

7.2 重大事故

本発電用原子炉施設において選定された格納容器破損モードごとに選定した評価事故シーケンスについて、その発生要因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、格納容器破損防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

7.2.1.1.1 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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，S E D，T E D，T E W，A E W，S L W，S E 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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する。このため，緩和措置がとられない場合には，原子炉格納容器内へ流出した高温の 1 次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気，金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により，原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し，原子炉格納容器の破損に至る。

したがって，本格納容器破損モードでは，原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し，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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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。

また、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生等の非凝縮性ガスの発生を抑制する観点及び原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心により原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、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。さらに、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。これらの対策の概略系統図を第 7.2.1.1.1 図に、対応手順の概要を第 7.2.1.1.2 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 7.2.1.1.1 表に示す。

本格納容器破損モードのうち、「7.2.1.1.2(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 27 名であり、事象発生 4 時間以降は参集要員も考慮する。

具体的には、初動に必要な要員として、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 7 名、関係各所へ連絡を行う連絡責任者等 4 名を含む、電源・水源確保及び配管接続等を行う緊急時対応要員 18 名の合計 27 名であり、必要な要員と作業項目について第 7.2.1.1.3 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、27 名で対処可能である。

a. 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。

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。

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 L O C 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 $1 \times 10^5 \text{ mSv/h}$ 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°C 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) $1 \times 10^5 \text{ mSv/h}$ 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。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。

7.2.1.1.2 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 **」が原子炉格納容器内への 1 次冷却材の流出流量が多いことから圧力上昇の観点で厳しく、また、E C C S 又は格納容器スプレーにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「** D」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、原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断 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。

さらに、本評価事故シーケンスは、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することから、環境に放出される放射性物質が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、C s -137 の放出量評価を実施し、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであることを確認する。

本評価事故シーケンスにおいて、雰囲気圧力・温度によ

る静的負荷（格納容器過圧破損）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
- ・構造材との熱伝達及び内部熱伝導
- ・格納容器スプレイ冷却
- ・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
- ・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。

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（事象進展解析）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 7.2.1.1.2 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 L O C A 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，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，さら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するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

安全機能の喪失に対する仮定に基づき，外部電源なしを想定する。

(d) 水素の発生

水素の発生については，ジルコニウム－水反応を考慮するものとする。なお，解析コード M A A P では水

の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、
「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) タービン動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、解析
上は事象発生 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 160
 m^3/h の流量で注水するものとする。

(b) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力につい
ては、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力
を用いるものとする。また、初期保有水量につい
ては、炉心への注水量を少なくするために最小保有
水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa [gage]

蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量）

29.0 m^3 （1 基当たり）

(c) 代替格納容器スプレイポンプ

原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、代
替格納容器スプレイポンプを使用するものとする。

原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、
原子炉格納容器圧力及び温度上昇抑制に必要なスプレ
イ流量を考慮し、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流量は、設計上期待できる値と
して 140 m^3/h を設定するものとする。

(d) 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ

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が、静的触媒式水素再結合装置による水素処理に伴う発熱反応が原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を「(4) 有効性評価の結果」にて考慮するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 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、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始から 30 分後に開始するものとする。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生から 24 時間後に停止するものとする。

(b) 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は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生から 24 時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価（ $Cs-137$ の放出量評価）の条件

a. 事象発生直前まで、定格出力の 102% で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料

を 1 / 4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、
最高 40,000 時間とする。

- b. 原子炉格納容器内に放出される C s -137 の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである N U R E G -1465 に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して 75% の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記 c. の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、解析コード M A A P による解析結果に比べて、C s -137 の環境への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。
- c. 原子炉格納容器内に放出された C s -137 は、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込むものとする。
- d. 時間経過とともに C s -137 の環境への放出率が小さくなることを踏まえ、評価期間は 7 日間とする。なお、事故後 7 日以降の影響についても評価する。
- e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、解析コード M A A P の結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、評価期間中一定の 0.16%/d を用いる。なお、事故後 7 日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.135%/d を用いる。
- f. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はそ

の 97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り 3 %はアニュラス部以外で生じるものとする。

g. アニュラス空気再循環設備の粒子用フィルタの効率は、設計上期待できる値として 99%を用いる。

h. アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気再循環設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上 78 分とする。その間、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた Cs-137 はそのまま全量環境へ放出されるものとし、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。

(4) 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 7.2.1.1.4 図及び第 7.2.1.1.5 図に、1 次系圧力、原子炉容器水位等の 1 次系パラメータの変化を第 7.2.1.1.6 図から第 7.2.1.1.8 図に、原子炉格納容器圧力、温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第 7.2.1.1.9 図から第 7.2.1.1.13 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い 1 次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより「1 次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、大破断 LOCA の発生に加えて低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することから原子炉容器水位が低下し、事象発生約 19 分後に炉心溶融に至る。

