

資料 1 - 4 - 5

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAE723 r. 6. 0
提出年月日	令和5年3月16日

泊発電所 3 号炉
重大事故等対策の有効性評価

7. 2. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

令和 5 年 3 月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

目次

- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
 - 7.2. 重大事故
 - 7.2.3. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

添付資料 目次

- 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

7.2.3 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プラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，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の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，溶融炉心と原子炉容器外の水が接触して一時的な原子炉格納容器圧力の急上昇が生じ，このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については，これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は，溶融炉心が水中に落下し，細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し，そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に，瞬時の圧力伝播を生じ，大きなエネルギーを発生させる事象である。

細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり，何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。原子炉下部キャビティ水は準静的であり，

外乱が加わる要素は考えにくい。このことから、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。

(添付資料7.2.3.1, 7.2.3.3)

また、水蒸気爆発とは別に、溶融炉心から1次冷却材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急激な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、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、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、溶融炉心の落下後は、代替格納容器スプレイによって溶融炉心を冷却するとともに、原子炉格納容器冷却を実施する。その後、格納容器内自然対流冷却によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

(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り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

プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、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プラント損傷状態は、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。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・大破断LOCA時に低圧再循環機能，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
- ・大破断LOCA時に低圧再循環機能，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
- ・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、中破断LOCAに比べ破断口径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、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、さらに、炉心損傷を早め、時間余裕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」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。

本評価事故シーケンスにおいて、原子炉压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であり、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シビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉格納容器圧力等の過渡応答を求める。

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、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。

(添付資料7.1.4.3, 7.2.1.1.4, 7.2.1.1.5)

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

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同じである。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図及び第7.2.1.1.5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7.2.1.1.9図から第7.2.1.1.12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。

(添付資料7.2.1.1.13)

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力及び温度は第7.2.1.1.11図及び第7.2.1.1.12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。

本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について、原子炉格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)、(3)、(4)、(7)及び(8)の評価項目、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している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(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している。

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及び操作時間余裕を評価するものとする。

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、ECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能が喪失して炉心損傷及び原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作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，並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導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操作開始の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，原子炉容器破損を操作開始の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、原子炉容器破損を操作開始の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、原子炉容器破損を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

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、原子炉下部キャビ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操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに

落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

(添付資料7.2.3.2)

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、重大事故等対策時に必要な要員は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「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の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と原子炉容器外の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に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。また，安定状態を維持できる。

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について確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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

以上のことから、代替格納容器スプレイポンプ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の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「原子炉压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) (1/3)

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

初期条件

第7.2.3.1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
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 ・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	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。 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。
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。
タービン動補給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始 80m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	タービン動補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。
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	タービン動補給水ポンプの設計値 115m ³ /h から、ミニフロー流量 35m ³ /h を除いた値により設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ (1 基当たり) (最低保有水量)	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。 炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保有水量を設定。

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) (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 ³ /h	設計上期待できる値として設定。
	格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 (100℃～約155℃, 約3.6MW～約6.5MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。
	原子炉格納容器内水素処理装置 及び 格納容器水素イグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。
	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。
	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	運転員等操作時間を考慮して設定。
	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	事象発生後の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	事象発生後の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。

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*¹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、急激な蒸発が起こり、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。

ただし、後述するように、水蒸気爆発に係る一般的な知見では、溶融物の過熱度が高く、冷却水のサブクール度が高いと水蒸気爆発が発生しやすいとされているが、各種実験において、PWRで想定される過熱度、冷却水条件では、水蒸気爆発の発生は観測されていない。加えて、これら実験で、外部トリガー等の外的な要因がなければ水蒸気爆発の発生は観測されていない。PWRに対するシビアアクシデント条件下では溶融物の過熱度は限定的であり、冷却水サブクール度は低くなる。かつ水蒸気爆発に寄与する外部トリガーが発生する可能性は極めて低いため、現実的には水蒸気爆発による格納容器への直接的な脅威は無いものと考えられる。

しかしながら、念のため仮に水蒸気爆発が起こったとしても、その影響が著しく小さいことを定量的に示す。

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ている。しかし、No. 10, 12, 13及び14実験はいずれも溶融物の過熱度が実機で想定されるもの（300K程度）よりも大幅に高い条件で行われたものである。溶融物の過熱度が高いと、溶融物表面の膜沸騰が安定化し、溶融物と水の直接接触が起こりにくくなる反面、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-液直接接触が生じやすい状況となる。TROI実験の結果は、後者の影響が水蒸気爆発発生に対して支配的であることを示すものであると考えられる。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、水蒸気爆発が観測されるのは冷却水サブクール度が80K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のSERENAプロジェクトがあり、Phase1では既存の実験に対する再現解析が、Phase2では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。Phase2での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_2 の密度が高いために溶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。

3. 水蒸気爆発の影響評価について

上述の通り、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るものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を実施した。

具体的には、別紙に示す通り、泊3号炉において原子炉下部キャビティにて溶融デブリを起爆源とした水蒸気爆発が発生した場合を想定し、その衝撃力に対する1次遮へい壁及びその周辺躯体の動的挙動を衝撃解析により把握するとともに、これらコンクリート構造物が損傷しないことを確認した。

以上

*1 MAAPコードにおける溶融炉心と水の相互作用モデル

模擬溶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、溶融炉心の分散・粒子化、溶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。

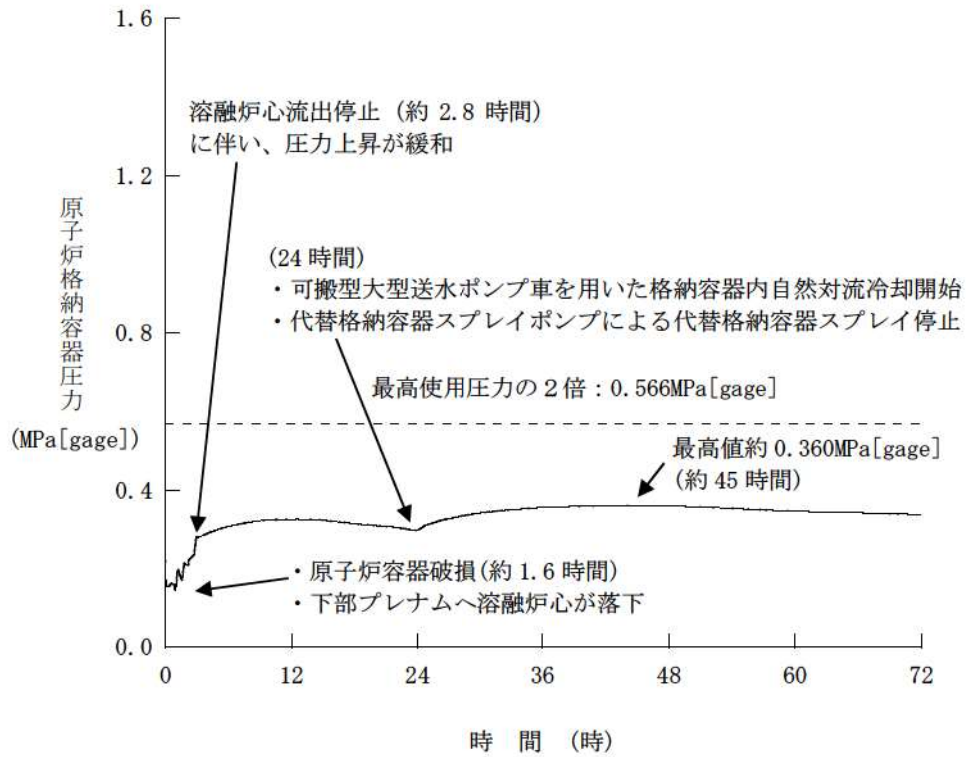


図 1 原子炉格納容器圧力の推移 (～72時間)

