

7.2.3 原子炉压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「原子炉压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、AEI，AEW，SEI，SLI，SLW及びSEWである。

(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「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では，原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに，ECS注水機能や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，溶融炉心と原子炉压力容器外の冷却材の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ，その時に，発生するエネルギーが大きい場合には，構造物が破壊されることにより，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。また、これらの各種実験結果及びJ A S M I N Eコードを用いた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いと考えられる。

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、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、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、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」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、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等を整備する。

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、格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却等を整備する。

さらに、非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、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によって原子炉下部キャビティへ注水する対策等を整備する。加えて、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合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

P D S 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 P D S のうち、破断規模の大きい「A * *」が事象進展が速く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きいとため、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。また、原子炉格納容器内に水の持ち込みはあるが原子炉格納容器内の冷却がない「* * W」が、圧力上昇抑制効果に期待できない点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい P D S は、破断規模が大きく、E C C S 注水機能又は再循環機能並びに格納容器スプレイ注入機能又は再循環機能が喪失する「A E W」である。

この P D S には、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・大破断 L O C A 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 L O C A 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注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断 L O C A 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 L O C A 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 L O C A 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 L O C A 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 L O C A 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 L O C A 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 L O C A 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 L O C A 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 L O C A 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

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは，中破断 L O C A に比べ破断口径が大きく，原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きくなる大破断 L O C A を起因とし，さらに炉心損傷を早める観点から低圧注入機能及び高圧注入機能の

喪失を，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た

「大破断 L O C A 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，本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器への格納容器スプレイとしては，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。このため，全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することにより，格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイは想定せず，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注水開始時間が遅く，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，事象を厳しく評価することとなる。

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熔融燃料－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ＦＰ（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・区画内の流動
 - ・ 格納容器スプレイ冷却
 - ・ 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ＦＰ（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総合解析コードMAAPを使用する。

なお，解析コードMAAPについては，LOCA直後の原

子炉格納容器温度のような短期間に発生する現象を精緻に取扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的には、原子炉格納容器温度については、「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

さらに、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が、以下の条件を適用する。本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.2.3.1 表に示す。

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

計装用案内管と同等の径を用いるものとする。

(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を用いるものとする。

(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

された面積を用いるものとする。

(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。原子炉圧力容器外の溶融燃料－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、事象発生の約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により、原子炉下部キャビティに注水される。

また、原子炉容器水位がなくなることにより、事象発生の約1.5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、事象発生の24時間後に中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）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により、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器圧力は事象発生の約47時間後に、

原子炉格納容器温度は事象発生約 48 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、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第 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。

「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)，(6)，(7)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、「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」と同様である。また、(8)に示す評価項目については、「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。

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ものとする。

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイにより、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を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員

等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う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とし、事象発生後の24時間後に操作を行う中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）への海水通水による格納容器内自然対流冷却及び事象発生後の60分後に操作を行うアニュラス空気再循環設備の空気作動弁への代替空気供給によるアニュラス排気ファンの起動についても、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による不確かさの影響を確認する。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早くなる等炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点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が早くなる。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により原子炉格納容器圧力及び温度を高く評価する可能性があるが、原子炉

格納容器内温度及び圧力を起点としてい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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としてい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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容器破損時間を起点としてい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の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかし、原子炉容器破損時間を起点としてい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溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、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与える感度は小さい。また、圧力

スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点としてい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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早くなるが、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により原子炉格納容器温度及び圧力を高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器温度及び圧力は低くなり、評価項目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の不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融

炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、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与える感度は小さい。このため、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における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による代替格納容器スプレイ及び中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）への海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビ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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

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「原子炉压力容器外の熔融燃料－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「原子炉压力容器外の熔融燃料－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、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、ECCS注水機能や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、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却材の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、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ることにより、原子炉格納容器が破損に至ることが特徴である。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」に対する格納容器破損防止対策としては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

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」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並びに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作によ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を抑制することが可能

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、評価項目を満足するとともに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、原子炉格納容器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、原子炉格納容器内の水素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は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」において、評価項目を満足していることを確認している。

また、原子炉格納容器の水素濃度については、「7.2.4 水素燃焼」において、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、評価項目を満足していることを確認している。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、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、運転員及び緊急時対応要員並びに参集要員にて対処可能である。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、格納容器内自然対

流冷却等の格納容器破損防止対策は、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。

7.2.4 水素燃焼

7.2.4.1 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「水素燃焼」に至る可能性のある P D S 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、T E I、S E D、A E I、S E I、S L I、T E D、T E W、S E W、A E W、S L W及びA E Dである。

(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「水素燃焼」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やE C C S再循環機能等の安全機能の喪失が重畳して、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用等によって水素が発生する。このため、緩和措置がとられない場合には、水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、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、継続的に発生する水素を処理し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、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対しては、原子炉下部キャビティへ注水し、水素発生を抑制する。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーク

ンスに対して、PWRプラントは原子炉格納容器の自由体積が大きいことにより水素濃度が高濃度にならないという特徴を有している。その上で、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器内の水素濃度を低減する観点から、静的触媒式水素再結合装置を設置する。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。さらに、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、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により原子炉下部キャビティへ注水する対策等を整備する。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために格納容器水素濃度計測装置等により原子炉格納容器内の水素濃度を測定する。これらの対策の概略系統図を第7.2.4.1図に、手順の概要を第7.2.4.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.2.4.1表に示す。

本格納容器破損モードのうち、「7.2.4.2(1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける重大事故等対策に必要な要員は、運転員及び緊急時対応要員で構成され、合計21名である。

具体的には、中央監視・指示を行う当直長、副当直長の2名、中央制御室又は現場にて運転操作対応を行う運転員8名、関係各所へ連絡を行う連絡責任者等4名を含む、現場にて水素濃度監視等を行う緊急時対応要員11名の合計21名であり、必要な要員と作業項目について第7.2.4.3図に示す。また、

評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果 28 名となるが、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様に対処可能である。

a. 事象の発生及び対応処置

L O C A，過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号，E C C S 作動信号等が発信すれば、原子炉の自動停止，E C C S 及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。

その後、格納容器スプレイ機能，E C C S 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。

事象の発生及び対応処置の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 事象進展の判断及び対応準備

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、非常用ガスタービン発電機，空冷式非常用発電装置等による電源確保，中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給，使用済燃料ピットへの注水確保，高圧再循環，格納容器内自然対流冷却，アニュラス空気再循環系及び中央制御室換気空調系の準備を行う。

1 次冷却材圧力の低下等により，1 次冷却材漏えいの兆候有無の判断を行うとともに，1 次冷却材圧力の急速な低下による大破断 L O C A の発生有無，補助給水流量の低下

による蒸気発生器への注水喪失の有無により事象進展の判断を行う。

全交流動力電源喪失又は全交流動力電源喪失と L O C A が発生した場合の対応操作として、充てんポンプ（B，自己冷却式）の準備を行う。また，大破断 L O C A への進展の可能性を考慮して，充てんポンプ（B，自己冷却式）の準備完了後に代替格納容器スプレイポンプの準備を行う。なお，大破断 L O C A が発生した場合は，代替格納容器スプレイポンプの準備を優先する。

