

資料 1 - 1

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAE722 r. 9. 0
提出年月日	令和5年6月6日

泊発電所 3 号炉  
重大事故等対策の有効性評価

7. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

令和 5 年 6 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
    - 7.2.2. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

### 添付資料 目次

- 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）
- 添付資料7.2.2.5 原子炉容器の破損位置について

## 7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

### 7.2.2.1 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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」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，SED，TEI，TED，SEI，TEW，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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では，発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置が取られない場合には，1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し，溶融炉心，水蒸気，水素等が急速に放出され，原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより，急速に原子炉格納容器圧力が上昇する等，原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至る。したがって，本格納容器破損モードでは，溶融炉心，水蒸気及び水素の急速な放出に伴い原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため，原子炉容器破損までに加圧器逃がし弁の開操作により1次冷却系の減圧を実施することによって，原子炉格納容器の破損を防止する。また，その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから，代替格納容器スプレイポンプ及びC，D－格納容器再循環ユニットによって原子炉格納容器雰囲気を冷

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、代替格納容器スプレイポンプによって原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティ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、原子炉格納容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

### (3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対して、1次冷却材圧力が高い状況で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することに対して、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を整備する。

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「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

## 7.2.2.2 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、1次冷却系の圧力が高く維持される過渡事象「T\*\*」が1次冷却系の減圧の観点から厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「\*\*D」が、高圧溶融物放出時の原子炉格納容器雰囲気直接加熱の観点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」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。

- ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故
- ・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

- ・ 主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故
- ・ 過渡事象時に原子炉トリップに失敗し，格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 2次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

上記事故シーケンスのうち，評価事故シーケンスは1次冷却材圧力が高圧で，原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし，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補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故」である。

なお，本評価事故シーケンスにおいては，代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から，原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

したがって，本評価事故シーケンスは「7.2.1.2 格納容器過温破損」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、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱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

- ・1次冷却系における構造材との熱伝達
- ・1次冷却系における蓄圧タンク注入
- ・加圧器における冷却材放出（臨界流・差圧流）
- ・蒸気発生器における1次側，2次側の熱伝達
- ・蒸気発生器における冷却材放出（臨界流・差圧流）
- ・蒸気発生器における2次側水位変化，ドライアウト
- ・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内における溶融燃料－冷却材相互作用
- ・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

- ・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、原子炉系及び原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心の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1次冷却材圧力等の過渡応答を求める。

(添付資料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については、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.2.1表に示す。

(添付資料7.2.1.2.1)

### a. 重大事故等対策に関連する機器条件

#### (a) リロケーション

炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。

#### (b) 原子炉容器破損



最大歪みを超えた場合に破損するものとする。

(添付資料7.2.2.5)

### (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、「7.2.1.2格納容器過温破損」の第7.2.1.2.4図及び第7.2.1.2.5図と同様である。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱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1次冷却材圧力等の1次冷却系パラメータの推移を第7.2.2.1図及び第7.2.2.2図に示す。

#### a. 事象進展

「7.2.1.2.2(3) a. 事象進展」に示すとおり、事象発生後、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次冷却材の圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.1時間後に炉心溶融に至る。

さらに、炉心溶融開始の10分後、事象発生の約3.3時間後に加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を開始する。1次冷却系の減圧に伴い、蓄圧注入が開始され、溶融炉心と原子炉容器下部プレナム水との反応で発生する蒸気により加圧されるが、下部プレナム水が喪失することにより、再び減少に転じ、事象発生の約8.0時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次冷却材圧力は低く抑えられる。

(添付資料7.2.1.1.13)

なお、加圧器安全弁が動作している事象発生の約3.3時間後までは、加圧器逃がし弁及び安全弁の最高使用温度を下回ること

から、加圧器逃がし弁は確実に開操作可能である。その後、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系強制減圧を開始すると同時に、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。しかし、応力による構造材の変形等による流路閉塞はなく、流路はわずかに広がる方向であること、また、弁駆動部のダイヤフラムは高温蒸気が直接接触する部材から離れており、熱的損傷に伴う制御用空気等の漏えいによるフェイルクローズの懸念はないことを確認していることから、熱的影響を考慮しても加圧器逃がし弁の開状態を維持できる。

(添付資料7.2.1.2.2, 7.2.1.2.3, 7.2.1.2.4)

#### b. 評価項目等

1次冷却材圧力は第7.2.2.1図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約8.0時間後における1次冷却材圧力は約1.4MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下に低減されている。

なお、1次冷却系強制減圧に成功し、2.0MPa[gage]以下で溶融炉心が放出された場合であっても、原子炉下部キャビティ区画の下部に重要機器は存在せず、溶融炉心が原子炉格納容器本体壁に流出する経路に、直接的に通じる経路はない。さらに、原子炉容器破損までに原子炉下部キャビティに十分な水位を確保できること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスして1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞することから、多くの溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて床面に堆積し、原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。

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(4)の評価項目について、1次冷却材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)及び(7)の評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態の維持については、本評価事故シーケンスと「7.2.1.2 格納容器過温破損」の評価事故シーケンスが同一であることから「7.2.1.2 格納容器過温破損」にて評価項目を満足することを確認している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「7.2.1.1 格納容器過圧破損」にて評価項目を満足することを確認している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び熔融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す

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

#### 7.2.2.3 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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、設計基準事故対処設備によるECCS等の安全機能が喪失して炉心損傷に至り、原子炉容器が破損する前に加圧器逃がし弁により1次冷却系強制減圧を行うことが特徴である。

また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられとされる操作として、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作、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原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作とする。

本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、加圧器逃がし弁による圧力変化、蓄圧タンクによる圧力変化、溶融ジェット径、溶融炉心粒子化割合、冷却材とデブリ粒子の伝熱、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、溶融炉心と上面水プールとの伝熱、溶融炉心と原子炉容器間の熱伝熱及び原子炉容器破損判定が挙げられる。これらの不確かさに対して、加圧器逃がし弁質量流量、蓄圧注入

の圧力損失，溶融ジェット径，エントレインメント係数，デブリ粒子径，ジルコニウム－水反応速度，燃料ペレットが崩壊する時間及び温度，限界熱流束に係る係数，下部プレナムギャップ除熱量に係る係数並びに溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。

(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10分後に開始するものとしている加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び炉心溶融開始の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。

加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは，TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており，1次冷却材圧力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リロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルはTMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始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内における溶融燃料－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、感度解析によりデブリジェット径等の原子炉容器内の溶融炉心－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されており、また、原子炉容器内の溶融炉心－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における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点に操作開始とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、

原子炉容器破損を起点に操作開始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。

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14分程度早まるが，下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため，原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから，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。

加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは，TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており，1次冷却材圧力に対する感度が小さく，また，下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため，原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから，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におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心崩壊に至る温度の感度解析により，原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが，下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため，原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力

は2.0MPa[gage]を下回ることから、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内における溶融燃料－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、感度解析により、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力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、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、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、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、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。



感度解析の結果，いずれのケースにおいても，原子炉容器破損に至るまでの間に1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となった。本評価事故シーケンスにおいては，原子炉容器破損時の1次冷却材圧力の挙動は，蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成による1次冷却材の加圧現象，加圧器逃がし弁から蒸気放出による1次冷却材の減圧現象，並びに溶融炉心からの熱負荷，破損形態などにより原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。1次冷却材の加圧と減圧のバランスについては，蓄圧注入開始後，蓄圧タンク圧力と1次冷却材圧力が均衡した後は，加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態となるため，1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞し，その後は加圧器逃がし弁からの放出分だけ低下していく。

また，圧カスパイク発生後の1次冷却材の減圧挙動について，下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次冷却材の加圧現象にも不確かさがあり，加圧器逃がし弁からの放出量も1次冷却材圧力に応じて変動することから，1次冷却材の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。したがって，加圧現象が短時間に大きく現れる組合せと，加圧現象が小さく，加圧器逃がし弁からの放出流量が小さくなるような組合せについても考慮し，感度解析を実施したが，いずれのケースにおいても，原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため，原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから，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

a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第7.2.2.1表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を評価する。また，解析条件の設定に当たっては，評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから，その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱，蓄圧タンク保持圧力及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合，解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため，炉心損傷開始が遅くなり，炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが，操作手順（炉心損傷の判断後，準備が完了した段階でスプレイ実施）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

また，炉心崩壊熱を最確条件とした場合，解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため，原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり，原子炉格納容器圧力上昇が緩和される。したがって，原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが，操作手順

(原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開)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。

機器条件の蓄圧タンク保持圧力を最確条件とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなるが、炉心損傷は蓄圧注入の前に発生していること、また、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであることから、炉心損傷又は原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響は小さい。

機器条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始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、格納容器再循環ユニットの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とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、事象進展が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕