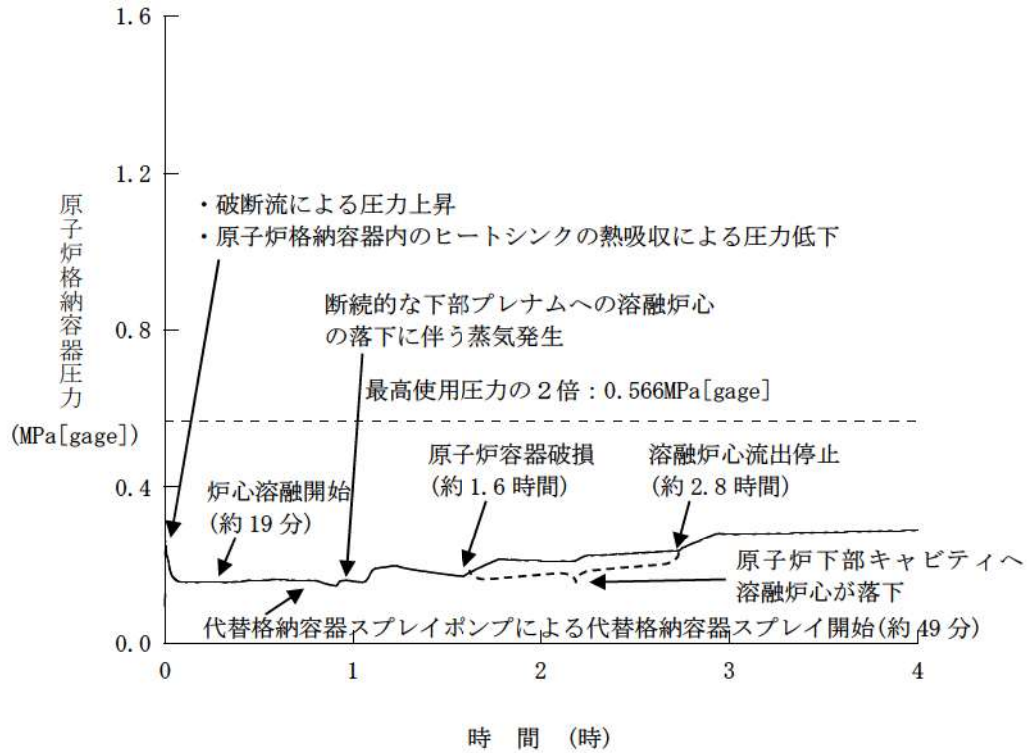


図 2 原子炉格納容器圧力の推移 (～4時間)

