

泊発電所 3号炉審査資料	
資料番号	SAE723 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



## 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

### 7.2.3.1 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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」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、AEW、AEI、SEI、SLW、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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、LOCA時にECCS注水機能，格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能喪失が重畳して，溶融炉心と原子炉容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ，発生するエネルギーが大きい場合には，構造物が破壊され，原子炉格納容器の破損に至る。

溶融燃料－冷却材相互作用のうち，水蒸気爆発は，原子炉容器から落下する溶融炉心が細粒化して水中に分散する際に蒸気膜を形成し，この蒸気膜が何らかの外乱が加わることによって崩壊し，周囲に瞬時に拡大・伝播することに伴い大きなエネルギーが発生する現象である。

細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜は安定性があり，何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいことが実験等の知見により得られており，実機においては，原子炉下部キャピティ水は準静的であり，外乱が加わる要素は考えにくい。また，これらの各種実験結果及びJASMINEを用いた原子炉格納容器破損確率評価等

を踏まえると、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さく、原子炉格納容器の破損には至らないと考えられる。

(添付資料7.2.3.1, 添付資料7.2.3.3)

また、水蒸気爆発とは別に、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な原子炉格納容器圧力の上昇が発生する。

上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇についてその影響を評価する。

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。

また、溶融炉心・コンクリート相互作用による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ため、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。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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」により原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、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、



溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイを整備する。

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。

また、溶融炉心・コンクリート相互作用による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。

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。

### 7.2.3.2 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、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点でより厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内への注水があり、原子炉格納容器内の冷却がない「\*\*W」が、圧力上昇が抑制されない観点からより厳しいと考えられる。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、格納容器スプレイ注入機能又は再循環機能が喪失する「AEW」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時に低圧再循環機能、格納容器スプレイ再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故
- ・大破断LOCA時に低圧再循環機能、格納容器スプレイ注入機能及び高圧再循環機能が喪失する事故
- ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・大破断LOCA時に蓄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
- ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・大破断LOCA時に低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時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・中破断LOCA時に高圧再循環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時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・中破断LOCA時に蓄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時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機



### 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、破断規模が大きく原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、炉心損傷を早める観点から低圧注入機能の喪失を想定し、また、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を想定し、さらに、炉心損傷を早め、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるように高圧注入機能の喪失を考慮した「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再循環機能が喪失する事故」である。

また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイによる注水は考慮せず、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による注水を想定する。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は、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。

なお、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を用いた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も考慮する。

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、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材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
- ・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、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、初期条件も含めた解析条件を第7.2.3.1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) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径

計装用案内管の径と同等とする。

#### (b) エントレインメント係数

Ricou-Spaldingモデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。



### (c) 溶融炉心と水の伝熱面積

原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の粒子径の最確値より算出された面積とする。

### (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。原子炉容器外の溶融燃料－冷却材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格納容器圧力及び温度の原子炉格納容器パラメータの変化を「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.8図から第7.2.1.1.11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し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。その後、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、事象発生から24時間後に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を開始することで、原子炉格納容器圧力は事象発生から約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は約49時間後に低下に転じる。

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力及び温度は第7.2.1.1.10図及び第7.2.1.1.11図に示すとおり，溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により，圧力上昇は見られるものの，熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。

「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)，(7)及び(8)に示す評価項目，並びに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維持については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが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。

7.2.3.3 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，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，実機においては水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられることから，その後の原子炉格納容器圧力



の上昇に対して、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により、原子炉格納容器圧力を低減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及び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に差異がある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開始操作とする。

なお、これまでのFCI実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件の下で実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確認されていないことから、実機条件においては原子炉格納容器の破損に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。

#### (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

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に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、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、原子炉容器破損時間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。

#### 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、その影響はわずかであり、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。

原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、

不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、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、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、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、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容器外における溶融燃料－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、原子炉格納容器圧力の上昇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。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスの解析条件の不確かさの影響評価については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(3) 操作時間余裕の把握

本評価事故シーケンスの操作時間余裕の把握については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(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、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、原子炉下部キャピ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7.2.3.2)

#### 7.2.3.4 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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」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。

#### 7.2.3.5 結論

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、LOCA時にECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、溶融炉心と原子炉容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じる。その結果、発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損に至ることが特徴である。実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力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を整備している。

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」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再循環機能が喪失する事故」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による注水、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、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇の抑制及び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、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではなく、評価項目を満足している。

また、原子炉格納容器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、並びに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維持については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、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」、溶融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。

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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。



第 7.2.3.1 表 「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」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) (1/3)

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°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。
	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。
	原子炉格納容器 自由体積	65, 500m <sup>3</sup>	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。

第 7.2.3.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」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) (2/3)

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	炉心損傷を早め、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までの時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる条件として、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。
重大事故等対策に 関連する機器条件	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)	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。	