さらに、格納容器スプレイ注入機能も喪失することから、炉心溶融開始から 30 分後となる事象発生の約 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、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

その後、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、溶融炉心が原子炉下部キャビティに流出する。その後、事象発生の約 3.4 時間後に原子炉容器からの溶融炉心流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。

また、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の約 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は、第 7.2.1.1.9 図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生の約 47 時間後に最高値約 0.335MPa[gage]となり、以降は低下傾向となることから、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 7.2.1.1.10 図に示すとおり、

格納容器内自然対流冷却により事象発生約 48 時間後に最高値約 133℃となり、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200℃を下回る。

大破断 L O C A が発生し低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することにより、事象発生約 1.5 時間後に原子炉容器破損に至るが、その時点での 1 次系圧力は、第 7.2.1.1.6 図に示すとおり、約 0.17MPa[gage]であり、原子炉容器破損まで 1 次系圧力は 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(5)、(8)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、有効性評価の結果は、それぞれ「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。また、(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することにより本評価事故シーケンスよりも水蒸気が凝縮することで水素濃度が高くなるとともに、全炉心内ジルコニウム量の 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」に示す。

原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は、第 7.2.1.1.13 図に示すとおり、全圧約 0.4MPa[abs]に対して 0.01

MPa[abs]程度である。また、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水素と、水の放射線分解等により発生する水素を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃を下回る。

また、第7.2.1.1.11図及び第7.2.1.1.12図に示すとおり、事象発生から約3.4時間後に熔融炉心の全量が原子炉下部キャビティに落下するが、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却により、第7.2.1.1.9図及び第7.2.1.1.10図に示すとおり、72時間時点においても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る。また、その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。

本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることにより事象進展中の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量は多くなるが、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.1TBqであり、第7.2.1.1.28図に示すとおり、アニュラス空気再循環設備を起動し、フィルタによる除去を行うことにより、100TBqを十分下

回る。また、その大気放出過程を第 7.2.1.1.29 図に示す。

事象発生から 7 日以降、Cs-137 の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、事象発生後 30 日（約 5.6 TBq）及び 100 日（約 5.6TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBq を下回っている。

7.2.1.1.3 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、原子炉格納容器圧力を低下させ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、構造物との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器温度を十数℃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圧力及び温度は低くなるが、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熔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熔融燃料－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、原子炉容器外の熔融燃料－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。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心

の広がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱及び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、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た。

第 7.2.1.1.14 図及び第 7.2.1.1.15 図に示すとおり、約 19cm のコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増加することにより、原子炉格納容器圧力及び温度は一時的に上昇する。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。

Cs-137 の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、解析コードMAAPの結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、解析コードMAAPの評価結果ではなく、NUREG-1465 に基づき設定しているが、これらパラメータ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は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、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器温度を十数℃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圧力及び温度は低くなり、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、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、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。

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、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。

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及び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、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た。

第 7.2.1.1.14 図及び第 7.2.1.1.15 図に示すとおり、約 19cm のコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増加することにより、原子炉格納容器圧力及び温度は一時的に上昇するものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されるため、コンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものであり、十分小さい。また、コンクリート侵食等に伴う水素発生量の増加は長期的に原子炉格納容器圧力の上昇要因となるが、感度解析においても水素の追加発生に伴う原子炉格納容器

内の水素濃度上昇はドライ条件換算で1 vol%程度である。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、解析コードMAAPの結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、解析コードMAAPの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、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7.2.1.1.2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られとされる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、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，原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し，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，原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し，また，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，解析条件として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も大きくなり，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早くなる。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、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し、また、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、解析条件として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も大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和される。このため、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の約 49 分後とした。その結果、第 7.2.1.1.16 図から第 7.2.1.1.21 図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断L O C Aの場合と同じであり、また、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はあるが、原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の 2 倍(0.566MPa[gage])を下回っているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

- 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、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で格納容器再循環ユニット（A及びB）の除熱特性として、粗フィルタの取外しを考慮（1基当たりの除熱特性：100℃～約 155℃，約 6.3MW～約 11.6MW）

した場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.2.1.1.22 図及び第 7.2.1.1.23 図に示すとおり、事象発生から 24 時間後の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以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合においては、除熱性能が低くなるため、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.2.1.1.24 図及び第 7.2.1.1.25 図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はわずかに高く推移するものの、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍 (0.566MPa [gage]) 及び 200℃ に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