全交流動力電源喪失と L O C A が重畳した場合は，充てんポンプ（B，自己冷却式）により代替炉心注水を行うが，1 次冷却材圧力の急速な低下等により大破断 L O C A に進展した場合，充てんポンプ（B，自己冷却式）に加えて，代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を行う。その後，炉心損傷の兆候がある場合（炉心出口温度について，600℃を超えて上昇する場合，毎分 15℃以上上昇する場合又は 350℃を超えている状態が 10 分以上継続する場合）は，注水先を切替えることにより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行う。また，炉心損傷の兆候確認後の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実施時においても，炉心損傷の進展防止及び緩和のために，充てんポンプ（B，自己冷却式）による代替炉心注水を行う。

事象進展の判断に必要な計装設備は，1 次冷却材圧力等である。

c. アニュラス空気再循環系及び中央制御室換気空調系の起動

全交流動力電源喪失時、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気再循環系の空気作動弁への代替空気供給操作を行い、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等により電源供給された後にアニュラス排気ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室換気空調系ダンパの開処置を行い、中央制御室換気空調系の起動操作を行う。

d. 補助給水系機能維持の判断

補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、1次冷却材漏えいの兆候がない又は1次冷却材漏えいの兆候はあるが大破断LOCAに至らない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で1次冷却材圧力を2.0MPa[gage]以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池の準備を行う。

補助給水系機能維持の判断に必要な計装設備は、補助給水ライン流量等である。

e. イグナイタの起動及び格納容器水素濃度計測装置等の運転準備

原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が 350℃を超える状態又は E C C S 作動信号の発信を伴う 1 次冷却材喪失時にすべての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時には、準備完了後、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。

f. 炉心損傷の判断

炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 1×10^5 mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。なお、炉心損傷の判断基準である炉心出口温度 350℃は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられる温度として、加圧器安全弁の設定圧力を考慮した 1 次系の最大飽和蒸気温度から設定した値であり、格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ） 1×10^5 mSv/h は、炉心溶融時の原子炉格納容器内線量率の評価結果を踏まえて設定した値である。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）等である。

g. 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認

静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置作動

温度計測装置の温度上昇により確認する。また、イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、イグナイタ作動温度計測装置の温度上昇により確認する。

h. 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

格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等からの給電及び代替格納容器スプレイポンプの準備が整い、炉心損傷の兆候がある場合には、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水の準備を行い、準備が整い次第、炉心への注水を行う。また、代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水タンク水位計の指示が16%以下に到達した場合に、補助給水タンクとの連絡のための準備を行い、補助給水タンクに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が80%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である0.283MPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。

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

イに必要な計装設備は、格納容器内圧力（広域）等である。

i. 水素濃度監視

ジルコニウム－水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、炉心出口温度計指示が 350℃を超える状態又は E C C S 作動信号の発信を伴う L O C A 時にすべての高圧注入機能が喪失した場合に格納容器水素濃度計測装置等の準備を行うとともに、準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。

また、アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度 (AM) 計測装置の準備を行うとともに、準備が整い次第運転し、アニュラス内の水素濃度の測定を開始する。

j. 格納容器内自然対流冷却

格納容器再循環ユニット（A 及び B）に原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。

また、全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、中型ポンプ車により格納容器再循環ユニット（A 及び B）に冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器内圧力（広域）等である。

7.2.4.2 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

P D S 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 P D S のうち、事象進展が速く初期から水素放出が開始され、かつ、原子炉容器の破損が早い「A **」が水素放出速度の観点で厳しい。また、「** D」,「** W」においては水素燃焼以外の要因で格納容器破損が生じること及び格納容器スプレイ作動による水蒸気凝縮に伴い、相対的に水素濃度が上昇することから「** I」がより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい P D S は、破断規模が大きく、格納容器スプレイが作動する「A E I」である。

この P D S には、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 中破断 L O C A 時に高圧注入機能が喪失する事故
- ・ 中破断 L O C A 時に高圧再循環機能が喪失する事故
- ・ 大破断 L O C A 時に低圧注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断 L O C A 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故
- ・ 中破断 L O C A 時に蓄圧注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断 L O C A 時に蓄圧注入機能が喪失する事故

これらの事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは、中破断 L O C A に比べ破断口径が大きく、事象進展が速くなり、初期から水素放出が開始され、かつ、水素放出速度が大きくなる大破断 L O C A を起因とし、事象初期に大容量の炉

心注水に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し、さらに事象初期の 1 次系保有水量を厳しくする観点から高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断 L O C A 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」である。

本評価事故シーケンスにおいて、水素発生に係る重要現象は、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 次系，加圧器，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破損，溶融
- ・ 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における 1 次系内 F P（核分裂生成物）挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・ 格納容器スプレイ冷却
- ・ 水素濃度変化

- ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり
- ・ 炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・ 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱
- ・ 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
- ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内 F P（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総合解析コード M A A P を使用する。

なお、解析コード M A A P については、L O C A 直後の原子炉格納容器温度のような短期間に発生する現象を精緻に取扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的には、原子炉格納容器温度については、「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

また、本評価事故シーケンスにおいて原子炉格納容器内水

素濃度評価に係る重要現象は以下のとおりである。

- ・ 区画間・区画内の流動
- ・ 構造材との熱伝達及び内部熱伝導
- ・ スpray冷却
- ・ 水素処理

これらの現象を適切に評価することが可能な熱流動解析コードGOTHICを使用する。なお、第7.2.4.4図に示すとおり、解析コードGOTHICで原子炉格納容器内水素濃度を評価する際は、解析コードMAAPによる評価結果に基づいて時刻暦の水素の発生量が評価され、これを境界条件として解析コードGOTHICに入力する。

さらに、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に対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.4.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、高温側配管の口径である約

0.74m (29inch)の完全両端破断とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合，格納容器スプレイが早期に起動し，水蒸気が凝縮されることにより，水素濃度の観点で厳しくなる。

(d) 水素の発生

全炉心内ジルコニウム量の 75%が水と反応することによる水素の発生を考慮する。

水と反応する炉心内のジルコニウム量の割合は，解析コードMAAPによる評価結果に基づき 75%に補正する。補正する期間は，炉心溶融開始時点から，すべての溶融炉心が原子炉容器外に落下し，溶融炉心と水が反応することによるジルコニウム－水反応が収束するまでの期間とする。さらに，水と反応するジルコニウム量の割合として，全炉心内ジルコニウム量の 75%と解析コードMAAPによる解析結果との差分は，補正期間中一定速度で増加するものとする。

また，水の放射線分解，金属腐食及びヒドラジンの放射線分解による水素の発生を考慮する。水の放射線分解では，水素の生成割合を，炉心水については 0.4 分子/100eV，サンプ水については 0.3 分子/100eV とする。金属腐食では，アルミニウム及び亜鉛を考慮し，それぞれ

アルカリ性及び酸性の水溶液との反応により生成される水素を評価する。ヒドラジンの放射線分解では、水素の生成割合を 0.4 分子/100eV とする。

(e) 水素の燃焼

第 7.2.4.5 図に示すとおり、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉心内ジルコニウム量の 75% が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与するものとする。また、燃焼後の圧力が高くなるように燃焼前の加圧を想定し、火炎の下方伝播により原子炉格納容器内全体で燃焼が生じ得るウェット水素濃度 8 % の条件下での水蒸気量を考慮する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 静的触媒式水素再結合装置

静的触媒式水素再結合装置 1 基当たりの処理性能については、設計値を基に 1.2kg/h（水素濃度 4 vol%, 圧力 0.15MPa[abs]時）を用いるものとする。また、装置については 5 基の設置を考慮するものとする。