第 7.2.3.1 表 「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」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 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に 関連する機器条件	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。
	原子炉容器破損時のデブリ ジェットの初期落下径	計装用案内管の径と同等	複数の破損形態のうち, 最も早く判定される計装用案内管溶接部破損に おける破損口径を設定。
	エントレインメント係数	Ricou-Spalding モデルにおける エントレインメント係数の最確値	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチ マーク解析において検討された推奨範囲の最確値を設定。
	溶融炉心と水の 伝熱面積	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材 相互作用の大規模実験のベンチマ ーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチ マーク解析において検討された粒子径ファクタの推奨範囲の最確値に基 づき設定。
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の開始に伴い停止。
	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。

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAE723H 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 1 0 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

## 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

1. 原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用により発生する事象について

原子炉容器外での溶融燃料－冷却材相互作用（以下、「FCI」という。）は、高温の溶融炉心が原子炉容器破損口から放出され、原子炉下部キャビティに留まっている冷却材中に落下することにより、水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇または水蒸気爆発が生じる事象である。

水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇については、原子炉格納容器の急激な圧力上昇に寄与する可能性があるが、MAAP\*<sup>1</sup>を用いた解析では、溶融炉心が分裂・粒子化し、水中に落下した際の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。（図1、図2）

水蒸気爆発事象については、分散した溶融炉心が膜沸騰状態の蒸気膜に覆われた状態で冷却材との混合状態となり【初期粗混合】、さらに膜沸騰が不安定化して蒸気膜が局所的に崩壊（トリガリング）した結果、溶融炉心と冷却材との液－液直接接触により急激な伝熱が行われる【蒸気膜崩壊と液－液直接接触】。そのため、急激な蒸発が起これ、その過程において溶融炉心が微粒化し、新たな液－液接触による急速な伝熱により一気に水蒸気が発生し【微粒化と急速伝熱】、この現象が系全体に瞬時に拡大・伝播する【急速拡大と伝播】現象である。

水蒸気爆発が発生した場合には、衝撃波によって原子炉格納容器への機械的荷重が発生すると考えられるため、以下に水蒸気爆発の発生する可能性についてまとめる。

2. 水蒸気爆発が発生する可能性について

水蒸気爆発に関する大規模実験としては、これまでに実機において想定される溶融物（二酸化ウランと二酸化ジルコニウムの混合溶融物）を用いた実験として、FARO、KROTOS、COTELSが行われているが、これらのうちKROTOSの一部実験においてのみ、FCIから水蒸気爆発が生じる結果となっている。

これは溶融炉心が水中に落下中に容器の底から圧縮ガスを供給し、膜沸騰を強制的に不安定化（外部トリガー）させることで、実機で起こるとは考えられない条件を模擬した結果であるが、機械的エネルギーへの変換効率は最大でも0.05%程度であり大規模な水蒸気爆発には至っていない。また、外部トリガーを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されている。（添付1参照）

近年、韓国原子力研究所で実施された水蒸気爆発実験のうち実機模擬溶融物を用いたTROI実験の中でNo. 10, 12, 13及び14実験において、外部トリガー



がない条件で水蒸気爆発が観測された例がある。しかし、当該実験では溶融物の過熱度が実機想定（300K程度）よりも高く、溶融物が冷却材中に落下した後も表面固化しにくくなるため、液液直接接触が生じ易い状況となり、外部トリガーがなくても水蒸気爆発が発生したものと考察される。他に実機模擬溶融物を用いた実験の中で水蒸気爆発が観測された例は何れも外部トリガーがある条件で実施されたものである。また、水蒸気爆発が生じた場合の機械的エネルギー変換率は、外部トリガーなしとなるNo. 13で約0.4%、外部トリガーがある場合でも0.7%未満であり、KROTOS実験の例よりは大きくなるが、1%を下回る小さいものである。

上述の通り、外部トリガーは溶融物の蒸気膜の崩壊（トリガリング）を促進し、水蒸気爆発を生じ易くする。添付表のうちKROTOS実験では、溶融物が冷却材と混合する供試体の底部に約150気圧のガスを放出する機構が設置されており（図3を参照）、これにより外部トリガーを与えており、幾つかの実験で水蒸気爆発が観測されている。TROI実験では、爆薬(PETN 1g)により外部トリガーを与える機構となっている（図4を参照）。一方、実機では、このような外部トリガーに相当する大きな衝撃等の発生は想定されない。

外部トリガー以外に水蒸気爆発挙動に影響を与える要素としては前述の溶融物過熱度に加え冷却水サブクール度がある。泊3号機の事故時の原子炉下部キャビティ冷却水のサブクール度は最大で約30Kとなるが、KROTOS実験で外部トリガーがあるケースを見ると、溶融物温度が高いNo. 7を除き、水蒸気爆発が観測されるのは冷却水サブクール度が100K以上の場合に限られる。また、TROI 実験では、外部トリガーがない条件は全て冷却水サブクール度が100K以下となるが、水蒸気爆発に至っているケースは高過熱度条件に限られる。

（TROI No. 11, 23, 25, 26, 38のように高過熱度となるが水蒸気爆発に至っていないケースもある。）一方、外部トリガーがある条件では、TROI No. 35のように低過熱度/低サブクール度となるケースでも水蒸気爆発に至っている場合があることから、外部トリガーの有無が水蒸気爆発の支配的な要素となっているものと考えられる。

