

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-1 改74
提出年月日	平成30年1月31日

## 東海第二発電所

### 重大事故等対策の有効性評価

平成30年1月

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

## 目 次

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
    - 1.1 概 要
    - 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
    - 1.3 評価に当たって考慮する事項
    - 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム
    - 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
    - 1.6 解析の実施方針
    - 1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
    - 1.8 必要な要員及び資源の評価方針
  - 付録1 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について
  - 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価
  - 付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて
- 
2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
    - 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
    - 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
    - 2.3 全交流動力電源喪失
      - 2.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB）
      - 2.3.2 全交流動力電源喪失（TBD, TBU）
      - 2.3.3 全交流動力電源喪失（TBP）

- 2.4 崩壊熱除去機能喪失
    - 2.4.1 取水機能が喪失した場合
    - 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
  - 2.5 原子炉停止機能喪失
  - 2.6 L O C A時注水機能喪失
  - 2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）
  - 2.8 津波浸水による注水機能喪失
3. 重大事故
- 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
    - 3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策
    - 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合
    - 3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合
  - 3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
  - 3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
  - 3.4 水素燃焼
  - 3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用
4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
- 4.1 想定事故 1
  - 4.2 想定事故 2
5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
- 5.1 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
  - 5.2 全交流動力電源喪失

ーフェイスシステム L O C A))

- 添付資料2.8.1 基準津波を超え敷地に遡上する津波への対応について
- 添付資料2.8.2 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する基準適合のための基本方針及び施設の防護方針について
- 添付資料2.8.3 地震発生と同時に津波が到達するとした評価上の想定の妥当性について
- 添付資料2.8.4 7日間における水源の対応について（津波浸水による注水機能喪失）
- 添付資料2.8.5 7日間における燃料の対応について（津波浸水による注水機能喪失）
- 添付資料2.8.6 常設代替交流電源設備の負荷（津波浸水による注水機能喪失）
- 添付資料2.8.7 全交流動力電源喪失（長期 T B）との事故対応の相違点について
- 添付資料3.1.2.1 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について
- 添付資料3.1.2.2 原子炉水位不明時の対応について
- 添付資料3.1.2.3 常設低圧代替注水ポンプの機能確保の妥当性について
- 添付資料3.1.2.4 原子炉建屋から大気中へ漏えいする C s - 137 の漏えい量評価について
- 添付資料3.1.2.5 格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料3.1.2.6 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について

- 添付資料3.1.2.7 水の放射線分解を考慮した場合の格納容器過圧に対する影響について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
- 添付資料3.1.2.8 格納容器雰囲気温度が格納容器の健全性に与える影響について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
- 添付資料3.1.2.9 安定状態について（代替循環冷却系を使用する場合）
- 添付資料3.1.2.10 格納容器内に存在するアルミニウム／亜鉛の反応により発生する水素の影響について
- 添付資料3.1.2.11 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））
- 添付資料3.1.2.12 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について
- 添付資料3.1.2.13 7日間における水源の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））
- 添付資料3.1.2.14 7日間における燃料の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））
- 添付資料3.1.2.15 常設代替交流電源設備の負荷（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））
- 添付資料3.1.2.16 格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応操作について

- 添付資料3.1.3.1 東海第二発電所の格納容器設計の特徴を踏まえた過圧破損防止対策について
- 添付資料3.1.3.2 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異について
- 添付資料3.1.3.3 崩壊熱による蒸発量相当の注水量について
- 添付資料3.1.3.4 格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出されるCs-137の放出量評価
- 添付資料3.1.3.5 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価等について
- 添付資料3.1.3.6 格納容器内での除去効果について
- 添付資料3.1.3.7 安定状態について（代替循環冷却系を使用できない場合）
- 添付資料3.1.3.8 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合））
- 添付資料3.1.3.9 注水操作が遅れる場合の影響について
- 添付資料3.1.3.10 7日間における水源の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合））
- 添付資料3.1.3.11 7日間における燃料の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合））
- 添付資料3.1.3.12 常設代替交流電源設備の負荷（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合））
- 添付資料3.1.3.13 非凝縮性ガスの影響について

添付資料3.1.3.14 サプレッション・プール水位上昇による真空破壊弁への影響について

- 添付資料3.2.1 原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧について
- 添付資料3.2.2 原子炉圧力容器の破損判断について
- 添付資料3.2.3 ペDESTAL（ドライウェル部）内の水位管理方法について
- 添付資料3.2.4 高温ガスによる原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えい可能性と事象進展等に与える影響について
- 添付資料3.2.5 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価について
- 添付資料3.2.6 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について
- 添付資料3.2.7 水の放射線分解を考慮した場合の格納容器過圧に対する影響について（高圧溶融物放出／格納容器直接加熱）
- 添付資料3.2.8 安定状態について
- 添付資料3.2.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）
- 添付資料3.2.10 代替循環冷却系による原子炉注水を考慮しない場合の影響評価について
- 添付資料3.2.11 7日間における水源の対応について（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接接触）
- 添付資料3.2.12 7日間における燃料の対応について（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接接触）
- 添付資料3.2.13 常設代替交流電源設備の負荷（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接接触）

添付資料3.2.14	原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冠水評価について
添付資料3.2.15	コリウムシールド材料の選定について
添付資料3.2.16	コリウムシールド厚さ，高さの設定について
添付資料3.2.17	原子炉圧力容器の破損位置について
添付資料3.3.1	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（炉外 F C I）に関する知見の整理について
添付資料3.3.2	J A S M I N E 解析について
添付資料3.3.3	水蒸気爆発評価の解析モデルについて
添付資料3.3.4	水蒸気爆発の発生を想定した場合の格納容器の健全性への影響評価
添付資料3.3.5	水蒸気爆発発生時のコリウムシールドへの影響
添付資料3.3.6	解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）
添付資料3.3.7	エントレインメント係数の圧カスパイクに対する影響
添付資料3.3.8	プラント損傷状態を L O C A とした場合の圧カスパイクへの影響
<u>添付資料3.4.1</u>	<u>水の放射線分解の評価について</u>
<u>添付資料3.4.2</u>	<u>シビアアクシデント条件下で用いる G 値の設定について</u>
<u>添付資料3.4.3</u>	<u>解析コード及び解析条件の不確かさの影響について</u>
<u>添付資料3.4.4</u>	<u>G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響について</u>
<u>添付資料3.4.5</u>	<u>原子炉注水開始時間の評価結果への影響について</u>
<u>添付資料3.4.6</u>	<u>格納容器内における気体のミキシングについて</u>

### 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

#### 3.1.1 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・過温破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，TQUV，TQUX，長期TBU，TBP，TBD及びLOCA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・過温破損）」では，発電用原子炉の運転中に異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系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，格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，ジルコニウム－水反応等によって発生した非凝縮性ガスが蓄積することによって，格納容器圧力及び温度が徐々に上昇し，格納容器の過圧・過温により格納容器破損に至る。

したがって，本格納容器破損モードでは，損傷炉心の冷却のための常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉注水，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却並びに代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱によって格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。

また，格納容器内における水素燃焼を防止するため，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに，格納容器内へ窒素を注入することによって，格納容器の破損を防止する。

本格納容器破損モードは、格納容器バウンダリに対する過圧・過温の観点で厳しい事象であり、代替循環冷却系を使用する場合を想定し、期待する格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。また、代替循環冷却系は多重化設計とした上で、さらなる後段の対策として格納容器圧力逃がし装置を整備するため、重大事故時の事象発生後短期に格納容器圧力逃がし装置を使用することは実質的には考えられないが、格納容器圧力逃がし装置の有効性を評価する観点から、本格納容器破損モードで想定される事故シナリオにおいて代替循環冷却系が使用できない場合についても、格納容器圧力逃がし装置により格納容器の過圧・過温破損が防止できることを確認する。

なお、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価では重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待しており、原子炉圧力容器破損に至ることはないが、重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待せず原子炉圧力容器破損に至る場合の本格納容器破損モードに対する評価については、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」にて確認する。

### 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合

#### 3.1.2.1 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・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、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、初期の対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段を整備する。また、安定状態に向けた対策として代替循環冷却系による原子炉注水手段並びに格納容器減圧及び除熱手段、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備する。対策の概略系統図を第 3.1.2-1 図に、対応手順の概要を第 3.1.2-2 図に、対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策の手順と設備との関係を第 3.1.2-1 表に示す。

（添付資料 3.1.2.1）

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、必要な要員は災害対策要員（初動）20 名及び事象発生から 2 時間以降に期待する参集要員 2 名である。

災害対策要員（初動）の内訳は、当直発電長 1 名、当直副発電長 1 名、運転操作対応を行う当直運転員 4 名、指揮、通報連絡を行う災害対策要員（指揮者等）4 名及び現場操作を行う重大事故等対応要員 10 名である。

参集要員の内訳は、燃料給油操作を行う重大事故等対応要員 2 名である。必要な要員と作業項目について第 3.1.2-3 図に示す。

なお、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、代替循環冷却系を使用できない場合の災害対策要員（初動）21 名及び参集要員 5 名で対処可能である。

a. 原子炉スクラム，L O C A発生及び全交流動力電源喪失の確認

運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失（L O C A）又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。また，主蒸気隔離弁の閉止，再循環ポンプの停止及びL O C Aが発生したことを確認する。

原子炉スクラム，L O C A発生及び全交流動力電源喪失の確認に必要な計装設備は，平均出力領域計装等である。

なお，対応操作は，原子炉水位，格納容器圧力等の徴候に応じて行うため，破断面積や破断位置が今回の想定と異なる場合や，破断位置が特定できない場合においても，対応する操作手順に変更はない。

b. 原子炉への注水機能喪失の確認

原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達後，原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。

原子炉への注水機能喪失の確認に必要な計装設備は，原子炉隔離時冷却系系統流量である。

c. 炉心損傷の確認

原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い，炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は，格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合とする。

炉心損傷を確認するために必要な計装設備は，格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）等である。

（添付資料 3.1.3.2）

d. 早期の電源回復不能の確認

全交流動力電源喪失の確認後，中央制御室からの遠隔操作により外部

電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電準備操作を開始する。

- e. 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作
- 中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置による緊急用母線への交流電源供給を開始し、原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。具体的には、格納容器スプレイ弁と原子炉注水弁を用いて中央制御室からの遠隔操作により格納容器スプレイと原子炉注水に分配し、それぞれ連続で格納容器スプレイ及び原子炉注水を実施する。

- (a) 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作

早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を受電する。

常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作に必要な計装設備は、緊急用M/C電圧である。

- (b) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作

原子炉注水に伴い炉心部で発生する過熱蒸気により、格納容器圧力及び雰囲気温度が急激に上昇する。格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制する観点から、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系

(常設) による格納容器冷却操作のために必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等である。

- (c) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作

常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することで、原子炉圧力容器破損に至ることなく、ジェットポンプ上端（以下「原子炉水位L0」という。）以上まで原子炉水位が回復し、炉心は冠水する。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、低圧代替注水系原子炉注水流量等である。

なお、LOCAにより格納容器雰囲気温度が上昇し、ドライウエル雰囲気温度が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。

水位不明判断に必要な計装設備は、原子炉圧力等である。

水位不明と判断した場合、原子炉水位L0まで冠水させるために必要な水量を注水する。具体的には、原子炉底部から原子炉水位L0まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。

原子炉水位L0まで冠水した後は、代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器内の減圧及び除熱操作を開始後に、サブプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

による格納容器冷却を停止する。なお、代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器内の減圧及び除熱操作ができない場合は、サブプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の流量を崩壊熱相当に調整し、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。

（添付資料 3.1.2.2, 3.1.3.3）

f. 電源確保操作対応

早期の電源回復不能の確認後、非常用ディーゼル発電機等の機能回復操作及び外部電源の機能回復操作を実施する。

g. 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作

全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後、可搬型代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。

h. 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作

常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作完了後、中央制御室及び現場にて常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作を実施し、中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を介して非常用母線を受電する。

常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作に必要な計装設備は、M/C 2C電圧及びM/C 2D電圧である。

i. 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作

常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作完了後、中央制御

室からの遠隔操作により原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系を起動する。

j. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入操作

常設代替高压電源装置による非常用母線の受電操作完了後，中央制御室からの遠隔操作によりほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入操作を実施する。なお，有効性評価においては，ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入操作には期待しない。

ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入操作に必要な計装設備は，ほう酸水注入ポンプ吐出圧力である。

k. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作

常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低压代替注水系（常設）による原子炉注水を開始後，中央制御室にて非常用母線の負荷となっている緊急用海水系及び代替循環冷却系の弁を対象に，緊急用母線から電源が供給されるよう電源切り替え操作を実施する。また，中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水ポンプを起動し，緊急用海水系に海水を通水する。

緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作に必要な計装設備は，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）である。

l. 代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器内の減圧及び除熱操作

緊急用海水系に海水を通水した後，中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを起動することで原子炉注水及び格納容器除熱を実施する。具体的には，原子炉注水弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し，それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。

代替循環冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却系原子炉注水流量等であり、格納容器減圧及び除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量等である。

以降、損傷炉心の冷却は、代替循環冷却系による原子炉注水により継続的に行い、また、格納容器除熱は、代替循環冷却系により継続的に行う。

- m. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作

代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作を実施する。この場合の注水は、水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を抑制しつつ熔融炉心・コンクリート相互作用の影響を緩和する観点から格納容器下部水位を約 1m に調整する。なお、有効性評価においては、ペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作には期待しない。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作のために必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量等である。

- n. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作

炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生し、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作の実施後は、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃

度及び酸素濃度を継続的に確認する。

水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作に必要な計装設備は、格納容器内水素濃度（SA）等である。

o. サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入操作

水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作によりサプレッション・プール水 pH制御装置（自主対策設備）による薬液注入を行う。サプレッション・プール水の pHを7以上に制御することで、サプレッション・プール水中での分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境中への有機よう素の放出量を低減させることができる。なお、有効性評価においては、pH制御には期待しない。

p. 使用済燃料プールの冷却操作

代替燃料プール冷却系等を用いて使用済燃料プールへの注水及び冷却を実施する。

q. 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作

格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。

可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作に必要な計装設備は、格納容器内酸素濃度（SA）である。

r. タンクローリによる燃料給油操作

タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。

### 3.1.2.2 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

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、LOCAに属する事故シーケンスのうち、中小破断LOCAに比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び格納容器温度上昇の観点で厳しい大破断LOCAに加えて、ECCS注水機能が喪失する「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」である。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、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（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器におけるECCS注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内FP挙動、格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレー冷却並びに炉心損傷後の格納容器における格納容器内FP挙動が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。

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，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主要な解析条件を第 3.1.2-2 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) 起回事象

起回事象として，大破断 L O C A が発生するものとする。破断箇所は，原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として，再循環配管（出口ノズル）とする。

(添付資料 1.5.2)

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系，低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）が機能喪失するものとし，さらに，非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し，全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものとする。

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 の評価結果では水の放射線分解による水素及び酸素の発生等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) 原子炉スクラム

原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。

(b) 主蒸気隔離弁

主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。

(c) 再循環ポンプ

再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。

(d) 低圧代替注水系（常設）

原子炉注水は  $230\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器冷却と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。

（添付資料 3.1.2.3）

(e) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

格納容器冷却は、常設低圧代替注水系ポンプ 2 台を使用するものとし、スプレイ流量は、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量を考慮し、 $130\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。なお、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却は、原子炉注水と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。

（添付資料 3.1.2.3）

(f) 格納容器下部注水系（常設）

格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてペDESTAL（ドライウェル部）のプール水を考慮していないことから、

常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作についても考慮しない。

(g) 代替循環冷却系

代替循環冷却系の循環流量は、炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、全体で  $250\text{m}^3/\text{h}$  とし、ドライウエルへ  $150\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉へ  $100\text{m}^3/\text{h}$  にて流量分配し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。

(h) 緊急用海水系

代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき約  $14\text{MW}$ （サブレーション・プール水温度  $100^\circ\text{C}$ 、海水温度  $32^\circ\text{C}$ において）とする。

(i) 可搬型窒素供給装置

可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、純度  $99.9\text{vol}\%$  にて  $200\text{m}^3/\text{h}$ （窒素  $198\text{m}^3/\text{h}$  及び酸素  $2\text{m}^3/\text{h}$ ）の流量で格納容器内に注入するものとする。

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、「1.3.5 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) 交流電源は、常設代替高圧電源装置によって供給を開始し、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生 25 分後から開始する。なお、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、代

替循環冷却系の起動により停止する。

- (b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作並びに代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器内の減圧及び除熱操作は、緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮して、事象発生 90 分後から開始するものとする。
- (c) 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合にサプレッション・チェンバ内へ窒素注入を開始する。なお、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入は格納容器圧力 310kPa [gage] 到達により停止する。

(3) 有効性評価（Cs-137 放出量評価）の条件

- a. 象発生直前まで、定格出力の 100%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、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高 50,000 時間とする。
- b. 炉心に内蔵されている核分裂生成物は、事象進展に応じて格納容器内に放出されるものとする。セシウムの格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コードMAAPの評価結果の方がNUREG-1465より大きく算出する。
- c. 格納容器内に放出されたCs-137は、格納容器スプレイやサプレッション・プールでのスクラビング等による除去効果を受けるものとする。
- d. 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価条件は以下のとおりとする。
- (a) 格納容器からの漏えい率は、設計漏えい率及びAECの式等に基づ

き設定した漏えい率を基に格納容器圧力に応じて変動するものとする。

- (b) 漏えい量を保守的に見積もるため、原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系で構成）により原子炉建屋原子炉棟内の負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。また、原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後は、大気への放出率を1回／日（設計値）とする。なお、原子炉建屋ガス処理系のフィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。

原子炉建屋ガス処理系は、常設代替高圧電源装置からの交流電源の供給を受けて中央制御室からの遠隔操作により事象発生115分後に起動し、起動後5分間で負圧が達成されることを想定する。

- (c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰及び除去効果は考慮しないものとする。

（添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5）

#### (4) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける原子炉水位（シュラウド内外水位）、注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第3.1.2-4図から第3.1.2-8図に、燃料最高温度の推移を第3.1.2-9図に、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、サプレッション・プール水位及びサプレッション・プール水温度の推移を第3.1.2-10図から第3.1.2-15図に示す。

##### a. 事象進展

大破断LOCA時に高圧・低圧注水機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、

事象発生から約 4 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K (約 727℃) に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 9 分後に 1,200℃に到達し、また、事象発生から約 27 分後に燃料温度は 2,500K (約 2,227℃) に到達する。事象発生から 25 分後、常設代替高圧電源装置による交流電源の供給を開始し、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位は回復し、炉心は冠水する。

(添付資料 3.1.2.6)

格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び雰囲気温度が徐々に上昇する。このため、原子炉注水と同時に常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系 (常設) による格納容器冷却を実施することによって、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制される。

事象発生から 90 分経過した時点で、代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器内の減圧及び除熱操作を開始する。代替循環冷却系による原子炉注水により、冷却材の一部は破断口から流出するが、溶融炉心は原子炉水位 L 0 位置相当で冠水維持される。また、格納容器除熱により、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下する。

事象発生から約 84 時間後に格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達し、可搬型窒素供給装置によるサプレッション・チェンバへの窒素注入を実施するため格納容器圧力が徐々に上昇するが、事象発生から約 164 時間後に格納容器圧力が 310kPa [gage] に到達し窒素注入を停止するため、格納容器圧力の上昇は停止する。

## b. 評価項目等

格納容器圧力は、第 3.1.2-10 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱を行うことによって、圧力上昇は抑制される。その結果、格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.31MPa [gage] となり、評価項目である最高使用圧力の 2 倍 (0.62MPa [gage]) を下回る。なお、格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 164 時間後において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の 3%未満であるため、その影響は無視し得る程度である。

(添付資料 3.1.2.7)

格納容器雰囲気温度は、第 3.1.2-11 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱を行うことによって、温度上昇は抑制される。その結果、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は約 139℃となり、評価項目である 200℃を下回る。なお、事象発生直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202℃となるが、この時の格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 137℃であり、評価項目である 200℃を下回る。

(添付資料 3.1.2.8)

第 3.1.2-4 図及び第 3.1.2-6 図に示すとおり、常設低圧代替注水系

ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、第 3.1.2-10 図及び第 3.1.2-11 図に示すとおり、90 分後に開始する代替循環冷却系の運転により、格納容器除熱を行うことによって、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。事象を通じて格納容器の限界圧力に到達せず、格納容器圧力逃がし装置を使用することなく、格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。なお、格納容器内の酸素濃度上昇により、長期的には格納容器圧力逃がし装置を用いて可燃性ガスを排出する。

なお、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の漏えい量については約 7.5TBq（事象発生 7 日間）であり、評価項目である 100TBq を下回る。また、事象発生からの 7 日間以降、Cs-137 の放出が継続した場合の放出量評価を行った結果、約 7.5TBq（30 日間）及び約 7.5TBq（100 日間）であり、いずれの場合も 100TBq を下回る。なお、放出量評価においては、原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び除去効果を保守的に考慮しておらず、これらの効果を考慮した場合、放出量は小さくなる。

（添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5）

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に

示す(1)から(3)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。

また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「3.4 水素燃焼」において、酸素濃度が可燃限界に至らないことをもって、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認している。

(添付資料 3.1.2.7, 3.1.2.9, 3.1.2.10, 3.1.3.13)

### 3.1.2.3 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及び操作時間余裕を評価するものとする。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（代替循環冷却系を使用する場合）では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガスが蓄積することが特徴である。よって、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作、緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器内の減圧及び除熱操作、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 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事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認している。常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については，大破断LOCAが発生し，高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合，速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を行う手順となっており，燃料被覆管温度等を操作開始の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，炉心ヒートアップの感度解析では，格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認しており，格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の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。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして，炉心モデル（炉心水位計算モデル）は，原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAF

E R の評価結果との比較により水位低下幅は解析コードM A A P の評価結果の方が保守的であり，注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードS A F E R の評価結果との差異は小さいことを確認している。常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については，大破断L O C Aが発生し，高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合，速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を行う手順となっており，原子炉水位を操作開始の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。

格納容器における格納容器各領域間の流動，構造材との熱伝達及び内部熱伝導，気液界面の熱伝達の不確かさとして，格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はH D R 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度，格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが，B W R の格納容器内の区画とは異なる等，実験体系に起因するものと考えられ，実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし，全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できており，本評価事故シークエンスでは，格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の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，格納容器各領域間の流動，構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては，C S T F 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており，その差異は小さい。本評価事故シークエンスでは，格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開

始の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圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、リロケーションを起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内F P挙動の不確かさとして、核分裂生成物（F P）挙動モデルはPHEBUS-F P実験解析により原子炉圧力容器内へのF P放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-F P実験解析では、燃料被覆管破裂後のF P放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内F P放出を操作開始の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。

炉心損傷後の格納容器における格納容器内F P挙動の不確かさとして、核分裂生成物（F P）挙動モデルはABCOVE実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の格納容器内F P挙動を操作開始の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事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認していることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして，炉心モデル（炉心水位計算モデル）は，原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であり，注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認していることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

格納容器における格納容器各領域間の流動，構造材との熱伝達及び内部熱伝導，気液界面の熱伝達の不確かさとして，格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度，格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが，BWRの格納容器内の区画とは異なる等，実験体系に起因するものと考えられ，実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし，全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，格納容器各領域間の流動，

構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、C S T F 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、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压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはT M I 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心熔融開始時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器内F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（F P）挙動モデルはP H E B U S - F P 実験解析により原子炉压力容器内へのF P 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。P H E B U S - F P 実験解析では、燃料被覆管破裂後のF P 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、代替循環冷却系の運転により格納容器ベントを回避できることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の格納容器における格納容器内F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（F P）挙動モデルはA B C O V E 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、代替循環冷却系の運転により格納容器ベントを回避できることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(添付資料 3.1.2.11)

## (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3.1.2-2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，設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから，その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度  $33\text{GWd/t}$  に対して最確条件は燃焼度約  $33\text{GWd/t}$  以下であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなる。本評価事故シーケンスでは，格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の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。

初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の気相部及び液相部，サプレッション・プール水位及び格納容器雰囲気温度は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は，解析条件の不確かさとして，E x c e s s i v e L O C A を考慮した場合，原子炉冷却材の流出量が増加する

ことにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順（常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作を実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位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。

機器条件の代替循環冷却系は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の緊急用海水系は、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、海水温度がおおむね低めとなり除熱性能が向上するため、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなる。本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び雰囲気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。

（添付資料 3.1.2.11）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度  $33\text{GWd}/\text{t}$  に対して最確条件は燃焼度約  $33\text{GWd}/\text{t}$  以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子

炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は代替格納容器スプレイ冷却系及び代替循環冷却系により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の気相部及び液相部、サブプレッション・プール水位及び格納容器雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、E x c e s s i v e L O C Aを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、格納容器へ放出されるエネルギーは大破断L O C Aの場合と同程度であり、第 3.1.2-16 図及び第 3.1.2-17 図に示すとおり、格納容器圧力及び温度は、それぞれ評価項目である最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa [gage]）及び 200°Cを下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の代替循環冷却系は、解析条件の不確かさとして、実際の

注水量が解析より多い場合、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

機器条件の緊急用海水系は、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、海水温度がおおむね低めとなり除熱性能が向上するため、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくことから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(添付資料 3.1.2.11, 3.1.2.12)

## b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

### (a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から25分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器内の減圧及び除熱操

作は、解析上の運転開始時間として事象発生から 90 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替循環冷却系運転は事象発生 90 分後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、本操作の操作開始時間は、操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定したものであり、緊急用海水系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まるが、その他の操作と並列して実施する場合でも、順次実施し所定の時間までに操作を完了できることから影響はない。

操作条件の可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から約 84 時間後を想定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4.0vol%（ドライ条件）到達は事象発生から約 84 時間後であるのに対し、可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が 3.5vol%（ドライ条件）到達時（事象発生から約 62 時間後）に開始するため、十分な時間余裕があることから、操作開始時間に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

（添付資料 3.1.2.11）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実際の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラ

メータに与える影響は小さい。

操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器内の減圧及び除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、緊急用海水系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、この場合、格納容器圧力及び雰囲気温度等を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

操作条件の可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から約 84 時間後を想定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4.0vol%（ドライ条件）到達は事象発生から約 84 時間後であるのに対し、可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が 3.5vol%（ドライ条件）到達時（事象発生から約 62 時間後）に開始するため、十分な時間余裕があることから、操作開始時間に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料 3.1.2.11）

### (3) 操作時間余裕の把握

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

第 3.1.3-16 図から第 3.1.3-18 図に示すとおり、操作条件の常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作

及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、事象発生から 50 分後（操作開始時間の 25 分の遅れ）までに常設代替高圧電源装置からの受電操作を行い、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となり、時間余裕がある。

操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器内の減圧及び除熱操作については、緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器内の減圧及び除熱操作開始までの時間は操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定したものであり、時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、格納容器圧力が評価項目となるパラメータである最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa [gage]）に到達するまでの時間は事象発生約 14 時間後であり、約 12 時間の余裕があることから、時間余裕がある。

操作条件の可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4.0vol%（ドライ条件）到達は事象発生から約 84 時間後であるのに対し、可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が 3.5vol%（ドライ条件）到達時（事象発生から約 62 時間後）に開始するため、十分な準備時間が確保できることから、時間余裕がある。

（添付資料 3.1.2.11, 3.1.3.8）

#### (4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等

操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果，解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか，評価項目となるパラメータに対して，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間には時間余裕がある。

#### 3.1.2.4 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（格納容器過圧・過温破損）」において，重大事故等対策に必要な災害対策要員（初動）は，「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり 20 名であり，災害対策要員（初動）の 39 名で対処可能である。

また，事象発生 2 時間以降に必要な参集要員は 2 名であり，発電所外から 2 時間以内に参集可能な要員の 71 名で対処可能である。

##### (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・過温破損）」において，必要な水源，燃料及び電源は，「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い，以下のとおりである。

###### a. 水 源

常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却については，7 日間の対応を考慮すると，合計約 400m<sup>3</sup>の水が必要となる。

水源として、代替淡水貯槽に 4,300m<sup>3</sup>の水を保有していることから、水源が枯渇することはないと見られ、7日間の対応が可能である。

代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器内の減圧及び除熱操作については、サプレッション・プールを水源とすることから、水源が枯渇することはないと見られ、7日間の対応が可能である。

(添付資料 3.1.2.13)

#### b. 燃 料

常設代替交流電源設備による電源供給について、事象発生直後から7日間の常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）の運転を想定すると、約352.8kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクには約800kLの軽油を保有していることから、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）による7日間の電源供給の継続が可能である。

可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入について、事象発生直後から7日間の可搬型窒素供給装置の運転を想定すると、約18.5kLの軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクには約210kLの軽油を保有していることから、可搬型窒素供給装置による7日間の格納容器内への窒素注入の継続が可能である。

(添付資料 3.1.2.14)

#### c. 電 源

重大事故等対策時に必要な負荷は約2,413kWであるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）の連続定格容量は5,520kWであることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

(添付資料 3.1.2.15)

### 3.1.2.5 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（格納容器過圧・過温破損）」では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム－水反応等によって発生した非凝縮性ガスが蓄積することによって、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により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・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段及び代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却手段を整備している。また、安定状態に向けた対策として代替循環冷却系による原子炉注水手段並びに格納容器内の減圧及び除熱手段、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備している。

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・過温破損）」の評価事故シーケンス「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」について、代替循環冷却系を使用する場合の有効性評価を行った。

上記の場合においても、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却、並びに代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器内の減圧及び除熱操作を実施することで、格納容器冷却及び除熱が可能である。

その結果、格納容器圧力逃がし装置を使用せず、ジルコニウム－水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても、格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持することができる。

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

重大事故等対策時に必要な要員は、災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、7日間以上の供給が可能である。

以上のことから、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・過温破損）」において、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却、代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器内の減圧及び除熱、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。

第 3.1.2-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について  
（代替循環冷却系を使用する場合）（1/5）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム，L OCA発生及び全交 流動力電源喪失の確 認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。</li> <li>・ 主蒸気隔離弁が閉止するとともに，再循環ポンプが停止したことを確認する。</li> <li>・ 格納容器圧力が 13.7kPa [gage] に到達したことによりLOCAが発生したことを確認する。</li> </ul>	主蒸気隔離弁*	—	平均出力領域計装* 起動領域計装* 原子炉圧力* 原子炉圧力（SA） M/C 2C電圧* M/C 2D電圧* 緊急用M/C電圧 ドライウェル圧力* サプレッション・チェンバ圧力*
原子炉への注水機能 喪失の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達後，原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。</li> </ul>	—	—	原子炉隔離時冷却系系統流量*
炉心損傷の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い，炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は，格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合とする。</li> </ul>	—	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)* 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)*
早期の電源回復不能 の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 全交流動力電源喪失の確認後，中央制御室からの遠隔操作により外部電源の受電を試みるが，失敗したことを確認する。</li> <li>・ 中央制御室からの遠隔操作により非常用ディーゼル発電機等の起動を試みるが，失敗したことを確認する。</li> <li>・ 以上により，早期の電源回復不能を確認する。</li> </ul>	—	—	—

\* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 3.1.2-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について  
（代替循環冷却系を使用する場合）（2/5）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>早期の電源回復不能の確認後，中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を受電する。</li> </ul>	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	緊急用M/C電圧
	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急用母線の受電を確認後，原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作を実施し，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。</li> </ul>	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽	—	低圧代替注水系原子炉注水流量 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 代替淡水貯槽水位
	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却を開始した後，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施する。</li> </ul>	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽	—	低圧代替注水系格納容器スプレィ流量 ドライウエル雰囲気温度* ドライウエル圧力* サプレッション・チェンバ圧力* 代替淡水貯槽水位
	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材喪失により，ドライウエル雰囲気温度の指示が原子炉圧力の飽和温度を超える場合は水位不明と判断し，原子炉底部から原子炉水位L0まで冠水させるために必要な注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し，原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。</li> </ul>	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽	—	原子炉圧力* 原子炉圧力（SA） ドライウエル雰囲気温度*
電源確保操作対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機等の機能回復操作を実施する。</li> <li>外部電源の機能回復操作を実施する。</li> </ul>	—	—	—

□：有効性評価上考慮しない操作

\* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 3.1.2-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について  
（代替循環冷却系を使用する場合）（3/5）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後、可搬型代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> </ul>	西側淡水貯水設備	可搬型代替注水中型ポンプ	—
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作完了後、中央制御室及び現場にて常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作を実施する。</li> <li>中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を介して非常用母線 2 C 及び 2 D を受電する。</li> </ul>	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	M/C 2 C 電圧* M/C 2 D 電圧*
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作完了後、中央制御室からの遠隔操作により原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系を起動する。</li> </ul>	中央制御室換気系* 非常用ガス処理系* 非常用ガス再循環系*	—	—
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電後、中央制御室からの遠隔操作によりほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作を実施する。</li> </ul>	ほう酸水注入系*	—	ほう酸水注入ポンプ 吐出圧力*
緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始後、中央制御室にて非常用母線の負荷となっている緊急用海水系及び代替循環冷却系の弁を対象に、緊急用母線から電源が供給されるよう電源切り替え操作を実施する。</li> <li>中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を通水する。</li> </ul>	緊急用海水ポンプ 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	緊急用海水系流量 （残留熱除去系熱交換器）

■：有効性評価上考慮しない操作

\* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 3.1.2-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について  
（代替循環冷却系を使用する場合）（4/5）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器内の減圧及び除熱操作	・緊急用海水系に海水を通水した後，中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを起動することで，原子炉注水並びに格納容器内の減圧及び除熱を実施する。	代替循環冷却系ポンプ サプレッション・プール* 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） ドライウエル圧力* サプレッション・チェンバ圧力*
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作	・代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器内の減圧及び除熱操作を実施後，中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	・常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作を実施後，中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動する。	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内酸素濃度（SA）
サプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入操作	・水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後，中央制御室からの遠隔操作によりサプレッション・プール水 pH 制御装置（自主対策設備）による薬液注入を行う。	—	—	—

□：有効性評価上考慮しない操作

\* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 3.1.2-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について  
 （代替循環冷却系を使用する場合）（5/5）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
使用済燃料プールの冷却操作	・代替燃料プール冷却系等を用いて使用済燃料プールへの注水及び冷却を実施する。	—	—	—
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作	・格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	—	可搬型窒素供給装置	格納容器内酸素濃度（S A）
タンクローリによる燃料給油操作	・タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	—

■：有効性評価上考慮しない操作

第 3.1.2-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用する場合）（1/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象を評価できる解析コード	
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定
	原子炉圧力 （圧力容器ドーム部）	6.93MPa [gage]	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータ スカート下端から+126cm）	通常運転水位を設定
	炉心流量	48,300t/h	定格流量を設定
	燃 料	9×9燃料（A型）	9×9燃料（A型）と9×9燃料（B型）は、熱水力的な特性はほぼ同等であることから、代表的に9×9燃料（A型）を設定
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 （燃焼度 33Gwd/t）	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため、崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として、1サイクルの運転期間（13ヶ月）に調整運転期間（約1ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
	格納容器圧力	5kPa [gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定
	格納容器雰囲気温度	57℃	ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度を設定
	格納容器体積 （ドライウエル）	5,700m <sup>3</sup>	設計値を設定
格納容器体積 （サプレッション・チェンバ）	空間部：4,100m <sup>3</sup> 液相部：3,300m <sup>3</sup>	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定	

第 3.1.2-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用する場合）（2/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
サプレッション・プール水位	6.983m (通常水位-4.7cm)	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定
サプレッション・プール水温度	32℃	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として、保安規定の運転上の制限における上限値を設定
ベント管真空破壊装置作動差圧	3.45kPa (ドライウェル-サプレッション・チェンバ間差圧)	設計値を設定
外部水源の温度	35℃	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温として、年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
ペDESTAL (ドライウェル部) のプール水	考慮しない	ペDESTAL (ドライウェル部) には通常運転時からプール水が存在するが、格納容器の熱容量に寄与することから、格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価する設定として、ペDESTAL (ドライウェル部) のプール水を考慮しない

初期条件

3.1.2-41

第 3.1.2-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用する場合）（3/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件 起因事象	大破断 L O C A 再循環配管（出口ノズル）の破断	原子炉压力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として、原子炉压力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環配管（出口ノズル）における両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の機能喪失を設定 全交流動力電源喪失の重畳を考慮し設定
外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定
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、格納容器圧力及び雰囲気温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

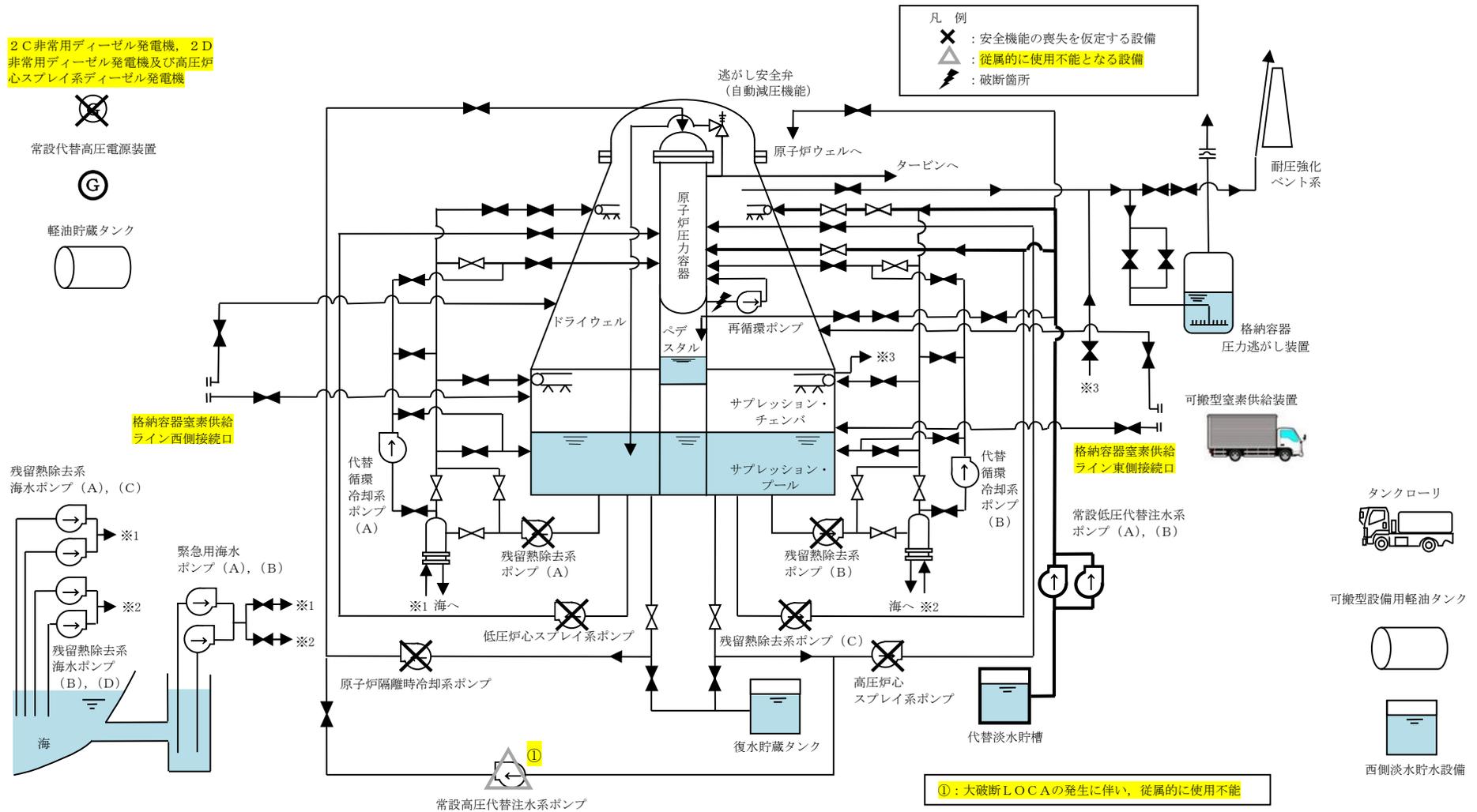
第 3.1.2-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用する場合）（4/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル3）信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低（レベル3）信号にてスクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として、原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下（レベル2）信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低压代替注水系（常設）	注水流量：230m <sup>3</sup> /h（一定）	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	スプレイ流量：130m <sup>3</sup> /h（一定）	格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量として、運転手順に基づき設定
格納容器下部注水系（常設）	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてペDESTAL（ドライウェル部）のプール水を考慮していないことから、常設低压代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作についても考慮しない。
代替循環冷却系	総循環流量：250m <sup>3</sup> /h ・150m <sup>3</sup> /hの流量で格納容器へスプレイ及び100m <sup>3</sup> /hの流量で原子炉へ注水	炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
緊急用海水系	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量：約14MW （サブレーション・プール水温度100℃、海水温度32℃において）	熱交換器の設計性能に基づき、代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定
可搬型窒素供給装置	窒素198m <sup>3</sup> /h及び酸素2m <sup>3</sup> /hの流量で窒素注入	格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定

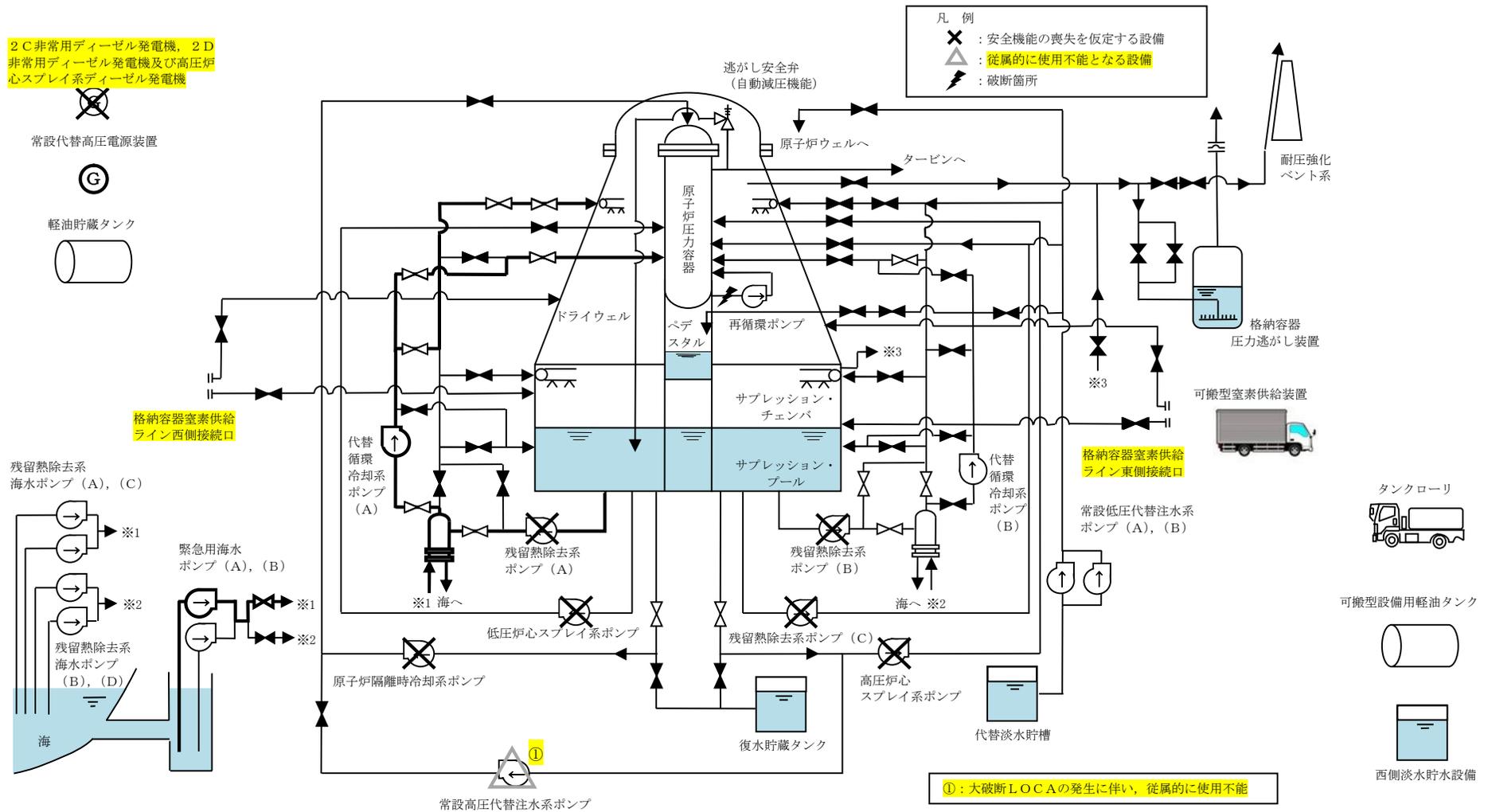
重大事故等対策に関連する機器条件

第 3.1.2-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用する場合）（5/5）

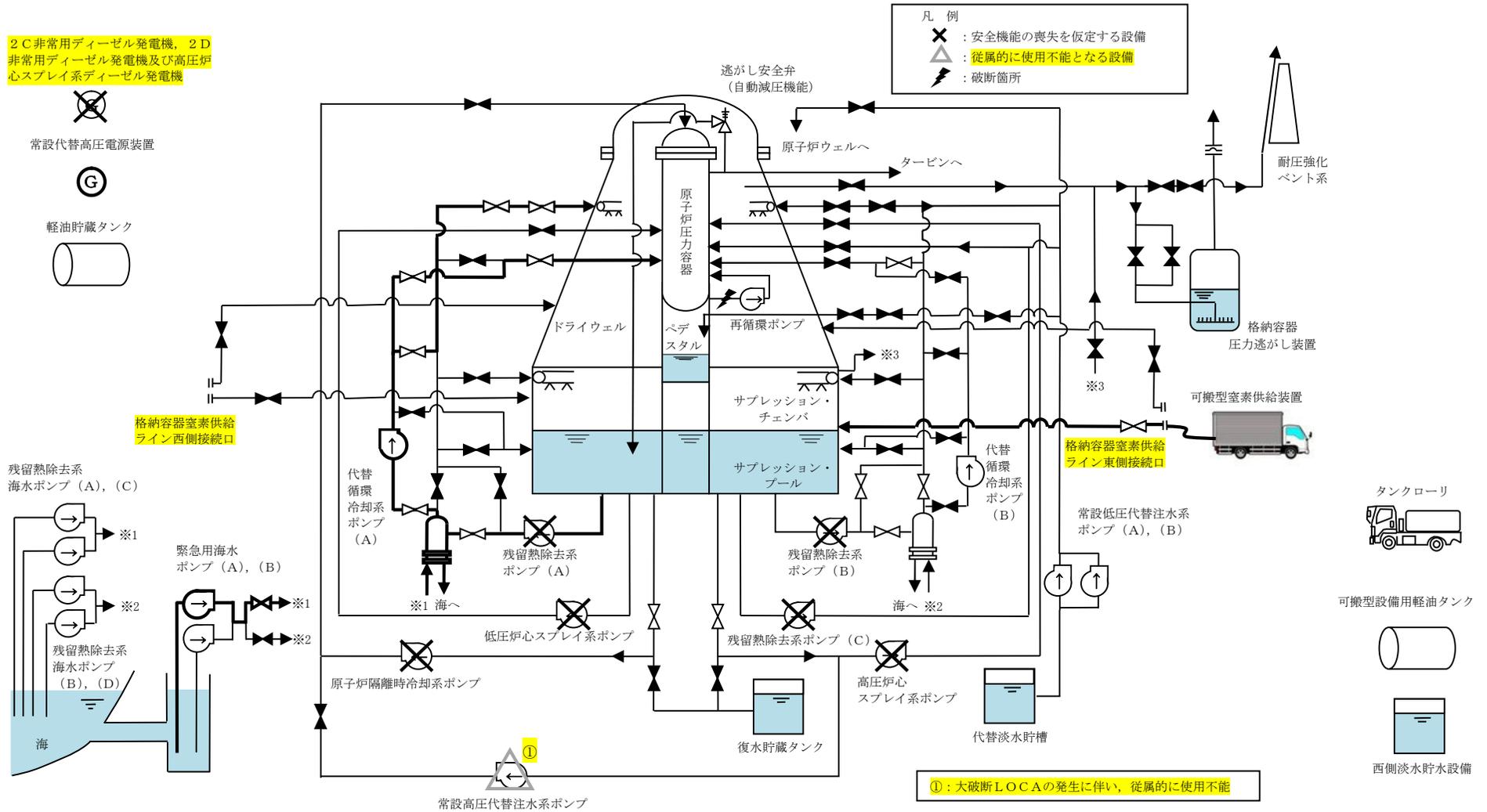
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替高压電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低压代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事象発生から 25 分後	常設代替高压電源装置，常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低压代替注水系（常設）の準備に要する時間を考慮して設定
	緊急用海水系による冷却水（海水）確保操作並びに代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器内の減圧及び除熱操作	事象発生から 90 分後	緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備に要する時間を考慮して設定
	可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作	格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達時	格納容器内酸素濃度がベント基準である 4.3vol%（ドライ条件）到達を防止する観点で設定



第 3.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の  
 重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（1/3）  
 （低压代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却段階）

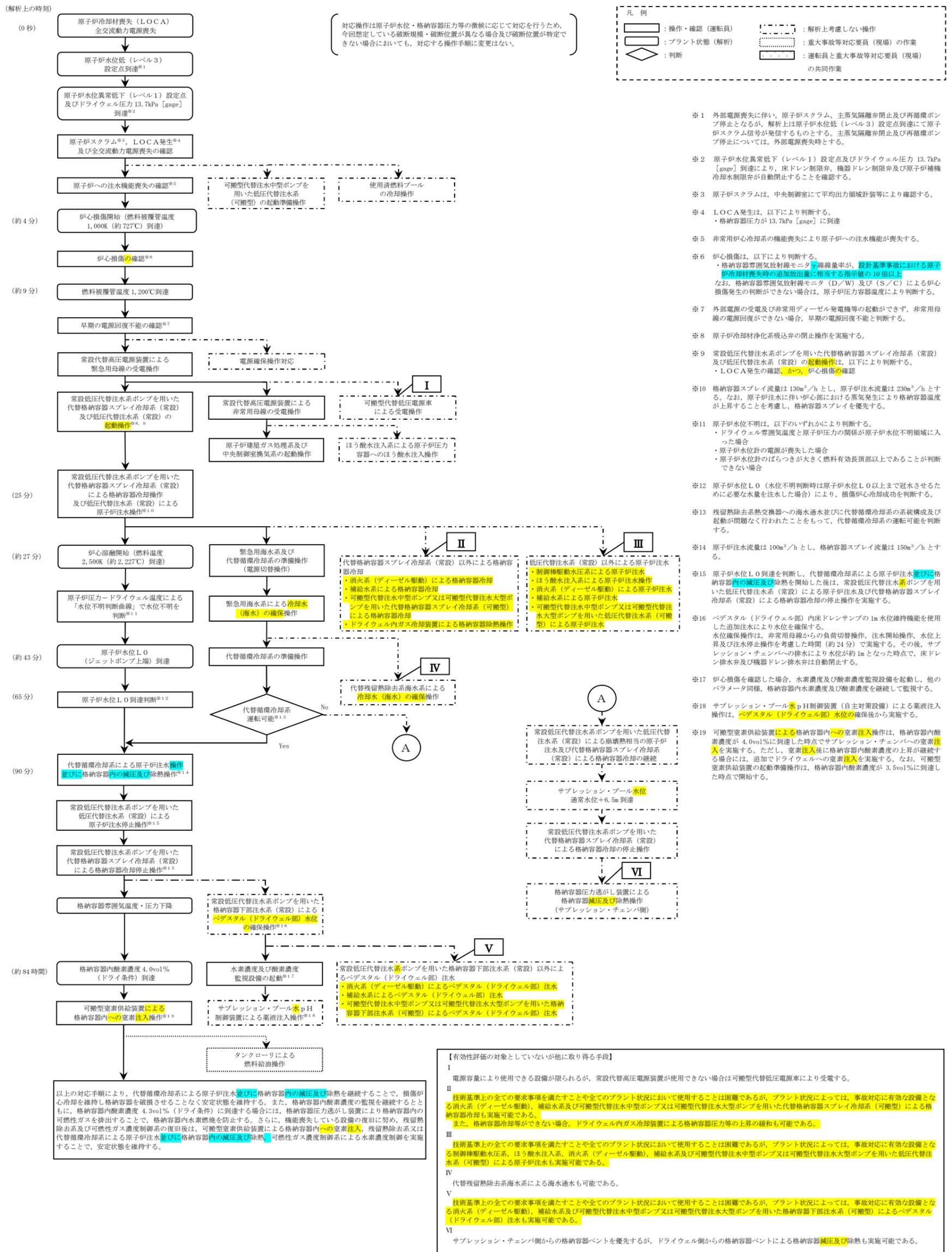


第 3.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（2/3）  
 （代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器内の減圧及び除熱段階）



第3.1.2-1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の  
 重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（3/3）

（代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器内の減圧及び除熱、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入段階）



第 3.1.2-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の対応手順の概要 (代替循環冷却系を使用する場合)

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）

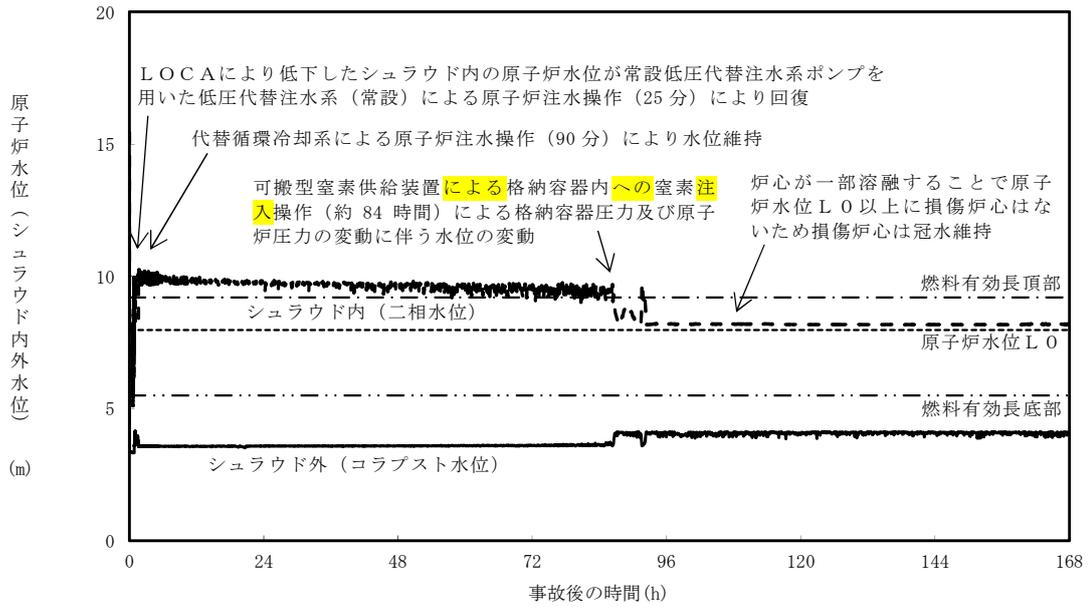
				経過時間（分）											備考				
				10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	
操作項目	実施箇所・必要員数 【 】は他作業後移動してきた要員			操作の内容 事象発生 原子炉スクラム ▽約4分 炉心損傷開始（燃料被覆管温度1,000K到達） ▽約9分 燃料被覆管温度1,200℃到達 ▽プラント状況判断 ▽25分 格納容器冷却及び原子炉注水開始 ▽約27分 炉心溶融開始（燃料温度2,500K到達） ▽65分 原子炉水位LO到達判断 ▽2時間 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動による負圧達成															
	責任者	当直発電長	1人															中央監視 運転操作指揮	
	補佐	当直副発電長	1人															運転操作指揮 補佐	
	指揮者等	災害対策要員 (指揮者等)	1人															初期での指揮 発電所内外連絡	
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等 対応要員 (現場)																
状況判断	2人 A, B	-	-	10分	<ul style="list-style-type: none"> <li>●原子炉スクラムの確認</li> <li>●タービン停止の確認</li> <li>●外部電源喪失の確認</li> <li>●LOC発生の確認</li> <li>●再循環ポンプ停止の確認</li> <li>●主蒸気隔離弁閉止及び逃がし安全弁（安全弁機能）による原子炉注水停止の確認</li> <li>●非常用ディーゼル発電機等の自動起動失敗の確認</li> <li>●原子炉への注水機能喪失の確認</li> <li>●炉心損傷の確認</li> </ul>														
早期の電源回復不能の確認	【1人】 A	-	-	1分	●高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗）														
	【1人】 B	-	-	2分	●非常用ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗）														
電源確保操作対応	-	-	2人 a, b		●電源回復操作														解析上考慮しない
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作	【1人】 B	-	-	4分	●常設代替高圧電源装置2台の起動操作及び緊急用母線の受電操作														
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の起動操作	【1人】 B	-	-	4分	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却に必要な負荷の電源切替操作														
	【1人】 A	-	-	2分	●原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作														
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	【1人】 A	-	-	3分	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成操作及び起動操作														
	【1人】 A	-	-	6分	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作														
緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作	【1人】 A	-	-	4分	●緊急用海水系による海水通水に必要な負荷の電源切替操作														
				20分	●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作														
代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器内の減圧及び除熱操作	【1人】 A	-	-	6分	●代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器内の減圧及び除熱に必要な負荷の電源切替操作														
				35分	●代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器内の減圧及び除熱の系統構成操作及び起動操作														
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるベダスタル（ドライウェル部）注水に必要な負荷の電源切替操作	【1人】 A	-	-	4分	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるベダスタル（ドライウェル部）注水に必要な負荷の電源切替操作														
				20分	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるベダスタル（ドライウェル部）水位の調整操作														
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	【1人】 A	-	-	8分	●水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作														通常運転時は外部電源で常時脱気状態であり、交流電源喪失時は代替交流電源設備により緊急用母線受電後、脱気が自動的に開始される
サブプレッション・プール水dH制御装置による薬液注入操作	【1人】 A	-	-	15分	サブプレッション・プール水dH制御装置による薬液注入操作														解析上考慮しない
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作	【1人】 B	-	-	35分	●非常用母線の受電準備操作(中央制御室)														
	-	2人 C, D	-	75分	●非常用母線の受電準備操作(現場)														
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	【1人】 B	-	-	8分	●常設代替高圧電源装置3台の追加起動操作														
				5分	●非常用母線の受電操作														
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	【1人】 B	-	-	5分	●原子炉建屋ガス処理系の起動操作														
				6分	●中央制御室換気系の起動操作														
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作	【1人】 B	-	-	2分	●ほう酸水注入系の起動操作														
					●ほう酸水注入系の注入状態監視														

第3.1.2-3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用する場合）（1/2）

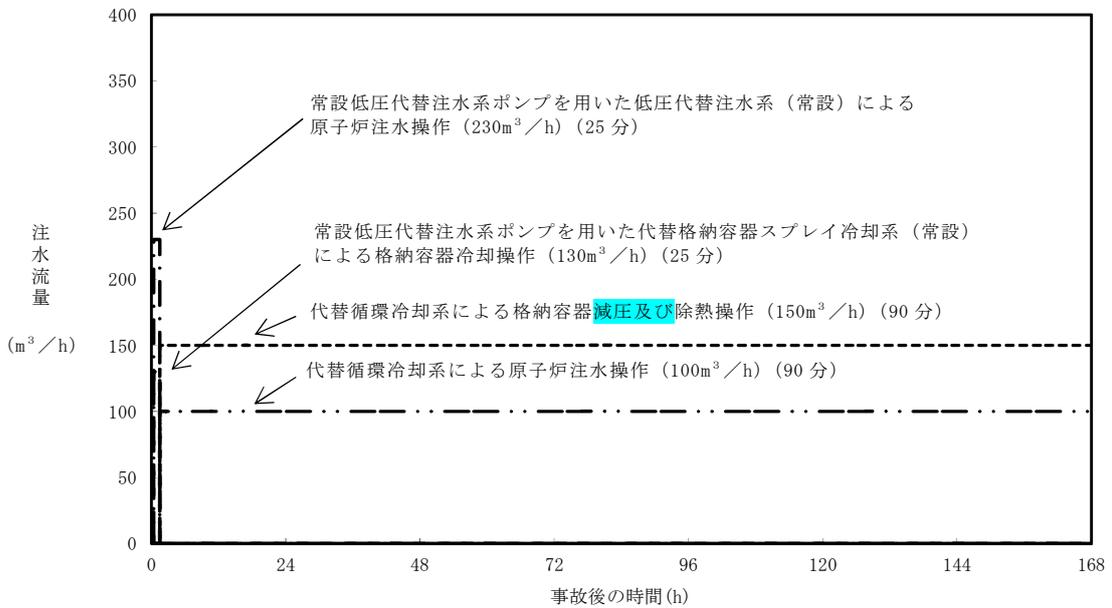
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）

操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】は他作業後移動してきた要員			操作の内容	経過時間（時間）																	備考		
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)		12	24	36	48	60	72	84	96	108	120	132	144	156	168	180					
使用済燃料プールの冷却操作	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作 ●代替燃料プール冷却系の起動操作	適宜実施																			解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までに実施する
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	-	-	8人 c~j	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	15分																			解析上考慮しない 25時間までに実施する
可搬型窒素供給装置による格納容器内の窒素注入操作	-	-	【6人】 c~h	●可搬型窒素供給装置の移動、接続操作及び起動操作	170分																			炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を行う
タンクローリによる燃料給油操作	-	-	2人 (参集)	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油操作 ●可搬型窒素供給装置への給油操作	180分		可搬型窒素供給装置起動後、適宜状態監視																	
必要要員合計	2人 A, B	2人 C, D	10人 a~j 及び参集2人		90分		適宜実施																	タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから給油する

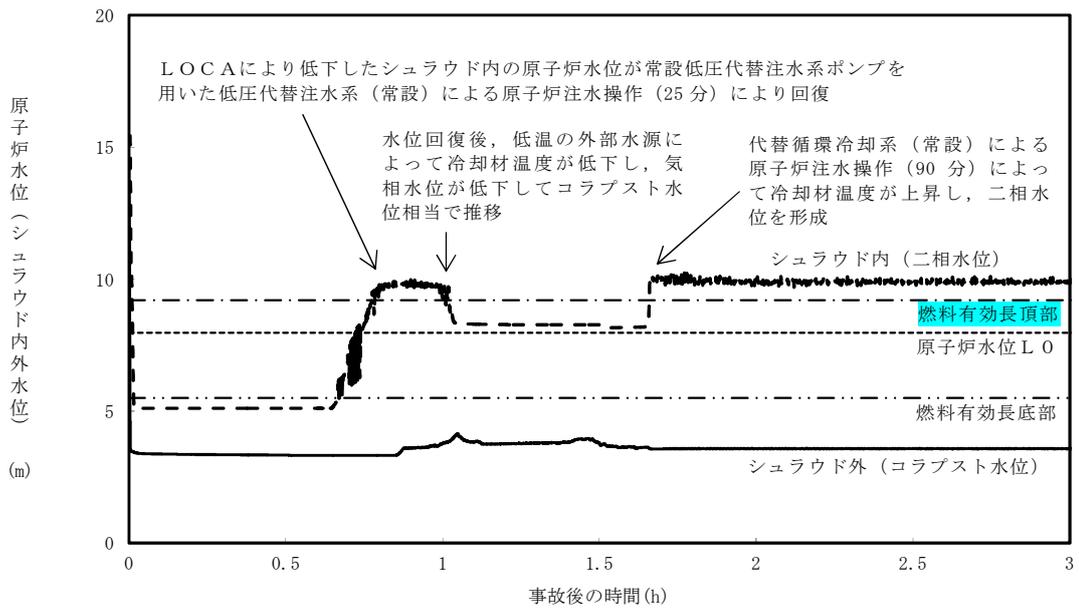
第 3.1.2-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用する場合）（2/2）



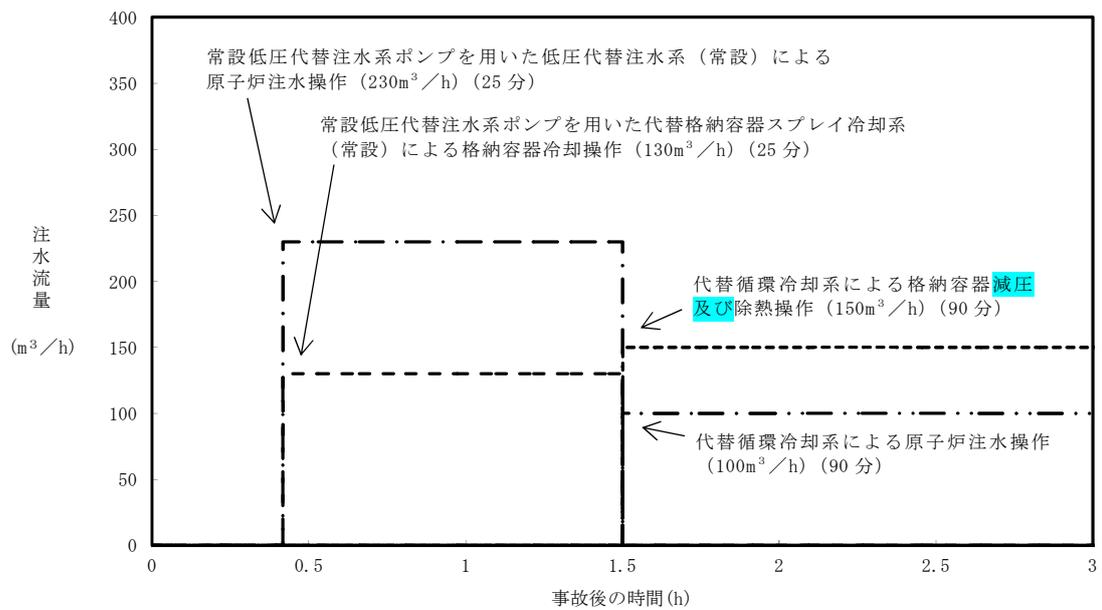
第 3.1.2-4 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



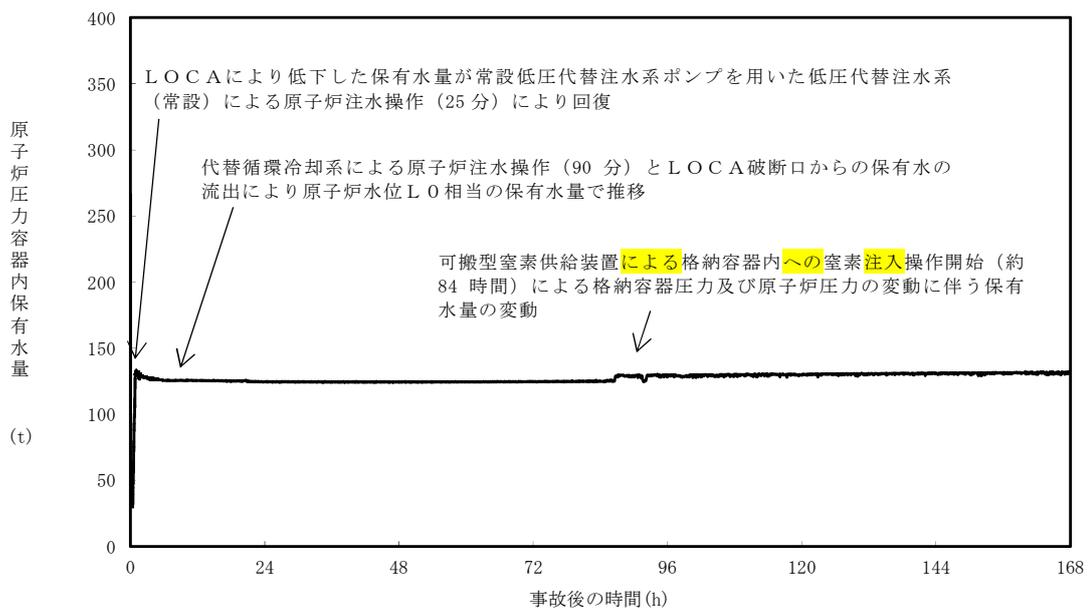
第 3.1.2-5 図 注水流量の推移



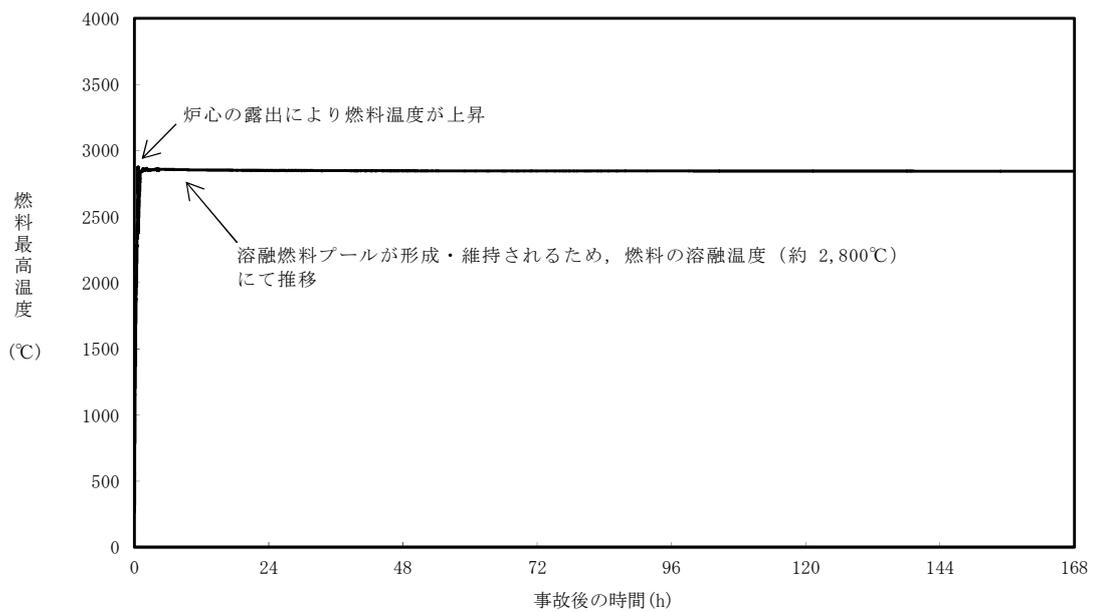
第 3.1.2-6 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移 (~3 時間)



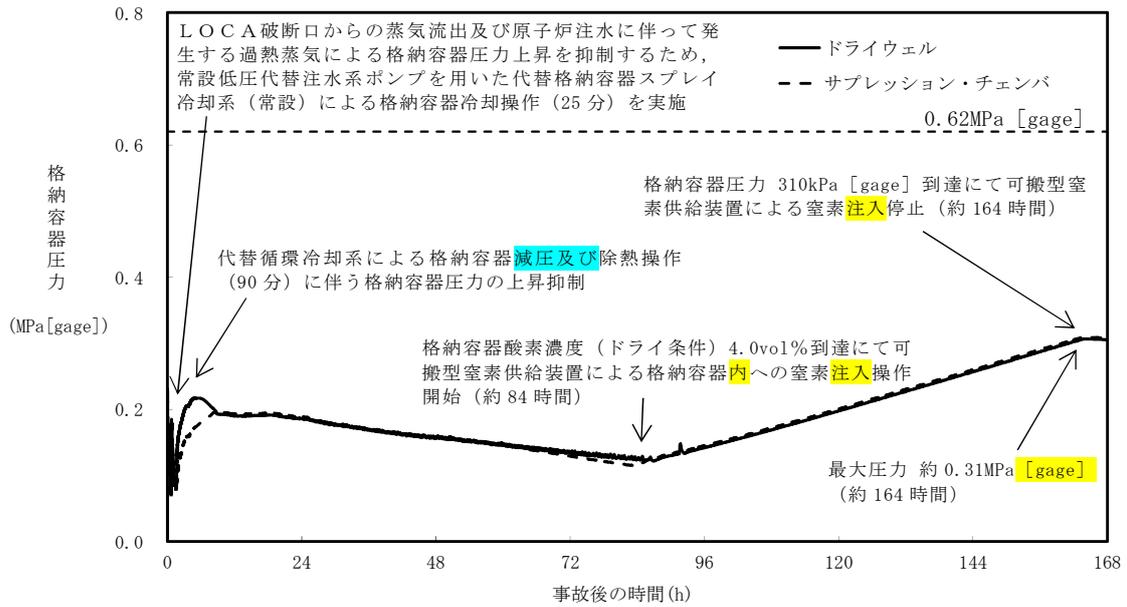
第 3.1.2-7 図 注水流量の推移 (~3 時間)



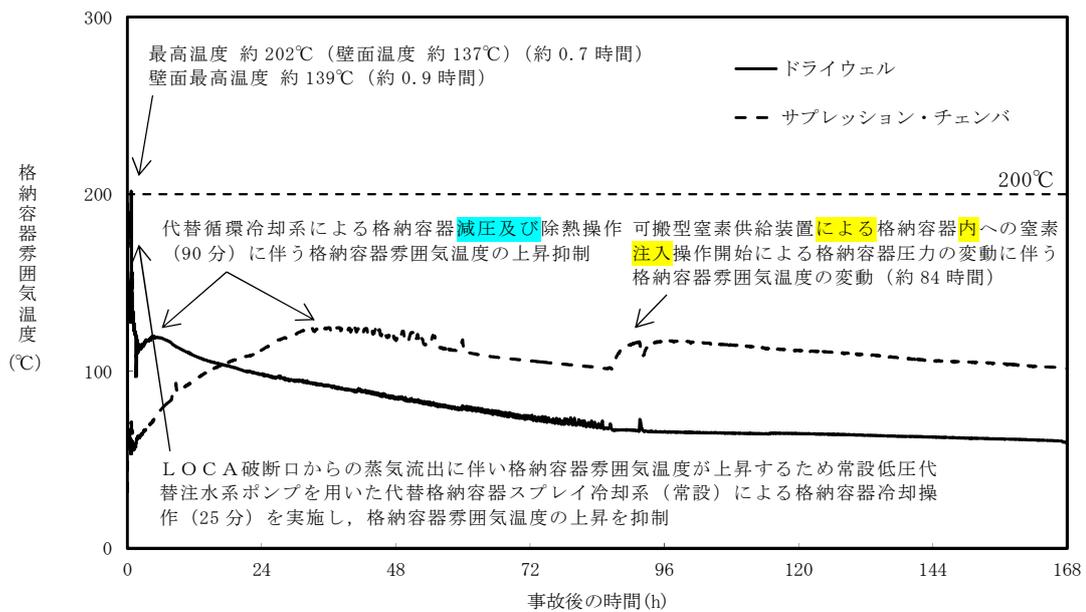
第 3.1.2-8 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



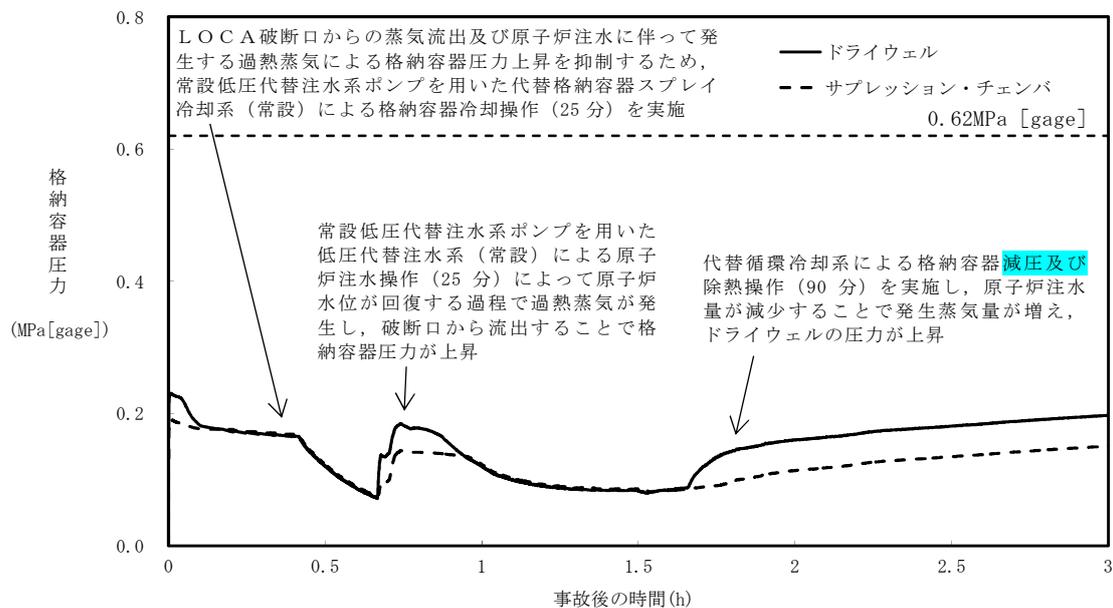
第 3.1.2-9 図 燃料最高温度の推移



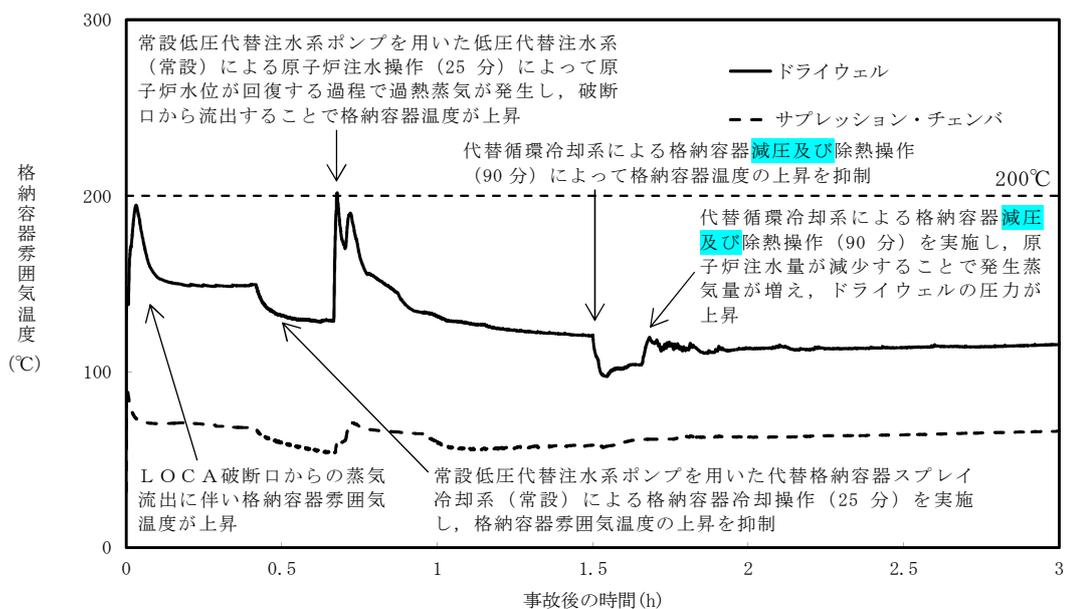
第 3.1.2-10 図 格納容器圧力の推移



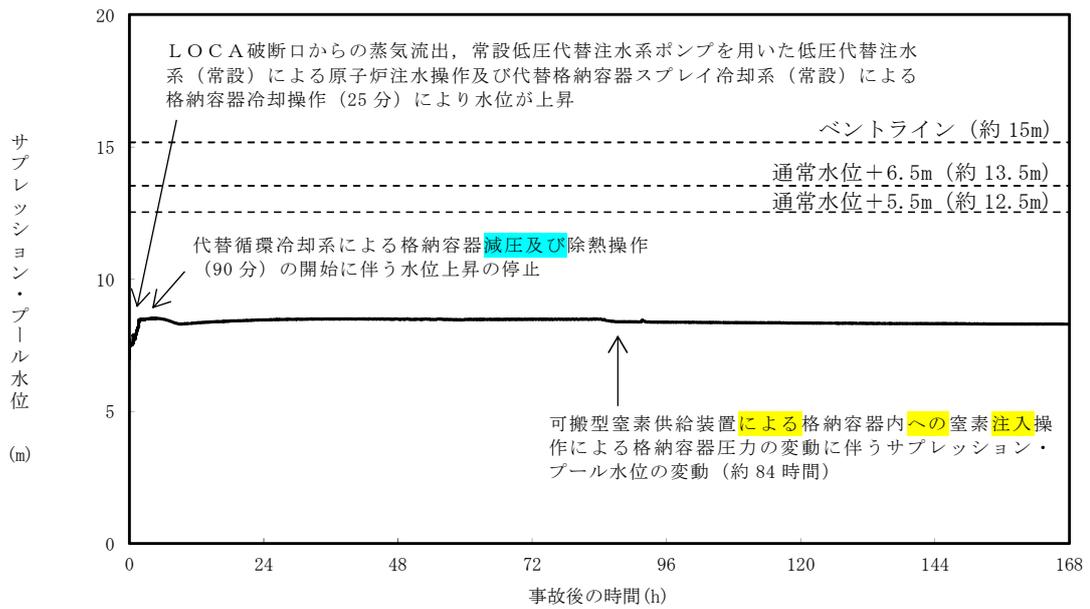
第 3.1.2-11 図 格納容器雰囲気温度の推移



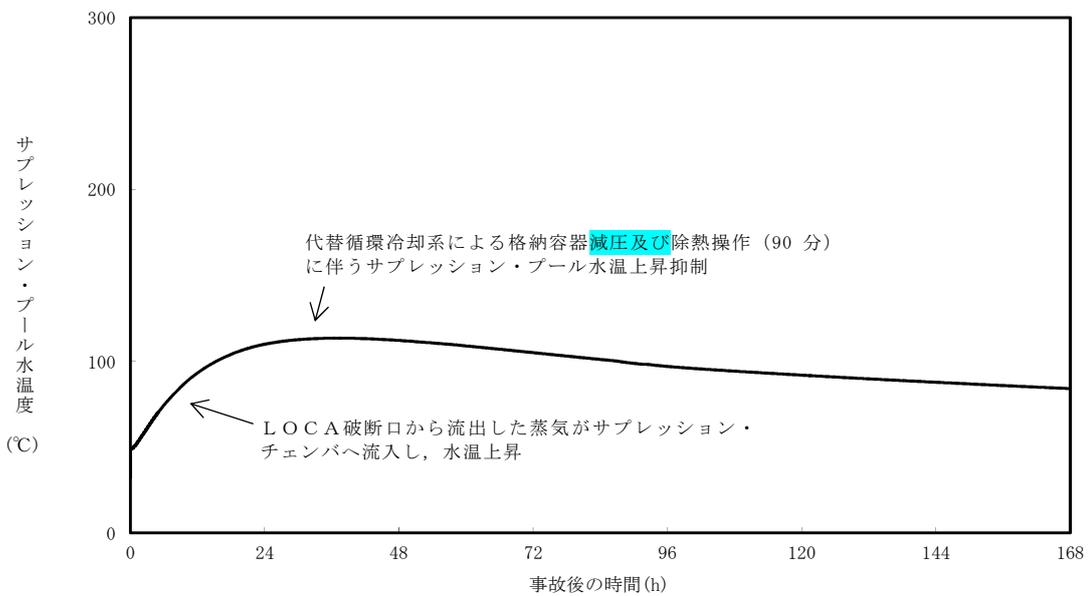
第 3.1.2-12 図 格納容器圧力の推移（～3 時間）



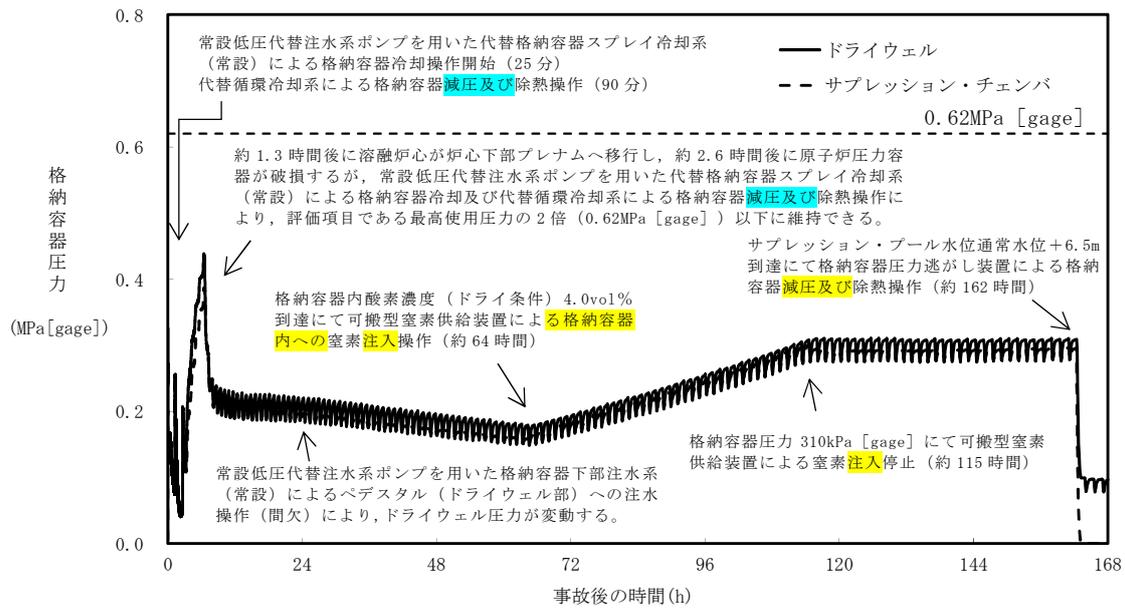
第 3.1.2-13 図 格納容器雰囲気温度の推移（～3 時間）



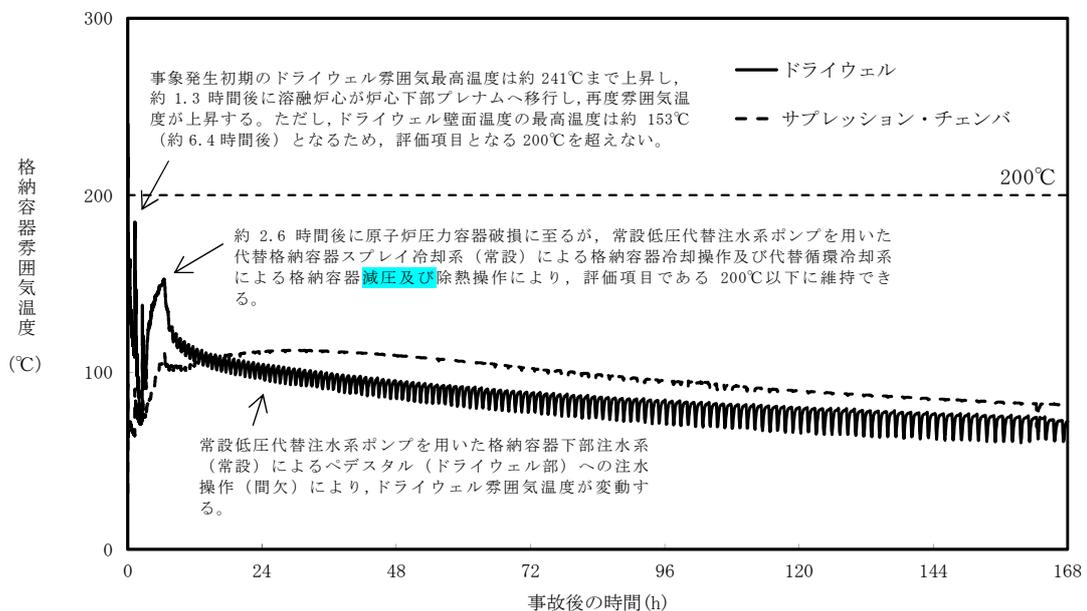
第 3.1.2-14 図 サプレッション・プール水位の推移



第 3.1.2-15 図 サプレッション・プール水温度の推移



第 3.1.2-16 図 Excessive LOCAの発生を考慮した場合の  
格納容器圧力の推移



第 3.1.2-17 図 Excessive LOCAの発生を考慮した場合の  
格納容器雰囲気温度の推移

## 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

炉心損傷後における重大事故等対処設備による注水や除熱の考え方を以下に示す。

## 1. 期待する重大事故等対処設備について

非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失し炉心損傷に至った場合、重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、格納容器下部注水系（常設）及び代替循環冷却系の機能に期待し、炉心損傷の進展防止及び格納容器破損防止を図る手順としている。これらの系統の主な特徴を第1表に示す。

第1表 注水及び除熱手段の特徴（重大事故等対処設備）

系統	注水先	ポンプ	水源
低圧代替注水系（常設）	原子炉圧力容器	常設低圧代替注水系ポンプ	代替淡水貯槽
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	ドライウエル		
格納容器下部注水系（常設）	ペDESTAL（ドライウエル部）		
代替循環冷却系	原子炉圧力容器	代替循環冷却系ポンプ	サブプレッション・プール
	ドライウエル		
	サブプレッション・プール		

常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統は、補機系を持たない独立した系統であり事故後早期に使用可能であるが、代替淡水貯槽を水源としており格納容器内へ外部から水を持ち込むため、継続して使用するとサブプレッション・プール水位が上昇し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱の実施時期を早めることとなる\*。

一方、代替循環冷却系は補機系の起動を要するため、常設低圧代替注水系

ポンプを用いた系統に比べて起動に時間を要するが、サブプレッション・プールを水源としており外部からの水の持ち込みは生じない。

上記の特徴を踏まえ、事象発生初期の原子炉への注水は常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用することとし、その後、外部からの水の持ち込みを抑制し、サブプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器減圧及び除熱の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減するため、代替循環冷却系が使用可能となった段階で代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただし、代替循環冷却系の運転時において、格納容器圧力・温度の上昇により追加の格納容器の冷却が必要な場合には、一時的に常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用する手順とする。

※ 格納容器圧力逃がし装置におけるサブプレッション・チェンバ側のベント配管の水没を防止する観点から、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した時点で、外部水源による水の持ち込みを制限した上で、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱を実施する手順としている。

## 2. 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損前後の注水及び除熱の考え方

### (1) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統

#### a. 炉心損傷後の対応について

炉心損傷を判断した後は、補機系が不要であり短時間で注水が可能な低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する手順としている。また、原子炉注水ができない場合においても、注水手段の確保に努めることとしている。したがって、炉心損傷前後ともに原子炉注水を実施する対応方針に違いはないが、事象進展の違いによって以下の異なる手順となる。

① L O C A 時に炉心が損傷した場合は、ヒートアップした炉心へ原子炉注水を実施することにより、炉内で発生する過熱蒸気がドライウエルに直接放出されドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇する。そこで、格納容器の健全性を確保するために、L O C A の判断（ドライウエル圧力 13.7kPa[gage]以上）及び炉心損傷の判断（格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は（S/C）の  $\gamma$  線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上）により、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作と代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレー）を同時に実施する。この場合、原子炉注水により過熱蒸気が発生することから、先行して常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレー）を実施し、その後常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することで、ドライウエルスプレーを実施している状態で原子炉へ注水する手順とする。

② L O C A 時に炉心が損傷して原子炉注水が実施できない場合は、いずれは熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行に伴う原子炉圧力容器下部プレナム水との接触による発生蒸気がドライウエルに放出され、ドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇することを踏まえて、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレー）を実施する手順とする。ただし、実際の操作としては、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレー）を実施後に常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧

代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することから、炉心損傷の判断後にドライウェルスプレイをする手順は①と同様である。

b. 原子炉圧力容器破損前の対応について

③通常運転時からペDESTAL（ドライウェル部）水位を約 1m に維持する構造としているが、炉心損傷判断後は、原子炉圧力容器破損時の熔融炉心の冷却を考慮し、格納容器下部水位を確実に約 1m 確保するために常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作を実施する手順とする。

c. 原子炉圧力容器破損後短期の対応について

④原子炉圧力容器破損を検知した後は、熔融炉心とペDESTAL（ドライウェル部）に存在する水との相互作用により、ドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇するため、原子炉圧力容器破損を判断した場合は、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施する手順とする。

⑤ドライウェルスプレイを開始した後は、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した熔融炉心の冷却維持のため、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作を実施する手順とする。

d. 本システムの停止及び一時的な運転について

⑥本システムは外部水源を用いた手段であり、本システムの運転継続によりサプレッション・プール水位が上昇する。そこで、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作を遅延させる観点から、本システムによる原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を

停止し、代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施する。

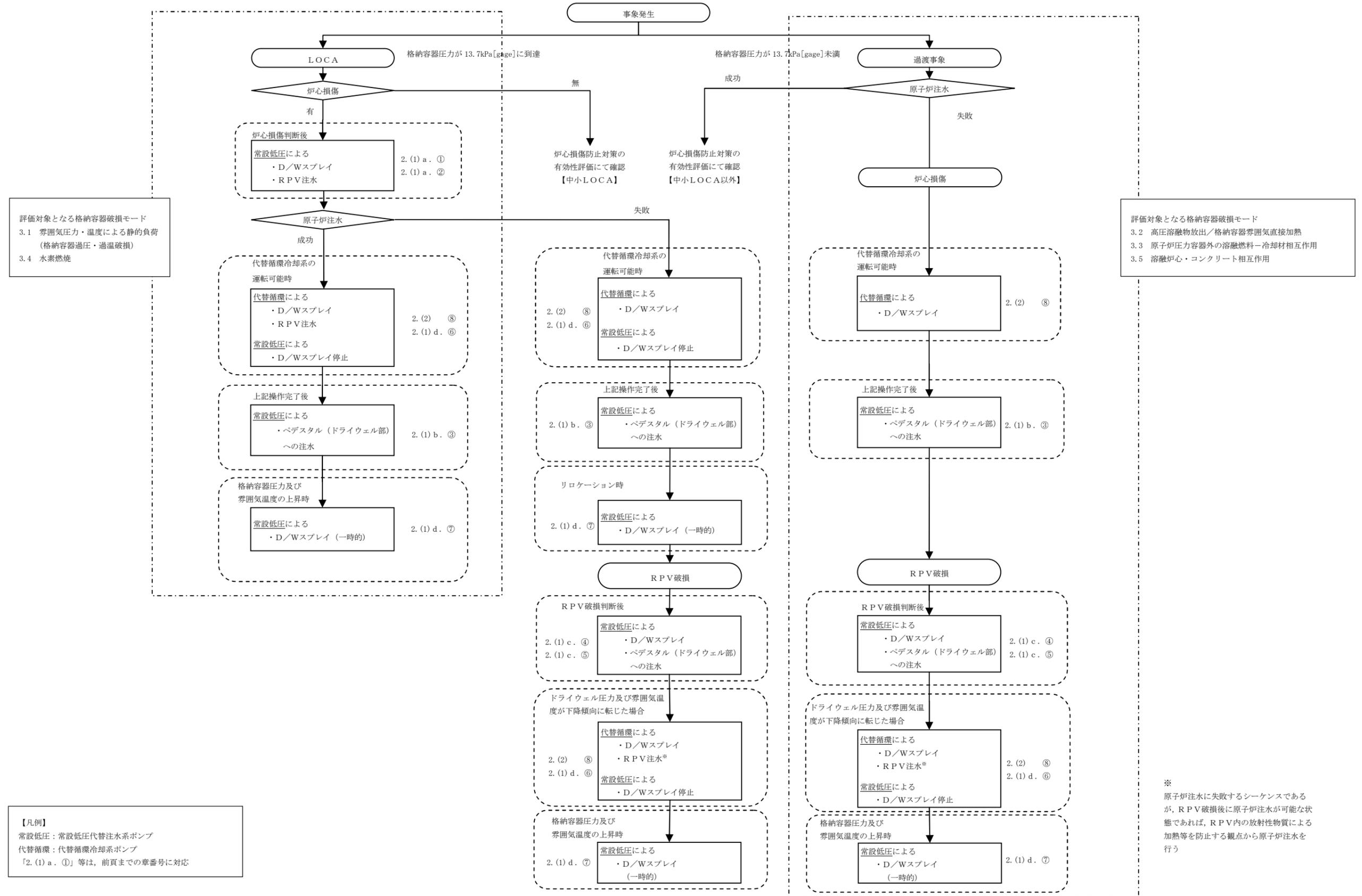
⑦ただし、代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を一時的に実施する手順とする。

## (2) 代替循環冷却系

⑧代替循環冷却系は残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等の補機系の起動後に期待できる系統であり、 運転開始までに一定の時間を要するが、内部水源であるため本系統の運転継続によりサブプレッション・プール水位は上昇しない。したがって、起動が可能となった時点で本系統を運転開始する手順とし、サブプレッション・プール水位の上昇を抑制しつつ、原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施することで、損傷炉心の冷却や格納容器の冷却及び除熱を実施することとする。

## 3. 各事象の対応の流れについて

炉心損傷に至る事象としては、起因事象がLOCAの場合と過渡事象の場合で事象進展が異なることが考えられる。また、初期に原子炉注水に成功する場合と成功しない場合においても、事象進展が異なることが考えられる。以上の事象進展の違いを踏まえ、事故対応の流れを第1図に示す。



第 1 図 事故対応の流れ

## 中央制御室での運転員操作について

## 1. はじめに

重大事故等時において、運転員は中央制御室に配置する制御盤によって、常設重大事故等対処設備の操作を実施する。以下、中央制御室の制御盤の配置等の考え方及び運転員の操作分担について示す。

## 2. 対応操作を踏まえた制御盤の配置と作業分担について

常設重大事故等対処設備の操作のため、中央制御室に常設代替高圧電源装置遠隔操作盤、高圧代替注水系制御盤及びS A監視操作盤を配置する。第 1 図に中央制御室における制御盤の配置図、第 1 表に制御盤の概要を示す。事象発生からの運転員対応として以下の流れを想定しており、常設重大事故等対処設備の操作は②、③にて実施している。運転員 A については主に原子炉側に関連する操作、運転員 B については主に電源関連、主制御盤での操作を担当する。

①事象発生直後のプラント状況の把握や非常用電源確保等の操作（運転員 A、運転員 B）

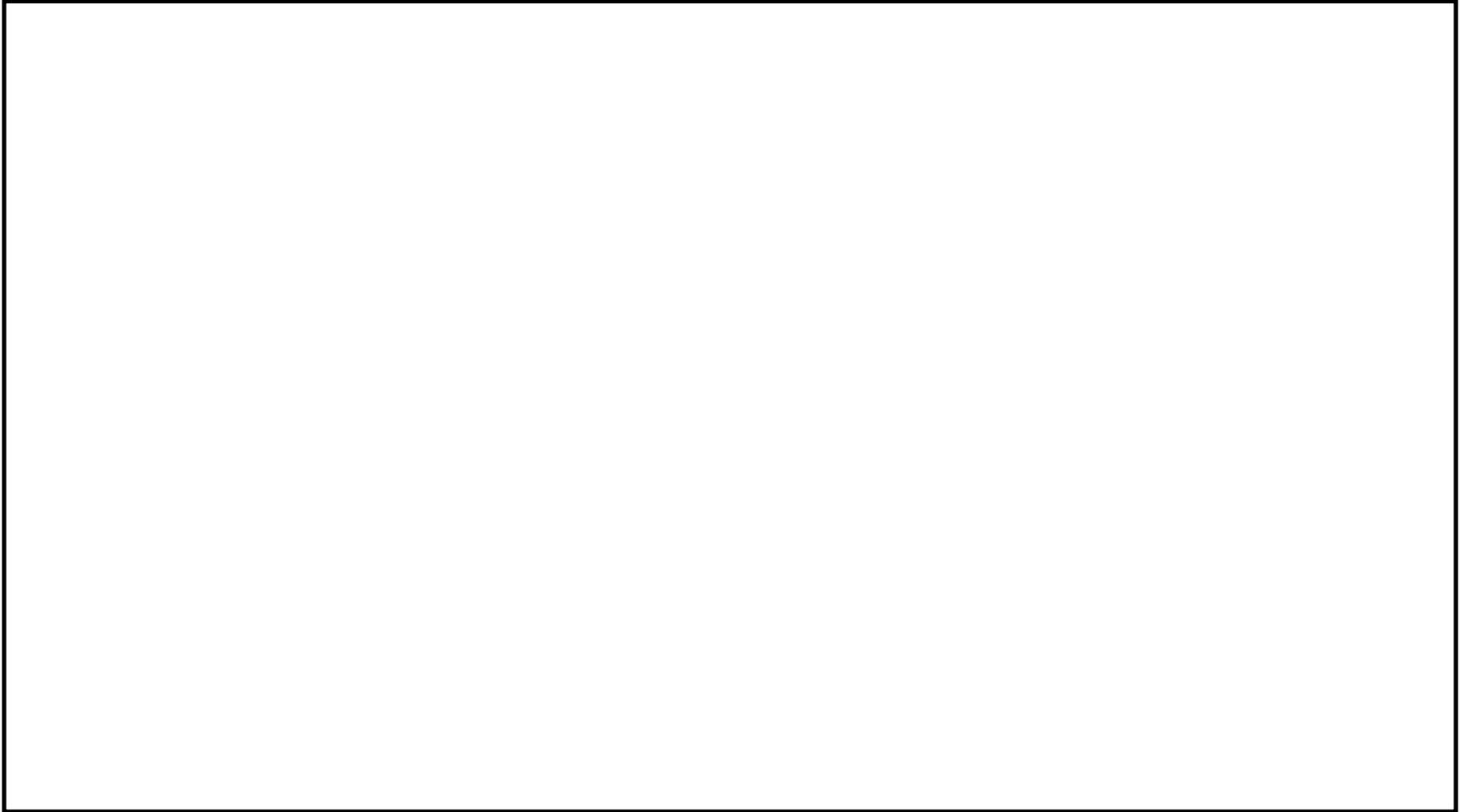
②高圧代替注水系の起動（運転員 A）及び常設代替高圧電源装置の起動（運転員 B）

③ S A 監視操作盤を用いた操作・監視（運転員 A）及びその他の制御盤を用いた操作・監視（運転員 B）

②の高圧代替注水系の起動及び常設代替高圧電源装置の起動については、①により非常用電源の確保や原子炉注水の確保ができないことが確認された場合には、炉心損傷防止のため速やかに実施する必要があることから、2 名

の運転員がそれぞれの起動操作を互いに干渉しないよう、それぞれの盤を独立して配置している。

また、③については、②により高圧代替注水系制御盤での操作が完了（起動できなかった場合を含む）した運転員Aが、引続き原子炉注水操作等の原子炉側の操作を継続するために、SA監視操作盤により操作・監視を対応することとしている。SA監視操作盤は、タッチパネルから複数の系統の監視・操作を集中的に行うことが可能であり、運転員Bによる操作・監視と干渉しないよう独立した盤としている。③における運転員Bの操作については、②により常設代替高圧電源装置を起動した後、SA監視操作盤以外の盤の操作・監視を行うことを想定している。第2表に制御盤操作の流れを示す。