(b) イグナイタ

解析においては水素濃度の観点で厳しくなるようイグナイタの効果は期待しないものとする。

(c) 格納容器スプレイポンプ

格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプ 2 台を使用するものとし、最大流量（設計値）を用いるものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

静的触媒式水素再結合装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理し、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作に関する条件はない。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第 7.2.4.6 図及び第 7.2.4.7 図に、原子炉格納容器内の水素・水蒸気濃度、燃料最高温度の推移及びジルコニウム－水反応割合の推移を第 7.2.4.8 図から第 7.2.4.10 図に、原子炉格納容器内の平均水素濃度及び原子炉格納容器内の各区画水素濃度の推移を第 7.2.4.11 図及び第 7.2.4.12 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、炉内の水が急激に減少し燃料の露出が開始すると、燃料被覆管温度が上昇することによりジルコニウム－水反応による水素が発生するとともに、事象発生約 24 分後に炉心溶融が開始する。さらに、事象発生約 1 時間後には原子炉容器下部ヘッドへの溶融炉心落下に伴い水素が発生する。

その後、事象発生約 1.3 時間後に原子炉容器破損に至り、事象発生約 3 時間後にすべての溶融炉心が原子炉容器外に落下すると、ジルコニウム－水反応による水素の生成はほぼ停止する。

第 7.2.4.11 図に示すように、水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置する静的触媒式水素再結合装置の効果により原子炉格納容器内

の水素濃度は徐々に低下し、蓄積することではなく、事象発生から 25 時間時点においても低下傾向となる。

また、第 7.2.4.12 図に示すように、1 次冷却材配管の破断区画において、ジルコニウム－水反応により発生した水素が破断口から放出されることにより、一時的に水素濃度が高くなるが、その期間は短く、水蒸気を含む雰囲気下において爆轟領域に達しない。事象発生初期においては、各区画の水素濃度は多少のばらつきが生じるものの、格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度分布は一様となる。

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力は、第 7.2.4.13 図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレイが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍 (0.566MPa[gage]) を下回る。

原子炉格納容器温度は、第 7.2.4.14 図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレイが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200℃を下回る。

1 次系圧力は、第 7.2.4.15 図に示すとおり、原子炉容器破損までに 2.0MPa[gage]以下に低減される。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の (3) に示す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開始が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、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示す。

原子炉格納容器内の水素濃度は、第 7.2.4.11 図に示すとおり、事象発生後早期にジルコニウム－水反応に伴い発生する水素により上昇するが、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約 11.3vol%で減少に転じ、13 vol%を下回る。また、局所の水素濃度については爆轟領域に入る区画はないため、原子炉格納容器の健全性は確保される。

全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応することにより発生した水素が、すべて燃焼に寄与すること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は、最高値約 0.429MPa[gage]であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍(0.566MPa[gage])を下回る。

(5)及び(8)に示す評価項目については、格納容器スプレイに失敗するため、本評価事故シーケンスより原子炉格納容器圧力が高く推移し、格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに溜まる水が少なく、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」に示す。

第 7.2.4.13 図及び第 7.2.4.14 図に示すように、事象発生約 1.3 時間後に原子炉下部キャビティに熔融炉心が落下するが、事象初期より格納容器スプレイが起動している

ため、事象発生から約4時間時点において原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、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雰囲気は安定して除熱されており、その後も安定状態を維持できる。

7.2.4.3 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ものとする。

本評価事故シーケンスは、静的触媒式水素再結合装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理し、原子炉格納容器の健全性を確保することが特徴である。このため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

(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

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2 (2) 有効性評価の条件」に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減し、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、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（解析コードM A A P）

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の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，T M I 事故の再現性が確認されている。また，炉心ヒートアップの感度解析により，下部プレナムへのリロケーション開始時間は 30 秒程度早くなるが，有効性評価では，解析コードM A A Pで得られた水素発生量が全炉心内ジルコニウム量の 75%と水が反応することにより発生する量になるように水素発生率を補正して評価していることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における水素濃度変化の不確かさとして，水素発生に関する基本的なモデルは，T M I 事故の再現性が確認されている。また，有効性評価では，解析コードM A A Pで得られた水素発生量が，全炉心内ジルコニウム量の 75%と水が反応することにより発生する量になるように水素発生率を補正して評価していることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして，熔融炉心挙動モデルは，T M I 事故についての再現性が確認されている。また，炉心崩壊に至る温度の感度解析より，原子炉容器破損時間は早くなるが，有効性評価では，解析コードM A A Pで得られた水素発生量の変化を全炉心内のジルコニウム量の 75%と水が反応するこ

とにより発生する量になるように水素発生率を補正して評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかし、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われているため、溶融炉心・コンクリート相互作用が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、原子炉下部キャビティの床に堆積した溶融炉心が周囲のコンクリートや原子炉下部キャビティ水と伝熱する過程で種々の不確かさが考えられることから、「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組み合わせを考慮した感度解析を実施している。基本ケースでは有意な侵食は発生しないが、感度解析の結果、溶融炉心の拡がり面積として、局所的に溶融炉心が堆積することによりコンクリート侵食が開始され水素が発生するが、溶融炉心が冷却されることによりコンクリート侵食が停止し、水素発生も停止する。また、溶融炉

心・コンクリート相互作用により発生する水素はすべてジルコニウムに起因するものであり，反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。このため，原子炉容器内及び原子炉容器外でのジルコニウム－水反応による水素発生に加えて，熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮しても，ドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度は最大約12.1vol%であり，13vol%を下回る。したがって，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を考慮しても，評価項目を満足する。なお，追加発生となる水素については，静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタにより処理が可能である。

c. 評価項目となるパラメータに与える影響（解析コードGOTHIC）

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動，構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びにスプレー冷却の不確かさとして，NUPEC検証解析により影響程度を確認しており，爆轟領域に最も余裕の小さい区画において，不確かさを考慮しても爆轟に至る可能性はない。また，本評価事故シーケンスでは，「7.2.4.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり，格納容器スプレー等による原子炉格納容器内の攪拌や対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度は均一化する傾向にある。このような場合には，原子炉格納容器ドーム部のノード分割の差により解析結果に大きな差異は生じない。このため，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 7.2.4.2 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，原則，評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから，その中で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，静的触媒式水素再結合装置の性能及び 1 次冷却材の流出流量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

本評価事故シーケンスは，「7.2.4.2 (2) 有効性評価の条件」に示すとおり，静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減し，原子炉格納容器の破損を防止する。このため，運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し，最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合，解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため，原子炉容器破損時間等が遅くなり炉内に燃料が留まる時間が長くなる。このため，炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素の量が多くなると考えられるが，水素発生量に対しては全炉心内のジルコ

ニウム量の 75%が水と反応することにより発生する量になるように水素発生率を補正していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

静的触媒式水素再結合装置による水素処理は、長期的に原子炉格納容器全体の水素濃度を低下させるものである。静的触媒式水素再結合装置の性能の変動を考慮した場合として、静的触媒式水素再結合装置の効果を期待せず、炉心損傷時に全炉心内のジルコニウム量の 75%が反応したと想定して評価した結果、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度は約 11.5vol%であり、13 vol%を下回る。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、静的触媒式水素再結合装置の水素濃度の違いによる再結合反応開始遅れの影響を考慮し、静的触媒式水素再結合装置が水素濃度 5 vol%まで起動しないと想定して評価した結果、約 2 kg の未反応分の水素が発生し、水素濃度としては約 0.03vol%上昇するが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

