

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

# 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

## 重大事故等対策の有効性評価について

平成29年1月

東京電力ホールディングス株式会社

## 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及び重要事故シーケンス等の選定について
------------------------------------

付録2 原子炉格納容器限界温度・限界圧力に関する評価結果
------------------------------

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 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)
    - 2.3.2 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗
    - 2.3.3 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失
    - 2.3.4 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再開失敗
  - 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 LOCA 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 LOCA)

## 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) <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合</li> <li>3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合</li> </ul> |
|--|

: 今回のご説明範囲

- |  |
|--|
| <ul style="list-style-type: none"><li>3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</li><li>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</li><li>3.4 水素燃焼</li></ul> |
|--|
- 3.5 溶融炉心・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
    - 5.2 全交流動力電源喪失
    - 5.3 原子炉冷却材の流出
    - 5.4 反応度の誤投入
  - 6 必要な要員及び資源の評価
    - 6.1 必要な要員及び資源の評価条件
    - 6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
    - 6.3 重大事故等対策時に必要な水源，燃料及び電源の評価結果

## 添付資料 目次

- 添付資料 1.2.1 定期検査工程の概要
- 添付資料 1.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について
- 添付資料 1.4.1 有効性評価に使用している解析コード／評価手法の開発に係る当社の関与について
- 添付資料 1.5.1 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の重大事故等対策の有効性評価の一般データ
- 添付資料 1.5.2 有効性評価における LOCA 時の破断位置及び口径設定の考え方について
- 添付資料 1.5.3 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（想定事故 1 及び 2）の有効性評価における共通評価条件について
- 添付資料 1.7.1 有効性評価における判断基準と有効性評価結果, 評価における不確かさの関係について
  
- 添付資料 2.1.1 安定状態について
- 添付資料 2.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高圧・低圧注水機能喪失）
- 添付資料 2.1.3 減圧・注水操作が遅れる場合の影響について
- 添付資料 2.1.4 7 日間における水源の対応について（高圧・低圧注水機能喪失）
- 添付資料 2.1.5 7 日間における燃料の対応について（高圧・低圧注水機能喪失）
  
- 添付資料 2.2.1 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の運転実績について
- 添付資料 2.2.2 安定状態について
- 添付資料 2.2.3 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（高圧注水・減圧機能喪失）
- 添付資料 2.2.4 7 日間における燃料の対応について（高圧注水・減圧機能喪失）
  
- 添付資料 2.3.1.1 敷地境界での実効線量評価について
- 添付資料 2.3.1.2 蓄電池による給電時間評価結果について
- 添付資料 2.3.1.3 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の 24 時間継続運転が可能であることの妥当性について
- 添付資料 2.3.1.4 逃がし安全弁に係る解析と実態の違い及びその影響について
- 添付資料 2.3.1.5 安定状態について
- 添付資料 2.3.1.6 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（全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)）
- 添付資料 2.3.1.7 7 日間における水源の対応について（全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)）

- 添付資料 2.3.1.8 7 日間における燃料の対応について  
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失))
- 添付資料 2.3.1.9 常設代替交流電源設備の負荷  
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失))
- 添付資料 2.3.2.1 全交流動力電源喪失時において高圧代替注水系の 24 時間運転継続に期待することの妥当性について
- 添付資料 2.3.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗)
- 添付資料 2.3.4.1 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗」の特徴及び対応の基本的考え方
- 添付資料 2.3.4.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)
- 添付資料 2.3.4.3 7 日間における水源の対応について  
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)
- 添付資料 2.3.4.4 常設代替交流電源設備の負荷  
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)
- 
- 添付資料 2.4.1.1 安定状態について
- 添付資料 2.4.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))
- 添付資料 2.4.1.3 7 日間における水源の対応について  
(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))
- 添付資料 2.4.1.4 7 日間における燃料の対応について  
(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))
- 添付資料 2.4.1.5 常設代替交流電源設備の負荷  
(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))
- 添付資料 2.4.2.1 安定状態について
- 添付資料 2.4.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))
- 添付資料 2.4.2.3 7 日間における水源の対応について  
(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))
- 添付資料 2.4.2.4 7 日間における燃料の対応について  
(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))
- 
- 添付資料 2.5.1 評価対象の炉心を平衡炉心のサイクル末期とすることの妥当性
- 添付資料 2.5.2 自動減圧系の自動起動阻止操作の考慮について

- 添付資料 2.5.3 安定状態について
- 添付資料 2.5.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(原子炉停止機能喪失)
- 添付資料 2.5.5 リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響
- 添付資料 2.5.6 初期炉心流量の相違による評価結果への影響
- 添付資料 2.5.7 原子炉注水に使用する水源とその水温の影響
- 添付資料 2.5.8 高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の運転可能性に関する水源の水温の影響
- 添付資料 2.5.9 外部電源の有無による評価結果への影響
- 添付資料 2.5.10 SLC 起動を手動起動としていることについての整理
  
- 添付資料 2.6.1 中小破断 LOCA の事象想定について
- 添付資料 2.6.2 安定状態について
- 添付資料 2.6.3 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  
(LOCA 時注水機能喪失)
- 添付資料 2.6.4 LOCA 事象の破断面積に係る感度解析について
- 添付資料 2.6.5 7 日間における水源の対応について (LOCA 時注水機能喪失)
- 添付資料 2.6.6 7 日間における燃料の対応について (LOCA 時注水機能喪失)
  
- 添付資料 2.7.1 インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境等  
について
- 添付資料 2.7.2 安定状態について
- 添付資料 2.7.3 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  
(インターフェイスシステム LOCA)
- 添付資料 2.7.4 7 日間における燃料の対応について (インターフェイスシステム LOCA)
  
- 添付資料 3.1.2.1 格納容器気相部温度が原子炉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 3.1.2.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 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 3.1.2.3 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 3.1.2.4 原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により発生  
する水素の影響について
- 添付資料 3.1.2.5 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について
- 添付資料 3.1.2.6 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  
(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))
- 添付資料 3.1.2.7 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 3.1.2.8 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 3.1.2.9 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 3.1.3.1 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 3.1.3.2 非凝縮性ガスの影響について
- 添付資料 3.1.3.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時において代替循環冷却系を使用しない場合における Cs-137 放出量評価について
- 添付資料 3.1.3.4 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について
- 添付資料 3.1.3.5 安定状態について(代替循環冷却系を使用しない場合)
- 添付資料 3.1.3.6 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(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しない場合)))
- 添付資料 3.1.3.7 注水操作が遅れる場合の影響について
- 添付資料 3.1.3.8 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しない場合)
- 添付資料 3.1.3.9 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しない場合)
- 添付資料 3.1.3.10 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しない場合)
- 添付資料 3.2.1 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 3.2.2 格納容器破損モード「DCH」,「FCI」,「MCCI」の評価事故シーケンスの位置付け
- 添付資料 3.2.3 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について
- 添付資料 3.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)
- 添付資料 3.2.5 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加熱)

- 添付資料 3.2.6 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加熱)
  
- 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 FCI)に関する知見の整理
- 添付資料 3.3.2 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容器の健全性への影響評価
- 添付資料 3.3.3 原子炉格納容器下部への水張り実施の適切性
- 添付資料 3.3.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について  
(原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)
- 添付資料 3.3.5 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 3.3.6 プラント損傷状態を LOCA とした場合の圧カスパイクへの影響
  
- 添付資料 3.4.1 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
- 添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について
- 添付資料 3.4.3 安定状態について
- 添付資料 3.4.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について (水素燃焼)
- 添付資料 3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響
  
- 添付資料 3.5.1 安定状態について
- 添付資料 3.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について  
(溶融炉心・コンクリート相互作用)
- 添付資料 3.5.3 溶融炉心の崩壊熱及び溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合の下部ドライウェルのコンクリートの浸食量及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評価
  
- 添付資料 4.1.1 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について
- 添付資料 4.1.2 「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線量率」の算出について
- 添付資料 4.1.3 安定状態について
- 添付資料 4.1.4 柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 添付資料 4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故 1)
- 添付資料 4.1.6 7日間における水源の対応について(想定事故 1)
- 添付資料 4.1.7 7日間における燃料の対応について(想定事故 1)
  
- 添付資料 4.2.1 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について



- 添付資料 4.2.2 想定事故 2 において微開固着及び貫通クラックによる損傷を想定している理由
- 添付資料 4.2.3 6号及び7号炉 使用済燃料プールサイフォンブレイカについて
- 添付資料 4.2.4 安定状態について
- 添付資料 4.2.5 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故 2)
- 添付資料 4.2.6 7日間における水源の対応について(想定事故 2)
- 添付資料 4.2.7 7日間における燃料の対応(想定事故 2)
  
- 添付資料 5.1.1 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失および全交流動力電源喪失における基準水位到達までの時間余裕と必要な注水量の計算方法について
- 添付資料 5.1.2 重要事故シーケンスの選定結果を踏まえた有効性評価の条件設定
- 添付資料 5.1.3 崩壊熱除去機能喪失および全交流動力電源喪失評価における崩壊熱設定の考え方
- 添付資料 5.1.4 安定状態について
- 添付資料 5.1.5 原子炉停止中における崩壊熱除去機能喪失時の格納容器の影響について
- 添付資料 5.1.6 原子炉停止中 崩壊熱除去機能喪失および全交流動力電源喪失時における放射線の遮蔽維持について
- 添付資料 5.1.7 評価条件の不確かさの影響評価について  
(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)
- 添付資料 5.1.8 7日間における燃料対応について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)
  
- 添付資料 5.2.1 安定状態について
- 添付資料 5.2.2 評価条件の不確かさの影響評価について  
(運転停止中 全交流動力電源喪失)
- 添付資料 5.2.3 7日間における水源の対応について(運転停止中 全交流動力電源喪失)
- 添付資料 5.2.4 7日間における燃料の対応(運転停止中 全交流動力電源喪失)
- 添付資料 5.2.5 常設代替交流電源設備の負荷(運転停止中 全交流動力電源喪失)
  
- 添付資料 5.3.1 原子炉冷却材流出事故における運転停止中の線量率評価について
- 添付資料 5.3.2 原子炉冷却材流出評価における POS 選定の考え方
- 添付資料 5.3.3 安定状態について
- 添付資料 5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について  
(運転停止中 原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 5.3.5 7日間における燃料の対応(運転停止中 原子炉冷却材の流出)
  
- 添付資料 5.4.1 反応度の誤投入における燃料エンタルピー

添付資料 5.4.2 安定状態について

添付資料 5.4.3 解析コードおよび解析条件の不確かさの影響評価について  
(運転停止中 反応度誤投入)

添付資料 5.4.4 反応度誤投入の代表性について

添付資料 6.1.1 他号炉との同時被災時における必要な要員及び資源について

添付資料 6.2.1 重大事故等対策の要員の確保及び所要時間について

添付資料 6.2.2 重大事故(評価事故)シーケンス以外の事故シーケンスの要員の評価について

添付資料 6.3.1 水源, 燃料, 電源負荷評価結果について

## 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

#### 2.1.1 事故シーケンスグループの特徴，炉心損傷防止対策

##### (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に含まれる事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，①「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗」，②「過渡事象＋SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗」，③「通常停止＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗」，④「通常停止＋SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗」，⑤「サポート系喪失＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗」及び⑥「サポート系喪失＋SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗」である。

##### (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」では，運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCA を除く）の発生後，高圧注水機能が喪失し，原子炉減圧には成功するが，低圧注水機能が喪失することを想定する。このため，逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し，原子炉水位が低下することから，緩和措置がとられない場合には，原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。また，低圧注水機能喪失を想定することから，併せて残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失を想定する。

本事故シーケンスグループは，原子炉圧力容器内への高圧及び低圧の注水機能を喪失したことによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため，重大事故等対策の有効性評価には，高圧注水機能又は低圧注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

ここで，高圧・低圧注水機能喪失が生じた際の状況を想定すると，事象発生後，重大事故等対処設備によって高圧注水を実施して炉心損傷を防止する場合よりも，高圧注水に期待せず，原子炉の減圧後，低圧注水を実施して炉心損傷を防止する場合の方が，原子炉の減圧により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し，原子炉水位がより早く低下することから，事故対応として厳しいと考えられる。このことから，本事故シーケンスグループに対しては，高圧の注水機能に期待しない対策の有効性を評価することとする。なお，高圧及び低圧の注水機能喪失が生じ，重大事故等対処設備の注水手段としては高圧注水のみ期待可能な事故シーケンスとして，全交流動力電源喪失時の原子炉隔離時冷却系喪失がある。これについては，2.3.2において主に高圧代替注水系の有効性を確認している。

したがって，本事故シーケンスグループでは，逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧し，減圧後に低圧代替注水系（常設）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また，代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却，格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系及び更なる信頼性向上の観点から設置する代替格納容器圧力逃

がし装置による原子炉格納容器除熱を実施する。

### (3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として低圧代替注水系（常設）及び逃がし安全弁による原子炉注水手段を整備する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図 2.1.1 から図 2.1.3 に、手順の概要を図 2.1.4 に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を表 2.1.1 に示す。

本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、事象発生 10 時間までの 6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 24 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名（6 号及び 7 号炉兼任）、当直副長 2 名、運転操作対応を行う運転員 8 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名、緊急時対策要員（現場）は 8 名である。

また、事象発生 10 時間以降に追加に必要な要員は、フィルタ装置薬液補給作業を行うための参集要員 20 名である。必要な要員と作業項目について図 2.1.5 に示す。

なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、24 名で対処可能である。

#### a. 原子炉スクラム確認

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。

#### b. 高圧・低圧注水機能喪失確認

原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系、原子炉水位低（レベル1.5）で高圧炉心注水系、原子炉水位低（レベル1）で低圧注水系の自動起動信号が発生するが全て機能喪失していることを確認する。

高圧・低圧注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統の流量指示等である。

c. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧

高圧・低圧注水機能喪失を確認後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備として、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ1台を追加起動し、2台運転とする。また、原子炉注水に必要な電動弁（残留熱除去系注入弁及び残留熱除去系洗浄水弁）が開動作可能であることを確認する。

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了後、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁8個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。

原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力である。

d. 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、原子炉圧力が低圧代替注水系（常設）の系統圧力を下回ると、原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。

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、原子炉水位計及び復水補給水系流量（原子炉圧力容器）等である。

原子炉水位回復後は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。

e. 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却

崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び温度が上昇する。格納容器圧力が0.18MPa[gage]に到達した場合又はドライウェル雰囲気温度が171℃に接近した場合は、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による原子炉格納容器冷却を実施する。

代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力及び復水補給水系流量（原子炉格納容器）である。

代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却時に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）まで低下した場合は、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を停止し、原子炉注水を実施する。原子炉水位高（レベル8）まで原子炉水位が回復した後、原子炉注水を停止し、代替格納容器スプレイを再開する。

f. 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱

格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱の準備として、原子炉格納容器一次隔離弁を二次格納施設外からの人力操作により開する。

代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施しても、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合、原子炉格納容器二次隔離弁を中央制御室からの遠隔操作によって中間開操作することで、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。

格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力等である。

格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施している間に炉心損傷していないことを確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線レベル等である。

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等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・チェンバ・プール水位等である。

以降、炉心の冷却は、低圧代替注水系（常設）による注水により継続的に行う。

なお、原子炉格納容器除熱は、格納容器圧力逃がし装置等により継続的に行う。

## 2.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

### (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過渡事象（原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定）を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が継続される「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、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、三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）並びに原子炉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、スプレイ冷却、格納容器ベントが重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER、シビアアクシデント総合解析コード MAAP、炉心ヒートアップ解析コード CHASTE により原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器温度（以降、格納容器温度とは原子炉格納容器気相部の温度を指す。）等の過渡応答を求める。

本重要事故シーケンスでは、炉心露出時間が長く、燃料被覆管の最高温度が高くなるため、輻射による影響が詳細に考慮される CHASTE により燃料被覆管の最高温度を詳細に評価する。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要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

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を表2.1.2に示す。また、主要な解析条件について、本重要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、給水流量の全喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系、低圧注水機能として低圧注水系の機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できるものとする。

外部電源がある場合、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより、原子炉水位低（レベル3）による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が早いため、炉心冷却上厳しくなる。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉スクラム信号

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) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能

原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低（レベル3）信号により再循環ポンプ4台を自動停止し、原子炉水位低（レベル2）信号により残りの再循環ポンプ6台を自動停止するものとする。

(c) 逃がし安全弁

逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（8個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。

(d) 低圧代替注水系（常設）

逃がし安全弁による原子炉減圧後に、最大300m<sup>3</sup>/hにて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、代替格納容器スプレーと同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。

(e) 代替格納容器スプレー冷却系

格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレー流量を考慮し、140m<sup>3</sup>/hにて原子炉格納容器内にスプレーする。なお、代替格納容器スプレーは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。

(f) 格納容器圧力逃がし装置等

格納容器圧力逃がし装置等により、格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作（流路面積 70%開<sup>※</sup>）にて原子炉格納容器除熱を実施する。

※ 操作手順においては、原子炉格納容器除熱は原子炉格納容器二次隔離弁を流路面積 70%相当で中間

開するが、格納容器圧力に低下傾向が確認できない場合は、増開操作を実施する。なお、耐圧強化ベント系を用いた場合は、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合に比較して、排出流量は大きくなり、格納容器圧力の低下傾向は大きくなることから、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の条件に包絡される。

### 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) 低圧代替注水系（常設）の追加起動及び中央制御室における系統構成は、高圧・低圧注水系機能喪失を確認後実施するが、事象判断の時間を考慮して、事象発生から10分後に開始するものとし、操作時間は約4分間とする。
- (b) 原子炉急速減圧操作は、中央制御室操作における低圧代替注水系（常設）の準備時間を考慮して、事象発生から約14分後に開始する。
- (c) 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.18MPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した後、格納容器ベント実施前に停止する。
- (d) 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に実施する。

### (3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力、原子炉水位（シュラウド内及びシュラウド内外）※、注水流量、逃がし安全弁からの蒸気流量、原子炉圧力容器内の保有水量の推移を図2.1.6から図2.1.11に、燃料被覆管温度、燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数、燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率、高出力燃料集合体のボイド率、炉心下部プレナム部のボイド率の推移及び燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を図2.1.12から図2.1.17に、格納容器圧力、格納容器温度、サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を図2.1.18から図2.1.21に示す。

#### a. 事象進展

給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低（レベル3）信号が発生して原子炉がスクラムするが、原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系の起動に失敗し、原子炉水位低（レベル1.5）で高圧炉心注水系の起動に失敗し、原子炉水位低（レベル1）で低圧注水系の起動に失敗する。これにより、低圧注水系の吐出圧力が確保されないため、自動減圧系についても作動しない。

再循環ポンプについては、原子炉水位低（レベル3）で4台トリップし、原子炉水位低（レベル2）で残り6台がトリップする。主蒸気隔離弁は、原子炉水位低（レベル1.5）で全閉



する。

事象発生から約 14 分後に中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 8 個を手動開することで、原子炉急速減圧を実施し、原子炉減圧後に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。

原子炉急速減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、低圧代替注水系（常設）による注水が開始されると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。

燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は、原子炉減圧により、原子炉水位が低下し、炉心が露出することから上昇する。その結果、燃料被覆管は核沸騰冷却から蒸気冷却となり熱伝達係数は低下する。その後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水により、燃料の露出と冠水を繰り返すため、燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率及び熱伝達係数は増減する。炉心が再冠水すると、燃料被覆管温度は低下することから、ボイド率は低下し、熱伝達係数は上昇する。

高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、上記に伴い変化する。また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器除熱は、事象発生から約 17 時間経過した時点で実施する。なお、原子炉格納容器除熱時のサプレッション・チェンバ・プール水位は、真空破壊装置（約 14m）及びベントライン（約 17m）に対して、十分に低く推移するため、真空破壊装置の健全性は維持される。

※炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で、シュラウド内側の水位を示した。シュラウド内側は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外側の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計（広帯域）の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計（広帯域・狭帯域）の水位は、シュラウド外側の水位であることから、シュラウド内外の水位を合わせて示した。なお、水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には、原子炉水位計（燃料域）にて監視する。6 号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド内を、7 号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド外を計測している。

## b. 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は、図 2.1.12 に示すとおり、原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し、約 874°C に到達するが、1,200°C 以下となる。燃料被覆管の最高温度は、高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1% 以下であり、15% 以下となる。

原子炉圧力は、図 2.1.6 に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約 7.51MPa[gage]以

下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 7.81MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。

また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.31MPa[gage]及び約 144°Cに抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び限界温度を下回る。

図 2.1.7 に示すとおり、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、約 17 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器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。

（添付資料 2.1.1）

格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量の評価結果は、事象発生から格納容器圧力逃がし装置等の使用までの時間が本事象より短く放射性物質の減衰効果が少ない「2.3 全交流動力電源喪失」の実効線量の評価結果以下となり、5mSv を下回ることから、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ることはない。

本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び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について、対策の有効性を確認した。

### 2.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

高圧・低圧注水機能喪失では、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から 12 時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作とする。

#### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「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表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて 10℃～50℃高めに評価することから、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはなく、燃料被覆管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。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）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。

原子炉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が確認されているが、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温度の傾向を適切に再現できているため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ及び格納容器圧力逃がし装置等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、その差異は小さいため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ及び格納容器圧力逃がし装置等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(添付資料 2.1.2)

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表面熱伝達の不確かさとして、実験解析では熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高めに評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードでは、燃料被覆管の酸化について、酸化量及び発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

原子炉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が確認されているが、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温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。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いるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料 2.1.2)

## (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、表2.1.2に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる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

初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないため、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件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ることから、原子炉水位の低下が緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力上昇が遅くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）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、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力、格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、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。

事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を解析条件に設定している。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が確保されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の低压代替注水系（常設）は、本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可能性がある。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ため、運転員等操作時間に与える影響はない。

（添付資料2.1.2）

#### （b）評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件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ることから、原子炉水位の低下が緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、格納容器圧力上昇は遅くなるが、格納容器圧力上昇は格納容器ベントにより抑制されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力、格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展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。

事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を解析条件に設定している。仮に事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合は、外部電源喪失と同時に再循環ポンプがトリップするため、原子炉水位の低下が遅くなり、炉心露出時間も短くなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が確保される。

機器条件の低压代替注水系（常設）は、本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）、燃料被覆管温度は低めの結果を与えることになるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

操作条件の低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）は、解析上の操作開始時間として事象発生から約14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、高圧・低圧注水機能喪失の認知に係る確認時間及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水準備の操作時間は、余裕時間を含めて設定されていることから、その後に行う原子炉急速減圧の操作開始時間は解析上の設定よりも若干早まる可能性があり、原子炉注水の開始時間を早める。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.18MPa [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、実態の運転操作においては、原子炉注水を優先するため、原子炉水位高（レベル8）到達後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイへ切替えることとしており、原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力0.18MPa [gage] 付近となるが、操作開始時間に与える影響は小さい。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れる可能性があるが、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等による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.31MPa [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、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準（格納容器圧力0.31MPa [gage]）に到達するのは、事象発生の約17時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながら予め操作が可能である。また、格納容器ベント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、操作開始時間に与える影響は小さい。ただし、格納容器ベント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ため、約20分程度操作開始時間が遅れる可能性があるが、格納容器限界圧力は0.62MPa [gage] のため、原子炉格納容器の健全性という点では問題とはならない。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れる可能性があるが、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。なお、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合に

においても、現場操作にて対応することから、他の操作に与える影響はない。

(添付資料2.1.2)

#### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の低圧代替注水系（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よりも早くなる可能性があり、その場合には燃料被覆管温度は解析結果よりも低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉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スプレイの操作開始は格納容器圧力0.18MPa [gage] 付近となるが、格納容器圧力の上昇は緩やかであり、格納容器スプレイの開始時間が早くなる場合、遅くなる場合の何れにおいても、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小さい。

操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、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ため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。仮に、格納容器ベント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ため、約20分程度操作開始時間が遅れる可能性があり、格納容器ベント操作開始時間が遅くなった場合、格納容器圧力は0.31MPa [gage] より若干上昇する。評価項目となるパラメータに影響を与えるが、格納容器限界圧力は0.62MPa [gage] のため、原子炉格納容器の健全性という点では問題とはならない。

(添付資料2.1.2)

#### (3) 操作時間余裕の把握

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

図2.1.22から図2.1.24に示すとおり、操作条件の低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、事象発生から約19分後（操作開始時間の5分程度の時間遅れ）までに低圧代替注水系（常設）による注水が開始できれば、燃料被覆管の最高温度は約944℃となり1,200℃以下となるため、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足する。また、ドライウエルのベントラインを経由した耐圧強化ベント系による格納容器ベントをしても敷地境界線量は約1.4mSvであり、5mSvを下回る。事象発生から約24分後（操作開始時間の10分程度の時間遅れ）では、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足するが、ドライウエルのベントラインを経由した耐圧強化ベント系による格納容器ベントをすると敷地境界線量は5mSvを超える。この場合、格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）により炉心損傷の判断を行い、格納容器圧力0.62MPa [gage] にて格納容器ベントすることとなるため、重大事故での対策の範囲となる。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作については、代替格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約10時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。

操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器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17時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。また、遠隔操作の失敗により、格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても、格納容器圧力は0.31MPa [gage] から上昇するが、格納容器圧力の上昇傾向は緩やかである。格納容器限界圧力0.62MPa [gage] に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「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）」においても事象発生約38時間であり、約20時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。

(添付資料2.1.2, 2.1.3)

#### (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。

### 2.1.4 必要な要員及び資源の評価

#### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は、「2.1.1(3)炉心損傷防止対策」に示すとおり24名である。「6.2重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。

また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は20名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。

#### (2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」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」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

##### a. 水源

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による代替格納容器スプレイについては、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり合計約5,200m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約10,400m<sup>3</sup>の水が必要である。



水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約 1,700m<sup>3</sup> 及び淡水貯水池に約 18,000m<sup>3</sup> の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を防火水槽に移送し、防火水槽から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により復水貯蔵槽へ給水を行うことで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。ここで、復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが、これは、可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるように設定しているものである。

なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。

(添付資料2.1.4)

#### b. 燃料

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約10kLの軽油が必要となる。本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間非常用ディーゼル発電機を最大負荷で運転した場合、号炉あたり約751kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約79kLの軽油が必要となる。（6号及び7号炉 合計 約1,601kL）

6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL（6号及び7号炉合計 約2,040kL）の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への給水、非常用ディーゼル発電機による電源供給、免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

(添付資料2.1.5)

#### c. 電源

本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても、6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

また、免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

#### 2.1.5 結論

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」では、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失することで、原子炉水位の低下により炉心が露

出し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として低圧代替注水系（常設）及び逃がし安全弁による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱手段を整備している。

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」の重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、逃がし安全弁による原子炉減圧、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉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、安定状態を維持できる。

なお、格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実効線量は、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ることはない。

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、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」において、低圧代替注水系（常設）及び逃がし安全弁による原子炉注水、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に対して有効である。

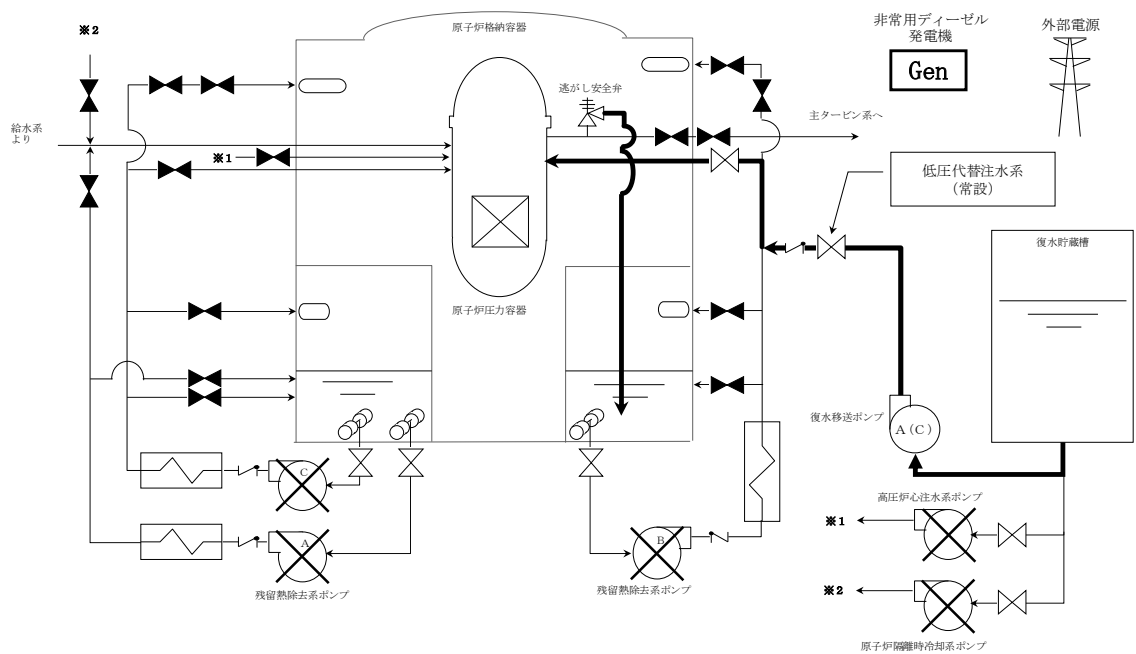
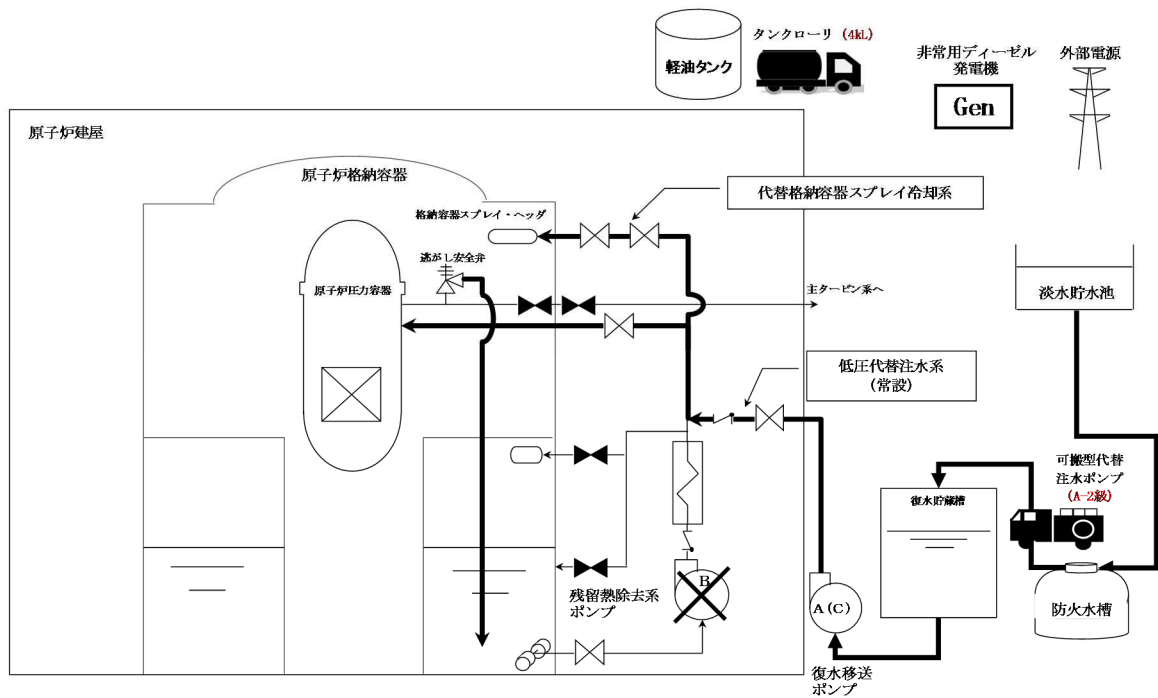


図 2.1.1 高圧・低圧注水機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (1/3)  
(原子炉急速減圧及び原子炉注水)



※低圧代替注水系（常設）と代替格納容器スプレイ冷却系は、同じ復水移送ポンプを用いて  
弁の切替えにより実施する。

図 2.1.2 高圧・低圧注水機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (2/3)  
(原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)

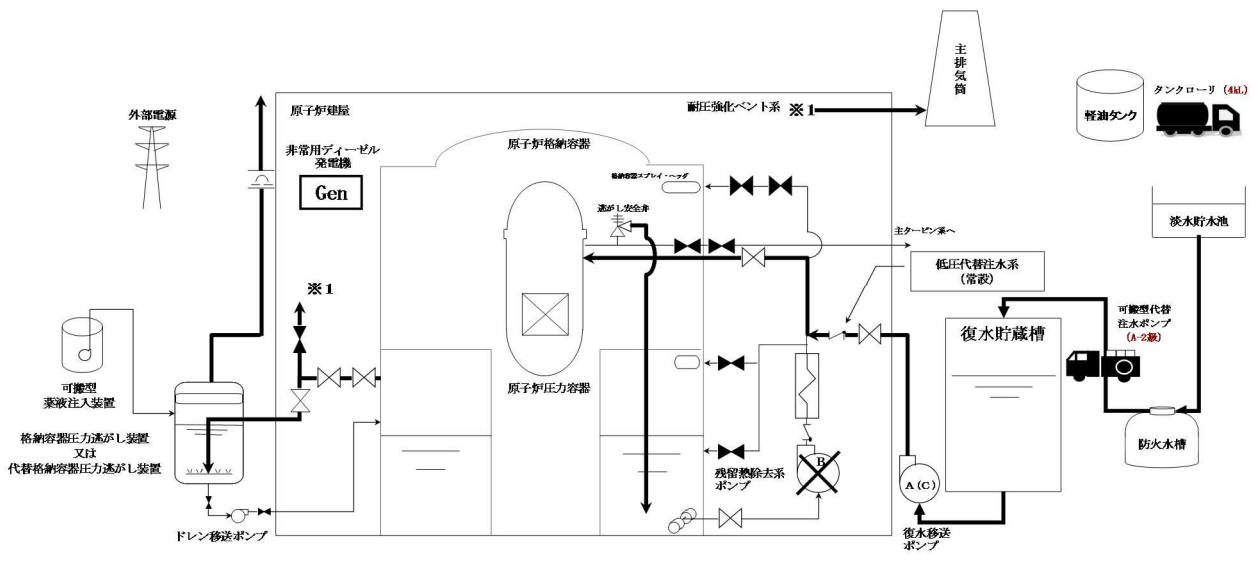


図 2.1.3 高圧・低圧注水機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (3/3)  
 (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)

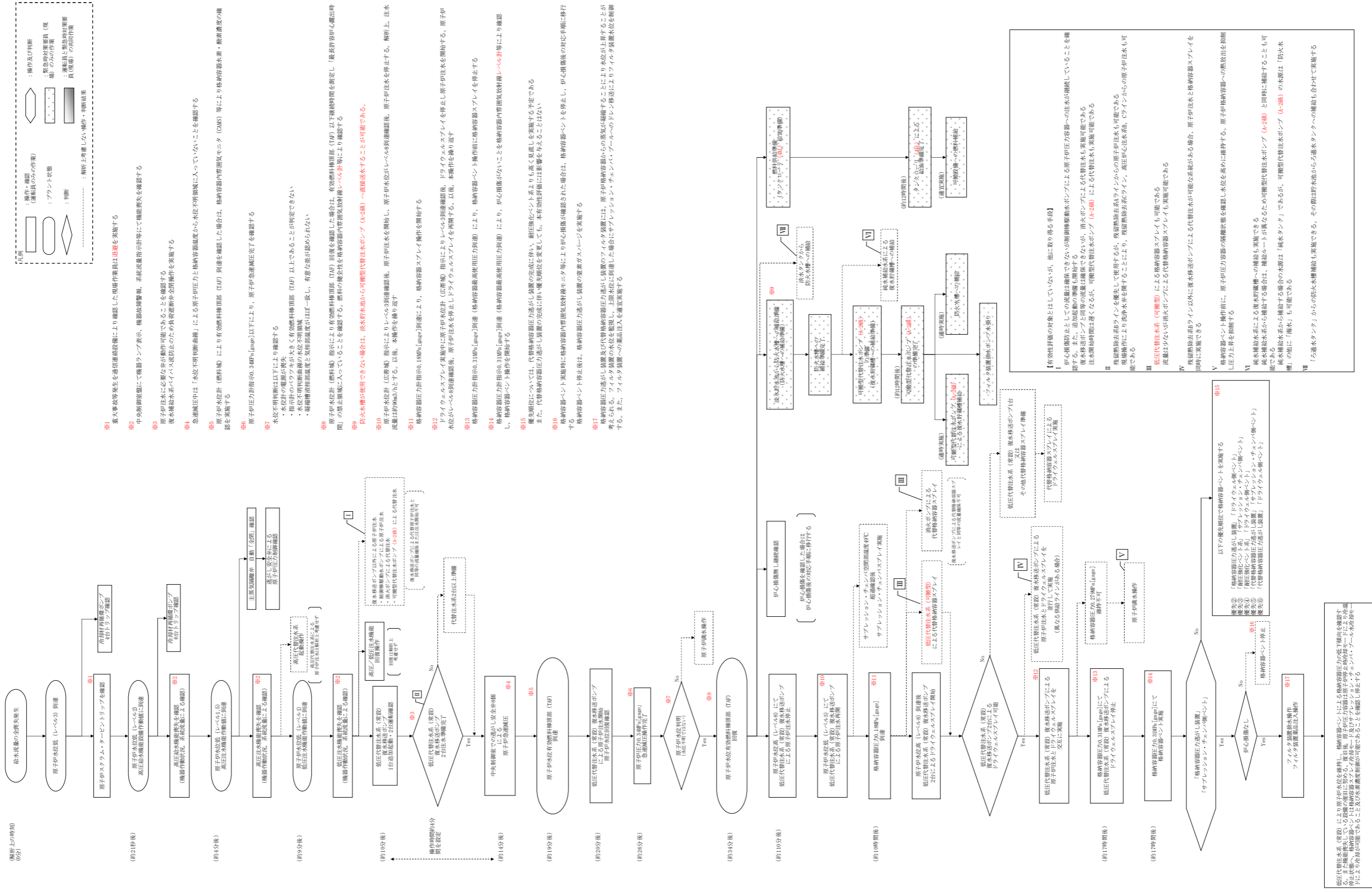


図 2.1.4 高圧・低圧注水機能喪失時の対応手順の概要

高圧・低圧注水機能喪失

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (分)												備考
	責任者	当直長		1人		中央監視 緊急時対策本部連絡		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
操作項目	指揮者	6号	当直副長	1人	号炉毎運転操作指揮		事象発生 原子炉スクラム 約2.1秒 原子炉水位低 (レベル2) 約4分 原子炉水位低 (レベル1.5) 約9分 原子炉水位低 (レベル1) プラント状況判断 約14分 急速減圧 約19分 原子炉水位有効燃料棒頂部到達※ 約20分 低圧代替注水系 (常設) 原子炉注水開始 約34分 原子炉水位有効燃料棒頂部回復※ 約110分 原子炉水位高 (レベル8)													※シュエラウド内水位に基づく時間
	通報連絡者	緊急時対策要員		5人		中央制御室連絡 発電所外部連絡														
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																
	6号	7号	6号	7号	6号	7号														
状況判断	2人 A, B	2人 a, b	-	-	-	-	10分													
高圧/低圧注水機能喪失調査、復旧操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-														対応可能な要員により対応する
低圧代替注水系 (常設) 準備操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	4分													
原子炉急速減圧操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	5分													
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-		格納容器スプレイ実施までレベル3～レベル8維持												
低圧代替注水系 (常設) 準備操作	-	-	2人 C, D	2人 o, d	-	-		10分												
	-	-	-	-	-	-		30分												

図 2.1.5 高圧・低圧注水機能喪失時の作業と所要時間(1/2)

高圧・低圧注水機能喪失

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (時間)												備考				
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24					
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																		
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 注入弁操作	事象発生 約20分 低圧代替注水系 (常設) 原子炉注水開始 約10時間 格納容器圧力180kPa[gage]到達 約17時間 格納容器圧力310kPa[gage]到達																
代替格納容器スプレィ冷却系 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレィ弁操作	格納容器スプレィ実施までレベル3～レベル8維持 レベル8到達後格納容器スプレィ切替 レベル3到達後原子炉注水切替 原子炉注水と格納容器スプレィの切替を繰り返す																
原子炉満水操作 (解析上考慮せず)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉注水量の増加	格納容器圧力279kPa[gage]以下維持不可の場合、格納容器空間部への熱の放出を防止するため、原子炉への注水量を増やしてできるだけ高く維持する												解析上考慮せず				
サブプレッション・チェンバースプレィ操作 (解析上考慮せず)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレィ弁操作	サプレッション・チェンバースプレィ空間温度49℃超過確認後 サプレッション・チェンバースプレィを実施する												解析上考慮せず				
淡水貯水池から防火水槽への補給準備	-	-	-	-	2人 ※1, ※2		・放射線防護装備準備	10分																
	-	-	-	-			・現場移動 ・淡水貯水池～防火水槽への系統構成、ホース水張り	90分																
可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	2人, ※1	2人, ※2	・放射線防護装備準備	10分																
	-	-	-	-			・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による復水貯蔵槽への注水準備 (可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 移動、ホース敷設 (防火水槽から可搬型代替注水ポンプ (A-2級)、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) から接続口)、ホース接続)	180分																
	-	-	-	-	(2人)	(2人)	・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による復水貯蔵槽への補給 ・淡水貯水池から防火水槽への補給	適宜実施 現場確認中断 (一時待避中) 適宜実施																
格納容器ベント準備操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・ベント準備 (格納容器ベントバンドリ構成)	60分																
	-	-	(2人) C, D	(2人) o, d	-	-	・放射線防護装備準備	10分																
	-	-	-	-	-	-	・現場移動 ・ベント準備 (格納容器一次隔離弁操作)	60分																
	-	-	-	-	※1, ※2		・6号炉フィルタ装置水位調整準備 (排水ポンプ水張り)	60分																
	-	-	-	-			・7号炉フィルタ装置水位調整準備 (排水ポンプ水張り)	60分																
格納容器ベント操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・格納容器ベント操作 (格納容器二次隔離弁操作) ・ベント状態監視	格納容器ベント操作後、適宜ベント状態監視																
	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・ベント状態監視	格納容器ベント操作後、適宜ベント状態監視												解析上考慮せず				
	-	-	(2人) C, D	(2人) o, d	-	-	・格納容器ベント操作 (格納容器二次隔離弁操作)	遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて格納容器ベントを行う。 操作は、現場への移動を含め、約5分後から開始可能である。(操作完了は、約20分後) 具体的な操作方法は、弁駆動部に設置されたエクステンションにより、二次格納施設外から手動にて操作を行う。												解析上考慮せず				
	-	-	-	-	10人 (参集)	10人 (参集)	・フィルタ装置水位調整 ・フィルタ装置pH測定 ・フィルタ装置薬液補給 ・ドレン移送ライン2ページ	適宜実施												中央制御室からの連絡を受けて現場操作を実施する				
燃料給油準備	-	-	-	-	2人		・放射線防護装備準備	10分																
	-	-	-	-			・軽油タンクからタンクローリ (4tL) への補給	90分												タンクローリ (4tL) 残量に応じて適宜軽油タンクから補給				
燃料給油作業	-	-	-	-			・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) への給油	適宜実施 作業中断 (一時待避中) 適宜実施												一時待避前に燃料が枯渇しないように補給する				
必要人員数 合計	2人 A, B	2人 a, b	2人 C, D	2人 o, d	8人 (参集要員20人)																			

( ) 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

図 2.1.5 高圧・低圧注水機能喪失時の作業と所要時間 (2/2)

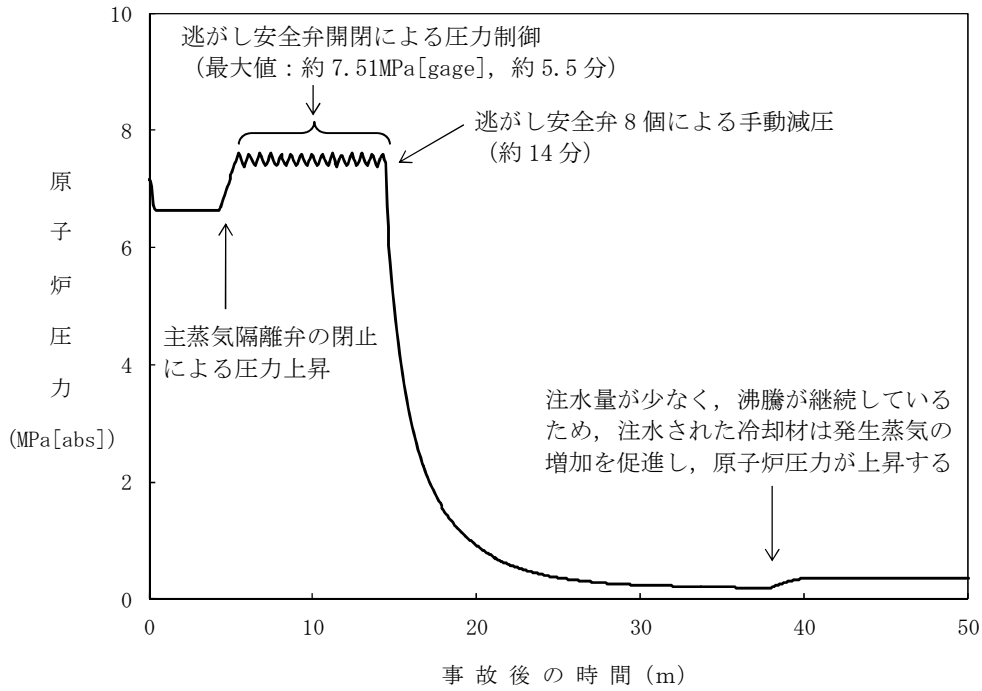


図 2.1.6 原子炉圧力の推移

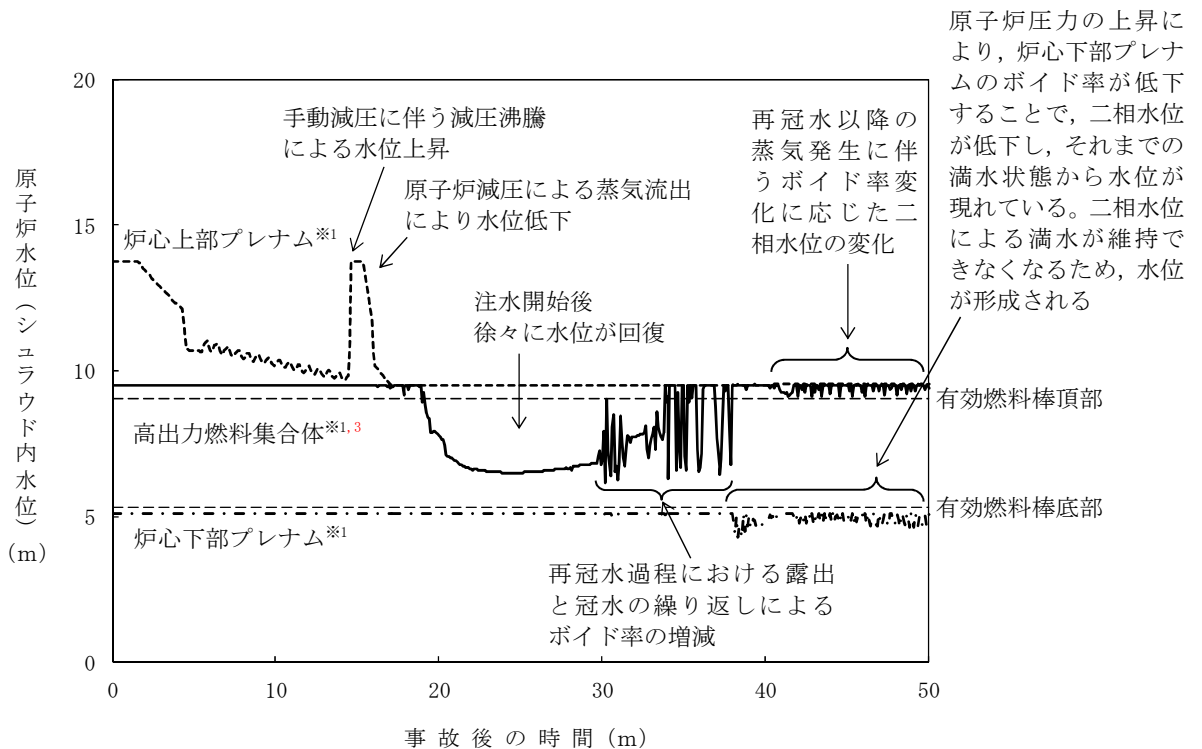


図 2.1.7 原子炉水位(シュラウド内水位)の推移<sup>※2</sup>

- 原子炉圧力の上昇により、炉心下部プレナムのボイド率が低下することで、二相水位が低下し、それまでの満水状態から水位が現れている。二相水位による満水が維持できなくなるため、水位が形成される
- ※1 SAFER では、炉心シュラウド内側を下から炉心下部プレナム、炉心、炉心上部プレナムの領域に分け水位を計算している。ここでは、炉心上部プレナムについては下限の水位(ノード内水位なしの状態)、高出力燃料集合体及び炉心下部プレナムについては、上限の水位(ノード内の満水状態)が示されている。例えば、炉心上部プレナムの水位を「下限の水位」と表現しているのは、その領域の冷却材が完全になくなった状態を示し、炉心部または高出力燃料集合体と炉心下部プレナムの水位を「上限の水位」と表現しているのは、各々の領域が満水となっている状態を示している。  
なお、図の点線は炉心上部プレナム、実線は高出力燃料集合体、一点破線は炉心下部プレナムのそれぞれの領域の水位を示す。
  - ※2 シュラウド内外水位はボイドを含む二相水位を示しており、二相水位評価の範囲としてボイド率を 0.9 と制限している。(蒸気単相を仮定している蒸気ドームを除く各領域では、水と蒸気の質量及び二相混合相のボイド率が計算され、二相混合体積から二相水位を求めている。ボイド率が 1.0 となるまで二相混合体積を計算し続けると、水がほぼ無い状態でも、二相混合体積(水位)として扱われるため水位を高め評価することとなる。)
  - ※3 高出力燃料集合体とは、「燃料被覆管温度計算の観点から、集合体初期出力を保守的な設定とした燃料集合体」をいう。  
(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 第 1 部 SAFER コード 3.3 解析モデル 3.3.1 熱水力モデル (1) ノード分割 ⑨ノード 9: 高出力燃料集合体 参照)



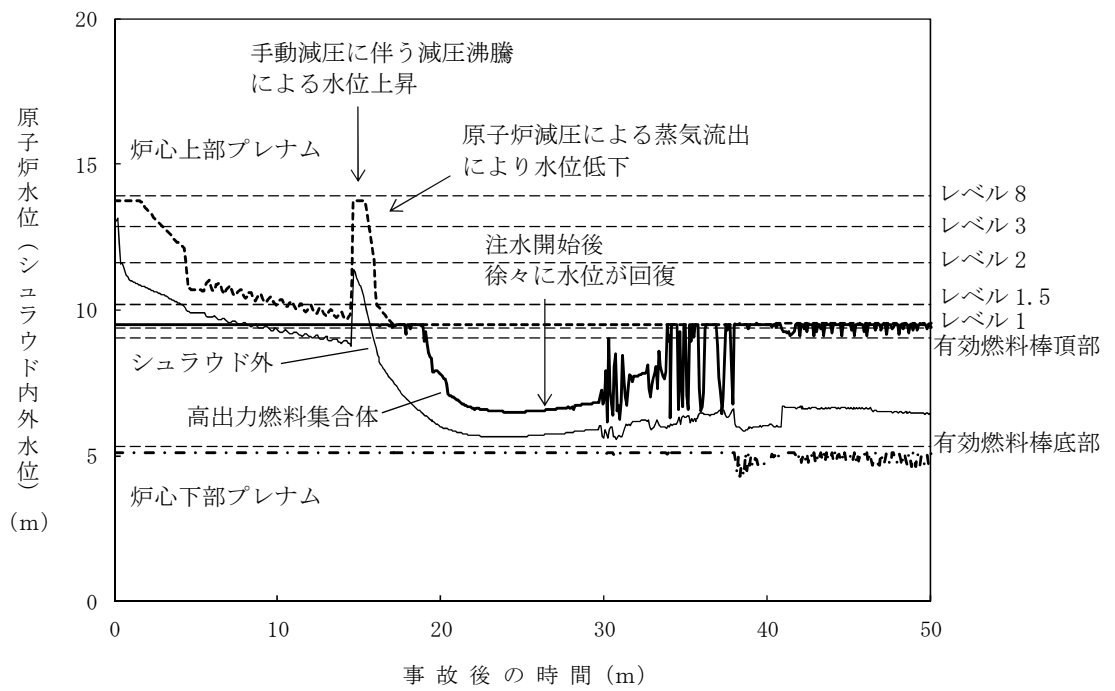


図 2.1.8 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

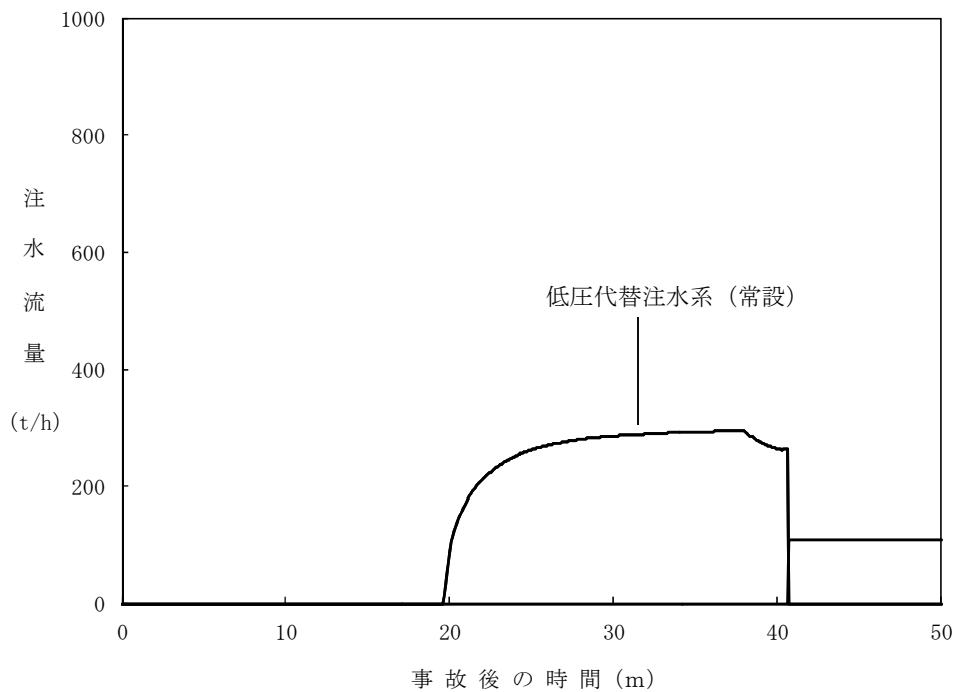


図 2.1.9 注水流量の推移

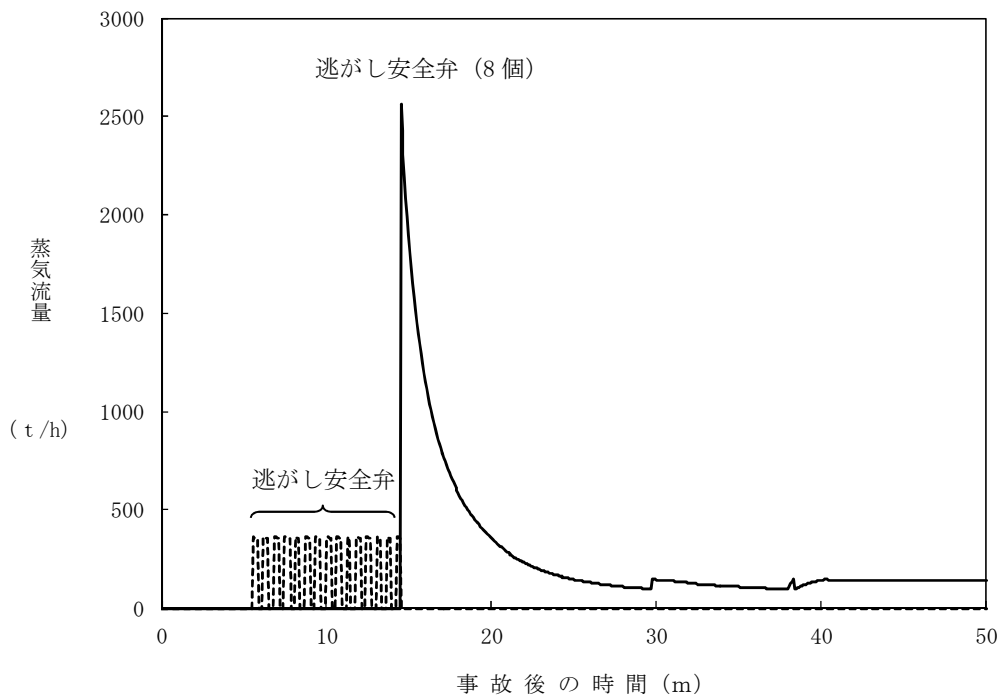


図 2.1.10 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移

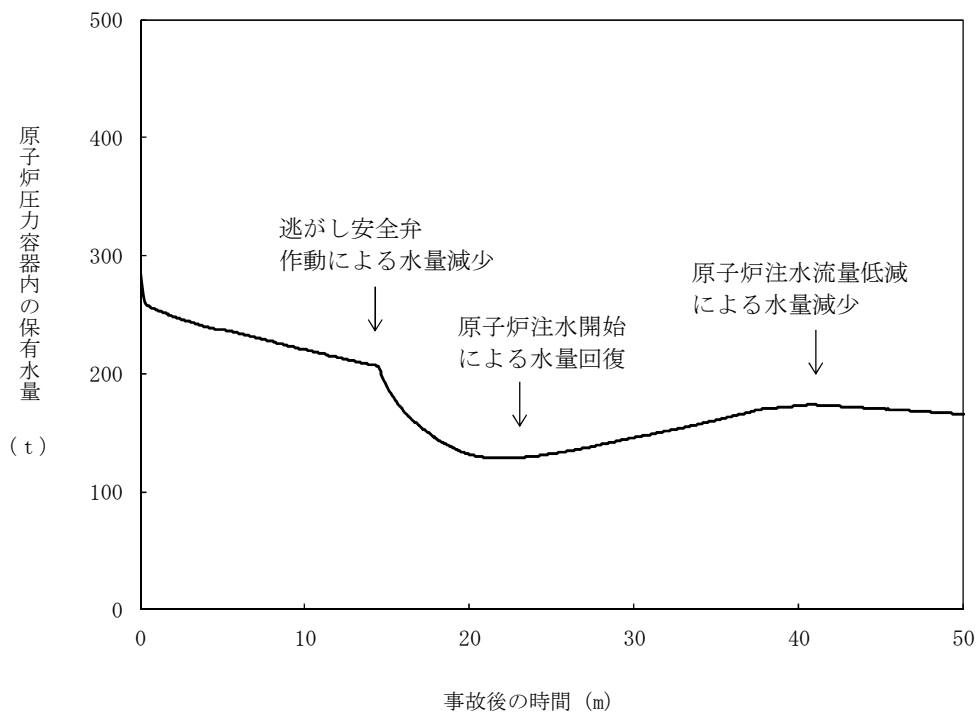


図 2.1.11 原子炉圧力容器内の保有水量の推移

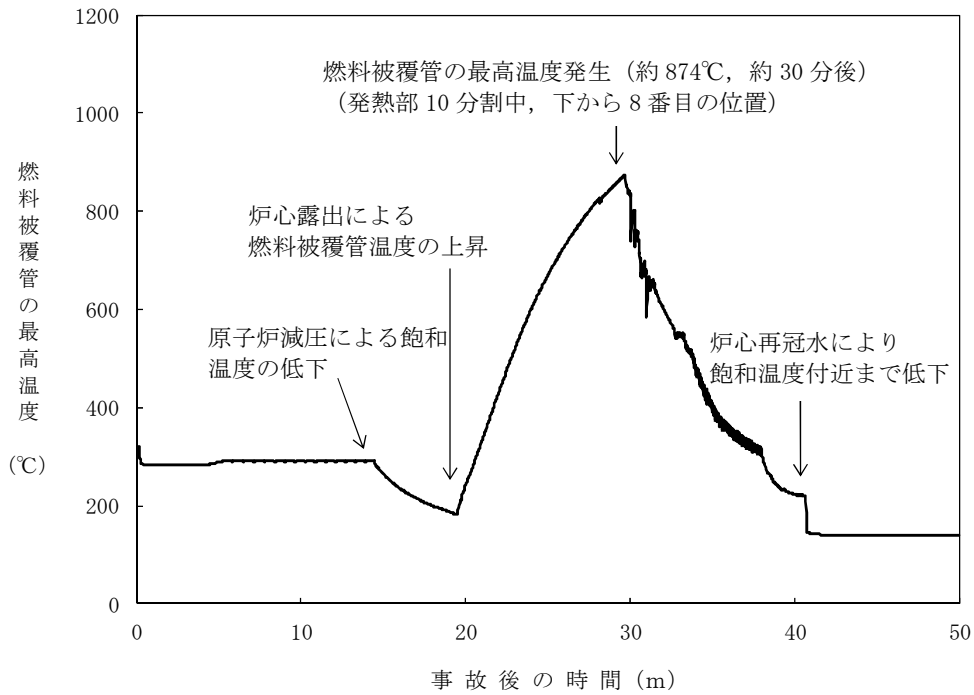


図 2.1.12 燃料被覆管温度の推移

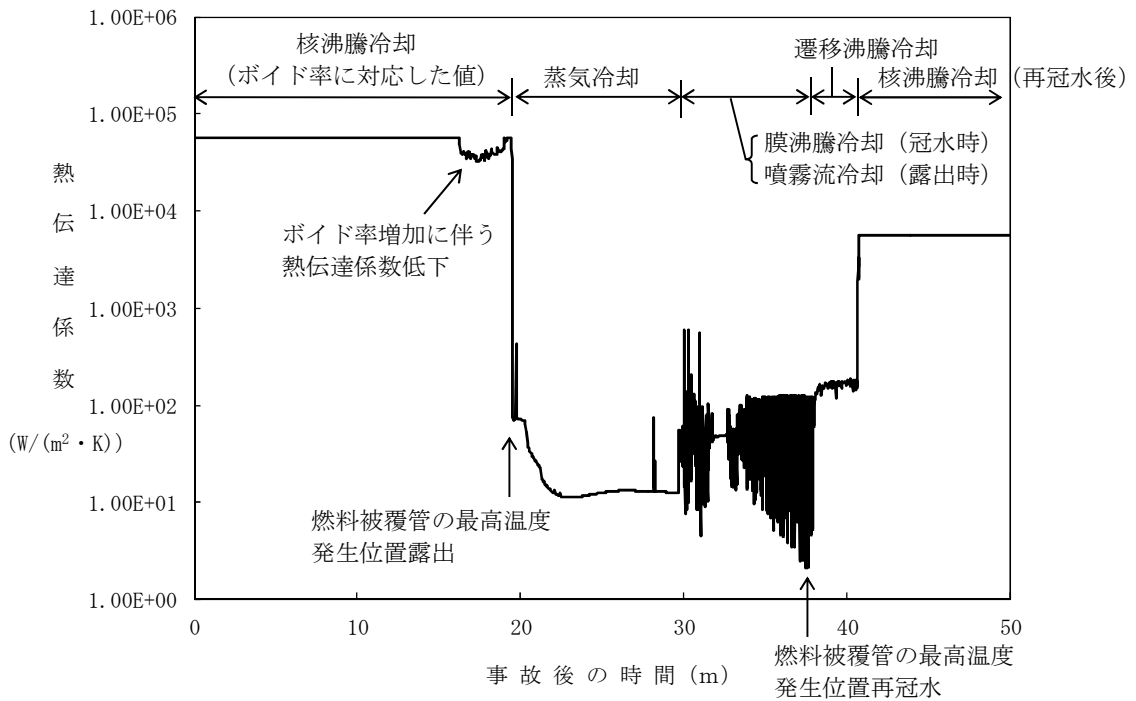


図 2.1.13 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数の推移

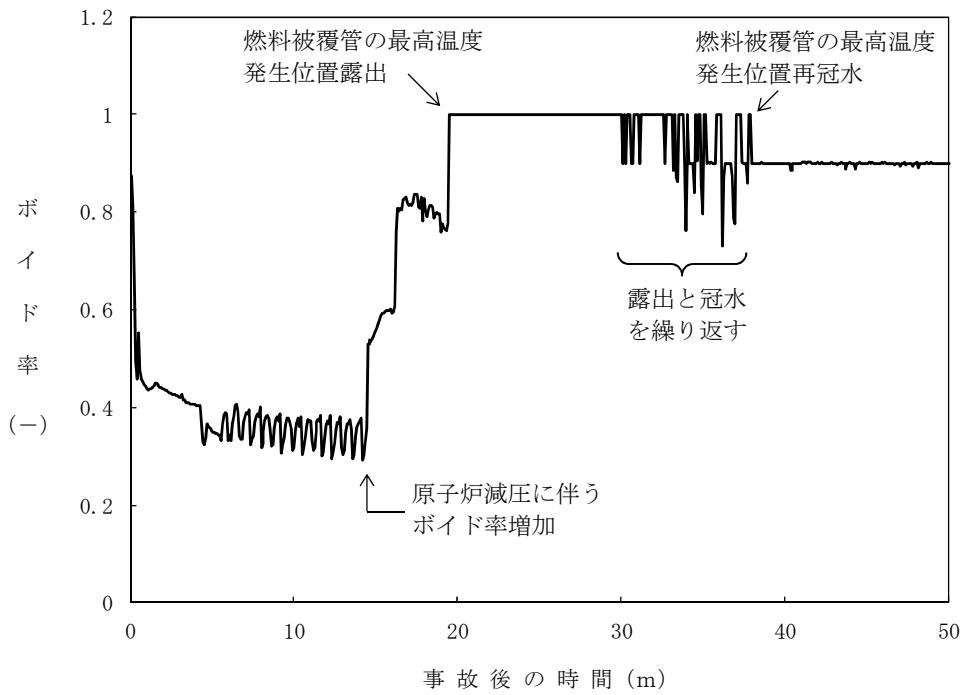


図 2.1.14 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率の推移

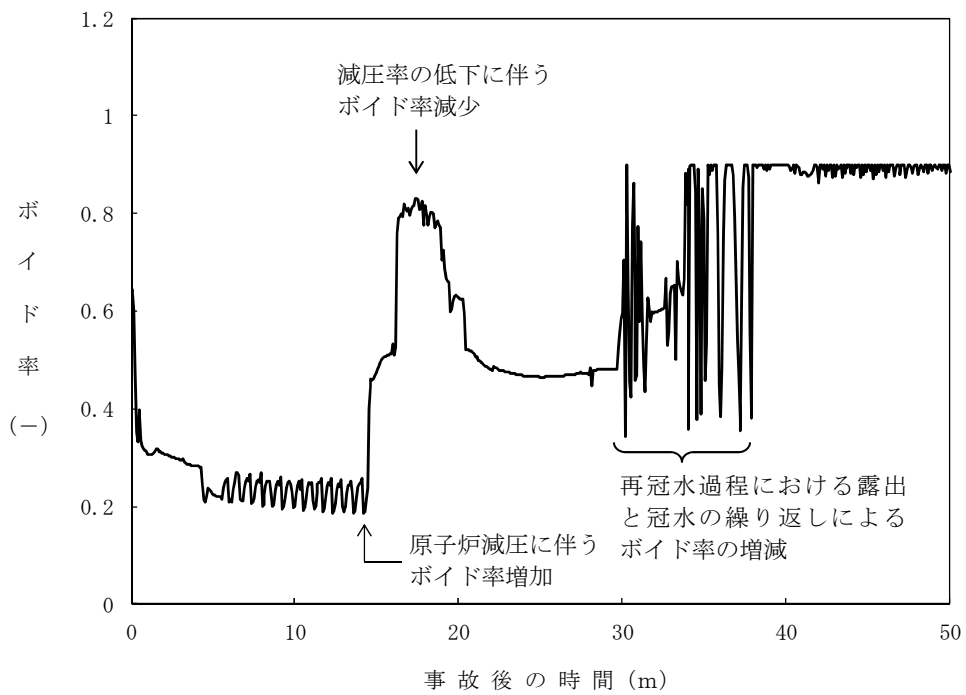


図 2.1.15 高出力燃料集合体のボイド率の推移\*

※ 高出力燃料集合体内に水位があることから、二相水位以下のボイド率を示している。

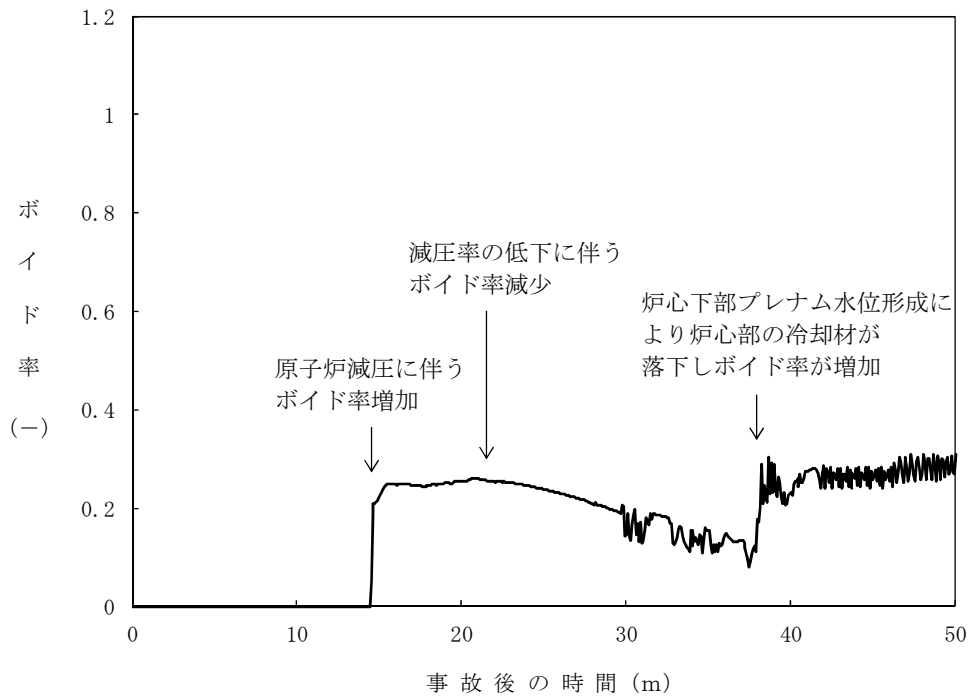


図 2.1.16 炉心下部プレナム部のボイド率の推移

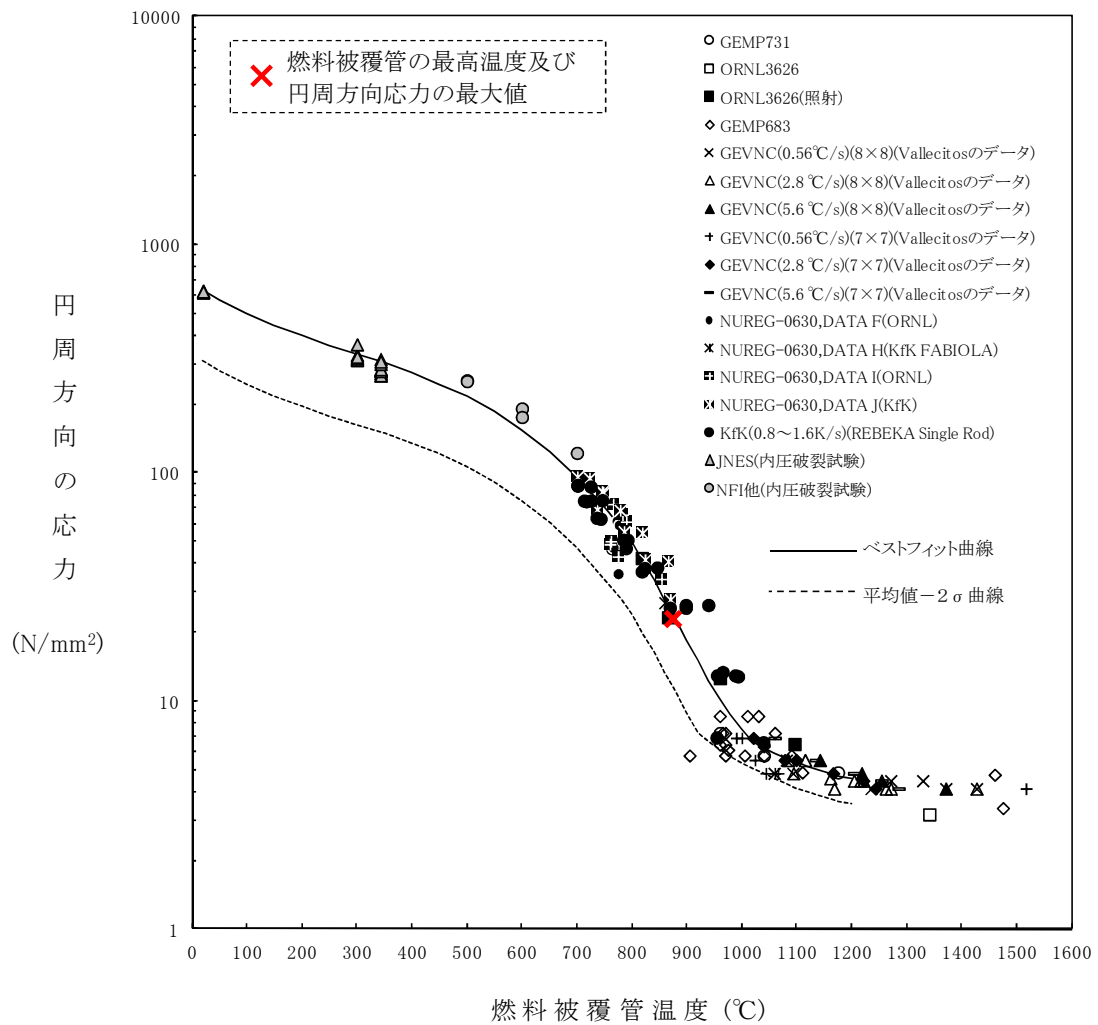


図 2.1.17 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係

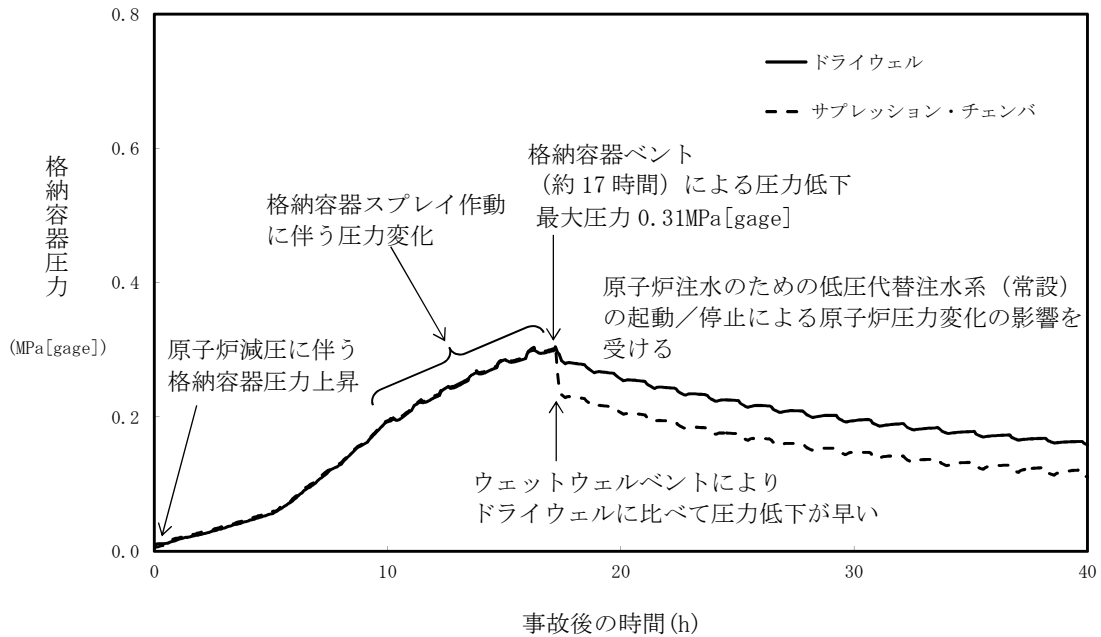


図 2.1.18 格納容器圧力の推移

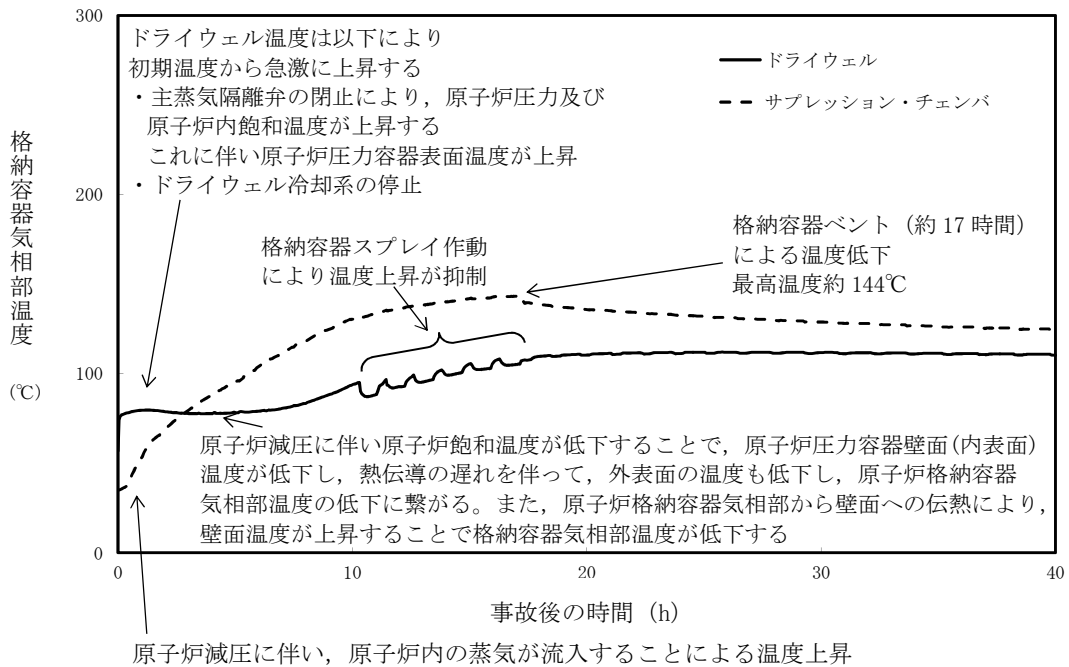


図 2.1.19 格納容器気相部温度の推移

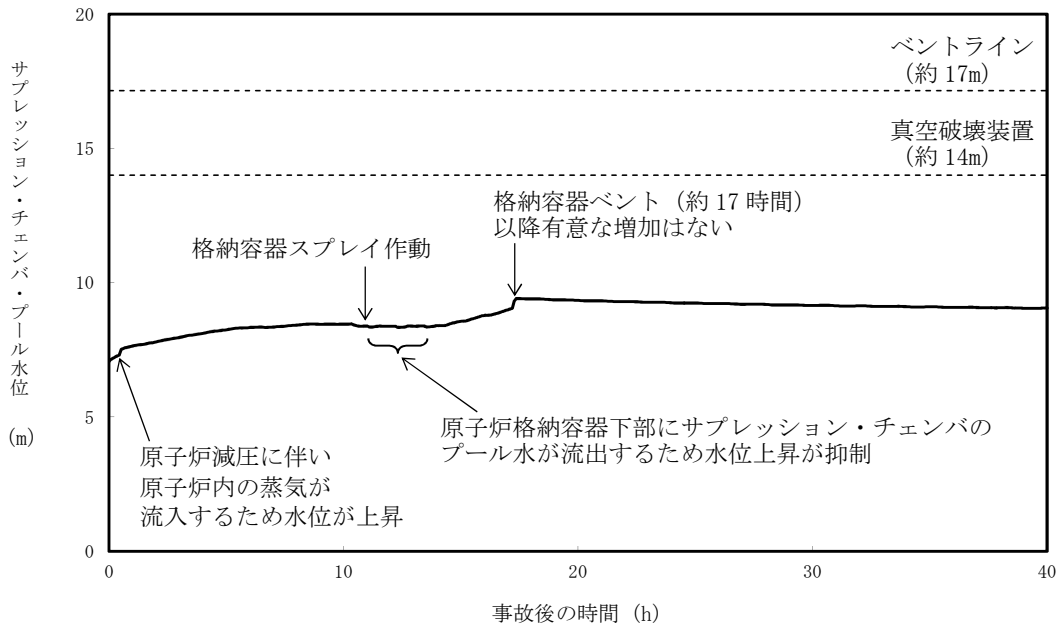


図 2.1.20 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移

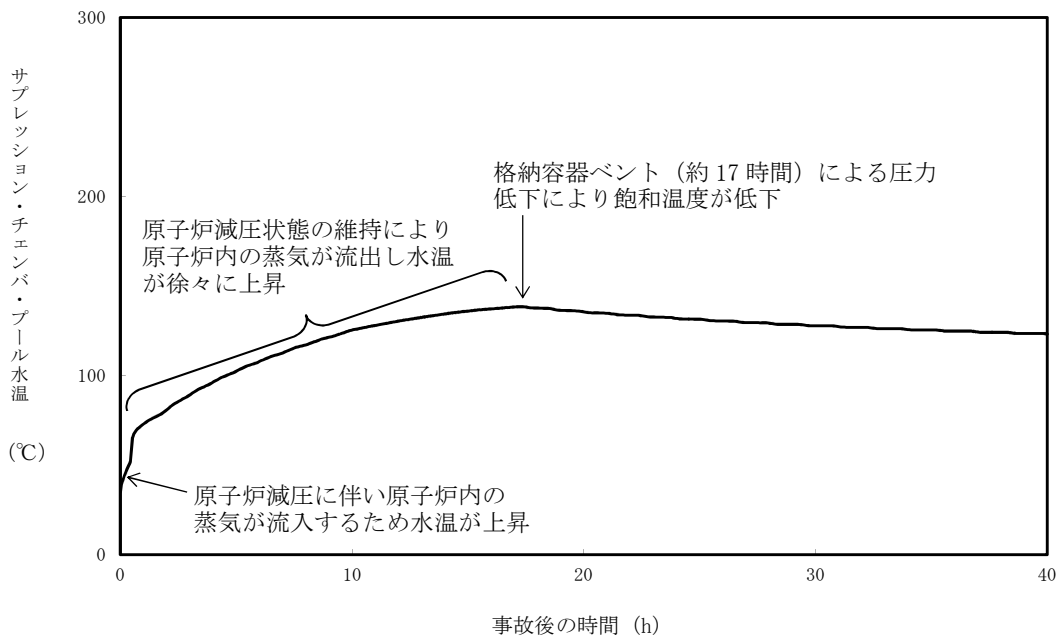


図 2.1.21 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移



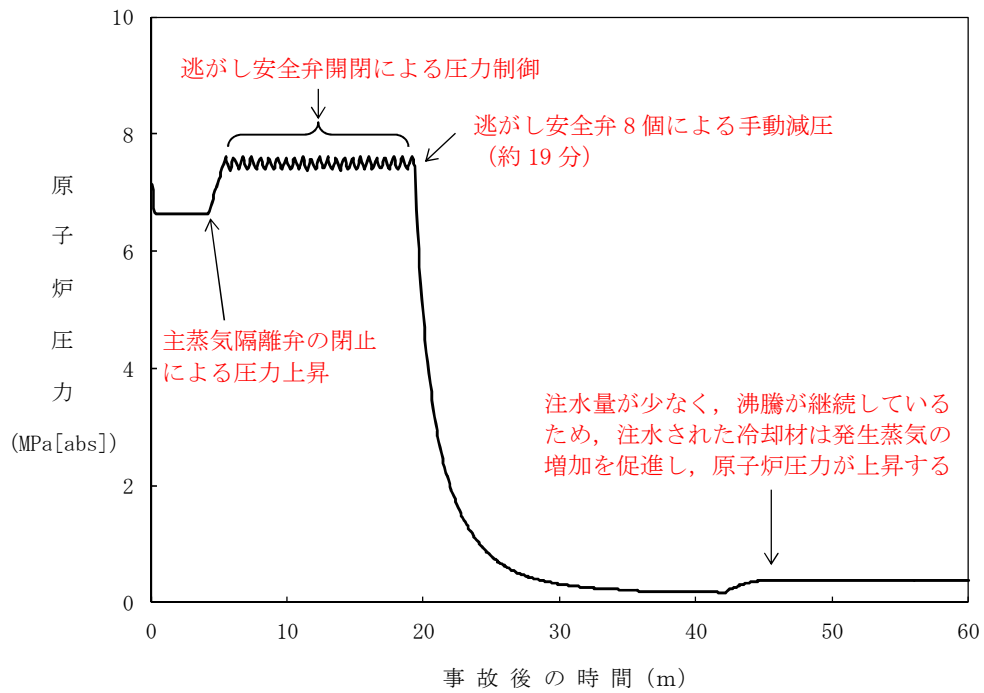


図 2.1.22 操作 5 分遅れのケースにおける原子炉圧力の推移

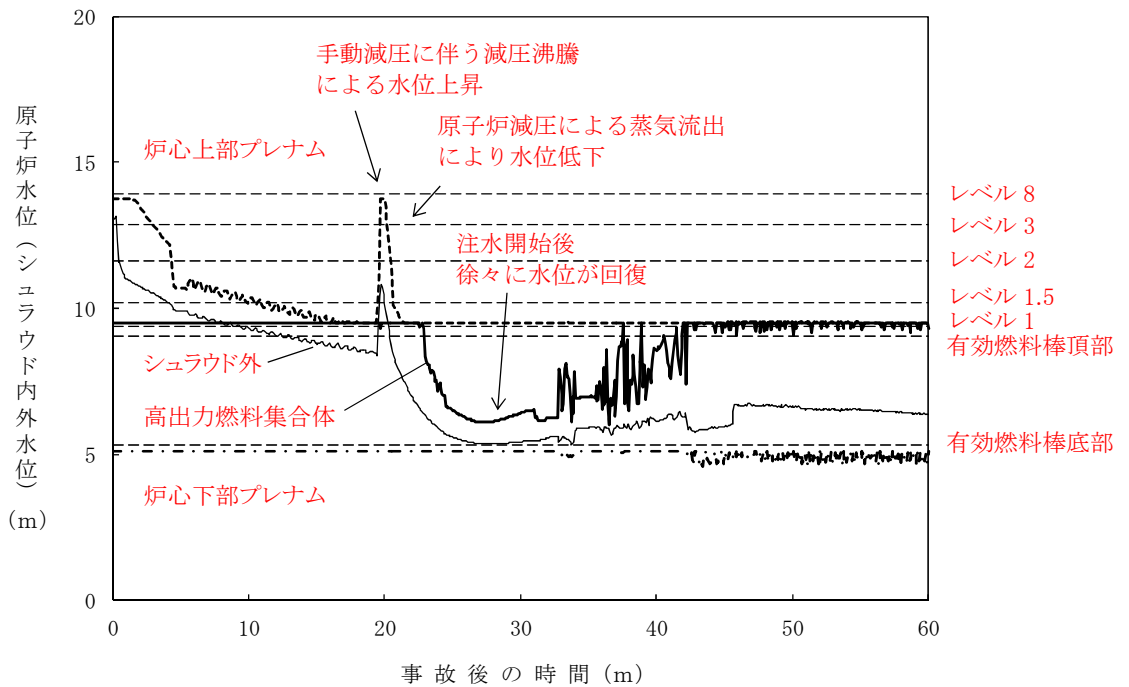


図 2.1.23 操作 5 分遅れのケースにおける原子炉水位 (シユラウド内外水位) の推移

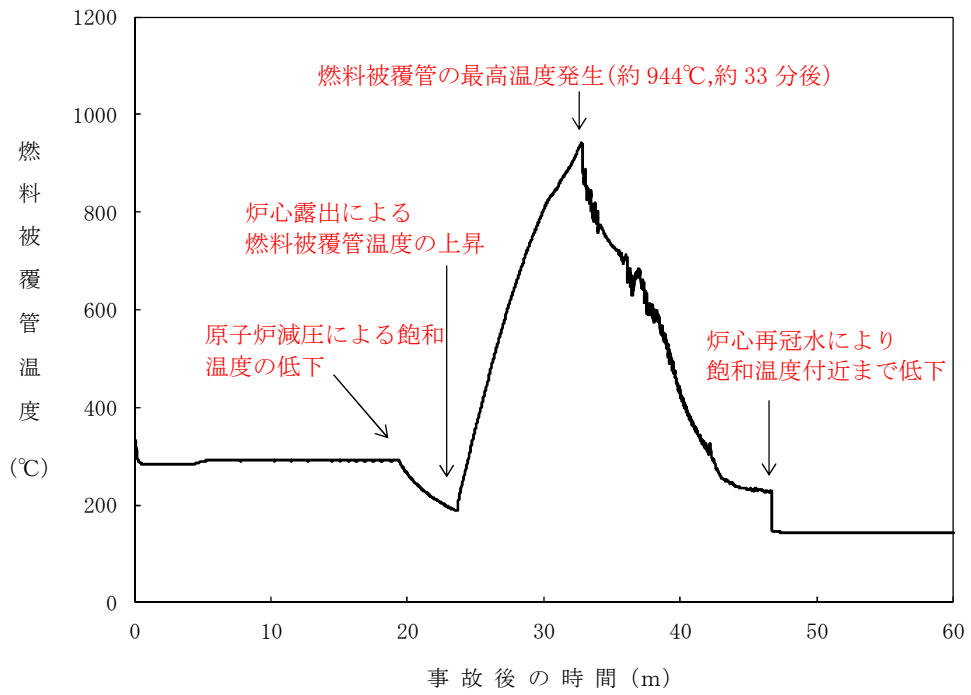


図 2.1.24 操作 5 分遅れのケースにおける燃料被覆管温度の推移

表 2.1.1 高圧・低圧注水機能喪失時における重大事故等対策について

判断及び操作	操作	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する	—	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位による自動起動信号が発生するが、各ポンプの起動失敗又は各ポンプの系統流量計の指示が上昇しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する	—	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】
高圧代替注水系による原子炉水位回復	高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する	高圧代替注水系 復水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	高圧・低圧注水機能喪失確認後、低圧代替注水系 (常設) を 2 台運転とし、中央制御室にて逃がし安全弁 8 個を全開し、原子炉急速減圧を実施する	復水移送ポンプ 逃がし安全弁	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力
低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、低圧代替注水系 (常設) の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位は原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) 復水貯蔵槽水位 (SA)
代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.18MPa [gage] に到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器冷却を実施する。代替格納容器スプレイ中に原子炉水位が原子炉水位低 (レベル 3) まで低下した場合は、代替格納容器スプレイを停止し原子炉注水を実施する。原子炉水位高 (レベル 8) まで回復後、原子炉注水を停止し、代替格納容器スプレイを再開する	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) 復水貯蔵槽水位 (SA)
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が 0.31MPa [gage] に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 代替格納容器圧力逃がし装置	—	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブレンジオン・チェンバ・プールの水位 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧

【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

 有効性評価上考慮しない操作

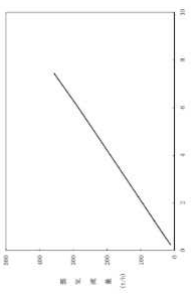
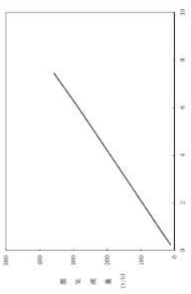
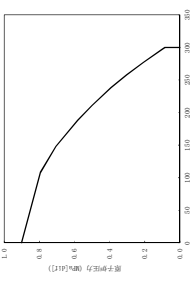
表 2.1.1.2 主要解析条件 (高圧・低圧注水機能喪失) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	原子炉側：SAFER, CHASTE 原子炉格納容器側：MAAP	—
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータースカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
炉心入口温度	約 278°C	熱平衡計算による値
炉心入口サブクール度	約 10°C	熱平衡計算による値
燃料	9×9 燃料 (A 型)	—
最大線出力密度	44.0kW/m	設計の最大値として設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウエットウエル)	空間部：5,960m <sup>3</sup> 液相部：3,580m <sup>3</sup>	ウエットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3.43kPa (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
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (NWL)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35°C	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57°C	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50°C (事象開始 12 時間以降は 45°C, 事象開始 24 時間以降は 40°C)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

表 2.1.1.2 主要解析条件 (高圧・低圧注水機能喪失) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定
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	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより、原子炉水位低（レベル3）による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高くと維持され、原子炉水位の低下が早いため、炉心冷却上厳しくなる

表 2.1.2 主要解析条件 (高圧・低圧注水機能喪失) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定
代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが、原子炉水位低 (レベル3) で4台, 原子炉水位低 (レベル2) で残りの6台がトリップ  逃がし弁機能 7.51 MPa[gage] × 1 個, 363 t/h/個 7.58 MPa[gage] × 1 個, 367 t/h/個 7.65 MPa[gage] × 4 個, 370 t/h/個 7.72 MPa[gage] × 4 個, 373 t/h/個 7.79 MPa[gage] × 4 個, 377 t/h/個 7.86 MPa[gage] × 4 個, 380 t/h/個  自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個を開することによる原子炉急速減圧 〈原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係〉 	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定
逃がし安全弁		逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定      逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定
低圧代替注水系 (常設)	最大 300m <sup>3</sup> /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御  	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定   復水移送ポンプ2台による注水特性
代替格納容器スプレイ冷却系	140m <sup>3</sup> /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定
格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が0.62MPa[gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積70%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

表 2.1.2 主要解析条件 (高圧・低圧注水機能喪失) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
低圧代替注水系 (常設) の追加起動及び中央制御室における系統構成	事象発生から 10 分後	高圧・低圧注水系機能喪失を確認後実施するが、事象判断時間を考慮して、事象発生から 10 分後に開始し、操作時間は約 4 分間として設定
原子炉急速減圧操作	事象発生から約 14 分後	中央制御室操作における低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.18MPa [Lgage] 到達時	設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa [Lgage] 到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定

重大事故等対策に関連する操作条件

## 安定状態について

高圧・低圧注水機能喪失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，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により，炉心冠水が維持でき，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。

原子炉格納容器安定状態：炉心冠水後に，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（格納容器圧力逃がし装置等，残留熱除去系又は代替循環冷却系）により，格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ，また，原子炉格納容器除熱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

逃がし安全弁を開維持することで，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，原子炉安定停止状態が確立される。

原子炉格納容器安定状態の確立について

炉心冷却を継続し，事象発生から約 17 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を開始することで，格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり，格納容器温度は 150℃を下回るとともに，ドライウェル温度は，低圧注水継続のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている 126℃を上回ることはなく，原子炉格納容器安定状態が確立される。なお，除熱機能として格納容器圧力逃がし装置等を使用するが，本事象より使用までの時間が短く放射性物質の減衰効果が少ない「2.3 全交流動力電源喪失」の実効線量約  $4.9 \times 10^{-2} \text{mSv}$  以下となり，燃料被覆管破裂は発生しないため，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ることはなく，敷地境界での実効線量評価は 5mSv を十分に下回る。

また，重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり，また，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】

上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。

また，代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系を復旧して除熱を行い，原子炉格納容器を隔離することによって，安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。（別紙 1）



## 安定状態の維持について

## 1. 安定状態の維持に関する定量評価

サプレッション・チェンバ水温に関する長期間解析及び残留熱除去系の復旧に関する定量評価について示す。

## (1) サプレッション・チェンバ水温に関する長期間解析

代替循環冷却系又は格納容器ベントを使用した場合のサプレッション・チェンバ・プール水温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・チェンバ・プール水温が高く推移するシーケンスとして、重大事故として「格納容器過圧・過温破損シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合及び代替循環冷却系を使用しない場合）」について、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として、格納容器ベントを行い、事故発生 40 時間時点のサプレッション・チェンバ・プール水温が最も高い「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障）シナリオ」について、サプレッション・チェンバ・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。

図 1.1 から図 1.3 に、格納容器過圧・過温破損シナリオ（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器圧力・温度及びサプレッション・チェンバ・プール水温の解析結果を示す。同様に、図 1.4 から図 1.6 に、格納容器過圧・過温破損シナリオ（代替循環冷却系を使用しない場合）の解析結果を、図 1.7 から図 1.9 に、崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障）シナリオの解析結果を示す。

図 1.3, 図 1.6, 及び図 1.9 に示すように、いずれの解析結果においても事故後 7 日時点では、サプレッション・チェンバ・プール水温は最高使用温度の 104℃（原子炉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 日以降の 100℃に低下するまでの全期間に亘って 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、原子炉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・チェンバ・プール水温が最高使用温度を上回っていても原子炉格納容器の健全性が問題となることはない。

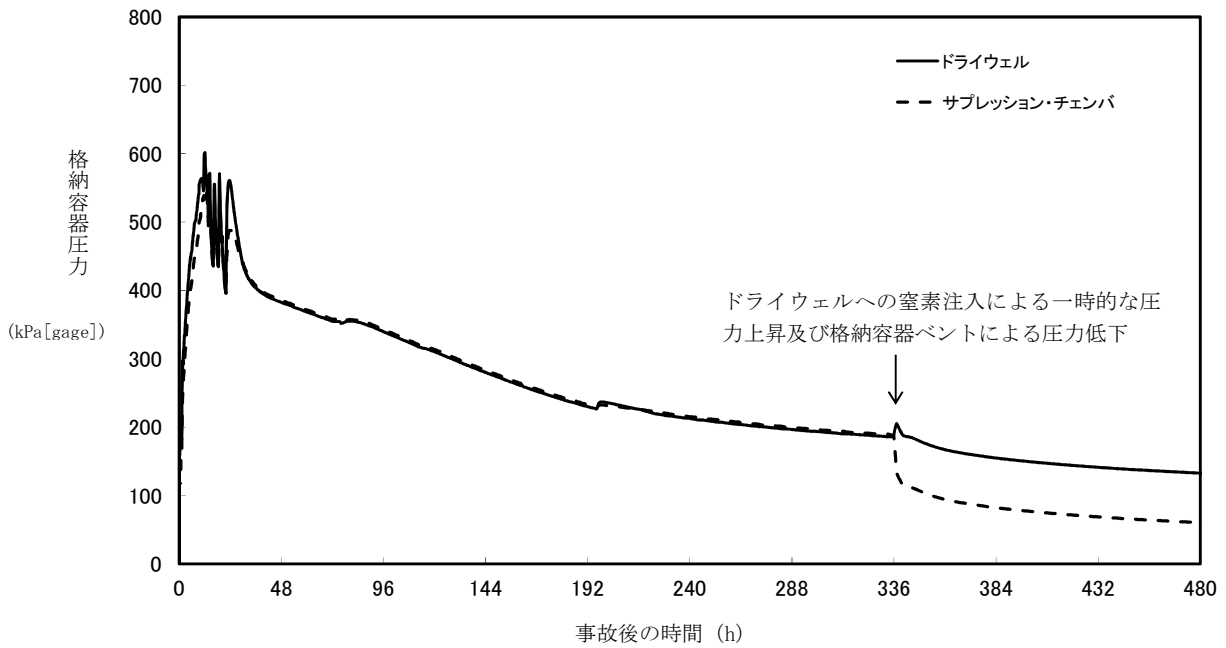


図 1.1 格納容器圧力の推移 (格納容器過圧・過温破損シナリオ)  
(代替循環冷却系を使用する場合)

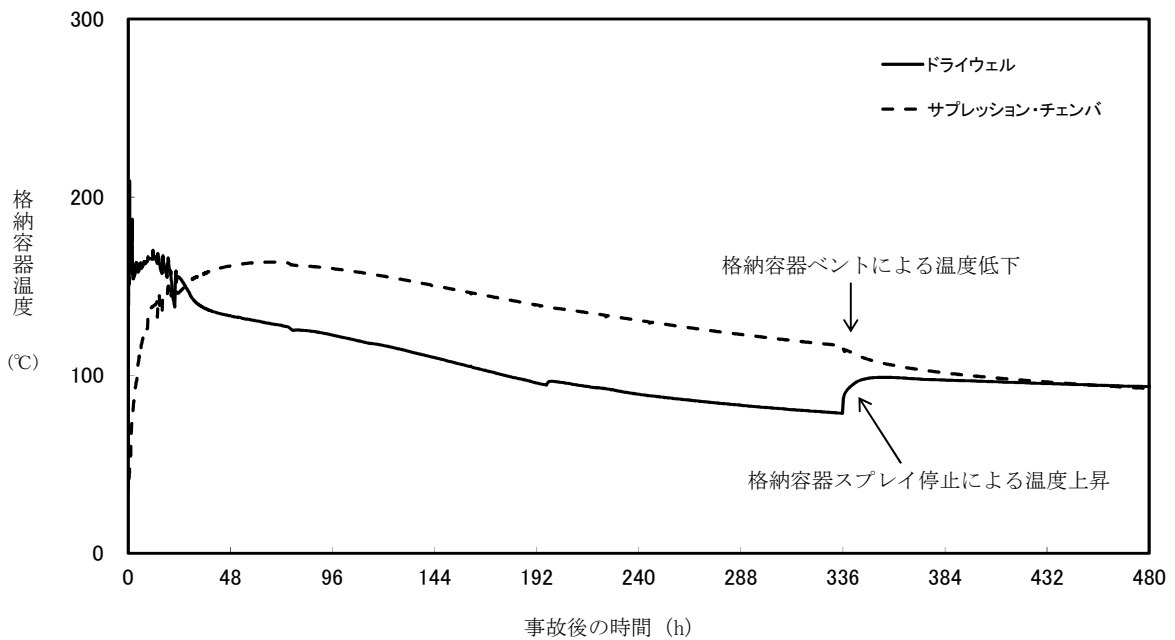


図 1.2 格納容器温度の推移 (格納容器過圧・過温破損シナリオ)  
(代替循環冷却系を使用する場合)

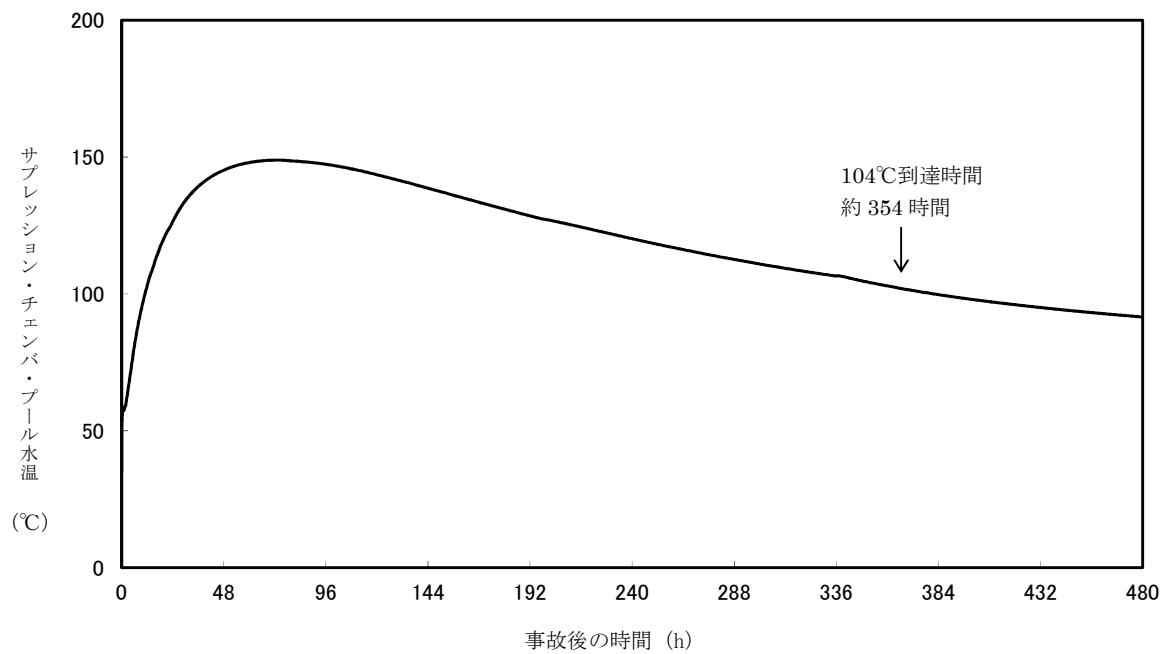


図 1.3 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移（格納容器過圧・過温破損シナリオ）  
（代替循環冷却系を使用する場合）

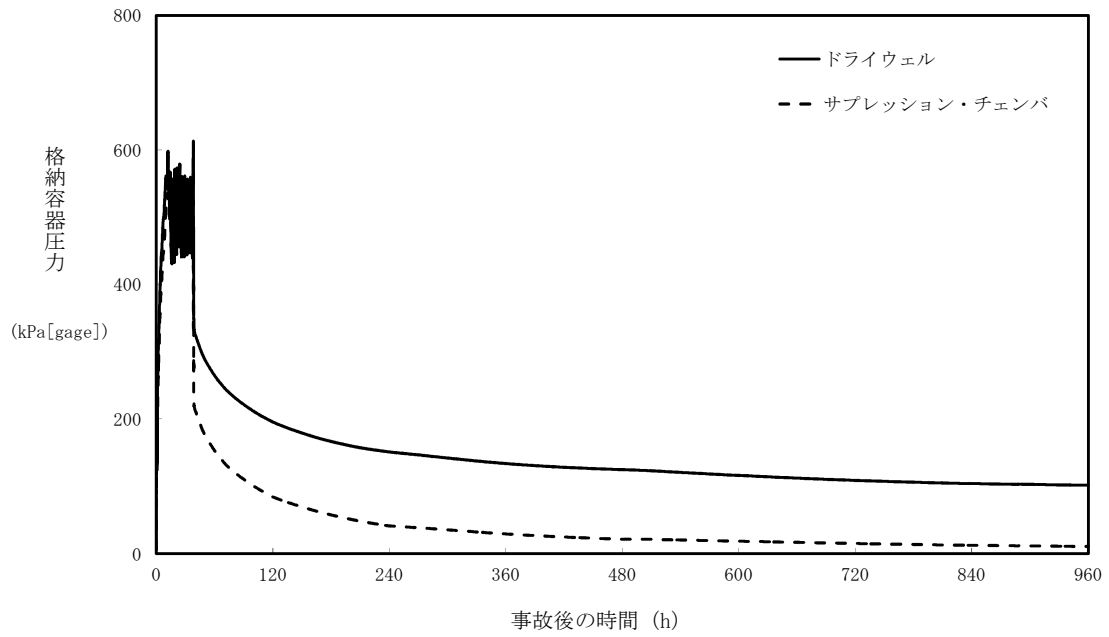


図 1.4 格納容器圧力の推移 (格納容器過圧・過温破損シナリオ)  
(代替循環冷却系を使用しない場合)

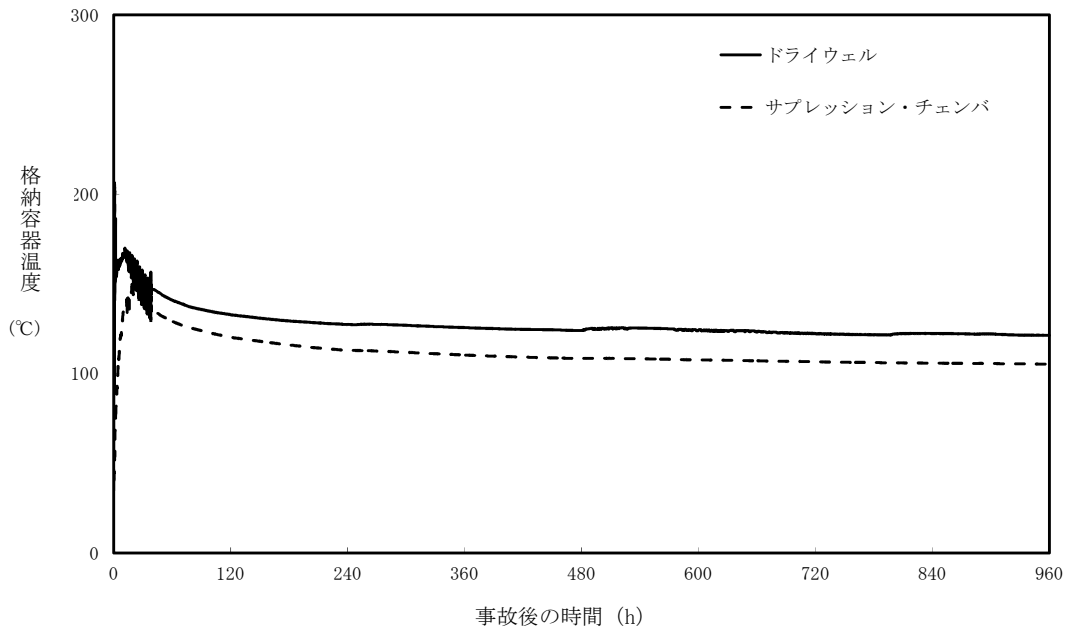


図 1.5 格納容器温度の推移 (格納容器過圧・過温破損シナリオ)  
(代替循環冷却系を使用しない場合)

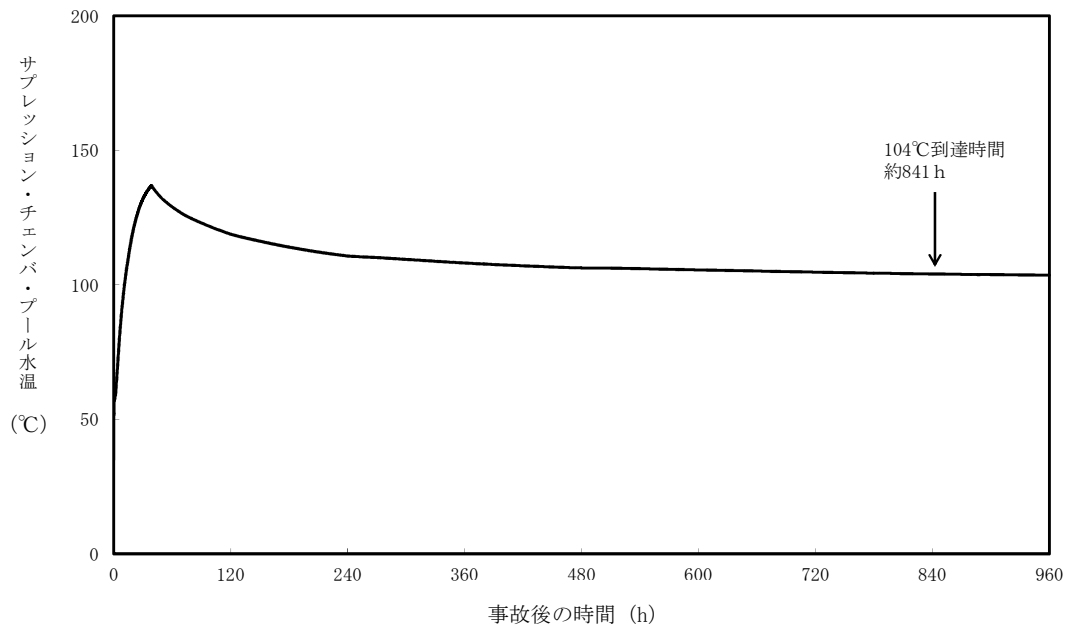


図 1.6 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移（格納容器過圧・過温破損シナリオ）  
（代替循環冷却系を使用しない場合）

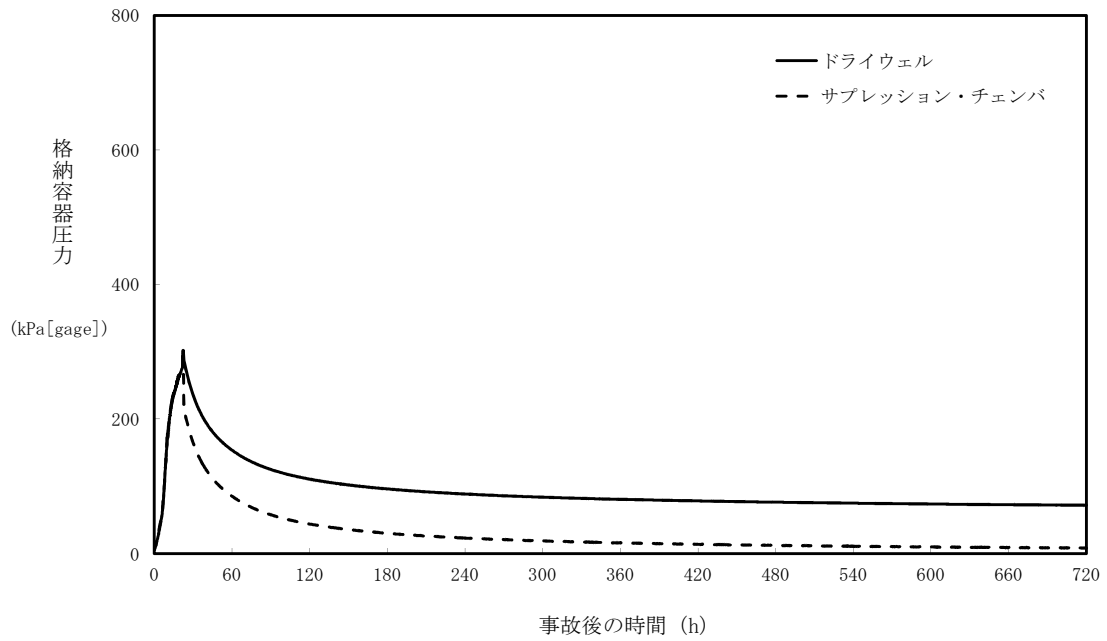


図 1.7 格納容器圧力の推移 (崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障))

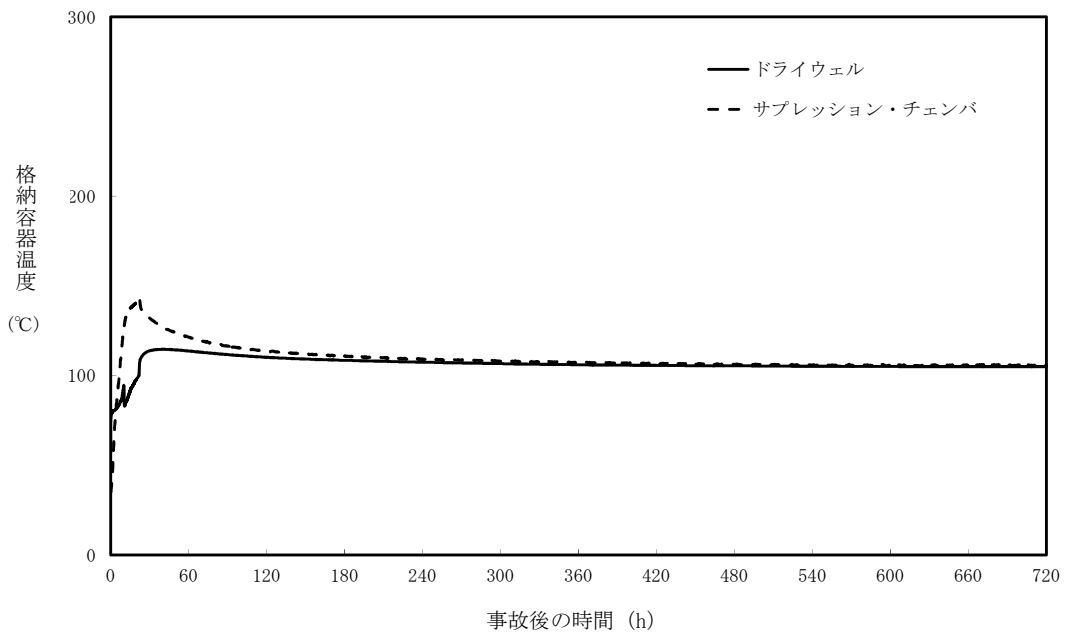


図 1.8 格納容器温度の推移 (崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障))

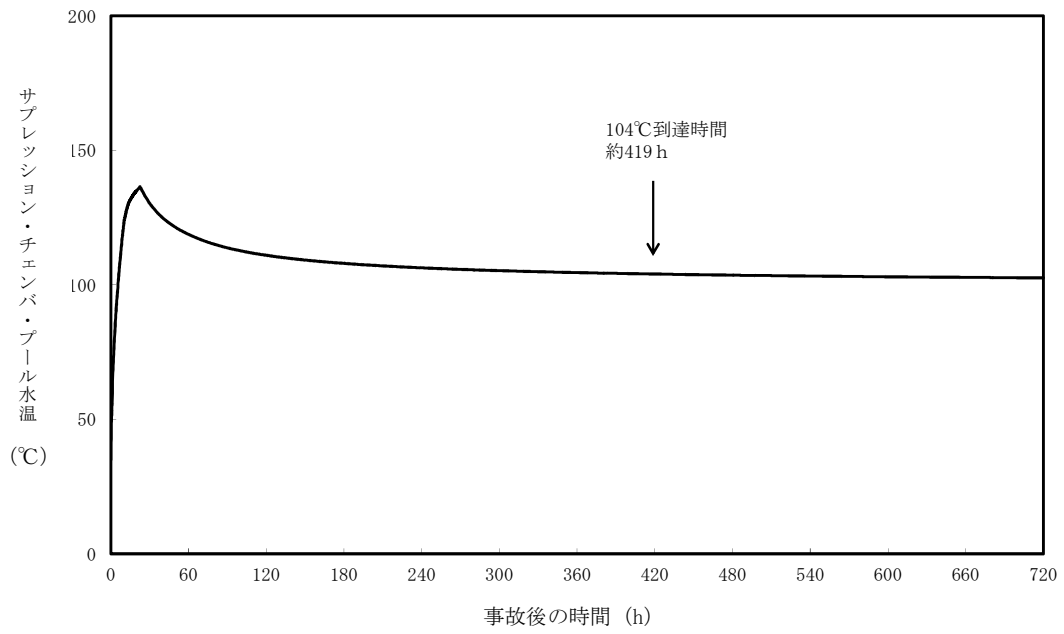


図 1.9 サプレッション・チェンバ水温の推移 (崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障))

## (2) 残留熱除去系の復旧に関する定量評価

ここでは、残留熱除去系の復旧による安定状態の評価として、安定状態は確立し、炉心の冷却は維持され、格納容器圧力及び温度は低下傾向に向かうものの、サプレッション・チェンバ・プール水位が比較的高く推移する崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）を例に評価を行った。

図 1.10 及び図 1.11 に、格納容器圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温の時間変化を、図 1.12 及び図 1.13 に、注水流量及びサプレッション・チェンバ・プール水位の時間変化を、それぞれ事故発生後 14 日間について示す。

サプレッション・チェンバ・プール水位については、水位が真空破壊装置-1m に到達した時点で、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を停止することで外部水源からの注水を制限し、かつ、代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による除熱により、炉心及び原子炉格納容器の冷却を行いつつ、図 1.12 に示すように適宜サプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことで、図 1.13 に示すようにサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇は抑制される。

また、図 1.11 に示すように、サプレッション・チェンバ・プール水温は事象発生 20 時間後に残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の運転を開始した以降、低下が継続し、事故発生 7 日後までには最高使用温度(104℃)を下回る。事故発生 7 日後に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）で運転することにより、除熱能力が改善され、図 1.10 及び図 1.11 に示すように、格納容器圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温は大幅に低下する。

以上から、残留熱除去系の復旧により安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能である。



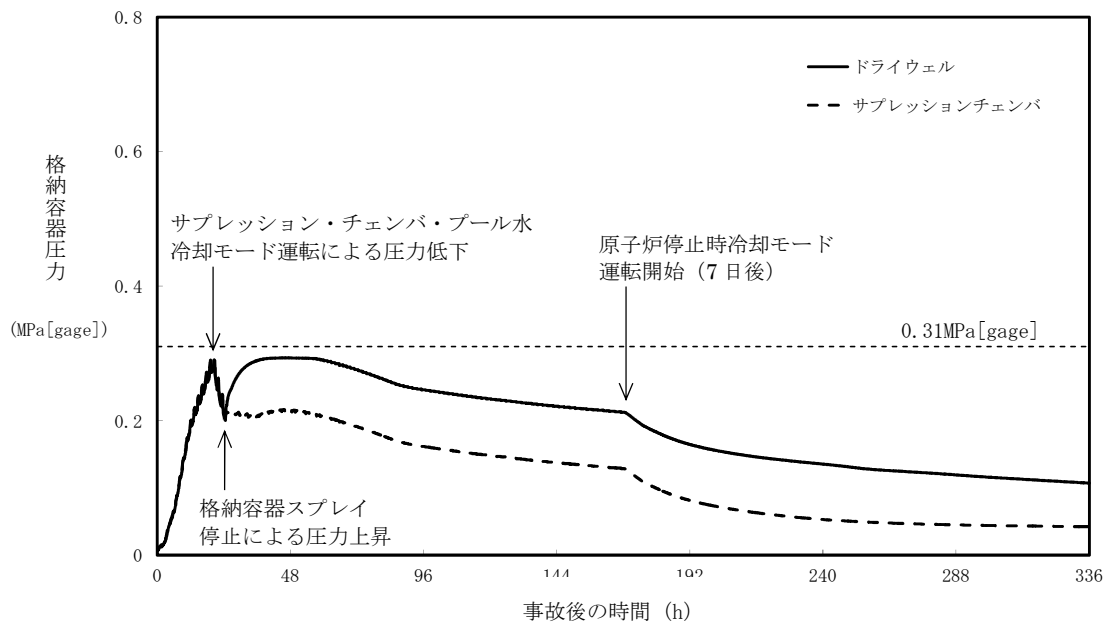


図 1.10 格納容器圧力の推移

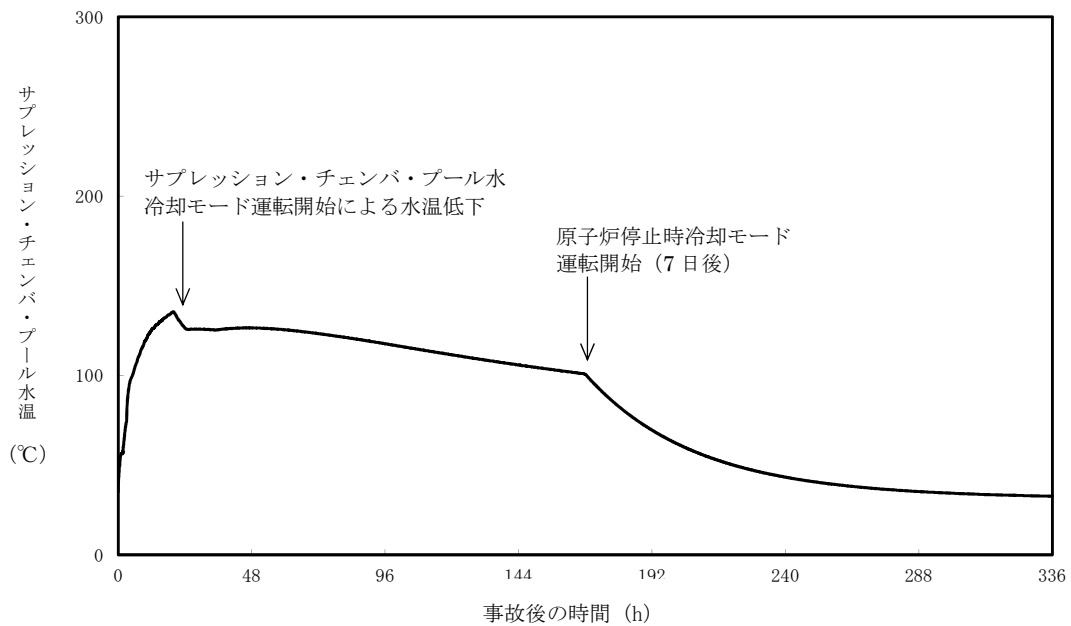
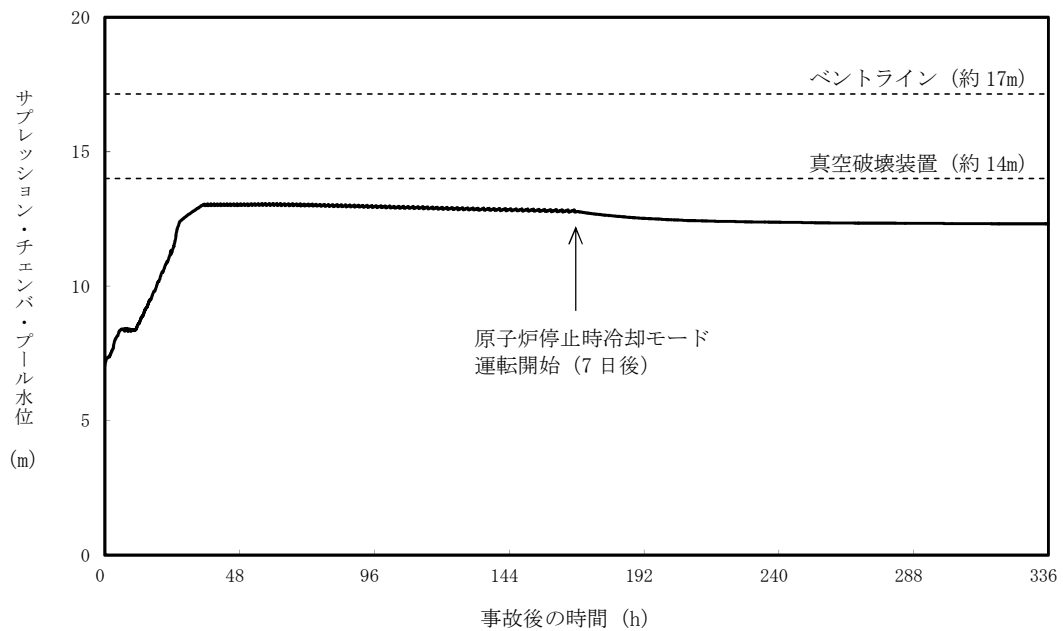
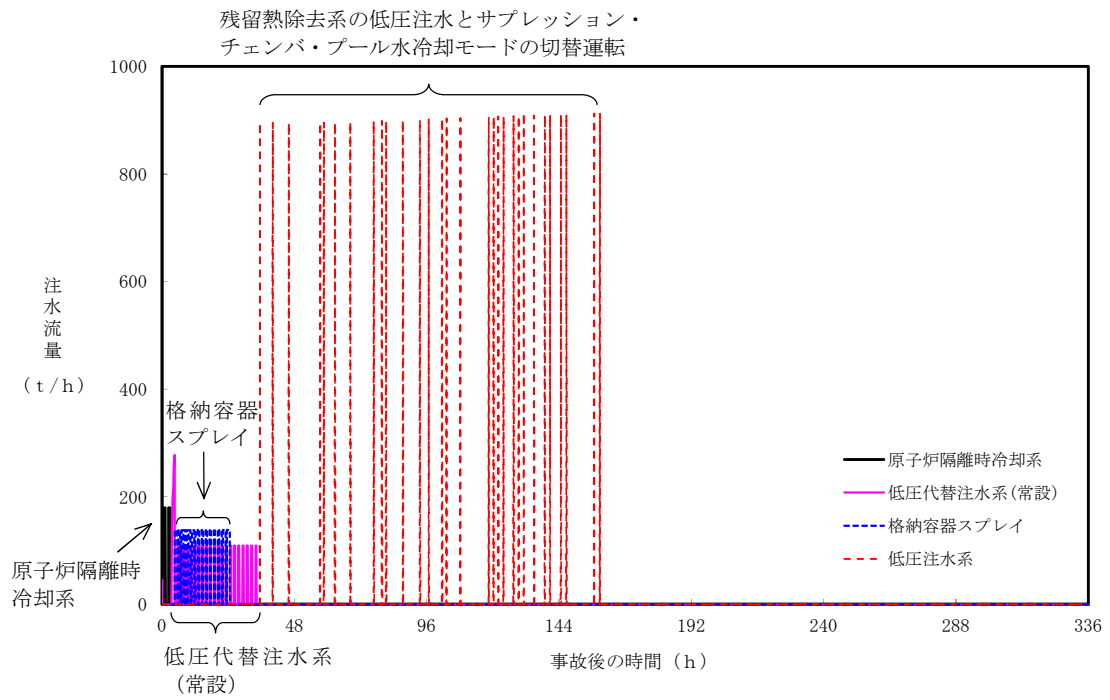


図 1.11 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移



## 2. 残留熱除去系の復旧方法について

### (1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について

残留熱除去系の機能喪失の原因によっては、大型機器の交換が必要となり復旧に時間かかる場合も想定されるが、予備品の活用やサイト外からの支援などを考慮すれば、1 ヶ月程度で残留熱除去系を復旧させることが可能であると考えられる。

残留熱除去系の復旧にあたり、原子炉補機冷却海水系、原子炉補機冷却水系については、予備品を保有することで復旧までの時間が短縮でき、成立性の高い作業で機能回復できる機器として、電動機を重大事故等により同時に影響を受けない場所に予備品として確保している。

一方、残留熱除去系については、防潮堤等の津波対策及び原子炉建屋内の内部溢水対策により区分分離されていること、さらに ABWR の残留熱除去系は3系統あることから、東日本大震災のように複数の残留熱除去系が同時浸水により機能喪失することはないと考えられる。

なお、ある1系統の残留熱除去系の電動機が浸水し、当該の残留熱除去系が機能喪失に至った場合においても、他系統の残留熱除去系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する（「1.0 重大事故対策における共通事項 添付資料 1.0.15 格納容器の長期にわたる状態維持に係わる体制の整備について」参照）。

### (2) 残留熱除去系の復旧手順について

炉心損傷又は格納容器破損に至る可能性のある事象が発生した場合に、運転員及び緊急時対策要員により残留熱除去系を復旧するための手順を整備してきている。

本手順では、機器の故障箇所、復旧に要する時間、炉心損傷又は格納容器破損に対する時間余裕に応じて「恒久対策」、「応急対策」又は「代替対策」のいずれかを選択するものとしている。

具体的には、故障箇所の特定制と対策の選択を行い、故障箇所に応じた復旧手順にて復旧を行う。図 2.1 に手順書の記載例を示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

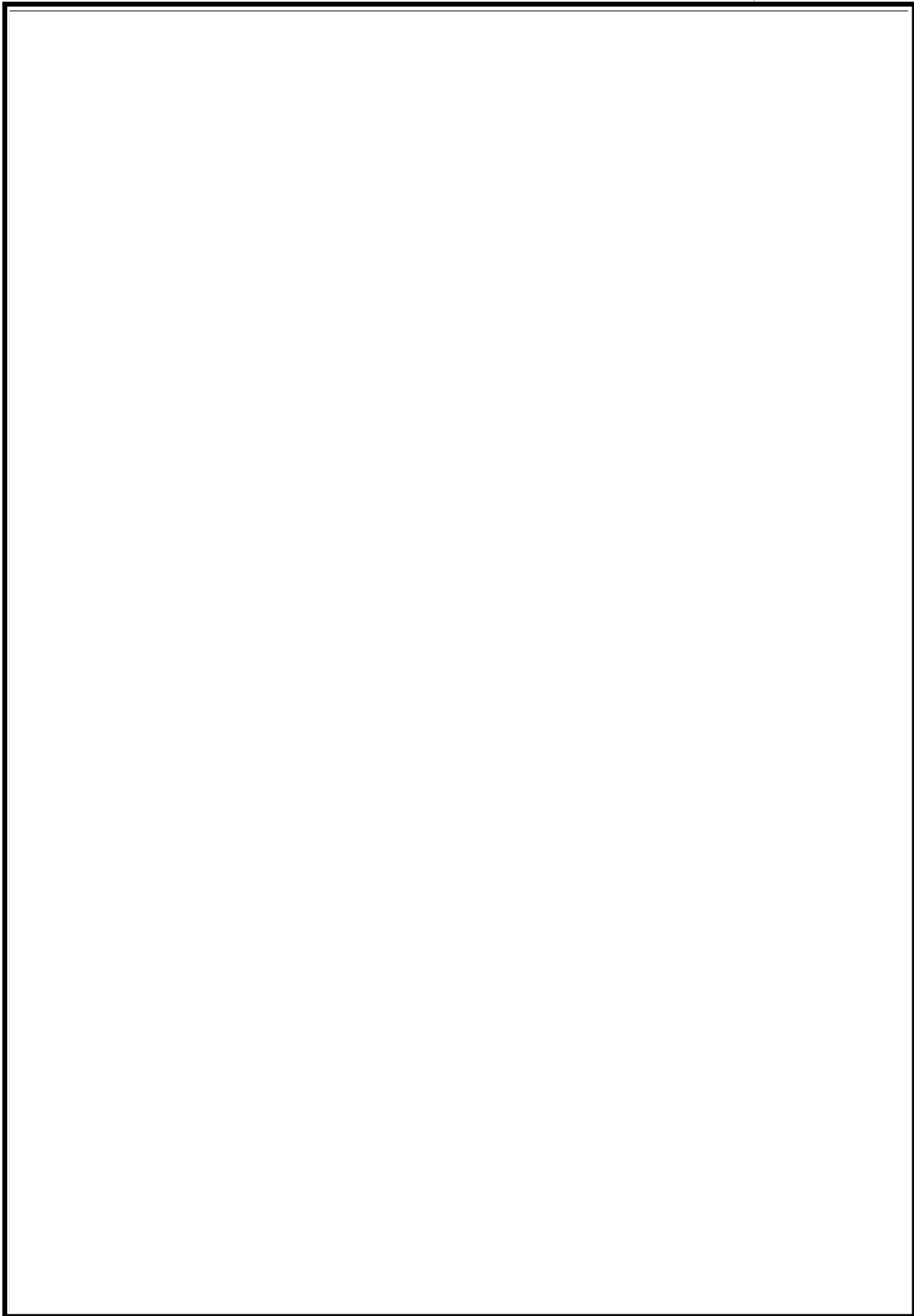


図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (1/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

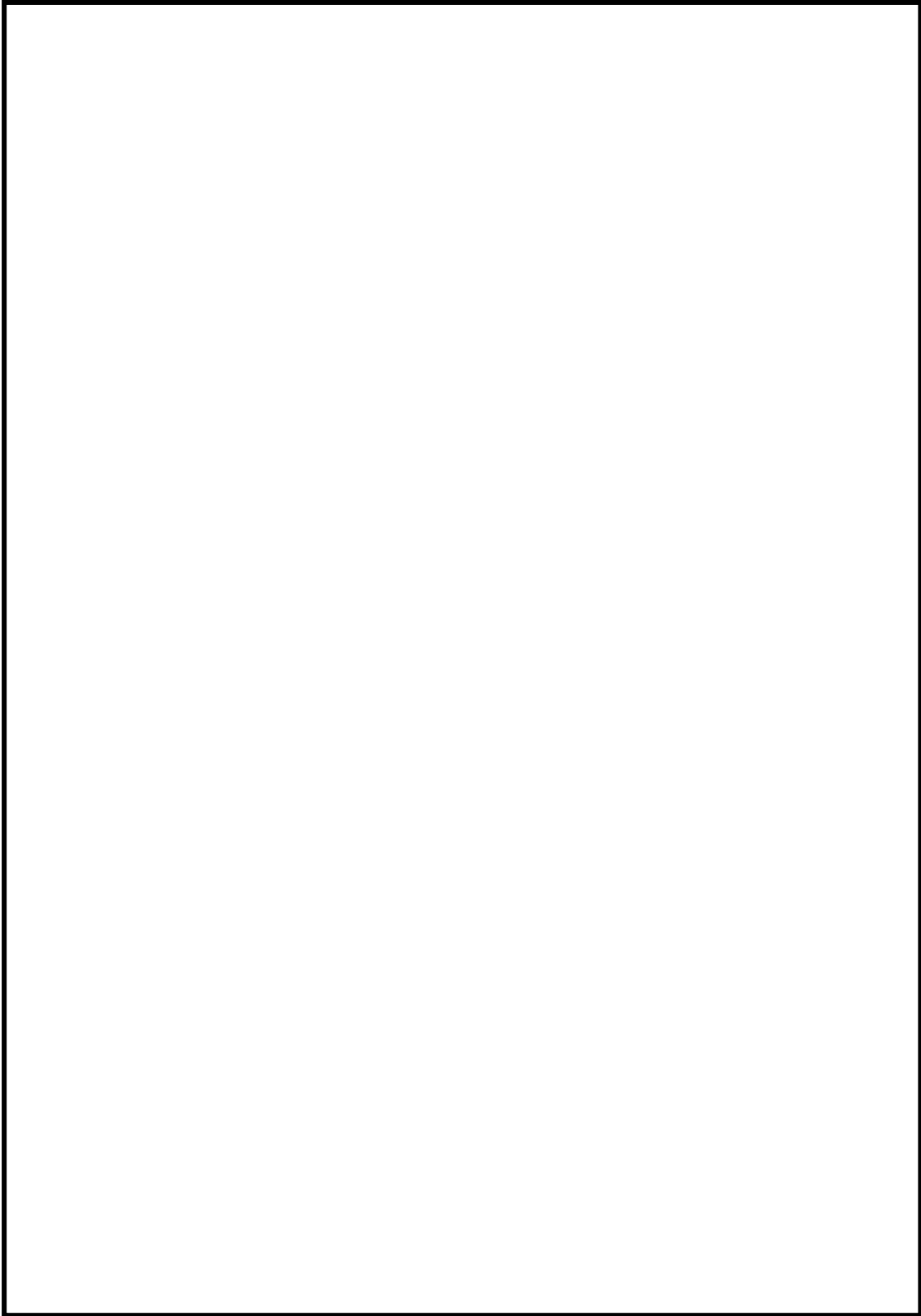


図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (2/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

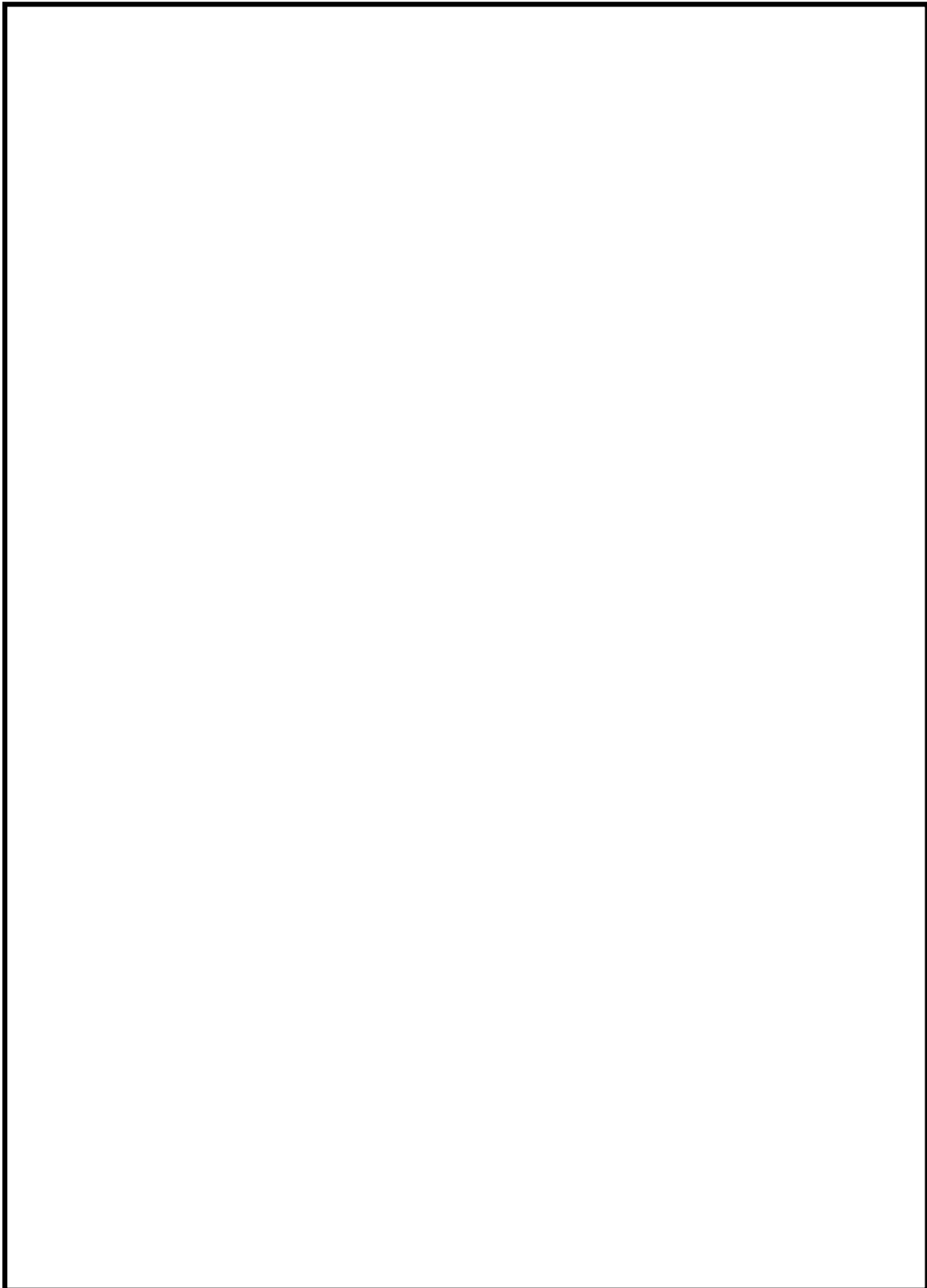


図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (3/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

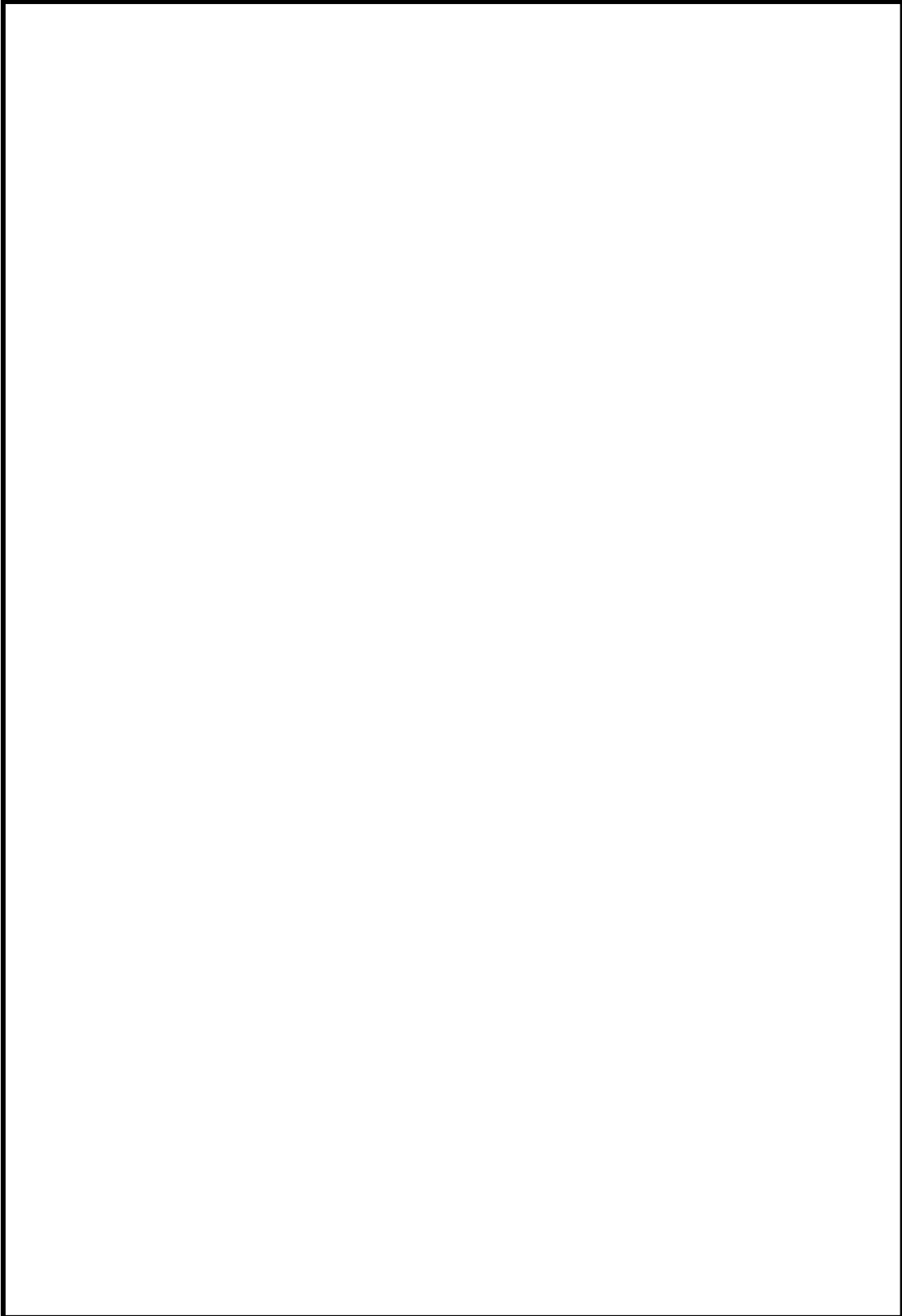


図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (4/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

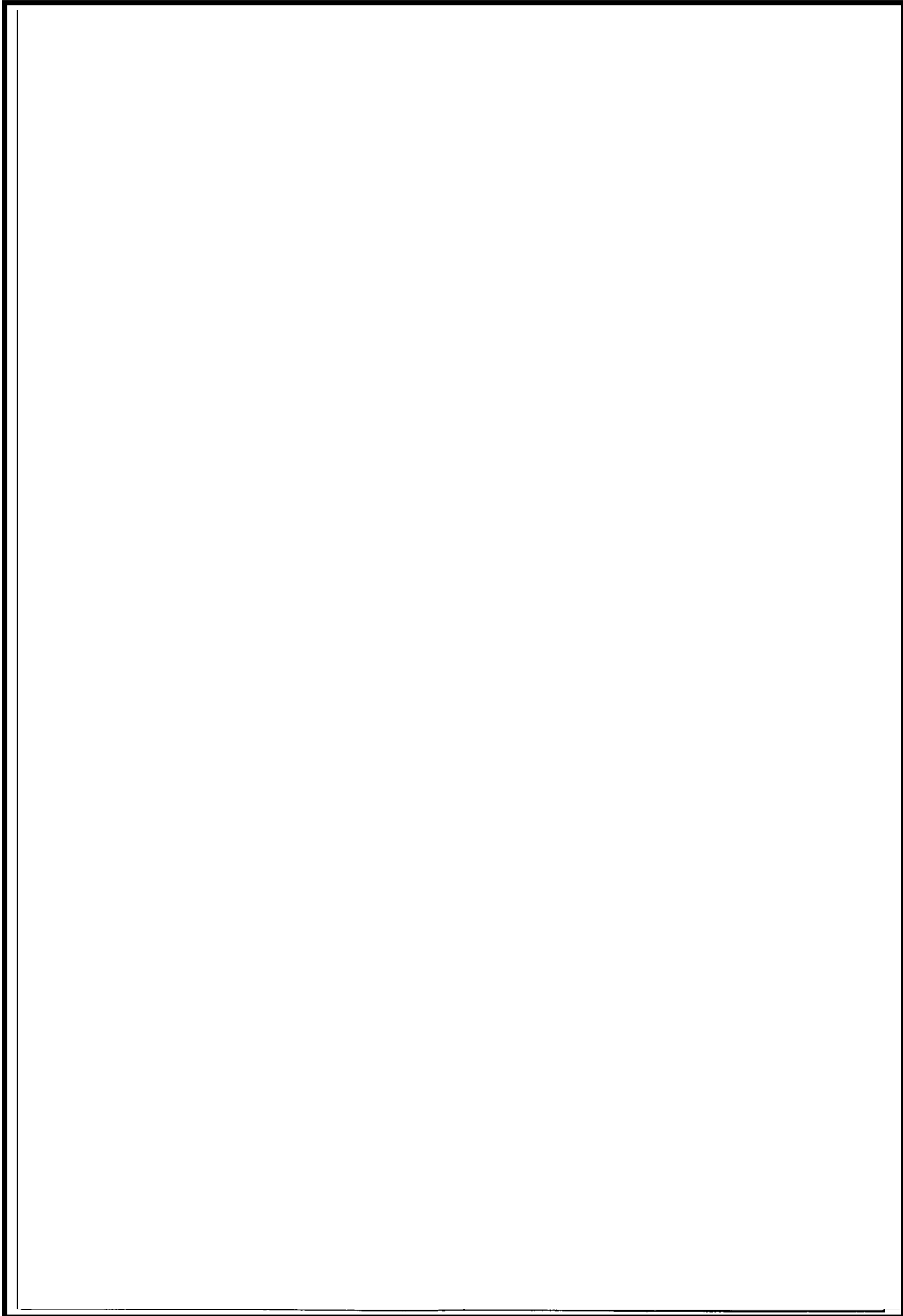


図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (5/8)



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

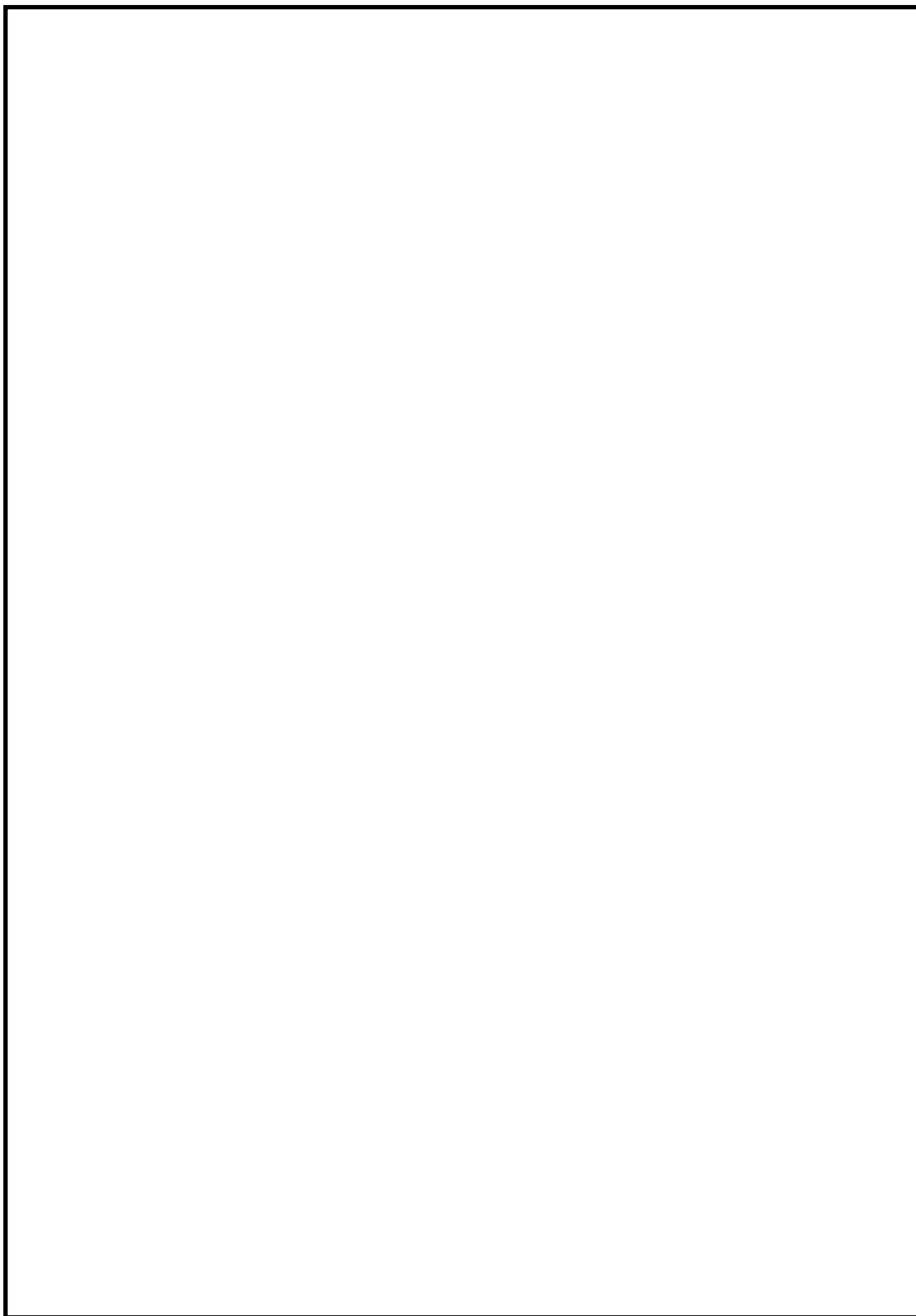


図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (6/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

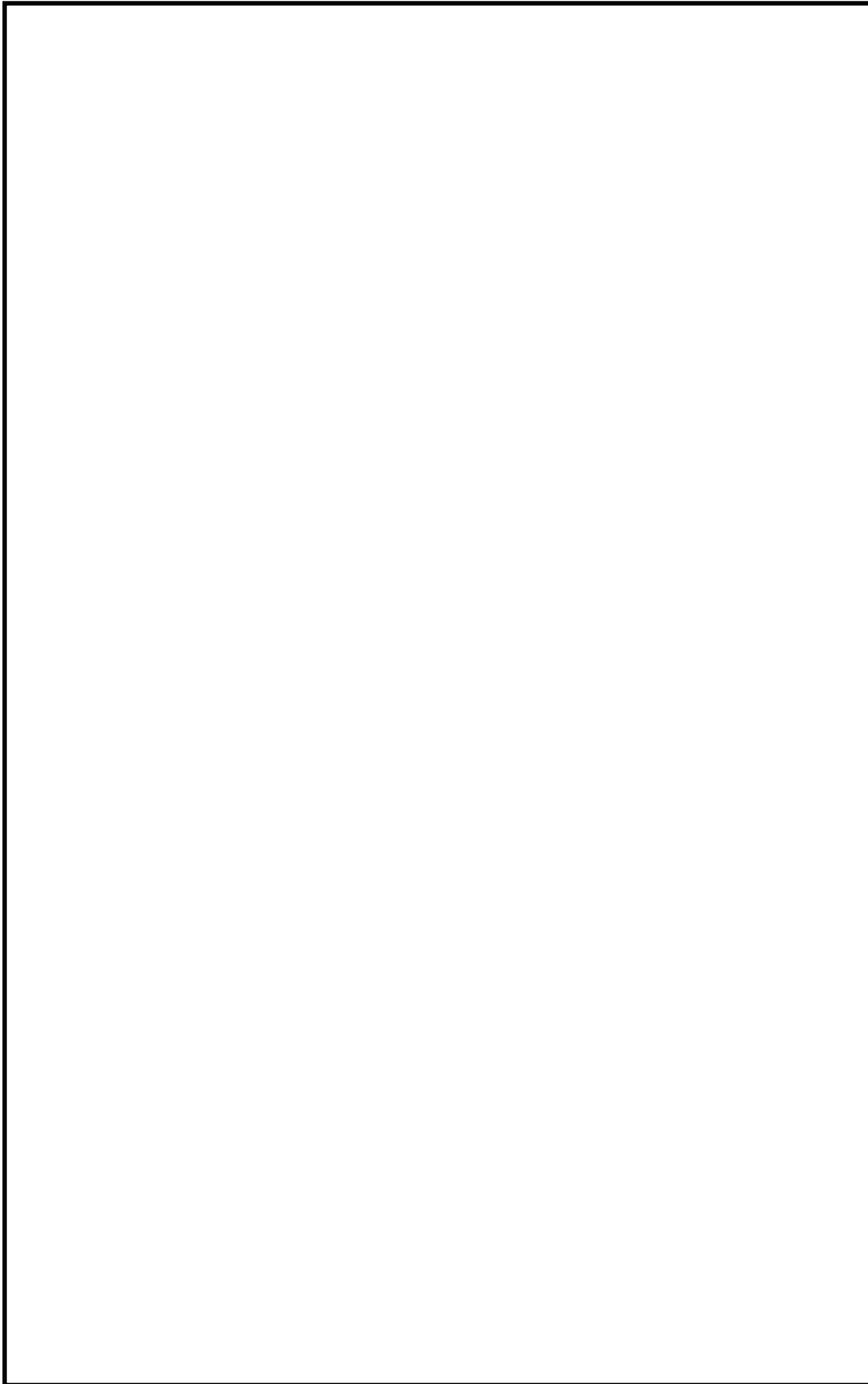


図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (7/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

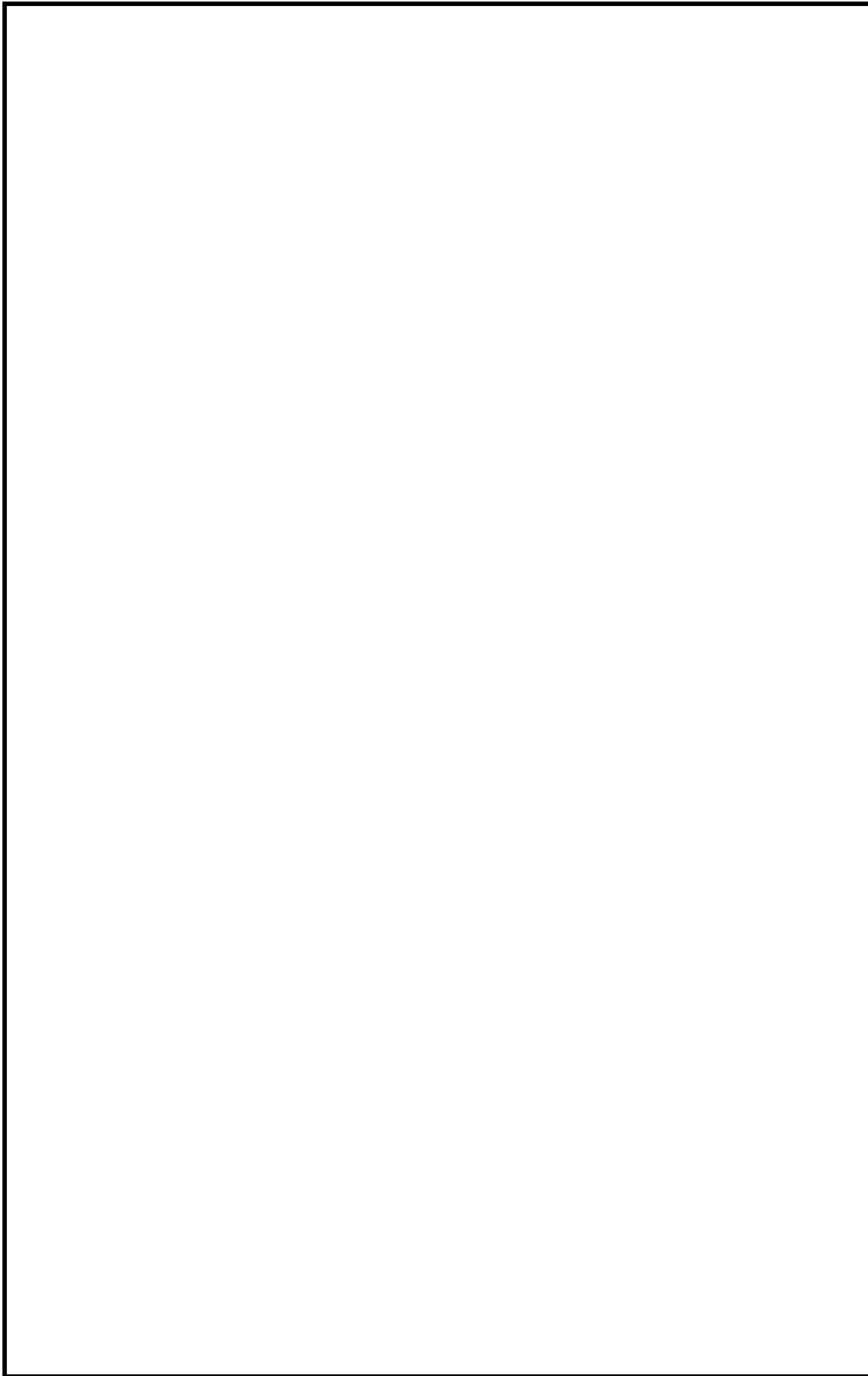


図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (8/8)

### 3. 原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度制御

#### 3-1 格納容器ベントの場合

重大事故時において格納容器ベントにより格納容器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、格納容器スプレイ又はサブプレッション・チェンバ・プール水冷却運転により実施する。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ブプレッション・チェンバ・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いる。運転員は格納容器スプレイ停止設定値に至らないように格納容器スプレイ流量の調整及び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。

残留熱除去系による格納容器の除熱が継続し、格納容器内での水蒸気発生がなくなる状態（例えば、サブプレッション・チェンバ・プール水温 100℃以下）に対して余裕を見込んだサブプレッション・チェンバ・プール水温においては、格納容器負圧破損防止のために窒素注入を実施する。（補足説明資料「38. 原子炉格納容器への窒素注入について」参照）

#### 3-2 代替循環冷却系の場合

代替循環冷却系により原子炉及び格納容器の除熱を実施している場合は、格納容器過圧破損防止としての格納容器ベントを実施することはないが、可燃性ガス濃度制御系が使用できない場合には、格納容器水素爆発防止として格納容器圧力逃がし装置等を用いた可燃性ガス（水素ガス及び酸素ガス）の排出を実施する。可燃性ガス排出時は代替循環冷却系運転継続のために急激な圧力低下を招かないように格納容器圧力を制御する。格納容器内水素ガス濃度及び格納容器内酸素ガス濃度が十分に低下し、低下傾向が確認できなくなった時点で、格納容器圧力逃がし装置等を用いた可燃性ガス

の排出を停止する。

代替循環冷却系による格納容器の除熱が継続し、格納容器内での水蒸気発生がなくなる状態（例えば、サプレッション・チェンバ・プール水温 100℃以下）に対して余裕を見込んだサプレッション・チェンバ・プール水温においては、酸素濃度可燃限界到達防止及び格納容器負圧破損防止のために窒素注入を実施する。（補足説明資料「38. 原子炉格納容器への窒素注入について」参照）

### 3-3 格納容器への窒素ガス注入について

格納容器への窒素ガス注入は、可搬型窒素供給装置または不活性ガス系による窒素ガス注入により実施する。

可搬型窒素供給装置による窒素ガス注入は、格納容器圧力逃がし装置等で使用する設備と同様に空気中から窒素を抽出し、直接格納容器へ窒素ガスを注入する。

不活性ガス系による窒素ガス封入は、通常運転時に格納容器を不活性化する恒設設備で実施する。液体窒素で保管している貯槽から気化する設備を通して窒素ガスとして格納容器に供給される。この設備を使用する場合は、タンクローリ等による貯槽への補給体制、気化する設備への加熱源復旧、貯槽から格納容器までの配管健全性確認及び計装用空気・電源等のユーティリティー復旧が必要となる。

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・低圧注水機能喪失）

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

【SAFER, CHASTE】					
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	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。最確条件を包絡できる条件を設定することにより崩壊熱を大きくするよう考慮している。	「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。
	燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移	燃料棒表面熱伝達モデル	TBL, ROSA-IIIの実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさもあいまってコード全体として、スプレー冷却のない実験結果の燃料被覆管最高温度に比べて10℃～50℃程度高めに評価する。また、低圧代替注水系による注水での燃料棒冷却過程における蒸気単相冷却又は噴霧流冷却の不確かさは20℃～40℃程度である。	解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて10℃～50℃高めに評価することから、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはなく、燃料被覆管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。	実験解析では熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高めに評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
		輻射熱伝達モデル	入力値に含まれる。輻射率は、1,200℃付近のジルカロイ被覆管の酸化面における輻射率（0.7～0.8）を踏まえて0.67を用いることで、輻射伝熱を小さくするよう考慮している。なお、輻射率0.67を用いた場合のPCTは、輻射率0.75を用いた場合に比べて数℃程度高くなる。また、部分長燃料棒より上部にも出力燃料棒が存在すると仮定して輻射伝熱を小さくするよう考慮している。	燃料棒間、燃料棒-チャンネルボックス間の輻射熱伝達を現実的に評価することから、燃料被覆管温度に与える影響は小さい。燃料被覆管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。	燃料棒間、燃料棒-チャンネルボックス間の輻射熱伝達を現実的に評価することから、燃料被覆管温度に与える影響は小さい。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	酸化量及び酸化反応に伴う発熱量をより大きく見積もるBaker-Just式による計算モデルを採用しており、保守的な結果を与える。	解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードでは、燃料被覆管の酸化について、酸化量及び発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	燃料被覆管変形	膨れ・破裂評価モデル	膨れ・破裂は、燃料被覆管温度と円周方向応力に基づいて評価され、燃料被覆管温度は上述のように高めに評価され、円周方向応力は燃焼期間中の変化を考慮して燃料棒内圧を大きく設定し保守的に評価している。従って、ベストフィット曲線を用いる場合も破裂の判定は概ね保守的となる。	解析コードでは、燃料被覆管温度を高めに評価することから、破裂の判定としてベストフィット曲線を用いる場合においても概ね保守的な判定結果を与えるものとする。仮に格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）を用いて、設計基準事故相当のγ線線量率の10倍を超える大量の燃料被覆管破裂を計測した場合には、炉心損傷後の運転操作を適用する必要があり、格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作の起点が、格納容器圧力が限界圧力に到達するまでとなる。しかしながら、除熱操作までには本解析においても約17時間後の操作であり、十分な時間余裕があることから運転員等の判断・操作に対して問題となることはない。	破裂発生前の燃料被覆管の膨れ及び破裂発生の有無は、伝熱面積やギャップ熱伝達係数、破裂後の金属-水反応熱に影響を与え、燃料被覆管の最高温度及び酸化割合に影響を与えることとなる。解析コードでは、前述の判定を行うための燃料被覆管温度を高めに評価することから、概ね保守的な結果を与えるものとする。
	沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果	二相流体の流動モデル	TBL, ROSA-III, FIST-ABWRの実験解析において、二相水位変化は、解析結果に重畳する水位振動成分を除いて、実験結果と概ね同等の結果が得られている。低圧代替注水系の注水による燃料棒冷却（蒸気単相冷却又は噴霧流冷却）の不確かさは20℃～40℃程度である。また、原子炉圧力の評価において、ROSA-IIIでは2MPaより低い圧力で系統的に圧力低下を早めに予測する傾向を呈しており、解析上、低圧注水系の起動タイミングを早める可能性が示される。しかし、実験で圧力低下が遅れた理由は、水面上に露出した上部支持格子等の構造材の温度が燃料被覆管からの輻射や過熱蒸気により上昇し、LPCS スプレーの液滴で冷却された際に蒸気が発生したためであり、低圧注水系を注水手段として用いる事故シーケンスでは考慮する必要のない不確かさである。このため、燃料被覆管温度に大きな影響を及ぼす低圧代替注水系の注水タイミングに特段の差異を生じる可能性はないと考えられる。	運転操作はシュラウド外水位（原子炉水位計）に基づく操作であることから運転操作に与える影響は原子炉圧力容器の分類にて示す。	炉心内の二相水位変化を概ね同等に評価することから、有効性評価解析における燃料被覆管温度に対し、水位振動に伴うクエンチ時刻の早期化を考慮した影響を取り込む必要があるが、炉心の著しい損傷が発生するまで、燃料被覆管温度は解析結果に対して約70℃の余裕があることからその影響は小さい。（添付資料 2.1.3）