第 7.2.1.1.3 図に示すとおり、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は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、

要員の配置による他の操作に与える影響はない。

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は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

アニュラス空気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は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(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時間が早くなり、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、原子炉格納容器の減温、減圧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の不確かさとして「a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響」において、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時間が遅くなり、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
スプレイが遅れた場合の操作時間余裕を事象発生から
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
は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開
始時間の差異により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、原子炉格納容器圧力及
び温度の低減効果の大きい代替格納容器スプレイを早
く停止することとなるため、原子炉格納容器の減温、
減圧が遅くなるが、「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機
能喪失」において、より炉心崩壊熱の大きい約 4.5 時
間後からの格納容器内自然対流冷却を行う場合の成立
性を確認しており、原子炉格納容器圧力及び温度の観
点では大きな影響はないことから、評価項目となるパ
ラメータに与える影響は小さい。

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は、
解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時
間の差異により操作開始時間が早くなる。このように
操作開始が早くなる場合には、アニュラス負圧達成ま
での時間が短くなり、放出放射エネルギーが減少する。この

ため、評価項目に対する余裕が大きくなる。

(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 7.2.1.1.26 図及び第 7.2.1.1.27 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、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器最高使用圧力の 2 倍 (0.566MPa[gage]) 及び 200℃に対して十分余裕がある。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の操作時間余裕としては、解析上は事象発生から 24 時間後に格納容器内自然対流冷却を開始するとともに代替格納容器スプレイを停止することとしているが、中型ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要がある。このため、代替格納容器スプレイ開始後から連続して、代替格納容器スプレイの停止条件である、格納容器内水量 4,000m³ となるまで代替格納容器スプレイを行うものとして概算した。その結果、操作時間余裕として 1 時間程度は

確保できる。

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の時間余裕を確認するため、操作開始が 10 分から 20 分遅れた場合の感度解析を実施した。その結果、操作開始が 10 分から 20 分程度遅れた場合、Cs-137 の放出量は約 16～31% 程度増加するが、評価項目に対して余裕は確保できるため、操作時間余裕として事象発生から 80 分程度は確保できる。

(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。

7.2.1.1.4 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、重大事故等対策に必要な初動の要員は、「7.2.1.1.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり 27 名であり、事象発生 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処可能である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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

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ついては、事象発生約 49 分後から 24 時間までの合計約 23.2 時間にわたり、定格値である $150\text{m}^3/\text{h}$ の代替格納容器スプレイを想定して、約 $3,480\text{m}^3$ の水量が必要となる。

これに対し、水源として、燃料取替用水タンクは、約 $1,780\text{m}^3$ の使用が可能である。また、事象発生約 12 時間後までに補助給水タンクとの連絡操作を行うとともに、中型ポンプ車により、海水を補助給水タンク経由で燃料

取替用水タンクに補給することで代替格納容器スプレイを継続することが可能である。

その後、事象発生約 24 時間後までに、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、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクへの補給は不要である。

b. 燃 料

非常用ガスタービン発電機により電源供給を行う場合は、事象発生直後から全負荷での運転を想定して、7 日間の運転継続に約 364kL の重油が必要となり、空冷式非常用発電装置により電源供給を行う場合は、事象発生直後から全負荷での運転を想定して、7 日間の運転継続に約 134kL の重油が必要となる。

また、中型ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、補助給水タンクへの補給及び使用済燃料ピットへの注水については、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 22kL の軽油が必要となる。さらに、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、非常用ガスタービン発電機により電源供給を行う場合は重油約 364kL、空冷式非常用発電装置により電源供給を行う場合は重油約 134kL、軽油約 27kL となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条

件」に示すとおり，非常用ガスタービン発電機により電源供給を行う場合は，非常用ガスタービン発電機燃料油貯油槽の重油量約 364kL，空冷式非常用発電装置により電源供給を行う場合は，重油タンクの重油量約 258kL 及び軽油タンクの軽油量約 55kL にて供給可能である。

c. 電 源

非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置の電源負荷については，重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約 271kW の負荷が必要となるが，非常用ガスタービン発電機の給電容量約 4,800kW 又は空冷式非常用発電装置の給電容量約 2,920kW にて電源供給が可能である。

7.2.1.1.5 結 論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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，原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気，金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により，原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し，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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

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溶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、原子炉圧力容器外の溶融燃料－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」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、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、評価項目を満足することを確認

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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して有効である。

7.2.1.2 格納容器過温破損

7.2.1.2.1 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」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、S E D、T E D、T E W、A E W、S L W、S E 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」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する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の 1 次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し、原子炉格納容器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、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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」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。