1 次冷却材の流出流量の変動として地震による E x c e s s L O C A の発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展が変動し、炉心溶融開始が早まり、水素生成挙動にも影響が生じることが考えられるが、発生水素量については、全炉心内ジルコニウム量の 75%が水と反応することにより発生する量になるように水素発生率を補正しており、さらに、静的触媒式水素再結合装置の

効果を期待せず炉心損傷時に全炉心内ジルコニウム量の75%が反応したと想定しても、ドライ換算の原子炉格納容器内の水素濃度は約11.5vol%であり13vol%を下回る。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、「7.2.4.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり、重大事故等時に水素濃度上昇を抑制するための設備としてイグナイタを設置する。第7.2.4.16図にイグナイタの効果に期待する場合の原子炉格納容器内におけるウェット換算の水素濃度の推移を、第7.2.4.17図にドライ換算の水素濃度の推移を示す。イグナイタの効果は、全炉心内のジルコニウム量の100%が水と反応することによる水素発生量を考慮しても、静的触媒式水素再結合装置の効果と相まって、原子炉格納容器内の水素濃度を13vol%に対して十分下回るよう抑制することが可能である。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置により運

転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減し、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減し、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、操作遅れによる影響はない。

(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、静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減し、原子炉格納容器の破損を防止することにより、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、本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置により

運転員等操作を介することはないことから、操作遅れによる影響及び要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.2.4.4 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「水素燃焼」において、重大事故等対策時に必要な初動の要員は、「7.2.4.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり 28 名であり、事故発生 4 時間以降については参集要員も考慮する。このため、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す運転員及び緊急時対応要員 32 名並びに参集要員で対応可能である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「水素燃焼」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水 源

燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイについては、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位になるまでの水位としての約 1,530m³の使用を考慮し、再循環切替水位到達後、格納容器スプレイ再循環に切替える。再循環切替以降は、格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイ再循環を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

なお、外部電源喪失を想定した場合も同様の対応である。

b. 燃 料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後 7 日間ディーゼル発電機 2 台が全負荷で運転した場合、約 516kL の重油が必要となる。

また、緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 5 kL の軽油が必要となる。

7 日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 516kL、軽油約 5 kL となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示しており、燃料油貯油槽及び重油タンクの重油量約 516kL 並びに軽油タンクの軽油量約 55kL にて供給可能である。

c. 電 源

外部電源の喪失は想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により起動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.2.4.5 結 論

格納容器破損モード「水素燃焼」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能や E C C

S再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、ジルコニウム－水反応，水の放射線分解，金属腐食及び熔融炉心・コンクリート相互作用等によって水素が発生し，水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ，その結果，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「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては，静的触媒式水素再結合装置を考慮する。また，より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。さらに，熔融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては，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によって原子炉下部キャビティへ注水する対策を考慮する。加えて，原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために，水素濃度計測装置により原子炉格納容器内の水素濃度測定を行う。

格納容器破損モード「水素燃焼」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」について有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても，原子炉格納容器自由体積が大きいため，著しい炉心損傷時にジルコニウム－水反応により短期間に発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の上昇は限定されることから，水素燃焼による原子炉格納容器破損を防止することができる。また，静的触媒式水素再結合装置によって，水の放射線分解等により緩やかに発生する水素を除去し，原子炉格納容器内の水素濃度を低減できる。

その結果，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次系圧力，原子炉格納容器内の水素濃度及び水素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は評価項目を満足するとともに，長期的には原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

なお，原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については，「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」において，熔融炉心によるコンクリート侵食については，「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において，評価項目を満足していることを確認している。

解析コード及び解析条件の不確かさについて，操作への影響を含めて確認した結果，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，操作遅れによる影響はない。

重大事故等対策に必要な要員は，運転員及び緊急時対応要員並びに参集要員にて対処可能である。また，必要な水源，燃料及び電源については，外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから，静的触媒式水素再結合装置の格納容器破損防止対策は，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「水素燃焼」に対して有効である。

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

7.2.5.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるPDSは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TEI、TED、SED、TEW、AEI、SEI、AED、SLI、SLW、AEW及びSEWである。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断，過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，格納容器スプレイ注入機能やECCS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，原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され，原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することにより原子炉格納容器の破損に至る。

したがって，本格納容器破損モードでは，原子炉格納容器床へ注水し，原子炉格納容器床に落下した溶融炉心を冷却することにより原子炉格納容器の破損を防止する。また，非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに，継続的に発生する水素を処理する。長期的には，最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送

を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器床のコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティへの注水等を整備する。また、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合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イグナイタを設置する。

さらに、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、格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却等を整備する。

したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

7.2.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

PDSの選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、破断規模の大きい「A**」が事象進展が速く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きいいため、溶融

炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい。また、E C C S又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、コンクリート侵食抑制効果に期待できない点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいP D Sは、破断規模が大きく、E C C S注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「A E D」である。

このP D Sには、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・中破断L O C A時に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
- ・大破断L O C A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

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは、中破断L O C Aに比べ破断口径が大きく、事象進展が速くなり、原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きくなる大破断L O C Aを起因とした「大破断L O C A時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。

また、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格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

したがって、本評価事故シーケンスは「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。

本評価事故シーケンスにおいて、熔融炉心・コンクリート

相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

- ・ 崩壊熱
- ・ 燃料棒内温度変化
- ・ 燃料棒表面熱伝達
- ・ 燃料被覆管酸化
- ・ 燃料被覆管変形
- ・ 沸騰・ボイド率変化
- ・ 気液分離・対向流

b. 原子炉容器，１次系，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ＦＰ（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・区画内の流動
- ・ 格納容器スプレイ冷却
- ・ 水素濃度変化
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり

- ・ 炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・ 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱
- ・ 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
- ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内 F P（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総合解析コード M A A P を使用する。

さらに、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が、以下の条件を適用する。本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.2.5.1 表に示す。

a. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり

原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとす

る。

- (b) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限

大気圧条件で 0.8MW/m^2 相当とする。

- (c) 溶融炉心とコンクリートの伝熱

溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定するものとする。

(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。溶融炉心・コンクリート相互作用における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉下部キャビティ水量、ベースマット侵食深さの原子炉格納容器パラメータの変化を第7.2.5.1図及び第7.2.5.2図に示す。

a. 事象進展

「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生の約19分後に炉心溶融に至り、事象発生の約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により、原子炉下部キャビティに注水される。

また、原子炉容器水位がなくなることにより、事象発生の約1.5時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下することにより原子炉下部キャビティ水位が変動する。溶融炉心が原子炉下部キャ

ビティに落下する時点では原子炉下部キャビティには水量が確保されており、溶融炉心からの崩壊熱は除去され、ベースマットに有意な侵食は発生しない。

b. 評価項目等

ベースマット侵食深さは、第 7.2.5.2 図に示すとおり、代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティへの注水により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却することから、ベースマットに有意な侵食は発生していない。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(1)，(2)，(3)，(4)，(6)及び(7)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、「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」と、(5)に示す評価項目については、「7.2.3.2(3) 有効性評価の結果」と同様である。