第 1 図 中央制御室における制御盤の配置図

第1表 制御盤の設置目的

制御盤	設置目的
常設代替高圧電源装置遠隔操作盤	外部電源喪失時に早期に緊急用母線への給電を実施するため、中央制御室により常設代替高圧電源装置の遠隔起動及び監視を可能にする
高圧代替注水系制御盤	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が起動できない場合、早急に高圧代替注水系を起動させるため、中央制御室での遠隔起動及び監視を可能にする
S A監視操作盤	重大事故等時に、上記以外の常設重大事故等対処設備の監視及び操作を中央制御室で行うことを可能にする

第2表 制御盤操作の流れ

運転員 A	運転員 B
プラント状況の把握， 非常用電源確保等の操作 (主制御盤)	プラント状況の把握， 非常用電源確保等の操作 (主制御盤)
(移動)	(移動)
高圧代替注水系の起動 (高圧代替注水系制御盤)	常設代替高圧電源装置の起動 (常設代替高圧電源装置遠隔操作盤)
(移動)	(移動)
S A監視操作盤を使った 操作及び監視 (S A監視操作盤)	S A監視操作盤以外の制御盤での 操作

### 3. 各操作盤の仕様等について

#### (1) 常設代替高圧電源装置遠隔操作盤

##### a. 仕様

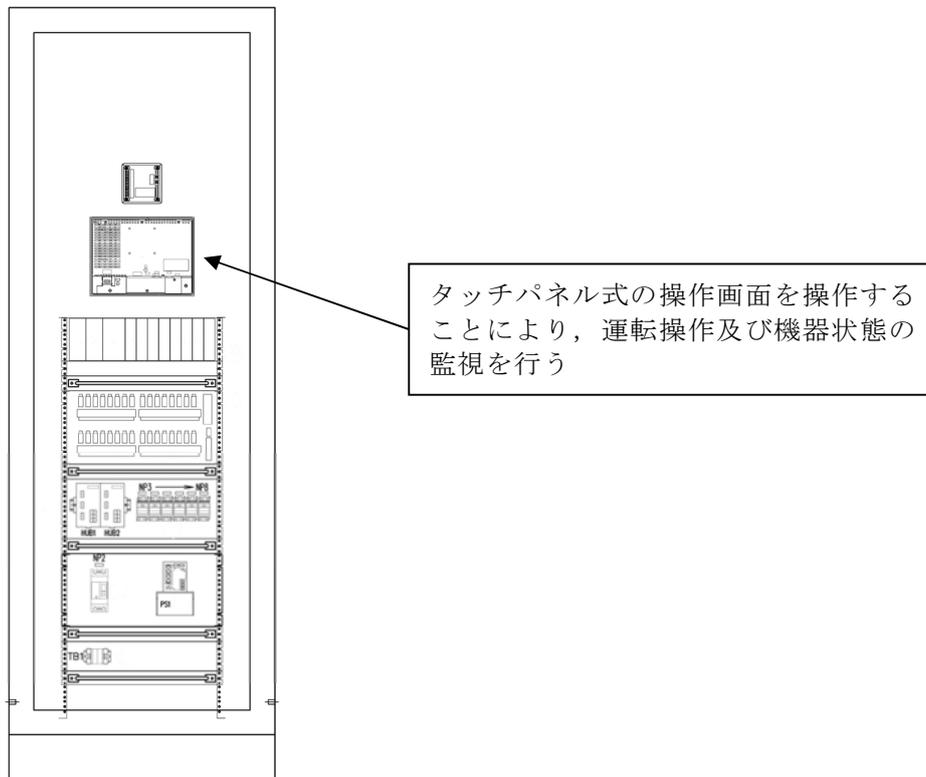
タッチパネル式の操作画面を設置しており、常設代替高圧電源装置の遠隔起動操作及び運転状態の監視が可能な設計としている。第2図に常設代替高圧電源装置遠隔操作盤の外観図を示す。

##### b. 操作可能な設備

- ・ 常設代替高圧電源装置

##### c. 操作方法

タッチパネル式の操作画面を操作することにより、上記の設備の運転操作及び機器状態の監視を行う。



第2図 常設代替高圧電源装置遠隔操作盤 (イメージ図)

(2) 高圧代替注水系制御盤

a. 仕様

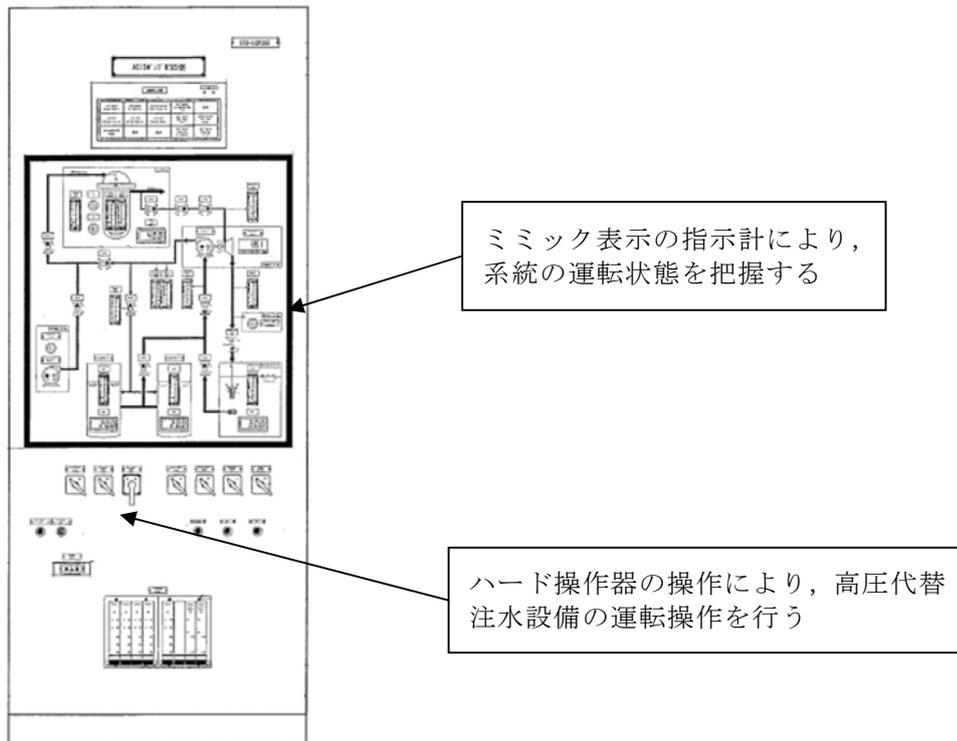
盤前面にハードの指示計，操作器等を設置しており，高圧代替注水設備の遠隔操作が可能な設計としている。第3図に高圧代替注水系制御盤のイメージ図を示す。

b. 操作可能な設備

- ・高圧代替注水設備

c. 操作方法

ハード操作器の操作により，高圧代替注水系の運転操作を行う。指示計等をミミック表示とすることにより，系統の運転状態の把握が容易に行える設計とする



第3図 高圧代替注水系制御盤（イメージ図）

### (3) S A 監視操作盤

#### a. 仕様

事故対応時の並行操作に対し容易に監視・操作ができるように、タッチパネル式の監視操作画面を2面設置している。常設代替高圧電源装置及び高圧代替注水系以外の常設重大事故等対処設備の遠隔操作及び運転状態の監視が可能な設計としている。第3図にS A 監視操作盤、第4図に監視操作画面のイメージ図を示す。

#### b. 主な操作可能な設備

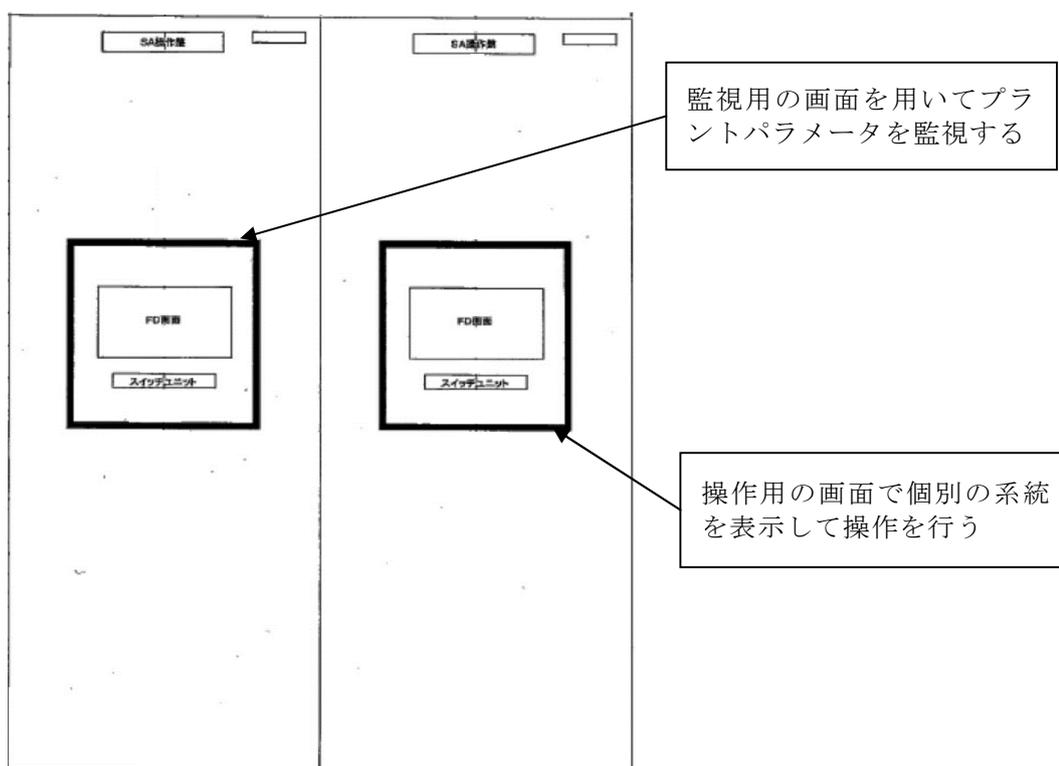
- ・ 低圧代替注水系（常設）
- ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）
- ・ 格納容器下部注水系（常設）
- ・ 代替燃料プール注水系
- ・ 緊急用海水系
- ・ 代替循環冷却系
- ・ 格納容器圧力逃がし装置
- ・ 耐圧強化ベント系
- ・ 水素濃度及び酸素濃度監視設備
- ・ サプレッション・プール水 pH制御装置（自主対策設備）

#### c. 操作方法

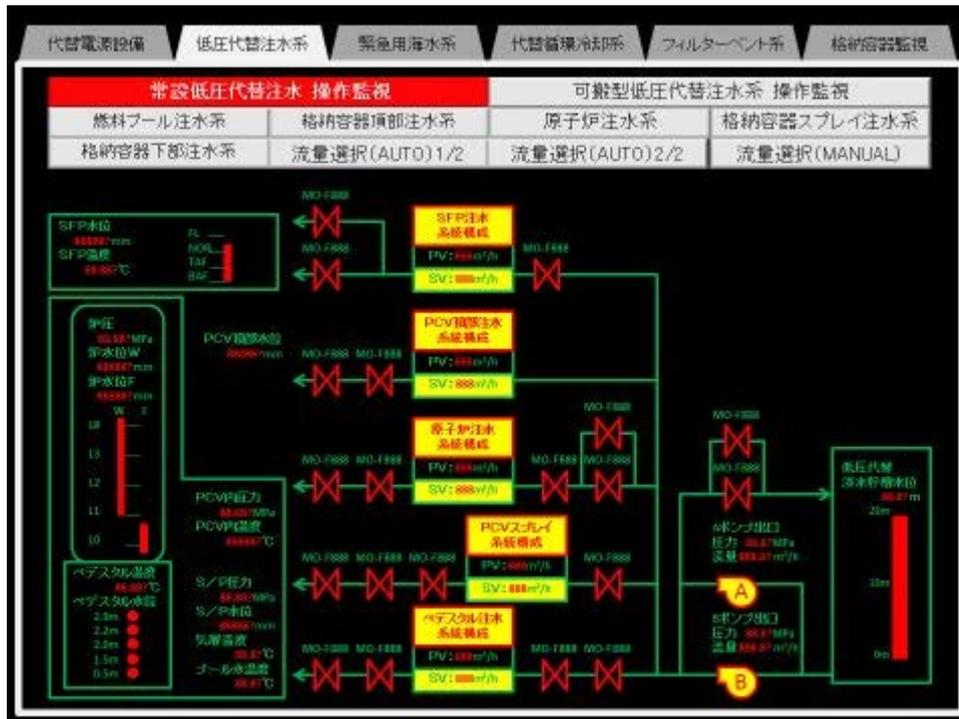
2面のタッチパネルの操作により、上記の設備の運転操作を行う。監視用の画面を用いてプラントパラメータを監視し、操作用の画面で個別の系統を表示して操作を行う。誤操作防止等の観点から以下を考慮した設計とする。

- ・ 2画面で同一機器の異なった操作ができないように、1画面の機器を操作している場合はもう1画面で同一機器操作を行えない設計とする。

- ・タッチ領域は枠などを表示することにより、その領域がタッチ領域であることを明確にする。
- ・タッチを受け付けたことを示す打ち返し表示を行う。また、打ち返し表示は運転員の認知的特性に対して長すぎない時間内に行う。
- ・プラント設備の操作に係るタッチ領域には、タッチミスが発生しないような大きさ及び間隔を確保する。
- ・一貫したタッチ方式を用いる。
- ・タッチ操作器の呼び出しによって表示される制御器及び操作器の数は1つとする。
- ・画面上に予め制御器及び操作器を配置しておく場合には、タッチ領域の大きさ及びタッチ領域間の距離を考慮し、大きさ及び間隔を確保し制御器及び操作器を配置する。



第3図 SA監視操作盤（イメージ図）



第 4 図 監視操作画面 (イメージ図)

## 並行操作の対応について

## 1. はじめに

炉心損傷後のマネジメントについては、炉心損傷の進展緩和のための低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作、格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制のための代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作、落下後の溶融炉心を冷却するための格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作など、複数の操作を並行して実施する必要がある。操作の成立性の観点から、並行して実施する操作について整理する。

## 2. 操作の整理

## 2.1 考え方

主な重大事故等対処設備の操作については、中央制御室に設置した S A 監視操作盤によって操作を行う。S A 監視操作盤で実施する操作については、代替循環冷却系による原子炉注水操作のように一定の流量で操作開始しその後の状態監視を継続的に実施するものと、格納容器圧力が 465kPa [gage] 到達時点で実施する常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作のように、ある制御範囲において間欠的に操作を実施するもの（間欠操作）がある。

状態監視を継続的に実施している際には、2画面ある S A 監視操作盤の 1画面で状態を監視し、もう 1画面で操作を行うことにより、間欠操作が必要な場合にも容易に対応可能である。しかし、間欠的な操作を実施中に並行操作の必要が生じた場合、時間余裕のない操作が含まれているとプラントに対

して悪影響が出る可能性があることから、間欠的な操作を整理した上で、その際に並行操作となり得る操作について成立性を確認する。

## 2.2 並行操作の整理

炉心損傷後の対応操作として、並行操作となるものを以下に示す。以下のケースにおける運転A及び運転員Bの作業と所要時間について、第1図から第3図に示す。

- ・「3.1 雰囲気圧力温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」

運転員Aによる以下の①の間欠操作の期間において、運転員Aによるその他の操作として、“常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作”，“水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作”及び“サブプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入操作”が存在する（ケースA）。

また、運転員Aによる以下の①②の間欠操作について重なる期間が存在する。重なる期間において、運転員Aによるその他の操作として、“格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱の準備操作”のうち“中央制御室での第一弁操作”が存在する。（ケースB）

- ①常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（事象発生12時間までは崩壊熱の変化が大きいため、6時間間隔で注水量を変更するが、12時間以降においては、12時間以上の時間間隔で流量調整を実施する）
- ②常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（400kPa[gage]到達で格納容器冷却停止：  
②-1, 465kPa[gage]到達で格納容器冷却開始：②-2）

・「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」

以下の③の操作が長期間必要であり、運転員Aの負荷が大きいケース（原子炉圧力容器破損後も原子炉注水を考慮しない場合。添付資料 3.2.10 参照。）を対象とする。この場合、運転員Aによる以下の②③の間欠操作について、重なる期間が存在する。また、この重なる期間において、運転員Aによるその他の操作は存在しない。（ケースC）

②常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器圧力制御操作（400kPa[gage]到達で格納容器冷却停止：②－1，465kPa[gage]到達で格納容器冷却開始：②－2）

③常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作（2.25m 到達で注水開始：③－1，2.75m 到達で注水停止：③－2）

## 2.3 並行操作と影響の整理

2.2 で記載した各操作の優先度の考え方について以下に示す。並行操作が生じた場合には、基本的には最初に操作基準に到達した操作を優先するが、時間余裕の観点で優先度が高い③－1及び②－2の操作については操作基準の到達により警報を発報させる設計とし、警報発報時には当該操作を優先して実施することとする。

### 優先度最高

- ・格納容器下部水位が 2.25m（下限水位）に到達した場合のペDESTAL（ドライウェル部）注水操作（③－1）

全量の溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）に落下した場合の堆積高さは 1.9m 未満であり（添付資料 3.2.16 参照）、溶融炉心の露出には 0.3m 以上蒸発する必要があるが、時間余裕としては 10 分未満である（解析にお

いて 0.5m 水位低下するまでの最短時間が約 10 分間である)。

#### 優先度高

- ・格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達した場合の格納容器冷却開始操作 (②-2)

格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達し、格納容器冷却の開始操作のタイミングが遅れた場合、格納容器最高使用圧力の 2 倍 (0.62MPa[gage]) に到達するまでの時間余裕は約 30 分であり、比較的余裕が少ない。

#### 優先しない操作

- ・原子炉注水操作 (流量調整) (①)

流量調整操作が遅れた場合でも原子炉注水は継続されるため、操作のタイミングが遅くなることによるプラント挙動に及ぼす影響は小さい。

流量調整の変更幅は、崩壊熱の変化幅が大きい事象初期においても十数  $\text{m}^3/\text{h}$  であり、並行操作の実施により操作が 10 分程度 (優先する操作に 5 分、優先しない操作に 5 分と想定) 遅れたと仮定してもサプレッション・プール水の増加量は数  $\text{m}^3$  となり、サプレッション・プール水位が通常水位 +6.5m に到達する時間が早くなるが、 $130\text{m}^3/\text{h}$  のスプレイに換算しても 1 分未満相当であることから、ベント時間に与える影響は小さい。

- ・格納容器圧力が 400kPa[gage]に到達した場合の格納容器冷却停止操作 (②-2)

停止操作が遅れた場合でも格納容器圧力が 400kPa[gage]未満に低下するのみであり、操作のタイミングが遅くなることによるプラント挙動に及ぼす影響は小さい。

スプレイ流量は最大  $130\text{m}^3/\text{h}$  であり、並行操作の実施により操作が 10 分程度 (優先する操作に 5 分、優先しない操作に 5 分と想定) 遅れたと仮定してもサプレッション・プール水の増加量は  $30\text{m}^3$  未満となり、サプレッ

ション・プール水位が通常水位+6.5m に到達する時間が早くなるが、130 m<sup>3</sup>/h のスプレイに換算しても 15 分未満相当であることから、ベント時間に与える影響は小さい。

スプレイによって格納容器圧力の低下幅が大きくなり、スプレイ開始基準である 465kPa[gage]到達が遅れることとなり、その後のスプレイ開始も順次遅れることからベント時間に与える影響は小さい。

- ・格納容器下部水位が 2.75m（上限水位）に到達した場合のペDESTAL（ドライウエル部）注水停止操作（③－2）

停止操作が遅れた場合でも格納容器下部水位は約 2.75m 以上には上昇せず、余分な水はドライウエルを介してサプレッション・プールに移行するのみであり、操作のタイミングが遅くなることによるプラント挙動に及ぼす影響は小さい。

崩壊熱相当の注水流量は、保守的に設定した燃焼度 33Gwd/t の場合においても最大で 50 m<sup>3</sup>/h であり、並行操作の実施により操作が 10 分程度（優先する操作に 5 分、優先しない操作に 5 分と想定）遅れたと仮定してもサプレッション・プール水の増加量は 10m<sup>3</sup> 未満となり、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達する時間が早くなるが、130m<sup>3</sup>/h のスプレイに換算しても 5 分未満相当であることから、ベント時間に与える影響は小さい。

- ・その他の操作

その他の“常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作”等の操作は、操作が必要なタイミングまで時間余裕があることから、操作のタイミングが遅くなることによるプラント挙動に及ぼす影響は小さい。

次に、2.2 でまとめた各ケースの並行操作の成立性について以下に示す。

#### ケース A

添付資料 3.1.3.3 に示すとおり、①の操作は、事象発生後 12 時間までは 6 時間間隔、事象発生後 12 時間以降は 12 時間以上の間隔とする。このため、“常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作”，“水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作”及び“サプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入操作”は、①の操作と異なるタイミングでの操作となり、操作の成立性に問題はない。

#### ケース B

①の操作は、事象発生後 12 時間までは 6 時間間隔、事象発生後 12 時間以降は 12 時間以上の間隔とするため、②の操作及び“格納容器減圧及び除熱の準備操作（中央制御室での第一弁操作）”と並行することは考えにくい。仮に優先度高である②-2 の操作を含む全ての操作が並行した場合、②-2 の操作を優先し、その他の①の操作及び“格納容器減圧及び除熱の準備操作（中央制御室での第一弁操作）”をその後実施することで、操作の成立性に問題はない。

#### ケース C

格納容器下部水位が 2.25m（下限水位）に到達した場合のペDESTAL（ドライウエル部）注水操作（③-1），次に格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達した場合の格納容器冷却開始操作（②-2）を優先して対応し、②-1 や③-2 の操作の優先度を下げて対応することで、時間余裕は確保され、操作の成立性に問題はない。

なお、②の操作について、解析上の最も早い操作間隔は格納容器圧力 400kPa[gage]到達により格納容器冷却操作を停止してから 465kPa[gage]

到達で再開するまでの約 6 分間となるが、実運用上はスプレー流量を調整することで可能な限り連続スプレーする手順とし、並行した操作を極力減らすこととする。また、③の操作について、解析上の最も早い操作間隔は格納容器下部水位 2.75m でペデスタル（ドライウエル部）注水を停止してから 2.25m 到達により再開するまでの約 10 分間となるが、実運用上では崩壊熱相当の注水量に変更することで可能な限り連続注水する手順とし、並行した操作を極力減らすこととする。

### 3. まとめ

炉心損傷後の操作について、並行操作となり得る操作について整理しその影響を評価した。その結果、いずれのケースにおいても、操作の成立性に問題は無いことを確認した。

			経過時間 (分)												備考			
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150
操作項目	操作者	操作の内容	▽ 25分 格納容器冷却及び原子炉注水開始      ▽ 65分 原子炉水位L.O到達判断															
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作	運転員A	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作 ●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の流量調整操作	6分	原子炉注水及び格納容器冷却開始後、適宜状態監視										6分	流量調整後(崩壊熱相当)、適宜状態監視	解析上では、事象発生12時間までは6時間間隔で注水量を変更し、12時間以降においては12時間以上の間隔で流量調整を実施する		
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によるベデスタル(ドライウェル部)水位の確保操作	運転員A	●格納容器下部注水系(常設)によるベデスタル(ドライウェル部)注水に必要な負荷の電源切替操作 ●常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によるベデスタル(ドライウェル部)水位の調整操作	4分												20分	水位調整後、適宜状態監視	解析上考慮しない	
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	運転員A	●水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作													8分	適宜、格納容器内水素濃度及び酸素濃度の監視	通常運転時は外部電源で常時暖気状態であり、交流電源喪失時は代替交流電源設備により緊急用母線受電後、暖気が自動的に開始される	
サブプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入操作	運転員A	●サブプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入操作													15分		解析上考慮しない	

第1図 ケースAにおける作業と所要時間(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合))

			経過時間(時間)												備考			
			4	8	12	16	20	24	28	32	36	40	44	48		52		
操作項目	操作者	操作の内容	▽ 約3.9時間 格納容器圧力465kPa[gage]到達      ▽ 約16時間 サプレッション・プール水位 通常水位+5.5m到達 ▽ 約19時間 サプレッション・プール水位 通常水位+6.5m到達															
常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作	運転員A	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の流量調整操作													流量調整後(崩壊熱相当)、適宜状態監視	解析上では、事象発生12時間までは6時間間隔で注水量を変更し、12時間以降においては12時間以上の間隔で流量調整を実施する		
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作	運転員A	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作	間欠スプレイにより格納容器圧力を400kPa[gage]から465kPa[gage]の間に維持															解析上では、約6分以上の間隔で格納容器圧力が変動するが、実運用上ではスプレイ流量を調整することで可能な限り連続スプレイする手順とし、並行した操作を極力減らすこととする
格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱の準備操作	運転員A	●格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱の準備操作(中央制御室での第一弁操作)													5分			

第2図 ケースBにおける作業と所要時間(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合))

			経過時間(時間)												備考			
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12				
操作項目	操作者	操作の内容	▽ 約2.7時間 原子炉圧力容器温度(下鏡部)300℃到達      ▽ 約4.5時間 原子炉圧力容器破損      ▽ 格納容器圧力低下から30分後															
原子炉圧力容器破損の判断	運転員A	●原子炉圧力容器破損の判断 ●溶融炉心の堆積量確認	破損判断パラメータ(格納容器下部水温)の継続監視												5分			
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作(原子炉圧力容器破損後)	運転員A	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作(原子炉圧力容器破損後)													1分	適宜状態監視		
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によるベデスタル(ドライウェル部)注水操作	運転員A	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によるベデスタル(ドライウェル部)注水操作及び水位制御操作													1分	注水開始後、水位制御を継続	解析上では、約10分以上の間隔でベデスタル水位が変動するが、実運用上では崩壊熱相当の注水量に変更することで可能な限り連続注水する手順とし、並行した操作を極力減らすこととする	
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作	運転員A	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作														適宜実施	解析上では、約6分以上の間隔で格納容器圧力が変動するが、実運用上ではスプレイ流量を調整することで可能な限り連続スプレイする手順とし、並行した操作を極力減らすこととする	

第3図 ケースCにおける作業と所要時間(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)

## 原子炉水位不明時の対応について

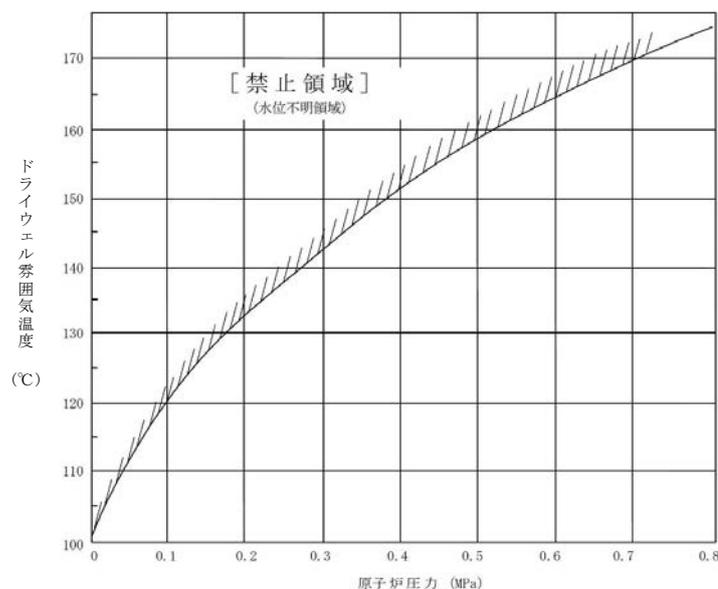
## 1. 概 要

重大事故等対処設備とする原子炉水位計は、原子炉水位（S A広帯域）及び原子炉水位（S A燃料域）があり、それぞれの計測範囲で原子炉压力容器内の水位を確認する。

## 2. 水位不明判断条件

以下のいずれかに該当する場合、原子炉水位不明と判断する。

- a. 原子炉水位計の電源が喪失した場合
- b. 原子炉水位計の指示に「ばらつき」があり、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることが判定できない場合
- c. ドライウェル雰囲気温度が、原子炉圧力に対する飽和温度に達した場合（非常時運転手順書Ⅱの中で定める水位不明判断曲線で水位不明領域に入った場合）



第1図 水位不明判断曲線

3. 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・過温破損）」における水位不明時の対応について

有効性評価の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・過温破損）」で想定される事故シーケンスでは、原子炉冷却材喪失（大破断LOCA発生）により、第1図に示す水位不明領域となるため、運転員は水位不明を判断する。水位不明を判断した場合、原子炉水位LOまで冠水させるために必要な水量を注水し、その後、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に流量調整することで、損傷炉心の冷却を維持することとする。

4. 炉心損傷後における水位不明判断時の対応手順について

上記のとおり、炉心損傷後の対応手順として、水位不明を判断し外部水源に期待した原子炉注水を実施する場合には、手順に従い、第1表に示す原子炉水位LOまで水位回復させるために必要な注水時間を $230\text{m}^3/\text{h}$ 以上で継続して注水する。原子炉水位LO到達後に崩壊熱による蒸発量相当の注水量よりも多い注水量で注水する場合には、原子炉に持ち込んだ水がLOCA破断口から格納容器へ流出しサプレッション・プール水位の上昇につながるため、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱の開始時間が早まる。そのため、原子炉水位LO到達までに必要な注水時間の注水を実施した後は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱を可能な限り遅延させ環境への影響を低減させるため、崩壊熱による蒸発量相当の注水量とする。

なお、代替循環冷却系の起動等によりサプレッション・プールを水源とした原子炉注水に切り替える場合には、崩壊熱による蒸発量相当の注水量には変更せず、所定の流量での注水を継続する。

第1表に示す必要注水時間は、原子炉底部から原子炉水位LOまで冠水させるために必要な注水量に加え、注水開始時点での崩壊熱除去に必要な注水量

を考慮し設定した。

第1表 水位不明時の必要注水時間

原子炉水位L0到達までに必要な注水時間 (注水流量230m <sup>3</sup> /h以上)	
原子炉注水開始時間 (原子炉停止後の経過時間)	注水時間
5分～	55分
10分～	50分
15分～	45分
25分～	40分
1時間～	35分
12時間～	30分

5. 水位不明判断時の原子炉水位の推定手段について

上記のとおり、水位不明と判断した場合、原子炉注水流量及び必要な注水時間により、原子炉水位L0位置までの水位回復を判断する。

その後、原子炉水位をL0以上で維持するためには、崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上での注水の継続及び原子炉圧力容器下部が健全であることが必要となる。仮に原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合には、原子炉水位L0以上を維持できない可能性があるが、漏えい水がペDESTAL（ドライウェル部）へ落下することで、格納容器下部水位及び格納容器下部水温が上昇すると考えられるため、以下のパラメータによって損傷炉心の冷却維持を判断することとする。

- ・崩壊熱相当の注水量以上で原子炉注水を継続していること
- ・格納容器下部水位又は格納容器下部水温の上昇がないこと

代替循環冷却系等のサプレッション・プールを水源とした注水手段を確保できる場合には、崩壊熱相当及び漏えいを補う注水量以上で注水を継続することで、原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合でも、サプレッション・プールの水位上昇を防止しつつ損傷炉心の冷却維持を図る。

一方、代替循環冷却系が使用できない場合において、原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合等には、原子炉水位L0到達の判断後に原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の注水量とすると、原子炉水位が低下し損傷炉心の冷却維持ができない可能性がある。この場合、その後の事象進展により原子炉下部プレナムへ熔融炉心が移行することになるが、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で、損傷炉心の冷却失敗を判断し、原子炉圧力容器破損に備えた対応を実施することとする。

上記のとおり、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整した場合、損傷炉心の冷却維持ができず、いずれは原子炉圧力容器の破損に至る可能性があるが、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整しない場合（流量低下しない場合）においても、いずれはサプレッション・プール水位の上昇により格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作を実施することとなり、サプレッション・チェンバからのベントライン水没防止のために原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の注水量に減少させる必要があり、その後、原子炉圧力容器の破損に至ることになる。

そのため、格納容器下部水位及び格納容器下部水温の上昇等により、損傷炉心の冷却失敗の兆候を確認した場合には、原子炉注水流量を増加させることはせず、原子炉水位L0到達を判断した時点で崩壊熱による蒸発量相当の注水量に変更することにより、サプレッション・プール水位上昇を抑制し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作の実施を可能な限り遅延させることとする。したがって、破断位置等の違いによる注水手順の

差異は生じない。

上記の原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段について第2表に示す。なお、流量計指示が正常な状況で崩壊熱による蒸発量相当の注水が失敗している場合には、流量計下流での注水配管の破断による漏えいが考えられるが、その場合に有意な変化を示すと考えられるパラメータを第3表に示す。格納容器スプレイの実施によりドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続しない等、状況によっては正確な判断が難しい場合が存在するが、第3表に記載の場合は注水失敗の傾向を判断することが可能と考えられる。ただし、注水が失敗している傾向を確認した場合においても崩壊熱による蒸発量相当の注水を継続し、最終的には原子炉圧力容器表面温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で注水不可を判断することとする。

第2表 原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段

推定事項	判断パラメータ
原子炉水位L0までの水位回復判断	原子炉注水流量と必要注水時間
損傷炉心の冷却維持判断 (原子炉水位L0以上の水位維持)	原子炉水位L0到達判断後、以下の全てを満たすことで損傷炉心の冷却維持を判断する <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水流量 : 崩壊熱による蒸発量相当の注水量の確保</li> <li>格納容器下部水位 : 上昇がないこと</li> <li>格納容器下部水温 : 上昇がないこと</li> </ul>
損傷炉心の冷却失敗判断 (原子炉水位L0以下に低下, 炉心損傷の進展)	原子炉圧力容器温度 (下鏡部) : 300℃到達

第3表 パラメータ推移

漏えい箇所	パラメータの推移
原子炉建屋内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋内の漏えい検知設備の作動により、注水システムからの漏えいを判断可能な場合がある</li> <li>原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができている場合、発生した蒸気が炉心部で過熱され、過熱蒸気として格納容器内に流出するため、格納容器スプレイを実施していない場合においては、ドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある</li> <li>常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系(常設)の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある</li> </ul>
格納容器内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉へ注入する冷却水がドライウェルからベント管を通じてサプレッション・プールに移行することで、サプレッション・プール水位が上昇する可能性がある</li> <li>原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができている場合、発生した蒸気が炉心部で過熱され、過熱蒸気として格納容器内に流出するため、格納容器スプレイを実施していない場合においては、ドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある</li> <li>常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系(常設)の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある</li> </ul>

## 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について

### 1. 常設低圧代替注水系ポンプの機能

常設低圧代替注水系ポンプは以下の 5 つの機能に期待している。

- ・ 原子炉水位を維持し炉心損傷の防止及び炉心損傷の進展を防止するための低圧代替注水機能
- ・ 格納容器の過圧・過温破損防止のための代替格納容器スプレイ機能
- ・ 格納容器内での熔融炉心の冷却のためのペデスタル（ドライウェル部）注水機能
- ・ 格納容器のトップヘッドフランジ部からの漏えいを抑制するための格納容器頂部注水機能
- ・ 使用済燃料プール水位を維持し燃料損傷を防止するための使用済燃料プール注水機能

### 2. 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保について

#### (1) 単一の機能に期待する場合

常設低圧代替注水系ポンプは、各注水先の最大流量を包絡する注水量を確保できる設計としている。

常設低圧代替注水系ポンプにより注水する際の系統構成は、中央制御室からの遠隔操作により行い、現場操作は不要である。また、各注水先へ注水する際の操作の相違点は、開操作する弁の違いのみであり、各弁の操作も中央制御室からの遠隔操作が可能であることから、困難な操作はない。

このように、常設低圧代替注水系ポンプの単一の機能の確保については問題ないと考えられる。

(2) 複数の機能に期待する場合

常設低圧代替注水系ポンプは、複数個所への同時注水を想定したものとなっており、想定する同時注水の組合せで必要流量が確保できる設計としている。また、想定する同時注水の組合せで、重大事故等による影響の緩和が可能であることを有効性評価にて示している。

① 原子炉注水と格納容器スプレー

大破断 L O C A が発生し、非常用炉心冷却系からの注水に失敗した場合、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水と代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器スプレーを同時に実施する。この場合の最大流量の組合せは、原子炉注水  $230\text{m}^3/\text{h}$ 、格納容器スプレー  $130\text{m}^3/\text{h}$  であるが、この条件で炉心の冷却並びに格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制できることを有効性評価で確認するとともに、この流量が確保できる設計としている。なお、上記以外の同時注水については、原子炉へは崩壊熱相当での注水となるため、上記注水流量を超えることはない。

② 原子炉注水とペDESTAL（ドライウエル部）注水

大破断 L O C A が発生し非常用炉心冷却系からの注水に失敗し、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却に成功した場合、原子炉水位 L O 到達後に格納容器スプレーを停止し、原子炉注水とペDESTAL（ドライウエル部）の水張りを実施する。この場合の最大流量の組合せは、原子炉注水として崩壊熱相当の流量、ペDESTAL（ドライウエル部）の水張りとして  $80\text{m}^3/\text{h}$  であるが、この条件で炉心の冷却及びペDESTAL（ドライウエル部）の必要水位を確保できることを有効性評価にて確認するとともに、この流量が確保できる設計として

いる。

③ 格納容器スプレイとペDESTAL（ドライウエル部）注水

原子炉注水に失敗し、原子炉圧力容器が破損する場合、格納容器スプレイとペDESTAL（ドライウエル部）への注水を同時に実施する。この場合の最大流量の組合せは、格納容器スプレイ 300m<sup>3</sup>/h、ペDESTAL（ドライウエル部）注水 80m<sup>3</sup>/h であるが、この条件で格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制並びにペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心の冷却等ができることを有効性評価で確認するとともに、この流量を確保できる設計としている。

④ その他注水先の組合せ

その他の組合せとして、格納容器頂部又は使用済燃料プールへの注水が重畳することも考えられる。これら注水先へは、間欠的に注水を行い一定量の水位を維持するため、①、②及び③の最大流量の注水等と異なるタイミング又は系統の余力で注水等を行うため、対応が可能である。

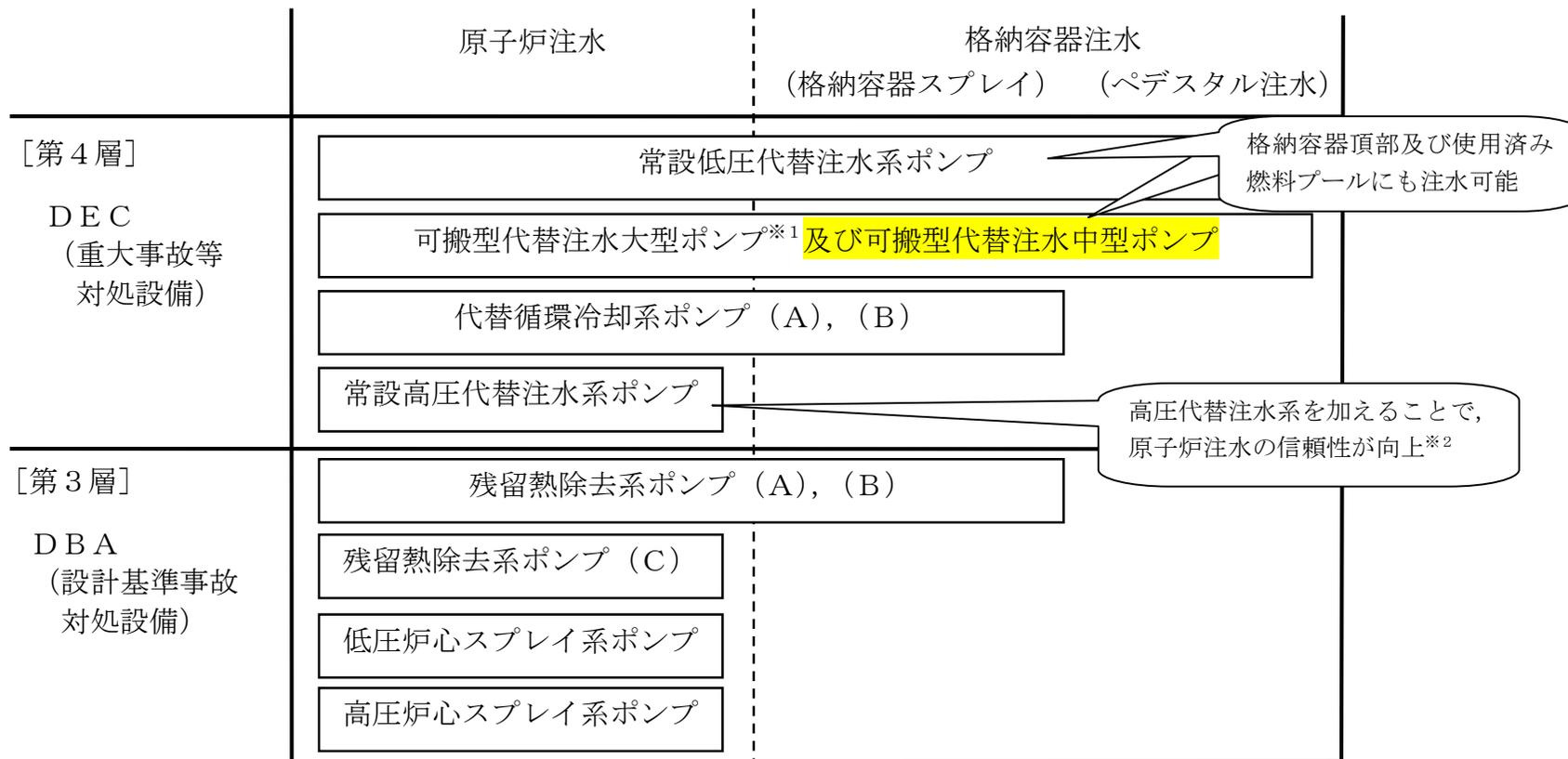
また、複数の注水先に注水するための操作については、各注水先へ注水するための操作に必要な時間を考慮した有効性評価により、炉心冷却や熔融炉心の冷却等ができることを確認している。

以上より、常設低圧代替注水系ポンプの複数の機能の確保についても問題ないと考えられる。

3. 常設低圧代替注水系ポンプの機能の冗長性について

常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水については、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系及び代替循環冷却系を用いた手段に加え、アクセスルートの確保を確認した後であれば低圧代替

注水系（可搬型）によって機能を補うことも可能である。また、格納容器冷却については、代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、ペDESTAL(ドライウェル部)注水については格納容器下部注水系(可搬型)、格納容器頂部注水については格納容器頂部注水系（可搬型）、使用済燃料プール注水については可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）によって機能を補うことも可能である。このように、常設低圧代替注水系ポンプの各機能については冗長性を持たせることで機能強化を図っている。機能強化のイメージを第1図に示す。



※1 可搬型設備でありアクセスルート復旧までは期待できないが、信頼性を向上させている。

※2 TQUV, TW (LUHS, RHR機能喪失) 等の原子炉冷却材圧力バウンダリの喪失 (LOCA等) を除く事故に対して初期炉心冠水維持が可能

第1図 第3層及び第4層にて期待する注水設備

## 原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の漏えい量評価について

本資料では、「原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137」の放出量評価について示す。

なお、本評価では、原子炉建屋ガス処理系が起動するまでの間、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は、瞬時に原子炉建屋から大気中へ漏えいするものとして、放出量を保守的に評価しているが、下記のとおり、格納容器の健全性が維持されており、原子炉建屋の換気空調系が停止している場合は、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質の一部は、原子炉建屋内で沈着又は時間減衰するため、大気中への放出量は本評価結果より少なくなると考えられる。

- ・格納容器が健全な場合、格納容器内の放射性物質は、格納容器圧力に応じて原子炉建屋へ漏えいするものとしている。漏えいした放射性物質の一部は、原子炉建屋内での重力沈降等に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられる。
- ・原子炉建屋内の換気空調系が停止している場合、原子炉建屋内外における圧力差が生じにくく、原子炉建屋内外での空気のやりとりは多くないと考えられるため、漏えいした放射性物質の一部は原子炉建屋内に滞留し、時間減衰すると考えられる。

## 1. 評価条件

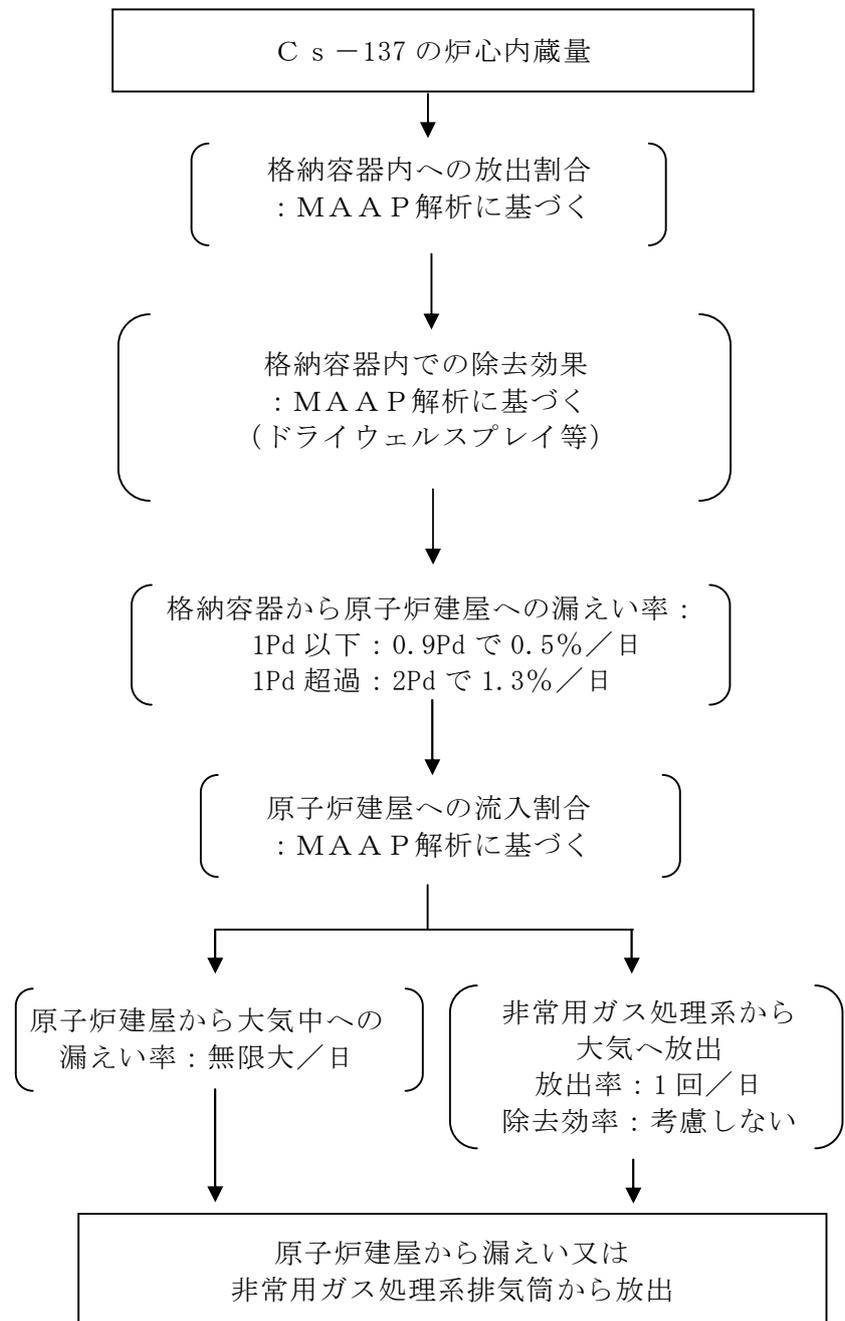
放出量評価条件を第 1 表、大気中への放出過程及び概略図を第 1 図及び第 2 図に示す。

第1表 放出量評価条件 (1/2)

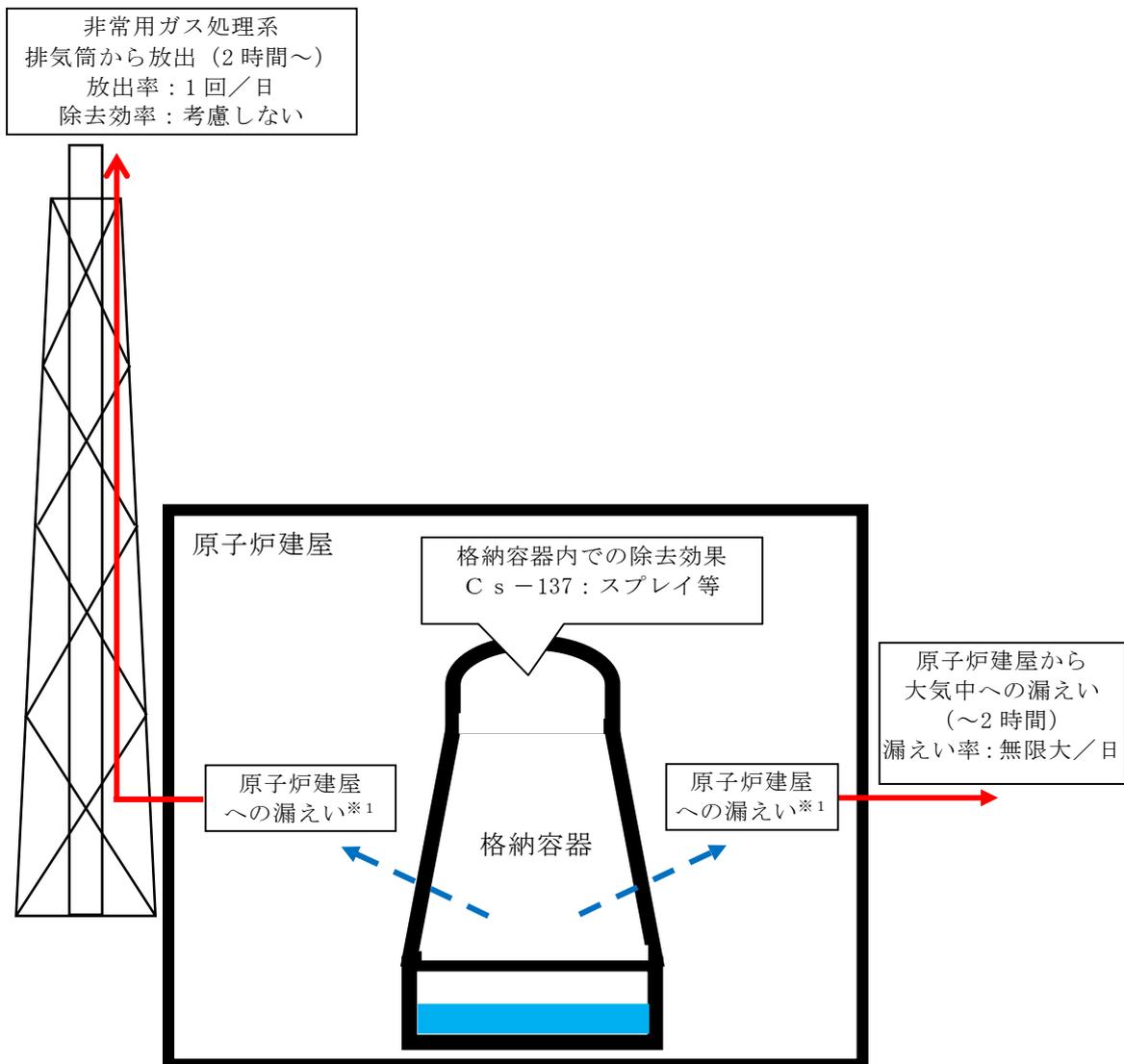
項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用する場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	—
炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10,000 時間 (416 日)	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して設定
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル : 0.229 2 サイクル : 0.229 3 サイクル : 0.229 4 サイクル : 0.229 5 サイクル : 0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉心内蔵量 (C s -137)	約 $4.36 \times 10^{17}$ Bq	「単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW)」 × 「3,293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW) は、BWR 共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料 (9 × 9 燃料 (A 型)), 運転時間 (10,000 時間) で算出した A B W R のサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	格納容器漏えい : 事象発生直後	M A A P 解析結果
格納容器内への放出割合 (C s -137)	0.49	M A A P 解析結果
格納容器内での除去効果	M A A P 解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)	M A A P の F P 挙動モデル
格納容器内 p H 制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水 p H 制御設備は、重大事故等対処設備に位置付けていないため、保守的に設定

第 1 表 放出量評価条件 (2/2)

項 目	評価条件	選定理由
格納容器から原子炉建屋への漏えい率	1Pd以下：0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過：2Pdで1.3%/日	M A A P 解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし、格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/日)及びA E Cの式等に基づき設定(添付資料 3.1.2.5 参照)
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	C s I 類 : 約 $2.41 \times 10^{-5}$ C s O H 類 : 約 $1.66 \times 10^{-5}$	M A A P 解析結果
原子炉建屋から大気への漏えい率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日(地上放出) (格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、瞬時に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定
非常用ガス処理系から大気への放出率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/日(排気筒放出)	設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間(115分) +負圧達成時間(5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定
ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等によるブローアウトパネルの開放がないため(別添参照)



第1図 Cs-137の大気放出過程



※1 格納容器から原子炉建屋への漏えい率  
 1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%/日，1Pd 超過：2Pd で 1.3%/日

大気への放出経路	0h	▼2h <sup>※2</sup>	▼19h	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい				
非常用ガス処理系排気筒から放出				

※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため、事象発生2時間以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

第2図 大気放出過程概略図 (イメージ)

## 2. 評価結果

原子炉建屋から大気中へのCs-137の漏えい量を第2表に示す。

原子炉建屋から大気中へのCs-137の漏えい量は、約7.5TBq（事象発生7日間）であり、評価項目の100TBqを下回っている。

また、事象発生7日間以降の影響を確認するため評価した、事象発生30日間、100日間における大気中へのCs-137の漏えい量は、ともに約7.5TBqであり、いずれの場合においても100TBqを下回っている。

なお、事象発生7日以降の長期解析においては、事象発生約40日後に格納容器内水素燃焼防止の観点で格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱（以下「格納容器ベント」という。）を実施し、事象発生100日まで格納容器ベントを継続しているが、格納容器の除熱機能、格納容器への窒素注入機能及び格納容器内の可燃性ガスの濃度制御系機能が確保できた場合には、格納容器ベントを停止する運用とする。

第2表 大気中へのCs-137の漏えい量

事象発生7日間	事象発生30日間	事象発生100日間
約7.5TBq	約7.5TBq	約7.5TBq <sup>※</sup>

※ 格納容器圧力逃がし装置から大気中への放出量を含む（事象発生約40日後から事象発生100日まで格納容器ベント実施）

ブローアウトパネルの**重大事故等対処設備**としての機能について

## 1. はじめに

ブローアウトパネルは、主蒸気管破断のようにプラント運転中に格納容器外で配管が破断した場合等に、高圧の蒸気が原子炉建屋**原子炉棟**内に漏えい・浸入することにより生じる建屋内の圧力上昇によって建屋内の天井・外壁等が破損することを防止するため、建屋内に損傷箇所（圧力開放箇所）を限定して発生させる目的で、原子炉建屋オペレーティングフロア等に設置している。

## 2. ブローアウトパネルの機能要求

**設計基準対象施設**及び**重大事故等対処設備**としてのブローアウトパネルの機能要求を以下に示す（第1表）。

(1) **設計基準対象施設**としての機能

## ① 放射性物質の閉じ込め機能

「第三十二条 原子炉格納施設」において原子炉建屋ガス処理系の設置要求があり、ブローアウトパネルの閉じ込め機能は原子炉建屋ガス処理系運転時の負圧達成に必要な機能であることから、**設計基準対象施設**として当該機能を有しているものと整理する。

## ② 差圧による開放機能

「第九条 溢水による損傷の防止等」における原子炉建屋**原子炉棟**内環境条件評価として、主蒸気管等の高エネルギー配管に対して大規模な破断が生じた際には速やかにブローアウトパネルの開放によって建屋外に圧力を排出することで原子炉建屋**原子炉棟**内の圧力が著しく上昇することはな

いとしていることから、**設計基準対象施設**として当該機能を有しているものと整理する。

(2) **重大事故等対処設備**としての機能

① 放射性物質の閉じ込め機能

ブローアウトパネルの放射性物質の閉じ込め機能は、原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋**原子炉棟**内の放射性物質を排気筒から放出するとともに、原子炉建屋**原子炉棟**内の負圧達成に必要な機能となる。そのため、「第五十九条 原子炉制御室」における居住性評価の条件として必要な機能となることから、**重大事故等対処設備**として必要な機能として整理する。ただし、第2表に示すとおり、建屋内圧力上昇等によりブローアウトパネルが開放される状態で、放射性物質の閉じ込め機能として評価上の影響がない事象においては、当該機能の要求はないものとする。

② 差圧による開放機能

差圧による開放機能は、インターフェイスシステムLOCA（以下、「IS-LOCA」という。）が発生した場合に原子炉建屋**原子炉棟**内に漏えいした水蒸気等を排出し、IS-LOCAによる破断箇所の隔離のための現場操作時の環境条件（温度、圧力等）を緩和する機能を有している。ただし、東海第二発電所においては、炉心損傷防止対策の有効性評価「2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」において、ブローアウトパネルが開放した場合、閉維持した場合の両ケースについて現場での隔離操作の成立性を確認していることから、「第四十六条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」としては、当該機能が**重大事故等対処設備**として必要な機能とはならないものと整理する。

なお、高エネルギー配管の破断を想定した場合の環境条件については**設計基準**に包絡される。

### 3. ブローアウトパネルの機能確保のための設計条件

前項で整理した各機能を確保するための設計条件は下記のとおり。

#### (1) 放射性物質の閉じ込め機能

閉維持又は再閉止（ブローアウトパネル閉止装置による閉止を含む）することによって、原子炉建屋ガス処理系運転時の原子炉建屋原子炉棟内の負圧を維持すること。ただし、第2表に示すとおり、IS-LOCA等の閉じ込め機能に期待しない事象を除く。

#### (2) 差圧による開放機能

設計差圧 6.9kPa[dif]においてブローアウトパネルが開放し、原子炉建屋原子炉棟内の水蒸気等を外気に排出することで、原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を設計基準事故で想定している範囲に抑えること。

### 4. まとめ

ブローアウトパネルについては、設計基準事故及び重大事故等対策に必要な設備として、放射性物質の閉じ込め機能及び差圧による開放機能が維持可能な設計とする。

第1表 ブローアウトパネルの機能の整理

	放射性物質の閉じ込め機能	差圧による開放機能
設計基準事故対策としての機能	有 (第三十二条)	有 (第九条)
重大事故等対策としての機能	有 (第五十九条)	無

第2表 ブローアウトパネルが開放する事象における閉じ込め機能の要求

事象	開放条件	閉じ込め機能	考え方
インターフェイスシステムLOCA	建屋内圧力上昇による開放	要求なし	「2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」において、ブローアウトパネルが開放した場合、閉維持した場合の両ケースについて線量評価を実施し、非居住区域境界外の線量が5mSv未満であることを確認していることから、当該機能が <b>重大事故等対処設備</b> として必要な機能とはならないものと整理する。
主蒸気管破断等の高エネルギー配管の破断によってブローアウトパネルが開放する運転時の異常な過渡変化	建屋内圧力上昇による開放	要求あり (格納容器破損防止対策において)	<p>【設計基準】 設計基準における線量評価では原子炉建屋からの地上放出を想定しており、ブローアウトパネルの開閉状態の影響はない。</p> <p>【重大事故等】 ①炉心損傷防止対策 非居住区域境界外の線量評価においては格納容器圧力逃がし装置からの放出量を元に評価しており、格納容器からの漏えい量については影響が軽微であるため考慮していない。そのため、ブローアウトパネルの開閉状態の影響はない。なお、起因事象を主蒸気管破断とした場合の非居住区域境界外の線量として、耐圧強化ベントからの放出による線量0.62mSvに、設計基準における評価線量0.18mSvを加えた場合でも、5mSvを下回る。</p> <p>②格納容器破損防止対策 大破断LOCA以外の起因事象においては炉心損傷防止可能であることを確認しているため、主蒸気管破断においても炉心損傷に至らない。 ただし、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」評価の起因事象として主蒸気管破断を考慮した場合においても中央制御室の居住性評価を満足する条件として、ブローアウトパネル開放後にも再閉止等の設備対策によって原子炉建屋ガス処理系使用時の原子炉建屋<b>原子炉棟</b>内負圧達成が可能な設計とする。</p>
竜巻	ブローアウトパネルの設計作動圧に等しい最大気圧低下量を生じる竜巻風速(約89m/s)による開放	－	設計竜巻(100m/s)による荷重に対して安全機能を維持する設計としているが、竜巻によって外部電源喪失が発生する場合を想定する。 ブローアウトパネルの設計作動圧に等しい最大気圧低下量を生じる竜巻風速(約89m/s)が発生する年超過確率は約 $5.1 \times 10^{-6}$ /年である。 また、竜巻による外部電源喪失が想定されるが、外部電源喪失が発生した場合の条件付き炉心損傷確率は、 $3.6 \times 10^{-4}$ /年である。 以上から、竜巻によってブローアウトパネルが開放した状態で、外部電源喪失により炉心損傷する確率は十分低い値となることから、竜巻を起因事象とした重大事故等が発生し、ブローアウトパネルの機能が必要となる可能性は十分低いものと考えられる。
地震	地震動による開放	要求あり	重大事故等対処設備として、地震時においても閉じ込め機能を有する設計とする。

## 格納容器漏えい率の設定について

格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、MAAP内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び格納容器の圧力に応じて設定している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は、以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力（310kPa[gage]（1Pd））以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の2種類を設定する。

## 1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率（0.9Pdで0.5%/日）を基に算出した等価漏えい面積（約 $3 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、MAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

## 2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、2Pdで漏えい率1.3%/日となる等価漏えい面積（約 $7 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、1.と同様にMAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2Pdにおける漏えい率1.3%/日は、以下のAECの評価式、GEの評価式及び定常流の式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。これらの式は、設計基準事故の原子炉冷却材喪失事象において格納容器漏えい率の評価に用いている理論式<sup>\*1</sup>である。格納容器内圧力（2Pd）及び温度（200℃）までは、事故後7日間に渡り、格納容器本体並びに開口部及び貫通部の健全性が確保されていることを確認していることから、これらの理論式を用いて格納容器内圧力（2Pd）及び温度（200℃）における漏えい率を設定することは可能と判断した。

○A E C の評価式

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}}$$

L	: 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【1.28%/日】
L <sub>0</sub>	: 設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
P <sub>t</sub>	: 事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721kPa[abs]】
P <sub>d</sub>	: 設計圧力 (0.9Pd)	【380kPa[abs]】
P <sub>a</sub>	: 格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa[abs]】
R <sub>t</sub>	: 事故時の気体定数 <sup>*2</sup>	【523.7J/Kg・K】
R <sub>d</sub>	: 空気の気体定数	【287J/Kg・K】
T <sub>t</sub>	: 事故時の格納容器内温度 (200℃)	【473.15K】
T <sub>d</sub>	: 設計格納容器内温度 (20℃)	【293.15K】

○G E の評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}}$$

L	: 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【0.51%/日】
L <sub>0</sub>	: 設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
P <sub>t</sub>	: 事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721kPa[abs]】
P <sub>d</sub>	: 設計圧力 (0.9Pd)	【380kPa[abs]】
P <sub>a</sub>	: 格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa[abs]】

○定常流の式

$$L = L_0 \sqrt{\frac{\rho_d(P_t - P_a)}{\rho_t(P_d - P_a)}}$$

L	事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【0.93%/日】
L <sub>0</sub>	設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
ρ <sub>t</sub>	事故時の格納容器内気体の平均密度 <sup>※3</sup>	【2.9kg/m <sup>3</sup> 】
ρ <sub>d</sub>	設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度 <sup>※4</sup>	【4.5kg/m <sup>3</sup> 】
P <sub>t</sub>	事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721kPa[abs]】
P <sub>d</sub>	設計圧力 (0.9Pd)	【380kPa[abs]】
P <sub>a</sub>	格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa[abs]】

※1 「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について (平成 16 年 1 月)」(株式会社 日立製作所)

※2 事故時の気体定数 R<sub>t</sub>は、以下の式により算出した。

$$R_t [\text{J}/\text{kg}\cdot\text{K}] = \text{モル気体定数 } 8.314 [\text{J}/\text{K}\cdot\text{mol}] / \text{平均分子量 } M [\text{kg}/\text{mol}]$$

AEC の評価式より、事故時の気体定数が大きくなるほど漏えい率は高くなる。また、上記計算式より、事故時の気体定数は、平均分子量が小さくなるほど大きくなる。事故時の格納容器内は水素、窒素及び水蒸気で構成されるため、分子量の小さい水素の割合が増加するほど平均分子量は小さくなり、結果として事故時の気体定数は大きくなる。平均分子量の設定に当たり、水素、窒素及び水蒸気のガス組成を 34% : 33% : 33% とし、水素の割合 (34%) は、有効性評価 (「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 」) における水素発生量 (約 700kg (内訳 : ジルコニウム-水反応 約 325kg, アルミニウム/亜鉛の反応 約 246kg, 水の放射線

分解 約 115kg)) を包含した値であることから、保守的な設定であると考え  
る。

※3 事故時の格納容器内気体の平均密度  $\rho_t$  は、以下の式により算出した。

$$\rho_t [\text{kg}/\text{m}^3] = \text{平均分子量 } M [\text{kg}/\text{mol}] \times \text{物質質量 } n [\text{mol}] / \text{格納容器体積 } V [\text{m}^3]$$

定常流の式より、事故時の格納容器内気体の平均密度が小さくなるほど漏えい率は大きくなる。また、上記計算式より、事故時の格納容器内気体の平均密度は、平均分子量が小さくなるほど小さくなる。平均分子量は※2と同じであり、保守的な設定であると考え。

※4 格納容器内気体の平均密度  $\rho_d$  は、以下の式により算出した。

$$\rho_d [\text{kg}/\text{m}^3] = 1.205 [\text{kg}/\text{m}^3] \times (P_d [\text{Pa}] / P_a [\text{Pa}])$$

1.205 [kg/m<sup>3</sup>] : 乾燥空気密度 (20°C)

## 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

## における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について

## 1. はじめに

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・過温破損）」の評価事故シーケンスでは、事象発生約 4 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K（約 727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生約 9 分後に 1,200℃に到達し、また、事象発生約 27 分後に燃料温度は 2,500K（約 2,227℃）に到達する。事象発生約 25 分後からの常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水により、原子炉水位は上昇し、原子炉水位 L0 相当に維持される。上記により、炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。ここでは、本事象における炉心の損傷状態、損傷炉心の位置及びシュラウドへの熱影響について評価結果を示す。

## 2. 評価結果

## (1) 炉心の損傷状態

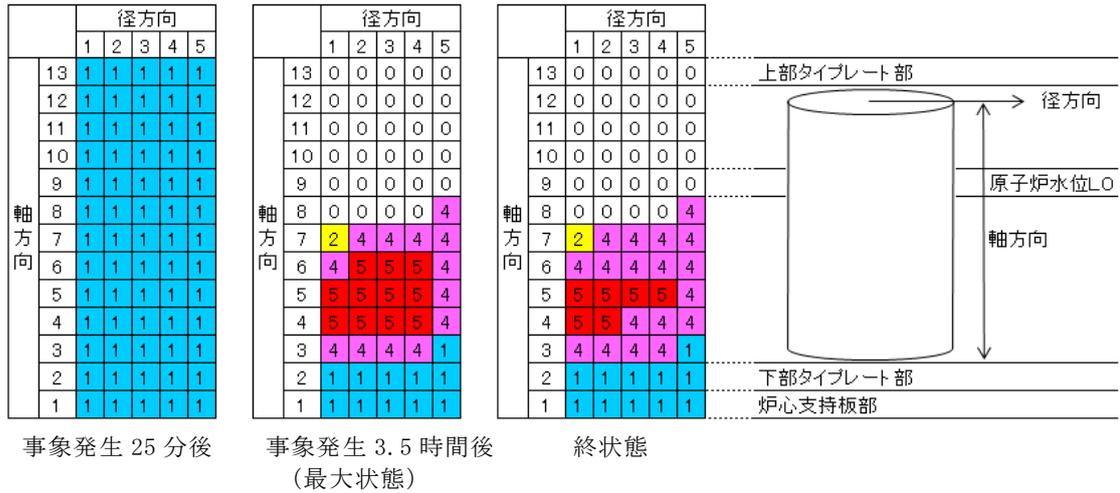
第 1 図に事象発生 25 分後、事象発生約 3.5 時間後（最大状態）及び事象発生 7 日後（終状態）の炉心損傷状態を示す。終状態以降には炉心損傷は拡大しない。

## (2) 損傷炉心の位置

第 2 図に炉心位置及び下部プレナムにおける炉心重量の時間変化の推移を示す。第 2 図に示すとおり、損傷炉心は炉心位置に保持される。

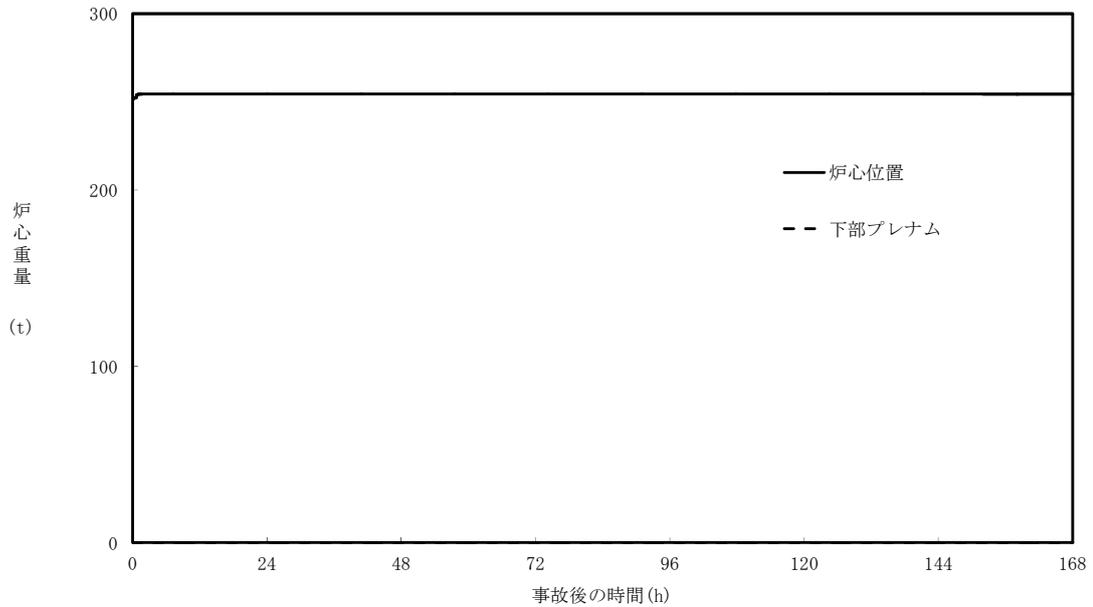
## (3) シュラウドへの熱影響

終状態においても、熔融プールは炉心の外周部に至っておらず、シュラウドへの熱影響はない。



- 損傷状態のモデル
- 0 : 空洞
  - 1 : 燃料が自立した状態
  - 2 : 燃料が崩壊した状態
  - 3 : 流路が減少した状態
  - 4 : 流路が閉塞した状態
  - 5 : 熔融プール状態

第 1 図 炉心の損傷状態



第 2 図 炉心位置及び下部プレナムにおける炉心重量の時間変化

水の放射線分解を考慮した場合の格納容器過圧に対する影響について  
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）)

## 1. はじめに

シビアアクシデント解析コードMAAPでは、水の放射線分解を考慮するモデルとなっていないことから、水の放射線分解による水素及び酸素の発生については、解析コードMAAPに基づく溶融炉心及び核分裂生成物の崩壊熱から放射線吸収割合及びG値を考慮して算出している（添付資料 3. 4. 1 参照）。

ここでは、解析コードMAAPでは考慮していない水の放射線分解により発生する水素及び酸素が、格納容器圧力に与える影響を評価する。

## 2. 評価結果

### 2.1 代替循環冷却系を使用する場合

解析コードMAAPにより評価した結果、格納容器圧力が最大値の約 310kPa[gage]を示す事象発生約 164 時間後の格納容器内の非凝縮ガス（水素、酸素及び窒素）の物質量は約  $1.3 \times 10^6$  mol である。

また、添付資料 3. 4. 1 に従い算出される水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の和は、事象発生約 164 時間後時点で約  $3.5 \times 10^4$  mol 以下である。

以上から、解析コードMAAPで評価した非凝縮ガス（水素、酸素及び窒素）の物質量に対する、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の比は 3%未満であることから、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素が格納容器圧力に与える影響は 10kPa[abs]未満であり、無視し得る程度と考えられる。

## 2.2 代替循環冷却系を使用できない場合

代替循環冷却系が使用できない場合においては、格納容器圧力逃がし装置により水の放射線分解で発生した水素及び酸素が排出されるため、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素が格納容器圧力に与える影響はない。

なお、解析コードM A A Pで評価した格納容器ベント実施直前の非凝縮ガス（水素、酸素及び窒素）の物質質量（約  $5.5 \times 10^5 \text{ mol}$ ）に対する、添付資料 3.4.1 に従い算出される水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質質量（約  $6.57 \times 10^3 \text{ mol}$ ）の比は 2%未満であることから、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素が格納容器圧力に与える影響は 10kPa[abs]未満であり、無視し得る程度と考えられる。

格納容器雰囲気温度が格納容器の健全性に与える影響について  
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))

1. はじめに

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・過温破損)」において、格納容器雰囲気温度は、一時的に 200℃を超える評価となっている。ここでは、一時的に 200℃を超えた場合の格納容器の健全性に与える影響について考察する。

2. 格納容器の健全性に与える影響について

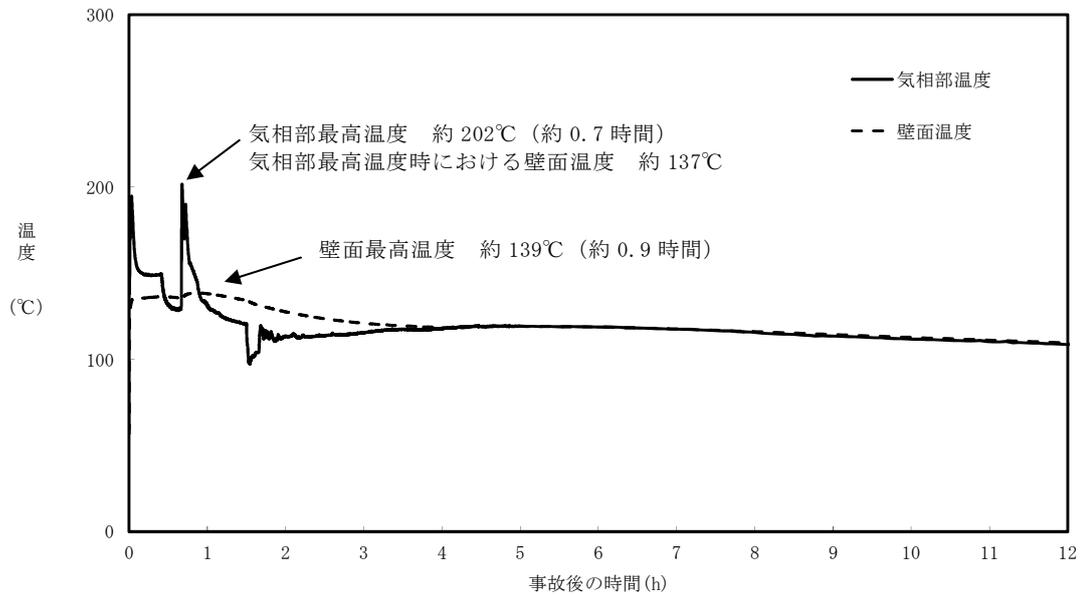
「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」における格納容器の雰囲気温度と壁面温度の推移を第 1 図に示す。

事象発生後、破断口から流出する蒸気により、格納容器雰囲気温度が上昇し、格納容器スプレイの実施により、温度上昇は抑制されるものの、一時的に評価項目である 200℃以上に到達する評価となる。

格納容器温度によって健全性への影響を受ける可能性のある部位としては、フランジ部等に用いられているシール材であると考えられる。シール材は格納容器壁面温度に近い雰囲気に曝されるため、第 1 図に示すとおり、雰囲気温度が一時的に 200℃を超えたとしてもシール材温度が 200℃に到達することはない。シール材については、「付録 2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」において、格納容器内を 200℃、2Pd に模擬したシール材性能試験にて 7 日間の格納容器の閉じ込め機能を評価しているため問題ない。

### 3. まとめ

格納容器雰囲気温度は 200℃を若干超えるものの、壁面温度は 200℃以上には到達しない。このため、格納容器の健全性に問題はない。



第 1 図 格納容器雰囲気温度と壁面温度の推移

## 安定状態について（代替循環冷却系を使用する場合）

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：

事象発生後、重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により、損傷炉心の冠水が維持可能であり、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。

格納容器安定状態：

損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能（代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置）により、格納容器圧力及び雰囲気温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後の機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

**【安定状態の確立について】**

原子炉安定停止状態の確立について

低圧代替注水系（常設）における注水継続により損傷炉心が冠水し、損傷炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。

格納容器安定状態の確立について

炉心冷却を継続し、事象発生から 90 分後に代替循環冷却系による格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び雰囲気温度は最高使用圧力・温度以下に維持される。格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼の防止のため格納容器内への窒素注入を実施する運用としていることから、一時的に上昇する期間があるが、上記の除熱機能により最高使用圧力以下に維持され、格納容器安定状態が確立される。

また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

**【安定状態の維持について】**

上記の格納破損防止対策により安定状態を確立できる。

代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態の維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。

- ① 格納容器除熱機能として代替循環冷却系の使用又は残留熱除去系復旧による冷却へ移行
- ② 格納容器内の水素及び酸素排出を目的とした格納容器ベント（窒素注入）並びに格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧
- ③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水等の確保
- ④ 長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保

（別紙参照）

## 安定状態の維持について

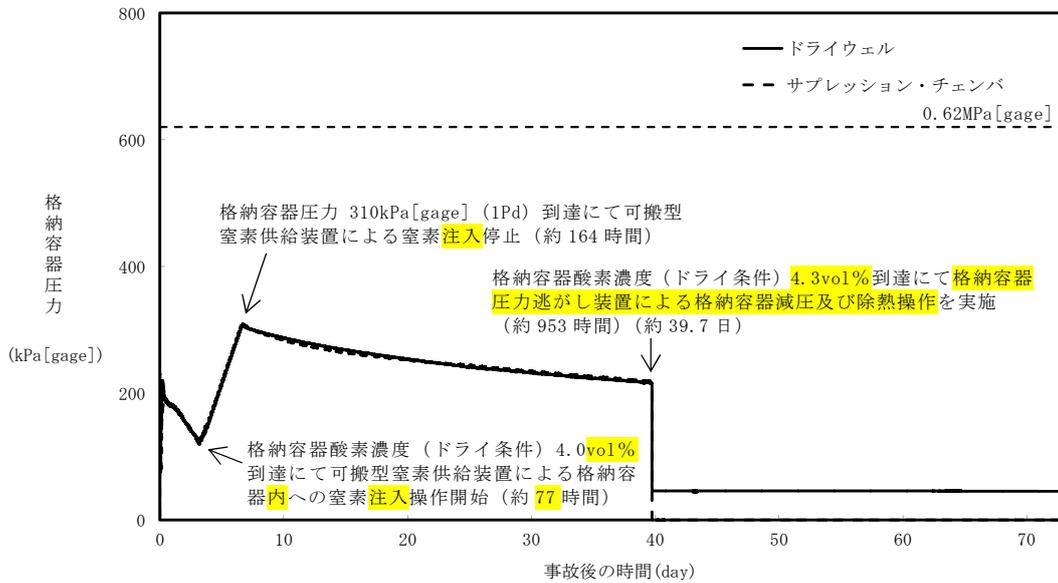
## 1. サプレッション・プール水温度に関する長期間解析

代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置を使用した場合の長期的なサプレッション・プール水温度の挙動を確認するため、有効性評価の対象とした事故シーケンスのうち、サプレッション・プール水温が高く推移する重大事故として「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」について、サプレッション・プール水温が約 100℃に低下するまでの長期間解析を実施した。

第 1 図から第 3 図に「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における格納容器圧力、格納容器温度及びサプレッション・プール水温の解析結果を示す。同様に、第 4 図から第 6 図に「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」の解析結果を示す。

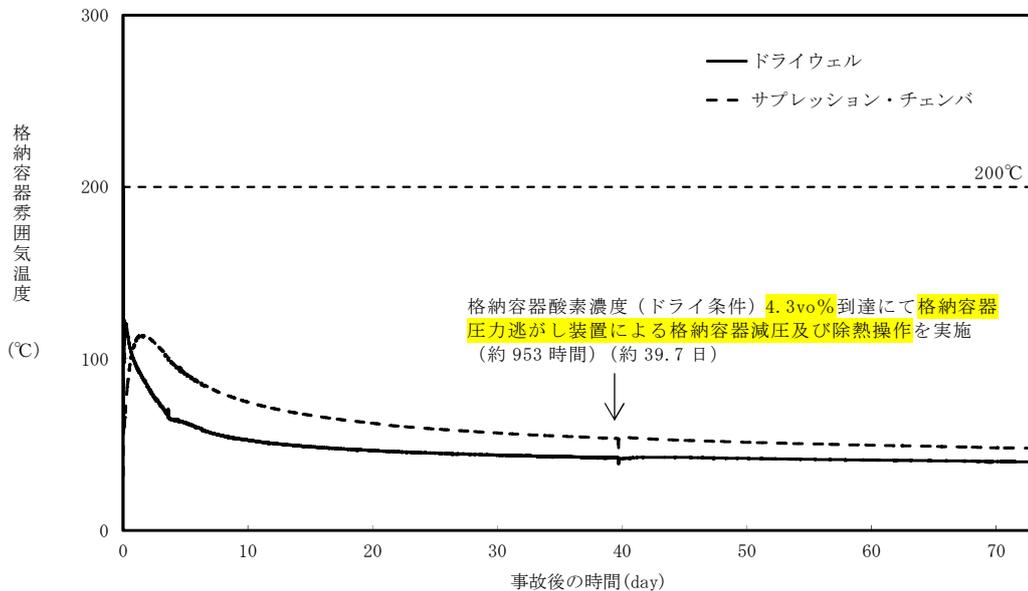
第 6 図に示すように、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」においては、事故後 7 日時点では、サプレッション・プール水温は最高使用温度の 104℃（格納容器設計条件を決定するための冷却材喪失事故時の解析結果での最高温度に余裕をもたせた温度）を上回っているが、事故発生 7 日間以降の 100℃に低下するまでの全期間にわたって 150℃を下回っている。トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチに使用されている改良 EPDM 製シール材は一般特性として耐温度性は 150℃であることから、格納容器の放射性物質の閉じ込め機能は維持される。

したがって、事故発生7日以降にサプレッション・プール水温度が最高使用温度を上回っていても格納容器の健全性が問題となることはない。



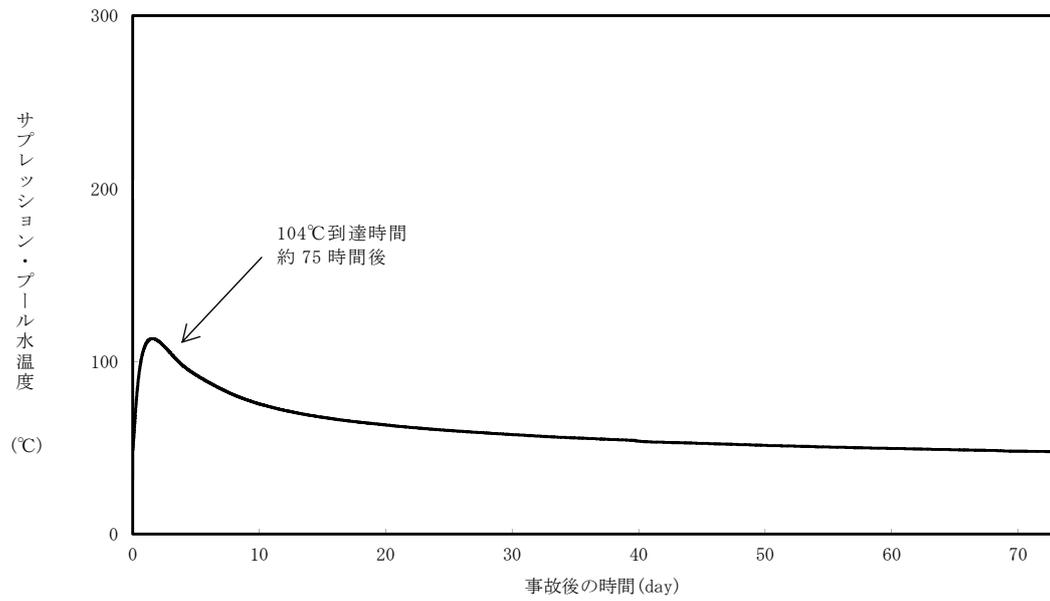
※ 格納容器から原子炉建屋への漏えいを考慮

第1図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器圧力の推移

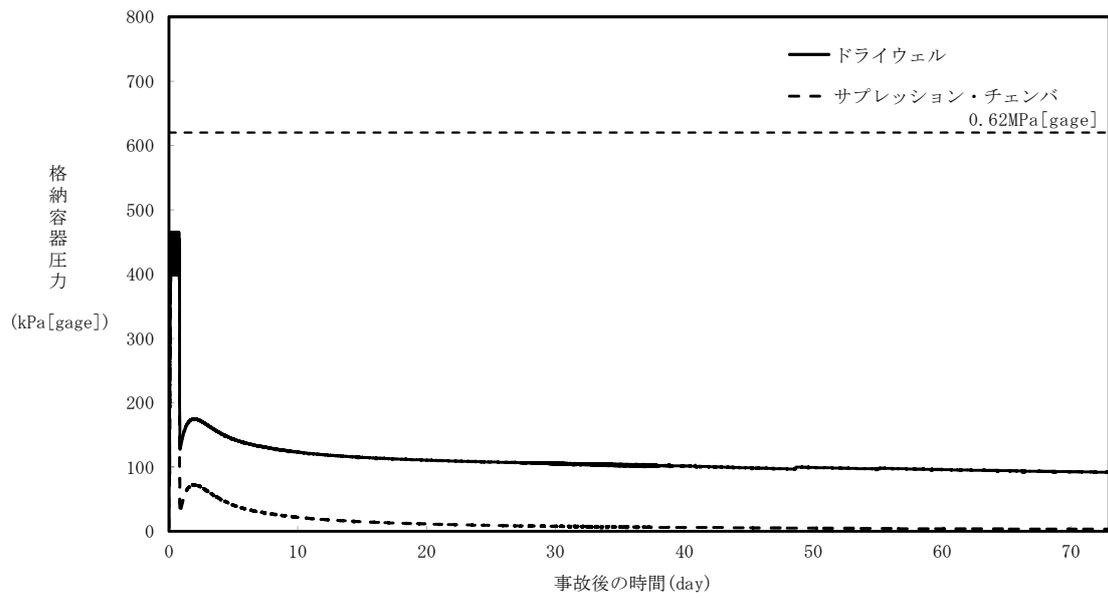


※ 格納容器から原子炉建屋への漏えいを考慮

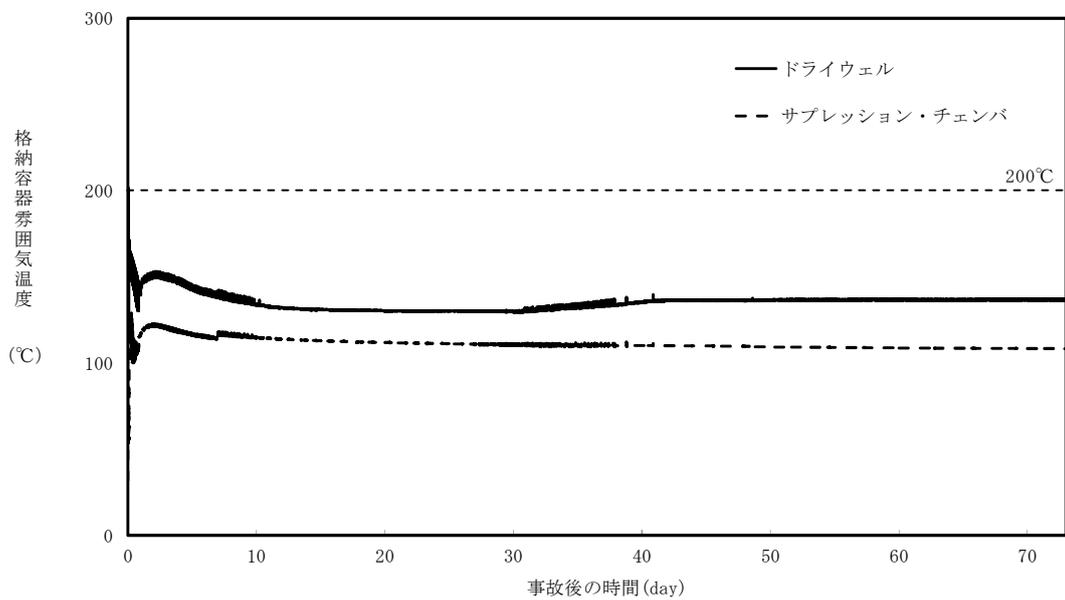
第2図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器温度の推移



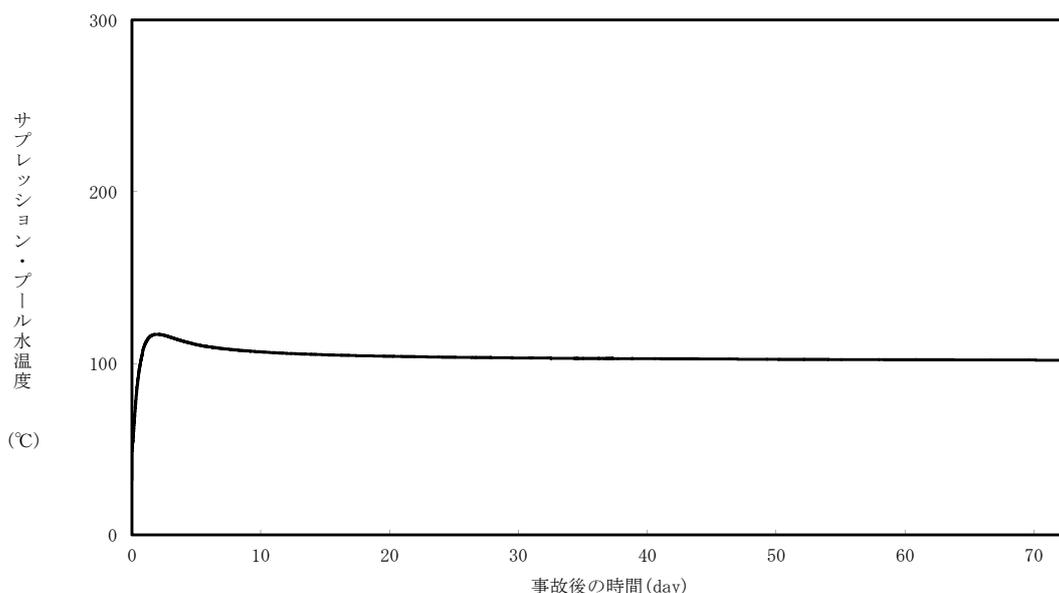
第3図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
 （代替循環冷却系を使用する場合）における  
 サプレッション・プール水温度の推移



第4図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用できない場合）における格納容器圧力の推移



第5図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用できない場合）における格納容器温度の推移



第 6 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用できない場合）における  
サプレッション・プール水温度の推移

## 2. 格納容器内の可燃性ガス濃度制御

重大事故時において格納容器**圧力逃がし装置**により格納容器**減圧及び**除熱を実施している場合は、残留熱除去系による格納容器除熱機能が使用可能な状態になり、長期にわたり格納容器の冷却が可能であること、格納容器内の可燃性ガス濃度測定が可能であり、可燃性ガス濃度制御系により格納容器内の水の放射線分解により発生する酸素／水素を可燃限界濃度に到達することなく制御が可能であることが確認された場合に、格納容器ベントを停止することができる。

残留熱除去系による格納容器除熱は、格納容器スプレー又はサプレッション・プール水冷却運転のみで実施する。しかし、長期安定停止状態における格納容器ベント停止後の格納容器除熱は、崩壊熱が低下しているためサプレッション・プール水冷却運転のみで実施可能である。

なお、格納容器スプレイを実施するような場合においては、格納容器内の急激な蒸気凝縮により格納容器圧力が負圧になることを防止するため、格納容器圧力高スクラム設定点を格納容器スプレイ停止設定値としており、運転員は格納容器スプレイ停止操作を行う。残留熱除去系による格納容器スプレイは運転員の操作により実施され、自動的に動作するものではない。

格納容器ベント停止後の格納容器可燃性ガス濃度制御は、可燃性ガス濃度制御系により格納容器内の酸素／水素を再結合することにより、可燃限界濃度に到達することなく長期安定停止状態を維持することが可能である。

さらに、長期的な保管として、格納容器の不活性化を可搬型窒素供給装置による窒素注入により実施することができる。

格納容器内に存在するアルミニウム／亜鉛の反応により  
発生する水素の影響について

1. はじめに

格納容器内では配管の保温材等にアルミニウムを使用しており、サプレッション・プール水 pH 制御装置により注入される水酸化ナトリウムが格納容器内に存在するアルミニウムに被水すると化学反応により水素が発生する。

また、格納容器内のグレーチングには亜鉛メッキが施されており、亜鉛も同様に水酸化ナトリウムと反応して水素が発生する。

以上の化学反応が、格納容器内の水素発生量及び格納容器圧力上昇に与える影響を評価する。なお、実際に水酸化ナトリウムと反応する金属は、格納容器スプレイの飛散範囲と考えられるが、保守的に格納容器内全ての亜鉛とアルミニウムが反応し、水素が発生するとして評価を行う。



2. 影響評価

(1) 格納容器内アルミニウム量及び亜鉛量

格納容器内でアルミニウムを使用している構造物は配管保温材等であり、重量は約 1,027kg である。

一方、格納容器内で亜鉛を使用している構造物はグレーチングの亜鉛メッキ等であり、重量は約 4,244kg である。

(2) アルミニウム及び亜鉛と水酸化ナトリウムの化学反応による水素発生量

a. アルミニウムと水酸化ナトリウムの化学反応によって発生する水素量

式(a)より, アルミニウム 1mol に対して水素発生量は 1.5mol であり, アルミニウムの原子量が 27, 水素の原子量が 2 であるため, アルミニウム 9kg に対して水素 1kg が発生する。

b. 亜鉛と水酸化ナトリウムの化学反応によって発生する水素量

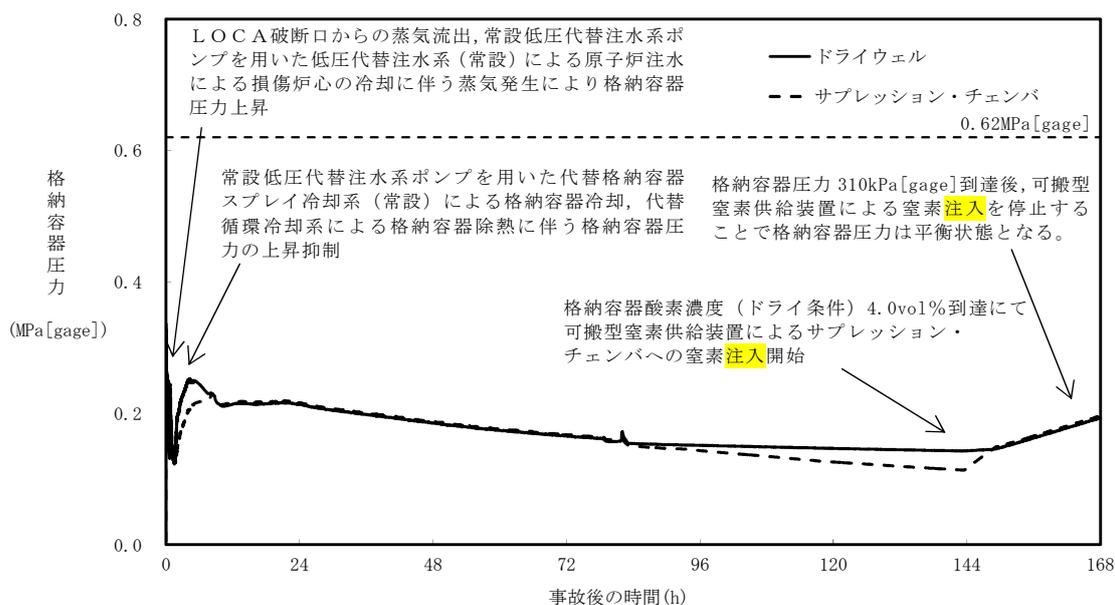
式(b)より, 亜鉛 1mol に対して水素発生量は 1mol であり, 亜鉛の原子量が 65.4, 水素の原子量が 2 であるため, 亜鉛 32.7kg に対して水素 1kg が発生する。

以上より, 格納容器内全てのアルミニウム及び亜鉛が水酸化ナトリウムと反応した場合, アルミニウムとの反応により約 115kg, 亜鉛との反応により約 131kg の合計約 246kg の水素が発生する。

3. 発生する水素による圧力上昇の影響

発生する水素による格納容器圧力上昇の影響を確認するため, 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温) (代替循環冷却系を使用する場合)」シーケンスにおいて, 事象初期から 246kg の水素が格納容器内に存在するものと保守的に仮定し, 格納容器圧力を評価した。

第 1 図に示すとおり, 格納容器スプレイによって圧力抑制することが可能である。また, 90 分後に代替循環冷却系の起動によって, 格納容器圧力は低下し, 評価項目となるパラメータである最高使用圧力の 2 倍(0.62MPa[gage])に到達することはない。このように, 事象初期における格納容器圧力の挙動は, アルミニウム及び亜鉛の化学反応により発生する水素を考慮しない場合と大きな違いはない。これは, 格納容器圧力が水蒸気の影響を大きく受けているためであると考えられる。このことから, アルミニウム及び亜鉛が水酸化ナトリウムと反応し発生する水素による格納容器圧力への有意な影響はない。



第 1 図 格納容器圧力の推移

#### 4. 水素燃焼への影響について

水素及び酸素の可燃限界は、水素濃度 4vol% 以上かつ酸素濃度 5vol% 以上である。BWR の格納容器内は窒素により不活性化されており、本反応では酸素の発生はないことから、本反応単独での水素の燃焼は発生しないものとする。

#### 5. まとめ

格納容器内に存在するアルミニウム及び亜鉛が全て反応することを想定すると、約 246kg の水素が発生する可能性がある。しかし、BWR の事故時における格納容器圧力は、崩壊熱により発生する蒸気の影響が大きいため、アルミニウム及び亜鉛の反応により発生する水素は、格納容器圧力に対して有意な影響はないと考えられる。

また、水素燃焼の観点においても、BWR のドライウエル内は窒素により

不活性化されており，本反応では酸素の発生はないことから有意な影響はないと考えられる。

なお，文献<sup>[1]</sup>においても，金属腐食反応による水素発生はジルコニウム-水反応等による水素ガス発生に比べ反応速度が遅く，水素発生量も小さいことが述べられており，本反応による水素発生量が有意な影響を与えることはないと考えられる。

[1] 日本原子力研究所「炉心損傷に関する研究の現状と課題」JAERI-M82-039,  
1982年5月

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合))

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル(原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル(炉心熱水カモデル) 溶融炉心の挙動モデル(炉心ヒートアップ)	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。 CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。 炉心ヒートアップ速度の増加(被覆管酸化の促進)を想定し、仮想的な厳しい振幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響を確認した。 ・TQVU、大破断 LOCA シーケンスともに炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。 ・下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析)では、炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作については、大破断 LOCA が発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の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、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認しており、格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の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。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析)では、格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料棒表面熱伝達				
	燃料被覆管酸化				
	燃料被覆管変形				
沸騰・ボイド率変化	炉心モデル(炉心水位計算モデル)	TQVU シーケンス及び中小破断 LOCA シーケンスに対して、MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないこと等から、水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり、その後の注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作については、大破断 LOCA が発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の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。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
気液分離(水位変化)・対向流					
原子炉圧力容器	ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)	安全系モデル(非常用炉心冷却系) 安全系モデル(代替注水設備)	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)	HDR 実験解析では、格納容器圧力及び雰囲気温度について、温度成層化を含めて傾向を良く再現できることを確認した。格納容器雰囲気温度を十数℃程度高めに、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の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、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導				
	気液界面の熱伝達				
	スプレイ冷却	安全系モデル(格納容器スプレイ) 安全系モデル(代替注水設備)	入力値に含まれる。 スプレイの水滴温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさはない。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	サブプレッション・プールの冷却	安全系モデル(非常用炉心冷却系)	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
原子炉圧力容器(炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル(リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TMI 事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。</li> <li>・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。</li> <li>・TQVU、大破断 LOCA シナリオともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。</li> </ul>	溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、リロケーションを起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	構造材との熱伝達				
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル			
格納容器(炉心損傷後)	格納容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	ABCOVE 実験解析により、格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認した。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シナリオでは、炉心損傷後の格納容器内 FP 挙動を操作開始の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。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シナリオでは、代替循環冷却系の運転により格納容器ベントを回避できることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(1/4)