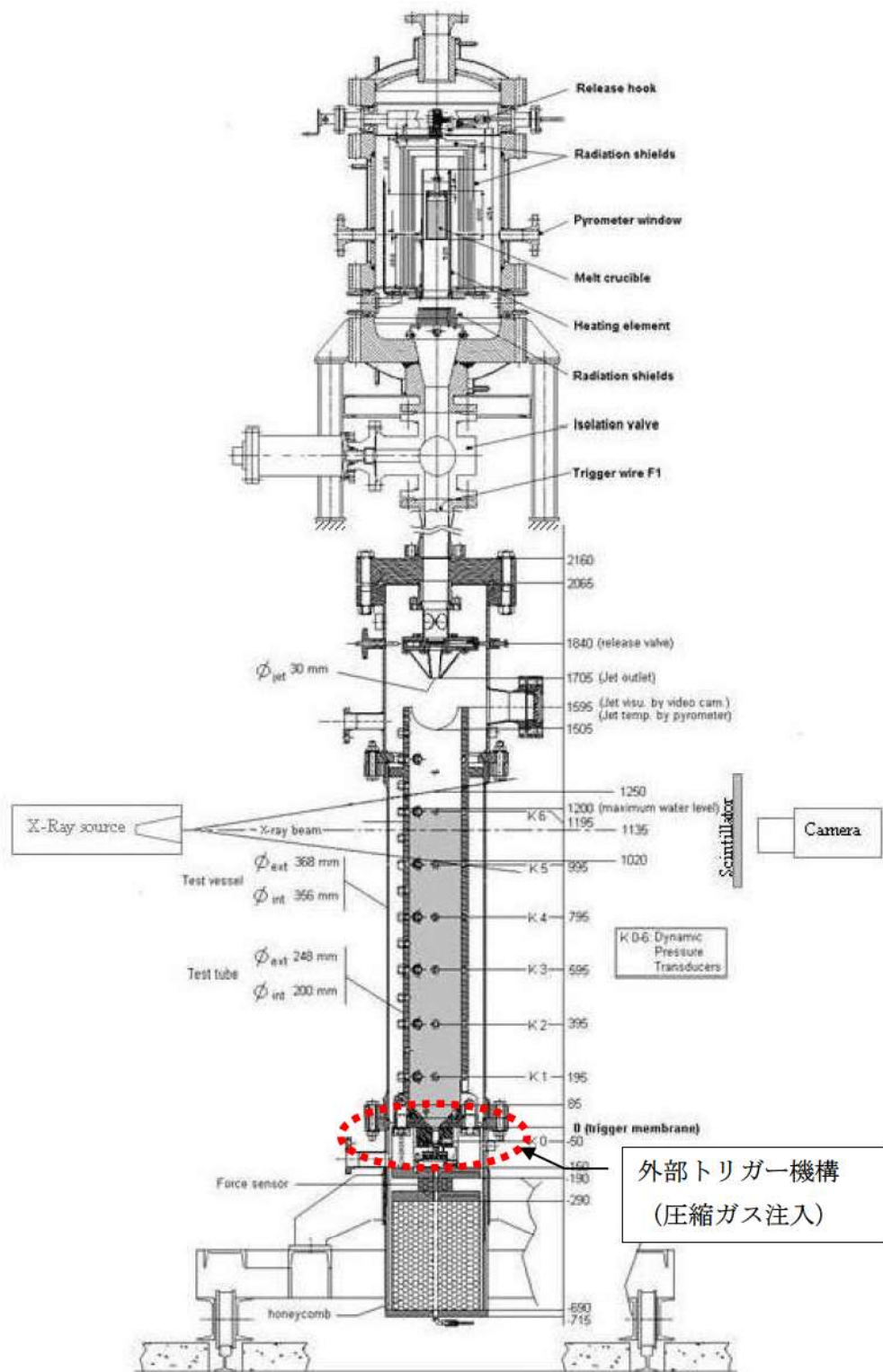


図3 KROTOS実験装置

添 7.2.3.1-5

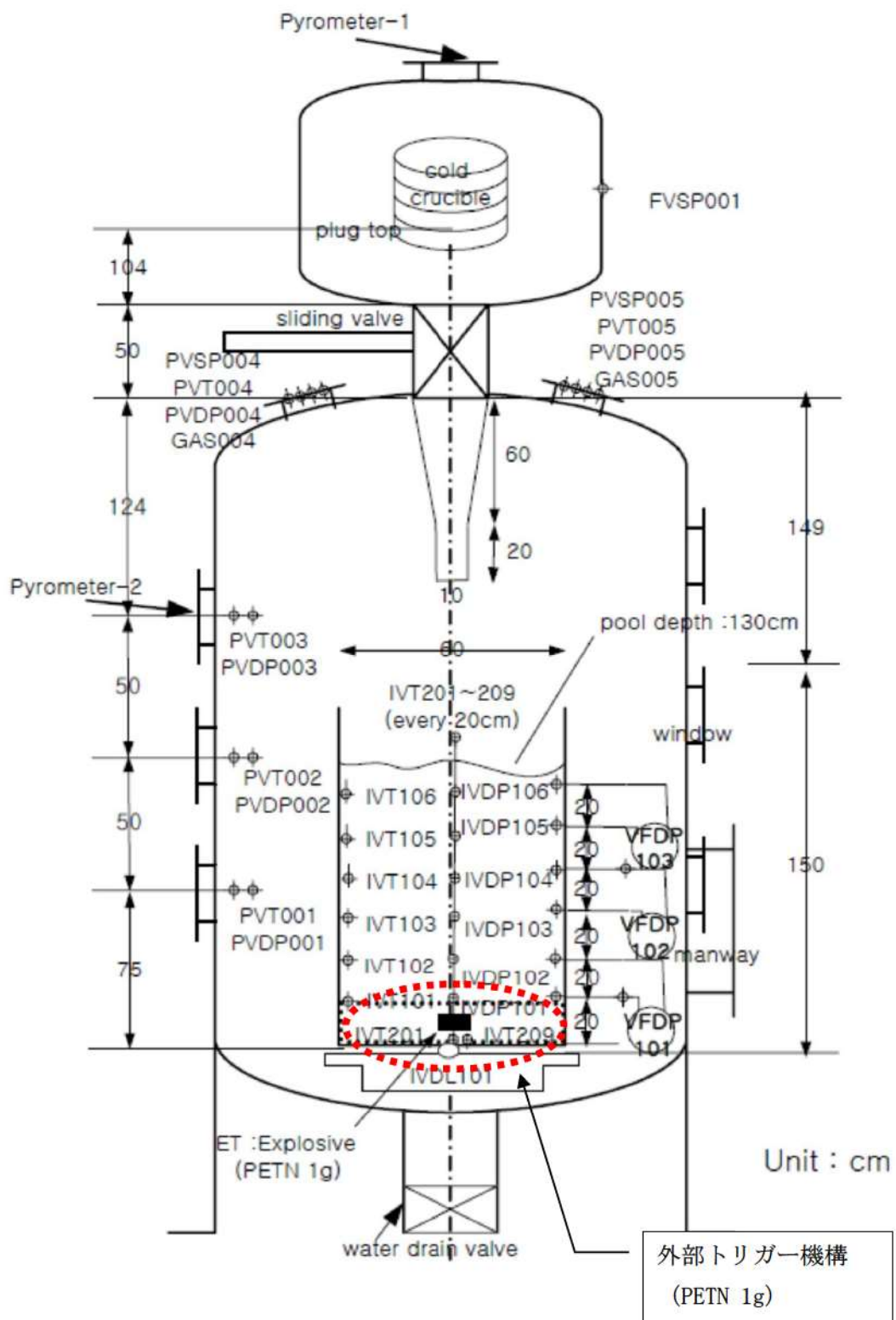


図4 TROI No. 51実験装置

添 7. 2. 3. 1-6

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 ID	溶融物タイプ	UO ₂ 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	サブクオリティ K	外部トリプ 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 ₂ +20%ZrO ₂	18.00	2923	83	0	-	-	-
	2	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	44.00	3023	183	12	-	-	-
	3	77%UO ₂ +19%ZrO ₂ +4%Zr	151.00	2823	0	2	-	-	-
	4	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	125.00	3123	283	0	-	-	-
	5	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	157.00	3073	233	1	-	-	-
	6	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	96.00	3173	333	0	-	-	-
	7	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	176.00	3023	183	0	-	-	-
	8	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	129.00	3023	183	1	-	-	-
	9	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	175.00	3052	212	1	-	-	-
	10	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	39.00	3070	230	97	-	-	-
	11	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	92.00	2990	150	104	-	-	-
	12	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	100.00	3070	230	124	-	-	-
KROTOS	1	81%UO ₂ +19%ZrO ₂	3.03	3063	223	22	-	-	-
	2	81%UO ₂ +19%ZrO ₂	3.20	3063	223	75	-	-	-
	3	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	3.10	3023	183	10	○	-	-
	4	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	3.03	3025	185	79	○	-	-
	5	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	3.22	3018	178	77	○	-	-
	6	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	3.09	3105	265	4	○	-	-
	7	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	5.05	3088	248	83	○	○	0.04
	8	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	5.15	3023	183	82	○	-	0.01
	9	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	2.62	3023	183	102	○	○	0.02
	10	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	2.62	3023	183	123	○	○	0.05
COTELIS	1	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	56.30	3050	210	0	-	-	-
	2	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	27.00	3050	210	8	-	-	-
	3	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	55.40	3050	210	12	-	-	-
	4	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	53.10	3050	210	21	-	-	-
	5	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	47.70	3050	210	24	-	-	-
	6	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	57.10	3050	210	0	-	-	-
	7	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	55.00	3050	210	21	-	-	-
	8	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	53.00	3050	210	86	-	-	-

実験	実験 ID	溶融物タイプ	UO ₂ 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	アップグレード 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*	9	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	4.3	3200	389	77	—	—	—	(1)
	10	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	8.7	3800	989	75	—	○	—	(1)
	11	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.69	9.185	3800	989	77	—	—	—	(1)
	12	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	8.4	3800	989	80	—	○	—	(1)
	13	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.69	7.735	3500	689	81	—	○	0.4	(1)
	14	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.69	6.545	3200~4000	389~1189	88	—	○	—	(1)
	21	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	7.32	3000	167	75	—	—	—	(2)
	22	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	9.91	2900	67	76	—	—	—	(2)
	23	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	10.385	3600	767	80	—	—	—	(2)
	25	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	9.005	3500	689	86	—	—	—	(2)
	26	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	12.31	3300	467	90	—	—	—	(2)
	34	70%UO ₂ +29%ZrO ₂ +1%Zr	0.7	10.52	3670	859	32	○	○	0.63	(3)
	35	70%UO ₂ +29%ZrO ₂ +1%Zr	0.7	19.93	2990	179	39	○	○	0.21	(3)
	36	70%UO ₂ +29%ZrO ₂ +1%Zr	0.7	5.26	3510	699	68	○	○	0.5	(3)
	37	80%UO ₂ +19%ZrO ₂ +1%Zr	0.8	8.13	3380	547	60	○	○	0.01	(3)
	38	79%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.79	5.325	3650	817	85	—	—	—	(4)
	39	79%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.79	3.405	3730	897	88	○	○	—	(4)
	40	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	11.1	3000	189	86	—	—	—	(5)
	43	63%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.22	2860	—	77	—	—	—	(6)
	44	63%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.77	2880	—	78	○	○	—	(6)
	46	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	11.734	3590	779	86	○	○	—	(7)
	47	63%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.736	3030	—	79	—	—	—	(7)
	48	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	13.042	3620	809	38	—	—	—	(7)
51	62.8%UO ₂ +13.5%ZrO ₂ +12.6%Zr+11.1%SS	0.628	6.309	3420	—	79	○	○	—	(8)	
52	61%UO ₂ +16%ZrO ₂ +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 UO₂:ZrO₂=70:30 の場合で 2811K、UO₂:ZrO₂=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 UO₂/ZrO₂ 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. Tytyekl, 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 ₂ 質量割合	溶融物 質量kg	溶融物 温度K	溶融物 過熱度K	サッケル度 K	外部リガ- 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 (TRO1/KROTOS)	TS-1	73.4%UO ₂ +26.6%ZrO ₂	0.734	15.4	~3000	145	115.9	○	○	0.12
	TS-2	68.0%UO ₂ +32.0%ZrO ₂	0.680	12.5	3063	228	61.7	○	○	0.28
	TS-3	71.0%UO ₂ +29.0%ZrO ₂	0.710	15.9	3107	272	65.1	○	○	0.22
	TS-4	81.0%UO ₂ +19.0%ZrO ₂	0.810	14.3	3011	171	64.0	○	○	0.35
	TS-5	76.0%UO ₂ +18.3%ZrO ₂ +5.0%Zr+0.7%U	0.760	17.9	2940	140	57.7	○	-	0.06
	TS-6	73.3%UO ₂ +18.5%ZrO ₂ +4.9%Fe ₂ O ₃ +3.3%FP	0.733	9.3	2910	239	56.9	○	○	0.66
	KS-1	70.0%UO ₂ +30.0%ZrO ₂	0.700	2.4	2969	109	118	○	○	0.10
	KS-2	70.0%UO ₂ +30.0%ZrO ₂	0.700	3.9	3049	189	60	○	○	0.08
	KS-3	70.0%UO ₂ +30.0%ZrO ₂	0.700	0.8	2850	-	-	○	- (注1)	-
	KS-4	80.0%UO ₂ +20.0%ZrO ₂	0.800	2.3	2958	38	62	○	○	0.18
	KS-5	80.1%UO ₂ +11.4%ZrO ₂ +8.5%Zr	0.801	1.7	2864	64	67	○	- (注2)	-
	KS-6	73.0%UO ₂ +20.4%ZrO ₂ +4.1%Fe ₂ O ₃ +2.5%FP	0.730	1.7	2853	182	54	○	○	~0