7.2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、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ものとする。

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイにより、原子炉格納容器内部に注水することにより溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制することが特徴である。

また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う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とし、事象発生の 24 時間後に操作を行う中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A 及び B）への海水通水による格納容器内自然対流冷却及び事象発生の 60 分後に操作を行うアニュラス空気再循環設備の空気作動弁への代替空気供給によるアニュラス排気ファンの起動についても、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による不確かさの影響を確認する。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早くなる等炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点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が早くなる。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流

動が主であるため、不確かさは小さい。また、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としてい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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としてい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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容器破損時間を起点としてい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の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としてい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溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された溶融炉心の冷却状態が、コ

ンクリート侵食に与える感度は小さい。また、圧力スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡大及び熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、「b. 評価項目となるパラメータに与える影響」に示すとおり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡大の感度解析により、感度解析ケースの組み合わせのうち、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡大を小さくした場合に、約 19cm のコンクリート侵食が発生する。しかしながら、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡大、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、ACE 及び SURC 実験解析等により、熔融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できる。また、熔融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃

料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早くなるが、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であり、その不確かさは小さい。このため、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の不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器破損時間がわずかに早まった場合においても、原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さい。このため、

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の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器破損時間がわずかに早まった場合においても、原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された溶融炉心の冷却状態が、コンクリート侵食に与える感度は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの感度解析を踏まえ、不確かさに関する感度解析パラメータを組み合わせたケースについて感度解析を行った。なお、水中での溶融物の拡がり挙動は、知見も少なく複雑であることから、解析条件として極端な設定とした。

落下時に細粒化などにより溶融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりが小さい場合には、約 19cm のコンクリート侵食が発生する。しかしなが

ら、その後は原子炉下部キャビティ水により冷却されることによりコンクリート侵食は停止し、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。また、溶融炉心の拡がり小さい場合、拡がり面積は約11m²となるが、原子炉容器破損位置が原子炉下部キャビティ側面に近いと、溶融炉心が原子炉下部キャビティ側面に接触する場合がある。解析上は、側面クラスト全体がコンクリートと接触するよう取り扱っているため、原子炉下部キャビティ側面は、約19cmのコンクリート侵食が発生する。

一方、落下時に冷却されず、高温のまま原子炉下部キャビティ床に到達する場合、溶融炉心は原子炉下部キャビティ床全面に拡がると考えられるため、原子炉下部キャビティ床面、側面とも、約4mmのコンクリート侵食が発生する。

しかしながら、いずれのケースにおいても実機では溶融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むこと、実験等の知見において、側面コンクリートが侵食されてギャップが形成されることにより溶融物の冷却が促進し、コンクリート侵食が抑制されることから、原子炉下部キャビティ側面への侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。

以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響はない。

炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリ

ート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、ACE及びSURC実験解析等により、溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できる。このため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.5.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確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、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えと考えられる炉心崩壊熱、1次冷却材の流出流量及び格納容器再循環ユニット（A及びB）の除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなる。このため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が遅くなる。さらに、最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容

器に放出されるエネルギーが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としてい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。

1次冷却材の流出流量の変動として地震による E x c e s s L O C A の発生を考慮した場合、流出流量の増加により、事象進展は変動し、炉心溶融開始等が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点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が早くなる。

格納容器再循環ユニット（A及びB）の除熱特性について、粗フィルタを取外した場合の除熱特性の設計値を考慮した場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としてい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。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が速くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点としてい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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも

小さくなるため、溶融炉心のエネルギーが減少し、原子炉容器破損時間が遅くなる。このため、溶融炉心の原子炉下部キャビティ落下時点での原子炉下部キャビティ水量は多くなるため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次冷却材の流出流量の変動として地震による E x c e s s L O C A の発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展が変動することから、炉心や原子炉格納容器への影響の観点から、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。なお、いずれのケースも代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は L O C A の発生を操作の起点として現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮した事象発生後約 49 分とした。その結果、第 7.2.5.3 図から第 7.2.5.8 図に示すとおり、各ケースともに原子炉下部キャビティへの溶融炉心落下時に原子炉下部キャビティ水が十分存在するため、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

- i. 1次冷却材高温側配管 全ループ破断
- ii. 1次冷却材低温側配管 全ループ破断
- iii. 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）

格納容器再循環ユニット（A 及び B）の除熱特性について、粗フィルタを取外した場合の除熱特性の設計値を考慮した場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなる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、原子炉容器破損時間には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

本評価事故シーケンスの要員の配置による他の操作に与える影響については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心溶融開始から 30 分後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は、1 次冷却材の流出流量等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉下部キャビティの水位上昇が速くなることから評価項目に対する余裕が大きくなるが、1 次冷却材の流出流量については「7.2.1.1.3(2) a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響」について事象発生から約 49 分で操作開始する場合の影響を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小

さい。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティへの注水が遅れた場合の操作余裕時間を事象発生から 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。

中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A 及び B）への海水通水による格納容器内自然対流冷却及びアニュラス空気再循環設備の空気作動弁への代替空気供給によるアニュラス排気ファンの起動に係る不確かさの影響評価については、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で大きな影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

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時間に対する時間余裕を確認するため、代替格納容器スプレイの開始を約 10 分遅く、事象発生から 60 分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.2.5.9 図及

び第 7.2.5.10 図に示すとおり代替格納容器スプレイ開始が約 10 分遅くなった場合でも原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は 1.0m 程度であり，原子炉下部キャビティ水位が十分に存在する。このため，操作時間余裕として事象発生から 60 分程度は確保できる。

中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット(A 及び B)への海水通水による格納容器内自然対流冷却及びアニュラス空気再循環設備の空気作動弁への代替空気供給によるアニュラス排気ファンの起動に係る操作余裕時間については、「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，炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり，熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして，原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが，原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお，本感度解析では解析条件として極端な設定としており，また，熔融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより熔融物の冷却が促進されと考えられることから，実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから，原子炉格納容

器の構造部材の支持機能には影響はない。

その他の解析コード及び解析条件の不確かさ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による代替格納容器スプレイ及び中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）への海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビ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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.2.5.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、重大事故等対策時に必要な要員は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

7.2.5.5 結 論

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やE C C S再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床へ流出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することにより、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「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）への海水通水による格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作によ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、格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却等を行うことにより、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却及び原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

その結果、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目を満足するとともに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、原子炉格納容器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、原子炉格納容器内の水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、

「7.2.1.1 格納容器過圧破損」において、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については、

「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」において、原子炉格納容器の水素濃度については、「7.2.4 水素燃焼」において、評価項目を満足していることを確認している。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、解析コードの不確かさのうち、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、熔融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより熔融物の冷却が促進されることが考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。

その他の解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響も含めて確認した結果、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

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。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員及び緊急時対応要員並びに参集要員にて対処可能である。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、格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、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「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。