その他に近年実施された水蒸気爆発実験としてOECD/NEA/SERENA Phase2（以下、「SERENA2」という。）があり、KROTOS及びTROI装置を使用した実験と、その再現解析が行われた。両実験ともに外部トリガーを与え、共通の組成を用いた各6ケースの実験を行うことにより、過熱度、初期圧力、溶融物組成の効果だけでなく、空間幾何形状効果を含む知見を得ることを目的としている。その中で得られた主な知見は、 $UO_2 \cdot ZrO_2$ のみで構成される溶融物は、アルミナと比べて爆発エネルギーは小さいということであり、 $UO_2 \cdot ZrO_2$ のみで構成される溶融物でも $UO_2$ 割合が高い方がやや爆発エネルギーが大きかった

が、これはPhase1の結果と逆の傾向でありさらに考察が必要である。また、全ての観測された爆発の機械的エネルギー変換効率は、従来観測されていたエネルギー変換効率と同様に比較的小さい結果であった。これはUO<sub>2</sub>の密度が高いために熔融物の粒子径が小さくなり、固化が促進されて水蒸気爆発への寄与が小さくなったことと、粗混合段階のボイド率が上昇して爆発のエネルギーを低減したことによると推測されている。

以上のことから、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられ、原子炉格納容器の健全性に与える影響はないと考える。

以 上

\* 1 MAAPコードにおける熔融炉心と水の相互作用モデル

模擬熔融炉心を水中に落下させた実験結果（粒子径、圧力等）をよく再現するように設定されたモデルで、熔融炉心の分散・粒子化、熔融炉心からの熱伝達による水の蒸発現象とそれに伴う格納容器圧力変化を模擬する。



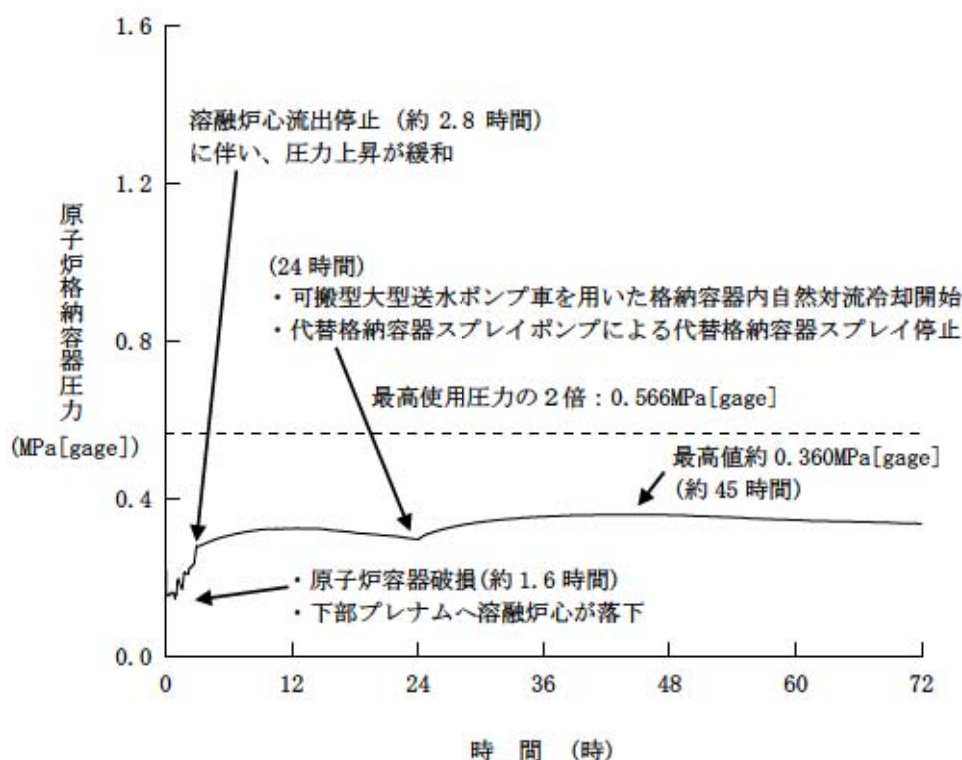


図 1 原子炉格納容器圧力の推移 (～72時間)