項目	解析条件(初期条件, 事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
初期条件	原子炉熱出力	3, 293MW	約 3, 279MW～ 約 3, 293MW (実績値)	定格熱出力を設定	最確条件とした場合には、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6. 93MPa[gage]	約 6. 91MPa[gage]～ 約 6. 94MPa[gage] (実績値)	定格圧力を設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート 下端から約+122cm～ 約+132cm)	通常運転水位 (セパレータスカート 下端から約+122cm～ 約+132cm) (実績値)	通常運転水位を設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム 10 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 3m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 40mm であり非常に小さい。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
	炉心流量	48, 300t/h (定格流量 (100%))	定格流量の 約86%～約104% (実績値)	定格流量を設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
	燃料	9×9燃料 (A型)	装荷炉心ごと	9×9燃料(A型)と9×9燃料(B型)は、熱水力的な特性はほぼ同等であり、燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されることから、代表的に9×9燃料(A型)を設定	最確条件とした場合には、9×9燃料のA型又はB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 燃焼度 33GWd/t	燃焼度 33GWd/t 以下 (実績値)	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため、1 サイクルの運転期間(13ヶ月)に調整運転期間(約1ヶ月)を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定	最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなる。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の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。
	格納容器圧力	5kPa[gage]	約 2. 2kPa[gage]～ 約 4. 7kPa[gage] (実績値)	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定	最確条件とした場合には、解析条件で設定している圧力よりも小さくなるため、格納容器圧力が低めに推移する。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び雰囲気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。
	格納容器雰囲気温度	57℃	約 25℃～約 58℃ (実績値)	ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度を設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、格納容器雰囲気温度は常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作により飽和温度となり、初期温度が事象進展に与える影響は小さい。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び雰囲気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。
格納容器体積 (ドライウェル)	5, 700m <sup>3</sup>	5, 700m <sup>3</sup> (設計値)	設計値を設定	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	

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

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	解析条件	最確条件				
初期条件	格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部：4,100m <sup>3</sup> 液相部：3,300m <sup>3</sup>	空間部： 約4,092m <sup>3</sup> ～ 約4,058m <sup>3</sup> 液相部： 約3,308m <sup>3</sup> ～ 約3,342m <sup>3</sup> (実績値)	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器体積(サブプレッション・チェンバ)の液相部の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が6.983mの時の水量は3,300m <sup>3</sup> であるのに対し、ゆらぎ(0.087m)による水量変化は約42m <sup>3</sup> であり、その割合は初期保有水量の約1.3%と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、格納容器体積(サブプレッション・チェンバ)の液相部の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが、ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が6.983mの時の水量は3,300m <sup>3</sup> であるのに対し、ゆらぎによる水量変化(0.087m)は約42m <sup>3</sup> であり、その割合は初期保有水量の約1.3%と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	サブプレッション・プール水位	6.983m (通常運転水位－4.7cm)	約7.000m～ 約7.070m (実績値)	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定	最確条件とした場合には、サブプレッション・プール水位の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが、ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が6.983mの時の水量は3,300m <sup>3</sup> であるのに対し、ゆらぎによる水量変化(0.087m)は約42m <sup>3</sup> であり、その割合は初期保有水量の約1.3%と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器体積(サブプレッション・チェンバ)の液相部の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が6.983mの時の水量は3,300m <sup>3</sup> であるのに対し、ゆらぎ(0.087m)による水量変化は約42m <sup>3</sup> であり、その割合は初期保有水量の約1.3%と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	サブプレッション・プール水温	32℃	約15℃～約32℃ (実績値)	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として、保安規定の運転上の制限における上限値を設定	最確条件とした場合には、解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器の熱容量は大きくなり、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は遅くなる。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び雰囲気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。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器の熱容量は大きくなり、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は遅くなるが、その影響は小さいことから、評価項目となるパラメータのパラメータに与える影響は小さい。
	ベント管真空破壊装置作動差圧	3.45kPa (ドライウェルサブプレッション・チェンバ間差圧)	3.45kPa (ドライウェルサブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える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ない。
	外部水源の温度	35℃	35℃以下	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温として、年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定	最確条件とした場合には、解析条件で設定している水温よりもおおむね低くなるが、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に対する代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による圧力及び雰囲気温度上昇の抑制効果は大きくなる。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び雰囲気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。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している水温よりもおおむね低くなり、炉心の再冠水までの挙動に影響する可能性はあるが、この顕熱分の影響は小さく、燃料被覆管温度の上昇に与える影響は小さい。また、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に対する代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による圧力及び雰囲気温度上昇の抑制効果は大きくなり、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は遅くなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	外部水源の容量	約8,600m <sup>3</sup>	約8,600m <sup>3</sup> 以上 (西側淡水貯水設備＋代替淡水貯槽)	西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽の管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日後までに必要な容量を備えており、水源は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	－
	燃料の容量	約1,010kL	1,010kL以上 (軽油貯蔵タンク＋可搬型設備用軽油タンク)	軽油貯蔵タンク及び可搬型設備用軽油タンクの管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日後までに必要な容量を備えており、燃料は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	－

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(3/4)

項目		解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
事故条件	起回事象	大破断 LOCA 再循環配管(出口ノズル)の破断	-	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環配管(出口ノズル)における両端破断を設定	Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順(常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作を実施すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。  (添付資料 3.1.2.12)	Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合と同程度であり、格納容器圧力及び温度はそれぞれ評価項目となるパラメータである最高使用圧力の2倍(0.62MPa[gage])及び200℃を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。  (添付資料 3.1.2.12)
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧・低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	-	高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水系)の機能喪失を設定 全交流動力電源喪失の重畳を考慮し設定	-	-
	外部電源	外部電源なし	-	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定している	仮に、外部電源がある場合でも、常設低圧代替注水系ポンプの起動のために緊急用母線を受電する必要があるため、注水開始時間は外部電源がない場合と同等となる。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の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。	仮に、外部電源がある場合でも、常設低圧代替注水系ポンプの起動のために緊急用母線を受電する必要があるため、注水開始時間は外部電源がない場合と同等となることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び雰囲気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	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える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ない。

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

項目	解析条件(初期条件, 事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	解析条件	最確条件				
機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低(レベル3)信号	タービン蒸気加減弁急速閉信号又は原子炉保護系電源喪失	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低(レベル3)にてスクラムするものとして設定	最確条件とした場合には、原子炉熱出力の低下が早くなるため、原子炉冷却材の放出が少なくなることから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなる。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び雰囲気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。	最確条件とした場合には、原子炉熱出力の低下が早くなるため、原子炉冷却材の放出が少なくなることから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、その影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉保護系電源喪失又は原子炉水位異常低下(レベル2)信号	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として、原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下(レベル2)信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気隔離弁閉止するものとして設定	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなる。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び雰囲気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。	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気流量が減少することから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、その影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	電源喪失によるポンプ停止(事象発生と同時に)	事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える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ない。
	低圧代替注水系(常設)	230m <sup>3</sup> /h(一定)	230m <sup>3</sup> /h(一定)以上	炉心冷却の維持に必要な流量として設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復が早くなる可能性があるが、原子炉水位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。	実際の注水流量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	130m <sup>3</sup> /h(一定)	130m <sup>3</sup> /h(一定)	格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量として、運転手順に基づき設定	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える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ない。
	格納容器下部注水系(常設)	解析上考慮しない	80m <sup>3</sup> /h(一定)	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてベDESTAL(ドライウエル部)のプール水を考慮していないことから、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によるベDESTAL(ドライウエル部)水位の確保操作についても考慮しない	ベDESTAL(ドライウエル部)への水張りを実施した場合、水張り水の熱容量により格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は遅くなる。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び雰囲気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。	ベDESTAL(ドライウエル部)への水張りを実施した場合、水張り水の熱容量により格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	代替循環冷却系	総循環流量: 250m <sup>3</sup> /h・150m <sup>3</sup> /hの流量で格納容器ヘスプレイ及び100m <sup>3</sup> /hの流量で原子炉へ注水	総循環流量: 250m <sup>3</sup> /h・150m <sup>3</sup> /hの流量で格納容器ヘスプレイ及び100m <sup>3</sup> /hの流量で原子炉へ注水	炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	実際の注水量は解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器の圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなる。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び雰囲気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。	実際の注水量は解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	緊急用海水系	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量: 約14MW(サブプレッション・プール水温度100℃、海水温度32℃において)	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量: 約14MW以上(サブプレッション・プール水温度100℃、海水温度32℃以下において)	熱交換器の設計性能に基づき、代替循環冷却系及び緊急用海水系の系統流量を考慮し設定 代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定	最確条件とした場合には、海水温度がおおむね低めとなり除熱性能が向上するため、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなる。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び雰囲気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。	最確条件とした場合には、海水温度がおおむね低めとなり除熱性能が向上するため、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
可搬型窒素供給装置	窒素198m <sup>3</sup> /h及び酸素2m <sup>3</sup> /hの流量で窒素注入	窒素198m <sup>3</sup> /h及び酸素2m <sup>3</sup> /hの流量で窒素供給注入	格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える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ない。	

第3表 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (1/2)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	常設代替高压電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作  (以下「低圧代替注水系(常設)等起動操作」という。)	事象発生 25 分後	常設代替高压電源装置、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系(常設)の準備に要する時間を考慮して設定	<p>【認知】 中央制御室にて、外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断し、これにより、常設代替高压電源装置による緊急用母線の受電操作及び低圧代替注水系(常設)等の起動操作を開始する手順としている。この認知に係る時間として10分間を想定しているため、認知遅れにより操作時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 中央制御室での操作のみであり、<b>当直運転員</b>は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 中央制御室での操作のみであり、<b>当直運転員</b>は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】 非常用ディーゼル発電機等の手動復旧操作(失敗)、常設代替高压電源装置の起動操作、緊急用母線の受電操作、低圧代替注水系(常設)等起動操作を行う<b>当直運転員</b>の操作内容及び操作所要時間は以下のとおり。これらの作業は一連の操作として行うため、操作所要時間は最長で15分間となる</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●非常用ディーゼル発電機等の手動起動操作(失敗)に係る時間として2分を想定</li> <li>●常設代替高压電源装置の起動操作及び緊急用母線の受電操作として4分を想定</li> <li>●低圧代替注水系(常設)等起動操作として9分を想定</li> </ul> <p>【他の並列操作の有無】 当該操作に対応する<b>当直運転員</b>に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の<b>スイッチ</b>による簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	低圧代替注水系(常設)等起動操作は、操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。解析条件は操作所要時間に余裕を含めて設定されているため、原子炉注水位の回復は早くなる可能性があり、ジルコニウム-水反応により発熱量が増加する等の影響があるが、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に有意な差異はなく、格納容器の健全性に影響はない。	事象発生から50分後(操作開始時間の25分程度の遅れ)までに常設代替高压電源装置からの受電操作を行い常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作が開始できれば、評価項目を満足する結果となり、時間余裕がある。	中央制御室における操作のため、シミュレータ(模擬操作含む。)にて訓練実績を取得。解析上においては、 <b>10分間の認知時間後に操作開始し</b> 、低圧代替注水系(常設)等起動操作まで <b>15分</b> としているところ、訓練実績では <b>操作開始から約15分</b> 、想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。
	緊急用海水系による冷却水(海水)の確保操作並びに代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器内の減圧及び除熱操作	事象発生 90 分後	操作所要時間を踏まえて設定	<p>【認知】 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の非常用高压系統の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断し、これにより緊急用海水系の起動準備を開始する手順としている。そのため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり、<b>当直運転員</b>は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】 中央制御室における操作は、ポンプ起動、系統構成にかかる時間として緊急用海水系の起動に20分、代替循環冷却系の起動に35分を想定しており、操作時間に余裕を確保している。</p> <p>【他の並列操作の有無】 並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の<b>スイッチ</b>による簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	代替循環冷却系運転は事象発生90分後に開始することとしているが、余裕時間を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さい。また、本操作の操作開始時間は、緊急用海水系の準備期間を考慮して設定したものであり、緊急用海水系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まるが、 <b>その他の操作と並列して実施する場合でも、順次実施し所定の時間までに操作を完了できることから影響はない。</b>	緊急用海水系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び雰囲気温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による格納容器 <b>減圧及び除熱</b> 操作開始までの時間は事象発生から90分あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような場合でも、格納容器圧力が0.62MPa[gage]に到達するまでの時間は事象発生から約14時間であり、12時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。

第3表 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (2/2)

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作	格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達時	<p>格納容器内酸素濃度が4.3vol%（ドライ条件）に到達を防止する観点で設定</p> <p>【認知】 事故時には重要監視パラメータである格納容器内酸素濃度を継続監視しており、また、可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は、格納容器内酸素濃度が3.5vol%（ドライ条件）に到達する事象発生から約62時間後に開始となるのに対して、窒素注入操作の実施基準（格納容器内酸素濃度4.0vol%（ドライ条件））に到達するのは事象発生約84時間後であり、比較的緩やかなパラメータ変化であることから、認知遅れが操作開始時間に影響を及ぼす可能性は非常に小さい。</p> <p>【要員配置】 現場での操作は、中央制御室の当直運転員とは別に現場操作を行う重大事故等対応要員を配置している。これらの要員は、操作の実施期間中に他の操作を担っていないことから、要員配置が操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 窒素注入に用いる可搬型窒素供給装置は車両であり、自走にて作業場所へ移動することを想定している。仮に地震等の外部事象が起因事象で、アクセスルートに被害がある場合でも、ホイールローダ等にて必要なアクセスルートを復旧できる体制としている。重大事故等対応要員は、格納容器内酸素濃度が3.5vol%（ドライ条件）に到達する事象発生から約62時間後に移動を開始するが、移動にかかる所要時間は約1時間であり、窒素注入開始時間の事象発生から約84時間後までに余裕時間があることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】 作業場所への移動完了後、可搬型窒素供給装置の準備、ホース敷設等として120分を想定している。本操作は、作業場所への移動完了後に開始し、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達する予定時刻の約21時間前から実施する。よって、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【他の並列操作有無】 他の並列操作はないことから操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 重大事故等対応要員の現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作開始時間に影響を及ぼす可能性は小さい。</p>	格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度4.0vol%（ドライ条件）に到達は事象発生から約84時間後であるのに対し、可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が3.5vol%（ドライ条件）に到達時（事象発生から約62時間後）に開始するため、十分な余裕時間があることから、操作開始時間に与える影響は小さい。	格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度4.0vol%（ドライ条件）に到達は事象発生から約84時間後であるのに対し、可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が3.5vol%（ドライ条件）に到達時（事象発生から約62時間後）に開始するため、十分な余裕時間があることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	格納容器内への窒素注入は、移動も含め所要時間を180分と想定しているところ、訓練実績等により約176分に実施可能なことを確認した。	
	タンクローリによる燃料給油操作	事象発生から84時間以降、適宜	可搬型窒素供給装置への燃料給油操作は、解析条件ではないが、解析で想定している操作の成立や継続に必要な作業各機器の使用開始時間を踏まえて設定	可搬型窒素供給装置への燃料給油操作開始までの時間は、事象発生から約84時間あり十分な時間余裕がある。	—	—	—

大破断 L O C A を上回る規模の L O C A に対する  
格納容器破損防止対策の有効性について

大破断 L O C A を上回る規模の L O C A (以下「E x c e s s i v e L O C A」という。)が発生した場合には、原子炉冷却材の流出による原子炉水位の低下が早く、かつ、非常用炉心冷却系が使用できない場合は、早期に炉心損傷に至ることとなり、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。

E x c e s s i v e L O C A は、一次冷却材圧力バウンダリとなる複数の配管が同時に破断する場合を想定するが、破断箇所により事象進展は大きく変わる。炉心や格納容器への影響の観点から、破断箇所は大きく以下の 2 通りに分類できる。

- ・注水系配管破断の有無（注水可否）

非常用炉心冷却系等による原子炉への注水が不可能となるため、原子炉水位低下による炉心損傷後は、原子炉圧力容器破損に至ることとなる。

- ・燃料有効長頂部位置以下の配管破断の有無

燃料有効長頂部位置より下に設置している配管が破断した場合、液相配管破断であることから原子炉冷却材の流出量が多く、原子炉水位の低下が早くなる。また、炉心の冠水を維持するためのバウンダリが喪失することから、原子炉注水に成功した場合でも破断面積や注水流量によっては炉心冠水を維持できない可能性がある。

上記を踏まえ、事故の想定に当たり破断配管の選定を第 1 表のとおり整理した。

第1表 破断配管の選定

		燃料有効長頂部位置以下の配管破断	
		無	有
注水配管破断	無	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失しないためExcessive LOCA発生後の原子炉への注水が行われると、大破断LOCAと同等程度の事象進展になると考えられる。	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失するが、Excessive LOCA発生後の原子炉への注水を考慮すると、冠水するまでに要する時間は左記に比べて長くなるものの、大破断LOCAと同等程度の事象進展になると考えられる。
	有	原子炉水位の低下は早まるが、「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH」と同等程度の事象進展になると考えられる。	原子炉水位の低下は早まり、原子炉注水による炉心冷却もできず、かつ、炉心の冠水を維持するためのバウンダリが喪失するため、事象進展は極端に早くなる。

第1表より、破断箇所は包絡的な条件である注水系配管及び燃料有効長頂部位置以下の配管が同時に破断した場合を想定した評価を実施することとする。なお、破断箇所が異なることで事象進展は変わると考えられるものの、原子炉圧力容器から格納容器内へ放出されるエネルギーは同程度であり、長期的な挙動は大破断LOCAと同等と考えられるため、「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。

ここでは、「Excessive LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」について、格納容器破損防止対策が有効に機能することを確認するため、保守的に以下の配管が同時に破断することを想定した解析を実施する。

<主な破断想定箇所>

注水配管 燃料有効長頂部位置以上の配管	蒸気配管 給水配管 低圧注水系配管 低圧炉心スプレイ系配管 高圧炉心スプレイ系配管
燃料有効長頂部位置以下の配管	再循環配管 底部ドレン配管

Excessive LOCA発生後、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生後早期に燃料被覆管の最高温度は1,000K（約727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。また、事象発生から約17分後に燃料温度は約2,500K（約2,227℃）に到達する。事象発生から25分後に常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始するが、注水配管が破断しているため原子炉圧力容器へは注水されず、原子炉水位は回復することなく原子炉圧力容器破損に至る。

事象発生から25分後に常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を開始し、90分後から代替循環冷却系による格納容器除熱に切り替えることで、原子炉圧力容器破損前の格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制する。原子炉圧力容器破損後は、代替循環冷却系による格納容器除熱に加えて、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水を実施することで、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制するとともに、ペDESTAL（ドライウェル部）へ落下した熔融炉心の冷却を維持する。

格納容器圧力、格納容器雰囲気温度等の推移を第1図から第7図に示す。

第1図のとおり、格納容器バウンダリにかかる圧力は、評価項目となるパラメータである最高使用圧力の2倍（0.62MPa[gage]）を超えない。また、第2

図のとおり、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は約 153℃となり、評価項目となる 200℃を超えない。

原子炉水位の低下が早いことから事象進展が早くなり、約 1.3 時間後に炉心支持板が破損し、その後、約 2.6 時間後に原子炉圧力容器破損に至る。

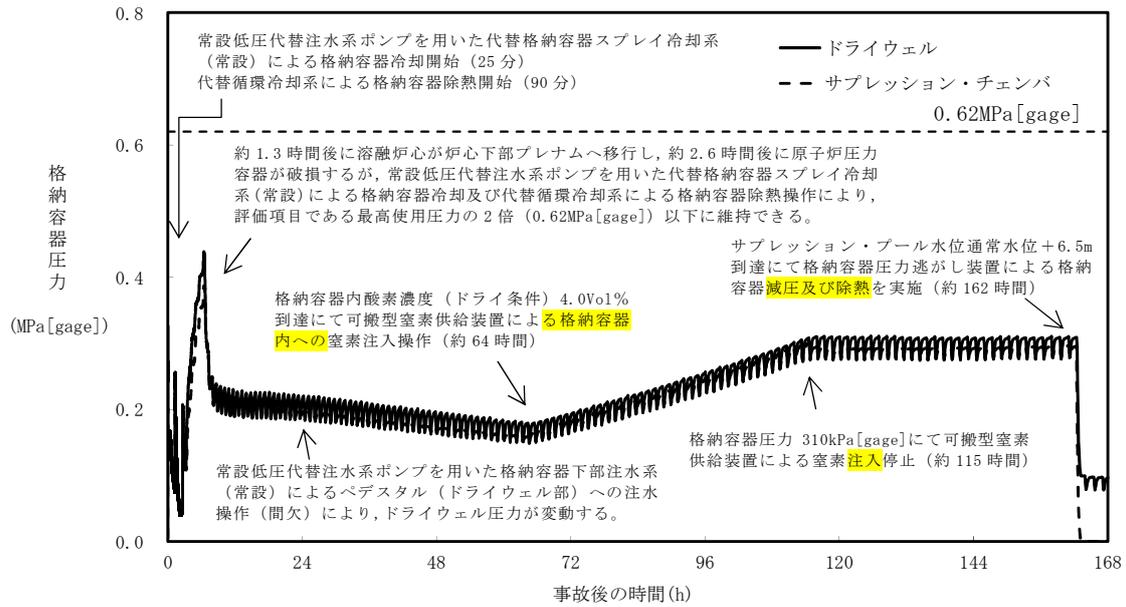
原子炉圧力容器の底部ドレン配管からの流入によりペDESTAL（ドライウエル部）が満水となった場合でも、床ドレン及び機器ドレン排水経路による水位 1m までの排水に必要な時間は約 1.3 時間であり（添付資料 3.2.3 参照）、原子炉圧力容器が破損する約 2.6 時間後までにペDESTAL（ドライウエル部）の水位は 1m まで排水可能である。

第 3 図及び第 4 図のとおり、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心は、初期水張り水及び熔融炉心落下後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水により冷却され、コリウムシールドの侵食は発生せず、ペDESTAL（ドライウエル部）壁面及び床面におけるコンクリートの侵食は発生しない。

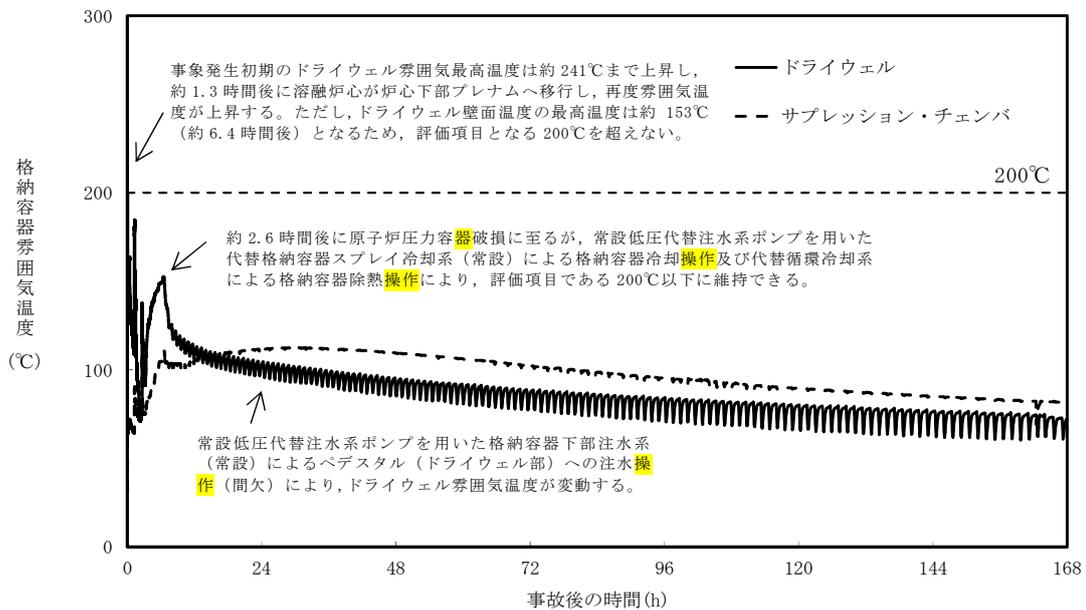
格納容器内水素濃度及び酸素濃度については、第 5 図及び第 6 図のとおり、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は 13vol% を大きく上回るが、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱により、酸素濃度は可燃限界濃度である 5vol% を下回るため、格納容器内での水素燃焼は発生しない。

サプレッション・プール水位は、第 7 図のとおり、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水により徐々に上昇するが、事象発生約 162 時間後に通常水位+6.5m に到達し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作を実施した以降は、一時的に水位上昇がみられるものの、ベント配管位置よりも低く推移するため、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作の継続は可能となる。

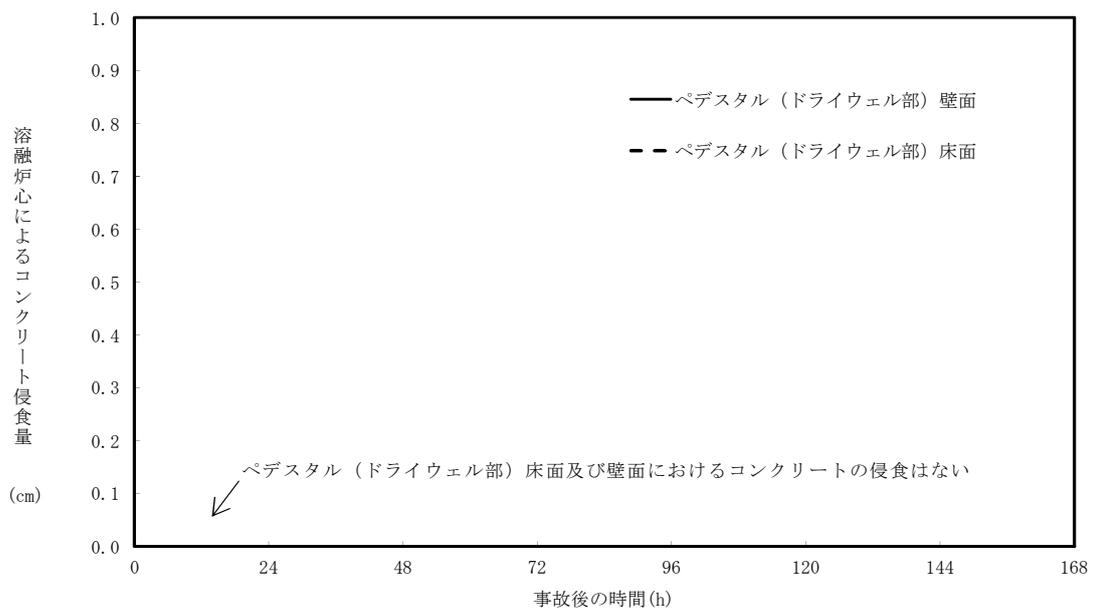
以上より, Excessive LOCA発生時にも格納容器の健全性は確保  
できる。



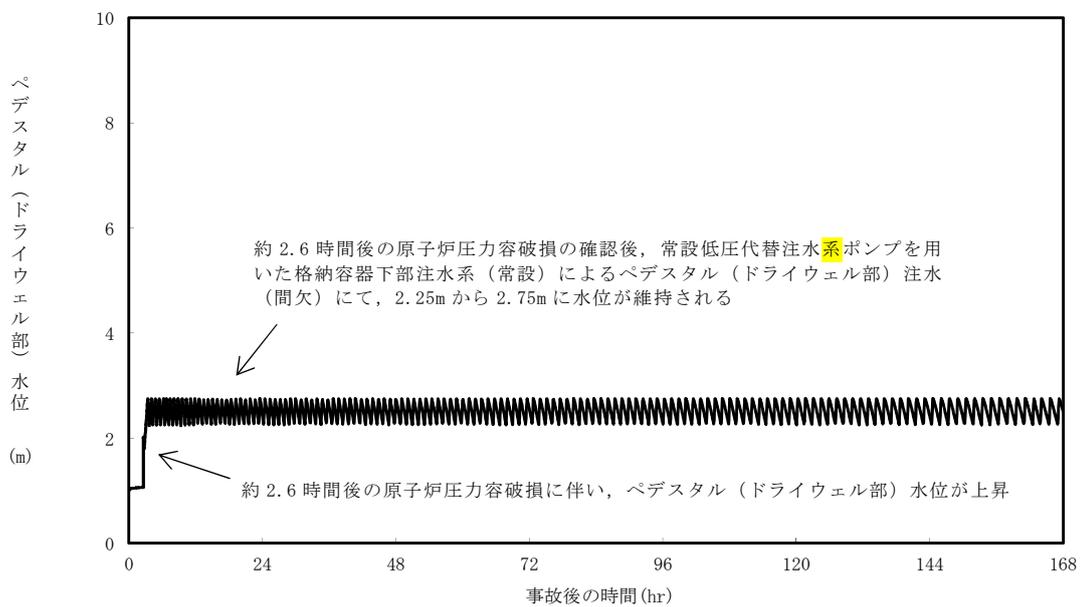
第 1 図 格納容器圧力の推移



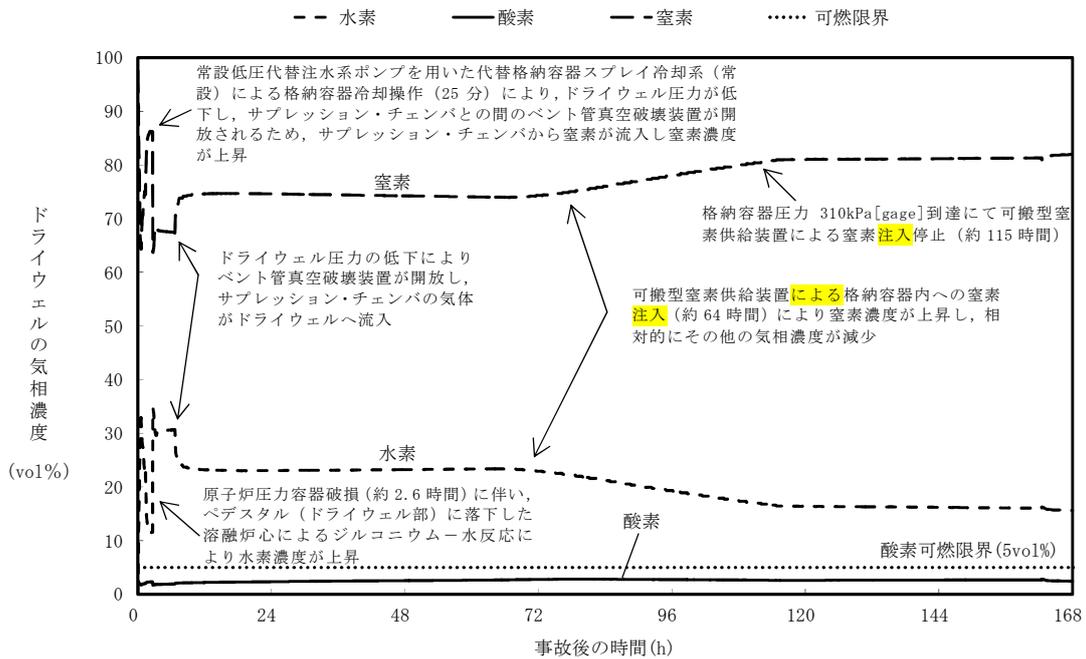
第 2 図 格納容器雰囲気温度の推移



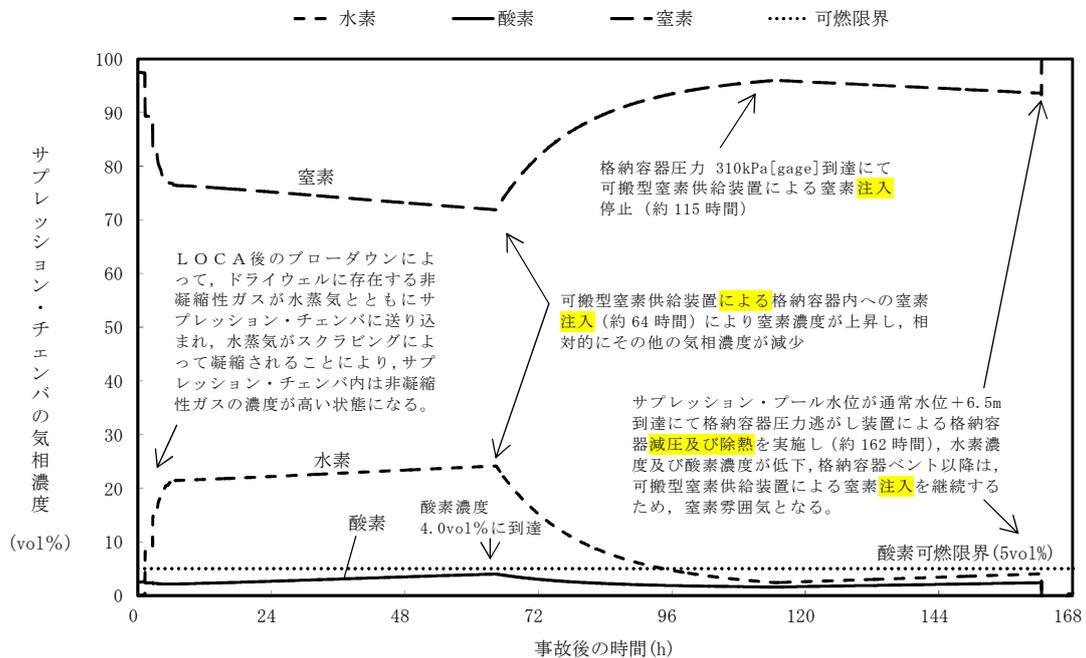
第3図 ペDESTAL（ドライウエル部）床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



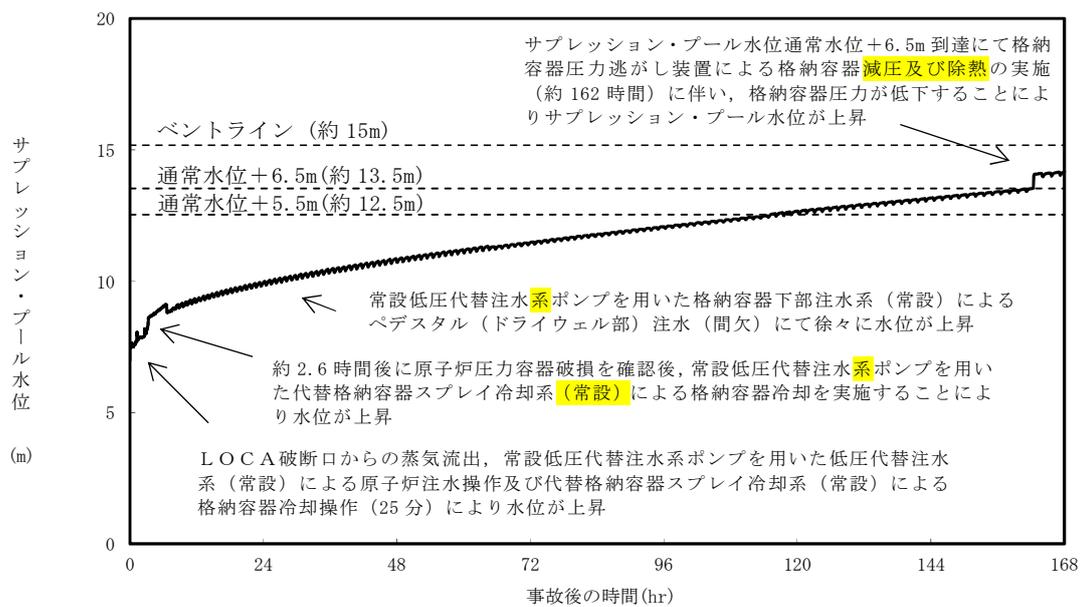
第4図 ペDESTAL水位の推移



第5図 ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）



第6図 サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）



第 7 図 サプレッション・プール水位の推移

7 日間における水源の対応について

(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)

(代替循環冷却系を使用する場合))

1. 水源に関する評価

① 淡水源 (有効水量)

・代替淡水貯槽 : 4,300m<sup>3</sup>

2. 水使用パターン

① 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水

事象発生 25 分後, 定格流量で代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施する。

代替循環冷却系による原子炉注水が開始される事象発生約 90 分後, 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を停止する。

② 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却

事象発生 25 分後から炉心水位回復まで, 代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却を実施する。

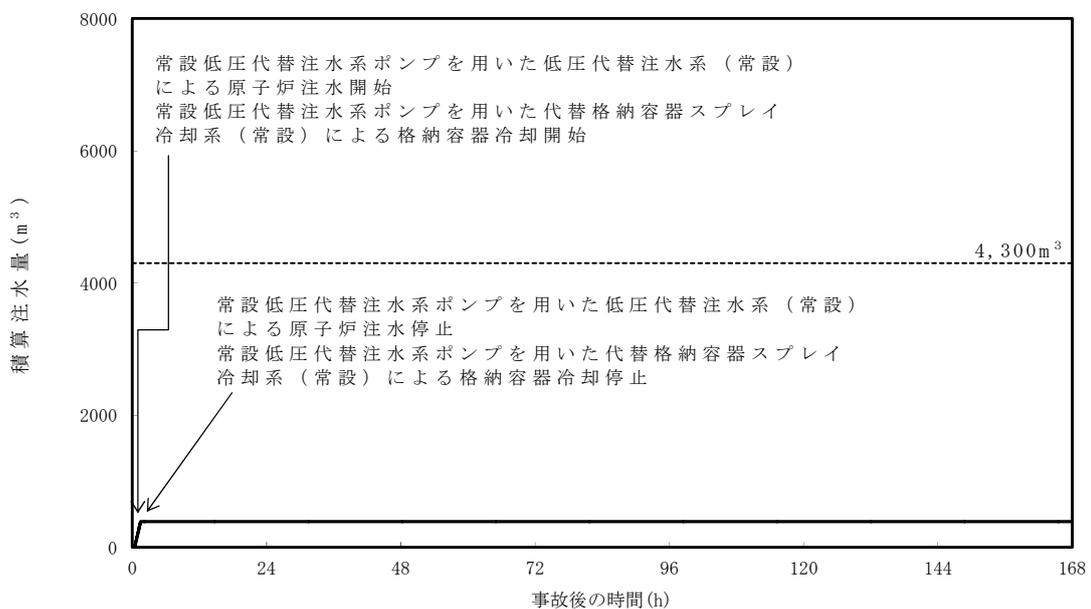
代替循環冷却系による格納容器除熱が開始される事象発生約 90 分後に, 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却を停止する。

### 3. 時間評価

原子炉注水等によって、代替淡水貯槽の水量は減少する。

事象発生 90 分後までに代替循環冷却系による原子炉注水等を実施し、その後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水等を停止するため、代替淡水貯槽の水量の減少は停止する。

この間の代替淡水貯槽の使用水量は合計約 400m<sup>3</sup>である。



第 1 図 外部水源による積算注水量

（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

（代替循環冷却系を使用する場合）

### 4. 水源評価結果

時間評価の結果から、7 日間の対応において合計約 400m<sup>3</sup>の水が必要となるが、代替淡水貯槽に 4,300m<sup>3</sup>の水を保有することから必要水量を確保している。このため、安定して冷却を継続することが可能である。

## 7 日間における燃料の対応について

(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))

(代替循環冷却を使用する場合))

保守的に全ての設備が、事象発生直後から 7 日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
常設代替高圧電源装置 5 台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) $420.0\text{L/h}(\text{燃料消費率}) \times 168\text{h}(\text{運転時間}) \times 5\text{台}(\text{運転台数})$ =約 352.8kL	7 日間の 軽油消費量 約 352.8kL	軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり、7 日間対応可能
可搬型窒素供給装置用電源車 1 台起動 (格納容器への窒素注入) $110.0\text{L/h}(\text{燃料消費率}) \times 168\text{h}(\text{運転時間}) \times 1\text{台}(\text{運転台数})$ =約 18.5kL	7 日間の 軽油消費量 約 18.5kL	可搬型設備用軽油タンクの容量は約 210kL であり、7 日間対応可能

常設代替交流電源設備の負荷

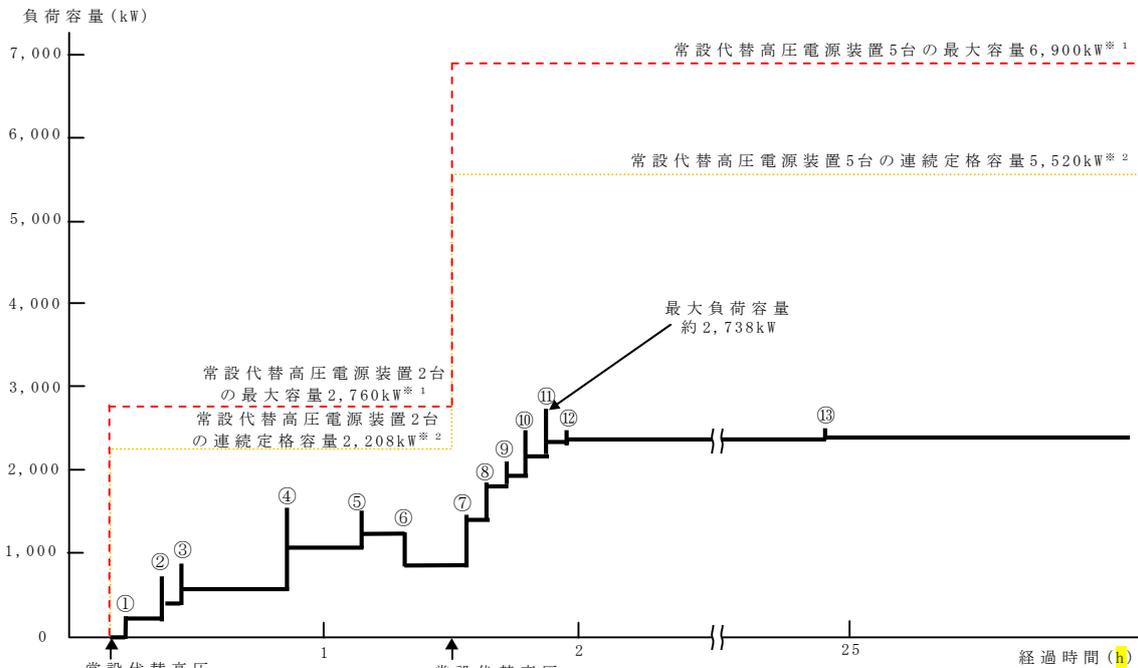
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))

(代替循環冷却系を使用する場合))

主要負荷リスト

【電源設備：常設代替高压電源装置】

起動順序	主要機器名称	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の連続最大負荷容量 (kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他負荷	約120 約84	約252	約204
②	常設低压代替注水系ポンプ	約190	約689	約394
③	常設低压代替注水系ポンプ	約190	約879	約584
④	緊急用海水ポンプ その他	約510 約4	約1,566	約1,098
⑤	代替循環冷却系ポンプ	約140	約1,455	約1,238
⑥	停止負荷 常設低压代替注水系ポンプ2台	約-380	-	約858
⑦	非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器A ・非常用照明 ・120V A C 計装用電源2A ・その他負荷	約79 約108 約134 約248	約1,440	約1,427
⑧	非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器B ・非常用照明 ・120V A C 計装用電源2B ・その他負荷	約60 約86 約134 約135	約1,847	約1,842
⑨	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他負荷 停止負荷	約55 約8 約95 約-52	約2,136	約1,948
⑩	中央制御室空調換気系空調機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他負荷	約45 約8 約183	約2,525	約2,184
⑪	蓄電池室排気ファン その他負荷	約8 約154	約2,738	約2,346
⑫	ほう酸水注入ポンプ	約37	約2,473	約2,383
⑬	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30	約2,492	約2,413



常設代替高压電源装置の負荷積算イメージ

※1 常設代替高压電源装置定格出力運転時の容量 (1,380kW×運転台数=最大容量)  
 ※2 常設代替高压電源装置定格出力運転時の80%の容量 (1,380kW×0.8×運転台数=連続定格容量)  
 ※3 非常用母線の負荷への給電に伴い、負荷容量が増加するため、常設代替高压電源装置を3台追加起動する

## 格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応操作について

## 1. 概 要

炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で酸素が発生するため、水素燃焼を防止する観点から、酸素濃度4.3vol%（ドライ条件）到達で格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱（以下「格納容器ベント」という）を実施することで、可燃性ガスを排出する手順としている。一方で、環境への影響を考慮すると、格納容器ベントを可能な限り遅延する必要があるため、格納容器ベントの実施基準である酸素濃度4.3vol%の到達時間を遅らせる目的から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入（以下「窒素注入」）を実施することとしている。ここでは、有効性評価の事象進展を参照し、窒素注入操作及び格納容器ベントに係る判断基準の妥当性について示す。

## 2. 窒素注入操作の判断基準と作業時間について

窒素注入操作に係る判断基準は以下のとおり設定している。

- a. 可搬窒素供給装置の起動準備操作の開始基準：酸素濃度 3.5vol%
- b. 窒素注入操作の開始基準：酸素濃度 4.0vol%

「3.4 水素燃焼」において、水の放射線分解における水素及び酸素のG値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値により感度解析を実施しており、水素及び酸素濃度の上昇が早い感度解析においても、第1表のとおり、可搬型窒素供給装置の起動準備時間が約6時間（約360分）確保できるため、起動準備時間の180分に対して十分余裕があることが確認できる。

第1表 設計基準事故のG値を用いた場合の評価結果

酸素濃度	到達時間	窒素注入準備の余裕時間
3.5vol%	約15時間	約6時間
4.0vol%	約21時間	

## 3. 窒素注入操作及び格納容器ベント操作の実施基準について

窒素注入操作及び格納容器ベント操作に係る実施基準，実施基準の設定根拠を第2表に示す。操作時間や水素濃度及び酸素濃度監視設備の計装誤差（約0.6vol%）を考慮しても，可燃限界領域（酸素濃度5.0vol%以上）に到達することなく，窒素注入操作及び格納容器ベント操作が実施可能である。

第2表 窒素注入操作及び格納容器ベント操作の実施基準について

操作	実施基準 ：計装の読み取り値	実施基準の設定根拠
可搬型窒素供給装置の起動準備の開始基準	酸素濃度3.5vol% (2.9vol%～ 4.1vol%) ※	可搬型窒素供給装置の起動準備時間を考慮して設定
窒素注入開始基準	酸素濃度4.0vol% (3.4vol%～ 4.6vol%) ※	格納容器ベント操作の開始基準の到達前を設定
格納容器ベント開始基準	酸素濃度4.3vol% (3.7vol%～ 4.9vol%) ※	計装誤差を踏まえても可燃限界領域到達前に格納容器ベントが可能な基準を設定

※ 括弧内は，計装の読み取り値に対して計装誤差を考慮した範囲であり，実機の酸素濃度として想定される範囲

### 3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合

#### 3.1.3.1 格納容器破損防止対策

「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」では、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・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、代替循環冷却系を使用する場合を想定し、期待する格納容器破損防止対策の有効性を評価している。代替循環冷却系は多重化設計とした上で、さらなる後段の対策として格納容器圧力逃がし装置を整備するため、重大事故時の事象発生後短期に格納容器圧力逃がし装置を使用することは実質的には考えられないが、格納容器圧力逃がし装置の有効性を評価する観点から、本格納容器破損モードで想定される事故シーケンスにおいて代替循環冷却系が使用できない場合を想定し、格納容器圧力逃がし装置により格納容器の過圧・過温破損が防止できることを確認する。

(添付資料 3.1.3.1)

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・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、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、初期の対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段を整備する。また、安定状態に向けた対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱手段を整備する。対策の概略系統図を第 3.1.3-1 図に、対応手順の概要を第 3.1.3-2 図に示すとともに、対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における手順と設備との関係を第 3.1.3-1 表に示す。

(添付資料 3.1.2.1)

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、必要な要員は災害対策要員（初動）21名及び事象発生から2時間以降に期待する参集要員5名である。

災害対策要員（初動）の内訳は、当直発電長1名、当直副発電長1名、運転操作対応を行う当直運転員5名、指揮、通報連絡を行う災害対策要員（指揮者等）4名及び現場操作を行う重大事故等対応要員10名である。

参集要員の内訳は、燃料給油操作を行う重大事故等対応要員2名及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（現場での第一弁及び第二弁操作）を行う重大事故等対応要員3名である。

必要な要員と作業項目について第3.1.3-3図に示す。

なお、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、災害対策要員（初動）21名及び参集要員5名で対処可能である。

a. 原子炉スクラム，LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認

原子炉スクラム，LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認については、「3.1.2.1 a. 原子炉スクラム，LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認」と同じ。

b. 原子炉への注水機能喪失の確認

原子炉への注水機能喪失の確認については、「3.1.2.1 b. 原子炉への注水機能喪失の確認」と同じ。

c. 炉心損傷の確認

炉心損傷の確認については、「3.1.2.1 c. 炉心損傷の確認」と同じ。

(添付資料3.1.3.2)

d. 早期の電源回復不能の確認

早期の電源回復不能の確認については、「3.1.2.1 d. 早期の電源回

復不能の確認」と同じ。

- e. 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作  
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、「3.1.2.1 e. 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作」と同じ。

（添付資料 3.1.2.2, 3.1.3.3）

- f. 電源確保操作対応

電源確保操作対応については、「3.1.2.1 f. 電源確保操作対応」と同じ。

- g. 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作

可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作については、「3.1.2.1 g. 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作」と同じ。

- h. 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作

常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作については、「3.1.2.1 h. 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作」と同じ。

- i. 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作

原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作については、  
「3.1.2.1 i. 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作」  
と同じ。

j. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作について  
は、「3.1.2.1 j. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水  
注入操作」と同じ。

k. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によ  
るペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作

常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によ  
るペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作については、「3.1.2.1

m. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によ  
るペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作」と同じ。

l. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作

水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作については、「3.1.2.1 n.  
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作」と同じ。

m. サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入操作

サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入操作について  
は、「3.1.2.1 o. サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液  
注入操作」と同じ。

n. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常  
設）による格納容器冷却操作

格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるた  
め、格納容器圧力及び雰囲気温度が徐々に上昇する。格納容器圧力が  
465kPa [gage] に到達した場合は、中央制御室からの遠隔操作により常

常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施し、格納容器圧力が 400kPa [gage] 到達により格納容器冷却を停止する。以降、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の運転により、格納容器圧力を 400kPa [gage] から 465kPa [gage] の範囲で制御する。これは、格納容器圧力を 400kPa [gage] から 465kPa [gage] の高い領域で維持することでスプレイ効果を高め、サブプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減するための運用として設定している。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却に必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等である。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却に伴い、サブプレッション・プール水位は徐々に上昇する。格納容器ベントに伴うサブプレッション・プール水位の上昇（約 1.3m）を考慮しても、サブプレッション・プール水位がベントライン下端位置を超えないようにサブプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5m で格納容器冷却を停止する。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却の停止を確認するため必要な計装設備はサブプレッション・プール水位である。

- 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

サブプレッション・プール水位が通常水位 + 5.5m に到達した時点で、

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱の準備として、中央制御室からの遠隔操作により格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作を実施する。

さらに、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した場合、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却の停止後、中央制御室からの遠隔操作により格納容器圧力逃がし装置第二弁を全開としサプレッション・チェンバ側から格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱を実施する。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱を確認するために必要な計装設備は、サプレッション・チェンバ圧力等である。

サプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、サプレッション・プール水位等である。

以降、損傷炉心の冷却は、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水により継続的に行い、また、格納容器除熱は、格納容器圧力逃がし装置により継続的に行う。

p. 使用済燃料プールの冷却操作

使用済燃料プールの冷却操作については、「3.1.2.1 p. 使用済燃料プールの冷却操作」と同じ。

q. 可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給操作

水源補給のための可搬型代替注水中型ポンプ準備、ホース敷設等を実施し、代替淡水貯槽の残量に応じて、可搬型代替注水中型ポンプにより西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽へ水源補給操作を実施する。

可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給操作に必要な計装設備は、代替淡水貯槽水位である。

r. タンクローリによる燃料給油操作

タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替注水中型ポンプに燃料給油を実施する。

3.1.3.2 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

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、LOCAに属する事故シーケンスのうち、中小破断LOCAに比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び格納容器温度上昇の観点で厳しい大破断LOCAに加えて、ECCS注水機能が喪失する「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」である。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、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（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器におけるECCS注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内FP挙動並びに格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレー冷却、格納容器ベント並びに炉心損傷後の格納容器における格納容器内FP挙動が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納

容器内の熱水力モデルを備え、かつ炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAPPにより原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。

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、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主要な解析条件を第 3.1.3-2 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。破断箇所は、原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として、再循環配管（出口ノズル）とする。

(添付資料 1.5.2)

#### (b) 安全機能の喪失に対する仮定

高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）が機能喪失するものとし、さらに、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。なお、代替循環冷却系は使用できないものとする。

#### (c) 外部電源

外部電源は使用できないものとする。

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の評価結果では水の放射線分解による水素及び酸素の発生等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) 原子炉スクラム

原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。

(b) 主蒸気隔離弁

主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。

(c) 再循環ポンプ

再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。

(d) 低圧代替注水系（常設）

原子炉注水は  $230\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとし、原子炉水位L0まで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量で注水するものとする。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器冷却と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量配分することで実施する。

（添付資料 3.1.2.3）

(e) 代替格納容器スプレー冷却系（常設）

格納容器冷却は、常設低圧代替注水系2台を使用するものとし、事

象初期の原子炉注水実施時の格納容器スプレイ流量は、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量として  $130\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。また、 $465\text{kPa}$  [gage] 到達時の格納容器スプレイ流量は、サブレーション・プール水位の上昇による格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器除熱操作開始を早め、格納容器圧力逃がし装置による  $\text{Cs}-137$  放出量を厳しく評価する観点から、運転手順における調整範囲の上限である  $130\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。なお、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却は、原子炉注水と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。

（添付資料 3.1.2.3）

(f) 格納容器下部注水系（常設）

格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてペDESTAL（ドライウェル部）のプール水を考慮していないことから、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作についても考慮しない。

(g) 格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置第二弁を全開とし、格納容器圧力が  $310\text{kPa}$  [gage] において  $13.4\text{kg}/\text{s}$  の排気流量にて格納容器減圧及び除熱を実施するものとする。

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、「1.3.5 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) 交流電源は、常設代替高压電源装置によって供給を開始し、常設  
低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）  
による格納容器冷却操作及び低压代替注水系（常設）による原子炉  
注水操作は、事象発生 25 分後から開始する。また、代替循環冷却  
系による原子炉注水操作並びに格納容器内の減圧及び除熱操作がで  
きないこと及び原子炉水位 L O まで回復したことを確認した場合、  
原子炉注水流量を崩壊熱相当に調整し、格納容器冷却を停止する。
- (b) 常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系  
（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 465kPa  
[gage] に到達した場合に開始し、400kPa [gage] に到達した場  
合は停止する。また、サプレッション・プール水位が通常水位 +6.5m  
に到達した以降は、常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容  
器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作を実施しない。
- (c) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱は、サプレ  
ッション・プール水位が通常水位 +6.5m 到達から 5 分後に実施する。

(3) 有効性評価（C s -137 放出量評価）の条件

- a. 事象発生直前まで、定格出力の 100% で長期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、燃料を約 1/4 ずつ取り替えてい  
く場合の平衡炉心を考え、最高 50,000 時間とする。
- b. 原子炉内に内蔵されている核分裂生成物は、事象進展に応じて、格納  
容器内に放出されるものとする。セシウムの格納容器内への放出割合  
については、本評価事故シーケンスにおいては解析コード M A A P の  
評価結果の方が N U R E G -1465 より大きく算出する。
- c. 格納  
容器内に放出された C s -137 は、格納容器スプレイやサプレッショ

ン・プールでのスクラビング等による除去効果を受けるものとする。

d. 格納容器圧力逃がし装置を介して大気中へ放出される Cs-137 の放出量評価条件は以下のとおりとする。

(a) サプレッション・チェンバ又はドライウェルのベントラインを通じて格納容器圧力逃がし装置を介して大気中に放出するものとする。

(b) 格納容器内から原子炉建屋への漏えいはないものとする。

(c) 格納容器圧力逃がし装置のフィルタによる除去係数は、1,000（設計値）とする。

e. 原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の漏えい量評価条件は以下のとおりとする。

(a) 格納容器からの漏えい率は、設計漏えい率及びAECの式等に基づき設定した漏えい率を基に格納容器圧力に応じて変動するものとする。

(b) 漏えい量を保守的に見積もるため、原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系で構成）により原子炉建屋原子炉棟内の負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。また、原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後は、大気への放出率を1回/日（設計値）とする。なお、原子炉建屋ガス処理系のフィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。

原子炉建屋ガス処理系は、常設代替高圧電源装置からの交流電源の供給を受けて中央制御室からの遠隔操作により事象発生115分後に起動し、起動後5分間で負圧が達成されることを想定する。

(c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰及び除去効果は考慮しないものとする。

(添付資料 3.1.3.4, 3.1.3.5, 3.1.3.6)

(4) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける原子炉水位（シュラウド内外水位）、注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.3-4 図から第 3.1.3-8 図に、燃料最高温度の推移を第 3.1.3-9 図に、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、サプレッション・プール水位及びサプレッション・プール水温度の推移を第 3.1.3-10 図から第 3.1.3-15 図に示す。

a. 事象進展

大破断 L O C A 時に高圧・低圧注水機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 4 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K（約 727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 9 分後に 1,200℃に到達し、また、事象発生から約 27 分後に燃料温度は 2,500K（約 2,227℃）に到達する。事象発生から 25 分後、常設代替高圧電源装置による交流電源の供給を開始し、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位は回復し、炉心は冠水する。

(添付資料 3.1.2.6)

格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び雰囲気温度が徐々に上昇する。このため、原子炉注水と同時に常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却を実施することによって、格納容器

の圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制される。

原子炉水位が原子炉水位L0に回復後、サブレーション・プール水位の上昇を抑制するため、崩壊熱による蒸発量相当の原子炉注水流量とすることで原子炉水位L0を維持するとともに、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を一時停止する。

その後、崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等の格納容器内への放出により、格納容器圧力及び雰囲気温度は徐々に上昇する。そのため、再度、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施することによって、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制される。

ベントラインの水没防止のために、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作に伴うサブレーション・プール水位の上昇（約1.3m）を考慮し、サブレーション・プール水位がベントライン下端を超えないように、サブレーション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した時点で常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。事象発生から約19時間経過した時点でサブレーション・プール水位が通常水位+6.5mに到達するため、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止後、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱を実施し、格納容器圧力及び雰囲気温度を低下させる。格納容器雰囲気温度は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱を実施後、熔融炉心からの放熱によって上昇傾向となる期間が生じるが、崩壊熱の減少に伴い低下傾向に転じて、その後は徐々に低下する。格納容器圧力については格納容器減圧及び除熱操作の

実施により低下する。なお、格納容器減圧及び除熱実施時のサブプレッション・プール水位は、ベント管真空破壊装置及びサブプレッション・チェンバ側のベントライン設置高さと比較して十分に低く推移するため、ベント管真空破壊装置による真空破壊機能及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）の機能は維持される。

#### b. 評価項目等

格納容器圧力は、第 3.1.3-10 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱を行うことによって、格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.47MPa [gage] となり、評価項目である最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa [gage]）を下回る。なお、格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 18 時間後（最も遅く最大値に到達する時間）において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の 2%未満であるため、その影響は無視し得る程度である。

格納容器雰囲気温度は、第 3.1.3-11 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱を行うことによって、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は約 157℃となり、評価項目である 200℃を下回

る。なお、事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202℃となるが、この時の格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 137℃であり、評価項目である 200℃を下回る。

（添付資料 3.1.2.8）

大気中への Cs-137 放出量について、ベントラインへの移行量においては保守的に格納容器からの漏えいがない場合を想定し評価しており、サプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の放出量は約  $1.2 \times 10^{-4}$  TBq（事象発生 7 日間）であり、評価項目である 100TBq を下回る。また、ドライウエルのベントラインを経由した場合の放出量は約 3.7TBq（事象発生 7 日間）であり、評価項目である 100TBq を下回る。

なお、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の漏えい量については、約 14.3TBq（事象発生 7 日間）であり、格納容器からの漏えいがない場合の評価におけるサプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の放出量を加えた場合でも、約 15TBq（事象発生 7 日間）であり、評価項目である 100TBq を下回る。なお、ドライウエルのベントラインを経由した場合の放出量を加えた場合でも、約 18TBq（事象発生 7 日間）で

あり、100TBqを下回る。

事象発生7日間以降、 $Cs-137$ の放出が継続した場合の放出量評価を行った結果、サブプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合の格納容器逃がし装置による放出量は、約 $1.3 \times 10^{-4} TBq$ （30日間）及び $1.5 \times 10^{-4} TBq$ （100日間）であり、ドライウエルのベントラインを経由した場合には、約 $4.1 TBq$ （30日間）及び約 $4.1 TBq$ （100日間）である。原子炉建屋から大気中への $Cs-137$ の漏えい量にドライウエルのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置による $Cs-137$ の放出量を加えた場合でも、約 $19 TBq$ （30日間）及び約 $20 TBq$ （100日間）であり、いずれの場合も100TBqを下回る。なお、放出量評価においては、原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び除去効果を保守的に考慮しておらず、これらの効果を考慮した場合、放出量は小さくなる。

（添付資料 3.1.3.4, 3.1.3.5, 3.1.3.6）

第3.1.3-4図及び第3.1.3-6図に示すとおり、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、第3.1.3-14図に示すとおり、約19時間後にサブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した時点で、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認した。

（添付資料 3.1.3.7）

### 3.1.3.3 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は、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（代替循環冷却系を使用できない場合）では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガスが蓄積することが特徴である。よって、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、常設代替高压電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低压代替注水系（常設）による原子炉注水操作、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作とする。

#### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 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事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融開始時間に与える影響

は小さいことを確認している。常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、大破断L O C Aが発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の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、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認しており、格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の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。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードS A F E Rの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードM A A Pの評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードS A F E Rの評価結果との差異は小さいことを確認している。常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、大破断L O C Aが発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の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。

格納容器における格納容器各領域間の流動、気液界面の熱伝達並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はH D R 実験解析において区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、B W R の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においては不確かさが小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから、格納容器圧力を操作開始の起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、C S T F 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データとよく一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力を操作開始の起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却に係る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圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはT M I 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、リロケーションを起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（F P）挙動モデルは P H E B U S - F P 実験解析により原子炉圧力容器内への F P 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。P H E B U S - F P 実験解析では燃料被覆管破裂後の F P 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 F P 放出を操作開始の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。

炉心損傷後の格納容器における格納容器内 F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（F P）挙動モデルは A B C O V E 実験解析により、格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の格納容器内 F P 挙動を操作開始の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。

(添付資料 3.1.3.8)

#### 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、T M I 事故についての再現性及び C O R A 実験について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（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）では、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードS A F E Rの評価結果との比較により、水位低下幅は解析コードM A A Pの評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードS A F E Rの評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はH D R実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、B W Rの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においては不確かさが小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、C S T F実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動は測定データとよく一致することを確認しており、その差異は小さいことから、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圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはT M I事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心熔融開始時間に与える影響は小さいことを確認

しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 F P 挙動及び炉心損傷後の格納容器内 F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（F P）挙動モデルは、P H E B U S - F P 実験解析により、原子炉圧力容器内への F P 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。P H E B U S - F P 実験解析では、燃料被覆管破裂後の F P 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。炉心損傷後の格納容器における格納容器内 F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（F P）挙動モデルは、A B C O V E 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることが確認されている。したがって、大気中への C s -137 の放出量の観点で評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、本評価事故シーケンスにおける格納容器圧力逃がし装置による C s -137 の放出量は、評価項目（100TBq を下回っていること）に対して、サブレーション・チェンバのベントラインを経由した場合は約  $1.2 \times 10^{-4}$  TBq（7 日間）、ドライウエルのベントラインを経由した場合は約 3.7TBq（7 日間）であり、評価項目である 100TBq に対して余裕がある。

（添付資料 3.1.3.8）

## (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 3.1.3-2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確

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、設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度  $33\text{GWd/t}$  に対して最確条件は  $33\text{GWd/t}$  以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、操作手順（常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作を実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の気相部及び液相部、サブプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、E x c e s s i v e L O C Aを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順（常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納

容器冷却操作を実施すること) に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の低压代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなる可能性がある。熔融炉心の冠水後の操作として崩壊熱による蒸発を補う注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、解析条件で設定したスプレイ流量（ $130\text{m}^3/\text{h}$  一定）に対して、最確条件は運転手順における流量調整の範囲（ $102\text{m}^3/\text{h}\sim 130\text{m}^3/\text{h}$ ）となる。最確条件とした場合、サブプレッション・プール水位の上昇が緩和されることから、サブプレッション・プール水位を操作開始の起点とする格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）の開始時間が遅くなり、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

機器条件の格納容器圧力逃がし装置は、解析条件の不確かさとして、実際の流量が解析より多い場合、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

（添付資料 3.1.2.12, 3.1.3.8）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度  $33\text{GWd}/\text{t}$  に対して最確条件は  $33\text{GWd}/\text{t}$  以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱がおおむね小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下

は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は格納容器スプレイ及び格納容器ベントにより抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の気相部及び液相部、サブプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、E x c e s s i v e L O C Aを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、格納容器へ放出されるエネルギーは大破断L O C Aの場合と同程度であり、第3.1.2-16 図及び第3.1.2-17 図に示すとおり、格納容器圧力及び温度は、それぞれ評価項目である最高使用圧力の2倍（0.62MPa [gage]）及び200℃を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）は原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、解析条件で設

定したスプレイ流量（ $130\text{m}^3/\text{h}$  一定）に対して、最確条件は運転手順における流量調整の範囲（ $102\text{m}^3/\text{h}\sim 130\text{m}^3/\text{h}$ ）となる。最確条件とした場合でも、スプレイ流量は、格納容器圧力の上昇を抑制可能な範囲で調整し、また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の停止後に格納容器最高使用圧力に到達した時点で格納容器ベントを実施する運転員等操作に変わりはなく、格納容器圧力の最大値はおおむね格納容器ベント時の圧力で決定されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

機器条件の格納容器圧力逃がし装置は、解析条件の不確かさとして、実際の流量が解析より多い場合、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力の最大値は格納容器ベント時のピーク圧力であり、ベント後の格納容器圧力挙動への影響はほとんどないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

（添付資料 3.1.2.12, 3.1.3.8）

#### b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

##### (a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える

影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 25 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉注水によって原子炉水位が原子炉水位 L 0 まで回復した場合、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水流量を崩壊熱による蒸発を補う流量に変更するとともに、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は、解析上の想定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力 465kPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響

も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅くなる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作は、解析上の操作開始時間として、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達から 5 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、炉心損傷後の格納容器ベントの実施基準（サブプレッション・プール水位通常水位+6.5m）に到達するのは、事象発生の約 19 時間後である。また、格納容器ベントの準備操作はサブプレッション・プール水位の上昇傾向を監視しながらあらかじめ操作が可能であり、格納容器ベント操作の操作所要時間は時間余裕を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、サブプレッション・プール水位通常水位+6.5m 到達時に速やかに格納容器減圧及び除熱をすることが可能であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅くなる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

(添付資料 3.1.3.8)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による

原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉注水の状況により格納容器冷却操作の開始は原子炉水位 L 0 まで水位回復し格納容器冷却を一時停止させた後、格納容器圧力 465kPa [gage] 到達時点となり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料 3.1.3.8)

### (3) 操作時間余裕の把握

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

第 3.1.3-16 図から第 3.1.3-18 図に示すとおり、操作条件の常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、事象発生から 50 分後（操作開始時間の 25 分の遅れ）までに常設代替高圧電源装置

からの受電操作を行い、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となり、時間余裕がある。なお、格納容器ベント時におけるCs放出量は炉心損傷の程度の影響を受けるが、格納容器ベント開始時間はほぼ同等であることから、放出量に与える影響は小さい。操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作については、操作開始までの時間は事象発生から約3.9時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。

なお、操作が大幅に遅れるような場合でも、格納容器圧力が評価項目となるパラメータである最高使用圧力の2倍（0.62MPa [gage]）に到達するまでの時間は事象発生後約14時間後であり、時間余裕がある。

操作条件の格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約19時間後の操作であり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。

（添付資料 3.1.3.8, 3.1.3.9）

#### （4）まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

### 3.1.3.4 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策に必要な災害対策要員（初動）は、「3.1.3.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり 21 名であり、災害対策要員（初動）の 39 名で対処可能である。

また、事象発生 2 時間以降に必要な参集要員は 5 名であり、発電所外から 2 時間以内に参集可能な要員の 71 名で対処可能である。

#### (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・過温破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、以下のとおりである。

##### a. 水 源

常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却については、7 日間の対応を考慮すると、合計約 5,490m<sup>3</sup>の水が必要となる。

水源として、代替淡水貯槽に 4,300m<sup>3</sup>及び西側淡水貯水設備に 4,300m<sup>3</sup>、合計 8,600m<sup>3</sup>の水を保有しており、可搬型代替注水中型ポンプを用いて、西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給を行うことで、代替淡水貯槽を枯渇させることなく、7 日間の対応が可能である。

(添付資料 3.1.3.10)

##### b. 燃 料

常設代替交流電源設備による電源供給について、事象発生直後から 7 日間の常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）の運転を想定すると、約 352.8kL の軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクには約 800kL の軽油を保有していることから、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）による 7 日間の電源供給の継続が可能である。

可搬型代替注水中型ポンプ（1 台）による西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給について、事象発生直後から 7 日間の可搬型代替注水中型ポンプ（1 台）の運転を想定すると、約 6.0kL の軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクには約 210kL の軽油を保有していることから、可搬型代替注水中型ポンプ（1 台）による 7 日間の西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給の継続が可能である。

（添付資料 3.1.3.11）

#### c. 電 源

重大事故等対策時に必要な負荷は約 2,653kW 必要であるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）の連続定格容量は 5,520kW であることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

（添付資料 3.1.3.12）

#### 3.1.3.5 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・過温破損）」では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガスが蓄積することによって、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により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・過温破損)」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段を整備している。また、安定状態に向けた対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱手段を整備している。

格納容器圧力逃がし装置は、多重化設計とする代替循環冷却系のさらなる後段の対策であり、重大事故時に事象発生後短期に格納容器圧力逃がし装置を使用することは実質的には考えられないが、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・過温破損）」の評価事故シナリオ「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」について、代替循環冷却系を使用できない場合を想定し、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の有効性評価を行った。

上記の場合においても、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を継続し、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱を実施することで、格納容器冷却及び除熱が可能である。

その結果、ジルコニウム－水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても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は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持することができる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認

した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、7日間以上の供給が可能である。

以上のことから、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・過温破損）」において、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。

第 3.1.3-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について  
 （代替循環冷却系を使用できない場合）（1/5）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム，L OCA発生及び全交 流動力電源喪失の確 認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。</li> <li>・主蒸気隔離弁が閉止するとともに，再循環ポンプが停止したことを確認する。</li> <li>・格納容器圧力が 13.7kPa [gage] に到達したことにより L O C A が発生したことを確認する。</li> </ul>	主蒸気隔離弁*	—	平均出力領域計装* 起動領域計装* 原子炉圧力* 原子炉圧力（S A） M / C 2 C 電圧* M / C 2 D 電圧* 緊急用 M / C 電圧 ドライウェル圧力* サプレッション・チェンバ圧力*
原子炉への注水機能 喪失の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル 2）設定点に到達後，原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。</li> </ul>	—	—	原子炉隔離時冷却系系統流量*
炉心損傷の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い，炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は，格納容器雰囲気放射線モニタの <math>\gamma</math> 線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合とするとする。</li> </ul>	—	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D / W) * 格納容器雰囲気放射線モニタ (S / C) *
早期の電源回復不能 の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・全交流動力電源喪失の確認後，中央制御室からの遠隔操作により外部電源の受電を試みるが，失敗したことを確認する。</li> <li>・中央制御室からの遠隔操作により非常用ディーゼル発電機等の起動を試みるが，失敗したことを確認する。</li> <li>・以上より，早期の電源回復不能を確認する。</li> </ul>	—	—	—

\* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 3.1.3-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について  
（代替循環冷却系を使用できない場合）（2/5）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
常設代替高压電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低压代替注水系（常設）による原子炉注水操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔操作により常設代替高压電源装置から緊急用母線を受電する。</li> </ul>	常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク	—	緊急用M/C電圧
	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 緊急用母線の受電を確認後、原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作を実施し、常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。</li> </ul>	常設低压代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽	—	低压代替注水系原子炉注水流量 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 代替淡水貯槽水位
	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却を開始した後、低压代替注水系（常設）による原子炉注水を実施する。</li> </ul>	常設低压代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽	—	低压代替注水系格納容器スプレィ流量 ドライウェル圧力* サプレッション・チェンバ圧力* 代替淡水貯槽水位
	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 原子炉冷却材喪失により、ドライウェル雰囲気温度の指示が原子炉圧力の飽和温度を超える場合は水位不明と判断し、原子炉底部から原子炉水位LOまで冠水させるために必要な注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。</li> <li>• 原子炉水位LOまで冠水した後は、常設低压代替注水系ポンプを用いた低压代替注水系（常設）による原子炉注水の流量を崩壊熱相当に調整し、常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。</li> </ul>	常設低压代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽	—	原子炉圧力* 原子炉圧力（SA） ドライウェル雰囲気温度*

 : 有効性評価上考慮しない操作

\* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 3.1.3-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について  
 （代替循環冷却系を使用できない場合）（3/5）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
電源確保操作対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ディーゼル発電機等の機能回復操作を実施する。</li> <li>・外部電源の機能回復操作を実施する。</li> </ul>	—	—	—
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>・全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後、可搬型代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> </ul>	西側淡水貯水設備	可搬型代替注水中型ポンプ	—
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作完了後、中央制御室及び現場にて常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作を実施する。</li> <li>・中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を介して非常用母線 2C 及び 2D を受電する。</li> </ul>	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	M/C 2C 電圧* M/C 2D 電圧*
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作完了後、中央制御室からの遠隔操作により原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系を起動する。</li> </ul>	中央制御室換気系* 非常用ガス処理系* 非常用ガス再循環系*	—	—
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電後、中央制御室からの遠隔操作によりほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作を実施する。</li> </ul>	ほう酸水注入系*	—	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力*

□：有効性評価上考慮しない操作

\* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 3.1.3-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について  
（代替循環冷却系を使用できない場合）（4/5）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位LO到達を判断し常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止した後、中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施する。</li> </ul>	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動する。</li> </ul>	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内酸素濃度（SA）
サブプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作によりサブプレッション・プール水pH制御装置（自主対策設備）による薬液注入を行う。</li> </ul>	—	—	—
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力が465kPa [gage] に到達したことを確認した場合、中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。</li> <li>格納容器圧力を465kPa [gage] と400kPa [gage] の間で制御する。</li> <li>格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作に伴うサブプレッション・プール水位上昇を考慮しても、サブプレッション・プール水位がベントライン下端を超えないように格納容器スプレイを停止する。</li> </ul>	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	サプレッション・プール水位* ドライウエル圧力* サプレッション・チェンバ圧力* 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 代替淡水貯槽水位

■：有効性評価上考慮しない操作

\* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 3.1.3-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について  
 （代替循環冷却系を使用できない場合）（5/5）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）	<ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッション・プール水位が通常水位+5.5m に到達後，中央制御室からの遠隔操作により格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱の準備を開始する。</li> <li>サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達後，中央制御室からの遠隔操作により格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱を開始する。</li> </ul>	格納容器圧力逃がし装置	—	サブプレッション・プール水位* ドライウェル圧力* サブプレッション・チェンバ圧力* フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
使用済燃料プールの冷却操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替燃料プール冷却系等を用いて使用済燃料プールへの注水及び冷却を実施する。</li> </ul>	—	—	—
可搬型代替注水中型ポンプを用いた水源補給操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替注水中型ポンプにより西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽へ水源補給操作を実施する。</li> </ul>	代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備	可搬型代替注水中型ポンプ	代替淡水貯槽水位
タンクローリによる燃料給油操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替注水中型ポンプに燃料給油を実施する。</li> </ul>	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	—

■：有効性評価上考慮しない操作

\* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 3.1.3-2 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・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用できない場合）（1/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象を評価できる解析コード	
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定
	原子炉圧力 （圧力容器ドーム部）	6.93MPa [gage]	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータ スカート下端から+126cm）	通常運転水位を設定
	炉心流量	48,300t/h	定格流量を設定
	燃料	9×9燃料（A型）	9×9燃料（A型）と9×9燃料（B型）は、熱水力的な特性はほぼ同等であることから、代表的に9×9燃料（A型）を設定
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 （燃焼度 33GWd/t）	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため、崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として、1サイクルの運転期間（13ヶ月）に調整運転期間（約1ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
	格納容器圧力	5kPa [gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定
	格納容器雰囲気温度	57℃	ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度を設定
	格納容器体積 （ドライウエル）	5,700m <sup>3</sup>	設計値を設定
	格納容器体積 （サブプレッション・チェンバ）	空間部：4,100m <sup>3</sup> 液相部：3,300m <sup>3</sup>	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定

第 3.1.3-2 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・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用できない場合）（2/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
初期条件	サプレッション・プール水位	6.983m (通常水位-4.7cm)	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サプレッション・プール水温度	32℃	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として、保安規定の運転上の制限における上限値を設定
	ベント管真空破壊装置作動差圧	3.45kPa（ドライウエル-サプレッション・チェンバ間差圧）	設計値を設定
	外部水源の温度	35℃	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温として、年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
	ペDESTAL（ドライウエル部）のプール水	考慮しない	ペDESTAL（ドライウエル部）には通常運転時からプール水が存在するが、格納容器の熱容量に寄与することから、格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価する設定として、ペDESTAL（ドライウエル部）のプール水を考慮しない

第 3.1.3-2 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・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用できない場合）（3/5）

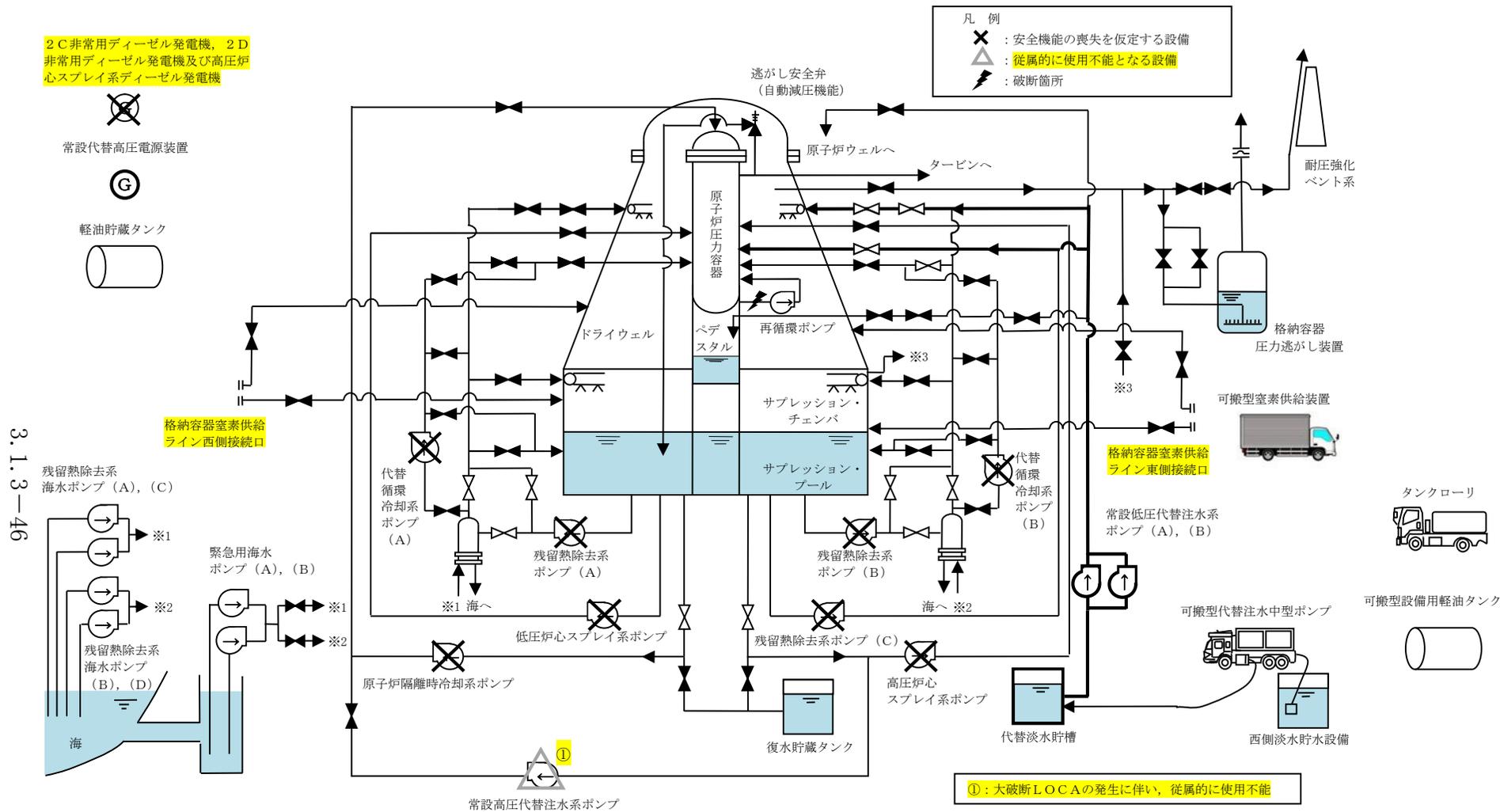
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
事故条件	起因事象	大破断LOCA 再循環配管（出口ノズル）の破断	原子炉压力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として、原子炉压力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環配管（出口ノズル）における両端破断を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の機能喪失を設定 全交流動力電源喪失の重畳を考慮し設定
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定
	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、格納容器圧力及び雰囲気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 3.1.3-2 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・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用できない場合）（4/5）

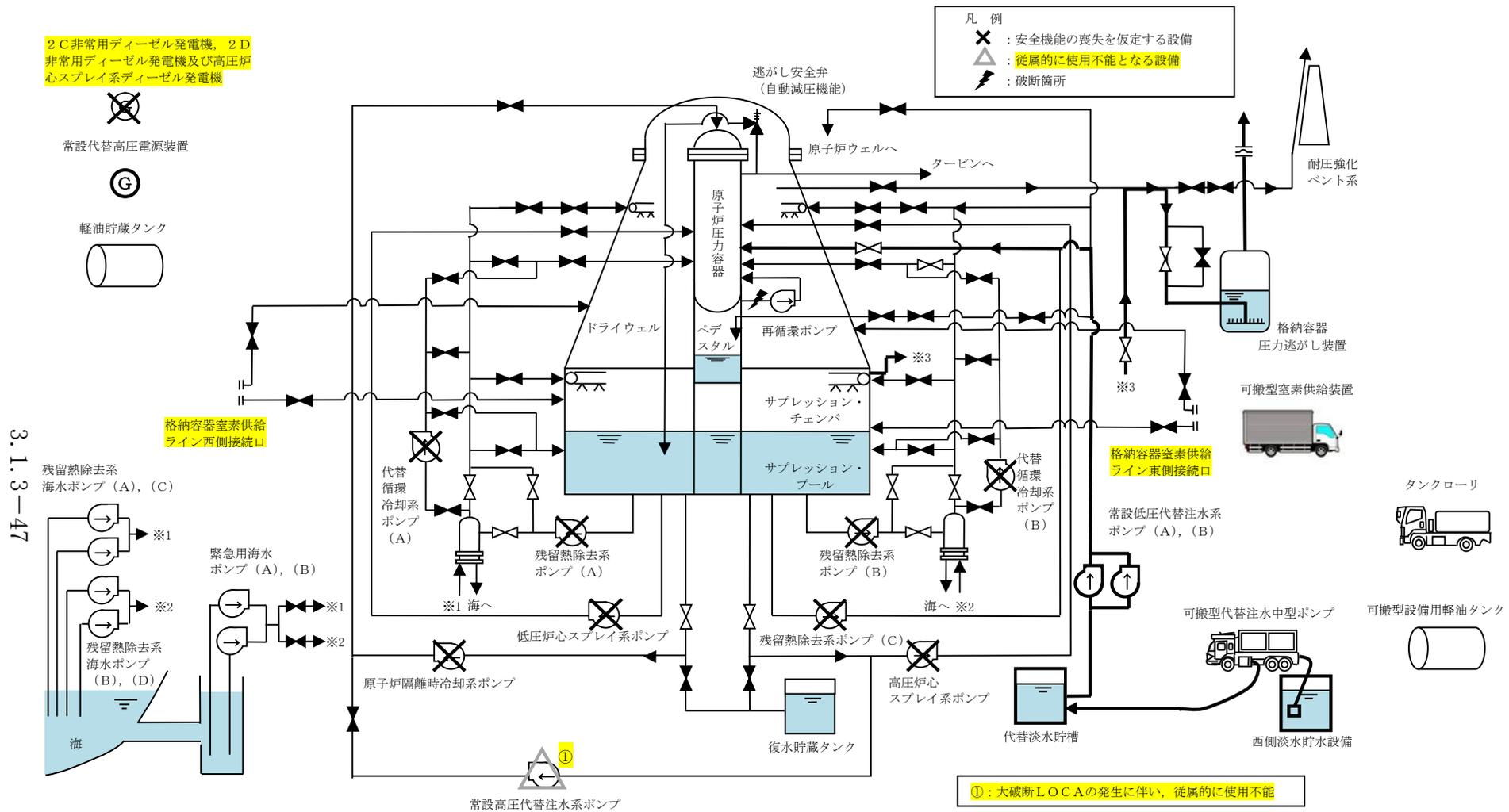
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル3）信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低（レベル3）信号にてスクラムするものとして設定
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として、原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下（レベル2）信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
	再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
	低圧代替注水系（常設）	注水流量：230m <sup>3</sup> /h（一定）	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	事象初期の原子炉注水実施時 スプレイ流量：130m <sup>3</sup> /h（一定）	格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量として、運転手順に基づき設定
		465kPa [gage] 到達時 スプレイ流量：130m <sup>3</sup> /h（一定）	サプレッション・プール水位の上昇が早くなり、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作までの操作時間余裕の観点で厳しい条件として、運転手順の流量調整範囲（102m <sup>3</sup> /h～130m <sup>3</sup> /h）における上限を設定
	格納容器下部注水系（常設）	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてペDESTAL（ドライウェル部）のプール水を考慮していないことから、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作についても考慮しない
格納容器圧力逃がし装置	排気流量：13.4kg/s（格納容器圧力310kPa [gage] において）	格納容器減圧特性の観点で厳しい設定として、機器設計上の最低要求値である最少流量特性を設定	

第 3.1.3-2 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・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用できない場合）（5/5）

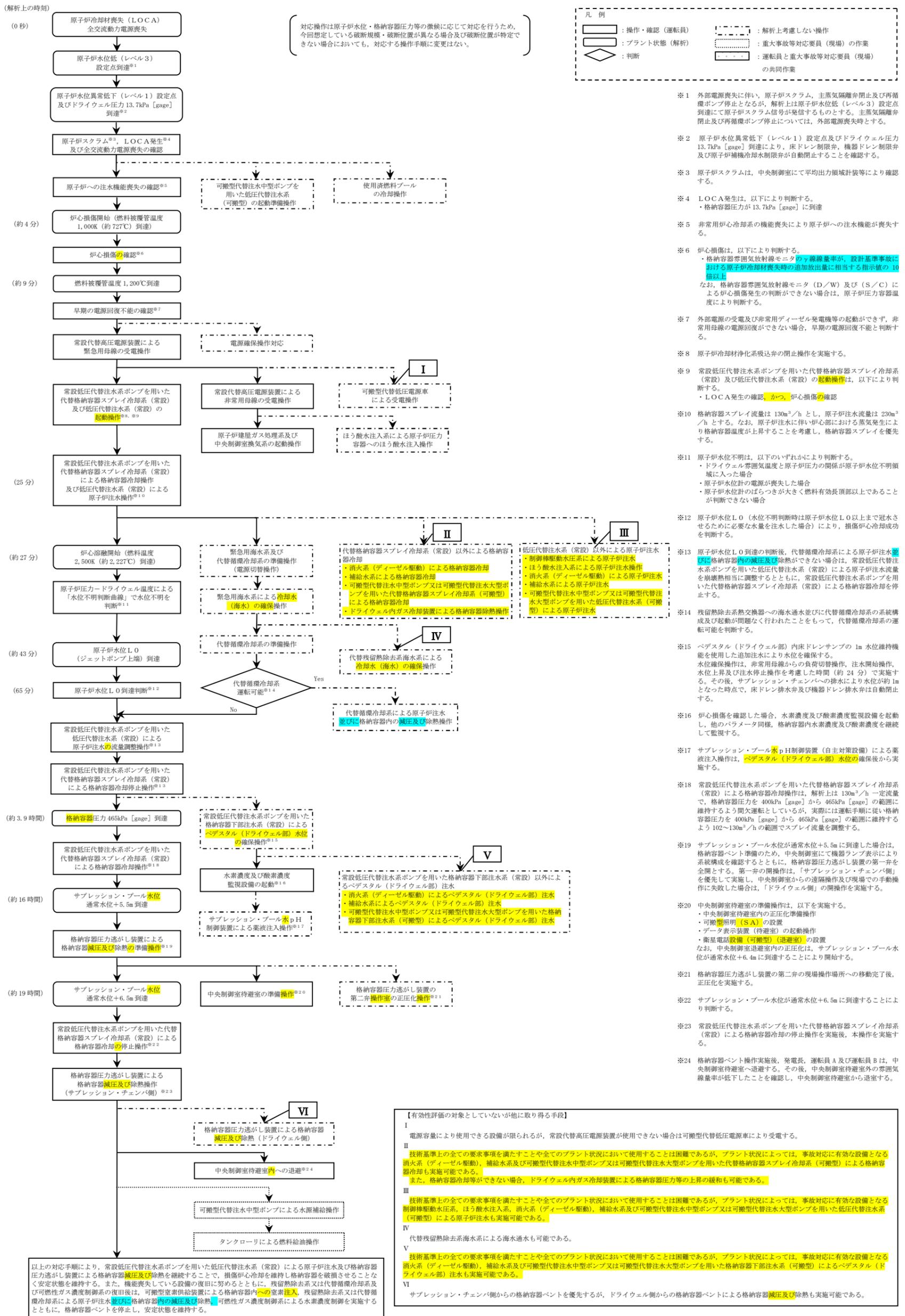
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事象発生から 25 分後	常設代替高圧電源装置，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備に要する時間を考慮して設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	格納容器圧力 465kPa [gage] 到達時	運転手順に基づき評価項目である最高使用圧力の 2 倍（620kPa [gage]）に対する余裕を考慮して設定
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サプレッション・チェンバ側）	サプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5m 到達から 5 分後	評価項目である最高使用圧力の 2 倍（620kPa [gage]）への到達防止を踏まえて設定



第 3.1.3-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用できない場合）（1/2）  
 （低压代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却段階）



第 3.1.3-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用できない場合）(2/2)  
 (低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱段階)



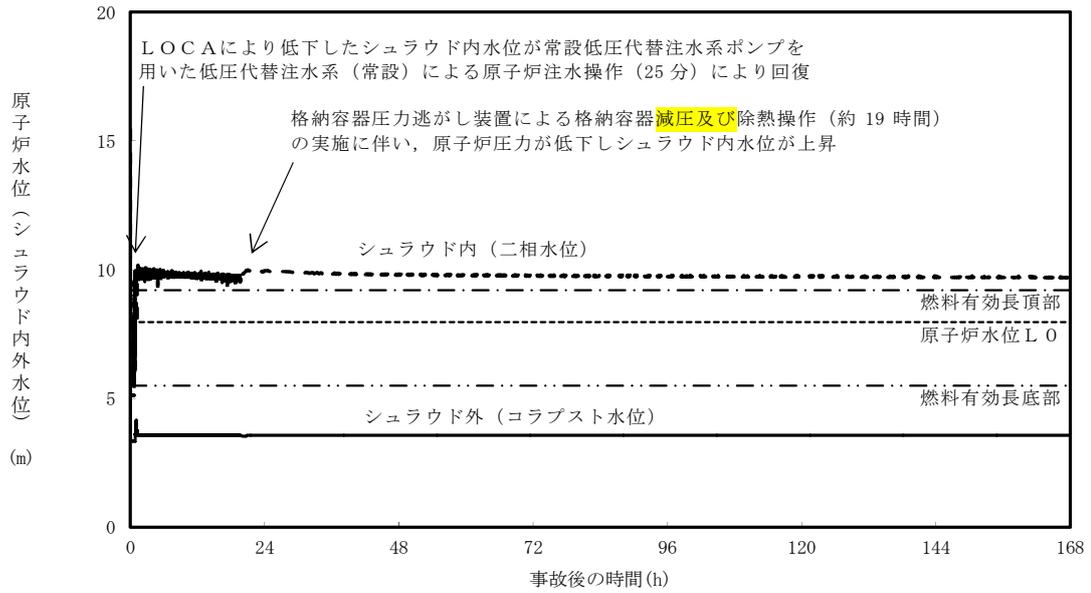
第 3.1.3-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の対応手順の概要 (代替循環冷却系を使用できない場合)

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）

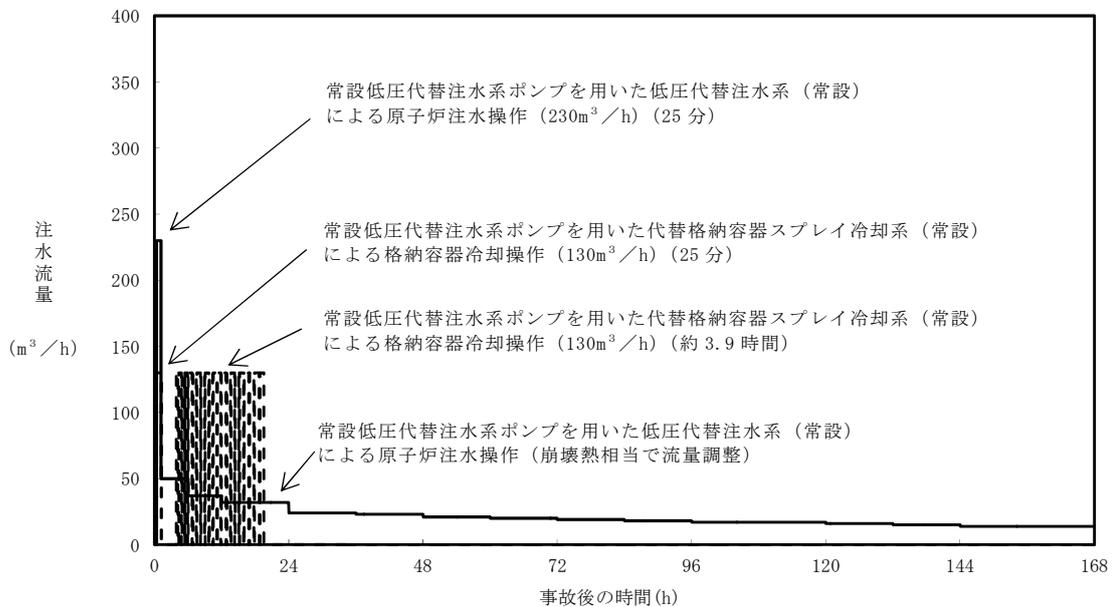
操作項目	実施箇所・必要員数			操作の内容	経過時間（分）											備考					
	責任者	当直発電長	1人		中央監視 運転操作指揮	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		110	120	130	140	150
	補佐	当直副発電長	1人	運転操作指揮補佐	事象発生 原子炉スクラム ▼約4分 炉心損傷開始（燃料被覆管温度1,000K到達） ▼約9分 燃料被覆管温度1,200℃到達 ▼プラント状況判断 ▼25分 格納容器冷却及び原子炉注水開始 ▼約27分 炉心溶融開始（燃料温度2,500K到達） ▼65分 原子炉水位LO到達判断 ▼2時間 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動による負圧達成																
	指揮者等	災害対策要員 (指揮者等)	1人	初動での指揮 発電所内外連絡																	
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)		重大事故等対応要員 (現場)																	
状況判断		2人 A, B	-	-	10分	<ul style="list-style-type: none"> <li>●原子炉スクラムの確認</li> <li>●タービン停止の確認</li> <li>●外部電源喪失の確認</li> <li>●L O C A発生の確認</li> <li>●再循環ポンプ停止の確認</li> <li>●主蒸気隔離弁閉止及び逃がし安全弁（安全弁機能）による原子炉 圧力制御の確認</li> <li>●非常用ディーゼル発電機等の自動起動失敗の確認</li> <li>●原子炉への注水機能喪失の確認</li> <li>●炉心損傷の確認</li> </ul>															
早期の電源回復不能の確認	[1人] A	-	-	-	1分	●高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗）															
	[1人] B	-	-	-	2分	●非常用ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗）															
電源確保操作対応	-	-	2人 a, b	-	●電源回復操作											適宜実施	解析上考慮しない				
常設代替高圧電源装置による緊急 用母線の受電操作	[1人] B	-	-	-	4分	●常設代替高圧電源装置2台の起動操作及び緊急用母線受電操作															
常設低圧代替注水系ポンプを用いた 代替格納容器スプレィ冷却系 (常設)及び低圧代替注水系(常設) の起動操作	[1人] B	-	-	-	4分	2分	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による 原子炉注水及び代替格納容器スプレィ冷却系(常設)による格 納容器冷却に必要な負荷の電源切替操作														
	[1人] A	-	-	-	3分	●原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作															
常設低圧代替注水系ポンプを用いた 代替格納容器スプレィ冷却系 (常設)による格納容器冷却操作 及び低圧代替注水系(常設)による 原子炉注水操作	[1人] A	-	-	-	6分	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系 (常設)による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による 原子炉注水操作														解析上では、事象発生12時間 間までは6時間間隔で注水量 を変更し、12時間以降にお いては12時間以上の間隔で 流量調整を実施する	
	[1人] A	-	-	-	6分	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による 原子炉注水の流量調整操作														流量調整後(崩壊熱相当)、適宜状態監視	
常設低圧代替注水系ポンプを用いた 格納容器下部注水系(常設)による ベダスタル(ドライウェル部)水位の確保操作	[1人] A	-	-	-	4分	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)に よるベダスタル(ドライウェル部)注水に必要な負荷の電源切替操作														解析上考慮しない	
	[1人] A	-	-	-	4分	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)に よるベダスタル(ドライウェル部)水位の調整操作														水位調整後、適宜状態監視	
水素濃度及び酸素濃度監視設備の 起動操作	[1人] A	-	-	-	8分	●水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作														適宜、格納容器内水素濃度及び酸素濃度の監視	通常運転時は外部電源で常 時暖気状態であり、交流電 源喪失時は代替交流電源設 備により緊急用母線受電後、 暖気が自動的に開始される
サブプレッション・プール水pH制 御装置による薬液注入操作	[1人] A	-	-	-	15分	●サブプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入操作														解析上考慮しない	
常設代替高圧電源装置による非常 用母線の受電準備操作	[1人] B	-	-	-	35分	●非常用母線の受電準備操作(中央制御室)															
	-	2人 C, D	-	-	75分	●非常用母線の受電準備操作(現場)															
常設代替高圧電源装置による非常 用母線受電操作	[1人] B	-	-	-	8分	●常設代替高圧電源装置3台の追加起動操作															
	[1人] B	-	-	-	5分	●非常用母線の受電操作															
原子炉建屋ガス処理系及び中央制 御室換気系の起動操作	[1人] B	-	-	-	5分	●原子炉建屋ガス処理系の起動操作														起動操作実施後、適宜状態監視	
	[1人] B	-	-	-	6分	●中央制御室換気系の起動操作														起動操作実施後、適宜状態監視	
ほう酸水注入系による原子炉圧 力容器へのほう酸水注入操作	[1人] B	-	-	-	2分	●ほう酸水注入系の起動操作														ほう酸水全量注入完了まで適宜状態監視	
	[1人] B	-	-	-	2分	●ほう酸水注入系の注入状態監視														解析上考慮しない	

第 3.1.3-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用できない場合）（1/2）

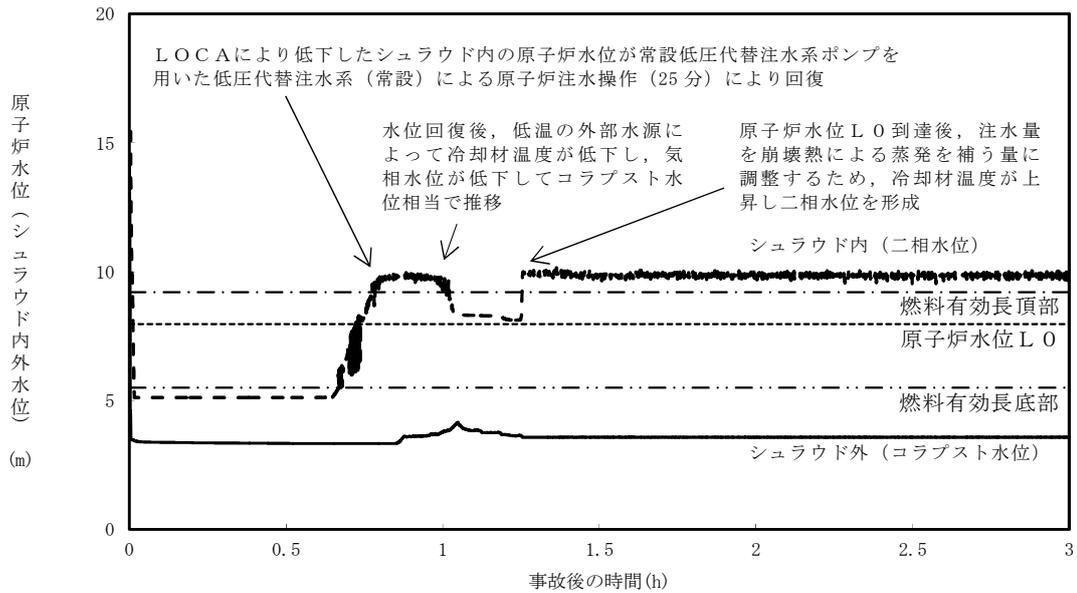




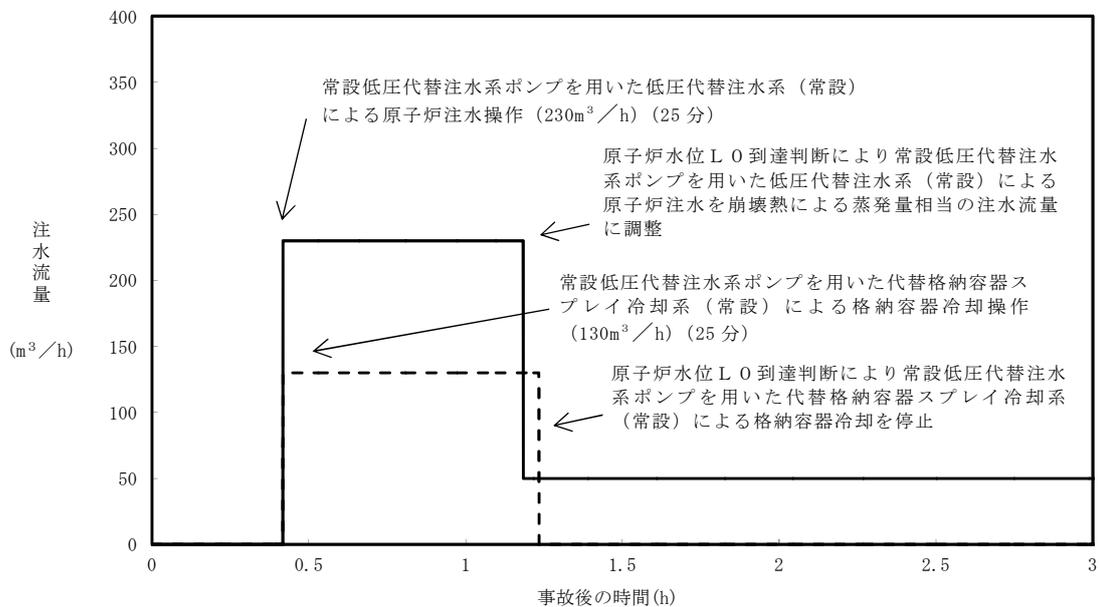
第 3. 1. 3-4 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