は大きくなる。

機器条件の蓄圧タンク保持圧力を最確条件とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなり、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に対する影響が考えられることから、蓄圧タンク保持圧力を最確条件(4.4MPa[gage])とした感度解析を実施した。その結果、第7.2.2.3図に示すとおり、1次冷却系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁開操作後の1次冷却材圧力が若干高く推移するものの、一方でサブクール水と蒸発による炉心冷却が進み、炉心溶融進展及び原子炉容器破損が遅くなる。このため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は約1.4MPa[gage]で、2.0MPa[gage]を下回っており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料7.2.2.2)

機器条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。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、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

#### b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、

「要員配置」，「移動」，「操作所要時間」，「他の並列操作有無」及び「操作の确实さ」の6要因に分類し，これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また，運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し，評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

本評価事故シーケンスの運転員等操作時間に与える影響については，「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は，運転員等操作時間に与える影響として，炉心崩壊熱を最確条件とした場合，解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため，炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが，炉心崩壊熱の減少により原子炉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，「7.2.2.3(3) 操作時間余裕の把握」において，炉心溶融開始の20分後に加圧器逃がし弁を開操作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，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

操作条件の加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は，運転員等操作時間に与える影響として，実際の操作においては，準備が完了した段階で1次冷却系強制減圧操作を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。このため，加圧器逃がし弁開操作の開始を10分早めた場合の

感度解析を実施した。その結果、第7.2.2.4図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.3MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っていることを確認した。この場合、基本ケースより早期に1次冷却系の減圧が開始され、それに伴い蓄圧注入の開始時刻も早まる。ただし、この場合でも、基本ケースと同様、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態が形成されるため、1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞する。加圧器逃がし弁の臨界流量は、冠水炉心の崩壊熱を、水の蒸発潜熱で除した値に近似でき、この時、冠水炉心の崩壊熱が加圧器逃がし弁の臨界流量相当になる炉心水位より水位が上がれば、蒸気生成量が増加し1次冷却材圧力が上昇することで蓄圧注入が停止し、水位が下がれば、蒸気生成量が減少することで1次冷却材圧力が低下し、蓄圧注入が再開する挙動となる。したがって、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始しても、1次冷却系減圧挙動は、基本ケースと同等と考えられる。一方、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始することに伴い、基本ケースと比較して、炉心崩壊熱が約1%高い状態で事象が進展することになり、1次冷却材圧力挙動に影響を与えると考えられる。しかしながら、1次冷却系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧注入が早まることで炉心冷却が促進され、その結果、原子炉容器破損が遅れることにより、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下することから、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧開始時間の不確かさを考慮しても、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回

ると考えられるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料7.2.1.2.6, 7.2.2.3)

### (3) 操作時間余裕の把握

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

操作条件の加圧器逃がし弁の開操作に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開操作の開始を10分遅くした場合の感度解析結果を第7.2.2.5図に示す。その結果、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.5MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っているため、炉心溶融開始から20分以上の時間余裕がある。

### (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、運転員等による加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、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。

#### 7.2.2.4 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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、重大事故等対策時に**おける**必要な要員は、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

##### (2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、必要な水源、燃料及び電源は、**、**「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

#### 7.2.2.5 結論

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」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を整備している。

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」の評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に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加圧器逃がし弁による



1次冷却系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉容器破損までの1次冷却材圧力の低減及び原子炉格納容器雰囲気圧力の上昇抑制及び除熱が可能である。

その結果、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

また、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については「7.2.1.2 格納容器過温破損」、放射性物質の総放出量については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」、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、加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系強制減圧、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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。

第7.2.2.1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナ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)	$15.41 + 0.21\text{MPa}[\text{gage}]$	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一放出が大きくなり、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一放出が大きくなり、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 <sup>3</sup>	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 7.2.2.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (2/4)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	外部電源喪失		起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。
安全機能の喪失に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失</li> <li>補助給水機能喪失</li> <li>原子炉補機冷却水喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失</li> <li>補助給水機能喪失</li> <li>原子炉補機冷却水喪失</li> </ul>	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内交流電源及び補助給水機能の喪失を設定。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原子炉補機冷却機能の喪失を設定。
RCP シール部からの漏えい率 (初期)	定格圧力において 約 1.5m <sup>3</sup> /h (1 台当たり) 相当となる 口径約 0.2cm (約 0.07 インチ) (1 台当たり) (事象発生時からの漏えいを仮定)		RCP シール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。
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。

事故条件

第 7.2.2.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の 65%) (応答時間 1.8 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注入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) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
加圧器逃がし弁	95t/h (1 個当たり) (2 個)	加圧器逃がし弁の設計値を設定。
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	設計上期待できる値として設定。
格納容器再循環ユニット	2 基 1 基当たりの除熱特性 (100℃～約 155℃, 約 3.6MW～約 6.5MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。
リロケーション	炉心の温度履歴に応じて発生	TMI 事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定。
原子炉容器破損	最大歪みを超えた場合に破損	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対し、健全性が維持される最大の歪みを設定。

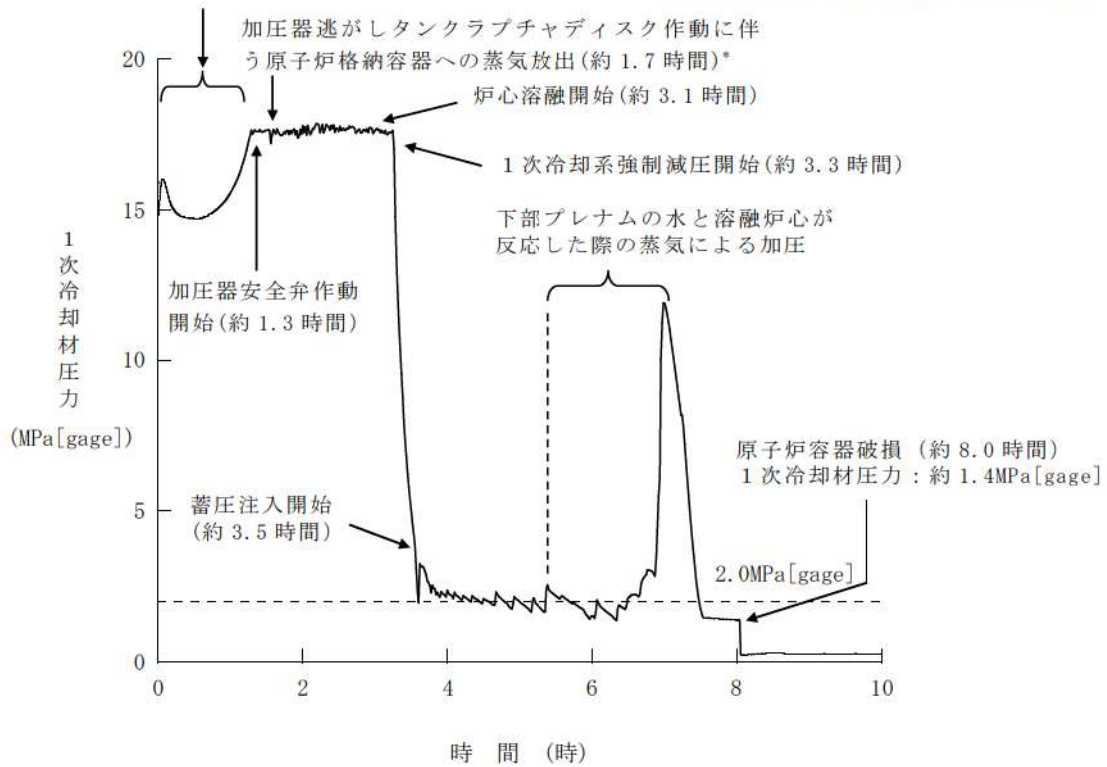
重大事故等対策に関連する機器条件

第 7.2.2.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (4 / 4)