第 7.2.1.1.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（1／4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	ＬＯＣＡ，過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し，原子炉トリップ信号，ＥＣＣＳ作動信号等が発信すれば，原子炉の自動停止，ＥＣＣＳ及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。その後，格納容器スプレイ機能，ＥＣＣＳ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には，全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。	蓄電池（非常用）	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 線源領域中性子束
事象進展の判断及び対応準備	中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は，早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として，非常用ガスタービン発電機，空冷式非常用発電装置等による電源確保，中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給，使用済燃料ピットへの注水確保，高圧再循環，格納容器内自然対流冷却，アニュラス空気再循環系及び中央制御室換気空調系の準備を行う。 １次冷却材圧力の低下等により，１次冷却材漏えいの兆候有無の判断を行うとともに，１次冷却材圧力の急速な低下による大破断ＬＯＣＡの発生有無，補助給水流量の低下による蒸気発生器への注水喪失の有無により事象進展の判断を行う。 全交流動力電源喪失又は全交流動力電源喪失とＬＯＣＡが発生した場合の対応操作として，充てんポンプ（Ｂ，自己冷却式）の準備を行う。また，大破断ＬＯＣＡへの進展の可能性を考慮して，充てんポンプ（Ｂ，自己冷却式）の準備完了後に代替格納容器スプレイポンプの準備を行う。なお，大破断ＬＯＣＡが発生した場合は，代替格納容器スプレイポンプの準備を優先する。 全交流動力電源喪失とＬＯＣＡが重畳した場合は，充てんポンプ（Ｂ，自己冷却式）により代替炉心注水を行うが，１次冷却材圧力の急速な低下等により大破断ＬＯＣＡに進展した場合，充てんポンプ（Ｂ，自己冷却式）に加えて，代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を行う。その後，炉心損傷の兆候がある場合（炉心出口温度について，600℃を超えて上昇する場合，毎分 15℃以上上昇する場合又は 350℃を超えている状態が 10 分以上継続する場合）は，注水先を切替えることにより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行う。また，炉心損傷の兆候確認後の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実施時においても，炉心損傷の進展防止及び緩和のために，充てんポンプ（Ｂ，自己冷却式）による代替炉心注水を行う。	非常用ガスタービン発電機※ 非常用ガスタービン発電機燃料油貯油槽※ 空冷式非常用発電装置※ 代替格納容器スプレイポンプ 【充てんポンプ（Ｂ，自己冷却式）】 重油タンク※ 軽油タンク 蓄圧タンク タービン動補助給水ポンプ 補助給水タンク	中型ポンプ車 ミニローリー※	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内圧力（広域） 格納容器内圧力（ＡＭ） 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水ライン流量 補助給水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※：外部電源等が復旧するまでは，以降の負荷に対して必要

第 7.2.1.1.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（2／4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
アニユラス空気再循環系及び中央制御室換気空調系の起動	全交流動力電源喪失時、アニユラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニユラス空気再循環系の空気作動弁への代替空気供給操作を行い、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等により電源供給された後にアニユラス排気ファンを起動する。 中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室換気空調系ダンパの開処置を行い、中央制御室換気空調系の起動操作を行う。	アニユラス排気ファン アニユラス排気フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室再循環ファン 中央制御室非常用給気ファン 中央制御室非常用給気フィルタユニット	窒素ポンベ（アニユラス排気系空気作動弁用）	—
補助給水系機能維持の判断	補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、1次冷却材漏えいの兆候がない又は1次冷却材漏えいの兆候はあるが大破断LOCに至らない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で1次冷却材圧力を2.0MPa[gage]以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池の準備を行う。	タービン動補助給水ポンプ 補助給水タンク 【加圧器逃がし弁】	【加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池】 【窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）】	【1次冷却材圧力】 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水ライン流量 補助給水タンク水位
イグナイタの起動及び格納容器水素濃度計測装置等の運転準備	原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が350℃を超える状態又はECS作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。	【イグナイタ】 【イグナイタ作動温度計測装置】	【可搬型代替冷却水ポンプ】 【代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置】	【1次冷却材高温側温度（広域）】 【高圧注入ライン流量】 【格納容器水素濃度計測装置】
炉心損傷の判断	炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 1×10^5 mSv/h以上により、炉心損傷と判断する。	—	—	1次冷却材高温側温度（広域） 格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.1.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（3／4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認	静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置の温度上昇により確認する。 イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、イグナイタ作動温度計測装置の温度上昇により確認する。	【静的触媒式水素再結合装置】 【静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置】 【イグナイタ】 【イグナイタ作動温度計測装置】	—	—
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	格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1 次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心落下に伴う熔融炉心・コンクリート相互作用抑制のための非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等からの給電及び代替格納容器スプレイポンプの準備が整い、炉心損傷の兆候がある場合には、代替格納容器スプレイを開始する。 なお、炉心冷却については、充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水の準備を行い、準備が整い次第、炉心への注水を行う。 代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水タンク水位計の指示が 16% 以下に到達した場合に、補助給水タンクとの連絡のための準備を行い、補助給水タンクに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が 80% 以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である 0.283MPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	代替格納容器スプレイポンプ 【充てんポンプ（B、自己冷却式）】 燃料取替用水タンク 補助給水タンク 軽油タンク	中型ポンプ車 ミニローリー	代替格納容器スプレイライン積算流量 (AM) 格納容器内温度 格納容器内圧力（広域） 格納容器内圧力 (AM) 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位 燃料取替用水タンク水位 補助給水タンク水位
水素濃度監視	ジルコニウム－水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、炉心出口温度計指示が 350℃を超える状態又は E C C S 作動信号の発信を伴う L O C A 時にすべての高圧注入機能が喪失した場合に格納容器水素濃度計測装置等の準備を行うとともに、準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。 アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度 (AM) 計測装置の準備を行うとともに、準備が整い次第運転し、アニュラス内の水素濃度の測定を開始する。	【軽油タンク】	【可搬型代替冷却水ポンプ】 【代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置】 【中型ポンプ車】 【ミニローリー】	【格納容器水素濃度計測装置】 【アニュラス水素濃度 (AM) 計測装置】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.1.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（4／4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	格納容器再循環ユニット（A及びB）に原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、中型ポンプ車により格納容器再循環ユニット（A及びB）に冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。	格納容器再循環ユニット（A及びB） 【原子炉補機冷却水ポンプ】 【原子炉補機冷却水冷却器】 【原子炉補機冷却水サージタンク】 【海水ポンプ】 軽油タンク	【窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）】 中型ポンプ車 ミニローリー	格納容器内温度 格納容器内圧力（広域） 格納容器内圧力（AM） 【原子炉補機冷却水サージタンク水位】 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.1.2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（1 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M A A P	本評価事故シーケンスの重要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及び炉心保有熱も大きくなり，炉心水位を確保しにくく，原子炉格納容器へ放出されるエネルギー並びに原子炉格納容器圧力及び温度の観点から厳しい設定。
	1 次系圧力 （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 次系圧力が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1 次冷却材平均温度 （初期）	302.3 + 2.2℃	評価結果を厳しくするように，定常誤差を考慮した上限値として設定。1 次冷却材平均温度が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	F P : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : O R I G E N 2 （サイクル末期を仮定）	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。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	評価結果を厳しくするように，設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。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の上昇が速くなることから厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	評価結果を厳しくするように，設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。ヒートシンクが小さいと原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が速くなることから厳しい設定。