また、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、熔融炉心、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る急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う対策等を整備する。

さらに、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生等の非凝縮性ガスの発生を抑制する観点及び原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心により原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、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、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。これらの対策の概略系統図を第 7.2.1.2.1 図に、対応手順の概要を第 7.2.1.2.2 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 7.2.1.2.1 表に示す。

本格納容器破損モードのうち、「7.2.1.2.2(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 28 名であり、事象発生 4 時間以降は参集要員も考慮する。

具体的には、初動に必要な要員として、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 7 名，関係各所へ連絡を行う連絡責任者等 4 名を含む，電源・水源確保及び配管接続等を行う緊急時対応要員 19 名の合計 28 名であり，必要な要員と作業項目について第 7.2.1.2.3 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 名で対処可能である。

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°C を超えて上昇する場合、毎分 15°C 以上上昇する場合又は 350°C 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に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ECCS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。

f. 炉心損傷の判断

炉心出口温度計指示 350°C 以上及び格納容器高レンジエリアモニタ (高レンジ) 指示 $1 \times 10^5 \text{ mSv/h}$ 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°C 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) $1 \times 10^5 \text{ mSv/h}$ は、炉心熔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は、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。

7.2.1.2.2 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

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、原子炉容器破損時に高圧で溶融

物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなることにより溶融物から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなり、かつ、補助給水による冷却がない「T**」が原子炉格納容器内の温度上昇の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」が、温度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PDS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PDS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動力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自動停止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次系圧力が高圧で溶融物からの発熱によるガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物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、運転員等操作の余裕時間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動力電源が喪失し、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、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

本評価事故シーケンスにおいて、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）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

- ・１次系における構造材との熱伝達
- ・１次系におけるＥＣＣＳ蓄圧タンク注入
- ・加圧器における冷却材放出
- ・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
- ・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
- ・構造材との熱伝達及び内部熱伝導
- ・格納容器スプレイ冷却
- ・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
- ・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。

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

さらに、本評価事故シーケンスでは評価結果が厳しくなるため、炉心部に残存する損傷燃料（以下「残存デブリ」という。）の量は極く少量となるが、本格納容器破損モードでは様々な事故シーケンスが考えられ、残存デブリ量に対する不確かさを考慮して、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させた場合の格納容器内自然対流冷却による残存デ

ブリの冷却性を確認する。

(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 7.2.1.2.2 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、外部電源喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

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する。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。

(d) R C P シール部からの漏えい率

R C P シール部が機能維持している場合の漏えい率は、全交流動力電源喪失時の 1 次冷却材温度及び圧力を考慮し、封水戻りライン等からの漏えい率を評価した結果と同程度の値として、1 次冷却材ポンプ 1 台当たり、定格圧力において $1.5\text{m}^3/\text{h}$ とし、その漏えい率相当となる口径約 0.2cm (約 0.07inch) を設定する。

また、1次冷却材ポンプ3台からの漏えいを考慮するものとする。

なお、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては、原子炉容器破損時の1次系圧力の観点で厳しくなるように、考慮しないものとする。

(e) 水素の発生

水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮する。なお、解析コードMAAPでは水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(3) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力及び初期保有水量については、標準的に最低保持圧力及び最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンク保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

蓄圧タンク保有水量（最小保有水量）

29.0m³（1基当たり）

(b) 加圧器逃がし弁

1次系強制減圧操作において、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個当たりの容量は、設計値である95t/hを用いるものとする。

(c) 代替格納容器スプレイポンプ

原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、代

替格納容器スプレイポンプを使用するものとする。

原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去，
原子炉格納容器圧力及び温度上昇抑制に必要なスプレイ流量を考慮し，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流量は，設計上期待できる値として， $140\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

(d) 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ

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が，静的触媒式水素再結合装置による水素処理に伴う発熱反応が原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を「(3) 有効性評価の結果」にて考慮するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として，「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧は，「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，操作等の時間を考慮して，炉心溶融開始から 10 分後に開始するものとする。

(b) 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，「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い，現場操作に必要な移動，操作等の時間を考慮して，炉心溶融開始から 30 分後に開始するものと

する。また、原子炉格納容器の保有水量が $1,700\text{m}^3$ に到達した時点で原子炉格納容器の最高使用圧力 $0.283\text{MPa}[\text{gage}]$ に到達していない場合は、代替格納容器スプレーポンプを一旦停止し、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生から24時間後に停止するものとする。

- (c) 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は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生から24時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第7.2.1.2.4図及び第7.2.1.2.5図に、原子炉容器水位等の1次系パラメータの変化を第7.2.1.2.6図及び第7.2.1.2.7図に、原子炉格納容器圧力、温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第7.2.1.2.8図から第7.2.1.2.11図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、すべての蒸気発生器への注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