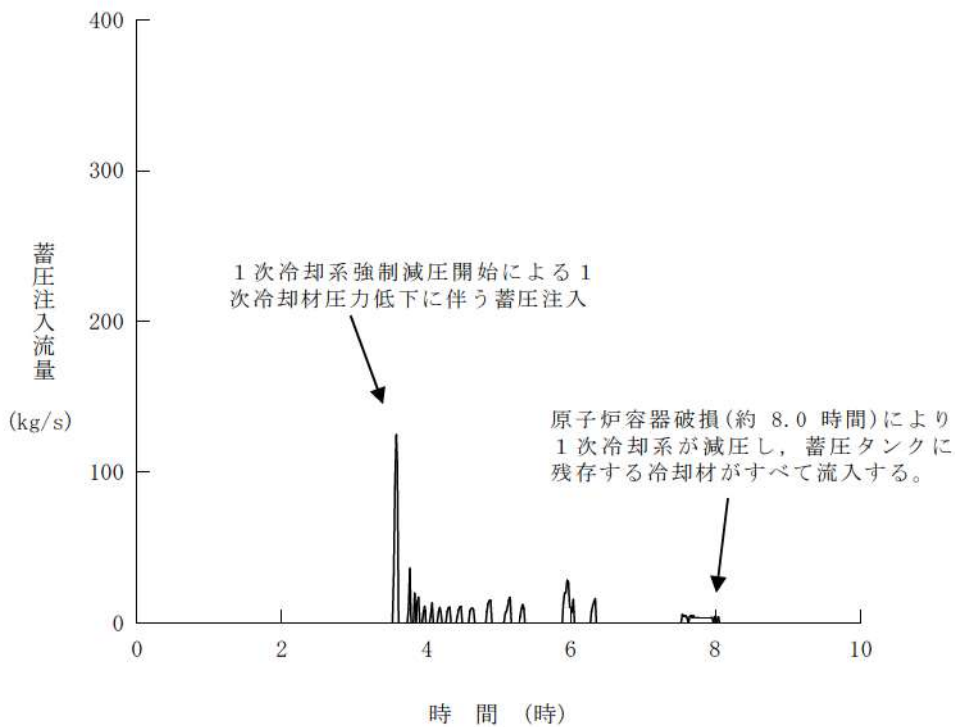
項目		主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する操作条件	加圧器逃がし弁開	炉心溶融開始の 10 分後	運転員等操作時間を考慮して設定。	
	代替格納容器 スプレイポン プによる代替 格納容器スプ レイの運転条 件	開始	炉心溶融開始の 30 分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
		一旦 停止	格納容器再循環サンプ水位 80% 到達 (原子炉格納容器保有水量 2,270m <sup>3</sup> 相当) +	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を見た値として設定。 (燃料取替用水ピット保有水のほぼ全量に相当する水量)
		再開	原子炉格納容器最高使用圧力未満 原子炉格納容器最高使用圧力到達 の 30 分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
	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	運転員等操作時間を考慮して設定。	

崩壊熱が低下し2次冷却系除熱により減圧するが、2次冷却系水位が低下して伝熱管が露出すると再び圧力は上昇する。

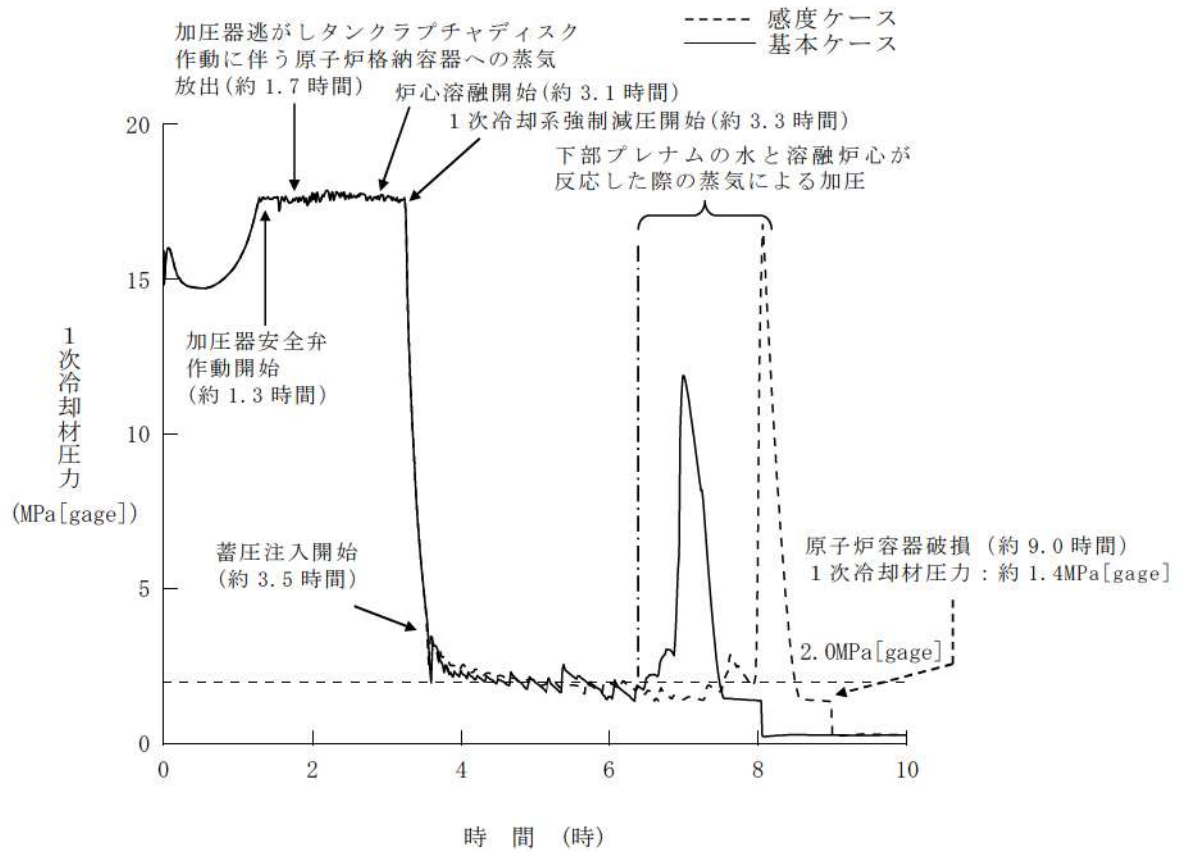
\*：加圧器逃がしタンク（内圧）と、原子炉格納容器圧力（外圧）を監視し、ラプチャディスクの作動する内外圧の差に到達したときに原子炉格納容器へ蒸気が放出