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

【SAFER, CHASTE】					
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉压力容器	沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流	二相流体の流動モデル	下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位（シュラウド外水位）に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料被覆管温度及び運転員操作のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の有無は重要でなく、質量及び水頭のバランスだけで定まるコラプス水位が取り扱えれば十分である。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。	原子炉への注水開始は、給水喪失に伴う原子炉水位（シュラウド外水位）の低下開始を起点として、非常用炉心冷却系注水機能喪失確認及び代替低圧注水準備を速やかに開始することとなり、水位低下挙動が早い場合であっても、これら操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作に与える影響はない。水位低下挙動が遅い場合においては操作に対する時間余裕が大きくなる。なお、解析コードでは、シュラウド外水位が現実的に評価されることから不確かさは小さい。	シュラウド外水位を適切に評価することから、有効性評価解析における燃料被覆管温度への影響は小さい。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	TBL, ROSA-III, FIST-ABWR の実験解析において、圧力変化は実験結果と概ね同等の解析結果が得られており、臨界流モデルに関して特段の不確かさを考慮する必要はない。	解析コードでは、原子炉からの蒸気及び冷却材流出を現実的に評価する。関連する運転操作として急速減圧後の注水操作があるが、注水手段が確立してから減圧を行うことが手順の前提であり、原子炉圧力及び原子炉水位の変動が運転員等操作時間に対して与える影響はない。	主蒸気逃がし弁流量は、設定圧力で設計流量が放出されるように入力で設定するため不確かさの影響はない。破断口からの流出は実験結果と良い一致を示す臨界流モデルを適用している。有効性評価解析でも圧力変化を適切に評価し、原子炉への注水のタイミング及び注水流量を適切に評価するため、燃料被覆管温度への影響は小さい。破断口及び主蒸気逃がし弁からの流出流量は、压力容器ノズル又はノズルに接続する配管を通過し、平衡均質流に達するのに十分な長さであることから、管入口付近の非平衡の影響は無視できると考えられ、平衡均質臨界流モデルを適用可能である。
	ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）	原子炉注水系モデル	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づく原子炉圧力と注水流量の関係を使用しており、実機設備仕様に対して注水流量を少なめに与え、燃料被覆管温度を高めに評価する。	「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。

表 1-2 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（高圧・低圧注水機能喪失）

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。
原子炉压力容器	E C C S 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。
原子炉格納容器	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	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が確認されているが、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温度の傾向を適切に再現できているため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ及び格納容器圧力逃がし装置等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、その差異は小さいため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ及び格納容器圧力逃がし装置等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が確認されているが、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温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。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いるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	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。
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。	



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（高圧・低圧注水機能喪失）（1/3）

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	原子炉熱出力	3,926MWt	3,924MWt以下 (実績値)	原子炉熱出力のゆらぎを考慮した運転管理目標値を参考に最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件とした場合には最大線出力密度及び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、最大線出力密度及び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最大線出力密度及び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、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力	7.07MPa[gage]	約7.05～7.12MPa[gage] (実測値)	定格原子炉圧力として設定。	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うが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に与える影響はなく、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うが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転水位 (セパレータスカート下端から約+118cm～約+120cm) (実測値)	通常運転時の原子炉水位として設定。	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うが、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分後の原子炉水位の低下量は通常運転水位約-4mであるのに対してゆらぎによる水位低下量は約-10mmであり非常に小さい。したがって、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うが、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分後の原子炉水位の低下量は通常運転水位約-4mであるのに対してゆらぎによる水位低下量は約-10mmであり非常に小さい。したがって、事象進展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。
	炉心流量	52,200t/h (定格流量(100%))	定格流量の約91～約110% (実測値)	定格流量として設定。	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く、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く、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含されることから、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、両型式の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、何れの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、炉心冷却性に大きな差は無いことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	最大線出力密度	44.0kW/m	約42.0kW/m以下 (実績値)	設計目標値を参考に最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、操作手順(速やかに注水手段を準備すること)に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないため、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、燃料被覆管温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度33GWd/t	ANSI/ANS-5.1-1979 平均的燃焼度約30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を確保することで、最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなることから、原子炉水位低下が緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力上昇が遅くなるが、操作手順(速やかに注水手段を準備すること)に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件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ることから、原子炉水位低下が緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、格納容器圧力上昇は遅くなるが、格納容器圧力上昇は格納容器ベントにより抑制されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器容積(ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	7,350m <sup>3</sup> (設計値)	ドライウエル内体積の設計値(全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)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く、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器容積(ウェットウエル)	空間部:5,960m <sup>3</sup> 液相部:3,580m <sup>3</sup>	空間部: 約5,980～約5,945m <sup>3</sup> 液相部: 約3,560～約3,595m <sup>3</sup> (実測値)	ウェットウエル内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)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うが、ゆらぎによる格納容器容積(ウェットウエル)の液相部(空間部)の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、通常時の液相部の熱容量は約3,600m <sup>3</sup> 相当分であるのに対して、ゆらぎによる容積減少分の熱容量は約20m <sup>3</sup> 相当分であり、その減少割合は通常時の約0.6%程度と非常に小さい。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うが、ゆらぎによる格納容器容積(ウェットウエル)の液相部(空間部)の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、通常時の液相部の熱容量は約3,600m <sup>3</sup> 相当分であるのに対して、ゆらぎによる容積減少分の熱容量は約20m <sup>3</sup> 相当分であり、その減少割合は通常時の約0.6%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	サプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m(NWL)	約7.01m～約7.08m (実測値)	通常運転時のサプレッション・チェンバ・プール水位として設定。	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うが、ゆらぎによるサプレッション・チェンバ・プール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位時(7.05m)の熱容量は約3600m <sup>3</sup> 相当分であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.04m分)の熱容量は約20m <sup>3</sup> 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約0.6%程度と非常に小さい。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うが、ゆらぎによるサプレッション・チェンバ・プール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位時(7.05m)の熱容量は約3600m <sup>3</sup> 相当分であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.04m分)の熱容量は約20m <sup>3</sup> 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約0.6%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
サプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	約30℃～35℃ (実測値)	通常運転時のサプレッション・チェンバ・プール水温の上限値を、最確条件を包絡できる条件として設定。	最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器圧力上昇が遅くなり、格納容器スプレイ及び格納容器ベント操作の開始が遅くなるが、その影響は小さく、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ベントに至るまでの時間が長くなるが、その影響は小さい。	

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（高圧・低圧注水機能喪失）(2/3)

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	格納容器圧力	5.2kPa	約3kPa～約7kPa (実測値)	通常運転時の格納容器圧力として設定。	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うるが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇量が格納容器ベント時間に与える影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器ベントまでの圧力上昇率（平均）は1時間あたり約18kPaであるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり、格納容器ベント時間が約7分早くなる程度である。したがって、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うるが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇量が格納容器ベント時間に与える影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器ベントまでの圧力上昇率（平均）は1時間あたり約18kPaであるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり、格納容器ベント時間が約7分早くなる程度である。したがって、事象進展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。
	格納容器温度	57℃	約30℃～約60℃ (実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定。	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うるが、格納容器温度は格納容器スプレイにより飽和温度となることから、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うるが、格納容器温度は格納容器スプレイにより飽和温度となることから、初期温度が事象進展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。
	真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サプレッション・チェンバ間差圧)	3.43kPa (ドライウエル-サプレッション・チェンバ間差圧) (設計値)	真空破壊装置の設定値。	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く、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	外部水源の温度	50℃（事象開始12時間以降は45℃，事象開始24時間以降は40℃）	約30℃～約50℃ (実測値)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に最確条件を包絡できる条件を設定。	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可能性があり、格納容器圧力上昇に対する格納容器スプレイによる圧力抑制効果は大きくなり、間欠スプレイの間隔に影響するが、スプレイ間隔は原子炉水位維持操作に依存することから、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水温よりも低くなる可能性があり、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対する影響は小さい。 また、格納容器圧力上昇に対する格納容器スプレイによる圧力抑制効果は大きくなり、格納容器圧力逃がし装置等の操作開始時間が遅くなるが、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21,400m <sup>3</sup>	21,400m <sup>3</sup> 以上 (淡水貯水池水量+復水貯蔵槽水量)	淡水貯水池及び通常運転中の復水貯蔵槽の水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件とした場合には、解析条件よりも水源容量の余裕は大きくなる。また、事象発生12時間後からの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による補給により復水貯蔵槽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2,040kL	2,040kL以上 (軽油タンク容量)	通常時の軽油タンクの運用値を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件とした場合には、解析条件よりも燃料容量の余裕は大きくなる。また、事象発生直後から最大負荷運転を想定しても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。	—

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（高圧・低圧注水機能喪失）（3/3）

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			
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	—	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定。	—	—
	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	—	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定。		
	外部電源	外部電源あり	—	炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を設定。		
機器条件	原子炉スクラム信号	原子炉水位低（レベル3）（遅れ時間：1.05秒）	原子炉水位低（レベル3）（遅れ時間：1.05秒）	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定。	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く、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが、原子炉水位低（レベル3）で4台、原子炉水位低（レベル2）で残りの6台がトリップ	再循環ポンプが、原子炉水位低（レベル3）で4台、原子炉水位低（レベル2）で残りの6台がトリップ	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定。	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く、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51～7.86MPa[gage] 363～380 t/h/個	逃がし弁機能 7.51～7.86MPa[gage] 363～380 t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値を設定。	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く、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
		自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個開による原子炉急速減圧	自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個開による原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定。	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く、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	低圧代替注水系（常設）	最大300m <sup>3</sup> /hで注水、その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	最大300m <sup>3</sup> /hで注水、その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定。	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可能性がある。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ため、運転員等操作時間に与える影響はない。	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）、燃料被覆管温度は低めの結果を与えることになるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	代替格納容器スプレイ冷却系	140m <sup>3</sup> /hでスプレイ	140m <sup>3</sup> /h以上でスプレイ	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定。	スプレイ流量は運転員による調整が行われ、その増減により圧力抑制効果に影響を受けるが、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。	スプレイ流量は運転員による調整が行われ、その増減により圧力抑制効果に影響を受けるものの、格納容器内に蓄積される崩壊熱量に変わりは無いため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が0.62MPa[gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作（流路面積70%開）にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が0.62MPa[gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作（流路面積70%開）にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して、格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定。	実際の流量が解析より多い場合、格納容器ベントによる格納容器圧力の低下が早くなり、その後の圧力挙動も低く推移することになるが、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	格納容器圧力の最大値は格納容器ベント実施時のピーク圧力であることから、その後の圧力挙動の変化は、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

表3 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (高圧・低圧注水機能喪失) (1/3)

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
	解析上の操作開始時間						
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件	低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作 (原子炉急速減圧操作を含む)	事象発生から約 14 分後	<p>高圧・低圧注水系機能喪失を確認後実施するが, 事象判断時間を考慮して, 事象発生から 10 分後に低圧代替注水系 (常設) の追加起動を行い, その操作終了後 (約 4 分後) に原子炉急速減圧操作を開始することを設定</p> <p>【認知】 中央制御室盤にて機器ランプ表示, 機器故障警報, 系統流量指示計等にて非常用炉心冷却系機能喪失を確認する。非常用炉心冷却系機能喪失の確認時間については, 詳細を以下に示すとおり, 非常用炉心冷却系ポンプ等の手動起動操作による確認を考慮した場合は 8 分間程度と想定している。よって, 解析上の原子炉減圧の操作開始時間の約 14 分のうち, 余裕時間を含め 10 分間を非常用炉心冷却系機能喪失の確認時間と想定している。 [非常用炉心冷却系ポンプ等の手動起動操作による確認を考慮した場合] ● 原子炉スクラム及びタービントリップの確認の所要時間に 1 分間を想定 ● 原子炉隔離時冷却系機能喪失の確認及び他の非常用炉心冷却系の起動操作判断の所要時間に 2 分間を想定 ● 高圧炉心注水系の 2 系列の手動起動及びその後の機能喪失の確認の所要時間に 2 分間を想定 ● 低圧注水系の 3 系列の手動起動及びその後の機能喪失の確認の所要時間に 3 分間を想定 ● これらの確認時間等の合計により, 非常用炉心冷却系ポンプ等の手動起動操作による確認を考慮した場合に, 非常用炉心冷却系機能喪失の所要時間を 8 分間と想定</p> <p>【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり, 運転員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】 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水準備の操作は, 復水補給水系の隔離弁 (1 弁) の閉操作による系統構成, 低圧代替注水系 (常設) の追加起動であり, 何れも制御盤の操作スイッチによる操作のため, 1 操作に 1 分間を想定し, 合計 2 分間であり, それに余裕時間を含めて操作時間約 4 分を想定している。また, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水準備の操作が完了した後に, 自動減圧系による原子炉の急速減圧操作を行うため, 原子炉の急速減圧の開始を事象発生から約 14 分後と想定している。</p> <p>【他の並列操作有無】 事象発生直後, 原子炉の停止確認後は冷却材確保としての原子炉注水を最優先に実施するため, 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】 中央制御室内の制御盤の操作スイッチ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>	非常用炉心冷却系機能喪失の認知に係る確認時間及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水準備の操作時間は, 余裕時間を含めて設定されていることから, その後に行う原子炉の急速減圧の操作開始時間は解析上の設定よりも若干早くなる可能性があり, 原子炉への注水開始時間を早める。	実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早くなる可能性があり, その場合には燃料被覆管温度は解析結果よりも低くなり, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	事象発生から約 19 分後 (操作開始時間の 5 分程度の時間遅れ) までに低圧代替注水系 (常設) による注水が開始できれば, 燃料被覆管の最高温度は約 944℃となり 1, 200℃を下回るため, 炉心の著しい損傷は発生せず, 評価項目を満足する。また, 格納容器ベントをしても敷地境界線量は約 1.4mSv であり 5mSv を下回る。事象発生から約 24 分後 (操作開始時間の 10 分程度の時間遅れ) では, 炉心の著しい損傷は発生せず, 評価項目を満足するが, 格納容器ベントをすると敷地境界線量は 5mSv を超える。この場合, 格納容器内雰囲気放射線レベル計 (CAMS) により炉心損傷の判断を行い, 格納容器圧力 0.62MPa [gage]にて格納容器ベントすることとなるため, 重大事故での対策の範囲となる。 (添付資料 2.1.3)	中央制御室における操作のため, シミュレータにて訓練実績を取得。解析上においては, 起因事象の給水流量の全喪失から高圧・低圧注水系機能喪失の認知及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水準備後の原子炉減圧操作まで約 14 分を想定しているところ, 訓練実績は約 9 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。

表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（高圧・低圧注水機能喪失）（2/3）

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	
	解析上の操作開始時間							
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方						
操作条件	代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.18MPa[gage]到達時	設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定	<p><b>【認知】</b> 格納容器スプレイの操作実施基準（格納容器圧力 0.18MPa[gage]）に到達するのは事象発生約 10 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開始時間に与える影響はなし。</p> <p><b>【要員配置】</b> 中央制御室内での操作のみであり、運転員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><b>【移動】</b> 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><b>【操作所要時間】</b> 低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイ冷却系への切替えは制御盤の操作スイッチによる操作のため、簡易な操作である。操作時間は特に設定していないが、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><b>【他の並列操作有無】</b> 原子炉への注水が優先であり、原子炉水位高（レベル 8）到達後に、低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイ冷却系へ切替えることとしており、原子炉注水の状況により、代替格納容器スプレイの操作開始時間は変動しうる。</p> <p><b>【操作の確実さ】</b> 中央制御室内の制御盤の操作スイッチ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>	原子炉注水を優先するため、原子炉水位高（レベル 8）到達後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイ冷却系へ切替えることとしており、原子炉注水の状況により代替格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力 0.18MPa[gage]付近となるが、操作開始時間に与える影響は小さい。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れる可能性があるが、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。	原子炉注水の状況により代替格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力 0.18MPa [gage] 付近となるが、格納容器の圧力上昇は緩やかであり、代替格納容器スプレイ開始時間が早くなる場合、遅くなる場合の何れにおいても、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小さい。	格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約 10 時間あり準備時間が確保できるため、時間余裕がある。	中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では、格納容器圧力の上昇傾向及び原子炉水位の状況を同時に監視し、格納容器圧力 0.18MPa [gage] に到達する前に、低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイ冷却系へ切替操作を実施、切替操作に要する時間は訓練実績では約 1 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。
	復水貯蔵槽への補給	事象発生から 12 時間後	可搬型設備に関して、事象発生から 12 時間までは、その機能に期待しないと仮定	復水貯蔵槽への補給までの時間は、事象発生から 12 時間あり十分な時間余裕がある。	—	—	—	復水貯蔵槽への補給は、淡水貯水池から防火水槽への補給と可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による防火水槽から復水貯蔵槽への補給を並行して実施する。淡水貯水池から防火水槽への補給の系統構成は、所要時間 90 分想定のところ、訓練実績等により約 70 分で実施可能なこと、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による防火水槽から復水貯蔵槽への補給のホース敷設等の注水準備は、所要時間 180 分想定のところ、訓練実績等により約 135 分であり、想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。
	各機器への給油（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級））	事象発生から 12 時間後以降、適宜	各機器への給油は、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	各機器への給油開始までの時間は、事象発生から 12 時間あり十分な時間余裕がある。	—	—	—	有効性評価では、防火水槽から復水貯蔵槽への補給用の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉：各 3 台）への燃料給油を期待している。各機器への給油準備作業について、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）への燃料給油準備（現場移動開始からタンクローリ（4kL）への補給完了まで）は、所要時間 90 分のところ訓練実績等では約 82 分で実施可能なことを確認した。また、各機器への燃料給油作業は、各機器の燃料が枯渇しない時間間隔（許容時間）以内で実施することとしている。可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）への燃料給油作業は、許容時間 180 分のところ訓練実績等では約 96 分であり、許容時間内で意図している作業が実施可能であることを確認した。

表3 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (高圧・低圧注水機能喪失) (3/3)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ 解析上の操作開始時間		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	
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方						
	操作条件	格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作						格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達時

## 減圧・注水操作が遅れる場合の影響について

## 1. はじめに

運転員による原子炉減圧操作が有効性評価における設定よりも遅れた場合の評価項目及び敷地境界の実効線量への影響について評価した。

## 2. 評価項目及び敷地境界の実効線量への影響

## (1) 評価項目への影響

減圧時間を有効性評価における設定よりも5分及び10分遅延することによる評価項目(燃料被覆管の最高温度及び酸化量)への感度解析を行った。表1に評価結果を示す。また、燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を図1に、操作10分遅れのケースにおける原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド内外水位)、燃料被覆管温度及び燃料被覆管酸化割合の推移を図2から5に示す。

10分程度の操作時間遅れの場合、燃料被覆管の破裂はベストフィット曲線で判定すると一部で発生するものの、燃料被覆管温度 $1200^{\circ}\text{C}$ 及び燃料被覆管酸化率15%を超えることはない。そのため、少なくとも10分程度の操作時間遅れでも評価項目を満足する。

## (2) 敷地境界の実効線量への影響

上記と同様に減圧時間を有効性評価における設定よりも5分及び10分遅延することによる敷地境界の実効線量への感度解析を行った。ここでは、燃料被覆管の破裂本数については、実機炉心設計を考慮した。表2,3に、操作時間が5分又は10分遅れた場合の平衡炉心サイクル初期における燃料被覆管の破裂本数と全炉心の破裂割合の評価結果を、表4に敷地境界の実効線量の評価結果を示す。

表2,3に示したとおり、5分程度の操作時間遅れでは、燃料被覆管の破裂本数は全炉心の約1%となるが、事象発生初期は燃料の線出力密度が高いため、10分程度の操作時間遅れで、全炉心の約26%の燃料被覆管に破裂が発生する。また、表4に示したとおり、5分程度の操作時間遅れの場合、敷地境界での実効線量は $5\text{mSv}$ を下回るが、10分程度の操作遅れの場合、格納容器圧力逃がし装置を使用しないドライウェルベントの場合、敷地境界での実効線量は $5\text{mSv}$ を上回る。したがって、敷地境界での実効線量の観点からは5分程度の操作遅れの時間余裕がある。

なお、10分程度の操作遅れの場合、格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)にて炉心損傷と判断されるため、格納容器最高使用圧力( $0.31\text{MPa}[\text{gage}]$ )での格納容器ベント操作から格納容器限界圧力( $0.62\text{MPa}[\text{gage}]$ )での格納容器ベント操作に移行する。

### 3. まとめ

5分程度の操作時間遅れの場合、評価項目（燃料被覆管の最高温度及び酸化量）を満足し、敷地境界での実効線量は5mSvを下回る。一方、10分程度の操作時間遅れの場合、評価項目を満足するが、敷地境界での実効線量は5mSvを上回る場合がある。したがって、原子炉減圧操作は5分程度の時間遅れ以内に実施することが必要となる。

表1：炉心の健全性に関する感度解析結果（CHASTE解析）

解析上の操作開始時間からの遅れ時間	燃料被覆管の最高温度	燃料被覆管酸化率
5分	約944℃	約3%
10分	約1056℃	約6%

表2：燃料被覆管の破裂本数と全炉心の破裂割合  
（解析上の操作遅れ時間が5分の場合）

--



表 3：燃料被覆管の破裂本数と全炉心の破裂割合  
 (解析上の操作遅れ時間が 10 分の場合)

--	--

表 4：敷地境界の実効線量に関する感度解析結果

解析上の操作 開始時間から の遅れ時間	ウェットウェルベント (格納容器圧力逃がし装置：使用) (ドライウェル圧力：0.31MPa[gage])	ドライウェルベント (格納容器圧力逃がし装置：未使用) (ドライウェル圧力：0.31MPa[gage])
5 分	約 $4.3 \times 10^{-2}$ mSv	約 1.4 mSv
10 分	約 1.3 mSv	約 36 mSv

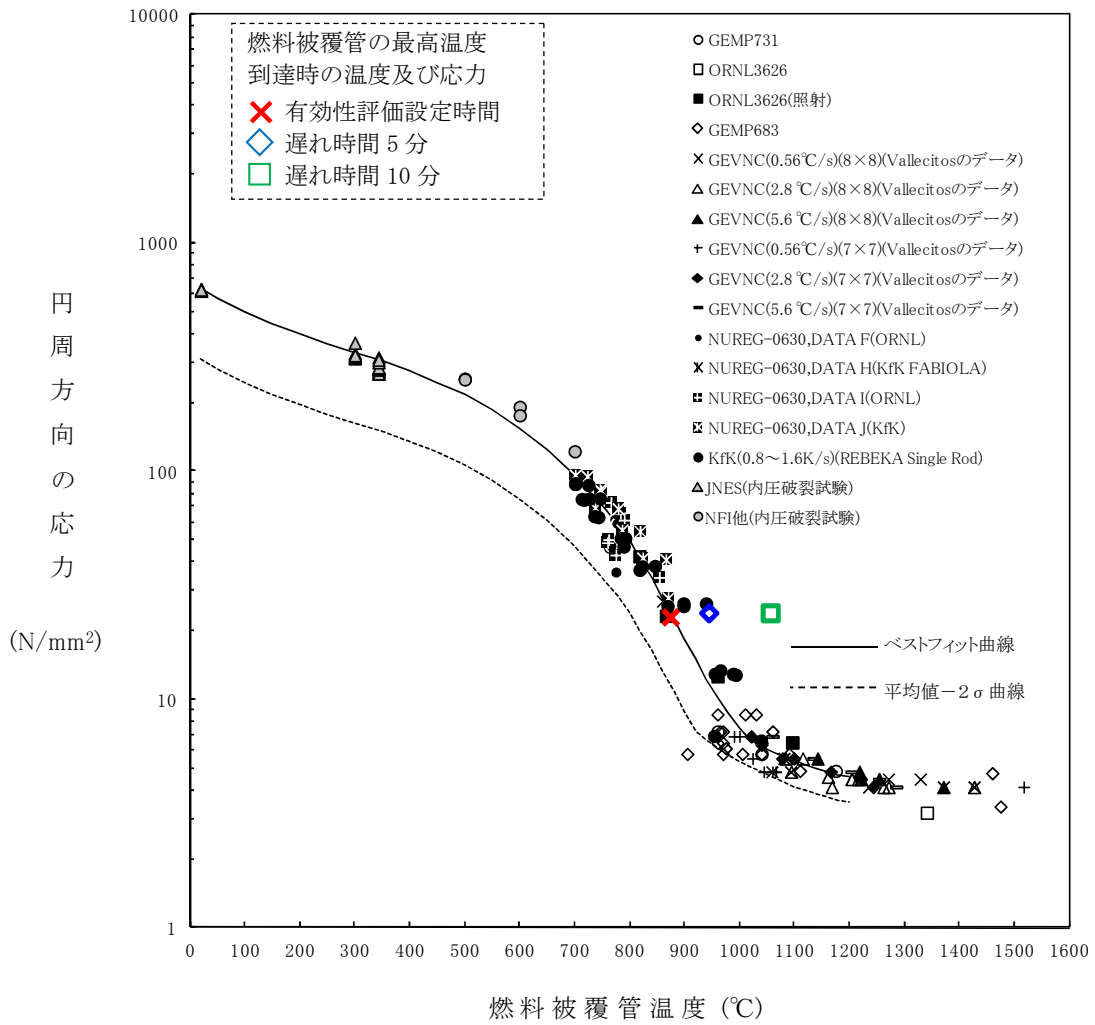


図1: 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力<sup>\*</sup>の関係

※：燃料被覆管の円周方向の応力算出方法について

燃料被覆管の破裂については、SAFER の解析結果である燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係から判定する。

燃料被覆管の円周方向応力  $\sigma$  については、次式により求められる。(下図参照)

$$\sigma = \frac{D}{2t}(P_{in} - P_{out})$$

ここで、

D : 燃料被覆管内径

t : 燃料被覆管厚さ

$P_{in}$  : 燃料被覆管内側にかかる圧力

$P_{out}$  : 燃料被覆管外側にかかる圧力 (=原子炉圧力)

である。

燃料被覆管内側にかかる圧力  $P_{in}$  は、燃料プレナム部とギャップ部の温度及び体積より、次式で計算される。

$$P_{in} = \left( \frac{\frac{V_p T_F}{V_F T_P}}{1 + \frac{V_p T_F}{V_F T_P}} \right) \frac{NRT_P}{V_p}$$

ここで、

V : 体積                      添字 p : 燃料プレナム部

T : 温度                        F : ギャップ部

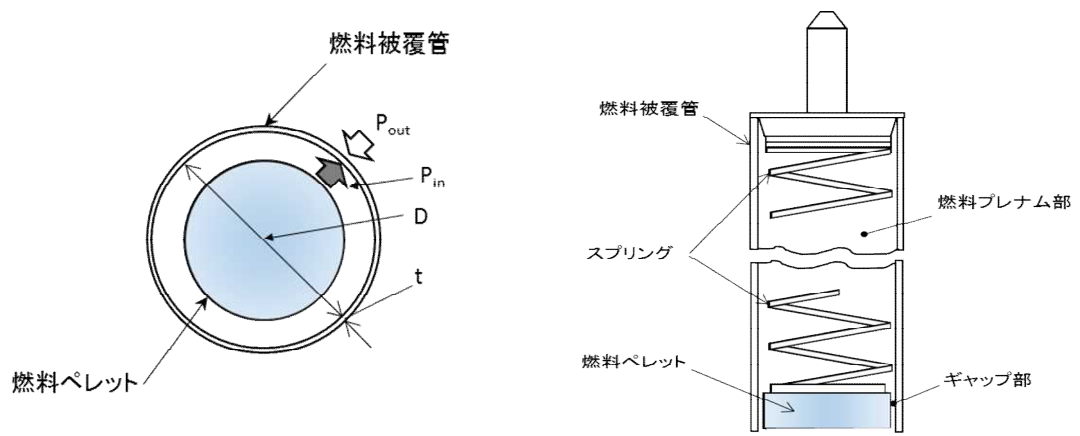
N : ガスモル数

R : ガス定数

である。

燃料棒に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係図に示される実験は、LOCA 条件下での燃料棒の膨れ破裂挙動を把握することが目的であり、燃料被覆管内にガスを封入して圧力をかけた状態で加熱することにより LOCA 条件を模擬している。このため、これらの実験ではペレット-被覆管の接触圧を考慮していない。

また、燃料被覆管内側にかかる圧力のうち、ペレット-被覆管の接触圧は、設計用出力履歴において最大線出力密度を維持する最大燃焼度、すなわち燃料被覆管温度評価を最も厳しくする燃焼度の時に運転中の最大値を取るものの、スクラムによる出力低下に伴って接触圧は緩和される。このため、燃料被覆管内側にかかる圧力にペレット-被覆管の接触圧を考慮しない。



図：燃料棒断面図

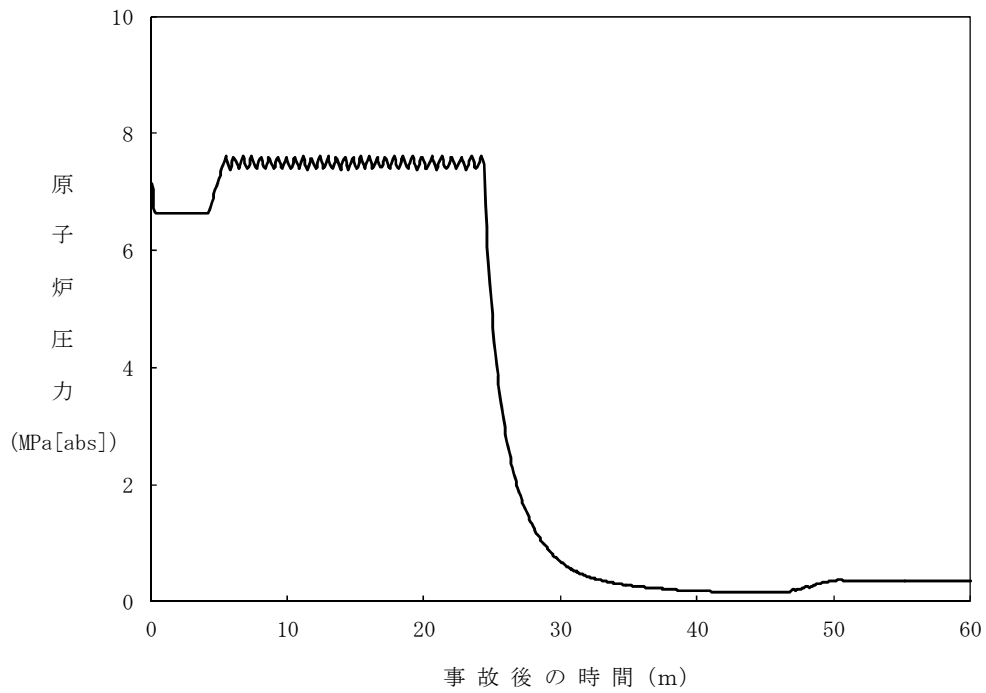


図 2：操作 10 分遅れのケースにおける原子炉圧力の推移

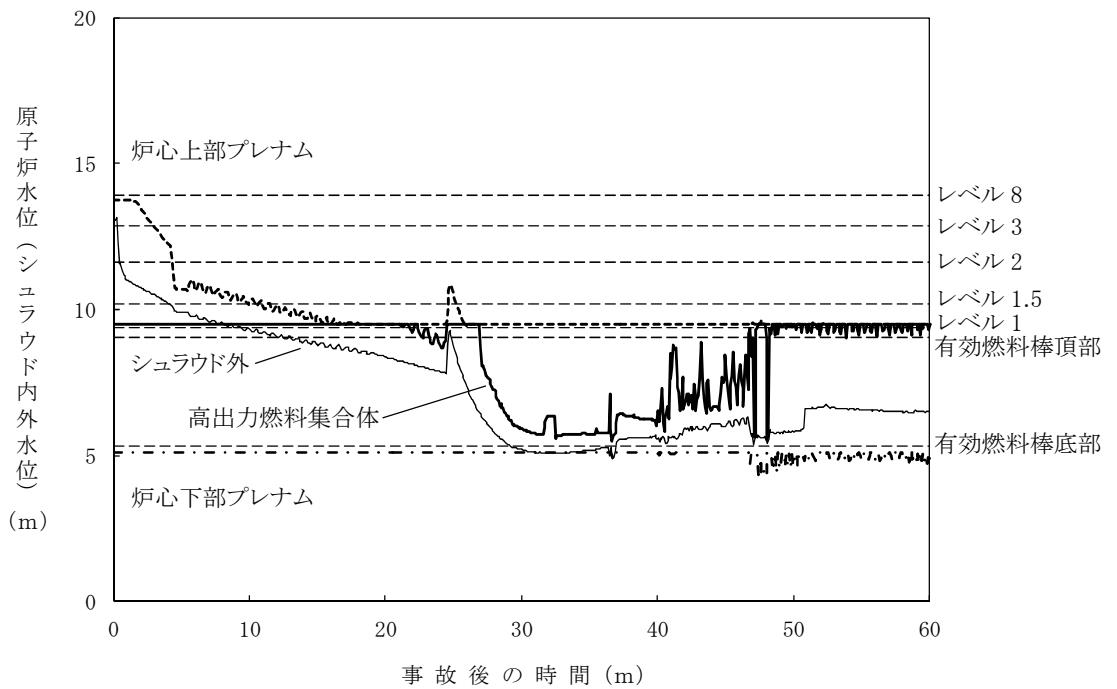


図 3：操作 10 分遅れのケースにおける原子炉水位（シユラウド内外水位）の推移

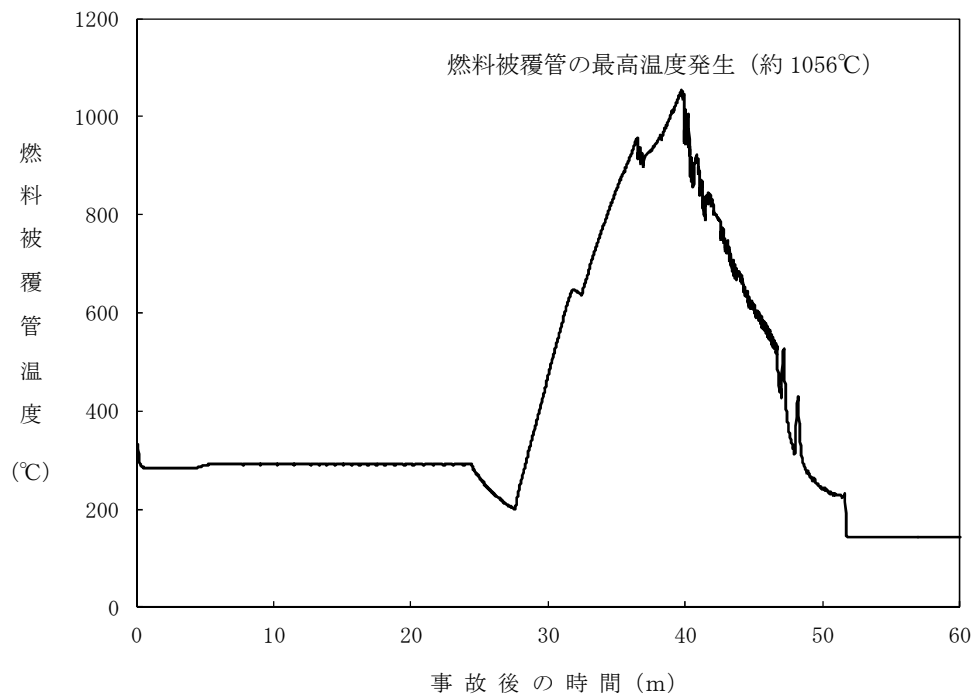


図 4：操作 10 分遅れのケースにおける燃料被覆管温度の推移

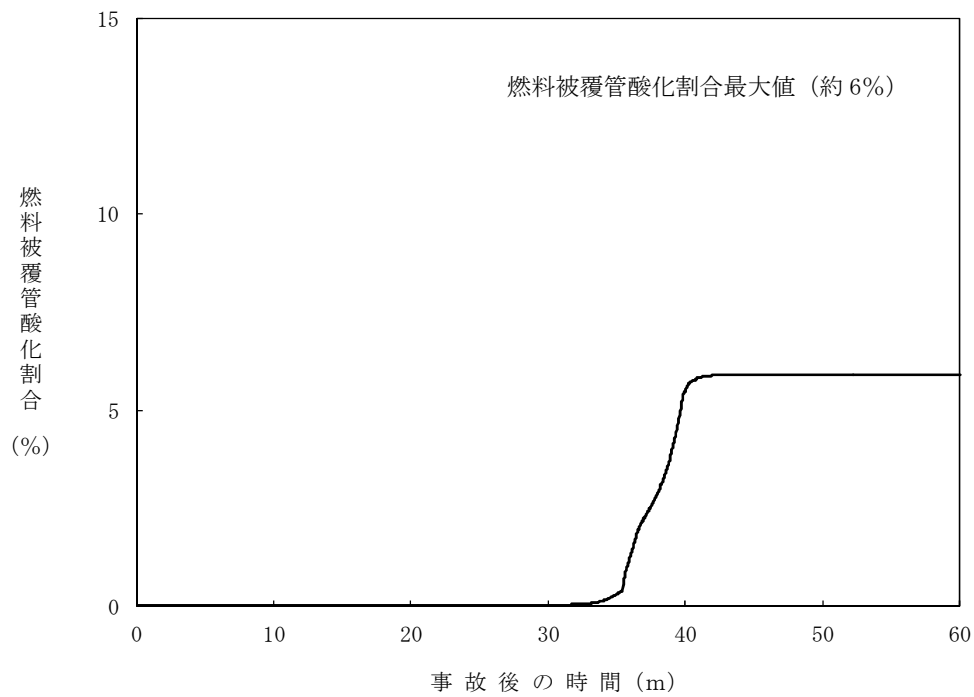


図 5：操作 10 分遅れのケースにおける燃料被覆管酸化割合の推移

7 日間における水源の対応について（高圧・低圧注水機能喪失）

○水源

復水貯蔵槽水量：約1,700m<sup>3</sup>  
淡水貯水池：約18,000m<sup>3</sup>

○水使用パターン

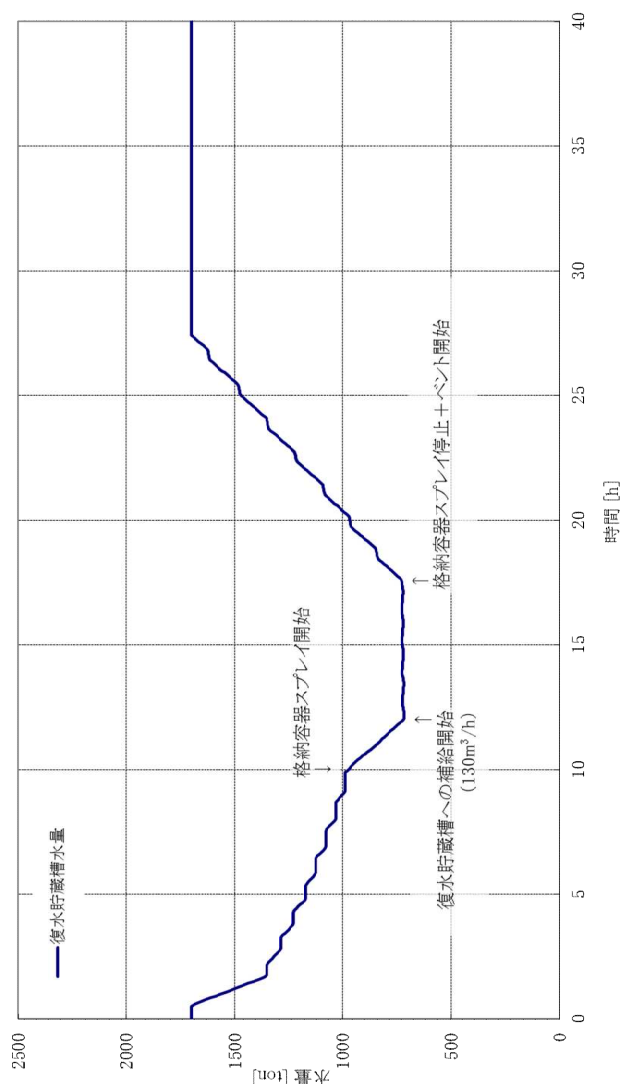
- ①低圧代替注水系（常設）による原子炉注水  
事象発生後、炉心冠水までは定格流量で注水する。  
冠水後は、原子炉水位高（レベル8）～原子炉水位  
低（レベル3）の範囲で注水する（約110m<sup>3</sup>/h）。
- ②代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ  
格納容器圧力が0.18MPa[gage]到達後に開始し、  
原子炉水位高（レベル8）～原子炉水位低（レベル3）  
までの間、格納容器スプレイを実施する（140m<sup>3</sup>/h）。
- ③淡水貯水池から復水貯蔵槽への移送  
事象発生12時間後から淡水貯水池の水を防火水槽へ移送する。  
防火水槽からは可搬型代替注水ポンプ3台を用いて130m<sup>3</sup>/hで復水貯蔵槽へ移送する。

○時間評価（右上図）

事象発生後12時間までは復水貯蔵槽を水源として原子炉注水及び格納容器スプレイを実施するため、復水貯蔵槽水量は減少する。事象発生12時間後から復水貯蔵槽への補給を開始するため、水量の減少割合は低下する。格納容器ベントと同時に格納容器スプレイを停止し、その後は崩壊熱相当で注水することから復水貯蔵槽水量は回復し、以降安定して冷却が可能である。

○水源評価結果

時間評価の結果から復水貯蔵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、6号及び7号炉のそれぞれで約5,200m<sup>3</sup>必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、約10,400m<sup>3</sup>必要となる。各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有することから、6号及び7号炉の同時被災を考慮した場合も必要水量は確保可能であり、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（高圧・低圧注水機能喪失）

プラント状況：6号及び7号炉運転中。1～5号炉停止中。

事象：高圧・低圧注水機能喪失は6号及び7号炉を想定。保守的に全ての設備が、事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。  
なお、外部電源喪失は想定していないが、全プラントで外部電源喪失が発生することとし、免震重要棟等、プラントに関連しない設備も対象とする。

号炉	時系列		合計	判定
7号炉	事象発生直後～事象発生後7日間	非常用ディーゼル発電機 3台起動。 ※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,490L/h×24h×7日×3台=750,960L	7日間の 軽油消費量 約 761kL	7号炉軽油タンク容量は 約 1,020kL であり、 7日間対応可能。
	復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 3台起動。 18L/h×24h×7日×3台=9,072L			
6号炉	事象発生直後～事象発生後7日間	非常用ディーゼル発電機 3台起動。 ※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,490L/h×24h×7日×3台=750,960L	7日間の 軽油消費量 約 761kL	6号炉軽油タンク容量は 約 1,020kL であり、 7日間対応可能。
	復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 3台起動。 18L/h×24h×7日×3台=9,072L			
1号炉	事象発生直後～事象発生後7日間	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の 軽油消費量 約 632kL	1号炉軽油タンク容量は 約 632kL であり、 7日間対応可能。
	事象発生直後～事象発生後7日間	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L		
2号炉	事象発生直後～事象発生後7日間	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の 軽油消費量 約 632kL	2号炉軽油タンク容量は 約 632kL であり、 7日間対応可能。
	事象発生直後～事象発生後7日間	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L		
3号炉	事象発生直後～事象発生後7日間	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の 軽油消費量 約 632kL	3号炉軽油タンク容量は 約 632kL であり、 7日間対応可能。
	事象発生直後～事象発生後7日間	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L		
4号炉	事象発生直後～事象発生後7日間	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の 軽油消費量 約 632kL	4号炉軽油タンク容量は 約 632kL であり、 7日間対応可能。
	事象発生直後～事象発生後7日間	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L		
5号炉	事象発生直後～事象発生後7日間	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の 軽油消費量 約 632kL	5号炉軽油タンク容量は 約 632kL であり、 7日間対応可能。
	事象発生直後～事象発生後7日間	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L		
その他	事象発生直後～事象発生後7日間	免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機 1台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 437L/h×24h×7日=73,416L モニタリング・ポスト用発電機 3台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 9L/h×24h×7日×3台=4,536L	7日間の 軽油消費量 約 79kL	1～7号炉軽油タンク 及びガスタービン発電 機用燃料タンク (容量約 200kL) の 残容量 (合計) は 約 639kL であり、 7日間対応可能。

※1 事故収束に必要なディーゼル発電機は2台で足りるが、保守的にディーゼル発電機3台を起動させて評価した。

※2 事故収束に必要なディーゼル発電機は1台で足りるが、保守的にディーゼル発電機2台を起動させて評価した。



### 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

###### (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、LOCA、長期TB、TBU、TBP及びTBD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、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故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、原子炉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、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉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低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却、また、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置及び更なる信頼性向上の観点から設置する代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱によって原子炉格納容器破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出の防止を図る。

本格納容器破損モードは、原子炉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、代替循環冷却系の使用可否により、格納容器圧力・温度等の挙動が異なることが想定されるため、代替循環冷却系を使用する場合と使用しない場合の両者について、格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。代替循環冷却系が使用できる場合には、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置よりも優先して使用する。

なお、本格納容器破損モードの評価では重大事故等対処設備に期待しており、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期待せず原子炉圧力容器破損に至る場合については、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「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」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、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、初期の対策として低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段を整備する。また、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段を整備する。

本格納容器破損モードに対応する対策の概略系統図を図 3.1.2.1 から図 3.1.2.4 に、手順の概要を図 3.1.2.5 に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を表 3.1.2.1 に示す。

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、事象発生 10 時間までの 6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 30 名\*である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名（6 号及び 7 号炉兼任）、当直副長 2 名、運転操作対応を行う運転員 12 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名、緊急時対策要員（現場）は 10 名\*である。

また、事象発生 10 時間以降に追加に必要な要員は、代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員 32 名である。必要な要員と作業項目について図 3.1.2.6 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、30 名で対処可能である。

※有効性評価で考慮しない作業（格納容器頂部注水）に必要な要員 4 名を含めると、緊急時対策要員（現場）が 14 名、合計が 34 名になる。

#### a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認

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。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。

非常用炉心冷却系の機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統の流量指示等である。

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、今回想定している破断面積や破断位置が異なる場合、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. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備

外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失する。これにより所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。

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起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、代替原子炉補機冷却系、低圧代替注水系（常設）の準備を開始する。

c. 炉心損傷確認

大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウエル又はサブプレッション・チェンバ内の $\gamma$ 線線量率が設計基準事故相当の $\gamma$ 線線量率の10倍を超えた場合とする。

炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線レベルである。  
(添付資料 3.1.3.1)

また、炉心損傷判断後は、原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入の準備を行う。サブプレッション・チェンバのプール水の pH を 7 以上に制御することで、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。

炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応により水素が発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認する。

原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度(SA)である。

d. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位が回復し、炉心は冠水する。

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、復水補給水系流量（原子炉圧力容器）等である。

なお、大破断 LOCA により格納容器温度が上昇し、ドライウエル雰囲気温度計の指示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、原子炉圧力及びドライウエル雰囲気温度である。水位不明と判断した場合、原子炉水位は、崩壊熱及び原子炉注水流量から推定して把

握することができる。具体的には、直前まで把握していた原子炉水位を起点とし、原子炉注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、その差分を原子炉圧力容器水量レベル換算から原子炉水位変化量を求めることにより、推定することができる。

e. 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却

原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇する。原子炉格納容器の雰囲気冷却するため、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ 2 台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。崩壊熱及び原子炉注水流量による原子炉水位推定により炉心の冠水を確認した後、ドライウェル雰囲気温度計を用いて格納容器気相部温度が約 190℃超過を確認した場合又は格納容器内圧力計を用いて格納容器圧力が 0.465MPa[gage]に到達を確認した場合、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器冷却を実施する。

代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力及び復水補給水流量（原子炉格納容器）である。

また、代替格納容器スプレイと同時に原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入を実施する。

炉心を冠水維持できる範囲（原子炉水位低（レベル 1）から破断口ノズル高さ）を、崩壊熱及び原子炉注水流量からの推定手段により確認し、原子炉注水と代替格納容器スプレイの切替えを繰り返し行う。

f. 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱

代替原子炉補機冷却系の準備が完了した後、代替循環冷却系の運転準備のため、低圧代替注水系（常設）の最大流量にて原子炉注水を実施し水位を回復する。崩壊熱及び原子炉注水流量からの原子炉水位推定により破断口ノズル高さまで水位回復後、代替格納容器スプレイに切替え、最大流量にてスプレイを行うことで原子炉格納容器冷却を実施する。

崩壊熱及び原子炉注水流量からの原子炉水位推定により原子炉水位低（レベル 1）に到達した時点で、復水移送ポンプを停止し、代替循環冷却系の運転準備を実施する。復水移送ポンプを停止している期間は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による原子炉への注水を実施し、水位の回復を図る。

代替循環冷却系の運転準備が完了した後、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による原子炉注水を停止し、代替原子炉補機冷却系を用いた代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系の循環流量は、原子炉注水と格納容器スプレイに復水補給水系流量計（原子炉圧力容器）及び復水補給水系流量計（原子炉格納容器）を用いて、原子炉注入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流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイする。

代替循環冷却系の運転による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量（原子炉圧力容器）であり、原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量（原子炉格納容器）、格納容器内圧力及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度等である。

また、水の放射線分解により酸素及び水素が発生することから、原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の状況を確認する。

原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の状況を確認するために必要な計装設備は、格納容器内酸素濃度等である。

### 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、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態をLOCAに全交流動力電源喪失事象を加えた状態とし、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、温度上昇の観点で厳しい大破断LOCAを起因とする、「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」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内FP挙動並びに原子炉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、スプレイ冷却、サブプレッション・プール冷却、炉心損傷後の原子炉格納容器内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、原子炉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熔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初期条件も含めた主要な解析条件を表3.1.2.2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 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、原子炉压力容器内の保有水量を厳しく評価するため、残留熱除去系の吸込配管とする。

(添付資料 1.5.2)

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。さらに非常用炉心冷却系が機能喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定する。

(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 MAAP では水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(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) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは、事象の発生と同時に発生するものとする。

(b) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

最大300m<sup>3</sup>/hにて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、代替格納容器スプレーと同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。

(c) 代替格納容器スプレー冷却系

格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレー流量を考慮し、140m<sup>3</sup>/hにて原子炉格納容器内にスプレーする。なお、代替格納容器スプレーは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。

(d) 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉注水

代替循環冷却系の運転準備において復水移送ポンプを停止する期間において、90m<sup>3</sup>/hで原子炉注水を行う。

(e) 代替循環冷却系

代替循環冷却系の循環流量は、全体で約 190m<sup>3</sup>/h とし、原子炉注水へ約 90m<sup>3</sup>/h、格納容器スプレーへ約 100m<sup>3</sup>/hにて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレーするものとする。

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、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生70分後から開始する。
- (b) 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は、破断口まで水位回復後、格納容器温度が約190℃に到達した場合に開始する。なお、格納容器スプレイは、代替循環冷却系の運転準備時に停止する。
- (c) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、代替原子炉補機冷却系の準備時間等を考慮し、事象発生約22.5時間後から開始する。なお、代替原子炉補機冷却系運転操作は事象発生20時間後から開始する。

(3) 有効性評価（Cs-137の放出量評価）の条件

(a) 事象発生直前まで、定格出力の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て、最高50,000時間とする。

(b) 代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出\*されるものとする。

※ セシウムの原子炉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MAAP解析の方がNUREG-1465より大きく算出する。

(c) 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレイやサブプレッション・チェンバ・プールでのスクラビングによる除去効果を考慮する。

(d) 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。

a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。

b) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、原子炉建屋の換気空調系停止時における原子炉建屋から大気中への漏えい率を10%/日（一定）とした。

c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

(添付資料 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）、注水流量、原子炉圧力容器内の保有水量の推移を図3.1.2.7から図3.1.2.9に、燃料最高温度の推移を図3.1.2.10に、格納容器圧力、格納容器温度、サブプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を図3.1.2.11から図3.1.2.14に示す。

#### a. 事象進展

大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系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、事象発生から約 0.3 時間後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K (727°C) 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 0.4 時間後に 1,200°C に到達し、また、事象発生から約 0.7 時間後に燃料温度は約 2,500K (2,227°C) に到達する。事象発生から 70 分後、常設代替交流電源設備による電源供給を開始し、復水移送ポンプ 2 台を用いた低圧代替注水系（常設）による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、炉心は再冠水する。

原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、代替格納容器スプレイを間欠的に実施することによって、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

事象発生から約 22.5 時間経過した時点で、代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系により、原子炉圧力容器は破断口より溢水状態となり、原子炉格納容器は除熱効果により格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、その後、徐々に低下する。

(添付資料 3.1.2.1, 3.1.2.2)

#### b. 評価項目等

格納容器圧力は、図 3.1.2.11 に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却及び代替循環冷却系による原子炉格納容器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、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.60MPa[gage]となり、限界圧力 0.62MPa[gage]を超えることはない。なお、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象開始約 12 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、原子炉格納容器内の非凝縮ガスに占める割合の 1%以下\*であるため、その影響は無視しうる程度である。

※格納容器圧力が最大値の約 0.60MPa[gage]を示す事象発生から約 12 時間後の格納容器内の非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の物質量は約  $8 \times 10^5 \text{mol}$  であり、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約  $8 \times 10^3 \text{mol}$  以下である。これが仮にドライウエルよりも体積の小さいサブプレッション・チェンバの気相部に集中するものとしても、そのサブプレッション・チェンバでの分圧は 0.01MPa[abs]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



無視しうる程度と考えられる。

格納容器温度は、図 3.1.2.12 に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため徐々に上昇し、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却及び代替循環冷却系による原子炉格納容器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、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最大値は約 165℃となり、限界温度 200℃を超えない。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気相部温度は約 207℃となるが、この時の原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 144℃であり、限界温度 200℃を超えない。

（添付資料 3.1.2.1）

図 3.1.2.7 に示すとおり、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、図 3.1.2.11 及び図 3.1.2.12 に示すとおり、約 22.5 時間後に代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び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。事象を通じて限界圧力に到達せず、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を使用することなく、原子炉格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。

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」のうち、(1)、(2)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、金属-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、原子炉格納容器が過圧・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、可燃性ガスである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 3.1.2.3, 3.1.2.4, 3.1.3.2）

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漏えい量は制限され、また、大気中へは殆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し除去されると考えられるためである。仮に原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定すると、漏えい量は約 0.016TBq（7 日間）となる。

（添付資料 3.1.2.5）

### 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。

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、原子炉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

によって発生した蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から 12 時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、常設代替交流電源設備からの受電操作、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作、代替原子炉補機冷却系運転操作及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作とする。

#### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「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が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、炉心熔融時間に対する感度は小さいことが確認されている。原子炉注水操作については、非常炉心冷却系による炉心への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による炉心注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等のパラメータを操作開始の起点としている操作ではないことから、運転員等操作に与える影響はない。また、格納容器スプレイ操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器内温度及び圧力挙動への影響は小さいことが確認されていることから、運転員等操作時間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 SAFER コードとの比較により、急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下についてより緩慢な挙動を示すこと、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は SAFER コードと同等であることが確認されている。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による炉心への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による炉心注水（電源の確保含む）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操作ではないことから、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が確認されているが、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温度の傾向を適切に再現できているため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ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、その差異は小さいため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイに係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(添付資料 3.1.2.6)

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が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析(ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析)では、格納容器内温度及び圧力挙動への影響は小さいことが確認されており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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SAFERコードとの比較においては、短期的な挙動は緩慢な挙動とはなるが、模擬できており、また、長期的な挙動は崩壊熱の影響が支配的となるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉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が確認されているが、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温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。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いるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料 3.1.2.6)

(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、表3.1.2.2に示すと

おりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる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33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件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、原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、操作手順（原子炉水位が破断口高さ到達後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイへ切替えること）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、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力、格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、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。

機器条件の低圧代替注水系（常設）は、本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。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ため、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、本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、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器の圧力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3.1.2.6)

(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33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件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、原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力、格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展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。

機器条件の低圧代替注水系（常設）は、本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可能性があるが、格納容器圧力及び温度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、本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、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器の圧力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。

(添付資料3.1.2.6)

#### 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交流電源設備からの受電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70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、常設代替交流電源設備からの受電操作について、実態の運転操作は、認知に10分間、移動に10分間、操作所要時間に50分間の合計70分間であり、解析上の受電完了時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、常設代替交流電源設備からの受電操作と同時に実施するため、受電操作の影響を受けるが、実態の操作時間は、解析上の操作開始時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として破断口まで水位回復後、格納容器温度約190℃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、解析結果は破断口まで水位回復前に既に格納容器温度は約190℃を超えており、実態の操作も解析上も原子炉水位が破断口高さ到達後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイへ切替えることとしており、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。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れる可能性があるが、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。また、代替格納容器スプレイへの切替後、原子炉水位が低下し原子炉水位低（レベル1）に到達した場合、低圧代替注水系（常設）へ切替を行う。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。また、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。

操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から20時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替原子炉補機冷却系の準備は、緊急時対策要員の参集に10時間、その後の作業に10時間の合計20時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があるため、操作開始時間が早まる可能性があり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる。

操作条件の代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から20時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替循環冷却系の運転は事象発生約22.5時間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、代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり、代替原子炉補機冷却系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始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を早める。

(添付資料3.1.2.6)

(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交流電源設備からの受電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ない。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉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スプレイの操作開始は破断口まで水位回復後、格納容器温度約190℃到達後となり、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ない。

操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、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から早まる可能性があり、この場合、格納容器圧力及び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。

操作条件の代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、代替原子炉補機冷却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。

(添付資料3.1.2.6)

(3) 操作時間余裕の把握

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

図3.1.3.14から図3.1.3.16に示すとおり、操作条件の常設代替交流電源設備からの受電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90分後（操作開始時間の20分程度の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系（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。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作については、事象発生から90分後（操作開始時間の20分程度の遅れ）に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始した場合の解析では、格納容器スプレイ開始のタイミングは約2.3時間後であることから、現行の2時間に対して約20分程度の準備時間を確保できるため、時間余裕がある。

操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作については、代替原子炉補機冷却系運転開始までの時間は、事象発生から20時間あり、代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作開始までの時間は事象発生から約22.5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、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、格納容器限界圧力に到達しないよう継続して低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行うこととなる。代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイは、ベントラインの水没防止のために、格納容器ベントに伴うサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇を考慮しても、サプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1mを超えないように格納容器スプレイを停止する。格納容器限界圧力0.62MPa [gage] に至るまでの時間は、事象発生約38時間であり、約15時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。

（添付資料3.1.2.6, 3.1.3.7）

#### （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。

### 3.1.2.4 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、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時において事象発生10時間までの必要な要員は、「3.1.2.1格納容器破損防止対策」に示すとおり30名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している、運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。なお、有効性評価で考慮しない作業（格納容器頂部注水）に必要な要員を4名含めた場合でも対処可能である。

また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は32名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。

## (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、その結果を以下に示す。

### a. 水源

低圧代替注水系（常設）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイについては、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり約2,830m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約5,660m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を防火水槽に移送し、防火水槽から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への給水を行うことで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能である。ここで、復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが、これは、可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。

(添付資料 3.1.2.7)

### b. 燃料

常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に6号及び7号炉において合計約860kLの軽油が必要となる。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への給水については、保守的に事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に号炉あたり約10kLの軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系専用の電源車については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約37kLの軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系用の可搬型大容量送水ポンプについては、保守的に事象発生直後からの可搬型大容量送水ポン



プの運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約30kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約79kLの軽油が必要となる。(6号及び7号炉合計 約1,093kL)

6号及び7号炉の各軽油タンク(約1,020kL)及びガスタービン発電機用燃料タンク(約200kL)にて合計約2,240kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、常設代替交流電源設備による電源供給、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への給水、代替原子炉補機冷却系の運転、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

(添付資料 3.1.2.8)

### c. 電源

常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故対策等に必要な負荷として、6号及び7号炉で約1,262kW(6号炉:約619kW 7号炉:約643kW)必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が2,950kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

(添付資料 3.1.2.9)

### 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、原子炉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、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器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、初期の対策として低圧代替注水系(常設)による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段等を整備している。

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LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」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、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却、代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を実施す

ることにより、原子炉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及び代替格納容器圧力逃がし装置を使用せず、事象を通じて限界圧力に到達することはなく、金属-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原子炉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、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

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、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却、代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱等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。

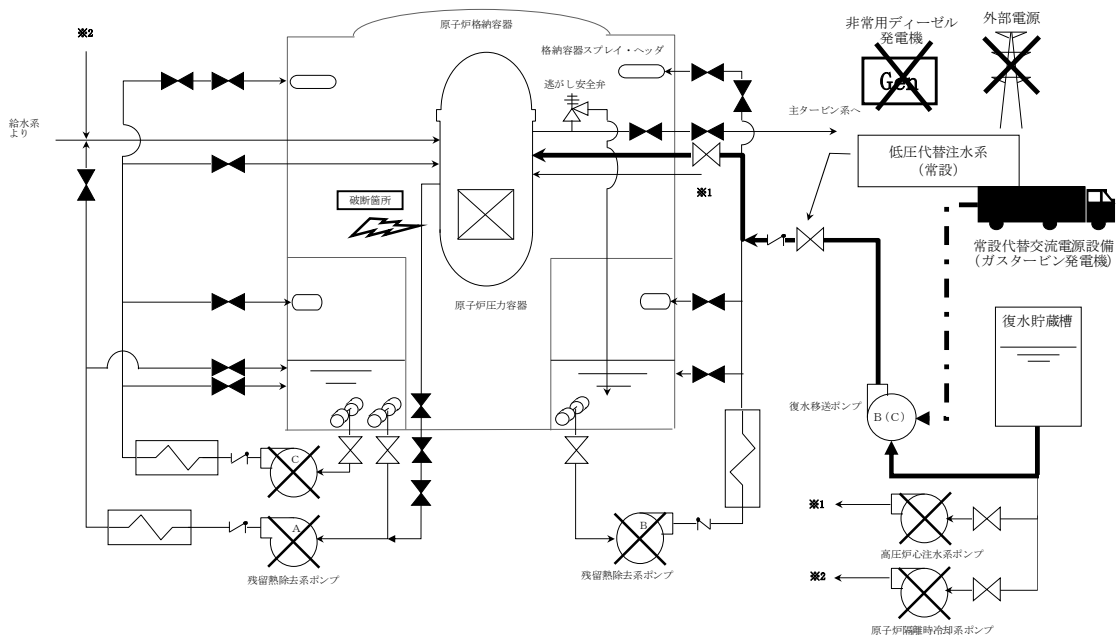
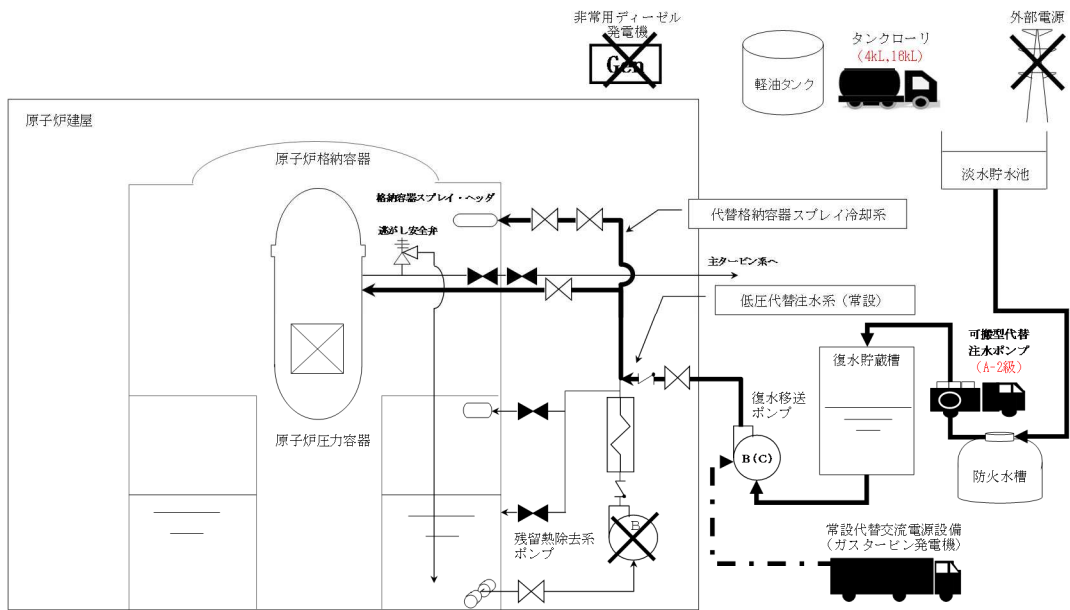


図 3.1.2.1 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時の使用系統概要（代替循環冷却系を使用する場合）（1/4）  
（原子炉注水）



※低圧代替注水系（常設）と代替格納容器スプレイ冷却系は、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにより実施する。

図 3.1.2.2 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）」時の使用系統概要（代替循環冷却系を使用する場合）（2/4）  
（原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

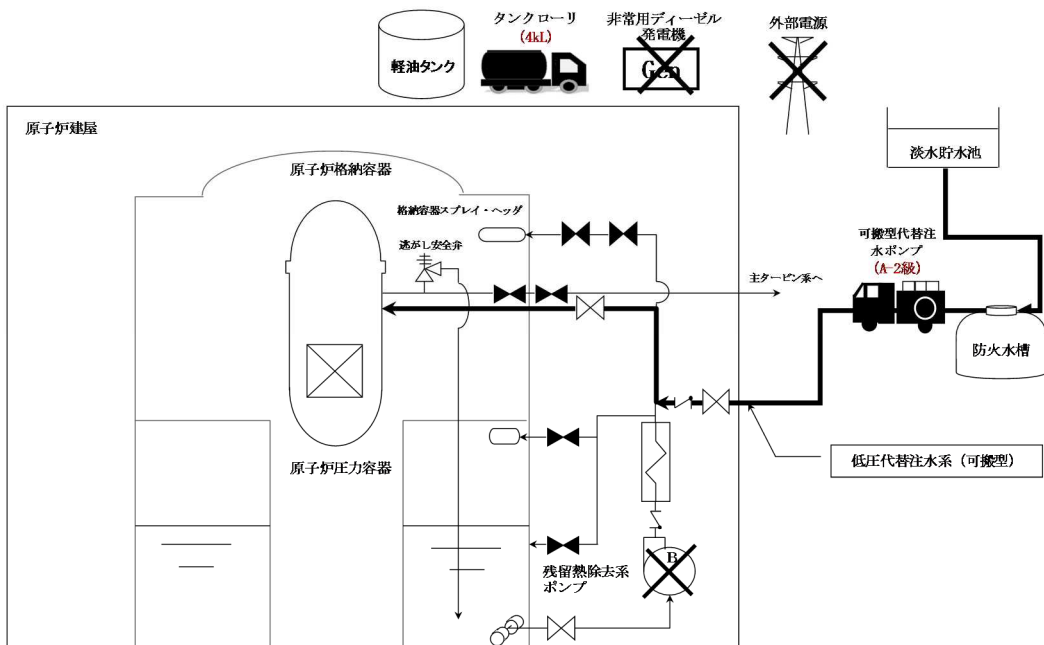


図 3.1.2.3 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」時の使用系統概要 (代替循環冷却系を使用する場合) (3/4)  
(原子炉注水)

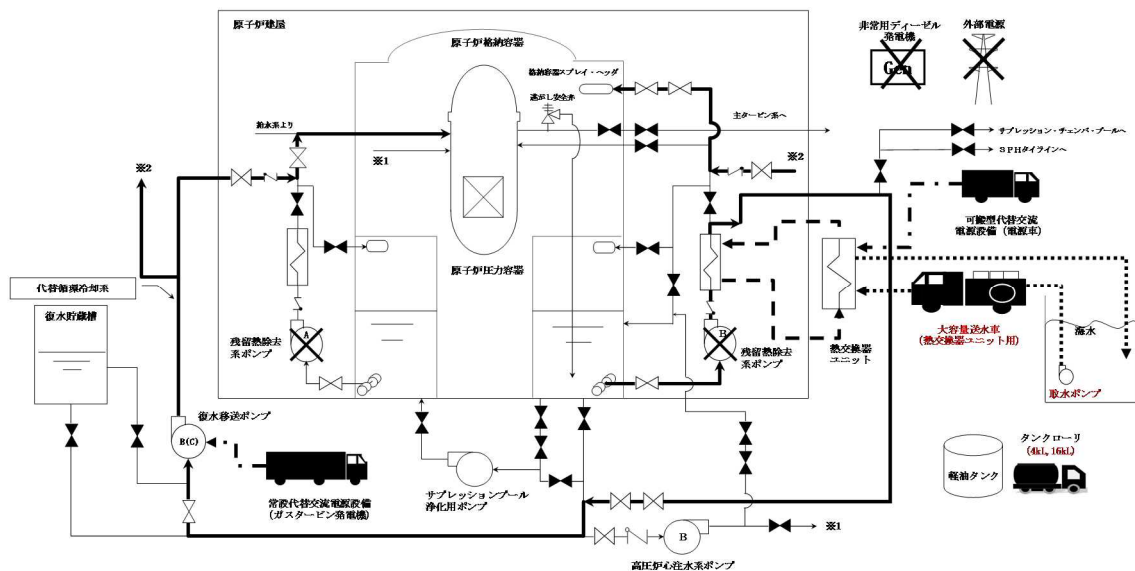


図 3.1.2.4 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」時の使用系統概要 (代替循環冷却系を使用する場合) (4/4)  
(原子炉格納容器除熱)

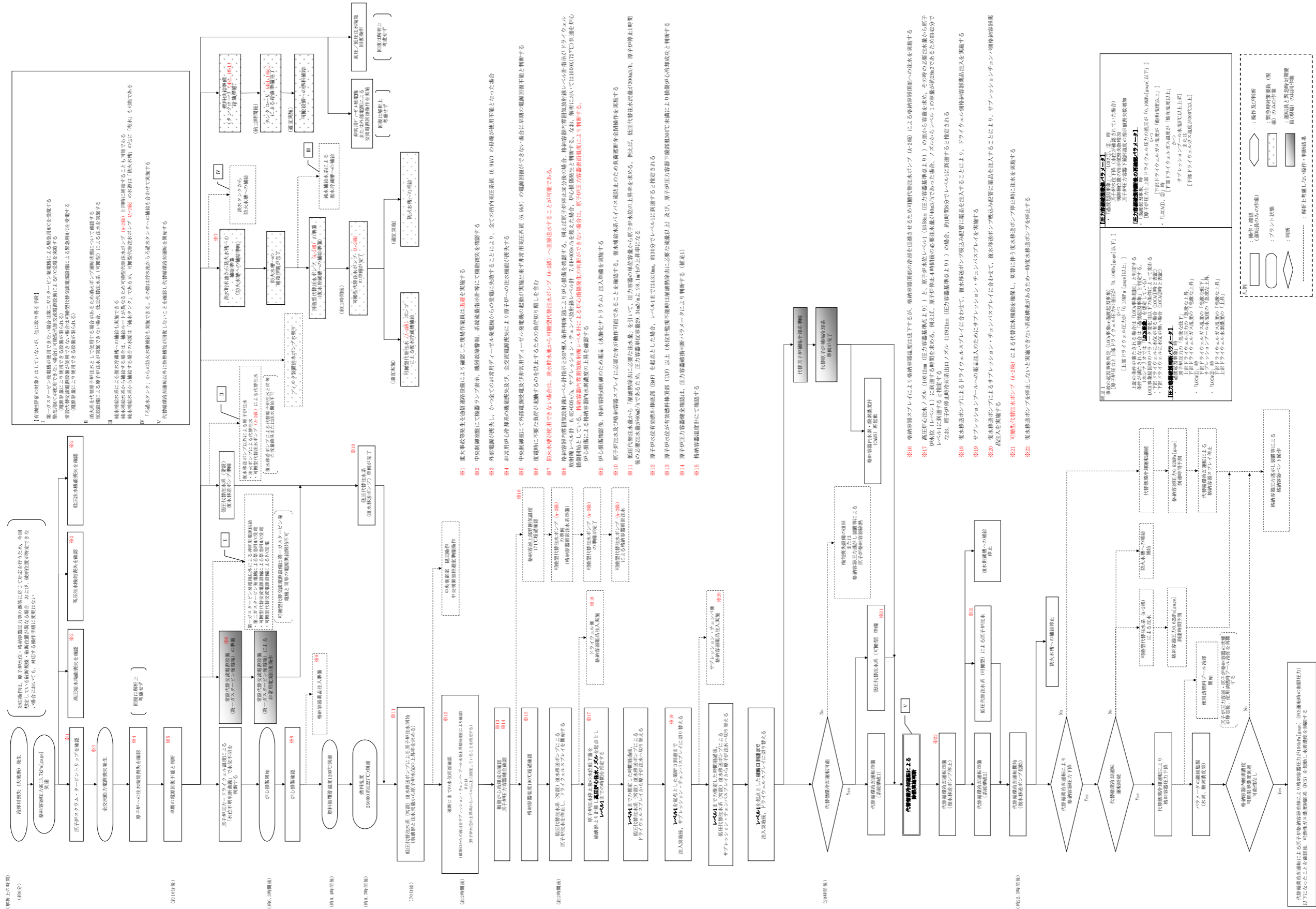


図 3.1.2.5 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用する場合）

格納容器過圧・過温破損																																								
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間(分)												備考																				
	責任者	当直長		1人		中央監視 緊急時対策本部連絡		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	310	320
指揮者	6号	7号	当直副長	当直副長	1人	1人	号炉毎運転操作指揮	経過時間(分)																																
	6号	7号	緊急時対策要員	緊急時対策要員	5人	5人		経過時間(分)																																
通報連絡者	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)		経過時間(分)																																	
6号	7号	6号	7号	6号	7号	経過時間(分)																																		
状況判断	2人 A, B	2人 a, b	-	-	-	-	・給水流量の全喪失確認 ・全交流動力電源喪失確認 ・原子炉スクラム・タービントリップ確認	<p>事故発生</p> <p>原子炉スクラム</p> <p>プラント状況判断</p> <p>約0.3時間 炉心損傷</p> <p>約0.4時間 燃料被覆管温度1200℃到達</p> <p>約0.7時間 燃料温度約2500K(約2227℃)到達</p> <p>約0.9時間 第一ガスタービン発電機による給電開始</p> <p>約260分 6号炉復水貯蔵槽水取切終了</p>																														状況判断後も事故対応に必要なパラメータを適宜監視する		
交流電源回復操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・非常用ディーゼル発電機 機能回復 ・外部電源 回復	経過時間(分)																														対応可能な要員により対応する		
高圧/低圧注水機能喪失調査、復旧 操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・給水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、残留熱除去系 機能回復	経過時間(分)																														対応可能な要員により対応する		
原子炉格納容器内水素濃度監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉格納容器内水素濃度監視	適宜実施																																
常設代替交流電源設備準備操作 (第一ガスタービン発電機)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・受電前準備(中央制御室)	20分		経過時間(分)																														
	-	-	2人 C, D	-	-	-	・放射線防護装備準備/装備 ・現場移動 ・第一ガスタービン発電機健全性確認 ・第一ガスタービン発電機給電準備 ・第一ガスタービン発電機起動、給電	10分		20分		10分		経過時間(分)																										
	-	-	2人 E, F	4人 o, d e, f	-	-	・放射線防護装備準備/装備	10分		経過時間(分)																														
	-	-	(2人) E, F	-	-	-	・現場移動 ・6号炉 M/C (D) 受電準備	50分		経過時間(分)																														
常設代替交流電源設備からの受電準備操作	-	-	-	(4人) o, d e, f	-	-	・現場移動 ・7号炉 M/C (C) (D) 受電準備	50分		経過時間(分)																														
	-	-	(2人) C, D	-	-	-	・第一ガスタービン発電機 運転状態確認	25分		経過時間(分)																														
常設代替交流電源設備運転 (第一ガスタービン発電機)	-	-	-	-	-	2人	・放射線防護装備準備/装備 ・現場移動 ・第二ガスタービン発電機 状態確認 ・現場移動 ・第一ガスタービン発電機 運転状態確認	10分		30分		経過時間(分)																												要員を確保して対応する
	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・M/C 受電確認	10分		経過時間(分)																														
	-	-	(2人) E, F	-	-	-	・6号炉 M/C (D) 受電 ・6号炉 M/C (D) 受電	10分		経過時間(分)																														
	-	-	-	(4人) o, d e, f	-	-	・7号炉 M/C (C) (D) 受電 ・7号炉 M/C (C) (D) 受電	10分		経過時間(分)																														
中央制御室照明確保 (解析上考慮せず)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・蓄電池内蔵照明の点灯確認 ・可搬型照明の設置、点灯	15分		経過時間(分)																												要員を確保して対応する		
低圧代替注水系(常設) 準備操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・復水移送ポンプ(B, C) 起動/運転確認 ・低圧代替注水系(常設) ラインアップ	15分		経過時間(分)																												交流電源回復前からの通信手段確保等の作業を実施する		
	-	-	-	(2人) o, d	-	-	・現場移動 ・7号炉低圧代替注水系(常設) 現場ラインアップ ・復水貯蔵槽吸込ライン切替	30分		経過時間(分)																														
低圧代替注水系(常設) 注水操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 注入弁操作	破断口まで回復水位回復後、原子炉注水と格納容器スプレイ切替																																
代替格納容器スプレイ冷却系 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレイ弁操作	原子炉注水と格納容器スプレイ切替																																
中央制御室 圧力調整 (中央制御室可搬型陽圧化空調機プロ ユニット起動) (解析上考慮せず)	-	-	(2人) C, D	(2人) e, f	-	-	・MCR系 隔離弁操作	30分		経過時間(分)																												要員を確保して対応する		
	-	-	-	-	-	-	・中央制御室可搬型陽圧化空調機プロユニット起動	30分		経過時間(分)																														
中央制御室待避室の準備操作 (解析上考慮せず)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・中央制御室待避室照明確保 ・中央制御室待避室データ表示装置起動操作	10分		経過時間(分)																												要員を確保して対応する		
	-	-	-	(2人) e, f	-	-	・現場移動 ・中央制御室待避室陽圧化装置空気供給元弁開	30分		経過時間(分)																												要員を確保して対応する		
格納容器薬品注入操作 (解析上考慮せず)	-	-	(2人) E, F	(2人) o, d	-	-	・格納容器スプレイに合わせた薬品注入	格納容器スプレイに合わせて実施																														要員を確保して対応する		
常設代替交流電源設備からの受電準備操作	-	-	(2人) C, D	-	-	-	・現場移動 ・6号炉 M/C (C) 受電準備	50分		経過時間(分)																														
常設代替交流電源設備からの受電操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・6号炉 M/C (C) 受電確認	10分		経過時間(分)																														
	-	-	(2人) C, D	-	-	-	・6号炉 M/C (C) 受電 ・6号炉 M/C (C) 受電	10分		経過時間(分)																														
低圧代替注水系(常設) 準備操作	-	-	(2人) C, D	-	-	-	・現場移動 ・6号炉低圧代替注水系(常設) 現場ラインアップ ・復水貯蔵槽吸込ライン切替	30分		経過時間(分)																														

図 3.1.2.6 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)」時の作業と所要時間  
(代替循環冷却系を使用する場合)(1/2)

格納容器過圧・過温破損

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間(時間)																備考
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策員 (現場)			2 4 6 8 10 12 14 16 18 20 22 24 26 28 30 32																
	6号 (1人) A	7号 (1人) a	6号 (1人) A	7号 (1人) a	6号 (1人) A	7号 (1人) a		20時間 代替原子炉補機冷却系 運転開始 代替原子炉補機冷却系 切替開始 約18時間 原子炉注水開始 約19時間 燃料貯蔵庫 燃料貯蔵庫 約22.5時間 代替原子炉補機冷却系 運転開始																
低圧代替注水系(常設) 注水操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・ 換熱器注水 注入弁操作	破断口まで水位回復後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																
代替格納容器スプレイ冷却系 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・ 換熱器注水 スプレイ弁操作	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																
格納容器頂部注水 (解析上考慮せず)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・ 放射線防護準備/整備 ・ 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器頂部への注水準備 (可搬型代替注水ポンプ(A-2級)移動、ホース敷設(防火水槽から可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)から接続口)、ホース接続) ・ 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器頂部への補給	注水開始より上部クォーター温度変化により格納容器頂部注水を再開する 10分 90分 適宜実施																要員を確保して対応する
淡水貯水池から防火水槽への補給準備	-	-	-	-	2人 ※1, ※2	2人 ※1, ※2	・ 放射線防護準備/整備 ・ 現場移動 ・ 淡水貯水池-防火水槽への系統構成、ホース巻取り	10分 90分 10分																
可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による 防火水槽から淡水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	2人, ※1 (2人)	2人, ※2 (2人)	・ 放射線防護準備/整備 ・ 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯蔵槽への注水準備 (可搬型代替注水ポンプ(A-2級)移動、ホース敷設(防火水槽から可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)から接続口)、ホース接続) ・ 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯蔵槽への補給 ・ 淡水貯水池から防火水槽への補給	150分 適宜実施																淡水移送ポンプ停止時に、淡水貯蔵槽への補給を停止する 代替原子炉補機冷却系運転開始まで可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による 代替注水を実施するため、防火水槽への補給は継続する
燃料給油準備	-	-	-	-	※1, ※2 (2人)	※1, ※2 (2人)	・ 燃料タンクからタンクローリ(4kL)への給油	120分																タンクローリ(4kL)残量に応じて適宜燃料タンクから給油
燃料給油作業	-	-	-	-	-	-	・ 第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油	適宜実施																
格納容器ベント準備操作 (解析上考慮せず)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・ ベント準備 ・ フィルタ装置水位調整準備 (排水ポンプ水切り)	代替循環冷却系が不調の場合に備えて格納容器ベント準備操作を実施する。 30分 代替循環冷却系が不調の場合に備えて格納容器ベント準備操作を実施する。 60分																要員を確保して対応する
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) E, F	(2人) e, f	-	-	・ 現場移動 ・ 代替原子炉補機冷却系 現場ラインアップ ・ 放射線防護準備/整備	300分 10分																
燃料給油準備	-	-	-	-	※3, ※4 (2人)	※3, ※4 (2人)	・ 現場移動 ・ 燃料タンクからタンクローリ(4kL)への給油	10時間 90分																タンクローリ(4kL)残量に応じて適宜燃料タンクから給油
燃料給油作業	-	-	-	-	-	-	・ 発電車への給油 ・ 大形蒸気発生器(熱交換器ユニット用)への給油	適宜実施																
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	※4 (3人)	※4 (3人)	・ 代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	適宜実施																
原子炉格納容器内水素・酸素濃度計 (CAMS)再起動	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・ 原子炉格納容器内水素・酸素濃度計(CAMS)起動操作 ・ 原子炉格納容器内水素・酸素濃度監視	30分 適宜実施																CAMS起動操作後、代替循環冷却系準備操作を実施し、適宜格納容器内 可燃性ガス濃度を確認する
低圧代替注水系(可搬型)による 原子炉注水 準備操作	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・ 現場移動 ・ 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉への注水準備 ・ 放射線防護準備/整備	10分 適宜実施 低圧代替注水停止時に現場操 作を行う (操作時間20分) 低圧代替注水停止時に現場操 作を行う (操作時間20分)																
代替循環冷却系 準備操作 (系統構成1)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・ 代替循環冷却系 中央制御室ラインアップ	30分 120分 この時間内に実施 この時間内に実施																
代替循環冷却系 準備操作 (系統構成2)	(1人) A	(1人) a	(4人) C, D E, F	(4人) c, d e, f	-	-	・ 原子炉注水/格納容器スプレイ弁切替 ・ 淡水移送ポンプ停止 ・ 代替循環冷却系 中央制御室ラインアップ	120分 30分 30分 30分																20k: 原子炉注水 20.1k: 格納容器破断スプレイ 22k: 淡水移送ポンプ全停 22.1k: 代替循環冷却系 運転開始
低圧代替注水系(可搬型)による 原子炉への注水	(1人) A	(1人) a	-	-	(3人)	(3人)	・ 低圧注水系 注入弁操作 ・ 原子炉注水状態監視 ・ 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉への注水	30分 30分																操作時間の30分間は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の稼働率に10 分間、原子炉への注水を20分間とする
代替循環冷却系 運転開始	(2人) A, B	(2人) a, b	-	-	-	-	・ 淡水移送ポンプ起動 ・ 低圧注水系注入弁、格納容器スプレイ弁操作	5分																
代替循環冷却系 運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・ 代替循環冷却系による原子炉・格納容器の状態監視	適宜実施																格納容器状態監視には水素・酸素濃度の継続監視を含む
使用済燃料プール冷却 再開 (解析上考慮せず)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・ 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による使用済燃料プールへの補給 ・ 燃料プール冷却浄化系系統構成	30分 30分																燃料プール水温(77℃)以下維持 要員を確保して対応する
燃料給油準備	-	-	-	-	-	-	・ 放射線防護準備/整備 ・ 燃料プール冷却浄化系再起動	10分 30分 必要に応じて使用済燃料プールへの補給を再開する																
燃料給油作業	-	-	-	-	-	-	・ 燃料タンクからタンクローリ(4kL)への給油 ・ 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)への給油	90分 適宜実施																タンクローリ(4kL)残量に応じて適宜燃料タンクから給油
必要人員数 合計	2人 A, B	2人 a, b	4人 C, D, E, F	4人 c, d, e, f	10人※ (参集要員32人)																			