第 7.2.1.1.2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（2 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象 (破断位置, 破断口径)	大破断 L O C A 破断位置: 高温側配管 破断口径: 配管口径 約 0.74m (29inch) の 完全両端破断	炉心からの蒸気が早期に原子炉格納容器内へ放出されるため, 事象進展が速く, 炉心溶融, 原子炉容器破損などの主要事象の発生が早くなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は, 1 次冷却材配管 (口径約 0.74m (29inch)) の完全両端破断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	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	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ものとして設定。
		- 外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源喪失 - 原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し, 原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定として外部電源が喪失するものとして いる。
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については, 原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第 7.2.1.1.2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（3 / 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 1.2 秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値として設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、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、信号遅れ及びポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		160m ³ /h/ 3 S G	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により 3 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	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する最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ /基（3 基） （最小保有水量）	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	代替格納容器 スプレイポンプ	140m ³ /h	原子炉格納容器への注水は代替格納容器スプレイポンプを使用するものとする。 原子炉格納容器内への注水流量を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 基あたりの除熱特性 （100℃～約 155℃、 約 1.9MW～約 8.1MW）	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット（A 及び B）除熱特性の設計値として設定。
	静的触媒式水素 再結合装置 及び 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、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。

第 7.2.1.1.2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（4 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	代替格納容器スプレイポンプ起動	炉心溶融開始から 30 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、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 分を設定。
	代替格納容器スプレイポンプ停止	事象発生から 24 時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	格納容器再循環ユニット（A 及び B）による格納容器内自然対流冷却開始	事象発生から 24 時間後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、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 時間を設定。

第 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について（1／4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS 作動信号等が発信すれば、原子炉の自動停止、ECCS 及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。その後、格納容器スプレイ機能、ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。	蓄電池（非常用）	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 線源領域中性子束
事象進展の判断及び対応準備	中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等による電源確保、中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給、使用済燃料ピットへの注水確保、高圧再循環、格納容器内自然対流冷却、アニュラス空気再循環系及び中央制御室換気空調系の準備を行う。 1 次冷却材圧力の低下等により、1 次冷却材漏えいの兆候有無の判断を行うとともに、1 次冷却材圧力の急速な低下による大破断 LOCA の発生有無、補助給水流量の低下による蒸気発生器への注水喪失の有無により事象進展の判断を行う。 全交流動力電源喪失又は全交流動力電源喪失と LOCA が発生した場合の対応操作として、充てんポンプ（B、自己冷却式）の準備を行う。また、大破断 LOCA への進展の可能性を考慮して、充てんポンプ（B、自己冷却式）の準備完了後に代替格納容器スプレイポンプの準備を行う。なお、大破断 LOCA が発生した場合は、代替格納容器スプレイポンプの準備を優先する。 全交流動力電源喪失と LOCA が重畳した場合は、充てんポンプ（B、自己冷却式）により代替炉心注水を行うが、1 次冷却材圧力の急速な低下等により大破断 LOCA に進展した場合、充てんポンプ（B、自己冷却式）に加えて、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を行う。その後、炉心損傷の兆候がある場合（炉心出口温度について、600℃を超えて上昇する場合、毎分 15℃以上上昇する場合又は 350℃を超えている状態が 10 分以上継続する場合）は、注水先を切替えることにより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行う。また、炉心損傷の兆候確認後の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実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水を行う。	非常用ガスタービン発電機※ 非常用ガスタービン発電機燃料油貯油槽※ 空冷式非常用発電装置※ 代替格納容器スプレイポンプ 【充てんポンプ（B、自己冷却式）】 重油タンク※ 軽油タンク 【タービン動補助給水ポンプ】 【補助給水タンク】	中型ポンプ車 ミニローリー※	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内圧力（広域） 格納容器内圧力（AM） 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水ライン流量 補助給水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備
※：外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

第 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について（2／4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
アニュラス空気再循環系及び中央制御室換気空調系の起動	全交流動力電源喪失時、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気再循環系の空気作動弁への代替空気供給操作を行い、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等により電源供給された後にアニュラス排気ファンを起動する。 中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室換気空調系ダンパの開処置を行い、中央制御室換気空調系の起動操作を行う。	アニュラス排気ファン アニュラス排気フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室再循環ファン 中央制御室非常用給気ファン 中央制御室非常用給気フィルタユニット	窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）	—
補助給水系機能維持の判断	補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、1次冷却材漏えいの兆候がない又は1次冷却材漏えいの兆候はあるが大破断LOC Aに至らない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で1次冷却材圧力を2.0MPa[gage]以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池の準備を行う。	【タービン動補助給水ポンプ】 【補助給水タンク】 加圧器逃がし弁蓄圧タンク	【加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池】 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）	1次冷却材圧力 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水ライン流量 補助給水タンク水位
イグナイタの起動及び格納容器水素濃度計測装置等の運転準備	原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が350℃を超える状態又はECS作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。	【イグナイタ】 【イグナイタ作動温度計測装置】	【可搬型代替冷却水ポンプ】 【代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置】	【1次冷却材高温側温度（広域）】 【高圧注入ライン流量】 【格納容器水素濃度計測装置】
炉心損傷の判断	炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 1×10^5 mSv/h以上により、炉心損傷と判断する。	—	—	1次冷却材高温側温度（広域） 格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について（3／4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認	静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置の温度上昇により確認する。 イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、イグナイタ作動温度計測装置の温度上昇により確認する。	【静的触媒式水素再結合装置】 【静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置】 【イグナイタ】 【イグナイタ作動温度計測装置】	—	—
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	格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等からの給電及び代替格納容器スプレイポンプの準備が整い、炉心損傷の兆候がある場合には、代替格納容器スプレイを開始する。 なお、炉心冷却については、充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水の準備を行い、準備が整い次第、炉心への注水を行う。 代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水タンク水位計の指示が 16%以下に到達した場合に、補助給水タンクとの連絡のための準備を行い、補助給水タンクに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が 80%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である 0.283MPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	代替格納容器スプレイポンプ 【充てんポンプ（B、自己冷却式）】 燃料取替用水タンク 補助給水タンク 軽油タンク	中型ポンプ車 ミニローリー	代替格納容器スプレイライン積算流量(AM) 格納容器内温度 格納容器内圧力（広域） 格納容器内圧力(AM) 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位 燃料取替用水タンク水位 補助給水タンク水位
水素濃度監視	ジルコニウム－水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、炉心出口温度計指示が 350℃を超える状態又は E C C S 作動信号の発信を伴う L O C A 時にすべての高圧注入機能が喪失した場合に格納容器水素濃度計測装置等の準備を行うとともに、準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。 アンユラス部に漏えいした水素によるアンユラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アンユラス水素濃度(AM)計測装置の準備を行うとともに、準備が整い次第運転し、アンユラス内の水素濃度の測定を開始する。	【軽油タンク】	【可搬型代替冷却水ポンプ】 【代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置】 【中型ポンプ車】 【ミニローリー】	【格納容器水素濃度計測装置】 【アンユラス水素濃度(AM)計測装置】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について（4／4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	格納容器再循環ユニット（A及びB）に原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、中型ポンプ車により格納容器再循環ユニット（A及びB）に冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。	格納容器再循環ユニット（A及びB） 【原子炉補機冷却水ポンプ】 【原子炉補機冷却水冷却器】 【原子炉補機冷却水サージタンク】 【海水ポンプ】 軽油タンク	【窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）】 中型ポンプ車 ミニローリー	格納容器内温度 格納容器内圧力（広域） 格納容器内圧力（AM） 【原子炉補機冷却水サージタンク水位】 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.2.2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））（1 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M A A P	本評価事故シーケンスの重要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及び炉心保有熱も大きくなり，炉心水位を確保しにくく，原子炉格納容器へ放出されるエネルギー並びに原子炉格納容器圧力及び温度の観点から厳しい設定。
	1 次系圧力 （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 次系圧力が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1 次冷却材平均温度 （初期）	302.3+2.2℃	評価結果を厳しくするように，定常誤差を考慮した上限値として設定。1 次冷却材平均温度が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	F P：日本原子力学会推奨値 アクチニド：O R I G E N 2 （サイクル末期を仮定）	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。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	評価結果を厳しくするように，設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。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の上昇が速くなることから厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	評価結果を厳しくするように，設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。ヒートシンクが小さいと原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が速くなることから厳しい設定。