系圧力及び温度の上昇に伴い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により、徐々に原子炉容器水位が低下し、事象発生の約3.0時間後に炉心溶融に至る。

このため、炉心溶融開始から10分後となる事象発生の約3.1時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始するとともに、炉心溶融開始から30分後となる事象発生の約3.5時間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、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

その後、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及び温度は事象発生の約41時間後に低下に転じる。

なお、本評価事故シーケンスでは、1次系圧力を高く保持するために、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいとして、RCPシール部からの漏えいのみを想定していることから、1次系が高温となり、原子炉容器ふたフランジ部及び高温側配管から漏えいすることも考えられるが、現実的にはRCPシールLOCAが発生することにより1次系の減温・減圧が進み、事象進展が緩和される。

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力は、第 7.2.1.2.8 図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生約 41 時間後に最高値約 0.345MPa[gage]となり、以降は低下傾向となることから、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 7.2.1.2.9 図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生約 41 時間後に最高値約 138℃となり、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200℃を下回る。

「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。

(4)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「7.2.2 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が同一であることから、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す。

(5)及び(8)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及び原子炉容器破損時間が早く、崩壊熱が大きい状態で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

る原子炉格納容器圧力の上昇及び溶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溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。

(6)に示す評価項目については、全炉心内ジルコニウム量の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」に示す。

原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は、第7.2.1.2.10図に示すとおり、全圧約0.4MPa[abs]に対して0.02MPa[abs]程度である。また、全炉心ジルコニウム量の75%が水と反応することにより発生する水素と、水の放射線分解等により発生する水素を含む水素発生量を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃を下回る。

また、第7.2.1.2.8図及び第7.2.1.2.9図に示すとおり、事象発生から約10時間後に溶融炉心の原子炉下部キャビティへの流出が停止するが、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却により、72時間時点においても原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向を示し、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雰囲気は安定して除熱される。また、その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を

維持できる。

7.2.1.2.3 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、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、原子炉格納容器温度を低下させ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加圧器逃がし弁による1次系強制減圧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の開始並びに原子炉格納容器圧力を起点に操作を行う代替格納容器スプレイの再開とし、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14分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加圧器逃がし弁による1次系強制減圧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，構造物との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして，HDR実験解析等の検証結果により，原子炉格納容器圧力を1割程度高く，原子炉格納容器温度を十数℃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圧力及び温度は低くなり，原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。

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，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、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、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代替格納容器スプレイの再開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

14 分程度早くなるが、炉心溶融開始から原子炉容器破損まで3時間程度あり、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、構造物との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR 実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器温度を十数℃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圧力及び温度は低くなり、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、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。

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、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

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 7.2.1.2.2 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、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク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、原子炉格納容器自由体積及びヒートシ

ンクの変動を考慮し、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加圧器逃がし弁による1次系強制減圧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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し、また、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、解析条件として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も大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。

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。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。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早くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開

が早くなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱，原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し，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，原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し，また，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，解析条件として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も大きくなるため，原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和される。このため，評価項目に対する余裕は大きくなる。

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，除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で格納容器再循環ユニット（A及びB）の除熱特性として，粗フィルタの取外しを考慮（1基当たりの除熱特性：100℃～約155℃，約6.3MW～約11.6MW）した場合の感度解析を実施した。その結果，第7.2.1.2.12図及び第7.2.1.2.13図に示すとおり，事象発生から24時間後の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以降，原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され，評価項目に対す

る余裕は大きくなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合においては、除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度はわずかに高く推移するものの、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

第7.2.1.2.3図に示すとおり、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、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を行う運転員等とは別の運転員等が行う操作であること、その他同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う運転員等とは別の運転員等が行う操作であること、その他同一の運転員等による事象進展上重複する操作

はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

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は同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

代替格納容器スプレイの再開は、原子炉下部キャビティへの注水を目的とした代替格納容器スプレイを行う運転員と同一の運転員が行う操作であることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(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 10 分後を起点とする加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧は、燃料棒内温度変化等の不確かさにより炉心溶融時間が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。しかしながら、原子炉格納容器へ放出されるエネルギー量は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融が遅くなり、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、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギー量は減少することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。さらに、「(3) 操作余裕時間の把握」において、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧の操作時間余裕を炉心溶融開始から 20 分

後に加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧を行う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。