第 7.2.2.1 図 1次冷却材圧力の推移



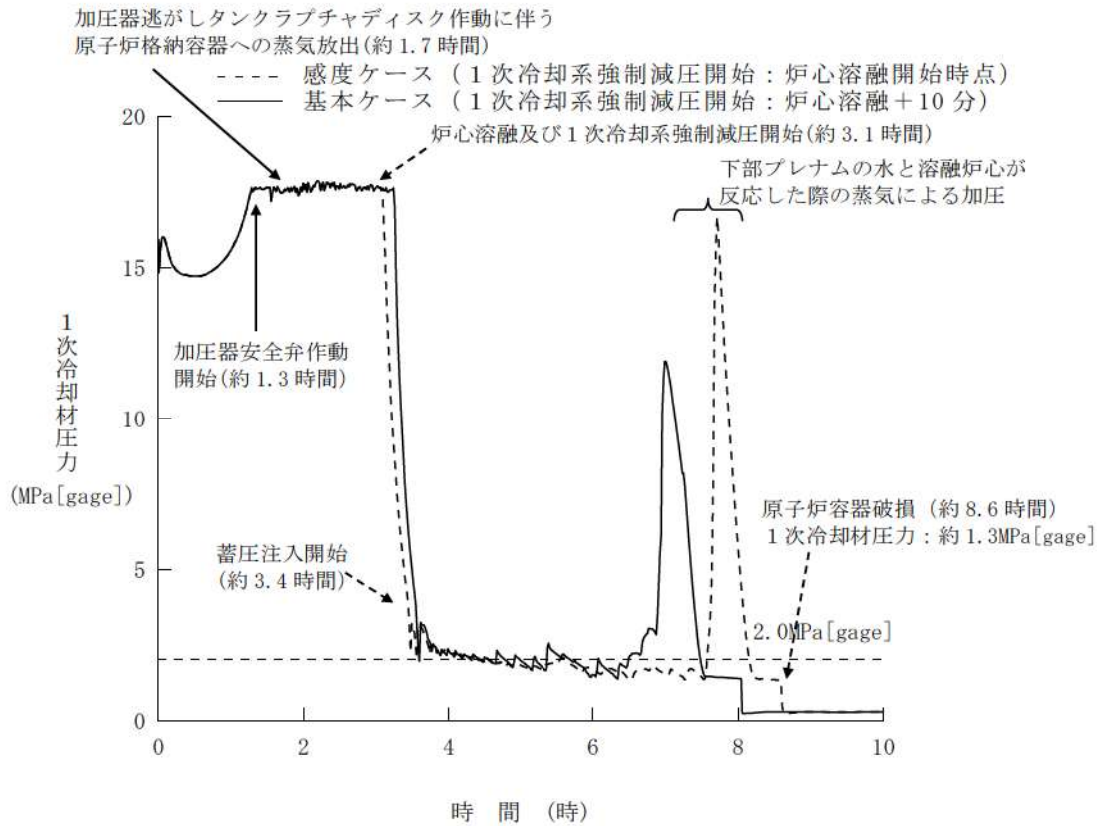
第 7.2.2.2 図 蓄圧注入流量の推移



第 7.2.2.3 図 1 次冷却材圧力の推移

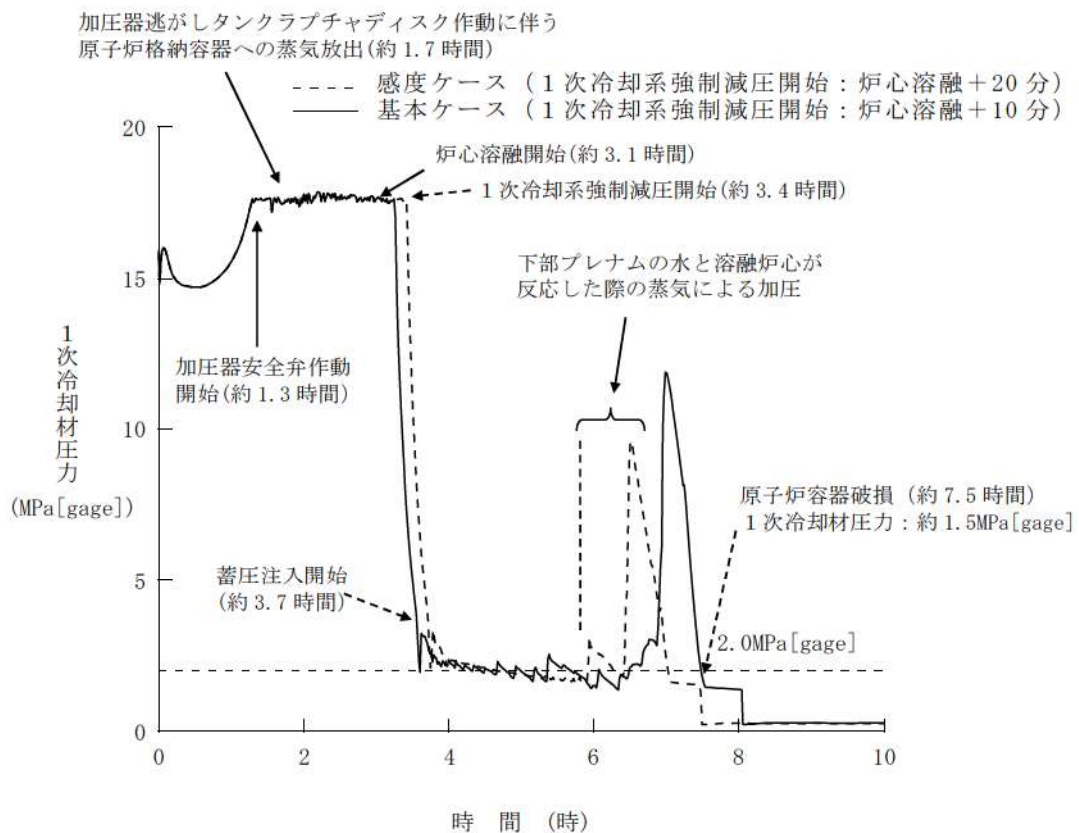
(蓄圧タンク保持圧力の影響確認)





第 7.2.2.4 図 1次冷却材圧力の推移

(加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)



第 7.2.2.5 図 1次冷却材圧力の推移

(加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)

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

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」に対するアクシデントマネジメント策が有効であることを確認するために、評価事故シナリオである「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に対して有効性評価を実施している。

同シナリオの以下の解析結果等から、格納容器雰囲気直接加熱（DCH）は発生することがない。

- ・炉心溶融に引き続き発生する原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧により2.0MPa[gage]以下に低く抑えられる
- ・加圧器逃がし弁開放操作を実施するまでは、加圧器の流体温度及び構造体温度は加圧器安全弁／逃がし弁の最高使用温度を下回る
- ・加圧器逃がし弁開放操作後、1,000℃以上の高温の蒸気が流入しても加圧器逃がし弁は開状態を維持できる

さらに、1次冷却系強制減圧には成功して、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍で推移し、溶融炉心が放出される場合であっても、以下のような理由から、溶融炉心が原子炉格納容器内の広範囲に飛散して原子炉格納容器本体壁や原子炉容器等の支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。

- ・溶融炉心が直接放出される原子炉下部キャビティ区画の下部には、原子炉容器等の支持構造物等の重要機器は存在しない。
- ・溶融炉心が原子炉下部キャビティ区画から原子炉格納容器本体壁へ流出する経路として、図1、2に示す経路が考えられるが、ラビリンス構造等により直線的に通じる経路ではないため、放出された溶融炉心が原子炉格納容器本体壁に到達することはない。
- ・以下のことから、多くの溶融炉心は原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて原子炉下部キャビティ床面に堆積すると考えられる。なお、飛散した少量の溶融炉心が原子炉下部キャビティ区画の壁面に付着する、あるいは原子炉格納容器空間部に飛散する可能性があるが、多くは重力落下して、飛散する過程等で冷却されるため、過度に原子炉下部キャビティ区画の壁面が侵食することはないと、原子炉容器等の支持構造物等に影響を与えないと考えられる。

- 格納容器過温破損シーケンスでは、代替格納容器スプレイ開始から原子炉容器破損までに時間（約 4.4 時間）があり、原子炉下部キャビティ区画に十分な水量が確保されている。
- 本シーケンスでは、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスすることで、1次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]近傍で停滞するが、2.0MPa[gage]を大きく上回ることはない。

以上

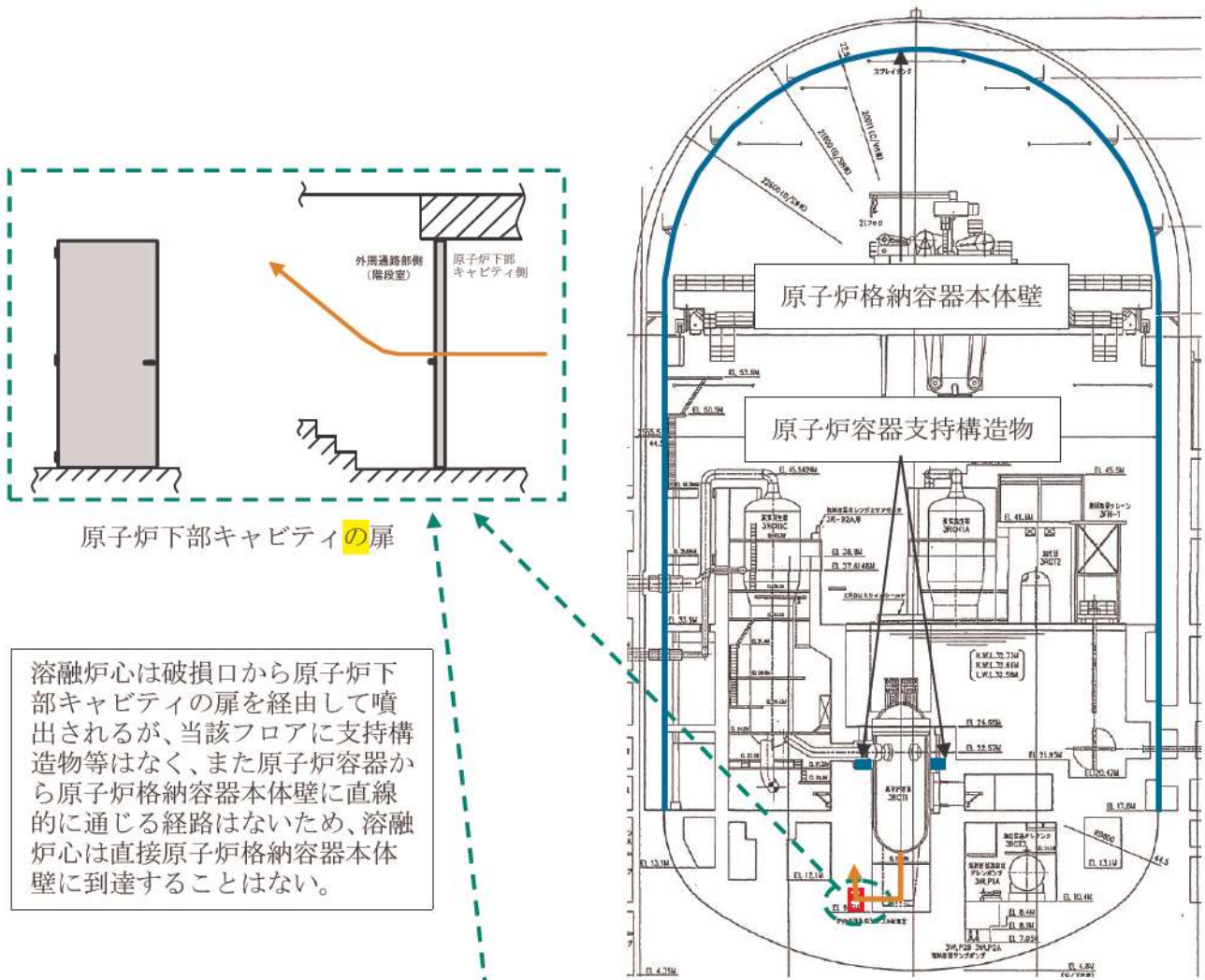
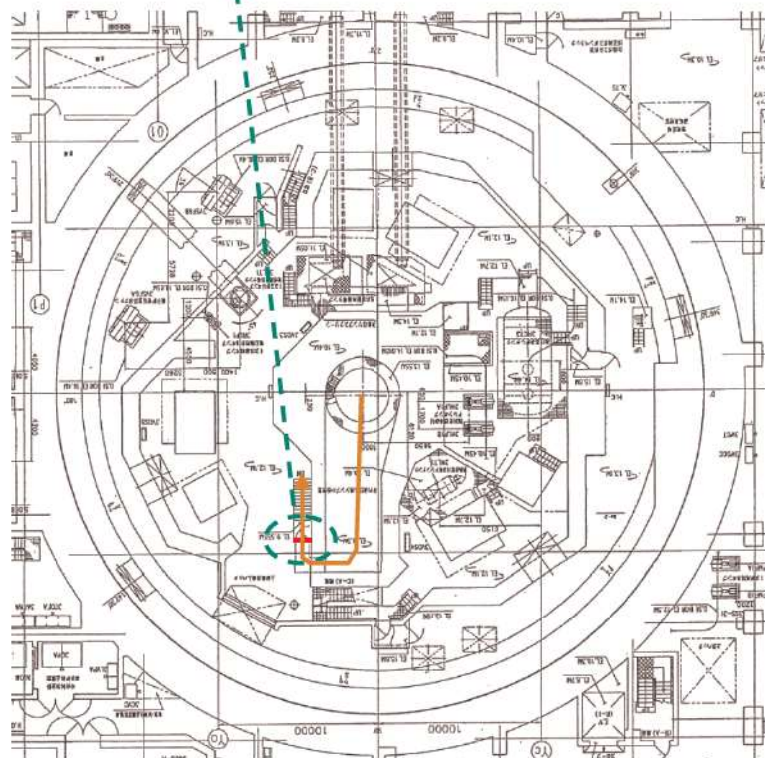