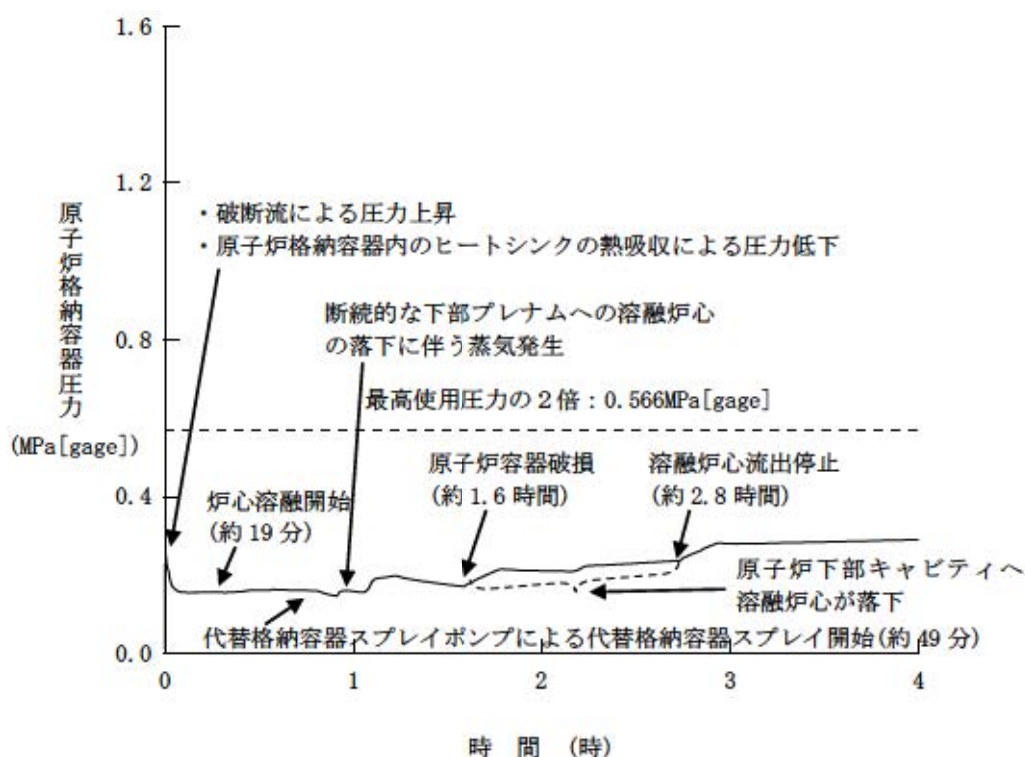


図 2 原子炉格納容器圧力の推移 (～4時間)