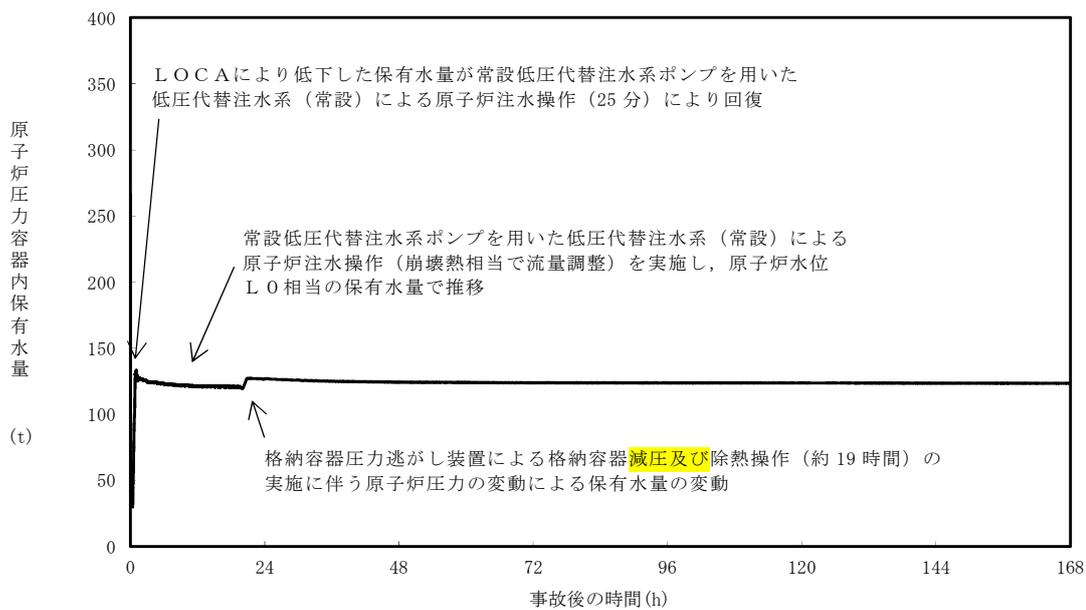
第 3. 2. 1. 3-5 図 注水流量の推移



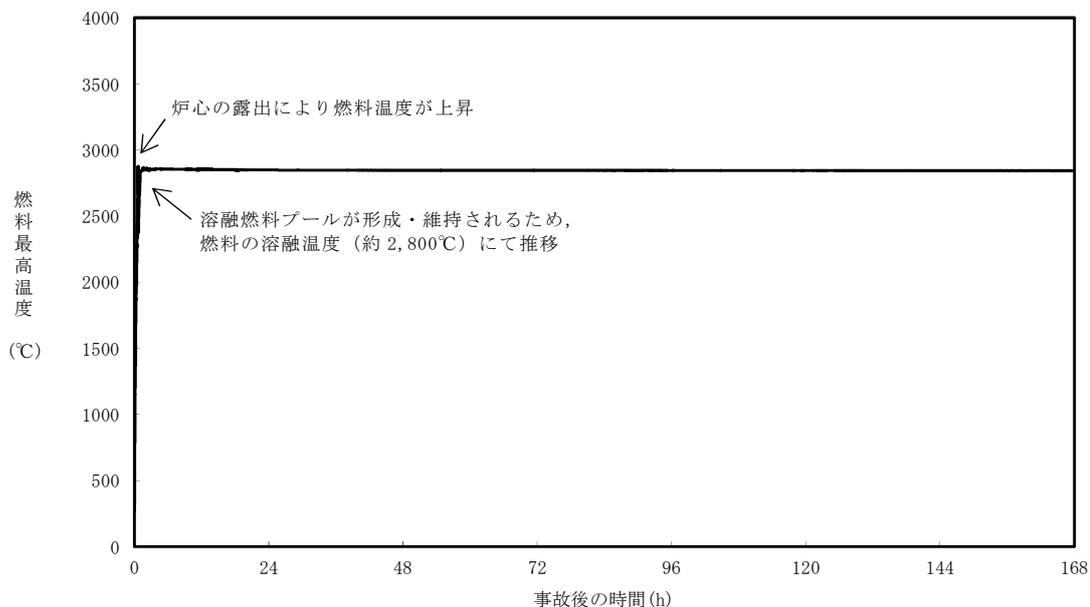
第 3.1.3-6 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移 (~3 時間)



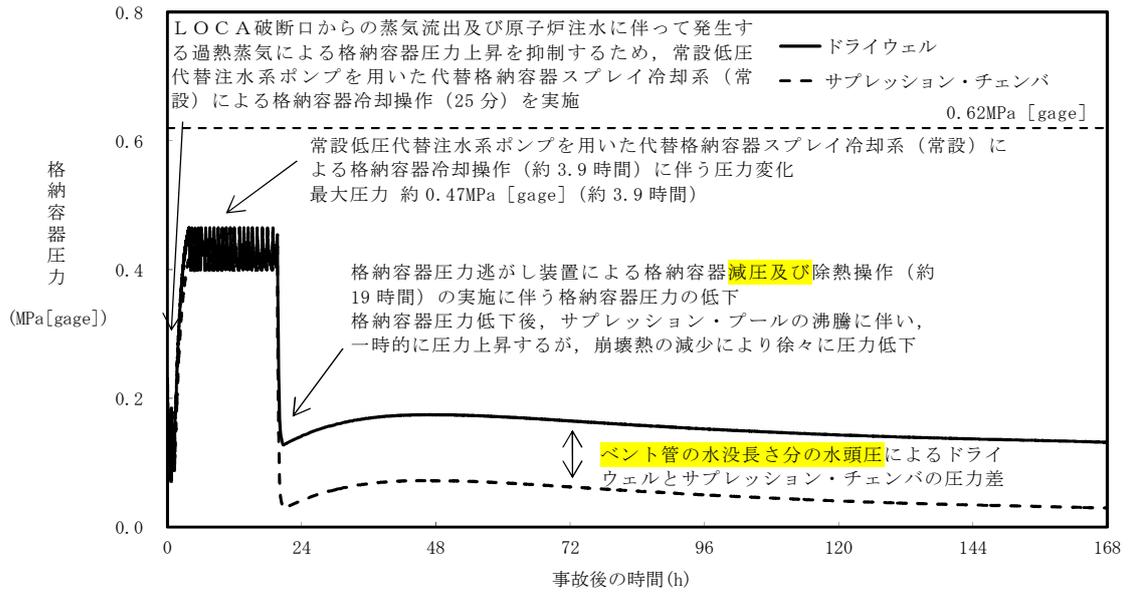
第 3.1.3-7 図 注水流量の推移 (~3 時間)



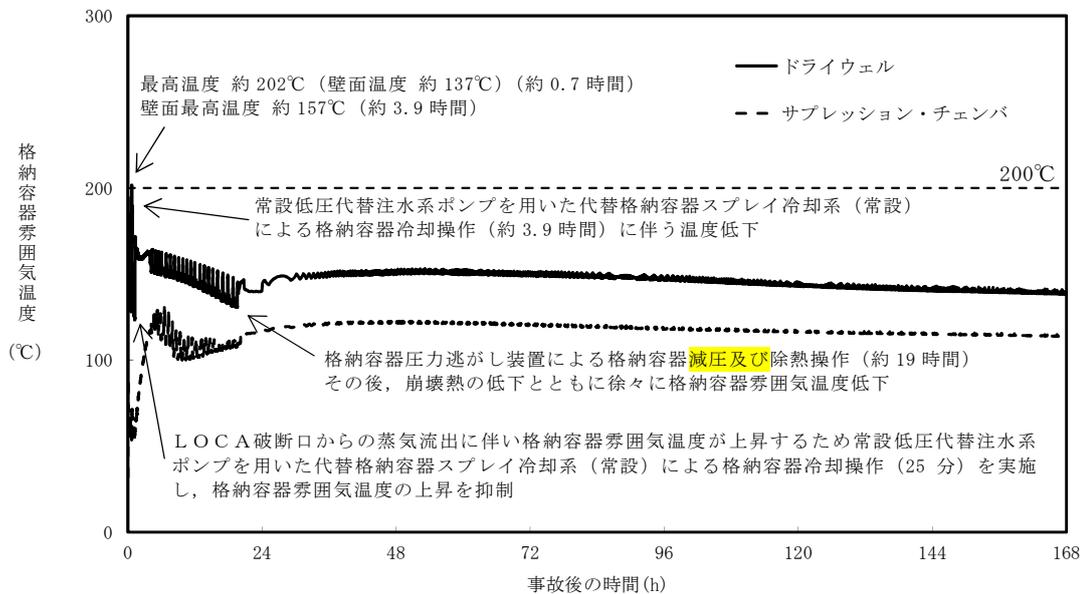
第 3. 1. 3-8 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移



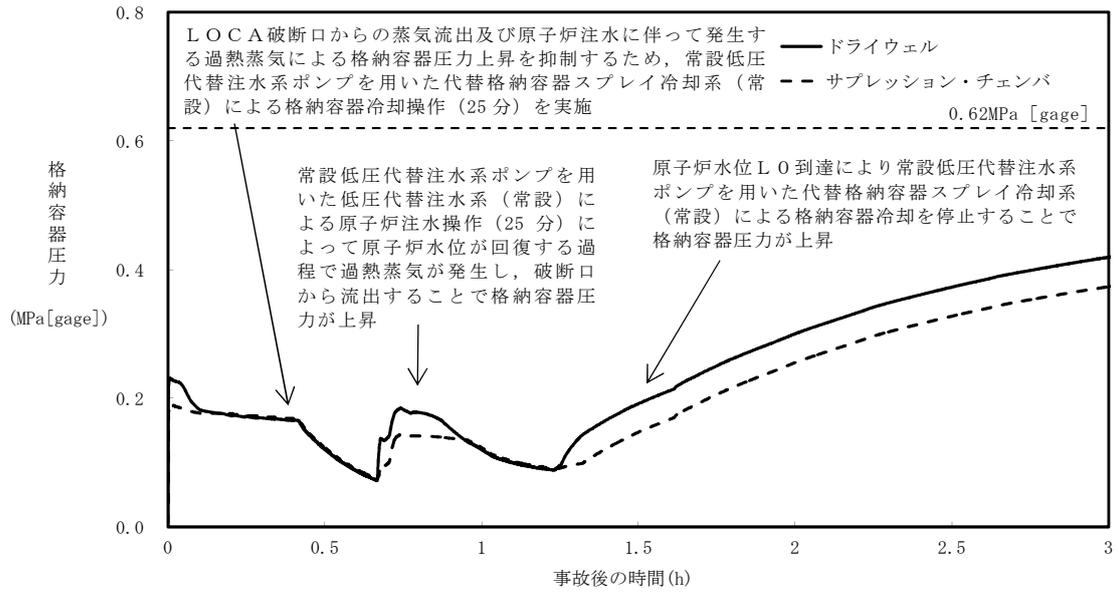
第 3. 1. 3-9 図 燃料最高温度の推移



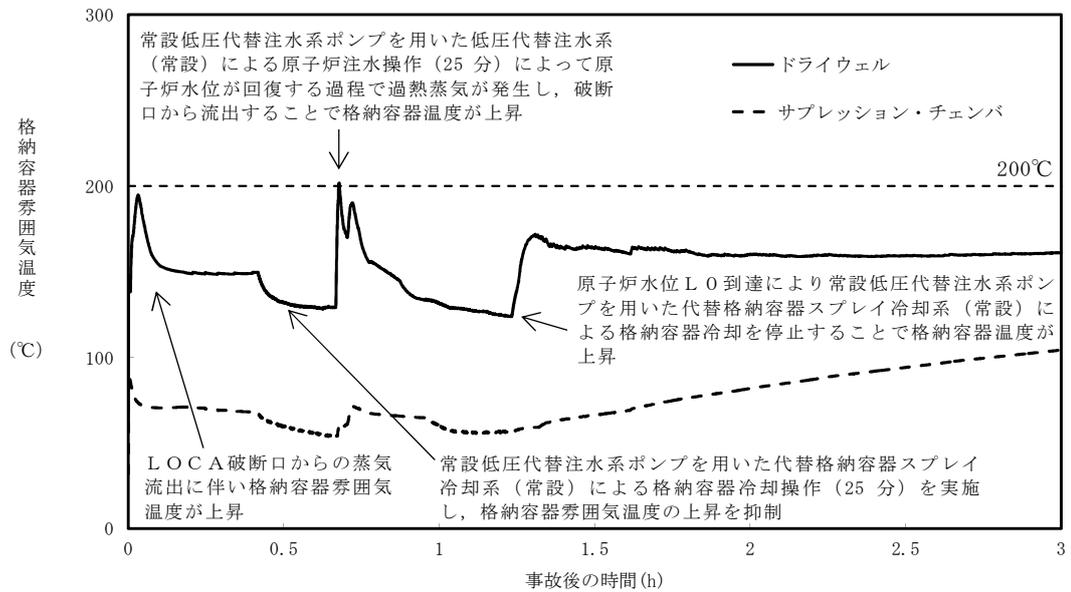
第 3. 1. 3-10 図 格納容器圧力の推移



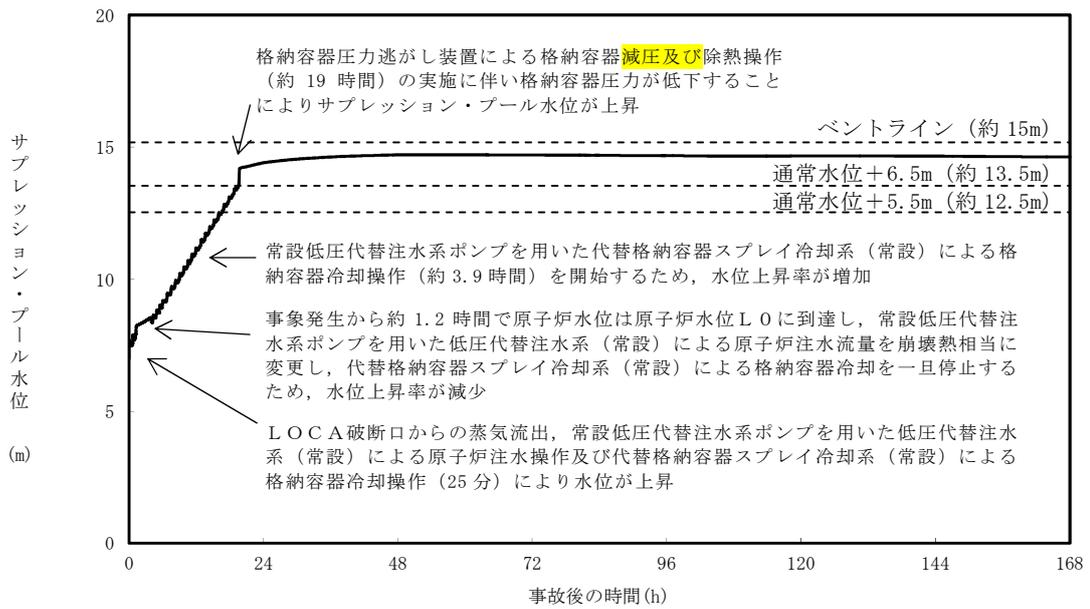
第 3. 1. 3-11 図 格納容器雰囲気温度の推移



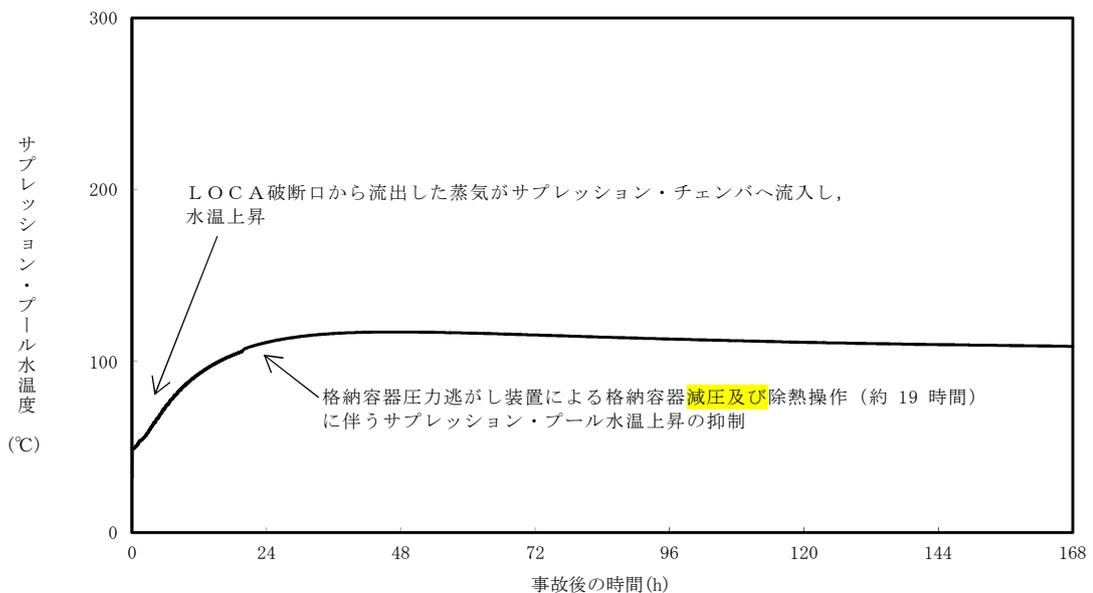
第 3.1.3-12 図 格納容器圧力の推移（～3 時間）



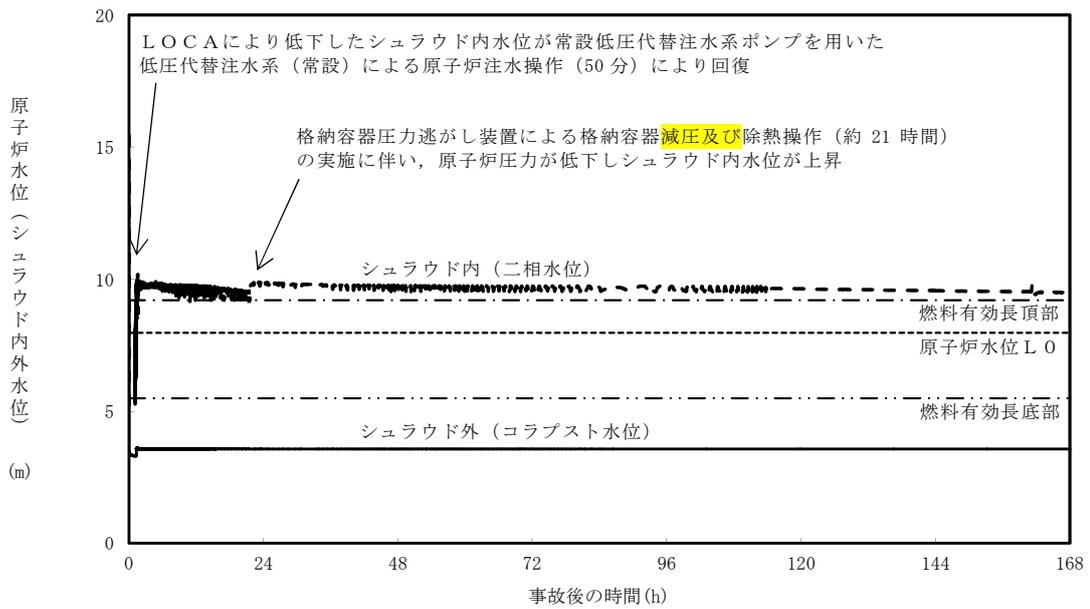
第 3.1.3-13 図 格納容器雰囲気温度の推移（～3 時間）



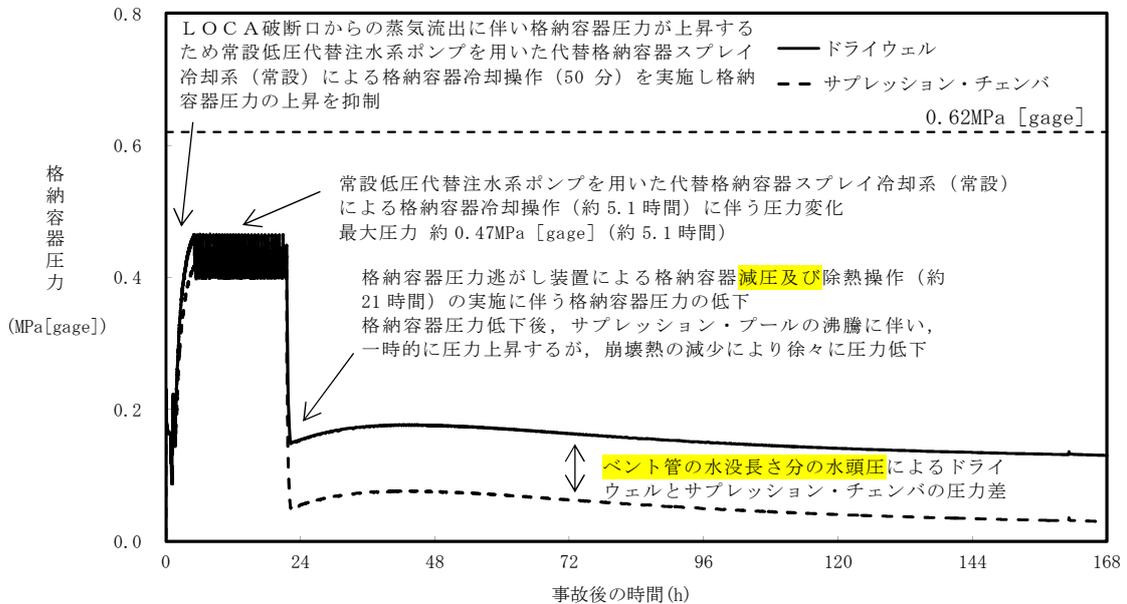
第 3.1.3-14 図 サプレッション・プール水位の推移



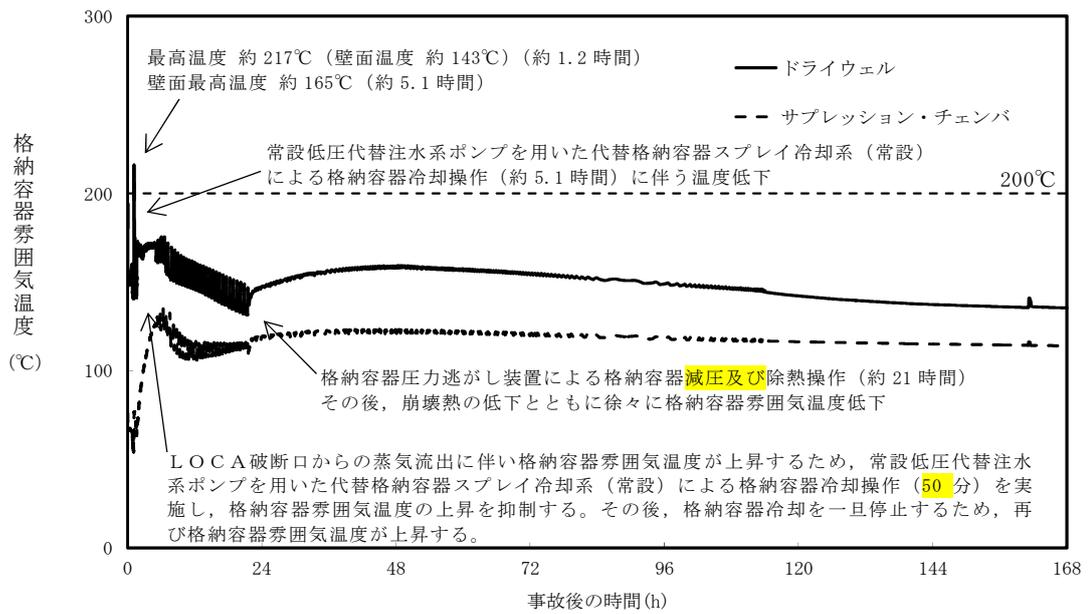
第 3.1.3-15 図 サプレッション・プール水温度の推移



第 3.1.3-16 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合の  
原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



第 3.1.3-17 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合の  
格納容器圧力の推移



第 3.1.3-18 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合の  
格納容器雰囲気温度の推移

## 東海第二発電所の格納容器設計の特徴を踏まえた過圧破損防止対策について

## 1. はじめに

東海第二発電所の格納容器設計の特徴を踏まえた過圧破損防止対策について説明する。

## 2. 格納容器過圧破損防止対策及び格納容器ベント遅延対策の設計

設置許可基準規則第50条では、BWRプラントに対し重大事故時の格納容器過圧破損防止対策として格納容器圧力逃がし装置の設置が要求されているが、格納容器圧力逃がし装置は意図的に格納容器内の蒸気を放出する対策であり、フィルタを介するものの放射性物質の環境への放出を伴う特徴がある。

また、東海第二発電所で採用しているMark-II型格納容器設計の特徴から、重大事故時に他の格納容器型式の国内BWRプラントよりも格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱（以下「格納容器ベント」という。）までの時間が短くなる（別紙1）。

そこで、事故後短期で格納容器ベントの実施に至ることを実質的になくすため、格納容器過圧破損防止対策として環境への放射性物質の放出を伴わない格納容器除熱系（代替循環冷却系）を優先使用する運用にするとともに、設置許可基準規則の要求以上の対応として、以下の対応を実施する。

①代替循環冷却系のさらなる信頼性向上のため、代替循環冷却系を多重化

②事故後の放射線水分解に伴う格納容器内の可燃性ガス濃度上昇を抑制す

るため、代替窒素封入系（可搬型窒素供給装置）を強化

（最終的には、格納容器圧力逃がし装置により可燃性ガスを排出し、格納容器内の水素爆発を防止）

それぞれの設備については、以下の方針にて設計する。

(1) 代替循環冷却系

格納容器過圧破損防止対策として優先して使用する代替循環冷却系は、重大事故時にその機能に確実に期待できるよう、設置許可基準規則 4 3 条及び 5 0 条に適合する設計とする。さらに、代替循環冷却系の信頼性向上のために多重化設計とするとともに、設計基準事故対処設備である残留熱除去系との多様性、独立性を確保し位置的分散を図ることで、共通要因により同時に機能喪失することを防止する設計とする（別紙 2）。

(2) 代替窒素封入系（可搬型窒素供給装置）

代替窒素封入系（可搬型窒素供給装置）は、放射線水分解による格納容器内の酸素濃度上昇時に格納容器内に窒素封入することで、格納容器内の酸素濃度の上昇を抑制する設計とする。

(3) 格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系及び代替循環冷却系との多様性、独立性を確保し位置的分散を図ることで、共通要因により同時に機能喪失することを防止する設計とする。また、サプレッション・チェンバ側及びドライウェル側のいずれからも格納容器内の非凝縮性ガス等の排気を可能とし、排気中に含まれる放射性物質を低減するためのフィルタ装置を設置する設計とする。

3. 代替循環冷却系の信頼性

代替循環冷却系のシステム非信頼度は以下のとおりである。代替循環冷却系の多重化により、システム非信頼度を 1 桁程度低減することが可能である（別紙 3）。

- ・ 代替循環冷却系 2 系列（A 系及び B 系） : 約  $3 \times 10^{-4}$  / demand

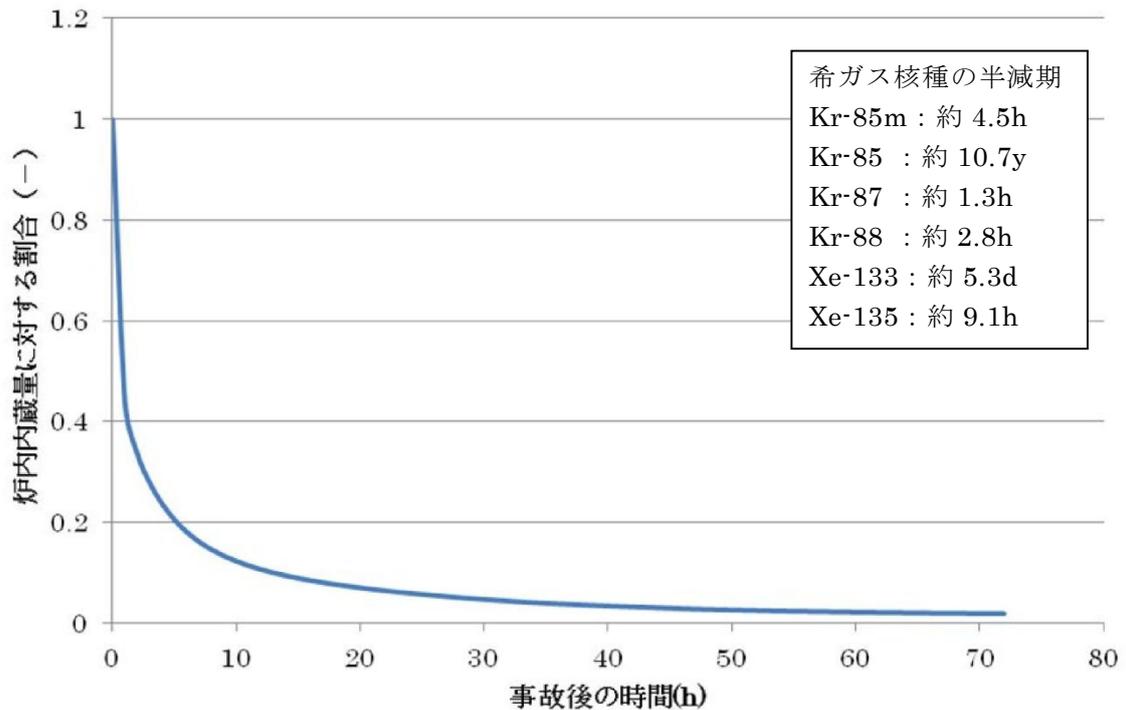
- ・ 代替循環冷却系 1 系列 (A 系のみの場合) : 約  $2 \times 10^{-3}$  /demand

さらに、代替循環冷却系のサポート系である緊急用海水系は、残留熱除去系海水系との多様性、独立性を確保し位置的分散を図ることで、共通要因により同時に機能喪失することを防止する設計とするとともに、緊急用海水系の機能喪失を仮定した場合においても、代替残留熱除去系海水系に期待することで格納容器の過圧破損防止が可能である (別紙 4)。以上より、東海第二発電所では、代替循環冷却系だけでなくそのサポート系についても信頼性向上に配慮した設計としている。

#### 4. 代替循環冷却系による格納容器ベント遅延効果について (別紙 5)

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・過温破損)」の有効性評価において、代替循環冷却系により格納容器除熱を実施する場合の可燃性ガス排出のための格納容器ベント時間は、事故後約 40 日後 (約 39.7 日後) となる。また、放射線水分解の不確かさ (G 値の不確かさ) を考慮した場合においても、代替循環冷却系により格納容器ベントの実施時期を事故後約 5 日後 (約 122 時間後) に遅延することができる。

一方、代替循環冷却系を使用できない場合には、サプレッション・プールの水位上昇によって格納容器ベントに至り格納容器過圧破損防止のための格納容器ベント時間が事故後約 24 時間後 (約 24.7 時間後) となる。この結果から、代替循環冷却系の設置により格納容器ベントの実施時期を大幅に遅延し、格納容器ベントによる放射性物質の放出を低減することができる (第 1 図)。



第1図 事故発生後の希ガス発生量の時間変化（核種合計）

## 5. まとめ

東海第二発電所では、代替循環冷却系について設置許可基準規則第43条及び第50条に適合する設計とする等、重大事故時に代替循環冷却系の機能に確実に期待できるよう配慮する。また、格納容器圧力逃がし装置よりも環境への放射性物質の放出を伴わない代替循環冷却系を優先して使用する運用とする。

ただし、Mark-II型格納容器を採用している東海第二発電所では、他の格納容器型式の国内BWRプラントよりも格納容器ベントまでの時間が短くなることを踏まえ、設置許可基準規則の要求以上の対応として、代替循環冷却系のさらなる信頼性向上のために代替循環冷却系を多重化し、格納容器内の可燃性ガス濃度上昇を抑制するために代替窒素封入系（可搬型窒素供給装置）の強化を実施する。

これらにより、重大事故時の短期の格納容器ベント実施を実質的になくす

ことが可能であり、格納容器ベント時間は事故後約 40 日後（放射線水分解の不確かさ（G 値の不確かさ）を考慮した場合でも事故後約 5 日後）に遅延することが可能である。

## 東海第二発電所の格納容器ベント時間について

## 1. 東海第二発電所の格納容器設計の特徴

放射性物質の最終障壁となる格納容器設計（設計基準事故対処設備）の特徴は以下のとおりである。

- ① 改良標準化（施設定期検査時作業スペースの拡大等を採用）以前の設計であるM a r k - II型格納容器であり，原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が小さい
- ② 格納容器の最高使用圧力は 0.31MPa[gage]であり，M a r k - I型／I改型の 0.427MPa[gage]に比べて低い
- ③ A B W Rプラントでは格納容器除熱系として残留熱除去系（3系列）を設置する設計としているが，B W R 5プラントでは残留熱除去系（2系列）を設置する設計

東海第二発電所は，上記①及び②の格納容器設計の特徴から，重大事故等の格納容器過圧事象発生時には，他の格納容器型式の国内B W Rプラントよりも格納容器ベントまでの時間が短くなる。このため，その特徴を踏まえた格納容器過圧破損防止対策の設計を採用している。

## 2. R C C V型格納容器（柏崎刈羽原子力発電所6・7号炉）との差異の理由

東海第二発電所は，設計基準事故対処設備としての格納容器設計の特徴から，重大事故等の格納容器過圧事象発生時には，他の格納容器型式の国内B W Rプラントよりも格納容器ベントまでの時間が短くなる。その理由を以下に説明する。

- ・東海第二発電所は柏崎刈羽原子力発電所6・7号炉に比べ原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が小さく，格納容器からの除熱機能喪失に

よる過圧事象発生時の格納容器の圧力上昇が早い（第1表）。

- ・東海第二発電所は柏崎刈羽原子力発電所6・7号炉に比べサプレッション・チェンバの自由体積が小さく、有効性評価においてベントラインの水没防止の観点から設定している格納容器への外部水源の持ち込み可能量（サプレッション・プールの通常運転水位から外部水源の持ち込み制限高さまでの水量）が少ない（第2表）。このため、格納容器過圧事象発生時の外部水源を用いた格納容器スプレイによる圧力抑制可能期間が短い。

第1表 原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積

発電所	格納容器の自由体積／原子炉熱出力
東海第二発電所	$9,800\text{m}^3 / 3,293\text{MW} \approx 3.0$
柏崎刈羽原子力発電所6・7号炉	$13,310\text{m}^3 / 3,926\text{MW} \approx 3.4$

第2表 外部水源の持ち込み可能量

発電所	外部水源の持ち込み可能量
東海第二発電所	約 $2,800\text{m}^3$ ※
柏崎刈羽原子力発電所6・7号炉	約 $4,700\text{m}^3$ ※

※ 東海第二発電所において、仮に外部水源の持ち込み可能量が  $4,700\text{m}^3$  ( $1,900\text{m}^3$ 増加) となった場合、格納容器スプレイ流量： $130\text{m}^3/\text{h}$ での連続スプレイを想定しても、15時間程度圧力抑制期間が長くなる

## 2. Mark-I型／I改型格納容器との差異の理由

- ・東海第二発電所はMark-I型／I改型格納容器プラントに比べ原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が小さく、格納容器からの除熱機能喪失による過圧事象発生時の格納容器の圧力上昇が早い。

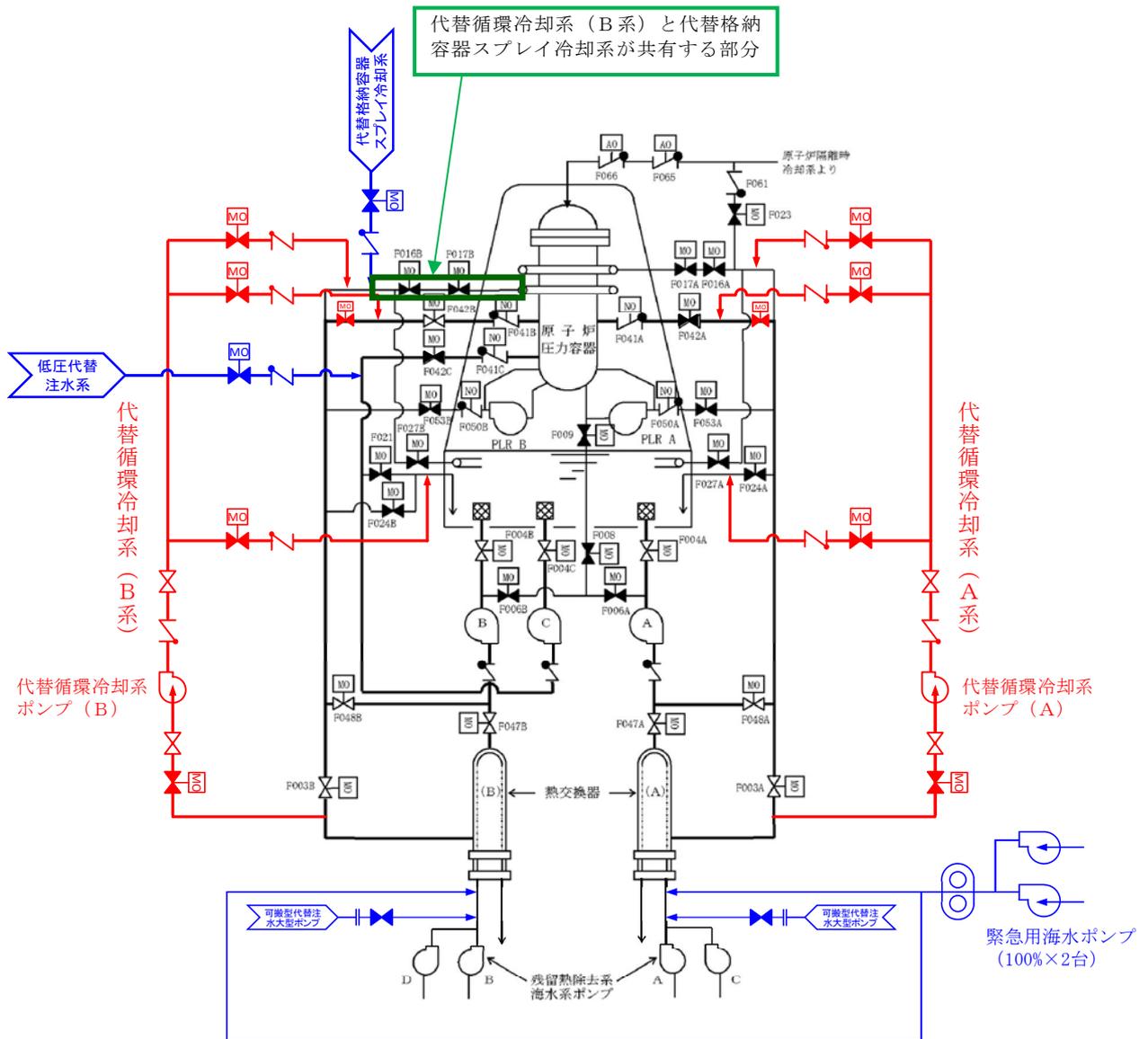
- ・格納容器の最高使用圧力（1Pd：0.31MPa[gage]）がM a r k - I 型 / I 改型の 0.427MPa[gage] に比べて低く，炉心損傷後の格納容器スプレイの実施基準（1.5Pd 到達）における格納容器圧力の絶対値が低いため格納容器スプレイの効果が小さいことに加えて，上記のとおり格納容器の過圧事象発生時の格納容器圧力の上昇が早いことから，圧力上昇を抑制するために必要な格納容器スプレイ量が多くなる。

## 代替循環冷却系の設計

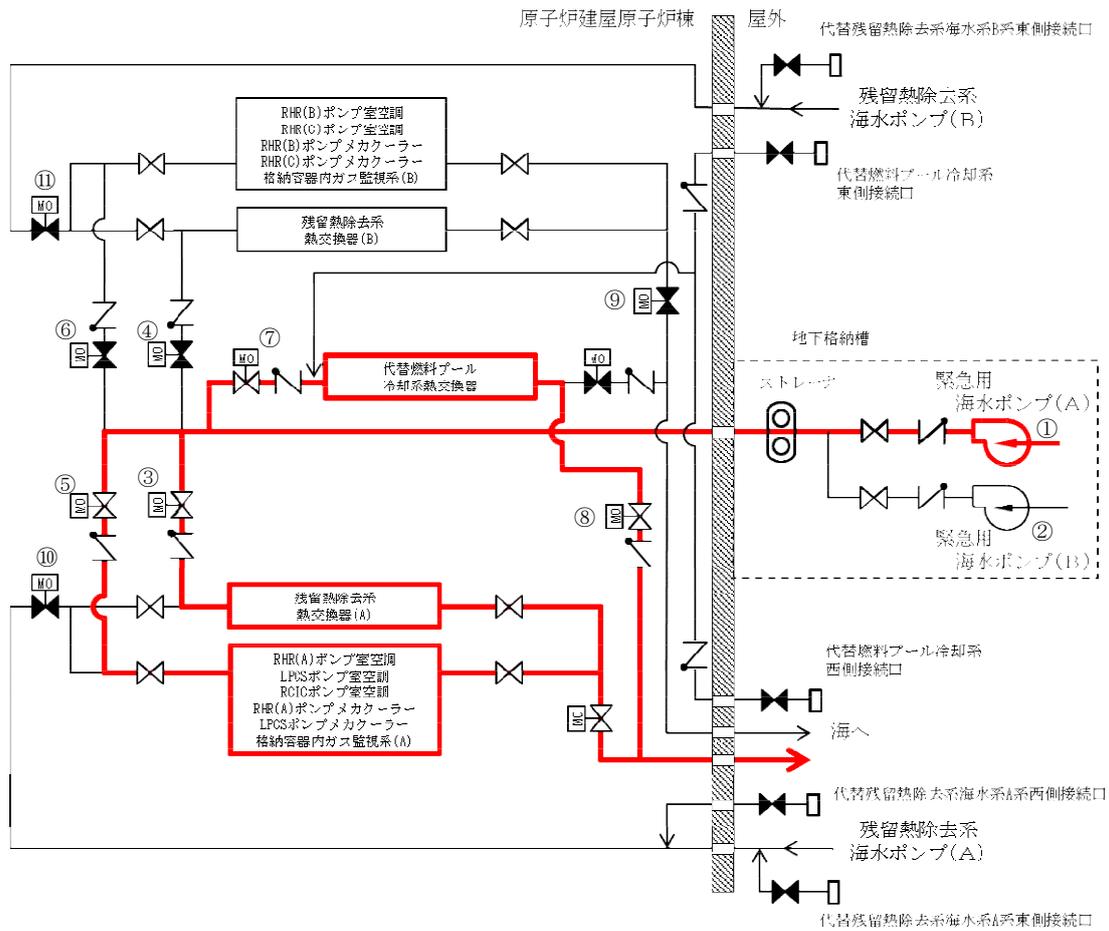
## 1. 概要

代替循環冷却系の概要は以下のとおり。また、第 1 図に代替循環冷却系の系統概要図、第 2 図に代替循環冷却系の補機冷却系である緊急用海水系の系統概要図、第 3 図にこれらの系統における単線結線図、代替循環冷却系の主要機器の仕様及び健全性を参考 1 に示す。

- ・ サプレッション・プールを水源とし、代替循環冷却系ポンプによる原子炉及び格納容器の循環冷却が可能な系統
- ・ 系統水はサプレッション・プールから残留熱除去系ポンプを經由して残留熱除去系熱交換器を通り、代替循環冷却系ポンプに供給され、代替循環冷却系ポンプにより原子炉への注水及び格納容器スプレイ等を実施
- ・ 本系統は代替循環冷却系（A系）及び代替循環冷却系（B系）の 2 系列の設計
- ・ 本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、発電所構内に配備した常設代替高圧電源装置 2 台からの給電により起動可能な設計
- ・ 代替循環冷却系の使用時には、残留熱除去系海水系、常設設備である緊急用海水系又は可搬型設備である代替残留熱除去系海水系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保（第 2 図：緊急用海水系の系統概要図）
- ・ 第 1 図に示すとおり、代替循環冷却系（B系）の格納容器スプレイラインと代替格納容器スプレイ冷却系のラインが一部共有
- ・ サポート系である緊急用海水系を含め、運転操作は中央制御室での遠隔操作が可能な設計



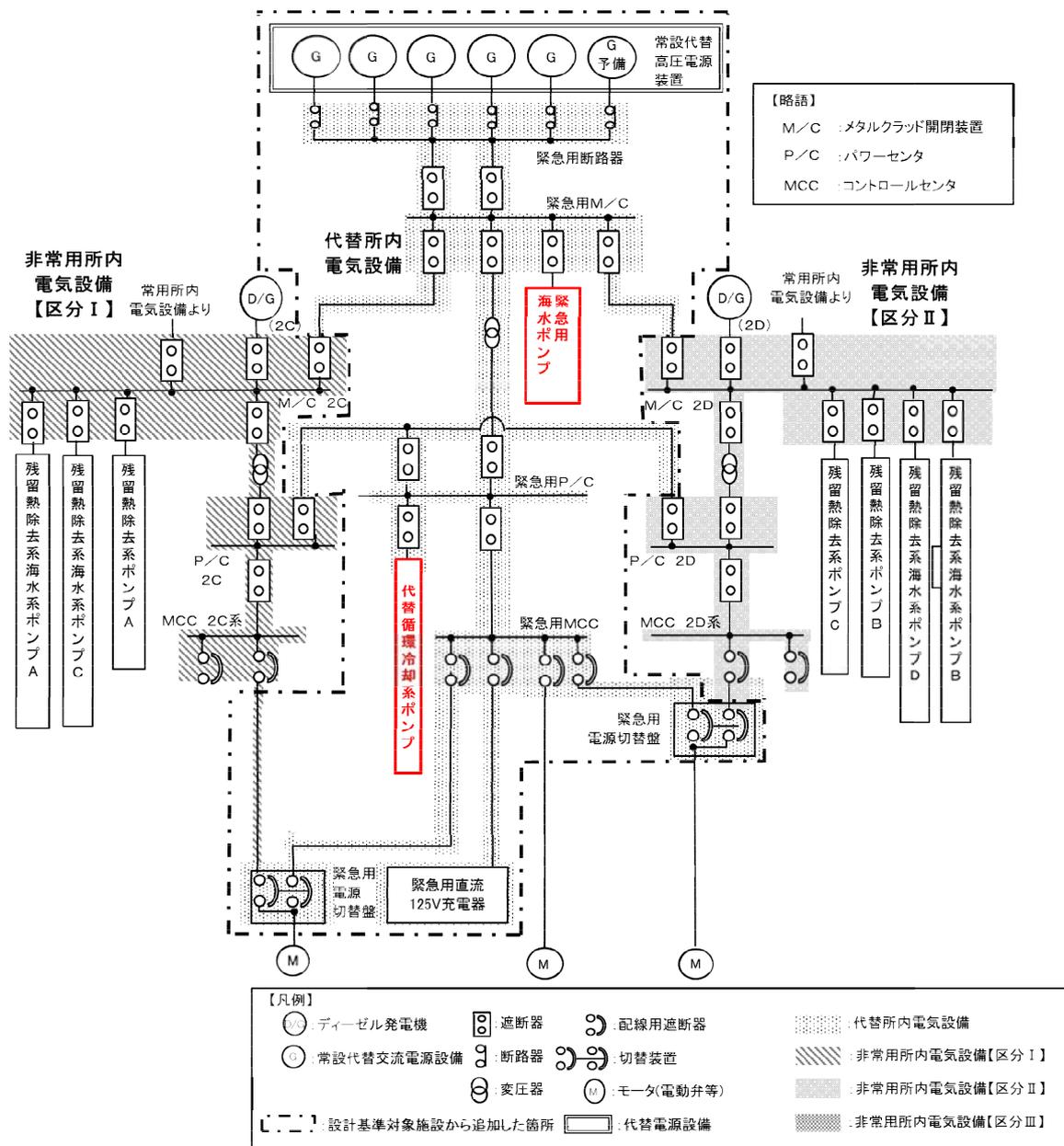
第1図 代替循環冷却系の系統概要図



	機器名称		機器名称
①	緊急用海水ポンプ(A)	⑦	緊急用海水系代替F P C系隔離弁
②	緊急用海水ポンプ(B)	⑧	緊急用海水系代替F P C系出口弁(A)系
③	緊急用海水系RHR A系熱交換器隔離弁	⑨	緊急用海水系代替F P C系出口弁(B)系
④	緊急用海水系RHR B系熱交換器隔離弁	⑩	残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁(A)系
⑤	緊急用海水系RHR A系補機隔離弁	⑪	残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁(B)系
⑥	緊急用海水系RHR B系補機隔離弁		

第2図 緊急用海水系の系統概要図

(残留熱除去系海水系A系供給時)



第3図 単線結線図

## 2. 設置許可基準規則上の位置付け

代替循環冷却系は、重大事故時において格納容器の破損を防止する目的から格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備であり、設置許可基準規則50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）の重大事故等対処設備として位置付ける。

なお、設置許可基準規則47条（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）における炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合、設置許可基準規則49条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）の重大事故等対処設備としても位置付ける。

### 3. 格納容器過圧破損防止対策としての代替循環冷却系の基本設計方針

#### 【設置許可基準規則】

(重大事故等対処設備)

第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない

一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

三 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること

六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほ

か、次に掲げるものでなければならない。

- 一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。
- 二 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の向上等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りではない。
- 三 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれないよう、適切な措置を講じたものであること。

(1) 環境条件等（第43条 第1項 第1号，第6号）

代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器は，重大事故等時における設置場所の環境条件を考慮した設計とする。

代替循環冷却系ポンプの操作は，中央制御室で可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は海水を通水するため，耐腐食性材料を使用する設計とする。

(2) 操作性の確保（第43条 第1項 第2号，第4号）

代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器を使用する代替循環冷却系は，中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。また，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替え可能な設計とする。

(3) 試験・検査性（第43条 第1項 第3号）

代替循環冷却系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，機能・性能の確

認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、代替循環冷却系ポンプは、分解が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、内部の確認が可能なようにフランジを設ける設計とする。

(4) 悪影響防止（第43条 第1項 第5号）

代替循環冷却系ポンプ、サプレッション・プール、緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を使用する代替循環冷却系は、弁操作等によって、設計基準事故対処設備として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、サプレッション・プール水に含まれる核分裂生成物の系外放出を防止するため、代替循環冷却系は閉ループにて構成する設計とする。

(5) 容量等（第43条 第2項 第1号）

代替循環冷却系ポンプは、格納容器の過圧破損防止に必要なポンプ流量を有する設計とする。

サプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、格納容器の過圧破損防止に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の残留熱除去系海水系の機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の伝熱容量が、格納容器の過圧破損防止に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

(6) 共用の禁止（第43条 第2項 第2号）

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないため、代替循環冷却系の共

用はない。

(7) 多様性，位置的分散等（第 43 条 第 2 項 第 3 号）

代替循環冷却系は重大事故等緩和設備であり，設置許可基準規則（第 43 条第 2 項第 3 号）に基づき共通要因による設計基準事故対処設備（残留熱除去系）との同時の機能喪失防止が要求されるものではないが，代替循環冷却系の信頼性向上のため，以下のとおり残留熱除去系との多様性，独立性及び位置的分散を図った設計とする。

ポンプについては，残留熱除去系ポンプと異なる区画に設置し，位置的分散を考慮した設計とする（第 4 図）。代替循環冷却系ポンプのサポート系として，冷却水は不要（自然冷却）とすることで，残留熱除去系ポンプの冷却水（残留熱除去系海水系）と同時に機能喪失しない設計とする。電源については，常設代替高圧電源装置を使用することで，残留熱除去系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）と同時に機能喪失しない設計とする。電動弁については，駆動部に設けるハンドルにて手動操作も可能な設計とすることで，電動駆動に対し多様性を持った設計とする（第 1 表）。

残留熱除去系と代替循環冷却系の独立性については，第 2 表で示すとおり，地震，津波，火災及び溢水により同時に故障することを防止するために，独立性を確保する設計とする。

第1表 多様性及び位置的分散

項目	残留熱除去系	代替循環冷却系
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	代替循環冷却系ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟地下2階 残留熱除去系（A）及び（B） ポンプ室	原子炉建屋原子炉棟地下2階 残留熱除去系（A）及び（B） 熱交換器室
水源	サプレッション・プール	サプレッション・プール
	原子炉建屋原子炉棟地下2階	原子炉建屋原子炉棟地下2階
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要（内包油）	不要（内包油）
冷却水	残留熱除去系海水系	不要（自然冷却）
駆動電源	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備
	原子炉建屋付属棟地下1階	屋外

第2表 設計基準事故対処設備との独立性

項目		残留熱除去系	代替循環冷却系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系は耐震Sクラス設計とし、代替循環冷却系は基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることから、基準地震動 $S_s$ が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系は防潮堤及び浸水防止設備の設置により、また、代替循環冷却系は防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、原子炉建屋原子炉棟の水密化されたエリアに設置により、津波が共通要因となって故障することのない設計とする。	
	火災	代替循環冷却系と設計基準事故対処設備の残留熱除去系は火災が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	溢水	代替循環冷却系と設計基準事故対処設備の残留熱除去系は溢水が共通要因となり故障することのない設計とする。	



第 4 図 代替循環冷却系ポンプの配置図

**【設置許可基準規則】**

(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)

第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない

(1) 代替循環冷却系の設置

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために代替循環冷却系を設ける。

代替循環冷却系は、サプレッション・プールを水源とし、代替循環冷却系ポンプによる原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイが可能な設計とする。

#### 4. 代替循環冷却系（B系）を使用した場合の評価

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・過温破損）」では、代替循環冷却系と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を同時に使用しないため、代替循環冷却系（B系）を使用した場合でも事故進展に影響はない。

一方、格納容器破損モード「DCH, FCI, MCCI」では、原子炉圧力容器破損後に代替循環冷却系（A系）と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による同時の格納容器スプレイを実施する条件で解析しているが、1.に記載のとおり、代替循環冷却系（B系）と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による同時の格納容器スプレイは実施できないことから、代替循環冷却系（B系）のみを使用<sup>\*</sup>した条件でのMAAP解析を実施した。

※ 外部水源の持ち込みを制限し、サプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベント遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）より代替循環冷却系（B系）を優先して使用することを想定

第3表及び第4表に格納容器破損モード「DCH, FCI, MCCI」の評価シーケンスにおける代替循環冷却系（A系）を使用した場合と代替循環冷却系（B系）を使用した場合の解析条件及び解析結果の比較を示す。また、格納容器圧力挙動及び温度挙動を第5図から第8図に示す。

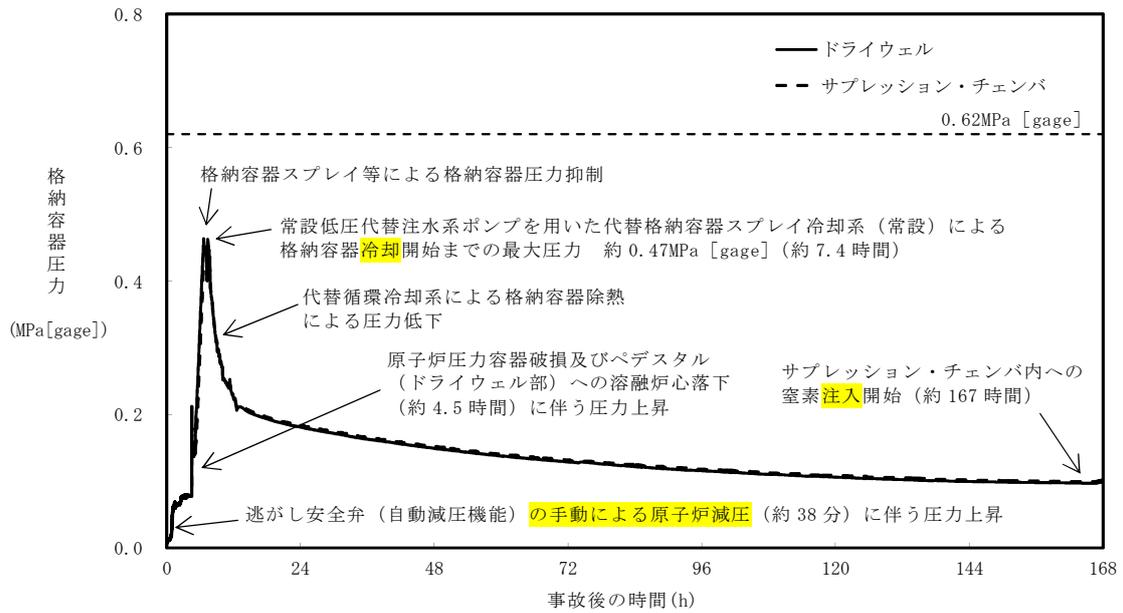
代替循環冷却系（B系）を使用した場合においても、有効性評価の評価項目である格納容器温度 200℃以下、圧力 620kPa[gage]以下に抑えられることを確認した。

第3表 解析条件の比較

	代替循環冷却系A系を使用した場合 (有効性評価における代替循環冷却系を 使用した場合のケース)	代替循環冷却系(B系)を使用した場合 (今回の評価ケース)
注水及び又はスプレイ を実施する系統	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水 代替循環冷却系(A系)</li> <li>格納容器スプレイ 代替循環冷却系(A系)</li> <li>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</li> <li>ペDESTAL(ドライウエル部)注水 格納容器下部注水系(常設)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水 代替循環冷却系(B系)</li> <li>格納容器スプレイ 代替循環冷却系(B系)</li> <li>ペDESTAL(ドライウエル部)注水 格納容器下部注水系(常設)</li> </ul>
代替循環冷却系の機器 条件・操作条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>事象発生90分後から250m<sup>3</sup>/hでドライ ウエルスプレイを実施</li> <li>R P V破損後に格納容器圧力が低下傾向 に転じて30分後、150m<sup>3</sup>/hでドライウ エルスプレイ、100m<sup>3</sup>/hで原子炉注水を 実施</li> </ul>	代替循環冷却系(A系)を使用した場合 と同じ
代替格納容器スプレイ 冷却系(常設)の機器 条件・操作条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器破損+6分後から300m<sup>3</sup> /hでドライウエルスプレイを実施し、R P V破損後に格納容器圧力が低下傾向に 転じて30分後に停止</li> <li>その後、間欠スプレイ(格納容器圧力400 ~465kPa[gage])を実施</li> </ul>	(実施しない)
格納容器下部注水系 (常設)の機器条件・ 操作条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器破損後+7分後から80m<sup>3</sup> /hで格納容器下部水位制御(水位2.25 ~2.75m)を実施</li> </ul>	代替循環冷却系(A系)を使用した場合 と同じ

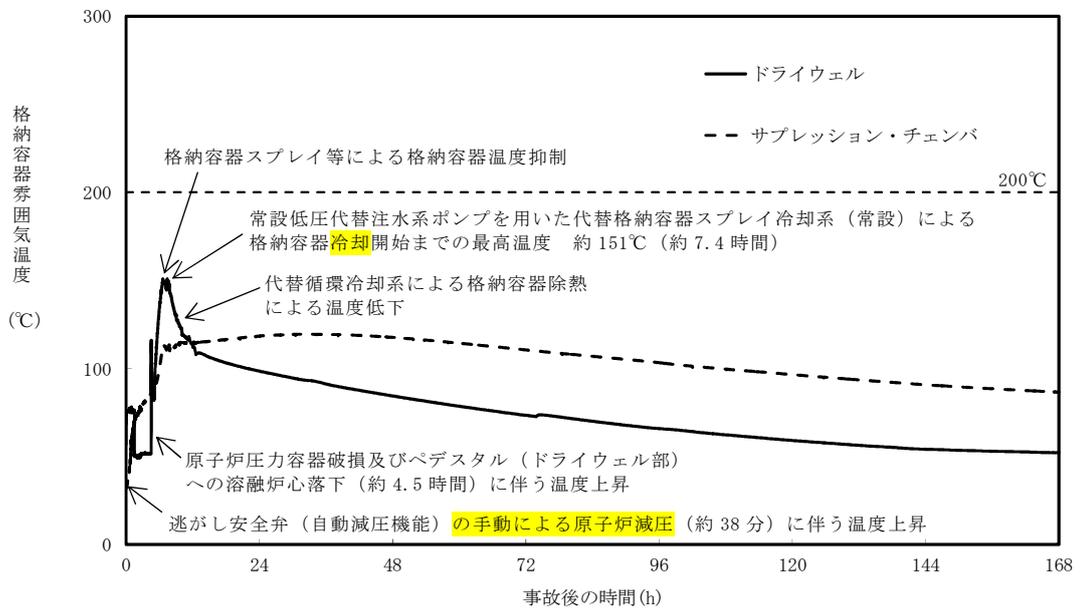
第4表 解析結果の比較

	代替循環冷却系A系を使用した場合 (有効性評価における代替循環冷却系を 使用した場合のケース)	代替循環冷却系(B系)を使用した場合 (今回の評価ケース)
格納容器圧力の最大値	0.47MPa[gage]	約0.58MPa[gage]
格納容器雰囲気温度の 最大値	151℃	162℃



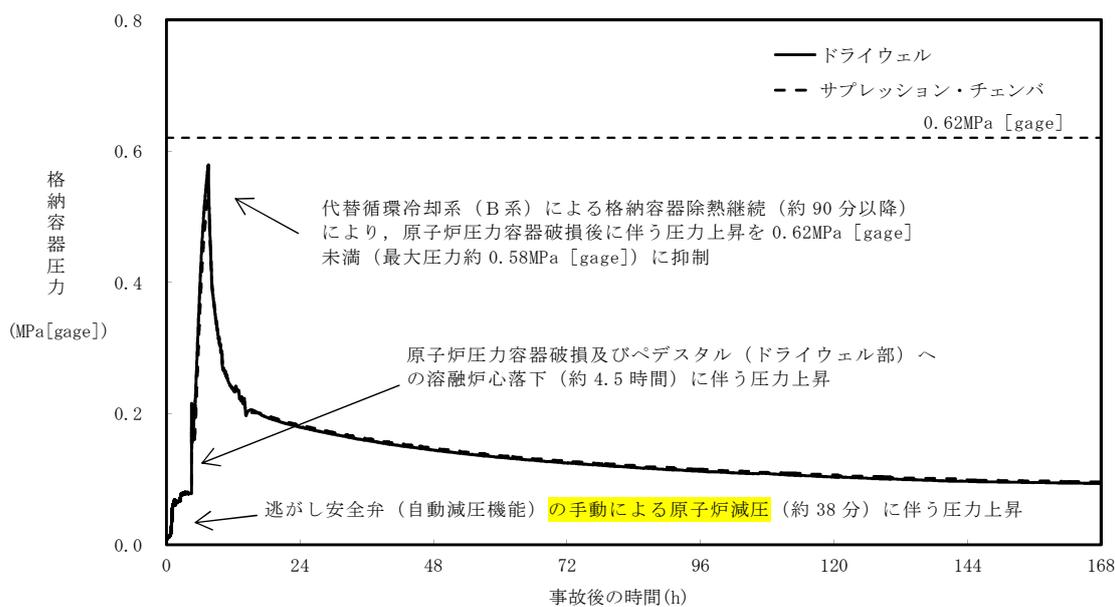
第5図 「DCH, FCI, MCCI」における

代替循環冷却系（A系）を使用した場合の格納容器圧力の推移



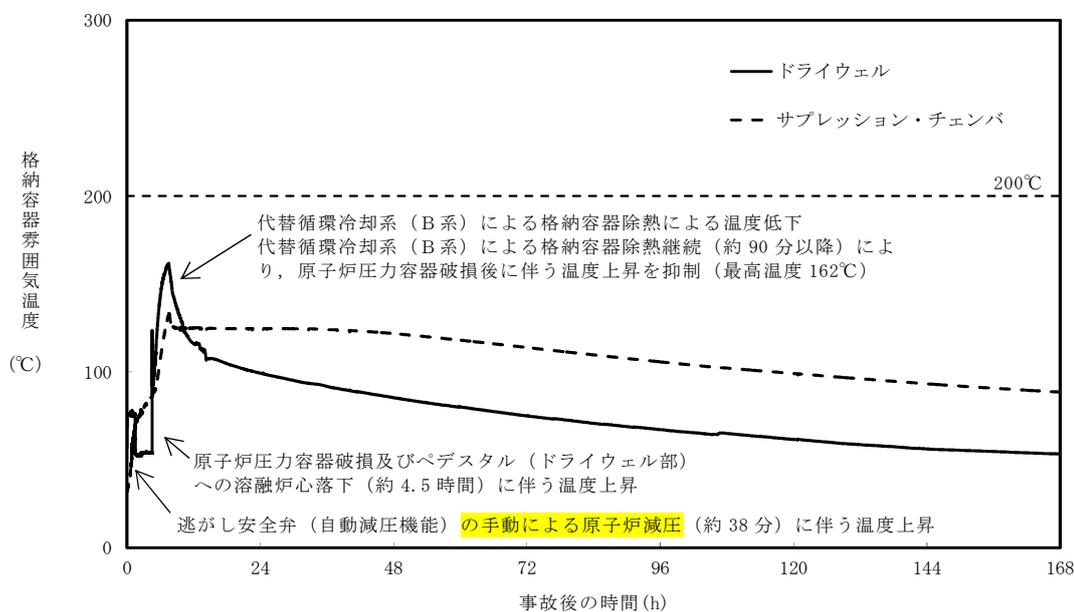
第6図 「DCH, FCI, MCCI」における

代替循環冷却系（A系）を使用した場合の格納容器雰囲気温度の推移



第7図 「DCH, FCI, MCCI」における

代替循環冷却系 (B系) を使用した場合の格納容器圧力の推移



第8図 「DCH, FCI, MCCI」における

代替循環冷却系 (B系) を使用した場合の格納容器雰囲気温度の推移

## 代替循環冷却系の主要機器の仕様及び健全性について

## 1. 主要機器の仕様

## (1) 代替循環冷却系ポンプ

型	式	: ターボ形
台	数	: 1 (予備1)
容	量	: 約250m <sup>3</sup> /h/個
全	揚	程 : 約120m
最	高	使用圧力 : 3.45MPa[gage]
最	高	使用温度 : 80℃

## (2) 残留熱除去系熱交換器

型	式	: 縦型Uチューブ式
基	数	: 2
最	高	使用圧力 : 3.45MPa[gage]
最	高	使用温度 : 249℃
伝	熱	容量 : 約19.4×10 <sup>3</sup> kW/ (1基当たり)

(原子炉停止時冷却モード)

## 2. 代替循環冷却系の健全性

代替循環冷却系の健全性について、「代替循環冷却系ポンプの健全性」, 「残留熱除去系ポンプの健全性」, 「シール材の信頼性」の観点から評価する。なお、残留熱除去系熱交換器については、最高使用温度が249℃で設計されているため、健全性に問題はない。

## (1) 代替循環冷却系ポンプの健全性

0.62MPa[gage] (2Pd)においては、サブプレッション・プール水の温度は

0.62MPa[gage] (2Pd) における飽和温度167°Cとなる。サブプレッション・プール水は残留熱除去系ポンプを經由し、残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水ポンプからの海水を用いて残留熱除去系熱交換器にて冷却後、代替循環冷却系ポンプにて原子炉及びドライウエルに注水を行う。ここでは、残留熱除去系熱交換器において冷却したサブプレッション・プール水の温度が、代替循環冷却系ポンプの最高使用温度80°Cを超えないことを確認する。評価条件は以下のとおり。

緊急用海水ポンプ流量	: 600m <sup>3</sup> /h
代替循環冷却系ポンプ流量	: 250m <sup>3</sup> /h
海水温度	: 32°C
サブプレッション・プール水温度	: 167°C

上記の条件で残留熱除去系熱交換器出口温度を評価した結果、出口温度は約70°Cと評価され、代替循環冷却系ポンプの最高使用温度80°Cを下回る。なお、代替循環冷却系ポンプの運転に伴うポンプ入熱による影響及びサブプレッション・プール水中の核分裂生成物による発熱による影響については、代替循環冷却系ポンプの入口側に残留熱熱交換器が設置されており、代替循環冷却系ポンプの運転によって、残留熱除去系熱交換器により冷却された水に入れ替わることから影響はないものとする。

以上より、2Pdの条件下においても、代替循環冷却系ポンプの健全性については問題ない。

## (2) 残留熱除去系ポンプの健全性

代替循環冷却系については、残留熱除去系ポンプ（最高使用圧力：3.51MPa、最高使用温度：182°C）を流路として使用する。

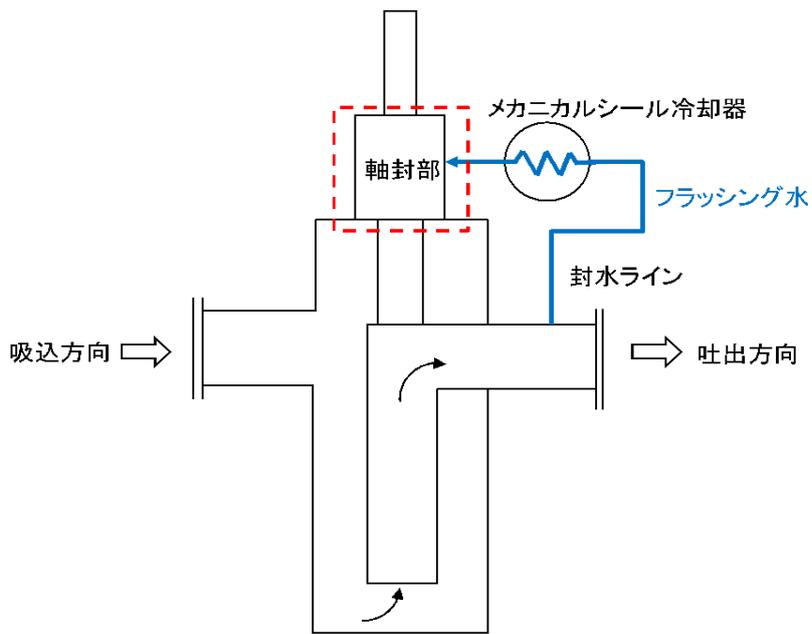
系統概要図(第2図)に示すとおり、代替循環冷却系は代替循環冷却系ポンプでサブプレッション・プールの水を循環させる系統構成となっており、残留熱除去系が機能喪失している前提で使用する設備であるため、残留熱除去系ポンプは、停止している状態でポンプ内を系統水が流れることとなる。残留熱除去系ポンプの軸封部はメカニカルシールで構成されており、ポンプ吐出側から分岐して送水される冷却水（フラッシング水）により温度上昇を抑える設計としている（第1図）。

ポンプ停止時に系統水が流れる状態においては、通常どおりメカニカルシールに冷却水（フラッシング水）が送水されないことが考えられるため、その際のシール機能への影響について確認した。

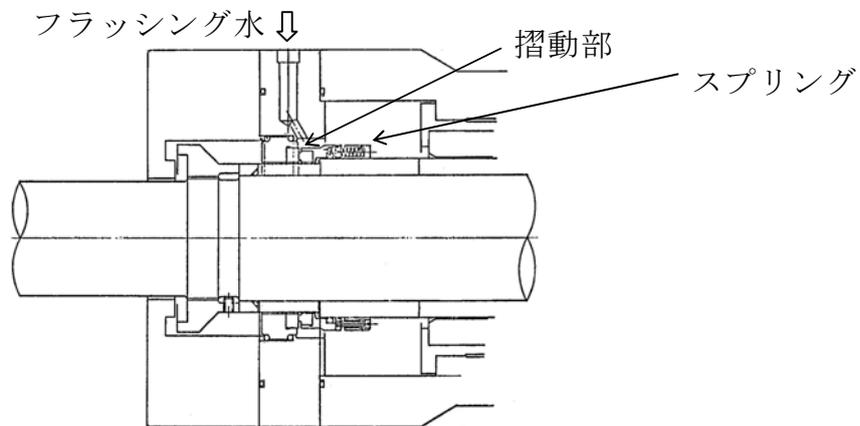
残留熱除去系ポンプのメカニカルシールは、スプリングによって摺動部を押さえつける形でシールする構造となっている（第2図）。代替循環冷却系運転時には残留熱除去系ポンプが停止している状態であるため、通常のポンプ運転時のように冷却水（フラッシング水）が封水ラインを通じてメカニカルシール部に通水されないことが想定されるが、上述のとおり、冷却水（フラッシング水）はメカニカルシールの摺動による温度上昇を抑えるためのものであり、ポンプが停止している状態では冷却の必要がなく、特にメカニカルシールの機能に影響はない

なお、軸封部及び封水ラインにおいては、代替循環冷却系ポンプ運転時には残留熱除去系ポンプが停止していることから、ポンプの吐出圧力に相当する圧力がかかることはなく、格納容器圧力である0.62MPa[gage]（2Pd）であるため、軸封部への影響はないと考える。

したがって、代替循環冷却系運転時において軸封部からの系統水の著しい漏えいはないと考えており、残留熱除去系ポンプの最高使用温度以下で通水されることから健全性については問題ない。



第1図 残留熱除去系ポンプ 概要図



第2図 残留熱除去系ポンプメカニカルシール 構造図

(3) シール材の健全性について

代替循環冷却系を使用する場合に，系統内の弁，配管及びポンプのバウンダリに使用されているシール材について高温環境による影響，放射

線影響及び化学種による影響によって材料が劣化し漏えいが生じる可能性がある。これらの影響について下記のとおり評価を行った。

① 高温環境及び放射線による影響

代替循環冷却系は、重大事故時に炉心損傷した状況でシステムを使用することとなる。このため、高温環境下であること及びシステム内を高放射能の流体が流れることから、高温及び放射線による劣化が懸念される。

上記に示す部材のうち、配管フランジガスケット及び弁グランドシールには膨張黒鉛材料若しくはステンレス等の金属材料が用いられている。これらは、耐熱性があること、及び無機材料であり高放射線下においても劣化の影響はないか極めて小さい。このため、これらについては評価温度である200℃以上の耐熱性を有することに加え、放射線による影響についても、耐放射線性能が確認されたシール材を用いることから、シール性能が維持されるものとする。

残留熱除去系ポンプのバウンダリを構成する部材(メカニカルシール、ケーシングシール等)のシール材には、エチレンプロピレンゴム (EPDM) やフッ素ゴムが用いられており、高温環境下での使用による影響及び放射線による影響を受けて劣化することが考えられるため、200℃の環境下において7日間の高耐熱性を有し、耐放射線性に優れた改良EPDM製シール材への取替えを今後行うことにより、耐熱性及び耐放射線性を確保する。

また、代替循環冷却系ポンプのバウンダリを構成する部材(ケーシングシール等)のシール材についても同様に、耐熱性及び耐放射線性に優れた材料を適用する。

② 核分裂生成物による化学的影響

炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能

性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム及びハロゲン元素であるよう素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットはアルカリ環境において劣化の影響はなく、また、EPDMについても耐アルカリ性を有する材料であることから、セシウムによるシール機能への化学的影響はないものと考えられる。

一方、ハロゲン元素のよう素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットでは影響がないが、有機材料であるEPDMでは影響を生じる可能性がある。設備での使用を考慮している改良EPDMについては、電力共同研究により、よう素による影響の確認を行っており、炉心損傷時に想定されるよう素濃度（約450mg/m<sup>3</sup>）よりも高濃度のよう素環境下（約1,000mg/m<sup>3</sup>）においても、圧縮永久ひずみ等のシール材としての性状に大きな変化がないことを確認している。また、ガスケットメーカーにおいて、よう素に対するEPDM材の耐性として、第1表に示すとおり、5段階評価（ランク1が最も耐性がある）のうち、ランク2に位置づけられており、よう素に対する耐性があるものと考えられる。

このように、よう素に対する性能が確認された材料を用いることにより、漏えい等の影響が生じることはないものと考えられる。

第1表 EPDMの特性

薬品	耐性ランク
ヨウ素	2

<耐性ランクの凡例>

- 1：動的部分にも使用可能で体積変化率は10%以内。
- 2：動的部分にも条件により使用可能，体積変化率は20%以内。
- 3：静的部分には使用可能，体積変化率は30%以内。
- 4：静的部分には条件により使用可能，体積変化率は100%以内。
- 5：使用できない，体積変化率は100%以上。

出典：日本バルカー工業(株)発行「バルカーハンドブック」より抜粋

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、サプレッション・プール水の酸性化を防止すること及びサプレッション・プール水中の核分裂生成物由来のヨウ素を捕捉することにより、ヨウ素の放出量の低減を図るため、サプレッション・プール水pH制御装置を自主的な取組みとして設ける計画である。サプレッション・プール水pH制御装置の使用により、アルカリ薬液である水酸化ナトリウムを格納容器へ注入することとなるため、アルカリ薬液によるシール性への影響が懸念されるが、耐アルカリ性を有する改良EPDMを使用することにより、格納容器バウンダリのシール機能には影響はない。

## 代替循環冷却系のシステム非信頼度について

## 1. はじめに

フォールトツリー手法を用いて、代替循環冷却系のシステム非信頼度を評価する。

## 2. 評価条件

評価条件は第 1 表のとおり。

第 1 表 代替循環冷却系のシステム非信頼度の評価条件

システム非信頼度の評価範囲	代替循環冷却系，緊急用海水系及び常設代替交流電源設備
代替循環冷却系の成功基準	2 系列中 1 系列
緊急用海水系の成功基準	ポンプ 2 台中 1 台
常設代替交流電源設備の成功基準	常設代替高圧電源装置 5 台中 2 台
システム非信頼度の評価	機器のランダム故障を対象 使命時間 24 時間

## 3. 評価結果

代替循環冷却系のシステム非信頼度を，第 1 図のフォールトツリーを用いて評価した。その結果，第 2 表に示すとおり，代替循環冷却系 2 系列（A 系及び B 系）のシステム非信頼度は約  $3 \times 10^{-4} / \text{demand}$ ，1 系列を想定した場合（A 系のみの場合）の非信頼度は約  $2 \times 10^{-3} / \text{demand}$  となり，代替循環冷却系の多重化設計により，システム非信頼度は 1 系列時に比べて 1 桁程度低減する。

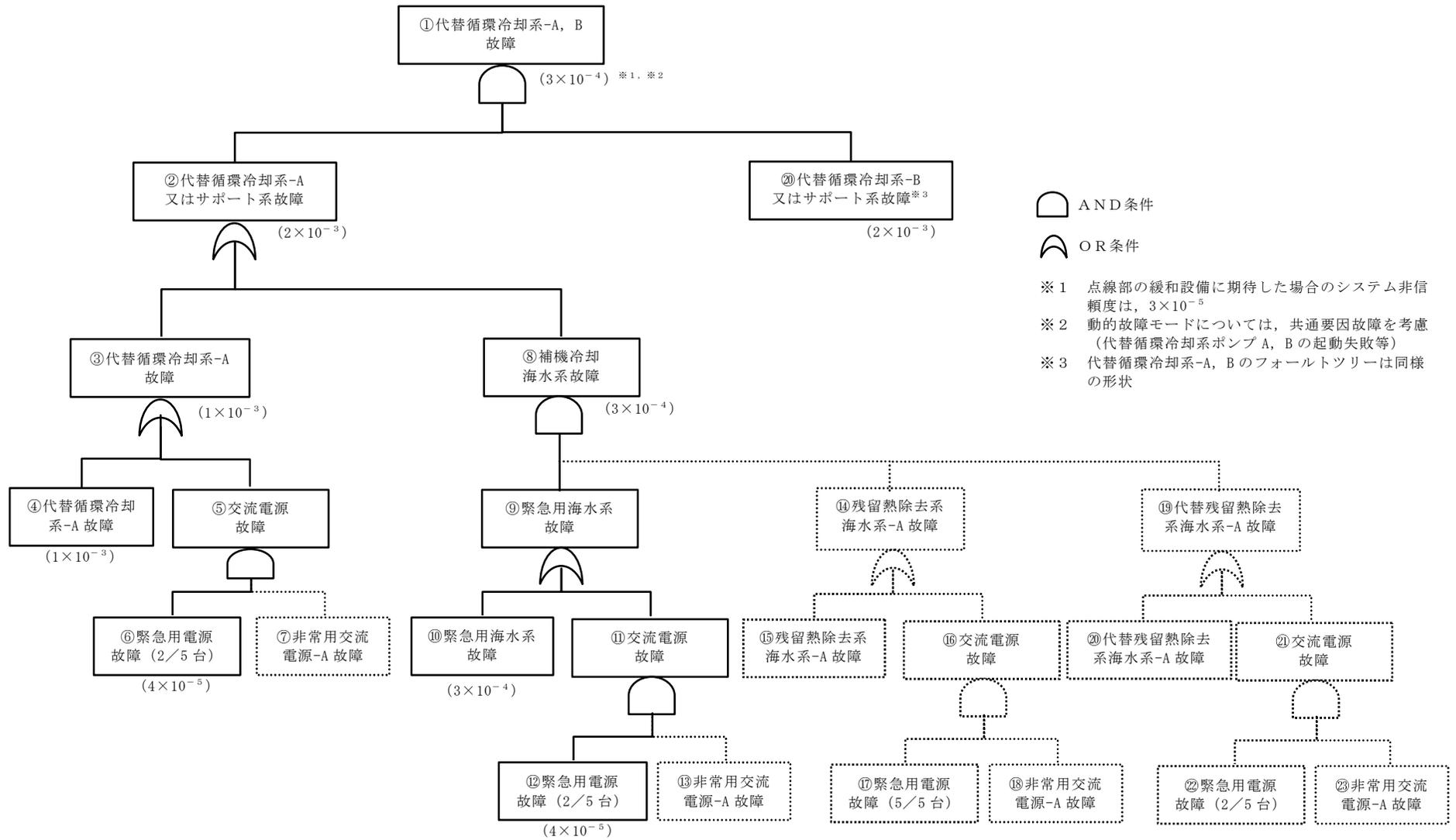
なお，代替循環冷却系のサポート系として残留熱除去系海水系，代替残留

熱除去系海水系及び非常用交流電源が使用可能な場合のシステム非信頼度は約  $3 \times 10^{-5}$  /demand となり，代替循環冷却系を多重化することでシステム非信頼度は 2 桁程度低減する。

第 2 表 代替循環冷却系のシステム非信頼度

	システム非信頼度 ( /demand)	
	サポート系として緊急用海水系，常設代替交流電源設備を考慮した場合	他のサポート系にも期待した場合 (参考※)
代替循環冷却系 1 系列	約 $2 \times 10^{-3}$	約 $1 \times 10^{-3}$
代替循環冷却系 2 系列	約 $3 \times 10^{-4}$	約 $3 \times 10^{-5}$
低減割合 (代替循環冷却系 2 系列 / 代替循環冷却系 1 系列)	$\doteq 0.2$	$\doteq 0.03$

※ 設計基準事故対処設備としての残留熱除去海水系，非常用電源及び代替残留熱除去系海水系の使用を考慮した場合の参考評価



第1図 システム非信頼度の評価に用いたフォールトツリー

## 代替残留熱除去系海水系を用いた場合の評価

## 1. 代替残留熱除去系海水系の位置づけ

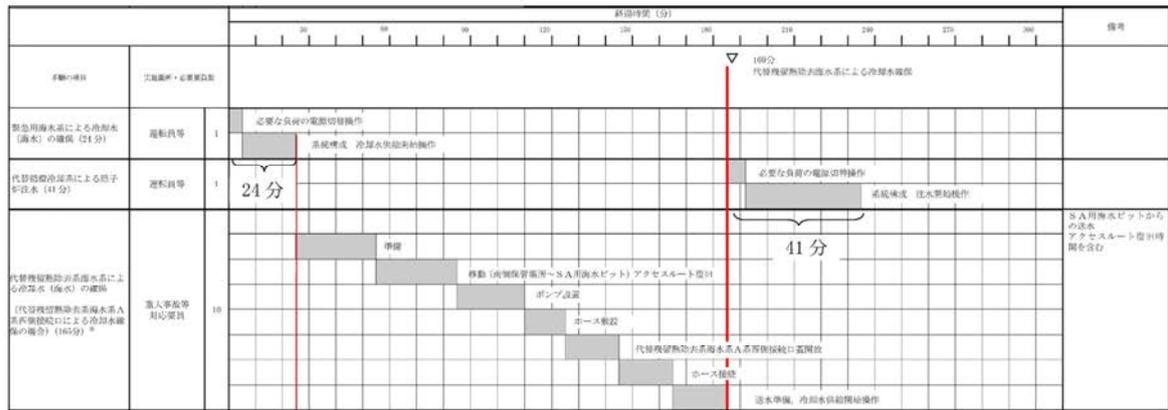
代替残留熱除去系海水系は、残留熱除去系及び代替循環冷却系のサポート系であり、残留熱除去系海水系の機能喪失又は全交流動力電源喪失時において、緊急用海水系の後備の対応手段として位置付けている。

## 2. 代替残留熱除去系海水系を用いた場合の有効性評価への影響

上述のとおり、残留熱除去系海水系の機能喪失又は全交流動力電源の喪失により残留熱除去系海水系が機能喪失し、緊急用海水系が使用できない場合において、代替残留熱除去系海水系の起動準備等手順に着手する。そのため、第1図に示すとおり、緊急用海水系が使用できる場合に比べ、最大約165分程度（約2.8時間）の代替循環冷却系の起動遅れが想定される。

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・過温破損）」の有効性評価における代替循環冷却系を使用する場合は、事象発生90分後（1.5時間後）に代替循環冷却系を起動しているが、代替残留熱除去系海水系を用いた場合には、上記の起動遅れを踏まえると事象発生255分後（4.3時間後）に代替循環冷却系を起動することになるが、起動までの間に格納容器圧力及び雰囲気温度は相対的に高く推移することとなる。ただし、代替循環冷却系が起動せずに約3.9時間後に格納容器圧力が465kPa[gage]（1.5Pd）に到達すれば代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器スプレーを実施し、4.3時間後以降は代替循環冷却系を用いた内部水源による格納容器スプレーに切り替えることで、格納容器圧力及び雰囲気温度は評価項目である最高使用圧力の2倍（620kPa[gage]（2Pd））及び200℃を下回ることとなる。なお、有効性評価において代替循環冷却系を使用

する場合には、事象発生 90 分後からの代替循環冷却系による格納容器除熱により代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施することはないが、代替残留熱除去系海水系に期待する場合には、事象発生 3.9 時間後から代替循環冷却系の想定起動時間の約 255 分後までの間は代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による外部水源を用いた格納器スプレイを実施することになる。このことから、有効性評価において代替循環冷却系を使用する場合よりも外部水源の持ち込み量が多くなり、格納容器の自由体積が減少することに伴い、格納容器内の酸素濃度の上昇が早くなることが考えられる。しかしながら、第 1 表に示すとおり、サブプレッション・プール通常水位でのサブプレッション・チェンバの空間容積（4,100m<sup>3</sup>）に対する外部水源の持ち込み量は、有効性評価において代替循環冷却系を使用する場合と比較しても約 200m<sup>3</sup>程度の増加であり、格納容器ベント時間に与える影響は軽微であると考えられる。



※東側接続口による冷却水確保の場合は150分

165分 ← 代替残留熱除去系海水系を使用する場合の増加時間

第1図 代替残留熱除去系を起動する場合のタイムチャート

第1表 外部水源持込量の比較

		外部水源の持ち込み量		
		事象発生～1.5時間後	1.5時間後～4.3時間後	合計
有効性評価において代替循環冷却系を使用する場合	原子炉注水	250m <sup>3</sup>	0m <sup>3</sup>	400m <sup>3</sup>
	格納容器スプレイ	150m <sup>3</sup>	0m <sup>3</sup>	
代替残留熱除去系海水系を使用する場合	原子炉注水	250m <sup>3</sup>	140m <sup>3</sup> ※1	592m <sup>3</sup>
	格納容器スプレイ	150m <sup>3</sup>	52m <sup>3</sup> ※2	

※1 事象発生から6時間後までの平均崩壊熱相当の注水流量である50m<sup>3</sup>/hの原子炉注水を実施するものとして算出

※2 格納容器圧力465kPa[gage] (1.5Pd) に到達する約3.9時間後から最大スプレイ流量である130m<sup>3</sup>/hの格納容器スプレイを実施するものとして算出

## 代替循環冷却系による格納容器ベント遅延効果

## 1. はじめに

重大事故時に代替循環冷却系を使用する場合、代替循環冷却系により格納容器の除熱をすることにより事故後短時間での格納容器ベントは回避されることが期待される。ここでは、代替循環冷却系を使用できない場合の格納容器ベント時間を評価し、代替循環冷却系を使用する場合の格納容器ベント時間と比較することで、代替循環冷却系を使用する場合の格納容器ベントの遅延効果を確認する。

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・過温破損）」の有効性評価のうち代替循環冷却系を使用できない場合においては、中央制御室の居住性評価や中央制御室待避室の遮蔽設計等を保守的に行うため、代替循環冷却系を使用できないことにより早期に格納容器ベントに至る条件を設定している（ケース②：ベースケース）。具体的には参考 2 に示すが、代替循環冷却系による格納容器ベントの遅延効果の評価するための評価条件と比べて、格納容器スプレイ温度等について保守的な評価条件を用いた。

一方、ここでは、代替循環冷却系を使用できない場合の格納容器ベント時間の評価に当たって、実手順等を踏まえた条件を採用し、現実的な格納容器ベント時間を評価することとする（ケース①：実手順等を踏まえたケース）。

## 2. 代替循環冷却系に期待する場合

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・過温破損）」の有効性評価における代替循環冷却系を使用する場合では、代替循環冷却系により格納容器除熱を実施し、重大事故相当の G 値を想定した条

件としており、可燃性ガス排出のための格納容器ベント基準となる格納容器内酸素濃度 4.3vol%（ドライ条件）に到達する時間は事故後約 40 日後（約 39.7 日後）となる。

また、酸素濃度が早く上昇する場合の影響を確認するため、酸素濃度上昇を厳しくする設計基準事故相当の G 値を想定した感度解析ケースでは、可燃性ガス排出のための格納容器ベント基準となる格納容器内酸素濃度 4.3vol%（ドライ条件）に到達する時間は事故後約 5 日後（約 122 時間後）となる。

なお、代替循環冷却系を使用する場合には、格納容器内に窒素注入を実施することにより格納容器内酸素濃度の上昇を抑制し、格納容器ベントの開始時間を大幅に遅延させる手順とする。格納容器内への窒素注入手順としては、格納容器バウンダリの健全性に対する裕度の確保及び格納容器漏えいの影響を考慮し、格納容器圧力 310kPa[gage] (1Pd) までの注入を基本とするが、本感度解析のように 1Pd まで窒素を注入しても早期の格納容器ベント（事故後 7 日以内を想定）に至る場合には、465kPa[gage] (1.5Pd) までの追加の窒素注入を実施することで、可能な限り格納容器ベントを遅延させ、環境への影響を低減させることとする。

窒素注入条件を第 1 表及び第 2 表に示す。また、重大事故相当の G 値及び設計基準事故相当の G 値を想定した場合の格納容器圧力等の推移を第 1 図から第 8 図に示す。

上記の格納容器ベント時間と「3. 代替循環冷却系を使用できない場合」における格納容器ベント時間を比較することで、代替循環冷却系による格納容器ベント遅延効果を確認する。

第1表 重大事故相当のG値を想定した場合の窒素注入条件

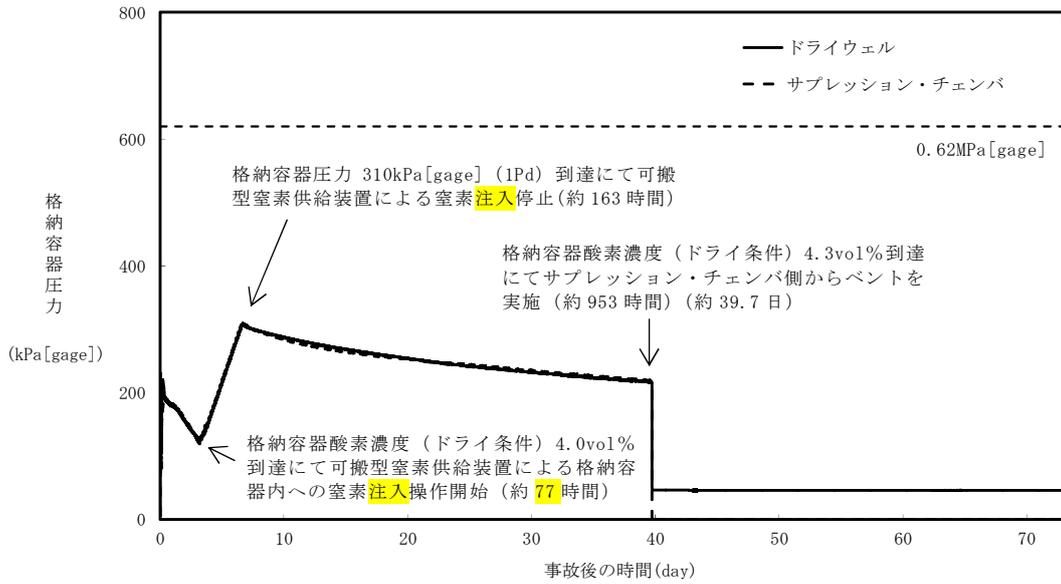
時間		窒素注入条件
①	PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達	S/C への窒素注入 (窒素 198Nm <sup>3</sup> /h, 酸素 2Nm <sup>3</sup> /h) を開始
②	PCV 圧力 310kPa[gage]到達	S/C への窒素注入を停止

※ PCV : 格納容器, S/C : サプレッション・チェンバ, D/W : ドライウエル

第2表 重大事故相当のG値を超える酸素濃度上昇を  
想定した場合の窒素注入条件 (設計基準事故相当のG値)

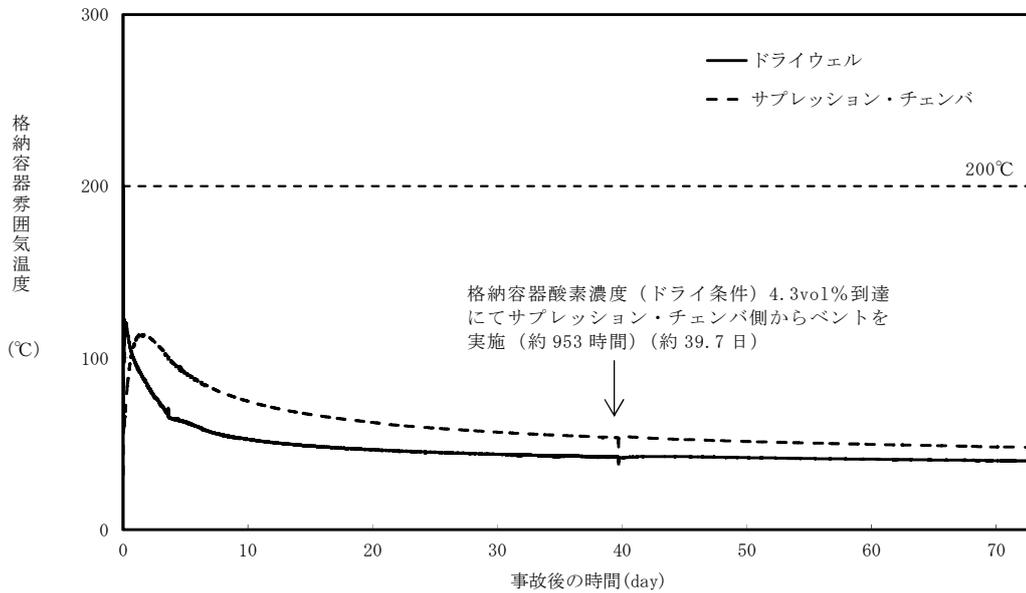
時間		窒素注入条件
①	PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達	S/C への窒素注入 (窒素 198Nm <sup>3</sup> /h, 酸素 2Nm <sup>3</sup> /h) を開始
②	酸素濃度が上昇傾向 (解析上は①実施の30分後)	S/C への窒素注入は継続したまま, 追加で D/W への窒素注入 (窒素 198m <sup>3</sup> /h, 酸素 2m <sup>3</sup> /h) を開始 (合計で窒素 396Nm <sup>3</sup> /h, 酸素 4Nm <sup>3</sup> /h を格納容器内に注入)
③	PCV 圧力 310kPa[gage]到達	S/C 及び D/W への窒素注入を停止
④	PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達	S/C への窒素注入 (窒素 198Nm <sup>3</sup> /h, 酸素 2Nm <sup>3</sup> /h) を開始
⑤	酸素濃度が上昇傾向 (解析上は④実施の30分後)	S/C への窒素注入は継続したまま, 追加で D/W への窒素注入 (窒素 198m <sup>3</sup> /h, 酸素 2m <sup>3</sup> /h) を開始 (合計で窒素 396Nm <sup>3</sup> /h, 酸素 4Nm <sup>3</sup> /h を格納容器内に注入)
⑥	PCV 圧力 465kPa[gage]到達	S/C 及び D/W への窒素注入を停止

※ PCV : 格納容器, S/C : サプレッション・チェンバ, D/W : ドライウエル



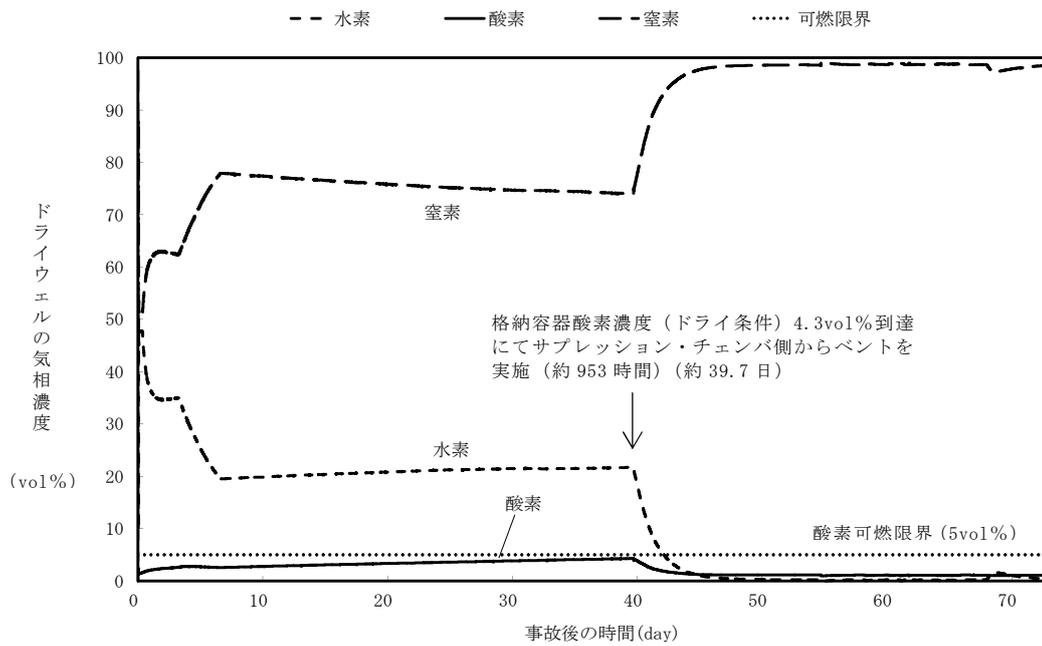
第 1 図 格納容器圧力の推移 (重大事故相当の G 値を想定)

※ 格納容器から原子炉建屋への漏えいを考慮

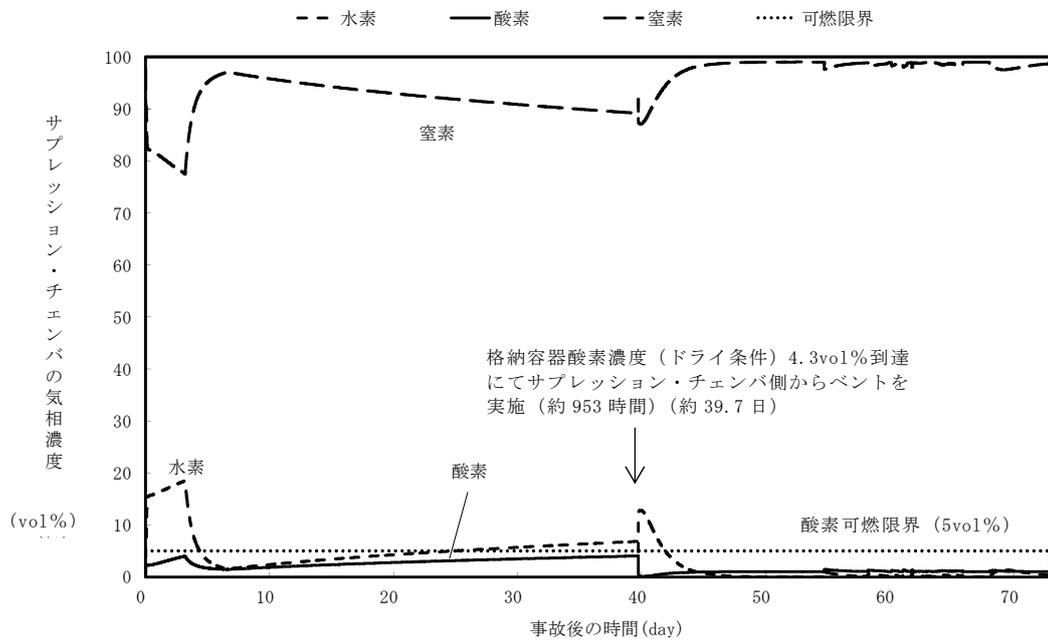


第 2 図 格納容器雰囲気温度の推移 (重大事故相当の G 値を想定)