図1 原子炉格納容器内断面図

溶融炉心は破損口から原子炉下部キャビティの扉を経由して噴出されるが、当該フロアに支持構造物等はなく、また原子炉容器から原子炉格納容器本体壁に直線的に通じる経路はないため、溶融炉心は直接原子炉格納容器本体壁に到達することはない。



溶融炉心の噴出経路：  
→

図2 原子炉格納容器内平面図

蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について

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」に対する重大事故等対策の有効性評価において、蓄圧タンクの保持圧力は、炉心への注水を遅くする観点から、最低保持圧力として 4. 04MPa[gage]を設定している。

これに対して、保持圧力を通常運転時の設定圧力である 4. 4MPa[gage]を設定した場合の感度解析を実施した。解析の結果、1次冷却系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングがわずかに早くなるため、加圧器逃がし弁開放後の1次冷却材圧力は高く推移する傾向となるものの、一方、サブクール水の注入と蒸発により炉心の冷却が進むため、炉心溶融進展が遅れ、原子炉容器破損のタイミングが遅くなる。このため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下する傾向となり、原子炉容器破損までに 2. 0MPa[gage]以下となる。

表 1 蓄圧タンク保持圧力の感度解析条件

項目	基本ケース	感度ケース
蓄圧タンク保持圧力	4. 04MPa[gage] (最低保持圧力)	4. 4MPa[gage] (通常運転時の設定圧力)

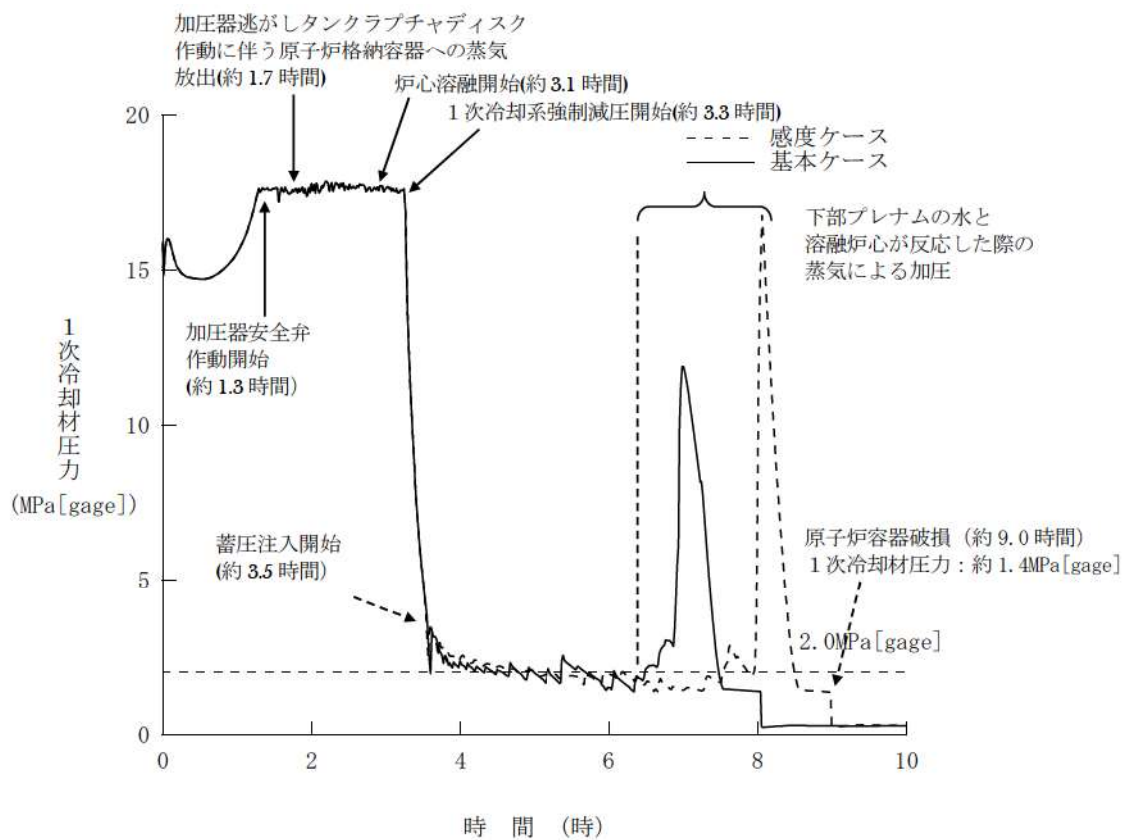


図 1 1次冷却材圧力の推移  
(蓄圧タンク保持圧力の影響確認)

## 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

1次冷却系強制減圧操作を実施すると、図1に示す通り、1次冷却材圧力は速やかに低下するが、蓄圧注入開始後、一旦 2.0MPa[gage]近傍で維持される。この現象について説明する。

蓄圧タンク圧力は蓄圧注入の進行とともに低下し、蓄圧タンク圧力と1次冷却材圧力が均衡した後は、1次冷却材圧力の低下分だけ蓄圧注入が入る。それにより蓄圧タンク圧力は低下するのに加え、蓄圧注入水により炉心水位が上昇し、炉心部で蒸気生成が起こり、1次冷却材圧力が上昇すると、蓄圧注入は停止する。この時の炉心部の概念図を図2に示す。

つまり、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態が形成されるため、1次冷却材圧力が 2.0MPa[gage]近傍で停滞することになる。この現象を数式で表すと以下のようなになる。

加圧器逃がし弁の臨界流量 $W_{PORV}$ は冠水炉心の崩壊熱により次式のように近似できる。

$$W_{PORV} \approx \frac{Q_{decay}(L_{ctrl})}{h_{lg}}$$

ただし、

$W_{PORV}$  : 加圧器逃がし弁の臨界流量

$Q_{decay}(L_{ctrl})$  : 冠水炉心の崩壊熱

$L_{ctrl}$  : 冠水炉心の崩壊熱が  $W_{PORV}$  相当になる炉心水位

$h_{lg}$  : 水の蒸発潜熱

この時、炉心水位  $L_{ctrl}$  との関係により、次のようなメカニズムで、蓄圧注入量  $W_{ACUM}$  が加圧器逃がし弁の臨界流と同等になるように制御される。

if  $L > L_{ctrl}$  蒸発量が  $W_{PORV}$  より大きくなり加圧 →蓄圧注入が停止

if  $L < L_{ctrl}$  蒸発量が  $W_{PORV}$  より小さくなり減圧 →蓄圧注入作動

その結果、 $L \approx L_{ctrl}$  また、 $W_{PORV} \approx \overline{W_{ACUM}}$  となり、1次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力とバランスして維持される、というメカニズムで制御される。