(注1) 実験失敗

(注2) 計測失敗

【参考】水蒸気爆発の影響評価について

1. 水蒸気爆発の影響評価の目的

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るものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を以下に示す。原子炉下部キャビティにて溶融デブリを起爆源とした水蒸気爆発が発生した場合を想定し、その衝撃力に対する1次遮へい壁及びその周辺躯体の動的挙動を衝撃解析により把握するとともに、これらコンクリート構造物が損傷しないことを確認する。

2. 水蒸気爆発の影響評価の流れ

水蒸気爆発の影響評価の流れを図1に示す。図1に示す通り、水蒸気爆発の影響評価においては、先ず、MAAPコードを用いた事故事象進展解析を行う。次に、MAAP解析の結果から出力された原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ室の状態量及び溶融炉心の物性値・放出挙動を初期条件として、JASMINEコードを用いた水蒸気爆発解析を実施する。その後、JASMINE解析の結果から出力された原子炉下部キャビティ壁の圧力履歴を境界条件としてLS-DYNAコードを用いた構造応答解析を実施する。

また、JASMINEコード及びLS-DYNAコードの概要を別添に示す。

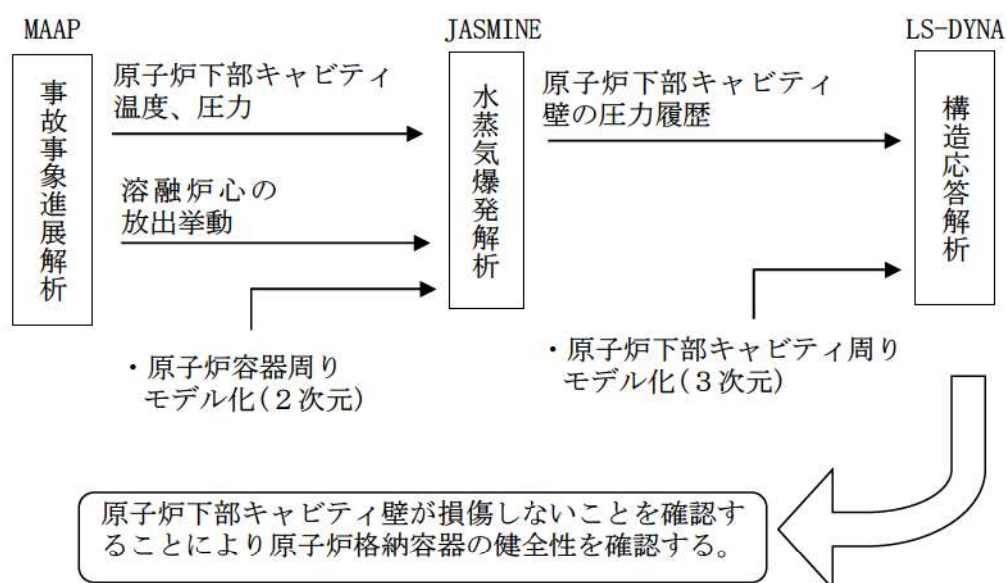


図1 水蒸気爆発の影響評価の流れ

3. 解析条件

3. 1 水蒸気爆発解析 (JASMINE)

水蒸気爆発の影響評価においては、原子炉容器から溶融炉心が落下する時間が早く炉心保有熱量が大きい場合、かつ、原子炉下部キャビティ水位が高く粗混合が促進される場合に評価結果が厳しくなる。その観点から、原子炉容器の破損が最も早くなる

「大 LOCA 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を選定したうえで、原子炉下部キャビティ水位を最も早く上昇させるよう格納容器スプレイの全台作動を条件として考慮する。表 1 に JASMINE 解析の主要解析条件を示す。

JASMINE の解析条件のうち、感度の大きいものとしてメルト放出口径が挙げられる。メルト放出口径が大きいと粗混合挙動に寄与するメルトの質量が増えることから、爆発過程での放出エネルギーが大きくなる傾向にあるが、本解析では放出口径を計装案内管口径 38mm に対し [] と設定しており、放出面積としては約 [] 倍を見込むこととなるため、大きな保守性を有している。

JASMINE にて原子炉下部キャビティ壁面での圧力（静圧及び動圧）を算出し、LS-DYNA による構造解析の壁面における圧力条件として付与する。

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表1 主要解析条件

No.	入力	値(定義)	単位	備考
1	初期圧力	[]	[Pa]	MAAP 解析結果に基づき設定。
2	プール水温		[K]	MAAP 解析結果に基づき設定。
3	落下メルト総重量	-	[kg]	
4	メルトジェット温度	[]	[K]	MAAP 解析結果に基づき設定。
5	メルト放出速度		[m/s]	MAAP 解析結果に基づき設定。
6	メルト放出口径		[m]	炉内計装案内管のノズル口径(約0.038m)から設定
7	プール水深		[m]	MAAP 解析結果に基づき設定。原子炉容器底部から原子炉下部キャビティ床面までの水深は約5m。
8	粗混合時液滴径		[m]	大規模 FCI 実験結果 (FARO、COTELS 等) の粒径分布から代表粒子径として設定。
9	爆発後粒子径	0.00005	[m]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
10	ブレイクアップ係数	1	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
11	液滴速度ファクタ	5	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
12	トリガリング位置	溶融炉心ジェットの先端	[-]	水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。
13	トリガリングタイミング	粗混合融体質量の最初のピークとなる時刻	[sec]	水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。
14	トリガ閾値	5×10^5	[Pa]	マニュアルによるトリガ圧力の設定範囲 500kPa-10MPa より、500kPa を設定。
15	フラグメンテーションモデル	Caracharios(1983)モデル	[-]	-
16	フラグメンテーション条件	粒子温度の平均が融点以上	[-]	-
17	フラグメンテーション係数	0.35	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
18	フラグメンテーション時間	0.003	[sec]	
19	蒸発に用いられるエネルギー割合	融体の寄与: 0.02 フラグメント放熱の寄与: 0.7	[-]	
20	フラグメンテーションにおけるボイド緩和係数	ボイド率 0.3~0.75 でカットオフ	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
21	トリガ点圧力	2×10^6	[Pa]	ピーク圧力よりも低くかつトリガ閾値圧力 500kPa よりも十分大きい圧力として設定
22	トリガ点ガス割合	粗混合解析結果の引継ぎ	[-]	トリガ気相割合は、粗混合解析結果に基づきトリガ発生時点でのトリガセルでの気相割合を設定。
23	トリガ点ガス温度	1000	[K]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。

文献 [1] : K.Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, July 2008.