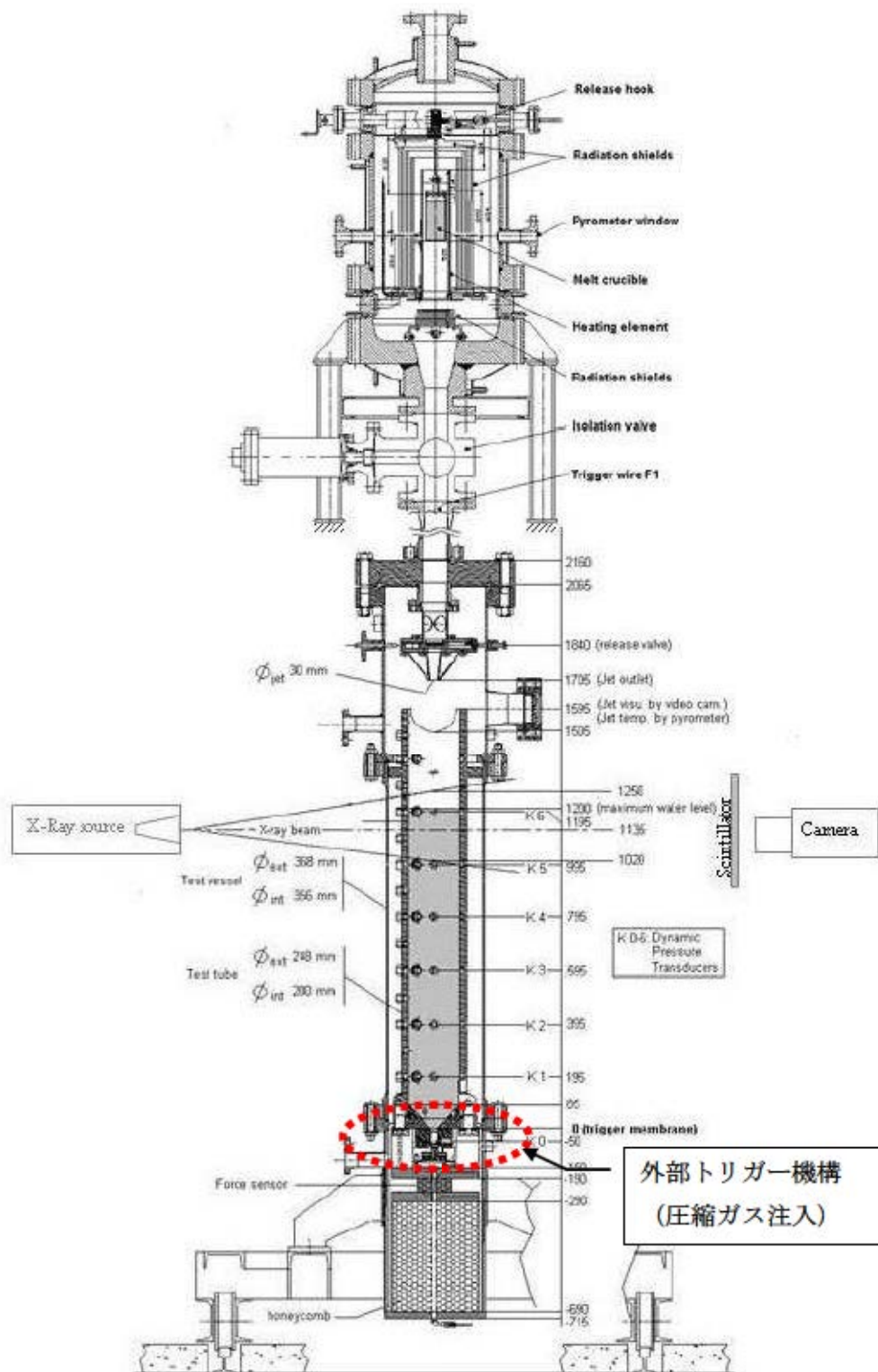


図3 KROTOS実験装置



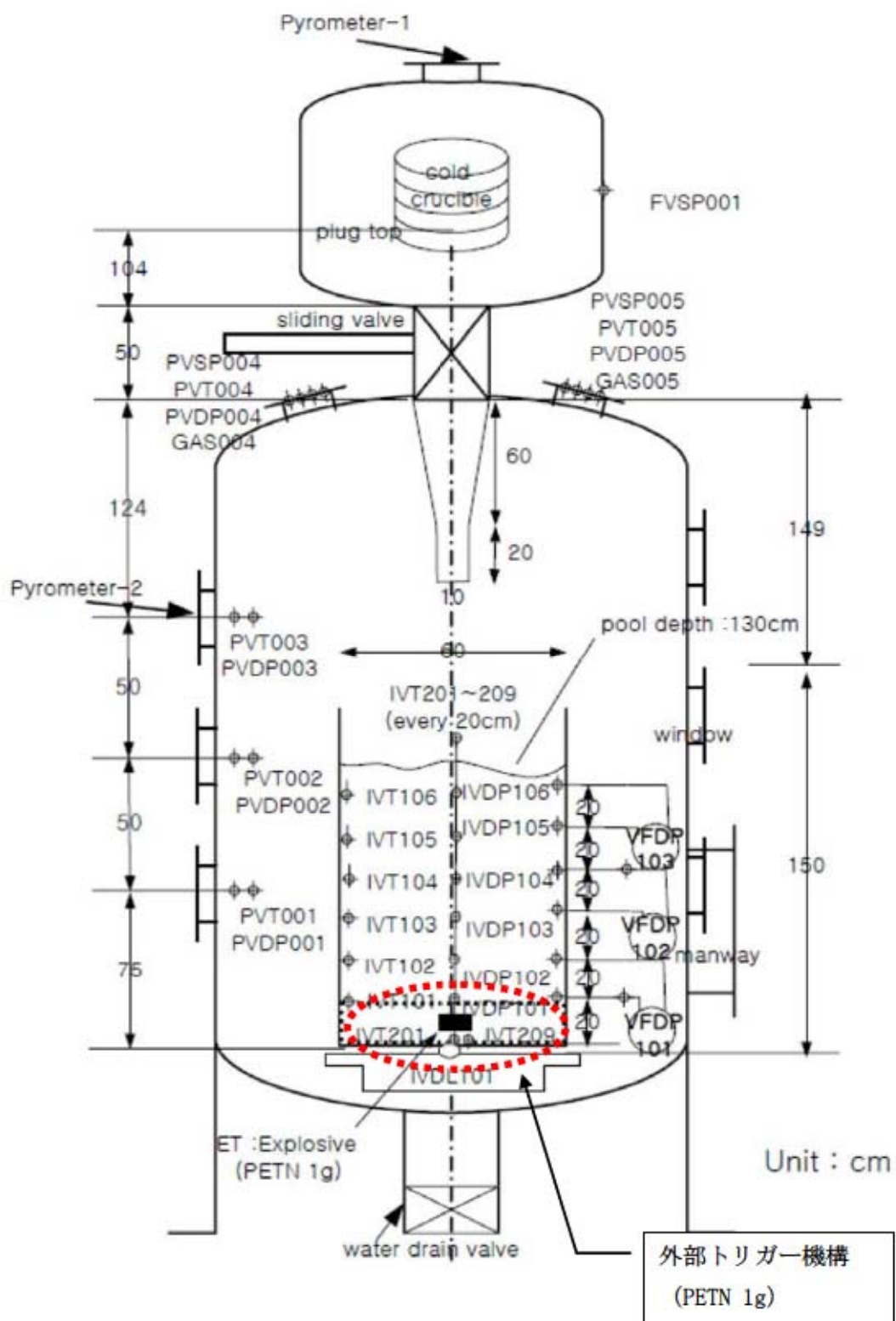


図4 TROI No. 51実験装置

FCIに関する大規模実験結果（実機想定での溶融物を模擬）

実験	実験 ID	溶融物タイプ	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	コア温度 K	外部トリガーの有無	水蒸気爆発発生の有無	機械的エネルギーへの変換効率 (%)
FARO	1	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	18.00	2923	83	0	—	—	—
	2	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	44.00	3023	183	12	—	—	—
	3	77%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub> +4%Zr	0.77	151.00	2823	0	2	—	—	—
	4	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	125.00	3123	283	0	—	—	—
	5	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	157.00	3073	233	1	—	—	—
	6	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	96.00	3173	333	0	—	—	—
	7	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	176.00	3023	183	0	—	—	—
	8	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	129.00	3023	183	1	—	—	—
	9	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	175.00	3052	212	1	—	—	—
	10	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	39.00	3070	230	97	—	—	—
	11	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	92.00	2990	150	104	—	—	—
	12	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	100.00	3070	230	124	—	—	—
KROTOS	1	81%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub>	0.81	3.03	3063	223	22	—	—	—
	2	81%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub>	0.81	3.20	3063	223	75	—	—	—
	3	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	0.79	3.10	3023	183	10	○	—	—
	4	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	0.79	3.03	3025	185	79	○	—	—
	5	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	0.79	3.22	3018	178	77	○	—	—
	6	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	3.09	3105	265	4	○	—	—
	7	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	0.79	5.05	3088	248	83	○	○	0.04
	8	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	5.15	3023	183	82	○	—	0.01
	9	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	2.62	3023	183	102	○	○	0.02
	10	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	2.62	3023	183	123	○	○	0.05
COTELS	1	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	56.30	3050	210	0	—	—	—
	2	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	27.00	3050	210	8	—	—	—
	3	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	55.40	3050	210	12	—	—	—
	4	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	53.10	3050	210	21	—	—	—
	5	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	47.70	3050	210	24	—	—	—
	6	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	57.10	3050	210	0	—	—	—
	7	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	55.00	3050	210	21	—	—	—
	8	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	53.00	3050	210	86	—	—	—



実験	実験 ID	溶融物タイプ	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	サブクール度 K	外部トリガーの有無	水蒸気爆発 発生の有無	機械的エネルギー への変換効率 (%)	参考 文献
TROI <sup>注</sup>	9	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	4.3	3200	389	77	—	—	—	(1)
	10	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	8.7	3800	989	75	—	○	—	(1)
	11	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	9.185	3800	989	77	—	—	—	(1)
	12	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	8.4	3800	989	80	—	○	—	(1)