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の開始は，燃料棒内温度変化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，原子炉格納容器の減温，減圧が速くなることから評価項目に対する余裕は大きくなる。また，炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始時間が遅くなり，これに伴い開始時間が遅くなる。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，「7.2.1.1.3(3) 操作時間余裕の把握」において，より事象進展の速い事故シーケンスを対象に代替格納容器スプレイが遅れた場合の操作時間余裕を，代替格納容器スプレイの開始を約 10 分遅く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。

原子炉格納容器の最高使用圧力到達から 30 分後に再開する代替格納容器スプレイの再開は，解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作時間の差異により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，原子炉格納容器の減温，減圧が速くなり，

評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなるが、起点となる原子炉格納容器圧力は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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は、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り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、原子炉格納容器圧力及び温度の低減効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器の減温・減圧が遅くなるが、「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、より炉心崩壊熱の大きい約 4.5 時間後から格納容器内自然対流冷却を行う場合の成立性を確認しており、原子炉格納容器圧力及び温度の観点では大きな影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(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。

加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧の開始時間に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧の開始を 10 分遅くした場合の感度解析を実施し

た。その結果、第 7.2.1.2.14 図及び第 7.2.1.2.15 図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍 (0.566MPa[gage]) 及び 200℃に対して十分余裕がある。このため、操作時間余裕として炉心溶融開始から 20 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の操作時間余裕としては、解析上は事象発生から 24 時間後の格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしているが、中型ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要がある。このため、代替格納容器スプレイ開始後から連続して代替格納容器スプレイの停止条件である、格納容器内水量 4,000 m³となるまで代替格納容器スプレイを行うものとして概算した。その結果、操作時間余裕として 3 時間程度は確保できる。

(4) 炉心部に残存するデブリ量の不確かさに対する影響評価

原子炉容器破損後、破損口から代替格納容器スプレイにより格納容器内に注水された水が流入して炉心発熱有効長の中心高さまで冠水し、格納容器再循環ユニット（A 及び B）等による除熱と露出した残存デブリによる蒸発が平衡するものとして、露出した残存デブリの冷却性が確保できる残存デブリ量を評価した。その結果、露出した残存デブリが全溶融炉心の 18%以下であれば、露出した残存デブリの崩壊熱は原子炉格納容器内で凝縮され発生する水分量を

蒸発させるために要するエネルギーを下回る。また、実際には全熔融炉心の18%以上が炉心発熱有効長の中心高さより上部に存在することは考えにくいことから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることにより、原子炉格納容器雰囲気は過熱状態となることなく、冷却が可能である。

(5) 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、運転員等による加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、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。

7.2.1.2.4 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」において、重大事故等対策に必要な初動の要員は、「7.2.1.2.1(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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」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

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ついては、事象発生約 3.5 時間後から 24 時間までの合計約 20.5 時間にわたり、定格値である $150\text{m}^3/\text{h}$ の代替格納容器スプレイを想定して、約 $3,075\text{m}^3$ の水量が必要となる。

これに対し、水源として、燃料取替用水タンクは、約 $1,780\text{m}^3$ の使用が可能である。また、事象発生約 15 時間後までに補助給水タンクとの連絡操作を行うとともに、中型ポンプ車により、海水を補助給水タンク経由で燃料取替用水タンクに補給することで代替格納容器スプレイを継続することが可能である。

その後、事象発生約 24 時間後までに、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、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクへの補給は不要である。

b. 燃 料

非常用ガスタービン発電機により電源供給を行う場合は、事象発生直後から全負荷での運転を想定して、7 日間の運転継続に約 364kL の重油が必要となり、空冷式非常用発電装置により電源供給を行う場合は、事象発生直後から全負荷での運転を想定して、7 日間の運転継続に約 134kL の重油が必要となる。

また、中型ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、補助給水タンクへの補給及び使用済燃料ピットへの注水については、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 22kL の軽油が必要となる。さらに、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 の軽油が必要になる。

7 日間の運転継続に必要な燃料は、非常用ガスタービン発電機により電源供給を行う場合は重油約 364kL、空冷式非常用発電装置により電源供給を行う場合は重油約 134kL、軽油約 27kL となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、非常用ガスタービン発電機により電源供給を行う場合は、非常用ガスタービン発電機燃料油

貯油槽の重油量約 364kL、空冷式非常用発電装置により電源供給を行う場合は、重油タンクの重油量約 258kL 及び軽油タンクの軽油量約 55kL にて供給可能である。

c. 電 源

非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約 271kW の負荷が必要となるが、非常用ガスタービン発電機の給電容量約 4,800kW 又は空冷式非常用発電装置の給電容量約 2,920kW にて電源供給が可能である。