[] 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。

3. 2 構造応答解析 (LS-DYNA)

水蒸気爆発が発生した場合の衝撃力に対する原子炉下部キャビティまわりの構造健全性を確認するために、1次遮へい壁及びその周辺躯体への水蒸気爆発による衝撃圧力に対する衝撃応答解析を実施する。解析モデルは、縦方向と横方向それぞれの断面積をピッチで除した等価板厚のシェル要素とした鉄筋を、コンクリートのソリッド要素とカップリングする構成とし、1次遮へい壁及び周辺躯体のコンクリートと鉄筋をモデル化する。材料構成則については、コンクリートには引張、圧縮の軟化挙動を含めた非線形材料特性を表現することが可能な KCC モデル*1 を、鉄筋にはバイリニア型の弾塑性モデルを適用する。コンクリート、鉄筋それぞれの材料特性及び応力ひずみ曲線を図1～2及び表2～3に示す。

また、JASMINE 解析による衝撃圧力時刻歴は、構造モデルの原子炉下部キャビティ壁側面に付加する。なお、トンネル部の高さに含まれる JASMINE 解析の圧力は入力範囲をトンネル部側面まで拡張する。図3に衝撃圧力の適用範囲を示す。

*1 : Karagozian & Case Concrete モデル (TR-11-36.5 USE AND VALIDATION OF THE RELEASE IIIK&C CONCRETE MATERIAL MODEL IN LS-DYNA)

表2 コンクリートの材料特性

項目	記号	単位	Fc24	Fc36	備考
質量密度	ρ	t/mm ³	2.35×10 ⁻⁹		鉄筋コンクリート構造計算規準による
圧縮強度	Fc	MPa	24	36	—
ポアソン比	ν	—	0.2		鉄筋コンクリート構造計算規準による
引張強度	σ_t	MPa	1.86	2.28	原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987に基づき設定 $0.38 \times \sqrt{F_c}$

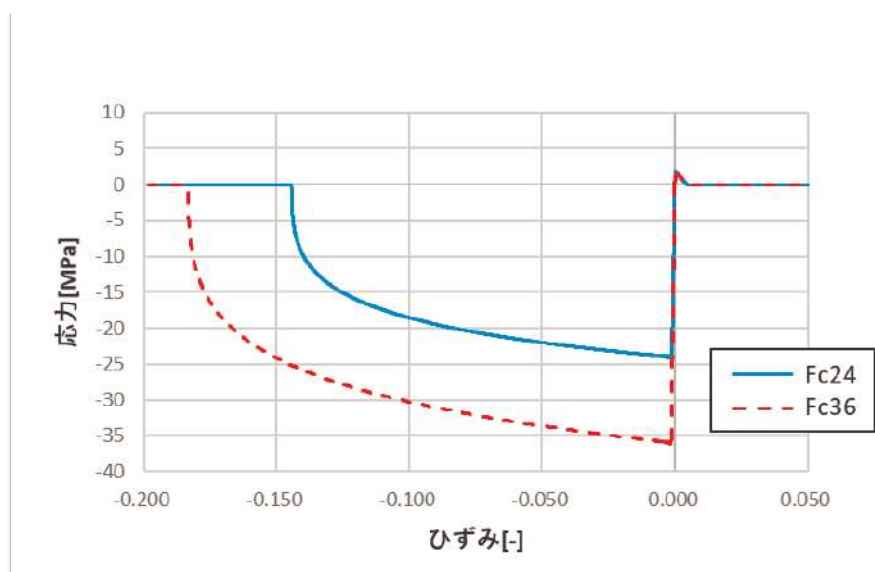


図1 コンクリートの応力ひずみ曲線

表 3 鉄筋の材料特性

項目	単位	SD345	SD390	備考
質量密度	t/mm ³	7.85×10 ⁻⁹		JIS G 3193 による
ヤング率	MPa	205000		鉄筋コンクリート構造計算規準による
ポアソン比	—	0.3		鋼構造設計規準による
降伏応力	MPa	345	390	JSME S NX3-2015*2 による
引張強度	MPa	490	560	JSME S NX3-2015*2 による
破断ひずみ	—	0.18 (D22) 0.15 (D38 以上)	0.17 (D29) 0.15 (D35) 0.13 (D38 以上)	JSME S NX3-2015*2 による
接線係数	MPa	1420 (D22) 1580 (D38 以上)	1700 (D29) 1840 (D35) 2010 (D38 以上)	—

*2：発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン
(PWR プレストレストコンクリート製格納容器編)