図 3.1.2.6 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)」時の作業と所要時間  
(代替循環冷却系を使用する場合)(2/2)

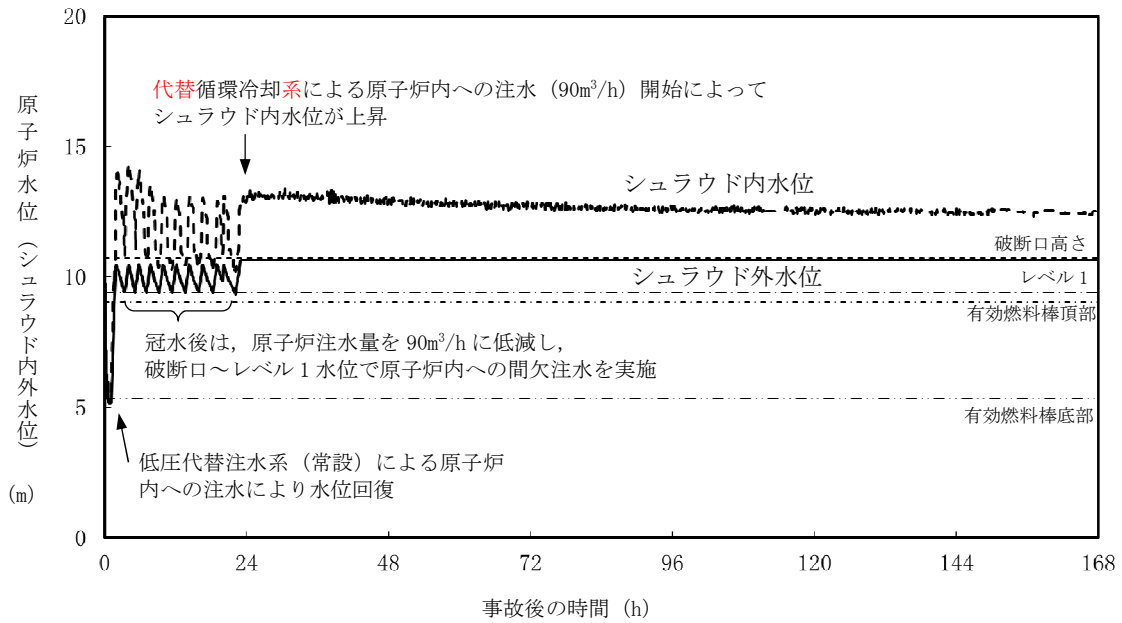


図 3.1.2.7 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

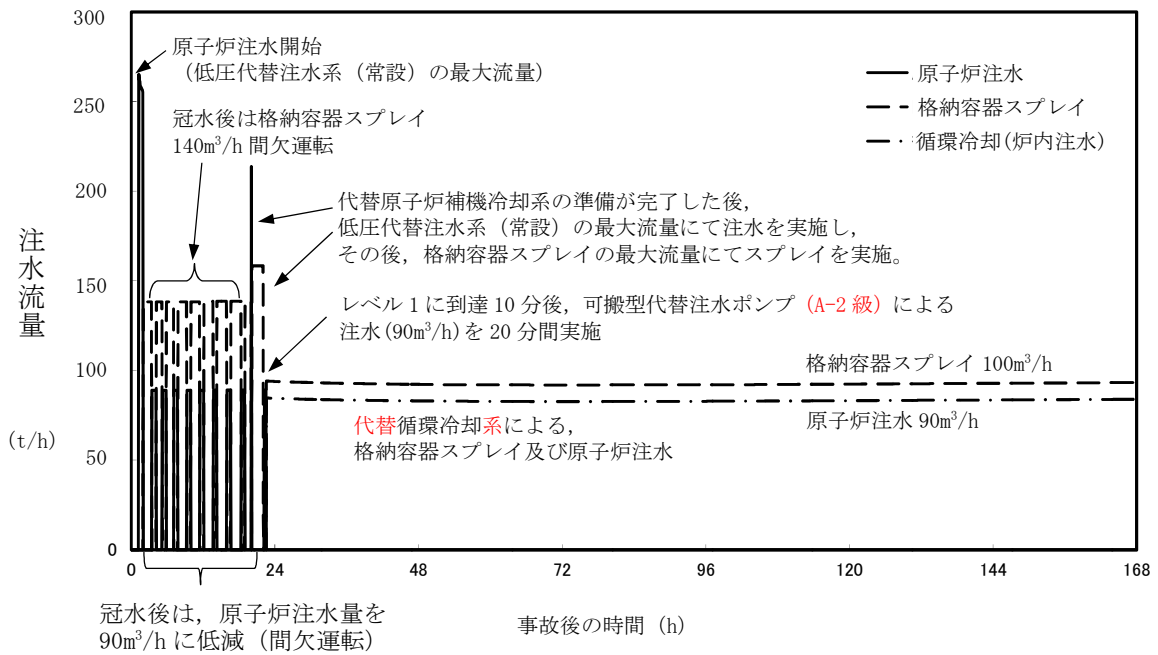


図 3.1.2.8 注水流量の推移



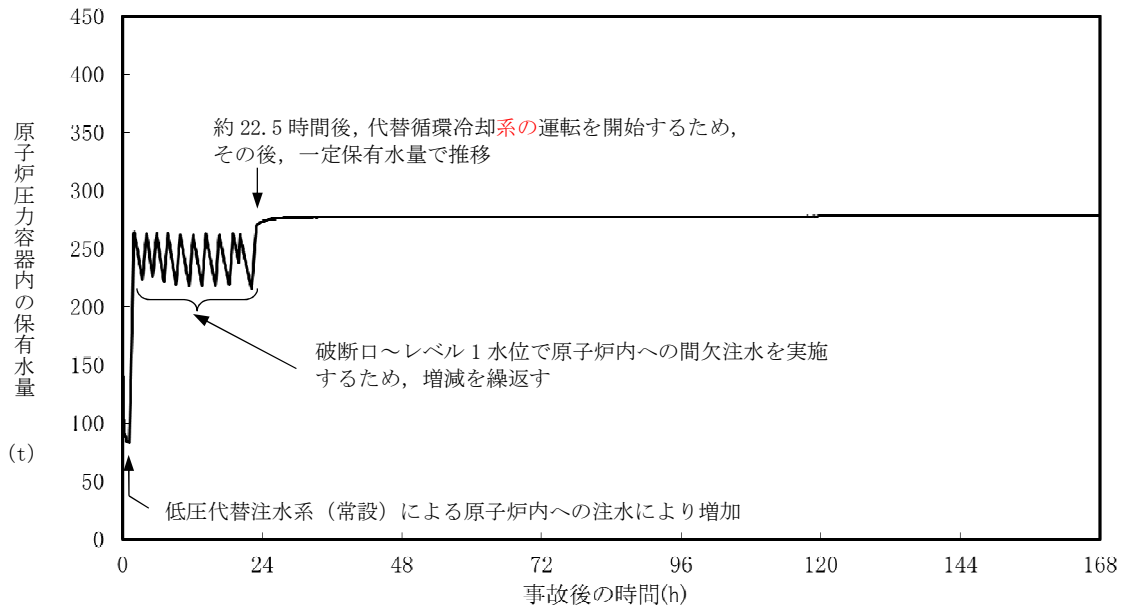


図 3.1.2.9 原子炉圧力容器内の保有水量の推移

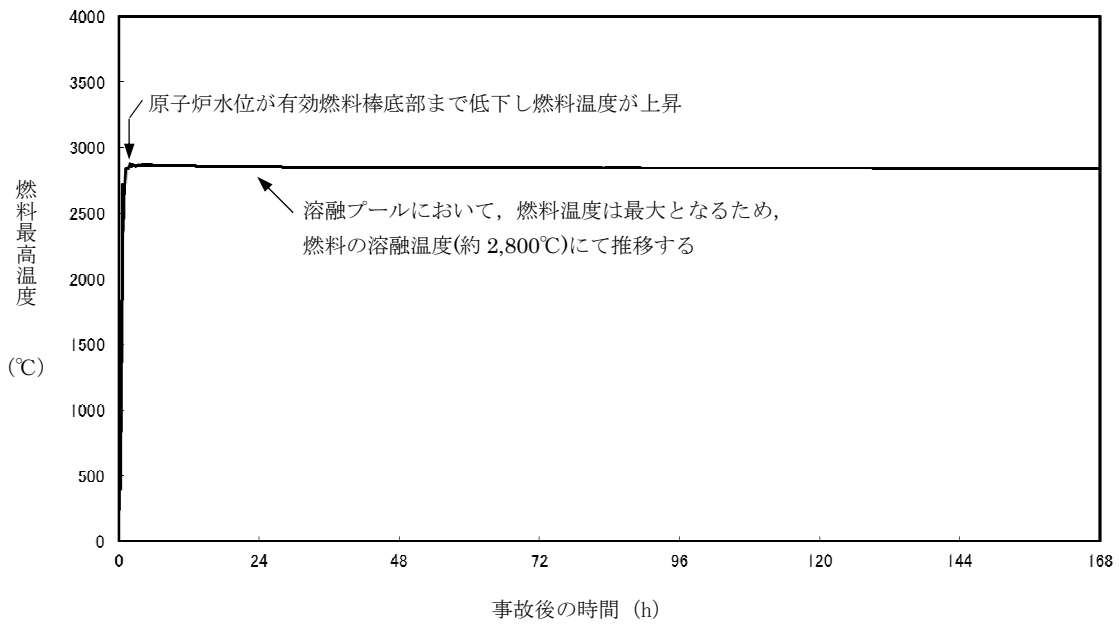


図 3.1.2.10 燃料最高温度の推移

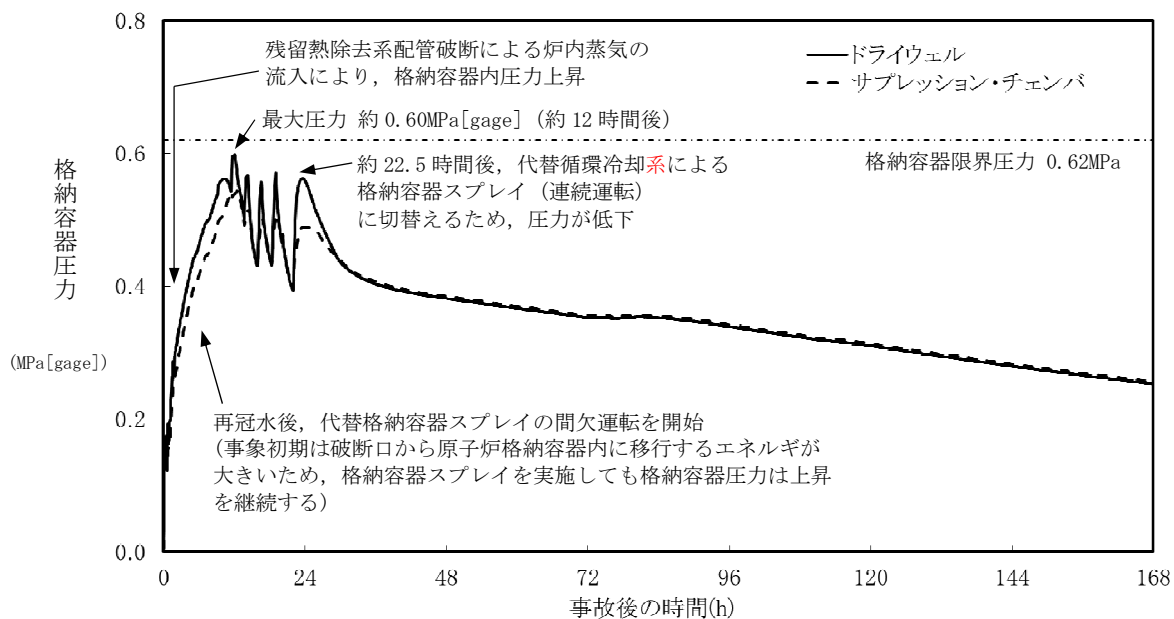


図 3.1.2.11 格納容器圧力の推移

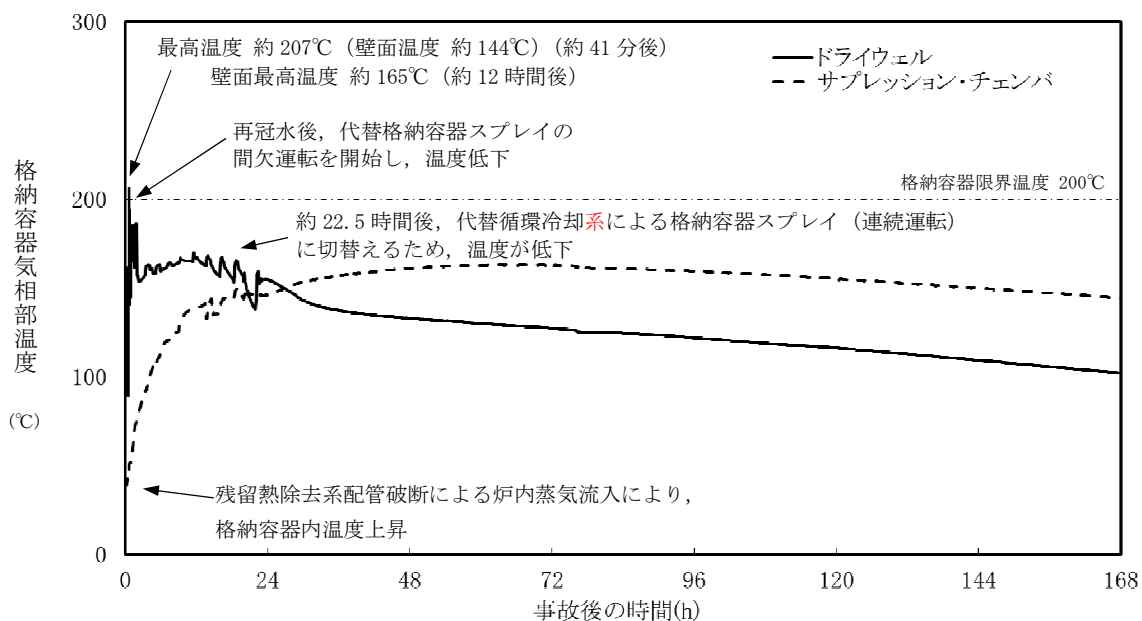


図 3.1.2.12 格納容器気相部温度の推移

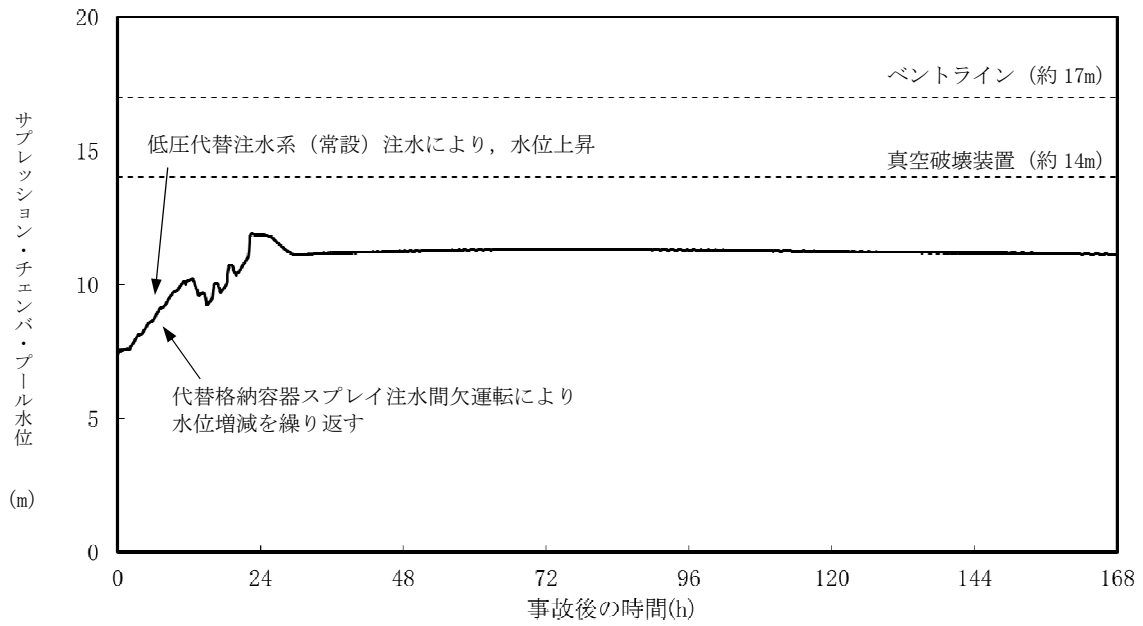


図 3.1.2.13 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移

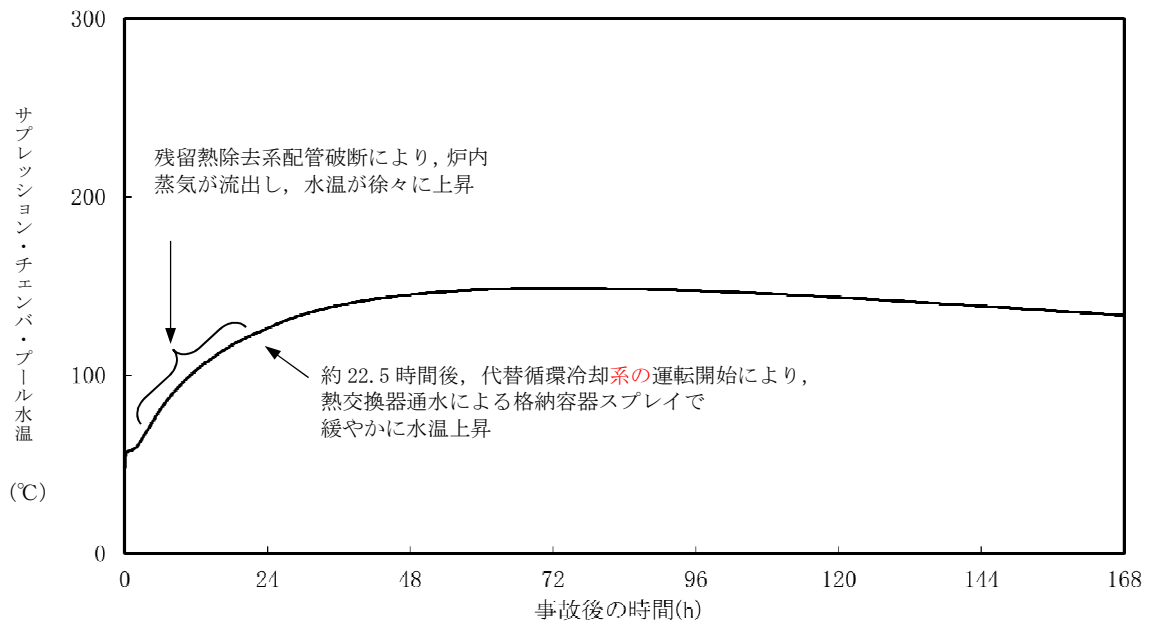


図 3.1.2.14 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移

表 3.1.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時における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) (1/2)

判断及び操作	操作	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム確認	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	-	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
非常用炉心冷却系機能喪失確認	非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する	-	-	【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系系統流量】 【残留熱除去系系統流量】
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失する。これにより所内高圧系統 (6.9kV) の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。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起動ができず、非常用高圧母線 (6.9kV) 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、常設代替交流電源設備、代替原子炉補機冷却系、低圧代替注水系 (常設) の準備を開始する	所内蓄電式直流電源設備	-	-
炉心損傷確認	大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に至ることを格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する。 <b>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応により水素が発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認する。</b>	-	-	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 格納容器内水素濃度 (SA)
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉水位回復	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を開始する。 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た場合水位不明と判断し、崩壊熱及び原子炉注水量から推定して把握する	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	タンクローリ (16kl)	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) 復水貯蔵槽水位 (SA) ドライウエル雰囲気温度

【】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

表 3.1.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時における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) (2/2)

判断及び操作	操作	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計表設備
代替格納容器サブレイ冷却系による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が約 190℃に到達した場合、推定手段により破断口まで水位回復を確認後、代替格納容器サブレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。推定手段により炉心を冠水維持できる範囲で、原子炉注水と代替格納容器サブレイを交互に実施する	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	ドライウエル雰囲気温度 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) 復水貯蔵槽水位 (SA)
代替循環冷却系による原子炉注水、原子炉格納容器除熱	事象発生から 20 時間経過した時点で、代替原子炉補機冷却系及び代替循環冷却系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系の再循環流量は、原子炉注水と格納容器サブレイに流量分配し、それぞれ連続注水及び連続サブレイする。 また、水の放射線分解により酸素及び水素が発生することから、原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の状況を確認する。	復水移送ポンプ 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4KL)	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブレーション・チェンバ・プールの水位 サブレーション・チェンバ・プールの水位 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) 格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

表 3.1.2.2 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) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレーター スカート 下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
燃料	9×9 燃料 (A 型)	—
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウエットウエル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	ウエットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3.43kPa (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
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (NWL)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

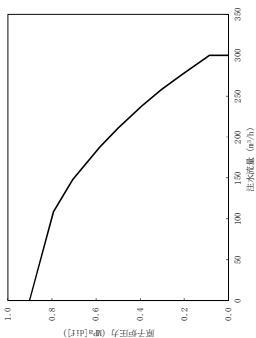
初期条件

表 3.1.2.2 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) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 残留熱除去系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない

事故条件

表 3.1.2.2 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) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
低圧代替注水系 (常設)	最大 300m <sup>3</sup> /h で注水, その後は炉心を冠水維持するよう注水	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ 2 台による注水特性
代替格納容器スプレー冷却系	140m <sup>3</sup> /h にてスプレー	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレー流量を考慮し, 設定
可搬型代替注水ポンプ	90m <sup>3</sup> /h で注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水を想定設備の設計を踏まえて設定
代替循環冷却系	循環流量は, 全体で約 190m <sup>3</sup> /h とし, 原子炉注水へ約 90m <sup>3</sup> /h, 格納容器スプレーへ約 100m <sup>3</sup> /h に流量を分配	代替循環冷却系の設計値として設定

重大事故等対策に関する機器条件



表 3.1.2.2 主要解析条件 (零囲気圧力・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) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び 低圧代替注水系 (常設) による原子炉 注水操作	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設 定
	代替格納容器スプレイ冷却系による原 子炉格納容器冷却操作	破断口まで水位回復後, 格納容器温度 が約 190℃到達時
	代替原子炉補機冷却系運転操作	事象発生 20 時間後
	代替循環冷却系による原子炉格納容器 除熱操作	事象発生約 22.5 時間後

格納容器気相部温度が原子炉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

有効性評価の「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、格納容器気相部温度は、一時的に格納容器限界温度の 200℃を超える評価となっている。ここでは、これが原子炉格納容器の健全性に与える影響について考察する。

2. 原子炉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、原子炉格納容器の気相部と壁面温度の推移を図 1 に示す。

事象開始後、破断口から流出する蒸気により、格納容器気相部温度が上昇し、格納容器スプレィの間欠的な実施により、温度上昇は抑制されるものの、一時的に 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、図 1 に示すとおり、気相部温度が一時的に 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「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 格納容器限界温度・圧力に関する評価結果」において、原子炉格納容器内を 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はない。

3. まとめ

格納容器気相部温度は 200℃を若干超えるものの、壁面温度は格納容器限界温度の 200℃以上には到達しない。このため、原子炉格納容器の健全性に問題はない。

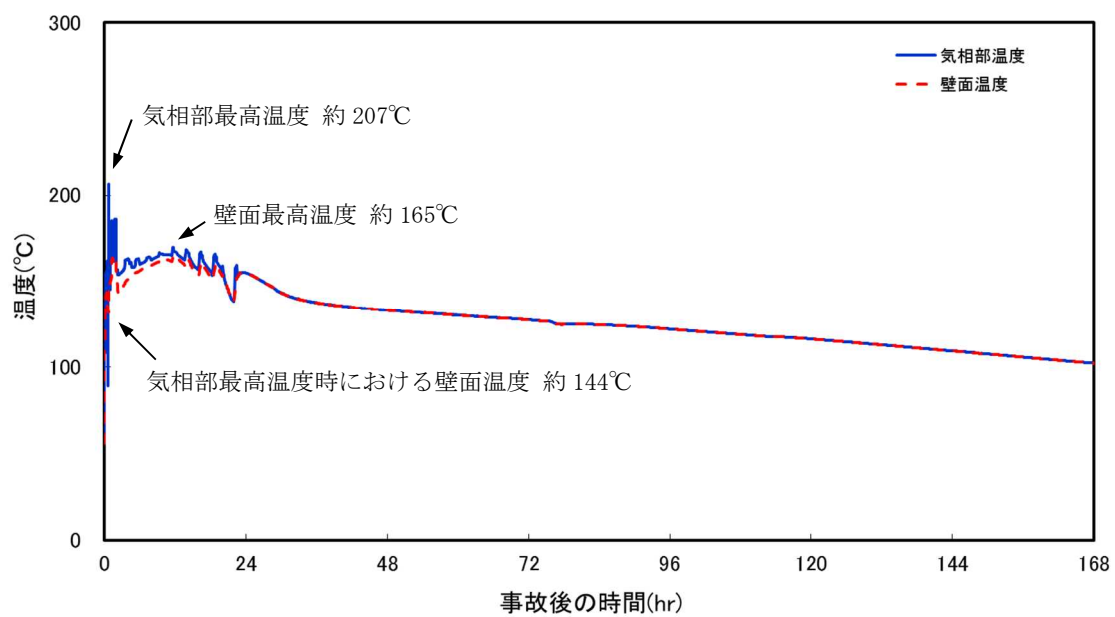


図1 原子炉格納容器気相部温度と壁面温度の推移

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

有効性評価の「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 0.3 時間後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K (727°C) 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 0.4 時間後に 1,200°C に到達し、また、事象発生から約 0.7 時間後に燃料温度は約 2,500K (2,227°C) に到達する。事象発生 70 分後からの低压代替注水系（常設）による原子炉注水により、炉心は再冠水される。上記により、炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉压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

図 1 に事象開始後 70 分、事象開始後約 230 分（最大状態）及び終状態（事象開始後 7 日）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

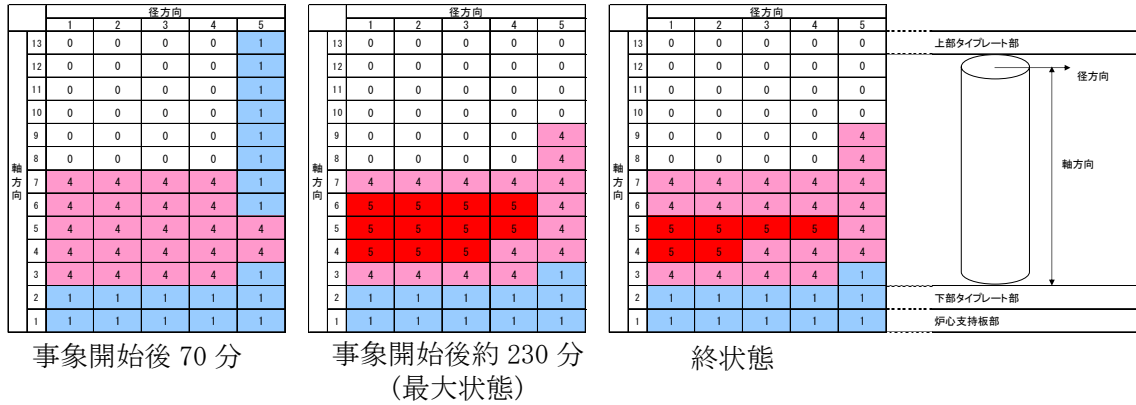
図 2 に各部（炉心位置、下部プレナム）における炉心重量の時間変化の推移を示す。図 2 に示すとおり、炉心は炉心位置に保持される。

#### (3) シュラウドへの熱影響

終状態においても、溶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。

### 3. まとめ

有効性評価の「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において、炉心損傷に至るものの、再冠水により炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉压力容器内に保持される。



損傷状態のモデル

- 0: 燃料なし (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: 溶融プール状態

図1 炉心の損傷状態

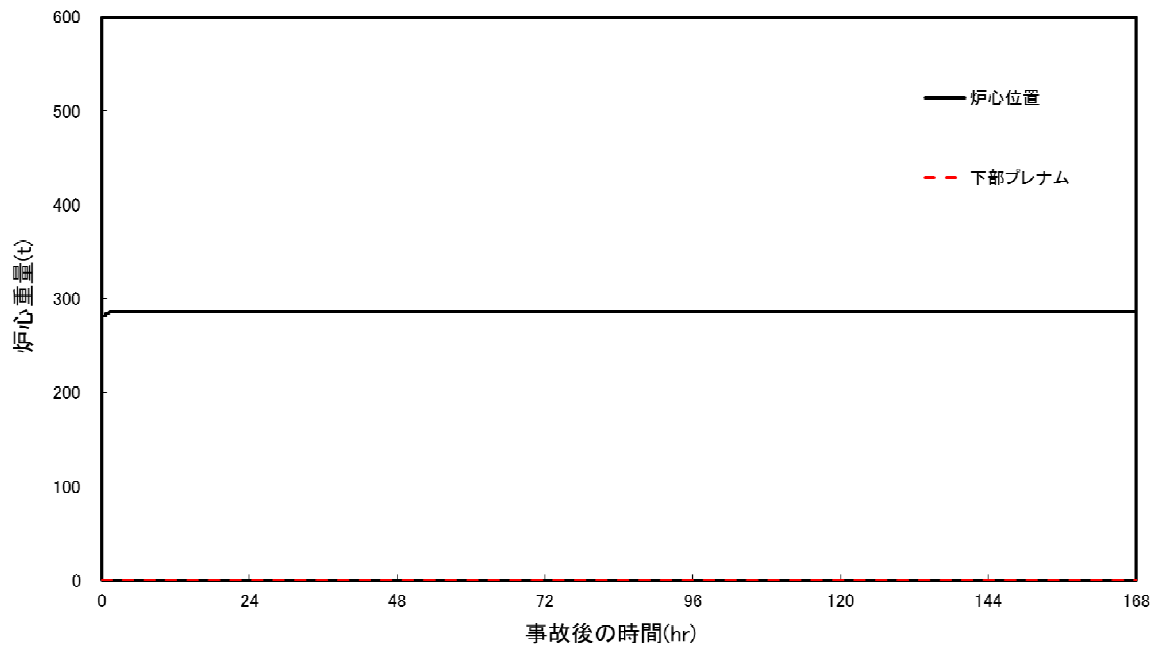


図2 各部 (炉心位置, 下部プレナム) における炉心重量の時間変化

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）時において代替循環冷却系を使用する場合における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でき，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。

原子炉格納容器安定状態：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原子炉格納容器除熱機能（格納容器圧力逃がし装置又は代替循環冷却系）により，格納容器圧力及び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）によ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。

##### 原子炉格納容器安定状態の確立について

炉心冷却を継続し，事象発生から約 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を開始することで，格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり，格納容器温度は 150℃を下回り，原子炉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，また，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】

上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。

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，安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。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 原子炉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の復旧による冷却への移行
- ② 原子炉格納容器内の水素・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原子炉格納容器内への窒素封入（パージ）
- ③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源），冷却水系等の復旧
- ④ 長期的に維持される原子炉格納容器の状態（温度・圧力）に対し，適切な地震力に対する原子炉格納容器の頑健性の確保

（添付資料 2.1.1 別紙 1 参照）

原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により  
発生する水素の影響について

## 1. はじめに

BWR において事故時に可燃性ガスが発生する事象として主に水-金属反応があるが、他事象によっても可燃性ガスの発生が想定される。

平成 23 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震後、福島第二原子力発電所 1, 2, 4 号炉の原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が確認されており、これは原子炉格納容器内のグレーチングに塗布しているローバル（常温亜鉛めっき）が水蒸気と反応し発生した水素の影響によるものと推定されている。また、重大事故時、炉心から原子炉格納容器に放出される放射性物質の環境への放出低減のため、原子炉格納容器内の水をアルカリ性に維持するが、これにより、炉内構造物の金属腐食による水素の発生も考えられる。

ここでは、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉において、上記事象により水素が発生した場合の影響評価を実施する。

## 2. 影響評価

## 2.1 亜鉛の反応による水素の発生について

原子炉格納容器内のグレーチングの亜鉛めっきの反応により、水素が発生する可能性がある。保守的にグレーチングの亜鉛めっきが全て反応することを想定して、水素発生総量を概略評価した。

## a. 亜鉛量の計算条件

- ・ 上部ドライウェル グレーチング表面積：3,200m<sup>2</sup>
- ・ サプレッション・チェンバ・プール グレーチング表面積：1,100m<sup>2</sup>
- ・ 亜鉛めっき膜厚：80 μm

（JIS H8641-2007記載の溶解亜鉛めっき厚判定基準値（最大値）76 μmより設定、6号及び7号炉においても本JISに基づき亜鉛めっきを実施）

- ・ 亜鉛密度：7.2g/cm<sup>3</sup>（JIS H8641-2007 記載値）

## b. 評価結果

## 〈亜鉛量〉

原子炉格納容器内のグレーチングに用いられる亜鉛量は、約2,500kgとなる。

- ・ 上部ドライウェル部：1,843kg（=3,200m<sup>2</sup>×80 μm×7.2g/cm<sup>3</sup>）
- ・ サプレッション・チェンバ・プール部：634kg（=1,100m<sup>2</sup>×80 μm×7.2g/cm<sup>3</sup>）

#### <水素発生量>

亜鉛は、以下の化学反応によって水素を発生する可能性がある。

- $Zn + H_2O \rightarrow ZnO + H_2 \uparrow$  (亜鉛-水蒸気反応)
- $Zn + NaOH + H_2O \rightarrow NaHZnO_2 + H_2 \uparrow$  (金属腐食反応)

亜鉛-水蒸気反応及び亜鉛の金属腐食反応のいずれにおいても、亜鉛 1mol より水素が 1mol 発生するため、発生する水素ガス量は約 77kg (=56.8+19.5)、水素ガス体積(標準状態)は約 850Nm<sup>3</sup> (=631+217) となる。

#### ・ドライウエル部：

$$56.8\text{kg} \quad (=1,843,000\text{g}/65.4\text{g/mol} \times 2.016\text{g/mol})$$
$$631\text{Nm}^3 \quad (=1,843,000\text{g}/65.4\text{g/mol} \times 0.0224\text{Nm}^3/\text{mol})$$

#### ・サプレッション・チェンバ・プール部：

$$19.5\text{kg} \quad (=634,000\text{g}/65.4\text{g/mol} \times 2.016\text{g/mol})$$
$$217\text{Nm}^3 \quad (=634,000\text{g}/65.4\text{g/mol} \times 0.0224\text{Nm}^3/\text{mol})$$

## 2.2 アルミニウムの反応による水素の発生について

原子炉格納容器内の主なアルミニウムの使用箇所は、保温材の外装材や DWC のアルミフィンである。保守的にアルミニウムの全量が全て反応することを想定して、水素発生総量を概略評価した。

### a. アルミニウム量の計算条件

- ・保温材に含まれるアルミニウムの体積：約 0.4m<sup>3</sup>
- ・アルミニウム密度：2.7g/cm<sup>3</sup>
- ・DWCに含まれるアルミニウムの質量：約 360kg

### b. 評価結果

#### <アルミニウム量>

原子炉格納容器内に存在するアルミニウムの量は、約 1,440kg となる。

- ・保温材：約 1,080kg (=0.4m<sup>3</sup> × 2,700kg/m<sup>3</sup>)
- ・DWC：約 360kg

#### <水素発生量>

アルミニウムは、以下の化学反応によって水素を発生する。

- $Al + NaOH + H_2O \rightarrow NaAlO_2 + 3/2H_2 \uparrow$  (金属腐食反応)

アルミニウム 1mol より水素が 3/2mol 発生するため、以下の通り、発生する水素ガス量



は約 162kg、水素ガス体積(標準状態)は約 1,800Nm<sup>3</sup>となる。

$$161.3\text{kg} \quad (\simeq 1,440,000\text{g}/27\text{g/mol} \times 2.016\text{g/mol} \times 3/2)$$

$$1792\text{Nm}^3 \quad (\simeq 1,440,000\text{g}/27\text{g/mol} \times 0.0224\text{Nm}^3/\text{mol} \times 3/2)$$

なお、格納容器過圧・過温破損シナリオにて発生する水素ガス量は約 600kg であり、これと比較すると、原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムにより発生する水素ガス量の合計 239kg は 3 割程度の値である。

## 2.3 亜鉛及びアルミニウムによる水素発生による影響について

### (1) 格納容器圧力への影響について

格納容器圧力への影響評価にあたり、全交流動力電源喪失シナリオを例として評価を実施する。表 1 に全交流動力電源喪失シナリオにおける格納容器ベント前における格納容器気相部のモル分率を示す。

格納容器気相部のモル分率から考えると、格納容器ベント実施時 (0.31MPa) には、窒素 約 0.024MPa、蒸気 約 0.285MPa を示す。亜鉛の反応により生じる水素 77kg 及びアルミニウムの発生により発生する水素 162kg の合計 239kg を考慮した場合は、窒素 約 0.023MPa、蒸気 約 0.277MPa、水素 約 0.010MPa となる。これより、全交流動力電源喪失シナリオにおいて、格納容器圧力は窒素及び原子炉内で崩壊熱により発生し原子炉格納容器内に流入する蒸気の影響が大きいと考えられ、亜鉛及びアルミニウムの反応で発生する水素はほぼ影響を及ぼさない。

表 1：格納容器気相部のモル分率

		窒素	水蒸気	水素
モル分率	水素の追加発生を考慮しない	約 0.08	約 0.92	0
	水素の追加発生を考慮する	約 0.074	約 0.9	約 0.033

### (2) 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 のドライウェル内は窒素ガス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。

### 3. まとめ

原子炉格納容器内のグレーチングの亜鉛めっきに含まれる亜鉛が全て反応することを想定すると約 77kg の水素, アルミニウムが全て反応することを想定すると約 162kg の水素(合計約 239kg 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, ほぼ窒素と崩壊熱により発生する蒸気の影響に左右されるため, 亜鉛及びアルミニウム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 のドライウェル内は窒素ガス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。

## 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について

本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では、厳しい事象を想定した場合でも、原子炉格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。

原子炉建屋内の換気空調系によって原子炉建屋を負圧にする場合、原子炉建屋内の放射性物質は換気空調系を經由して大気中に放出されるが、原子炉建屋から大気中への漏えいを能動的に防止することができる。一方、原子炉建屋内の換気空調系を停止する場合は、原子炉建屋からの漏えいを能動的に防止する効果は無くなるが、換気空調系を經由した放出が無くなる。本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では後者、すなわち、原子炉建屋の換気空調系を停止する状況を想定している。

本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器は健全であると評価していることから、原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建屋内で凝縮され原子炉建屋空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建屋内の換気空調系は停止しているため、原子炉建屋内空間部と外気との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殆どないものと考えられる。さらに、原子炉格納容器内から原子炉建屋に漏えいし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ものと考えられる。

これらのことから、原子炉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、原子炉格納容器から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、原子炉建屋内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。

以下では、上述の状況に係わらず、保守的に原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを仮定した場合の放出量を示す。

## 1. 評価条件

- (1) 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」に対し、代替循環冷却系によって原子炉格納容器除熱を実施する場合について評価する。
- (2) 格納容器からの漏えい量は、MAAP 解析上で格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、開口面積は以下のように設定する。なお、エアロゾル粒子は格納容器外に放出される前に貫通部内で大部分が捕集されることが実験的に確認されていることから、本評価に当たっては、格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果 (DF450) を考慮した。
  - ・ 1Pd 以下 : 0.9Pd で 0.4%/日 相当
  - ・ 1~2Pd : 2.0Pd で 1.3%/日 相当
- (3) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、原子炉建屋の換気空調系停止時の原子炉建屋から大気中への漏えい率を 10%/日 (一定) とした。(詳細は「3. 補足事項」参照)

(4) 原子炉建屋内での放射エネルギーの時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

## 2. 評価結果

原子炉建屋から大気中への放射性物質（Cs-137）の漏えい量は約 0.016TBq（7 日間）となる。

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漏えい量は制限され、更に原子炉建屋から大気中への漏えいにおいても一定の漏えい率に制限されるため、放射性物質の漏えい量は抑制される。

この評価結果は「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」に示すドライウエルのラインを經由した場合の放出量約 2.0TBq（7 日間）に比べて十分に小さい。

### 3. 補足事項

原子炉建屋から大気中への漏えい率は、建屋周辺の風速によって原子炉建屋内と建屋外に差圧が生じ、放射性物質を含む原子炉建屋内の気体が建屋外へ漏えいすると仮定して評価する。

(1) 式に建屋周辺の風速と建屋差圧(風荷重)の関係を示す。

$$\Delta P = -C \times \rho \times v^2 / 2 \quad \dots (1)$$

$\Delta P$  : 風荷重 (kg/m<sup>2</sup>)

$C$  : 風力係数 (-0.4)

$\rho$  : 空気密度 (0.125kg/m<sup>3</sup>: 大気圧 101kPa, 大気温度 15°C)

$v$  : 風速 (3.1m/s)

(敷地内で観測した 1985 年 10 月～1986 年 9 月の地上高 10m 風速観測結果から、平均風速である 3.1m/s を選定)

出典：建築学便覧Ⅱ 構造

次に、差圧と原子炉建屋の漏えい率の相関式を (2) 式に示す。

$$f \propto \sqrt{\Delta P} \quad \dots (2)$$

$f$  : 原子炉建屋の漏えい率 (回/日)

$\Delta P$  : 差圧 (mmH<sub>2</sub>O)

なお、1mmH<sub>2</sub>O=1kg/m<sup>2</sup>

原子炉建屋は、建屋負圧 6.4mmH<sub>2</sub>O で漏えい率が 0.5 回/日以下になるように設計されているため、実風速による建屋差圧と漏えい率の関係は (3) 式のようなになる。

$$f_1 = f_0 \times \sqrt{(\Delta P_1 / \Delta P_0)} \quad \dots (3)$$

$f_1$  : 実風速時の漏えい率 (回/日)

$f_0$  : 原子炉建屋の設計漏えい率 (0.5 回/日)

$\Delta P_1$  : 実風速時の建屋差圧 (0.3mmH<sub>2</sub>O)

$\Delta P_0$  : 原子炉建屋の設計建屋差圧 (6.4mmH<sub>2</sub>O)

以上より、建屋周辺の風速によって生じる原子炉建屋からの漏えい率は 10%/日 (0.1 回/日) となる。

以上

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）））

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

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。	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（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、炉心溶融時間に対する感度は小さいことが確認されている。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による炉心への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による炉心注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等のパラメータを操作開始の起点としている操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、格納容器スプレイ操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器内温度及び圧力挙動への影響は小さいことが確認されていることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	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（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、格納容器内温度及び圧力挙動への影響は小さいことが確認されており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料棒表面熱伝達		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。		
	燃料被覆管酸化		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 ・下部プレナムへのリロケーション開始時刻は、ほぼ変化しない		
	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）	TQUX 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有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である	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 SAFER コードとの比較により、急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下について、一時的に低いより水位に到達すること、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は SAFER コードと同等であることが確認されている。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による炉心への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による炉心注水（電源の確保含む）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操作ではないことから、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 SAFER コードとの比較により、急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下について、一時的に低いより水位に到達することが確認されているが、長期的な挙動は崩壊熱の影響が支配的となるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
気液分離（水位変化）・対向流					
原子炉压力容器	E C C S 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。

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

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉格納容器	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。	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が確認されているが、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温度の傾向を適切に再現できているため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ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、その差異は小さいため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ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が確認されているが、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温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 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いるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		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。		
	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。		
	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。
原子炉炉圧力容器（炉心損傷後）	原子炉炉圧力容器内FP挙動	核分裂生成物（FP）挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、FP 放出の開始時間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、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。	大破断 LOCA 時における運転員の操作は、非常用炉心冷却系による炉心への注水機能が喪失したと判断した場合、事象進展が極めて早い（水位低下）大破断 LOCA であっても、速やかに代替注水系による炉心注水（電源の確保含む）を行うこととしており、炉心損傷後の圧力容器内FP のパラメータを起点とした操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	代替循環冷却系を用いることにより、格納容器ベントを回避できるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉格納容器内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。	炉心損傷後の格納容器内FP のパラメータを起点とした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。 FP 挙動の差異により格納容器内温度及び圧力挙動に影響を与えるが、温度及び圧力は崩壊熱による水蒸気発生が支配的な要因であり影響は極めて小さい。さらに、格納容器圧力及び温度を起点とする操作として、代替格納容器スプレイ、格納容器圧力逃がし装置の操作があるが、事象発生から約2時間後以降の操作であり、多少の挙動の変化が運転員等操作時間に影響を与えることはない。	代替循環冷却系を用いることにより、格納容器ベントを回避できるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（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）））（1/3）

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	原子炉熱出力	3,926MWt	3,924MWt 以下 (実績値)	原子炉熱出力のゆらぎを考慮した運転管理目標値を参考に最確条件を包絡できる条件を設定。	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	7.07MPa[gage]	約 7.05~7.12MPa[gage] (実測値)	定格原子炉圧力として設定。	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うるが、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く、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うるが、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く、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート 下端から+119cm)	通常運転水位 (セパレータスカート 下端から約+118cm~約 +120cm) (実測値)	通常運転時の原子炉水位として設定。	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うるが、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、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約 20 分で通常運転水位約-4m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約-10mm であり非常に小さい。従って、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うるが、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、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約 20 分で通常運転水位約-4m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約-10mm であり非常に小さい。従って、事象進展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。
	炉心流量	52,200t/h (定格流量 (100%) )	定格流量の約 91~約 110% (実測値)	定格流量として設定。	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く、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く、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含されることから、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、両型式の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、何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	ANSI/ANS-5.1-1979 平均的燃焼度約 30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を確保することで、最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、操作手順（原子炉水位が破断口高さに到達後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイへ切替えること）に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件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、原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	格納容器容積（ドライウエル）	7,350m <sup>3</sup>	7,350m <sup>3</sup> (設計値)	ドライウエル内体積の設計値（全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値）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く、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器容積（ウェットウエル）	空間部：5,960m <sup>3</sup> 液相部：3,580m <sup>3</sup>	空間部： 約 5,980~約 5,945m <sup>3</sup> 液相部： 約 3,560~約 3,595m <sup>3</sup> (実測値)	ウェットウエル内体積の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）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うるが、ゆらぎによる格納容器容積（ウェットウエル）の液相部（空間部）の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、通常時の液相部の熱容量は約 3,600m <sup>3</sup> 相当分であるのに対して、ゆらぎによる容積減少分の熱容量は約 20m <sup>3</sup> 相当分であり、その減少割合は通常時の約 0.6%程度と非常に小さい。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うるが、ゆらぎによる格納容器容積（ウェットウエル）の液相部（空間部）の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、通常時の液相部の熱容量は約 3,600m <sup>3</sup> 相当分であるのに対して、ゆらぎによる容積減少分の熱容量は約 20m <sup>3</sup> 相当分であり、その減少割合は通常時の約 0.6%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	サプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (NWL)	約 7.01m~約 7.08m (実測値)	通常運転時のサプレッション・チェンバ・プール水位として設定。	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うるが、ゆらぎによるサプレッション・チェンバ・プール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位時（7.05m）の熱容量は約 3600m <sup>3</sup> 相当分であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分（通常水位-0.04m 分）の熱容量は約 20m <sup>3</sup> 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約 0.6%程度と非常に小さい。従って、事象進展に与える影響はなく、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うるが、ゆらぎによるサプレッション・チェンバ・プール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位時（7.05m）の熱容量は約 3600m <sup>3</sup> 相当分であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分（通常水位-0.04m 分）の熱容量は約 20m <sup>3</sup> 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約 0.6%程度と非常に小さい。従って、事象進展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。
サプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	約 30℃~35℃ (実測値)	通常運転時のサプレッション・チェンバ・プール水温の上限値を、最確条件を包絡できる条件として設定。	最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器圧力上昇が遅くなり、格納容器スプレイの操作の開始が遅くなるが、その影響は小さく、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、格納容器内温度の上昇は遅くなるが、その影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	



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

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	格納容器圧力	5.2kPa[gage]	約3kPa[gage] ～約7kPa[gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力として設定。	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うるが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が初期ピーク値に達するまでの圧力上昇率(平均)は1時間あたり約50kPa(約10.3時間で約0.56MPa)であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり非常に小さい。従って、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。	
	格納容器温度	57℃	約30℃～約60℃ (実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定。	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うるが、格納容器温度は格納容器スプレイにより飽和温度となることから、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。	
	真空破壊装置	3.43kPa (ドライウェル-サプレッション・チェンバ間差圧)	3.43kPa (ドライウェル-サプレッション・チェンバ間差圧) (設計値)	真空破壊装置の設定値。	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く、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	外部水源の温度	50℃(事象開始12時間以降は45℃,事象開始24時間以降は40℃)	約30℃～約50℃ (実測値)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、格納容器圧力上昇に対する格納容器スプレイによる圧力抑制効果は大きくなり、間欠スプレイの間隔に影響する。しかし本解析ではスプレイ間隔は炉心冠水操作に依存していることから運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、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、格納容器圧力上昇に対する格納容器スプレイによる圧力抑制効果は大きくなり、格納容器の圧力上昇は遅くなるが、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21,400m <sup>3</sup>	21,400m <sup>3</sup> 以上 (淡水貯水池水量+復水貯蔵槽水量)	淡水貯水池及び通常運転中の復水貯蔵槽の水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件とした場合には、解析条件よりも水源容量の余裕は大きくなる。また、事象発生12時間後からの可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による補給により復水貯蔵槽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2,240kL	2,240kL以上 (軽油タンク容量+ガスタービン発電機用燃料タンク容量)	通常時の軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料タンクの運用値を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件とした場合には、解析条件よりも燃料容量の余裕は大きくなる。また、事象発生直後から最大負荷運転を想定しても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。	—

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

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			
事故条件	起回事象	大破断 LOCA （残留熱除去系の吸込配管の破断）	—	原子炉压力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定。	—
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	—	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定。	—
	外部電源	外部電源なし	—	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重量することから、外部電源が喪失するものとして設定。	仮に、外部電源がある場合は、注水開始時間が早くなり、格納容器圧力・温度の挙動は低く推移することから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。
	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ることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。
機器条件	原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定。	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く、運転員等操作時間に与える影響はない。
	低圧代替注水系（常設）	最大 300m <sup>3</sup> /h で注水、その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	最大 300m <sup>3</sup> /h で注水、その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定。	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可能性がある。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ため、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
	代替格納容器スプレイ冷却系	140m <sup>3</sup> /h でスプレイ	140m <sup>3</sup> /h 以上でスプレイ	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定。	スプレイ流量は運転員による調整が行われ、その増減により圧力抑制効果に影響を受けるが、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。
	可搬代替注水ポンプ	90m <sup>3</sup> /h で注水	90m <sup>3</sup> /h で注水	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による注水を想定。 設備の設計を踏まえて設定。	実際の注水量が解析より多い場合、原子炉水位の回復は早くなるが、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。
	代替循環冷却系	循環流量は、全体で約 190m <sup>3</sup> /h とし、原子炉へ約 90m <sup>3</sup> /h、格納容器スプレイへ約 100m <sup>3</sup> /h にて流量分配	循環流量は、全体で約 190m <sup>3</sup> /h とし、原子炉へ約 90m <sup>3</sup> /h、格納容器スプレイへ約 100m <sup>3</sup> /h にて流量分配	代替循環冷却系の設計値として設定。	実際の注水量が解析より多い場合、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器の圧力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。

表3 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (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	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
	解析上の操作開始時間						
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	事象発生 70 分後	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定	<p>常設代替交流電源設備からの受電操作について実態の運転操作は、認知に 10 分間、移動に 10 分間、操作所要時間に 50 分間の合計 70 分間であり、解析上の受電完了時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。</p> <p>低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作については、常設代替交流電源設備からの受電操作と同時に実施するため、受電操作の影響を受けるが、実態の操作時間は、解析上の操作開始時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。</p>	<p>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>事象発生から 90 分後 (操作開始時間の 20 分程度の遅れ) まですべてに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水が開始できれば、評価項目を満足する結果となり、時間余裕がある。 (添付資料 3.1.3.7)</p>	<p>常設代替交流電源設備からの受電操作は、訓練実績等より、運転員による常設代替交流電源設備の起動操作、並びに現場及び中央制御室の運転員による受電前準備及び受電操作を並行して実施し、想定と同じ約 70 分で常設代替交流電源設備からの受電が実施可能であることを確認した。</p> <p>低圧代替注水系 (常設) の操作は中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では、復水移送ポンプを起動し、低圧代替注水系 (常設) の原子炉注水のための系統構成を約 2 分で実施。常設代替交流電源設備からの受電操作と本操作を並行して実施することで事象発生後 70 分に原子炉注水操作の開始が実施可能なことを確認した。</p> <p>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>

表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（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		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
		解析上の操作開始時間						
		解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件	代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作	破断口まで水位回復後、格納容器温度約190℃到達時	格納容器限界温度到達防止を踏まえて設定	<p><b>【認知】</b> 格納容器スプレイの操作実施基準（炉心冠水後かつ格納容器温度約190℃）に到達するのは事象発生約2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開始時間に与える影響はなし。</p> <p><b>【要員配置】</b> 中央制御室内での操作のみであり、運転員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><b>【移動】</b> 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><b>【操作所要時間】</b> 低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイ冷却系への切替えは制御盤の操作スイッチによる操作のため、簡易な操作である。操作時間は特に設定していないが、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><b>【他の並列操作有無】</b> 原子炉への注水が優先であり、原子炉水位が破断口高さ到達後に、低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイ冷却系へ切替えることとしており、原子炉注水の状況により、代替格納容器スプレイの操作開始時間は変動しうる。</p> <p><b>【操作の確実さ】</b> 中央制御室内の制御盤の操作スイッチ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>解析結果は破断口まで水位回復前に既に格納容器温度は約190℃を超えており、実態の操作も解析上も原子炉水位が破断口高さ到達後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイ冷却系へ切替えることとしており、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れる可能性があるが、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。また、代替格納容器スプレイへの切替後、原子炉水位が低下し原子炉水位低（レベル1）に到達した場合、低圧代替注水系（常設）へ切替を行う。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。また、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>原子炉注水の状況により代替格納容器スプレイの操作開始は破断口まで水位回復後、格納容器温度約190℃到達後となり、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>事象発生から90分後（操作開始時間の20分程度の遅れ）に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始した場合の解析では、格納容器スプレイ開始のタイミングは約2.3時間後であることから、現行の2時間に対して約20分程度の準備時間を確保できるため、時間余裕がある。（添付資料3.1.3.7）</p>	<p>中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では、復水移送ポンプの起動を確認し、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却のための系統構成に約2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>

表3 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (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		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
		解析上の操作開始時間						
		解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件	復水貯蔵槽への補給	事象発生から12時間後	可搬型設備に関して, 事象発生から12時間までは, その機能に期待しないと仮定	復水貯蔵槽への補給までの時間は, 事象発生から12時間あり十分な時間余裕がある。	—	—	—	復水貯蔵槽への補給は, 淡水貯水池から防火水槽への補給と可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による防火水槽から復水貯蔵槽への補給を並行して実施する。淡水貯水池から防火水槽への補給の系統構成は, 所要時間90分想定のところ, 訓練実績等により約70分で実施可能なこと, 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による防火水槽から復水貯蔵槽への補給のホース敷設等の注水準備は, 所要時間180分想定のところ, 訓練実績等により約135分であり, 想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。
	各機器への給油 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), 電源車, 可搬型大容量送水ポンプ及び常設代替交流電源設備)	事象発生から12時間後以降, 適宜	各機器への給油は, 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	各機器への給油開始までの時間は, 事象発生から12時間あり十分な時間余裕がある。	—	—	—	有効性評価では, 防火水槽から復水貯蔵槽への補給用の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6号及び7号炉:各3台), 代替原子炉補機冷却系の電源車 (6号及び7号炉:各2台) 及び可搬型大容量送水ポンプ (6号及び7号炉:各1台), 及び常設代替交流電源設備 (6号及び7号炉1台) への燃料給油を期待している。 各機器への給油準備作業について, 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), 電源車及び可搬型大容量送水ポンプへの燃料給油準備 (現場移動開始からタンクローリー (4kL, 16kL) への補給完了まで) は, 所要時間90分のところ訓練実績等では約82分, 常設代替交流電源設備への燃料給油準備は, 所要時間120分のところ訓練実績等では約95分で実施可能なことを確認した。 また, 各機器への燃料給油作業は, 各機器の燃料が枯渇しない時間間隔 (許容時間) 以内で実施することとしている。 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) への燃料給油作業は, 許容時間180分のところ訓練実績等では約96分, 電源車及び可搬型大容量送水ポンプへの燃料給油作業は, 許容時間120分のところ訓練実績等では約96分, 常設代替交流電源設備への燃料給油作業は, 許容時間540分のところ訓練実績等では約135分であり, 許容時間内で意図している作業が実施可能であることを確認した。

表3 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕(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		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
		解析上の操作開始時間						
		解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件	代替原子炉補機冷却系運転操作	事象発生20時間後	代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定	<p><b>【認知】</b> 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圧系統の電源回復ができない場合, 早期の電源回復不可と判断し, これにより代替原子炉補機冷却系の準備を開始する手順としているため, 認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p><b>【要員配置】</b> 代替原子炉補機冷却系の準備操作は, 現場にて原子炉補機冷却水系の系統構成を行う運転員(現場)と, 代替原子炉補機冷却系の移動, 敷設を行う専任の緊急時対策要員(事故後10時間以降の参集要員)が配置されている。運転員(現場)は, 代替原子炉補機冷却系運転のための系統構成を行っている期間, 他の操作を担っていない。よって, 操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p><b>【移動】</b> 代替原子炉補機冷却系に用いる代替熱交換器車, 電源車等は車両であり, 牽引または自走にて作業現場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の場合に, アクセスルートの被害があっても, ホイールローダ等にて必要なアクセスルートを仮復旧できる宿直の体制としており, 操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p><b>【作業所要時間】</b> 緊急時対策要員の準備操作は, 各機器の設置作業及び弁・スイッチ類の操作に移動時間を含めて10時間の作業時間を想定しているが, 訓練実績を踏まえると, より早期に準備操作が完了する見込みである。また, 運転員(現場)の行う現場系統構成は, 操作対象が20弁程度であり, 操作場所は原子炉建屋及びタービン建屋海水熱交換器エリア及びコントロール建屋となるが, 1弁あたりの操作時間に移動時間含めて10分程度を想定しており, これに余裕を含めて5時間の操作時間を想定している。</p> <p><b>【他の並列操作有無】</b> 緊急時対策要員による準備操作及び運転員(現場)の系統構成は並列操作可能なため, 両者が干渉して操作開始時間が遅くなることはない。よって, 操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p><b>【操作の確実さ】</b> 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時間が長くなる可能性は低い。</p>	代替原子炉補機冷却系の準備は, 緊急時対策要員の参集に10時間, その後の作業に10時間の合計20時間を想定しているが, 準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があるため, 操作開始時間が早まる可能性があり, 格納容器の圧力及び温度を早期に低下させる。	実態の操作開始時間は解析上の設定から早まる可能性があり, この場合, 格納容器の圧力及び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。	代替原子炉補機冷却系運転開始までの時間は, 事象発生から20時間あり, 代替循環冷却系による格納容器除熱操作開始までの時間は事象発生から約22.5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, 本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも, 格納容器限界圧力に到達しないよう継続して低圧代替注水系(常設)による原子炉注水, 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行うこととなる。格納容器限界圧力0.62MPa[gage]に至るまでの時間は, 事象発生約38時間後であり, 約15時間以上の余裕があることから, 時間余裕がある。	訓練実績等より, 運転員(現場)の行う現場系統構成は, 想定より早い約4時間で実施可能であることを確認した。また, 代替原子炉補機冷却系の移動・配置, フランジ接続, 及び電源車のケーブル接続等を含め, 想定より早い約7時間で代替原子炉補機冷却系が運転開始可能であることを確認した。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。

表3 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕(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	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
	解析上の操作開始時間						
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件	代替循環冷却系による格納容器除熱操作	事象発生約22.5時間後	代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定	代替循環冷却系の運転は事象発生約22.5時間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, 代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり, 代替原子炉補機冷却系の操作開始時間が早まれば, 本操作の開始時間も早まる可能性がある。	代替原子炉補機冷却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。	代替原子炉補機冷却系運転開始までの時間は, 事象発生から20時間あり, 代替循環冷却系による格納容器除熱操作開始までの時間は事象発生から約22.5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, 本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも, 格納容器限界圧力に到達しないよう継続して低圧代替注水系(常設)による原子炉注水, 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ, 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を行うこととなる。格納容器スプレイは, ベントラインの水没防止のために, 格納容器ベントに伴うサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇を迫る慮しても, サプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン1mを超えないように格納容器スプレイを停止する。格納容器限界圧力0.62MPa[gage]に至るまでの時間は, 事象発生約38時間であり, 約15時間以上の余裕があることから, 時間余裕がある。	現場モックアップ等による実績では, 代替循環冷却系による格納容器除熱操作の中で操作時間の時間的制約が厳しい代替循環冷却系運転開始直前操作の所要時間は, 復水貯蔵槽出口弁1弁の閉操作及び操作終了後の現場運転員の退避時間を合わせて約21分。他の操作は事象発生20時間後又は22時間後までに予め準備が可能である。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。

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）

### ○水源

復水貯蔵槽水量：約 1,700m<sup>3</sup>

淡水貯水池：約 18,000m<sup>3</sup>

### ○水使用パターン

- ①低圧代替注水系（常設）による原子炉注水  
 事象発生 70 分後から低圧代替注水系（常設）により注水する。  
 冠水後は、破断口～原子炉水位低（レベル1）の範囲で注水する（約 90m<sup>3</sup>/h）。
- ②代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイ  
 原子炉水位が破断口～原子炉水位低（レベル1）の範囲で、  
 代替格納容器スプレイを実施（140m<sup>3</sup>/h）。
- ③淡水貯水池から復水貯蔵槽への移送  
 事象発生 12 時間後から淡水貯水池の水を防火水槽へ移送する。  
 防火水槽からは可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）3 台を用いて 130m<sup>3</sup>/h で復水貯蔵槽へ給水する。
- ④代替循環冷却系準備（MUC 全停）の影響緩和のための措置

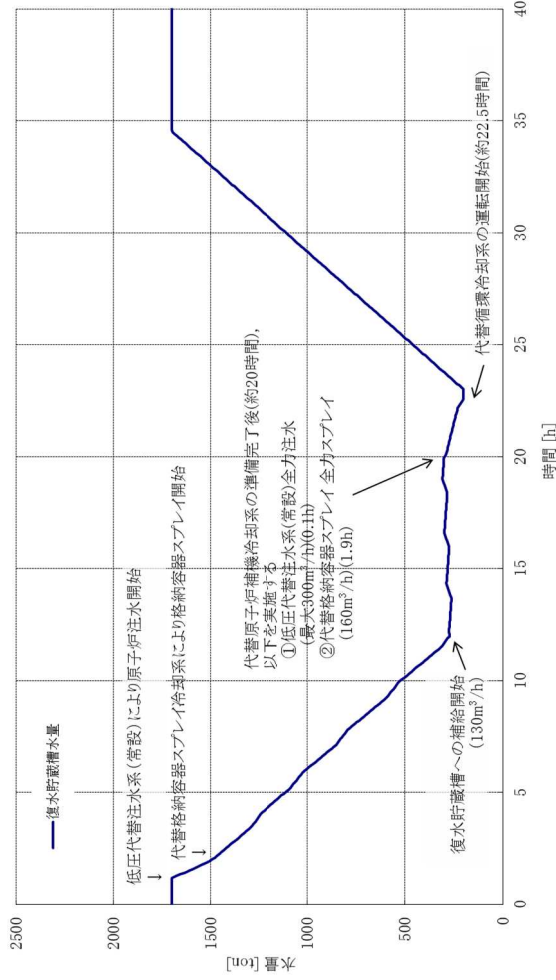
事象発生 20 時間後から、低圧代替注水系（常設）において、原子炉圧力容器内へ全力注水（最大 300m<sup>3</sup>/h）を 0.1 時間行う。その後、代替格納容器スプレイ冷却系に切替えを行い、最大流量（160m<sup>3</sup>/h）で 1.9 時間、代替格納容器スプレイを実施する。なお、MUC 全停後は、事象発生約 22.2 時間～約 22.5 時間まで、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により 90m<sup>3</sup>/h で原子炉注水を行う。

### ○時間評価（右上図）

事象発生 12 時間後までは復水貯蔵槽を水源として炉注水及び代替格納容器スプレイを実施するため、復水貯蔵槽水量は減少する。事象発生 12 時間後から復水貯蔵槽への補給を開始するため、水量の減少割合は低下する。事象発生後約 22.5 時間後から、代替循環冷却系の運転を開始し、以降は原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内を除熱により安定して冷却することが可能である。

### ○水源評価結果

時間評価の結果から復水貯蔵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、6 号及び 7 号炉のそれぞれで約 2,830m<sup>3</sup> 必要となる。6 号及び 7 号炉の同時被災を考慮すると、約 5,660m<sup>3</sup> 必要とされる。各号炉の復水貯蔵槽に 1,700m<sup>3</sup> 及び淡水貯水池に約 18,000m<sup>3</sup> の水を保有することから、6 号及び 7 号炉の同時被災を考慮した場合も必要水量を確保可能であり、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する場合)

プラント状況 : 6号及び7号炉運転中。1~5号炉停止中。  
 事象 : 格納容器過圧・過温破損は6号及び7号炉を想定。保守的に全ての設備が、事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。  
 なお、全プラントで外部電源喪失が発生することとし、免震重要棟等、プラントに関連しない設備も対象とする。

号炉	時系列			合計	判定
	事象発生直後~事象発生後 7 日間	復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 3 台起動。 18L/h×24h×7 日×3 台=9,072L 事象発生直後~事象発生後 7 日間	代替熱交換器車用 電源車 2 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 110L/h×24h×7 日×2 台=36,960L		
7 号炉	空冷式ガスタービン発電機 3 台起動。 ※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,705L/h×24h×7 日×3 台=859,320L	可搬型大容量送水ポンプ 1 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 178L/h×24h×7 日×1 台=29,904L	可搬型大容量送水ポンプ 1 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 178L/h×24h×7 日×1 台=29,904L	7 日間の 軽油消費量 約 1,014kL	6号及び7号炉軽油タンク 各約 1,020kL 及び ガスタービン発電機用燃料タンク 約 200kL の容量 (合計) は 約 2,240kL であり、 7 日間対応可能。
6 号炉	復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 3 台起動。 18L/h×24h×7 日×3 台=9,072L 事象発生直後~事象発生後 7 日間	代替熱交換器車用 電源車 2 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 110L/h×24h×7 日×2 台=36,960L	代替熱交換器車用 電源車 2 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 110L/h×24h×7 日×2 台=36,960L	7 日間の 軽油消費量 約 632kL	1 号炉軽油タンク 容量は 約 632kL であり、 7 日間対応可能。
1 号炉	非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L	復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 3 台起動。 18L/h×24h×7 日×3 台=9,072L	可搬型大容量送水ポンプ 1 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 178L/h×24h×7 日×1 台=29,904L	7 日間の 軽油消費量 約 632kL	2 号炉軽油タンク 容量は 約 632kL であり、 7 日間対応可能。
2 号炉	非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L	復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 3 台起動。 18L/h×24h×7 日×3 台=9,072L	可搬型大容量送水ポンプ 1 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 178L/h×24h×7 日×1 台=29,904L	7 日間の 軽油消費量 約 632kL	3 号炉軽油タンク 容量は 約 632kL であり、 7 日間対応可能。
3 号炉	非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L	復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 3 台起動。 18L/h×24h×7 日×3 台=9,072L	可搬型大容量送水ポンプ 1 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 178L/h×24h×7 日×1 台=29,904L	7 日間の 軽油消費量 約 632kL	4 号炉軽油タンク 容量は 約 632kL であり、 7 日間対応可能。
4 号炉	非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L	復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 3 台起動。 18L/h×24h×7 日×3 台=9,072L	可搬型大容量送水ポンプ 1 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 178L/h×24h×7 日×1 台=29,904L	7 日間の 軽油消費量 約 632kL	5 号炉軽油タンク 容量は 約 632kL であり、 7 日間対応可能。
5 号炉	非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L	復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 3 台起動。 18L/h×24h×7 日×3 台=9,072L	可搬型大容量送水ポンプ 1 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 178L/h×24h×7 日×1 台=29,904L	7 日間の 軽油消費量 約 632kL	1~7 号炉軽油タンク 及びガスタービン 発電機用燃料タンク の残容量 (合計) は 約 1,147kL であり、 7 日間対応可能。
その他	免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機 1 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 437L/h×24h×7 日=73,416L モニタリング・ポスト用発電機 3 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 9L/h×24h×7 日×3 台=4,536L			7 日間の 軽油消費量 約 79kL	

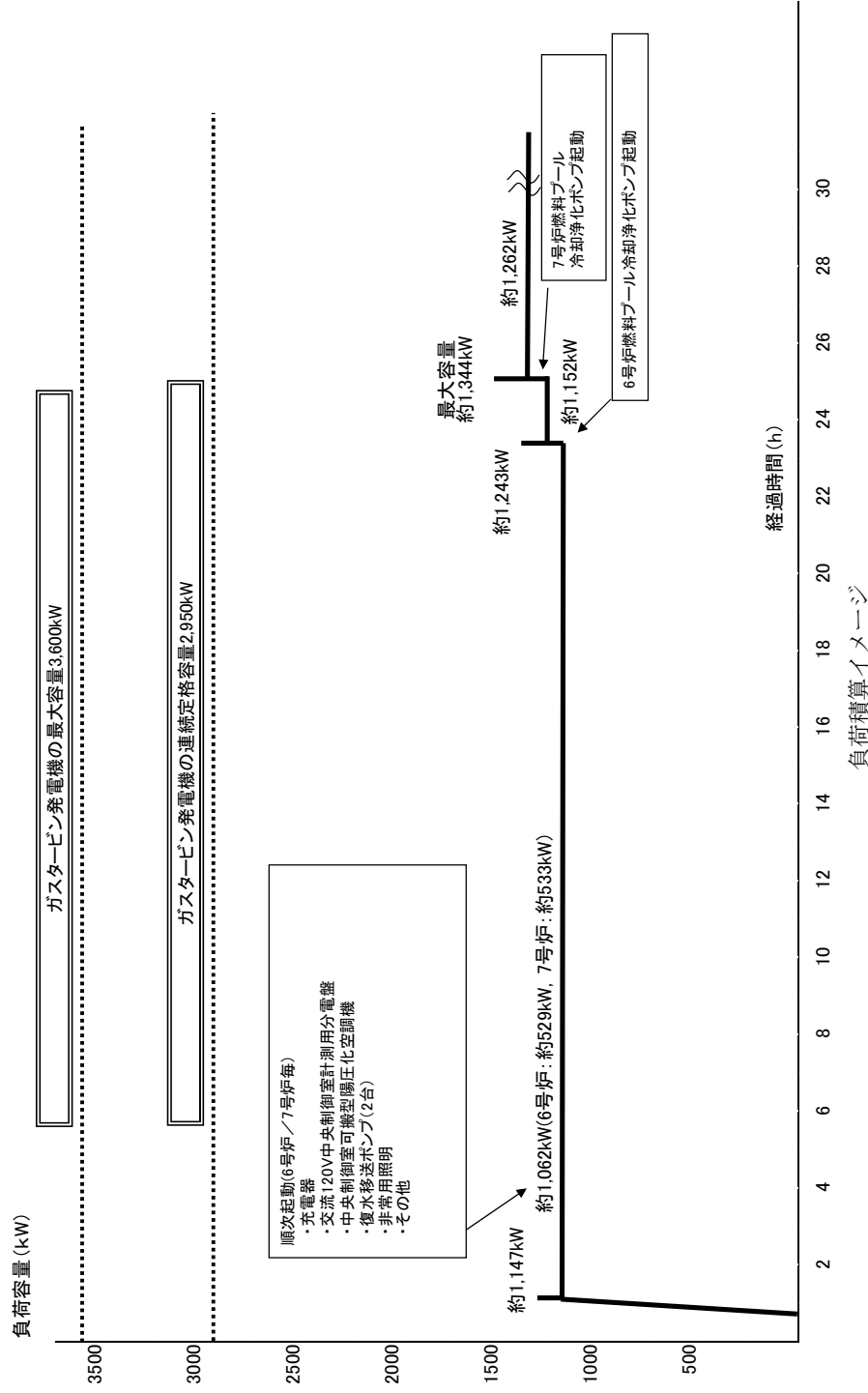
※1 事故収束に必要な空冷式ガスタービン発電機は 1 台で足りるが、保守的にディーゼル発電機 3 台を起動させて評価した。

※2 事故収束に必要なディーゼル発電機は 1 台で足りるが、保守的にディーゼル発電機 2 台を起動させて評価した。

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）

<6号及び7号炉>

	6号炉	7号炉
直流125V充電器盤A	約94kW	約94kW
直流125V充電器盤A-2	約56kW	約56kW
AM用直流125V充電器盤	約41kW	約41kW
直流125V充電器盤B	約98kW	約98kW
交流120V中央制御室計測用分電盤A、B	約29kW	約23kW
中央制御室可搬型陽圧化空調機	3kW	3kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
非常用照明	約24kW	約27kW
燃料プール冷却浄化ポンプ（起動時）	90kW (181kW)	110kW (192kW)
その他	約74kW	約81kW
小計	約619kW	約643kW
合計（連続最大負荷） （最大負荷）	約1,262kW (約1,344 kW)	



負荷積算イメージ

### 3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合

#### 3.1.3.1 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、代替循環冷却系を使用しない場合を想定し、代替循環冷却系以外の設備による格納容器破損防止対策の有効性を評価する。

本格納容器破損モードに対応する対策の概略系統図を図 3.1.3.1 から図 3.1.3.3 に、手順の概要を図 3.1.3.4 に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を表 3.1.3.1 に示す。

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、事象発生 10 時間までの 6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 30 名\*である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名（6 号及び 7 号炉兼任）、当直副長 2 名、運転操作対応を行う運転員 12 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名、緊急時対策要員（現場）は 10 名\*である。

また、事象発生 10 時間以降に追加で必要な要員は、フィルタ装置薬液補給作業を行うための参集要員 20 名である。必要な要員と作業項目について図 3.1.3.5 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、30 名で対処可能である。

※有効性評価で考慮しない作業（格納容器頂部注水）に必要な要員 4 名を含めると、緊急時対策要員（現場）が 14 名、合計が 34 名になる。

#### a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認

原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認については、3.1.2.1 a. と同じ。

#### b. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備

全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備については、3.1.2.1 b. と同じ。

#### c. 炉心損傷確認

炉心損傷確認については、3.1.2.1 c. と同じ。

#### d. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水については、3.1.2.1 d. と同じ。

e. 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却

代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却については、3.1.2.1 e. と同じ。

代替格納容器スプレイを継続することによりサプレッション・チェンバ・プール水位が上昇するため、格納容器ベントに伴うサプレッション・チェンバ・プール水位上昇を考慮（約 2m）しても、サプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1m を超えないように格納容器スプレイを停止する。

代替格納容器スプレイの停止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・プール水位である。

f. 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱

格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱の準備として、原子炉格納容器二次隔離弁を中央制御室からの遠隔操作により開する。

格納容器圧力が、限界圧力 0.62MPa[gage]に接近した場合、原子炉格納容器一次隔離弁を原子炉建屋内の二次格納施設外からの人力操作によって全開することで、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施する。

格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力等である。

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又は代替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・チェンバ・プール水位等である。

以降、損傷炉心の冷却は、低圧代替注水系（常設）による注水により継続的に行う。

なお、原子炉格納容器除熱は、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置により継続的に行う。

### 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、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態を LOCA に全交流動力電源喪失事象を加えた状態とし、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、格納容器圧力及び温度上昇の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とする、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」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、原子炉压力容器におけるECCS注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉压力容器内FP挙動並びに原子炉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、スプレイ冷却、格納容器ベント、炉心損傷後の原子炉格納容器内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、原子炉压力容器内、原子炉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熔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初期条件も含めた主要な解析条件を表3.1.3.2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LOCAが発生するものとする。破断箇所は、原子炉压力容器内の保有水量を厳しく評価するため、残留熱除去系の吸込配管とする。

(添付資料 1.5.2)

#### (b) 安全機能の喪失に対する仮定

全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。さらに非常用炉心冷却系が機能喪失するものとする。なお、代替循環冷却系は使用しないものとする。

#### (c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定する。

#### (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MAAPでは水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(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) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは、事象の発生と同時に発生するものとする。

(b) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

最大 300m<sup>3</sup>/h にて原子炉注水，その後は炉心を冠水維持するよう注水する。なお，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は，代替格納容器スプレイと同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。

(c) 代替格納容器スプレイ冷却系

格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し，140m<sup>3</sup>/h にて原子炉格納容器内へスプレイする。なお，代替格納容器スプレイは，原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。

(d) 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して，原子炉格納容器二次隔離弁の中央制御室からの遠隔操作による中間開操作（流路面積 50%開）にて原子炉格納容器除熱を実施する。

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，常設代替交流電源設備によって供給を開始し，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は，事象発生70分後から開始する。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は，破断口まで水位回復後，格納容器温度が約190°Cに到達した場合に開始する。なお，格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プール水位上昇を考慮しても，サブプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1mを超えないように格納容器スプレイを停止する。

(c) 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は，格納容器圧力が0.62MPa[gage]に接近した場合に実施する。

(3) 有効性評価（Cs-137 の放出量評価）の条件

(a) 事象発生直前まで，定格出力の 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て，最高 50,000 時間とする。

(b) 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては，炉心に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で，原子炉格納容器内に放出<sup>\*</sup>され，サブプレッション・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又は代替格納容器圧力逃がし装置に至るものとする。

格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置に到達した核分裂生成物は、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置内のフィルタによって除去された後、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置排気管から放出される。

※ セシウムの原子炉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 MAAP 解析の方が NUREG-1465 より大きく算出する。

(c) 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の Cs-137 放出量は、以下の式で計算される。

$$\begin{aligned} \text{Cs-137 の放出量 (Bq)} &= f_{\text{Cs}} \times \text{Bq}_{\text{Cs-137}} \times (1/\text{DF}) \\ f_{\text{Cs}} &= f_{\text{CsOH}} + (M_{\text{I}} / M_{\text{Cs}}) \times (W_{\text{Cs}} / W_{\text{I}}) \times (f_{\text{CsI}} - f_{\text{CsOH}}) \end{aligned}$$

$f_{\text{Cs}}$  : 原子炉格納容器からのセシウムの放出割合

$f_{\text{CsI}}$  : 原子炉格納容器からの CsI の放出割合 (MAAP コードでの評価値)

$f_{\text{CsOH}}$  : 原子炉格納容器からの CsOH の放出割合 (MAAP コードでの評価値)

$M_{\text{I}}$  : ヨウ素の初期重量 (kg)

$M_{\text{Cs}}$  : セシウムの初期重量 (kg)

$W_{\text{I}}$  : ヨウ素の分子量 (kg/kmol)

$W_{\text{Cs}}$  : セシウムの分子量 (kg/kmol)

$\text{Bq}_{\text{Cs137}}$  : Cs-137 の炉内内蔵量 (Bq)

DF : 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置の除染係数

(d) 原子炉格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレイやサブプレッション・チェンバ・プールでのスクラビングによる除去効果を考慮する。

(e) 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置による粒子状放射性物質に対する除染係数は 1,000 とする。

(f) 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについても考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。

a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。

b) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、原子

炉建屋の換気空調系停止時における原子炉建屋から大気中への漏えい率を10%/日（一定）とした。

c)原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず，また，原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

（添付資料 3.1.3.3, 3.1.3.4）

#### （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），注水流量，原子炉圧力容器内の保有水量の推移を図3.1.3.6から図3.1.3.8に，燃料最高温度の推移を図3.1.3.9に，格納容器圧力，格納容器温度，サブプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を図3.1.3.10から図3.1.3.13に示す。

##### a. 事象進展

大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系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，事象発生から約 0.3 時間後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K (727°C) 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 0.4 時間後に 1,200°C に到達し，また，事象発生から約 0.7 時間後に燃料温度は約 2,500K (2,227°C) に到達する。事象発生から 70 分後，常設代替交流電源設備による電源供給を開始し，復水移送ポンプ 2 台を用いた低圧代替注水系（常設）による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，水位は回復し，炉心は再冠水する。

原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため，格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため，代替格納容器スプレイを間欠的に実施することによって，格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することができる。ベントラインの水没防止のために，格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プール水位の上昇を考慮しても，サブプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1m を超えないように格納容器スプレイを停止することから，格納容器圧力は上昇し，事象発生から約 38 時間経過した時点で限界圧力に接近する。限界圧力接近時点で，格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施し，格納容器圧力及び温度を低下させる。その後，熔融炉心からの放熱によって格納容器温度は上昇傾向が継続するが，崩壊熱の減少に伴い，事象発生から約 43 時間経過した時点で低下傾向に転じて，その後は徐々に低下する。格納容器圧力についても同様に徐々に低下する。

（添付資料 3.1.2.1, 3.1.2.2）

##### b. 評価項目等

格納容器圧力は，図 3.1.3.10 に示すとおり，原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため徐々に上昇するが，代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却及び限界圧力に接近した場合に格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を行うことによって，原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力



の最大値は、限界圧力 0.62MPa[gage]を超えることはない。なお、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象開始約 38 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、原子炉格納容器内の非凝縮ガスに占める割合の 2%以下であるため、その影響は無視しうる程度である。

格納容器温度は、図 3.1.3.11 に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最大値は約 165°C となり、限界温度 200°C を超えない。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気相部温度は約 207°C となるが、この時の原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 144°C であり、限界温度 200°C を超えない。

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又は代替格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の総放出量は約  $1.4 \times 10^{-3}$  TBq（7 日間）であり、100TBq を下回る。

ドライウエル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又は代替格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の総放出量は約 2.0TBq（7 日間）であり、100TBq を下回る。

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漏えい量は制限され、また、大気中へは殆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し除去されると考えられるためである。仮に原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定すると、漏えい量は約 0.017TBq（7 日間）となり、ドライウエルのベントラインを経由した場合の評価結果に比べて十分に小さな値となる。このことから、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量はドライウエルのベントラインを経由した場合の評価結果に対して無視できる程度であり、これらを加えた場合でも大気中への Cs-137 の総放出量は約 2.0TBq（7 日間）で変わりなく、100TBq を下回る。

（添付資料 3.1.3.3, 3.1.3.4）

図 3.1.3.6 に示すとおり、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、図 3.1.3.10 に示すとおり、限界圧力接近時点で、約 38 時間後に格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器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」のうち、(1)、(2)及び(3)の評価項目について対策の有効性を確認した。

（添付資料 3.1.3.5）

### 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、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。

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しない場合））では、原子炉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蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、常設代替交流電源設備からの受電操作、低压代替注水系（常設）による原子炉注水操作、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作とする。

#### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「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が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、炉心熔融時間に対する感度は小さいことが確認されている。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による炉心への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低压代替注水系（常設）による炉心注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等のパラメータを操作開始の起点としている操作ではないことから、運転員等操作に与える影響はない。また、格納容器スプレイ操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器内温度及び圧力挙動への影響は小さいことが確認されていることから、運転員等操作時間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 SAFER コードとの比較により、急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下についてより緩慢な挙動を示すこと、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は SAFER コードと同等であることが確認されている。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による炉心への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低压代替注水系（常設）による炉心注水（電源の確保含む）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