	13	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	7.735	3500	689	81	—	○	0.4	(1)
	14	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	6.545	3200~4000	389~1189	88	—	○	—	(1)
	21	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	7.32	3000	167	75	—	—	—	(2)
	22	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	9.91	2900	67	76	—	—	—	(2)
	23	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	10.385	3600	767	80	—	—	—	(2)
	25	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	9.005	3500	689	86	—	—	—	(2)
	26	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	12.31	3300	467	90	—	—	—	(2)
	34	70%UO <sub>2</sub> +29%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	10.52	3670	859	32	○	○	0.63	(3)
	35	70%UO <sub>2</sub> +29%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	19.93	2990	179	39	○	○	0.21	(3)
	36	70%UO <sub>2</sub> +29%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	5.26	3510	699	68	○	○	0.5	(3)
	37	80%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.8	8.13	3380	547	60	○	○	0.01	(3)
	38	79%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.79	5.325	3650	817	85	—	—	—	(4)
	39	79%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.79	3.405	3730	897	88	○	—	—	(4)
	40	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	11.1	3000	189	86	—	—	—	(5)
	43	63%UO <sub>2</sub> +27%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.63	10.22	2860	—	77	—	—	—	(6)
	44	63%UO <sub>2</sub> +27%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.63	10.77	2880	—	78	○	—	—	(6)
	46	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	11.734	3590	779	86	○	○	—	(7)
	47	63%UO <sub>2</sub> +27%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.63	10.736	3030	—	79	—	—	—	(7)
48	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	13.042	3620	809	38	—	—	—	(7)	
51	62.8%UO <sub>2</sub> +13.5%ZrO <sub>2</sub> +12.6%Zr+11.1%SS	0.628	6.309	3420	—	79	○	○	—	(8)	
52	61%UO <sub>2</sub> +16%ZrO <sub>2</sub> +12.2%Zr+10.8%SS	0.61	8.604	2650	—	88	○	—	—	(8)	

※ No. 13 及び 14 の溶融物温度は 2600K 及び 3000K との記載もあるが、参考文献(1)考察より、温度計測の不確かさが大きいことから上記表の数値としている。過熱度は、MATPRO より UO<sub>2</sub>:ZrO<sub>2</sub>=70:30 の場合で 2811K、UO<sub>2</sub>:ZrO<sub>2</sub>=80:20 の場合で 2833K として評価。

- (1) J. H. Song et al. Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> Mixture, Nuclear Engineering, Vol. 222, 2003.
- (2) J. H. Kim et al., The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, ICAPP'04, 2004.
- (3) J. H. Kim et al., Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nuclear Technology, Vol. 158, 2007.
- (4) J. H. Kim et al., Triggered Steam Explosions in a Narrow Interaction Vessel in the TROI Facility, KNS, 2005.
- (5) V. Tyrpekl, Material Effect in the Fuel Coolant Interaction Structural Analysis Characterization and Solidification Mechanism, Dr. Thesis, Université de Strasbourg, 2012.
- (6) J. H. Kim et al., Steam Explosion Experiments with Iron-Added Corium in the TROI Facility, KNS, 2006.
- (7) J. H. Kim et al., Steam Explosion Experiments using Nuclear Reactor Materials in the TROI Facility, Heat Transfer Engineering, Vol. 25, 2008.
- (8) J. H. Kim et al., Steam Explosion Experiments using Partially Oxidized Corium, J. Mechanical Science and Technology, Vol. 22, 2008.