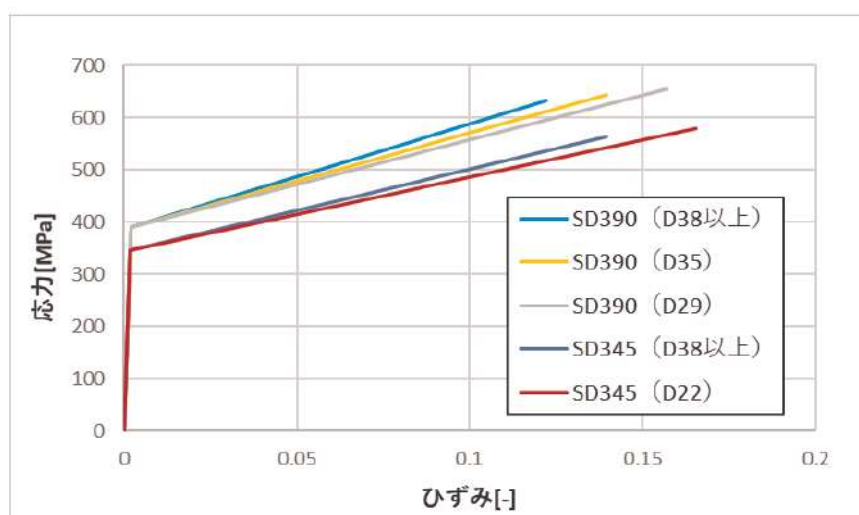


図 2 鉄筋の応力ひずみ曲線

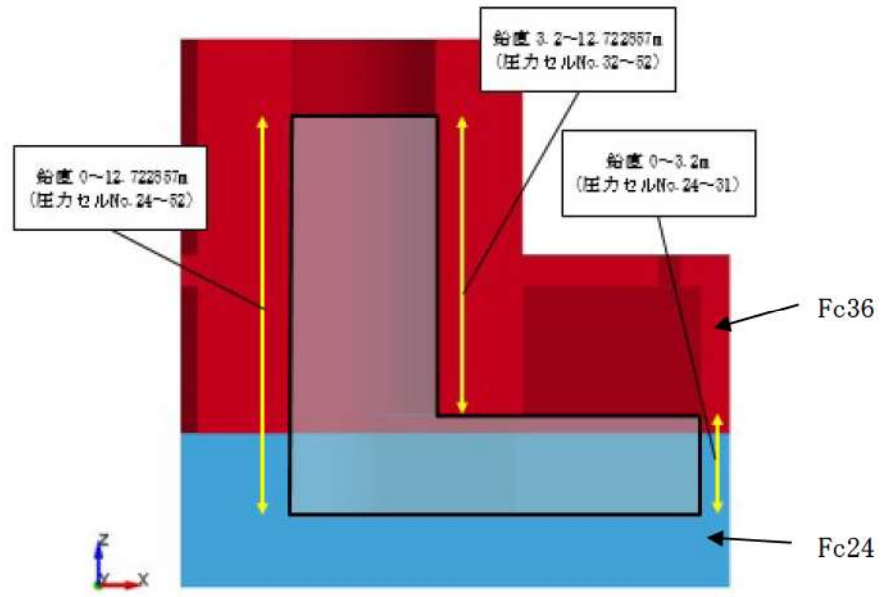


図3 衝撃圧力の適用範囲

4. 評価結果

4. 1 JASMINE 解析結果

JASMINE 解析結果を図4に示す。図4に示す通り、水蒸気爆発開始後、急速な伝熱、水蒸気発生、熔融炉心の細粒化に伴う衝撃波が生じ、領域内を伝播する。衝撃波が原子炉下部キャビティ壁面に到達することで圧力が加わり荷重が生じる。その後、衝撃波は構造物との反射を繰り返すことで原子炉下部キャビティ壁面に加わる圧力も徐々に減衰していく。

また、前述の通り（添付参照）、熔融物が保有している熱エネルギーから水蒸気爆発により機械的エネルギーに変換される割合（以下、「機械的エネルギー変換率」という）は1%未満であることが確認されており、比較的高い機械的エネルギー変換効率が得られた TROI TS6 でも 0.66%と報告されている。この機械的エネルギー変換率は、実験に使用した全熔融物の熱エネルギーに対して爆発により発生した機械的エネルギーの割合として評価されたものと考えられるが、これは粗混合過程と爆発過程の二つのプロセスが影響するパラメーターとして取り扱う必要がある。粗混合過程において生成される粗混合粒子量は、実験で使用する熔融物の質量に対して、熔融物の注入速度やプール水位等の実験条件が大きく影響する。一方、爆発過程は、粗混合粒子の細粒化から爆発的な伝熱挙動といった物理現象であることから、実験体系等の影響は比較的小さいと考えられる。そこで、機械的エネルギー変換効率を粗混合融体の持つエネルギーに対する割合として定義することによって、実験体系等の影響を小さくできると考えられ、かつ実験で得られた変換率よりも大きな数値が算出されることになる。

図2に示す JASMINE 解析結果に対して、上述の定義によって機械的エネルギー変換効率を算出すると、3.31%となった。過去の大規模実験結果と比べて十分に大きな機械的エネルギー変換率となっていることが確認できたことから、本解析は保守的な評価となっていると考えられる。また、実機においては、原子炉容器の下に炉内核計装コンジットやコンジットサポートがあり、それらが落下した熔融炉心の粗混合を阻害することが考えられるが、それらは考慮していない。

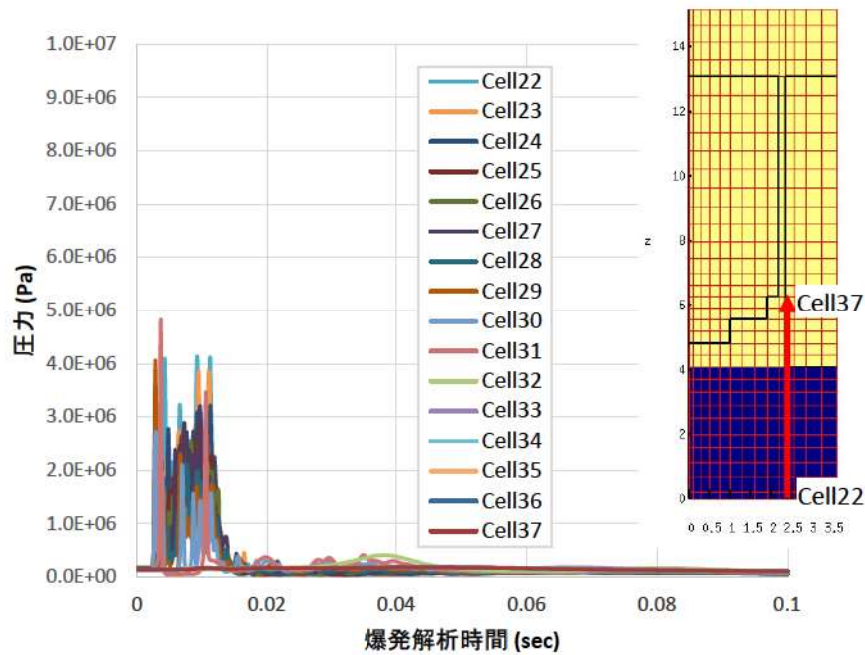


図4 原子炉下部キャビティ側面の圧力履歴

4. 2 LS-DYNA 解析結果

LS-DYNA 解析結果を表4に示す。表4に示す通り、原子炉下部キャビティ壁の鉄筋については、塑性ひずみは発生していない。また、コンクリートについては、せん断ひずみが最大 0.3%に達しているものの、許容ひずみは 0.5%であり、最大せん断ひずみは許容ひずみを超過していない。最小主ひずみは、下部では最大 1167 μ に達しており、許容値 1114 μ を超過しているものの、トンネル内壁及び階段室の表層に限定されており、全断面においては許容値を超過していない(図5参照)。

以上より、コンクリートは表層部の限定された範囲以外の部分が許容値である圧縮強度相当のひずみ以内であり、鉄筋には塑性ひずみが発生しておらず弾性範囲内であることから、水蒸気爆発による衝撃荷重により原子炉下部キャビティ壁の鉄筋コンクリート構造が全体的に崩壊する挙動とはならず、構造健全性が維持され、原子炉格納容器の健全性が保たれることを確認した。

表4 LS-DYNA 解析結果

部位	評価パラメータ	発生値	許容値
鉄筋	塑性ひずみ	0%	11.9%
コンクリート	せん断ひずみ	0.3%	0.5%
	最小主ひずみ (下部(Fc24))	1167 μ (トンネル内壁及び 階段室の表層のみ)	1次遮へい壁全断面で 1114 μ 以上とにならないこと
	最小主ひずみ (上部(Fc36))	1273 μ	1次遮へい壁全断面で 1349 μ 以上とにならないこと

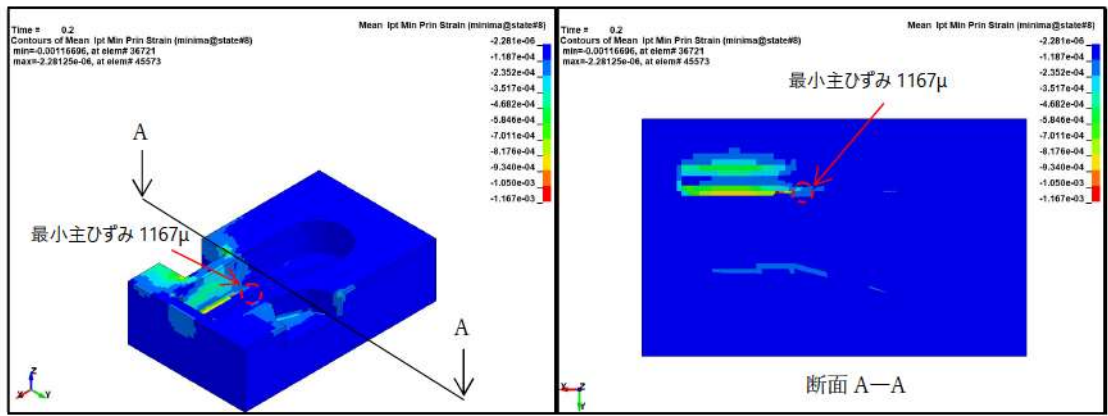


図5 下部コンクリート (Fc24) における最小主ひずみ発生箇所

JASMINE コード及び LS-DYNA コードの概要

1. JASMINE

原子力プラント（PWR、BWR）の水蒸気爆発を評価するために開発され、原子炉下部キャビティ室に滞留した水に溶融燃料が落下した時の条件（圧力、温度）を模擬した実験（FARO、KROTOS）で検証解析が行なわれている。解析モデルを図1に示す。