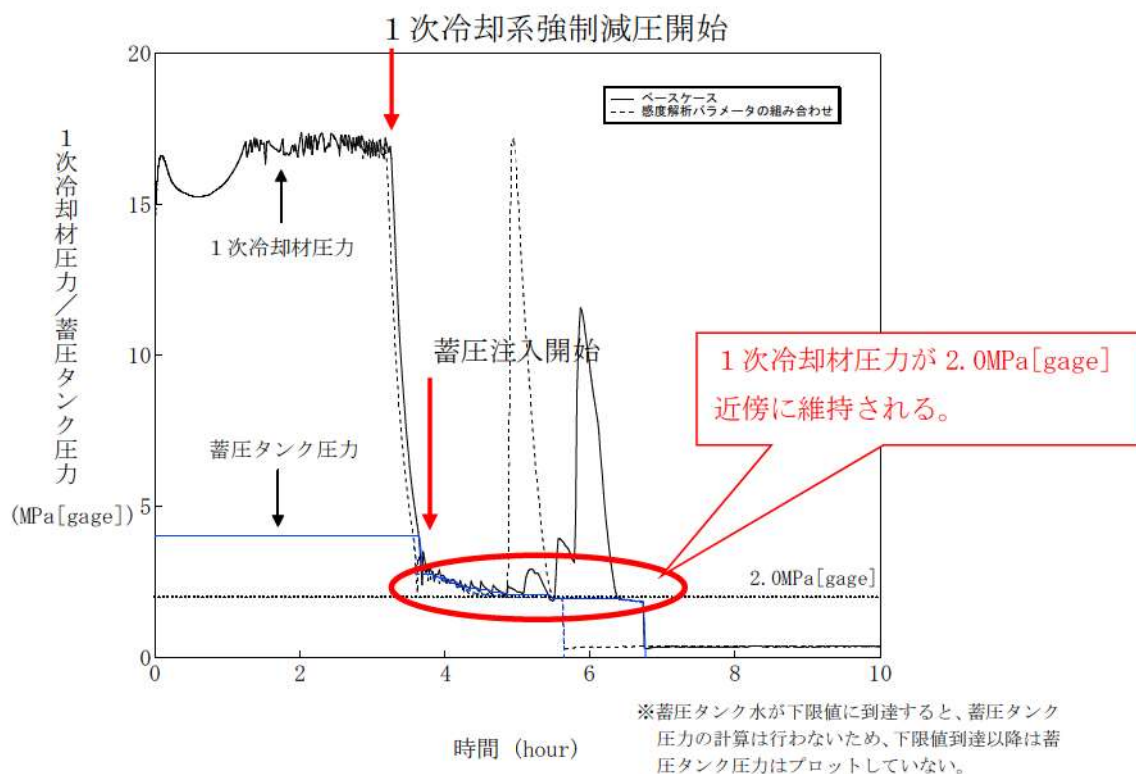


図1 1次冷却系強制減圧時の1次冷却材圧力挙動

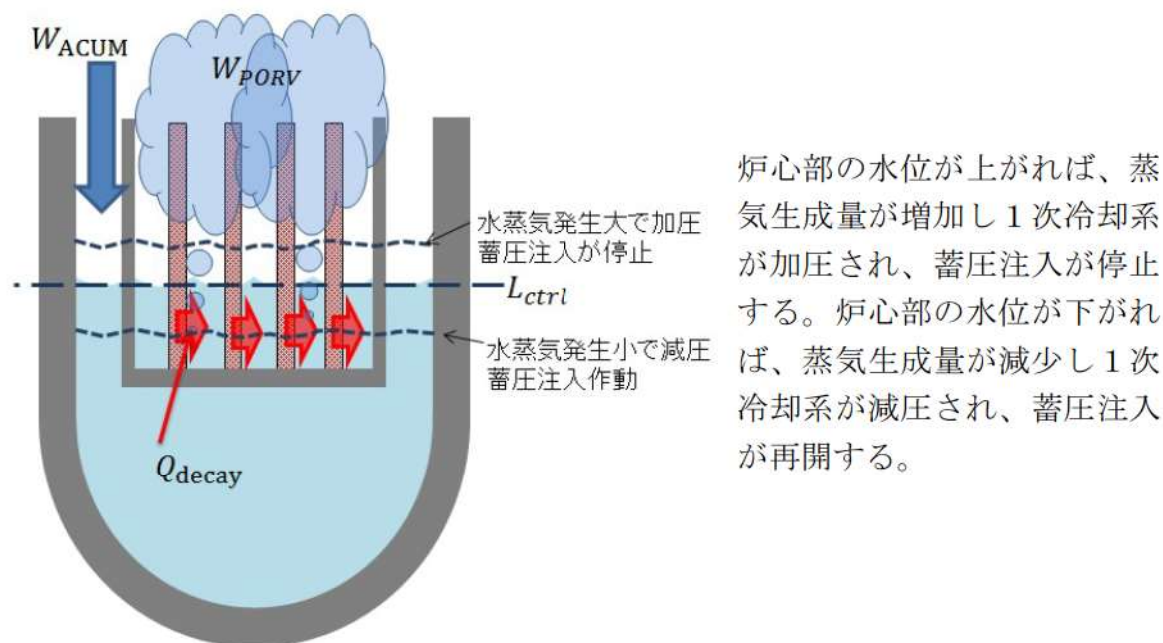


図2 蓄圧注入水の蒸発による1次冷却材圧力バランス維持メカニズム

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  
(高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表 1 から表 3 に示す。



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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
炉心	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	
	燃料棒内温度変化					
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	○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。 ○炉心ヒートアップ速度（被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な激しい振り幅であるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響確認。 ・運転員操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい ・下部ブレナムへのリロケーションの開始時間は約14分早まる	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部ブレナムへのリロケーション開始時間が約14分早まるが、下部ブレナムのドラウアウト後に原子炉容器破損に至るといった挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部ブレナムへのリロケーション開始時間が約14分早まるが、下部ブレナムのドラウアウト後に原子炉容器破損に至るといった挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	燃料被覆管酸化	溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)				
	燃料被覆管変形					
沸騰・ボイド率変化	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。	炉心損傷前は加圧器安全弁からの冷却材流出が支配的となり、早期に上部ブレナム、高温側配管は蒸気領域になり、解析コードにおける炉心水位計算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。	炉心損傷前は加圧器安全弁からの冷却材流出が支配的となり、早期に上部ブレナム、高温側配管は蒸気領域になり、解析コードにおける炉心水位計算に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。		
気液分離・対向流						

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
1次冷却系	構造材との熱伝達	1次系モデル (1次系破損モデル)	—	解析コードにおける熱伝達及びクリープ破損に関するモデルは、いずれも工学分野で広く使用されていることから、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。	解析コードにおける熱伝達及びクリープ破損に関するモデルは、いずれも工学分野で広く使用されていることから不確かさを考慮する必要はなく、評価項目となるパラメータへの影響はない。
	蓄圧タンク注入	安全系モデル (ECCS)	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。
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	1次系モデル (加圧器モデル)	TMI 事故解析より、Henry-Fauske モデルを用いた加圧器逃がし弁による放出流量を適正に評価。	加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次系モデルは、TMI 事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力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運転員等操作時間に与える影響は小さい。	加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次系モデルは、TMI 事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さく、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa(Lgage)を下回ることから、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。
	1次側・2次側の熱伝達		MB-2 実験解析より、1次冷却系から2次冷却系への熱伝達を適正に評価。ただし、2次冷却系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生モデルは、MB-2 実験解析の検証から、ダウンカマ水位、伝熱部コアブラス水をほぼ適正に評価しており、2次冷却系からの液相放出はないことから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生モデルは、MB-2 実験解析の検証から、ダウンカマ水位、伝熱部コアブラス水をほぼ適正に評価しており、2次冷却系からの液相放出はないことから、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ない。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価し、液相放出がある場合、過大評価する傾向があることを確認。		
蒸気発生器	2次側水位変化・ドライアウト		MB-2 実験解析より、ダウンカマ水位、伝熱部コアブラス水位をほぼ適正に評価。液相放出がある場合、伝熱部コアブラス水位を低めに評価。		