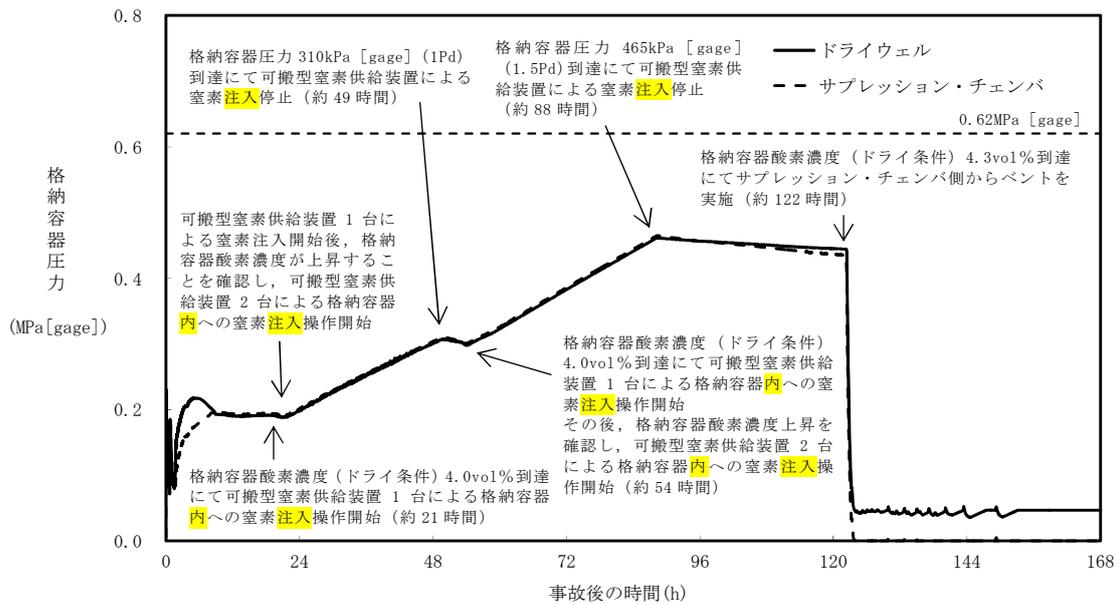
※ 格納容器から原子炉建屋への漏えいを考慮



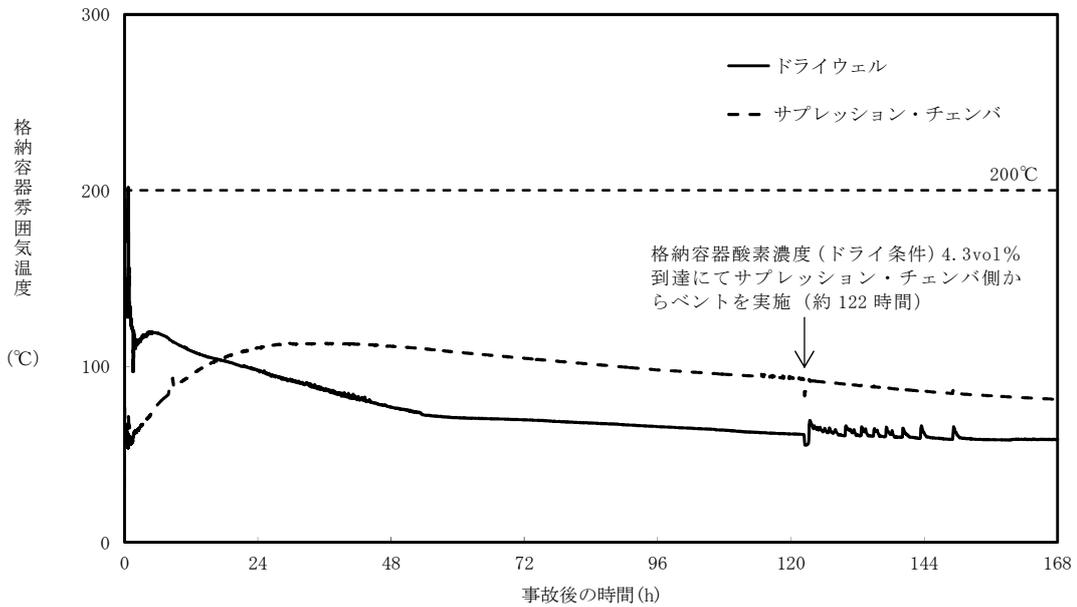
第 3 図    ドライウエルの気相濃度の推移 (重大事故相当の G 値を想定)



第 4 図    サプレッション・チェンバの気相濃度 (重大事故相当の G 値を想定)

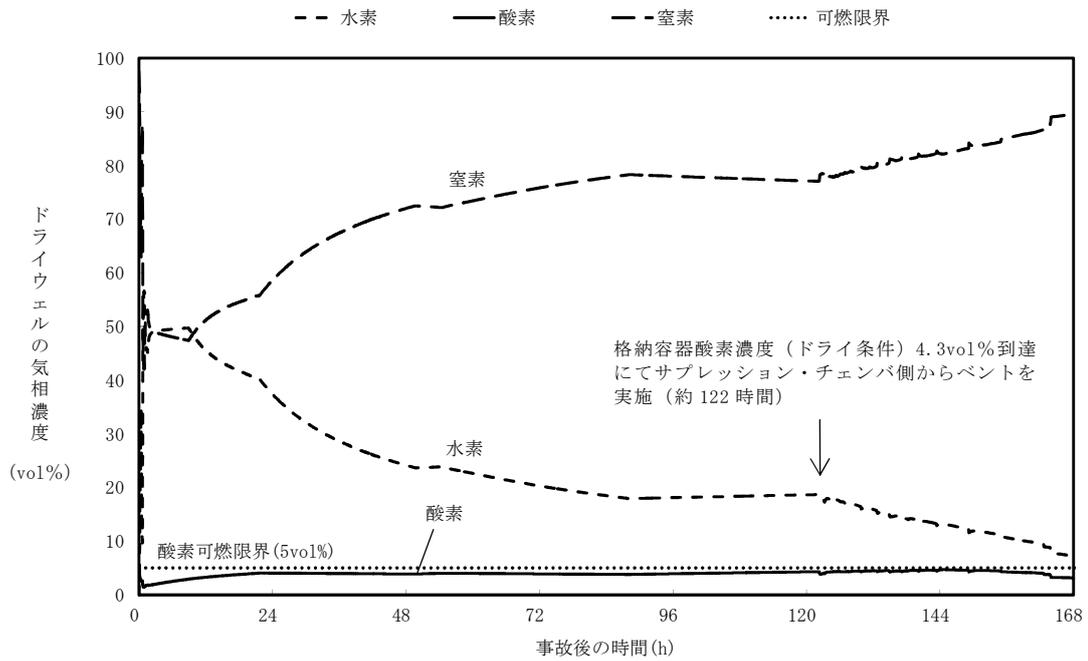


第5図 格納容器圧力の推移（設計基準事故相当のG値を想定）



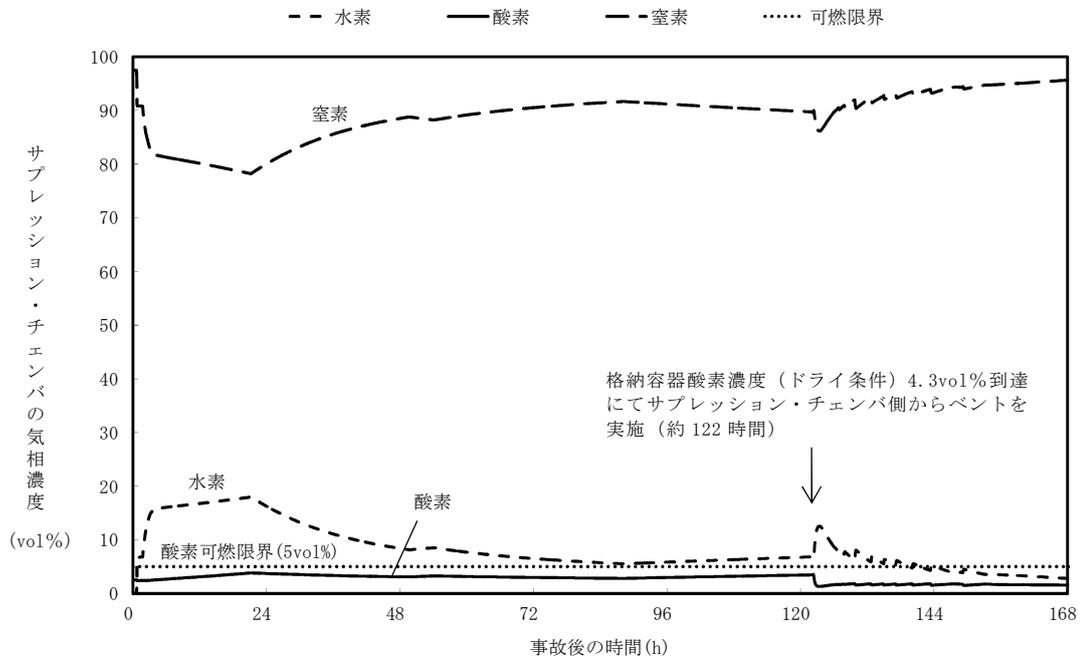
第6図 格納容器雰囲気温度の推移

（設計基準事故相当のG値を想定）



第7図 ドライウエルの気相濃度の推移

(設計基準事故相当のG値を想定)



第8図 サプレッション・チェンバの気相濃度

(設計基準事故相当のG値を想定)

### 3. 代替循環冷却系を使用できない場合

#### (1) 評価結果について

代替循環冷却系による格納容器ベントの遅延効果を評価する観点から、代替循環冷却系を使用できない場合の格納容器ベント時間を評価した。評価に当たっては、実手順を踏まえた場合の現実的な格納容器ベント時間を評価するため、第3表に示すとおり、格納容器スプレイ流量等を実手順等を踏まえた評価条件とした（「(2)ケース①：実手順等を踏まえたケースの妥当性について」参照）。この結果、格納容器ベント基準となるサプレッション・プール水位通常水位+6.5mに到達する時間が事故後約24時間後（約24.6時間後）となり、「2.代替循環冷却系を使用する場合」で示す格納容器ベント時間と比較すると、代替循環冷却系を使用することで格納容器ベントの実施時期を大幅に遅延することが可能となる。各評価ケースの格納容器ベント時間を第4表に、格納容器圧力及び雰囲気温度の推移を第9図及び第10図に示す。

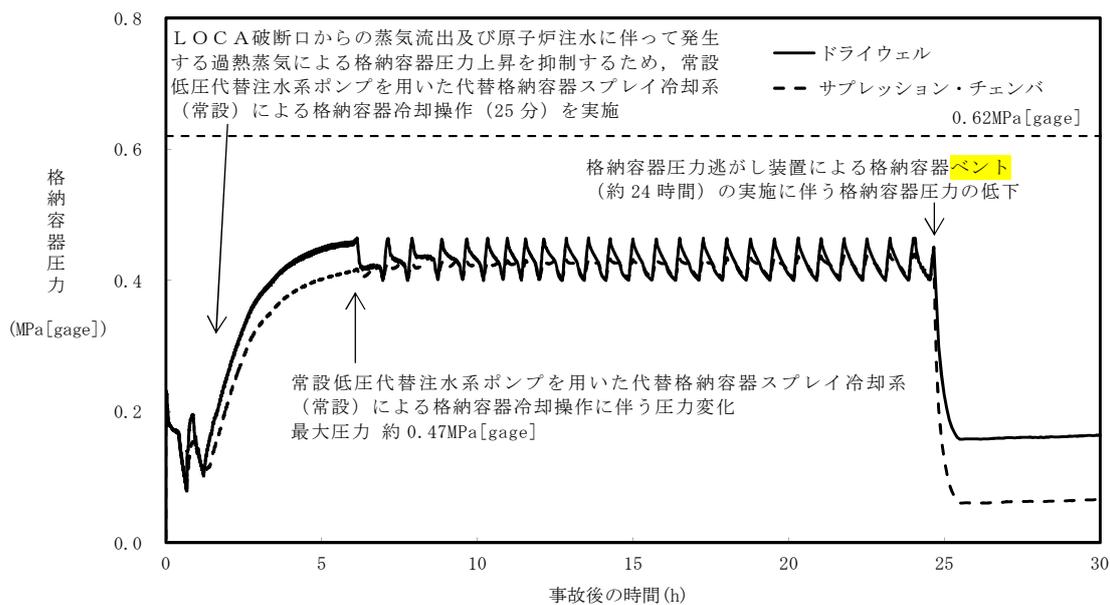
第3表 ケース①：実手順等を踏まえたケースの評価条件

	評価条件	設定理由
外部水源温度 (スプレー温度)	20℃※	ケース②：ベースケースでは 35℃一定としているが、地下式タンクを水源としており、約 20℃以下の水温になることが想定されるため、ケース①：実手順等を踏まえたケースでは水源補給されるまでは 20℃を設定
格納容器 スプレー流量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器圧力 465kPa[gage] (1.5Pd) 到達 102m<sup>3</sup>/hにて流量調整</li> <li>・格納容器圧力 400kPa[gage] (1.3Pd) 到達 格納容器スプレー停止</li> </ul>	ケース②：ベースケースでは 1.3～1.5Pd の間欠スプレー時の流量として最大である 130m <sup>3</sup> /hとしているが、ケース①：実手順等を踏まえたケースではスプレー液滴径 2mm が確保される最低流量として 102m <sup>3</sup> /hを設定
ペDESTAL (ドライウエル部) 水位	1m	ケース②：ベースケースではペDESTAL (ドライウエル部) の水張りを考慮していないが、格納容器の熱容量に寄与し格納容器ベント遅延効果があるため、ケース①：実手順等を踏まえたケースでは考慮して設定

※ 代替淡水貯槽の水量が 1,000m<sup>3</sup>到達以降は西側淡水貯水設備からの補給が開始されるため、補給開始以降は水温の条件は変更となるが、補給開始が格納容器ベント開始以降となることから、本評価においては 20℃一定とした

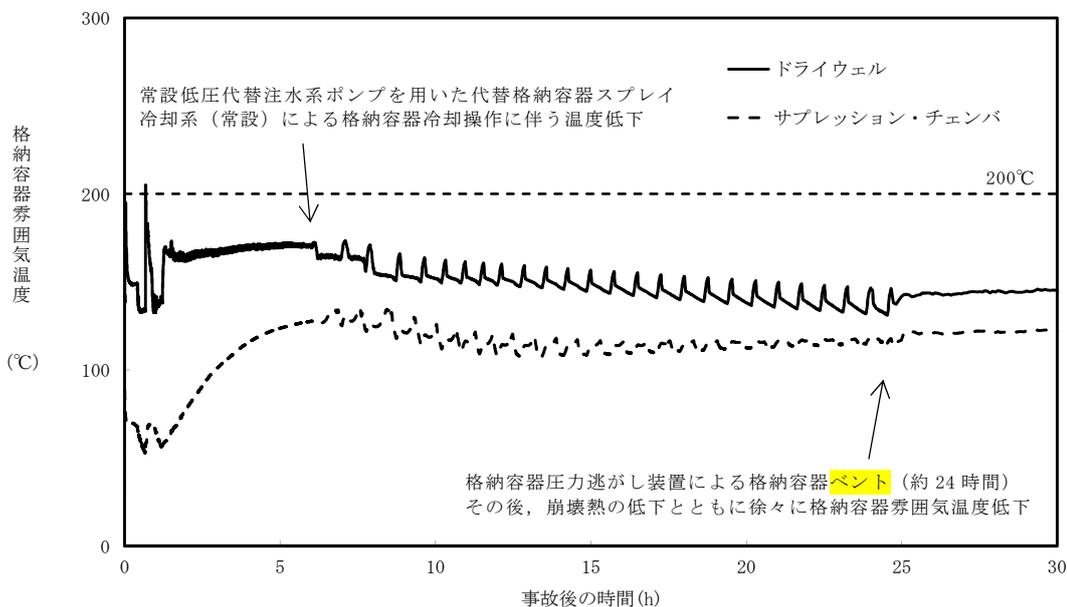
第4表 評価結果

	代替循環冷却系を使用する場合		代替循環冷却系を使用できない場合 (ケース①：実手順等を踏まえたケース)
	重大事故相当のG値を 想定した場合	設計基準事故相当の G値を想定した場合	
格納容器 ベント時間	約 39.7 日 (約 953 時間)	約 5 日 (約 122 時間)	約 24 時間 (約 24.6 時間)



第9図 格納容器圧力の推移

(代替循環冷却系を使用できない場合)



第10図 格納容器雰囲気温度の推移

(代替循環冷却系を使用できない場合)

(2) ケース①：実手順等を踏まえたケースの妥当性について

①外部水源温度（スプレイ温度）

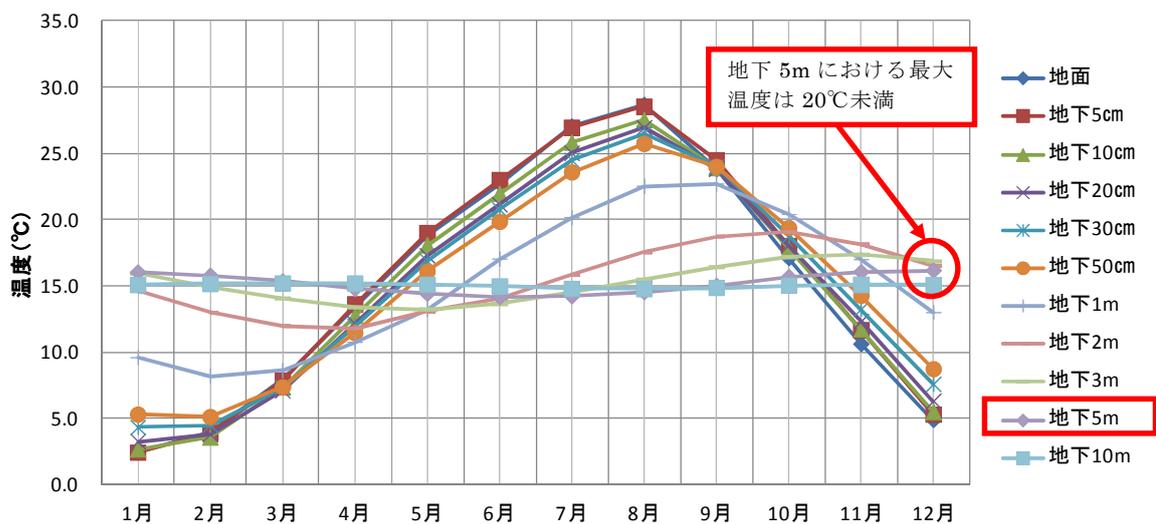
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の水源となる代替淡水貯槽は地下式のタンクであり，最大水位が地下 6m 位置であること及び第 11 図に示すとおり地下 5m の地中温度の最大が 20℃未満であることを踏まえ，代替淡水貯槽の温度を 20℃とした。

②格納容器スプレイ流量

スプレイ液滴径 2mm が確保される最低流量として  $102\text{m}^3/\text{h}$  を設定した（参考 3）。

③ペDESTAL（ドライウェル部）の水位

ペDESTAL（ドライウェル部）の水位は，MAAP 解析において格納容器内の熱容量に寄与する。これを踏まえ，ケース①：実手順等を踏まえたケースでは，実運用に沿った水位として 1m とした。



第 11 図 地中温度の年間月別平均温度の変動（水戸市）

（「地中温度等に関する資料」（農業気象資料第 3 号，1982）に基づく）

中央制御室の居住性評価等の評価条件について

以下の 2 ケースについて、評価条件、格納容器ベント時間等を第 1 表に示す。

ケース①：実手順等を踏まえたケースの評価条件

ケース②：ベースケース

ケース①の格納容器ベント時間は事故後約 24 時間後、ケース②の格納容器ベント時間は事故後約 19 時間後となり、中央制御室の居住性評価や中央制御室待避室の遮蔽設計等における評価条件（ケース②）はケース①に比べて格納容器ベント時間が短くなっている。

第 1 表 解析条件及び格納容器ベント時間

評価ケース	評価条件	評価目的	格納容器ベント時間
ケース①：実手順等を踏まえたケース	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部水源温度（スプレイ温度）：20℃*</li> <li>格納容器スプレイ流量： 格納容器圧力 465kPa[gage] (1.5Pd) 到達 102m<sup>3</sup>/h にて流量調整 格納容器圧力 400kPa[gage] (1.3Pd) 到達 格納容器スプレイ停止</li> <li>ペDESTAL（ドライウエル部）水位：1m</li> </ul>	代替循環冷却系に期待できない場合における実手順等を踏まえた場合の格納容器ベント時間を評価し、代替循環冷却系による格納容器ベント遅延効果を確認するため	約 24 時間
ケース②：ベースケース	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部水源温度（スプレイ温度）：35℃</li> <li>格納容器スプレイ流量： 格納容器圧力 465kPa[gage] (1.5Pd) 到達 130m<sup>3</sup>/h にて流量調整 格納容器圧力 400kPa[gage] (1.3Pd) 到達 格納容器スプレイ停止</li> <li>ペDESTAL（ドライウエル部）水位：0m</li> </ul>	中央制御室の居住性評価、現場作業の成立性、環境条件設定、中央制御室待避室の遮蔽設計、格納容器圧力逃がし装置の設計を保守的な条件で行うため	約 19 時間

※ 代替淡水貯槽の水量が 1,000m<sup>3</sup>到達以降は西側淡水貯水設備からの補給が開始されるため、補給開始以降は水温の条件は変更となるが、補給開始が格納容器ベント開始以降となることから、本評価においては 20℃一定とした

(1) 影響評価

ケース①：実手順等を踏まえたケースについては、中央制御室の居住性評価や中央制御室待避室の遮蔽設計等を保守的な条件設定のための評価（ケース②：ベースケース）に対して、第 2 表に示すとおり、スプレ

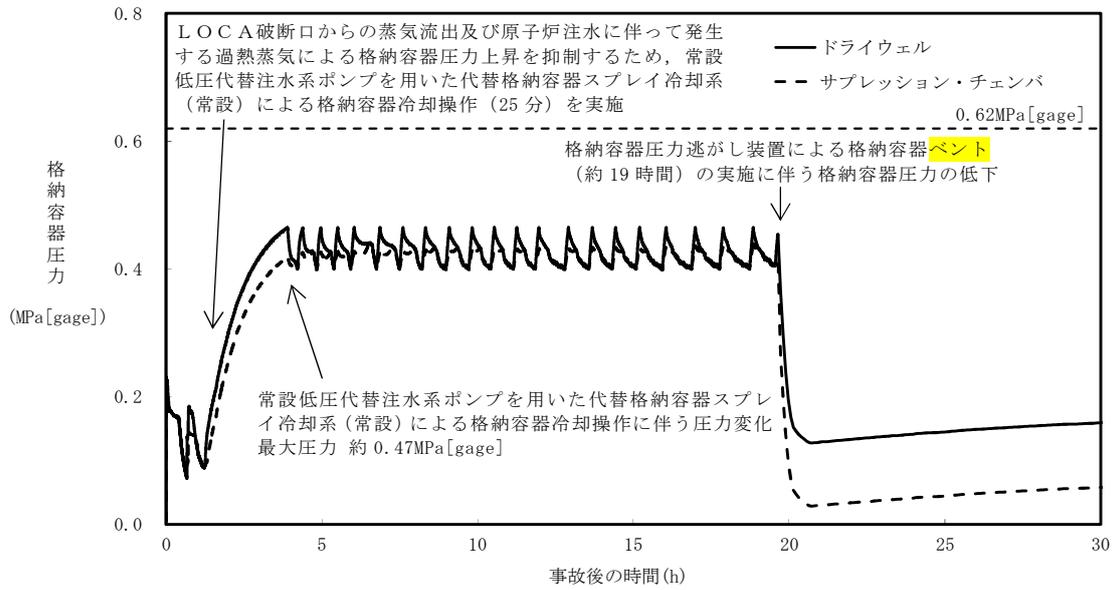
イ流量を低下させていること及びベント開始を遅延させていることについて相違点がある。この相違点を考慮した場合の影響について確認する。

第2表 相違点と影響評価について

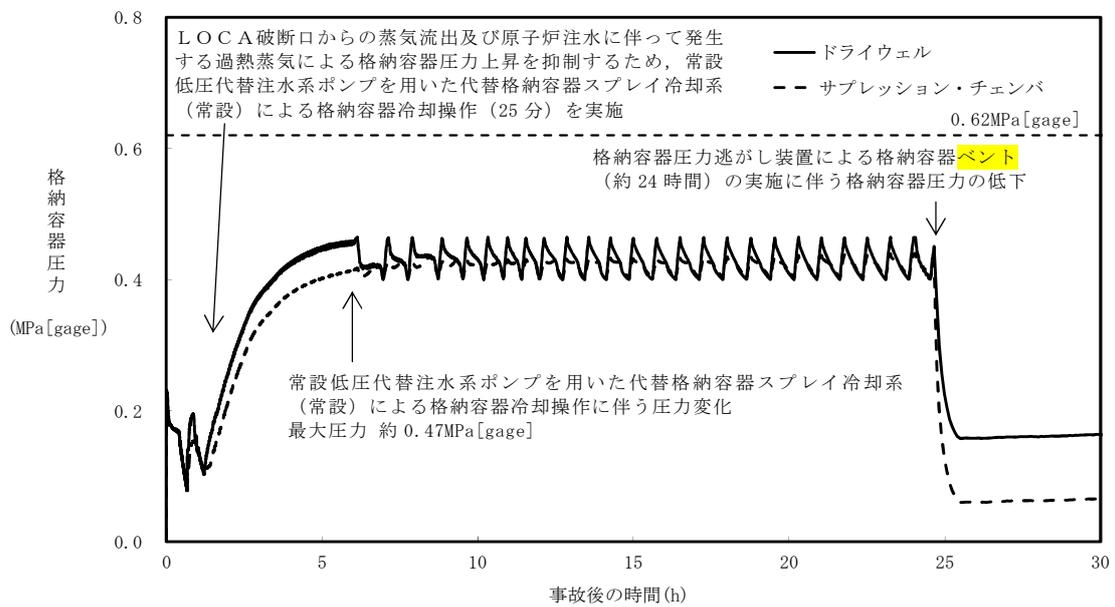
相違点	項目	評価
スプレイ流量の低下	格納容器圧力低下効果の不足	影響評価①
	格納容器温度低下効果の不足	
	エアロゾル除去効果の低下	影響評価②
ベント開始の遅延	格納容器ベント開始時間が遅くなることによる格納容器からの放射性物質の漏えい量の増加	影響評価③

a. 影響評価①

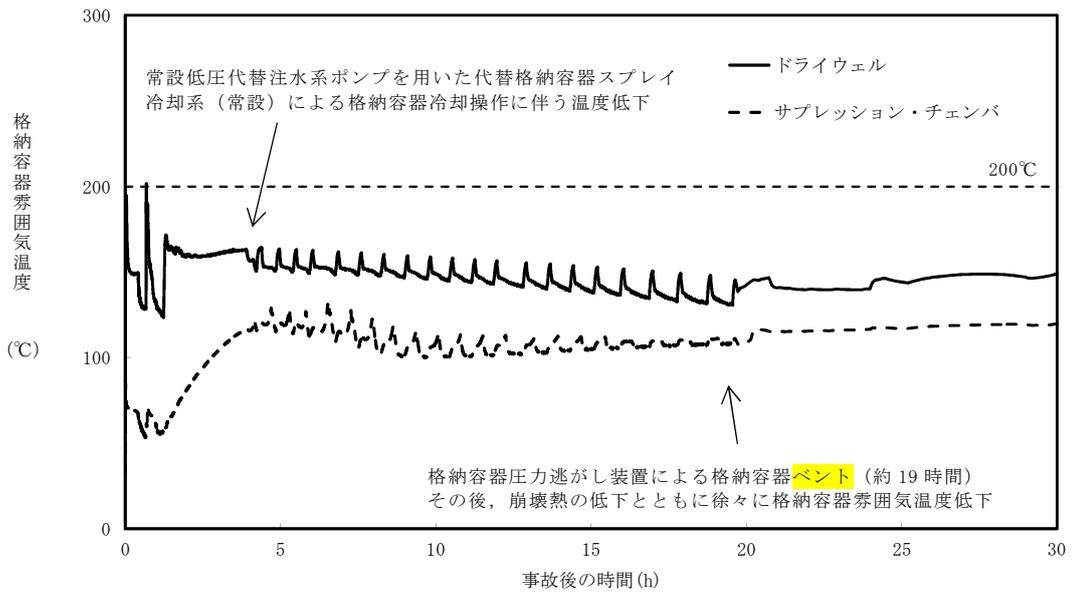
第1図から第4図に示すとおり、格納容器圧力及び温度について、いずれも同様の結果となり、格納容器圧力及び温度に与える影響がないことを確認した。



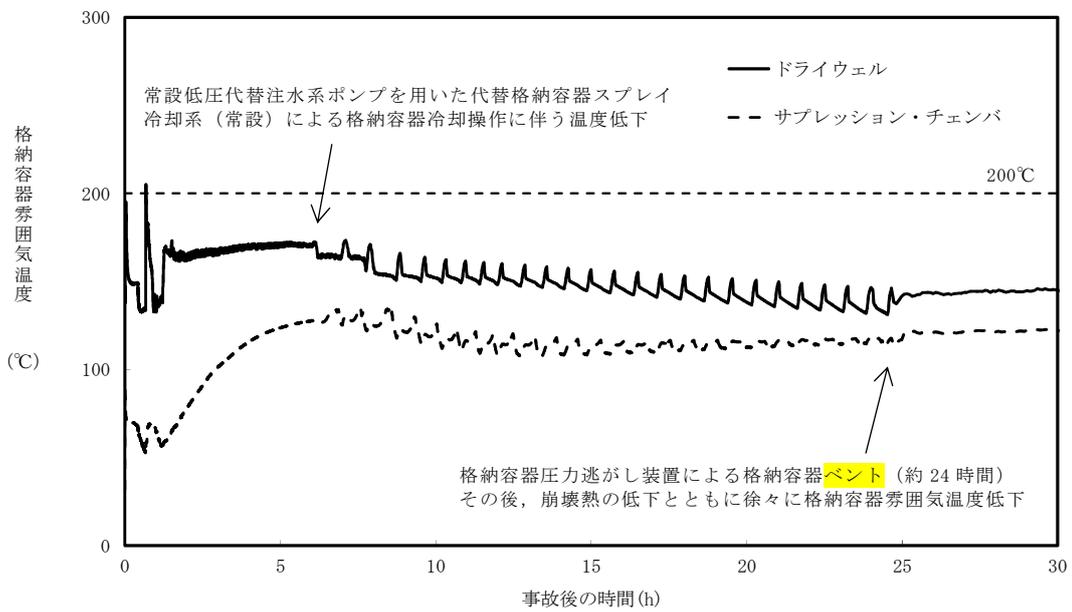
第1図 ケース②における格納容器圧力の推移（30時間）



第2図 ケース①における格納容器圧力の推移（30時間）



第 3 図 ケース②における格納容器温度の推移 (30 時間)



第 4 図 ケース①における格納容器温度の推移 (30 時間)

b. 影響評価②

スプレイ流量を低下させた場合、液滴数が減少することでエアロゾル除去効率が下がり、格納容器内に浮遊するエアロゾル濃度が上昇することで、格納容器から原子炉建屋へ漏えいするエアロゾル量及びフィルタ装置へ移行するエアロゾル量が多くなるおそれがある。

(a) 評価条件

格納容器ベントを実施する直前時点におけるケース②：ベースケースとケース①：実手順等を踏まえたケースの格納容器気相部のエアロゾル濃度を比較する。

第3表にケース②：ベースケースとケース①：実手順等を踏まえたケースのエアロゾル濃度を示す。

第3表 格納容器気相部のエアロゾル濃度の比較

核種グループ	エアロゾルの濃度 (kg/m <sup>3</sup> )		比較 (①/②)
	ケース②	ケース①	
C s I 類	1.61E-07	5.39E-08	3.35E-01
C s O H 類	4.06E-07	1.43E-07	3.52E-01
S b 類	9.64E-08	8.81E-08	9.14E-01
T e O <sub>2</sub> 類	4.26E-08	2.08E-09	4.88E-02
S r O 類	6.36E-05	1.91E-06	3.00E-02
B a O 類	7.85E-05	1.57E-05	2.00E-01
M o O <sub>2</sub> 類	9.47E-05	1.32E-04	1.39E+00
C e O <sub>2</sub> 類	5.55E-05	1.81E-06	3.26E-02
L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	6.42E-05	1.30E-06	2.02E-02
合計	3.57E-04	1.53E-04	4.29E-01

(b) 評価結果

ケース①：実手順等を踏まえたケースではケース②：ベースケースと比較して、 $\text{MoO}_2$ 類を除く核種グループにおいて格納容器気相部のエアロゾル濃度が減少し、 $\text{MoO}_2$ 類についてはほぼ同等のエアロゾル濃度となった。これは、ケース①：実手順等を踏まえたケースでは比較的スプレイ実施期間が長くなったことに伴い、エアロゾルの除去効果が長い期間得られたためと考えられる。また、全核種を合計した格納容器全体のエアロゾル濃度については、ケース①：実手順等を踏まえたケースがケース②：ベースケースに比べて半分以下まで低下する結果となった。

以上のことから、エアロゾル除去効果については、ケース②：ベースケースの方がより保守的な結果であることを確認した。

c. 影響評価③

ケース①：実手順等を踏まえたケースでは、格納容器ベント開始時間が遅くなることで、格納容器から原子炉建屋へ漏えいする希ガス、有機よう素及びエアロゾル量が増加するおそれがあるものの、格納容器ベント時に大量に放出される希ガスの減衰に期待できる。放射性物質の放出による被ばく影響については、格納容器ベント時に大量に放出される希ガスの影響が支配的であるため、格納容器ベント開始時間が遅くなることで、格納容器から原子炉建屋へ漏えいする放射性物質の量が多くなる影響は軽微と考えられる。

なお、 $\text{Cs-137}$ の放出量については、その放出量に対して支配的である格納容器から原子炉建屋への漏えい量(7日間)についてケース①：実手順等を踏まえたケースとケース②：ベースケースを比較した結果、

ケース②：ベースケースが約 14.3TBq に対してケース①：実手順等を踏まえたケースは約 17.2TBq となった。これは、ケース①：実手順等を踏まえたケースの方が格納容器ベント時間が遅延したことによる影響と考えられるが、本ケースにおいても有効性評価の評価項目（100TBq を下回ること）を満足する。

## 格納容器スプレイの流量調整について

## 1. 格納容器スプレイの流量調整における方針

外部水源を用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器圧力制御のための格納容器スプレイ時は、可能な限り格納ベントを遅延させる目的から以下の手順とする。

- (1) 格納容器スプレイの流量調整範囲は  $102\sim 130\text{m}^3/\text{h}$  とし、可能な限り連続スプレイとなるよう流量を少なくする。
- (2) (1)の流量調整範囲において連続スプレイとなる場合、格納容器圧力制御範囲（炉心損傷前： $0.7\text{Pd}(217\text{kPa}[\text{gage}])\sim 0.9\text{Pd}(279\text{kPa}[\text{gage}])$ ，炉心損傷後： $1.3\text{Pd}(400\text{kPa}[\text{gage}])\sim 1.5\text{Pd}(465\text{kPa}[\text{gage}])$ ）で、可能な限り高い圧力に維持するよう流量調整し、格納容器スプレイ効率を高くする。
- (3) (1)の流量調整範囲において間欠スプレイとなる場合、格納容器圧力制御範囲（炉心損傷前： $0.7\text{Pd}(217\text{kPa}[\text{gage}])\sim 0.9\text{Pd}(279\text{kPa}[\text{gage}])$ ，炉心損傷後： $1.3\text{Pd}(400\text{kPa}[\text{gage}])\sim 1.5\text{Pd}(465\text{kPa}[\text{gage}])$ ）で、最低流量である  $102\text{m}^3/\text{h}$  で間欠スプレイを実施し格納容器への持ち込み水量の抑制を図る。

## 2. 格納容器スプレイ流量下限値の設定

## (1) 設計上の流量調整の下限値

外部水源を用いた格納容器圧力制御のための格納容器スプレイでは常設低圧代替注水系ポンプを用いるが、弁キャビテーションを防止する観点から設定する流量調整の下限値は  $70\text{m}^3/\text{h}$  である。

## (2) スプレイ液滴径について

格納容器スプレー流量は液滴径と相関があり，格納容器スプレー流量を低下させた場合，液滴径が大きくなることでエアロゾル除去効率が低下するおそれがあるが，格納容器スプレー流量とスプレー液滴径の関係における実験<sup>[1]</sup>による知見に基づき，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・過温破損）」の有効性評価では，スプレー液滴径を 2mm に設定している。

実験における記録ではスプレー液滴径にばらつきがあるが，第 1 図に示すノズル当たりの流量が  以上の場合，最大の液滴径は 2mm 以下となる。東海第二におけるスプレーヘッダのノズル数を考慮すると，スプレー液滴径 2mm 以下を確保するための最低流量は 102m<sup>3</sup>/h となる。

・東海第二発電所におけるスプレーヘッダのノズル数：ノズル

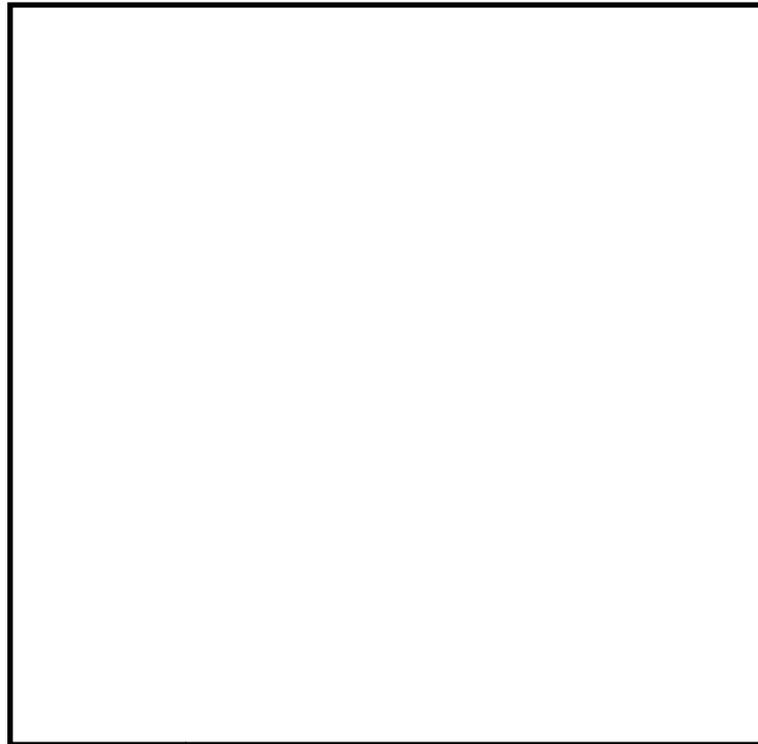
・最低流量= (L/min/ノズル) ×  (ノズル)

$$=1,700 \text{ (L/min)}$$

$$=102 \text{ (m}^3\text{/h)}$$

### (3) 運用上の流量調整の下限值

上述の設計上の流量調整の下限值及びスプレー液滴径 2mm を確保するための最低流量を考慮し，運用上の流量調整の下限值は 102m<sup>3</sup>/h とする。



第 1 図 スpray液滴径の実験結果

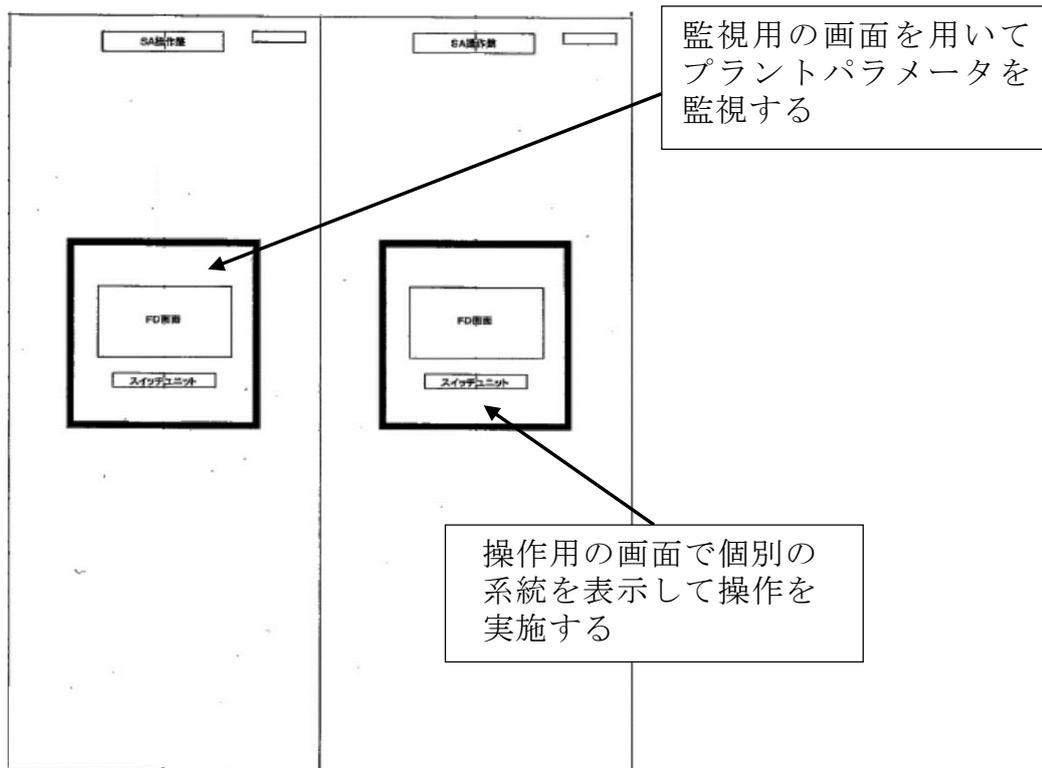
(ノズル当たりの流量 )

- [1] 共同研究報告書，放射能放出低減装置に関する開発研究  
(PHASE2) (平成 5 年 3 月)

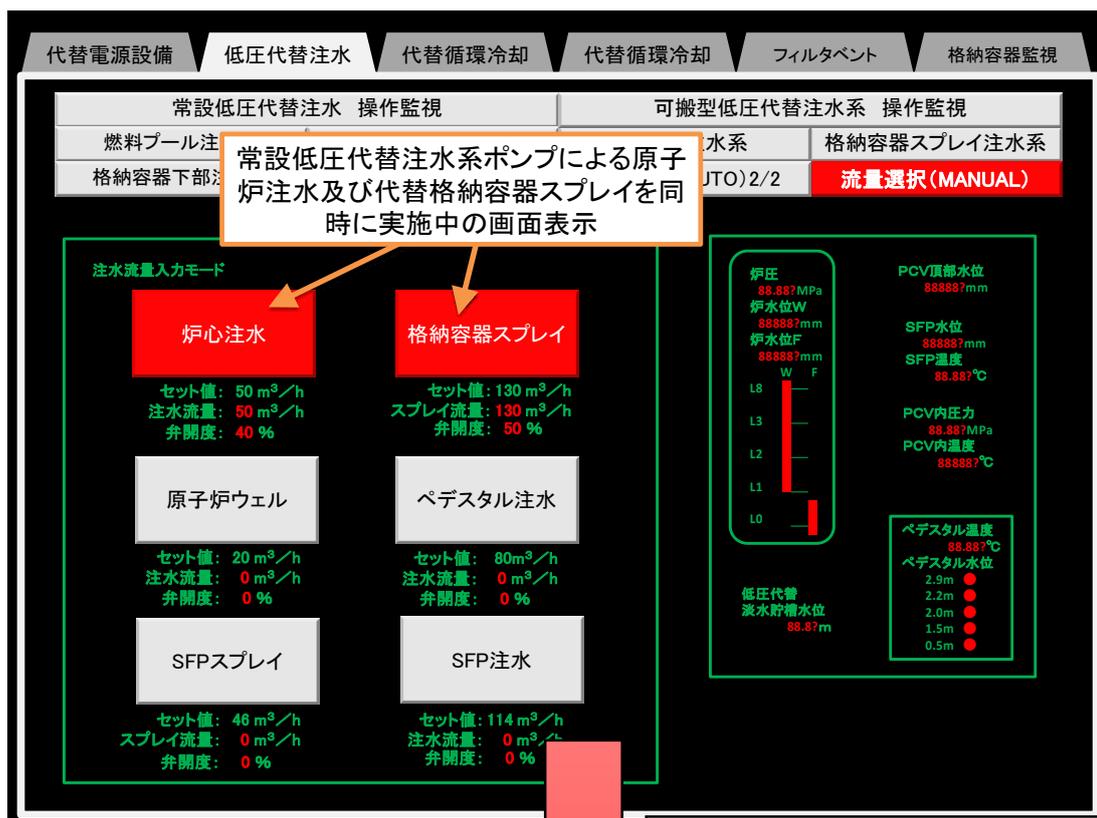
### 3. 格納容器スプレイの流量調整のための設計方針

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は低圧代替注水系（常設）や格納容器下部注水系（常設）等の系統を一部共用しており，さらに，同一の水源（代替淡水貯槽）及びポンプ（常設低圧代替注水系ポンプ）の設計となる。そのため，各系統を同時に使用する場合を踏まえ，各注水流路に流量調整弁（電動駆動弁）を設置することとし，必要な流量調整が可能な設計とする。

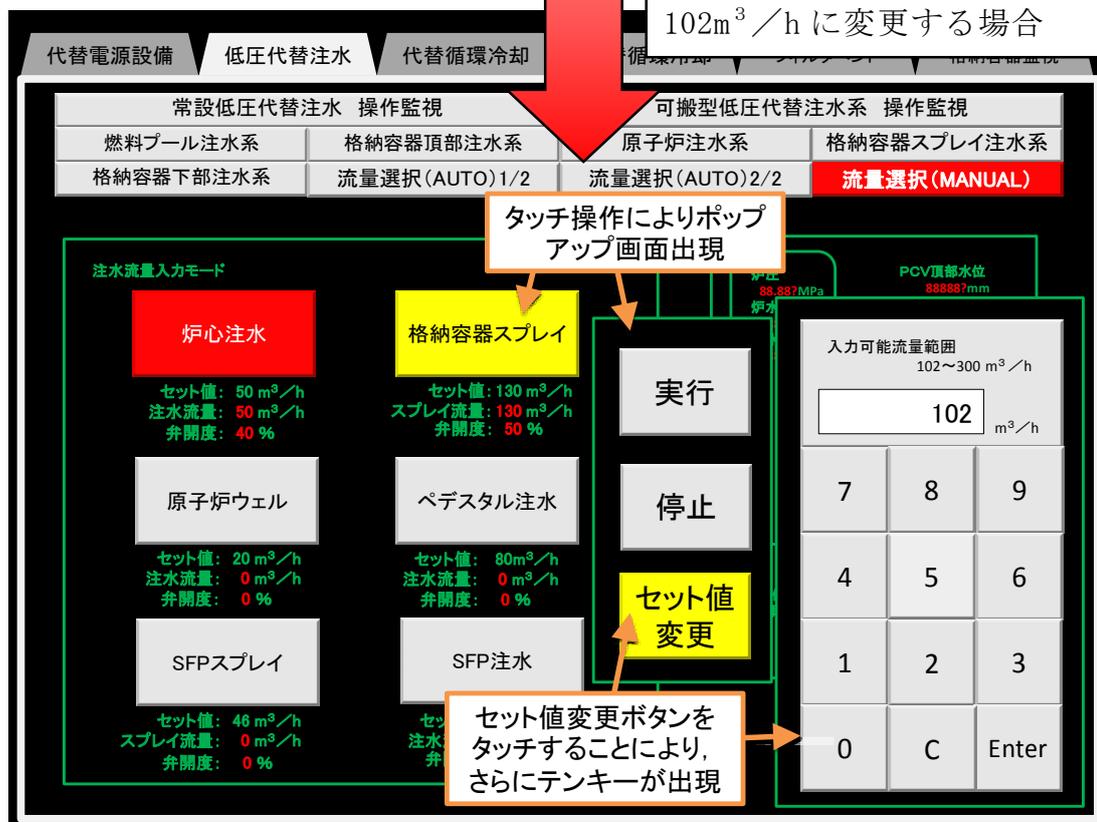
格納容器スプレイの流量調整は，第 2 図に示す S A 監視操作盤（概念図）により運転員により実施し，第 3 図の監視操作画面（概念図）により目標とする流量（セット値）を入力操作することで，自動で流量制御が可能な設計とする。



第2図 SA監視操作盤（概念図）



格納容器スプレイ流量を 102m<sup>3</sup>/h に変更する場合



第3図 監視操作画面 (概念図)

## 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異について

## 1. 炉心損傷の判断基準

## 1.1 炉心損傷の判断基準について

炉心損傷に至るケースとしては、注水機能喪失により原子炉水位が燃料有効長頂部（以下「T A F」という。）以上に維持できない場合において、原子炉水位が低下し、炉心が露出し冷却不全となる場合が考えられる。

炉心損傷の判断基準は非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）において、原子炉への注水系統を十分に確保できず原子炉水位がT A F未満となった場合、格納容器雰囲気放射線モニタを用いてドライウェル及びサブプレッション・チェンバ内の $\gamma$ 線線量率の状況を確認し、第1図に示す設計基準事故における原子炉冷却材喪失<sup>※1</sup>時の追加放出量（以下「追加放出量」という。）に相当する指示値の10倍以上となった場合を、炉心損傷の判断としている。炉心損傷により燃料被覆管から原子炉内に放出される希ガス等の核分裂生成物（F P）が、逃がし安全弁等を介して格納容器内に流入する事象進展を踏まえて、格納容器内の $\gamma$ 線線量率の値の上昇を、運転操作における炉心損傷の判断及び炉心損傷の進展割合の推定に用いる。

※1 設計基準事故の中で格納容器内の核分裂生成物の存在量が最大となる事象

また、格納容器内雰囲気放射線モニタが使用不能の場合は、原子炉压力容器温度300℃以上を炉心損傷判断基準として手順に追加する。原子炉压力容器温度は、炉心が冠水している場合には、逃がし安全弁動作圧力（安全弁機能の最大8.31MPa[gage]）における飽和温度約299℃を超えることなく、300℃以上にはならない。一方、炉心損傷が進展し、熔融炉心が原子炉压力容器下部に移行する場合には、原子炉压力容器温度は飽和温度を超えて上昇するた

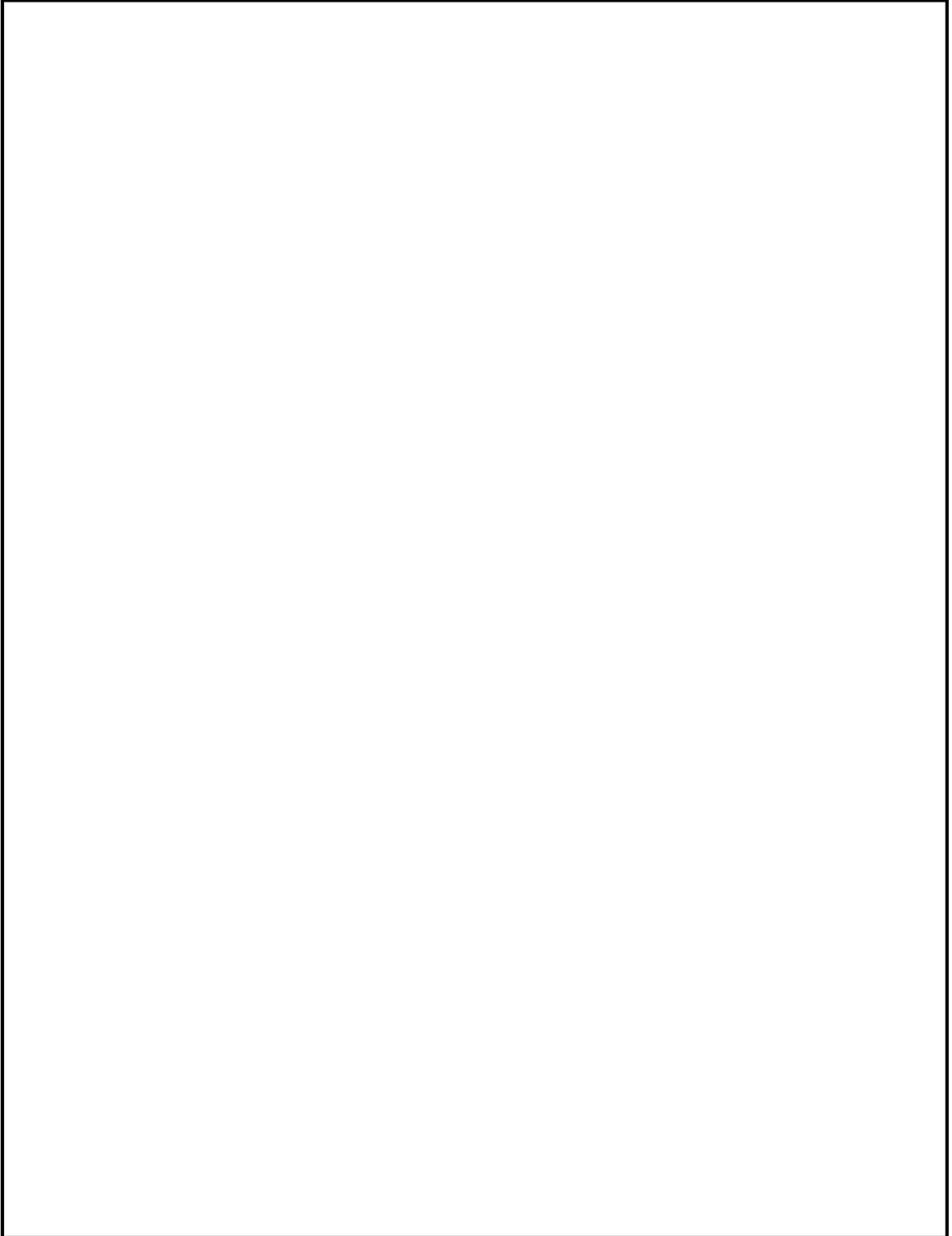
め、300℃以上になると考えられる。上記より、炉心損傷の判断基準を300℃以上としている。

なお、炉心損傷判断は格納容器内雰囲気放射線モニタが使用可能な場合には、当該計装設備にて判断を行う。

## 1.2 炉心損傷の判断基準の根拠について

炉心損傷の判断基準は、設計基準事故の状態を有意に超えるとともに、炉心損傷の判断が遅くならないよう、追加放出量の10倍に相当するF Pが燃料から放出された状態を設定しており、以下の理由から妥当と考えている。

- ① 東海第二発電所では、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の評価では燃料棒の破裂は発生していない。そのため、設計基準事故時の追加放出量を超える放出量を確認した場合には、設計基準事故を超える状態と判断されること。
- ② 炉心冷却が不十分な事象において、格納容器雰囲気モニタの $\gamma$ 線線量率が追加放出量の10倍に相当する値に至る場合には、その後、ごく短時間で10倍に相当する値を大きく上回る線量率に至っていること。また、これは、大量のF Pが格納容器内に放出されたことを意味しており、これ以降、格納容器の健全性を確保することが極めて重要となること（第1図の線量率の上昇を参考<sup>\*2</sup>）。
- ③ 追加放出量の10倍のF Pが放出された時点では、有効性評価における評価項目（燃料被覆管最高温度1,200℃以下、酸化量15%以下）に至っていない可能性もあるが、上記②のとおり、炉心冷却が不十分な事象において、追加放出量の10倍に相当するF Pが放出された以降の事象進展は非常に早く、有効性評価において炉心損傷と判断する時間との差異が小さいと考えられること。



第 1 図 炉心損傷判定図

### 1.3 格納容器雰囲気放射線モニタについて

格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率の測定レンジは、 $10^{-2} \sim 10^5$  Sv/h であり、この測定レンジにおいて「設計基準事故における燃料からの追加放出による放射線量率」、「炉心損傷の判断目安（追加放出量相当の10倍）」並びに「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」の評価事故シーケンスにおける最大放射線量率を測定可能である（第1表参照）。

格納容器雰囲気放射線モニタは連続計測しており、計器の指示値は換算不要で第1図の炉心損傷の判断目安と対比可能であるため、指示値が上昇すればすぐに炉心損傷を判断可能と考える。格納容器雰囲気放射線モニタの検出器は、ドライウエル内の対角位置に2カ所、サブプレッション・チェンバ内の雰囲気内の対角位置に2カ所の合計4カ所に設置している。炉心損傷後のFPの原子炉圧力容器内から格納容器への移行は、大破断LOCA等の直接ドライウエル側に放出される場合と、原子炉圧力容器が健全で逃がし安全弁を介してサブプレッション・チェンバ側に放出される場合があるが、いずれの場合においても、格納容器雰囲気放射線モニタにて炉心損傷に伴う $\gamma$ 線線量率の上昇を測定可能である。

また、炉心の損傷割合と燃料被覆管から放出される希ガス等の放出割合は比例すると仮定し、手順では原子炉停止後の経過時間と $\gamma$ 線線量率により炉心損傷の進展割合を推定することとしている。

第1表 事故時の放射線量と炉心損傷判断の関係

項目	放射線量	計器	炉心損傷の判断
設計基準事故の追加放出	$10^{-1} \sim 10^1 \text{Sv/h}$ 未満 (原子炉停止後の経過時間が, 0.1時間後から100時間後の値)	格納容器雰囲気 放射線モニタ※	無
炉心損傷の判断目安 (設計基準事故の追加放出量相当10倍)	$10^1 \sim 10^2 \text{Sv/h}$ 程度 (原子炉停止後の経過時間が, 0.1時間後から100時間後の値)	格納容器雰囲気 放射線モニタ※	有
【参考】 審査ガイドによる制限	敷地境界での実効線量を評価し, 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと (発生事故当たり概ね5mSv以下)	—	—
【参考】 格納容器雰囲気放射線モニタ使用不可時の炉心損傷判断の基準	300°C以上	原子炉压力容器 温度	有
「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」の評価事故シナリオにおける最大放射線量率 (早期に炉心損傷した方が核分裂生成物の減衰が少なく放射線量率は高くなる傾向にあり, 重大事故の中でも早期に炉心損傷する例)	$10^4 \text{Sv/h}$ 程度 (事故時の最大値)	格納容器雰囲気 放射線モニタ※	有

※ 格納容器雰囲気放射線モニタ計測レンジ (計器の仕様) :  $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

## 2. 炉心損傷判断前後における運転操作の差異

### 2.1 原子炉圧力容器への注水について

BWRの場合、炉心損傷判断後においても、炉心損傷前と同様に原子炉注水を実施するマネジメントを実施する。原子炉注水により、炉心損傷前であれば、冷却による炉心損傷の発生防止が図られ、また、炉心損傷後であれば、冷却による炉心損傷の進展の抑制及び原子炉圧力容器の破損防止が図られる。

### 2.2 格納容器ベント及び格納容器スプレイについて

格納容器ベント及び格納容器スプレイについては、炉心損傷を判断基準に運転操作を変更する（第2表）。

格納容器ベントについて、炉心損傷前の実施判断基準である1Pd（格納容器最高使用圧力310kPa[gage]）到達に対し、炉心損傷後はサプレッション・プール水位が通常水位+6.5m到達により格納容器スプレイを停止した時点に変更となり、格納容器ベントのタイミングは2Pd（最高使用圧力の2倍（620kPa[gage]））到達前となる。炉心損傷前は環境へ放出される核分裂生成物の放出量が低く、格納容器の健全性を確保することを目的に設計上の最高使用圧力（1Pd）を実施基準としているが、炉心損傷後は、燃料に何らかの破損が生じ、設計基準事故の追加放出量相当を超えるF Pが格納容器内に移行している可能性が高く、より長く格納容器内でF Pを保持した方が減衰により環境へ放出する放射エネルギーを低減できることから、2Pd到達前であるサプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した時点を実施基準としている。

また、格納容器ベントの判断基準が変わることで、格納容器スプレイの判断基準も変更となる。原子炉スクラム後における、炉心損傷の前後の格納容器ベント及び格納容器スプレイの実施基準の差異を第2表に示す。

第2表 炉心損傷判断前後における格納容器スプレイ及び格納容器ベントの実施基準の差異

	炉心損傷前	炉心損傷後
格納容器 ス プレイ	(圧力基準) 格納容器の健全性を維持し、格納容器からの放射性物質の漏えいを可能な限り抑えるために格納容器の最高使用圧力(310kPa[gage])以下で制御することを目的に、格納容器圧力が設計圧力(279kPa[gage])に到達した時点で開始する。	(圧力基準) 炉心損傷後の格納容器スプレイは、格納容器の最高使用圧力の2倍(620kPa[gage])未満に制御することを目的に、格納容器圧力が465kPa[gage](1.5Pd)に到達した時点で開始する。
	(温度基準) 格納容器最高使用温度は、ドライウェル171℃、サブプレッション・チェンバ104℃であり、雰囲気温度がこれらの温度に到達する前に、格納容器スプレイを行う。	(温度基準) 評価項目である200℃に至らないように、ドライウェル又はサブプレッション・チェンバの雰囲気温度が171℃以上になった場合に、格納容器スプレイを行う。
格納容器 ベ ント	格納容器圧力が上昇し、格納容器最高使用圧力の310kPa[gage]に到達する場合には、格納容器の健全性を維持するために、サブプレッション・チェンバからのベントを優先として格納容器圧力逃がし装置等により格納容器ベントを行う。	サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m到達により格納容器スプレイを停止した時点で、格納容器の過圧による破損を防止することを目的に、サブプレッション・チェンバからのベントを優先として格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを行う。

### 3. MAA P解析における炉心損傷判定値と運転操作における炉心損傷判定基準について

有効性評価のMAA P解析においては、炉心損傷の解析上の判定基準を、有効性評価の評価項目（「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を踏まえた要件）の燃料被覆管最高温度 1,200℃（約 1,473K）よりも低い、1,000K（約 727℃）と設定している。

この 1,000K は、PHEBUS-FPT0 実験で、燃料被覆管温度が約 1,000K に達したときに F P の放出が開始されたことを踏まえて設定されたものであり、MAA P解析上の判定基準である。

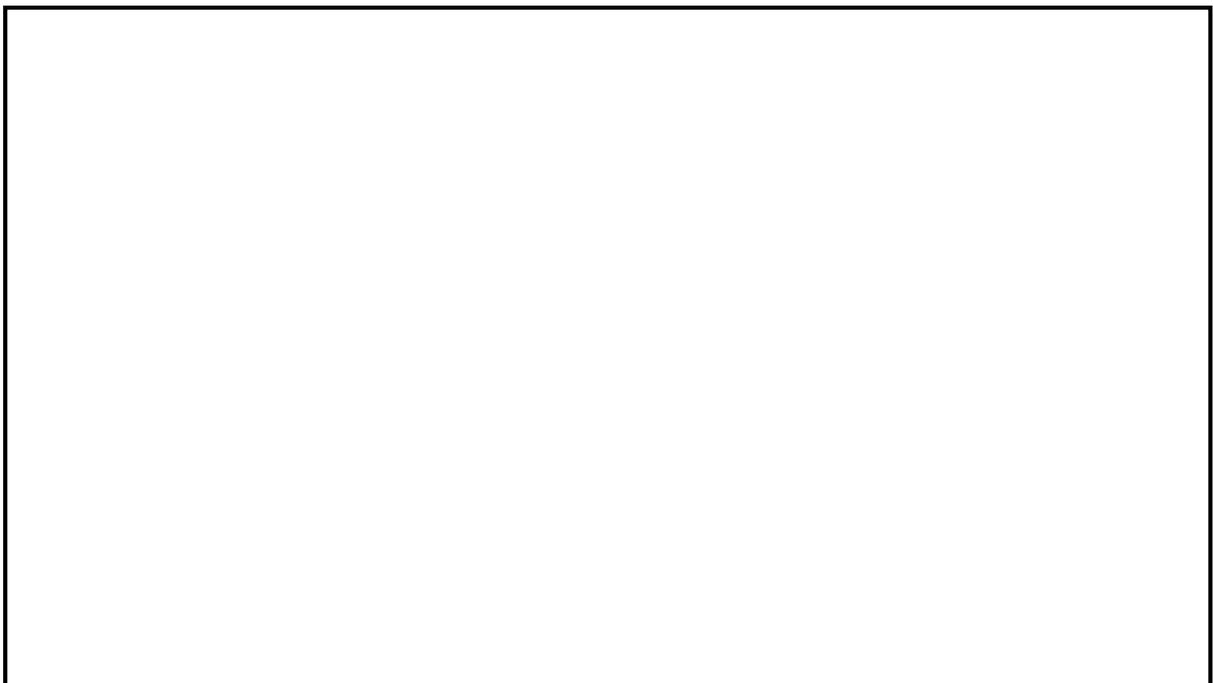
一方、実際の運転操作においては、炉心損傷の状況を直接的に監視可能な計装設備は原子炉内に設置されておらず、このため、燃料の損傷により放出される希ガス等の  $\gamma$  線線量率の上昇を格納容器雰囲気放射線モニタによって監視し、運転操作における炉心損傷の判断に用いている。上記より、MAA P解析上の炉心損傷の判定基準である 1,000K(約 727℃)は、その後の運転操作に影響を与えるものではない。

## 炉心損傷判定図及び炉心損傷割合の推定図について

炉心損傷判定図における追加放出相当の $\gamma$ 線線量率の推移は、設計基準事故の中で格納容器内の核分裂生成物の存在量が最大となる原子炉冷却材喪失時を想定したものであり、線量率として支配的である希ガスの追加放出量を基に評価されたものである。炉心損傷はドライウエル又はサプレッション・チェンバの $\gamma$ 線線量率が追加放出量相当の $\gamma$ 線線量率の10倍以上の領域に到達した場合に判断する。

また、炉心損傷割合の推定図における炉心損傷割合は、希ガスの炉内内蔵量に対する格納容器への放出割合を示しており、ドライウエル及びサプレッション・チェンバにそれぞれ希ガスが放出されたものとして、各炉心損傷割合の $\gamma$ 線線量率の推移を示している。

第1図に炉心損傷判定図及び炉心損傷割合の推定図を示す。



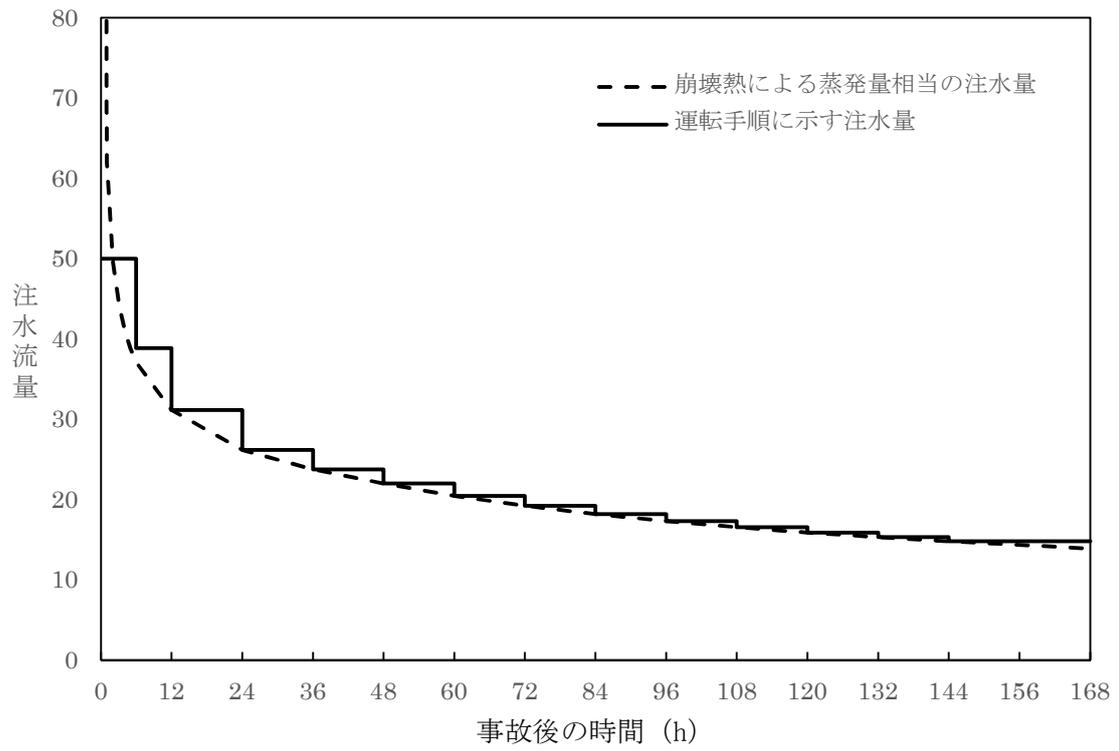
第1図 炉心損傷判定図及び炉心損傷割合の推定図（ドライウエル）

## 崩壊熱による蒸発量相当の注水量について

外部水源を用いた原子炉注水を実施する場合、炉心冷却を継続する目的から崩壊熱による蒸発量以上の注水量で原子炉注水を実施する必要があるが、崩壊熱による蒸発量を大きく上回る注水量とする場合はサプレッション・プール水位の上昇により格納容器ベント配管を水没させる恐れがあるため、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整する手順を設定する。

崩壊熱は運転時間やスクラム後の経過時間にも影響を受けることから、事前にスクラム後の崩壊熱の推移を把握し、崩壊熱による蒸発量に相当する注水量を手順に反映する。具体的には、運転手順に第 1 図のような崩壊熱による蒸発量相当の注水量を示すことで、必要な注水量を把握することとする。

第 1 図に示すとおり、事象発生 12 時間までは崩壊熱の変化が大きいため、6 時間間隔で注水量を変更するが、12 時間以降においては、12 時間以上の時間間隔で流量調整を実施することとする。ただし、**格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作の実施により一時的に中央制御室待避室に退避する**場合には、直前にその時点での崩壊熱による蒸発量に相当する注水量に調整することで退避中の注水量の調整操作を不要とする。



第1図 崩壊熱による蒸発量相当の注水量

格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出される Cs-137 の放出量評価

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）における Cs-137 の放出量評価に当たっては、「格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出される Cs-137」及び「原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137」の放出量をそれぞれ評価し、評価結果を合計することで算出している。本資料では、「格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出される Cs-137」の放出量評価について示す（「原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137」の放出量評価は、添付資料 3. 1. 3. 5 参照）。なお、「格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出される Cs-137」の放出量評価では、格納容器から原子炉建屋への漏えいがないものとして評価した方が、漏えいがある場合と比べて、格納容器から格納容器圧力逃がし装置への移行量が増加（大気中への放出量も増加）するため、保守的に漏えいはないものとして評価した。

#### 1. 評価条件

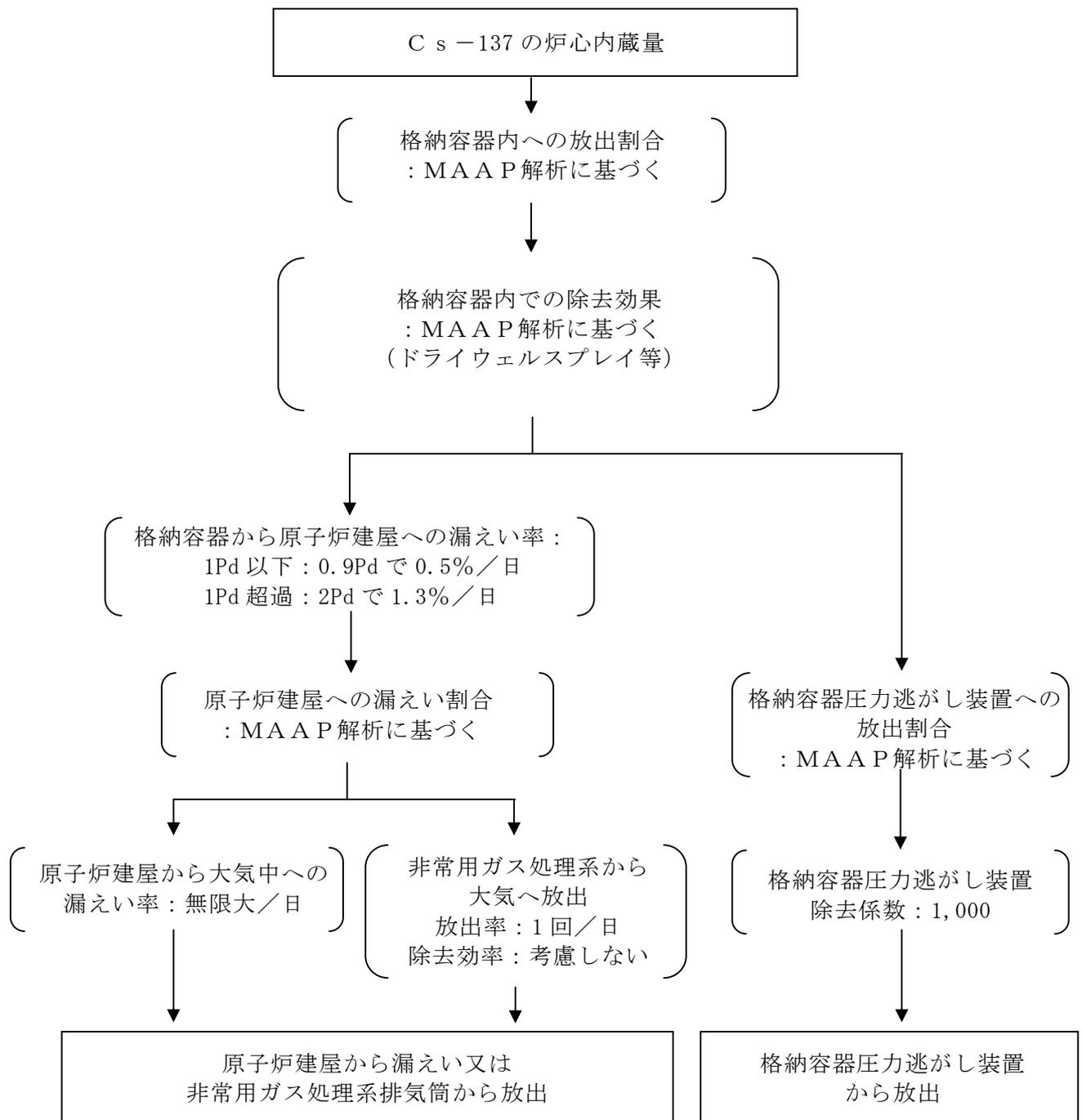
放出量評価条件（格納容器圧力逃がし装置から放出）を第 1 表、大気中への放出過程及び概略図を第 1 図及び第 2 図に示す。

第 1 表 放出量評価条件（1/2）

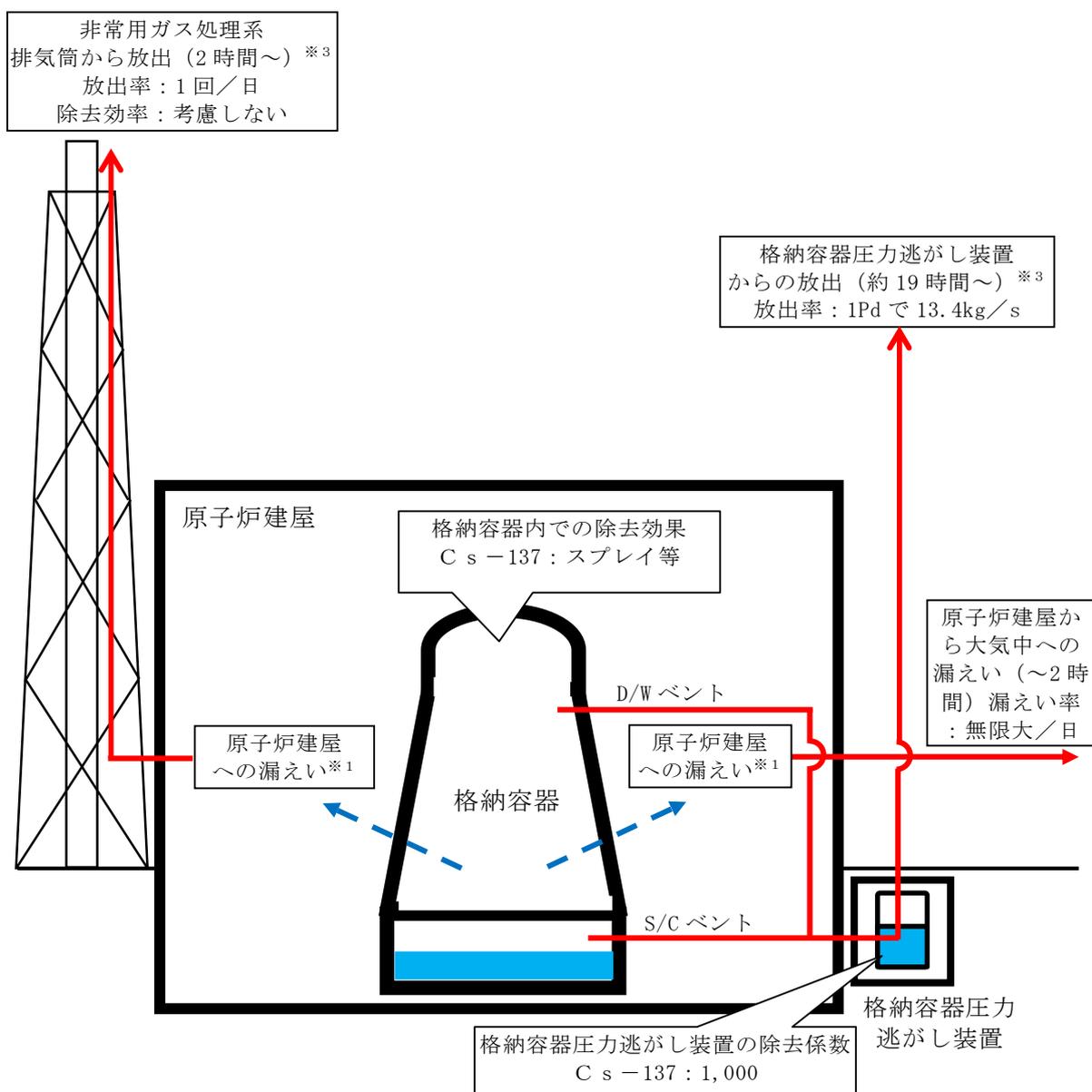
項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」（代替循環冷却系を使用できない場合）（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）	—
炉心熱出力	3, 293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10, 000 時間（416 日）	1 サイクル 13 ヶ月 （395 日）を考慮して 設定

第 1 表 放出量評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル : 0.229 2 サイクル : 0.229 3 サイクル : 0.229 4 サイクル : 0.229 5 サイクル : 0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉心内蔵量 (Cs-137) (Bq <sub>Cs137</sub> )	約 $4.36 \times 10^{17}$ Bq	「単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW)」 × 「3,293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW) は、BWR 共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料 (9 × 9 燃料 (A 型)), 運転時間 (10,000 時間) で算出した A B W R のサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	格納容器漏えい : 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱 (以下「格納容器ベント」という。) : 事象発生から約 19 時間後	MAAP 解析結果
格納容器内への放出割合 (Cs-137)	0.37	MAAP 解析結果
格納容器内での除去効果	MAAP 解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)	MAAP の FP 挙動モデル
格納容器内 pH 制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水 pH 制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定
格納容器から原子炉建屋への漏えい率	考慮しない	格納容器圧力逃がし装置への移行量を多く評価するため保守的に設定
格納容器圧力逃がし装置への放出割合 (F <sub>Cs</sub> )	【S/Cベント】 Cs I 類 : $4.33 \times 10^{-7}$ Cs OH 類 : $2.42 \times 10^{-7}$ 【D/Wベント】 Cs I 類 : $1.13 \times 10^{-4}$ Cs OH 類 : $9.05 \times 10^{-3}$	MAAP 解析結果
格納容器圧力逃がし装置の除去係数 (DF)	1,000	設計値に基づき設定



第1図 Cs-137の大気放出過程



※<sup>1</sup> 格納容器から原子炉建屋への漏えい率  
(原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価時のみ)  
1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/日, 1Pd超過: 2Pdで1.3%/日

大気への放出経路	0h	▼2h※ <sup>2</sup>	▼19h※ <sup>3</sup>	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい	■			
非常用ガス処理系排気筒から放出		■	■	■
格納容器圧力逃がし装置からの放出			■	■

※<sup>2</sup> 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため、事象発生2h以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

※<sup>3</sup> 事象発生後19時間以降は、「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第2図 大気放出過程概略図 (イメージ)

## 2. 放出量評価

### (1) 評価方法

格納容器圧力逃がし装置を介して放出される大気中への Cs-137 の放出量は、第 1 表の放出量評価条件及び以下の式により算出する。

$$[\text{Cs-137 の放出量}] = F_{\text{Cs}} \cdot Bq_{\text{Cs137}} \cdot (1/\text{DF}) \cdot \dots \cdot (1)$$

$F_{\text{Cs}}$  : 格納容器から格納容器圧力逃がし装置へ放出される Cs-137 の放出割合

$Bq_{\text{Cs137}}$  : Cs-137 の炉心内蔵量 [ $4.36 \times 10^{17}$  Bq]

DF : 格納容器圧力逃がし装置の除去係数 [1,000]

$F_{\text{Cs}}$  について、MAAP 解析では、Cs は CsI 又は CsOH として存在しているため、以下の式により  $F_{\text{Cs}}$  を算出する。

$$F_{\text{Cs}} = (M_{\text{CsI}} + M_{\text{CsOH}}) / M_{\text{Cs}} \cdot \dots \cdot (2)$$

$$M_{\text{CsI}} = M_{\text{I}} \cdot W_{\text{Cs}} / W_{\text{I}} \cdot F_{\text{CsI}} \cdot \dots \cdot (3)$$

$$M_{\text{CsOH}} = (M_{\text{Cs}} - M_{\text{I}} \cdot W_{\text{Cs}} / W_{\text{I}}) \cdot F_{\text{CsOH}} \cdot \dots \cdot (4)$$

(2), (3) 及び (4) 式により,

$$F_{\text{Cs}} = F_{\text{CsOH}} + M_{\text{I}} / M_{\text{Cs}} \cdot W_{\text{Cs}} / W_{\text{I}} \cdot (F_{\text{CsI}} - F_{\text{CsOH}}) \cdot \dots \cdot (5)$$

$F_{\text{CsI}}$  : 格納容器から格納容器圧力逃がし装置へ放出される CsI の放出割合 [S/C ベント :  $4.33 \times 10^{-7}$ , D/W ベント :  $1.13 \times 10^{-4}$ ]

$F_{\text{CsOH}}$  : 格納容器から格納容器圧力逃がし装置へ放出される CsOH の放出割合 [S/C ベント :  $2.42 \times 10^{-7}$ , D/W ベント :  $9.05 \times 10^{-3}$ ]

$M_{\text{CsI}}$  : 格納容器から格納容器圧力逃がし装置へ放出される CsI に含まれる Cs 量 [kg]

$M_{CsOH}$ : 格納容器から格納容器圧力逃がし装置へ放出される CsOH に含まれる Cs 量 [kg]

$M_{Cs}$ : Cs の初期重量 [321.2kg]

$M_I$ : I の初期重量 [24.4kg]

$W_I$ : I の分子量 [131g/mol]

$W_{Cs}$ : Cs の分子量 [133g/mol]

## (2) 評価結果

サブプレッション・チェンバから格納容器圧力逃がし装置を介して大気中に放出される Cs-137 の放出量は、(1)式及び(5)式により、以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} F_{Cs} &= F_{CsOH} + M_I / M_{Cs} \cdot W_{Cs} / W_I \cdot (F_{CsI} - F_{CsOH}) \\ &= 2.42 \times 10^{-7} + (24.4 / 321.2) \cdot (133 / 131) \cdot (4.33 \times 10^{-7} - 2.42 \times 10^{-7}) \\ &= 2.57 \times 10^{-7} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} [\text{Cs-137 の放出量}] &= F_{Cs} \cdot Bq_{Cs137} \cdot (1 / DF) \\ &= 2.57 \times 10^{-7} \cdot 4.36 \times 10^{17} \cdot (1 / 1,000) \\ &= 1.2 \times 10^8 [\text{Bq}] \\ &= 1.2 \times 10^{-4} [\text{TBq}] \end{aligned}$$

また、ドライウエルから格納容器圧力逃がし装置を介して大気中に放出される Cs-137 の放出量は、(1)式及び(5)式により、以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned}
F_{Cs} &= F_{CsOH} + M_I / M_{Cs} \cdot W_{Cs} / W_I \cdot (F_{CsI} - F_{CsOH}) \\
&= 9.05 \times 10^{-3} + (24.4 / 321.2) \cdot (133 / 131) \cdot (1.13 \times 10^{-4} - 9.05 \times 10^{-3}) \\
&= 8.36 \times 10^{-3}
\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
[\text{Cs-137 の放出量}] &= F_{Cs} \cdot Bq_{Cs137} \cdot (1 / DF) \\
&= 8.36 \times 10^{-3} \cdot 4.36 \times 10^{17} \cdot (1 / 1,000) \\
&= 3.7 \times 10^{12} [\text{Bq}] \\
&= 3.7 [\text{TBq}]
\end{aligned}$$

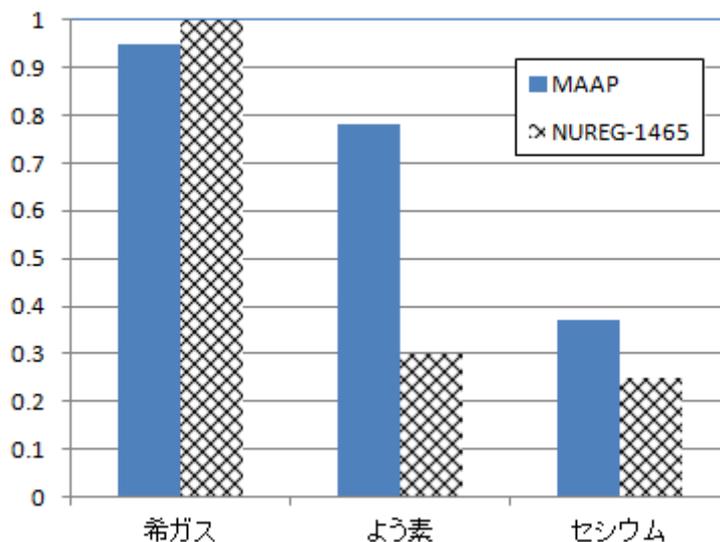
事象発生 7 日間以降の影響を確認するために評価した、事象発生 30 日間及び 100 日間における格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出される Cs-137 の放出量は、サプレッション・チェンバからのベントの場合には約  $1.3 \times 10^{-4}$  TBq (事象発生 30 日間) 及び約  $1.5 \times 10^{-4}$  TBq (事象発生 100 日間)、ドライウェルからのベントの場合には約 4.1 TBq (事象発生 30 日間) 及び約 4.1 TBq (事象発生 100 日間) である\*。

なお、事象発生 7 日以降の長期解析においては、事象発生約 19 時間後に格納容器ベントを実施し、事象発生 100 日まで格納容器ベントを継続しているが、格納容器の除熱機能、格納容器への窒素注入機能及び格納容器内の可燃性ガスの濃度制御系機能が確保できた場合には、格納容器ベントを停止する運用とする。

※ Cs-137 は長半減期核種となるが、事象発生 30 日間及び 100 日間における Cs-137 の放出量は、長期的な放出量を評価する観点から、減衰効果を考慮し評価した。

また、大気へのCs-137の放出量の評価において、格納容器内へのCs-137の放出割合としてMAAP解析結果を用いている。第3図のとおり、米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465\*で示された値（BWRプラント、「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和）とMAAP解析結果を比較すると、よう素及びセシウムについては、MAAP解析の方が大きい結果となる。希ガスについては、NUREG-1465の方が大きい。これは東海第二の想定シナリオでは原子炉注水により炉心を再冠水させることで、炉心の終状態においても炉心内に自立した状態の燃料が一部存在するためである（添付資料3.1.2.6参照）。

※ TMI事故を契機として行われたシビアアクシデントに係るソースターム研究を踏まえ、被覆管材であるジルコニウムの酸化量の違い等により核分裂生成物の放出量や放出タイミングに相違が生じることを考慮し、BWR及びPWRそれぞれに対して放出割合を設定する等、より現実的なソースタームの設定を目的としている。



第3図 格納容器内への放出割合の比較

原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs - 137 の漏えい量評価等について

本資料では、「原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs - 137」の放出量評価及び「格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出される Cs - 137」の放出量評価結果（添付資料 3. 1. 3. 4 参照）を合計した結果について示す。

なお、本評価では、**原子炉建屋ガス処理系**が起動するまでの間、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は、瞬時に原子炉建屋から大気中へ漏えいするものとして、放出量を保守的に評価しているが、下記のとおり、格納容器の健全性が維持されており、原子炉建屋の換気空調系が停止している場合は、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質の一部は、原子炉建屋内で沈着又は時間減衰するため、大気中への放出量は本評価結果より少なくなると考えられる。

- ・ 格納容器が健全な場合、格納容器内の放射性物質は、格納容器圧力に応じて原子炉建屋へ漏えいするものとしている。漏えいした放射性物質の一部は、原子炉建屋内での重力沈降等に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられる。
- ・ 原子炉建屋内の換気空調系が停止している場合、原子炉建屋内外における圧力差が生じにくく、原子炉建屋内外での空気のやりとりは多くないと考えられるため、漏えいした放射性物質の一部は原子炉建屋内に滞留し、時間減衰すると考えられる。

#### 1. 評価条件

放出量評価条件を第 1 表に示す。（大気中への放出過程及び概略図は、添付資料 3. 1. 3. 4 の第 1 図及び第 2 図参照）

第1表 放出量評価条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用できない場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	—
炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力
運転時間	1サイクル当たり 10,000時間(416日)	1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉心内蔵量 (Cs-137)	約 $4.36 \times 10^{17}$ Bq	「単位熱出力当たりの炉心内蔵量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉心内蔵量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、運転時間(10,000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	格納容器漏えい:事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱(以下「格納容器ベント」という。):事象発生から約20時間後※	MAAP解析結果
格納容器内への放出割合 (Cs-137)	0.37	MAAP解析結果
格納容器内での除去効果	MAAP解析に基づく(沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)	MAAPのFP挙動モデル(添付資料3.1.3.6参照)
格納容器内pH制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水pH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定

第 1 表 放出量評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由
格納容器から原子炉建屋への漏えい率	1Pd以下：0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過：2Pdで1.3%/日	MAAP解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし、格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/日)及びAECの式等に基づき設定(添付資料3.1.2.5参照)
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	CsI類：約 $6.15 \times 10^{-5}$ CsOH類：約 $3.05 \times 10^{-5}$	MAAP解析結果
原子炉建屋から大気への漏えい率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日(地上放出) (格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、瞬時に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定
非常用ガス処理系から大気への放出率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/日(排気筒放出)	設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間(115分)+負圧達成時間(5分)(起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定
ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋原子炉棟内の急減な圧力上昇等によるブローアウトパネルの開放がないため

※ 格納容器から原子炉建屋への漏えいを考慮しない「格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出されるCs-137の放出量評価」と比べて、原子炉建屋へ漏えいする分格納容器圧力の上昇が抑制され、結果として格納容器ベント開始タイミングが遅くなる(格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出されるCs-137の放出量評価における格納容器ベント開始タイミング：約19時間後)。

## 2. 評価結果（原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137）

原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量は、約 14.3TBq（事象発生 7 日間）である。なお、添付資料 3.1.2.4 に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合の Cs-137 の漏えい量（約 7.5TBq）より 2 倍程度大きい結果となっているが、これは格納容器ベント実施（約 19 時間）までの格納容器圧力（格納容器から原子炉建屋への漏えい率に寄与）の違いによる影響が大きい（下記参照）。

- ・代替循環冷却系を使用する場合

代替循環冷却系による除熱操作により圧力抑制されるため、0.31 MPa[gage]（約 1Pd）以下で推移（第 3.1.2-10 図参照）

- ・代替循環冷却系を使用できない場合

0.465MPa[gage]到達後（約 3.9 時間）、格納容器ベント実施（約 19 時間）まで格納容器圧力を 0.4MPa[gage]～0.465MPa[gage]の範囲で維持（第 3.1.3-10 図参照）

また、事象発生 7 日間以降の影響を確認するために評価した、事象発生 30 日間、100 日間における原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量は、約 14.4TBq（事象発生 30 日間）及び約 15.5TBq（事象発生 100 日間）である。

なお、事象発生 7 日以降の長期解析においては、事象発生約 20 時間後に格納容器ベントを実施し、事象発生 100 日まで格納容器ベントを継続しているが、格納容器の除熱機能、格納容器への窒素注入機能及び格納容器内の可燃性ガスの濃度制御系機能が確保できた場合には、格納容器ベントを停止する運用とする。

### 3. Cs-137の放出量

「格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出されるCs-137」及び「原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137」の放出量評価結果を第2表に示す。

原子炉建屋から大気中へのCs-137の漏えい量(約14.3TBq)にサプレッション・チェンバのラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置から大気への放出量(約 $1.2 \times 10^{-4}$  TBq)を加えた場合の放出量は約15TBqであり、評価項目である100TBqを下回っている。なお、ドライウエルのラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置から大気への放出量(約3.7TBq)を加えた場合でも約18TBqであり、100TBqを下回っている。

また、事象発生7日間以降の影響について、原子炉建屋から大気中へのCs-137の漏えい量に、サプレッション・チェンバのラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置から大気への放出量を加えた場合の放出量は、**事象発生30日間で約15TBq、事象発生100日間で約16TBq**であり、いずれの場合においても100TBqを下回っている。

第2表 大気中へのCs-137の放出量

	事象発生7日間	事象発生30日間	事象発生100日間
建屋漏えい	約14.3TBq	約14.4TBq	約15.5TBq
ベント放出 <sup>※1</sup>	約 $1.2 \times 10^{-4}$ TBq <sup>※2</sup> (約3.7TBq <sup>※3</sup> )	約 $1.3 \times 10^{-4}$ TBq <sup>※2</sup> (約4.1TBq <sup>※3</sup> )	約 $1.5 \times 10^{-4}$ TBq <sup>※2</sup> (約4.1TBq <sup>※3</sup> )
合計	約15TBq <sup>※2</sup> (約18TBq <sup>※3</sup> )	約15TBq <sup>※2</sup> (約19TBq <sup>※3</sup> )	約16TBq <sup>※2</sup> (約20TBq <sup>※3</sup> )

※1 ベント放出量においては、保守的に格納容器からの漏えいをしない場合のMAAP解析により算出している。

※2 サプレッション・チェンバのラインを経由した場合の評価結果

※3 ドライウエルのラインを経由した場合の評価結果

## 格納容器内での除去効果について

MAAPにおけるCs-137に対する格納容器内の除去効果として、沈着、サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレーを考慮している。また、沈着については、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、核分裂生成物（FP）ガス凝縮/再蒸発で構成される。（「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第5部 MAAP」（抜粋）参照）

「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第5部 MAAP」（抜粋）

## (2) FPの状態変化・輸送モデル

高温燃料から出た希ガス以外のFPは雰囲気温度に依存して凝固し、エアロゾルへ変化する。気相及び液相中のFPの輸送においては、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算する。FPがガス状とエアロゾル状の場合は、気体の流れに乗って、原子炉圧力容器内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したFPの場合は、区画内の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは溶融炉心中のFPの場合は、溶融炉心の移動量に基づいて輸送される。

FPの輸送モデルは上述の仮定に基づいており、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から原子炉圧力容器内に放出されたFPは、原子炉圧力容器破損前にはLOCA破損口あるいは逃がし安全弁から原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉圧力容器破損後には原子炉圧力容器破損口若しくは格納容器下部に落下した溶融炉心からFPが原子炉格納容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出されたFPはスクラビングによってサプレッション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出されたFPは、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の気体、エアロゾル及び構造物表面上（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内のF P輸送モデル概要を図3.3-15に示す。

エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、F Pガス凝縮、F Pガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。

重力沈降は、Stokesの重力沈降式とSmoluchowski方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用したMAAPのモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。

拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じるStefan流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。

熱泳動による沈着は、Epsteinのモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。

慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様にSmoluchowski方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。

F Pガスの凝縮は、F Pガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状F P圧力がF P飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。

5-66

F Pガスの再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状F Pの圧力がF Pの飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起こると仮定している。

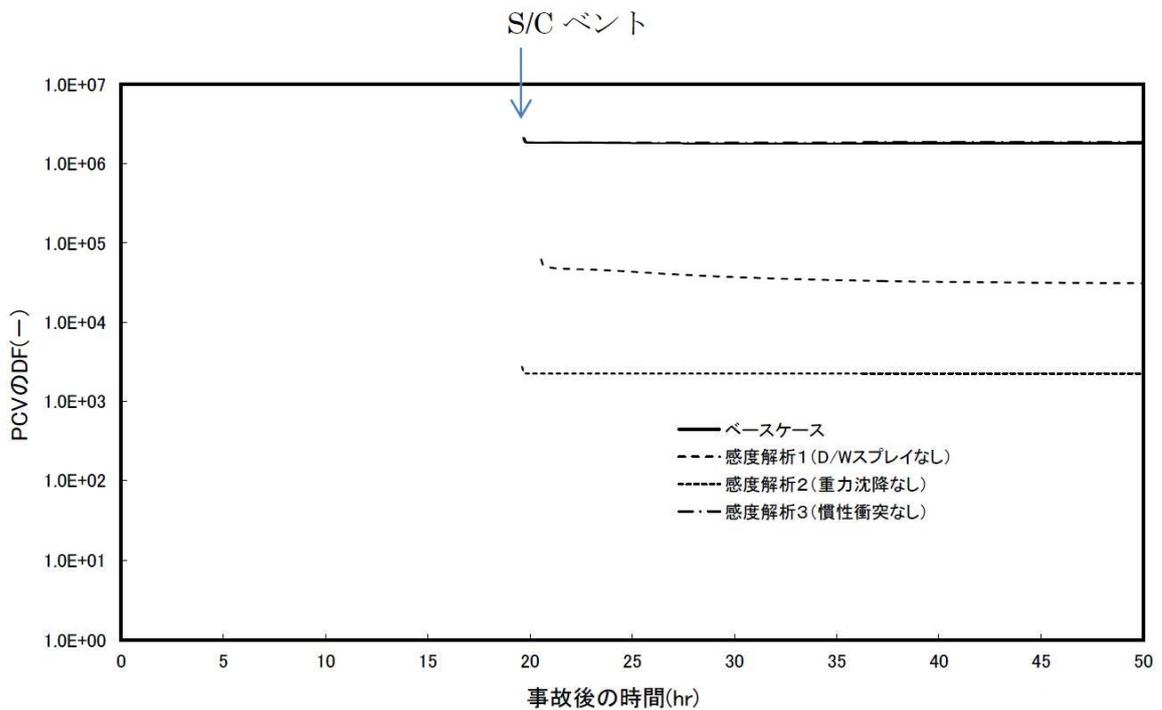
エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては、スクラビングによる除染係数(D F)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。D Fの値は、クエンチャ、垂直ベント、水平ベントの3つの種類のスクラビング機器に対し、詳細コード SUPRA<sup>[9]</sup>を用いて、圧力、プール水深、キャリアガス中の水蒸気質量割合、プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており、これらのデータから求める。

また、格納容器スプレーによるF P除去も模擬しており、スプレー液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率、スプレーの液滴径、流量及び落下高さから計算する。

## 1. 沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果

沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果を確認するため、感度解析を行った。解析結果を第1図に示す。なお、感度解析では、以下の式により格納容器内の除去効果を算出している。

$$\text{格納容器内DF} = \frac{\text{格納容器内へのCsI放出割合}}{\text{ベントラインから大気へのCsI放出割合}}$$



第1図 エアロゾルに対する格納容器内の除去効果（感度解析結果）

第1図より、ベースケースにおけるDF（ $10^6$ オーダー）との比較から、重力沈降のDFは $10^3$ 程度、ドライウェルスプレイのDFは $10 \sim 10^2$ 程度であることがわかる。これより、重力沈降及びドライウェルスプレイ両方によるDFは $10^4 \sim 10^5$ 程度となるため、Cs-137に対する格納容器内の除去効果は、重力沈降及びドライウェルスプレイの影響が大きいと考える。

## 2. サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果

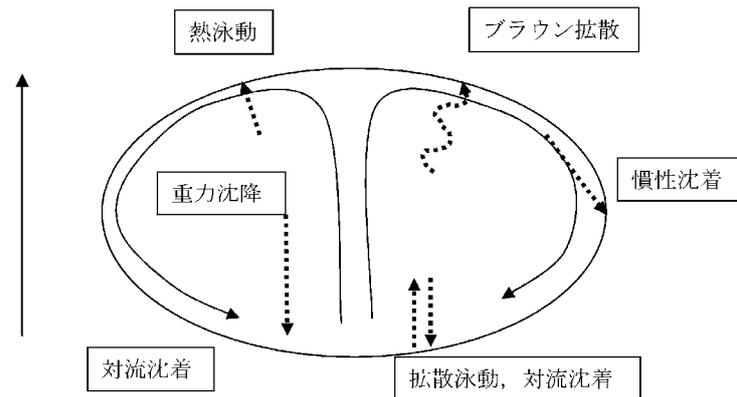
### (1) スクラビング効果について

スクラビングは、エアロゾルを含む気体がプール内に移行する場合、気泡が分裂しながら上昇していく過程においてエアロゾルが気泡界面に到達した時点で水に溶解して気体から除去される現象である。スクラビングにおけるエアロゾル除去のメカニズムは、プールへの注入時の水との衝突や気泡がプール水中を上昇していく過程における慣性衝突等が考えられる。