7.2.1.2.5 結 論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」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 ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉格納容器内へ流出した高温の 1 次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器温度が緩慢に上昇し、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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」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、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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」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動力電源が喪失し、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加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、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、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、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

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、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、原子炉容器破損時の1次系圧力については、「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」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、熔融炉心によるコン

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す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、1次系強制減圧、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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対して有効である。

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 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，S E D，T E I，T E D，T E W，S E I，S L I，S L W 及び S E W 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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」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小規模の破断，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，緩和措置がとられない場合には 1 次系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し，原子炉格納容器の破損に至る。

したがって，本格納容器破損モードでは，急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制するため，原子炉容器破損までに 1 次系の減圧を行うことにより，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「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、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、1次系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る急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧等を整備する。

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、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対策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「7.2.1.2 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

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、1 次系の圧力が高く維持される過渡事象「T * *」が 1 次系の減圧の観点から厳しい。「T * *」のうち、最も 1 次系圧力が高くなる全交流動力電源喪失等による加圧器逃がし弁の機能喪失は T E D に含まれる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい P D S 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「T 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。

- ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流動力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自動停止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

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは、1次系圧力が高圧で溶融物からの発熱によるガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物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、運転員等操作の余裕時間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動力電源が喪失し、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、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」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、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次系，加圧器及び蒸気発生器における重要現象
- ・ １次系における構造材との熱伝達
 - ・ １次系における E C C S 蓄圧タンク注入
 - ・ 加圧器における冷却材放出
 - ・ 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
 - ・ 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 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
- ・ 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。

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

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については、「7.2.1.2 格納容器過温破損」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7.2.2.1表に示す。

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。

(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

系圧力等の 1 次系パラメータの変化を第 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) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生後、すべての蒸気発生器への注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 次系圧力及び温度の上昇に伴い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により、徐々に原子炉容器水位が低下し、事象発生の約 3.0 時間後に炉心溶融に至る。

このため、炉心溶融開始から 10 分後となる事象発生の約 3.1 時間後に加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧を開始する。1 次系の減圧に伴い、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、再び低下に転じ、事象発生の約 7.8 時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の 1 次系圧力は 2.0MPa[gage]以下に抑えられる。

なお、加圧器安全弁が作動している事象発生の約 3.1 時間後までは、加圧器逃がし弁及び加圧器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弁可能である。その後、加圧器逃がし弁による 1 次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駆動源喪失に伴う弁閉止の可能性はないことから、熱的影響を考慮しても加圧器逃がし弁の開放状態を維持できる。

b. 評価項目等

1次系圧力は、第7.2.2.1図に示すとおり、原子炉容器破損に至る約7.8時間時点での1次系圧力は約1.4MPa [gage]であり、原子炉容器破損時点で1次系圧力は2.0MPa [gage]以下に低減できる。

「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)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熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については、「7.2.1.2.2(3) 有効性評価の結果」と同様である。

(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熔融開始が早く、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。

(5)及び(7)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熔融開始及び原子炉容器破損時間が早く、崩壊熱が大き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」に示す。

(6)に示す評価項目については、全炉心内ジルコニウム量の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」に示す。

なお、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧に成功し、溶融物が1次系圧力2.0MPa[gage]以下で原子炉格納容器内に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、溶融物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、原子炉下部キャビティに十分な量の注水を行う時間があること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧タンクからの注水に伴う蒸気発生量がバランスして1次系圧力は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。

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、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、原子炉容器破損までに加圧器逃がし弁により1次系を強制的に減圧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加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧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の開始並びに原子炉格納容器圧力を起点に操作を行う代替格納容器スプレイの再開とし、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 14 分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加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧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の開始が早くなる。

加圧器における冷却材放出の不確かさとして、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

弁からの放出流量を適正に評価するため、不確かさは小さい。このため、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、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内における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、デブリジェット径等の感度解析により、原子炉容器内の熔融燃料－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次系圧力に対する感度は小さい。このため、圧カスパイクに伴い変動する1次系圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、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熔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。

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14分程度早くなるが、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ず、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0 MPa[gage]を下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

加圧器における冷却材放出の不確かさとして、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からの放出流量を適正に評価するため、不確かさは小さい。また、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ず、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0 MPa[gage]を下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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、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ず、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPa [gage]を下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、デブリジェット径等の感度解析により、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次系圧力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。さらに、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ず、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPa [gage]を下回ることから、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が早くなる。しかしながら、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ず、原子炉容器破損時点の 1 次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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 次系圧力は 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 次系圧力は、蓄圧タンクからの注水と熔融炉心の接触による急激な水蒸気生成を伴う 1 次系の加圧現象、加圧器逃がし弁からの蒸気放出による 1 次系の減圧現象及び熔融炉心からの熱負荷、破損形態などの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 次系の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入後、蓄圧タンク圧力と 1 次系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タンクからの注水に伴う蒸気発生量がバランスした状態となるため、1 次系圧力が 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に応じて、1 次系圧力は低下する。