実験	実験 ID	溶融物タイプ	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物 質量kg	溶融物 温度K	溶融物 過熱度K	炉内温度 K	外部トリプルの有無	水蒸気爆発の有無	機械的エネルギー への変換効率(%)
SERENA (TROI/ KROTOS)	TS-1	73.4%UO <sub>2</sub> +26.6%ZrO <sub>2</sub>	0.734	15.4	~3000	145	115.9	○	○	0.12
	TS-2	68.0%UO <sub>2</sub> +32.0%ZrO <sub>2</sub>	0.680	12.5	3063	228	61.7	○	○	0.28
	TS-3	71.0%UO <sub>2</sub> +29.0%ZrO <sub>2</sub>	0.710	15.9	3107	272	65.1	○	○	0.22
	TS-4	81.0%UO <sub>2</sub> +19.0%ZrO <sub>2</sub>	0.810	14.3	3011	171	64.0	○	○	0.35
	TS-5	76.0%UO <sub>2</sub> +18.3%ZrO <sub>2</sub> +5.0%Zr+0.7%U	0.760	17.9	2940	140	57.7	○	—	0.06
	TS-6	73.3%UO <sub>2</sub> +18.5%ZrO <sub>2</sub> +4.9%Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> +3.3%FP	0.733	9.3	2910	239	56.9	○	○	0.66
	KS-1	70.0%UO <sub>2</sub> +30.0%ZrO <sub>2</sub>	0.700	2.4	2969	109	118	○	○	0.10
	KS-2	70.0%UO <sub>2</sub> +30.0%ZrO <sub>2</sub>	0.700	3.9	3049	189	60	○	○	0.08
	KS-3	70.0%UO <sub>2</sub> +30.0%ZrO <sub>2</sub>	0.700	0.8	2850	—	—	○	—(注1)	—(注1)
	KS-4	80.0%UO <sub>2</sub> +20.0%ZrO <sub>2</sub>	0.800	2.3	2958	38	62	○	○	0.18
	KS-5	80.1%UO <sub>2</sub> +11.4%ZrO <sub>2</sub> +8.5%Zr	0.801	1.7	2864	64	67	○	—(注2)	—(注2)
KS-6	73.0%UO <sub>2</sub> +20.4%ZrO <sub>2</sub> +4.1%Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> +2.5%FP	0.730	1.7	2853	182	54	○	○	~0	

(注1) 実験失敗

(注2) 計測失敗



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)

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（1/2）

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)  燃料被覆管変形	<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、その影響はわずかであり、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。
	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					
原子炉格納容器	区画間の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	<p>○HDR実験解析及びCSTF実験解析より以下を確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器内温度：十数℃程度高めに評価</li> <li>・原子炉格納容器圧力：1割程度高めに評価</li> <li>・非凝縮性ガス濃度：適正に評価</li> </ul> <p>○なお、HDR実験は、縦長原子炉格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内PWRの場合、上記の不確かさは小さくなる方向。</p>	原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、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に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	区画間の流動 (液体)				
	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となるパラメータに与える影響にて確認。



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(2/2)

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、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、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。
	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、原子炉容器破損時間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、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、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、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。
	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、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。
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉容器外 FCI (熔融炉心細粒化、デ ブリ粒子熱伝達)	熔融炉心挙動モデル (原子炉下部キャピ ティでの熔融炉心挙 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熔融燃料-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により生じる圧カ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容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの熔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、原子炉容器外の熔融燃料-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、原子炉容器外の熔融燃料-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における熔融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの熔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、原子炉格納容器圧力の上昇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、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、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、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、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、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、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、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、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、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、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 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、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、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
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が、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、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ことから、評価項目となるパラメータに対して余裕は大きくなる。
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、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対して余裕は大きくなる。
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7.2.3.2-4

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。	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、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。	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） その結果、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、溶融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はわずかであり、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	炉心損傷を早め、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までの時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる条件として、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。		
	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。	最確条件の原子炉トリップ信号設定値を用いた場合、解析条件で設定している原子炉トリップ時間より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。	最確条件の原子炉トリップ信号設定値を用いた場合、解析条件で設定している原子炉トリップ時間より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。	最確条件のタービン動補助給水ポンプの条件を用いた場合、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り、炉心損傷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。	最確条件のタービン動補助給水ポンプの条件を用いた場合、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へのエネルギー放出が小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、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	4.04MPa[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。	最確条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入のタイミングが早くなり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。	原子炉格納容器圧力の最高値は約45時間後であり、初期の注入のタイミングが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
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)	約30.0m <sup>3</sup> (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小保有水量を設定。	最確条件の蓄圧タンク保有水量を用いた場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、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。	原子炉格納容器圧力の最高値は約45時間後であり、初期の注入量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
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。格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確条件とした場合の感度解析の結果、事象発生の24時間後に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が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなることを確認した。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、除熱性能が低下するため、水素濃度を考慮した場合の感度解析の結果、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。
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を期待しないことで、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、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を期待しないことで、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、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、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	原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径	計装用案内管の径と同等	計装用案内管の径と同等	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損における破損口径を設定。	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。
	エントレインメント係数	Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値	Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲の最確値を設定。	
	溶融炉心と水の伝熱面積	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験のベンチマーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験のベンチマーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された粒子径ファクタの推奨範囲の最確値に基づき設定。	