### (2) M A A P 解析上の扱いについて

スクラビングによる除去効果について、M A A P 解析ではスクラビング計算プログラム（S U P R A コード）により計算された D F 値のデータテーブルに、プール水深、エアロゾルの粒子径、キャリアガス中の水蒸気割合、格納容器圧力及びサプレッション・プールのサブクール度の条件を補間して求めている。

S U P R A コードでは、スクラビングに伴う初期気泡生成時及び気泡上昇時のエアロゾルの除去効果をモデル化しており、気泡挙動（気泡サイズ及び気泡上昇速度）、初期気泡生成時の D F、気泡上昇時の D F を評価式により与えている。第 2 図に、気泡中のエアロゾルが気泡界面に到達するまでの過程を示す。気泡上昇時における各過程の除去速度を評価することでエアロゾルの D F を与えている。



第2図 スクラビングによるエアロゾル捕集効果

(3) SUPRAコードによる計算結果と実験結果の比較について

SUPRAコードによる計算結果については、電力共同研究<sup>\*</sup>にて実験結果との比較検討が行われている。試験条件及び試験装置の概要を第1表及び第3図に示す。また、試験結果を第4図から第10図に示す。

試験結果より、SUPRAコードによる計算結果と実験結果について、キャリアガス流量等のパラメータ値の増減によるDF値の傾向は概ね一致していることを確認した。

また、粒径   $\mu\text{m}$  までの粒子について、SUPRAコードによる計算結果が実験結果より小さいDF値を示しており、保守的な評価であることを確認した。

一方、粒径   $\mu\text{m}$  の粒子について、SUPRAコードによる計算結果が実験結果より大きいDF値を示しているが、これは実験とSUPRAコードで用いている粒子の違い（実験：LATEX粒子（密度   $\text{g}/\text{cm}^3$ ）、SUPRAコード：CsOH（密度   $\text{g}/\text{cm}^3$ ）が影響しているためである。SUPRAコードの計算結果を密度補正<sup>\*\*2</sup>した第7図及び第9図では、SUPRAコードによる計算結果は実験結果より概ね小さいDF値を示すことが確認できる。

以上より、SUPRAコードにより計算されたDF値を用いることは妥当と考える。

※1 共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」(PHASE 2) 最終報告書 平成5年3月

※2 実験ではLATEX粒子を用いているため、その粒径は

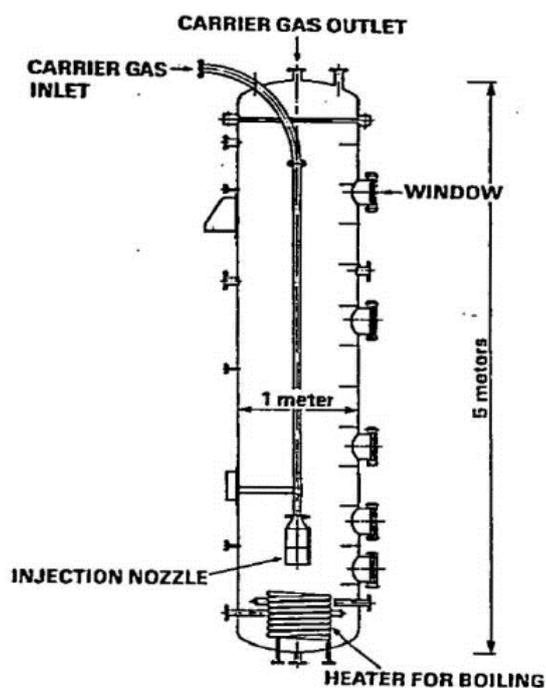
径)となる。一方、SUPRAコードではCsOHの粒径を基にしているため、下記の計算式は

$$d_{ae} = \sqrt{\frac{6 \rho_p \alpha_e}{\pi \rho_0 K_R}} d_e$$

$d_{ae}$  :  
 $\rho_p$  :  
 $\rho_0$  :  
 $\alpha_e$  :  
 $K_R$  :  
 $d_e$  :

第 1 表 試験条件

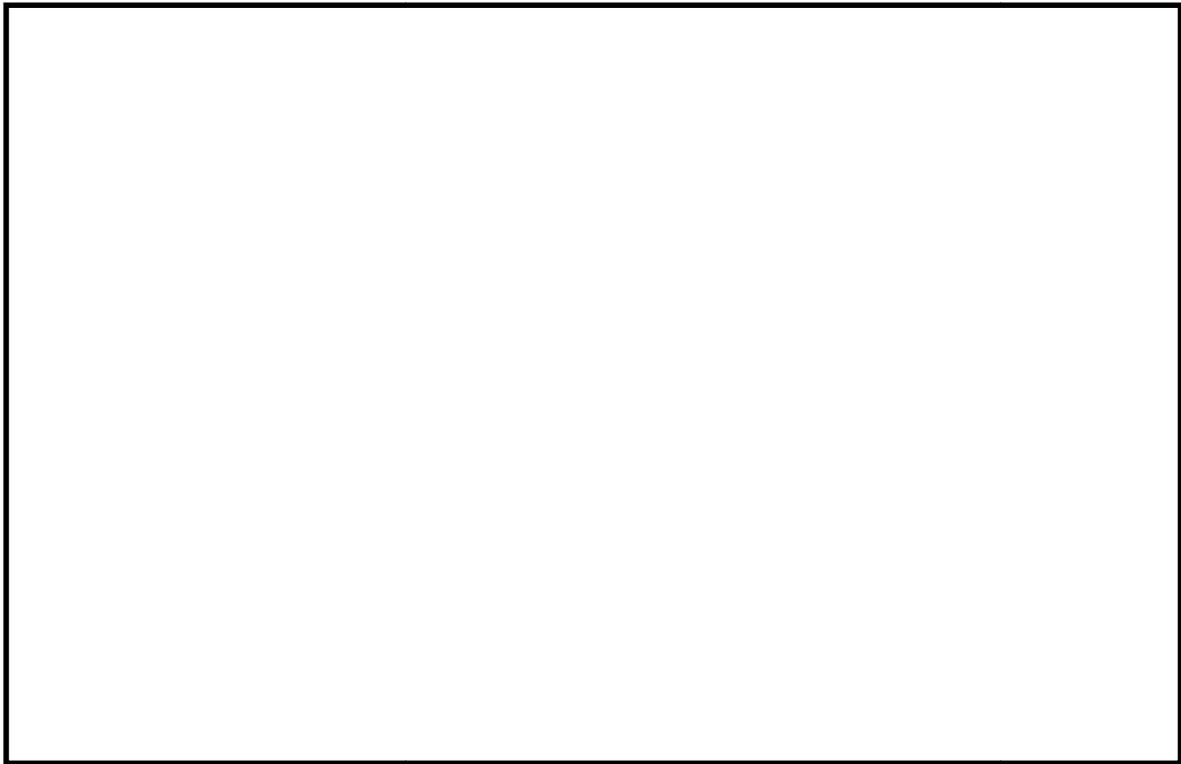
Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	steam fraction (vol.%)	50	0~80
	carrier gas flow rate (L/min)	500	300~2000
Aerosol property	particle diameter ( $\mu\text{m}$ )	0.21~1.1	0.1~1.9
	material	LATEX	LATEX, CsI



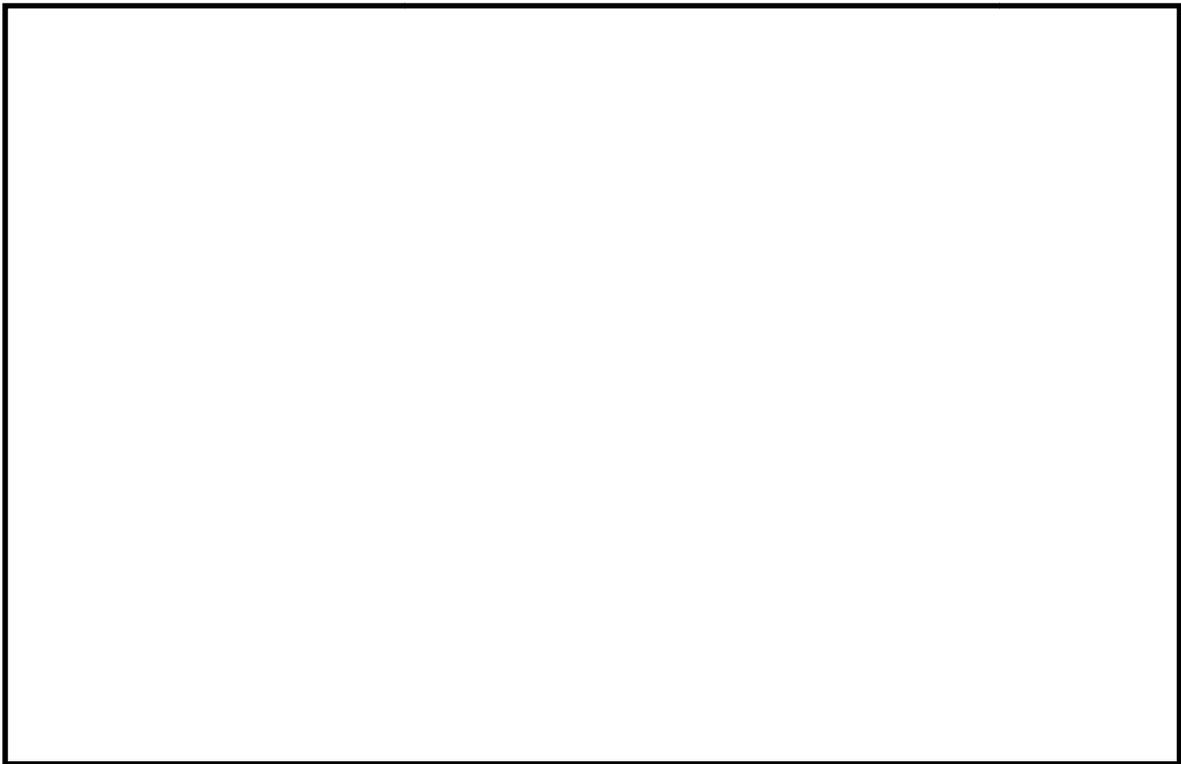
第 3 図 試験装置の概要



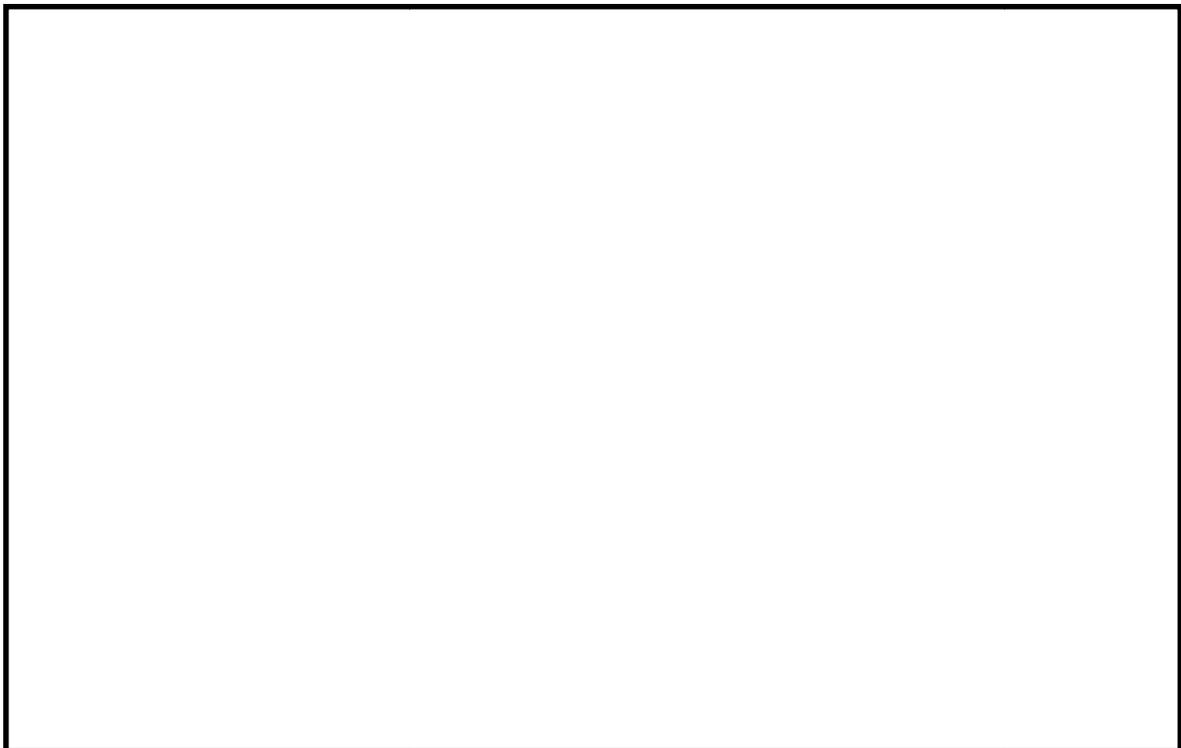
第 4 図 キャリアガス流量に対する D F の比較



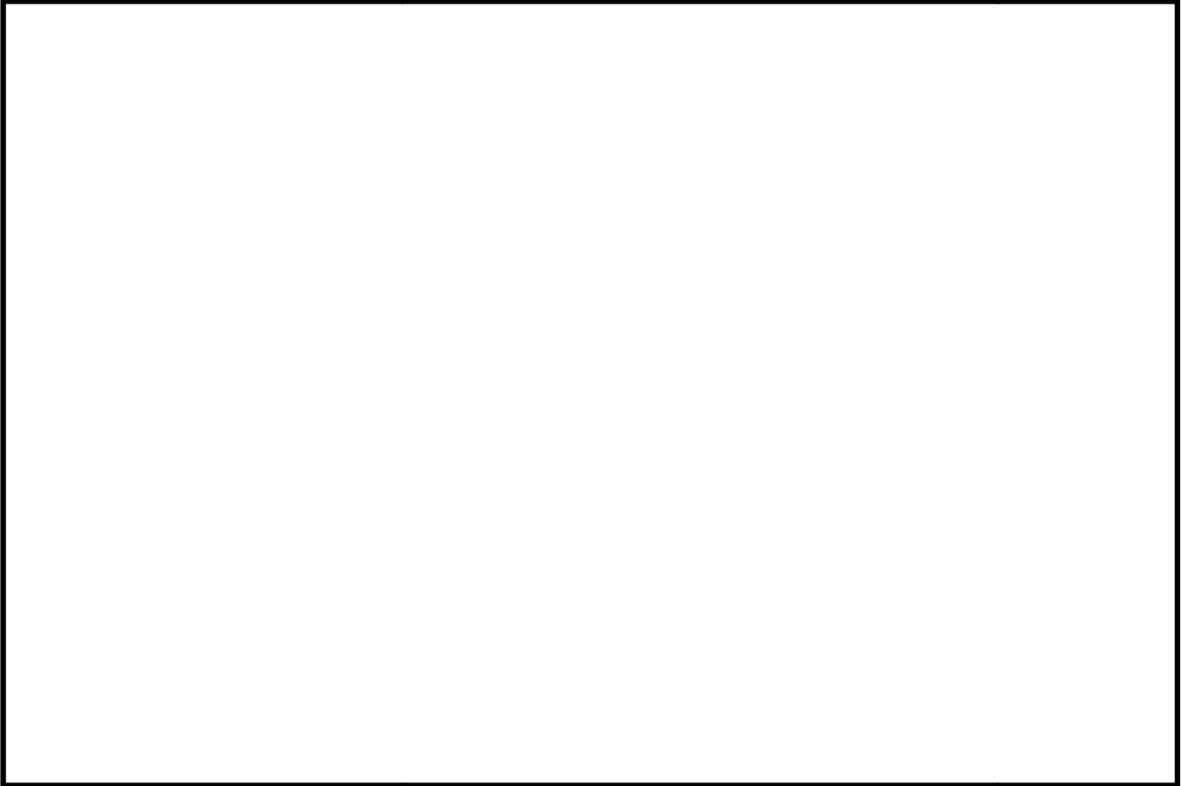
第 5 図 プール水温に対する D F の比較



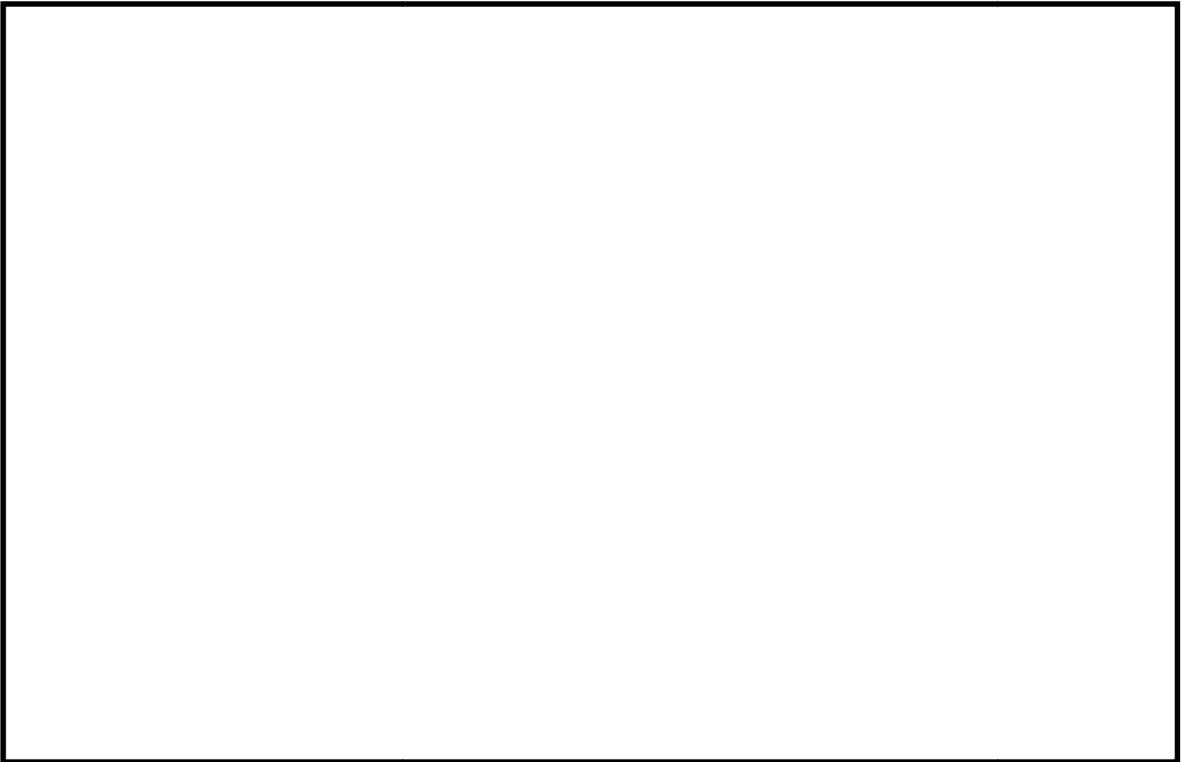
第 6 図 水蒸気割合に対する D F の比較



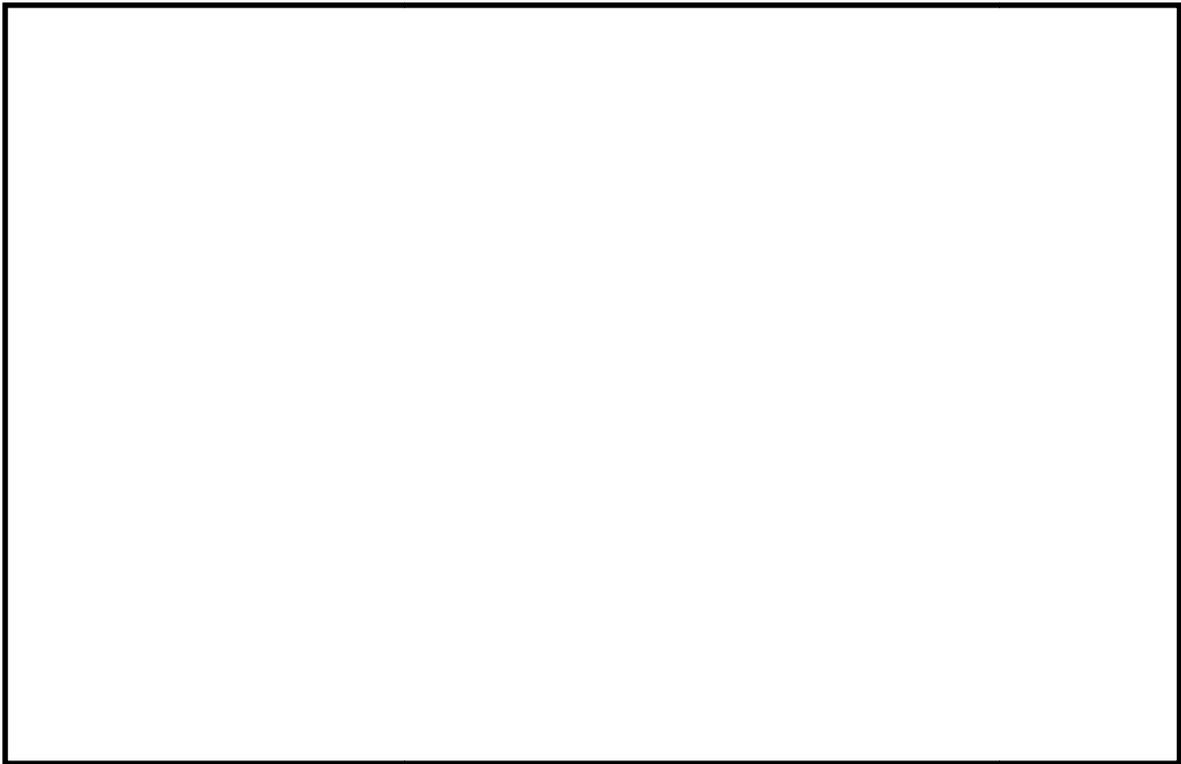
第 7 図 水蒸気割合に対する D F の比較 (密度補正)



第 8 図 スクラビング水深に対する D F の比較



第 9 図 スクラビング水深に対する D F の比較 (密度補正)



第 10 図 ガス温度に対する D F の比較

(4) 沸騰による除去効果への影響について

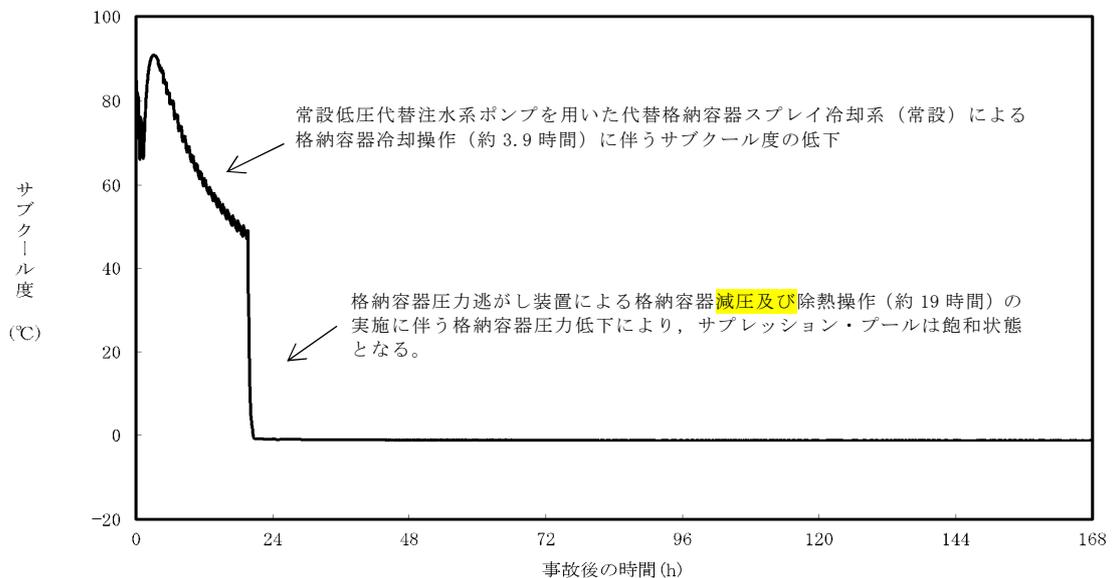
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは、第 11 図のとおり、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱の実施に伴いサプレッション・プールは飽和状態（沸騰状態）になるため、サプレッション・プールの沸騰による除去効果への影響を確認した。M A A P 解析条件及び評価結果を第 2 表及び第 3 表に示す。なお、エアロゾルの粒径については、スクラビング前後でそれぞれ最も割合の多い粒径について除去効果への影響を確認した。その結果、第 3 表のとおり沸騰時の除去効果は非沸騰時に比べて小さいことを確認した。

ただし、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは、第 12

図のとおり、原子炉压力容器内のCs-137は、大破断LOCAにより生じた破断口より格納容器内気相部へ移行し、その後重力沈降等により、事象発生5時間程度で大部分が格納容器内液相部へ移行するため、本評価においてサブプレッション・プールの沸騰による除去効果の減少の影響はほとんどないと考える。

なお、CsI、CsOHの沸点はそれぞれ1,280°C、272.3°C<sup>※2</sup>であり、シビアアクシデント時に格納容器内でCsI、CsOHが揮発することは考えにくい。サブプレッション・プールの沸騰に伴い液相部中のCsI、CsOHの一部が気相部へ移行する可能性がある。ただし、その場合でも、ドライウェルから格納容器圧力逃がし装置を介した場合のCs-137放出量（事象発生7日間で約18TBq）に包絡されると考えられる。

※2 化合物の辞典 高本 進・稲本直樹・中原勝儼・山崎 昶[編集] 1997年11月20日



第11図 サプレッション・プールのサブクール度の推移

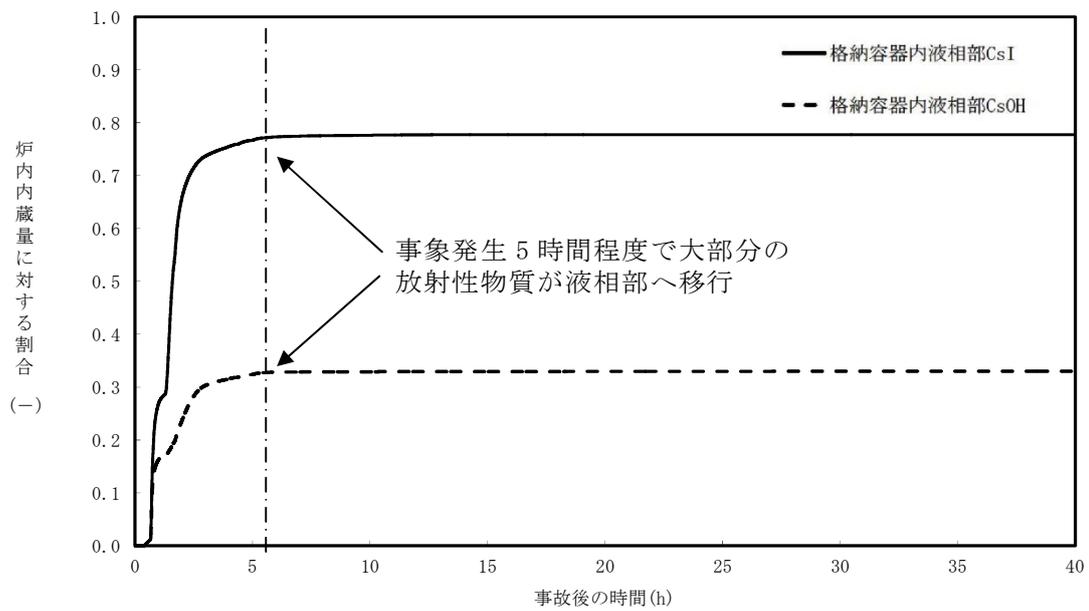
第2表 評価条件

項目	評価条件※	選定理由
蒸気割合	<input type="text"/> %	格納容器ベント実施前のドライウエルにおける蒸気割合（約 55%）相当
格納容器圧力	<input type="text"/> kPa[gage]	格納容器ベント実施前の格納容器圧力（400～465kPa[gage]）相当
サプレッション・プール水深	<input type="text"/> m	実機では水深 3m 以上のため，設定上限値を採用
サブクール度	<input type="text"/> °C	未飽和状態として設定（設定上限値）
	<input type="text"/> °C	飽和状態として設定（設定下限値）
エアロゾルの粒径（半径）	<input type="text"/> μm	スクラビング前において，最も割合が多い粒径
	<input type="text"/> μm	スクラビング後において，最も割合が多い粒径

※ SUPRAコードにより計算されたデータテーブルの設定値を採用

第3表 評価結果

粒径	D F	
	未飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> °C)	飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> °C)
<input type="text"/> μm	<input type="text"/>	
<input type="text"/> μm		



第 12 図 格納容器内液相部中の存在割合

## 安定状態について（代替循環冷却系を使用できない場合）

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：

事象発生後，重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により，損傷炉心の冠水が維持可能であり，また，冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定停止状態が確立されたものとする。

格納容器安定状態：

損傷炉心を冠水させた後に，重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能（代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置）により，格納容器圧力及び雰囲気温度が安定又は低下傾向に転じ，また，除熱のための設備がその後の機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定状態が確立されたものとする。

**【安定停止状態の確立について】**

原子炉安定状態の確立について

低圧代替注水系（常設）における注水継続により損傷炉心が冠水し，損傷炉心の冷却が維持され，原子炉安定停止状態が確立される。

格納容器安定状態の確立について

炉心冷却を継続し，格納容器圧力 0.62MPa [gage] 到達までに格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱を開始することで，格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向になり，格納容器雰囲気温度は 150℃を下回り，格納容器安定状態が確立される。

また，重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

**【安定状態の維持について】**

上記の格納破損防止対策により安定状態を確立できる。

代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系を復旧させ，除熱を行うことにより，安定状態の維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。

- ① 格納容器除熱機能として代替循環冷却系又は残留熱除去系の復旧による冷却へ移行
- ② 格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び格納容器内への窒素注入
- ③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源），冷却水等の確保
- ④ 長期的に維持される格納容器の状態（圧力・温度）に対し，適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保

（添付資料 3. 1. 2. 9 別紙参照）

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合））

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル）  溶融炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。 CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。 炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響を確認した。 ・TQUV、大破断 LOCA シーケンスとともに、炉心溶融の開始時刻への影響は小さい ・下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、大破断 LOCA が発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はしないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 また、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認しており、格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の起点としている運転員等操作はしないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料棒表面熱伝達				
	燃料被覆管酸化				
	燃料被覆管変形				
沸騰・ボイド率変化	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	TQUV シーケンス及び中小破断 LOCA シーケンスに対して、MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないこと等から、水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり、その後の注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、大破断 LOCA が発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作はしないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
気液分離（水位変化）・対向流					
原子炉圧力容器	ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）	安全系モデル（非常用炉心冷却系） 安全系モデル（代替注水設備）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)	HDR 実験解析では、格納容器圧力及び雰囲気温度について、温度成層化を含めて傾向を良く再現できることを確認した。 格納容器雰囲気温度を十数℃程度高めに、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから、格納容器圧力を操作開始の起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力を操作開始の起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	気液界面の熱伝達		格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	スプレイ冷却	安全系モデル(格納容器スプレイ) 安全系モデル(代替注水設備)	入力値に含まれる。 スプレイの水滴温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさはない。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	格納容器ベント	格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)	入力値に含まれる。 MAAP コードでは格納容器ベントについては、設計流量に基づいて流路面積を入力値として与え、格納容器各領域間の流動と同様の計算方法が用いられている。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
原子炉圧力容器(炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル(リロケーション)	・TMI 事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・TQUV、大破断 LOCA シーンケンスともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。 また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーンケンスでは、リロケーションを起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。 また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	構造材との熱伝達		核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、FP 放出の開始時刻を良く再現できているものの、燃料被覆管温度を高めに評価することにより、急激な FP 放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な炉心体系においてこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な炉心体系においてこの種の不確かさは小さくなるものと推定される。本評価事故シーンケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の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。
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	ABCOVE 実験解析により、格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認した。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーンケンスでは、炉心損傷後の格納容器内 FP 挙動を操作開始の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。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。したがって、大気中への Cs-137 の放出量の観点で評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、本評価事故シーンケンスにおける格納容器圧力速がし装置による大気中への Cs-137 の放出量は、評価項目 (100TBq を下回っていること) に対して、サブプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合は約 $1.2 \times 10^{-4}$ TBq (7 日間)、ドライウェルのベントラインを経由した場合は約 3.7TBq (7 日間) であり、評価項目に対して余裕がある。

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(1/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	解析条件	最確条件				
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	約3,279MW～ 約3,293MW (実績値)	定格熱出力を設定	最確条件とした場合には、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合には、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	約6.91MPa[gage]～ 約6.94MPa[gage] (実績値)	定格圧力を設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、大破断LOCAに伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、大破断LOCAに伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える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ない。
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート 下端から+122cm～ 下端から+126cm)	通常運転水位 (セパレータスカート 下端から約+122cm～ 約+132cm) (実績値)	通常運転水位を設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム10分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約3mであるのに対してゆらぎによる水位低下量は約40mmであり非常に小さい。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム10分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約3mであるのに対してゆらぎによる水位低下量は約40mmであり非常に小さい。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	炉心流量	48,300t/h (定格流量(100%))	定格流量の 約86%～約104% (実績値)	定格流量を設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料	9×9燃料 (A型)	装荷炉心ごと	9×9燃料(A型)と9×9燃料(B型)は、熱水力的な特性はほぼ同等であり、燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されることから、代表的に9×9燃料(A型)を設定	最確条件とした場合には、9×9燃料のA型又はB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、9×9燃料のA型又はB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度33GWd/t	燃焼度 33GWd/t以下 (実績値)	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため、崩壊熱が大きい設定となるため、1サイクルの運転期間(13ヶ月)に調整運転期間(約1ヶ月)を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定	最確条件とした場合には、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなり常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作の開始が遅くなるが、操作手順(常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作並びに格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作(サブプレッション・チェンパ側)を実施すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び格納容器圧力逃がし装置により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	格納容器圧力	5kPa[gage]	約2.2kPa[gage]～ 約4.7kPa[gage] (実績値)	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定	最確条件とした場合には、解析条件で設定している圧力よりも小さくなるため、格納容器圧力が低めに推移することから、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作の開始が遅くなるが、その影響は小さいことから運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している圧力よりも小さくなるため、格納容器圧力が低めに推移することから、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作に至るまでの時間は長くなるが、その影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器雰囲気温度	57℃	約25℃～約58℃ (実績値)	ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度を設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、格納容器雰囲気温度は常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作により飽和温度となり、初期温度が事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、格納容器雰囲気温度は常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作により飽和温度となり、初期温度が事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器体積 (ドライウェル)	5,700m <sup>3</sup>	5,700m <sup>3</sup> (設計値)	設計値を設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える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ない。

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

項目	解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	解析条件	最確条件				
初期条件	格納容器体積 (サブプレッショ ン・チェンバ)	空間部：4,100m <sup>3</sup> 液相部：3,300m <sup>3</sup>	空間部： 約4,092m <sup>3</sup> ～ 約4,058m <sup>3</sup> 液相部： 約3,308m <sup>3</sup> ～ 約3,342m <sup>3</sup> (実績値)	サブプレッショ ン・プールの 圧力抑制効果が厳しくなる 少なめの水量として、保安規 定の運転上の制限における 下限値を設定	最確条件とした場合には、格納容器体積（サブプレッショ ン・チェンバ） の液相部の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが、ゆら ぎの幅は非常に小さい。例えば、サブプレッショ ン・プール水位が6.983m の時の水量は3,300m <sup>3</sup> であるのに対し、ゆらぎによる水量変化（0.087m） は約42m <sup>3</sup> であり、その割合は初期保有水量の約1.3%と非常に小さい。 したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時 間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、格納容器体積（サブプレッショ ン・チェンバ） の液相部の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが、ゆら ぎの幅は非常に小さい。例えば、サブプレッショ ン・プール水位が6.983m の時の水量は3,300m <sup>3</sup> であるのに対し、ゆらぎによる水量変 化（0.087m）は約42m <sup>3</sup> であり、その割合は初期保有水量の約1.3% と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいこと から、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	サブプレッショ ン・プールの 水位	6.983m (通常運転水位－ 4.7cm)	約7.000m～ 約7.070m (実績値)	サブプレッショ ン・プールの 圧力抑制効果が厳しくなる 低めの水位として、保安規定 の運転上の制限における下 限値を設定	最確条件とした場合には、サブプレッショ ン・プールの水位の運転範囲に おいて解析条件より高めの水位となるが、ゆらぎの幅は非常に小さい。例 えば、サブプレッショ ン・プール水位が6.983mの時の水量は3,300m <sup>3</sup> で あるのに対し、ゆらぎによる水量変化（0.087m）は約42m <sup>3</sup> であり、そ の割合は初期保有水量の約1.3%と非常に小さい。したがって、事象進 展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小 さい。	最確条件とした場合には、サブプレッショ ン・プールの水位の運転範囲に おいて解析条件より高めの水位となるが、ゆらぎの幅は非常に小さい。例 えば、サブプレッショ ン・プール水位が6.983mの時の水量は 3,300m <sup>3</sup> であるのに対し、ゆらぎによる水量変化（0.087m）は約42m <sup>3</sup> であり、その割合は初期保有水量の約1.3%と非常に小さい。した がって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパ ラメータに与える影響は小さい。
	サブプレッショ ン・プールの 水温	32℃	約15℃～約32℃ (実績値)	サブプレッショ ン・プールの 圧力抑制効果が厳しくなる 高めの水温として、保安規定 の運転上の制限における上 限値を設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも若干低くなる ため、格納容器の熱容量は若干大きくなり、格納容器圧力及び雰囲気 温度の上昇が遅くなることで常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替 格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び格納容器 圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作の開始が遅くなるが、 その影響は小さいことから運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも若干低く なるため、格納容器の熱容量は若干大きくなり、格納容器圧力及び雰 囲気温度の上昇が遅くなることで格納容器圧力逃がし装置による格 納容器減圧及び除熱操作の開始が遅くなるが、その影響は小さいこと から、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器圧力	5kPa[gage]	約2.2kPa[gage]～ 約4.7kPa[gage] (実績値)	格納容器圧力の観点が厳し い高めの設定として、通常運 転時の圧力を包含する値を 設定	最確条件とした場合には、解析条件で設定している圧力よりも小さくなる ため、格納容器圧力が低めに推移することから、常設低圧代替注水系 ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷 却操作及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作 の開始が遅くなるが、その影響は小さいことから運転員等操作時間に 与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している圧力よりも小さく なるため、格納容器圧力が低めに推移することから、格納容器圧力逃 がし装置による格納容器減圧及び除熱操作に至るまでの時間は長く なるが、その影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに 与える影響は小さい。
	格納容器雰囲気温 度	57℃	約25℃～約58℃ (実績値)	ドライウエル内ガス冷却装 置の設計温度を設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得 るが、格納容器雰囲気温度は常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替 格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作により飽和温 度となり、初期温度が事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時 間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え 得るが、格納容器雰囲気温度は常設低圧代替注水系ポンプを用いた代 替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作により飽 和温度となり、初期温度が事象進展に与える影響は小さいことから、 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	ベント管真空破壊 装置作動差圧	3.45kPa (ドライウエル サブプレッショ ン・チェンバ 間差圧)	3.45kPa (ドライウエル サブプレッショ ン・チェンバ 間差圧)	真空破壊装置の設定値	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないこと から、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないこと から、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	外部水源の温度	35℃	35℃以下	代替格納容器スプレイ冷却 系（常設）による圧力抑制効 果の観点が厳しい高めの水 温として、年間の気象条件 変化を包含する高めの水温 を設定	最確条件とした場合には、解析条件で設定している水温よりもおおむね 低くなるが、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に対する代替格納容 器スプレイ冷却系（常設）による圧力及び温度上昇の抑制効果は大きく なる。本評価事故シナリオでは、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代 替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作実施後に格 納容器圧力及び雰囲気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。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している水温よりもおおむ ね低くなり、炉心の再冠水までの挙動に影響する可能性はあるが、こ の顕熱分の影響は小さく、燃料被覆管温度の上昇に与える影響は小さ い。また、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に対する代替格納容 器スプレイ冷却系（常設）による圧力及び温度上昇の抑制効果は大 きくなり、格納容器の圧力及び雰囲気温度の上昇は遅くなるが、評価目 的となるパラメータに与える影響は小さい。
	外部水源の容量	約8,600m <sup>3</sup>	約8,600m <sup>3</sup> 以上 (西側淡水貯水設 備＋代替淡水貯槽)	西側淡水貯水設備及び代替 淡水貯槽の管理下限値を設 定	管理値下限の容量として事象発生から7日後までに必要な容量を備 えており、水源は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響は ない。	—
	燃料の容量	約1,010kL	1,010kL以上 (軽油貯蔵タンク ＋可搬型設備用 軽油タンク)	軽油貯蔵タンク及び可搬型 設備用軽油タンクの管理下 限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日後までに必要な容量を備 えており、燃料は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響は ない。	—

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(3/4)

項目	解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	解析条件	最確条件				
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 再循環配管（出口ノズル）の破断	—	原子炉压力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として、原子炉压力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環配管（出口ノズル）における両端破断を設定 (添付資料 3.1.2.12)	Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順（常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作を実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 (添付資料 3.1.2.12)	Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合と同程度であり、格納容器圧力及び温度はそれぞれ評価項目となるパラメータである最高使用圧力の2倍(0.62MPa [gage])及び200℃を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料 3.1.2.12)
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能及び低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	—	高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の機能喪失を設定 全交流動力電源喪失の重量を考慮し設定	—	—
	外部電源	外部電源なし	—	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定している	仮に、外部電源がある場合でも、常設低圧代替注水系ポンプの起動のために緊急用母線を受電する必要があるため、注水開始時間は外部電源がない場合と同等となる。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の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。	仮に、外部電源がある場合でも、常設低圧代替注水系ポンプの起動のために緊急用母線を受電する必要があるため、注水開始時間は外部電源がない場合と同等となることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び雰囲気温度に与える影響が軽微であることから、考慮していない	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える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ない。

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

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉スクラム	原子炉水位低(レベル3)信号	タービン蒸気加減弁急速閉信号又は原子炉保護系電源喪失	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低(レベル3)にてスクラムするものとして設定	最確条件とした場合には、原子炉熱出力の低下が早くなるため、原子炉冷却材の放出が少なくなることから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなり、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作に至るまでの時間は長くなるが、その影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、原子炉熱出力の低下が早くなるため、原子炉冷却材の放出が少なくなることから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなり、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作に至るまでの時間は長くなるが、その影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉保護系電源喪失又は原子炉水位異常低下(レベル2)信号	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として、原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下(レベル2)信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気隔離弁閉止するものとして設定	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気流量が減少することから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、その影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気流量が減少することから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、その影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止(事象発生と同時に)	事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える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ない。
低圧代替注水系(常設)	230m <sup>3</sup> /h(一定) その後は崩壊熱による蒸発を補う注水量に制御	230m <sup>3</sup> /h以上(一定) その後は崩壊熱による蒸発を補う注水量に制御	炉心冷却の維持に必要な流量として設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の注水流量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	事象初期の原子炉注水実施時 スプレイ流量: 130m <sup>3</sup> /h(一定)	スプレイ流量: 130m <sup>3</sup> /h(一定)	格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量として、運転手順に基づき設定	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える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ない。
	465kPa [gage] 到達時 スプレイ流量: 130m <sup>3</sup> /h(一定)	スプレイ流量: 102m <sup>3</sup> /h~130m <sup>3</sup> /h	サブプレッション・プール水位の上昇が早くなり、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作までの操作時間余裕の観点で厳しい条件として、運転手順の流量調整範囲(102m <sup>3</sup> /h~130m <sup>3</sup> /h)における上限を設定	最確条件とした場合、サブプレッション・プール水位の上昇が緩和されることから、サブプレッション・プール水位を操作開始の起点とする操作の開始は遅くなる。	スプレイ流量は、格納容器圧力の上昇を抑制可能な範囲で調整し、また、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)の停止後に格納容器最高使用圧力に到達した時点で格納容器減圧及び除熱操作(サブプレッション・チェンバ側)を実施する運転員等操作に変わりはなく、格納容器圧力の最大値はおおむね格納容器減圧及び除熱操作(サブプレッション・チェンバ側)時の圧力で決定されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
格納容器下部注水系(常設)	解析上考慮しない	80m <sup>3</sup> /h(一定)	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてベDESTAL(ドライウェル部)のプール水を考慮していないことから、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によるベDESTAL(ドライウェル部)水位の確保操作についても考慮しない	ベDESTAL(ドライウェル部)への水張りを実施した場合、水張り水の熱容量により格納容器圧力の上昇は緩和されるため、格納容器圧力を起点とする運転員等操作の開始は遅くなる。	ベDESTAL(ドライウェル部)への水張りを実施した場合、水張り水の熱容量により格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は緩和される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
格納容器圧力逃がし装置	排気流量: 13.4kg/s (格納容器圧力310kPa[gage]において)	排気流量: 13.4kg/s以上 (格納容器圧力310kPa[gage]において)	格納容器減圧特性の観点で厳しい設定として、機器設計上の最低要求値である最小流量特性を設定	実際の流量が解析より多い場合、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順(格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作(サブプレッション・チェンバ側)を実施すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の流量が解析より多い場合、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力の最大値は格納容器減圧及び除熱操作(サブプレッション・チェンバ側)時のピーク圧力であり、格納容器減圧及び除熱操作(サブプレッション・チェンバ側)後の格納容器圧力挙動への影響はほとんどないことから、評価項目となるパラメータに対して与える影響はない。

第3表 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (1/4)

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析条件	条件設定の考え方					
<p>操作条件</p> <p>常設代替高压電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作</p> <p>(以下「低圧代替注水系(常設)等起動操作」という。)</p>	<p>事象発生 25 分後</p>	<p>常設代替高压電源装置、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系(常設)の準備に要する時間を考慮して設定</p>	<p>【認知】 中央制御室にて、外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断し、これにより、常設代替高压電源装置による緊急用母線の受電操作及び低圧代替注水系(常設)等の起動操作を開始する手順としている。この認知に係る時間として10分間を想定しているため、認知遅れにより操作時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 中央制御室での操作のみであり、<b>当直運転員</b>は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 中央制御室での操作のみであり、<b>当直運転員</b>は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】 非常用ディーゼル発電機等の手動復旧操作(失敗)、常設代替高压電源装置の起動操作、緊急用母線の受電操作、低圧代替注水系(常設)等起動操作を行う<b>当直運転員</b>の操作内容及び操作所要時間は以下のとおり。これらの作業は一連の操作として行うため、操作所要時間は合計15分間となる。 ●非常用ディーゼル発電機等の手動起動操作(失敗)に係る時間として2分を想定 ●常設代替交流電源設備の起動操作及び緊急用母線の受電操作として4分を想定 ●低圧代替注水系(常設)等起動操作として9分を想定</p> <p>【他の並列操作有無】 当該操作に対応する<b>当直運転員</b>に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の<b>スイッチ</b>による簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>低圧代替注水系(常設)等起動操作は、操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>また、原子炉注水によって原子炉水位が原子炉水位L0まで回復した場合、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水流量を崩壊熱による蒸発を補う流量に変更するとともに、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却を停止する。当該操作開始時間は、解析上の想定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>また、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p>	<p>低圧代替注水系(常設)等起動操作は、操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>解析条件は操作所要時間に余裕を含めて設定されているため、原子炉水位の回復は早くなる可能性があり、ジルコニウム-水反応により発熱量が増加する等の影響があるが、格納容器圧力及び雰囲気気温度の上昇に有意な差異はなく、格納容器の健全性に影響はない。</p>	<p>事象発生から50分後(操作開始時間の25分程度の遅れ)までに常設代替高压電源装置からの受電操作を行い、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。なお、格納容器ベント時におけるCs放出量は炉心損傷の程度の影響を受けるが、格納容器ベント開始時間はほぼ同等であることから、放出量に与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.1.3.9)</p>	<p>中央制御室における操作のため、シミュレータ(模擬操作含む)にて訓練実績を取得。</p> <p>解析上においては、低圧代替注水系(常設)等起動操作まで25分としており、訓練実績では約25分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。</p>

第3表 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (2/4)

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作	格納容器圧力 465kPa[gage] 到達時	運転手順書等を踏まえて設定	<p>【認知】</p> <p>事故時には重要監視パラメータである格納容器圧力を継続監視しており、また、格納容器圧力が 465kPa[gage] に到達する時間は事象発生から約 3.9 時間後であり、それまでに格納容器圧力の上昇を十分に認知できる時間があるため、認知遅れにより操作時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】</p> <p>中央制御室での操作のみであり、<b>当直運転員</b> は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】</p> <p>中央制御室での操作のみであり、<b>当直運転員</b> は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】</p> <p>注水流量調整の操作は、流量調整弁の操作であり、操作装置による操作のため簡易であり、格納容器の緩やかな圧力上昇に対して操作開始時間は十分に短い。</p> <p>【他の並列操作有無】</p> <p>当該操作に対応する<b>当直運転員</b> に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>中央制御室の制御盤の<b>スイッチ</b> による簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>実態の操作開始時間は解析上の想定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。</p> <p>当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅くなる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作と重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p>	<p>実態の操作開始時間は解析上の想定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系による格納容器冷却開始までの時間は、事象発生から約 3.9 時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p> <p>なお、操作が大幅に遅れるような場合でも、格納容器圧力が評価項目となるパラメータである最高使用圧力の 2 倍 (0.62MPa [gage]) に至るまでの時間は事象発生後約 14 時間後であり、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 3.1.3.9)</p>	<p>中央制御室における操作のため、シミュレータ（模擬操作含む。）にて訓練実績を取得。訓練では、格納容器圧力 465kPa[gage] 到達時に、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）を実施、スプレー操作は約 4 分。想定している範囲内で意図している運転操作が実施可能であることを確認した。</p>

第3表 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (3/4)

項目		解析条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作(サブプレッション・チェバ側)	サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m到達から5分後	格納容器圧力が評価項目となるパラメータである最高使用圧力の2倍(620kPa[gage])到達防止を踏まえて設定	<p>【認知】</p> <p>事故時には重要監視パラメータであるサブプレッション・プール水位を継続監視しており、また、炉心損傷後の格納容器ベントの操作実施基準に到達するのは、事象発生の約19時間後であり、それまでにサブプレッション・プール水位の上昇を十分に認知できる時間があるため、認知遅れにより操作時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】</p> <p>中央制御室での操作のみであり、<b>当直運転員</b>は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>なお、中央制御室における操作が失敗した場合を想定して現場操作を行うための要員を配置する。他の現場操作を行う<b>重大事故等対応要員</b>とは独立して、格納容器ベント操作を行う<b>重大事故等対応要員</b>を配置していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】</p> <p>中央制御室での操作のみであり、<b>当直運転員</b>は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>なお、中央制御室における操作が失敗した場合を想定して現場操作を行うための要員を配置する。<b>重大事故等対応要員</b>は、サブプレッション・プール水位が通常水位から5.5m高い位置に到達する事象発生から約16時間後に災害対策本部から操作現場へ移動する。移動に係る所要時間は約1時間以内であり、ベント操作開始時間の事象発生から約19時間後までに余裕時間があることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】</p> <p>制御盤の<b>スイッチ</b>による操作のため簡易であり、サブプレッション・プール水位の緩やかな上昇に対して操作開始時間は十分に短い。</p> <p>なお、中央制御室における操作が失敗した場合を想定して現場操作を行うための要員を配置する。<b>重大事故等対応要員</b>の現場操作は、フレキシブルシャフトを用いた1弁の手動操作であり、30分を想定している。本操作は、中央制御室による格納容器ベントが実施不可と判断した場合に開始し、格納容器圧力が620kPa[gage]に到達する予定時刻の40分以上前から実施する。よって、操作開始時間与える影響はなし。</p> <p>【他の並列操作有無】</p> <p>当該操作に対応する<b>当直運転員</b>に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>なお、中央制御室における操作が失敗した場合を想定して現場操作を行うための要員を配置する。他の現場操作を行う<b>重大事故等対応要員</b>とは独立して、格納容器ベント操作を行う<b>重大事故等対応要員</b>を配置していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>中央制御室における操作は、制御盤の<b>スイッチ</b>による簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p> <p>なお、中央制御室における操作が失敗した場合を想定して現場操作を行うための要員を配置する。現場操作は、作業の成立性や要員の安全のため3人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>炉心損傷後の格納容器ベントの実施基準(サブプレッション・プール水位通常水位+6.5m)に到達するのは、事象発生の約19時間後である。また、格納容器ベントの準備操作はサブプレッション・プール水位上昇の傾向を監視しながらあらかじめ操作が可能であり、格納容器<b>減圧及び除熱</b>操作の操作所要時間は余裕時間を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、サブプレッション・プール水位通常水位+6.5m到達時に速やかに格納容器<b>減圧及び除熱</b>をすることが可能であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>当該操作は、解析コード及び解析条件(操作条件を除く)の不確かさにより操作開始時間は遅くなる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p>	<p>実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>格納容器<b>減圧及び除熱</b>操作開始までの時間は事象発生から約19時間後の操作であり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p>	<p>中央制御室での操作は、シミュレータ(模擬操作含む。)にて訓練を取得。中央制御室における<b>格納容器減圧及び除熱</b>操作は、<b>スイッチ</b>による1弁の操作に約2分の操作時間を要した。また、<b>格納容器減圧及び除熱</b>操作実施時に遠隔操作に失敗した場合は現場操作にて対応するが、現場モックアップ等による実績では、約25分で操作を実施できた。想定している範囲内で意図している運転操作が実施可能であることを確認した。</p>

第3表 運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（4/4）

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給操作	事象発生から45.6時間後	代替淡水貯槽への水源補給操作は、解析条件ではないが、解析で想定している操作の成立や継続に必要な作業代替淡水貯槽の枯渇が発生しないよう設定	代替淡水貯槽は、水源補給を実施しない場合においても約92時間枯渇しないため、代替淡水貯槽への水源補給までの時間は、十分な時間余裕がある。	—	—	—	代替淡水貯槽への補給は、想定所要時間180分のところ、訓練実績等により約164分に実施可能なことを確認した。
	タンクローリによる燃料給油操作	事象発生から47.1時間以降、適宜	可搬型代替注水中型ポンプへの燃料給油操作は、解析条件ではないが、解析で想定している操作の成立や継続に必要な操作・作業各機器の使用開始時間を踏まえて設定	代替淡水貯槽は、水源補給を実施しない場合においても約92時間枯渇しないため、可搬型代替注水中型ポンプへの燃料給油までの時間は、十分な時間余裕がある。	—	—	—	可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油は、想定所要時間90分のところ、訓練実績等により約80分に実施可能なことを確認した。

## 注水操作が遅れる場合の影響について

## 1. はじめに

評価事故シーケンス「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）では，大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源が喪失するため，原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し，事象発生約 9 分後に燃料被覆管の最高温度は 1, 200℃に到達する。有効性評価では，事象発生から 25 分経過した時点で，常設代替高圧電源装置からの給電により常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することで，原子炉圧力容器破損に至ることなく，水位は回復し，炉心は冠水する評価結果となっている。

本事象進展について，運転員による格納容器冷却操作及び原子炉注水操作が有効性評価よりも遅れた場合の評価項目への影響について評価した。

## 2. 評価項目への影響

操作遅れを想定し，注水開始時間をベースケースにおける設定よりも 25 分遅延（事象発生 50 分後に原子炉注水開始）した場合について，原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性に係る感度解析を行った。

## (1) 原子炉圧力容器の健全性への影響

原子炉圧力容器の健全性の観点から，炉心内でのデブリの移行（リロケーション）<sup>\*</sup>の発生有無を評価した。第 1 表に感度解析の評価結果を示す。

また、操作 25 分遅れケースの炉心損傷状態を第 1 図に示す。

操作 25 分遅れの場合においても、損傷した燃料は炉心位置に保持され、リロケーションは発生しないことから、原子炉圧力容器の健全性は確保される。

※ ここでのリロケーションとは、炉心損傷後、熔融炉心が炉心下部プレナムへ移行した状態を指す。

## (2) 格納容器破損防止対策の有効性への影響

格納容器破損防止対策の有効性の観点から、格納容器冷却開始時間及び評価項目となる格納容器圧力・温度の到達時間を評価した。第 2 表に感度解析の評価結果を示す。また、操作 25 分遅れケースにおいても、格納容器冷却開始後は格納容器圧力及び雰囲気温度は制御され、評価項目となる格納容器限界圧力・限界温度に到達することはない。また、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達する時間は約 21 時間後であり、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇傾向への影響はほとんどない。

## 3. まとめ

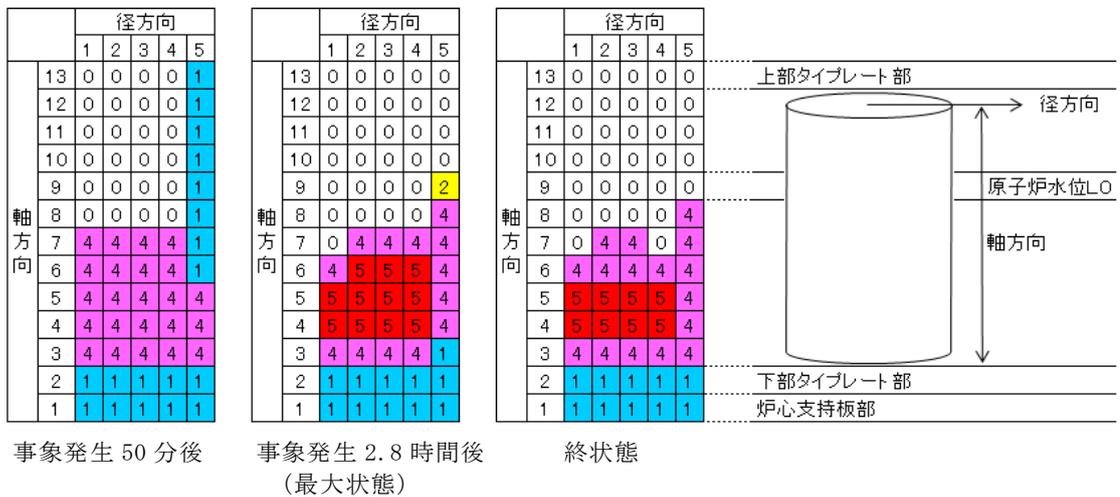
操作 25 分遅れケースにおいても、ベースケースと同様に原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性は維持される。したがって、原子炉注水操作は、ベースケースに対して 25 分の遅れの余裕があることを確認した。

第1表 原子炉压力容器の健全性に関する感度解析結果

ケース	損傷炉心の位置
ベースケース (事象発生 25 分後に注水)	炉心位置に保持 (リロケーション発生せず)
操作 25 分遅れ (事象発生 50 分後に注水)	炉心位置に保持 (リロケーション発生せず)

第2表 格納容器破損防止対策の有効性に関する感度解析結果

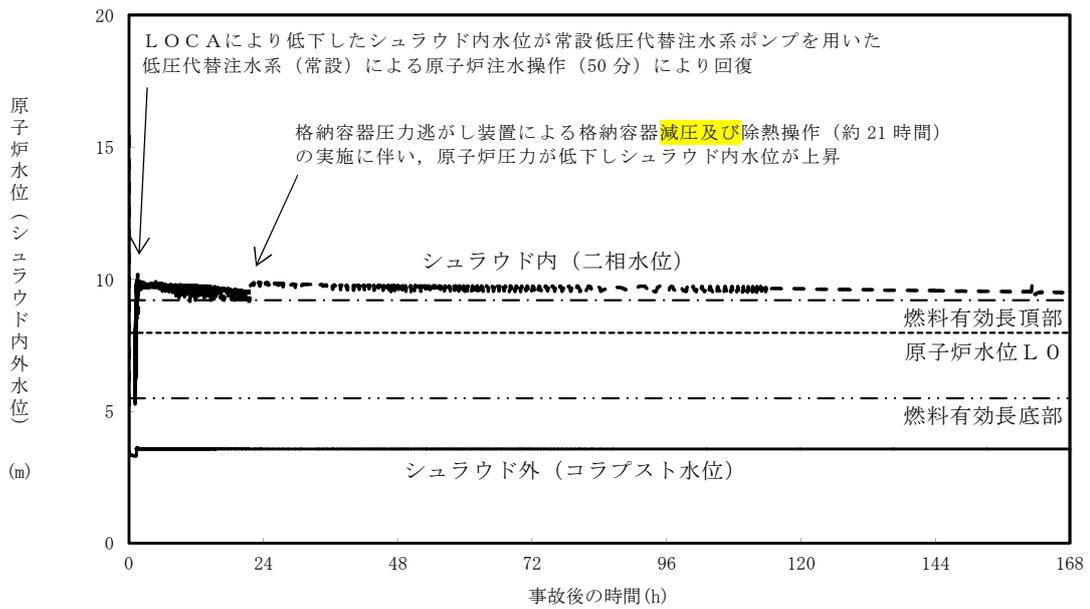
ケース	代替格納容器 スプレイ開始時間	通常水位 + 6.5m 到達時間 (ベント開始時間)
ベースケース	約 3.9 時間	約 19 時間
操作 25 分遅れ	約 5.1 時間	約 21 時間



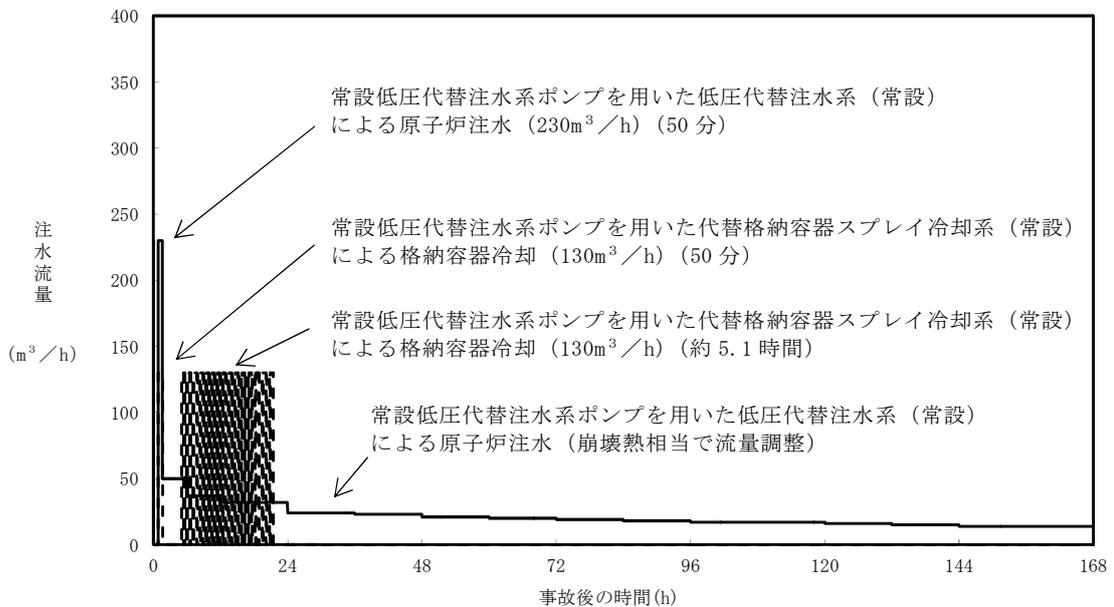
損傷状態のモデル

- 0 : 空洞
- 1 : 燃料が自立した状態
- 2 : 燃料が崩壊した状態
- 3 : 流路が減少した状態
- 4 : 流路が閉塞した状態
- 5 : 熔融プール状態

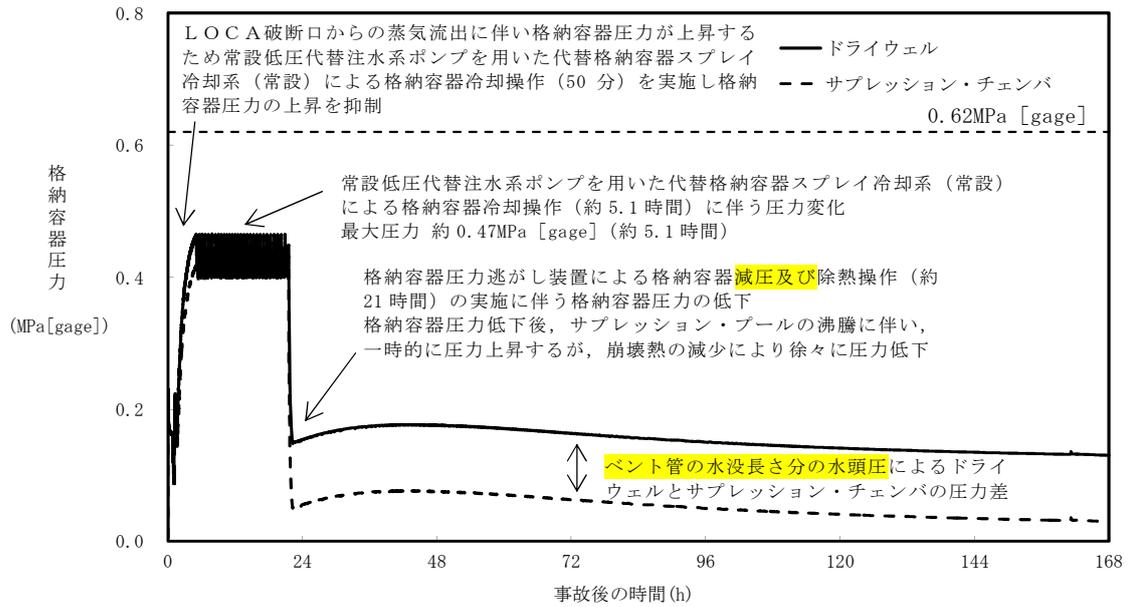
第1図 炉心の損傷状態



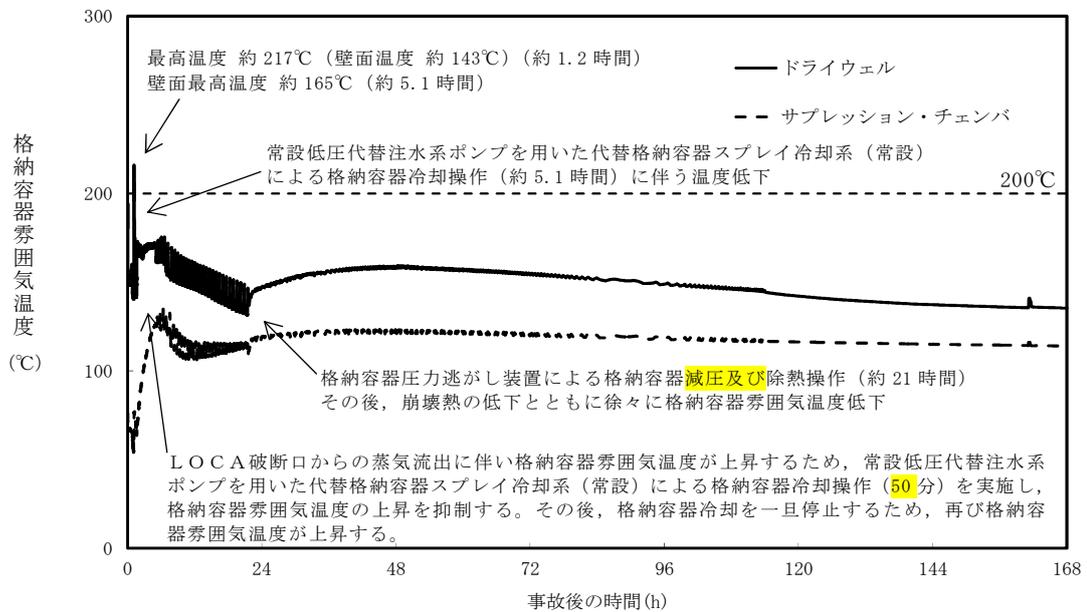
第2図 操作25分遅れにおける原子炉水位の推移



第3図 操作25分遅れにおける注水流量の推移



第 4 図 操作 25 分遅れにおける格納容器圧力の推移



第 5 図 操作 25 分遅れにおける格納容器雰囲気温度の推移

7 日間における水源の対応について

(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)

(代替循環冷却系を使用できない場合))

1. 水源に関する評価

① 淡水源 (有効水量)

- ・ 代替淡水貯槽 : 4,300m<sup>3</sup>
- ・ 西側淡水貯水設備 : 4,300m<sup>3</sup>

2. 水使用パターン

① 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水

事象発生 25 分後, 定格流量で代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施する。

炉心水位回復後は, 崩壊熱除去に相当する流量で注水する。

② 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却

事象発生 25 分後から炉心水位回復まで, 代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却を実施する。

格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達する事象発生約 3.9 時間後, 代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却を実施する。その後, 格納容器圧力 465kPa[gage]到達でスプレイ開始,

400kPa [gage]で停止の操作を継続する。

サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達後，常設  
低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常  
設）による格納容器冷却を停止する。

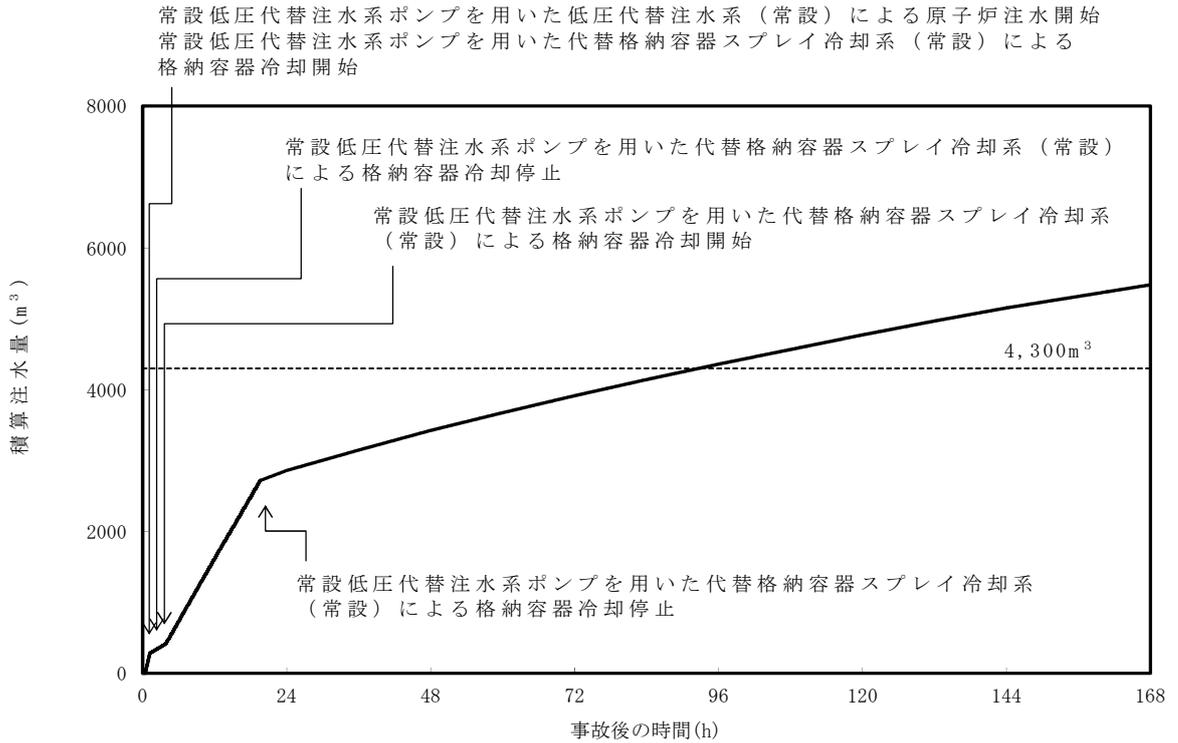
③ 西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給

事象発生約 42.6 時間（代替淡水貯槽の残量 1,000m<sup>3</sup>到達時点）  
以降から可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給準備を開始し，  
準備完了後に西側淡水貯水設備の水を代替淡水貯槽へ補給する。

3. 時間評価

原子炉注水等によって，代替淡水貯槽の水量は減少する。

可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給の準備が完了する事象  
発生 45.6 時間時点で代替淡水貯槽は枯渇していない。その後，西側  
淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給を実施するため，代替淡水  
貯槽は枯渇することがない。



第 1 図 外部水源による積算注水量

(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(代替循環冷却系を使用できない場合))

#### 4. 水源評価結果

時間評価の結果から、代替淡水貯槽が枯渇することはない。また、7 日間の対応を考慮すると、合計約 5,490m<sup>3</sup>の水が必要となる。代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備に合計 8,600m<sup>3</sup>の水を保有することから必要水量を確保している。このため、安定して冷却を継続することが可能である。

## 7 日間における燃料の対応について

(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))

(代替循環冷却系を使用できない場合))

保守的に全ての設備が、事象発生直後から 7 日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
常設代替高圧電源装置 5 台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) $420.0\text{L/h}(\text{燃料消費率}) \times 168\text{h}(\text{運転時間}) \times 5\text{台}(\text{運転台数})$ =約 352.8kL	7 日間の 軽油消費量 約 352.8kL	軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり、7 日間対応可能
可搬型代替注水中型ポンプ 1 台起動 (西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給) $35.7\text{L/h}(\text{燃料消費率}) \times 168\text{h}(\text{運転時間}) \times 1\text{台}(\text{運転台数})$ =約 6.0kL	7 日間の 軽油消費量 約 6.0kL	可搬型設備用軽油タンクの容量は約 210kL であり、7 日間対応可能

常設代替交流電源設備の負荷

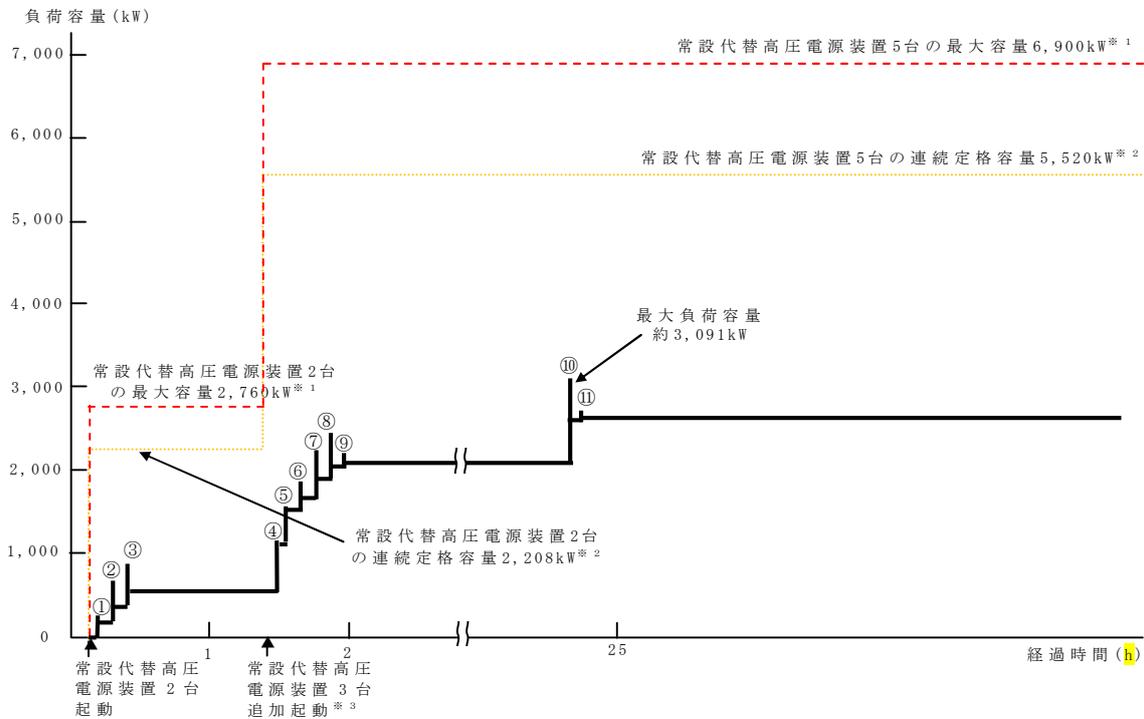
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))

(代替循環冷却系を使用できない場合))

主要負荷リスト

【電源設備：常設代替高压電源装置】

起動順序	主要機器名称	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の連続最大負荷容量 (kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他負荷	約120 約84	約252	約204
②	常設低圧代替注水系ポンプ	約190	約689	約394
③	常設低圧代替注水系ポンプ	約190	約879	約584
④	非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器A ・非常用照明 ・120V A C 計装用電源2A ・その他負荷	約79 約108 約134 約248	約1,166	約1,153
⑤	非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器B ・非常用照明 ・120V A C 計装用電源2B ・その他負荷	約60 約86 約134 約135	約1,573	約1,568
⑥	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他負荷 停止負荷	約55 約8 約95 約-52	約1,862	約1,674
⑦	中央制御室換気系空調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他負荷	約45 約8 約183	約2,251	約1,910
⑧	蓄電池室排気ファン その他負荷	約8 約154	約2,464	約2,072
⑨	ほう酸水注入ポンプ	約37	約2,199	約2,109
⑩	緊急用海水ポンプ その他	約510 約4	約3,091	約2,623
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30	約2,732	約2,653



常設代替高压電源装置の負荷積算イメージ

※1 常設代替高压電源装置定格出力運転時の容量 (1,380kW×運転台数=最大容量)  
 ※2 常設代替高压電源装置定格出力運転時の80%の容量 (1,380kW×0.8×運転台数=連続定格容量)  
 ※3 非常用母線の負荷への給電に伴い、負荷容量が増加するため、常設代替高压電源装置を3台追加起動する

## 非凝縮性ガスの影響について

## 1. はじめに

格納容器過圧・過温破損を防止するための対策の確認においては、MAAPコードを使用して「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）を評価事故シーケンスとして選定している。MAAPコードの水素発生量に関する妥当性については、TMI及びPHEBUS試験により確認しており、当該解析にMAAPコードを用いることは妥当である<sup>[1]</sup>。

一方、MELCORコードでは流路閉鎖が発生しにくいモデルとなっており、その場合には炉心内を通過する冷却材流量が増えるため、ジルコニウム-水反応による水素が発生しやすい傾向となる。

MELCORコードとMAAPコードにおける流路閉塞モデルの差異の影響を確認するため、以下のとおり感度解析を実施した。

## 2. 解析条件

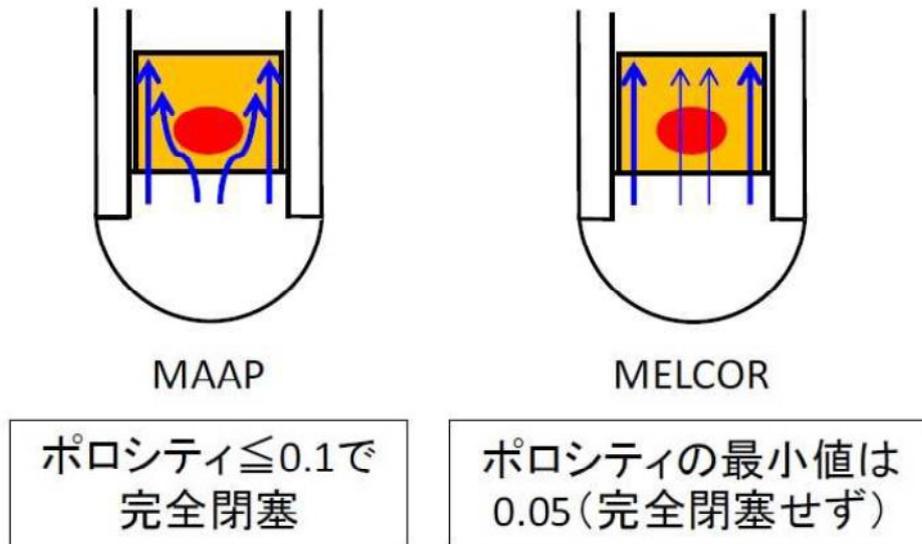
MAAPコードとMELCORコードにおける流路閉塞モデルの差異を第1図に示す。炉心内で熔融炉心の移行（リロケーション）が発生し、それが冷却材流路に堆積して閉塞を起こした場合、MAAP解析では流路閉塞を起こしたノードの空隙率（ポロシティ）が0.1以下になるとそのノードは完全に閉塞したものとみなされ、それ以降は流体が閉塞部分を通過することができなくなる。一方、MELCORの場合、流路閉塞を起こしたノードの空隙率の最小値は0.05に設定されており、完全閉塞は発生しない。したがって、流路閉塞した場合、炉心で発生する非凝縮性ガスはMAAPの方が少なくなる傾向にある。

水素発生量に対する感度を確認するため、MAAPにおいて流路の完全閉塞が発生しない条件として、流体が閉鎖部分を通り過ぎなくなるノードの空隙率（ポロシティ）を0.0以下と設定し感度解析を行う。なお、ポロシティの設定以外の条件についてはベースケースと同様とした。

### 3. 解析結果

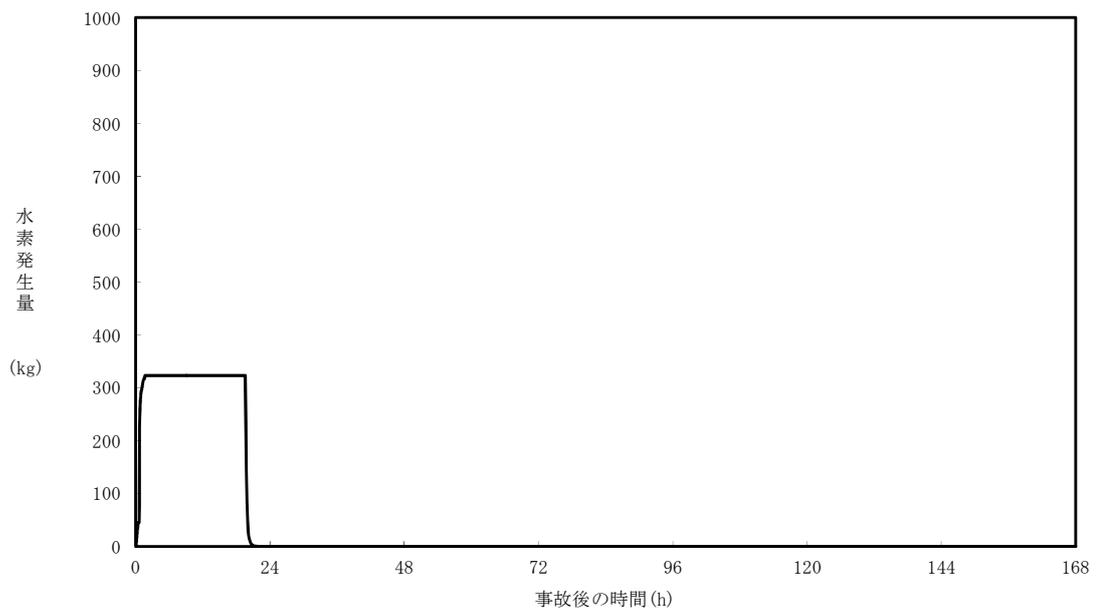
第2図から第6図に解析結果を示す。第2図より、ベースケースでの水素発生量が約324kgに対して感度解析では約288kgとなり、水素発生量は約11%減少している。これは、感度解析ではより炉心部への蒸気流入量は多くなる一方で、熔融炉心の冷却効果により、ジルコニウム-水反応が抑えられたためと考えられる。なお、第3図に示すとおり格納容器圧力の制御は可能であり、保守的な条件として非凝縮性ガスが変化するような場合においても、当該操作に大きな影響はない。

[1]重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第5部 MAAP）

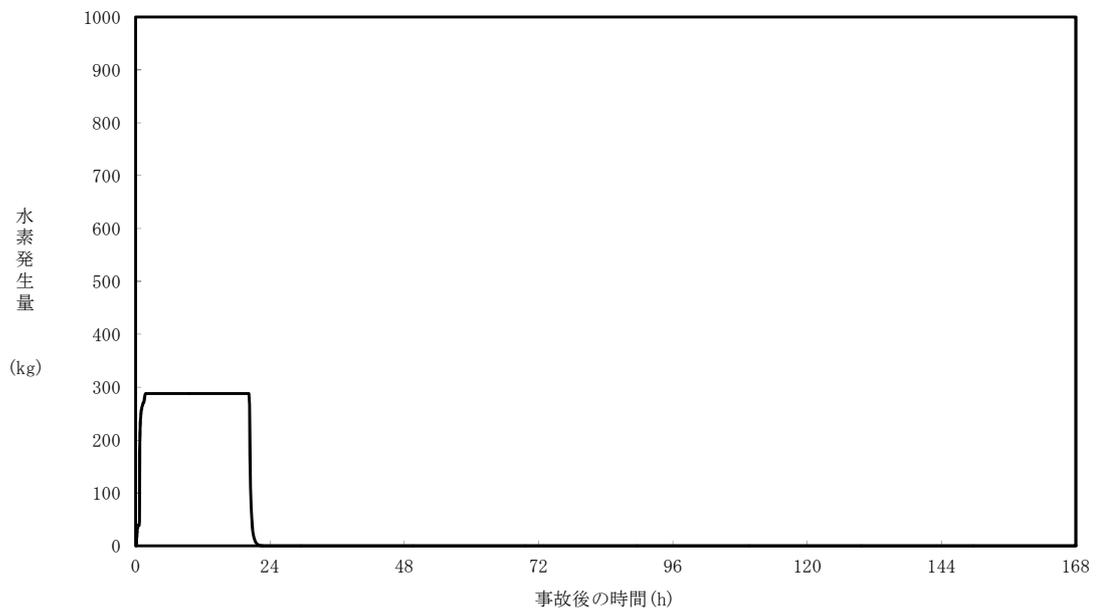


第 1 図 炉心内流路閉鎖モデルの概念図

(「MAAP5.01 及びMELCOR2.1 を用いた軽水炉プラントの苛酷事故解  
析」, 電力中央研究所, 平成 26 年 6 月 抜粋)

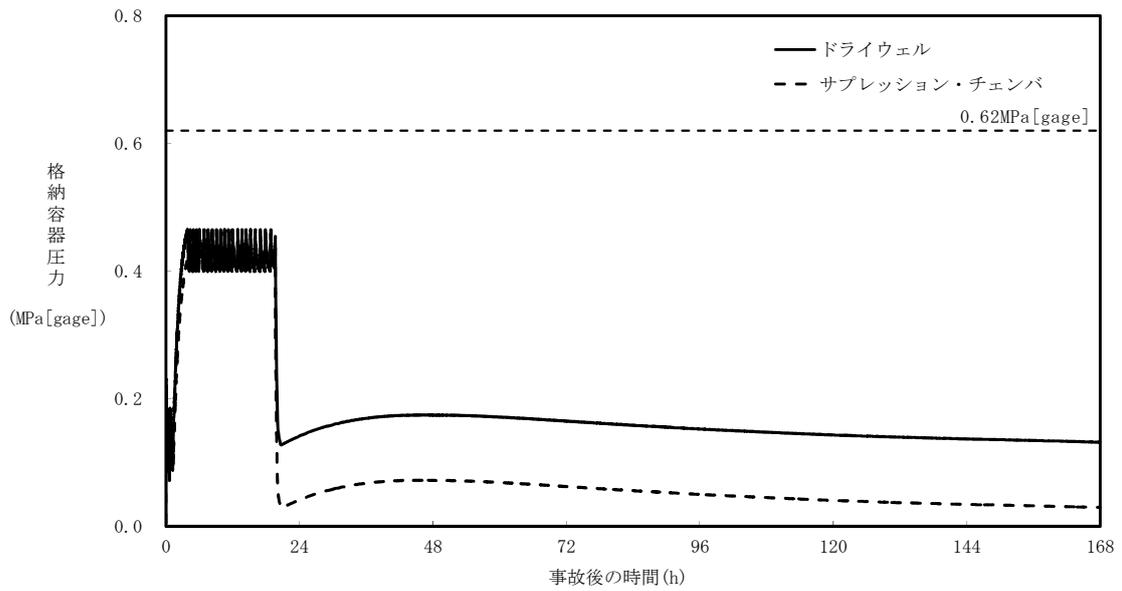


大破断LOCA解析（ベースケース：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

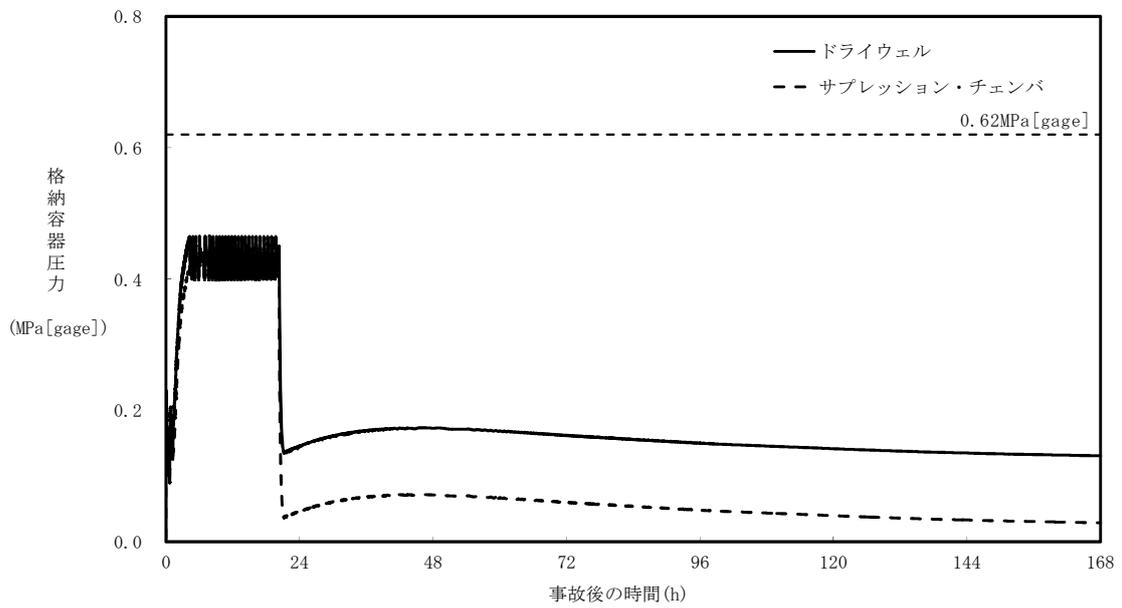


大破断LOCA解析（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

第2図 水素発生量の比較

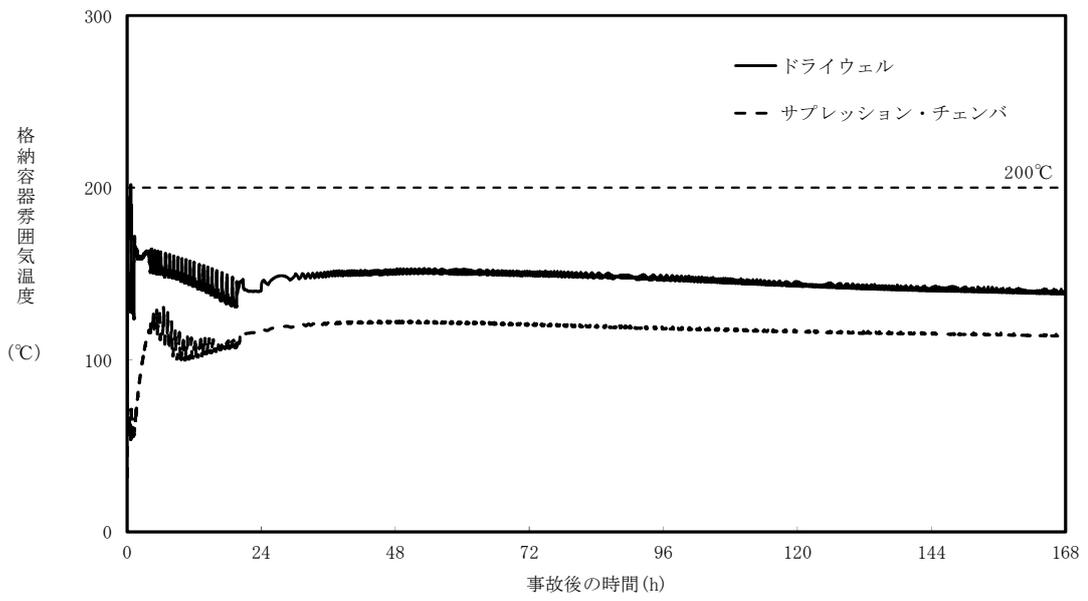


大破断LOCA解析（ベースケース：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

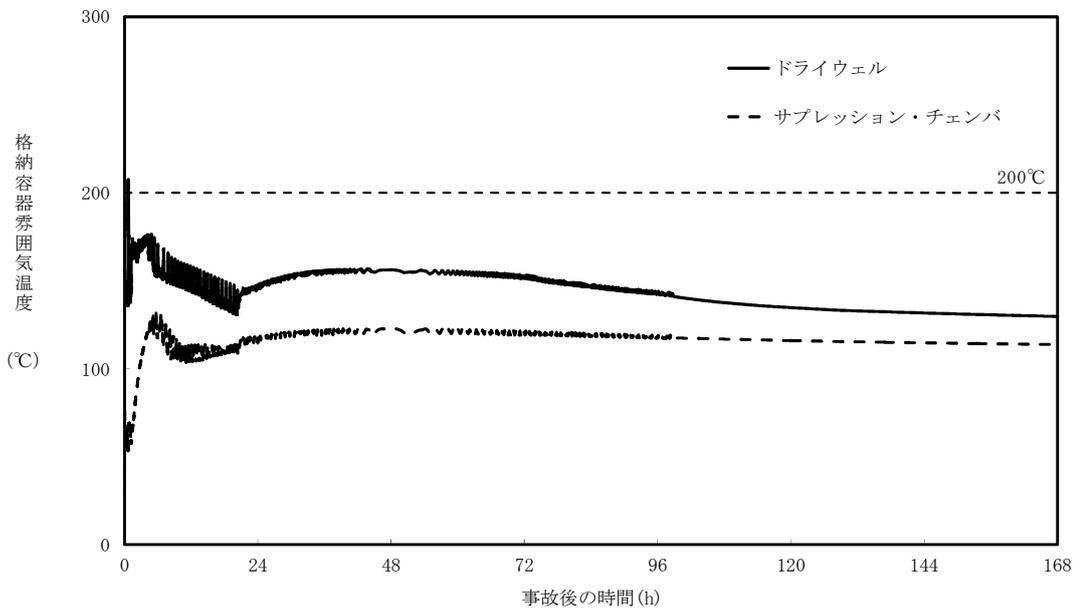


大破断LOCA解析（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

第 3 図 格納容器圧力の比較

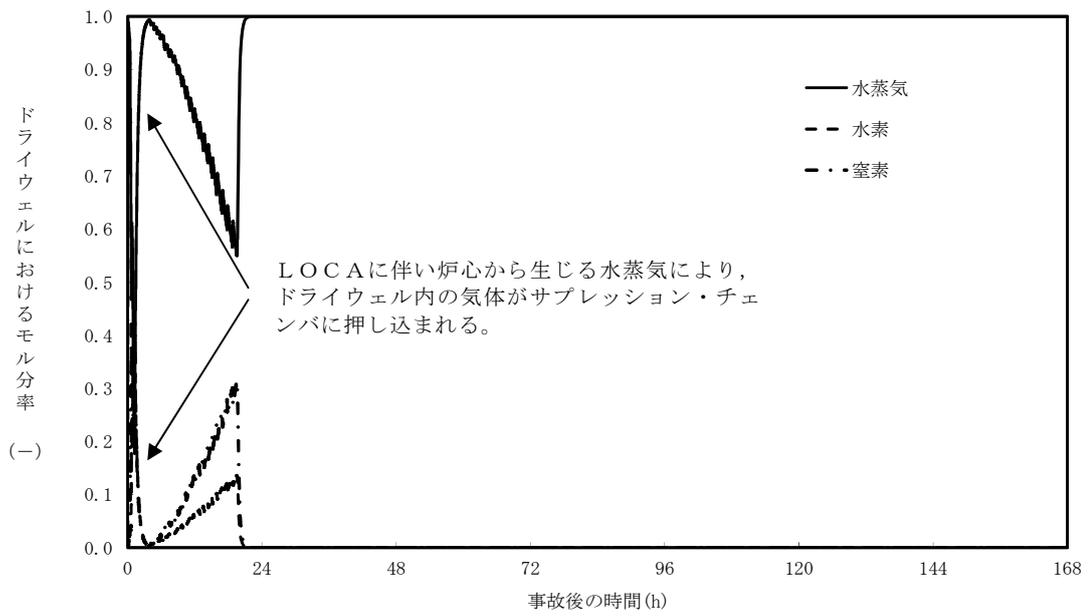


大破断LOCA解析（ベースケース：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

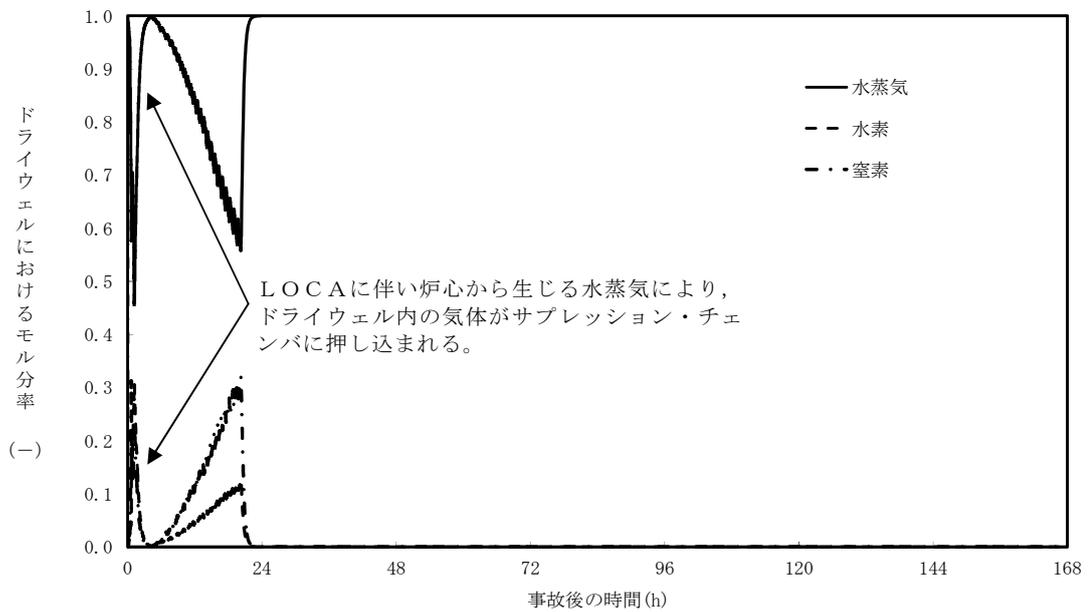


大破断LOCA解析（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

第 4 図 格納容器雰囲気温度の比較

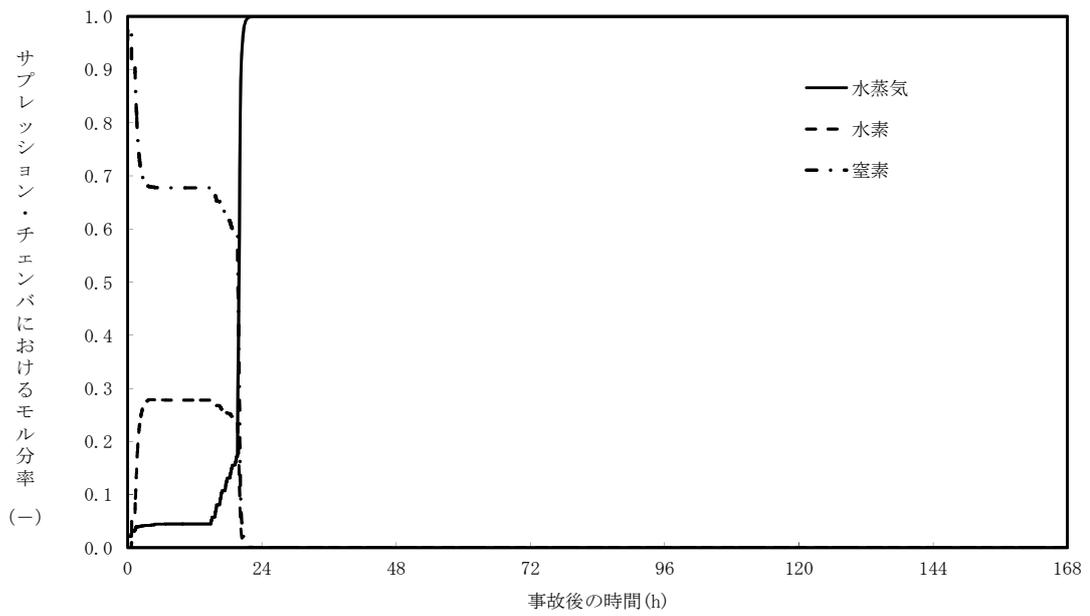


大破断LOCA解析（ベースケース：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

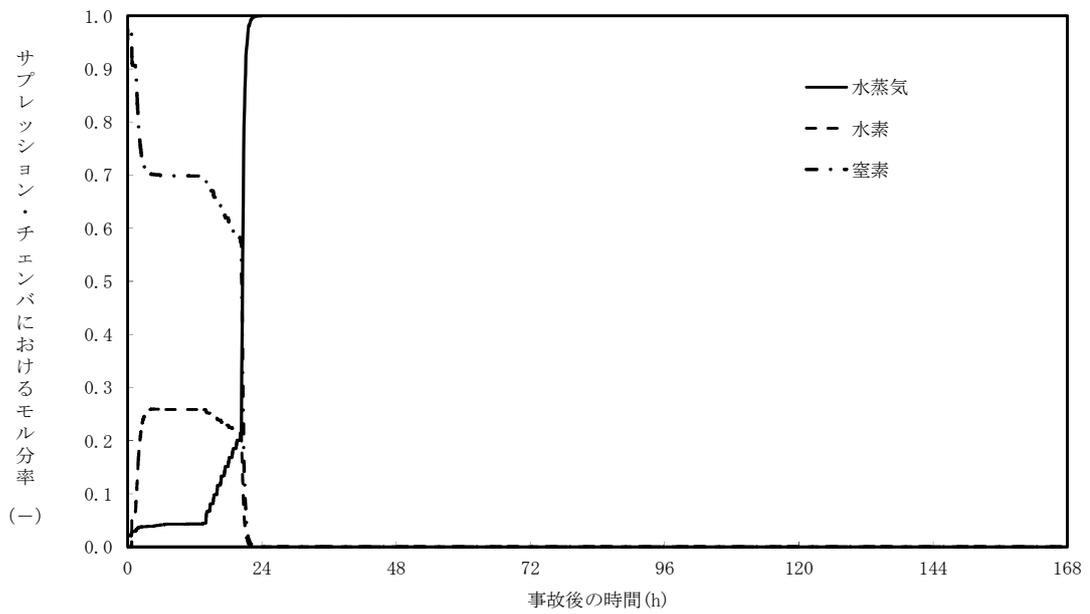


大破断LOCA解析（感度解析：空隙率 0.0 以下で完全閉塞）

第 5 図 ドライウエル気相濃度の比較



大破断LOCA解析（ベースケース：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

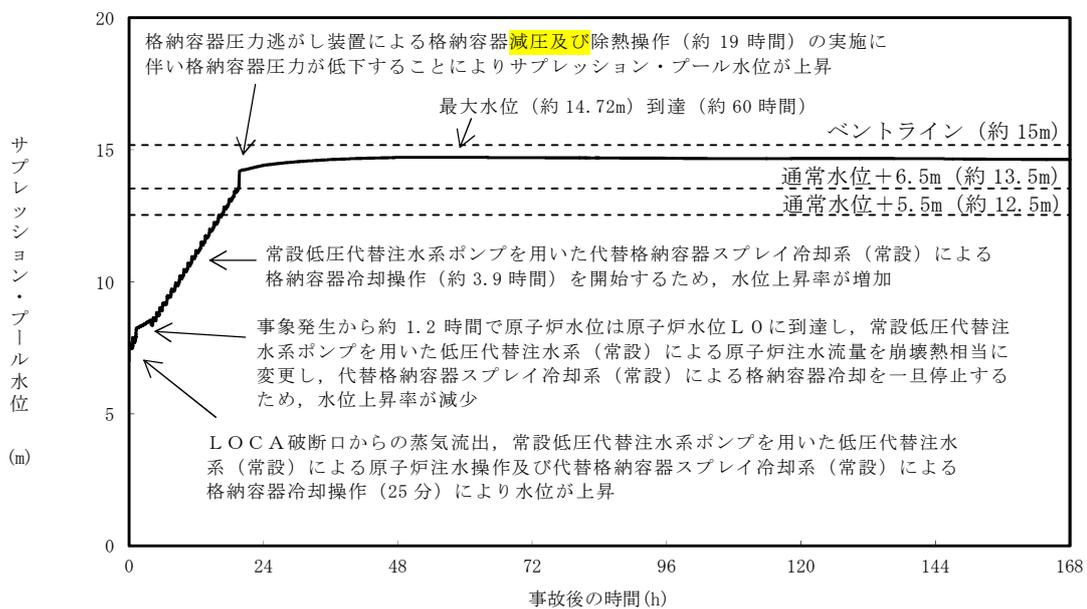


大破断LOCA解析（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

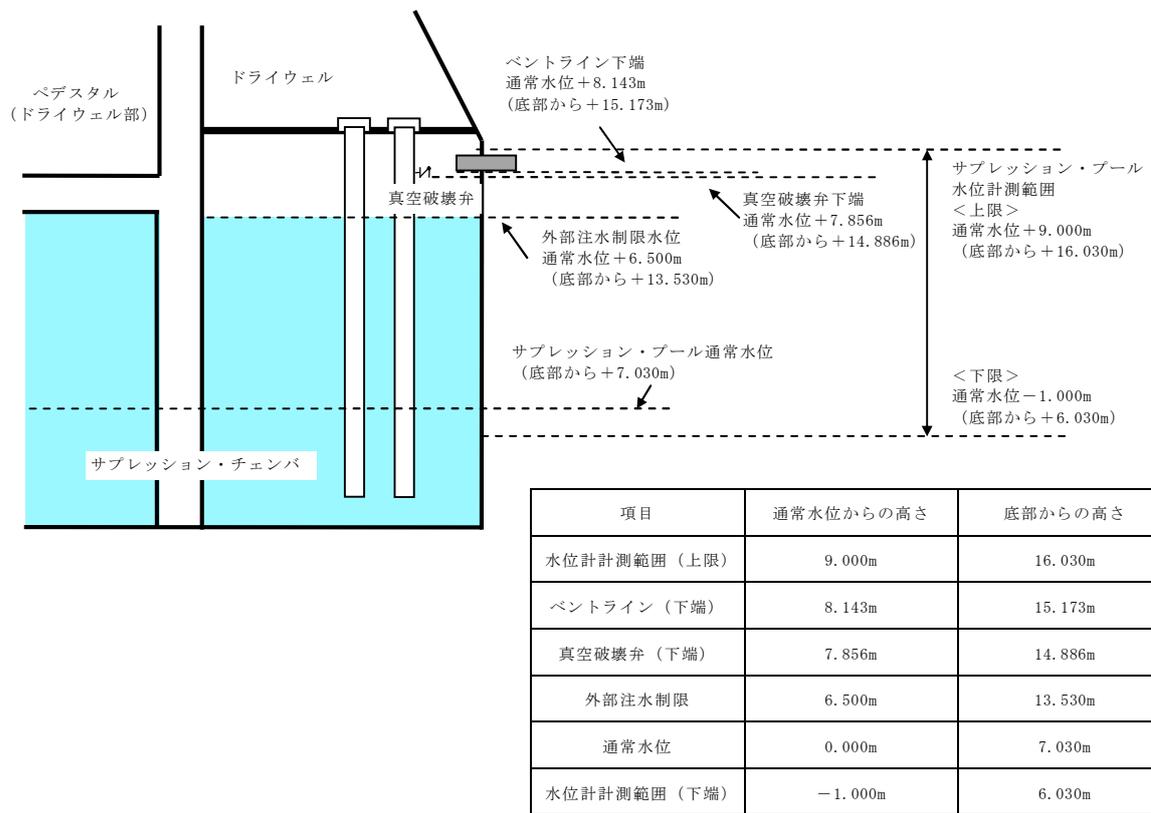
第6図 サプレッション・チェンバ気相濃度の比較

サプレッション・プール水位上昇による真空破壊弁への影響について

サプレッション・プール水位上昇によって真空破壊弁が水没した場合、サプレッション・チェンバとドライウェルが隔離されることにより、サプレッション・チェンバの圧力が上昇するおそれがある。しかし、有効性評価シナリオにおいて、最もサプレッション・プール水位が上昇する「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)」においても、第 1 図に示すとおり、サプレッション・プール水位は最大で約 14.72m であり、真空破壊弁の下端高さ約 14.88m に到達しないため、真空破壊弁が水没することはない(第 2 図)。