る操作ではないことから、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が確認されているが、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温度の傾向を適切に再現できているため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置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、その差異は小さいため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置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原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルは FP 放出の開始時間に関する基本的なモデルについては PHEBUS-FP 実験解析において、実機体系により妥当性が確認されているが、燃料被覆管破裂後の FP 放出挙動に関しては小規模体系の模擬性が原因によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると思われるが、炉心損傷後の圧力容器内 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。また、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器 FP 挙動の不確かさとして、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が、炉心損傷後の格納容器内 FP 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 3.1.3.6)

#### 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が確認されている。また、炉心ヒートアップに関するモデルに対する感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、格納容器内温度及び圧力挙動への影響は小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心における沸騰・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 SAFER コードとの比較においては、短期的な挙動は緩慢な挙動とはなるが、模擬できており、また、長期的な挙動は崩壊熱の影響が支配的となるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉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が確認されているが、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温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。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いるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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 FP 挙動及び炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、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が確認されている。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、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。また、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルは、ABCOVE 実験解析により原子炉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、Cs-137 の観点で評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、本評価事故シーケンスにおける格納容器逃がし装置等による Cs-137 の総放出量は、評価項目（100TBq を下回っていること）に対して、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は約  $1.4 \times 10^{-3}$  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 2.0TBq（7 日間）であり、評価項目に対して余裕がある。

（添付資料 3.1.3.6）

## (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、表 3.1.3.2 に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられらる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33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件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、原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、格納容器スプレイ及び格納容器ベント操作の開始が遅くなるが、操作手順(格納容器圧力に応じて格納容器ベントを実施すること)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、格納容器容積(ウェットウェル)の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力、格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、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。

機器条件の低圧代替注水系(常設)は、本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可能性がある。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ため、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料3.1.3.6)

(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33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件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、原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び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ため、評価項目となるパラメータ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、格納容器容積(ウェットウェル)の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力、格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展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。

機器条件の低圧代替注水系(常設)は、本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可能性があるが、格納容器圧力及び温度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ない。

(添付資料3.1.3.6)

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交流電源設備からの受電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70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，常設代替交流電源設備からの受電操作について，実態の運転操作は，認知に10分間，移動に10分間，操作所要時間に50分間の合計70分間であり，解析上の受電完了時間とほぼ同等であり，操作開始時間に与える影響は小さい。低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については，常設代替交流電源設備からの受電操作と同時に実施するため，受電操作の影響を受けるが，実態の操作時間は，解析上の操作開始時間とほぼ同等であり，操作開始時間に与える影響は小さい。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は，解析上の操作開始時間として破断口まで水位回復後，格納容器温度約190℃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，解析結果は破断口まで水位回復前に既に格納容器温度は約190℃を超えており，実態の操作も解析上も原子炉水位が破断口高さ到達後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイへ切替えることとしており，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。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れる可能性があるが，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。また，代替格納容器スプレイへの切替後，原子炉水位が低下し原子炉水位低（レベル1）に到達した場合，低圧代替注水系（常設）へ切替を行う。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。また，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。

操作条件の格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は，解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.62MPa[gage]接近時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，炉心損傷後の格納容器ベントの操作実施基準（格納容器圧力0.62MPa[gage]）に到達するのは，事象発生の約38時間後であり，格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながら予め操作が可能である。また，格納容器ベント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，格納容器圧力0.62MPa[gage]に至るまでに確実に原子炉格納容器除熱操作を

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。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れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員及び緊急時対策要員を配置しており、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3.1.3.6)

(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交流電源設備からの受電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。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉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スプレイの操作開始は破断口まで水位回復後、格納容器温度約190℃到達後となり、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。

操作条件の格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は、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、格納容器圧力0.62MPa[gage]に至るまでに確実に原子炉格納容器除熱操作を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小さい。

(添付資料3.1.3.6)

(3) 操作時間余裕の把握

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

図3.1.3.14から図3.1.3.16に示すとおり、操作条件の常設代替交流電源設備からの受電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90分後（操作開始時間の20分程度の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系（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放出量については燃料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ため、放出量に与える影響は小さい。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作については、事象発生から90分後（操作開始時間の20分程度の遅れ）に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始した場合の解析では、格納容器スプレイ開始のタイミングは約2.3時間後であることから、現行の2時間に対して約20分程度の準備時間を確保できるため、時間

余裕がある。

操作条件の格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器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38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3.1.3.6, 3.1.3.7)

#### (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。

### 3.1.3.4 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）」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は、「3.1.3.1格納容器破損防止対策」に示すとおり30名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。有効性評価で考慮しない作業（格納容器頂部注水）に必要な要員を4名含めた場合でも対処可能である。

また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は12名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。

#### (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、その結果を以下に示す。

##### a. 水源

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による代替格納容器スプレイについては、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり約7,300m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約14,600m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象



発生12時間以降に淡水貯水池の水を防火水槽に移送し、防火水槽から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への給水を行うことで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能である。ここで、復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが、これは、可搬型設備を事象発生12時間以内に使用できなかつた場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。

（添付資料 3.1.3.8）

#### b. 燃料

常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に6号及び7号炉において合計約860kLの軽油が必要となる。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への給水については、保守的に事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に号炉あたり約10kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約79kLの軽油が必要となる。（6号及び7号炉合計 約959kL）

6号及び7号炉の各軽油タンク（約1,020kL）及びガスタービン発電機用燃料タンク（約200kL）で合計約2,240kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、常設代替交流電源設備による電源供給、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への給水、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

（添付資料 3.1.3.9）

#### c. 電源

常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、6号及び7号炉で約1,262kW（6号炉：約619kW 7号炉：約643kW）必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が2,950kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

（添付資料 3.1.3.10）

#### 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、原子炉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、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器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

として低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段，安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段，格納容器圧力逃がし装置及び更なる信頼性向上の観点から設置する代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱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LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について，代替循環冷却系を使用しない場合を想定し，格納容器圧力逃がし装置及び代替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，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却，格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施することにより，原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

その結果，金属－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原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度，放射性物質の総放出量は，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，運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

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，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却，格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱等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。

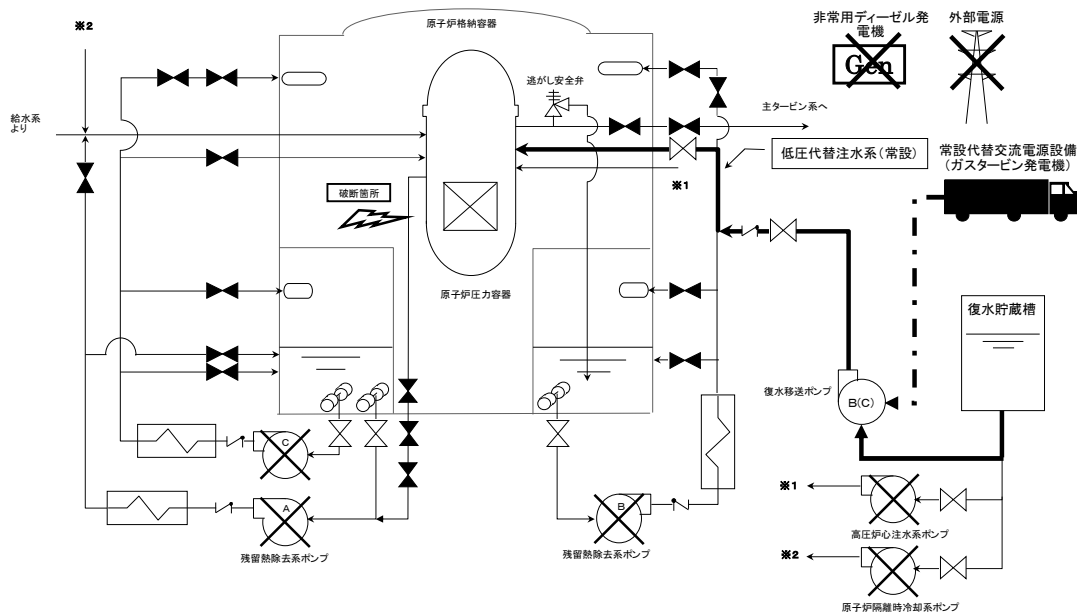
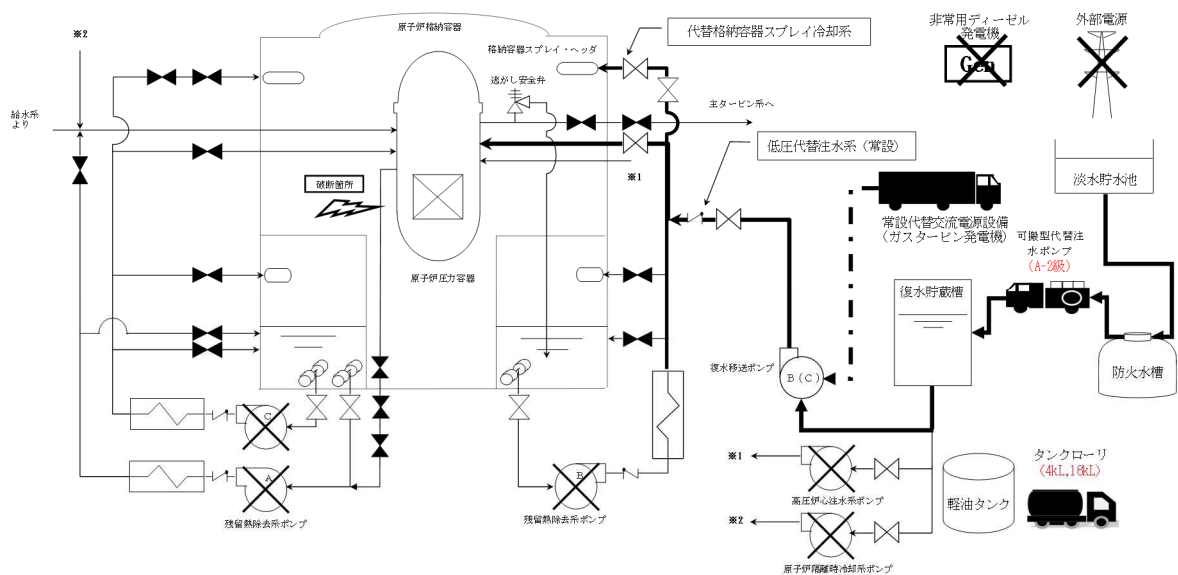


図 3.1.3.1 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」時の使用系統概要(代替循環冷却系を使用しない場合)(1/3)  
(原子炉注水)



※低圧代替注水系(常設)と代替格納容器スプレイ冷却系は、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにより実施する。

図 3.1.3.2 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)」時の使用系統概要(代替循環冷却系を使用しない場合)(2/3)  
(原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)

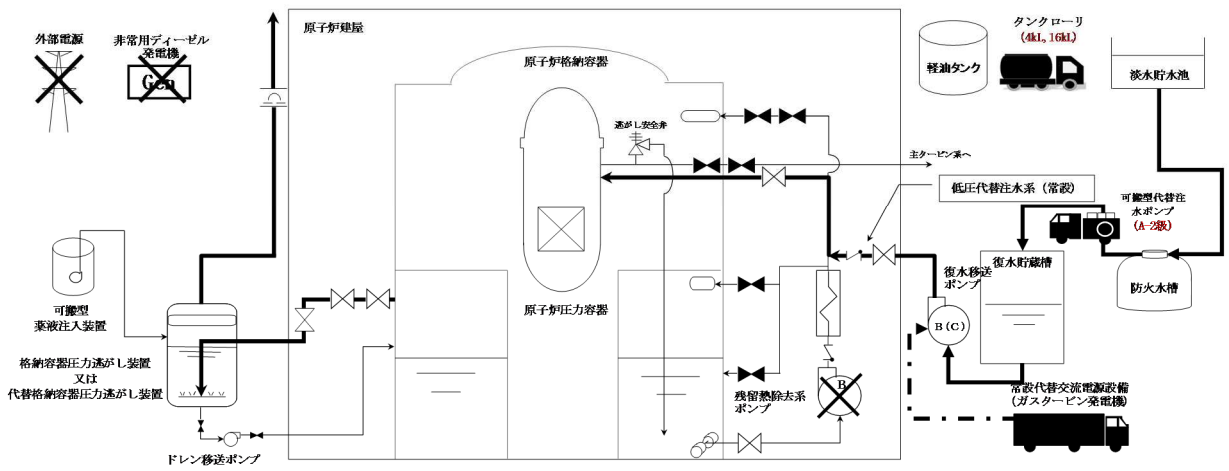


図 3.1.3.3 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時の使用系統概要（代替循環冷却系を使用しない場合）（3/3）  
 （原子炉注水及び原子炉格納容器除熱）



操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間(分)																								備考		
	責任者		当直長		1人			中央監視 緊急時対策本部連絡		10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170 180 190 200 210 220 230 240 250 260 270 280 290 300 310 320																								
	指揮者	6号 7号	当直副長	当直副長	1人	1人		号炉毎運転操作指揮	▽ 0.3時間 炉心損傷 ▽ 約0.4時間 燃料被覆管温度1200℃到達 ▽ 約0.7時間 燃料温度約2500K(約2227℃)到達 ▽ 約0.7時間 第一ガスタービン発電機による給電開始 ▽ 約260分 6号炉復水貯蔵槽水原切替完了																									
通報連絡者	緊急時対策要員		5人		中央制御室連絡 発電所外部連絡																													
運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																														
6号		7号		6号		7号																												
状況判断	2人 A, B	2人 a, b	-	-	-	-	-	-	10分																								状況判断後も事故対応に必要なパラメータを適宜監視する	
交流電源回復操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	非常用ディーゼル発電機 機能回復																							対応可能な要員により対応する	
高圧/低圧注水機能喪失調査、復旧 操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	外部電源 回復																							対応可能な要員により対応する	
原子炉格納容器内水素濃度監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	-	-	-	原子炉格納容器内水素濃度監視																							適宜実施	
常設代替交流電源設備準備操作 (第一ガスタービン発電機)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	-	-	20分	受電前準備(中央制御室)																								
	-	-	2人 C, D	-	-	-	-	-	30分	放射線防護装備準備/装備																								
	-	-	-	-	-	-	-	-	20分	現場移動 第一ガスタービン発電機健全性確認																								
	-	-	-	-	-	-	-	-	10分	第一ガスタービン発電機給電準備																								
常設代替交流電源設備からの受電準備 操作	-	-	2人 E, F	4人 o, d e, f	-	-	-	-	10分	放射線防護装備準備/装備																								
	-	-	(2人) E, F	-	-	-	-	-	50分	現場移動 6号炉 M/C (D) 受電準備																								
	-	-	-	(4人) o, d e, f	-	-	-	-	50分	現場移動 7号炉 M/C (C) (D) 受電準備																								
常設代替交流電源設備運転 (第一ガスタービン発電機)	-	-	(2人) C, D	-	-	-	-	-	25分	第一ガスタービン発電機 運転状態確認																								
	-	-	-	-	-	-	2人	-	10分	放射線防護装備準備/装備																								
	-	-	-	-	-	-	-	-	30分	現場移動 第二ガスタービン発電機 状態確認																							要員を確保して対応する	
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	現場移動 第一ガスタービン発電機 運転状態確認																							適時実施	
常設代替交流電源設備からの受電操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	-	-	10分	M/C 受電確認																								
	-	-	(2人) E, F	-	-	-	-	-	10分	6号炉 M/C (D) 受電 6号炉 MCC (D) 受電																								
	-	-	-	(4人) o, d e, f	-	-	-	-	10分	7号炉 M/C (C) (D) 受電 7号炉 MCC (C) (D) 受電																								
中央制御室照明確保 (解析上考慮せず)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	-	-	15分	蓄電池内蔵照明の点灯確認 可搬型照明の設置、点灯																							要員を確保して対応する	
低圧代替注水系(常設) 準備操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	-	-	15分	復水移送ポンプ(B, C) 起動/運転確認 低圧代替注水系(常設) ラインアップ																							交流電源回復前から通信手段確保等の作業を実施する	
	-	-	-	(2人) o, d	-	-	-	-	30分	現場移動 7号炉低圧代替注水系(常設) 現場ラインアップ ※復水貯蔵槽吸込ライン切替																								
低圧代替注水系(常設) 注水操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	-	-	残留熱除去系 注入弁操作																							破断口まで回復水位回復後、原子炉注水と格納容器スプレイ切替		
代替格納容器スプレイ冷却系 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	-	-	残留熱除去系 スプレイ弁操作																							原子炉注水と格納容器スプレイ切替		
中央制御室 圧力調整 (中央制御室可搬型隔圧化空調機プロ アユニット起動) (解析上考慮せず)	-	-	(2人) C, D	(2人) e, f	-	-	-	-	30分	M/C系 隔離弁操作																							交流電源回復により遠隔操作可能な場合は遠隔にて隔離操作を実施する	
	-	-	-	-	-	-	-	-	30分	中央制御室可搬型隔圧化空調機プロアユニット起動																								
中央制御室待避室の準備操作 (解析上考慮せず)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	-	-	10分	中央制御室待避室照明確保 中央制御室待避室データ表示装置起動操作																							要員を確保して対応する	
	-	-	-	(2人) e, f	-	-	-	-	-	30分	現場移動 中央制御室待避室隔圧化装置空気供給元弁開																							要員を確保して対応する
格納容器薬品注入操作 (解析上考慮せず)	-	-	(2人) E, F	(2人) o, d	-	-	-	-	格納容器スプレイに合わせた薬品注入																							格納容器スプレイに合わせて実施		
常設代替交流電源設備からの受電準備 操作	-	-	(2人) C, D	-	-	-	-	-	50分	現場移動 6号炉 M/C (C) 受電準備																								
常設代替交流電源設備からの受電操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	-	-	10分	6号炉 M/C (C) 受電確認																								
	-	-	(2人) C, D	-	-	-	-	-	10分	6号炉 M/C (C) 受電 6号炉 MCC (C) 受電																								
低圧代替注水系(常設) 準備操作	-	-	(2人) C, D	-	-	-	-	-	30分	現場移動 6号炉低圧代替注水系(常設) 現場ラインアップ ※復水貯蔵槽吸込ライン切替																								

図 3.1.3.5 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)」時の作業と所要時間  
(代替循環冷却系を使用しない場合) (1/2)

格納容器過圧・過温破損							経過時間 (時間)										備考			
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (時間)										備考		
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			2	4	6	12	16	20	24	28	32	36		40	44
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		事象発生 約0.3時間 炉心損傷開始 約70分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認 約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達												
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 注水弁操作	破断口まで水位回復後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施												
代替格納容器スプレイ冷却系 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレイ弁操作	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施												
格納容器頂部注水 (解析上考慮せず)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による格納容器頂部注水	注水量および上部ドライウェル温度変化により格納容器頂部注水を調整する										要員を確保して対応する		
	-	-	-	-	2人	2人	・放射線防護装備準備/装備	10分												
	-	-	-	-	(2人)	(2人)	・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による格納容器頂部への注水準備 (可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 移動、ホース敷設 (可搬型代替注水ポンプ (A-2級) から接続口)、ホース接続)	80分												
代替原子炉補機冷却系 準備操作 (解析上考慮せず)	-	-	(2人) E, F	(2人) e, f	-	-	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場ラインアップ	300分										要員を確保して対応する		
	-	-	-	-	13人 (参集)	13人 (参集)	・放射線防護装備準備/装備 ・現場移動 ・資機材配置及びホース敷設、起動及び系統水張り	10時間												
代替原子炉補機冷却系 運転 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	(3人)	(3人)	・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	適宜実施										現場確認中断 (一時待避中)	要員を確保して対応する	
使用済燃料プール冷却 再開 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	(2人)	(2人)	・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による使用済燃料プールへの補給	再起動準備として使用済燃料プールへの補給を実施する										30分	燃料プール温度「77℃」以下維持 要員を確保して対応する	
	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・燃料プール冷却浄化系系統構成	再起動準備として過温風扇の隔離を実施する										30分		
	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・燃料プール冷却浄化系再起動	燃料プール冷却浄化ポンプを再起動し使用済燃料プールの冷却を再開する ・必要に応じて使用済燃料プールへの補給を依頼する										30分		
淡水貯水池から防火水槽への補給準備	-	-	-	-	2人 ※1, ※2	-	・放射線防護装備準備	10分										要員を確保して対応する		
-	-	-	-	-	-	-	・現場移動 ・淡水貯水池～防火水槽への系統構成、ホース水張り	90分												
可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	2人, ※1	2人, ※2	・放射線防護装備準備	10分										格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる 一時待避前に防火水槽が枯渇しないように補給量を調整する		
	-	-	-	-	(2人)	(2人)	・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による復水貯蔵槽への注水準備 (可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 移動、ホース敷設 (防火水槽から可搬型代替注水ポンプ (A-2級)、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) から接続口)、ホース接続)	180分												
-	-	-	-	-	-	-	・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による復水貯蔵槽への補給 ・淡水貯水池から防火水槽への補給	適宜実施										現場確認中断 (一時待避中)		
燃料給油準備	-	-	-	-	※1, ※2	-	・軽油タンクからタンクローリ (16kL) への補給	120分										タンクローリ (16kL) 残量に応じて適宜軽油タンクから補給		
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人)	-	・第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油	適宜実施										格納容器ベント前にガスタービン発電機用燃料タンクが枯渇しないように給油する		
中央制御室待避室の陽圧化 (解析上考慮せず)	-	-	-	(2人) c, d	-	-	・中央制御室待避室陽圧化装置空気供給弁開 ・中央制御室待避室陽圧調整	5分										格納容器ベント実施の30分前または格納容器ベント操作に運転員が現場への移動を開始した場合に実施する 中央制御室待避室空気ポンプ陽圧化操作完了後、格納容器ベント操作要員以外は待避室へ移動する		
中央制御室待避室の陽圧化維持	-	-	-	(2人) c, d	-	-	・中央制御室待避室陽圧状態確認 ・中央制御室待避室陽圧調整	適宜実施										中央制御室待避室が陽圧化されていること差圧計により確認する。必要に応じて差圧調整弁により陽圧調整を実施する。		
格納容器ベント準備操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・ベント準備 (格納容器二次隔離弁操作、格納容器ベントバウングリ構成)	60分										格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する		
	-	-	-	-	2人 (参集) ※3	2人 (参集) ※4	・フィルタ装置水位調整準備 (排水ポンプ水張り)	60分												
格納容器ベント操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・ベント状態監視	適宜実施										待避所へ待避しベント状態を監視する。		
	-	-	(2人) E, F	(2人) e, f	-	-	・放射線防護装備準備/装備	10分										格納容器ベント操作後待避所へ待避する		
	-	-	-	-	8人, ※3 (参集)	8人, ※4 (参集)	・格納容器ベント操作 (格納容器一次隔離弁操作)	60分												
燃料給油準備	-	-	-	-	2人	-	・放射線防護装備準備/装備	10分										タンクローリ (4kL) 残量に応じて適宜軽油タンクから補給		
燃料給油作業	-	-	-	-	-	-	・軽油タンクからタンクローリ (4kL) への補給 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) への給油	90分												
燃料給油準備	-	-	-	-	2人	-	・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) への給油	適宜実施										作業中断 (一時待避中)	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避前に燃料が枯渇しないように補給する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる	
必要人員数 合計	2人 A, B	2人 a, b	4人 C, D, E, F	4人 c, d, e, f	10人* (参集要員20人)	-														

\* 有効性評価で考慮しない作業を含めると要員は「14人(参集要員40人)」となる  
 ( ) 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

図 3.1.3.5 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)」時の作業と所要時間 (代替循環冷却系を使用しない場合) (2/2)

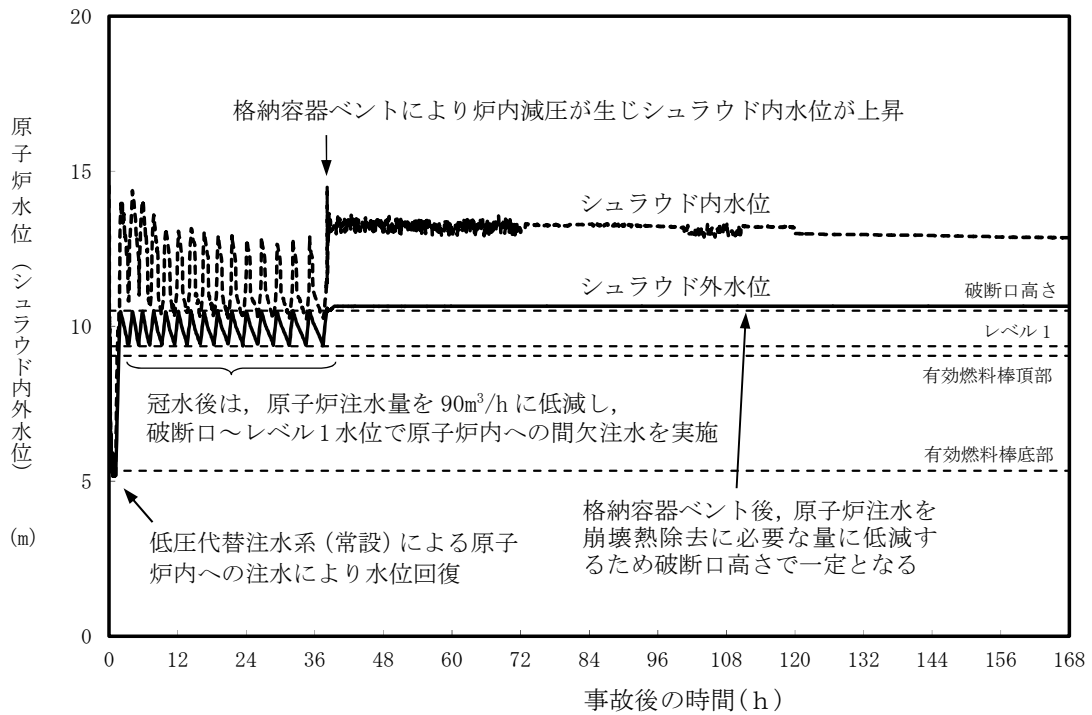


図 3.1.3.6 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移

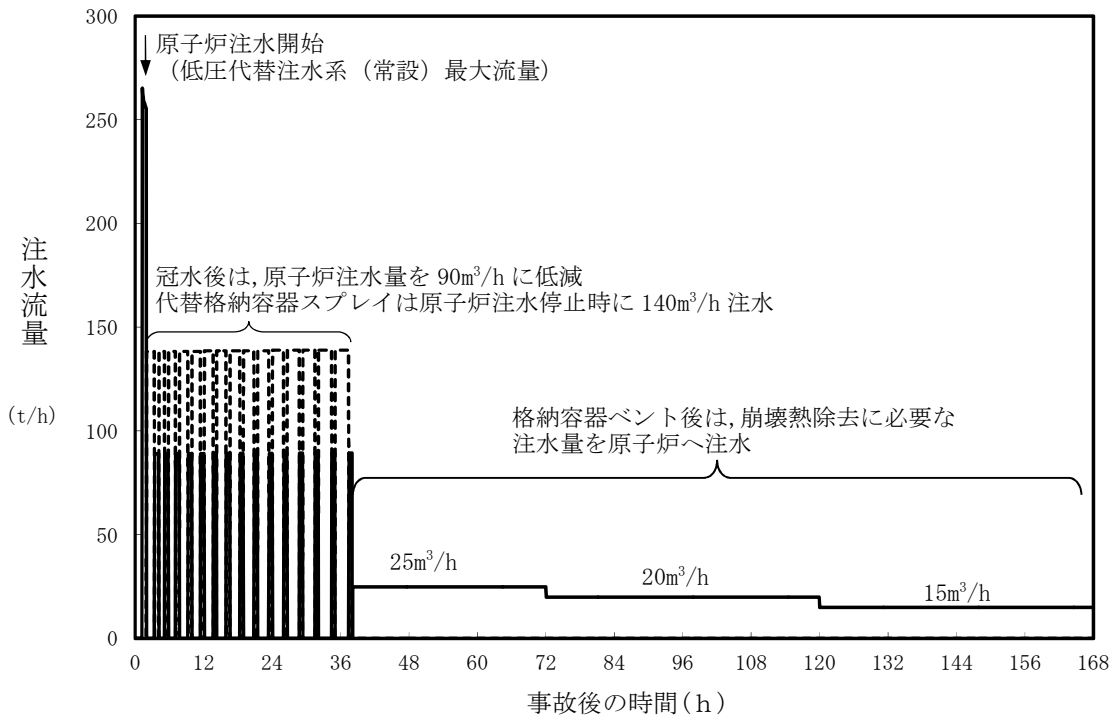


図 3.1.3.7 注水流量の推移



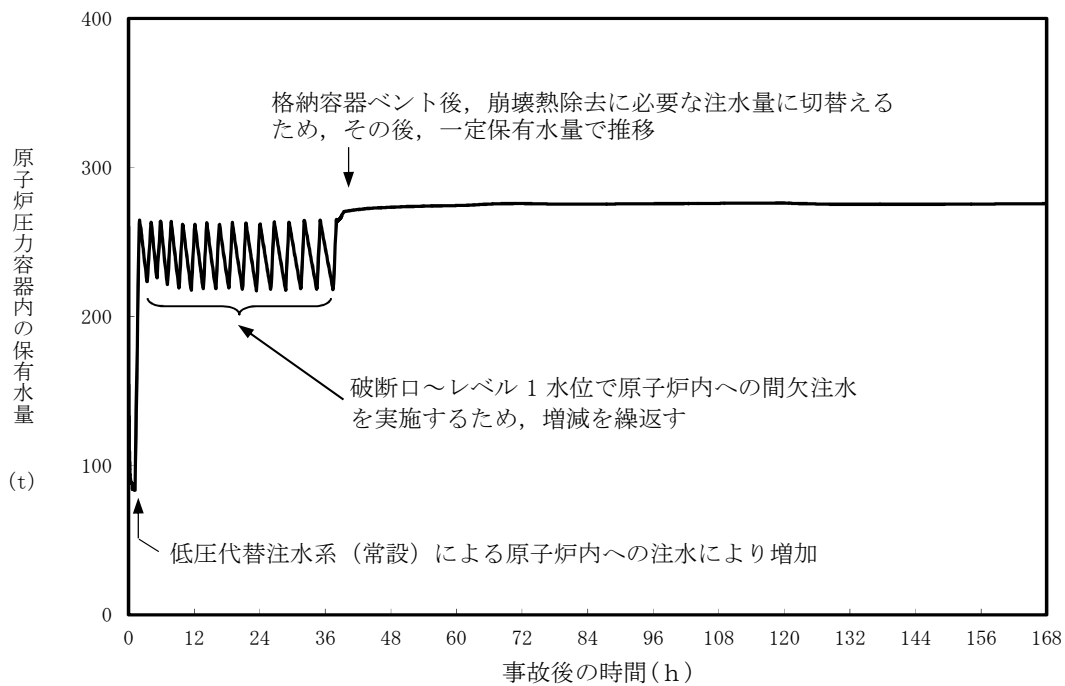


図 3.1.3.8 原子炉压力容器内の保有水量の推移

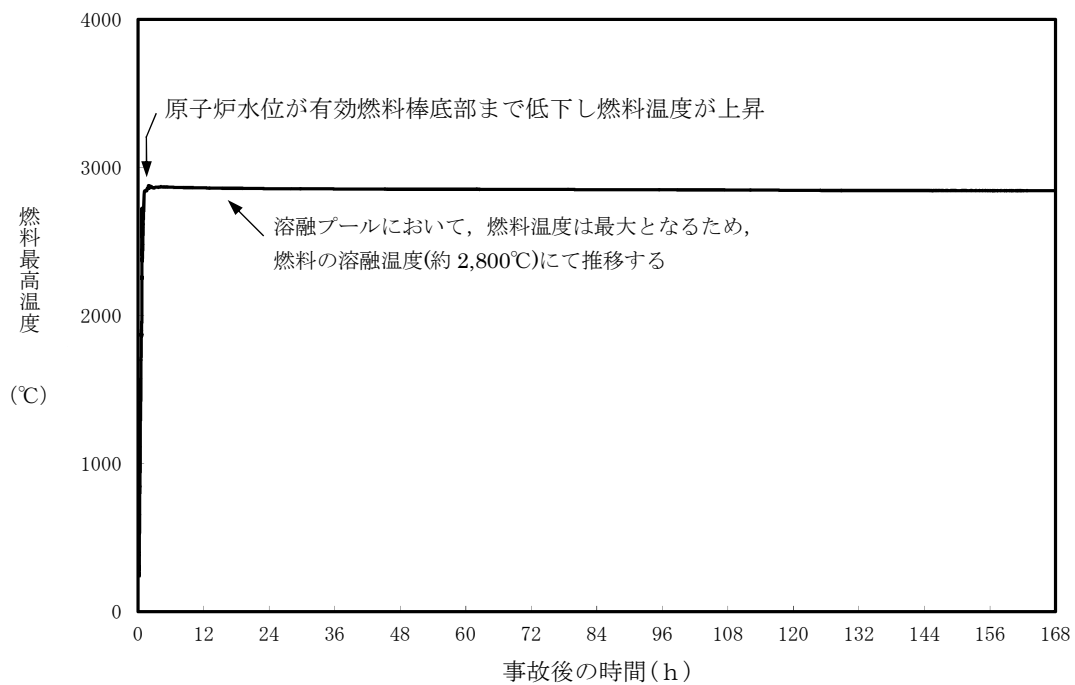


図 3.1.3.9 燃料最高温度の推移

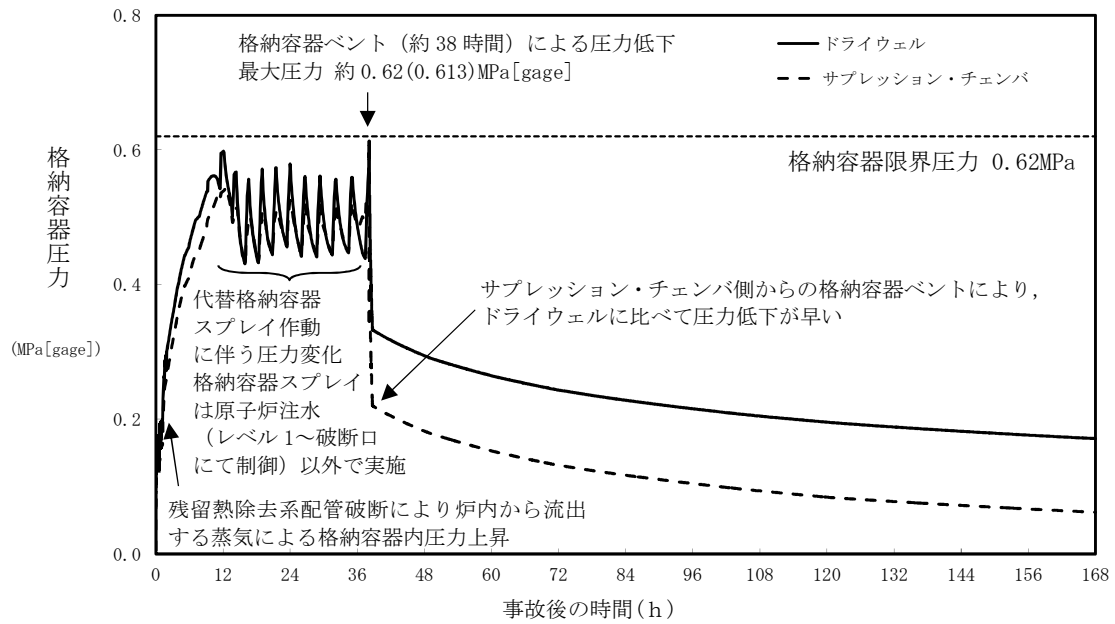


図 3.1.3.10 格納容器圧力の推移

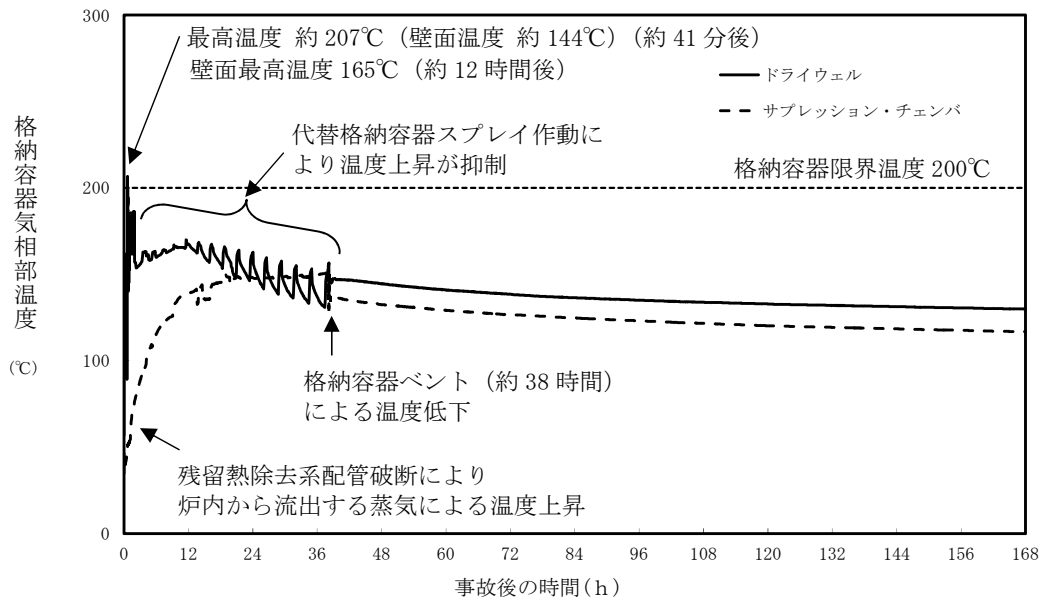


図 3.1.3.11 格納容器気相部温度の推移

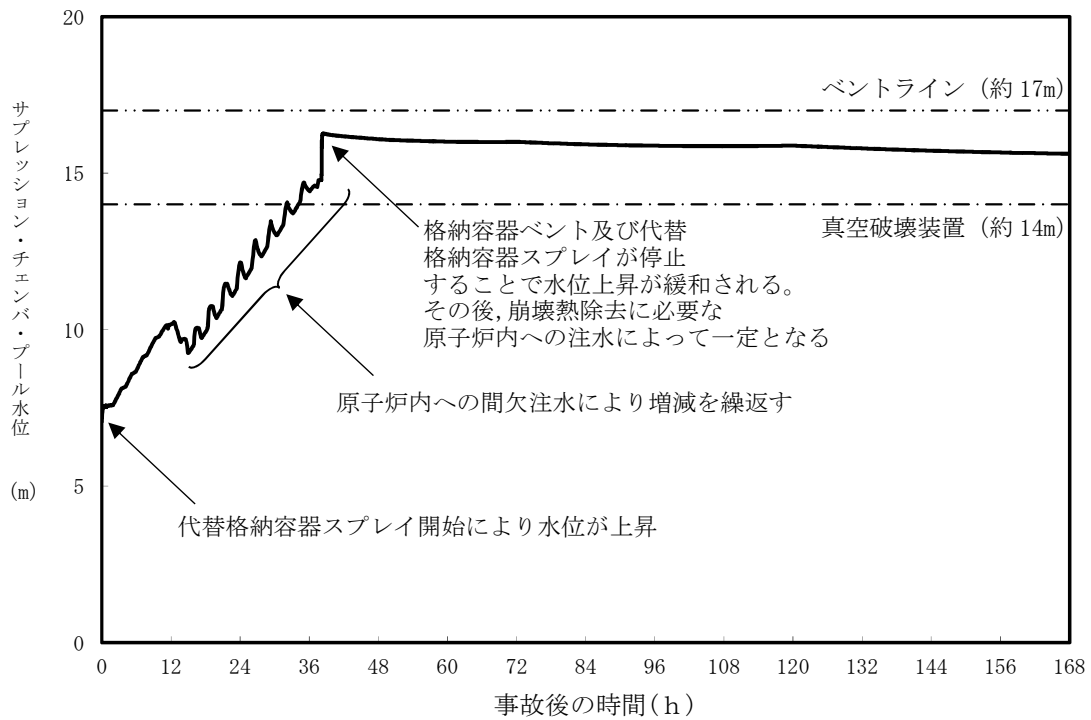


図 3. 1. 3. 12 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移

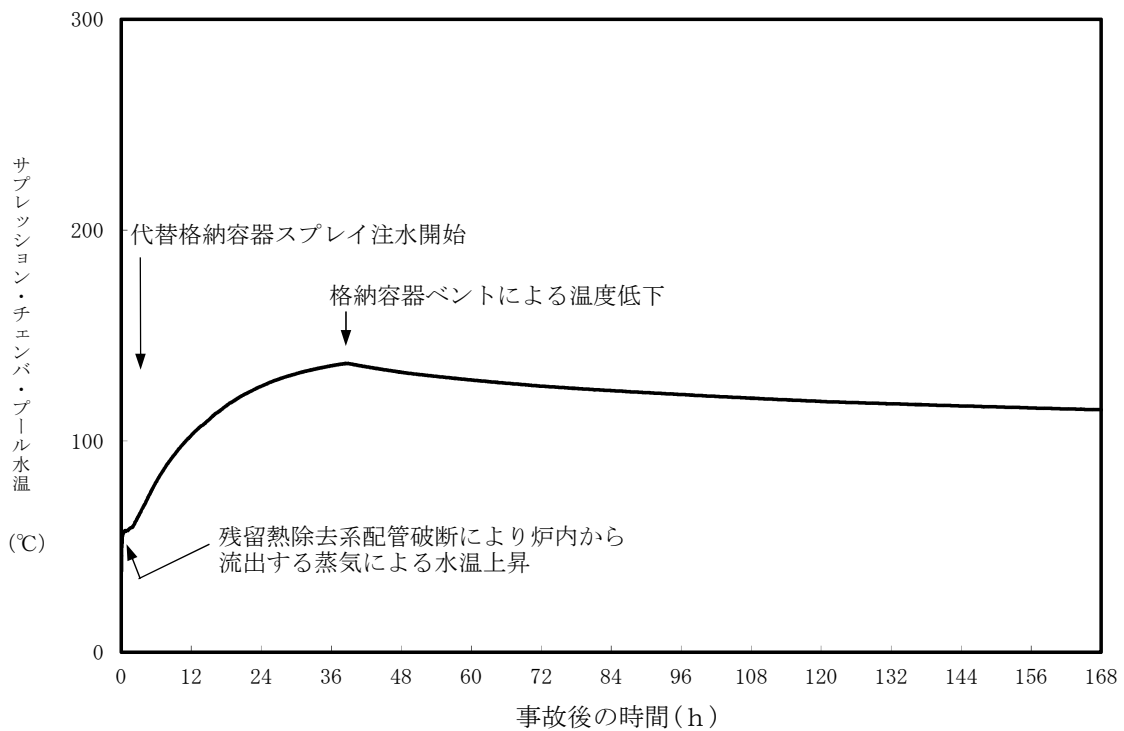


図 3. 1. 3. 13 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移

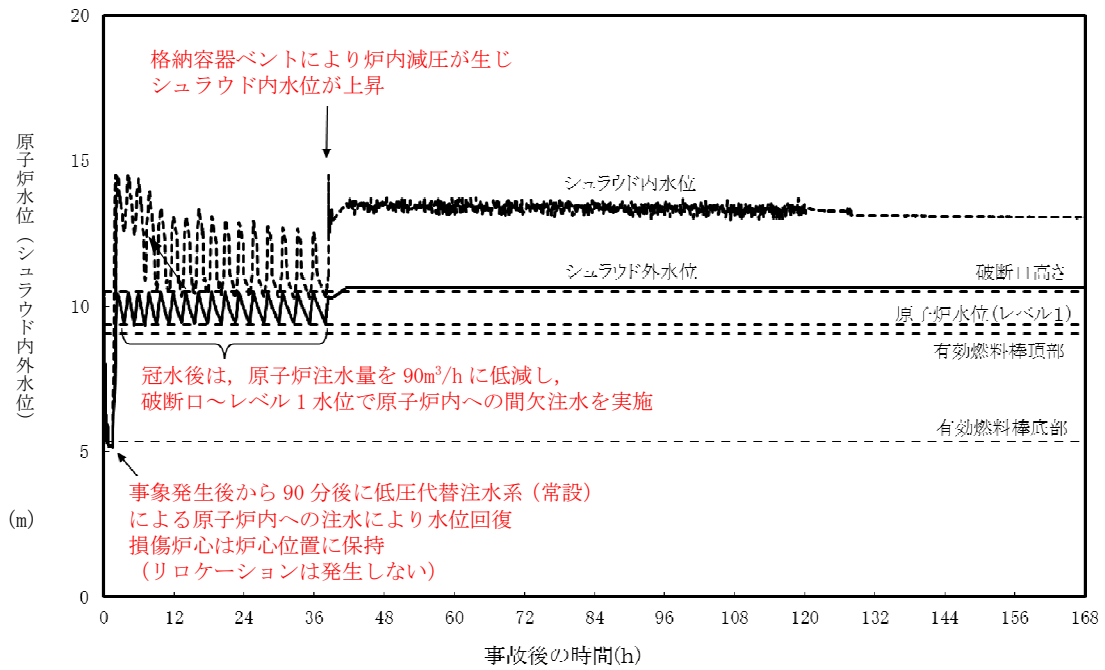


図 3.1.3.14 操作 20 分遅れのケースにおける原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移

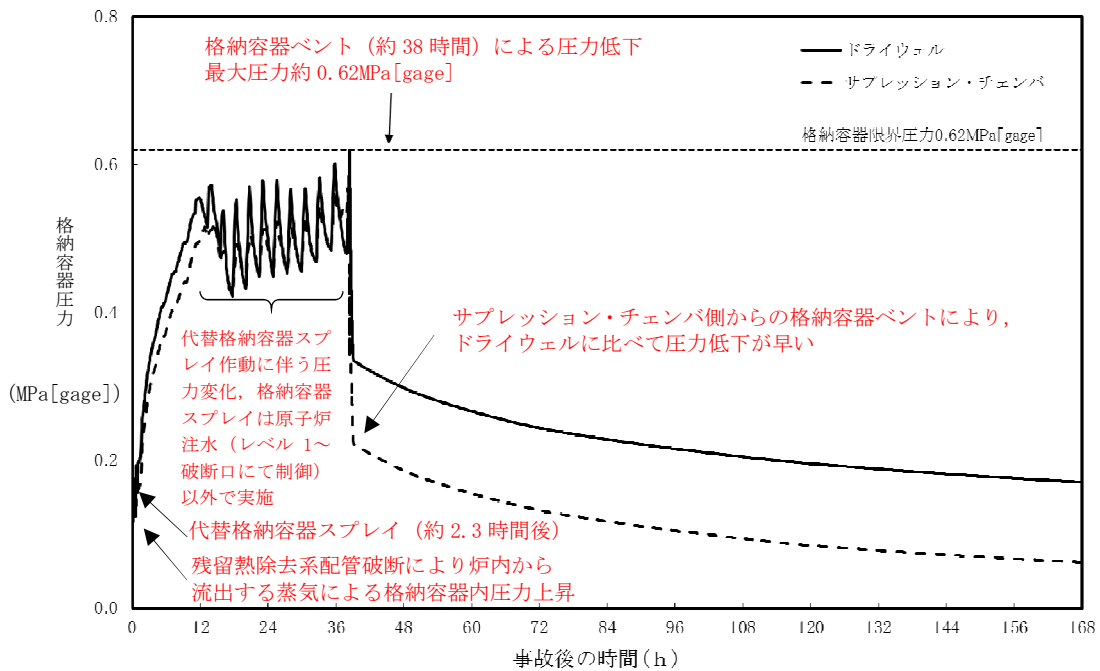


図 3.1.3.15 操作 20 分遅れのケースにおける注水流量の推移

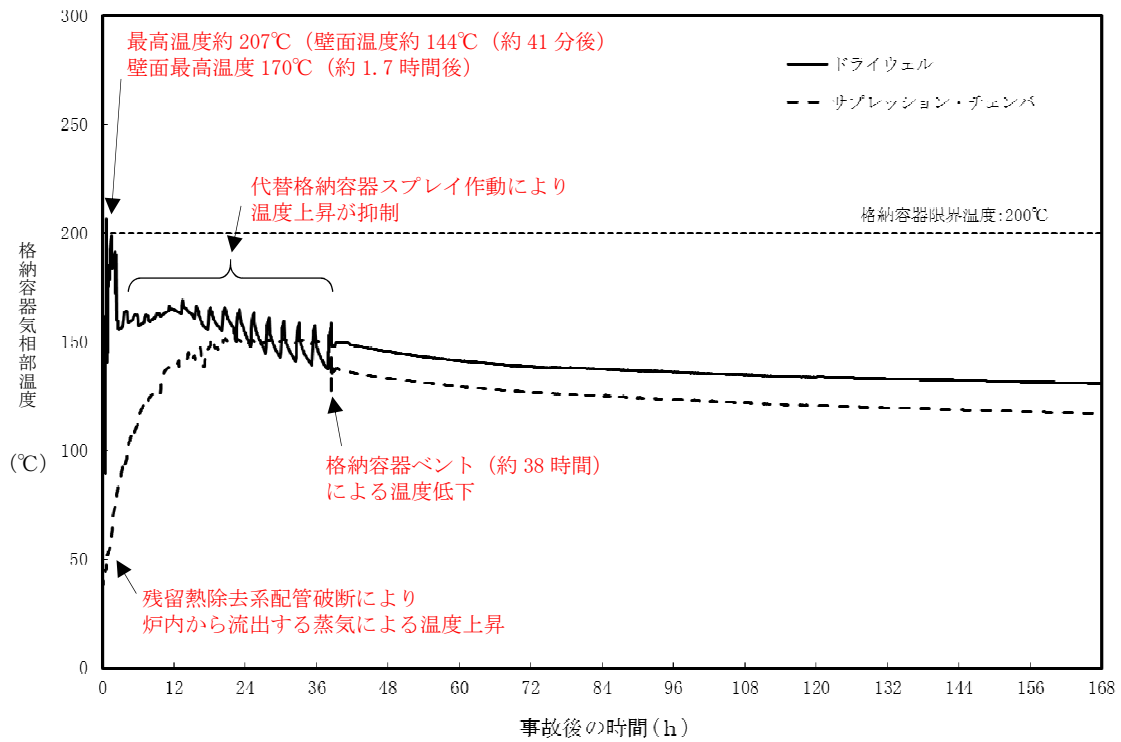


図 3.1.3.16 操作 20 分遅れのケースにおける格納容器気相部温度の推移

表 3.1.3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時における重大事故等対策について  
（代替循環冷却系を使用しない場合）（1/2）

判断及び操作	操作	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム確認	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	—	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
非常用炉心冷却系機能喪失確認	非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する	—	—	【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【残留熱除去系系統流量】
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失する。これにより所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。 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起動がで きず、非常用高圧母線（6.9kV）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、常設代替交流電源設備、代替原子炉補機冷却系、低圧代替注水系（常設）の準備を開始する	所内蓄電式直流電源設備	—	—
炉心損傷確認	大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に至ることを格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する。 炉心損傷により、原子炉格納容器内に水素ガスが放出されるため、原子炉格納容器内の水素ガス濃度上昇を確認する	—	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 格納容器内水素濃度 (SA)
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系（常設）による原子炉水位回復確認	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。 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た場合水位不明と判断する。崩壊熱及び原子炉注水量による推定手段を使用し、原子炉水位を推定する	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	タンクローリ (16kl)	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 復水補給水系統流量 (原子炉圧力容器) 復水貯蔵槽水位 (SA) ドライウエル雰囲気温度

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

表 3.1.3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時における重大事故等対策について  
 （代替循環冷却系を使用しない場合）（2/2）

判断及び操作	操作	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が約 190℃に到達した場合、推定手段により破断口まで水位回復を確認後、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器冷却を実施する。 推定手段により炉心を冠水維持できる範囲で、原子炉注水と代替格納容器スプレイを交互に実施する。 格納容器ベントに伴うサブレーション・チェンバ・プール水位上昇を考慮しても、サブレーション・チェンバ・プール水位がベントライン-1mを超えないように格納容器スプレイを停止する	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	ドライウエル雰囲気温度 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) 復水貯蔵槽水位 (SA)
格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が 0.62MPa[gage]に接近した場合、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施する	格納容器圧力逃がし装置 代替格納容器圧力逃がし装置	—	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブレーション・チェンバ・プール水位 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

表 3.1.3.2 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しない場合) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータースカー卜下 端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
燃料	9×9 燃料 (A 型)	—
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の 保守性を考慮
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器 及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウエットウエル)	空間部：5,960m <sup>3</sup> 液相部：3,580m <sup>3</sup>	ウエットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造 物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3.43kPa (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
サブプレッション・チェンバ・プール水 位	7.05m (NWL)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水 位として設定
サブプレッション・チェンバ・プール水 温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水 温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

初期条件



表 3.1.3.2 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しない場合) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 残留熱除去系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

事故条件

表 3.1.3.2 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しない場合) (3/4)

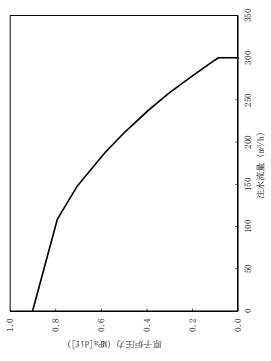
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
低圧代替注水系 (常設)	最大 300m <sup>3</sup> /h で注水, その後は炉心を冠水維持するよう注水	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定 
代替格納容器スプレー冷却系	140m <sup>3</sup> /h にてスプレー	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレー流量を考慮し, 設定
格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が 0.62MPa [gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積 50%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の設定値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定
重大事故等対策に関連する機器条件		

表 3.1.3.2 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しない場合) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
常設代替交流電源設備からの受電及び 低圧代替注水系 (常設) による原子炉 注水操作	事象発生 70 分後	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設 定
代替格納容器スプレイ冷却系による原 子炉格納容器冷却操作	破断口まで水位回復後, 格納容器温度 が約 190℃到達時	格納容器限界温度到達防止を踏まえて設定
格納容器圧力逃がし装置又は代替格納 容器圧力逃がし装置による原子炉格納 容器除熱操作	格納容器圧力が 0.62MPa [gage] 接近時	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定

重大事故等対策に関連する操作条件

## 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有効燃料棒頂部（TAF）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。

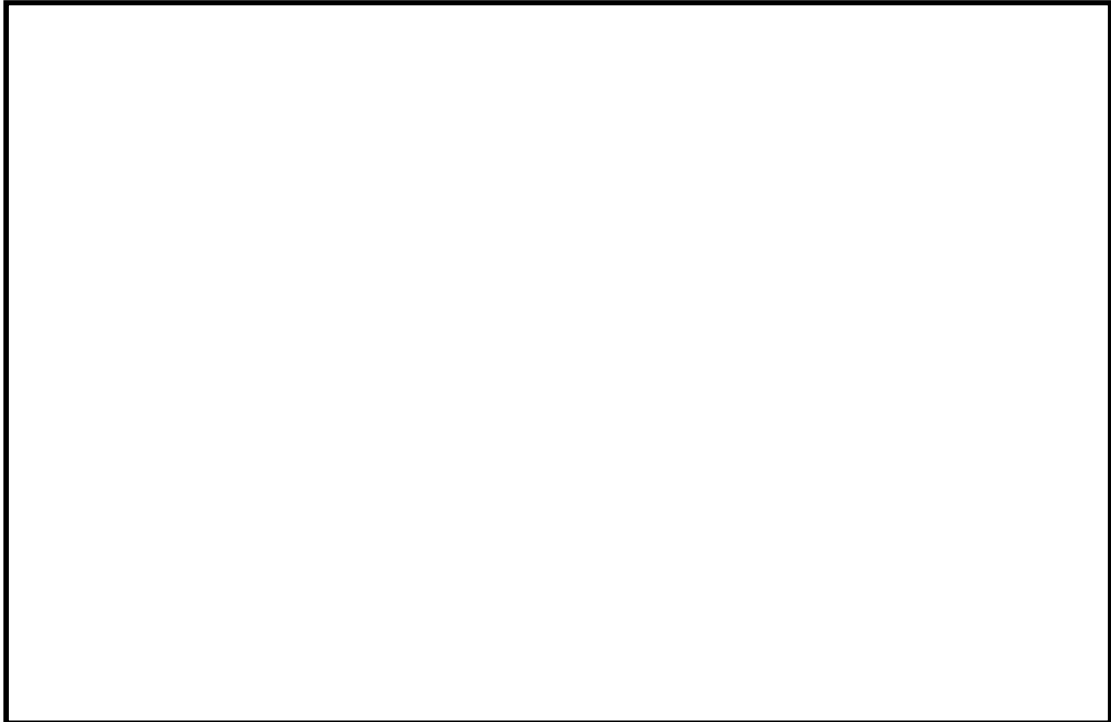
事故時運転操作手順書（徴候ベース）では、原子炉への注水系統を十分に確保できず原子炉水位が TAF 未満となった際に、格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）を用いて、ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内の  $\gamma$  線線量率の状況を確認し、図 1 に示す設計基準事故相当の  $\gamma$  線線量率の 10 倍を超えた場合を、炉心損傷開始の判断としている。

炉心損傷等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が、逃がし安全弁等を介して原子炉格納容器内に流入する事象進展をふまえて、原子炉格納容器内の  $\gamma$  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ているものである。

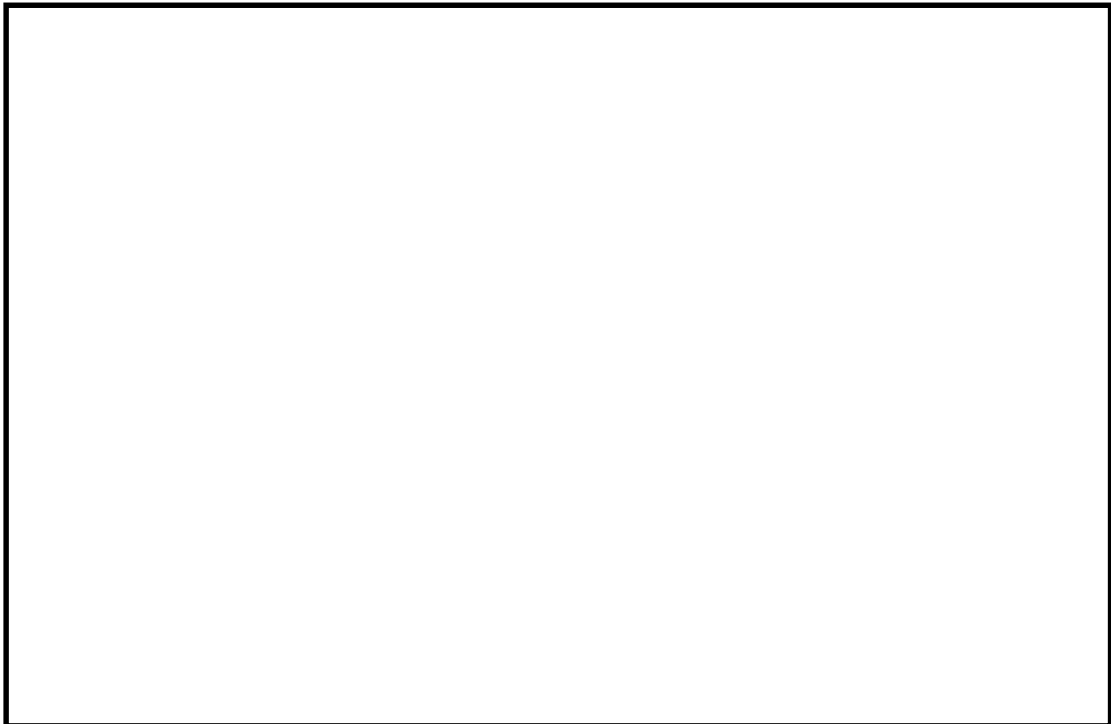
また、福島事故時に原子炉水位計、格納容器内雰囲気放射線レベル計等の計装設備が使用不能となり、炉心損傷を迅速に判断できなかったことに鑑み、格納容器内雰囲気放射線レベル計に頼らない炉心損傷の判断基準について検討しており、その結果、格納容器内雰囲気放射線レベル計の使用不能の場合は、「原子炉圧力容器表面温度：300℃以上」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する方針である。

原子炉圧力容器表面温度は、炉心が冠水している場合には、SRV 動作圧力（安全弁機能の最大 8.20MPa [gage]）における飽和温度約 298℃を超えることはなく、300℃以上にはならない。一方、原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり、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レベル計が使用可能な場合は、当該の計装設備にて判断を行う。



(1) ドライウエルの  $\gamma$  線線量率



(2) サプレッション・チェンバの  $\gamma$  線線量率

図1 重大事故導入条件判断図

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

添 3.1.3.1-2

## 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、設計基準事故時の格納容器内雰囲気放射線レベル計  $\gamma$  線線量率（追加放出時）以上でなければならない。一方、基準を高めを設定すると判定が遅れることが懸念されるため、高すぎる設定値は判断基準として適さない。

炉心損傷開始の判断は、上述のとおり格納容器内雰囲気放射線レベル計の  $\gamma$  線線量率が設計基準事故（追加放出）の10倍を越えた場合であり、この設定値は、全燃料中に含まれる希ガスの0.1%相当が原子炉格納容器内に放出された場合の  $\gamma$  線線量率よりも低い、余裕のある値となっている。

上記より炉心損傷判断としては、設計基準事故を超える事象について、設計基準事故の  $\gamma$  線線量率より高く、かつ判定遅れが生じない基準として、設計基準事故（追加放出）の10倍を判断目安としている。

## 1. 3 格納容器内雰囲気放射線レベル計について

格納容器内雰囲気放射線レベル計の  $\gamma$  線線量率の測定レンジは、 $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$  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」、「重大事故時の炉心損傷の判断目安（追加放出の10倍）」並びに「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失のシーケンスにおける最大放射線量率」を測定可能である。（表1参照）

格納容器内雰囲気放射線レベル計は、連続計測しており、計装設備の指示値は換算不要で図1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。格納容器内雰囲気放射線レベル計の検出器は、ドライウエル内の対角位置に2カ所、サブプレッション・チェンバ内の気相部の対角位置に2カ所の合計4カ所に設置している。炉心損傷後の核分裂生成物の原子炉内から原子炉格納容器への移行は、大破断 LOCA 等、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、炉心損傷時は希ガス等が急激に放出されるため、格納容器内雰囲気放射線レベル計にて炉心損傷に伴う  $\gamma$  線線量率の上昇を測定可能と考える。

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。

表 1. 格納容器内雰囲気放射線レベル計による炉心損傷の判断

検出パラメータ及び検出方法		炉心損傷の判断	格納容器ベント
設計基準事故の追加放出	$10^{-2} \sim 10^0$ 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〕	CAMS※	1Pd 到達
炉心損傷の判断目安 (設計基準事故の 10 倍)	$10^{-1} \sim 10^1$ 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〕	CAMS※	2Pd 到達前
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 (発生事故あたり概ね 5mSv 以下)	—	—
CAMS 使用不能時の炉心損傷判断の基準	300°C 以上	RPV 表面温度	2Pd 到達前
「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流 動力電源喪失のシナケンス」における最大放 射線量率 (早期に炉心損傷したほうが核分裂生成物の 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)	$10^4$ Sv/h 程度 (事故後の最大値)	CAMS※	2Pd 到達前

※CAMS 計測レンジ (計装設備の仕様) :  $10^{-2} \sim 10^5$  Sv/h

## 2. 炉心損傷判断前後における運転操作の差異

### 2. 1 原子炉への注水について

BWR の場合、事故時の対応は、原子炉注水が最優先であり、炉心損傷の判断の前後でその対応のマネージメントが大きく変わるものではない。原子炉に注水することで、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

炉心損傷後の格納容器ベントは、その実施の判断基準は、炉心損傷前の 1Pd（格納容器最高使用圧力：0.31MPa[gage]）到達に対し、炉心損傷後は 2Pd（格納容器限界圧力：0.62MPa[gage]）到達前に変更となる。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、原子炉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）到達を実施基準としているが、炉心損傷後は、より長く原子炉格納容器内で核分裂生成物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、格納容器限界圧力（2Pd）到達前を実施基準としているためである。

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表 2 に示す。

なお、炉心損傷前の格納容器ベント中には、炉心の健全性を確認するため、格納容器内雰囲気放射線レベル計の  $\gamma$  線線量率を監視し、 $\gamma$  線線量率が設計基準事故（追加放出）と同等の値を示した場合には、一旦、格納容器ベント操作を中断し、その後は炉心損傷後の実施基準に基づき対応する。



表 2. 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	<p>(圧力基準)</p> <p>設計基準事故時の最高圧力は、ドライウエル：0.25MPa[gage]、サブレーション・チェンバ：0.18MPa[gage]であり、これらの圧力以下に維持できない場合は、原子炉格納容器の健全性を維持し、原子炉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、格納容器スプレイを行う。</p> <p>(温度基準)</p> <p>格納容器最高使用温度は、ドライウエル：171℃、サブレーション・チェンバ：104℃であり、空間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。</p>	<p>(圧力基準)</p> <p>炉心損傷後の格納容器スプレイは、格納容器限界圧力（2Pd）の0.62MPa[gage]未満に制御することを目的に、格納容器圧力が0.465MPa[gage]（1.5Pd）に到達した時点で開始し、0.39MPa[gage]に低下した時点で停止する。間欠運転とするのは、格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の水位を上昇させることで、ベントラインの閉塞等が生じること及び原子炉格納容器の空間容積を減少させ圧力の上昇を早めることから、結果として、格納容器ベントに至る時間が早まるためである。</p> <p>また、原子炉への注水機能が喪失し原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合は、原子炉圧力容器からの放熱による格納容器温度の上昇を抑制するため格納容器スプレイを実施する。</p> <p>(温度基準)</p> <p>格納容器限界温度の200℃に至らないように、ドライウエル及びサブレーション・チェンバ・プールの空間温度が190℃以上となった場合に、格納容器スプレイを行う。</p> <p>加えて、炉心損傷後は、原子炉格納容器内で発生する無機ナトリウムを注入する。制を目的に、格納容器スプレイ時に水酸化ナトリウムを注入する。</p>
格納容器ベント	<p>サブレーション・チェンバ圧力が0.279MPa[gage]（格納容器圧力制限値）以下に維持できなければ、原子炉格納容器空間部へ直接放出される熱を抑制することを目的に、原子炉を満水とし、さらに格納容器圧力が上昇し、格納容器最高使用圧力の0.31MPa[gage]に到達する場合には、原子炉格納容器の健全性を維持するために、ウェットウエルベントを優先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。</p>	<p>格納容器限界圧力の0.62MPa[gage]に到達すると予測される場合には、原子炉格納容器の過圧による破損を防止することを目的に、ウェットウエルベントを優先して格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを行う。</p>

### 3. MAAP 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断基準について

有効性評価の MAAP 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 1,200°C（1,473K）よりも低い、1,000K（727°C）に設定している。

この 1,000K は、PHEBUS-FPT0 実験で、燃料被覆管温度が約 1,000K に達したときに核分裂生成物の放出開始が観察されたことを踏まえ設定されたものであり、MAAP 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、格納容器内雰囲気放射線レベル計によって監視し、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、MAAP 解析上の炉心損傷の判定基準である 1,000K（727°C）は、その後の運転操作に影響を与えるものではない。

## 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+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を仮定したシナリオにて評価を実施している。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>。

ただし、MELCOR コードのように、流路閉鎖が発生しにくい（水素が発生しやすい）と仮定した場合においても、評価に有意な影響がないことを確認するため、感度解析を実施した。

## 2. 解析条件

- ・流体が閉鎖部分を通過できなくなるとするノードの空隙率（ポロシティ）：0.0  
（申請解析ではポロシティ：0.1 以下）

図 1 に示すように、炉心内でデブリの移行（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 解析の場合、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。

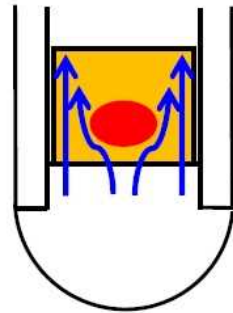
したがって、流路閉塞した場合、炉心で発生する非凝縮性ガスは MAAP の方が少なくなる傾向にある。このため、上記の条件にて、水素発生量を多めに見積もる感度解析を行うこととする。なお、ポロシティの設定以外については申請解析と同様とした。

## 3. 解析結果

図 2 から図 6 に評価結果を示す。図 2 より、申請解析での水-ジルコニウム反応による水素発生量が約 592kg に対して感度解析では約 670kg と水素発生量は約 12%増加しているが、図 3 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増加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。

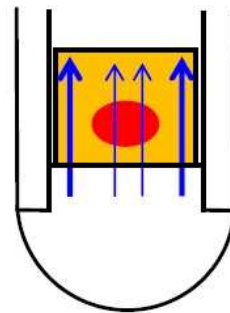
[1] 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第 5 部 MAAP）

以上



MAAP

ポロシティ $\leq 0.1$ で  
完全閉塞

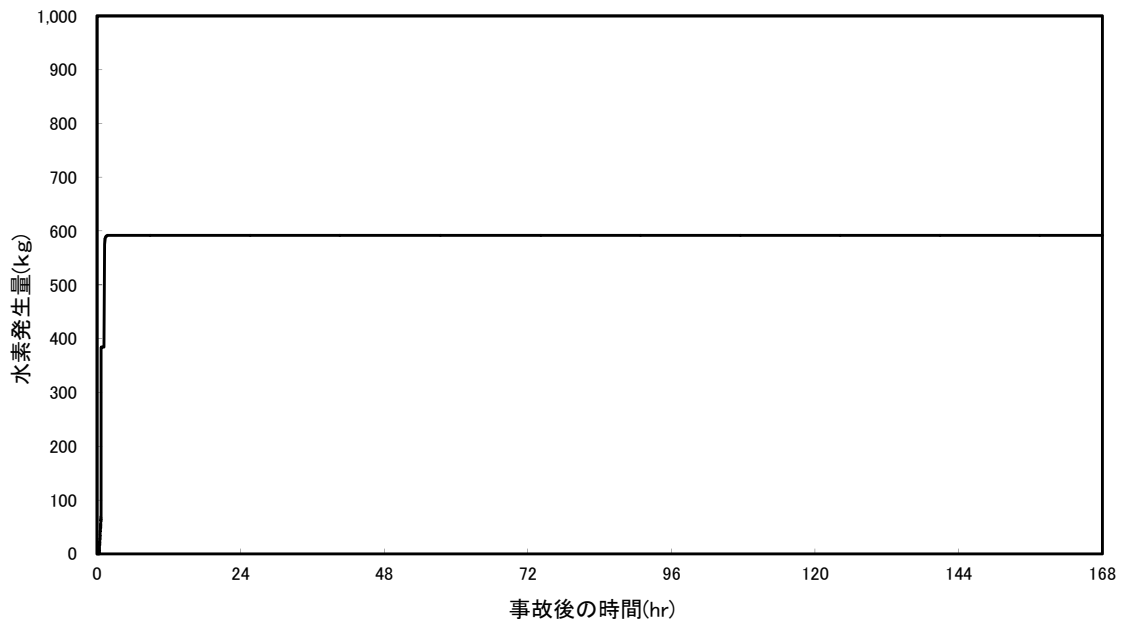


MELCOR

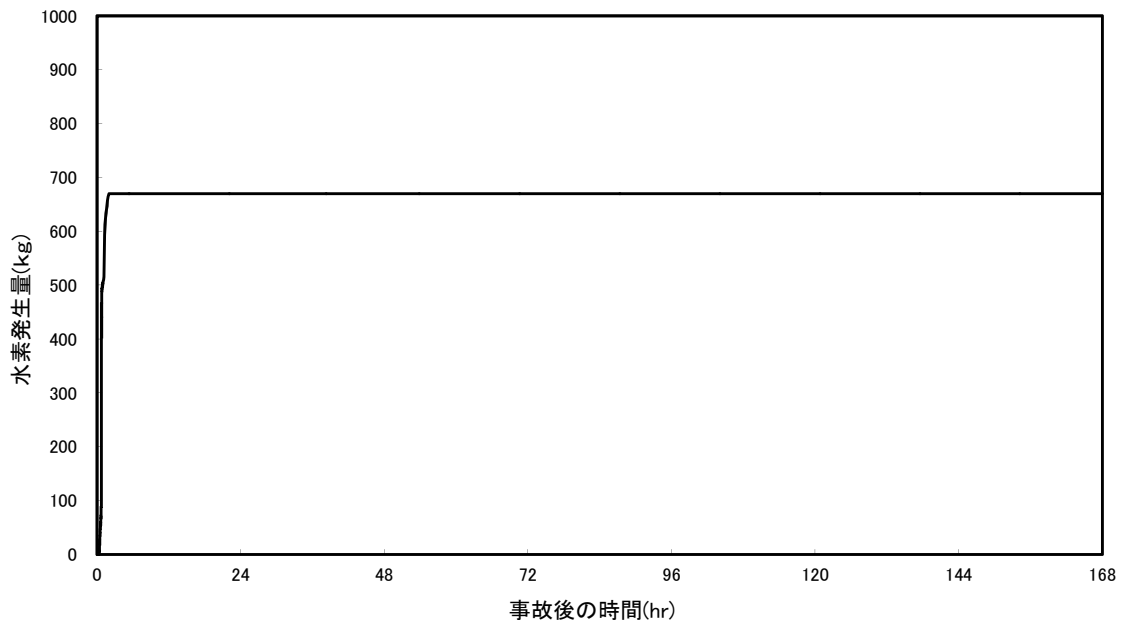
ポロシティの最小値は  
0.05(完全閉塞せず)

図1 炉心内流路閉塞モデルの概念図

(「MAAP5.01 及び MELCOR2.1 を用いた軽水炉代表プラントの過酷事故解析」,  
電力中央研究所, 平成26年6月 抜粋)

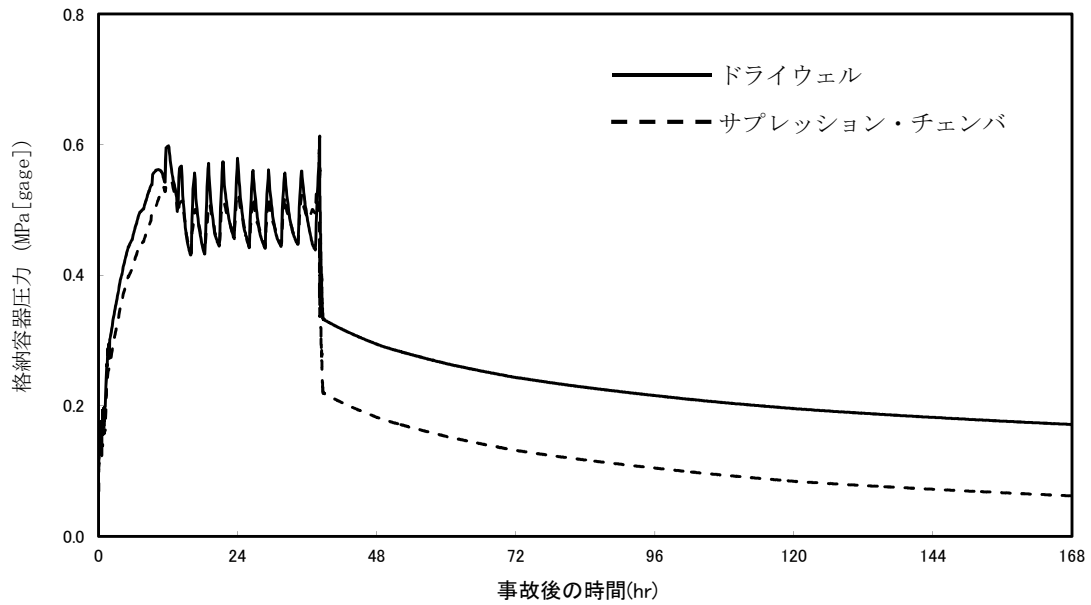


大破断 LOCA (申請解析: 空隙率 0.1 以下で完全閉塞)

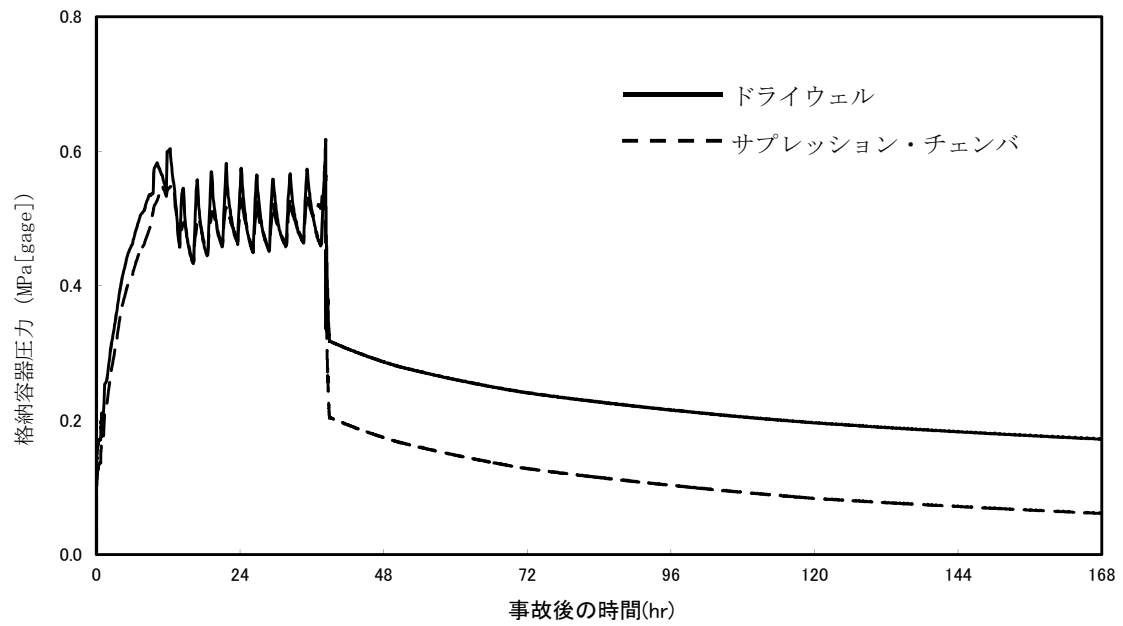


大破断 LOCA (感度解析: 空隙率 0.0 で完全閉塞)

図 2 水素発生量比較

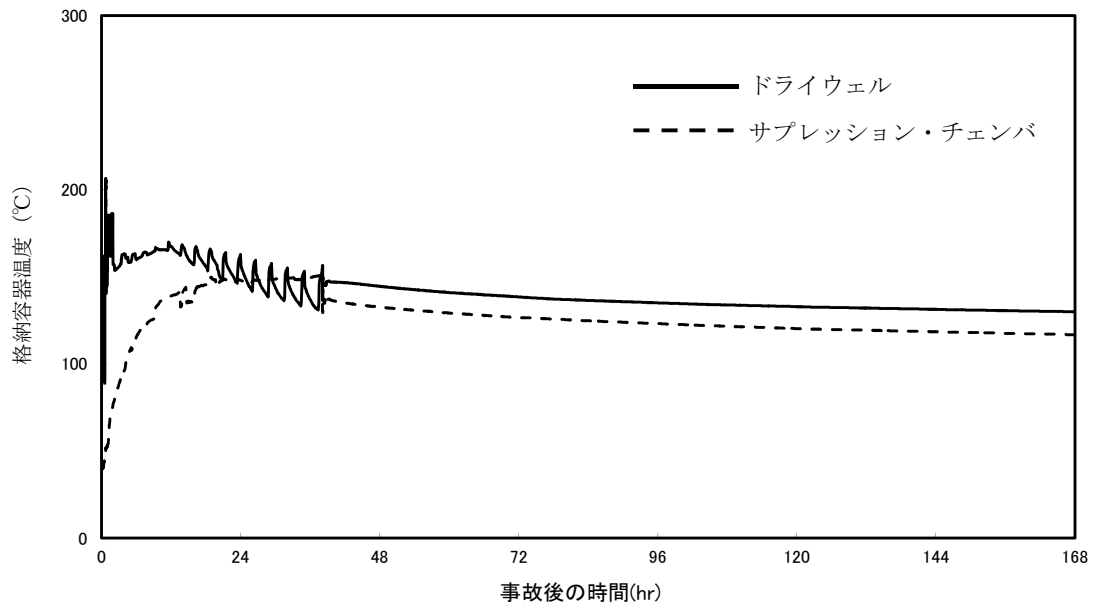


大破断 LOCA (申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞)

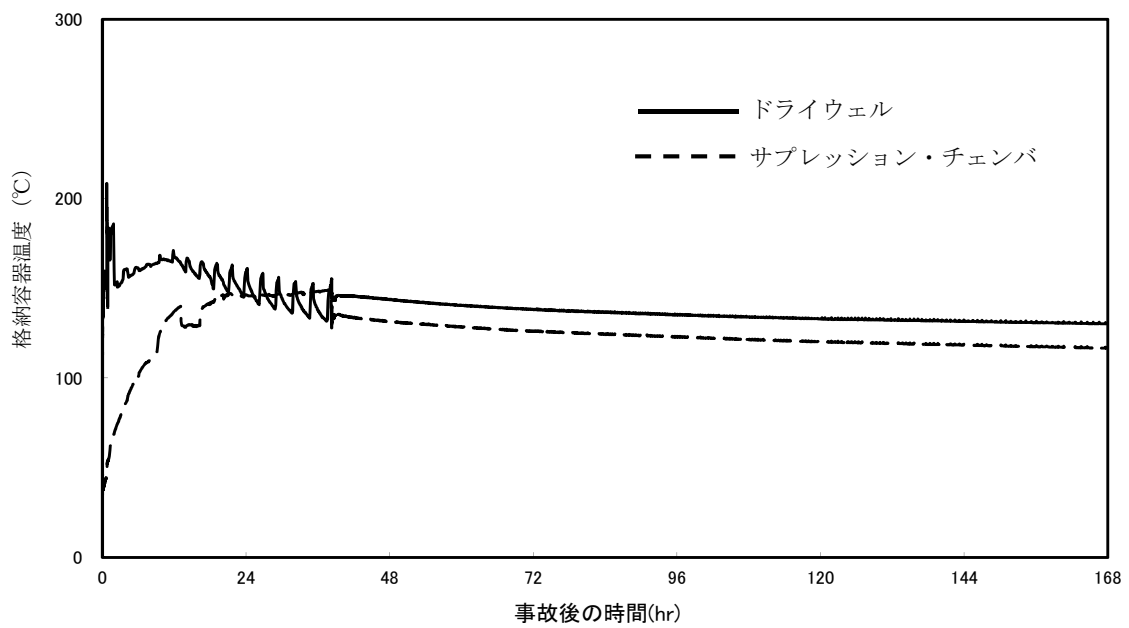


大破断 LOCA (感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞)

図 3 格納容器圧力の比較

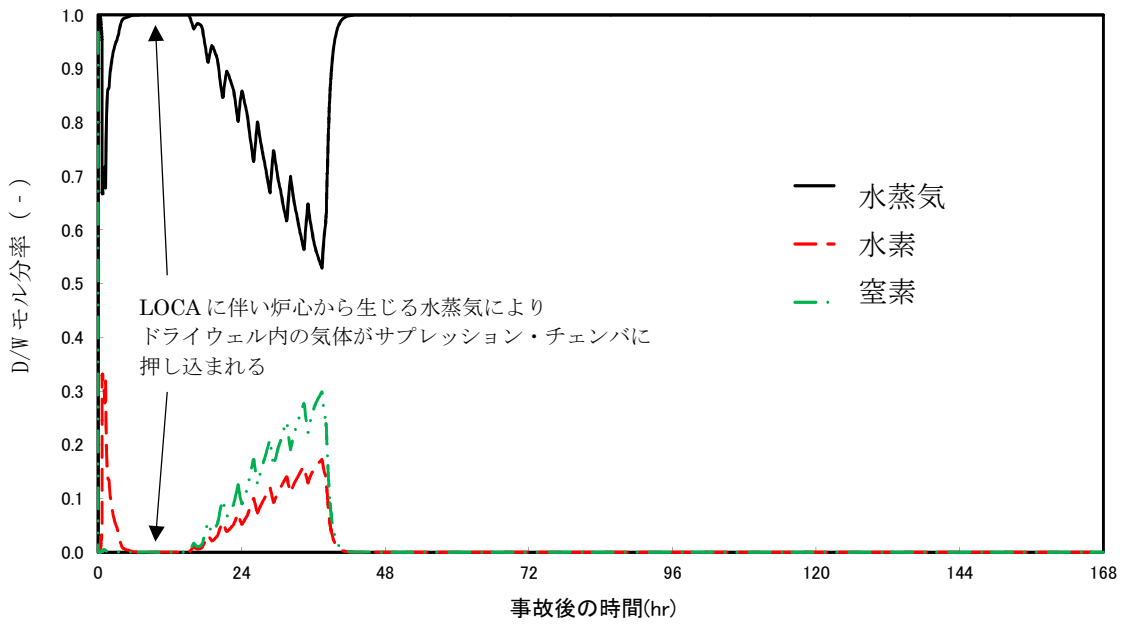


大破断 LOCA (申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞)