また、圧力スパイク発生後の 1 次系の減圧挙動について、原子炉容器下部ヘッドへの熔融炉心落下挙動の不確かさにより 1 次系の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量も 1 次系圧力に応じて変動することから、1 次系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蒸気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。その結果、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ず、原子炉容器破損時点の1次系圧力は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、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、蓄圧タンク保持圧力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、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加圧器逃がし弁による1次系強制減圧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、原子炉格納容器へ放出されるエ

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。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。

蓄圧タンク保持圧力の変動を考慮し、最確条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件として設定している保持圧力より高いため、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始後の早いタイミングで蓄圧注入が開始される。しかしながら、炉心溶融は蓄圧注入の前に生じていること、また、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

格納容器再循環ユニット（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。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。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上昇が速くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が早くなる。

(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、溶融炉心の持つエネルギーが減少すること

により、炉心溶融時間が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次系圧力は低くなる。このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蓄圧タンク保持圧力の変動を考慮し、最確条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件として設定している保持圧力より高いため、1次系強制減圧開始後の早いタイミングで蓄圧注入が開始され、その後の1次系圧力の挙動に影響を与える。このため、蓄圧タンク保持圧力の違いが原子炉容器破損時点の1次系圧力に与える影響を確認する観点で、蓄圧タンク保持圧力を最確条件(4.4MPa[gage])とした場合の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、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始後の1次系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時間が遅くなる。その結果、原子炉容器破損時点の1次系圧力は約1.4MPa[gage]となり、2.0MPa[gage]を下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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緩和される。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

格納容器圧力上昇が速くなるが、原子炉容器破損時点の 1 次系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、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における要員の配置による他の操作に与える影響については、「7.2.1.2 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

炉心溶融開始から 10 分後を起点とする加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧は、燃料棒内温度変化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は、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧開始時点の崩壊熱が大きくなることにより事象進展に影響を与えることが考えられることから、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧開始を 10 分早くし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 次系圧力は約 1.3MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]

を下回っている。この場合、より早期に 1 次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くなる。ただし、この場合でも、加圧器逃がし弁からの蒸気放流量と蓄圧タンクからの注水に伴う蒸気発生量がバランスした状態が形成されるため、1 次系圧力が 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割った値に近似でき、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高くなれば、蒸気生成量が増加し 1 次系圧力が上昇することにより蓄圧注入が停止し、水位が低くなれば、蒸気生成量が減少することにより 1 次系圧力が低下し、蓄圧タンクからの注水が再開する挙動となる。このため、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧を 10 分早く開始した場合でも、1 次系圧力挙動については、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧開始を起点として、溶融炉心が原子炉容器下部プレナムへ落下することにより圧力ピークが生じるまでの 1 次系減圧挙動は変わらない。一方、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧操作を 10 分早く開始することに伴い、炉心崩壊熱が約 1 % 高い状態で事象が進展するため、1 次系圧力挙動に影響を与えられられる。しかしながら、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧タンクからの注水が早くなることにより炉心冷却が促進される。このため、事象進展及び原子炉容器破損時間が遅くなることにより、原子炉容器破損時点の 1 次系

圧力は低下し、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧の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 次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回るため、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、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧が遅れた場合の操作時間余裕を炉心溶融開始から 20 分後に加圧器逃がし弁開放を行う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。

(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。

加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧の開始時間に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧の開始を 10 分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.2.2.5 図に示すとおり、原子炉容器破損時点の 1 次系圧力は約 1.5MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っている。このため、操作時間余裕として炉心溶融開始から 20 分程度は確保できる。

(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、運転員等による加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、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。

7.2.2.4 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「高圧熔融物放出／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「高圧熔融物放出／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、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の小規模の破断、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、1次系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し、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「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次系強制減圧等を考慮する。

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」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動力電源が喪失し、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原子炉容器破損までに行う加圧器逃がし弁による1次系強制減圧により1次系圧力を低減することができる。

その結果、原子炉容器破損時の1次系圧力は評価項目を満足している。

また、原子炉格納容器バウンダリに係る圧力及び温度、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、「7.2.1.2 格納容器過温破損」において、放射性物質の総放出量は、「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。さらに、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、原子炉圧力容器外の溶融燃料－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」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、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、評価項目を満足す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、1次系強制減圧、代替格納容器スプレイ及び、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「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。