第 1 図 サプレッション・チェンバプール水位の推移



第2図 サプレッション・プール水位に係る位置関係概要図

### 3.4 水素燃焼

#### 3.4.1 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プラント損傷状態は、確率論的リスク評価の結果からは抽出されない。このため、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定する。

##### (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、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇し、水の放射線分解により発生する酸素によって格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため、緩和措置がとられない場合には、格納容器内の水素と酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ、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、通常運転時から窒素置換により格納容器内雰囲気の不活性化されていることに加え、格納容器内への窒素注入によって、格納容器内の酸素濃度を可燃限界未満に維持し、格納容器の破損を防止する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用により水素が発生するが、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」のとおり、コリウムシールドの設置及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水によって水素の発生を防止する。

なお、格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度がドライ条件に換算して 5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断されるが、東海第二発電所において重大事故が発生した場合、ジル

コニウム-水反応によって水素濃度は 13vol%を大きく上回る。このため、本格納容器破損モードによる格納容器の破損を防止する上では、酸素濃度が可燃限界に至ることを防止することで水素燃焼を防止し、爆轟についても防止することが重要である。

### (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ケンスに対して、通常運転時から窒素置換により格納容器内雰囲気の不活性化されていることに加え、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入により、水素燃焼による格納容器破損を防止する。

「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとおり、格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、格納容器破損防止対策は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。

#### 3.4.2 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

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスである「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」である。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施する

までの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。

この事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シーケンスを「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」では格納容器圧力逃がし装置に期待することで、格納容器内の気体が排出され、水素及び酸素の絶対量が減少し、水素濃度及び酸素濃度が低下するとともに、サプレッション・チェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気とともに原子炉格納容器外に排出され続けることで、水素濃度及び酸素濃度が低く維持され、格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、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（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器におけるE C C S注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器破損、放射線水分解等による水素・酸素発生、原子炉圧力容器内F P挙動、格納容器における格納容器各領域間の流動、サプレッション・プール冷却、スプレー冷却、放射線水分解等による水素・酸素発生並びに炉心損傷後の格納容器における格納容器内F P挙動が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モ

デルを備え、かつ炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、格納容器内の気相濃度等の過渡応答を求める。

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、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は、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の条件は「3.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。この他に、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第 3.4-1 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. 初期条件

#### (a) 初期酸素濃度

格納容器の初期酸素濃度は、保安規定の運転上の制限における上限の 2.5vol%（ドライ条件）とする。

### b. 事故条件

#### (a) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量

炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析コードMAAPの評価結果から得られた値（全炉心内のジルコニウム量の約10.1%が水と反応した場合）を用いた。これは、窒素置換による格納

容器内雰囲気の不活性化によって運転中の格納容器内の酸素濃度が低く管理されていること及び解析コードMAAPの評価結果で水素濃度が13vol%を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点で厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応し、水素が発生した場合、格納容器内の水素濃度が増加するため、相対的に水の放射線分解で発生する酸素濃度は低下する。

(b) 水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合

水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は、解析コードMAAPで得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで、水素及び酸素の発生割合（G値（100eV当たりの分子発生量）、以下「G値」という。）は、それぞれ0.06、0.03とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、サプレッション・プール内の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに1、サプレッション・プール以外に存在する核分裂生成物についてはベータ線、ガンマ線ともに0.1とする。

（添付資料 3.4.1, 3.4.2）

(c) 金属腐食等による水素発生量

格納容器内の亜鉛及びアルミニウムの反応や、炉内構造物の金属腐食によって発生する水素の発生量は、ジルコニウム-水反応による水素発生量に比べて少なく、また、水素の発生は、格納容器内の水素濃度を上昇させ、酸素濃度を低下させることから、金属腐食等による水素発生量は考慮しない。

（添付資料 3.1.2.10）

### (3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の結果は「3.1.2.2(4) 有効性評価の結果」と同じである。この他に、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、ドライウエル及びサプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）の推移を第 3.4-1 図から第 3.4-10 図に、事象発生から 7 日間における酸素濃度の最大値と到達時間を第 3.4-2 表に示す。

#### a. 事象進展

事象進展は「3.1.2.2(4) a. 事象進展」と同じである。

上記の事象進展に伴い、主に炉心の露出から炉心再冠水までの間に、全炉心のジルコニウム量の約 10.1%が水と反応して水素が発生し、炉心の再冠水に伴い事象発生から約 2.7 時間後にジルコニウム-水反応は停止する。発生した水素は原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに、破断口からドライウエルに流入する。また、原子炉圧力容器内及びサプレッション・チェンバ内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素及び酸素が発生する。代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器内の減圧及び除熱操作開始後は、サプレッション・チェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。事象発生から約 84 時間後に、格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達し、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作を実施することで、格納容器内酸素濃度の上昇が抑制される。なお、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入は、格納容器圧力が 310kPa [gage] に到達した時点で停止する。

## b. 評価項目等

格納容器内の水素濃度は、事象発生直後から 13vol%を上回るが、格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を行うことによって、酸素濃度の最高値は約 4.0vol%（ドライ条件）にとどまることから、可燃限界である 5vol%を下回る。

その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る可能性のある場合については、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作によって水素及び酸素を排出し、水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる。

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について、酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また、(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、評価事故シーケンス及び格納容器破損防止対策が同じである「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。

なお、本評価は選定された評価事故シーケンスに対する、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を評価するものであり、ペデスタル（ドライウェル部）に溶融炉心が落下しない場合の評価であるが、溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下した場合の水素発生の影響については、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)

の評価項目について対策の有効性を確認できる。

### 3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。

#### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本格納容器破損モードにおける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「3.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。

#### (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、「3.1.2.3(2) 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」と同様であるが、本評価事故シーケンスを評価する上で、事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

##### (a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の初期酸素濃度は、解析条件の 2.5vol% に対して最確条件は約 1vol%～約 2vol% であり、解析条件の不確かさとして、最確

条件とした場合には、初期酸素濃度が低くなり、本評価事故シナリオにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるため、格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 10.1%が水と反応して発生する水素量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には水素発生量の変動する可能性があるが、本評価事故シナリオにおいては、水素発生量を操作開始の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。

事故条件の金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合には水素発生量が増加し、本評価事故シナリオにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるため、格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水素：0.06、酸素：0.03 に対して最確条件は同じであるが、G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用し、格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等の操作については、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」において、

成立性を確認している。

(添付資料 3.4.3, 3.4.4)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の初期酸素濃度は、解析条件の 2.5vol% に対して最確条件は約 1vol%～約 2vol% であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シナリオにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 10.1% が水と反応して発生する水素量に対して、最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、水素発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、運転員等操作である常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、「3.1.2.3(2) b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量に与える影響は小さい。仮に常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、第 3.4-11 図及び第 3.4-12 図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 15.3% が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は 5 割程度増加するが、酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒

素注入操作を開始するため、酸素濃度の最大値は約 4.0vol%（ドライ条件）であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、仮に常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、第 3.4-13 図及び第 3.4-14 図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 7.6%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は 1 割程度減少するが、酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素注入操作を開始するため、酸素濃度の最大値は約 4.0vol%（ドライ条件）であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合には水素発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の水の放射線分解による G 値は、解析条件の水素：0.06、酸素：0.03 に対して最確条件は同じであるが、本解析条件の不確かさとして、G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用し、格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合として、G 値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃

度制御系の性能評価に用いているG値（沸騰状態の場合、水素：0.4，酸素：0.2，非沸騰状態の場合、水素：0.25，酸素：0.125）を使用した感度解析を実施した。第3.4-15図から第3.4-17図に示すとおり、格納容器内の酸素濃度は、事象発生から約122時間で4.3vol%（ドライ条件）に到達するが、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。4.3vol%（ドライ条件）到達時点で格納容器内の気体の排出操作を実施すると、水蒸気とともに非凝縮性ガスが格納容器外に押し出される。また、可搬型窒素供給設備による格納容器内への窒素注入操作により、酸素濃度は可燃限界である5vol%（ドライ条件）に到達しないため、水素燃焼が発生することはない。

格納容器圧力逃がし装置による対応が生じる場合、その対応フローは「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」と同じであり、格納容器圧力逃がし装置の操作が必要となる時間は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」よりも、本感度解析による評価結果の方が遅いことから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中へのCs-137の総放出量の観点でも、本感度解析による評価結果の方が、事象発生から格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」の評価結果である約3.7TBqを超えることはなく、評価項目である100TBqを十分に下回る。

（添付資料3.4.3，3.4.4，3.4.5）

#### b. 操作条件

本評価事故シーケンスにおける操作条件は、「3.1.2.3(2) b. 操作条

件」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における操作時間余裕の把握は「3.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」と同様である。

### (4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

#### 3.4.4 必要な要員及び資源の評価

本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。

#### 3.4.5 結論

格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素と、水の放射線分解によって発生した酸素が格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、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、通常運転時から窒素置換により格納容器内雰囲気の不活性化されていることに加え、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備している。

格納容器破損モード「水素燃焼」では、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シナリオとして抽出されている評価事故シナリオ「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」について、代替循環冷却系を使用する場合の有効性評価を行った。

上記の場合においても、通常運転時から窒素置換により格納容器内雰囲気が不活性化されていることに加え、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入により、酸素濃度は可燃限界である5vol%（ドライ条件）以下となることから、水素燃焼に至ることはなく、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

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

重大事故等対策時に必要な要員は、災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、7日間以上の供給が可能である。

以上のことから、通常運転時から窒素置換により格納容器内雰囲気が不活性化されていることに加え、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シナリオ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。

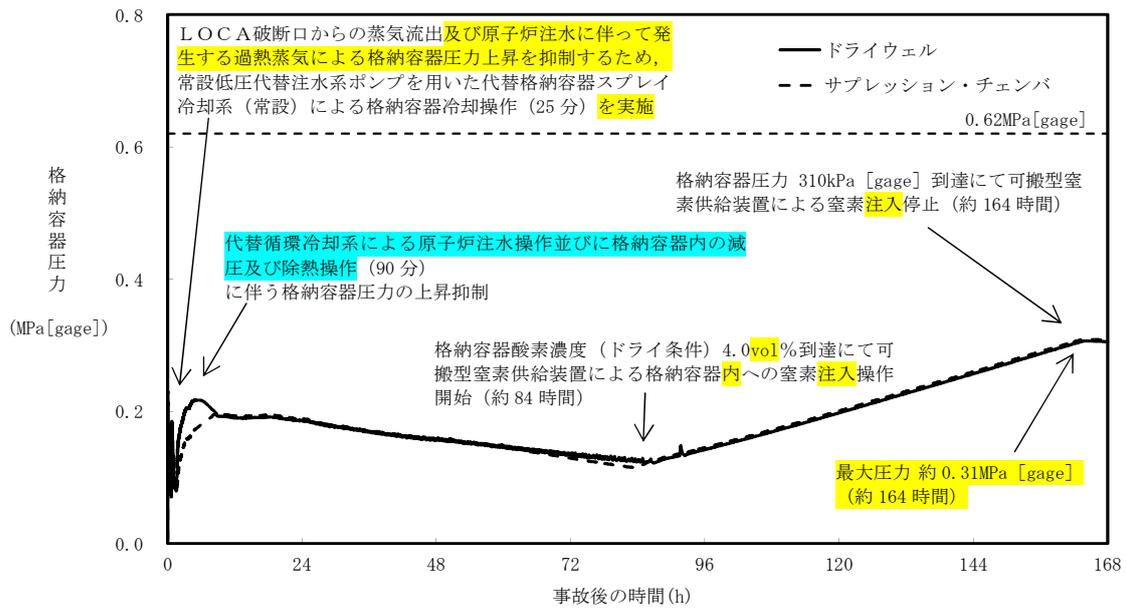
第 3.4-1 表 主要解析条件 (水素燃焼)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	初期酸素濃度	2.5vol%	酸素濃度 4.3vol% (ドライ条件) 到達を防止可能な初期酸素濃度として設定
事故条件	炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量	全炉心内のジルコニウム量の約 10.1%が水と反応して発生する水素量	解析コードMAAPによる評価結果
	金属腐食等による水素発生量	考慮しない	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定
	水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合	水素 : 0.06 分子/100eV 酸素 : 0.03 分子/100eV	重大事故時における格納容器内の条件を考慮して設定

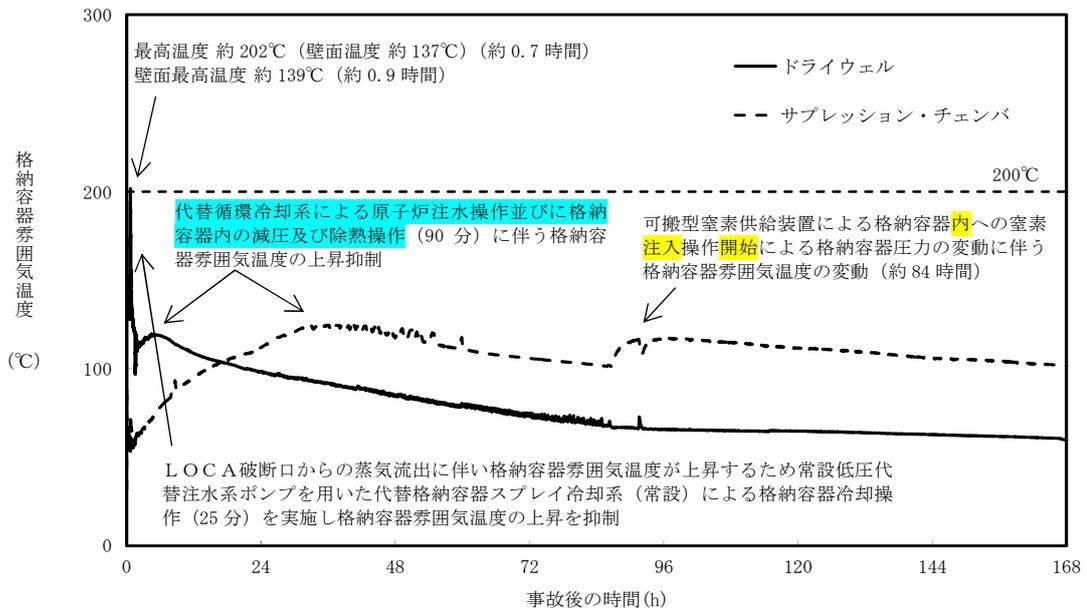
第 3.4-2 表 事象発生から 7 日間 (168 時間) における酸素濃度の最大値及び到達時間\*

	ウェット条件	ドライ条件
ドライウエル	約 2.7vol% (約 115 時間)	約 2.8vol% (約 107 時間)
サプレッション・チェンバ	約 2.5vol% (約 0.4 時間)	約 4.0vol% (約 84 時間)

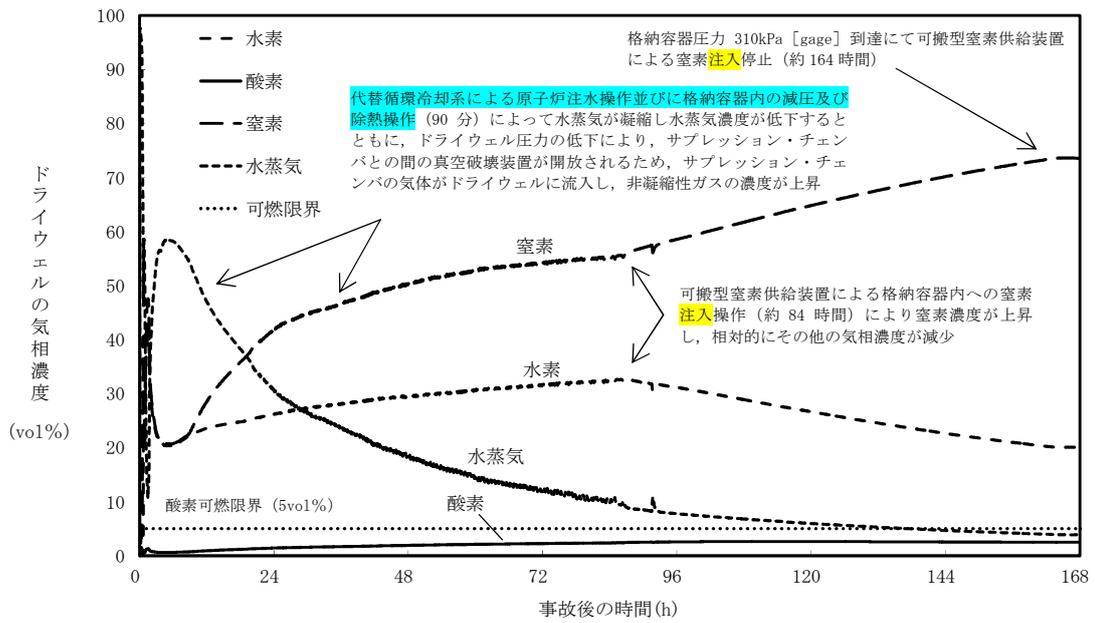
※ 全炉心内のジルコニウム量の約 10.1%が反応した場合



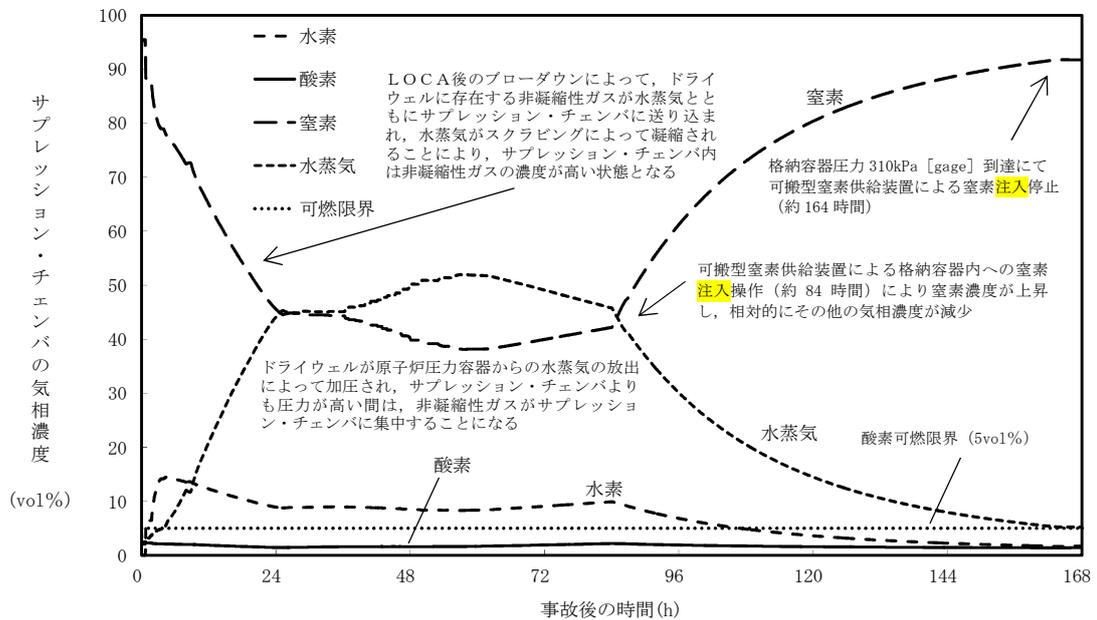
第 3.4-1 図 格納容器圧力の推移



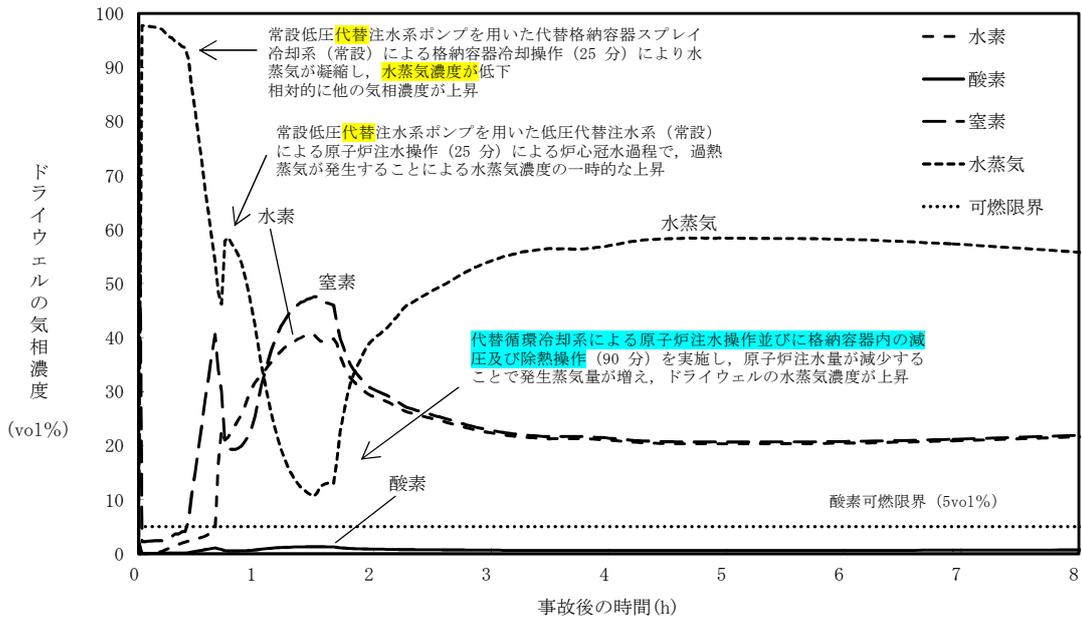
第 3.4-2 図 格納容器雰囲気温度の推移



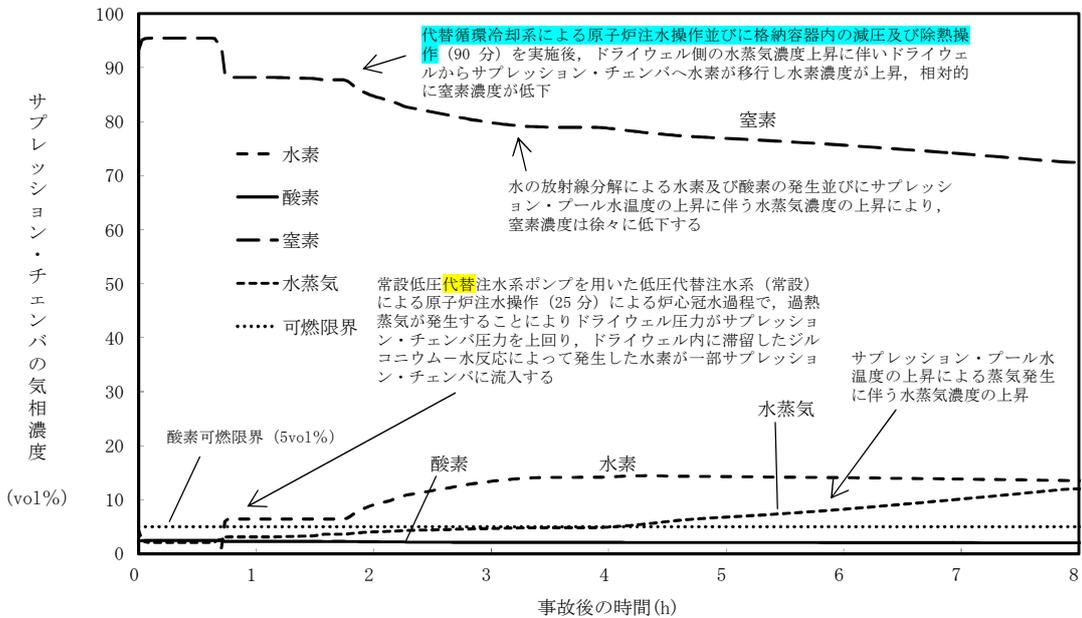
第 3.4-3 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



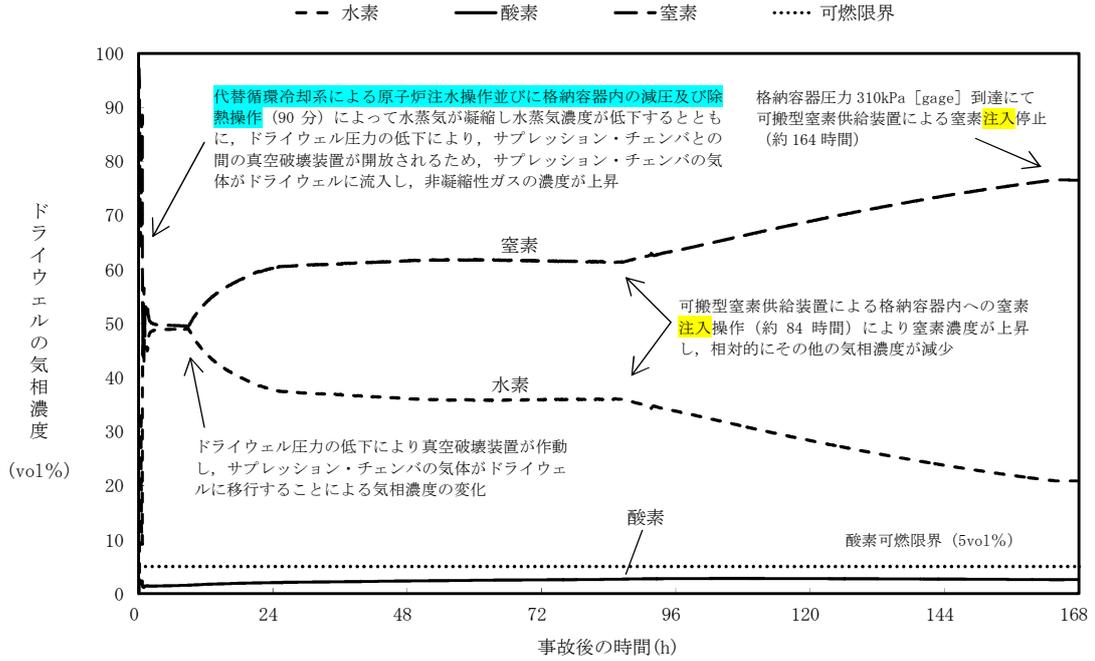
第 3.4-4 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移  
(ウェット条件)



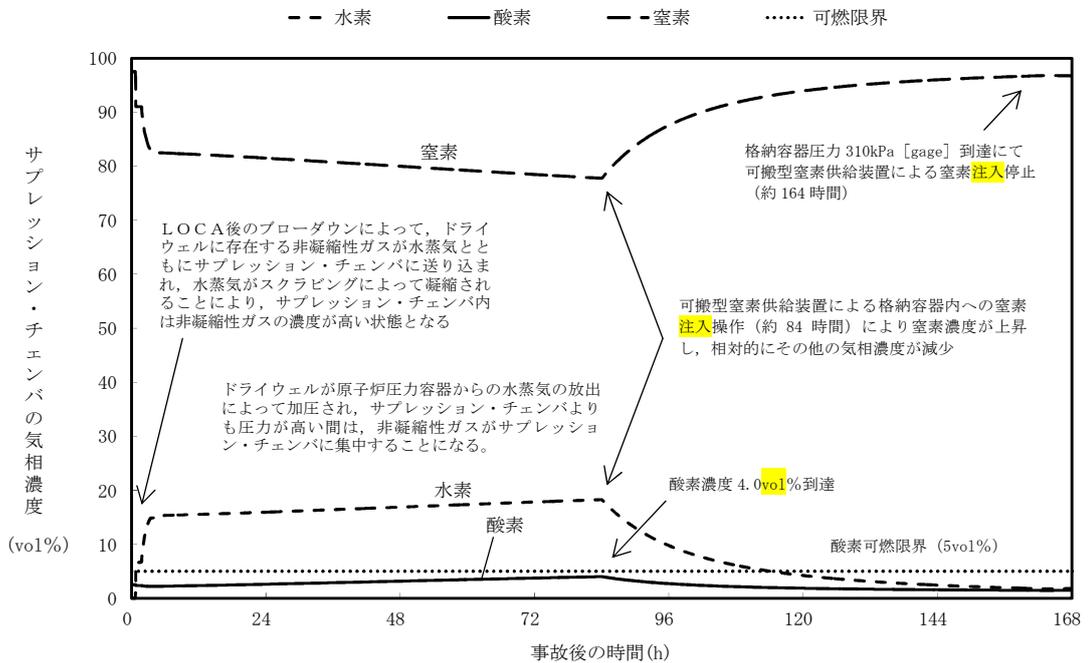
第 3.4-5 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）  
（～8 時間）



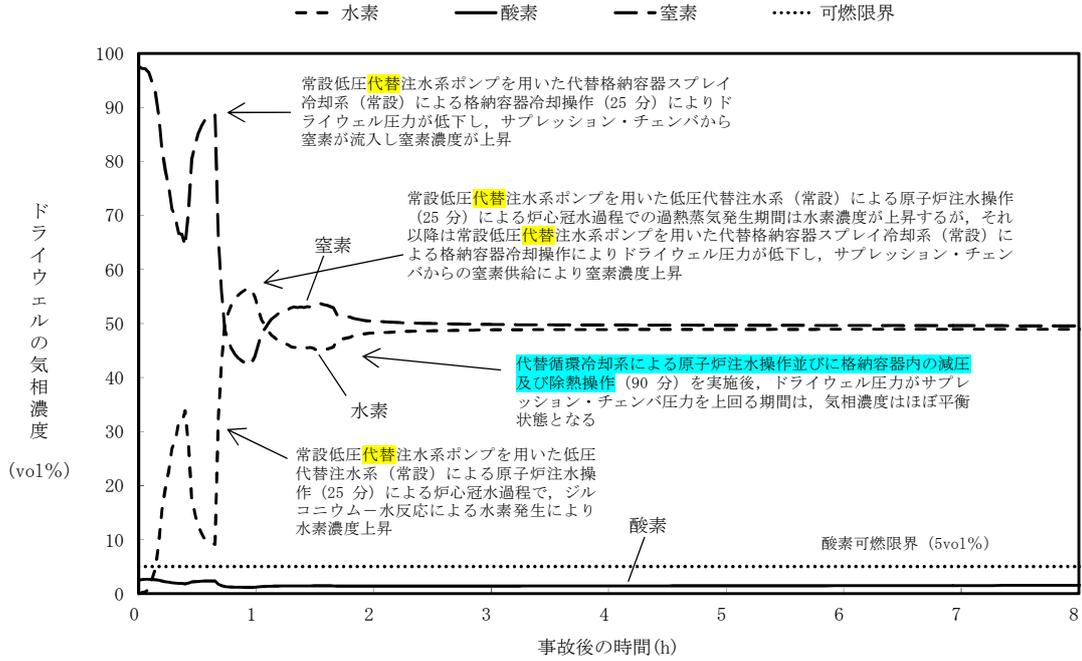
第 3.4-6 図 サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移  
（ウェット条件）（～8 時間）



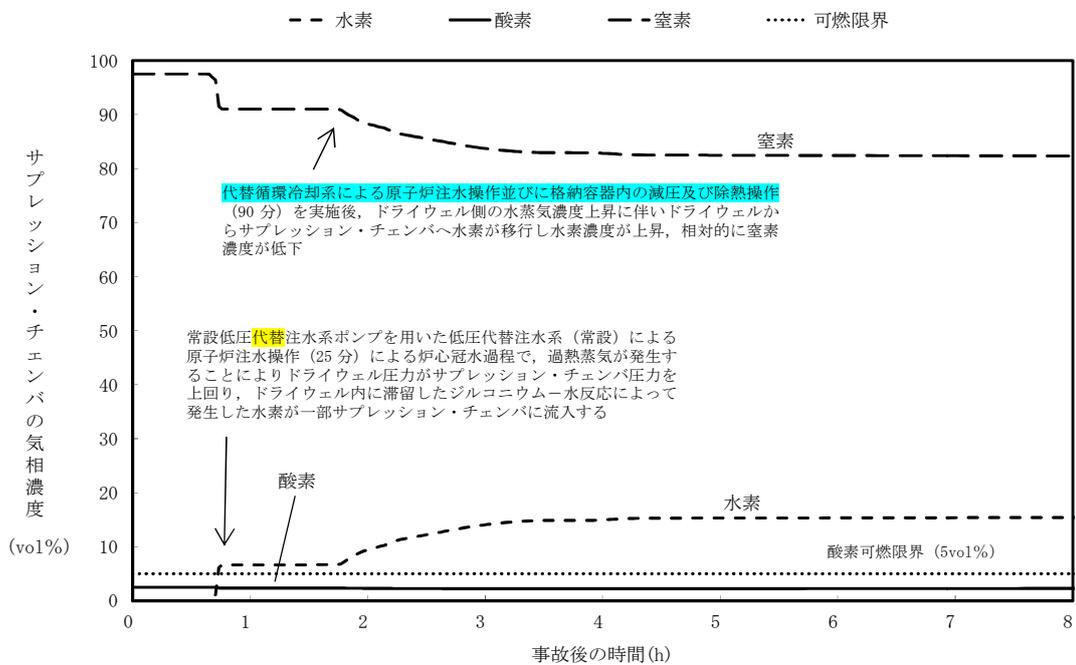
第 3.4-7 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）



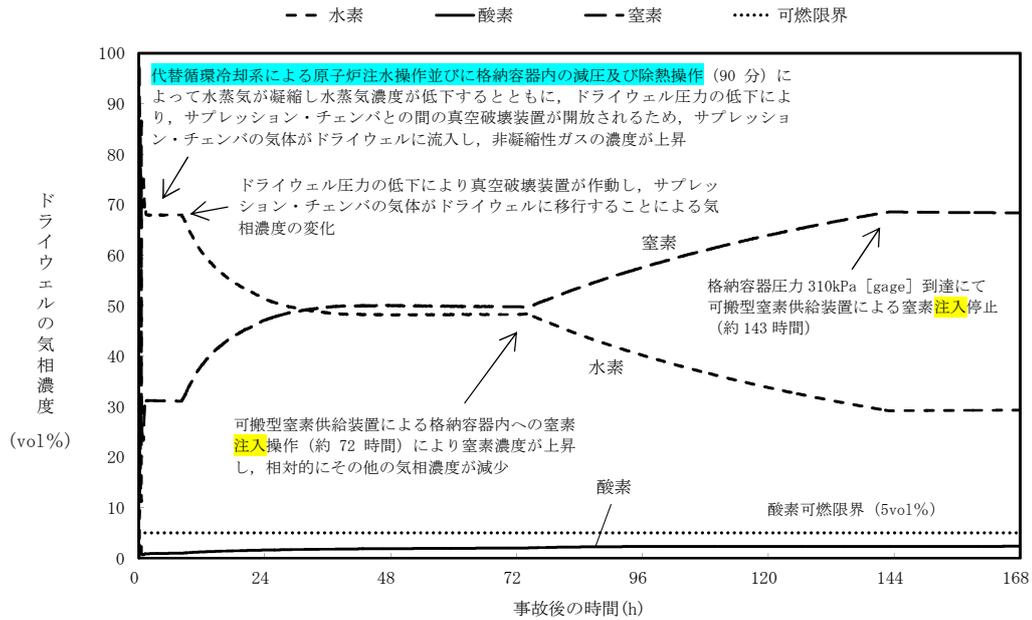
第 3.4-8 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）



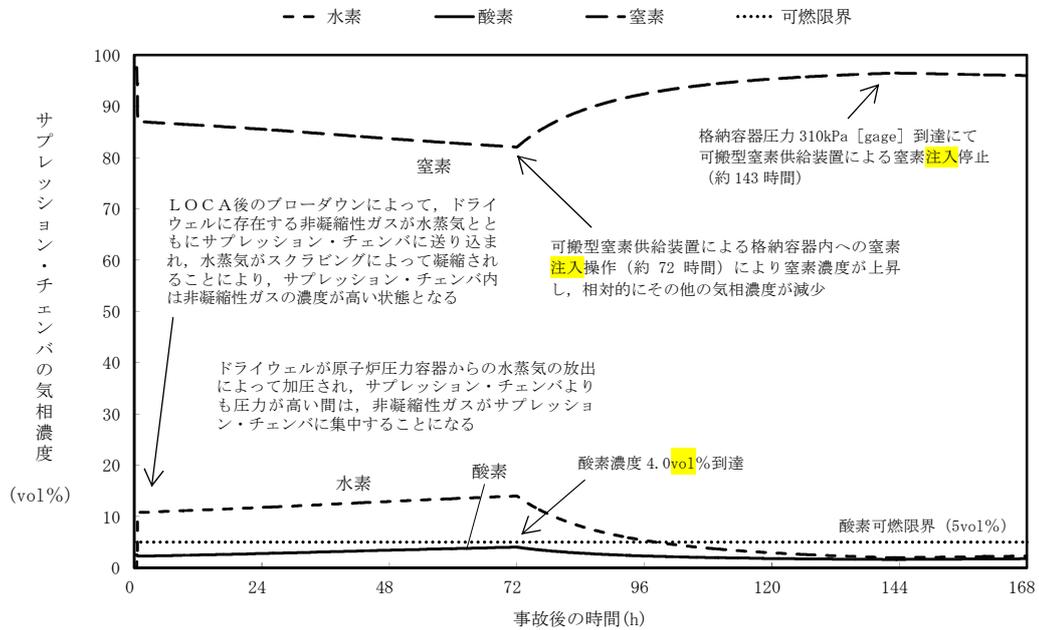
第 3.4-9 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)  
(~8 時間)



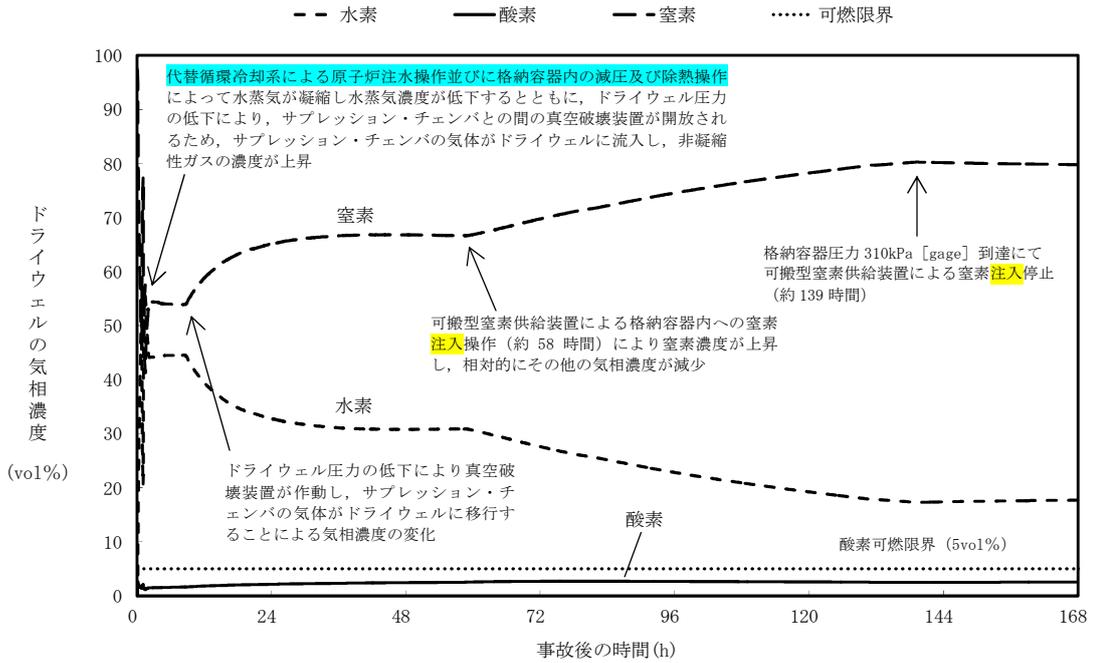
第 3.4-10 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移  
(ドライ条件) (~8 時間)



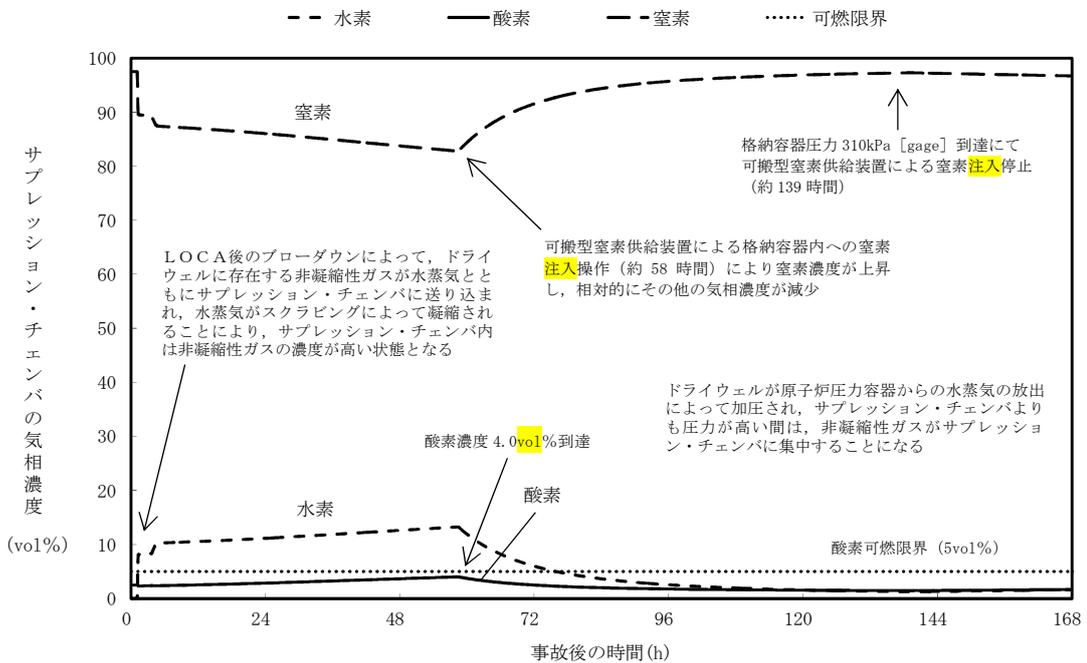
第 3.4-11 図 事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



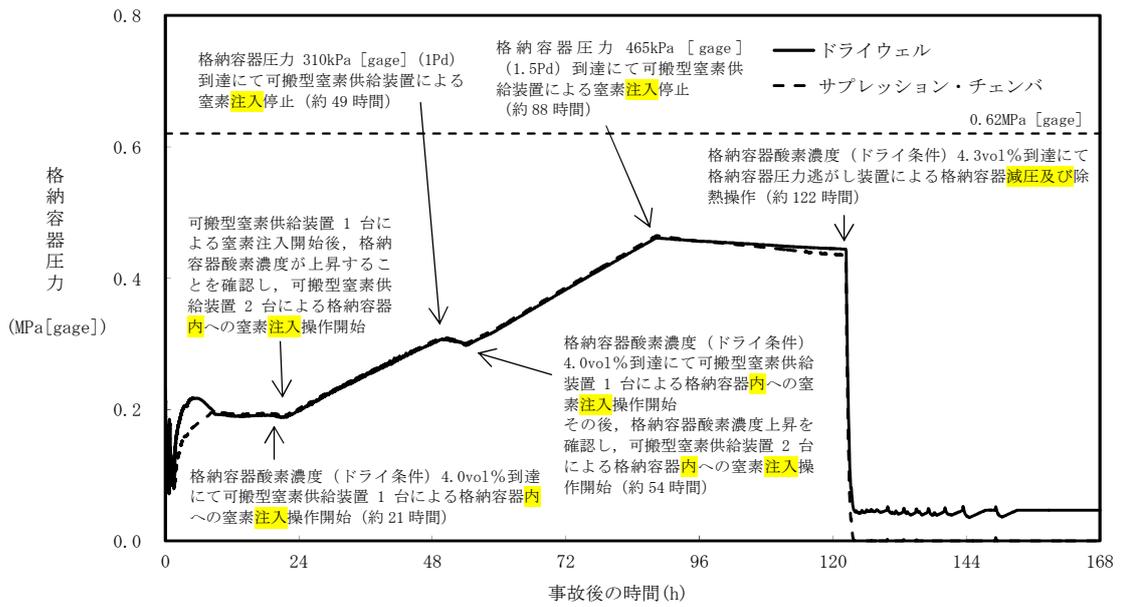
第 3.4-12 図 事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



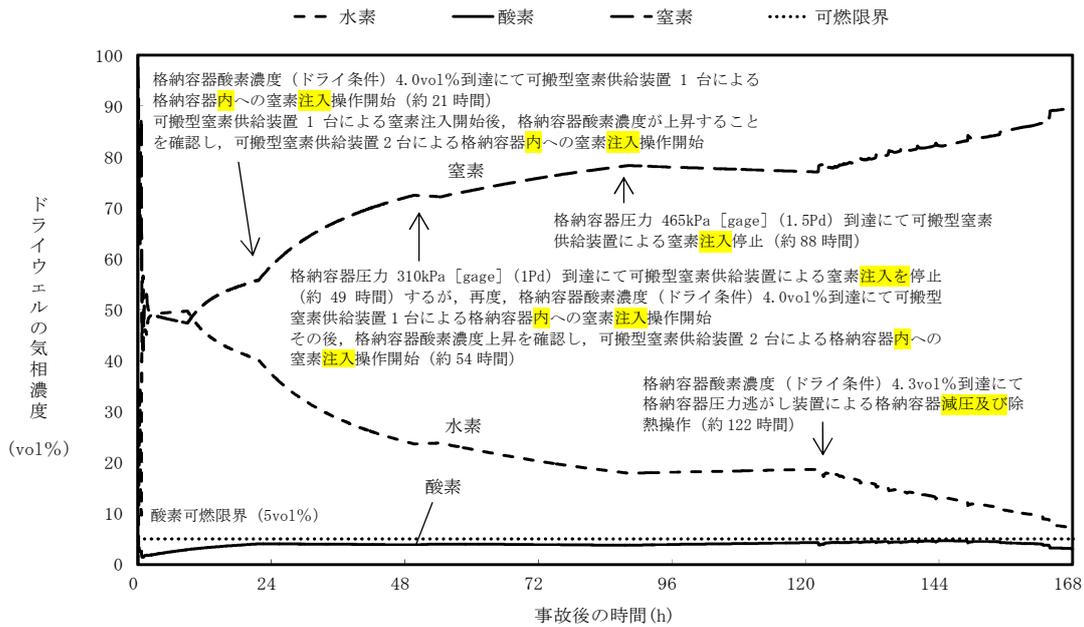
第 3.4-13 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



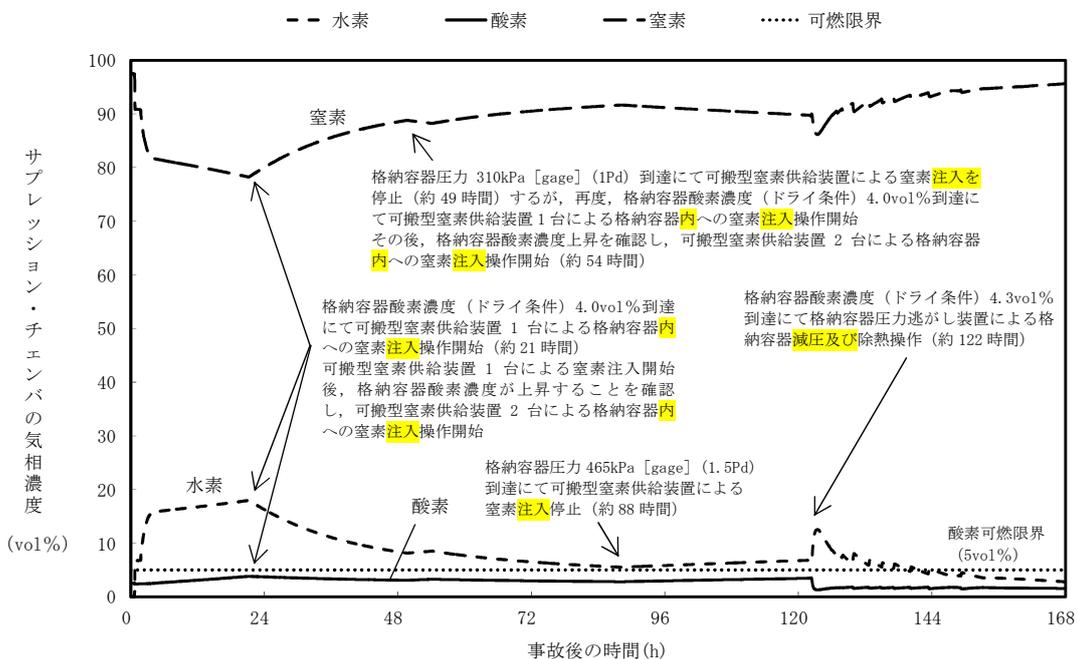
第 3.4-14 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第 3.4-15 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合の  
格納容器圧力の推移



第 3.4-16 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

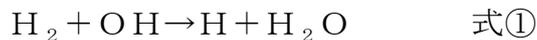


第 3.4-17 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

## 水の放射線分解の評価について

## 1. 水の放射線分解の考慮

水がガンマ線等の放射線エネルギーを吸収すると非常に短時間の間に水の放射線分解が起こり、H（水素原子）、OHラジカル、 $e_{aq}^-$ （水和電子）、 $H_2O_2$ ラジカル、 $H^+$ （水素イオン）及び分子生成物の $H_2$ 、 $H_2O_2$ （過酸化水素）を生じる。また、これらの反応と並行して以下の化学反応が生じ、 $H_2$ がOHラジカルと反応して水に戻る等の再結合反応が起こる。なお、酸素は過酸化水素の分解によって生成される。



格納容器破損モード「水素燃焼」における重大事故等対策の有効性評価では、水の放射線分解による水素及び酸素の生成をモデル化している。

東海第二発電所は、運転中、格納容器内が窒素で置換されている。炉心損傷に至った場合及びその後の原子炉圧力容器破損後には、ジルコニウム-水反応や熔融炉心・コンクリート相互作用等、水素については多量に放出されるメカニズムが考えられるものの、酸素に関しては水の放射線分解が支配的な生成プロセスである。水素に関しては上記の反応によって比較的短時間で可燃限界の濃度を超えることから、格納容器内の気体の濃度を可燃限界以下に維持する観点では酸素濃度を低く維持することが重要となる。

以下では、この酸素の支配的な生成プロセスである水の放射線分解について、本評価で用いた考え方を示す。

## 2. 水の放射線分解による水素及び酸素量の計算

水の放射線分解による水素及び酸素の生成量は以下の式（1）で算出している。

$$\Delta n = Q_{decay} \times \frac{E}{1.6 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times \Delta t \quad \text{式（1）}$$

式（1）のパラメータは以下のとおり。

$\Delta n$  : 水の放射線分解による水素（酸素）発生量[mo1]

$Q_{decay}$  : 崩壊熱[W]

$E$  : 放射線吸収割合[-]

— サプレッション・プール以外の F P

: ベータ線, ガンマ線ともに 0.1

— サプレッション・プール内の F P

: ベータ線, ガンマ線ともに 1

$G$  : 実効 G 値[分子/100eV]

— 水素 :  $G(H_2) = 0.06$

— 酸素 :  $G(O_2) = 0.03$

$\Delta t$  : タイムステップ[sec]

放射線吸収割合について、炉内については、炉心から放出される放射線が水に吸収される割合を解析によって評価した結果、約 1% となったことから、これを保守的に考慮して 10% とした。また、炉外の F P については水中に分散していることを考慮し、保守的に放射線のエネルギーの 100% が水の放射線分解に寄与するものとした。<sup>[1]</sup>

今回はベータ線及びガンマ線を考慮の対象とし、アルファ線については考慮の対象としていない。アルファ線については飛程が短いため、大部分が熔融炉心等に吸収されるものと考え、アルファ線による水の放射線分解への寄

与は無視できるものとした。また、本評価では電力共同研究（以下「電共研」という。）において求めたG値を用いているが、これはガンマ線源による照射によって得られた実験結果である。ベータ線はガンマ線に比べて飛程が短いことから熔融炉心等に吸収され易く、ガンマ線源による実験結果のG値をベータ線に対して適用することは、放射線分解に伴う水素及び酸素濃度を多く見積もる点で保守的な取扱いと考えられる。

放射線の吸収エネルギー 100eV 当たりに生成する原子・分子数をG値と呼ぶ。G値には水の放射線による分解作用のみを考慮した初期G値と、これに加えて放射線分解による生成物が再結合して水分子等に戻る化学反応の効果を考慮した実効G値がある。

照射が始まり、放射線分解による生成物が増加すると、その生成物の濃度に応じて生成物が再結合して水に戻る等の化学反応も増加するため、水素分子及び酸素分子の生成割合は照射初期から徐々に低下する。水素濃度や酸素濃度の水の吸収線量との関係の傾向は、一時的に水素濃度や酸素濃度の上昇ピークが現れるのではなく、水素濃度や酸素濃度の上昇が徐々に抑制されていく形の曲線となる。格納容器内の濃度上昇というマクロな現象を評価する観点では再結合等の化学反応の効果を含めた実効G値を用いることが適切であると考えられるため、本評価では実効G値を用いる。また、実効G値には電共研の実験結果<sup>[2]</sup>に基づく値を用いた。

### 3. 格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法

放射線分解を考慮した格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法は次のとおり。また、格納容器内の水素・酸素濃度の評価の流れを第1図に示す。

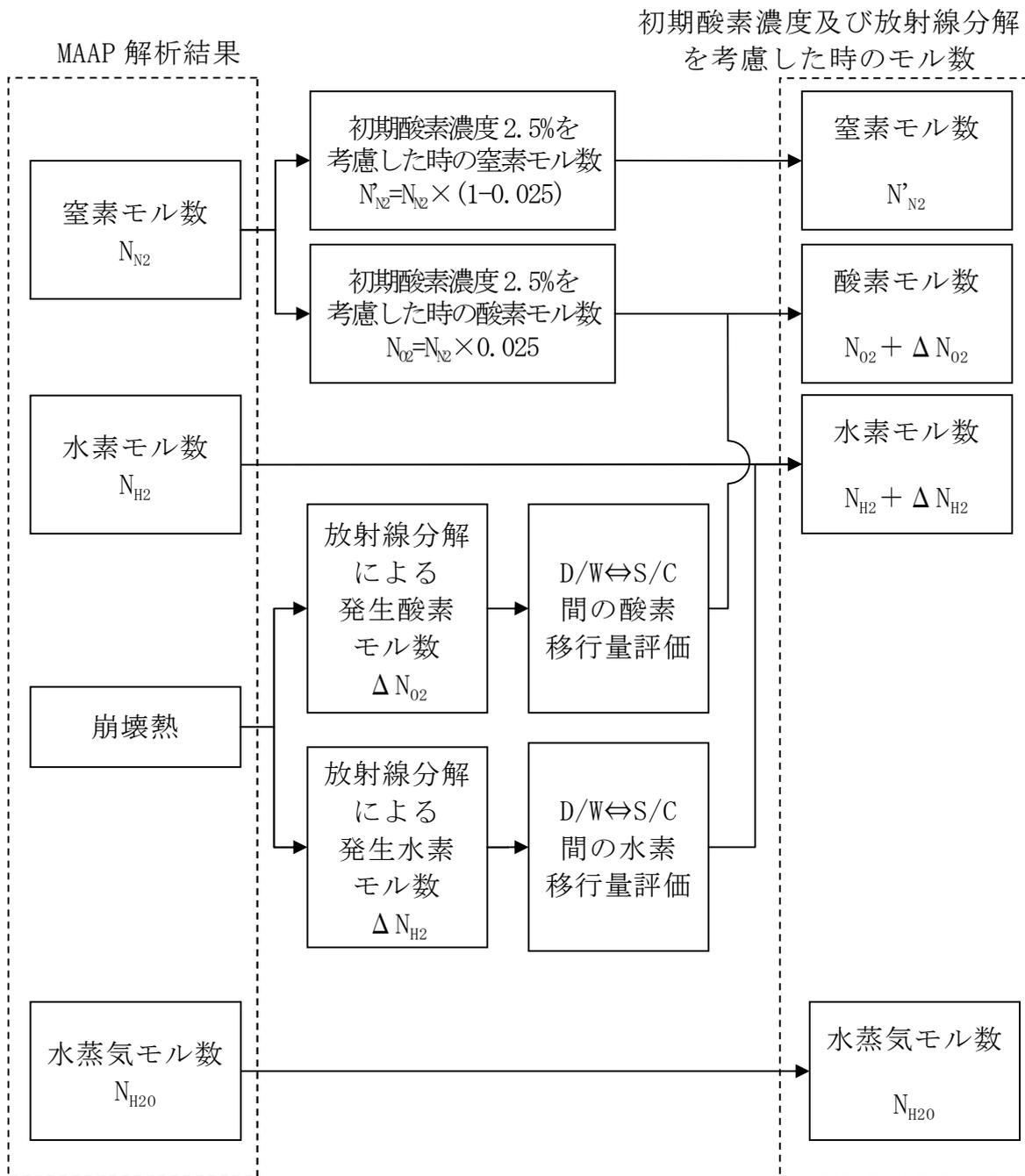
- ・ MAA P解析から得られるドライウェル及びサプレッション・チェンバの窒素モル数から、格納容器の初期酸素濃度を 2.5vol%とした時の酸素モル

数と窒素モル数を計算する。

- ・ ドライウェル及びサプレッション・チェンバにおける崩壊熱から、水の放射線分解による酸素発生量と水素発生量を計算する。
- ・ 水の放射線分解によって生成する水素及び酸素については、MAAP結果に基づいてドライウェルとサプレッション・チェンバ間のベント管を介した移行量を評価し、移行量に応じてドライウェルとサプレッション・チェンバに分配する。
- ・ 上記を重ね合わせることにより、格納容器内の気相濃度を計算する。

#### 4. 参考文献

- [1] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」 BWR 電力共同研究，平成 12 年 3 月
- [2] 「事故時放射線分解に関する研究」 BWR 電力共同研究，昭和 63 年 3 月



第 1 図 水素・酸素濃度の評価フロー図

## シビアアクシデント条件下で用いるG値の設定について

1. これまでの許認可解析に用いたG値と有効性評価で適用したG値について  
従来、G値は可燃性ガス濃度制御系性能評価解析（以下「FCS性能解析」という。）で使用しており、以前にはその値として、Regulatory Guide 1.7(Rev.2)の記載に基づき  $G(H_2)/G(O_2)=0.5/0.25$  が使用されていた。この値はRegulatory Guide 1.7の前身であるSafety Guide 7(1971年3月)<sup>[1]</sup>に記載されている。当時、既に一般的知見として、水の放射線分解の短時間内の一次反応に基づくG値（以下「初期G値」という。）は  $G(H_2)=0.43\sim 0.45$  となることが知られており、Regulatory Guide 1.7(Rev.2)のG値はこの初期G値を包絡するものとなっている。

しかし、この初期G値は水の放射線分解の一次反応に基づく値であるため、その後の二次反応、つまり水素と酸素の再結合反応を含めた最終的な水素、酸素の発生割合を示す実効的なG値（以下「実効G値」という。）に比べてかなり大きい値となる。

格納容器内の可燃性ガス濃度の評価において必要となるのは、正味の発生割合を表す実効G値である。これに関して、電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」（昭和61～62年度）<sup>[2]</sup>（以下「基本実験」という。）において水の放射線分解に関する実験を実施し、可燃性ガス濃度系性能評価条件下での実効G値として次の結果を得た。

沸騰状態 :  $G(H_2) < 0.4$ ,  $G(O_2) < 0.2$

非沸騰状態 :  $G(H_2) < 0.25$ ,  $G(O_2) < 0.125$

この結果に基づき、東海第二発電所等の沸騰水型原子力発電所では、可燃性ガス濃度の評価<sup>[3]</sup>において、沸騰状態で  $G(H_2)/G(O_2)=0.4/0.2$ 、非沸騰状態で  $G(H_2)/G(O_2)=0.25/0.125$  を採用している。

基本実験では、重大事故条件を想定した環境下でも実験を実施しており、実効G値として次の結果を得ている。

沸騰状態 :  $G(H_2) < 0.27$ ,  $G(O_2) \approx 0$

非沸騰状態 :  $G(H_2) < 0.06$ ,  $G(O_2) < 0.03$

この結果に基づき、有効性評価では、水素燃焼の評価において、非沸騰状態でのG値 ( $G(H_2)/G(O_2)=0.06/0.03$ ) を採用している。

また、電力共同研究「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究（以下「追加実験」という。）」<sup>[4]</sup>において、水の放射線分解に係る追加実験を行った。追加実験では、試験条件の温度、沸騰状態、水素濃度、よう素濃度の感度によるG値への影響を確認しており、基本実験の結果を用いることは妥当であることを確認している。

各評価で用いるG値について、第1表に示す。

## 2. 電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」（基本実験）

### 2.1 基本実験の概要

#### (1) 実験装置及び実験方法

基本実験では、BWRの実機事故条件を模擬した水の放射線分解実験を実施することにより、種々の事故条件下で生成される可燃性ガスの生成割合（G値）の検討を行った。

実験に使用した実験装置を第1図及び第2図に示す。非沸騰実験では15リットルの硬質ガラス製照射容器を使用。また、沸騰実験では1.8リットルのステンレス製照射容器を使用している。

実験は、照射容器内に純水を所定量注入した後、高純度アルゴン（Ar）ガスで脱気し、水素ガス、酸素ガスボンベを用いて雰囲気条件（気液相の水素、酸素初期濃度）を設定する。その後、よう素、鉄、銅等の不純物を

所定量添加し、循環ポンプで均一混合させる。沸騰実験の場合、更にマントルヒータにより加熱、沸騰させる。

全ての条件が定常状態に達した後、 $^{60}\text{Co}$ のガンマ線源に照射を開始、水の放射線分解で生成される水素、酸素濃度を溶存水素計（DH計）、溶存酸素計（DO計）及びガスクロマトグラフで測定する。水の吸収線量は、水を媒体とした標準的な換算係数を用いて評価した。

実機の事故条件を考慮して、実験ではLOCA条件、FCS性能解析条件及び重大事故条件の三種類の条件を想定し、各条件下でG値の実測を実施した。

なお、以下で示す第3図から第8図は、連続測定である液相中の濃度を除き、サンプリングにより計測された濃度測定値に基づいてフィッティングを行っている。

## (2) 試験条件及び実験結果

実験結果を第2表、第3図から第8図に示す。

実験結果は、ガンマ線の吸収線量に対する液相中及び気相中の水素及び酸素濃度（絶対量）で整理している。また、ガンマ線の吸収線量とこれによる分子量の増加量から実効G値を求めている。

なお、G値とは100eVの放射線エネルギー吸収により発生する分子数であるが、水の放射線分解で生成する水素及び酸素は、水中で起こる化学反応により分子数が変化するため、ここでは、化学反応による変化（よう素等の不純物の影響）を考えに入れた値を実効G値として評価している。

### a. LOCAベースの結果：第3図、第4図

非沸騰条件の場合には、液相中及び気相中の水素及び酸素濃度にほとんど変化がないことから、実効G値は0と見なしうる。

沸騰条件の場合には、水素濃度の実効G値は、照射開始初期は約 0.4 分子/100eV と高いが、その後安定し 0.2 分子/100eV 程度になる。また、酸素濃度の場合は 0 と見なしうる。

沸騰実験で得られた実効G値は、非沸騰実験に比べガスの気相への移行速度が大きくなるため全般に大きくなる。

b. F C S 性能解析ベースの結果：第 5 図，第 6 図

非沸騰条件の場合には、得られた実効G値として水素は 0.14 分子/100eV，酸素は 0.06 分子/100eV である。

沸騰条件の場合には、照射開始初期の水素は 0.43 分子/100eV だが、その後安定し 0.36 分子/100eV 程度になる。また、酸素は 0.14 分子/100eV である。

F C S 性能解析では、沸騰条件の水素のG値として実験結果の 0.36 分子/100eV に余裕を見て 0.4 分子/100eV の一定値を用いている。

c. 重大事故ベースの結果：第 7 図，第 8 図

非沸騰条件の場合には、初期水素濃度が高いことによる抑制効果（再結合効果）によって、得られた実効G値として水素は 0.06 分子/100eV，酸素は 0.03 分子/100eV となり、F C S 性能解析ベースの約半分である。

沸騰条件の場合には、非沸騰条件の場合と同様、水素による抑制効果により実効G値は低減され、水素は 0.27 分子/100eV，酸素はほぼ 0 になる。

(3) 実験から得られた知見

以上の実験結果及び他のパラメータ実験結果からの知見を以下に示す。

- a. よう素放出のない L O C A 条件下，非沸騰状態での実効G値は水素，酸素のいずれも 0 と見なしうる。L O C A 条件下での実効G値は以下

の値となる。

沸騰状態 :  $G(\text{H}_2) < 0.2$ ,  $G(\text{O}_2) < 0.1$

- b. 多量のよう素放出と小さな金属－水反応を仮定した F C S 性能解析条件下での実効 G 値は以下の値となる。

沸騰状態 :  $G(\text{H}_2) < 0.4$ ,  $G(\text{O}_2) < 0.2$

非沸騰状態 :  $G(\text{H}_2) < 0.25$ ,  $G(\text{O}_2) < 0.125$

- c. 多量のよう素放出と大きな金属－水反応を仮定した重大事故条件下での実効 G 値は以下の値となる。上記 b. の F C S 性能解析条件下での値より小さくなる理由は、金属－水反応によって格納容器中に水素が多く存在するため、水素と酸素の再結合反応が促進されたことによるものと考えられる。

沸騰状態 :  $G(\text{H}_2) < 0.27$ ,  $G(\text{O}_2) \doteq 0$

非沸騰状態 :  $G(\text{H}_2) < 0.06$ ,  $G(\text{O}_2) < 0.03$

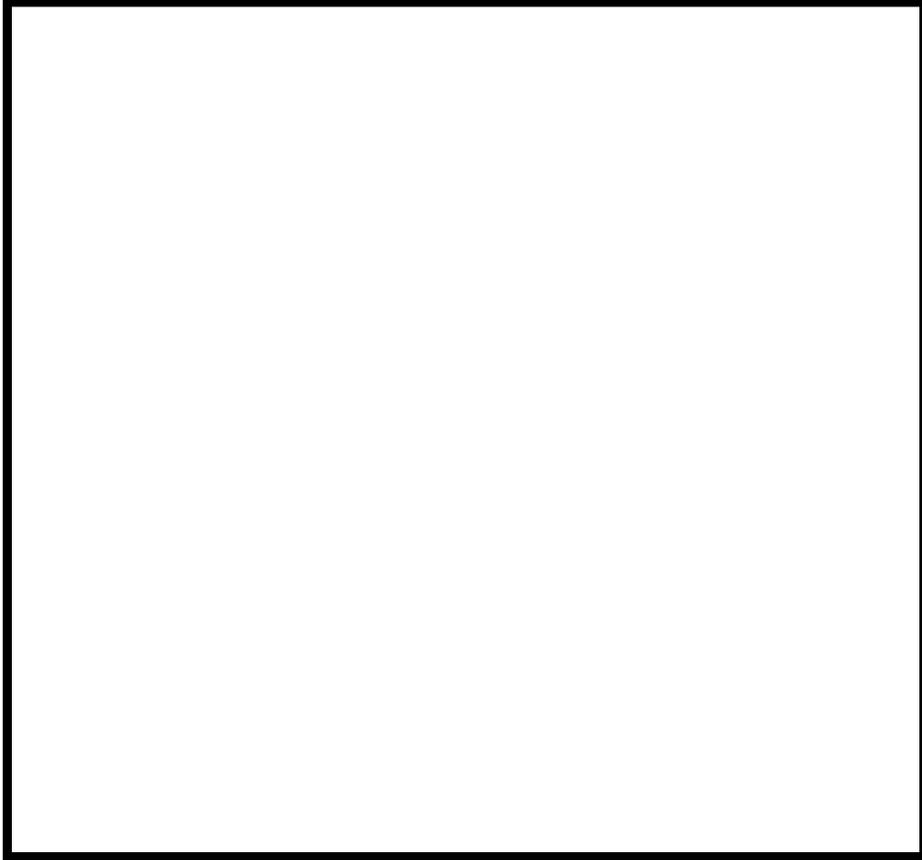
- d. a. ～ c. により、実効 G 値はよう素放出量が高くなると増加し、金属－水反応割合（水素放出量）が大きくなると減少する。
- e. 初期酸素濃度の実効 G 値に及ぼす影響は小さい。ただし、酸素濃度が高くなると若干増加する傾向がある。
- f. よう素以外の不純物（ $\text{Fe}^{2+}$ ,  $\text{Cu}^{2+}$ 等）の実効 G 値に及ぼす影響は小さく、よう素を多量に含む場合は無視しうる。また、よう素を含まない場合には実効 G 値を幾分増加させるが、 $\text{Fe}^{2+}$ については酸素を減少させる傾向がある。

第1表 各評価で用いるG値

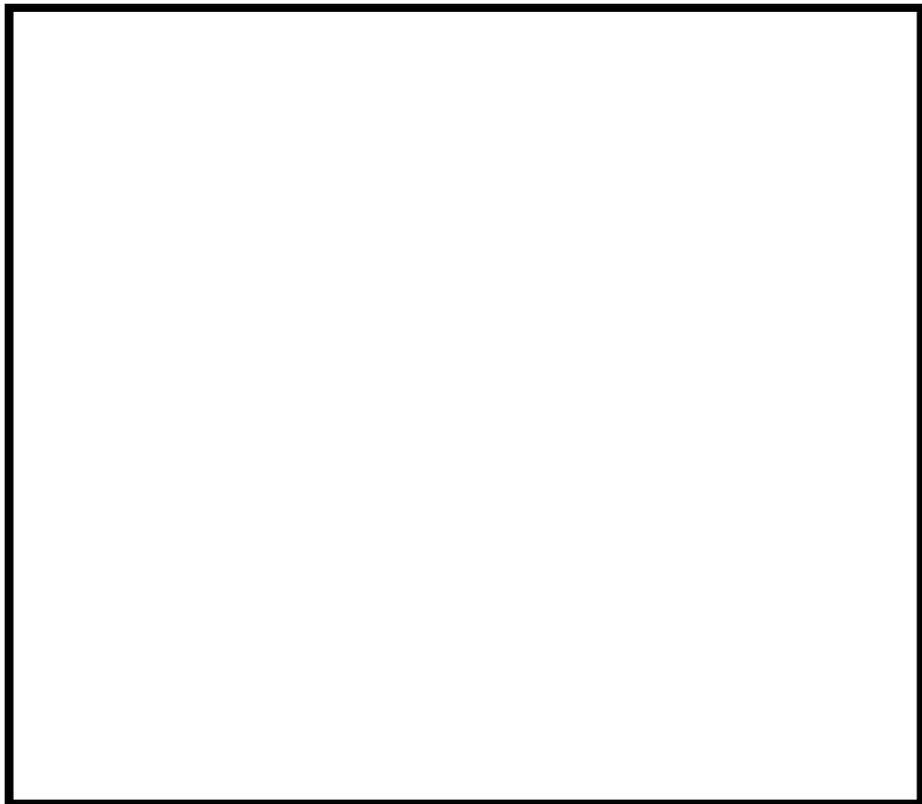
	可燃性ガス濃度評価	格納容器破損防止対策 の有効性評価
沸騰	G(H <sub>2</sub> )=0.4 G(O <sub>2</sub> )=0.2	G(H <sub>2</sub> )=0.06 G(O <sub>2</sub> )=0.03
非沸騰	G(H <sub>2</sub> )=0.25 G(O <sub>2</sub> )=0.125	

第2表 実験結果

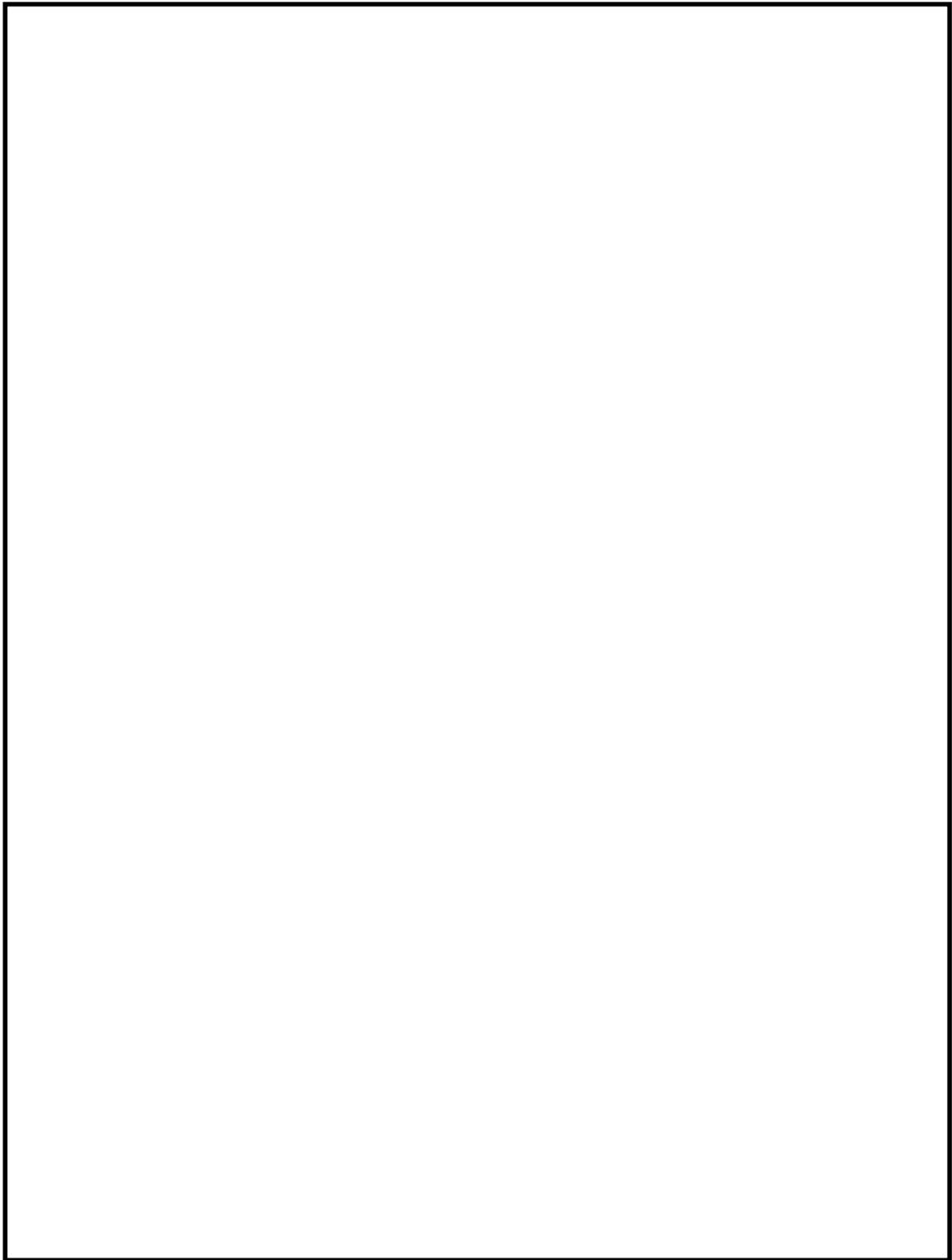
事故条件		パラメータ					実測値 (実効G値) [分子/100eV]		
		金属-水 反応割合	初期酸素 濃度	よう素 放出割合	不純物 添加	温度	G (H <sub>2</sub> )	G (O <sub>2</sub> )	
LOCA 条件	非沸騰								
	沸騰								
FCS性能 解析条件	非沸騰								
	沸騰								
重大事故 条件	非沸騰								
	沸騰								



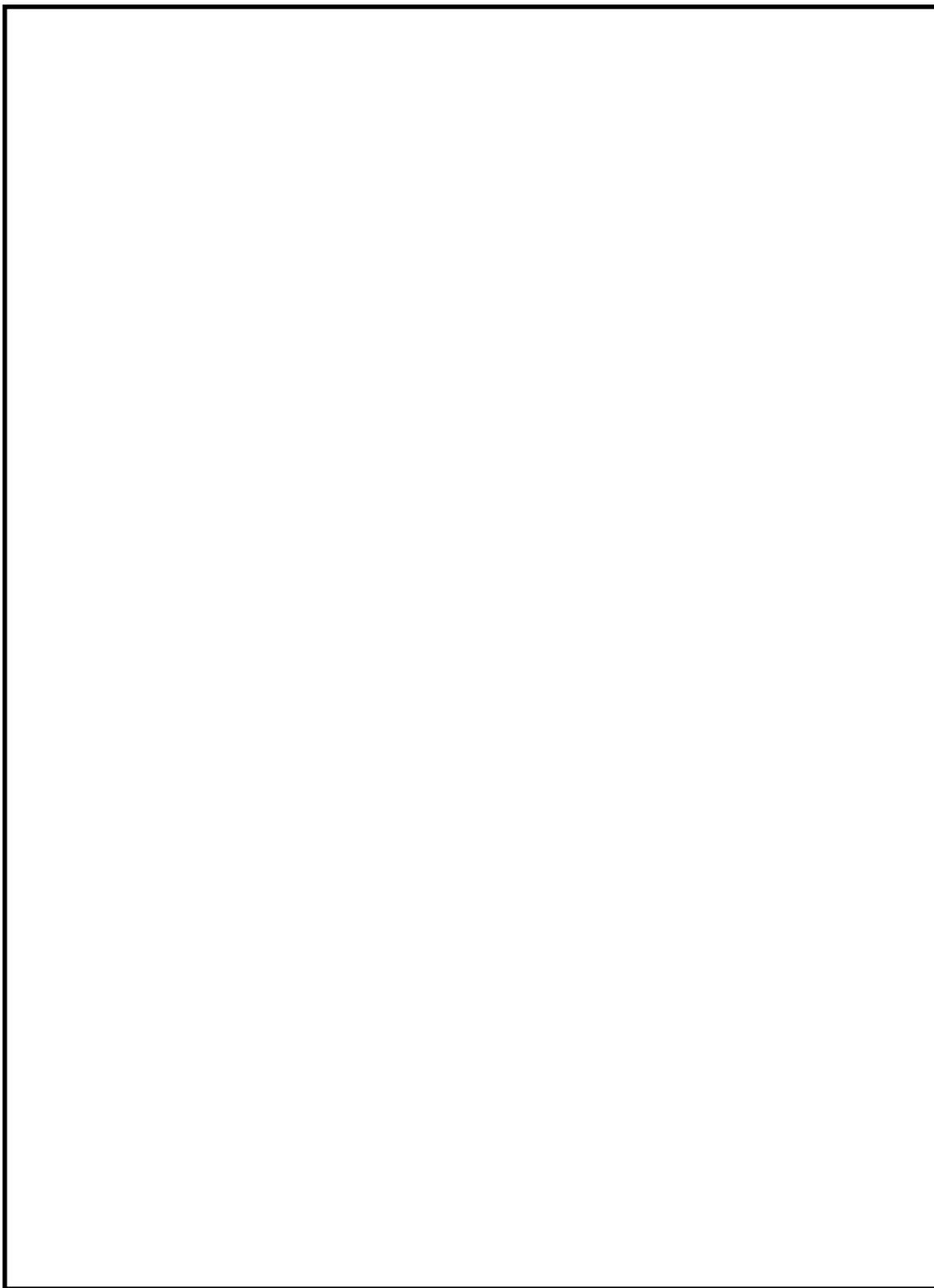
第 1 図 非沸騰実験装置の概要



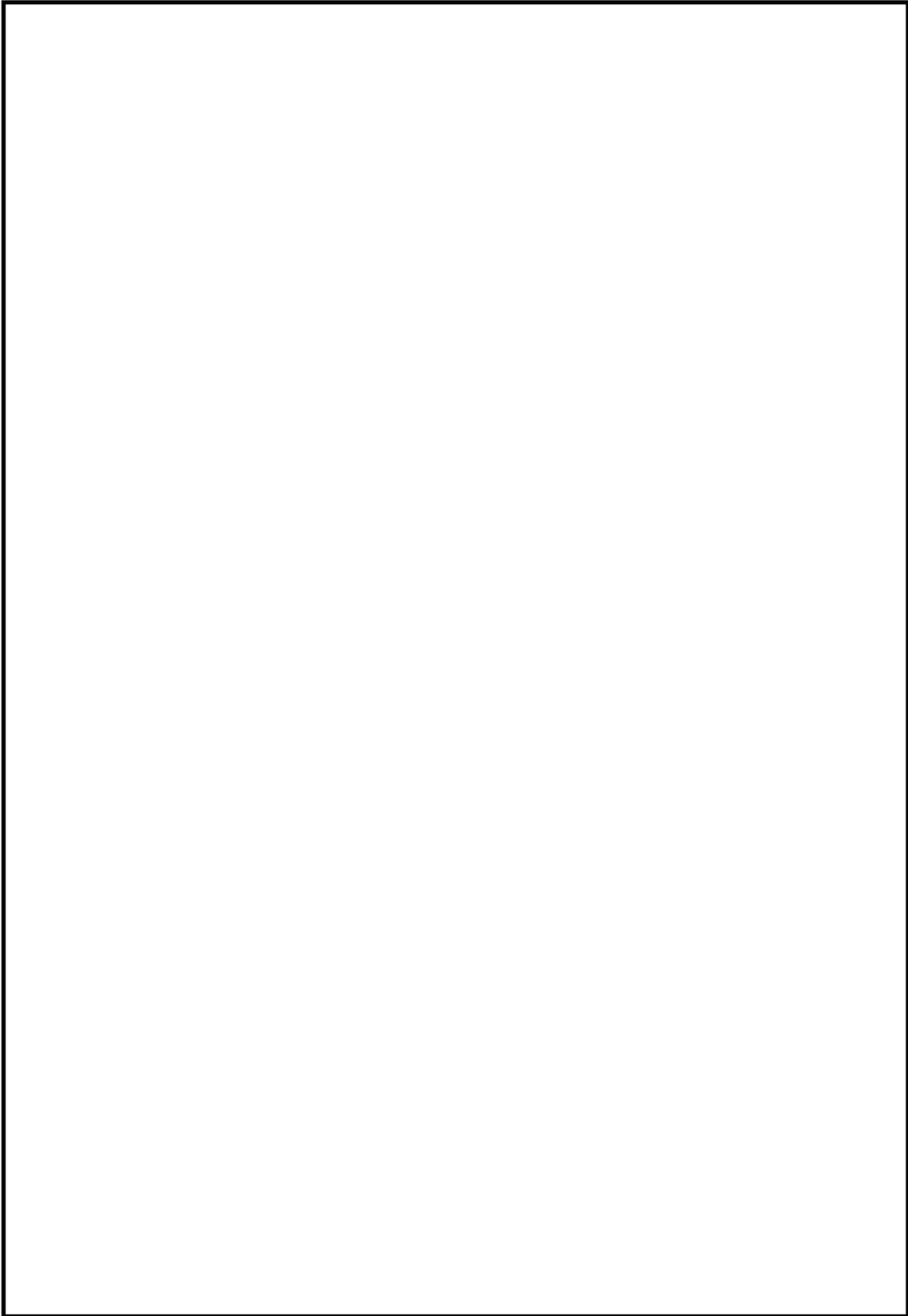
第 2 図 沸騰実験装置の概要



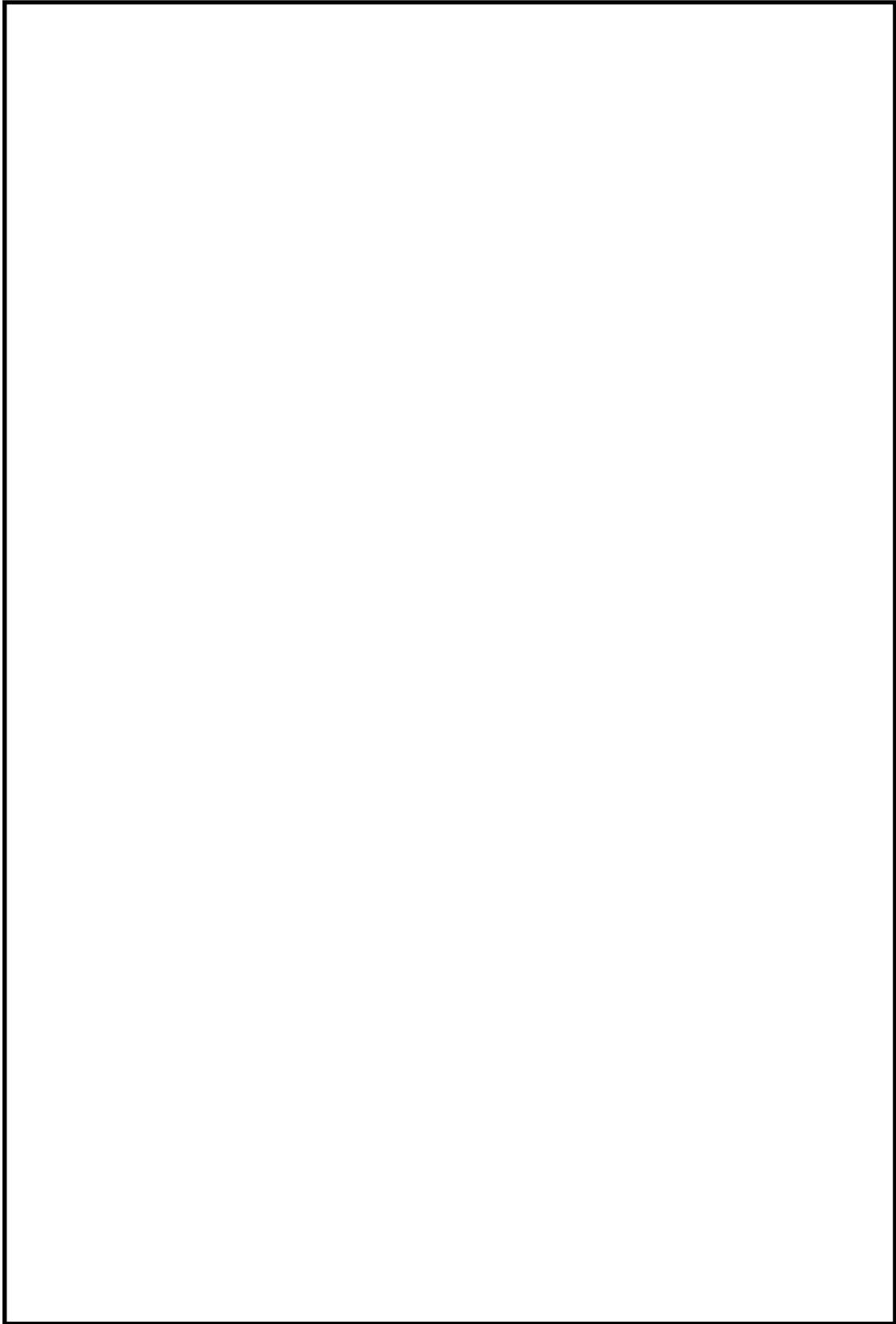
第3図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度  
(LOCA ベース：非沸騰状態)



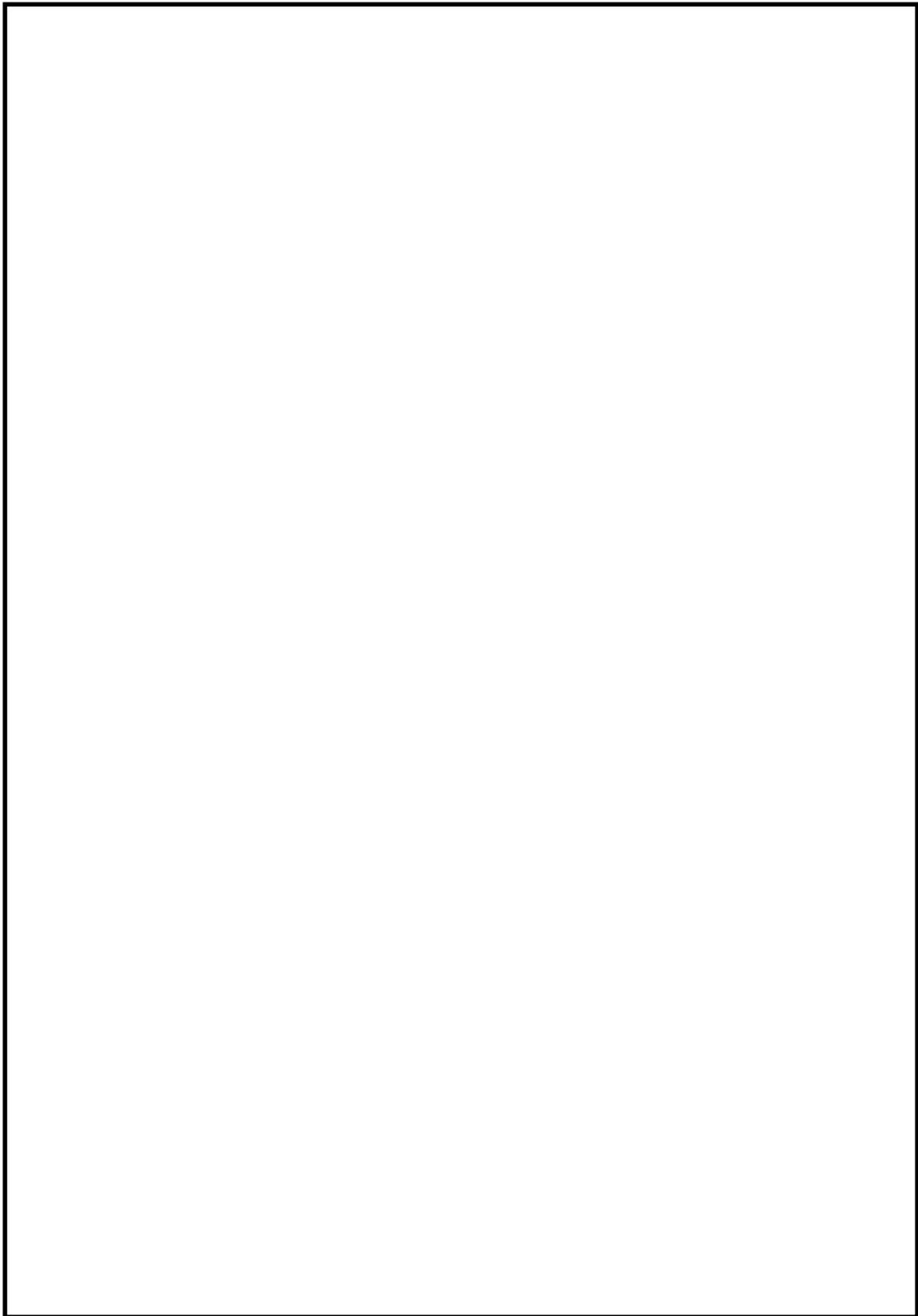
第4図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度  
(LOCA ベース：沸騰状態)



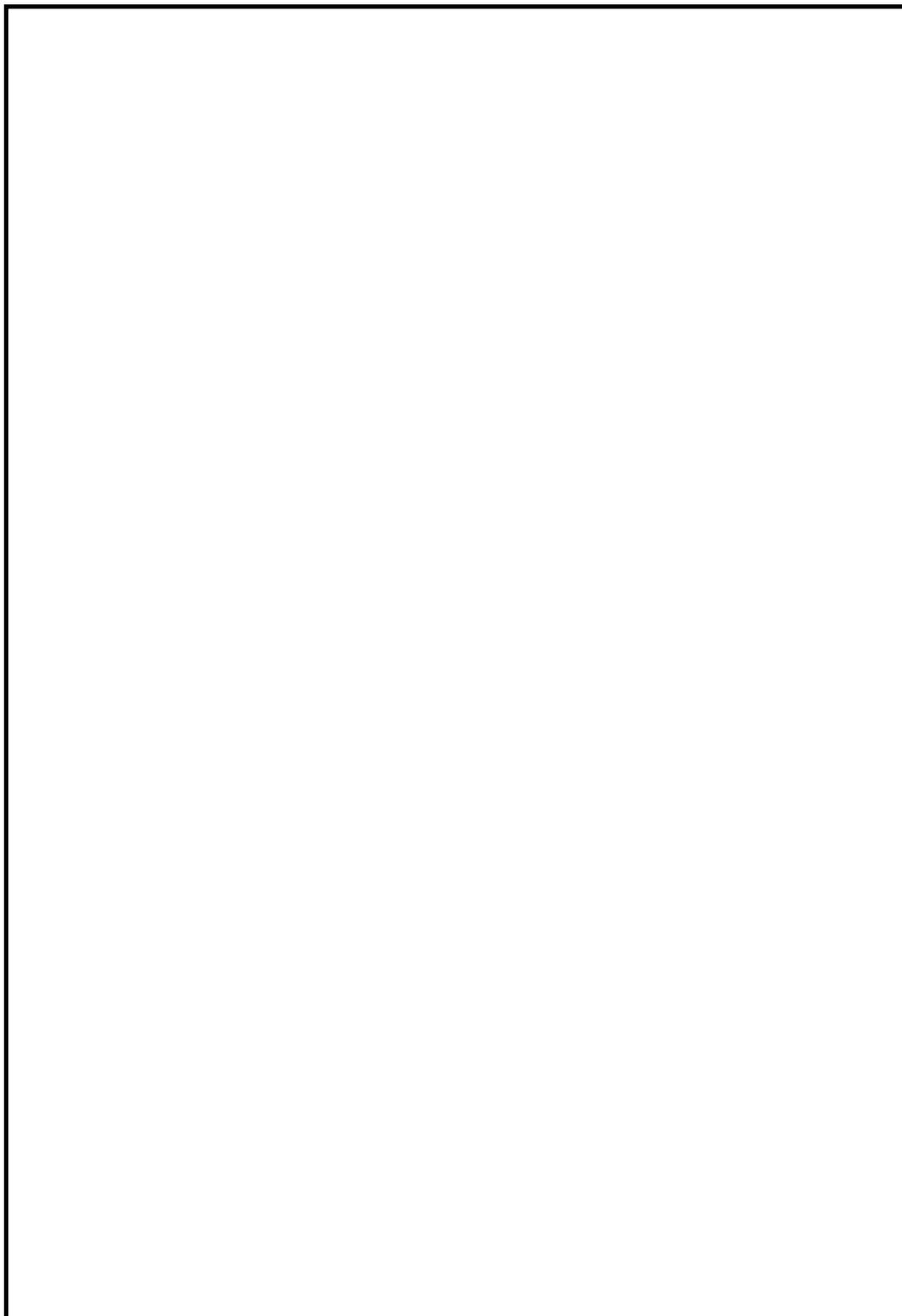
第 5 図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度  
(F C S 性能解析ベース：非沸騰状態)



第 6 図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度  
(F C S 性能解析ベース：沸騰状態)



第7図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度  
(苛酷事故ベース：非沸騰状態)



第 8 図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度

(苛酷事故ベース：沸騰状態)

## 2.2 基本実験の実機への適用性

基本実験において評価したG値を用いるに当たり、実験条件（重大事故条件のうち非沸騰）と実機条件を比較した確認結果を第3表及び第4表に示す。

第3表では、各種パラメータが酸素の実効G値に与える影響を評価しており、実験条件は実機で想定されるシビアアクシデント環境を考慮した場合においても評価結果に与える影響は軽微であることを確認している。