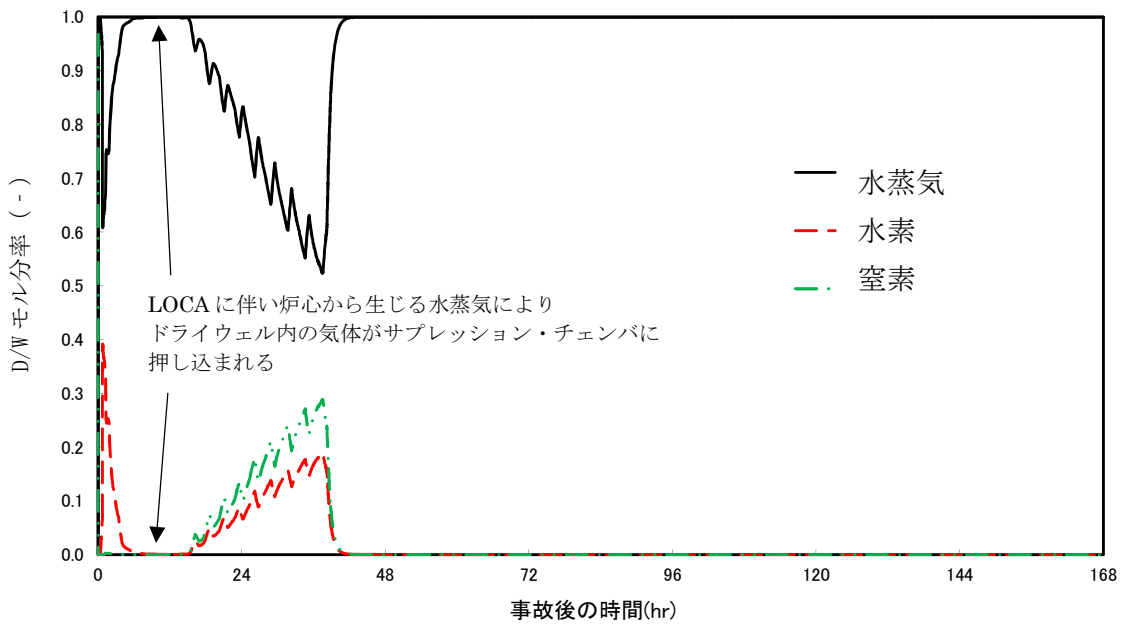


大破断 LOCA (感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞)

図 4 格納容器温度の比較



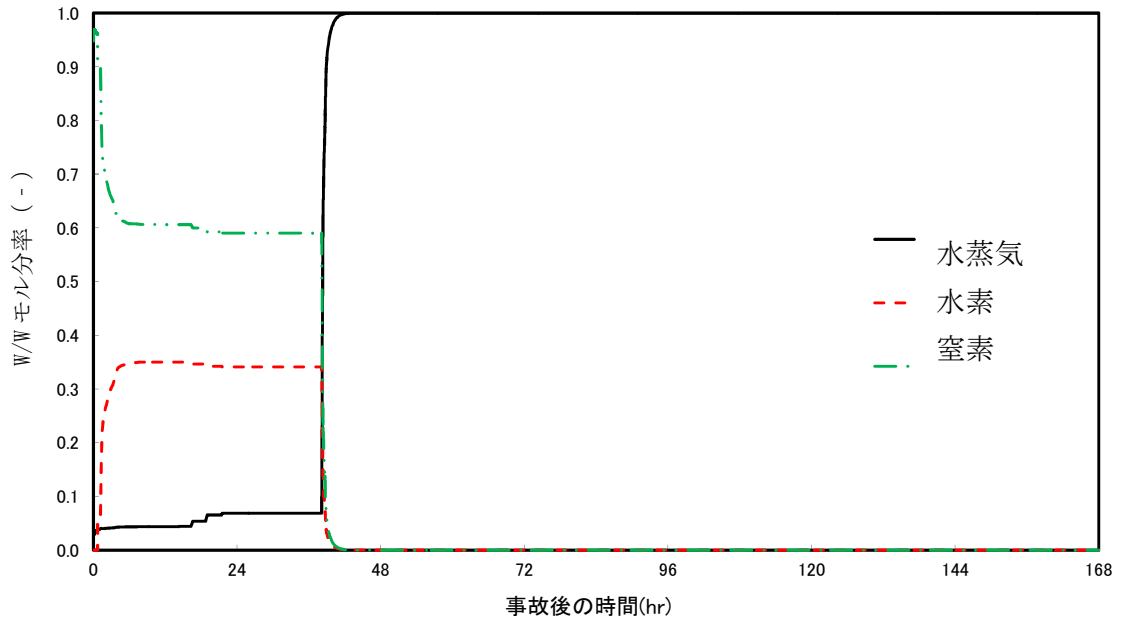
大破断 LOCA (申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞)



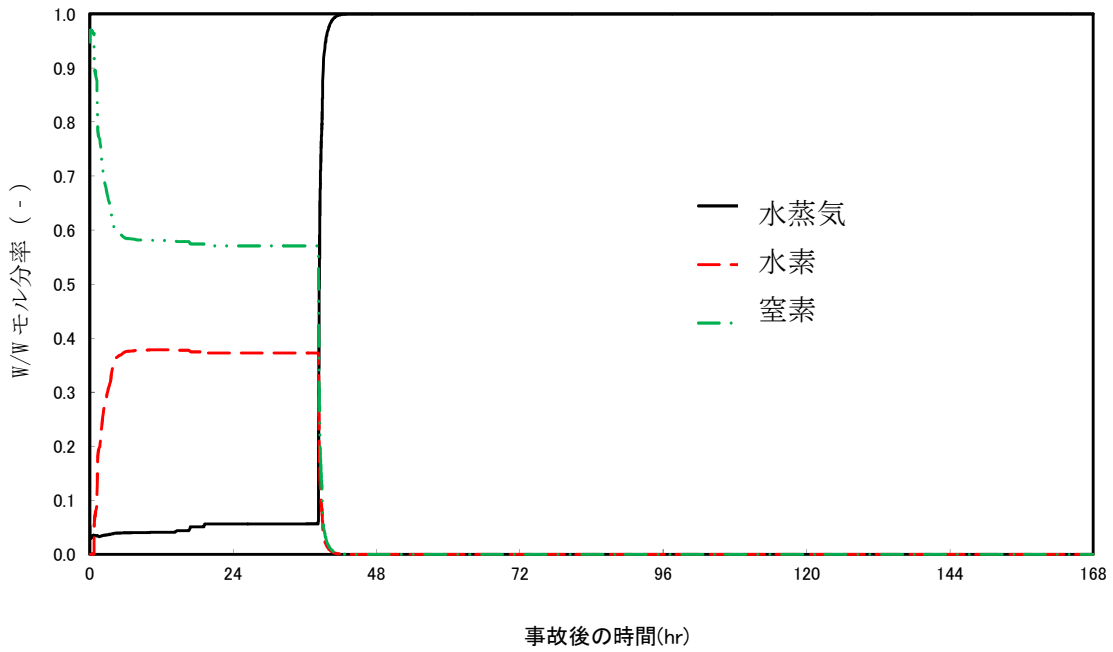
大破断 LOCA (感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞)

図5 ドライウェル気相濃度の比較





大破断 LOCA (申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞)



大破断 LOCA (感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞)

図 6 ウェットウェル気相濃度の比較

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において代替循環冷却系を使用しない場合における Cs-137 放出量評価について

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において代替循環冷却系を使用しない場合における Cs-137 の放出量は以下のとおりとなる。

なお、Cs-137 の炉内内蔵量の評価の前提条件を表 1 に示す。

(1) Cs-137 の放出量 (TBq) の算出

Cs-137 の放出量は、以下の式により算出される。

$$\text{大気中への Cs-137 の放出量 (Bq)} = f_{\text{Cs}} \times \text{Bq}_{\text{Cs-137}} \times (1/\text{DF}) \quad \dots \quad (1)$$

一方、原子炉格納容器からのセシウムの放出割合 ( $f_{\text{Cs}}$ ) は、CsI 及び CsOH の放出割合より、以下の式により算出される。なお、Cs-137 の炉内内蔵量は ORIGEN コード、原子炉格納容器からの CsI 及び CsOH の放出割合は MAAP コードにて算出している。

$$f_{\text{Cs}} = (M_{\text{CsI}} + M_{\text{CsOH}}) / M_{\text{Cs}} \quad \dots \quad (2)$$

$$M_{\text{CsI}} = W_{\text{Cs}} \times (M_{\text{I}} / W_{\text{I}}) \times f_{\text{CsI}} \quad \dots \quad (3)$$

$$M_{\text{CsOH}} = (M_{\text{Cs}} - W_{\text{Cs}} \times (M_{\text{I}} / W_{\text{I}})) \times f_{\text{CsOH}} \quad \dots \quad (4)$$

(2) ~ (4) 式より

$$f_{\text{Cs}} = f_{\text{CsOH}} + (M_{\text{I}} / M_{\text{Cs}}) \times (W_{\text{Cs}} / W_{\text{I}}) \times (f_{\text{CsI}} - f_{\text{CsOH}}) \quad \dots \quad (5)$$

$f_{\text{Cs}}$  : 原子炉格納容器からのセシウムの放出割合

$f_{\text{CsI}}$  : 原子炉格納容器からの CsI の放出割合 ※

$f_{\text{CsOH}}$  : 原子炉格納容器からの CsOH の放出割合 ※

$M_{\text{CsI}}$  : CsI に含まれる Cs 量

$M_{\text{CsOH}}$  : CsOH に含まれる Cs 量

$M_{\text{I}}$  : よう素の初期重量 = 29.1 kg

$M_{\text{Cs}}$  : セシウムの初期重量 = 382.9 kg

$W_{\text{I}}$  : よう素の分子量 = 131 (kg/kmol)

$W_{\text{Cs}}$  : セシウムの分子量 = 133 (kg/kmol)

$\text{Bq}_{\text{Cs137}}$  : Cs-137 の原子炉圧力容器内内蔵量 (Bq) =  $5.2 \times 10^{17}$

DF : 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置の除染係数 = 1000

※原子炉格納容器内のエアロゾル状の放射性物質の低減効果（サプレッション・チェンバのスクラビングによる除染係数等）を考慮した MAAP コードでの評価値（別紙参照）

(2) 計算結果

サプレッション・チェンバのラインを經由し，格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置を用いた場合のCs-137の放出量は(1)，(5)式より以下のとおりとなる。

$$f_{Cs} = f_{Cs0H} + (M_I / M_{Cs}) \times (W_{Cs} / W_I) \times (f_{CsI} - f_{Cs0H})$$

$$f_{Cs} = 2.706 \times 10^{-6} + (29.1 / 382.9) \times (133 / 131) \times (1.308 \times 10^{-6} - 2.706 \times 10^{-6})$$

$$= 2.60 \times 10^{-6}$$

$$\text{Cs-137 の放出量 (Bq)} = f_{Cs} \times Bq_{Cs-137} \times (1/DF)$$

$$= 2.60 \times 10^{-6} \times 5.2 \times 10^{17} \times (1/1000)$$

$$= \text{約 } 1.4 \times 10^{-3} \text{ TBq}$$

ドライウエルのラインを經由し，格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置を用いた場合のCs-137の放出量は(1)，(5)式より以下のとおりとなる。

$$f_{Cs} = f_{Cs0H} + (M_I / M_{Cs}) \times (W_{Cs} / W_I) \times (f_{CsI} - f_{Cs0H})$$

$$f_{Cs} = 3.908 \times 10^{-3} + (29.1 / 382.9) \times (133 / 131) \times (2.503 \times 10^{-3} - 3.908 \times 10^{-3})$$

$$= 3.80 \times 10^{-3}$$

$$\text{Cs-137 の放出量 (Bq)} = f_{Cs} \times Bq_{Cs-137} \times (1/DF)$$

$$= 3.80 \times 10^{-3} \times 5.2 \times 10^{17} \times (1/1000)$$

$$= \text{約 } 2.0 \text{ TBq}$$

表1 Cs-137の炉内内蔵量の評価の前提条件

項目	値	設定根拠
運転時間 (h)	1 サイクル：10,000h (416日) 2 サイクル：20,000h 3 サイクル：30,000h 4 サイクル：40,000h 5 サイクル：50,000h	1 サイクル13ヶ月(395日)を考慮して，燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229 (200体) 2 サイクル：0.229 (200体) 3 サイクル：0.229 (200体) 4 サイクル：0.229 (200体) 5 サイクル：0.084 (72体)	取替炉心の燃料装荷割合に基づく (ABWRの値を用いて，炉心内蔵量を計算し，熱出力3,926MWで規格化する。)

## 大破断 LOCA 時における放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合について

図 1 に、NUREG-1465 における放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合（BWR プラント, Early In-Vessel）と、大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオの MAAP 解析における放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合を示す。図 1 から分かるとおり、よう素及びセシウムの原子炉格納容器内への放出割合については、MAAP 解析の方が NUREG-1465 より大きくなっている。希ガスについては、MAAP 解析では全量が原子炉格納容器内に放出されてはいないが、これは損傷炉心の終状態においても、炉心内に健全な状態の燃料が一部残されるためである（添付資料 3.1.2.2）。

MAAP 解析においては、放射性物質が原子炉格納容器内に放出された後、原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、希ガスを除き、格納容器スプレイやサブプレッション・チェンバ・プールでのスクラビング等により除去される。このため、格納容器ベント実施後、事象発生後 7 日間で原子炉格納容器外に放出されるよう素及びセシウムの放出割合は、 $10^{-6}$  オーダーとなる。

なお、中・低揮発性の核種グループについては、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故での観測事実をふまえ、格納容器ベント実施後に格納容器外に放出される割合について、MAAP 解析の結果から得られたセシウムの原子炉格納容器外への放出割合及び NUREG-1465 における原子炉格納容器内への放出割合の比（例 セシウム:0.25 に対しランタノイド:0.0002）を利用して放出割合を評価し、中央制御室の居住性評価や現場の作業環境評価に用いている。

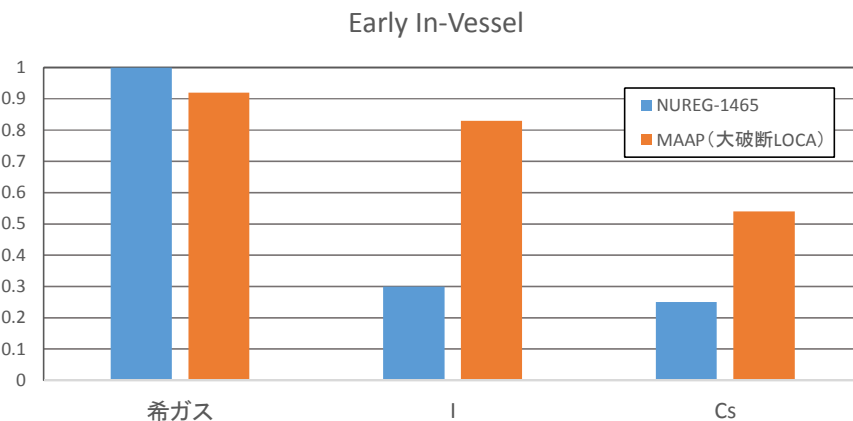


図 1 原子炉格納容器内への放出割合の比較

## 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について

本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では、厳しい事象を想定した場合でも、原子炉格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。

原子炉建屋内の換気空調系によって原子炉建屋を負圧にする場合、原子炉建屋内の放射性物質は換気空調系を経由して大気中に放出されるが、原子炉建屋から大気中への漏えいを能動的に防止することができる。一方、原子炉建屋内の換気空調系を停止する場合は、原子炉建屋からの漏えいを能動的に防止する効果は無くなるが、換気空調系を経由した放出が無くなる。本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では後者、すなわち、原子炉建屋の換気空調系を停止する状況を想定している。

本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器は健全であると評価していることから、原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建屋内で凝縮され原子炉建屋空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建屋内の換気空調系は停止しているため、原子炉建屋内空間部と外気との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殆どないものと考えられる。さらに、原子炉格納容器内から原子炉建屋に漏えいし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ものと考えられる。

これらのことから、原子炉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、原子炉格納容器から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、原子炉建屋内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。

以下では、上述の状況に係わらず、保守的に原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを仮定した場合の放出量を示す。

## 1. 評価条件

- (1) 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」に対し、格納容器ベントによって原子炉格納容器除熱を実施する場合について評価する。
- (2) 格納容器からの漏えい量は、MAAP 解析上で格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、開口面積は以下のように設定する。なお、エアロゾル粒子は格納容器外に放出される前に貫通部内で大部分が捕集されることが実験的に確認されていることから、本評価に当たっては、格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果 (DF450) を考慮した。
  - ・ 1Pd 以下 : 0.9Pd で 0.4%/日 相当
  - ・ 1~2Pd : 2.0Pd で 1.3%/日 相当
- (3) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、原子炉建屋の換気空調系停止時の原子炉建屋から大気中への漏えい率を 10%/日 (一定) とした。(詳

細は「3. 補足事項」参照)

- (4) 原子炉建屋内での放射エネルギーの時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

## 2. 評価結果

原子炉建屋から大気中への放射性物質 (Cs-137) の漏えい量は約 0.017TBq (7 日間) となる。

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漏えい量は制限され、更に原子炉建屋から大気中への漏えいにおいても一定の漏えい率に制限されるため、放射性物質の漏えい量は抑制される。

この評価結果は「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」に示すドライウエルのラインを經由した場合の放出量約 2.0TBq (7 日間) に比べて十分に小さい。

### 3. 補足事項

原子炉建屋から大気中への漏えい率は、建屋周辺の風速によって原子炉建屋内と建屋外に差圧が生じ、放射性物質を含む原子炉建屋内の気体が建屋外へ漏えいすると仮定して評価する。

(1) 式に建屋周辺の風速と建屋差圧（風荷重）の関係を示す。

$$\Delta P = -C \times \rho \times v^2 / 2 \quad \dots (1)$$

$\Delta P$  : 風荷重 (kg/m<sup>2</sup>)

$C$  : 風力係数 (-0.4)

$\rho$  : 空気密度 (0.125kg/m<sup>3</sup>: 大気圧 101kPa, 大気温度 15°C)

$v$  : 風速 (3.1m/s)

(敷地内で観測した 1985 年 10 月～1986 年 9 月の地上高 10m 風速観測結果から、平均風速である 3.1m/s を選定)

出典：建築学便覧Ⅱ 構造

次に、差圧と原子炉建屋の漏えい率の相関式を (2) 式に示す。

$$f \propto \sqrt{\Delta P} \quad \dots (2)$$

$f$  : 原子炉建屋の漏えい率 (回/日)

$\Delta P$  : 差圧 (mmH<sub>2</sub>O)

なお、1mmH<sub>2</sub>O=1kg/m<sup>2</sup>

原子炉建屋は、建屋負圧 6.4mmH<sub>2</sub>O で漏えい率が 0.5 回/日以下になるように設計されているため、実風速による建屋差圧と漏えい率の関係は (3) 式のようなになる。

$$f_1 = f_0 \times \sqrt{(\Delta P_1 / \Delta P_0)} \quad \dots (3)$$

$f_1$  : 実風速時の漏えい率 (回/日)

$f_0$  : 原子炉建屋の設計漏えい率 (0.5 回/日)

$\Delta P_1$  : 実風速時の建屋差圧 (0.3mmH<sub>2</sub>O)

$\Delta P_0$  : 原子炉建屋の設計建屋差圧 (6.4mmH<sub>2</sub>O)

以上より、建屋周辺の風速によって生じる原子炉建屋からの漏えい率は 10%/日 (0.1 回/日) となる。

以上

## 安定状態について（代替循環冷却系を使用しない場合）

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において代替循環冷却系を使用しない場合における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でき，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。

原子炉格納容器安定状態：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原子炉格納容器除熱機能（格納容器圧力逃がし装置又は代替循環冷却系）により，格納容器圧力及び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）によ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。

原子炉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又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を開始することで，格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり，格納容器温度は 150℃を下回り，原子炉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，また，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】

上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。

代替循環冷却系又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行い，原子炉格納容器を隔離することによって，安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。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 原子炉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復旧による冷却への移行
- ② 原子炉格納容器内の水素・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原子炉格納容器内への窒素封入（パージ）
- ③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源），冷却水系等の復旧
- ④ 長期的に維持される原子炉格納容器の状態（温度・圧力）に対し，適切な地震力に対する原子炉格納容器の頑健性の確保  
（添付資料 2.1.1 別紙 1 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しない場合）））

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

【MAAP】 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） 溶解炉心の挙動モデル（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。	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（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、炉心溶融時間に対する感度は小さいことが確認されている。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による炉心への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による炉心注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等のパラメータを操作開始の起点としている操作ではないことから、運転員等操作に与える影響はない。また、格納容器スプレイ操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器内温度及び圧力挙動への影響は小さいことが確認されていることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	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。また、炉心ヒートアップに関するモデルに対する感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、格納容器内温度及び圧力挙動への影響は小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料棒表面熱伝達		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。		
	燃料被覆管酸化		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。		
	燃料被覆管変形		<ul style="list-style-type: none"> <li>・TQUV、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</li> <li>・下部プレナムへのリロケーション開始時刻は、ほぼ変化しない</li> </ul>		
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	TQUX 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。	炉心モデル（炉心水位計算モデル）は SAFER コードとの比較により、急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下について、一時的に低いより水位に到達すること、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は SAFER コードと同等であることが確認されている。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による炉心への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による炉心注水（電源の確保含む）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操作ではないことから、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 SAFER コードとの比較により、急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下について、一時的に低いより水位に到達することが確認されているが、長期的な挙動は崩壊熱の影響が支配的となるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
気液分離（水位変化）・対向流	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である</li> </ul>				
原子炉圧力容器	E C C S 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。

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

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉格納容器	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が確認されているが、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温度の傾向を適切に再現できているため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置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、その差異は小さいため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置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が確認されているが、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温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 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いるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	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。
	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。
原子炉圧力容器内FP挙動	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、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。	核分裂生成物(FP)挙動モデルはFP 放出の開始時間に関する基本的なモデルについてはPHEBUS-FP 実験解析において、実機体系により妥当性が確認されているが、燃料被覆管破裂後のFP 放出挙動に関しては小規模体系の模擬性が原因によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられるが、炉心損傷後の圧力容器内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。	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が確認されている。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、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。	
原子炉格納容器内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が、炉心損傷後の格納容器内FP 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が確認されている。したがって、Cs-137 の観点で評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、本評価事故シーケンスにおける格納容器逃がし装置等によるCs-137 の総放出量は、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・チェンバのラインを経由した場合は約 $1.4 \times 10^{-3}$ TBq(7日間)であり、評価項目に対して余裕がある。	

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（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しない場合）））（1/3）

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	原子炉熱出力	3,926MWt	3,924MWt 以下 (実績値)	原子炉熱出力のゆらぎを考慮した運転管理目標値を参考に最確条件を包絡できる条件を設定。	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。
	原子炉圧力	7.07MPa[gage]	約 7.05[gage] ～約 7.12MPa[gage] (実測値)	定格原子炉圧力として設定。	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うるが、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く、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	通常運転水位 (セパレータスカート下端から約+118cm～約+120cm) (実測値)	通常運転時の原子炉水位として設定。	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うるが、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、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約 20 分で通常運転水位約 -4m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 -10mm であり非常に小さい。従って、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。
	炉心流量	52,200t/h (定格流量 (100%))	定格流量の約 91～約 110% (実測値)	定格流量として設定。	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く、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含されることから、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、両型式の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	ANSI/ANS-5.1-1979 平均的燃焼度約 30Gwd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を確保することで、最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、格納容器スプレイ及び格納容器ベント操作の開始が遅くなるが、操作手順(格納容器圧力に応じて格納容器ベントを実施すること)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。
	格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	7,350m <sup>3</sup> (設計値)	ドライウエル内体積の設計値(全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)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く、運転員等操作時間に与える影響はない。
	格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部：5,960m <sup>3</sup> 液相部：3,580m <sup>3</sup>	空間部： 約 5,980～約 5,945m <sup>3</sup> 液相部： 約 3,560～約 3,595m <sup>3</sup> (実測値)	ウェットウエル内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)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うるが、ゆらぎによる格納容器容積(ウェットウエル)の液相部(空間部)の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、通常時の液相部の熱容量は約 3,600m <sup>3</sup> 相当分であるのに対して、ゆらぎによる容積減少分の熱容量は約 20m <sup>3</sup> 相当分であり、その減少割合は通常時の約 0.6%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
	サプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (NWL)	約 7.01m～約 7.08m (実測値)	通常運転時のサプレッション・チェンバ・プール水位として設定。	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うるが、ゆらぎによるサプレッション・チェンバ・プール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位時(7.05m)の熱容量は約 3,600m <sup>3</sup> 相当分であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.04m)の熱容量は約 20m <sup>3</sup> 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約 0.6%程度と非常に小さい。従って、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。
	サプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	約 30℃～35℃ (実測値)	通常運転時のサプレッション・チェンバ・プール水温の上限値を、最確条件を包絡できる条件として設定。	最確条件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、格納容器圧力上昇が遅くなり、格納容器スプレイ及び格納容器ベント操作の開始が遅くなるが、その影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

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

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	格納容器圧力	5.2kPa[gage]	約3kPa[gage] ～約7kPa[gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力として設定。	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るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇量が格納容器ベント時間に与える影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が初期ピーク値に達するまでの圧力上昇率（平均）は1時間あたり約50kPa（約10.3時間で約0.56MPa）であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり非常に小さい。従って、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るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇量が格納容器ベント時間に与える影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が初期ピーク値に達するまでの圧力上昇率（平均）は1時間あたり約50kPa（約10.3時間で約0.56MPa）であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり非常に小さい。従って、事象進展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。
	格納容器温度	57℃	約30℃～約60℃ (実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定。	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るが、格納容器温度は格納容器スプレイにより飽和温度となることから、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るが、格納容器温度は格納容器スプレイにより飽和温度となることから、初期温度が事象進展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。
	真空破壊装置	3.43kPa (ドライウェル-サプレッション・チェンバ間差圧)	3.43kPa (ドライウェル-サプレッション・チェンバ間差圧) (設計値)	真空破壊装置の設定値。	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く、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	外部水源の温度	50℃(事象開始12時間以降は45℃,事象開始24時間以降は40℃)	約30℃～約50℃ (実測値)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定。	最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、格納容器圧力上昇に対する格納容器スプレイによる圧力抑制効果は大きくなり、間欠スプレイの間隔に影響する。しかし本解析ではスプレイ間隔は炉心冠水操作に依存していることから運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、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、格納容器圧力上昇に対する格納容器スプレイによる圧力抑制効果は大きくなり、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置の操作開始時間が遅くなるが、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21,400m <sup>3</sup>	21,400m <sup>3</sup> 以上 (淡水貯水池水量+復水貯蔵槽水量)	淡水貯水池及び通常運転中の復水貯蔵槽の水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件とした場合には、解析条件よりも水源容量の余裕は大きくなる。また、事象発生12時間後からの可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による補給により復水貯蔵槽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2,240kL	2,240kL以上 (軽油タンク容量+ガスタービン発電機用燃料タンク容量)	通常時の軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料タンクの運用値を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件とした場合には、解析条件よりも燃料容量の余裕は大きくなる。また、事象発生直後から最大負荷運転を想定しても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。	—

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

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			
事故条件	起因事象	大破断 LOCA （残留熱除去系の吸込配管の破断）	—	原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定。	—
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	—	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定。	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く、運転員等操作時間に与える影響はない。
	外部電源	外部電源なし	—	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定。	仮に、外部電源がある場合は、注水開始時間が早くなり、格納容器圧力・温度の挙動は低く推移することから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。
	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ることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。
機器条件	原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定。	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く、運転員等操作時間に与える影響はない。
	低圧代替注水系（常設）	最大 300m <sup>3</sup> /h で注水、その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	最大 300m <sup>3</sup> /h で注水、その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定。	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可能性がある。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ため、運転員等操作時間に与える影響はない。
	代替格納容器スプレイ冷却系	140m <sup>3</sup> /h にてスプレイ	140m <sup>3</sup> /h 以上でスプレイ	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定。	スプレイ流量は運転員による調整が行われ、その増減により圧力抑制効果に影響を受けるが、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。
	格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が 0.62MPa[gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作（流路面積50%開）にて除熱	格納容器圧力が 0.62MPa[gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作（流路面積50%開）にて除熱	格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の設計値を考慮して、格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定。	実際の流量が解析より多い場合、格納容器ベントによる格納容器圧力の低下が早くなり、その後の圧力挙動も低く推移することになるが、運転員等操作時間に与える影響はない。

表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（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しない場合）（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	
	解析上の操作開始時間							
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方						
操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	事象発生70分後	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定	<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圧系統の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断し、これにより常設代替交流電源設備及び低圧代替注水系（常設）の準備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、認知遅れ等により操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 常設代替交流電源設備からの受電操作のために、中央制御室にて常設代替交流電源設備からの受電準備を行う運転員と、現場にて常設代替交流電源設備からの受電準備を行う運転員（現場）と、常設代替交流電源設備の起動操作等を行う運転員（現場）が配置されている。常設代替交流電源設備からの受電準備を行う運転員及び運転員（現場）は、常設代替交流電源設備からの受電準備のための負荷切り離し操作を行っている期間、他の操作を担っていない。このため、要員配置が操作開始時間に与える影響はなし。また、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、中央制御室での操作のみであり、運転員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】 常設代替交流電源設備からの受電準備を行う運転員（現場）は、中央制御室から操作現場である原子炉建屋地下1階まで通常5分間程度で移動可能であるが、移動時間としては余裕を含めて10分間を想定している。常設代替交流電源設備の起動操作等を行う運転員（現場）は、屋外に移動するが、移動時間としては徒歩の所要時間に余裕を加味し10分間を想定している。このため、移動が操作開始時間に与える影響はない。また、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については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】 常設代替交流電源設備の起動操作等を行う運転員（現場）、常設代替交流電源設備からの受電準備を行う運転員及び運転員（現場）の操作内容及び操作所要時間は以下のとおり。これらの作業は並行して行うため、操作所要時間は最長で50分間となる。</p> <p>[起動操作等を行う運転員（現場）：操作所要時間；合計40分間]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 常設代替交流電源設備の起動前の油漏れ、配電盤等の健全性確認の所要時間に10分間を想定</li> <li>● 燃料バルブの開操作、給・排気扉開操作等の常設代替交流電源設備の起動準備の所要時間に10分間を想定</li> <li>● 常設代替交流電源設備の起動、起動後の運転確認及び常設代替交流電源設備側の遮断操作の所要時間に20分間を想定</li> </ul> <p>[受電準備を行う運転員（現場）：操作所要時間；合計50分間]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 常設代替交流電源設備からの受電前準備として、負荷抑制のための切り離し操作を行う。操作対象が20個程度であり、1個あたりの操作時間に移動時間を含めて2分間程度を想定し、操作の所要時間は40分間を想定</li> <li>● 常設代替交流電源設備の起動及び緊急用交流高圧母線の遮断器の投入後の非常用交流高圧電源母線の受電操作の所要時間に10分間を想定</li> </ul> <p>[運転員（中央制御室）：操作所要時間；合計35分間]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 常設代替交流電源設備からの受電前準備として、負荷抑制のための切り離し及び操作スイッチの引き保持等の所要時間に20分間を想定</li> <li>● 非常用交流高圧電源母線の受電操作後に、中央制御室での受電確認及び低圧代替注水系（常設）の注水準備操作の所要時間に15分間を想定</li> </ul> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水準備の操作は、復水補給水系の隔離弁（1弁）の開操作による系統構成、低圧代替注水系（常設）の追加起動であり、何れも中央制御室における制御盤の操作スイッチによる操作のため、1操作に1分間を想定し、合計2分間であり、それに余裕時間を含めて操作時間5分を想定。</p> <p>【他の並列操作有無】 常設代替交流電源設備の起動操作等を行う運転員（現場）と常設代替交流電源設備からの受電準備を行う運転員（現場）の並列操作はあるが、それを加味して操作の所要時間を算定しているため、操作開始時間に与える影響はない。また、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、常設代替交流電源設備からの受電操作における非常用母線への受電操作と同時に実施する。</p> <p>【操作の確実さ】 現場操作は、操作の信頼性の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時間が長くなる可能性は低い。また、中央制御室内の制御盤操作は、操作スイッチ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>常設代替交流電源設備からの受電操作について実態の運転操作は、認知に10分間、移動に10分間、操作所要時間に50分間の合計70分間であり、解析上の受電完了時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、常設代替交流電源設備からの受電操作と同時に実施するため、受電操作の影響を受けるが、実態の操作時間は、解析上の操作開始時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。</p>	<p>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>事象発生から90分後（操作開始時間の20分程度の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始できれば、評価項目を満足する結果となり、時間余裕がある。なお、格納容器ベント時におけるCs放出量については燃料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じであるため、放出量に与える影響は小さい。（添付資料3.1.3.7）</p>	<p>常設代替交流電源設備からの受電操作は、訓練実績等より、運転員による常設代替交流電源設備の起動操作、並びに現場及び中央制御室の運転員による受電前準備及び受電操作を並行して実施し、想定と同じ約70分で常設代替交流電源設備からの受電が実施可能であることを確認した。低圧代替注水系（常設）の操作は中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では、復水移送ポンプを起動し、低圧代替注水系（常設）の原子炉注水のための系統構成を約2分で実施。常設代替交流電源設備からの受電操作と本操作を並行して実施することで事象発生後70分に原子炉注水操作の開始が実施可能なことを確認した。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>

表3 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕(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しない場合) (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	
	解析上の操作開始時間							
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方						
操作条件	代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作	破断口まで水位回復後, 格納容器温度約190℃到達時	格納容器限界温度到達防止を踏まえて設定	<p><b>【認知】</b> 格納容器スプレイの操作実施基準(炉心冠水後かつ格納容器温度約190℃)に到達するのは事象発生約2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開始時間に与える影響はなし。</p> <p><b>【要員配置】</b> 中央制御室内での操作のみであり, 運転員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><b>【移動】</b> 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><b>【操作所要時間】</b> 低圧代替注水系(常設)から代替格納容器スプレイ冷却系への切替えは制御盤の操作スイッチによる操作のため, 簡易な操作である。操作時間は特に設定していないが, 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><b>【他の並列操作有無】</b> 原子炉への注水が優先であり, 原子炉水位が破断口高さ到達後に, 低圧代替注水系(常設)から代替格納容器スプレイ冷却系へ切替えることとしており, 原子炉注水の状況により, 代替格納容器スプレイの操作開始時間は変動しうる。</p> <p><b>【操作の確実さ】</b> 中央制御室内の制御盤の操作スイッチ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>解析結果は破断口まで水位回復前に既に格納容器温度は約190℃を超えており, 実態の操作も解析上も原子炉水位が破断口高さ到達後に低圧代替注水系(常設)から代替格納容器スプレイ冷却系へ切替えることとしており, 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れる可能性があるが, 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>また, 代替格納容器スプレイへの切替後, 原子炉水位が低下し原子炉水位低(レベル1)に到達した場合, 低圧代替注水系(常設)へ切替を行う。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。また, 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>原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は破断口まで水位回復後, 格納容器温度約190℃到達後となり, 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>事象発生から90分後(操作開始時間の20分程度の遅れ)に低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開始した場合の解析では, 格納容器スプレイ開始のタイミングは約2.3時間後であることから, 現行の2時間に対して約20分程度の準備時間を確保できるため, 時間余裕がある。 (添付資料3.1.3.7)</p>	<p>中央制御室における操作のため, シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では, 復水移送ポンプの起動を確認し, 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却のための系統構成に約2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>

表3 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (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しない場合) (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
	解析上の操作開始時間						
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
復水貯蔵槽への補給	事象発生から12時間後	可搬型設備に関して, 事象発生から12時間までは, その機能に期待しないと仮定	復水貯蔵槽への補給までの時間は, 事象発生から12時間あり十分な時間余裕がある。	—	—	—	復水貯蔵槽への補給は, 淡水貯水池から防火水槽への補給と可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による防火水槽から復水貯蔵槽への補給を並行して実施する。淡水貯水池から防火水槽への補給の系統構成は, 所要時間 90 分想定のところ, 訓練実績等により約 70 分で実施可能なこと, 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による防火水槽から復水貯蔵槽への補給のホース敷設等の注水準備は, 所要時間 180 分想定のところ, 訓練実績等により約 135 分であり, 想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。
操作条件 各機器への給油 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及び常設代替交流電源設備)	事象発生から12時間後以降, 適宜	各機器への給油は, 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	各機器への給油開始までの時間は, 事象発生から12時間あり十分な時間余裕がある。	—	—	—	有効性評価では, 防火水槽から復水貯蔵槽への補給用の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6号及び7号炉:各3台) 及び常設代替交流電源設備 (6号及び7号炉で1台) への燃料給油を期待している。 各機器への給油準備作業について, 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) への燃料給油準備 (現場移動開始からタンクローリー (4kL, 16kL) への補給完了まで) は, 所要時間 90 分のところ訓練実績等では約 82 分, 常設代替交流電源設備への燃料給油準備は, 所要時間 120 分のところ訓練実績等では約 95 分で実施可能なことを確認した。 また, 各機器への燃料給油作業は, 各機器の燃料が枯渇しない時間間隔 (許容時間) 以内で実施することとしている。 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) への燃料給油作業は, 許容時間 180 分のところ訓練実績等では約 96 分, 常設代替交流電源設備への燃料給油作業は, 許容時間 540 分のところ訓練実績等では約 135 分であり, 許容時間内で意図している作業が実施可能であることを確認した。



表3 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕(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しない場合) (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	
	解析上の操作開始時間							
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方						
操作条件	格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.62MPa[gage] 到達前	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定	<p>【認知】 炉心損傷後の格納容器ベントの操作実施基準(格納容器圧力 0.62MPa[gage])に到達するのは、事象発生の約 38 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開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントは、中央制御室における操作と現場における操作が必要であるが、現場の操作は中央制御室で行う操作とは別の運転員(現場)及び緊急時対策要員を配置している。当該の運転員(現場)及び緊急時対策要員は、他の作業を兼任しているが、それらの作業は事象発生の約 38 時間後までに行う作業であり、格納容器ベントの操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 運転員(現場)は、中央制御室から操作現場である二次格納施設外までのアクセスルートは、通常 10 分程度で移動可能であるが、それに余裕時間を加えて操作所要時間を想定している。緊急時対策要員は、緊急時対策本部から操作現場へ車にて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の場合に、アクセスルートの被害があっても、ホイールローダ等にて必要なアクセスルートを仮復旧できる宿直の体制としており、また、徒歩による移動を想定しても所要時間は約 1 時間であり、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】 緊急時対策要員の格納容器ベント準備操作(格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置水位調整準備)は、現場での手動弁 4 個の操作に移動時間を含めて 60 分間を想定している。また、中央制御室における格納容器ベント準備操作は、他系統との隔離操作及び隔離確認と 1 弁の遠隔開操作に、余裕時間を含め 60 分間の操作時間を想定している。何れも準備操作として予め行うため、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>運転員(現場)による格納容器ベント操作は、伸縮継手を用いた 1 弁の手動操作であり、移動時間及び余裕時間を含め 60 分間を想定している。本操作は、格納容器圧力の上昇傾向を監視した上で、格納容器圧力が 0.62MPa[gage]に到達する予定時刻の 60 分以上前から実施する。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】 格納容器ベントの操作時に、当該操作に対応する運転員、緊急時対策要員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室における操作は、制御盤の操作スイッチ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。また、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操作実施基準(格納容器圧力 0.62MPa[gage])に到達するのは、事象発生の約 38 時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格納容器の圧力上昇の傾向を監視しながら予め操作が可能である。また、格納容器ベント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、格納容器圧力 0.62MPa[gage]に至るまでに確実に原子炉格納容器除熱操作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。</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れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員(現場)及び緊急時対策要員を配置しており、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、格納容器圧力 0.62MPa[gage]に至るまでに確実に原子炉格納容器除熱操作を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小さい。</p>	<p>格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約 38 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>現場モックアップ等による実績では、格納容器ベント準備操作の原子炉格納容器二次隔離弁の伸縮継手による開操作に、状況確認及び移動時間を含め約 10 分の操作時間で完了する見込みを得た。格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置水位調整準備は、設備設置中のため、同様の弁の手動操作時間を考慮して、移動時間を含めて 60 分の操作時間で完了する見込みを得た。また、格納容器ベント操作は、伸縮継手を用いた原子炉格納容器一次隔離弁の手動操作であり移動時間含め約 30 分の操作時間で完了する見込みを得た。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>

## 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 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」では、大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系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。原子炉水位低下により炉心は露出し、事象発生約 0.3 時間後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K (727°C) に到達し、炉心損傷が開始する。有効性評価では、事象発生から 70 分経過した時点で、常設代替交流電源設備による電源供給を開始し、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、炉心は再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、注水開始時間を有効性評価における設定よりも 20 分遅延（事象発生 90 分後に原子炉注水を開始）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）※の発生有無を評価した。表 1 に感度解析の評価結果を示す。また、操作 20 分遅れのケースの原子炉水位及び注水流量の推移を図 1, 2 に示す。

操作 20 分遅れの場合においても、損傷炉心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。

※ここで言う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に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、格納容器スプレイ開始時間及び格納容器限界圧力・限界温度の到達時間を評価した。表 2 に感度解析の評価結果を示す。また、操作 20 分遅れのケースにおける格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図 3, 4 に示す。

操作 20 分遅れの場合において、原子炉注水開始の遅れに伴い格納容器スプレイの開始時間は遅くなるが、図 3, 4 に示すとおり、格納容器スプレイ開始後は格納容器の圧力・温度は制御される。また、操作 20 分遅れの場合においても、格納容器限界圧力に到達する時間は、有効性評価のケースと同じ約 38 時間後であり、格納容器圧力及び温度の上昇傾向への影響はほぼない。

### 3. まとめ

操作 20 分遅れの場合においても，有効性評価のケースと同様に，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，有効性の確認された 20 分程度の遅れの余裕がある。

表 1. 原子炉圧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
有効性評価のケース (事象発生 70 分後に原子炉注水開始)	炉心位置に保持 (リロケーションは発生しない)
操作 20 分遅れのケース (事象発生 90 分後に原子炉注水開始)	炉心位置に保持 (リロケーションは発生しない)

表 2. 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	格納容器スプレイ開始時間	格納容器限界圧力・限界温度 の到達時間 (格納容器ベント開始時間)
有効性評価のケース (事象発生 70 分後に 原子炉注水開始)	約 2.0 時間後	約 38 時間後 (格納容器限界圧力 0.62MPa [gage] に到達)
操作 20 分遅れのケース (事象発生 90 分後に 原子炉注水開始)	約 2.3 時間後	約 38 時間後 (格納容器限界圧力 0.62MPa [gage] に到達)

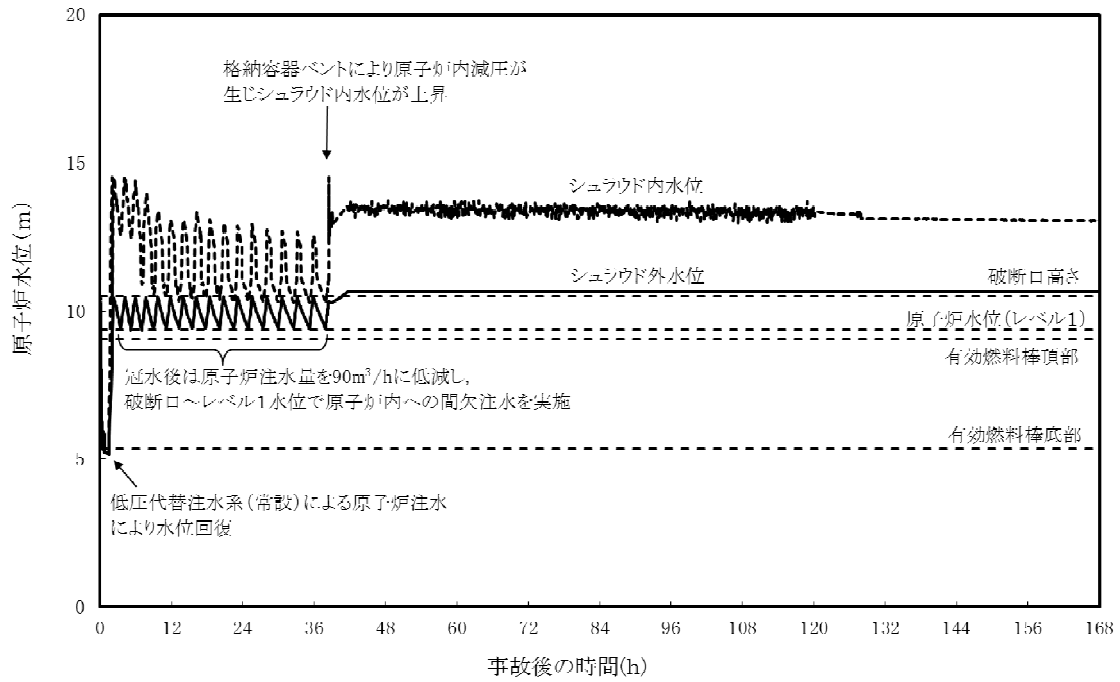


図 1. 操作 20 分遅れのケースにおける原子炉水位の推移

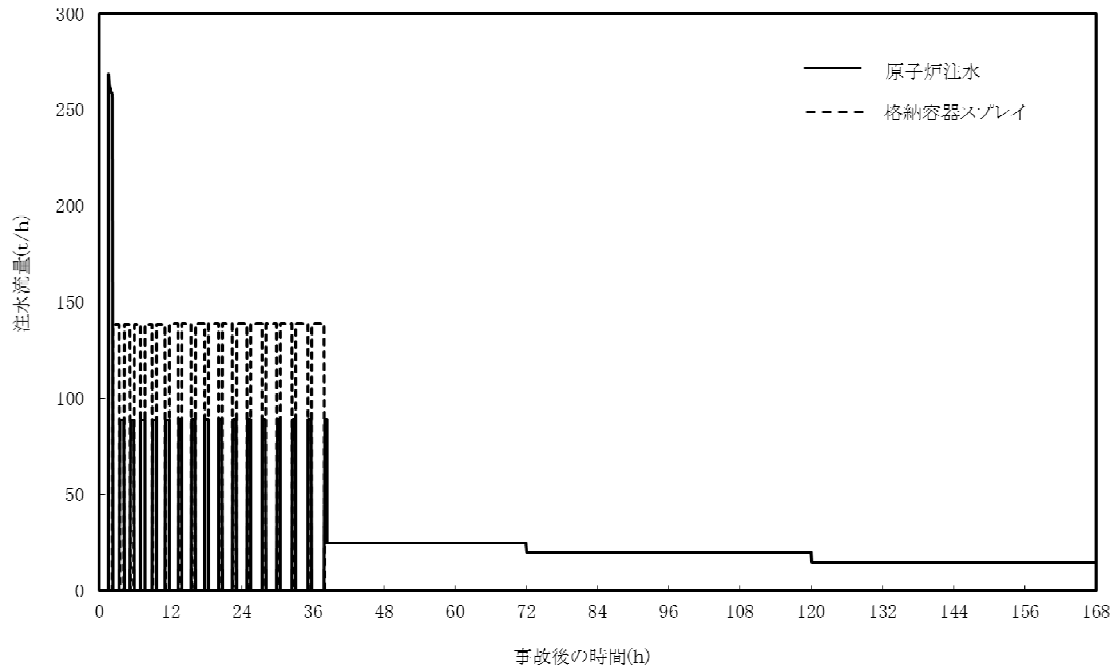


図 2. 操作 20 分遅れのケースにおける注水流量の推移

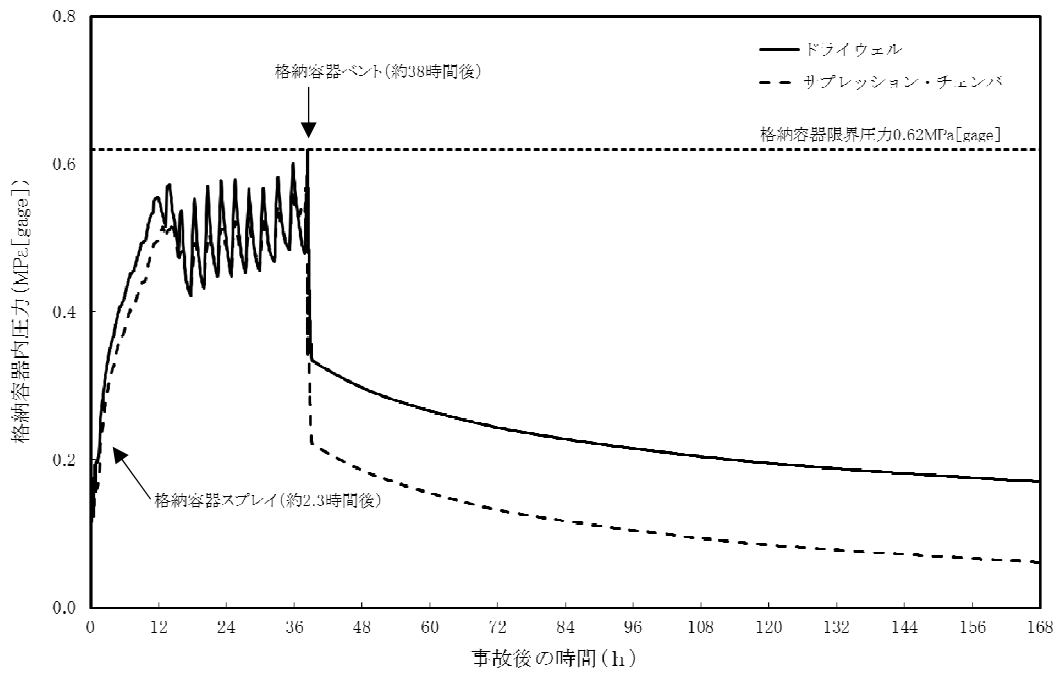


図 3. 操作 20 分遅れのケースにおける格納容器圧力の推移

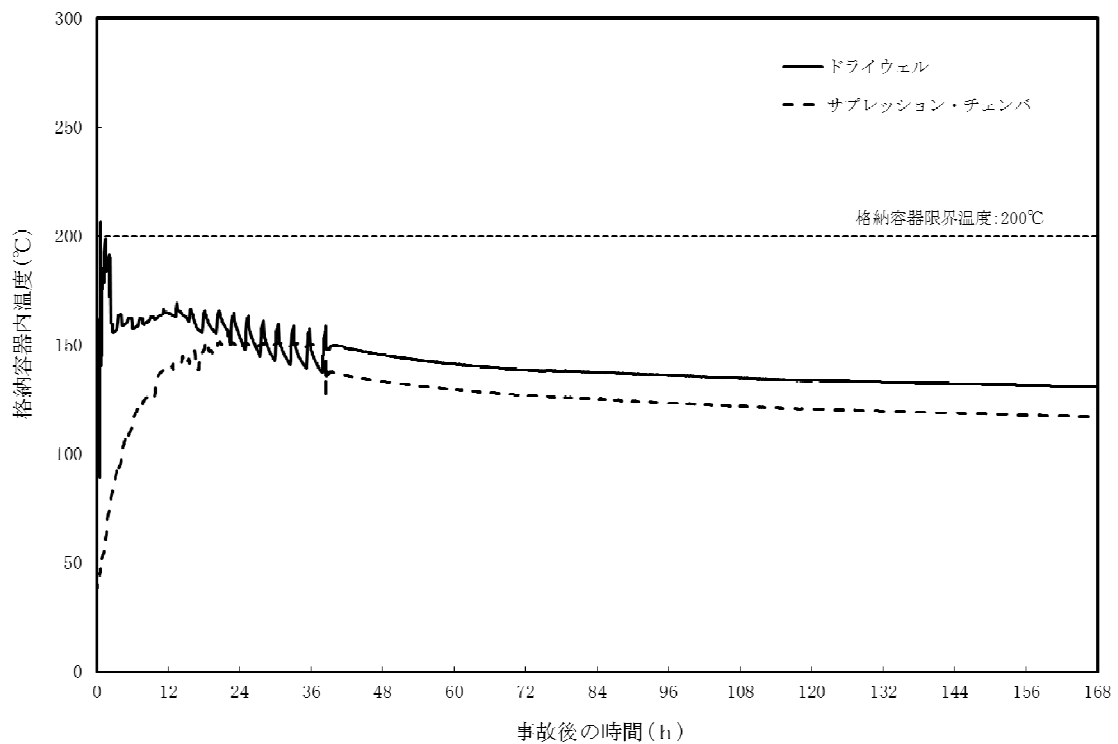


図 4. 操作 20 分遅れのケースにおける格納容器温度の推移

7日間における水源の対応について（素囲気圧力・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しない場合）

○水源

復水貯蔵槽水量：約 1,700m<sup>3</sup>

淡水貯水池：約 18,000m<sup>3</sup>

○水使用パターン

①低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

事象発生 70 分後から低圧代替注水系（常設）により注水する。

冠水後は、破断口～原子炉水位低（レベル1）の範囲で注水する（約 90m<sup>3</sup>/h）。

②代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイ

原子炉水位が破断口～原子炉水位低（レベル1）の範囲で、代替格納容器スプレイを実施（140m<sup>3</sup>/h）。

③淡水貯水池から復水貯蔵槽への移送

事象発生 12 時間後から、淡水貯水池の水を防火水槽へ移送する。

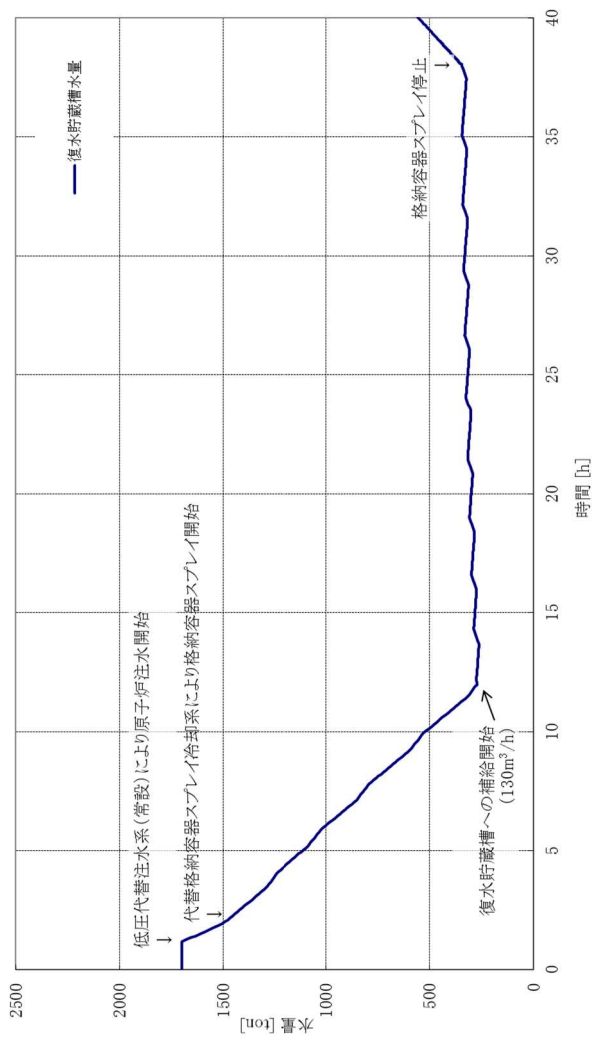
防火水槽からは可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）3 台を用いて 130m<sup>3</sup>/h で復水貯蔵槽へ給水する。

○時間評価（右上図）

事象発生 12 時間までは復水貯蔵槽を水源として炉注水及び代替格納容器スプレイを実施するため、復水貯蔵槽水量は減少する。事象発生 12 時間後から復水貯蔵槽への補給を開始するため、水量の減少割合は低下する。格納容器スプレイ停止後に格納容器ベントを実施し、その後は崩壊熱相当で注水することから復水貯蔵槽の水位は回復し、以降安定して冷却が可能である。

○水源評価結果

時間評価の結果から復水貯蔵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、6 号及び 7 号炉のそれぞれで約 7,300m<sup>3</sup> 必要となる。6 号及び 7 号炉の同時被災を考慮すると、約 14,600m<sup>3</sup> 必要とされる。各号炉の復水貯蔵槽に 1,700m<sup>3</sup> 及び淡水貯水池に約 18,000m<sup>3</sup> の水を保有することから、6 号及び 7 号炉の同時被災を考慮した場合も必要水量を確保可能であり、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しない場合)

プラント状況 : 6 号及び 7 号炉運転中。1~5 号炉停止中。

事象 : 格納容器過圧・過温破損は 6 号及び 7 号炉を想定。保守的に全ての設備が、事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。  
 なお、全プラントで外部電源喪失が発生することとし、免震重要棟等、プラントに関連しない設備も対象とする。

号炉	時系列		合計	判定
7 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間	復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 3 台起動。 18L/h×24h×7 日×3 台=9,072L	7 日間の 軽油消費量 約 880kL	6 号及び 7 号炉軽油タンク各約 1,020kL 及び びガスタービン発電機用 燃料タンク約 200kL の 容量 (合計) は 約 2,240kL であり、7 日間 対応可能。
6 号炉	空冷式ガスタービン発電機 3 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,705L/h×24h×7 日×3 台=859,320L	復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 3 台起動。 18L/h×24h×7 日×3 台=9,072L		
1 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間	非常用ディーゼル発電機 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L	7 日間の 軽油消費量 約 632kL	1 号炉軽油タンク容量 は 約 632kL であり、 7 日間対応可能。
2 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間	非常用ディーゼル発電機 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L	7 日間の 軽油消費量 約 632kL	2 号炉軽油タンク容量 は 約 632kL であり、 7 日間対応可能。
3 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間	非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L	7 日間の 軽油消費量 約 632kL	3 号炉軽油タンク容量 は 約 632kL であり、 7 日間対応可能。
4 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間	非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L	7 日間の 軽油消費量 約 632kL	4 号炉軽油タンク容量 は 約 632kL であり、 7 日間対応可能。
5 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間	非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L	7 日間の 軽油消費量 約 632kL	5 号炉軽油タンク容量 は 約 632kL であり、 7 日間対応可能。
その他	事象発生直後～事象発生後 7 日間	免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機 1 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 437L/h×24h×7 日=73,416L モニタリング・ポスト用発電機 3 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 9L/h×24h×7 日×3 台=4,536L	7 日間の 軽油消費量 約 79kL	1~7 号炉軽油タンク 及びガスタービン発電 機用燃料タンクの 残容量 (合計) は 約 1,281kL であり、 7 日間対応可能。

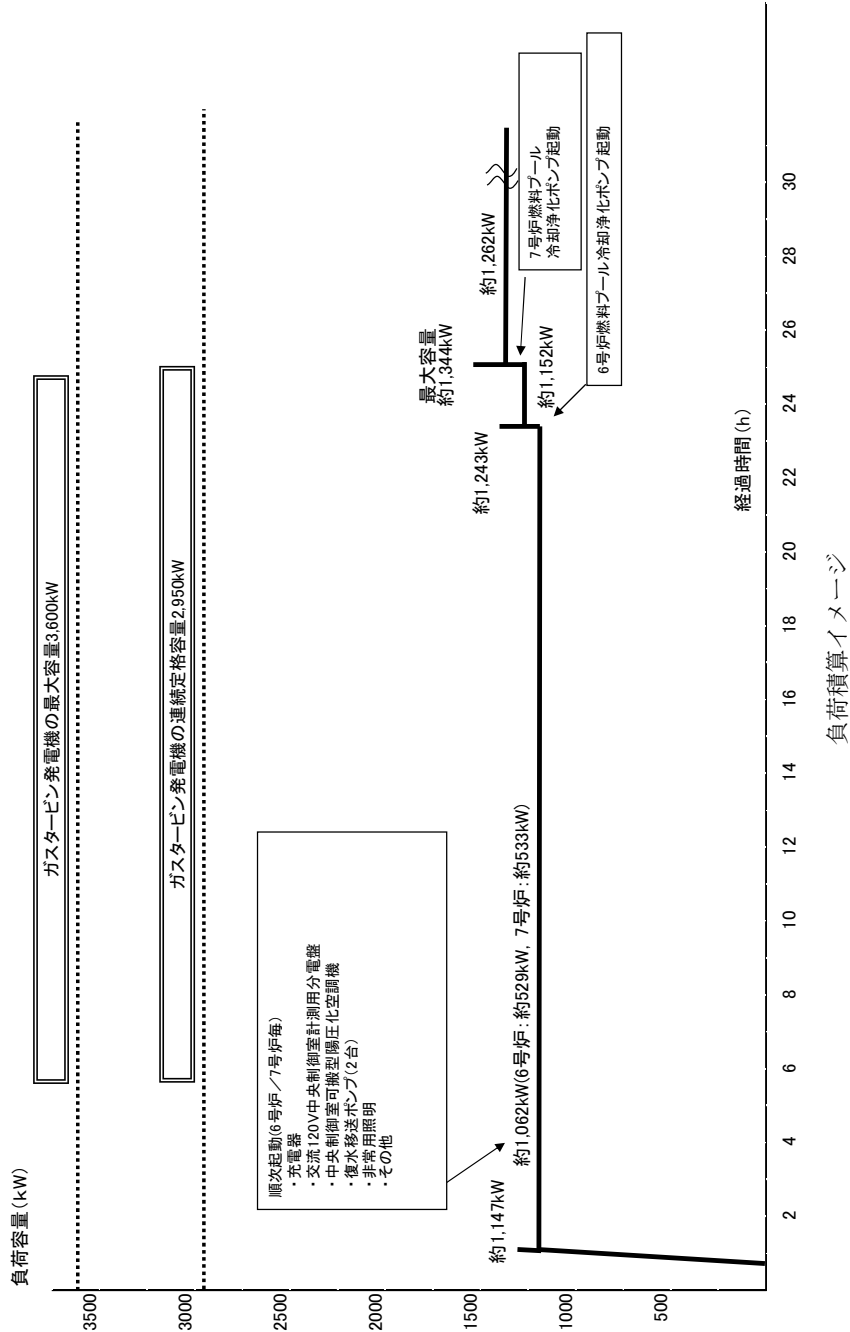
※1 事故収束に必要な空冷式ガスタービン発電機は 1 台で足りるが、保守的に空冷式ガスタービン発電機 3 台を起動させて評価した。

※2 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は 1 台で足りるが、保守的に非常用ディーゼル発電機 2 台を起動させて評価した。

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しない場合）

<6号及び7号炉>

	6号炉	7号炉
直流125V充電器盤A	約94kW	約94kW
直流125V充電器盤A-2	約56kW	約56kW
AM用直流125V充電器盤	約41kW	約41kW
直流125V充電器盤B	約98kW	約98kW
交流120V中央制御室計測用分電盤A, B	約29kW	約23kW
中央制御室可搬型陽圧化空調機	3kW	3kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
非常用照明	約24kW	約27kW
燃料プールの冷却浄化ポンプ（起動時）	90kW (181kW)	110kW (192kW)
その他	約74kW	約81kW
小計	約619kW	約643kW
合計（連続最大負荷） （最大負荷）	約1,262kW (約1,344 kW)	



負荷積算イメージ



## 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

### 3.2.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

#### (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり TQUX, 長期 TB, TBU 及び TBD である。

#### (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では，原子炉の出力運転中に運転時の異常な過渡変化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，原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し，溶融炉心，水蒸気及び水素等が急速に放出され，原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより，急速に原子炉格納容器圧力が上昇する等，原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器破損に至る。

したがって，本格納容器破損モードでは，溶融炉心，水蒸気及び水素の急速な放出に伴い原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため，原子炉圧力容器の破損までに逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧を実施することによって，原子炉格納容器の破損を防止する。

また，原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに，格納容器下部注水系（常設）によって原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に十分な原子炉格納容器下部水位及び水量を確保するとともに，溶融炉心が落下するまで，代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器の冷却を実施する。溶融炉心の落下後は，格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却するとともに，代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。その後，代替循環冷却系，格納容器圧力逃がし装置又は更なる信頼性向上の観点から設置する代替格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

なお，本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では，重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し，原子炉圧力容器の破損に至るものとする。

#### (3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対して，原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し，溶融炉心，水蒸気及び水素が急速に放出され，原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することに対して，原子炉減圧を可能とするため，逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧手段を整備する。

また，原子炉圧力容器破損前における格納容器温度の上昇を抑制し，逃がし安全弁の環境

条件を緩和する観点から代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段を整備し、原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段又は格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱手段を整備する。なお、これらの原子炉圧力容器の破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「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）」と同じである。

本格格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概要を以下の a から i に示すとともに、a から i の重大事故等対策についての設備と操作手順の関係を表 3.2.1 に示す。a から i の重大事故等対策のうち、本格格納容器破損モードに関する重大事故等対策は以下の a から e 及び g である。

本格格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概略系統図を図 3.2.1 から図 3.2.4 に、手順の概要を図 3.2.5 に示す。図 3.2.1 から図 3.2.4 のうち、本格格納容器破損モードに対する重大事故等対策の概略系統図は図 3.2.1 及び図 3.2.3 である。

本格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 6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 28 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名（6 号及び 7 号炉兼任）、当直副長 2 名、運転操作を行う運転員 12 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名、緊急時対策要員（現場）は 8 名である。

また、事象発生 10 時間以降に追加に必要な要員は、代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員 26 名<sup>※1</sup>である。必要な要員と作業項目について図 3.2.6 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、28 名で対処可能である。

※1 本格格納容器破損モードの評価事故シーケンスは取水機能の喪失を伴うものではないが、必要な要員の評価においては、保守的に代替原子炉補機冷却系の使用を想定した。

#### a. 原子炉スクラム確認

運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。

#### b. 高圧・低圧注水機能喪失確認

原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低で非常用炉心冷却系の自動起動信号が発生するが、全ての非常用炉心冷却系が機能喪失<sup>※2</sup>していることを確認する。

非常用炉心冷却系の機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統の流量指示

等である。

※2 非常用炉心冷却系による注水が出来ない状態。高圧炉心注水系及び低圧注水系の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心注水系及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧注水系による原子炉注水が出来ない場合を想定。

#### c. 炉心損傷確認

原子炉水位がさらに低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は、ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内の $\gamma$ 線線量率が設計基準事故相当の $\gamma$ 線線量率の10倍を超えた場合とする。

炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線レベルである。

また、炉心損傷判断後は、原子炉格納容器内のpH制御のため薬品注入の準備を行う。サプレッション・チェンバのプール水のpHを7以上に制御することで、分子状無機元素の生成が抑制され、その結果、有機元素の生成についても抑制される。これにより、環境中への有機元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。

炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応により水素が発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認する。

原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度(SA)である。

#### d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧

原子炉水位の低下が継続し、有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手動操作により逃がし安全弁2個を開放し、原子炉を急速減圧する。

原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び原子炉圧力である。

原子炉急速減圧後は、逃がし安全弁の開状態を保持し、原子炉圧力を低圧状態に維持する。

#### e. 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却

原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達により熔融炉心の下部プレナムへの移行（以下、「リロケーション」という。）を確認した場合、格納容器圧力0.465MPa[gage]到達を確認した場合又は格納容器温度190℃到達を確認した場合には、原子炉格納容器の雰囲気冷却するため、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ2台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却<sup>※3</sup>を実施する。また、格納容器圧力0.465MPa[gage]到達によって開始した場合は格納容器圧力が0.39MPa[gage]以下となった時点で停止する。

代替格納容器スプレー冷却系による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、ドライウェル雰囲気温度及び復水補給水系流量（原子炉格納容器）等である。

また、代替格納容器スプレーと同時に原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入を実施する。

※3 原子炉格納容器内の温度を低下させ、逃がし安全弁の環境条件を緩和する目的で実施する操作。  
なお、本操作に期待しない場合であっても、評価上、原子炉压力容器底部が破損に至るまでの間、逃がし安全弁は原子炉減圧機能を維持できる。

(添付資料 3.2.1)

#### f. 原子炉格納容器下部への注水

原子炉への注水手段がないため、炉心が溶融してリロケーションする。

リロケーションを確認するために必要な計装設備は、原子炉压力容器下鏡部温度である。

原子炉压力容器下鏡部温度 300℃到達によりリロケーションを確認した場合、原子炉压力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水を実施する。この場合の注水は、原子炉格納容器下部への水張りが目的であるため、原子炉格納容器下部の水位が 2m（注水量 180m<sup>3</sup>相当）に到達していることを確認した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。

原子炉格納容器下部への注水を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量（原子炉格納容器）及び格納容器下部水位である。

また、原子炉格納容器下部への注水と同時に原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入を実施する。

#### g. 原子炉压力容器破損確認

原子炉压力容器の破損を直接確認する計装設備はないため、複数のパラメータの変化傾向により判断する。

原子炉压力容器の破損の徴候として、原子炉水位の低下、制御棒位置の指示値喪失数増加、原子炉压力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加といったパラメータの変化が生じる。また、原子炉圧力の急激な低下、ドライウェル圧力の急激な上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の急激な上昇といったパラメータの変化によって原子炉压力容器の破損を判断する。

これらにより原子炉压力容器の破損を判断した後は、原子炉圧力と上部格納容器圧力の差圧が 0.10MPa [gage] 以下であること及び原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度以上であることで原子炉压力容器の破損を再確認する。

#### h. 溶融炉心への注水

溶融炉心の冷却を維持するため、原子炉压力容器が破損し、溶融炉心が原子炉格納容器

下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を崩壊熱相当の流量にて継続して行う。

格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量（原子炉格納容器）等である。

格納容器下部注水系（常設）により熔融炉心の冷却が継続して行われていることは、復水補給水系流量（原子炉格納容器）の他、格納容器下部水位計によっても確認することができるが、原子炉圧力容器破損時の影響により、格納容器下部水位計による監視ができない場合であっても、以下の条件の一部又は全てから総合的に熔融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。

- 原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
- 原子炉格納容器上部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
- 原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること

これらは、短時間ではなく数時間の推移を確認する。

熔融炉心の冷却維持は、主に格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水によって実施するが、サプレッション・チェンバ・プール水位がリターンライン高さ（NWL+約1.5m）を超える場合には、リターンラインを通じたサプレッション・チェンバのプール水の原子炉格納容器下部への流入による熔融炉心の冷却に期待でき、サプレッション・チェンバ・プール水位計によってこれを推定することができる。

#### i. 代替循環冷却系による熔融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱<sup>※3</sup>

代替原子炉補機冷却系の準備が完了した後、復水移送ポンプを停止し、代替循環冷却系の運転の準備を実施する。代替循環冷却系の運転の準備が完了した後、代替原子炉補機冷却系を用いた代替循環冷却系の運転による熔融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系の循環流量は、復水補給水流量計及び復水補給水系流量計（原子炉格納容器）を用いて原子炉注入弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室から遠隔操作することで、格納容器下部注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で格納容器下部注水及び格納容器スプレイを実施する。

代替循環冷却系の運転による熔融炉心冷却を確認するために必要な計装設備は、復水補給水流量（原子炉格納容器）等であり、原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温度等である。

※3 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは取水機能の喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に代替原子炉補機冷却系の設計値を用いた。

### 3.2.2 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、プラント損傷状態を TQUX とし、事象進展が早く

炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が維持される「過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH発生）」である。

本評価事故シーケンスは「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためのシーケンスであることから、炉心損傷までは事象を進展させる前提での評価となる。このため、前提とする事故条件として、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が使用できないものと仮定した。また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を確認する観点から、原子炉圧力容器の破損に至る前提とした。

仮に炉心損傷後の原子炉注水に期待できる場合には、原子炉圧力容器が破損するまでの時間の遅れや原子炉格納容器下部への落下量の抑制等、事象進展の緩和に期待できると考えられるが、本評価の前提とする事故条件はこれらの不確かさを包絡する。

なお、格納容器過圧・過温破損の観点については、「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）」にて示したとおり、LOCAをプラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。これは、過圧の観点ではLOCAによるドライウェルへの蒸気の放出及び原子炉注水による蒸気の発生が重畳する事故シーケンスへの対応が最も厳しいためであり、過温の観点では、事象初期に炉心が露出し過熱状態に至る事故シーケンスへの対応が最も厳しいためである。また、本格納容器破損モードを評価する上では、原子炉圧力容器が高圧の状態に破損に至る事故シーケンスを選定することから、LOCAをプラント損傷状態とする事故シーケンスは、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスには適さない。

本格納容器破損モードの評価事故シーケンスに示される、炉心損傷前に原子炉減圧に失敗し、炉心損傷後に再度原子炉減圧を試みる状況としては、炉心損傷前の段階で非常用炉心冷却系である低圧注水系のみならず、重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）等を含む全ての低圧注水機能が失われることで「2.2 高圧注水・減圧機能喪失」に示した代替自動減圧ロジックが作動せず、全ての低圧注水機能が失われている場合の手順に従って原子炉減圧しないまま炉心損傷に至る状況が考えられる。

手順上、全ての低圧注水機能が失われている状況では、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点までは原子炉を減圧しない。この原子炉減圧のタイミングは、原子炉水位が有効燃料棒頂部以下となった場合、原子炉減圧を遅らせた方が、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため、原子炉圧力容器の破損に至る時間を遅らせることができる一方で、ジルコニウム－水反応が著しくなる前に原子炉を減圧することで水素の発生量を抑えられることを考慮して設定したものである。また、代替自動減圧ロジックは低圧注水系の起動が作動条件の1つであるため、低圧注水系が失われている状況では作動しない。

これを考慮し、本評価では評価事故シーケンスに加えて全ての低圧注水機能も失われている状況を想定した。

なお、この評価事故シーケンスへの対応及び事故進展は、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスへの対応及び事故進展と同じものとなる。

本格納容器破損モードではプラント損傷状態を TQUX とし、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態を TQUV としており、異なるプラント状態を選定している。TQUX と TQUV では喪失する設計基準事故対処設備が異なり、原子炉減圧について、TQUV では設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の機能に期待し、TQUX では重大事故等対処設備としての逃がし安全弁の機能に期待する点が異なる。手順に従う場合、TQUV では原子炉減圧機能は維持されているが低圧注水機能を喪失しているため、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧することとなる。また、TQUX は高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に進展し得るとして選定したプラント損傷状態であるが、重大事故等対処設備としての逃がし安全弁に期待し、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧することにより、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。

以上のとおり、どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子炉減圧までの対応は同じとなり、運転員等操作時間やパラメータの変化も同じとなる。また、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、1つの評価事故シーケンスへの一連の対応の中で各格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を評価する。

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）・対向流及び原子炉圧力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流）、炉心損傷後のリロケーション、原子炉圧力容器内 FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損が重要現象となる。

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、原子炉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 により原子炉圧力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初期条件も含めた主要な解析条件を表 3.2.2 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，給水流量の全喪失が発生するものとする。

#### (b) 安全機能等の喪失に対する仮定

高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を，低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を想定する。さらに重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しない<sup>※4</sup>ものとする。これは，炉心損傷前には原子炉を減圧できない状況を想定するためである。

※4 代替原子炉注水弁（残留熱除去系注入弁）制御不能による低圧代替注水系機能喪失を想定。格納容器下部注水系等，復水移送ポンプを用いた原子炉注水以外の緩和機能には期待する。

#### (c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

本評価事故シーケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており，非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため，外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが，非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が燃料の観点で厳しいことを踏まえ，外部電源なしとして設定する。

#### (d) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏洩等による影響

原子炉圧力を厳しく評価するため，高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏洩等は，考慮しないものとする。

#### (e) 水素及び酸素の発生

水素の発生については，ジルコニウム-水反応及び熔融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。なお，解析コード MAAP では水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮していない。このため，水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は「3.4 水素燃焼」と同様に，MAAP で得られる崩壊熱をもとに評価するものとし「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にてその影響を確認する。

### b. 重大事故等対策に関連する機器条件

#### (a) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは，主蒸気隔離弁閉信号によるものとする。

#### (b) 逃がし安全弁

逃がし安全弁の逃がし弁機能にて，原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上



昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁(2個)を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。

(c) 格納容器下部注水系(常設)

原子炉圧力容器の破損前に、格納容器下部注水系(常設)により、90m<sup>3</sup>/hで原子炉格納容器下部に注水し、水位が2mに到達するまで水張りを実施するものとする。

原子炉圧力容器が破損して熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系(常設)により崩壊熱相当の注水を行うものとする。

(d) 代替格納容器スプレイ冷却系

原子炉圧力容器の破損前は、代替格納容器スプレイ冷却系により70m<sup>3</sup>/hで原子炉格納容器内にスプレイする。原子炉圧力容器の破損後は、格納容器圧力の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、130m<sup>3</sup>/h以上で原子炉格納容器内にスプレイする。

(e) 代替循環冷却系<sup>※5</sup>

代替循環冷却系のラインの循環流量は、原子炉格納容器上部に約140m<sup>3</sup>/h、原子炉格納容器下部に約50m<sup>3</sup>/hで、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。

※5 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に代替原子炉補機冷却系の設計値を用いた。

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は、「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) 原子炉急速減圧操作は、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能(非常用炉心冷却系)のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失している場合の運転手順に従い、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で開始する。
- (b) 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作(原子炉圧力容器の破損前の原子炉格納容器冷却)は、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉圧力容器の破損を確認した場合に停止する。
- (c) 原子炉格納容器下部への注水操作(原子炉圧力容器の破損前の先行水張り)は、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉格納容器下部の水位が2m(総注水量180m<sup>3</sup>)に到達したことを確認した場合に停止する。
- (d) 原子炉格納容器下部への注水操作(原子炉圧力容器の破損後の注水)は、原子炉圧力容器の破損を確認した場合に開始する。
- (e) 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作(原子炉圧力容器の破損後の原子炉格納容器冷却)は、格納容器圧力が0.465MPa[gage]又は格納容器温度が190℃に到達した場合に開始する。なお、格納容器スプレイは、代替原子炉

補機冷却系の準備時間を考慮し、事象発生から約20時間後に停止するものとする。

- (f) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作<sup>※6</sup>は、代替循環冷却系への切替の準備時間等を考慮し、格納容器スプレイ停止から0.5時間後の、事象発生から20.5時間後から開始するものとする。

※6 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱は保守的に代替原子炉補機冷却系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、代替原子炉補機冷却系の準備に要する時間を設定した。

### (3) 有効性評価 (Cs-137 の放出量評価) の条件

- (a) 事象発生直前まで、定格出力の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) 代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で原子炉格納容器内に放出<sup>※7</sup>されるものとする。

※7 セシウムの原子炉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MAAP解析の方がNUREG-1465より大きく算出する。

- (c) 原子炉格納容器内に放出されたCs-137に対しては、格納容器スプレイやサブプレッション・チェンバ・プールでのスクラビングによる除去効果を考慮する。
- (d) 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏洩について考慮する。漏洩量の評価条件は以下のとおりとする。
- a) 原子炉格納容器からの漏洩量は、格納容器圧力に応じた設計漏洩率をもとに評価する。
- b) 原子炉建屋から大気中に漏洩する放射性物質を保守的に見積もるため、原子炉建屋の換気空調系停止時における原子炉建屋から大気中への漏洩率を10%/日(一定)とした。
- c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

(添付資料 3.2.3)

### (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圧力、原子炉水位、格納容器圧力、格納容器温度、サブプレッション・チェンバ・プール水位及び注水流量の推移を図3.2.7から図3.2.12に示す。

#### a. 事象進展

事象発生後、全ての設計基準事故対処設備による原子炉注水機能(非常用炉心冷却系)が機能喪失し、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定することから、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心が露出し、事象発生から約1.0時間後に炉心損傷に至る。原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒

の長さの10%上の位置に到達した時点（事象発生から約1.4時間後）で、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁2個を手動開することで、原子炉急速減圧を実施する。原子炉減圧後の低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は実施しないものと仮定するため、事象発生から約7.0時間後に原子炉圧力容器の破損に至る。

事象発生から約3.7時間後、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で、格納容器下部注水系（常設）による原子炉圧力容器の破損前の原子炉格納容器下部への水張りを開始すると同時に、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を行うことにより格納容器温度の上昇を抑制する。格納容器下部注水系（常設）による注水流量を約90m<sup>3</sup>/hとし、水位が2mに到達するまで約2時間の注水を実施することで原子炉格納容器下部に2m以上の水位を確保し、事象発生から約5.7時間後に原子炉格納容器下部への水張りを停止する。

原子炉圧力容器が破損し、熔融炉心が原子炉格納容器下部の水位約2mの水中に落下する際に、熔融炉心から冷却材への伝熱が起これ、水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。

熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部に崩壊熱相当の注水を継続的に行い、熔融炉心を冷却する。

崩壊熱が原子炉格納容器内に蒸気として放出されるため、格納容器圧力は急激に上昇する。格納容器圧力が0.465MPa[gage]に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系の流量を130m<sup>3</sup>/h以上にすることにより、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制される。

事象発生から20.5時間が経過した時点で、代替原子炉補機冷却系による代替循環冷却系の運転を開始する。代替循環冷却系により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下するとともに、原子炉格納容器下部の熔融炉心は安定的に冷却される。

なお、事象発生から約7.0時間後の原子炉圧力容器の破損までは、逃がし安全弁によって原子炉圧力を2.0MPa以下に維持することが必要となるが、炉心損傷後の原子炉圧力容器から逃がし安全弁を通してサプレッション・チェンバへ放出される高温流体や格納容器温度等の熱的影響を考慮しても、逃がし安全弁は確実に開状態を維持することが可能である。

（添付資料3.2.1）

#### b. 評価項目等

原子炉圧力容器の破損直前の原子炉圧力は約0.3MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]以下に低減されている。

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(4)の評価項目について、原子炉圧力を評価項目への対策の有効性を確認するためのパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、本評価事故シーケンスと同じ評価事故シーケンスで、「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(5)及び(8)の評価項目を評

価しているが、その評価結果については「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において評価項目を満足することを確認している。

また、「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)の評価項目については「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）」において、選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合については、本評価において、「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(1)から(3)の評価項目について対策の有効性を確認できる。

ここで、「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(3)の評価項目について、本評価についての対策の有効性を確認する。本評価では、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漏洩量は制限され、また、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏洩した放射性物質は、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。仮に原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏洩を想定すると、漏洩量は約  $2.7 \times 10^{-3}$  TBq（7日間）（暫定値）となり、「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(3)の評価項目を満足する。この評価結果は「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価結果に比べて十分に小さな値であることから、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏洩量は「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価結果に対して無視できる程度であることを確認できる。

（添付資料 3.2.2, 3.2.3）

### 3.2.3 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。

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱では、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至り、原子炉圧力容器が破損する前に手動操作により原子炉減圧を行うことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられる操作として、原子炉急速減圧操作及び代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）とする。

ここで、本評価事故シーケンスの有効性評価における不確かさとしては、炉心溶融開始後の溶融炉心の移動（リロケーション）が挙げられる。これに対しては、原子炉水位を監視し、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に達した時点で原子炉

急速減圧を行うといった、徴候を捉えた対応を図ることによって、リロケーションが発生する前に速やかに 2.0MPa[gage]を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であることを確認している。

#### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本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が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、炉心熔融時間に対する感度及び炉心下部プレナムへのリロケーション開始時間に対する感度は小さいことが確認されている。本評価事故シーケンスにおいては、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失することを想定しており、最初に実施すべき操作は原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点の原子炉減圧操作となり、燃料被覆管温度等によるパラメータを操作開始の起点としている操作ではないことから、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 SAFER コードとの比較により、急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下について、一時的により低い水位に到達することが確認されており、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差違であることから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 TMI 事故についての再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析より原子炉圧力容器の破損時間に対する感度は小さいことが確認されている。本評価事故シーケンスでは、リロケーションが発生する前に運転員等操作により原子炉の急速減圧を実施することから、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 FCI（熔融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、原子炉圧力容器内 FCI