第 7.2.1.2.2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））（2 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失	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	・ 非常用所内交流動力電源喪失 ・ 補助給水機能喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流動力電源が喪失するものとする。また，補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として外部電源が喪失するものとしている。
	R C P シール部からの 漏えい率 (初期)	定格圧力において1.5m ³ /h/台 相当となる口径約0.2cm (約0.07inch) /台 (3台) (事象発生時からの漏えいを仮定)	R C P 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。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については，原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第 7.2.1.2.2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））（3 / 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 1.2 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる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た遅めの値として、応答時間を設定。
	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する最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ /基 (3 基) (最小保有水量)	標準的に最小の保有水量を設定。
	加圧器逃がし弁	95t/h/個 (2 個)	加圧器逃がし弁の設計値として設定。
	代替格納容器 スプレイポンプ	140m ³ /h	原子炉格納容器内への注水は代替格納容器スプレイポンプを使用するものとする。 原子炉格納容器内への注水流量を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 1.9MW～約 8.1MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット (A 及び B) 除熱特性の設計値として設定。
	静的触媒式水素 再結合装置 及び 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、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。

第 7.2.1.2.2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））（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		炉心溶融開始から 10 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(3)及び(5)に従い、現場での加圧器逃がし弁への代替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 10 分を想定して設定。
	代替格納容器 スプレイポンプ の運転条件	開始	炉心溶融開始から 30 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、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。
		一旦停止	原子炉格納容器保有水量 1,700m ³ 到達 ＋ 原子炉格納容器最高使用圧力未満	代替格納容器スプレイの停止条件に余裕を見た値として設定。 (燃料取替用水タンク保有水量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到達 から 30 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、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。
		停止	事象発生から 24 時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	格納容器再循環ユニット (A 及び B) による 格納容器内自然対流冷却 開始		事象発生から 24 時間後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 24 時間を想定して設定。

第 7.2.2.1 表 主要解析条件（高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（1／4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M A A P	本評価事故シーケンスの重要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及び炉心保有熱も大きくなり，炉心水位を確保しにくく，原子炉容器破損時の 1 次系圧力の観点から厳しい設定。
	1 次系圧力 （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 次系圧力が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1 次冷却材平均温度 （初期）	302.3 + 2.2℃	評価結果を厳しくするように，定常誤差を考慮した上限値として設定。1 次冷却材平均温度が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	F P : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : O R I G E N 2 （サイクル末期を仮定）	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。

第 7.2.2.1 表 主要解析条件（高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（2／4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失	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	・ 非常用所内交流動力電源喪失 ・ 補助給水機能喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流動力電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。
	R C P シール部からの 漏えい率（初期）	定格圧力において1.5m ³ /h/台 相当となる口径約0.2cm （約0.07inch）/台（3台） （事象発生時からの漏えいを仮定）	R C P 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。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第 7.2.2.1 表 主要解析条件（高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（3／4）

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 1.2 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる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た遅めの値として、応答時間を設定。
	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する最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ /基 (3 基) (最小保有水量)	標準的に最小の保有水量を設定。
	加圧器逃がし弁	95t/h/個 (2 個)	加圧器逃がし弁の設計値として設定。
	代替格納容器 スプレイポンプ	140m ³ /h	原子炉格納容器内への注水は代替格納容器スプレイポンプを使用するものとする。 原子炉格納容器内への注水流量を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 1.9MW～約 8.1MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット (A 及び B) 除熱特性の設計値として設定。
	静的触媒式水素 再結合装置 及び 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、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
	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。
	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。

第 7.2.2.1 表 主要解析条件（高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（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		炉心溶融開始から 10 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(3)及び(5)に従い、現場での加圧器逃がし弁への代替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 10 分を想定して設定。
	代替格納容器 スプレイポンプ の運転条件	開始	炉心溶融開始から 30 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、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。
		一旦停止	原子炉格納容器保有水量 1,700m ³ 到達 ＋ 原子炉格納容器最高使用圧力未満	代替格納容器スプレイの停止条件に余裕を見た値として設定。 (燃料取替用水タンク保有水量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到達 から 30 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、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。
		停止	事象発生から 24 時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	格納容器再循環ユニット (A 及び B) による 格納容器内自然対流冷却 開始		事象発生から 24 時間後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 24 時間を想定して設定。

第 7.2.3.1 表 主要解析条件（原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用）（1 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M A A P	本評価事故シーケンスの重要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及び炉心保有熱も大きくなり，炉心水位を確保しにくく，原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1 次系圧力 （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 次系圧力が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1 次冷却材平均温度 （初期）	302.3 + 2.2℃	評価結果を厳しくするように，定常誤差を考慮した上限値として設定。1 次冷却材平均温度が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	F P : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : O R I G E N 2 （サイクル末期を仮定）	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。
	原子炉格納容器自由体積	67, 400m ³	評価結果を厳しくするように，設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。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の上昇が速くなることから厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	評価結果を厳しくするように，設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。ヒートシンクが小さいと原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が速くなることから厳しい設定。

第 7.2.3.1 表 主要解析条件（原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）（2 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象 (破断位置, 破断口径)	大破断 L O C A 破断位置: 高温側配管 破断口径: 配管口径 約 0.74m (29inch) の 完全両端破断	炉心からの蒸気が早期に原子炉格納容器内へ放出されるため, 事象進展が速く, 炉心溶融, 原子炉容器破損などの主要事象の発生が早くなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は, 1 次冷却材配管 (口径約 0.74m (29inch)) の完全両端破断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	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	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ものとして設定。
		・ 外部電源喪失時に非常用所内交流 動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し, 原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定として外部電源が喪失するものとしている。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については, 原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第 7.2.3.1 表 主要解析条件（原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用）（3 / 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 1.2 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値として設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、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、信号遅れ及びポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		160m ³ /h/ 3 S G	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により 3 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	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する最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ /基 (3 基) (最小保有水量)	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	代替格納容器 スプレイポンプ	140m ³ /h	原子炉格納容器への注水は代替格納容器スプレイポンプを使用するものとする。 原子炉格納容器内への注水流量を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 基あたりの除熱特性 (100℃～約 155℃, 約 1.9MW～約 8.1MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット (A 及び B) 除熱特性の設計値として設定。
	静的触媒式水素 再結合装置 及び 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、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。

第 7.2.3.1 表 主要解析条件（原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）（4 / 4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
関連する重大事故等対策に 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	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。
関連する重大事故等対策に 操作条件	代替格納容器スプレイ ポンプ起動	炉心溶融開始から 30 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、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 分を設定。
	代替格納容器スプレイ ポンプ停止	事象発生から 24 時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	格納容器再循環ユニット （A 及び B）による 格納容器内自然対流冷却 開始	事象発生から 24 時間後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、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 時間を設定。