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉容器 (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))	溶融炉心挙動モデル (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 26 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とする運転員等操作時間には影響はない。	炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の 1 次冷却材圧力は 2.0MPa [gage] を下回ることから、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 (炉心損傷後)	原子炉容器内 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 (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉容器内 FCI 現象に関する項目として「デブリジェット径 (炉心部の下部クラスと破損口径)」、[Riccour-Spalding のエントレインメント係数] 及び「デブリ粒子の径」をパラメータとした感度解析を行い、いずれにおいても 1 次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認。</li> </ul>	炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料-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、感度解析によりデブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料-冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されており、また、原子炉容器内の溶融炉心-冷却材相互作用に対する運転員等操作時間には影響はない。	炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料-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、感度解析により、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料-冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力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 (炉心損傷後)	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	<ul style="list-style-type: none"> <li>TMI 事故解析における下部プレナムでの温度挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。</li> <li>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「溶融炉心と上面プレートとの熱伝達」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、原子炉容器破損時期等の事象進展への影響は小さいことを確認。</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、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の 1 次冷却材圧力は 2.0MPa [gage] を下回ることから、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、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の 1 次冷却材圧力は 2.0MPa [gage] を下回ることから、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、溶融	原子炉容器破損モデル (原子炉容器破損モデル)	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	<ul style="list-style-type: none"> <li>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、仮想的に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。</li> </ul>	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、原子炉容器破損が早まることを確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始とする運転員等操作時間には影響はない。	炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることを確認されているが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の 1 次冷却材圧力は 2.0MPa [gage] を下回ることから、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 (炉心損傷後)	原子炉格納容器内 FP 挙動	核分裂生成物 挙動モデル (FP)	<ul style="list-style-type: none"> <li>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、燃料棒被覆管温度を高め評価し、燃料破損後の FP 放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実験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。</li> </ul>	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は、PHIBUS-PP 実験解析において燃料破損後の FP 放出開始のタイミング及び放出挙動を早める程度となっているが、最終的に係る係数は 1 割低減され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。	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、PHIBUS-PP 実験解析において燃料破損後の FP 放出開始のタイミング及び放出挙動を早める程度となっているが、最終的に係る係数は 1 割低減された感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画の希ガス量はベースケースとほぼ同様の挙動を示しており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表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 (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と与える影響
	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、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いことから、炉心損傷時間、原子炉格納容器圧力及び炉心保有熱の減少により炉心損傷を起点とする加圧器動作及び弁開放操作及び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り、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) 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。	最確条件に対して定常誤差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いことから、炉心損傷時間、原子炉格納容器圧力及び炉心保有熱の減少により炉心損傷を起点とする加圧器動作及び弁開放操作及び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を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) 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。	
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、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大きい保守的条件を用いることで初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) 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。	最確条件に対して定常誤差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。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) 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。	
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6±2.2°C	306.6°C	評価結果を厳しくするよう、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には原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) 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。	最確条件に対して定常誤差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。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) 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。	
炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17 型燃料集合体を装着した3ルーブルランク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、炉心損傷を起点とする加圧器動作がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び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るため、原子炉格納容器圧力上昇が緩やかされる。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) 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。	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、炉心損傷を起点とする加圧器動作がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び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るため、原子炉格納容器圧力上昇が緩やかされる。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) 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。		
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、現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、現象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	
原子炉格納容器自由体積	65,500m <sup>3</sup>	66,000m <sup>3</sup>	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。	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起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) 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。	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、現象進展が遅くなるが、原子炉格納容器破損時点の1次冷却材圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きい。	
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値として設定。	設計値	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。	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、現象進展が遅くなるが、原子炉格納容器破損時点の1次冷却材圧力は低くなることから、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、現象進展が遅くなるが、原子炉格納容器破損時点の1次冷却材圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きい。	

初期条件

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

項目	解析条件 (事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
起因事象	外部電源喪失	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。	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。
	安全機能の喪失に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失</li> <li>補助給水機能喪失</li> <li>原子炉補機冷却水喪失</li> </ul>	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内交流電源及び補助給水機能の喪失を設定。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原子炉補機冷却機能の喪失を設定。		
事故条件	RCPからの漏えい率 (初期)	約 1.5 <sup>3</sup> /h (1台当たり) (事象発生時からの漏えいを仮定)	RCPシール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。	最確条件をわずかに上回る漏えい率を用いることで初期の漏えい率がRCPシール部のみとなるのは、事故発生から加圧器安全弁が作動する約1時間までの間であり、RCPシール部からの漏えい率の差から漏えい量の差も十分小さい。よって、炉心損傷開始等事象進展に与える影響も十分小さいと考えられることから、運転員等操作時間に与える影響はほとんどない。	最確条件をわずかに上回る漏えい率を用いることで初期の漏えい率がRCPシール部のみとなるのは、事故発生から加圧器安全弁が作動する約1時間までの間であり、RCPシール部からの漏えい率の差から漏えい量の差も十分小さい。よって、炉心損傷開始等事象進展に与える影響も十分小さいと考えられることから、評価項目となるパラメータに与える影響はほとんどない。
	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。	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。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。	解析条件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。

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 (3 / 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			
原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間 1.8秒)	1次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の70%) (応答時間 1.8秒以下)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。	解析条件に対して、非常用炉心冷却設備作動時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータには与える影響はない。	解析条件に対して、非常用炉心冷却設備作動時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータには与える影響はない。
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa [gage] (最低保持圧力)	約 4.4MPa [gage] (通常運転時の設定圧力)	炉心への注入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。	蓄圧タンク保持圧力を最確条件とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高いため、蓄圧注入の開始が早くなり、原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力に対する影響が考えられることから、蓄圧タンク保持圧力を最確条件(4.4MPa [gage])とした感度解析を実施した結果、1次冷却系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁開放後の1次冷却材圧力が若干高く推移するものの、一方でサブクール水と蒸発による炉心冷却が進み、炉心損傷進展及び原子炉格納容器破損が遅くなる。このため、原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力は約1.4MPa [gage]で、2.0MPa [gage]を下回っており、評価項目となるパラメータには与える影響は小さいことを確認した。	蓄圧タンク保持圧力を最確条件とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高いため、蓄圧注入の開始が早くなり、原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力に対する影響が考えられることから、蓄圧タンク保持圧力を最確条件(4.4MPa [gage])とした感度解析を実施した結果、1次冷却系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁開放後の1次冷却材圧力が若干高く推移するものの、一方でサブクール水と蒸発による炉心冷却が進み、炉心損傷進展及び原子炉格納容器破損が遅くなる。このため、原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力は約1.4MPa [gage]で、2.0MPa [gage]を下回っており、評価項目となるパラメータには与える影響は小さいことを確認した。
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	約 30.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (通常運転時管理値中央)	最低の保有水量を設定。	初期保有水量として最小保有水量を用いることで、炉心への注入量が少なくなる。よって、通常運転時の保有水量を用いた場合には蓄圧注入量が多くなるが、運転員操作の起点とする炉心損傷は蓄圧注入の前に発生しており、原子炉格納容器内温度の最高値は約45時間後であることから、蓄圧注入量が運転員等操作時間には与える影響は小さい。	初期保有水量として最小保有水量を用いることで、炉心への注入量が少なくなる。よって、通常運転時の保有水量を用いた場合には蓄圧注入量が多くなるが、異なるが、評価項目となるパラメータには与える影響は小さい。
加圧器逃がし弁	95t/h (1個当たり) (2個)	95t/h (1個当たり) (2個)	加圧器逃がし弁の設計値を設定。	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は与える影響はない。	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は与える影響はない。
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	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は与える影響はない。	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は与える影響はない。
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)	粗フェイ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(粗フェイルタの取り外しを考慮)を用いた場合、解析条件で使用している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却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、運転員等操作時間には与える影響はない。また、原子炉格納容器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、運転員等操作時間には与える影響はない。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性(粗フェイルタの取り外しを考慮)を用いた場合、解析条件で使用している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータには与える影響はない。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が、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータには与える影響はない。

機器条件

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

項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
機器条件	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上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。	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上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなり、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	リロケーション	炉心の温度履歴に応じて発生	TMI 事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、現象進展に影響は与えない。	解析条件と最確条件が同様であることから、現象進展に影響は与えない。
	原子炉容器破損	最大歪みを超えた場合に破損	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対し、健全性が維持される最大の歪みを設定。		