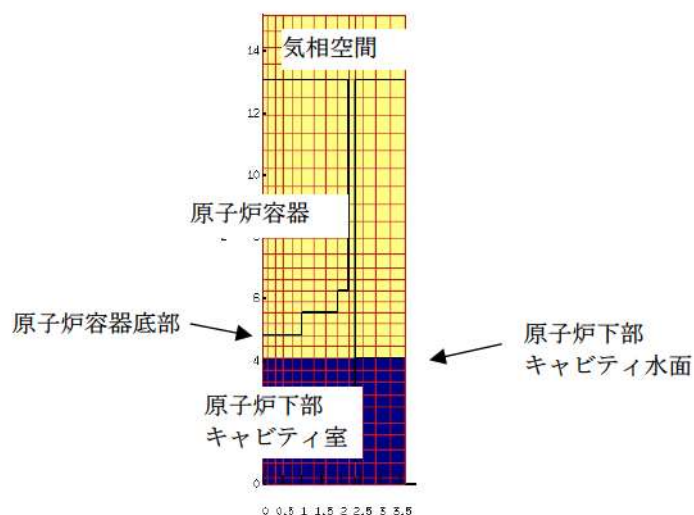


図1 JASMINE 解析モデル

2. LS-DYNA

衝撃波に対する構造物の応答解析用の汎用コードであり、JASMINE 解析から得られた圧力履歴を用いて、原子炉下部キャビティ部の変形を解析する。解析モデルを図2に示す。

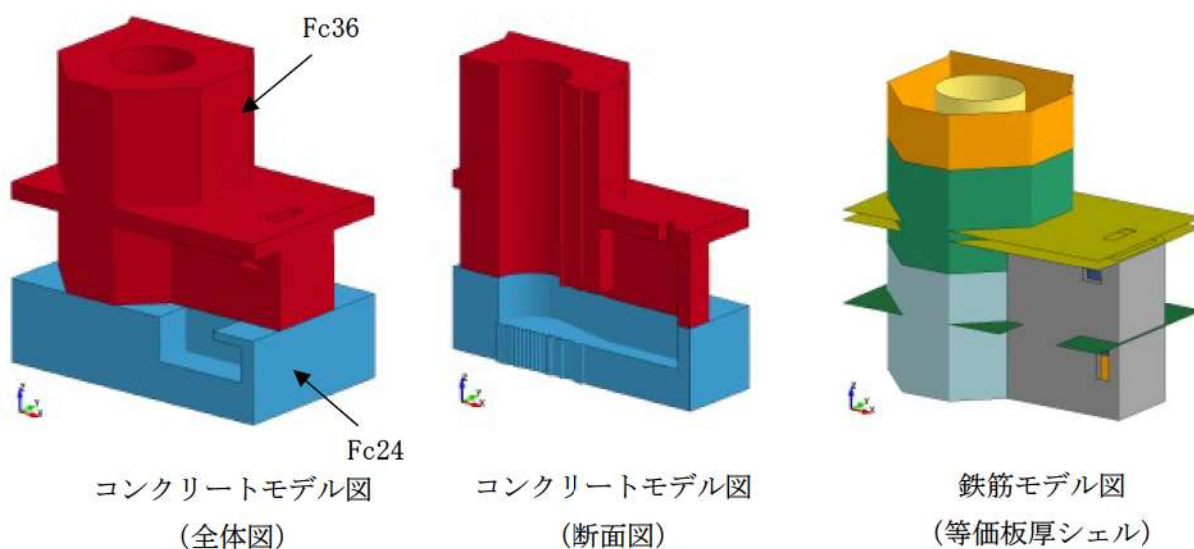


図2 LS-DYNA解析モデル図（原子炉下部キャビティ）

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となるパラメータと与える影響 (1/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
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と与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル	○TMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、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、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、下部ブ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	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	○炉心ヒートアップ速度(被覆管酸化が促進される場合)が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅であるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響確認。	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心溶融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、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表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心溶融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、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。
	燃料被覆管酸化	溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)	・運転員操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい ・下部ブレナムへのリロケーションの開始時間は約30秒早まる	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心溶融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、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表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心溶融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、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。
	燃料被覆管変形	炉心モデル	・下部ブレナムへのリロケーションの開始時間は約30秒早まる	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心溶融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、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表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心溶融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、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	沸騰・ポイド率変化	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、上部ブレナム、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、上部ブレナム、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	炉心モデル	○HDR実験解析及びCSSTF実験解析より以下を確認。 ・原子炉格納容器内温度：十数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力：1割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 ○なお、HDR実験は、縦長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。	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時間と与える影響はない。	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る。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 (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)	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に係る解析コードの熱水力モデルは、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時間と与える影響はない。	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、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。
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に係る解析コードの熱水力モデルは、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時間と与える影響はない。	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、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と与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと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	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> ・TMI事故解析における炉心損傷挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時間は、約3分早まる。ただし、本感度解析は仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。 ・TMI事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認。 ・下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。 	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始する運転員等操作時間には影響はない。</p>	<p>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、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。</p>
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	<ul style="list-style-type: none"> ・下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。 	<p>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。</p>	<p>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。</p>
原子炉容器 (炉心損傷後)	原子炉容器破損・溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	<p>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(小さい値)」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。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内PP挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、PHIBUS-PP実験解析において燃料棒破損後のPP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PP放出割合は同程度となっている。また、PP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小さい。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まること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。</p>
	1次系内PP挙動	核分裂生成物 挙動モデル	<p>PHIBUS-PP実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料棒破損管温度を高めめに評価し、燃料破損後のPP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感度解析は小さく考えられる。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内PP挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、PHIBUS-PP実験解析において燃料棒破損後のPP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PP放出割合は同程度となっている。また、PP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小さい。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まること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。</p>
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉容器外FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	<p>原子炉容器外FCI現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricoon-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。</p>	<p>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、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉格納容器へ放出されたエアロソールの沈着率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。</p>	<p>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、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉格納容器へ放出されたエアロソールの沈着率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。</p>
	原子炉格納容器内PP挙動	核分裂生成物 挙動モデル	<p>ABCOVE実験解析により、原子炉格納容器内のエアロソール沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認。</p>	<p>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PP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ソールの沈着率について適正に評価できること、また、左記の重要現象を起点に操作開始する運転員等操作時間には影響はない。</p>	<p>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PP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ソールの沈着率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小さい。</p>

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評価項目となるパラメータに与える影響 (1/4)

項目	解析条件 (初期条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
炉心熱出力 (初期)	100%(2, 652 MWt) ×1.02	100%(2, 652 MWt)	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きく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、炉心損傷開始時間、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損傷開始を起点とする代替格納容器スプレッド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。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa [gauge]	15.41MPa [gauge]	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。
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次冷却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次冷却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。
炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17 型燃料集合体を装荷した3ルーブリックを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化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、炉心損傷開始が遅くなり、炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレッドによる代替格納容器スプレッド操作の開始が遅くなるが、操作手順(炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレッド実施)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、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及び温度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が大きくなる。	
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)	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 ³	66, 000m ³	評価結果を厳しくするように、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	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ことから、原子炉格納容器の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ことから、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器の圧力及び温度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が大きくなる。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値	評価結果を厳しくするように、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	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ことから、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器の圧力及び温度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が大きくなる。	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ことから、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器の圧力及び温度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が大きくなる。