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。

炉心損傷後の下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、下部プレナムと炉心デブリの熱伝達に関する感度解析により、原子炉压力容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことを確認していることから、下部ヘッダの温度上昇を起点とする、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）の開始に与える影響は小さい。さらに、下部ヘッド温度上昇（300℃到達）は事象発生開始から、約3.7時間後の操作であり、多少の挙動の差異が生じた場合においても十分な時間余裕があることから、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压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に対する感度解析により、最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスへの対応では原子炉压力容器破損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。

（添付資料 3.2.4）

#### 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が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、炉心溶融時間に対する感度及び炉心下部プレナムへのリロケーション開始時間に対する感度は小さいことが確認されている。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点での運転員等操作による原子炉急速減圧によって速やかに原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減し、原子炉压力容器の破損時の原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持しているため、上記の不確かさが運転員等操作時間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。

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压力容器内のモデルが精緻である SAFER コードとの比較により、原子炉急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下について、一時的により低い水位に到達することが確認されており、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差違であること及び原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より原子炉圧力容器の破損時間に対する感度は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、リロケーションが発生する前に運転員等操作により原子炉急速減圧操作を実施し、操作開始後原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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FCI（熔融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、原子炉圧力容器内FCIを起点に操作開始する運転員等操作はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、下部プレナムと炉心デブリの熱伝達に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことを確認していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に対する感度解析により、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが、熔融燃料の落下時間への影響は小さく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料3.2.4）

## (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、表3.2.2に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられ得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33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件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るため、原子炉水位の低下が緩やかになり、有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置到達を操作開始の起点としている原子炉急速減圧操作の開始が遅くなる。

（添付資料3.2.4）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなる。本評価事故シーケンスでは、運転員等操作による原子炉急速減圧により、原子炉圧力容器の破損時の原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減しており、最確条件とした場合には原子炉水位の低下が緩やかになり、原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが、原子炉圧力容器の破損時間についても遅くなると考えられること、原子炉急速減圧開始後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(添付資料3.2.4)

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

操作条件の原子炉急速減圧操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で開始（事象発生から約1.4時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達するまでには事象発生から約1.4時間の時間余裕があり、また、原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながら予め準備が可能であることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件の不確かさ（操作条件を除く）により操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、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。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）は、解析上の操作開始時間として原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始（事象発生から約3.7時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでには事象発生から約3.7時間の時間余裕があり、また、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は原子炉圧力容器下鏡温



度を監視しながら予め準備が可能であることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件の不確かさ（操作条件を除く）により操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定しているため、他の操作に与える影響はない。

(添付資料3.2.4)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の原子炉急速減圧操作における、運転員等操作時間に与える影響については、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。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）における、運転員等操作時間に与える影響については、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3.2.4)

(3) 操作時間余裕の把握

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

操作条件の原子炉急速減圧操作については、原子炉圧力容器の破損までに完了する必要があるが、原子炉圧力容器の破損までの時間は事象発生から約7.0時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）については、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達後、速やかに実施することが望ましいが、原子炉圧力容器の破損前は、本操作が実施できないものと仮定しても、格納容器圧力及び格納容器温度が格納容器限界圧力及び格納容器限界温度に到達することは無く、逃がし安全弁による減圧機能維持も可能であることから、時間余裕がある。

(添付資料3.2.4)

(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。

#### 3.2.4 要員及び資源の確保

##### (1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「3.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり28名であり、「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している当直長、当直副長、運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。

また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は26名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。

##### (2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

###### a. 水源

低圧代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水及び代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイは、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり合計約2,600m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約5,200m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を防火水槽に移送し、防火水槽から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により復水貯蔵槽へ給水を行うことで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。ここで、復水貯蔵槽への補給の開始を12時間としているが、これは、可搬型設備を12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。

（添付資料 3.2.5）

###### b. 燃料

非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事故発生後7日間最大負荷で運転した場合、号炉あたり約751kLの軽油が必要となる。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約10kLの軽油が必要となる。本評価事故シーケンスの評価では取水機能の喪失は想定していないが、仮に取水機能が喪失して代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器除熱を想定し、事象発生後7日間代替原子炉補機冷却系専用の電源車を運転した場合、号炉あたり約37kLの軽油が必

要となる。代替原子炉補機冷却系用の可搬型大容量送水ポンプについては、保守的に事象発生直後からの可搬型大容量送水ポンプの運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約30kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約79kLの軽油が必要となる。(6号及び7号炉 合計約1,735kL)

6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL(6号及び7号炉合計約2,040kL)の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への給水、非常用ディーゼル発電機による電源供給、代替原子炉補機冷却系の運転、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

(添付資料3.2.6)

### c. 電源

外部電源は使用できないものと仮定し、各号炉の非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

また、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

### 3.2.5 結論

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、運転時の異常な過渡変化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、原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては、逃がし安全弁による原子炉減圧手段を整備している。

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗(+DCH発生)」について、有効性評価を行った。

上記の場合においても、逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧により、原子炉圧力容器の破損時の原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減することが可能である。また、安定

状態を維持できる。

(添付資料 3.5.1)

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、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。

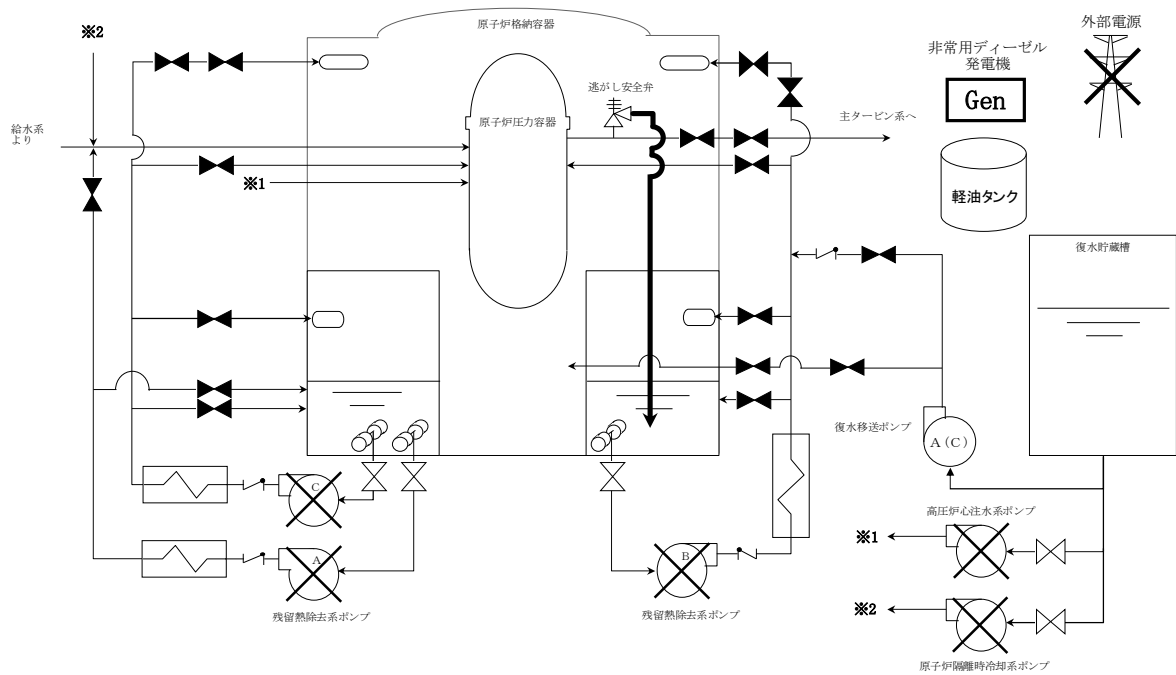


図 3.2.1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の  
重大事故等対処設備の概略系統図  
(原子炉減圧)

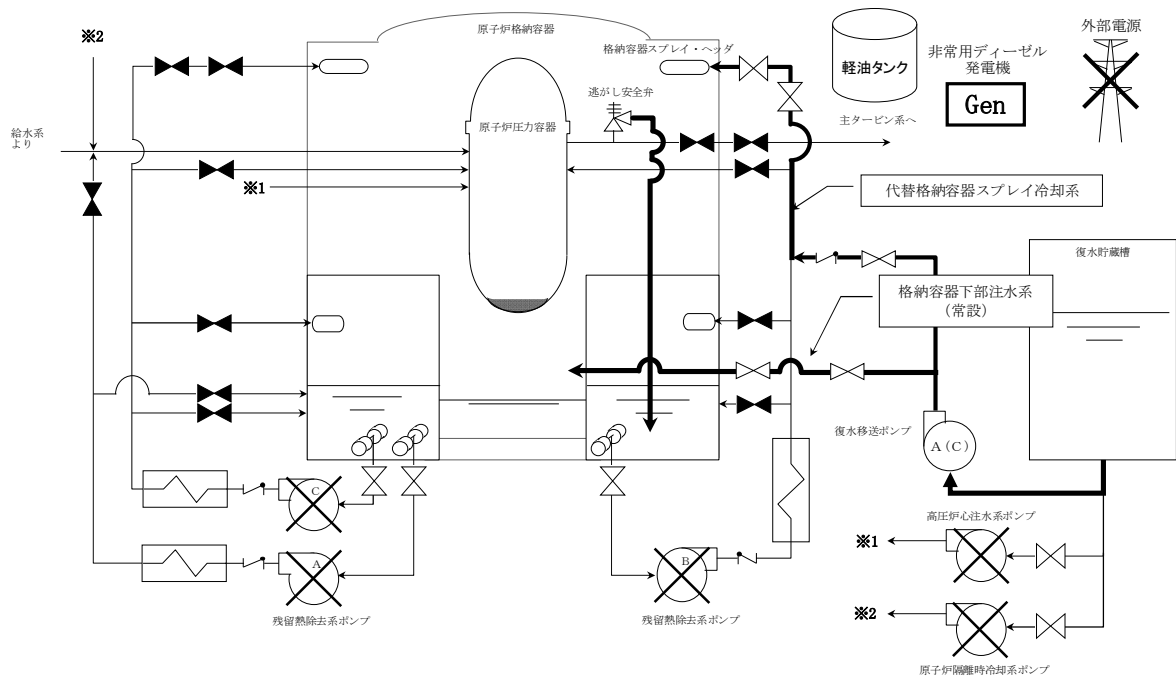


図 3.2.2 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の  
重大事故等対処設備の概略系統図  
(原子炉圧力容器破損前の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

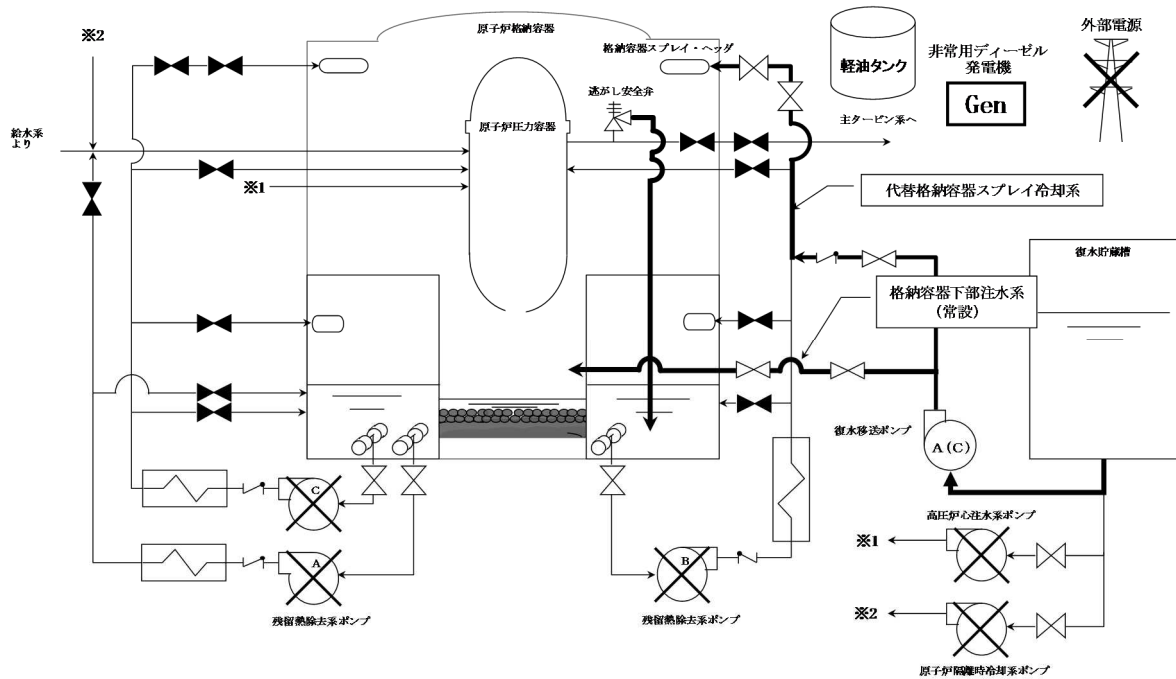


図 3.2.3 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の  
重大事故等対処設備の概略系統図

(原子炉圧力容器破損後の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

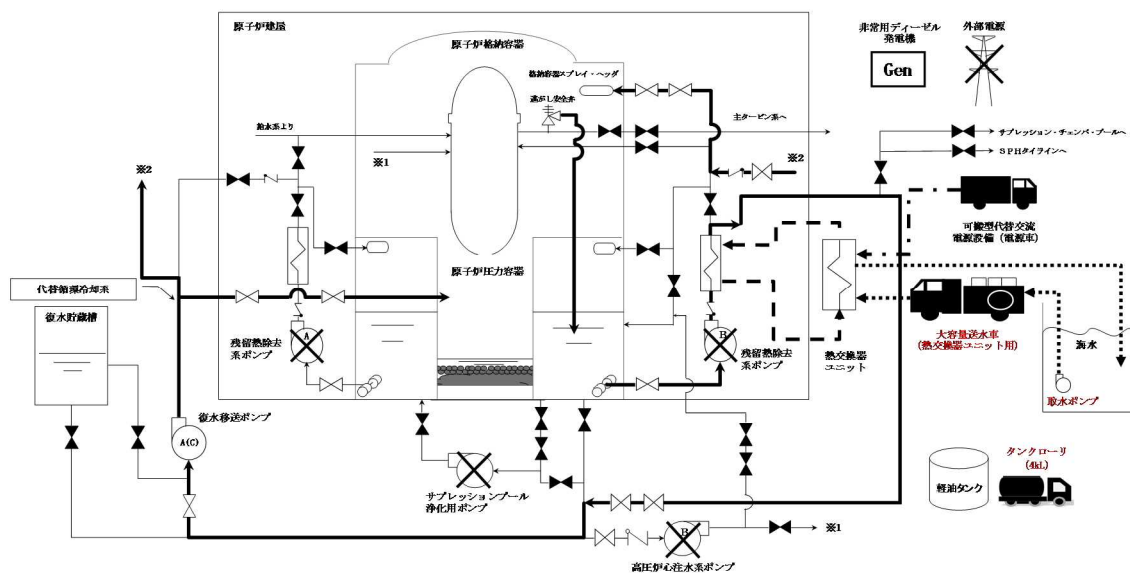


図 3.2.4 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の  
重大事故等対処設備の概略系統図

(代替循環冷却系による溶融炉心冷却，原子炉格納容器除熱)

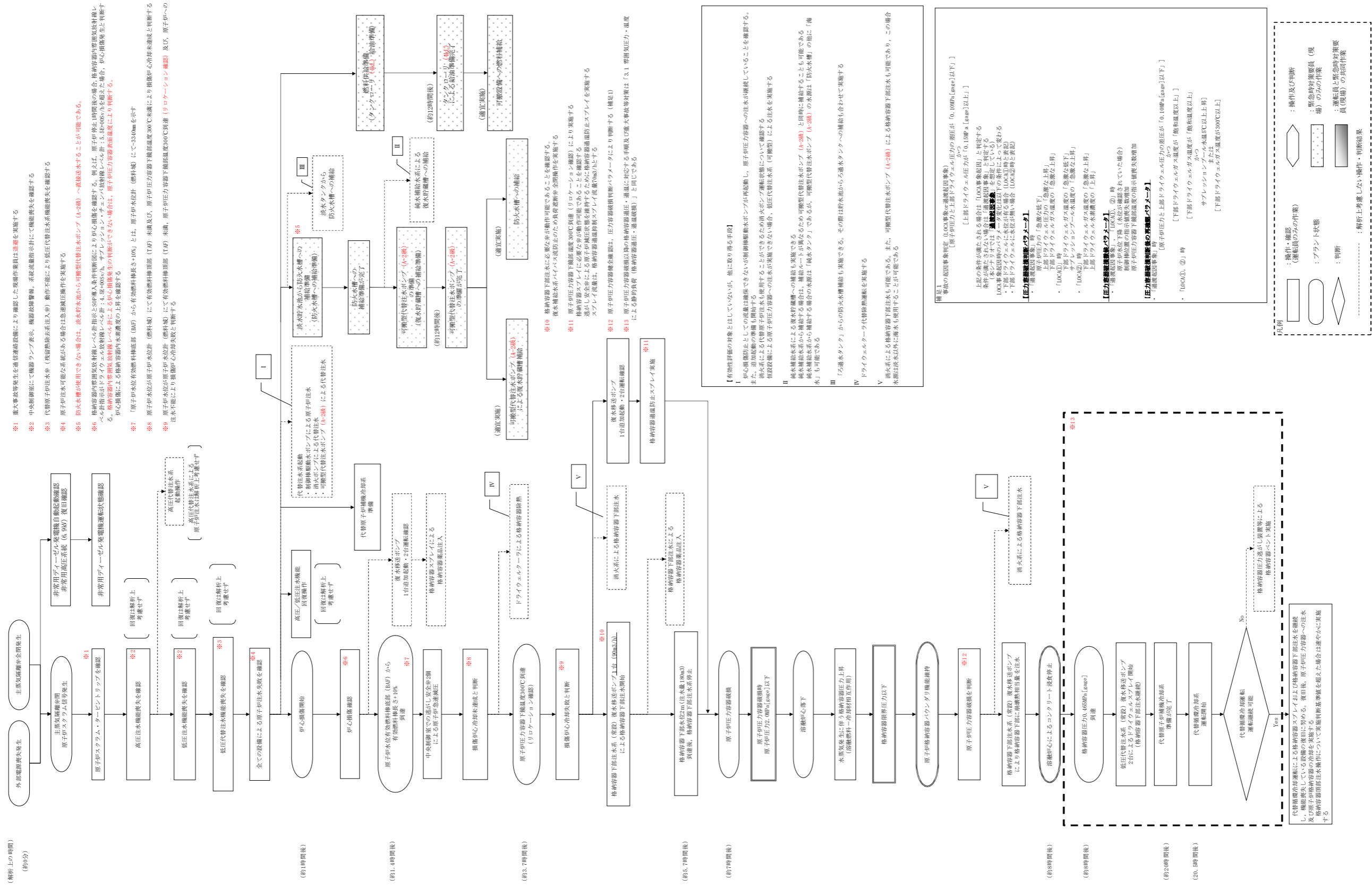


図 3.2.5 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の対応手順の概要





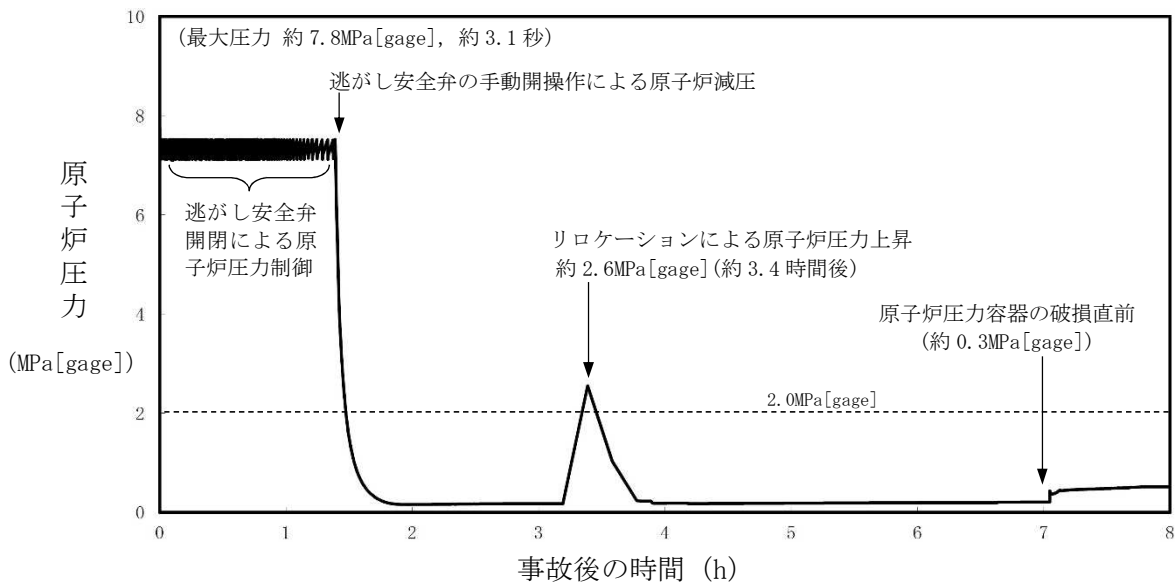


図 3.2.7 原子炉圧力の推移

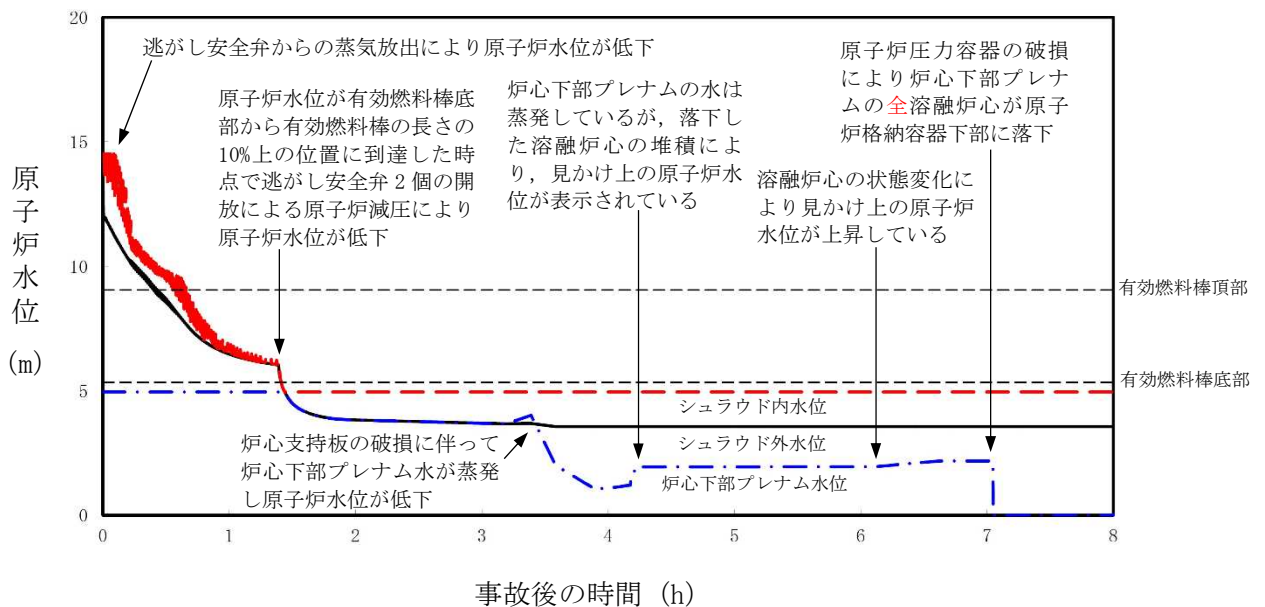


図 3.2.8 原子炉水位の推移

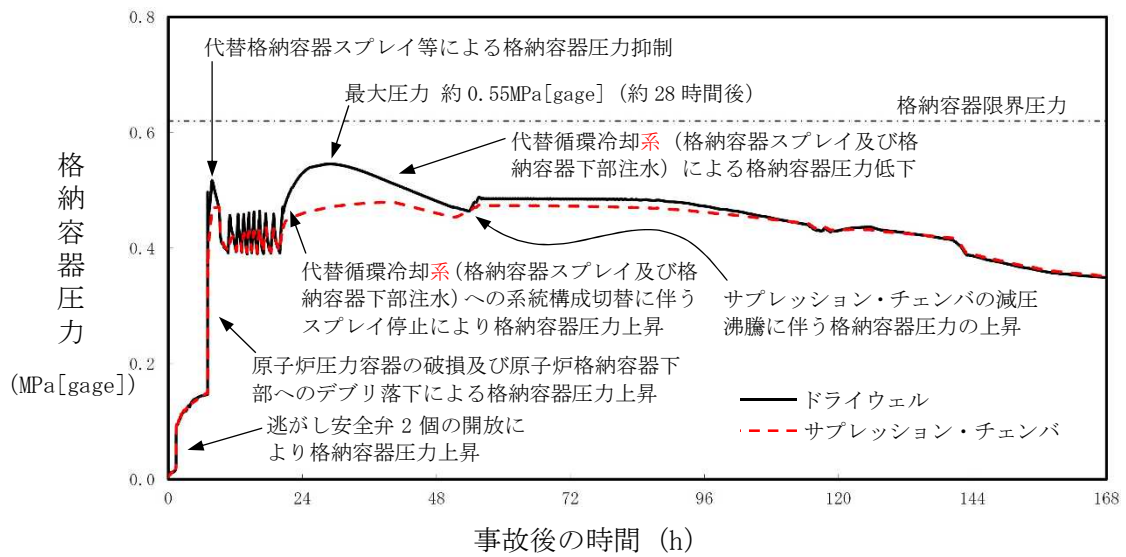


図 3.2.9 格納容器圧力の推移

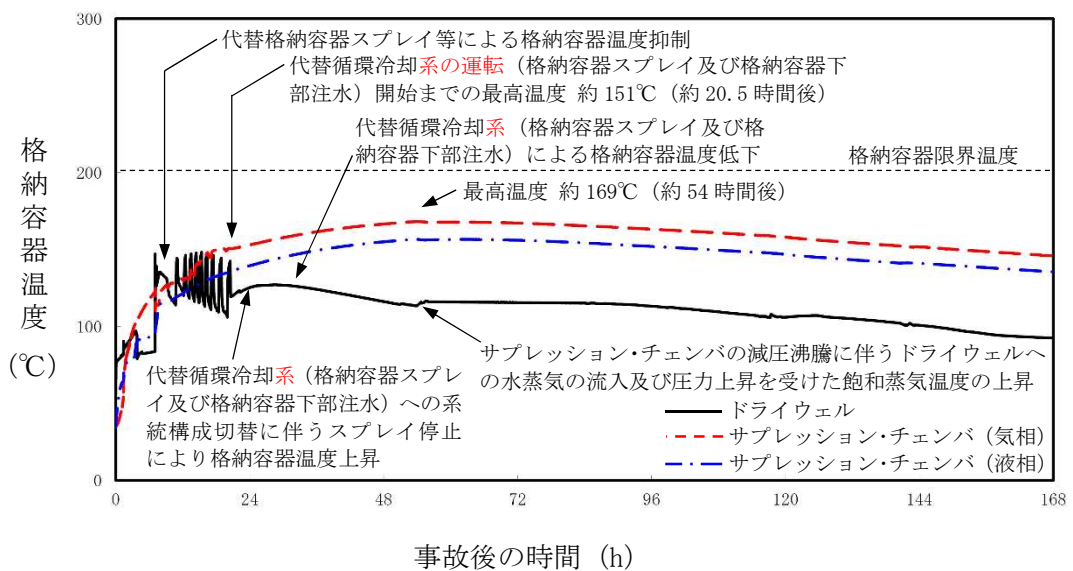


図 3.2.10 格納容器温度の推移

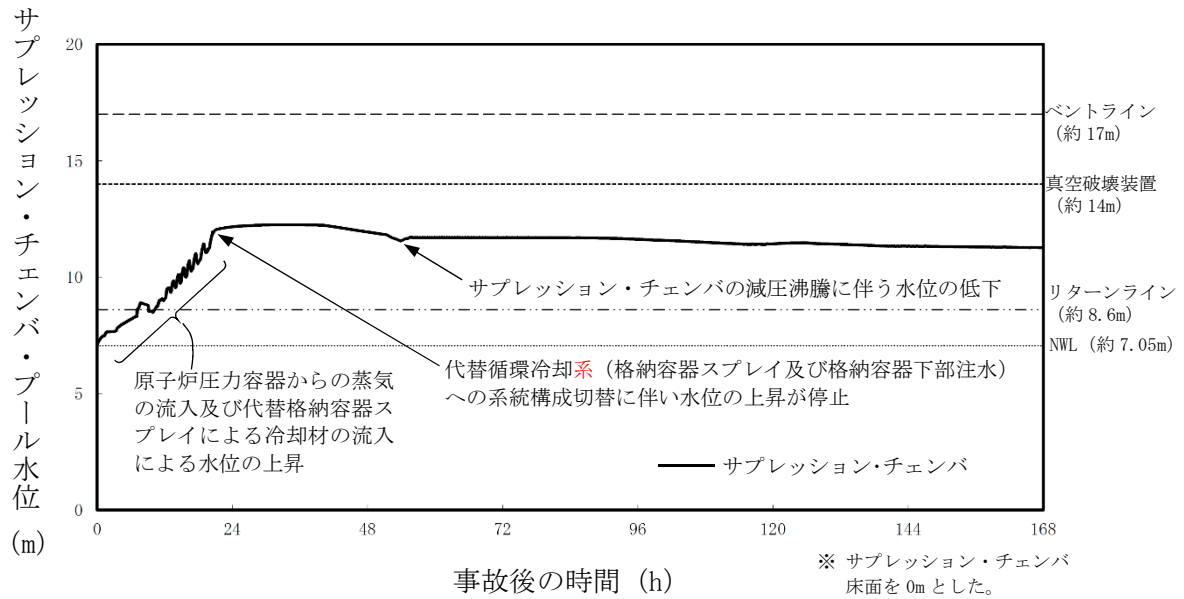


図 3.2.11 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移

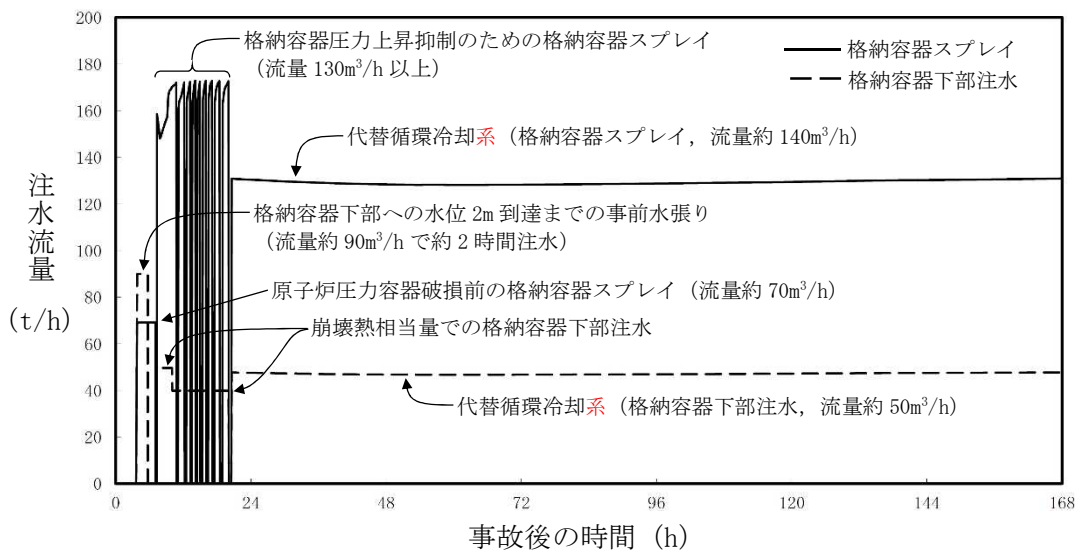


図 3.2.12 注水流量の推移

表 3.2.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直加熱時における重大事故等対策について (1/2)

判断及び操作※1	操作	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
a. 原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
b. 高圧・低圧注水機能喪失確認※2	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低で非常用炉心冷却系の自動起動信号が発生するが、全ての非常用炉心冷却系が機能喪失していることを確認する	—	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する	高圧代替注水系 復水貯蔵槽	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)
c. 炉心損傷確認	原子炉水位がさらに低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する。 炉心損傷が発生すれば、シルコニウム-水反応により水素が発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認する。	—	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 格納容器内水素濃度 (SA)
d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手動操作により逃がし安全弁 2 個を開放し、原子炉を急速減圧する	逃がし安全弁	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力
e. 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却	原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達によりリロケーションを確認した場合、格納容器圧力 0.465MPa[gage]到達を確認した場合又は格納容器温度 190℃到達を確認した場合には原子炉格納容器の雰囲気気を冷却するため、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ 2 台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 0.465MPa[gage]到達によって開始した場合格納容器圧力が 0.39MPa [gage]以下となった時点で停止する	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	原子炉圧力容器温度 復水補給水系統流量 (原子炉格納容器) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウエール雰囲気温度 復水貯蔵槽水位 (SA)

※1 項目 a～i は、3.2.1 (3)に示す重大事故等対策の概要の各項目に対応  
 ※2 非常用炉心冷却系による注水が出来ない状態。高圧炉心注水系及び低圧注水系の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心注水系及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧注水系による原子炉注水ができない場合。  
 【】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)  
 ■ 有効評価上考慮しない操作

表 3.2.1 高压溶融物放出／格納容器雰囲気加熱時ににおける重大事故等対策について (2/2)

判断及び操作 <sup>※1</sup>	操作	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
f. 原子炉格納容器下部への注水	原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達によりリロケーションを確認した場合、原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水を実施する。この場合の注水は、原子炉格納容器下部への水張りが目的であるため、原子炉格納容器下部の水位が2m（総注水量180m <sup>3</sup> ）に到達した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	原子炉圧力容器温度 復水補給水系流量（原子炉格納容器） 格納容器下部水位 復水貯蔵槽水位（SA）
g. 原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器の破損を直接確認する計装設備はないため、複数のパラメータの変化傾向により判断する	—	—	原子炉水位（SA） 原子炉水位 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力 格納容器内圧力（D/W） ドラフワイエル雰囲気温度
h. 溶融炉心への注水	原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を崩壊熱相当の流量に継続して行う <sup>※2</sup>	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	復水補給水系流量（原子炉格納容器） 復水貯蔵槽水位（SA）
i. 代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱 <sup>※3</sup>	代替原子炉補機冷却系による代替循環冷却系の運転を開始し、溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系の循環流量は、格納容器下部注水と格納容器スプレイに復水補給水系流量計を用いることによって流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイする	復水移送ポンプ 軽油タンク	代替原子炉補機 冷却系 タンクローリ (4kL)	復水補給水系流量（原子炉格納容器） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） ドラフワイエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバ・プールの水位 サブレーション・チェンバ・プールの水位

※1 項目 a～i は、3.2.1 (3)に示す重大事故等対策の概要の各項目に対応

※2 原子炉圧力容器破損時の影響により、格納容器下部水位計による監視ができない場合であっても、以下の条件の一部又は全てについての数時間の推移を確認することにより、総合的に溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。

- ・原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
- ・原子炉格納容器上部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
- ・原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること

また、サブレーション・チェンバ・プールの水位がリターンライン高さ（NWL+約1.5m）を超える場合には、リターンラインを通じたサブレーション・チェンバのプール水の原子炉格納容器下部への流入による溶融炉心の冷却に期待でき、サブレーション・チェンバ・プールの水位計によってこれを推定することができる。

※3 本格納容器破損モードの評価事故シナジェンスは取水機能の喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に代替原子炉補機冷却系の設計値を用いた。

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）  
 有効評価上考慮しない操作

表 3.2.2 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (1/4)

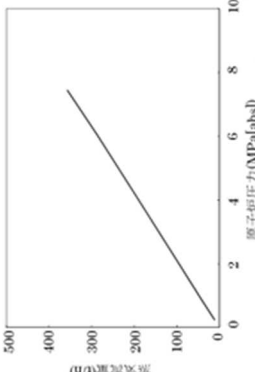
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (セパレータスカート下端から +119cm)	通常運転時原子炉水位として設定
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
燃料	9×9 燃料 (A 型)	—
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウエットウエル)	空間部 : 5,960m <sup>3</sup> 液相部 : 3,580m <sup>3</sup>	ウエットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3.43kPa (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
サブプレッション・チェンバ・プー ル水位	7.05m (NWL)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プー ル水位として設定
サブプレッション・チェンバ・プー ル水温	35°C	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プー ル水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57°C	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50°C (事象開始 12 時間後以降は 45°C, 事象開始 24 時間以降は 40°C)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

初期条件

表 3.2.2 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	溶融炉心からプール水への熱流束	過去の知見に基づき事前水張りの効果を考慮して設定
	コンクリートの種類	使用している骨材の種類から設定
	コンクリート以外の構造材の扱い	内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない ベント管を考慮する場合, 管内の水による除熱効果が考えられるが, 保守的にこれを考慮しない
事故条件	起因事象	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定
	安全機能等の喪失に対する仮定	高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系の機能喪失を, 低压注水機能として低压注水系の機能喪失を設定すると共に, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定
	外部電源	本評価事故シナケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高压母線に接続されており, 非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため, 外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが, 非常用ディーゼル発電機に期待する場合は資源の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ, 外部電源なしとして設定
	高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏洩等	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定

表 3.2.2 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム 逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4個, 380t/h/個	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定  逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
逃がし安全弁	自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個の 開放による原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気量の関係> 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定
代替格納容器スプレー冷却系	70m <sup>3</sup> /h (原子炉圧力容器の破損前) 130m <sup>3</sup> /h以上 (原子炉圧力容器の破損後の 圧力抑制)	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレー流量を考慮して設定
格納容器下部注水系 (常設)	90m <sup>3</sup> /h (事前水張り時) 原子炉圧力容器破損以降は、崩壊熱相当 の注水量	原子炉圧力容器の破損の事前の検知から破損までの時間余裕に基づき水位 2m 到達まで水張り可能な流量として設定 原子炉圧力容器破損以降は、溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定
代替循環冷却系	総循環流量：190m <sup>3</sup> /h 格納容器スプレー：約 140m <sup>3</sup> /h 原子炉格納容器下部：約 50m <sup>3</sup> /h	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレー流量及び原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な注水量を考慮して設定

重大事故等対策に関連する機器条件



表 3.2.2 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉急速減圧操作	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%高い位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定
代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作 (原子炉圧力容器の破損前の原子炉格納容器冷却)	原子炉圧力容器下鏡部温度が300°Cに到達したことを確認して開始し、原子炉圧力容器の破損を確認した場合に停止する	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定
原子炉格納容器下部への注水操作 (原子炉圧力容器の破損前の先行水張り)	原子炉圧力容器下鏡部温度が300°Cに到達したことを確認して開始、原子炉格納容器下部の水位が2m (総注水量180m <sup>3</sup> ) に到達したことを確認した場合に停止する	炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相相互作用の影響緩和を考慮し設定
原子炉格納容器下部への注水操作 (原子炉圧力容器の破損後の注水)	原子炉圧力容器の破損を確認した場合	炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相相互作用の影響緩和を考慮し設定
代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作 (原子炉圧力容器の破損後の原子炉格納容器冷却)	格納容器圧力が0.465MPa [gage]又は格納容器温度が190°Cに到達した場合に開始。格納容器圧力が0.465MPa [gage]到達によって開始した場合、格納容器圧力が0.39MPa [gage]以下となった時点で停止	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定
代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作 <sup>※</sup>	事象発生から20.5時間後	代替原子炉補機冷却系の準備時間等を考慮し設定

重大事故等対策に関連する操作条件

※ 本格納容器破損モードの評価事故シナケンスは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱は保守的に代替原子炉補機冷却系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、代替原子炉補機冷却系の準備に要する時間を設定した。

## 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

原子炉水位が有効燃料棒頂部を下回り、炉心損傷に至るような状況では、原子炉圧力容器(以下「RPV」という。)内の気相温度は飽和蒸気温度を大きく超える。高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(以下「DCH」という。)を防止するためには、その様な環境下でも逃がし安全弁(以下「SRV」という。)を開保持し、RPV内の圧力を2MPa以下の低圧に維持する必要がある。

図1に示す通り、SRVは本体部と補助作動装置から構成されている。「4. 本体部の温度上昇による影響」に示す通り、本体部では温度上昇は問題にならないが、補助作動装置の温度が上昇すると、電磁弁又はピストンのシール部が熱によって損傷し、SRVの機能維持に影響を及ぼす恐れがある。

SRVについては以下の環境条件における機能維持を確認している。

- ・171°Cにおいて3時間継続の後160°Cにおいて3時間継続

ここでは、炉心損傷後、DCH防止のために原子炉の減圧を継続している環境下で想定されるSRVの温度を評価し、上記の条件と比較することで、SRVの健全性を評価する。

## 1. 評価方法

MAAP解析によって得られたDCH対応シナリオでのRPV内気相温度とドライウェル内気相温度を環境温度条件として、三次元熱流動解析コード(STAR-CCM+)により、SRVの温度を評価した。

三次元熱流動解析では、RPVの温度条件が厳しくなる評価点を設定し定常解析を実施した。また、RPV破損直前にはRPV内の気相温度が急激に上昇することから、これに追従するSRVの温度上昇をより現実的に評価するため、RPV内の気相温度が急激に上昇する時間幅に対する非定常解析を実施した。

## 2. 評価条件

## (1) 温度条件

図2,3にRPV内気相平均温度とドライウェル内気相平均温度のMAAP解析結果を示す。MAAPの解析結果を踏まえ、表1及び以下に示す通り、2通りの評価条件を設定した。

- ① 事象発生から6時間後までの範囲を代表する温度条件として、同範囲内でのRPV内気相平均温度とドライウェル内気相平均温度のそれぞれについて最も厳しい温度を適用した温度条件。定常解析によって評価する。
- ② RPV破損直前のRPV内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件として、RPV内の気相温度が急激に上昇する時間幅でのRPV内の気相温度の変化とドライウェル内気相平均温度の最も厳しい温度を適用した温度条件。非定常解析によって評価する。

## (2) 評価モデル

自動減圧(ADS)機能付きのSRVの中で、電磁弁やピストンのシール部の温度条件が厳しい弁を評価する観点から、電磁弁の設置角度が排気管に最も近い弁を評価対象弁とした。また、図4,5のように開状態と閉状態を交互に並べた形でモデル化している。実機では離れた位置のSRV2個を操作するが、解析では評価体系の側面を周期境界としており、保守的に1個おきに開動作するモデルとしている。

## 3. 評価結果

評価結果を表2及び図6,7に示す。事象発生から6時間後までの範囲を代表する温度条件として設定した①の温度条件では、補助作動装置の電磁弁及びピストンのシール部の温度は160°Cを約10°C下回った。また、RPV破損直前のRPV内の気相温度の急激な上昇を考慮した②の温度条件では、補助作動装置の電磁弁及びピストンのシール部の温度は160°Cを約10°C下回った。

SRVに対する機能確認試験では、初期の熱負荷として、171°Cを与えており、この試験実績を踏まえると、DCH防止のために原子炉減圧を継続している状況下でもSRVの機能を維持可能<sup>※</sup>である。①は最も厳しい温度を設定して実施した定常解析であり、実際にSRVが経験する温度は更に低い値になるものと考えられる。

以上の通り、炉心損傷後、DCH防止のために原子炉の減圧を継続している状況を想定した環境下でも、SRVの機能を維持できると考える。

※ SRVは、「171°Cにおいて3時間継続の後160°Cにおいて3時間継続」という環境条件での機能維持が試験によって確認されている。この初期の熱負荷(171°Cにおいて3時間継続)をアレニウス則に基づき160°Cの熱負荷に換算すると、160°Cにおいて約4.6時間継続となり、これを後段の試験時間と合計すると約7.6時間は機能維持が可能となる。

## 4. 本体部の温度上昇による影響

閉状態のSRVが強制開するためには、補助作動装置の駆動力がSRV本体の抵抗力を上回る必要がある。SRV本体の抵抗力に対する温度上昇の影響は表3のとおり、いずれも温度上昇によって抵抗力が低下するよう設計上配慮されており、温度上昇が強制開の妨げとなることはない。

以 上

表 1 三次元熱流動解析での温度条件

	温度条件①【定常解析】 (事象発生から6時間後までの 範囲を代表する温度条件)	温度条件②【非定常解析】 (RPV 破損直前の RPV 内の気相温度の 急激な上昇を考慮した温度条件)
RPV 内 気相平均温度	約 589°C	約 510°C→約 626°C
ドライウェル内 気相平均温度	約 111°C	約 116°C

表 2 三次元熱流動解析での評価結果

	温度条件①【定常解析】 (事象発生から6時間後までの 範囲を代表する温度条件)	温度条件②【非定常解析】 (RPV 破損直前の RPV 内の気相温度の 急激な上昇を考慮した温度条件)
下部コイル ハウジング 最高温度*	約 150°C	約 150°C
ピストン部 最高温度	約 149°C	約 147°C

※ADS 機能付電磁弁設置位置

表 3 SRV 本体の抵抗力に対する温度上昇の影響

項目	温度上昇の影響
SRV スプリング閉止力	温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置の駆動力はスプリング閉止力に対して十分な力量を有している。
弁棒・アジャスタリング 摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく、SRV 強制開機能には影響を及ぼさない。
弁棒・ネッキブッシュ摺 動抵抗	弁棒は SUS431、ネッキブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組み合わせとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
バランスピストン・ブッ シュ摺動抵抗	バランスピストンは SUS403、ブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組み合わせとなっており、ブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
弁体(ガイド部)・ガイド 摺動抵抗	主蒸気温度上昇に伴い拡大するため、温度上昇に伴うガイドによる弁体拘束は発生しない。

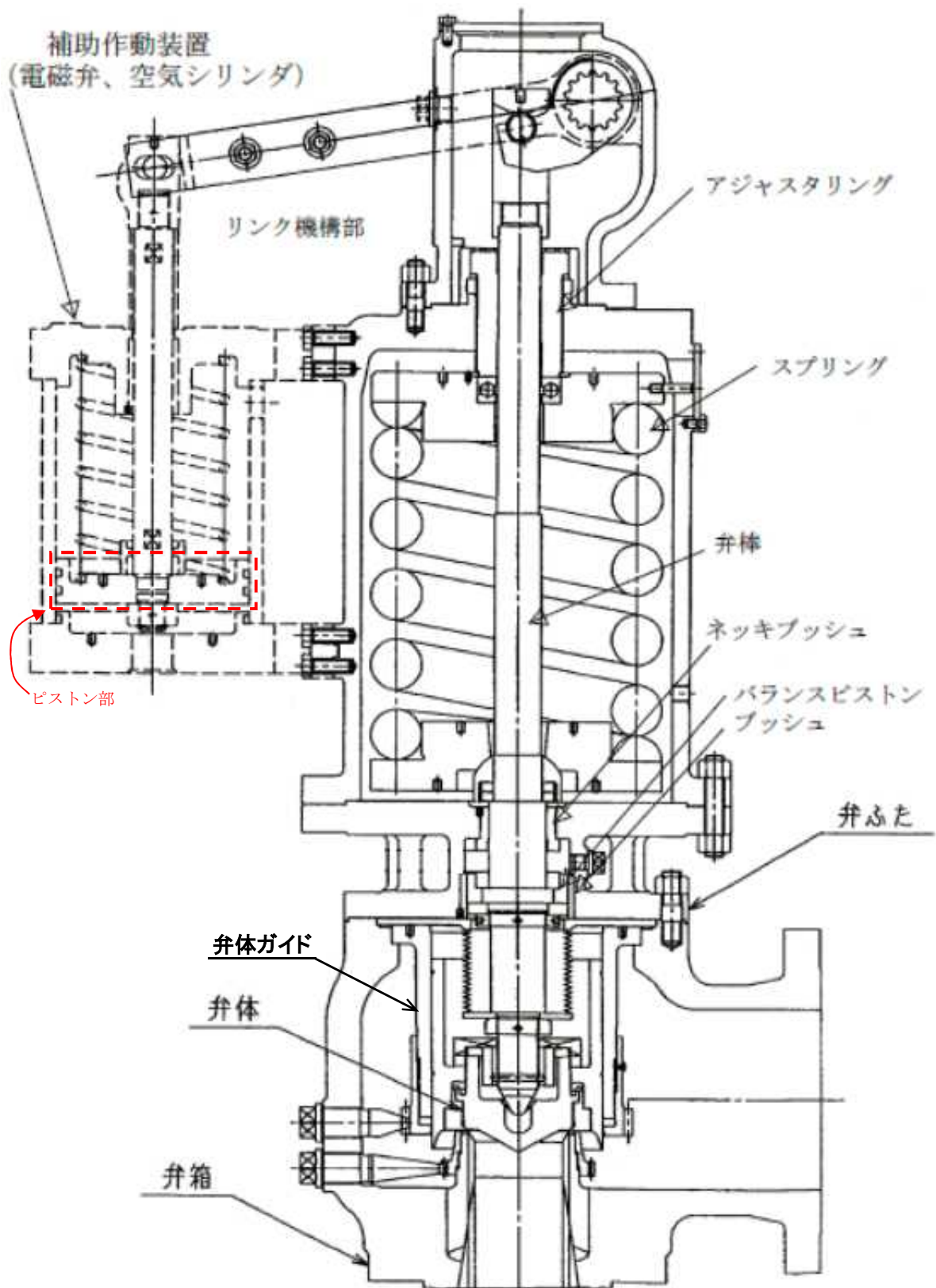


図 1a SRV 構造図(断面図)

添 3.2.1-4

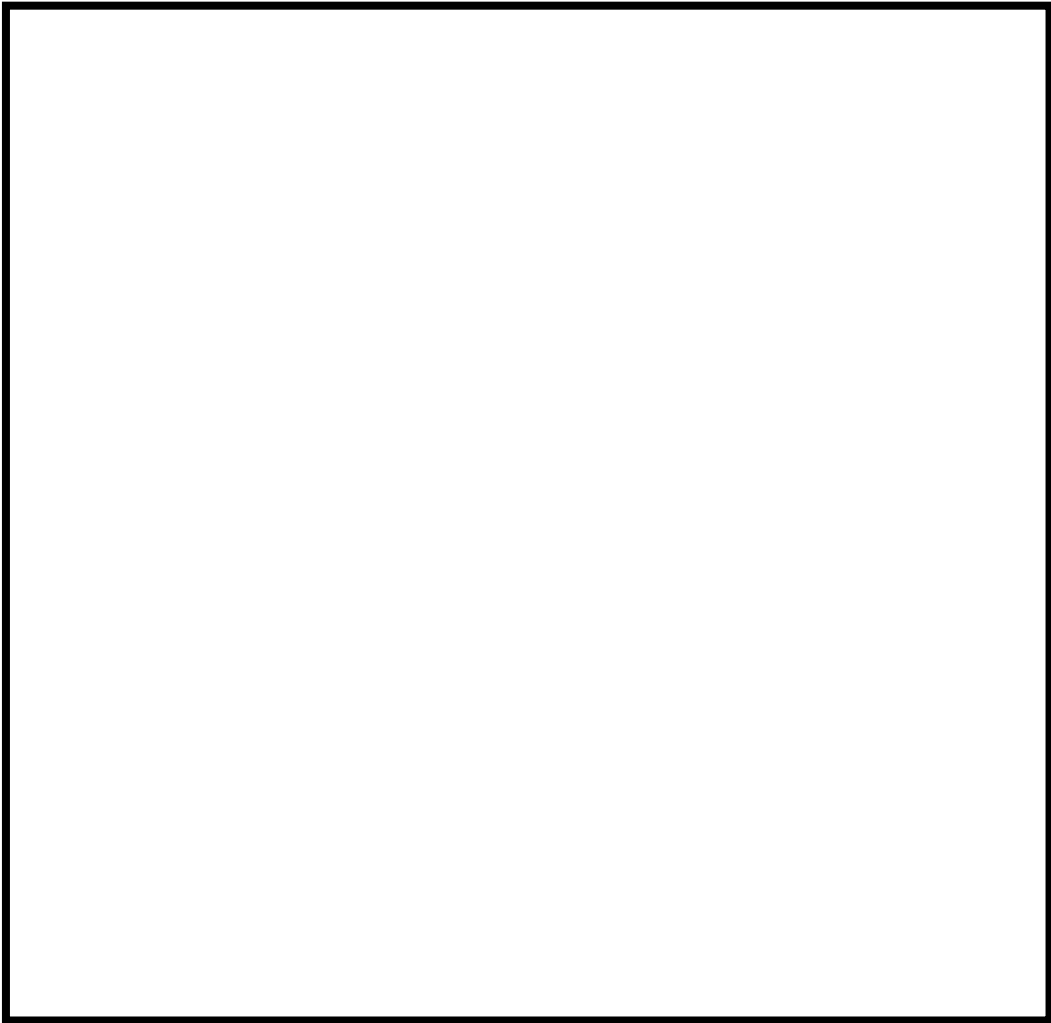


図 1b SRV 構造図(側面図詳細)



図 1c SRV 構造図(平面図詳細)

添 3.2.1-5

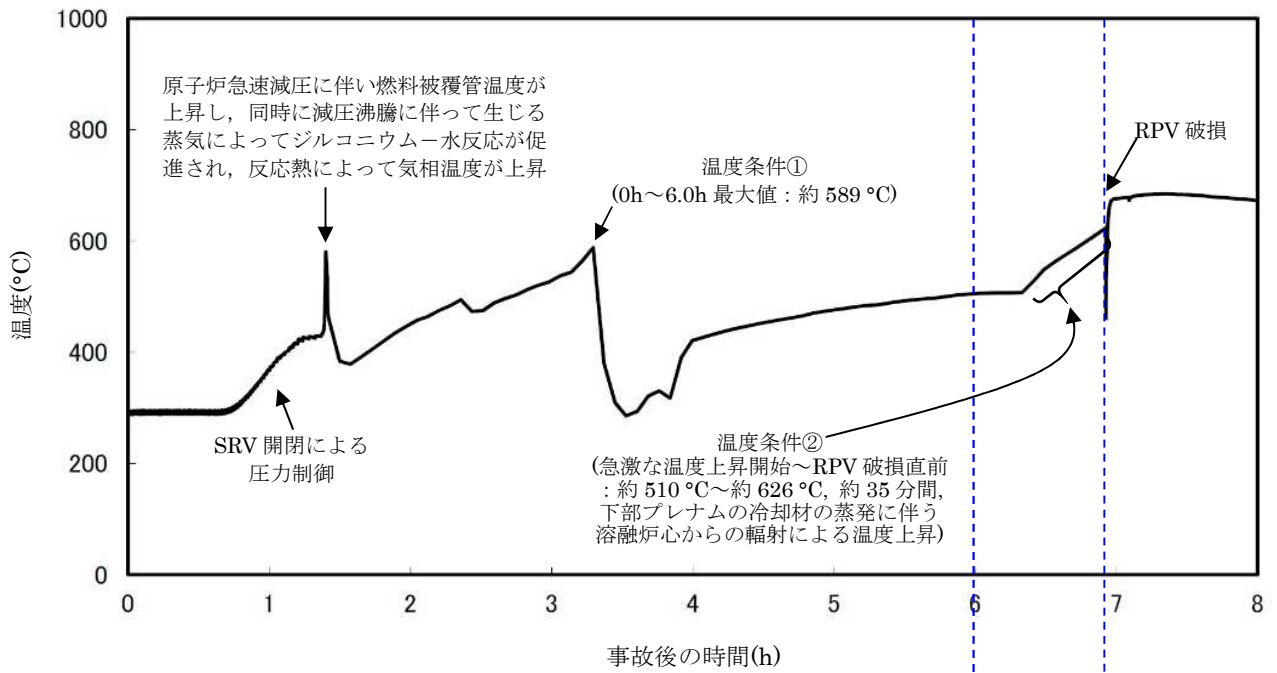


図 2 RPV 内気相平均温度の推移

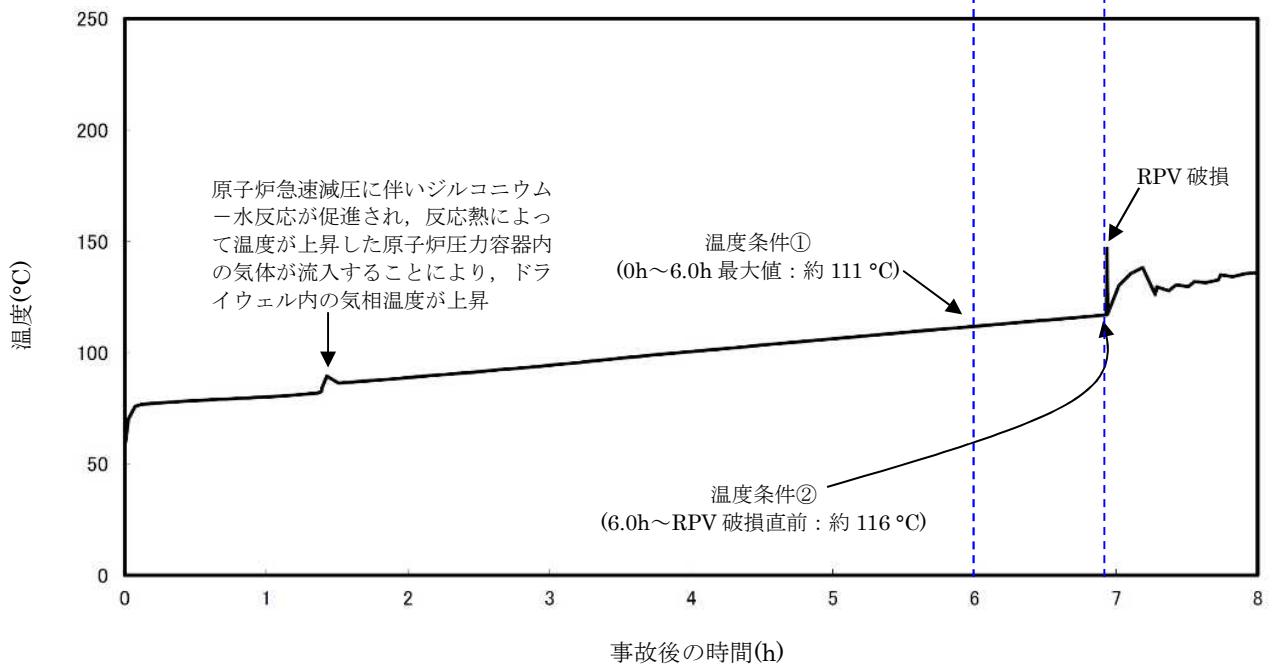


図 3 ドライウェル内気相平均温度の推移

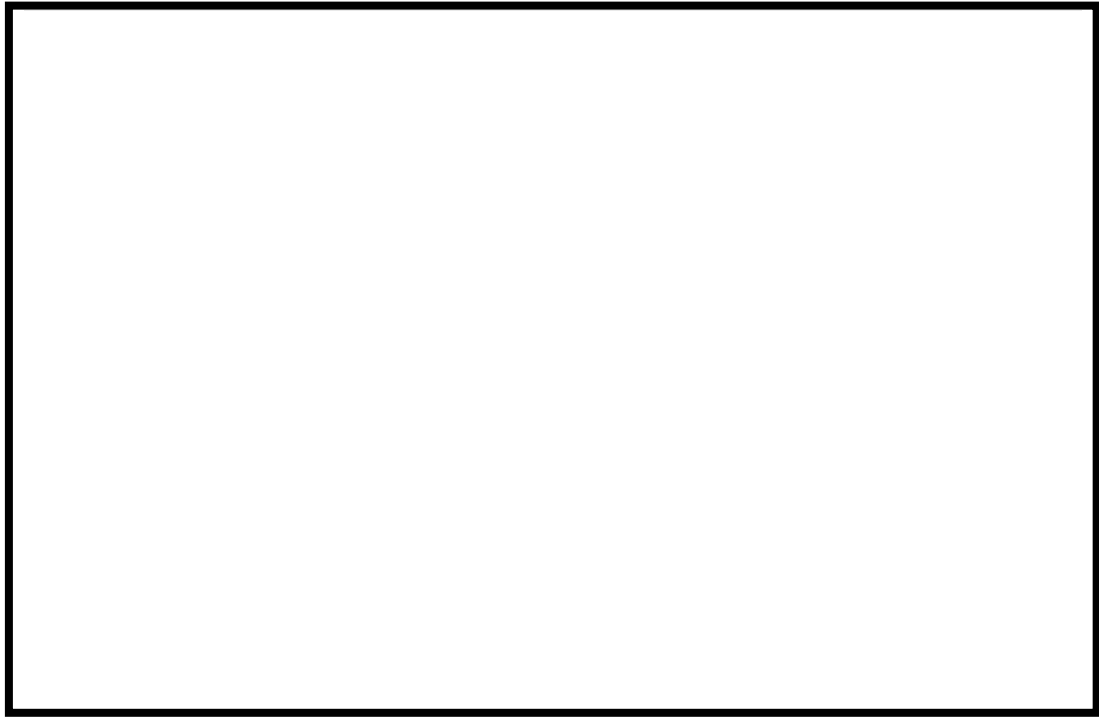


図4 モデル化範囲と境界条件



図5 モデル図と断面メッシュ図

添 3.2.1-7



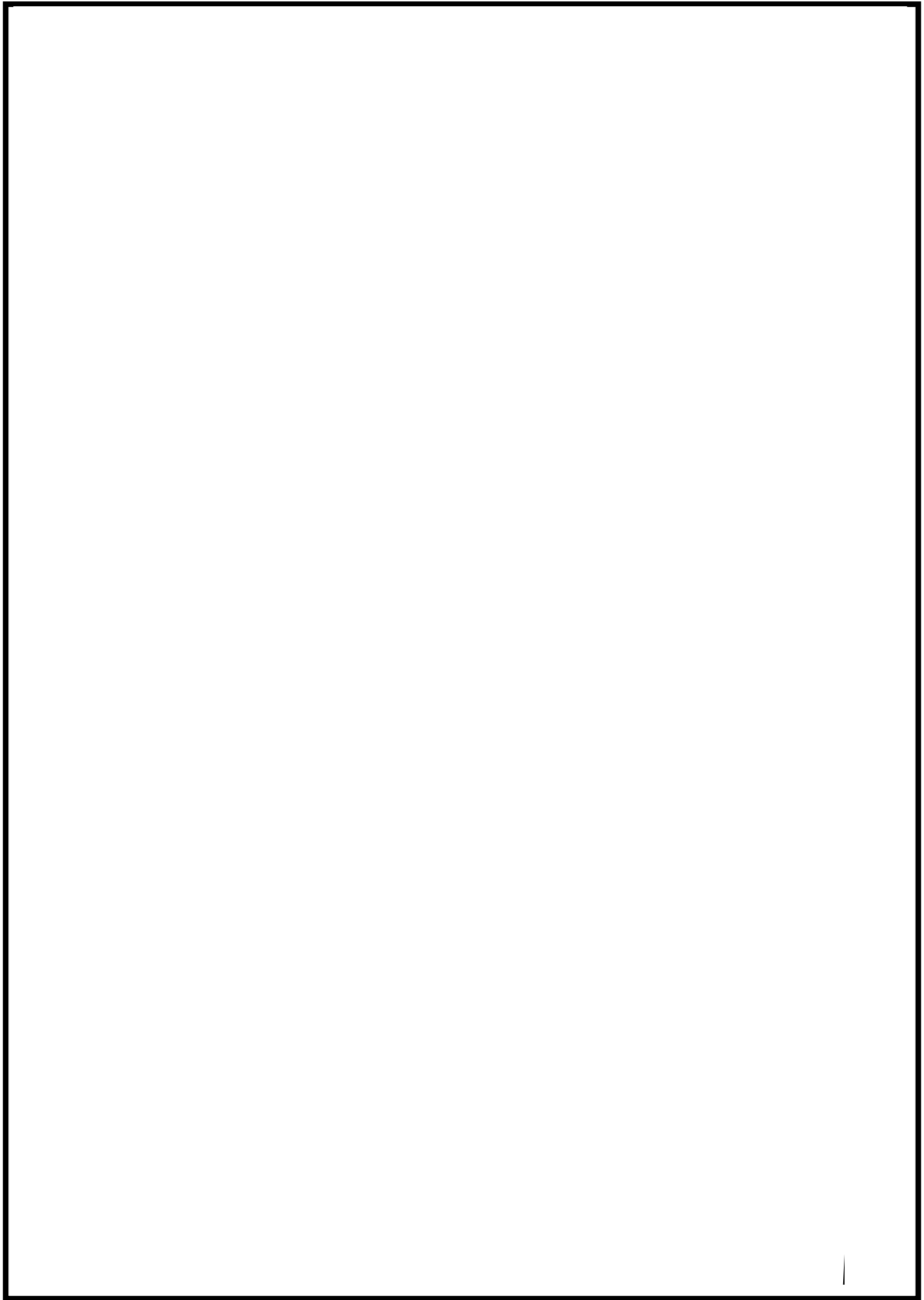


图 6 解析結果(温度条件①)



図 7 解析結果(温度条件②)

## 代替格納容器スプレイを実施した場合の逃がし安全弁の温度

添付資料 3.2.1 の評価では、原子炉の減圧を継続している状況での代替格納容器スプレイを実施していないが、これを実施することで、逃がし安全弁の温度の大幅な低下に期待できる。このため、今後初期水張り等の格納容器への注水は可能なものの、原子炉に注水できない状況下では、格納容器内の温度・圧力を緩和する観点から、予め格納容器(ドライウエル)スプレイを実施する手順とする。ここでは、代替格納容器スプレイに期待した場合の逃がし安全弁の温度を示す。

## 1. 評価方法

代替格納容器スプレイを実施していない場合(添付資料 3.2.1)と同じ。

## 2. 評価条件

## (1) 温度条件

図 1, 2 に原子炉压力容器内気相平均温度とドライウエル内気相平均温度の MAAP 解析結果を示す。MAAP の解析結果を踏まえ、表 1 及び以下に示す通り、2 点の評価条件を設定した。

- ① 事象発生から 6 時間後までの範囲を代表する温度条件として、代替格納容器スプレイ及び下部ドライウエル初期水張り開始前を考慮した温度条件
- ② 6 時間後から熔融炉心落下直前までを代表する温度条件として原子炉压力容器破損直前の原子炉压力容器内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件

## (2) 評価モデル

代替格納容器スプレイを実施していない場合と同じ。

## 3. 評価結果

評価結果を表 2 及び図 3, 4 に示す。いずれの温度条件でも、補助作動装置の電磁弁及びピストンのシール部の温度は 160°C を大幅に下回った。

以上の通り、炉心損傷後、DCH 防止のために原子炉の減圧を継続している状況を想定した環境下で代替格納容器スプレイを実施する場合、SRV の温度が大幅に低減されること確認した。

以 上

表 1 三次元熱流動解析での温度条件

	温度条件①【定常解析】 (事象発生から6時間後までの 範囲を代表する温度条件)	温度条件②【非定常解析】 (RPV 破損直前の RPV 内の気相温度の急 激な上昇を考慮した温度条件)
原子炉压力容器内 気相平均温度	約 649°C	約 532°C→約 649°C
ドライウェル内 気相平均温度	約 97°C	約 84°C

表 2 三次元熱流動解析での評価結果

	温度条件① (事象発生から6時間後までの 範囲を代表する温度条件)	温度条件② (RPV 破損直前の RPV 内の気相温度 の急激な上昇を考慮した温度条件)
下部コイルハウジング 最高温度*	約 145°C	約 121°C
ピストン部最高温度	約 148°C	約 123°C

※ADS 機能付電磁弁設置位置

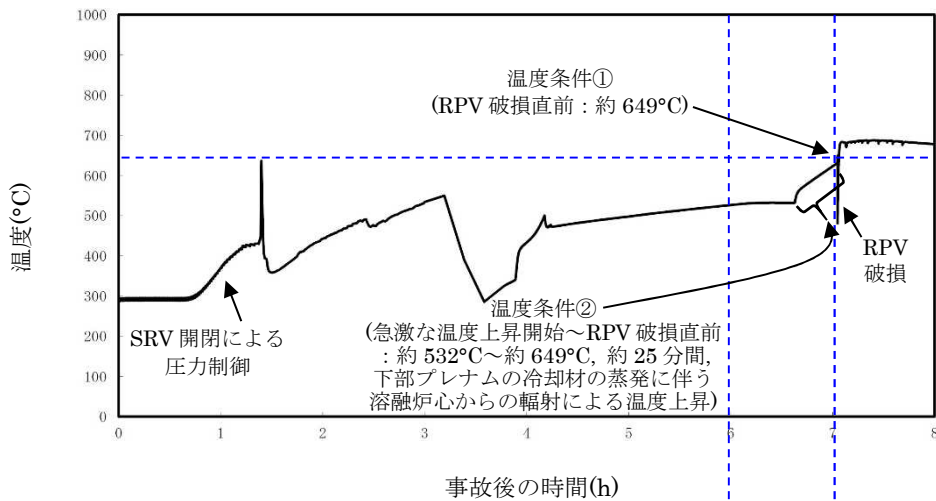


図 1 原子炉压力容器内気相平均温度の推移

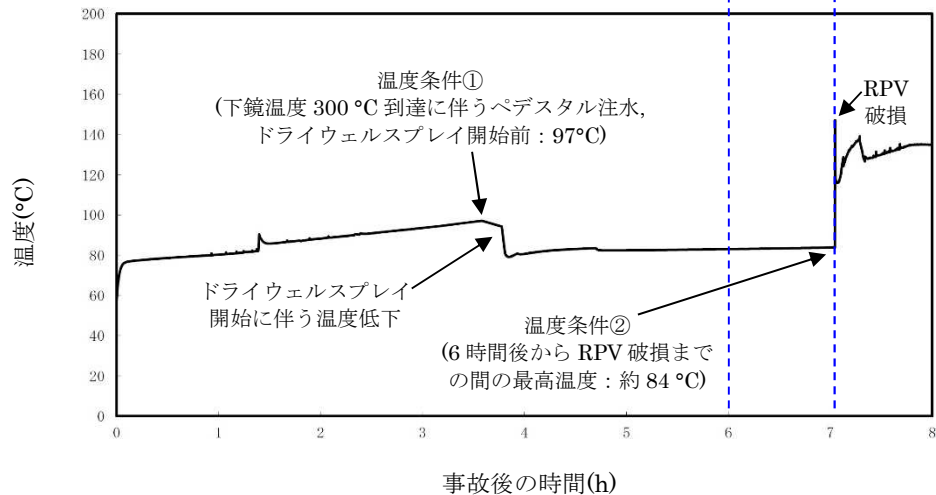


図 2 ドライウェル内気相平均温度の推移  
添 3.2.1 別添 1-2

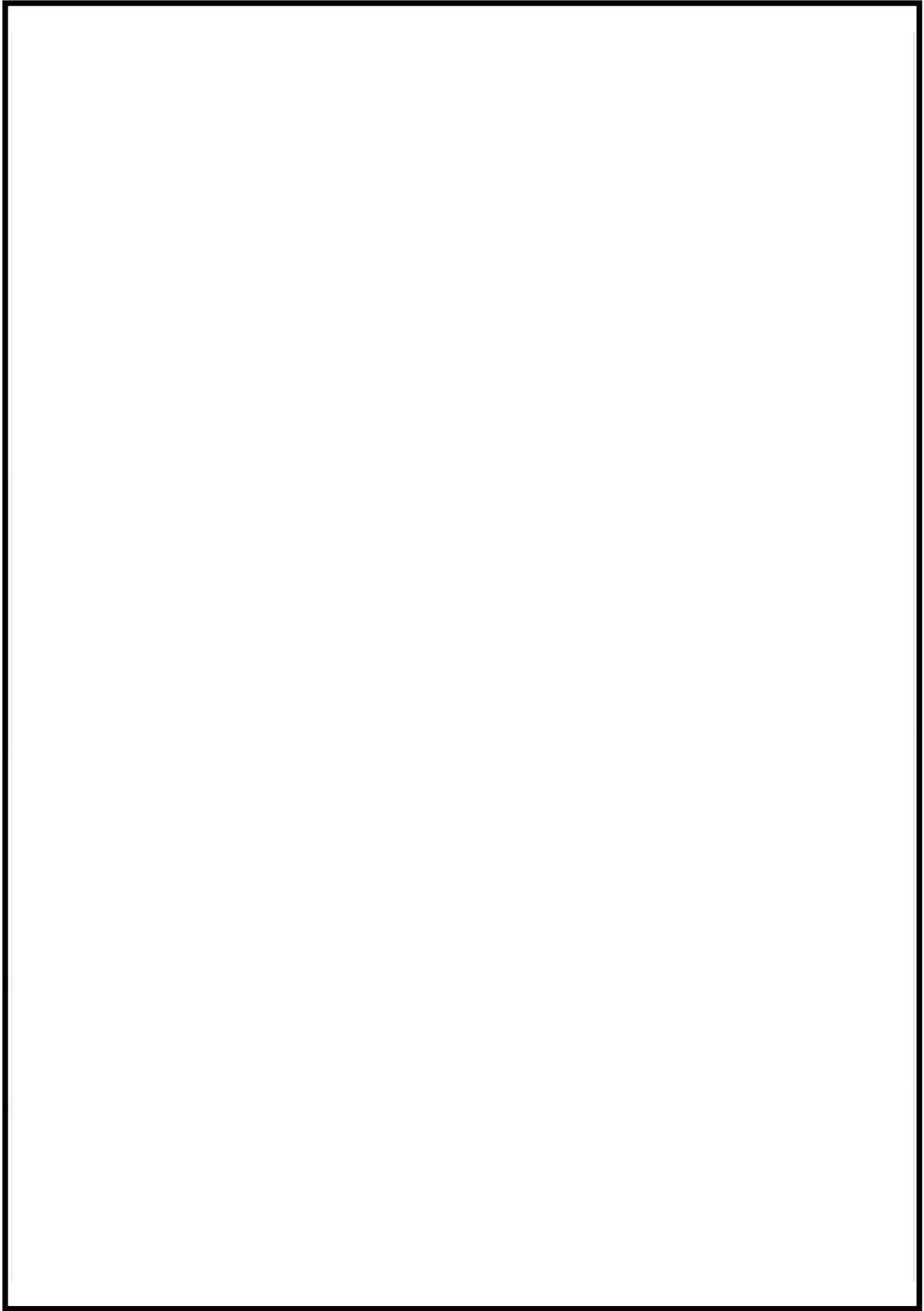


図3 解析結果(温度条件①)

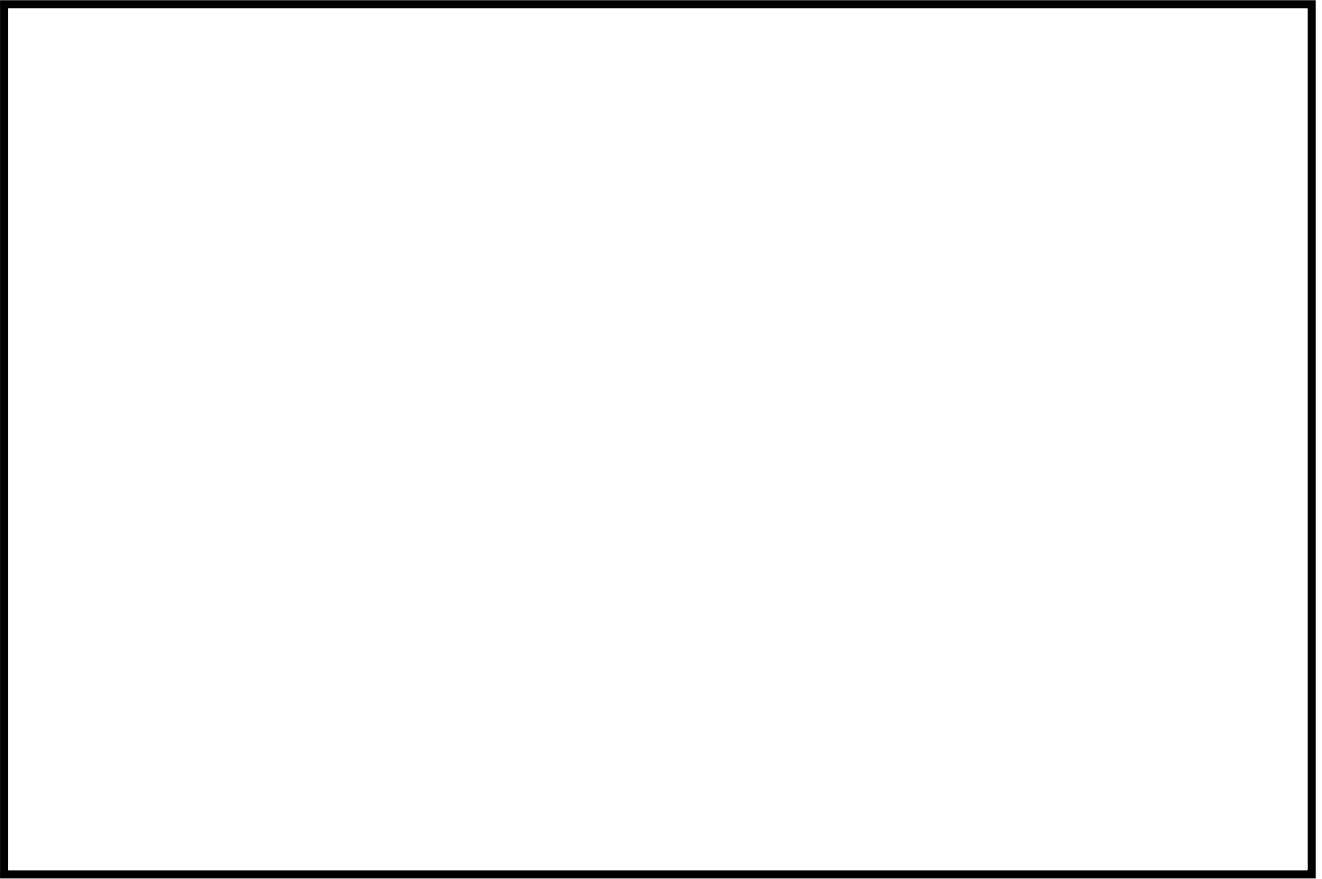


図 4 解析結果(温度条件②)

## 格納容器破損モード「DCH」, 「FCI」, 「MCCI」の評価事故シーケンスの位置付け

格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)」, 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)」, 「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」については、各プラント損傷状態(PDS)に対応する各重要事故シーケンス及び雰囲気圧力・温度による静的負荷の評価事故シーケンスへの重大事故等防止対策の有効性評価の結果等から、重大事故等対処設備に期待する場合、炉心損傷あるいはロケーションまでに事象の進展を停止し、これらの現象の発生を防止することが出来る。

しかしながら、格納容器破損モード「DCH」, 「FCI」, 「MCCI」は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(以下「解釈」という。)第37条2-1(a)において、必ず想定する格納容器破損モードとして定められている。このため、今回の評価では重大事故等対処設備の一部に期待しないものとして、各物理化学現象に伴う格納容器破損が懸念される状態に至る評価事故シーケンスを設定している。

一方、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)」については、事故シーケンス選定のプロセスにおいて、国内外の先進的な対策と同等な対策を講じても炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出された、「大破断 LOCA+ HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗」を評価事故シーケンスとして選定し、重大事故等防止対策の有効性を評価している。

以上の通り、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)」は重大事故等防止対策に期待して評価し、解釈第37条2-3(a)～(c)の評価項目に対する重大事故等防止対策の有効性を評価しており、格納容器破損モード「DCH」, 「FCI」, 「MCCI」は、評価を成立させるために、重大事故等対処設備の一部に期待しないものとして、解釈第37条2-3(d), (e), (i)の評価項目に対する重大事故等防止対策の有効性を評価している。

以 上

## 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について

本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では、厳しい事象を想定した場合でも、原子炉格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。

原子炉建屋内の換気空調系によって原子炉建屋を負圧にする場合、原子炉建屋内の放射性物質は換気空調系を經由して大気中に放出されるが、原子炉建屋から大気中への漏えいを能動的に防止することができる。一方、原子炉建屋内の換気空調系を停止する場合は、原子炉建屋からの漏えいを能動的に防止する効果は無くなるが、換気空調系を經由した放出が無くなる。本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では後者、すなわち、原子炉建屋の換気空調系を停止する状況を想定している。

本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器は健全であると評価していることから、原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建屋内で凝縮され原子炉建屋空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建屋内の換気空調系は停止しているため、原子炉建屋内空間部と外気との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殆どないものと考えられる。さらに、原子炉格納容器内から原子炉建屋に漏えいし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ものと考えられる。

これらのことから、原子炉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、原子炉格納容器から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、原子炉建屋内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。

以下では、上述の状況に係わらず、保守的に原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを仮定した場合の放出量を示す。

## 1. 評価条件

- (1) 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗(+DCH発生)」について評価する。
- (2) 格納容器からの漏えい量は、MAAP 解析上で格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、開口面積は以下のように設定する。なお、エアロゾル粒子は格納容器外に放出される前に貫通部内で大部分が捕集されることが実験的に確認されていることから、本評価に当たっては、格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果(DF450)を考慮した。
  - ・ 1Pd 以下 : 0.9Pd で 0.4%/日 相当
  - ・ 1~2Pd : 2.0Pd で 1.3%/日 相当
- (3) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、原子炉建屋の換気空調系停止時の原子炉建屋から大気中への漏えい率を 10%/日(一定)とした。(詳細は「3. 補足事項」参照)
- (4) 原子炉建屋内での放射エネルギーの時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。



## 2. 評価結果

原子炉建屋から大気中への放射性物質(Cs-137)の漏えい量は  $2.7 \times 10^{-3}$  TBq (7日間) (暫定値) となる。

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漏えい量は制限され、更に原子炉建屋から大気中への漏えいにおいても一定の漏えい率に制限されるため、放射性物質の漏えい量は抑制される。

この評価結果は「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」に示すドライウエルのラインを經由した場合の放出量 2.0TBq (7日間) に比べて十分に小さい。

### 3. 補足事項

原子炉建屋から大気中への漏えい率は、建屋周辺の風速によって原子炉建屋内と建屋外に差圧が生じ、放射性物質を含む原子炉建屋内の気体が建屋外へ漏えいすると仮定して評価する。

(1)式に建屋周辺の風速と建屋差圧(風荷重)の関係を示す。

$$\Delta P = -C \times \rho \times v^2 / 2 \quad \dots (1)$$

$\Delta P$  : 風荷重 (kg/m<sup>2</sup>)

$C$  : 風力係数 (-0.4)

$\rho$  : 空気密度 (0.125kg/m<sup>3</sup> : 大気圧 101kPa, 大気温度 15°C)

$v$  : 風速 (3.1m/s)

(敷地内で観測した 1985 年 10 月～1986 年 9 月の地上高 10m 風速観測結果から、平均風速である 3.1m/s を選定)

出典：建築学便覧Ⅱ 構造

次に、差圧と原子炉建屋の漏えい率の相関式を(2)式に示す。

$$f \propto \sqrt{\Delta P} \quad \dots (2)$$

$f$  : 原子炉建屋の漏えい率 (回/日)

$\Delta P$  : 差圧 (mmH<sub>2</sub>O)

なお、1mmH<sub>2</sub>O=1kg/m<sup>2</sup>

原子炉建屋は、建屋負圧 6.4mmH<sub>2</sub>O で漏えい率が 0.5 回/日以下になるように設計されているため、実風速による建屋差圧と漏えい率の関係は(3)式のようなになる。

$$f_1 = f_0 \times \sqrt{(\Delta P_1 / \Delta P_0)} \quad \dots (3)$$

$f_1$  : 実風速時の漏えい率 (回/日)

$f_0$  : 原子炉建屋の設計漏えい率 (0.5 回/日)

$\Delta P_1$  : 実風速時の建屋差圧 (約 0.3mmH<sub>2</sub>O)

$\Delta P_0$  : 原子炉建屋の設計建屋差圧 (6.4mmH<sub>2</sub>O)

以上より、建屋周辺の風速によって生じる原子炉建屋からの漏えい率は約 10%/日 (0.1 回/日) となる。

以上

表 1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータ（原子炉圧力）に与える影響(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱) (1/2)