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

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ		運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	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				
加圧器逃がし弁開	解析上の操作開始時間	運転員等操作時間として、加圧器逃がし弁への現場空気供給操作や中央制御室での加圧器逃がし弁開操作にて10分を想定して設定。	<p>【認知】 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(全交流動力電流喪失)と判断、及び補助給水系の機能喪失を判断した場合、加圧器逃がし弁開操作の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。</p> <p>【要員配置】 加圧器逃がし弁の開操作は、現場にて加圧器逃がし弁開操作の準備を行う運転員(現場)及び災害対策要員と、中央制御室にて加圧器逃がし弁開操作の準備を行う運転員(現場)及び災害対策要員は、加圧器逃がし弁開操作の準備を行っている期間、他の作業を担っていない。よって、本操作を行う中央制御室の運転員は加圧器逃がし弁開操作の準備及び開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。</p> <p>【移動】 現場で実施する加圧器逃がし弁開操作の準備は、中央制御室から機器操作場所まで通常9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。</p> <p>【操作所要時間】 中央制御室で実施する加圧器逃がし弁開操作の準備及び開操作は、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。</p> <p>【他の並列操作有無】 現場で実施する加圧器逃がし弁の開操作準備時に、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。</p> <p>中央制御室で実施する加圧器逃がし弁の開操作準備及び開操作時に、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。</p> <p>【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、加圧器逃がし弁開操作の準備は手動ハンドルによる簡易な操作であることから誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p> <p>中央制御室操作を行う要員は、中央制御室内の中央制御盤の操作器による簡易な操作なため、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。</p>	<p>加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は、炉心崩壊熱を最悪条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉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、炉心溶融開始の20分後に加圧器逃がし弁を開操作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、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は、実際の操作においては、準備が完了した段階で1次冷却系強制減圧操作を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。このため、加圧器逃がし弁開放操作の開始を10分早めた場合の感度解析を実施した結果、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.5MPa[Lgage]であることを確認した。一方、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始することに伴い、炉心崩壊熱が約1%高い状態が進展することになり、1次冷却材圧力挙動に影響を与えられ、1次冷却材圧力が、1次冷却系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧注入が早まることで炉心冷却が促進され、その結果、原子炉容器破損が遅れることから、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下することから、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧開始時間の不確かさを考慮しても、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[Lgage]を下回るパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料7.2.1.2.6)</p>	<p>加圧器逃がし弁の開操作の操作時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開操作開始を10分遅くした場合の感度解析を実施した結果、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.5MPa[Lgage]であり、約2.0MPa[Lgage]を下回っているため、炉心溶融開始から20分以上の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料7.2.1.2.6)</p>	<p>中央制御室における操作のため、シミュレーションにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施する加圧器逃がし弁の開操作準備は所要時間は3分。加圧器逃がし弁の開操作は所要時間は5分を想定しているところ、訓練実績は1分。現場で実施する加圧器逃がし弁の開操作準備は30分を想定しているところ、訓練実績は21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。</p>



## 原子炉容器の破損位置について

原子炉容器の破損について、MAAP では、以下の主要な破損モードから判定された破損モードが適用される。

- a) 計装用案内管溶接部の破損
- b) 原子炉容器のクリープ破損

原子炉容器の下部ヘッドは径方向（5ノード）及び厚さ方向（5ノード）に分割されており、ノードごとに破損に至っているかの判定が行われる。図1に原子炉容器下部ヘッドのノード分割の概念図を示す。

有効性評価<sup>※1</sup>においては、炉心下部プレナムへ移行した溶融炉心の加熱により、原子炉容器下部ヘッドの[ ]の温度が最も高くなる。径方向のノードごとの計装用案内管溶接部破損判定基準に対する割合の推移を図2に、原子炉容器表面温度の推移を図3に示す。図2の溶接部破損判定基準に対する割合は、しきい値[ ]に対する溶接部のひずみ量の割合、または、計装用案内管にかかる圧力荷重と溶接部の最大せん断応力との割合のいずれか大きい方の値を表しているが、図2に示すとおり、原子炉容器下部ヘッドの[ ]に該当する[ ]の溶接部破損判定基準に対する割合が1に達して原子炉容器破損に至っている。また、図3に示すとおり、[ ]が高温を長時間維持していることが確認された。

※1 7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱にて対象としている評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」（「7.2.1.2 格納容器過温破損」の評価事故シーケンスへの対応及び事象進展と同じ。）

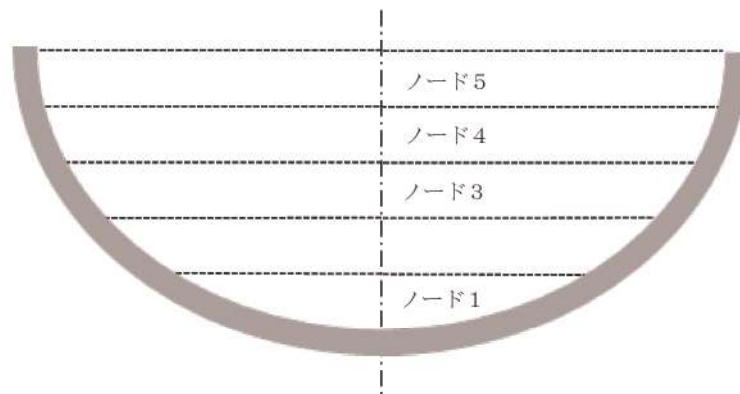


図1 原子炉容器下部ヘッドのノード分割（概念図）

[ ] : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

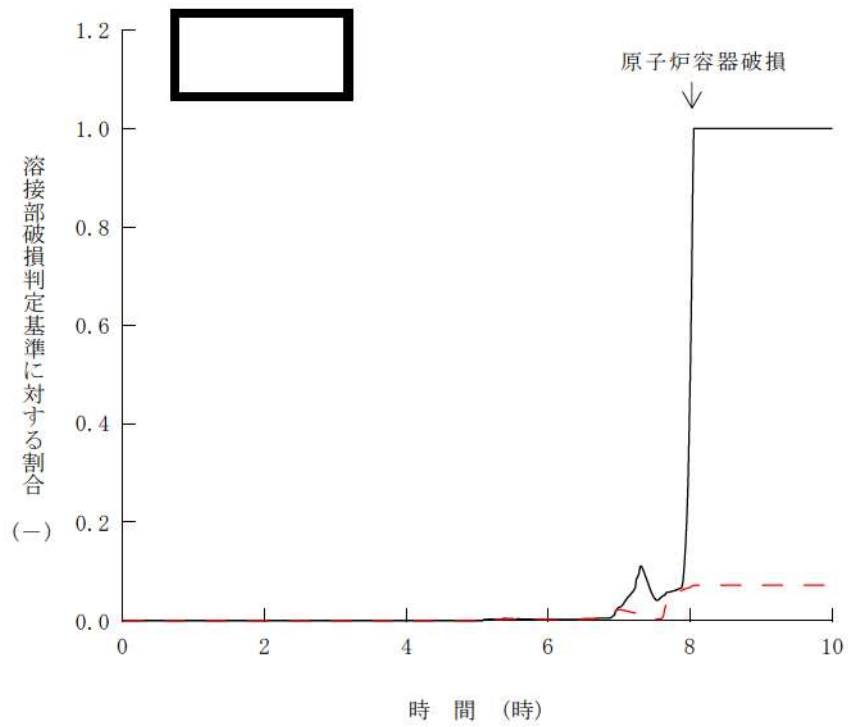


図2 径方向のノードごとの溶接部破損判定基準に対する割合の推移

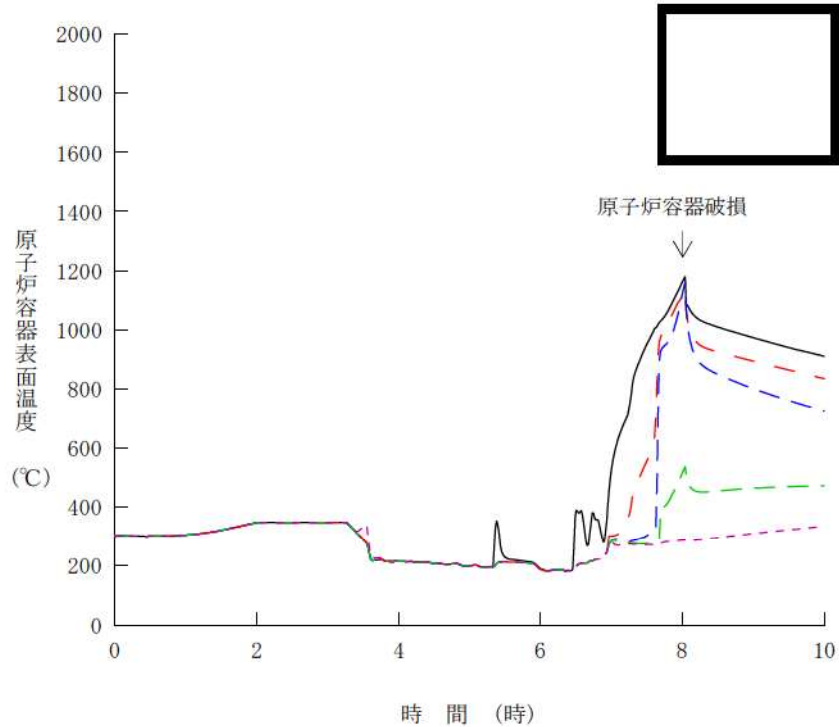


図3 径方向のノードごとの原子炉容器表面温度の推移

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。