初期条件

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

項目	解析条件 (事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
起因事象	大破断 LOCA 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、炉心損傷、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管 (口径約 0.74m (29 インチ)) の完全両端破断を設定。	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を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注入機能喪失 ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・ 原子炉補機冷却水機能喪失	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徹底的に条件として、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能の喪失を設定。 代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時における非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却水機能喪失の重量を考慮。	運転員等操作時間を与える影響は、解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影 響はない。
外部電源	外部電源なし	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影 響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影 響はない。
		外部電源なし	外部電源なし	外部電源なし	外部電源なし
水素の発生	外部電源なし	外部電源なし	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。	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮

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となるパラメータと与える影響 (3/4)

項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉トリップ 信号	1次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間1.8秒)	1次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の70%) (応答時間1.8秒以下)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。	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早くなるが、その差はわずかで、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早くなるが、その差はわずかで、評価項目となるパラメータと与える影響はない。
	タービン動補助 給水ポンプ	事象発生の60秒後に 給水開始	事象発生35秒後に 給水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定連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、炉心損傷開始及び原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順(炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施)に変わりはなく、運転員等操作時間と与える影響はない。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間と与える影響はない。
蓄圧タンク 保持圧力	80m ³ /h (蒸気発生器 3基合計)	80m ³ /h (蒸気発生器 3基合計)	タービン動補助給水ポンプの設計値115m ³ /hから、ミニフロー流量35m ³ /hを除いた値により設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。運転員等操作時間と与える影響はない。	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い。運転員等操作時間と与える影響はない。
	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ミングを遅くし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	最確条件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、蓄圧注入のタイミミングが早くなり、炉心損傷開始を遅くし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	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ミングが評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。
蓄圧タンク 保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	約30.0m ³ (1基当たり) (通常運転時管理値 中央)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保有水量を設定。	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、炉心損傷時間は遅くなり、炉心損傷開始を遅くし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保有水量を設定。	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と与える影響は小さい。
	140t/h	140t/h	設計上期待できる値として設定。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事象進展に影響はない。運転員等操作時間と与える影響はない。	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い。運転員等操作時間と与える影響はない。
代替格納容器スプレイ ポンプによるスプレイ 流量	2基	2基	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性(粗フィルタの取り外しを考慮)を用いた場合、解析条件で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に操作を開始する運転員等操作は、運転員等操作時間と与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間と与える影響はない。	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が遅くなる。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の上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対しては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は感度解析の結果、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかで、評価項目となるパラメータと与える影響は小さいことを確認した。
	1基あたりの 除熱特性 (100℃～約155℃、 約3.6MW～約6.5MW)	1基あたりの 除熱特性 (100℃～約155℃、 約4.4MW～約7.6MW)	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果は期待しないこと、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遅くなるが、運転員等操作時間と与える影響はない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果は期待しないこと、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遅くなるが、運転員等操作時間と与える影響はない。
原子炉格納容器 内水素処理装置 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			

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	計装用案内管溶接部破損における破損口径を複数 の破損形態のうち、最も早く判定される設定。	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。
	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。		

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

項目	解析条件 (操作条件) の不確か		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	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方				
操作条件 アニューラス空 気浄化設備 (B- アニアニウ ラス空気 浄化ファ ンの起 動)	解析上の 操作開始 時間 60分後	運転員等操 作時間と して、 60分を想 定して設 定。	運転員等操 作時間に 与える影 響 全交流動力電源喪失の認識時間、B-アニアニウラス空気浄化ファンの起動準備は、アニアニウラス空気浄化設備の起動準備を含まないことかから、その後にB-アニアニウラス空気浄化ファンの起動操作は、開始時間より早まる可能性がある。そのため、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	評価項目と なる パラメータ に与える影 響 アニューラス空気浄化設備のダンパへの空気供給及び手動操作が早くなる場合、アニアニウラス空気浄化設備の圧縮機までの時間が短くなり、放出放射線量が減少する。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。	操作時間 余裕 アニュー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5.1×10 ⁴ Bqであり、10分～20分の操作遅れに対して放出放射線量は約10%～30%の増加に留まることから、100TBqに対して80分以上の時間余裕がある。	訓練実績等 中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施するB-アニアニウラス空気浄化ファンの起動操作は所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は2分。現場で実施するB-アニアニウラス空気浄化設備の起動操作は20分を想定しているところ、訓練実績は17分。現場で実施する試験採取室排気系系ダンパ閉処置は30分を想定しているところ、訓練実績は23分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。
		操作の不確かさ要因 中央制御室にて状態表示、機器故障警報等により外部電源喪失、ディーゼル発電機等の受電失敗を確認することにより、早期の電源回復不能 (全交流動力電源喪失) と判断する。これによりB-アニアニウラス空気浄化ファンの起動準備を開始する手順としている。よって解析上の想定より操作開始時間は早まる可能性がある。 【要員配置】 B-アニアニウラス空気浄化ファンの起動操作は、現場にてB-アニアニウラス空気浄化設備空気が動作弁代替供給及びダンパ手動開操作及び試験採取室排気系ダンパ閉処置を行う運転員 (現場) 及び災害対策要員と、中央制御室にてB-アニアニウラス空気浄化ファンの起動操作を行う運転員が配置されている。本操作を行う運転員 (現場) 及び災害対策要員は、B-アニアニウラス空気浄化設備空気が動作弁代替供給及びダンパ手動開操作及び試験採取室排気系ダンパ閉処置を行っている期間、他の作業を担っていない。また、本操作を行う中中央制御室の運転員はB-アニアニウラス空気浄化ファンの起動操作を行っている期間、他の作業を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はない。 【移動】 現場で実施するB-アニアニウラス空気浄化設備空気が動作弁代替供給及びダンパ手動開操作及び試験採取室排気系ダンパ閉処置は、中央制御室から機器操作場所まで通常11分程度で移動可能であるが、それに時間余裕を考慮して操作所要時間を想定している。また、アクセスルート上にアクセスを阻害する設備はなく、操作開始時間に与える影響はない。 中央制御室で実施するB-アニアニウラス空気浄化ファンの起動操作は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。 【操作所要時間】 現場で実施するB-アニアニウラス空気浄化設備空気が動作弁代替供給及びダンパ手動開操作及び試験採取室排気系ダンパ閉処置は、手動ハンドル等による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。 中央制御室で実施するB-アニアニウラス空気浄化ファンの起動操作は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。 【他の並列操作有無】 現場で実施するB-アニアニウラス空気浄化設備空気が動作弁代替供給及びダンパ手動開操作及び試験採取室排気系ダンパ閉処置時に、当該操作に対応する運転員 (現場) 及び災害対策要員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。 中央制御室で実施するB-アニアニウラス空気浄化ファンの起動操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。 【操作の確実さ】 現場操作を行う要員は、力量管理、教育・訓練を実施しており、B-アニアニウラス空気浄化設備空気が動作弁代替供給及びダンパ手動開操作及び試験採取室排気系ダンパ閉処置は、手動ハンドル等による簡易な操作であることから誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。 中央制御室操作を行う要員は、中央制御室内の中央制御室の操作器による簡易な操作なため、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。				

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^{*1}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。ⁱ

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^{*2}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^{*3}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った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 6.8×10^{-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

ⁱ 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