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（1/2）

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						
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 操作条件	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ポンプによる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開始操作は、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。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は、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。操作開始が早くなった場合は代替格納容器スプレイの継続時間が長くなることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	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操作時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生の約49分後であるのに対し、事象発生の60分後に開始する場合の感度解析を実施した結果、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から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)



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（2/2）

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	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	事象発生後の24時間後	事象発生後の22時間後	パラメータを起点に開始する操作でないことから影響はない。	パラメータを起点に開始する操作でないことから影響はない。	格納容器内自然対流冷却の開始操作は、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。	格納容器内自然対流冷却の開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器圧力は高く推移するが、「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、より炉心崩壊熱の高い事象発生後の約4時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	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解析上の開始時間は事象発生後の24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。可搬型大型送水ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,100m <sup>3</sup> 以下であれば、格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が6,100m <sup>3</sup> に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、17時間以上の操作時間余裕があることを確認した。  (添付資料7.2.1.1.22)
	アニュラス空気浄化設備のダンパへの空気供給操作	事象発生後の60分後	事象発生後の55分後	パラメータを起点に開始する操作でないことから影響はない。	パラメータを起点に開始する操作でないことから影響はない。	アニュラス空気浄化設備の起動操作は、中央制御室及び現地での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、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。	アニュラス空気浄化設備のダンパへの空気供給および手動操作が早くなる場合、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射エネルギーが減少する。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	アニュラス空気浄化設備の起動操作は、解析上のCs-137の総放出量が約5.1TBqであり、10分～20分の操作遅れに対して放出放射エネルギーは約10%～30%の増加に留まることから、100TBqに対して余裕を確保できるため、80分以上の操作時間余裕があることを確認した。



## JASMINE による格納容器破損確率の評価について

炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率については、JAEA において、JASMINE<sup>\*1</sup>を用いて水蒸気爆発が発生したという条件における格納容器破損確率が評価されている。<sup>1</sup>

これについて、初めに、炉外水蒸気爆発の起こりやすさの観点で整理する。本解析では水蒸気爆発を起こしやすくするため、爆発の規模が最も大きくなり得る時刻、即ち粗混合融体質量が最初のピークをとる時刻に恣意的に水蒸気爆発が起きる外乱（以下、「トリガリング」という。）を与えている。

これは、爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く、ボイド発生とそれによる圧力の減衰が低い条件であることから、爆発の強度が大きくなりやすい条件となっているが、実機では原子炉下部キャビティ水は準静的であり、トリガリングとなり得る要素は考えにくい。

次に水蒸気爆発が起こったときの影響の観点で整理する。以下の論文の中で、原子炉格納容器のフラジリティ分布<sup>\*2</sup>については、格納容器破損確率が有意なレベルに達するのは 200MJ 以上の領域となる。また、JASMINE におけるランダムサンプリング解析結果によれば、融体ジェット直径<sup>\*3</sup>の分布として 0.1m~1m の一様分布を仮定しており、0.9m を超える場合に、流体の運動エネルギーが 200MJ を超える結果となっている。これに対して実機解析では、融体ジェット口径は約 0.5m であることから、流体の運動エネルギーは 200MJ 以下と考えられ、この結果フラジリティカーブと重ならず、格納容器破損確率は十分低くなる。

フラジリティの設定についても原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合に即、原子炉格納容器破損に至るという簡易的な取扱いとしている。これに対して実機では、原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合でも、遮蔽壁構造物以外の原子炉格納容器内構造物でエネルギーが吸収できるため、即時に原子炉格納容器破損に至らないと考えられる。

以上のとおり、トリガリングの付与、流体の運動エネルギーの大きめな評価及びフラジリティの簡易的な取扱いをした場合の条件付確率として、PWR に対する評価結果として  $6.8 \times 10^{-2}$ （平均値）が算出されている。実機では、トリガリングとなりうる要素は考えにくいこと、融体ジェット口径が約 0.5m であること、遮蔽壁構造物以外の構造物で吸収できるエネルギーがあることから、格



納容器破損確率は本評価結果より十分低い値になると考えられる。

※1 旧日本原子力研究所で開発した水蒸気爆発解析コード

※2 構造物の耐力の確率分布であり，耐力を超過する負荷により破損に至る仮定としている。

※3 炉心溶融後に原子炉容器が破損し，溶融炉心が原子炉容器破損口から流出する際の溶融炉心ジェットの直径

---

<sup>i</sup> JAEA-Research 2007-072 「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」2007年8月