- ・吸収線量については、水素の実効G値は吸収線量が多いほど小さくなる傾向があり<sup>[2][5]</sup>、酸素についても同様の傾向であることを確認している<sup>[2]</sup>。酸素濃度の長期（7日間）の推移を見る観点では、事象進展を考えた上で事象発生から約1.5時間後の吸収線量に相当する $1 \times 10^4$  Gyで求めた実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。（第9図参照）
- ・よう素放出割合については、水素の実効G値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾向があり<sup>[2][6]</sup>、酸素についても同様の傾向であることを確認している<sup>[2]</sup>。しかしながら、第10図を参照すると、左記の程度の割合の相違であれば、G値（測定データの傾き）に大きな違いは現れないと考えられることから、有効性評価において、電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。
- ・ジルコニウム-水反応割合（溶存水素濃度）については、水素の実効G値は溶存水素濃度が高いほど小さくなる傾向があり<sup>[2][4]</sup>、酸素についても同様の傾向であることを確認している<sup>[2]</sup>。このことから、ジルコニウム-水反応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。（第11図参照）
- ・初期酸素濃度については、少なくとも初期酸素濃度数 vol%程度では、初期酸素濃度は酸素の実効G値に影響を及ぼすものではないと考える<sup>[2]</sup>。（第12図参照）

- ・沸騰・非沸騰については、沸騰状態では酸素の実効G値はほぼ0となる傾向がある。このことから、非沸騰状態での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える<sup>[2]</sup>。(第13図参照)
- ・温度については、温度が高いほど、再結合反応が促進されるため実効G値は小さくなる傾向がある。事故時には温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える<sup>[2][5]</sup>。(第14図参照)
- ・pHについては、中性環境下では酸素の実効G値は僅かに小さい傾向を示すが、その差は小さい。このため、中性条件下の試験で求めた電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることに問題はないと考える<sup>[2]</sup>。(第15図参照)

第4表では、シビアアクシデント環境下で発生し得る不純物の影響について評価を行い、G値への影響が軽微であることを確認している。

- ・金属イオン等 (Fe, Cu, B) については、よう素存在条件下において、金属イオン等 (Fe, Cu, B) が添加された場合の解析結果からは、実効G値への影響は見られない<sup>[2]</sup>。(第12図参照)
- ・ホウ酸については、水のpHに影響するが、pHの違いによる実効G値への影響は小さい<sup>[2]</sup>。
- ・コンクリートについては、安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けないので、放射線分解への影響は小さい。また、MCC I時にCO<sub>2</sub>が発生し水のpHに影響するが、pHの変化によるG値への影響は小さい<sup>[2][4]</sup>。
- ・有機物については、酸素を消費する反応に寄与し、実効G値を低減する<sup>[4]</sup>。(第16, 17図参照)

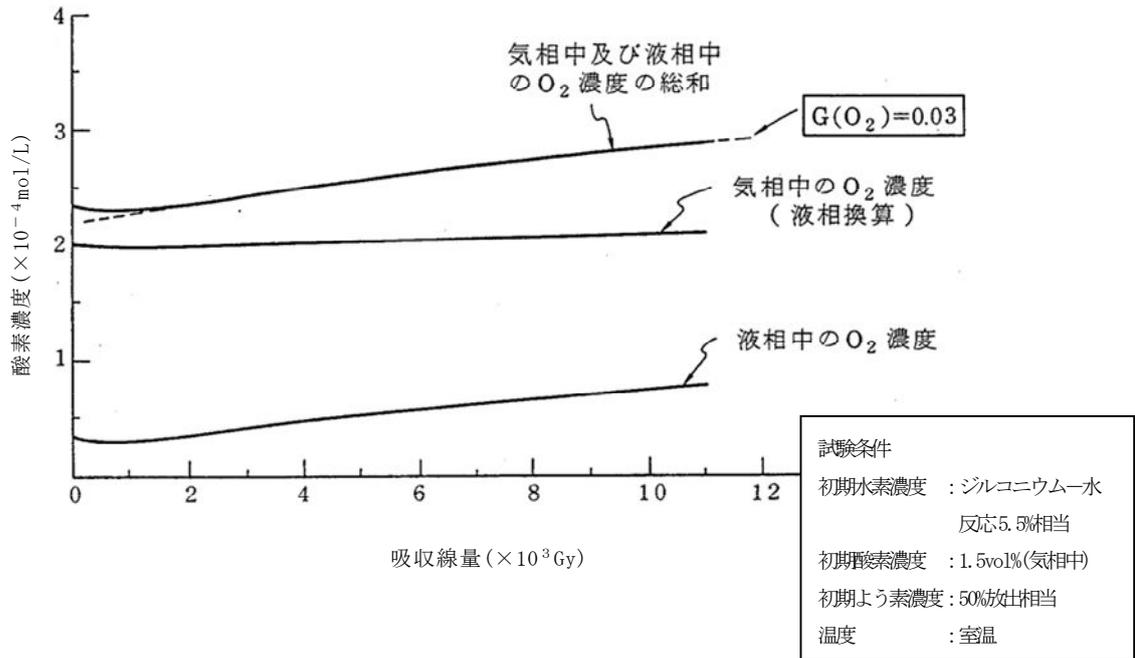
以上から、格納容器破損防止対策の有効性評価において、基本実験において評価したG値を用いることは妥当であると判断した。

第3表 各種パラメータが酸素の実効G値に与える影響

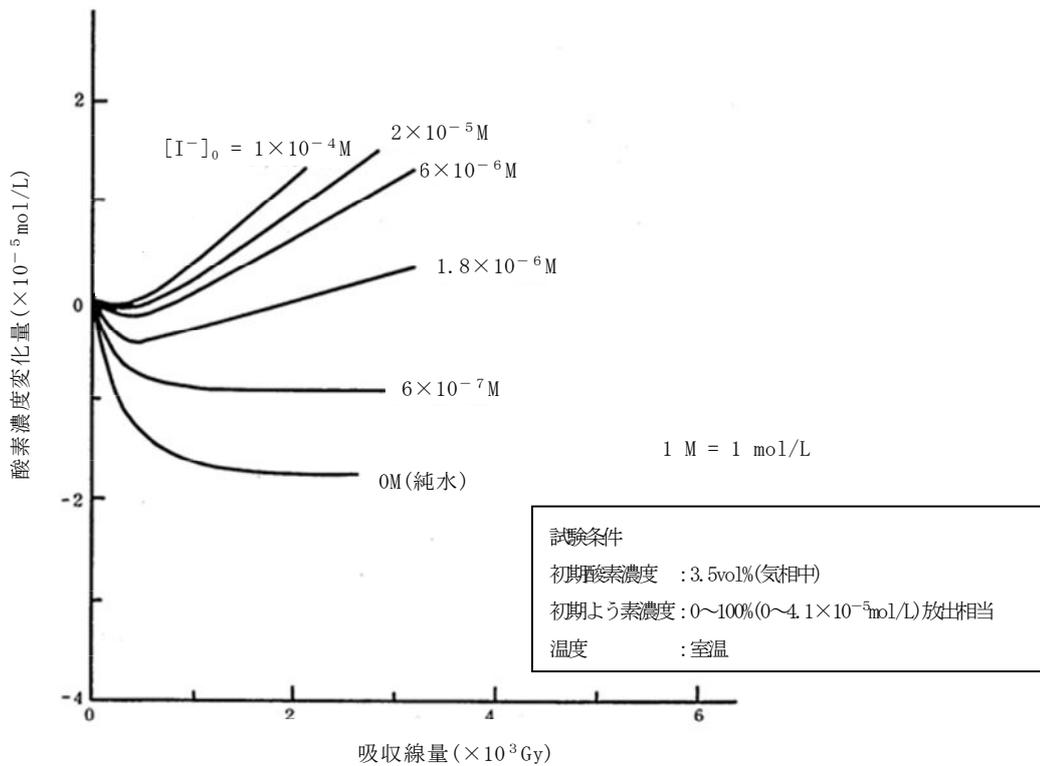
パラメータ	電共研の実験	有効性評価	酸素の実効G値への影響と保守性
吸収線量	~ $1 \times 10^4$ Gy	サプレッション・プールでの吸収線量は事象発生から約1.5時間後で $1 \times 10^4$ Gyを超える。	水素の実効G値は吸収線量が多いほど小さくなる傾向があり <sup>[2][5]</sup> 、酸素についても同様の傾向であることを確認している <sup>[2]</sup> 。酸素濃度の長期（7日間）の推移を見る観点では、事象進展を考えた上で事象発生から約1.5時間後の吸収線量に相当する $1 \times 10^4$ Gyで求めた実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。（第9図参照）
よう素放出割合	50% （立地審査指針における仮想事故条件を設定）	約64%	水素の実効G値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾向があり <sup>[2][6]</sup> 、酸素についても同様の傾向であることを確認している <sup>[2]</sup> 。しかしながら、第10図を参照すると、左記の程度の割合の相違であれば、G値（測定データの傾き）に大きな違いは現れないと考えられることから、有効性評価において、電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。
ジルコニウム-水反応割合（溶存水素濃度）	5.5%	約10.1%	水素の実効G値は溶存水素濃度が高いほど小さくなる傾向があり <sup>[2][4]</sup> 、酸素についても同様の傾向であることを確認している <sup>[2]</sup> 。このことから、ジルコニウム-水反応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。（第11図参照）
初期酸素濃度	1.5%	2.5%	少なくとも初期酸素濃度数vol%程度では、初期酸素濃度は酸素の実効G値に影響を及ぼすものではないと考える <sup>[2]</sup> 。（第12図参照）
沸騰・非沸騰	非沸騰状態	炉内：沸騰状態 サプレッション・プール：非沸騰状態	沸騰状態では酸素の実効G値はほぼ0となる傾向がある。このことから、非沸騰状態での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える <sup>[2]</sup> 。（第13図参照）
温度	室温	室温以上	温度が高いほど、再結合反応が促進されるため実効G値は小さくなる傾向がある。事故時には温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える <sup>[2][5]</sup> 。（第14図参照）
pH	中性	事故対応の中で変動する可能性がある。	中性環境下では酸素の実効G値は僅かに小さい傾向を示すが、その差は小さい。このため、中性条件下の試験で求めた電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることに問題はないと考える <sup>[2]</sup> 。（第15図参照）

第4表 よう素以外の不純物が酸素の実効G値に与える影響

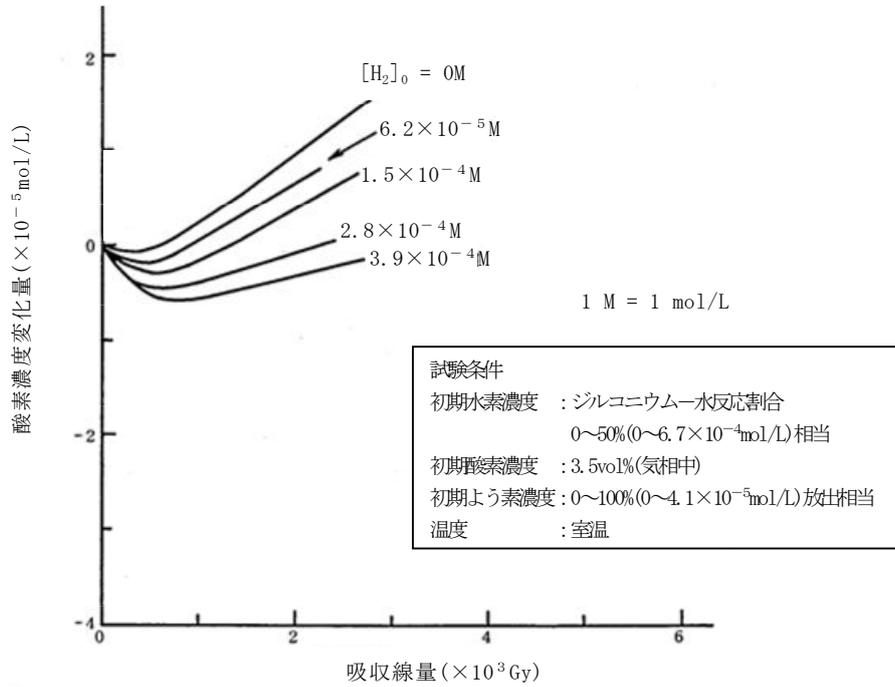
物質	発生原因	シビアアクシデント環境下における発生量	酸素の実効G値への影響
金属イオン等 (Fe, Cu, B)	炉内構造物 等	0~2ppm (TMI-2 事故時の冷却材中不純物濃度やBWRプラント通常運転時における金属濃度等の評価を参考に設定)	よう素存在条件下において、金属イオン等 (Fe, Cu, B) が添加された場合の解析結果からは、実効G値への影響は見られない <sup>[2]</sup> 。(第12 図参照)
ホウ酸	制御棒材の酸化, MCC I 時の化学反応	約 $1 \times 10^{-3}$ mol/L (格納容器内での想定発生量とサプレッション・プール液相体積から概算)	水の pH に影響するが、pH の違いによる実効G値への影響は小さい <sup>[2]</sup> 。
コンクリート	主成分の SiO <sub>2</sub> , CaO, Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , MgO などが MCC I 時に放出	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けない	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けないので、放射線分解への影響は小さい。また、MCC I 時に CO <sub>2</sub> が発生し水の pH に影響するが、pH の変化による G 値への影響は小さい <sup>[2][4]</sup> 。
有機物	電線被覆材などの熱分解や放射線分解	約 $1.1 \times 10^{-6}$ mol/L (格納容器内での想定発生量とサプレッション・プール液相体積から概算)	酸素を消費する反応に寄与し、実効G値を低減する <sup>[4]</sup> 。(第16, 17 図参照)



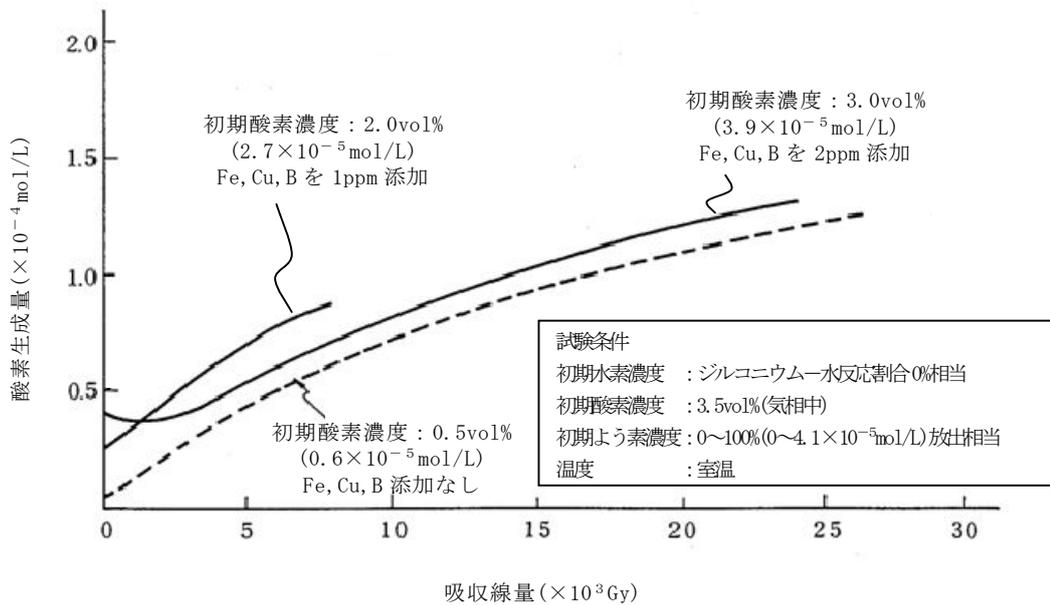
第9図 本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果



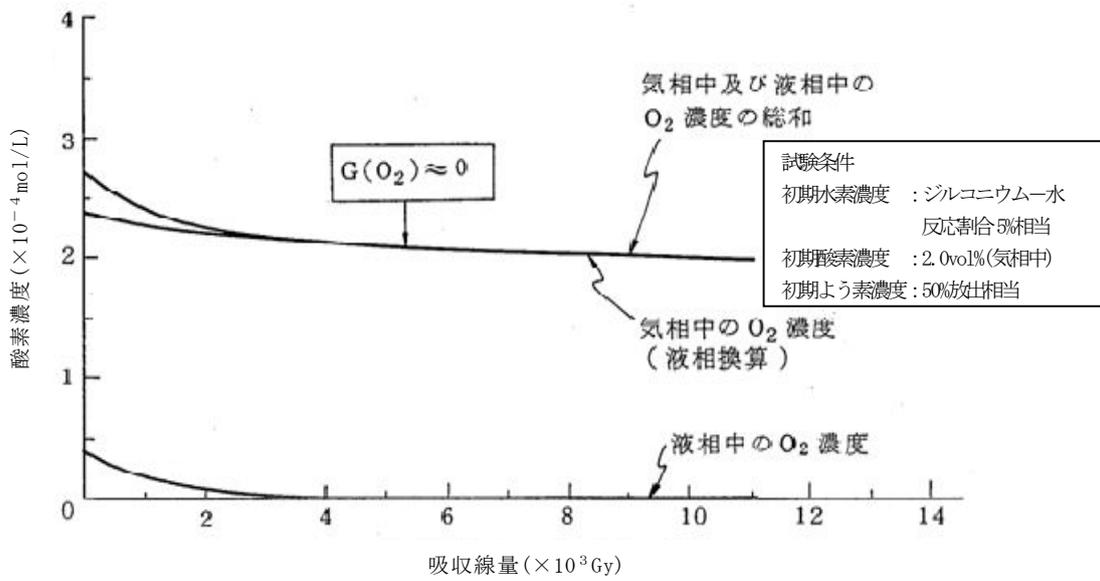
第10図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (よう素濃度を変化させた場合)



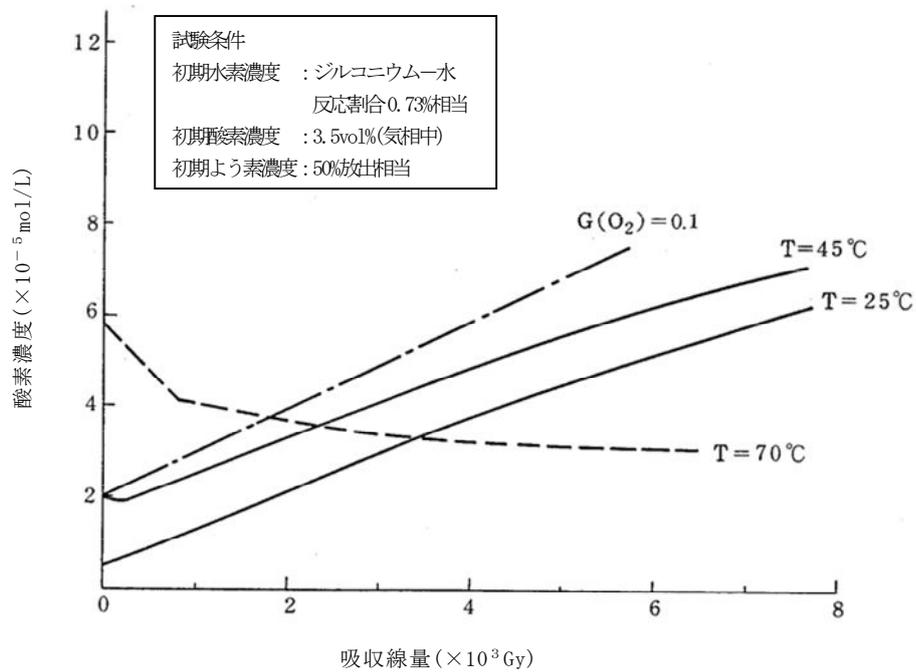
第 11 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (溶存水素濃度を変化させた場合)



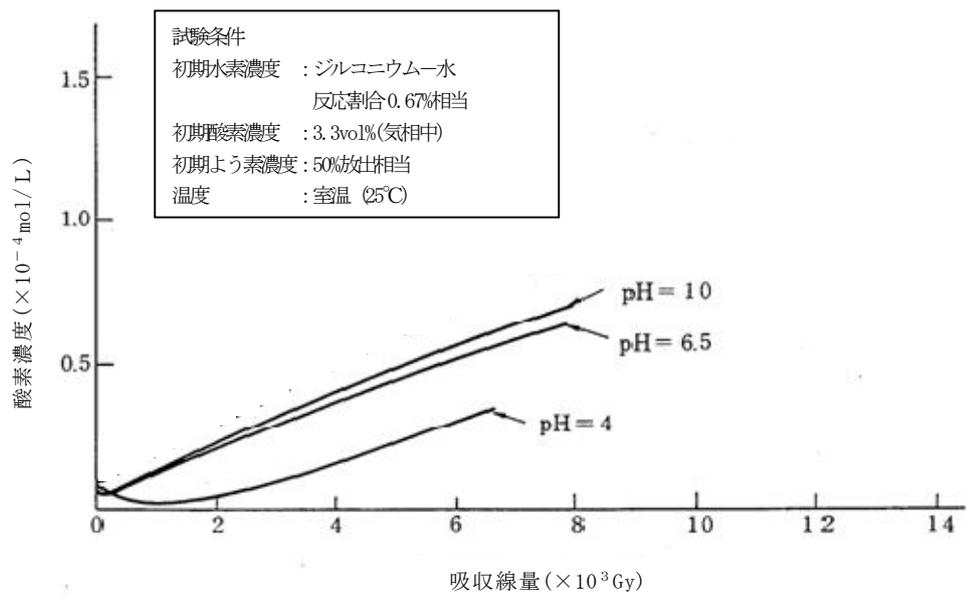
第 12 図 溶存酸素濃度及び不純物 (F e , C u , B ) の有無と吸収線量の関係  
(酸素濃度及び不純物 (F e , C u , B ) の添加量を変化させた場合)



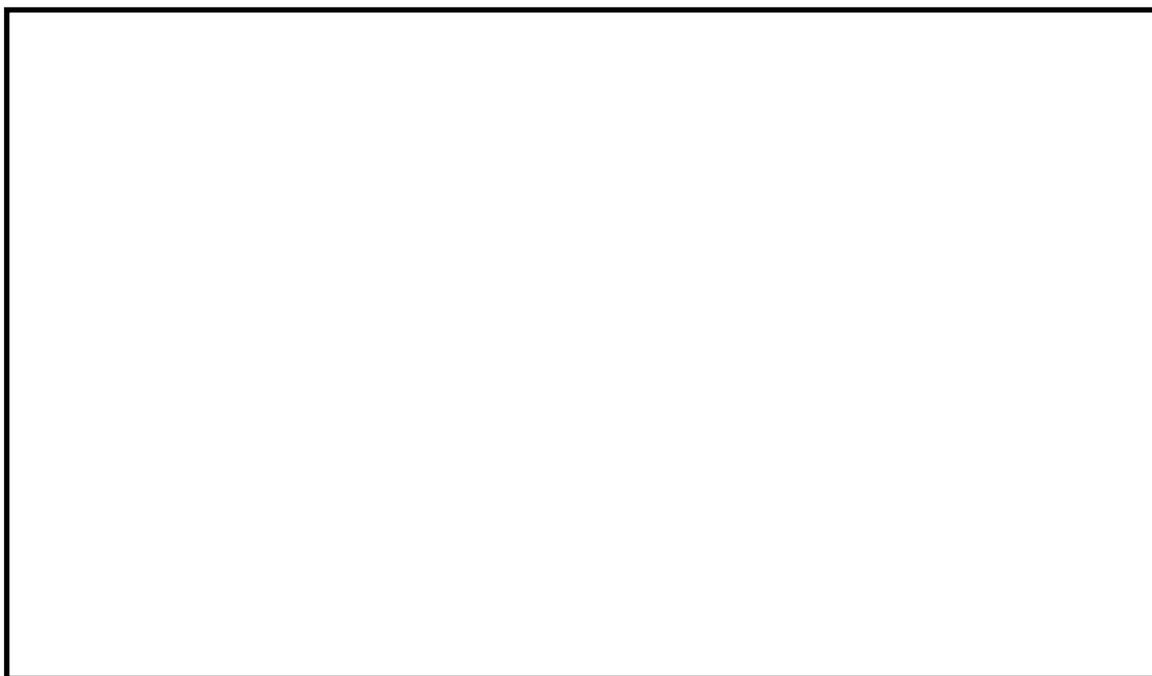
第 13 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (沸騰状態)



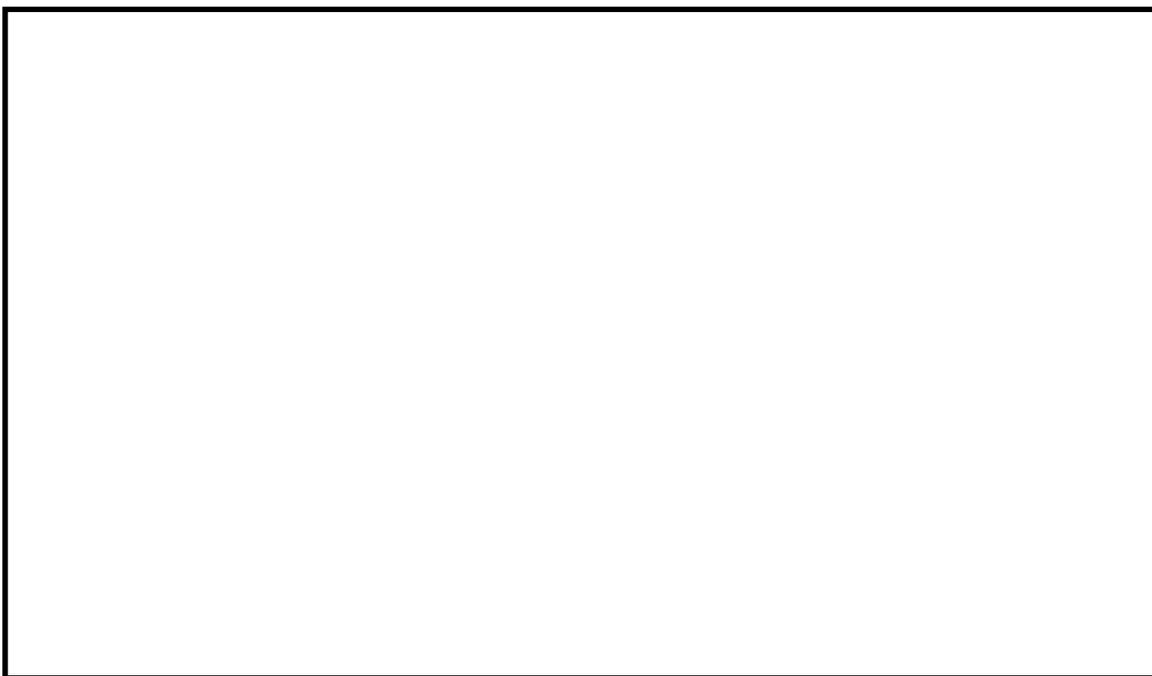
第 14 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (温度を変化させた場合)



第 15 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (pHを変化させた場合)



第 16 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係（エタノール添加なし）



第 17 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係（エタノール添加あり）

## 2.3 基本実験の妥当性に関する補足

基本実験では、研究を進める上での手法の妥当性を確認するため、実験結果に関係する過去の知見<sup>[5][6]</sup>との比較を行っている。また、この基本実験の結果から得られたG値は、可燃性ガス濃度制御系の性能確認に使用されている<sup>[3]</sup>。以下、基本実験と過去の知見との比較の概要について示す。

### (1) 実験方法について

基本実験では、純水に対する照射を行い、照射量と水素及び過酸化水素濃度について確認している。また、オークリッジ国立研究所（ORNL）においても純水に対する照射の実験が行われており、照射量と水素濃度の関係が報告されている<sup>[5]</sup>。これらの結果は、照射量に対する水素の生成割合が照射開始から徐々に低下する点で同等の傾向を示している。純水に対する照射試験について、基本実験及びORNLにおける実験の概要を第18図及び第19図、実験の結果を第20図及び第21図に示す。

基本実験では、上記の純水に対する照射を行った試験装置を用い、よう素や水素濃度を上昇させた条件での実験を行っている。このことから、照射及びこれに伴って生じる水素及び酸素の濃度を測定する点で、基本実験での実験方法は妥当なものとする。

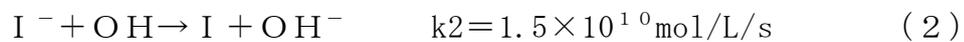
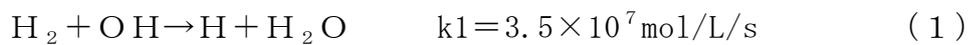
### (2) 添加物の影響とG値の増減

水中に添加された場合にG値に影響を及ぼすよう素と水素について、添加量とG値の変化の傾向について確認するとともに、過去の知見<sup>[6]</sup>と基本実験の実験結果の傾向が同様であることを確認している。

#### a. よう素を添加した場合

水中へのよう素の添加がG値を上昇させる側に作用することについて

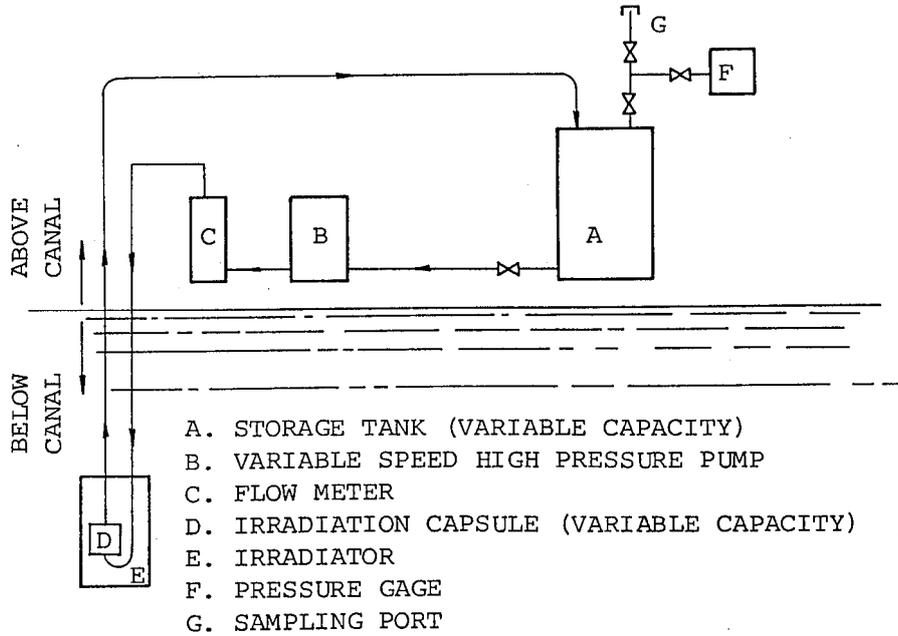
は、従来から知られていたものの<sup>[5]</sup>、基本実験では実験系内によう素を添加した場合についての添加量とG値の関係を確認している。傾向として、よう素の添加量が増加すると水素及び酸素共にG値は上昇する傾向を示している。また、この増加の要因は、式（1）の再結合反応が、式（2）のよう素がOHラジカルを還元する反応によって阻害されることによるものと考えられる。これは、式（2）の反応速度定数k<sub>2</sub>と式（1）の反応速度定数k<sub>1</sub>に大きな差があることから推定できる。



b. よう素及び水素を添加した場合

基本実験では、実験系内に水素を添加した場合についての添加量とG値の関係を確認している。傾向として、水素の添加量が増加すると水素及び酸素共にG値は低下する傾向を示している。水素のG値の傾向については、米国原子力規制委員会(NRC)によって反応モデルの作成及び評価が実施されており、よう素が添加されていても水素の添加量が増加するとG値は低下すると報告されている<sup>[6]</sup>。また、この低下の要因は、水素濃度の増加によって式（1）の再結合反応が促進されることで、水素及び酸素の発生割合が低下することによるものと考えられる。NRCにおける評価の結果を第22図に、基本実験における実験の結果を第23図に示す。

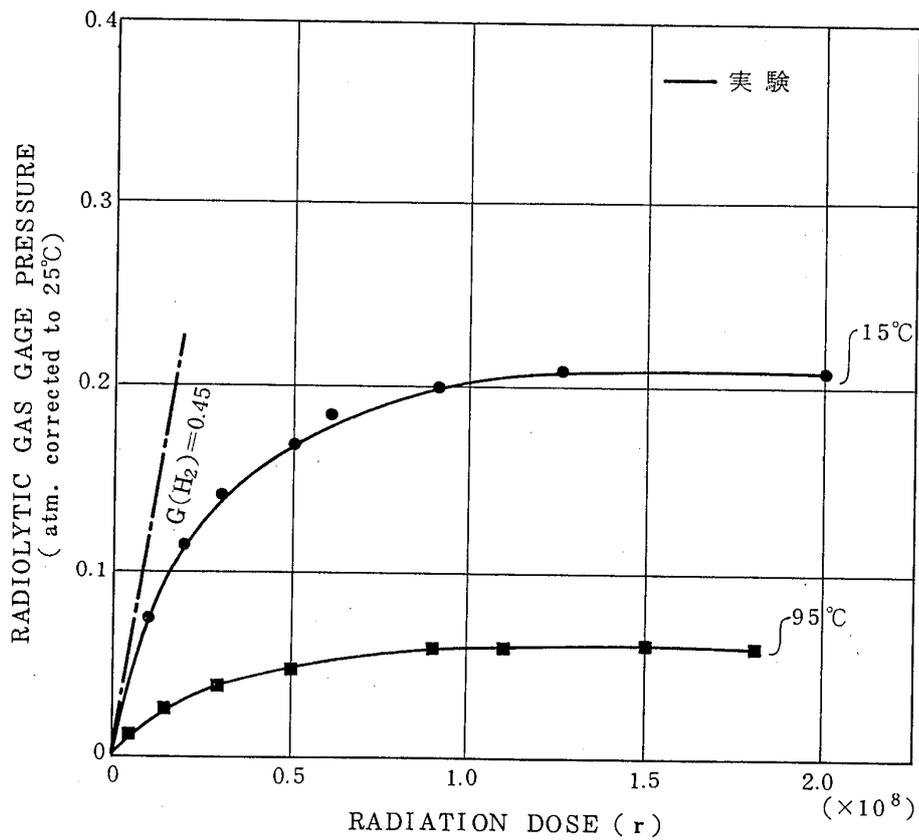
容積	カプセル液相	100cm <sup>3</sup>
	タンク気相	350cm <sup>3</sup>
	タンク液相	250cm <sup>3</sup>
循環流量		14cm <sup>3</sup> /min
初期温度 (実験パラメータ)		15°C, 95°C



第 18 図 ORNL による照射実験のループ



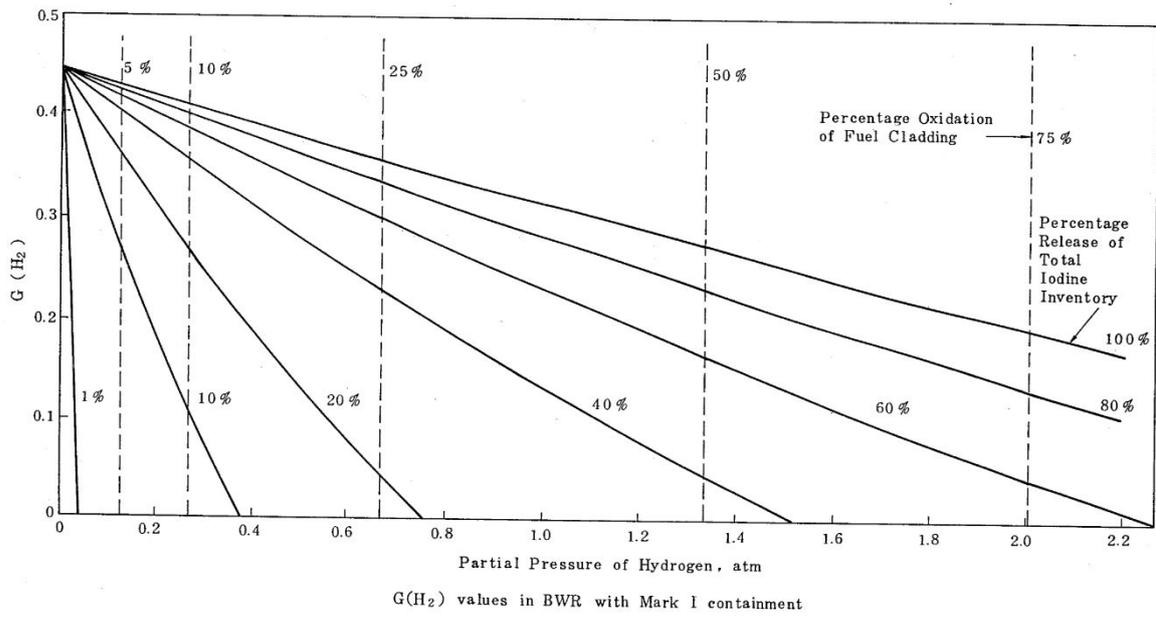
第 19 図 基本実験による純水照射の手順と実験で用いた容器の概略



第 20 図 ORNL による実験結果 (純水に対する照射)

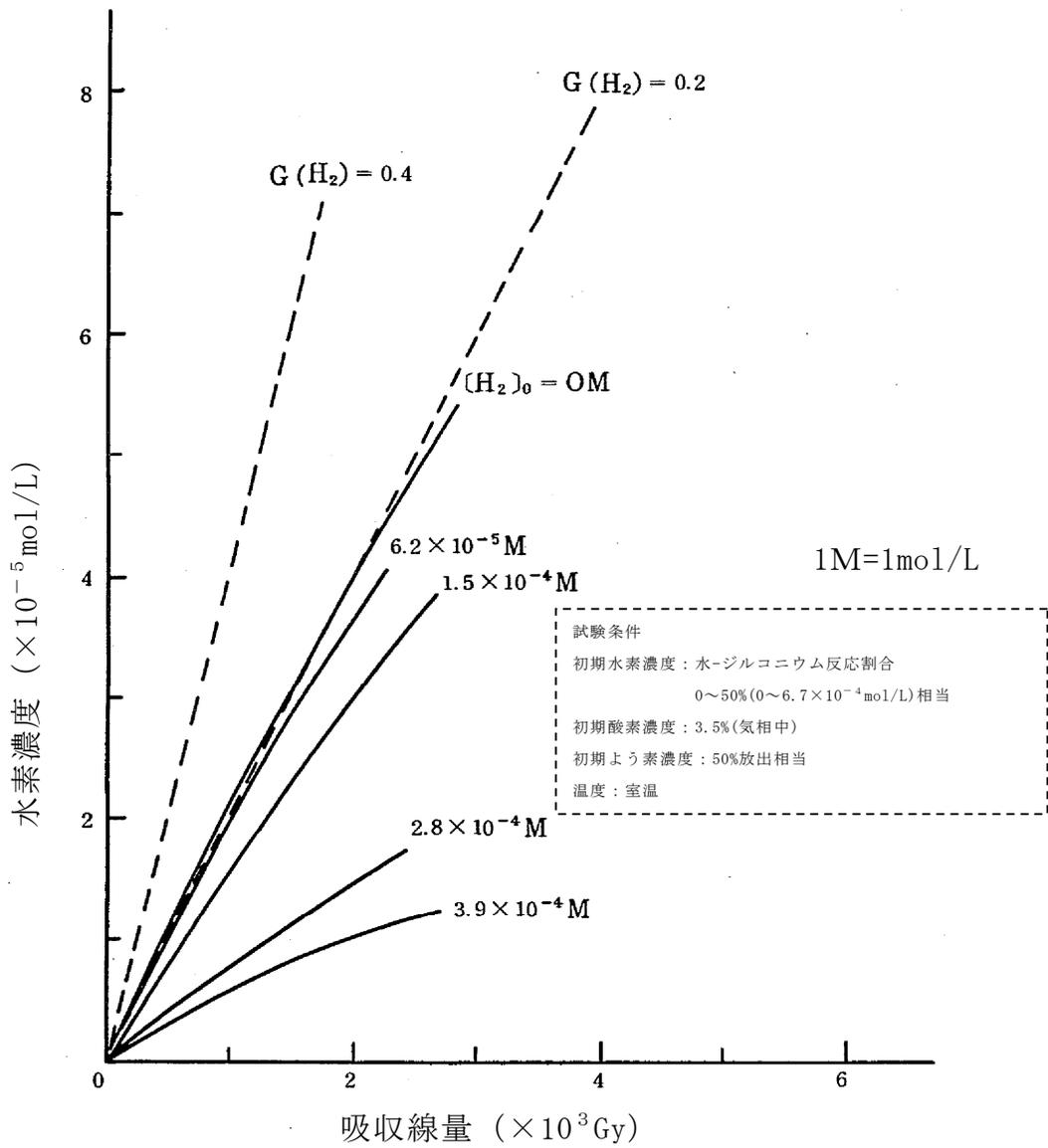


第 21 図 基本実験による実験結果 (純水に対する照射)



第 22 図 NRC による評価結果

(よう素及び水素の濃度と  $G(H_2)$  の変化)



第 23 図 基本実験による実験結果

(溶存水素濃度と吸収線量の関係 (溶存水素濃度を変化させた場合))

### 3. 電力共同研究「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」(追加実験)

#### 3.1 追加実験の概要

##### (1) 実験装置及び実験方法

追加実験では、常温から高温に至るケースについて試験を行うため、170℃(飽和蒸気圧 691kPa [gage]) までの試験が可能な照射容器を用いた。

実験に使用した装置を第 24 図に示す。装置は、照射容器、液相循環ライン、気相サンプリングライン、ガス注入ライン等から成る。照射容器はステンレス製で、容量は 2L である。照射容器内には 3 本のガス注入ラインが接続されており、水素、酸素、窒素ガスにより所定の初期水質に調整することができる。照射容器内の水はバンドヒーターにより所定の温度に昇温される。液相中の水はポンプにより循環される。液相循環ラインには溶存水素計 (DH 計)、溶存酸素計 (DO 計)、導電率計等が設置されている。試験水は冷却された後、DH 計、DO 計により、液相中の水素、酸素濃度を連続測定される。気相中のガスはポンプにより循環される。気相循環ラインにはガスクロマトグラフが設けられている。ガンマ線照射により発生したガスは冷却された後、ガスクロマトグラフで気相中の水素、酸素濃度をバッチ測定する。

全ての条件が定常状態に達した後、C o -60 ガンマ線源にて照射を開始し、DH 計、DO 計で液相の水素・酸素濃度を測定するとともに、ガスクロマトグラフでバッチサンプリングを行い気相中の水素・酸素濃度を測定した。

実験は、温度、沸騰の有無、初期水素濃度、酸素濃度を試験パラメータとして変化させ G 値の実測を実施した。

## (2) 試験条件及び実験結果

試験条件及び実験結果を第 5 表，第 25 図に示す。

沸騰している場合は水素・酸素の G 値が 0 であること，また，沸騰していない場合は試験条件により G 値に若干のばらつきがあることを確認した。

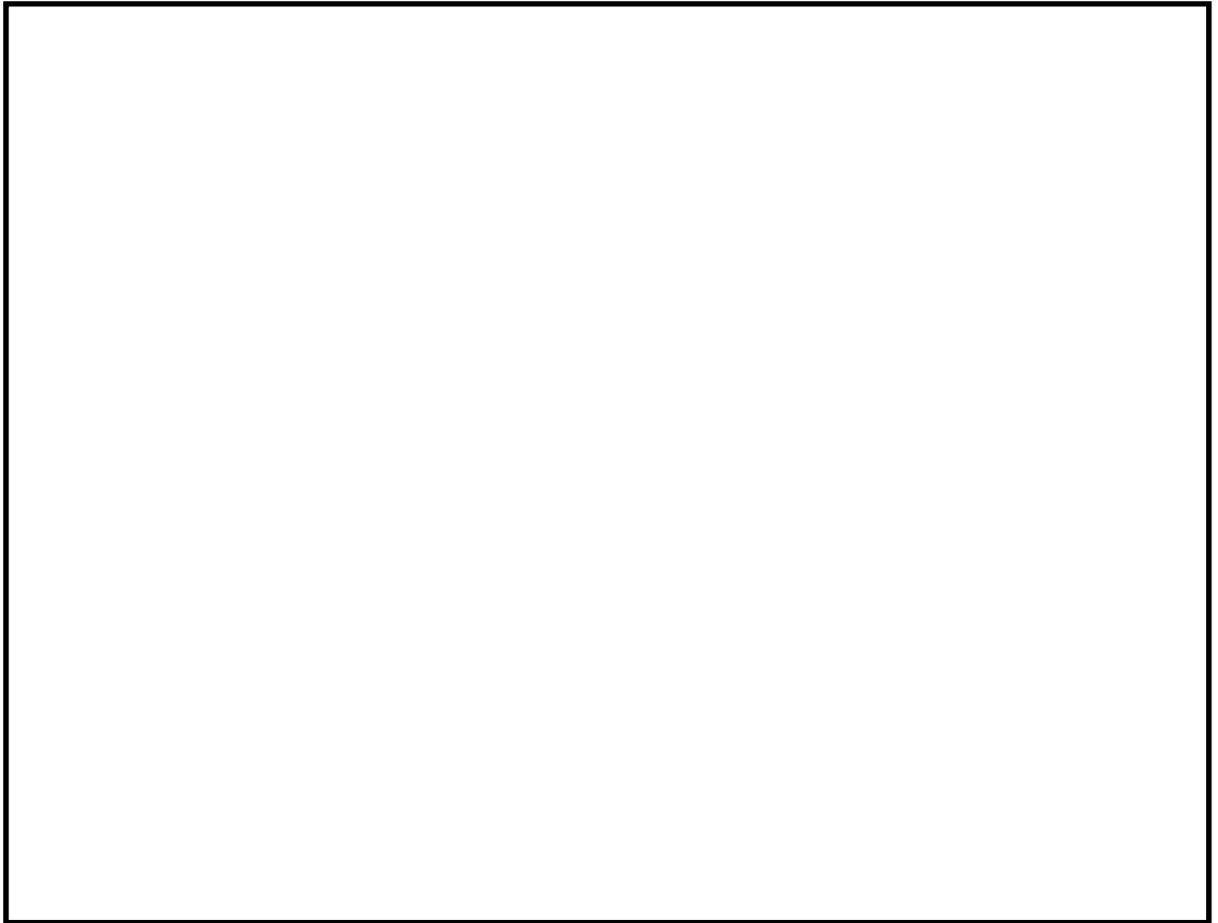
長期試験における吸収線量と水素・酸素の変化量の相関では，水素・酸素共にその増加量が吸収線量の増加と共に飽和する傾向を確認できた。吸収線量  $1 \times 10^4 \text{Gy}$  における実効 G 値は，水素：0.036，酸素：0.023 であり，基本実験と同程度であった。

### 3.2 実験から得られた知見

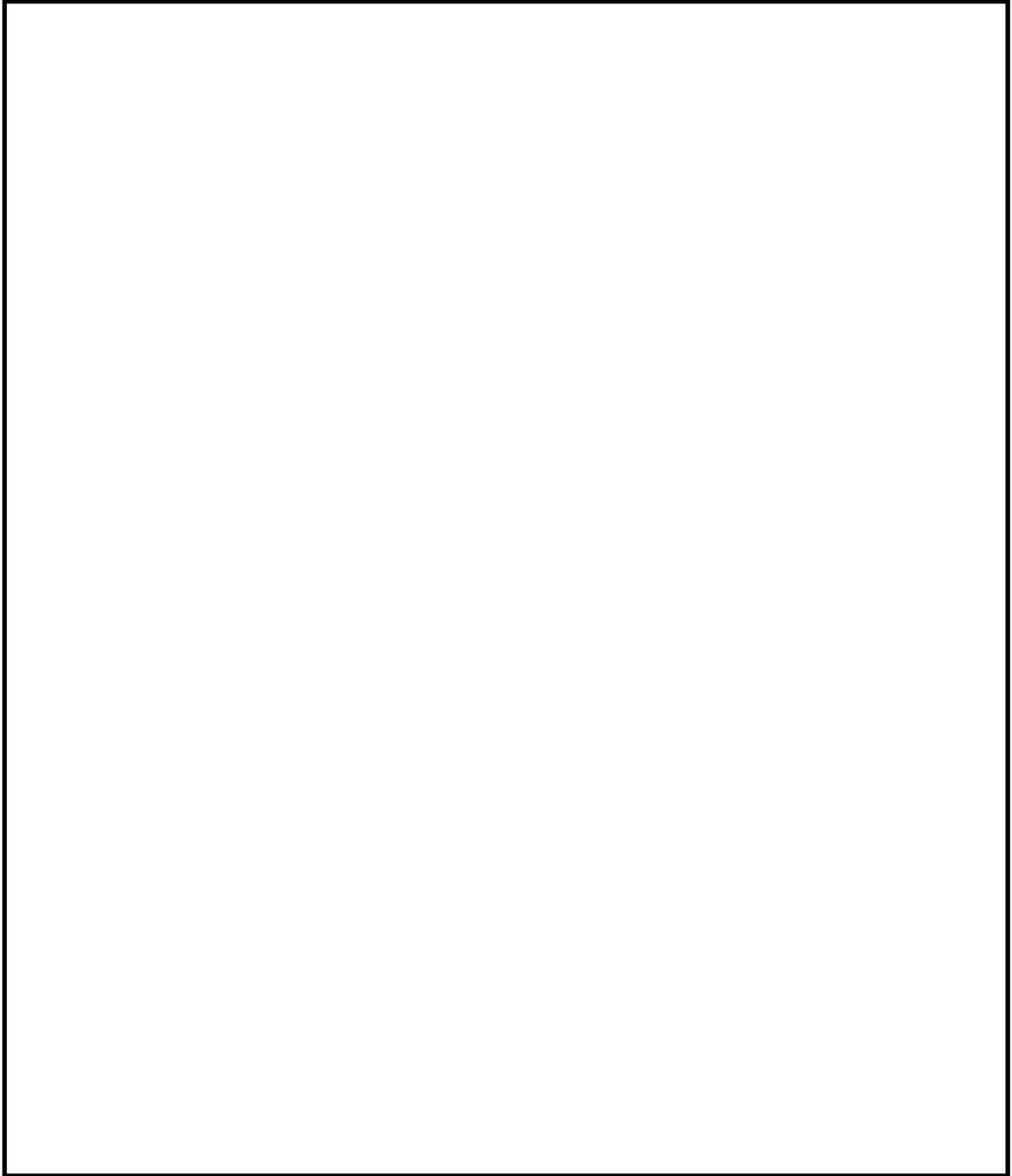
基本実験と追加実験は，異なる実験装置，異なる実験実施者によって行われたが，追加実験により同程度の実効 G 値が確認できたことから，実効 G 値の有する不確かさは小さいと考える。また，水素・酸素の増加量が吸収線量の増加と共に飽和する点で同様の傾向を確認できたことから，実効 G 値を事象発生初期（1.5 時間後）の吸収線量から定めることは，事象発生から 168 時間後までを評価する本事象に適用する上で保守的な設定と考える。よって，前回の実験結果をもとに有効性評価を用いる実効 G 値を定めていること及び長期試験の結果を踏まえて， $1 \times 10^4 \text{Gy}$  における G 値を用いるのは妥当と考える。

第 5 表 試験条件及び実験結果

試験 ケース	試験条件				実験結果			
	温度 [°C]	沸騰	M-W反応 割合 [%]	酸素濃度 [vol%]	よう素 放出 [%]	吸収線量 [Gy]	水素 G値	酸素 G値
①								
①'								
②								
③								
④								
⑤								
⑥								
⑦								
⑧								



第 24 図 実験装置の概要



第 25 図 実験結果：水素・酸素の変化量と吸収線量の関係

(①及び①' の G 値)

#### 4. 参考文献

- [1] Regulatory Guide 1.7 (Rev.2 Nov.1978) Control of Combustible Gas Concentrations In Containment Following A Loss-of-Coolant Accident.
- [2] 「事故時放射線分解に関する研究」 BWR 電力共同研究 昭和 63 年 3 月
- [3] 「沸騰水型原子力発電所 可燃性ガス濃度制御について」(株式会社東芝, TLR0002A 改訂 3, 平成 10 年 2 月)
- [4] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」 BWR 電力共同研究 平成 12 年 3 月
- [5] Zittel, H. E., “Boiling water reactor accident radiolysis studies”, ORNL-TM-2412 Part VIII (1970).
- [6] Parczewski, K. I., et. al., “Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWRs”, U.S. NRC Joint ANS/AMSE Conference, Aug. (1984).

(参考) その他の文献における実効G値に関する報告

勝村による報告<sup>[1]</sup>では、平成23年3月15日に発生した福島第一原子力発電所4号機の水素爆発の原因を探るため、沸騰水及び海水注入下での水素のG値を実験で測定している。

この実験では、沸騰した純水からはG値0.24相当の水素の発生を検出し、沸騰した3.5%食塩水（海水相当）からはG値0.54<sup>\*</sup>相当の水素発生を検出したと報告されており、いずれも東海第二発電所の有効性評価「水素燃焼」で使用している水素のG値0.06と比べて大きな値となっている。

本報告では酸素のG値に関しては論じられていないが、仮に水素のG値と同様に酸素も高いG値で発生したとしても、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至る恐れがある場合には、格納容器圧力逃がし装置によって格納容器内の気体を環境中に排出し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減することができることから、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至ることはない。

※：水の放射線分解によるG値は、分解初期（初期G値0.45）の後の再結合（水素とOHラジカル）により初期G値を理論的に超えないにも関わらず、G値0.54の水素発生が検出されているが、この原因については、水蒸気凝縮によって水素濃度が高めに測定されたためと考察している。

[1] 勝村庸介，“福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎 —沸騰水のラジオリシスと水素濃縮—”，放射線化学 第92号，(2011)。

解析コード及び解析条件の不確かさの影響について

第1表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響

項目		解析条件（初期条件，事故条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	初期酸素濃度	2.5vol%	約1vol%～ 約2vol%	保安規定の運転上の制限における上限として設定	最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シナリオにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるため、格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シナリオにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
事故条件	炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量	全炉心内のジルコニウム量の約10.1%が水と反応して発生する水素量	事象進展による	解析コードMAAPによる評価結果	最確条件とした場合は、水素発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シナリオにおいては、水素発生量を操作開始の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。	最確条件とした場合は、水素発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、運転員等操作である低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するため、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作時間が早まる場合について感度解析を行い、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認した。  (添付資料3.4.5)
	金属腐食等による水素発生量	考慮しない	考慮する	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定	最確条件とした場合は、水素発生量が増加するため、本評価事故シナリオにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるため、格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合は、水素発生量が増加するため、本評価事故シナリオにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合	水素： 0.06分子/100eV 酸素： 0.03分子/100eV	水素： 0.06分子/100eV 酸素： 0.03分子/100eV	重大事故時における格納容器内の条件を考慮して設定	G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用し、格納容器内の気体を排出する必要があるが、ベント開始までの時間は事象発生から約26.4時間後の操作であり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。  (添付資料3.4.4)	G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用し、格納容器内の気体を排出することで可燃領域の到達を防止することが可能であり、評価項目となるパラメータに与える影響はない。  (添付資料3.4.4)

## G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響について

## 1. はじめに

今回の評価では、電力共同研究<sup>[1][2]</sup>の成果を踏まえ、水の放射線分解における水素及び酸素のG値を  $G(\text{H}_2)=0.06$ ,  $G(\text{O}_2)=0.03$  としている。今回の評価で用いたG値は、過去の複数回の実験によって測定した値であり、重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値と考えるが、実験においてもG値にはばらつきが確認されたこと及び事故時の格納容器内の環境には不確かさがあることを考慮すると、G値については不確かさを考慮した取扱いが特に重要となる。

実際の事故対応において、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合、事象発生から7日が経過する前に酸素濃度が4.3vol%を上回る可能性が考えられる。ここでは、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合を想定し、酸素濃度の上昇速度の変化が評価結果及び事故対応に与える影響を確認した。

なお、炉心損傷を伴う事故シーケンスでは、原子炉水位の低下や損傷炉心への注水により多量の水蒸気が発生するため、基本的に格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。ただし、水素燃焼による爆轟の可能性の有無は、保守的にドライ条件における気相濃度によって判断する。

## 2. 評価条件

第3.4-3図から第3.4-6図に示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）の評価条件に対する変更点は以下のとおり。その他の評価条件は、ベースケースと同等である。

- ・水の放射線分解における水素及び酸素のG値を，沸騰状態においては  $G(H_2)=0.4$ ， $G(O_2)=0.2$ ，非沸騰状態においては  $G(H_2)=0.25$ ， $G(O_2)=0.125$  とする。この値は，設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値であり，設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有する値である。設計基準事故環境下に比べ，重大事故環境下ではG値が低下する傾向にあることから，重大事故環境下におけるG値の不確かさとして考慮するには十分に保守的な値である。
- ・事象発生から7日が経過する前に，水素濃度及び酸素濃度がともに可燃限界を上回るため，格納容器圧力逃がし装置によって格納容器内の気体を環境中に排出し，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する。
- ・格納容器内への窒素注入手順としては，格納容器バウンダリの健全性に対する裕度の確保及び格納容器漏えいの影響を考慮し，格納容器圧力310kPa[gage] (1Pd) までの注入を基本とするが，本感度解析のように1Pdまで窒素を注入しても早期の格納容器ベント（事故後7日以内を想定）に至る場合には，465kPa[gage] (1.5Pd) までの追加の窒素注入を実施することで，可能な限り格納容器ベント遅延させ，環境への影響を低減させることとする。ベースケースと感度解析ケースの窒素注入条件を第1表及び第2表に示す。

第1表 重大事故相当のG値を想定した場合（ベースケース）の窒素注入条件

時間		窒素注入条件
①	PCV 酸素 4.0vol%（ドライ条件）到達	S/C への窒素注入（窒素 198Nm <sup>3</sup> /h，酸素 2Nm <sup>3</sup> /h）を開始
②	PCV 圧力 310kPa[gage]到達	S/C への窒素注入を停止

※ PCV：格納容器，S/C：サプレッション・チェンバ，D/W：ドライウェル

第 2 表 設計基準事故相当の G 値を想定した場合  
(感度解析ケース) の窒素注入条件

時間		窒素注入条件
①	PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達	S/C への窒素注入 (窒素 198Nm <sup>3</sup> /h, 酸素 2Nm <sup>3</sup> /h) を開始
②	酸素濃度が上昇傾向 (解析上は①実施の 30 分後)	S/C への窒素注入は継続したまま, 追加で D/W への窒素注入 (窒素 198m <sup>3</sup> /h, 酸素 2m <sup>3</sup> /h) を開始 (合計で窒素 396Nm <sup>3</sup> /h, 酸素 4Nm <sup>3</sup> /h を格納容器内に注入)
③	PCV 圧力 310kPa[gage]到達	S/C 及び D/W への窒素注入を停止
④	PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達	S/C への窒素注入 (窒素 198Nm <sup>3</sup> /h, 酸素 2Nm <sup>3</sup> /h) を開始
⑤	酸素濃度が上昇傾向 (解析上は④実施の 30 分後)	S/C への窒素注入は継続したまま, 追加で D/W への窒素注入 (窒素 198m <sup>3</sup> /h, 酸素 2m <sup>3</sup> /h) を開始 (合計で窒素 396Nm <sup>3</sup> /h, 酸素 4Nm <sup>3</sup> /h を格納容器内に注入)
⑥	PCV 圧力 465kPa[gage]到達	S/C 及び D/W への窒素注入を停止

※ PCV : 格納容器, S/C : サプレッション・チェンバ, D/W : ドライウエル

### 3. 評価結果

評価結果を第 1 図から第 4 図, 評価結果のまとめを第 3 表に示す。

第 3 図及び第 4 図に示すとおり, 事象発生約 21 時間後に酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達するため, サプレッション・チェンバへの窒素注入を開始する。しかし, 酸素濃度の上昇が継続することから, ドライウエルへの窒素注入を追加することで, 酸素濃度の上昇が抑制される。

事象発生約 49 時間後に格納容器圧力が 310kPa[gage]に到達し, 窒素注入を停止するが, 酸素濃度が再度 4.0vol% (ドライ条件) に到達するため, 事象発生約 54 時間後にサプレッション・チェンバへの窒素注入を再開し, 酸素濃度の上昇継続を受けてドライウエルへの窒素注入も再開する。

その後, 事象発生約 88 時間後に格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達するため, 窒素注入を停止し, 事象発生約 122 時間後に酸素濃度が 4.3vol% (ドライ条件) に到達した時点で, サプレッション・チェンバを經由したベント

を実施する。これにより、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は大幅に低下し、水素濃度及び酸素濃度は可燃限界未満に抑制される。

#### 4. まとめ

何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合の評価結果への影響を確認した結果、評価項目となる酸素濃度は、事象発生から7日が経過する前に4.3vol%に到達するが、格納容器圧力逃がし装置による環境中への格納容器内の気体の排出によって水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に抑制できることを確認した。

今回の感度解析に用いたG値は十分に保守的と考えられる値を用いたことから、仮に事故に至った場合でも、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇速度は今回の感度解析の結果を十分下回るものと考えられるが、仮に酸素濃度の上昇速度が今回の感度解析の結果のとおりであっても、格納容器圧力逃がし装置による環境中への格納容器内の気体の排出までには約122時間の時間余裕があることを確認した。

格納容器圧力逃がし装置による対応が生じる場合、その対応フローは大破断LOCA後に代替循環冷却系を使用できない場合において、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作の前に可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作を実施する流れとなり、前述のケースよりも格納容器圧力逃がし装置による環境中への格納容器内の気体の排出までの時間余裕が確保されること、格納容器内への窒素注入操作を実施する要員については他作業と重複していないことから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能と考えられる。環境中に放出される核分裂生成物（Cs-137）の観点でも、大破断LOCA後により短い時間（事象発生から約19時間）で格納容器圧力逃がし装置による排出を実施する場合について評価し、

評価項目である 100TBq を十分に下回ることを確認していることから、格納容器圧力逃がし装置による対応は可能と考える。

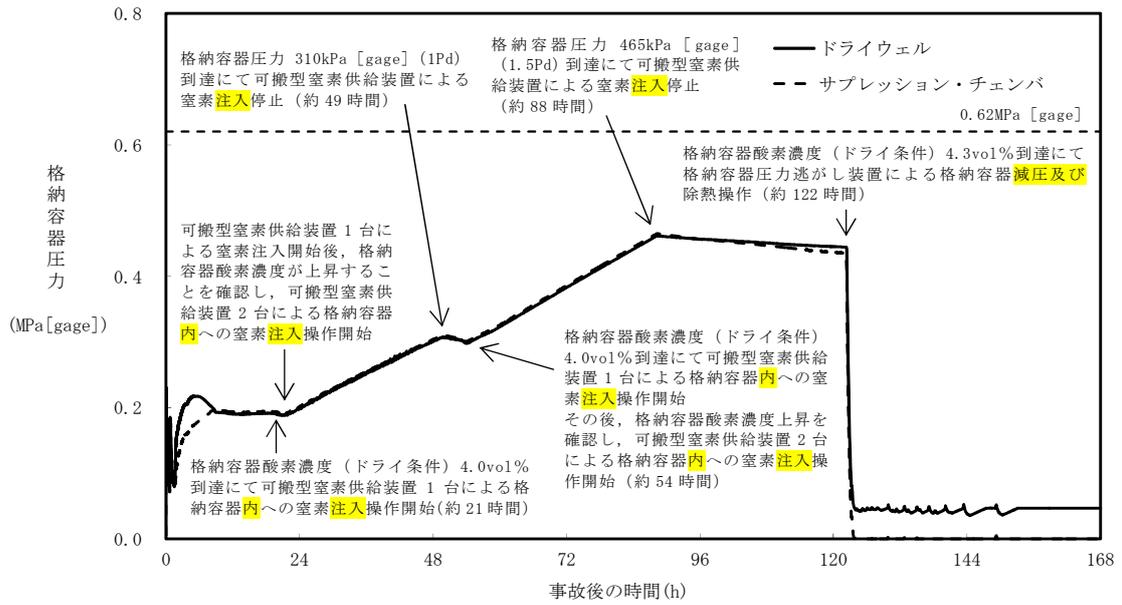
## 5. 参考文献

[1]「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」(BWR 電力共同研究, 平成 12 年 3 月)

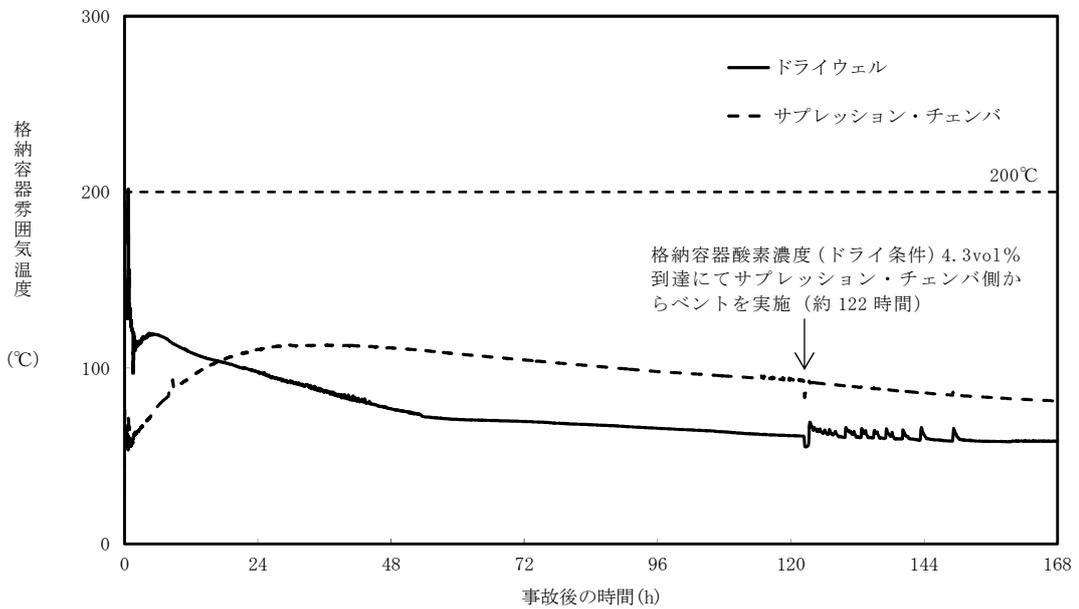
[2]「事故時放射線分解に関する研究」(BWR 電力共同研究, 昭和 63 年 3 月)

第 1 表 G 値の変更に伴う評価項目への影響 (ドライ条件)

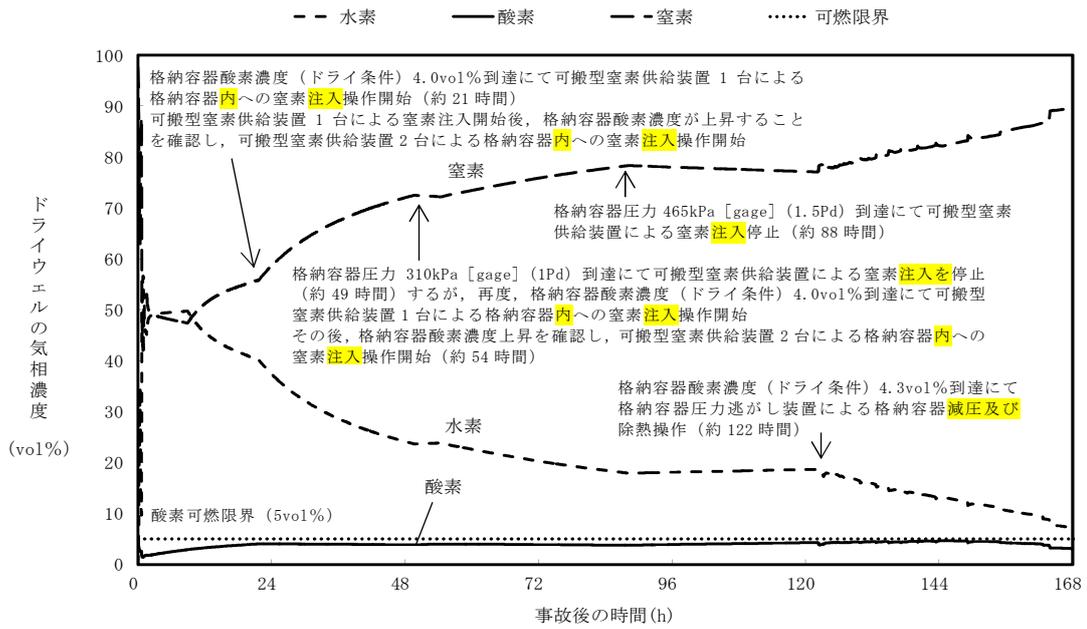
項目	感度解析 ( $G(H_2)=0.4$ , $G(O_2)=0.2$ )	ベースケース ( $G(H_2)=0.06$ , $G(O_2)=0.03$ )	評価項目
酸素濃度 最大値 (ドライウエル)	事象発生から約 122 時間後に、ドライウエルにおいて 4.3% に到達するため、約 122 時間時点でのサプレッション・チェンバを経由したベント実施によって、ドライウエル及びサプレッション・チェンバともに 5vol% 未満に維持できる	約 2.8vol% (約 107 時間)	5vol% 未満
酸素濃度 最大値 (サプレッション・ チェンバ)		約 4.0vol% (約 84 時間)	



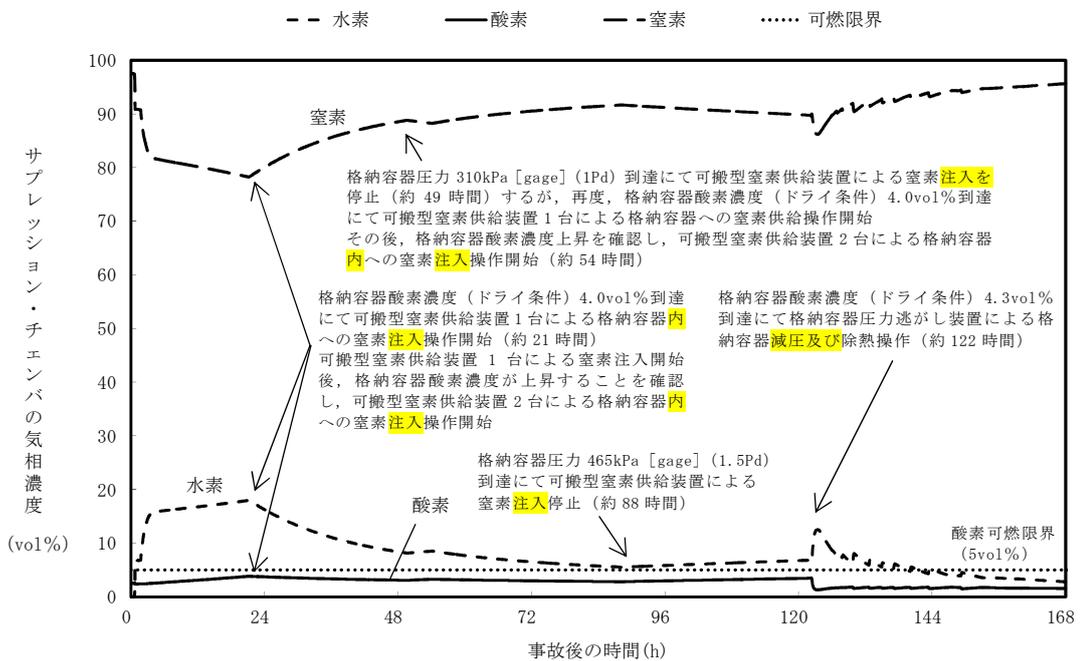
第 1 図 格納容器圧力の推移



第 2 図 格納容器雰囲気温度の推移



第 3 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第 4 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

## 原子炉注水開始時間の評価結果への影響について

## 1. はじめに

今回の評価では、運転操作手順書等を踏まえ、原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から 25 分後としている。実際の事故対応においては、原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる可能性も想定される。水素燃焼のリスクの観点では、ジルコニウム-水反応による水素発生量が抑制され、相対的に酸素濃度が高くなることで水素濃度及び酸素濃度がともに可燃領域に至る可能性が考えられる。一方で、注水時点の炉心の状態によっては、ジルコニウム-水反応が促進され、水素発生量が増加する場合も考えられる。この場合には、増加した水素によって相対的に酸素濃度が低下すると考えられる。

ここでは、原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる場合を想定し、原子炉圧力容器への注水開始時刻が評価結果に与える影響を確認した。

## 2. 評価条件

ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。その他の評価条件は、ベースケースと同等である。

## (1) 感度解析 1 (注水開始時刻が早まる場合)

- ・原子炉圧力容器への注水開始時刻をベースケースより 10 分早くし、事象発生から 15 分後とした。また、代替循環冷却系による格納容器除熱開始時刻をベースケースより 10 分早くし、事象発生から 80 分後とした。15 分は、今後のさらなる事故対応能力の改善等を見据えて設定した値である。

## (2) 感度解析 2 (注水開始時刻が遅れる場合)

- ・原子炉圧力容器への注水開始時刻をベースケースから 25 分遅延することとし、事象発生から 50 分後とした。また、代替循環冷却系による格納容器除熱開始時刻をベースケースより 25 分遅延することとし、事象発生から 115 分後とした。25 分は、原子炉圧力容器への注水が遅れたとしても、熔融炉心が炉心プレナム下部に移行しない時間であることを確認し、設定した値である。

### 3. 評価結果

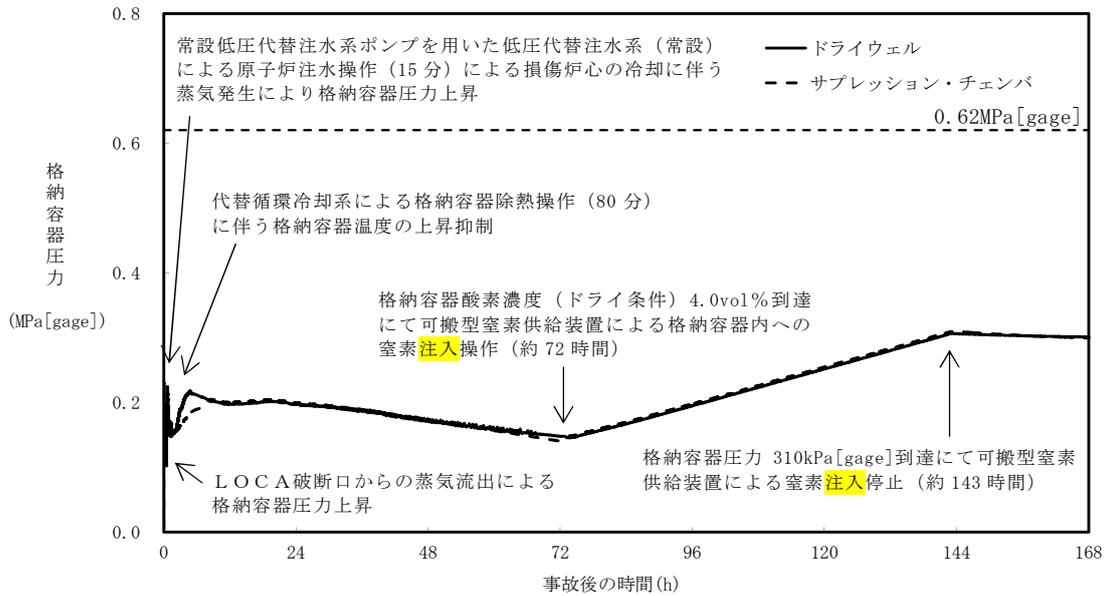
評価結果を第 1 図から第 8 図に示す。また、評価結果のまとめを第 1 表に示す。各パラメータの推移はベースケースとほぼ同等となり、事象発生から 7 日後の酸素濃度も 5vol%未満となった。

### 4. まとめ

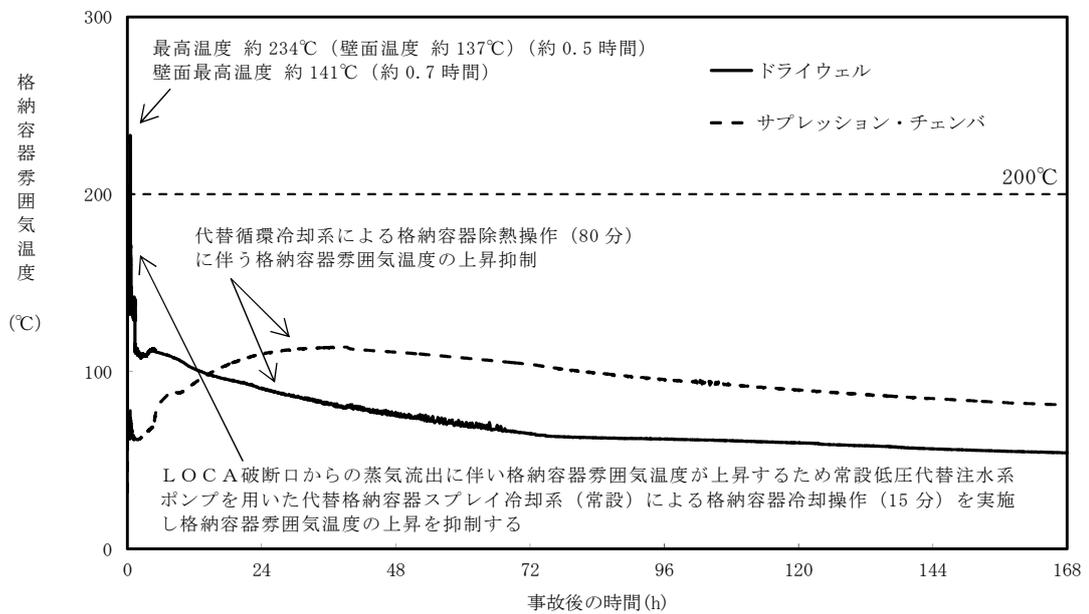
原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れることによる評価結果への影響を確認した結果、評価項目となるパラメータである酸素濃度は、ベースケースと同等となった。このことから、実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まった又は遅れる場合においても、水素燃焼のリスクの観点での事故対応への影響はない。

第1表 原子炉压力容器への注水開始時刻の変更に伴う評価項目への影響

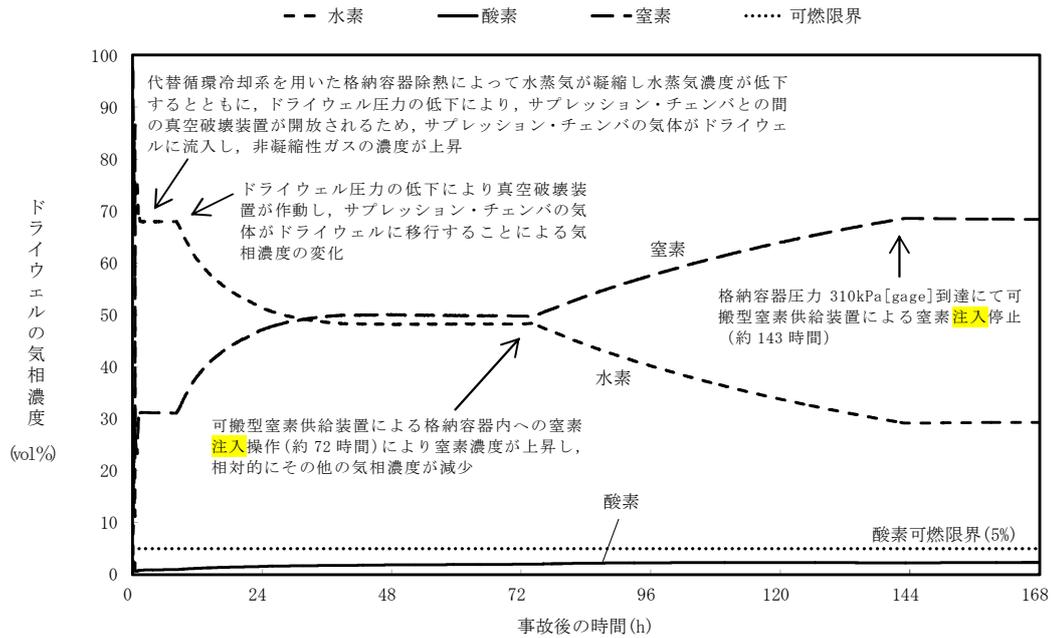
項目	原子炉压力容器への注水開始時刻			評価項目
	感度解析1 (事象発生から15分後)	感度解析2 (事象発生から50分後)	ベースケース (事象発生から25分後)	
全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合	約 15.3%	約 7.6%	約 10.1%	—
ジルコニウム-水反応による水素発生量	約 481kg	約 272kg	約 325kg	
酸素濃度 (ドライウエル)	約 2.7vol% (約 0.1 時間)	約 2.8vol% (約 76 時間)	約 2.8vol% (約 106 時間)	5vol% 未満
酸素濃度 (サプレッション・チェンバ)	約 4.0vol% (約 72 時間)	約 4.0vol% (約 58 時間)	約 4.0vol% (約 84 時間)	



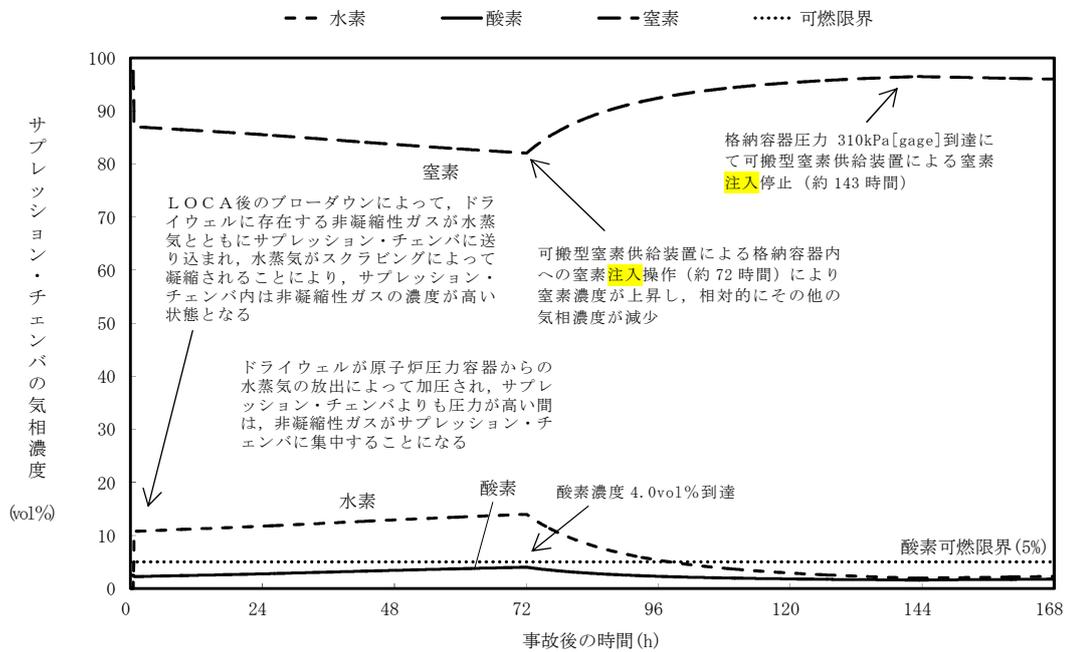
第1図 格納容器圧力の推移（感度解析1）



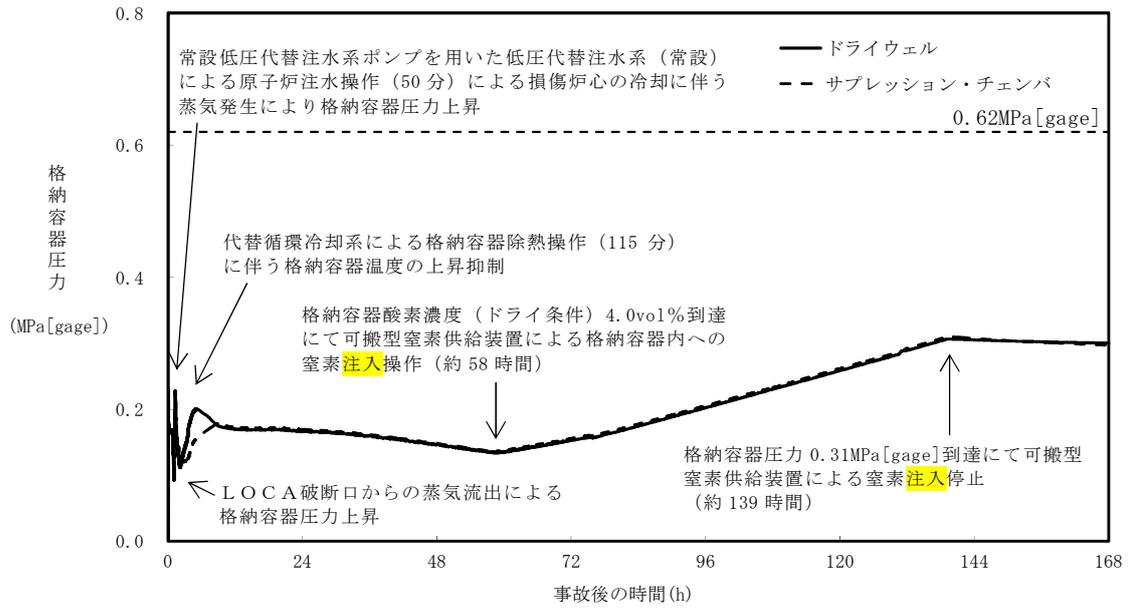
第2図 格納容器温度の推移（感度解析1）



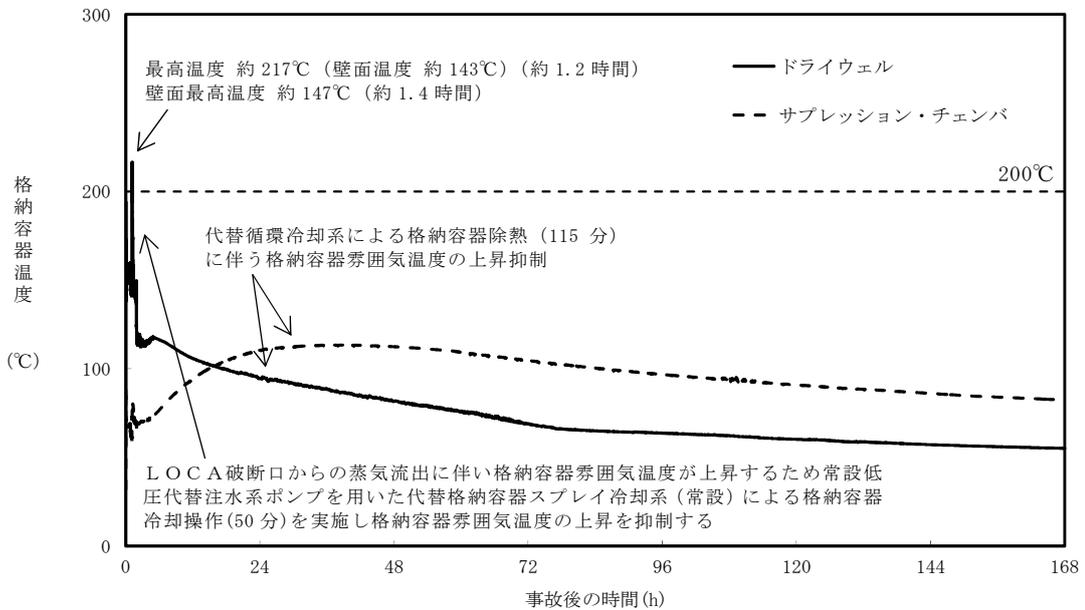
第3図 ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）（感度解析1）



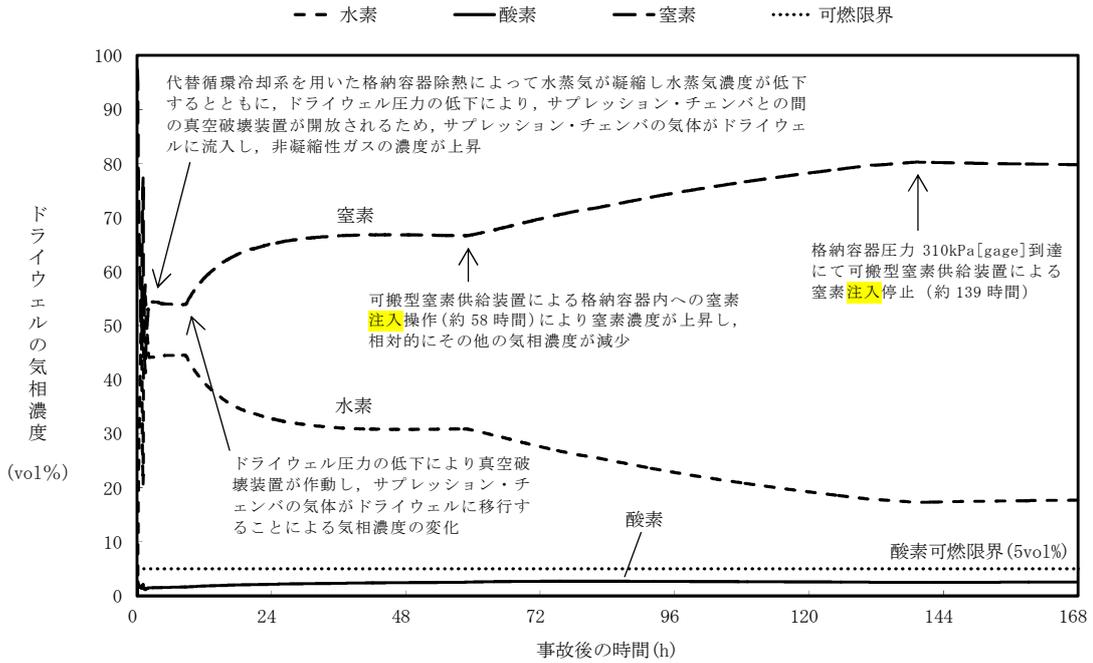
第4図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）  
（感度解析1）



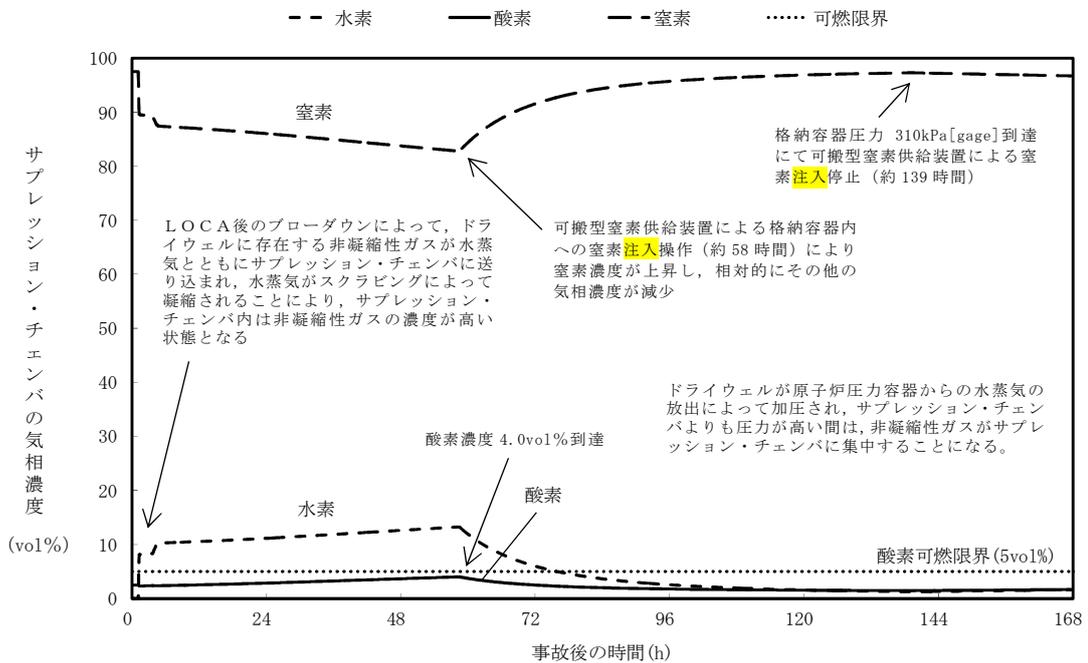
第5図 格納容器圧力の推移 (感度解析2)



第6図 格納容器温度の推移 (感度解析2)



第7図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件) (感度解析 2)



第8図 サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件) (感度解析 2)

## 格納容器内における気体のミキシングについて

BWRの格納容器内の気体のミキシング効果については、電力共同研究「格納容器内ミキシング確認試験に関する研究」(S57年度)<sup>[1]</sup>によって、格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う攪拌効果がある場合には十分なミキシング効果が短時間に得られることを確認している。

格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンスでは、事象発生後90分までは常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作の実施及び格納容器内の温度差により、格納容器内は十分にミキシングされるものと考えられる。また、事象発生後90分以降は、代替循環冷却系による格納容器除熱操作の実施により、格納容器内はミキシングされるものと考えられる。さらに、崩壊熱によって炉心で発生した蒸気が格納容器内へ放出されることによってもミキシングが促進される。

格納容器スプレイを実施している場合の格納容器内の気体の流動については、上記研究にて実験的に確認されている。実験結果を第1図に示す。10vol%の空気希釈ヘリウムガスの供給を停止すると、格納容器スプレイにより短期間で十分なミキシング効果が得られることが示されている。

格納容器内雰囲気と壁面に温度差がある場合のミキシング効果についての実験結果を第2図に示す。第2図は格納容器内雰囲気と壁面に5℃の温度差がある場合のミキシング効果を示しており10vol%の空気希釈ヘリウムガスを供給しているが、実験開始から約20分後までには十分にミキシングされることを示している。BWRの格納容器内では、原子炉圧力容器が熱源として考えられるため、格納容器内雰囲気と壁面において少なくとも5℃以上の温度差は生じているものと考えられる。このため、BWRの格納容器内において、気体が成層化する等の位置的な濃度の著しい偏りが生じる可能性は低いと考えられる。さ

らに、本試験は、より成層化の可能性が高い軽密度気体であるヘリウムにて攪拌効果を確認しているため、格納容器内での水素燃焼を防止するためのベント実施判断基準として設定している酸素については、濃度の著しい偏りが生じる可能性は更に低いと考えられる。

また、シビアアクシデント条件下における格納容器内の気体のミキシング効果については、比較的単純な形状から大規模で複雑な形状の試験装置に至る国内外の試験において検討されている。代表的なものとして、旧（財）原子力発電技術機構による試験で得られた知見<sup>[2]</sup>を以下にまとめる。

- ・軽密度気体（試験では水素をヘリウムで模擬）の放出による自然循環のみでも、ミキシングは比較的良好であった。
- ・水蒸気発生を考慮したケースでは、ミキシングは促進された。
- ・上部区画へ軽密度気体を放出して濃度の偏りを生じさせたケースでも、格納容器スプレイを作動させることによりミキシングは達成された。

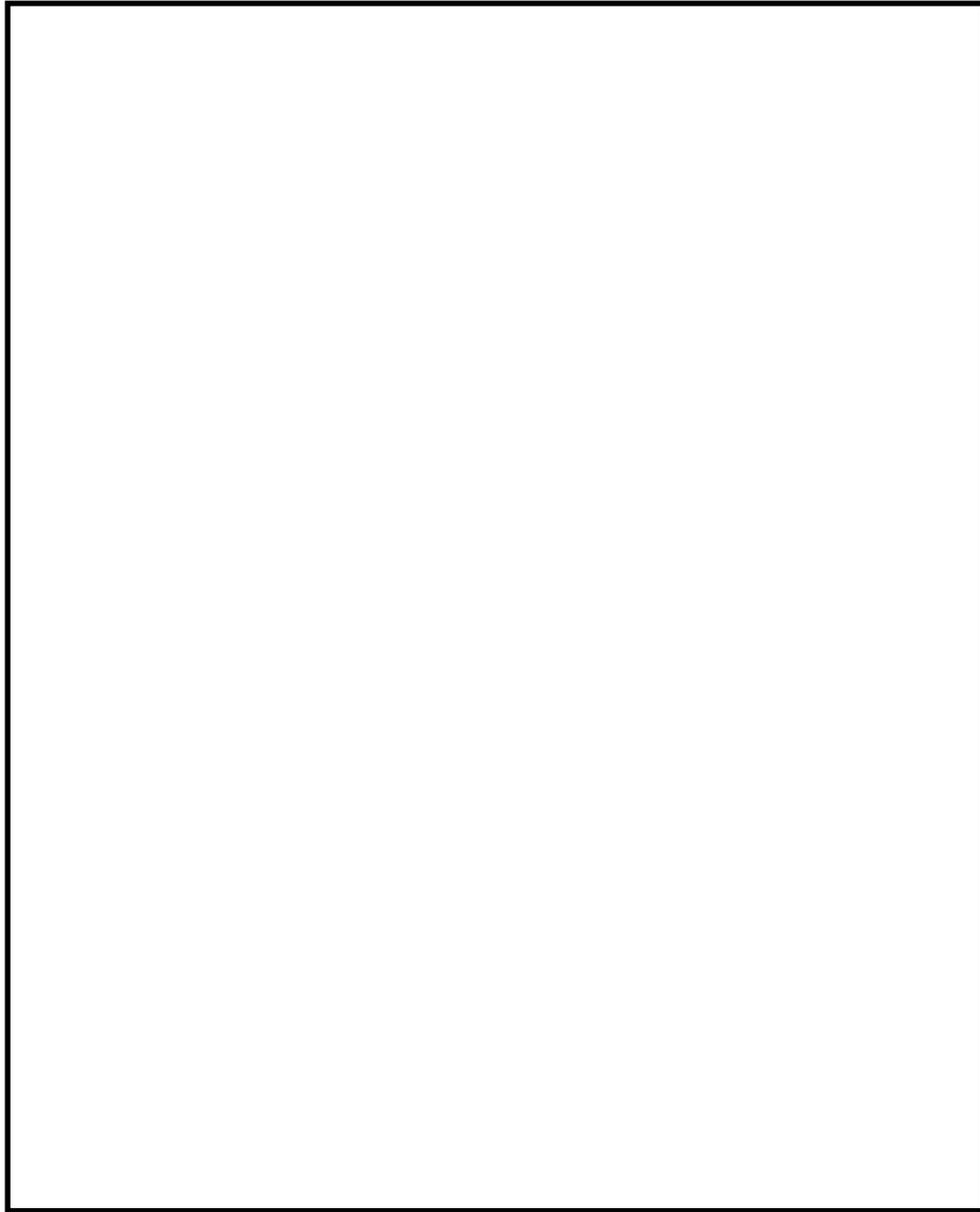
本試験はPWRプラントを模擬したものであるが、複雑な区画を含む形状においても十分なミキシングが得られたことが確認されており、BWRプラントでも同様の効果が期待できると考えられる。

したがって、これらの知見を踏まえると、格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンスにおいては、格納容器スプレイの実施、格納容器内の温度差等によりミキシング効果が得られると考えられる。

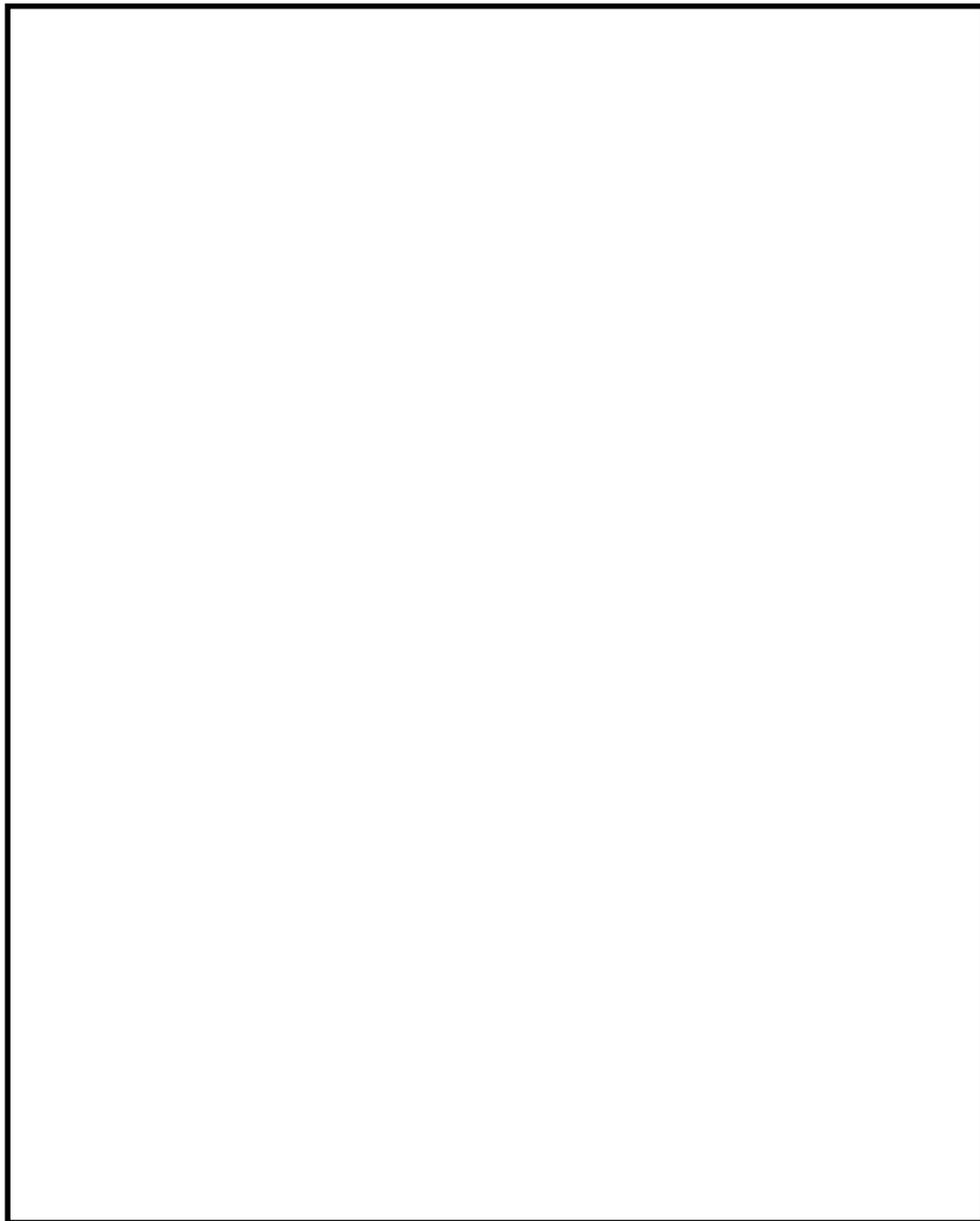
なお、格納容器スプレイ停止後は速やかに格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施するため、格納容器内の可燃性ガスは排出される。

[1] 共同研究報告書、格納容器内ミキシング確認試験に関する研究(S57年度)

[2] 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書、財団法人 原子力発電技術機構（平成15年3月）



第 1 図 格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化



第2図 温度差によるミキシング効果（ガス濃度変化結果）