【MAAP】

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（原子炉圧力）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発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。CORAX 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。 ・TQV、大破断 LOCA シーンとともに、炉心溶融の開始時刻への影響は小さい ・下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、ほぼ変化しない	炉心ヒートアップの感度解析(ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析)では、炉心溶融時間に対する感度及び下部プレナムへのリロケーション開始時間に対する感度は小さいことが確認されている。本評価事故シーケンスにおいては、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注水機能が喪失することを想定しており、最初に実施すべき操作は原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%高い位置に到達した時点の減圧操作となり、燃料被覆管温度等によるパラメータを操作開始の起点としている操作ではないことから、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(ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析)では、炉心溶融時間に対する感度及び下部プレナムへのリロケーション開始時間に対する感度は小さいことが確認されている。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点での運転員等操作による原子炉急速減圧によって速やかに原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減し、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持しているため、上記の不確かさが運転員等操作時間に与える影響はないこと及び原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	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)	TQVX シーン及び中小破断 LOCA シーンに対して、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有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である	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 SAFER コードとの比較により、急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下について、一時的により低い水位に到達することが確認されており、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%高い位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差違であることから運転員等操作時間に与える影響は小さい。	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 SAFER コードとの比較により、急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下について、一時的により低い水位に到達することが確認されており、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%高い位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差違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。
気液分離(水位変化)・対向流					
原子炉圧力容器	冷却材放出(臨界流・差圧流)	原子炉圧力容器モデル(破断流モデル)	逃がし安全弁からの流量は、設計値に基づいて計算される。	冷却材放出(臨界流・差圧流)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。	冷却材放出(臨界流・差圧流)を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータ（原子炉圧力）に与える影響(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (2/2)

【MAAP】

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（原子炉圧力）に与える影響
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>・TQUV、大破断 LOCA シーンとともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器の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が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析より原子炉圧力容器破損時間に対する感度は小さいことが確認されている。本評価事故シーケンスでは、リロケーションが発生する前に運転員等操作により原子炉急速減圧を実施することから、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が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より原子炉圧力容器破損時間に対する感度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、リロケーションが発生する前に運転員等操作により原子炉急速減圧操作を実施し、操作開始後原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	構造材との熱伝達				
	原子炉圧力容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	溶融炉心の挙動モデル(下部プレナムでの溶融炉心挙動)	原子炉圧力容器内 FCI に影響する項目として溶融ジェット径、エントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度が小さいことを確認した。	原子炉圧力容器内 FCI 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。	原子炉圧力容器内 FCI を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	原子炉圧力容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)				
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した</li> <li>・下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻等の事象進展に対する影響が小さいことを確認した。</li> </ul>	下部プレナムと炉心デブリの熱伝達に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことを確認していることから、下部ヘッドの温度上昇を起点とする、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）の開始に与える影響は小さい。さらに、下部ヘッド温度上昇(300℃到達)は事象発生開始から、約 3.7 時間後の操作であり、多少の挙動の差異が生じた場合においても十分な時間余裕があることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	下部プレナムと炉心デブリの熱伝達に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことを確認していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	原子炉圧力容器破損	原子炉圧力容器破損に影響する項目として制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)をパラメータとした感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻が約 13 分早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり、実機における影響は十分小さいと判断される。	制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に対する感度解析により、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスへの対応では原子炉圧力容器破損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。	制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に対する感度解析により、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが、溶融燃料の落下時間への影響は小さく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータ（原子炉圧力）に与える影響（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）(1/2)

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（原子炉圧力）に与える影響
	解析条件	最確条件			
初期条件	原子炉熱出力	3,926MWt	3,924MWt 以下 (実績値)	原子炉熱出力のゆらぎを考慮した運転管理目標値を参考に最確条件を包絡できる条件を設定。	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	7.07MPa[gage]	約 7.05MPa[gage] ～約 7.12MPa[gage] (実測値)	定格原子炉圧力として設定。	最確条件とした場合には、運転中の圧力変動により解析条件に対して変動を与えうるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転水位 (セパレータスカート下端から約+118cm～約+120cm) (実測値)	通常運転時の原子炉水位として設定。	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うるが、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、スクラム 10 分後の原子炉水位の低下量は通常運転水位約-4m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約-10mm 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く、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
	炉心流量	52,200t/h (100%)	定格流量の約 91%～約 110% (実測値)	定格流量として設定。	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及ぼす影響は小さく、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、熱水的な特性はほぼ同等であり、その他の核的特性等の違いは燃料棒最大線出力密度の保守性に包含されることから、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、両型式の燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、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。
	原子炉停止後の崩壊熱	燃焼度 33GWd/t	平均的燃焼度約 30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を確保することで、最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉水位の低下が緩やかになり、発生する蒸気量は少なくなることから、有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%高い位置到達を操作開始の起点としている原子炉急速減圧操作の開始が遅くなる。
	格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	7,350m <sup>3</sup> (設計値)	ドライウエル内体積の設計値(全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)を設定。	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としているため、原子炉格納容器側の条件による直接的な影響はない。
	格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部：5,960m <sup>3</sup> 液相部：3,580m <sup>3</sup>	空間部：約 5,980～約 5,945m <sup>3</sup> 液相部：約 3,560～約 3,595m <sup>3</sup> (実測値)	ウェットウエル内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)を設定。	
	サプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (NWL)	約 7.01m～約 7.08m (実測値)	通常運転時のサプレッション・チェンバ・プール水位として設定。	
	サプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	約 30℃～35℃ (実測値)	通常運転時のサプレッション・チェンバ・プール水温の上限値を、最確条件を包絡できる条件として設定。	
	格納容器圧力	5.2kPa[gage]	約 3kPa[gage]～約 7kPa[gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力として設定。	
	格納容器温度	57℃	約 30℃～約 60℃ (実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定。	
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエルーサプレッション・チェンバ間差圧)	3.43kPa (ドライウエルーサプレッション・チェンバ間差圧) (設計値)	真空破壊装置の設定値。		
				本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としているため、原子炉格納容器側の条件による直接的な影響はない。	

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータ（原子炉圧力）に与える影響（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）(2/2)

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（原子炉圧力）に与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	外部水源の温度	50℃（事象開始12時間以降は45℃, 事象開始24時間以降は40℃）	約30℃～約50℃（実測値）	復水移送ポンプ吐出温度を参考に最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり, 格納容器圧力上昇に対する格納容器スプレイによる圧力抑制効果は大きくなり, 間欠スプレイの間隔に影響する。しかし本解析ではスプレイ間隔は炉心冠水操作に依存していることから運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり, 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, 格納容器圧力上昇に対する格納容器スプレイによる圧力抑制効果は大きくなり, 格納容器の圧力上昇は遅くなるが, 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21,400m <sup>3</sup>	21,400m <sup>3</sup> 以上（淡水貯水池水量+復水貯蔵槽水量）	淡水貯水池及び通常運転中の復水貯蔵槽の水量を参考に, 最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件とした場合には, 解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなる。また, 事象発生12時間後からの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による補給により復水貯蔵槽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2,040kL	2,040kL以上（軽油タンク容量）	通常時の軽油タンクの運用値を参考に, 最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件とした場合には, 解析条件よりも燃料容量の余裕が大きくなる。また, 事象発生直後から最大負荷運転を想定しても燃料は枯渇しないことから, 運転員等操作時間に対する影響はない。	—
事故条件	起因事象	全給水喪失	—	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定。	起因事象として, 原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は減圧操作が不要となる。	起因事象として, 原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の一次冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は減圧操作が不要となる。
	安全機能等の喪失に対する仮定	高压注水機能, 低压注水機能, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	—	高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系の機能喪失を, 低压注水機能として低压注水系の機能喪失を設定すると共に, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定。	—	—
	外部電源	外部電源なし	—	本評価事故シーケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高压母線に接続されており, 非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため, 外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが, 非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ, 外部電源なしとして設定。	—	—
	高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等	考慮しない	発生する可能性は否定できない	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定。	1F事故に対する炉心・格納容器の状態の推定の評価において, 炉内核計装配管のドライチューブ, 逃がし安全弁のフランジガスケット部等からの気相漏えいの可能性について言及されている。本仮定を本シナリオに対して考慮した場合, 原子炉圧力を減圧させることとなるため, 減圧の規模によっては原子炉減圧操作をしなくとも, 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を回避する可能性がある。事象進展に対する影響としては, 気相部漏えいは原子炉水位がTAFを十分下回った以降の炉心ヒートアップによる影響と推定でき, 本シナリオでは原子炉水位有効燃料棒底部(BAF)+10%位置にて減圧操作を実施することから考えると, 事象進展に対する影響は小さい。	1F事故に対する炉心・格納容器の状態の推定の評価において, 炉内核計装配管のドライチューブ, 逃がし安全弁のフランジガスケット部等からの気相漏えいの可能性について言及されている。本仮定を本シナリオに対して考慮した場合, 原子炉圧力を減圧させることとなるため, 減圧の規模によっては原子炉減圧操作をしなくとも, 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を回避する可能性がある。事象進展に対する影響としては, 気相部漏えいは原子炉水位がTAFを十分下回った以降の炉心ヒートアップによる影響と推定でき, 本シナリオでは原子炉水位有効燃料棒底部(BAF)+10%位置にて減圧操作を実施することから考えると, 事象進展に対する影響は小さいと考えられ, 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	原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定。	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進展に影響はなく, 運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進展に影響はなく, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]～ 7.86MPa[gage] 363t/h/個～380t/h/個	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]～ 7.86MPa[gage] 363t/h/個～380t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値を設定。	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進展に影響はなく, 運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進展に影響はなく, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。
		自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個開による原子炉急速減圧	自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個開による原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定。	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進展に影響はなく, 運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進展に影響はなく, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	代替格納容器スプレイ冷却系	70m <sup>3</sup> /hでスプレイ	70m <sup>3</sup> /h以上でスプレイ	格納容器温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定。	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としているため, 原子炉格納容器側の条件による直接的な影響はない。	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としているため, 原子炉格納容器側の条件による直接的な影響はない。

表3 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータ (原子炉圧力) に与える影響及び操作時間余裕 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (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 (原子炉圧力) に与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間						
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
原子炉急速減圧操作	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%高い位置に到達した時点で開始 (事象発生から約1.4時間後)	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定	<p>【認知】</p> <p>原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%高い位置に到達するまでには事象発生から約1.4時間の時間余裕があり, 原子炉水位は事故時の重要監視パラメータとして継続監視しているため, 認知に大幅な遅れを生じることは考えにくい。よって, 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】</p> <p>中央制御室内での操作のみであり, 運転員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】</p> <p>逃がし安全弁による原子炉減圧操作は制御盤の操作スイッチによる操作のため, 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】</p> <p>逃がし安全弁手動開放の操作時に, 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく, 操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>中央制御室内の制御盤の操作スイッチ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>	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%高い位置に到達するまでには事象発生から約1.4時間の時間余裕があり, また, 原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながら予め準備が可能であることから, 実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり, 操作開始時間に与える影響は小さい。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れる可能性があるが, 中央制御室で行う作業であり, 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。	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。	原子炉急速減圧操作については, 原子炉圧力容器破損までに完了する必要があるが, 原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約7.0時間あり, 準備時間が確保できるため, 時間余裕がある。	中央制御室における操作のため, シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では, 原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%高い位置に到達後, 速やかに逃がし安全弁による減圧操作を開始。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。
操作条件 溶融炉心落下前の格納容器下部注水系 (常設) による水張り操作	原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で開始。90m <sup>3</sup> /hで2時間注水し, 格納容器下部に水位2mの水張りを行う (事象発生から約3.7時間後)	炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	<p>【認知】</p> <p>格納容器下部への注水操作は, 原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始するが, 損傷炉心への注水による冷却性を確認するため, 原子炉圧力容器下鏡部温度は継続監視しており, 認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって, 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】</p> <p>格納容器下部への注水操作は, 中央制御室にて操作を行う運転員と現場にて操作を行う運転員 (現場) を各々配置しており, 操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】</p> <p>中央制御室から操作現場である廃棄物処理建屋地下3階までのアクセスルートは, コントロール建屋のみであり, 通常5分間程度で移動可能であるが, 余裕を含めて10分間の移動時間を想定している。また, アクセスルート上にアクセスを阻害する設備はなく, よって, 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>中央制御室内における格納容器下部への注水操作は, 復水補給水系の2弁の開操作による注水であり, 制御盤のスイッチによる操作のため1操作に1分間を想定し, 合計2分間であり, それに余裕時間を含めて操作時間5分間を想定している。格納容器下部への注水量調整は, 制御盤の操作スイッチにて弁の開度調整を行い, 約2時間の注水で格納容器下部に水位2mの水張りを行うが, 水張り中の操作は適宜流量及び格納容器下部水位を監視し, 流量調整をするのみであるため, 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】</p> <p>格納容器下部への注水操作時に, 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく, 操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>中央制御室内における操作は, 制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため, 誤操作は起こりにくく, そのため誤操作により操作時間が長くなる可能性は低い。また, 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, 誤操作により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.7時間の時間余裕があり, また, 格納容器下部注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながら溶融炉心の下部プレナムへの移行を判断し, 水張り操作を実施することとしており, 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。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れる可能性があるが, 中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員 (現場) 及び緊急時対策要員を配置しており, 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。	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。	原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでの時間は事象発生から約3.7時間あり, また, 格納容器下部注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながら予め準備が可能である。また, 原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達時点での中央制御室における格納容器下部への注水操作の操作時間は約5分間である。溶融炉心落下前の格納容器下部注水系 (常設) による水張りは約2時間で完了することから, 水張りを事象発生から約3.7時間後に開始すると, 事象発生から約5.7時間後に水張りが完了する。事象発生から約5.7時間後の水張り完了から, 事象発生から約7.0時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると, 格納容器下部注水操作は操作遅れに対して1時間程度の時間余裕がある。	中央制御室における操作のため, シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では, 原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達後, 約3分間で格納容器下部注水系 (常設) による水張り操作を開始。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。

表3 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータ (原子炉圧力) に与える影響及び操作時間余裕 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (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 (原子炉圧力) に与える影響	操作時間余裕	訓練実績等	
	解析上の操作開始時間							
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方						
操作条件	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作 (原子炉圧力容器の破損前の原子炉格納容器冷却)	原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始 (事象発生から約3.7時間後)	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定	<p>【認知】 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は, 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認して開始するが, 損傷炉心への注水による冷却性を確認するため, 原子炉圧力容器下鏡部温度は継続監視しており, 認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって, 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, 運転員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】 低圧代替注水系 (常設) 準備操作は, 復水補給水系の隔離弁 (1 弁) の閉操作による系統構成, 低圧代替注水系 (常設) ポンプの追加起動であり, 何れも制御盤の操作スイッチによる操作のため, 1 操作に1分間を想定し, 合計2分間であり, それに余裕時間を含めて操作時間5分を想定。</p> <p>【他の並列操作有無】 原子炉格納容器下部への注水操作 (原子炉圧力容器の破損前の先行水張り) を行う運転員と代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作を行う運転員の並列操作はあるが, それを加味して操作の所要時間を算定しているため, 操作開始時間に与える影響はない。原子炉格納容器下部への注水操作 (原子炉圧力容器の破損前の先行水張り) 及び代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作の操作所要時間はそれぞれ2分であり, 合計4分であることから, 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作の操作所要時間の5分に含まれる。このため, 操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室における操作は, 制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため, 誤操作は起こりにくく, そのため誤操作により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでには事象発生から約 3.7 時間の時間余裕があり, また, 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながら予め準備が可能であることから, 実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり, 操作開始時間に与える影響は小さい。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れる可能性があるが, 中央制御室で行う作業であり, また, 他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定しているため, 他の操作に与える影響はない。	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。	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作については, 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達後, 速やかに実施することが望ましいが, 原子炉圧力容器の破損前は, 本操作が実施できないものと仮定しても, 格納容器圧力及び格納容器温度が格納容器限界圧力及び格納容器限界温度に到達することは無く, 逃がし安全弁による減圧機能維持も可能であることから, 時間余裕がある。	中央制御室における操作のため, シミュレータにおける同様の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作が必要な際に, 速やかに代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作を開始。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。
	溶融炉心落下後の格納容器下部への注水操作 (崩壊熱相当の注水)	原子炉圧力容器破損後 (約7.0時間後)	炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	<p>【認知】 溶融炉心が格納容器下部に落下した後に格納容器下部へ崩壊熱相当の注水を行うが, 溶融炉心の落下は, 原子炉圧力容器下鏡部温度及び格納容器圧力の監視により認知可能である。これらパラメータは原子炉圧力容器破損判断のため継続監視しており, 認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって, 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, 運転員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】 中央制御室内における格納容器下部への注水操作は, 復水補給水系の2弁の開操作による注水であり, 制御盤のスイッチによる操作のため1操作に1分間を想定し, 合計2分間であり, それに余裕時間を含めて操作時間5分間を想定している。格納容器下部注水系の流量調整は, 復水補給水系流量系 (原子炉格納容器) の指示を監視しながら制御盤の操作スイッチにて弁の開度調整を行い, 適宜実施する。また, 事前に格納容器下部へ水張りを行っていることから, 時間余裕がある。</p> <p>【他の並列操作有無】 当該操作時に, 中央制御室の運転員に他の並列操作はなく, 操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室内の制御盤の操作スイッチ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>	原子炉圧力容器破損までに事象発生から約 7.0 時間の時間余裕があり, また, 溶融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも, 溶融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約 0.6 時間の時間余裕がある。また, 溶融炉心落下後の格納容器下部への注水操作は原子炉圧力, 格納容器下部空間部温度及び格納容器圧力の傾向を監視しながら原子炉圧力容器破損を判断して実施することとしており, 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, 操作開始時間に与える影響は小さい。	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。	原子炉圧力容器破損するまでの時間は事象発生から約 7.0 時間あり, また, 溶融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも, 溶融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約 0.6 時間の時間余裕がある。	中央制御室における操作のため, シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では, 条件成立を前提として約 3 分間で格納容器下部注水系 (常設) による注水操作を開始。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。



表3 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータ (原子炉圧力) に与える影響及び操作時間余裕 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3/4)

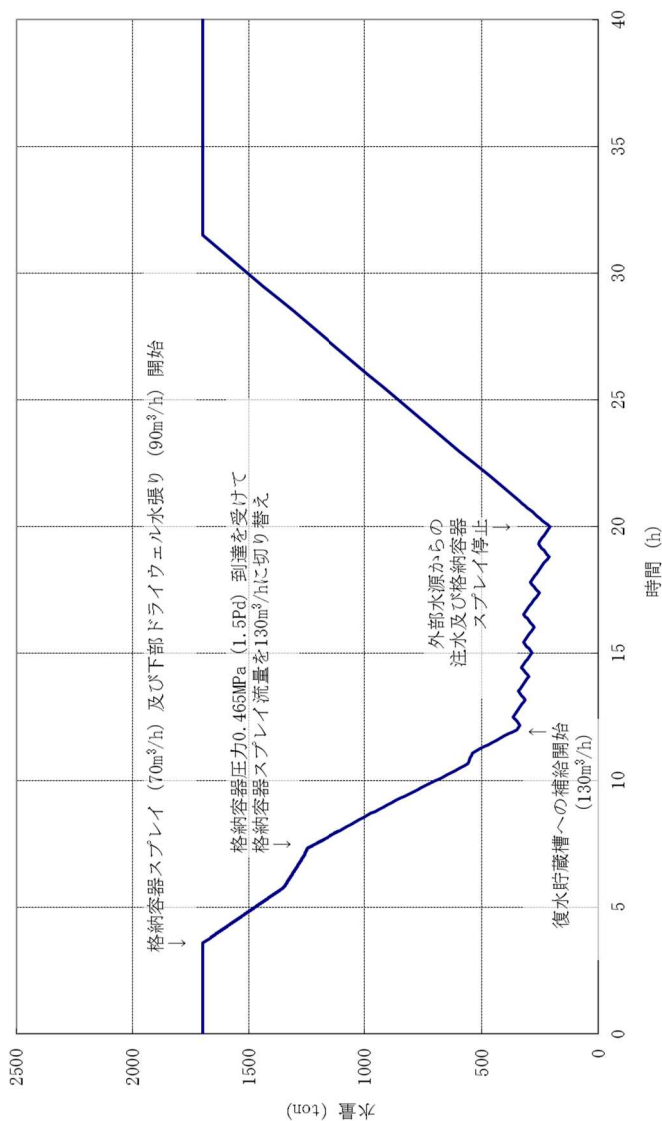
項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータ (原子炉圧力) に与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間						
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
復水貯蔵槽への補給	事象発生から12時間後	可搬型設備に関して, 事象発生から12時間までは, その機能に期待しないと仮定	復水貯蔵槽への補給までの時間は, 事象発生から12時間あり十分な時間余裕がある。	—	—	—	復水貯蔵槽への補給は, 淡水貯水池から防火水槽への補給と可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による防火水槽から復水貯蔵槽への補給を並行して実施する。淡水貯水池から防火水槽への補給の系統構成は, 所要時間 90 分想定のところ, 訓練実績等により約 70 分で実施可能なこと, 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による防火水槽から復水貯蔵槽への補給のホース敷設等の注水準備は, 所要時間 180 分想定のところ, 訓練実績等により約 135 分であり, 想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。
各機器への給油 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), 電源車*及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用))	事象発生から12時間後以降, 適宜	各機器への給油は, 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	各機器への給油開始までの時間は, 事象発生から約 12 時間あり十分な時間余裕がある。	—	—	—	有効性評価では, 防火水槽から復水貯蔵槽への補給用の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6 号及び7号炉:各3台), 代替原子炉補機冷却系の電源車 (6 号及び7号炉:各2台) 及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用) (6 号及び7号炉:各1台) への燃料給油を期待している。各機器への給油準備作業について, 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), 電源車及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用) への燃料給油準備 (現場移動開始からタンクローリ (4kL) への補給完了まで) は, 所要時間 90 分のところ訓練実績等では約 82 分で実施可能なことを確認した。また, 各機器への燃料給油作業は, 各機器の燃料が枯渇しない時間間隔 (許容時間) 以内で実施することとしている。可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) への燃料給油作業は, 許容時間 180 分のところ訓練実績等では約 96 分, 電源車及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用) への燃料給油作業は, 許容時間 120 分のところ訓練実績等では約 96 分であり, 許容時間内で意図している作業が実施可能であることを確認した。
操作条件 代替原子炉補機冷却系運転操作	事象発生 20 時間後	代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定	<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の非常用高圧系統の電源回復ができない場合, 早期の電源回復不可と判断し, これにより代替原子炉補機冷却系の準備を開始する手順としているため, 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】 代替原子炉補機冷却系の準備操作は, 現場にて原子炉補機冷却水系の系統構成を行う運転員 (現場) と, 代替原子炉補機冷却系の移動, 敷設を行う専任の緊急時対策要員 (事故後 10 時間以降の参集要員) が配置されている。運転員 (現場) は, 代替原子炉補機冷却系運転のための系統構成を行っている期間, 他の操作を担っていない。よって, 操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 代替原子炉補機冷却系に用いる代替熱交換器車, 電源車等は車両であり, 牽引または自走にて作業現場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の場合に, アクセスルートの被害があっても, ホイールローダ等にて必要なアクセスルートを仮復旧できる宿直の体制としており, 操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【作業所要時間】 運転員 (現場) の行う現場系統構成は, 操作対象が 20 弁程度であり, 操作場所は原子炉建屋及びタービン建屋海水熱交換器エリア及びコントロール建屋となるが, 1 弁あたりの操作時間に移動時間含めて 10 分程度を想定しており, これに余裕を含めて 5 時間の操作時間を想定している。また, 緊急時対策要員の準備操作は, 各機器の設置作業及び弁・スイッチ類の操作に移動時間を含めて 10 時間の作業時間を想定しているが, 訓練実績を踏まえると, より早期に準備操作が完了する見込みである。</p> <p>【他の並列操作有無】 運転員 (現場) の系統構成及び緊急時対策要員による準備操作は並列操作可能なため, 両者が干渉して操作開始時間が遅くなることはない。よって, 操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 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時間が長くなる可能性は低い。</p>	代替原子炉補機冷却系の準備は, 緊急時対策要員の参集に 10 時間, その後の作業に 10 時間の合計 20 時間を想定しているが, 準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があるため, 操作開始時間が早まる可能性がある。格納容器の圧力及び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。	実態の操作開始時間は解析上の設定から早まる可能性があり, この場合, 格納容器の圧力及び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。	代替原子炉補機冷却系運転開始までの時間は, 事象発生から 20 時間あり, 準備時間が確保できることから, 本操作には時間余裕がある。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, 格納容器限界圧力に到達しないよう継続して低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水, 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ, 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を行うこととなる。格納容器限界圧力 0.62MPa [gage] に至るまでの時間は, 事象発生約 38 時間後であり, 約 15 時間以上の余裕があることから, 時間余裕がある。	訓練実績等より, 運転員 (現場) の行う現場系統構成は, 想定より早い約 4 時間で実施可能であることを確認した。また, 代替原子炉補機冷却系の移動・配置, フランジ接続, 及び電源車のケーブル接続等を含め, 想定より早い約 7 時間で代替原子炉補機冷却系が運転開始可能であることを確認した。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。

※ 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが, 代替循環冷却系による除熱は保守的に代替原子炉補機冷却系を用いて実施するものとしていることから, 代替原子炉補機冷却系の運転のための電源車への給油を設定した。

表3 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータ (原子炉圧力) に与える影響及び操作時間余裕(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (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 (原子炉圧力) に与える影響	操作時間余裕	訓練実績等	
	解析上の操作開始時間							
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方						
操作条件	代替循環冷却系による格納容器除熱操作	事象発生約20.5時間後	代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定	<p>【認知】 残留熱除去系による格納容器除熱機能喪失を確認した後, 故障原因調査・機能回復操作を実施と並行して, 機能回復が遅れることを想定し代替循環冷却系運転の準備を判断するため, 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】 代替循環冷却系準備操作は, 中央制御室における操作と現場における操作が必要であるが, 現場にて代替循環冷却系の系統構成を行う運転員(現場)を配置しており, 操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 運転員(現場)による現場移動は, 照明喪失・資機材の転倒等によりアクセスに支障が出る場合があるが, 事象発生20時間超の時間余裕があるため予め移動しておくことも可能であり, 操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【作業所要時間】 中央制御室における操作は, 事前準備としての系統構成操作, 代替循環冷却系運転開始直前操作(代替循環冷却系運転準備操作の系統構成のうち, 事象発生20時間後以降の復水移送ポンプの全停に係る操作)及び代替循環冷却系運転開始操作の3操作がある。事前準備としての系統構成操作は事象発生20時間後迄に予め行うもので操作時間に余裕を確保している。代替循環冷却系運転開始直前操作は, 復水移送ポンプ2台の停止操作に約2分を想定しており, 電動弁7弁の操作に約7分を想定し, 30分間の操作時間に余裕を確保している。運転開始操作は復水移送ポンプ1台起動と同時に1弁による格納容器下部への注水操作を約1分と想定し, 2台目の起動と同時に1弁による格納容器スプレイ操作を約1分と操作しており, 5分間の操作時間に余裕を確保している。</p> <p>運転員(現場)による現場操作は, 事前準備としての系統構成操作と代替循環冷却系運転開始直前操作の2操作がある。事前準備としての系統構成(操作対象弁数は約10弁を想定に必要な所要時間を約2時間と想定しており, 20時間後までの時間余裕を確保している。代替循環冷却系運転開始直前操作は復水貯蔵槽出口弁1弁の閉操作に約15分, 退避時間に約10分を想定しておりこれに余裕時間を含め30分間の操作時間を確保している。</p> <p>【他の並列操作有無】 運転員による現場操作は, 他の並列操作はなく, 操作開始時間に与える影響はなし。また, 本操作の操作開始時間は, 代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり, 代替原子炉補機冷却系の操作開始時間が早まれば, 本操作の開始時間も早まる可能性がある。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室における操作は, 制御盤の操作スイッチ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。また, 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約20.5時間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, 代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり, 代替原子炉補機冷却系の操作開始時間が早まれば, 本操作の開始時間も早まる可能性がある。代替循環冷却系の運転開始時間を早める。	代替原子炉補機冷却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。	代替原子炉補機冷却系運転開始までの時間は, 事象発生から20時間あり, 代替循環冷却系による格納容器除熱操作開始までの時間は事象発生から約20.5時間であるため, 準備時間が確保できることから, 本操作には時間余裕がある。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, 格納容器限界圧力に到達しないよう継続して低圧代替注水系(常設)による格納容器下部注水, 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ及び格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を行うこととなる。	現場モックアップ等による実績では, 代替循環冷却系による格納容器除熱操作の中で操作時間の時間的制約が厳しい代替循環冷却系運転開始直前操作の所要時間は, 復水貯蔵槽出口弁1弁の閉操作及び操作終了後の現場運転員の退避時間を合わせて約21分。他の操作は事象発生20時間後までに予め準備が可能である。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。

7 日間における水源の対応について(高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱)



○水源

復水貯蔵槽水量：約 1,700m<sup>3</sup>

淡水貯水池：約 18,000m<sup>3</sup>

○水使用パターン

①格納容器下部注水

原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始 (90m<sup>3</sup>/h で 2 時間)

原子炉圧力容器破損後は崩壊熱相当で注水。

②代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイ

原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始 (70m<sup>3</sup>/h)。

原子炉圧力容器破損以降, 465kPa [gage] に到達以降は 130m<sup>3</sup>/h 以上で注水。

③淡水貯水池から復水貯蔵槽への移送

事象発生 12 時間後から淡水貯水池の水を防火水槽へ移送する。

防火水槽からは可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 3 台を用いて 130m<sup>3</sup>/h で復水貯蔵槽へ給水する。

○時間評価(右上図)

事象発生 12 時間までは復水貯蔵槽を水源として格納容器下部注水及び代替格納容器スプレイを実施するため, 復水貯蔵槽水量は減少する。事象発生 12 時間後から復水貯蔵槽への補給を開始するため, 水量の減少割合は低下する。事象発生約 20.5 時間後以降は, サプレション・チェンバのプール水を水源とした代替循環冷却系の運転を実施することにより水量の減少は停止する。

○水源評価結果

時間評価の結果から復水貯蔵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, 6 号及び 7 号炉のそれぞれで約 2,600m<sup>3</sup> 必要となる。6 号及び 7 号炉の同時被災を考慮すると, 約 5,200m<sup>3</sup> 必要とされる。各号炉の復水貯蔵槽に 1,700m<sup>3</sup> 及び淡水貯水池に約 18,000m<sup>3</sup> の水を保有することから, 6 号及び 7 号炉の同時被災を考慮した場合も必要水量を確保可能であり, 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(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)

プラント状況：6号及び7号炉運転中。1～5号炉停止中。

事象：高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱は6号及び7号炉を想定。

なお、全プラントで外部電源喪失が発生することとし、免震重要棟等、プラントに関連しない設備も対象とする。

時系列		合計	判定
7号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機3台起動。※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 490L/h×24h×7日×3台=750, 960L	可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 3台起動。 18L/h×24h×7日×3台=9, 072L	7号炉軽油タンク容量は 約1, 020kLであり、 7日間対応可能。
6号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機3台起動。※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 490L/h×24h×7日×3台=750, 960L	代替熱交換器車用 電源車2台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 110L/h×24h×7日×2台=36, 960L	6号炉軽油タンク容量は 約1, 020kLであり、 7日間対応可能。
1号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機2台起動。※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 879L/h×24h×7日×2台=631, 344L	可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 3台起動。 18L/h×24h×7日×3台=9, 072L	1号炉軽油タンク容量は 約632kLであり、 7日間対応可能。
2号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機2台起動。※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 879L/h×24h×7日×2台=631, 344L		2号炉軽油タンク容量は 約632kLであり、 7日間対応可能。
3号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機2台起動。※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 879L/h×24h×7日×2台=631, 344L		3号炉軽油タンク容量は 約632kLであり、 7日間対応可能。
4号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機2台起動。※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 879L/h×24h×7日×2台=631, 344L		4号炉軽油タンク容量は 約632kLであり、 7日間対応可能。
5号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機2台起動。※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 879L/h×24h×7日×2台=631, 344L		5号炉軽油タンク容量は 約632kLであり、 7日間対応可能。
その他	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機1台起動。(燃費は保守的に最大負荷時を想定) 437L/h×24h×7日=73, 416L モニタリング・ボスト用発電機3台起動。(燃費は保守的に最大負荷時を想定) 9L/h×24h×7日×3台=4, 536L	7日間の軽油消費量 約828kL	1～7号炉軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料タンク(容量約200kL)の残容量(合計)は約505kLであり、7日間対応可能。

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は2台で足りるが、保守的に非常用ディーゼル発電機3台を起動させて評価した。

※2 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台で足りるが、保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。

### 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

#### 3.3.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

##### (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「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、LOCA、長期TB、TBU及びTBPである。

##### (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、原子炉の出力運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故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、溶融炉心と原子炉圧力容器外の原子炉冷却材が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器破損に至る。

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については、これまで実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は、溶融炉心が水中に落下した際に形成される蒸気膜が、何らかの外乱によって崩壊した際に、瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギーを発生させる事象である。ただし、外部からの強制的なトリガを与えない限り水蒸気爆発は発生しないという結果が得られている。原子炉格納容器下部に張られた水は準静的であり、外部トリガが与えられる状況は考えにくい。また、外部トリガを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されている。これまでに行われた実験では、実ウランを用いた場合とアルミナ等の模擬混合物を用いた場合の結果が報告されており、模擬混合物を用いた場合は水蒸気爆発が発生したものの、実ウランを用いた場合には、実機で想定し難い過熱度を与えた場合を除いて水蒸気爆発が発生していない。この理由としては、二酸化ウランの混合物の方が模擬混合物を用いた場合に比べて過熱度が小さく、二酸化ウラン混合物粒子表面が水と接触した直後に表面が固化し易いため、水蒸気爆発の発生を抑制した可能性等が考えられている。また、水蒸気爆発が発生した場合においても機械的エネルギーへの変換効率は小さく、大規模な水蒸気爆発には至っていない。特に二酸化ウランを用いた場合の機械的エネルギー変換効率の評価結果は全て1%未満である。この理由としては、二酸化ウランは密度が高いために溶融コリウムの粒子径が小さくなり、固化が促進されて水蒸気爆発への寄与が小さくなった可能性等が考えられている。このことから、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。

また、水蒸気爆発とは別に、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器圧力の上昇（以下、「圧力スパイク」と言う。）が発生する。上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、圧力スパイクについてその影響を評価する。

(添付資料 3.3.1, 3.3.2)

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、熔融炉心から原子炉格納容器下部の原子炉冷却材への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。

また、熔融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）によって熔融炉心を冷却するとともに、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は更なる信頼性向上の観点から設置する代替格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定する。

### (3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器下部への熔融炉心落下を想定するが、この状況では、原子炉格納容器下部における「熔融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、熔融炉心落下前に格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への水張りが行われている。このため、本格納容器破損モードへの格納容器破損防止対策ではないものの、熔融炉心落下時には原子炉格納容器下部に水が張られた状態を想定する。なお、この水張り深さは、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」に伴う圧力スパイク及び水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「熔融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して約 2m としている。

また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段又は格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備する。なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「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）」と同じである。

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の 3.2.1(3)の a から i に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の 3.2.1(3)に示す f 及び g である。なお、f の原子炉格納容器下部への注水は、原子炉格納容器下部における「熔融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、原子炉格納容器下部に熔融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」への影響も考慮して原子炉格納容器下部への注水量及び原子炉格納容器下部の水位を定めていることから、本格納容器破

損モードの対策として整理した。

(添付資料 3.3.3)

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す図 3.2.1 から図 3.2.4 である。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す図 3.2.2 及び図 3.2.3 である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

### 3.3.2 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、プラント損傷状態を TQUV とし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない、「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI 発生）」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態が TQUV であるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。

また、1.2.2.1(3)c に示す通り、プラント損傷状態の選定では、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、溶融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられる TQUV を選定した。一方、プラント損傷状態を LOCA とする場合、事象発生直後から原子炉冷却材が原子炉格納容器内に流出するため原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。この時の圧力スパイクへの影響については、解析条件のうち初期条件の不確かさとして評価する。

なお、この評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同じ事故シーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態を TQUV とし、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態を TQUX としており、異なるプラント状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同じ事故シーケンスで評価する。

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、

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動，原子炉圧力容器における炉心損傷後のリロケーション，構造材との熱伝達，原子炉圧力容器破損及び原子炉格納容器における炉心損傷後の原子炉圧力容器外FCI（熔融炉心細粒化），原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）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，原子炉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熔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の有効性評価の条件については，「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。

## (3) 有効性評価の結果

原子炉圧力，原子炉水位，格納容器圧力，格納容器温度，格納容器下部の水位及び注水流量の推移を図3.3.1から図3.3.6に示す。

### a. 事象進展

事象進展は「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

### b. 評価項目等

圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は，約 0.50MPa [gage]に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は，格納容器限界圧力の 0.62MPa [gage]を下回るため，原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。

圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は，約 148℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は，格納容器限界温度の 200℃を下回るため，原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。

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(5)の評価項目について，格納容器圧力を評価項目への対策の有効性を確認するためのパラメータとして対策の有効性を確認した。なお，「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)及び(2)の評価項目については「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）」にて評価項目を満足することを確認している。また，「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(4)及び(8)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 熔融炉心・コンクリー



ト相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。

### 3.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り、熔融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、熔融炉心落下前の格納容器下部注水（常設）による水張り操作とする。

ここで、本評価事故シーケンスの有効性評価における不確かさとしては、リロケーション、熔融炉心落下速度、細粒化量及び原子炉格納容器下部のプール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。これまでのFCI実験の知見からは、実機条件においては、原子炉格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の熔融炉心－冷却材相互作用の発生の可能性は低いと考えられる。なお、一部のUO<sub>2</sub>混合物を用いた実験において実機条件よりも高い熔融物温度の条件ではあるがトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されており水蒸気爆発の発生に係る不確かさは大きいと考えられることから、水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を実施し、原子炉格納容器の構造健全性に影響がないことを確認している。

#### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「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が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、炉心熔融時間に対する感度及び炉心下部プレナムへのリロケーション開始時間に対する感度は小さいことが確認されている。本評価事故シーケンスにおいては、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注水機能が喪失することを想定しており、最初に実施すべき操作は原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点の原子炉減圧操作となり、燃料被覆管温度等によるパラメータを操作開始の起点としている操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉圧力容器下鏡部温度が

300°Cに到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作，原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部への注水操作を実施するが，リロケーション開始時間の不確かさは小さく，また，熔融炉心が炉心下部プレナムへリロケーションした際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから，原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作の開始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 SAFER コードとの比較により，原子炉急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下について，一時的に低いより水位に到達することが確認されており，原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが，数分程度の差違であることから運転員等操作時間に与える影響は小さい。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして，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°C程度，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温度の傾向を適切に再現できているが，格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないため，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が確認されている。また，炉心崩壊に至る温度の感度解析より原子炉圧力容器破損時間に対する感度は小さいことが確認されている。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては，原子炉圧力容器下鏡部温度が300°Cに到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが，リロケーション開始時間の不確かさは小さく，熔融炉心が炉心下部プレナムへリロケーションした際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから，原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作の開始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原子炉圧力容器破損の不確かさとして，制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いるしきい値（最大ひずみ）に関する感度解析より，最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることが確認されているが，原子炉圧力容器破損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格納容器における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして，熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数，デブリ粒子径の感度解析

より、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度が小さいことが確認されている。このうち、最も感度のあるエントレインメント係数について感度解析を行った結果、図 3.3.7 及び図 3.3.8 に示すとおり、エントレインメント係数を変化させた場合においても原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響が小さいことを確認した。また、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料 3.3.4, 3.3.5)

#### 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が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析(ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析)では、格納容器圧力挙動への影響は小さいことが確認されており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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 SAFER コードとの比較においては、短期的な挙動は緩慢な挙動となるものの模擬できており、また、長期的な挙動は崩壊熱の影響が支配的となる。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、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が確認されているが、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温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より原子炉圧力容器破損時間に対する感度は小さいことが確認されている。また、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉格納容器圧力上昇に対する感度が小さいことから、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原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いるしきい値(最大ひずみ)に関する感度解析より、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることが確認されているが、早まる時間はわずかであり、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格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数、デブリ粒子径の感度解析より、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料 3.3.4, 3.3.5)

## (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、表3.2.2に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる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33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件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ることから、原子炉水位の低下が緩やかになり、有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達を操作開始の起点としている原子炉急速減圧操作の開始が遅くなる。また、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展が緩やかになり、原子炉格納容器下鏡部温度300℃到達を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作の開始が遅くなる。初期条件の外部水源の温度は、解析条件の50℃（事象開始12時間以降は45℃、事象開始24時間以降は40℃）に対して最確条件は約30℃～約50℃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原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時のプール水温度が低くなる可能性があるが、注水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。

事故条件の起因事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。起因事象として大破断LOCAを仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングは早くなるが、原子炉圧力容器破損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3.3.4, 3.3.6)

#### (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33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件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、熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の外部水源の温度は、解析条件の50℃（事象開始12時間以降は45℃、事象開始24時間以降は40℃）に対して最確条件は約30℃～約50℃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原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時における原子炉格納容器下部のプール水温度が低くなる可能性があるが、原子炉格納容器下部のプール水温度が低い場合は発生する蒸気量の低下が考えられ、圧力スパイクによる格納容器圧力上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。一方、トリガリングの発生を前提とした水蒸気爆発の観点では、低い水温は厳しめの評価を与えるが、水蒸気爆発解析コードによる評価では原子炉格納容器下部のプール水温度を32℃とした評価としており、その場合においても原子炉格納容器の構造健全性に影響がないことを確認している。

事故条件の起因事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。起因事象として大破断LOCAを仮定した場合、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の放出によって格納容器圧力が上昇することに加え、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなり、圧力スパイクの最大値が本評価の結果に比べて高い値となる可能性が考えられることから、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの評価条件と同様に重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定して感度解析を実施した。図3.3.9に示すとおり、事象発生から約6.4時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクの最大値は約0.48MPa[gage]となったが、圧力スパイクの最大値は本評価の結果と同程度であり、限界圧力の0.62MPa[gage]以下であることから、評価項目を満足する。

(添付資料3.3.4, 3.3.6)

#### 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

操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、解析上の操作時間として原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で開始（事象発生から約3.7時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.7時間の時間余裕があり、また、格納容器下部注水操作は原子炉压力容器下鏡部温度を監視しながら熔融炉心の原子炉格納容器下部への移行を判断し、水張り操作を実施することとしており、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。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れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員及び緊急時対策要員を配置しており、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3.3.4）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、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3.3.4）

(3) 操作時間余裕の把握

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

操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作については、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでの時間は事象発生から約3.7時間あり、格納容器下部注水操作は原子炉压力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながら予め準備が可能である。また、原子炉压力容器下鏡部温度300℃到達時点での中央制御室における格納容器下部への注水操作の操作時間は約5分間であり、事象発生から約5.7時間後の水張り完了から、事象発生から約7.0時間後の原子炉压力容器破損までの時間を考慮すると、格納容器下部注水操作は操作遅れに対して1時間程度の時間余裕がある。

（添付資料3.3.4）

(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。

#### 3.3.4 必要な要員及び資源の評価

本評価事故シーケンスは、「3.2高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は3.2.4と同じである。

#### 3.3.5 結論

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故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、溶融炉心と原子炉圧力容器外の原子炉冷却材が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器が破損することが特徴である。

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗(+FCI発生)」について、有効性評価を行った。

上記の場合には、水蒸気発生によって圧力スパイクが発生するが、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器限界圧力の0.62MPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。また、安定状態を維持できる。

(添付資料3.5.1)

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、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、原子炉格納容器バウンダリの機能は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。

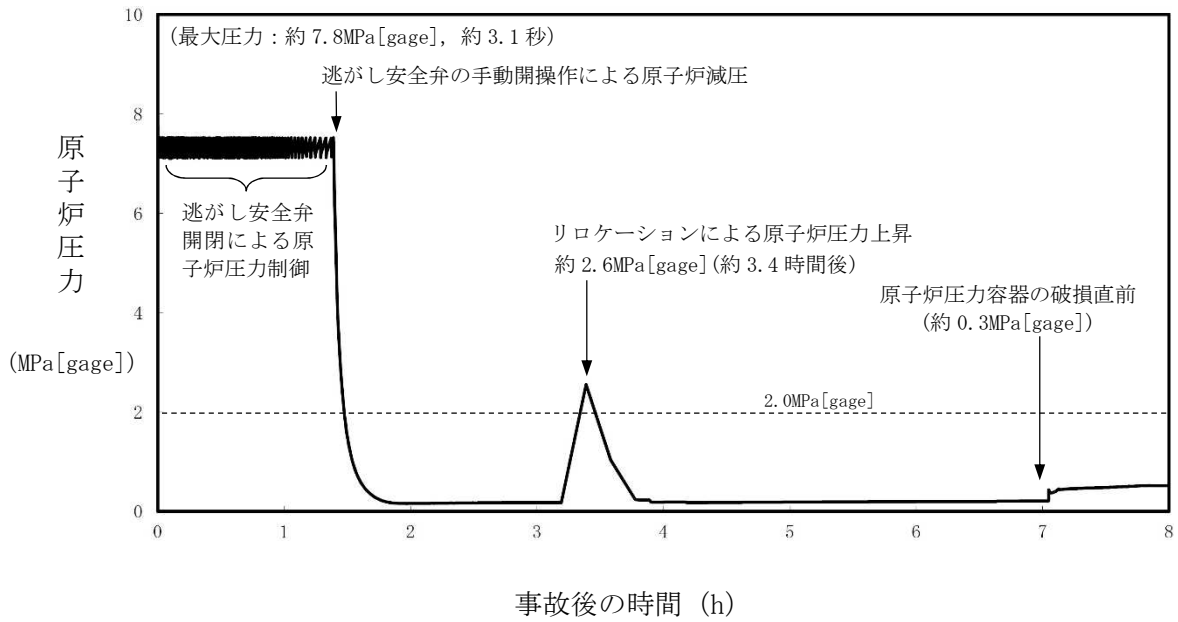


図 3.3.1 原子炉圧力の推移

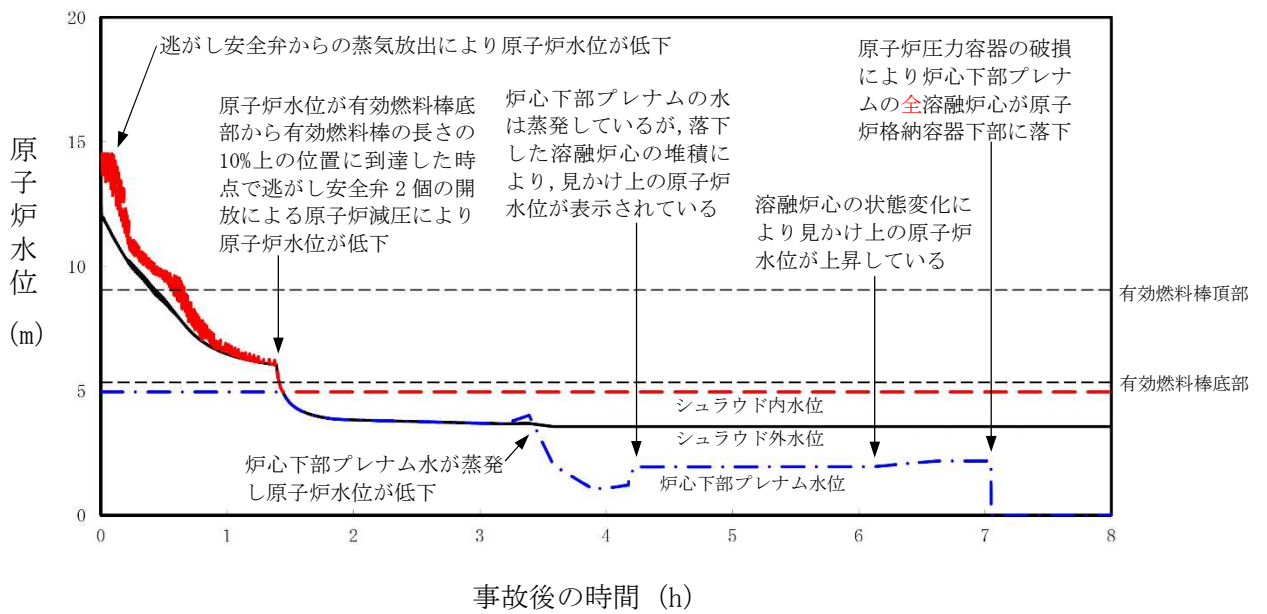


図 3.3.2 原子炉水位の推移



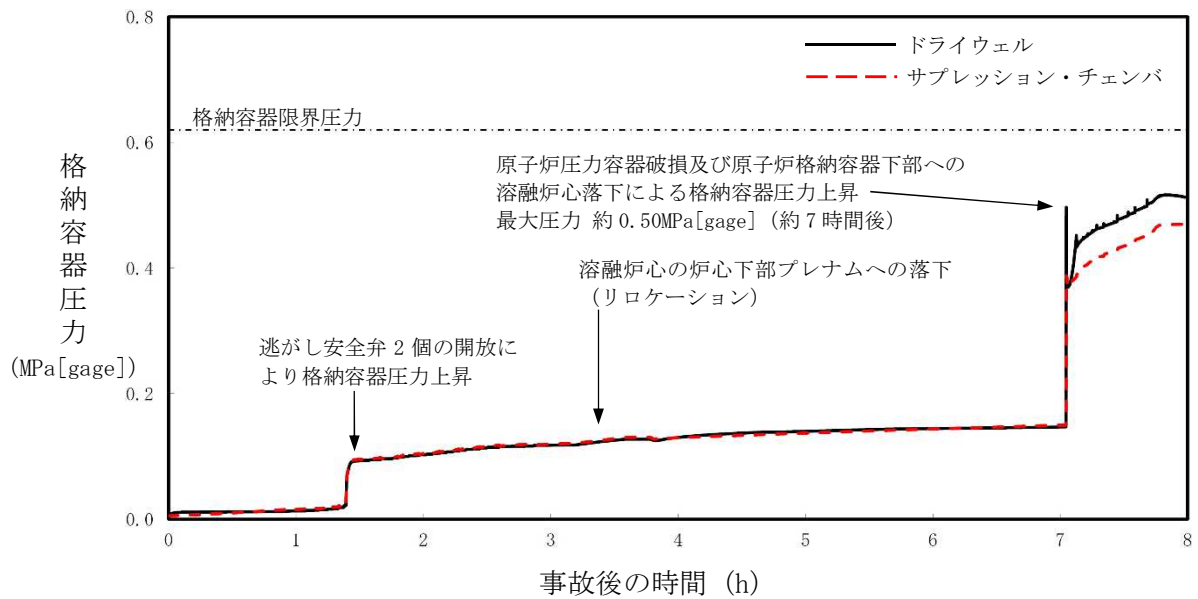


図 3.3.3 格納容器圧力の推移

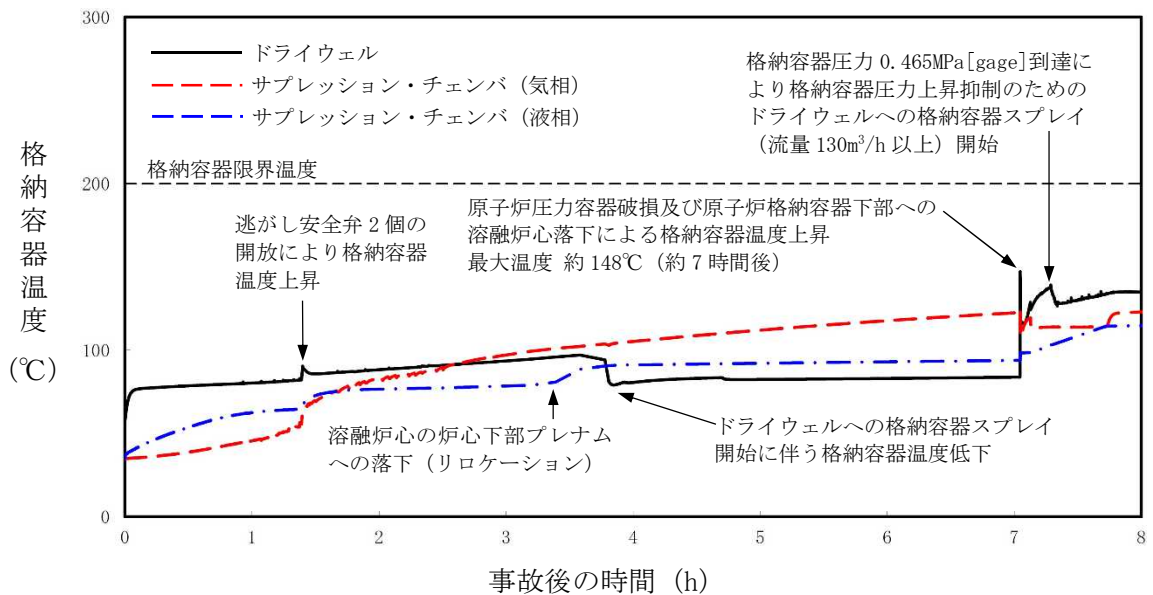


図 3.3.4 格納容器温度の推移

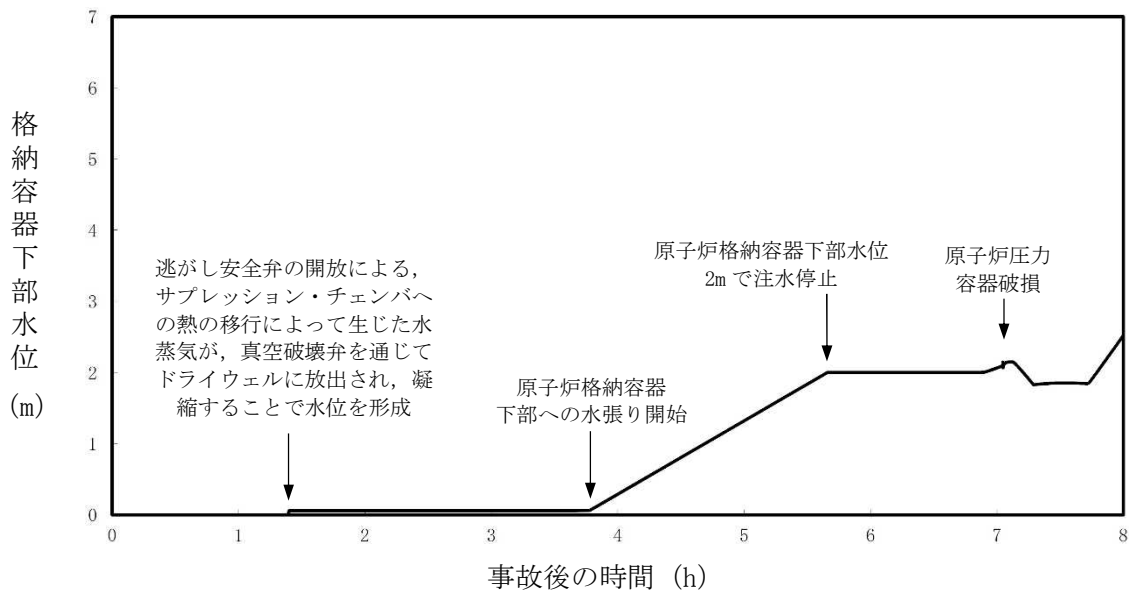


図 3.3.5 格納容器下部水位の推移

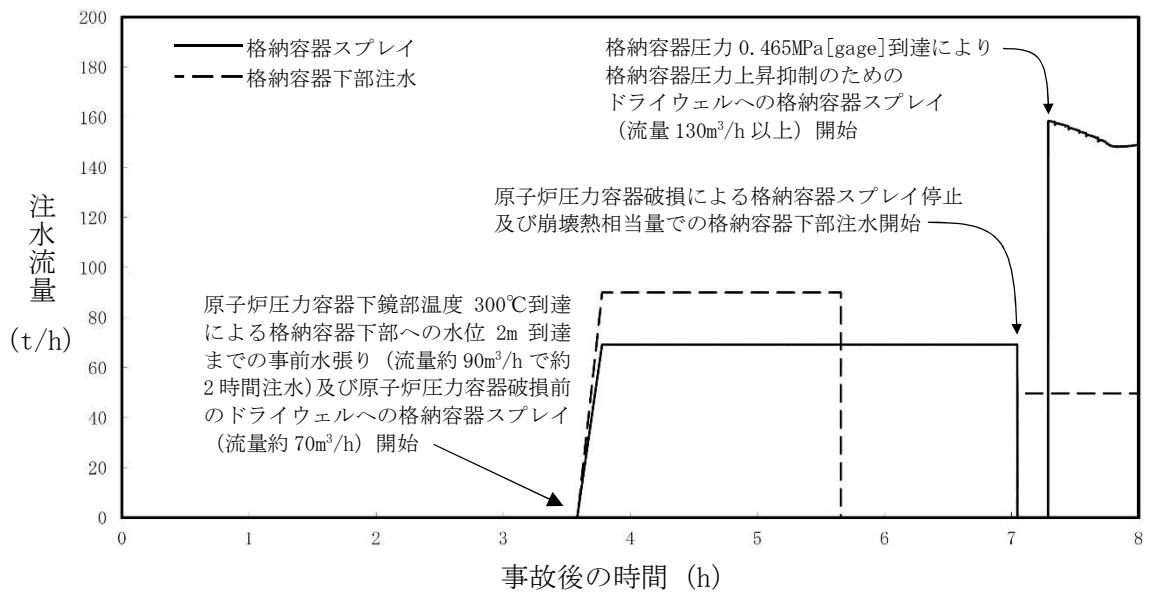


図 3.3.6 注水流量の推移

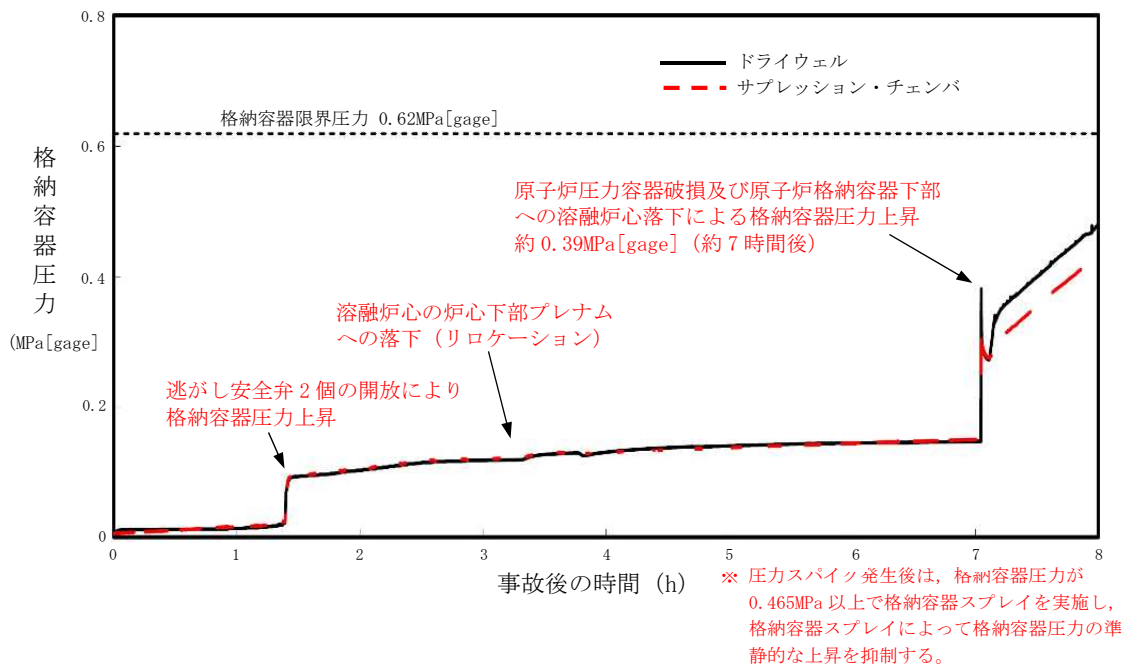


図 3.3.7 格納容器圧力の時間変化 (感度解析ケース (エントレインメント係数最小値))

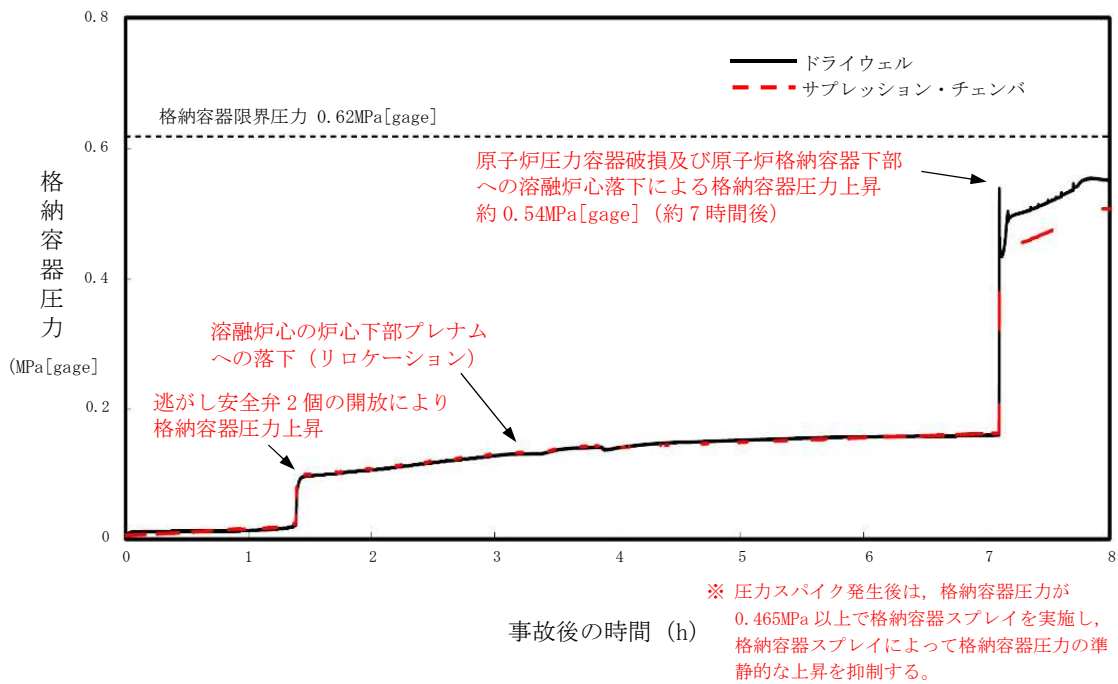


図 3.3.8 格納容器圧力の時間変化 (感度解析ケース (エントレインメント係数最大値))

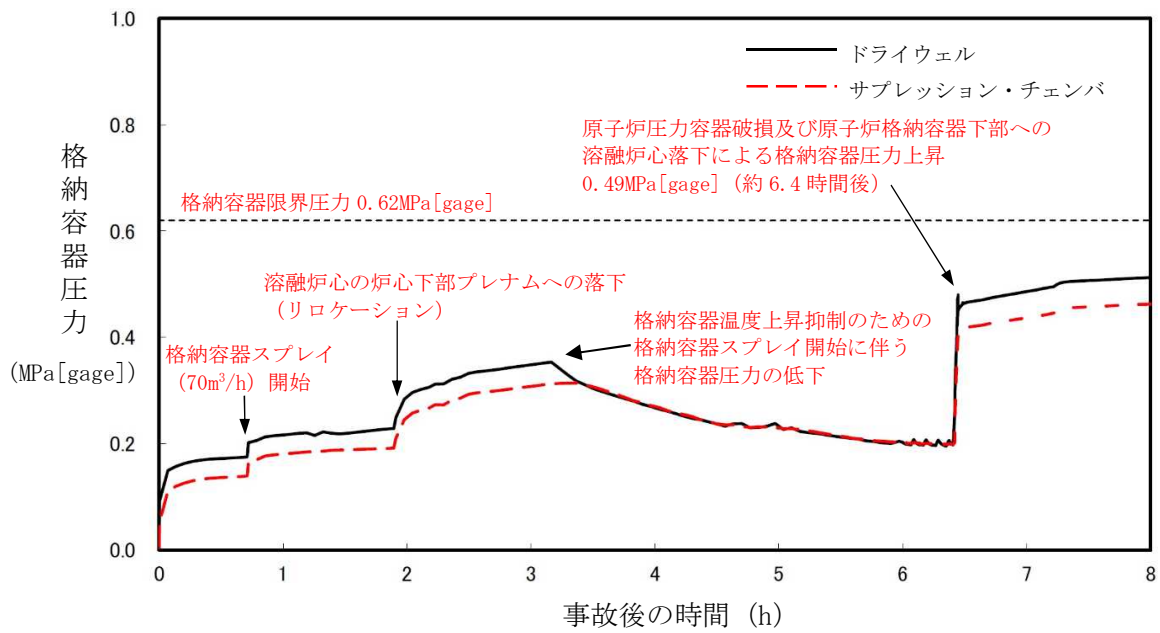


図 3.3.8 格納容器圧力の時間変化 (大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)

## 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に関する知見の整理

## 1. 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の概要

原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（以下、「炉外 FCI」という。）は、原子炉压力容器から流出した溶融燃料が原子炉压力容器外の冷却材と溶融燃料接触して一時的な圧力の急上昇が発生（圧カスパイク）し、原子炉格納容器内構造物に対する機械的荷重が生じる（水蒸気爆発）事象である。

水蒸気爆発は、分散した溶融燃料が膜沸騰状態の蒸気膜に覆われた状態で冷却材との混合状態となり（初期粗混合）、さらに自発的もしくは外部からの圧力パルス等の外乱により膜沸騰が不安定化して蒸気膜が局所的に崩壊（トリガリング）した結果、溶融燃料と冷却材と冷却材との液－液直接接触により急激な水の蒸発が起こると共に、その過程で溶融燃料が微粒化し、新たな液－液接触による急速な水の蒸発が発生する反応が系全体に瞬時に拡大・伝播する現象である。

このときに発生するエネルギーによって構造物に加わる力が大きい場合、構造物が破壊され、原子炉格納容器が破損する可能性がある。

水蒸気爆発が生じない場合でも、急速な蒸気発生による圧力上昇（圧カスパイク）が発生する。

## 2. これまでの代表的な FCI の実験

これまでの代表的な FCI の実験として、JRC イスプラ研究所で実施された FARO 実験、KROTOS 実験、（旧）原子力発電技術機構で実施された COTELS 実験、韓国原子力研究所で実施された TROI 実験等がある。これらの実験では  $UO_2$  混合物と模擬溶融物としてアルミナ等を用いている。

## 3. これまでの代表的な FCI の実験結果から得られた知見の整理

これまでの代表的な FCI の実験結果及び得られた知見については、審査資料「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」の添付 2「溶融炉心と冷却材の相互作用について」に示した。これまでの知見から、 $UO_2$  を用いた実験では、外部トリガを与えた一部の場合及び  $UO_2$  の融点を大きく上回る過熱度を溶融物に与えた場合を除き、水蒸気爆発の発生は確認されていない。

## 4. 実機において水蒸気爆発が発生する可能性

溶融炉心落下時の格納容器下部ドライウェル内は静的であるため水蒸気爆発のトリガとなる特段の要因は考えにくいこと及び  $UO_2$  の融点を大きく上回る過熱度が加えられることも考えにくいいため、水蒸気爆発の発生する可能性は十分小さいと考える。

以 上

## 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容器の健全性への影響評価

## 1. 評価の目的

熔融炉心が原子炉压力容器の破損口から落下した際に水蒸気爆発が発生する可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられる。しかしながら、水蒸気爆発が発生した場合についても考慮し、原子炉格納容器の健全性に対する影響を確認しておくことは、原子炉格納容器下部への水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する上でも有益な参考情報になると考える。このため、ここでは熔融炉心落下時の水蒸気爆発の発生を仮定し、水蒸気爆発が生じた際の原子炉格納容器の健全性を評価した。

## 2. 評価に用いた解析コード等

水蒸気爆発の影響を評価するにあたっては、熔融燃料-冷却材相互作用によって発生するエネルギー、発生エネルギーによる圧力伝播挙動および構造応答が重要な現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である水蒸気爆発解析コード JASMINE、構造応答解析コード AUTODYN-2D により圧力伝播挙動及び構造応答、格納容器圧力等の過渡応答を求める。これらの解析コードに対して構築した評価モデル及び入力の詳細は添付資料 1.5.1 の(3)に示している。熔融炉心の物性値は JASMINE コードに付属している熔融コリウム模擬のライブラリから、水蒸気爆発時の発生エネルギーを最も大きく評価するライブラリを用いた。また、これらの解析コードへの入力条件の一部は、シビアアクシデント総合解析コード MAAP を用いて評価した、「3.3 炉外の熔融燃料-冷却材相互作用」の評価結果を用いた。

(添付資料 1.5.1)

## 3. 評価条件

主要解析条件を表 1 に示す。熔融炉心は原子炉压力容器底部の中央から落下する<sup>\*</sup>ものとし、熔融炉心が原子炉压力容器の破損口から落下する際には、熔融炉心・コンクリート相互作用の緩和策として、原子炉格納容器下部に水位 2m の水張りが実施されているものとした。なお、応力評価の対象としている内側及び外側鋼板（厚さ 30mm）降伏応力は約 490MPa である。

<sup>\*</sup>原子炉压力容器底部の形状から、原子炉压力容器底部に落下した熔融炉心は原子炉压力容器底部中央に集まり易いと考えられ、また、原子炉压力容器底部中央は熔融炉心が堆積した場合の堆積厚さが厚く、除熱面から遠いために冷却されにくいと考えられることから、原子炉压力容器が破損（貫通）する箇所については、原子炉压力容器底部中央を想定した。

## 4. 評価結果

水蒸気爆発に伴うエネルギー、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板の応力の推移を図 1、

図 2 及び図 3 に示す。

水蒸気爆発の発生を想定した場合に原子炉格納容器下部ドライウエルの水に伝達される運動エネルギーの最大値は、約 7MJ である。このエネルギーを入力とし、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる応力は約 32MPa、外側鋼板にかかる応力は約 25MPa となった。これは内側及び外側鋼板の降伏応力を大きく下回る値であり、かつ、弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持に支障が生じるものではない。なお、構造上、原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる応力の方が外側鋼板にかかる応力よりも大きくなる傾向があるが、原子炉圧力容器の支持機能については原子炉格納容器下部の外側鋼板のみで維持可能である。

以上の結果から、水蒸気爆発の発生を想定した場合であっても、原子炉格納容器バウンダリの機能を維持できることを確認した。

以上

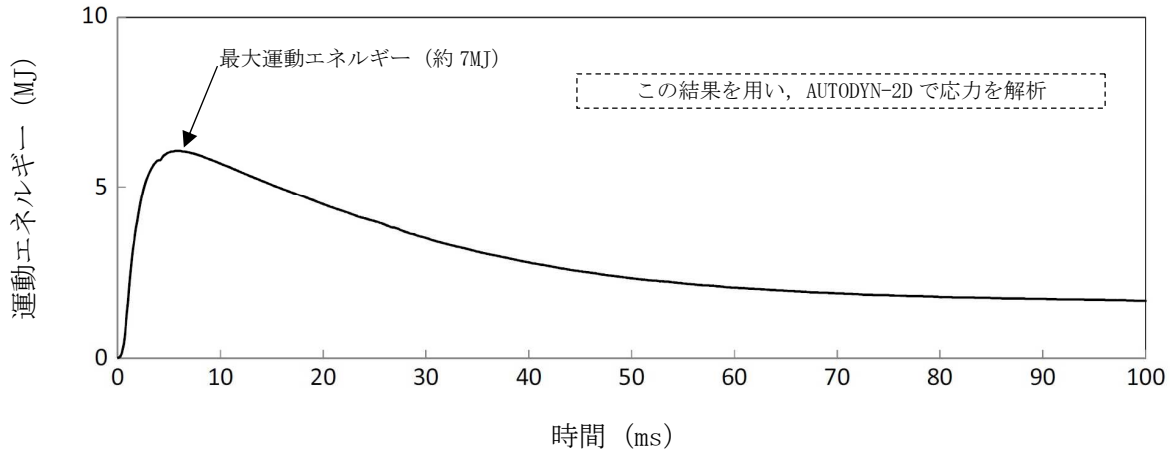


図1 水蒸気爆発によるエネルギーの推移<sup>※1</sup>

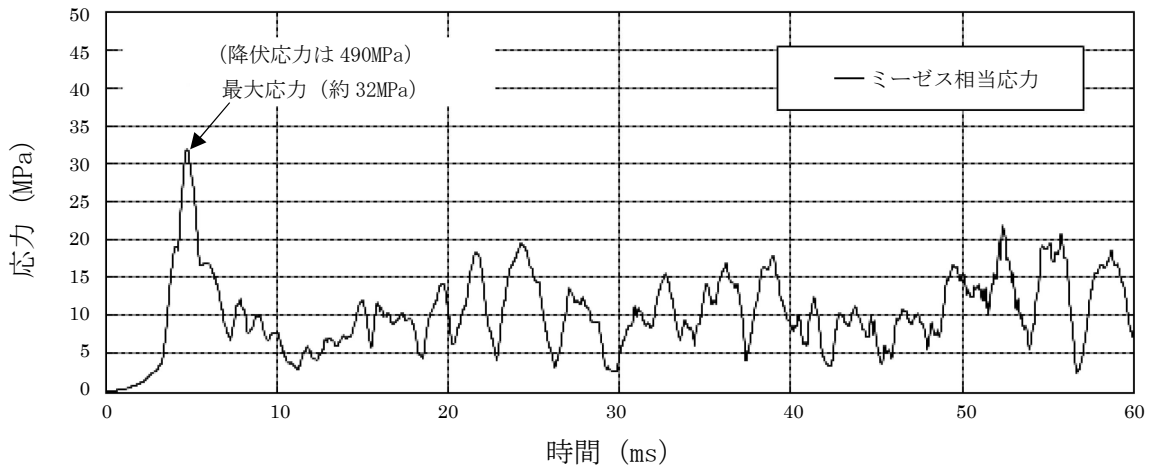


図2 原子炉格納容器下部内側鋼板の応力の推移<sup>※1</sup>

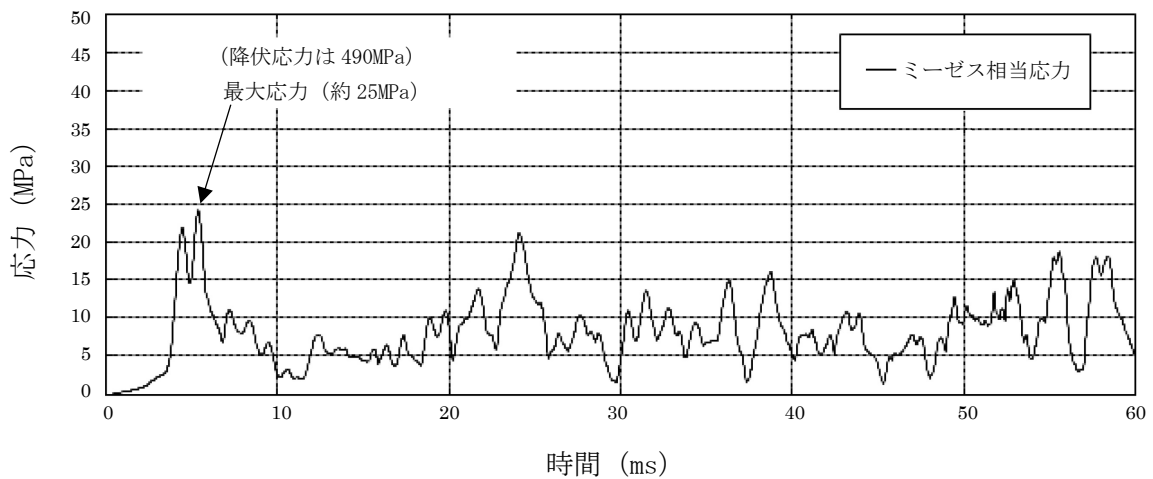


図3 原子炉格納容器下部外側鋼板の応力の推移<sup>※1</sup>

※1 JASMINE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー(図1)の最大値を AUTODYN への時刻0での入力とし、格納容器下部鋼板の応力の推移(図2,3)を評価している。このため、図1と図2,3の時刻歴は一致しない。



表 1 主要解析条件 (原子炉圧力容器外の溶融炉心-冷却材相互作用 (水蒸気爆発の評価))

解析コード	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
MAAP※	原子炉圧力容器の破損径	0.2m	制御棒駆動機構ハウジング 1 本の外径として設定
	ペDESTアル水深	2m	溶融炉心-コククリート相互作用による格納容器破損防止対策として, 落下した溶融炉心を微粒子化し, 十分な除熱量を確保するため, 予め水張りをを行うものとして手順上定めている値
	原子炉格納容器下部への水張りに用いる水の温度	50°C	外部水源の水温として設定
JASMINE	粗混合粒子径	4mm	FARO 試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
	爆発計算時の微粒子径	50 μm	FARO, KROTOS 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
AUTODYN-2D	溶融炉心-冷却材相互作用による発生エネルギー	JASMINE の解析結果をもとに設定	-

※ 「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」と重複する条件を除く。

## 原子炉格納容器下部への水張り実施の適切性

炉心の溶融が進展し、溶融炉心が原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）底部から流出するような場合には、原子炉格納容器内で発生する種々の現象の発生を防止あるいは影響を緩和することで、格納容器の破損を防止することが重要なマネジメントとなる。RPVの外において発生する現象のうち、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）に対してはその影響緩和の手段として、格納容器下部ドライウェルへの溶融炉心落下前の水張り（以下「初期水張り」という。）が有効な対策となる。一方、初期水張りによって、RPV外の溶融燃料-冷却材相互作用（以下「FCI」という。）による水蒸気爆発のリスクが生じ、初期水張りの水深によって想定される影響の程度は変化すると考えられることから、初期水張りを実施する場合には、両者の影響を考慮して水位を決定する必要がある。以下に初期水張りにおける水位設定の考え方を示す。

## 1. 格納容器下部ドライウェルへの水張りのFCIに対する影響

FCIとして生じる現象としては、急激な水蒸気発生に伴う格納容器内圧力の急激な上昇（以下「圧力スパイク」という。）及び水蒸気爆発がある。

水蒸気爆発については、 $UO_2$ 主体の溶融物が水中に落下した場合に水蒸気爆発が発生した実験例は僅かであること及び、水蒸気爆発が発生した実験は、外部トリガを意図的に与えた場合、または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端に大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。<sup>[1-4]</sup> また、水深 1.3m 以上の条件下での水蒸気爆発の発生は報告されておらず、実機条件に近い多くの溶融物量を落下させた実験でも水蒸気爆発の発生は報告されていない。<sup>[2, 5, 6]</sup> これらを考慮すると、実機で水蒸気爆発が生じる可能性は小さいと考える。しかしながら、仮に水蒸気爆発が発生した場合を想定すると、水深が深い方が粗混合が促進され、発生する機械エネルギーが大きくなることから、構造壁への衝撃荷重が大きくなると考えられる。

圧力スパイクは、初期水張りの水位が高い場合、水の顕熱による熱の吸収が増加することで圧力スパイクのピークが小さくなる効果と、溶融炉心の粗混合量が増加することで水への伝熱量が増加し、圧力スパイクのピークが高くなる効果が考えられる。

## 2. 格納容器下部ドライウェルへの水張りのMCCIに対する影響

格納容器下部ドライウェルへの初期水張りに失敗し、溶融炉心落下後に注水を開始した場合、これまでの知見<sup>[7-16]</sup>からは、溶融炉心上部にクラストが形成され、溶融炉心の冷却が阻害される可能性が考えられる。

一方、初期水張りを実施することで、溶融物落下時に溶融炉心が粒子化されるため、クラストの形成によるデブリ内部への熱の閉じ込めを抑制することができ、デブリ上面からの除熱と落下時の溶融炉心の急速な冷却（デブリクエンチ）に期待できる。<sup>[5, 6, 17]</sup>

### 3. 初期水張りの水位について

#### (1) 水位の設定

1. 及び 2. に示した通り、初期水張りの水位は、FCI の水蒸気爆発による格納容器への影響の観点では低い方が良く、FCI の圧力スパイク及び MCCI による格納容器への影響の観点では高い方が良い。ABWR においては、従来の炉型に比較して格納容器下部ドライウエルの床面積が広いため、熔融炉心が拡がった際に熔融炉心上面からの除熱に寄与する面積が大きく、また、熔融炉心が格納容器下部に落下した際の堆積高さが低いため、MCCI が緩和され易いという特徴がある。

以上を踏まえ、6 号及び 7 号炉においては、FCI の水蒸気爆発が発生した場合の影響を小さく抑えつつ、FCI の圧力スパイクを考慮しても原子炉格納容器バウンダリの機能が維持され、MCCI 緩和のための熔融炉心の粒子化の効果に期待できる水位として、初期水張り水位を 2m に設定している。初期水張り水位 2m における FCI、MCCI の影響や、水張りの実施可能性については、FCI、MCCI 各事象の有効性評価で示したとおり、問題が無いものとする。

#### (2) 水位の設定根拠

##### a. FCI の影響の観点

1. に示した通り、実機では水蒸気爆発が発生する可能性は小さい。しかしながら、仮に FCI の発生を前提とした場合、格納容器下部ドライウエルの水位について、水位が高い方が熔融炉心の細粒化割合が大きくなる傾向がある。この場合、細粒化した粒子から水への伝熱量が多くなるので、水蒸気爆発に伴い格納容器下部ドライウエルに与えられる荷重は大きくなる。このことから、格納容器下部ドライウエルの水深が 2m より深い場合の影響を評価し、問題が無いことを確認している。この詳細は 4. に示す。

##### b. MCCI の影響の観点

初期水張りの水深に応じて熔融炉心の一部が水中で粒子化し、急速冷却されることを考慮した上で、粒子化しなかった熔融炉心によって形成される連続層の高さを評価し、この連続層の冷却性の観点から、初期水張りの水深の妥当性を確認した。評価条件を以下に示す。

- ・ 熔融炉心の水中での粒子化割合の評価には、MAAP コードにも用いられている Ricou-Spalding 相関式<sup>[18]</sup>を用いた。
- ・ RPV の破損形態は制御棒駆動機構ハウジング 1 本の逸出を想定し、熔融物流出に伴う破損口の拡大を考慮した熔融炉心流出質量速度とした。
- ・ 粒子化した熔融炉心が連続層の上部に堆積した状態である、粒子状ベッドの冷却性については、Lipinski 0-D モデルを使用して評価している。粒子状ベッドのドライアウト熱流束と堆積したコリウムが床に均一に広がったと仮定した場合の崩壊熱除去に必要な熱流束（図 1 参照）を比較すると、粒子状ベッドのドライアウト熱流束 ( $0.8\text{MW/m}^2$  以上) は崩壊熱除去に必要な熱流束 (全炉心落下で約  $0.36\text{MW/m}^2$ ) よりも十分に大きく、粒子状ベッドの冷却可能性は極めて高いことから、連続層から水への崩壊熱除去を妨げないものとした。
- ・ 落下した熔融炉心は格納容器下部床上を広がると考えられるが、これまでの実験データを

元にした解析<sup>[19]</sup>によると、初期水張りがある場合、熔融炉心の広がり距離は落下量等にもよるが5m程度となるという結果が得られている。6号及び7号炉の格納容器下部の半径は約5.3mであることから、水張りしている場合でもほぼ床全面に広がる可能性が高いと考え、熔融炉心の広がり面積を格納容器下部床全面（約88m<sup>2</sup>）とした。

また、初期水張りの水位を決定する上での設定目安は以下の通りとした。

- ・連続層が安定クラストとなり、水が連続層内に浸入せず、連続層の熱伝導が除熱の律速条件になると仮定して評価したところ、連続層厚さ15cmまでは、連続層が安定クラスト化していても連続層上面からの除熱によってコンクリートを分解温度以下に維持できる（MCCIの進展を防止可能）という結果（図2参照）が得られたため、連続層厚さが15cmとなる水深を初期水張りの設定目安とした。

上記の評価条件を元に、水張り水深と熔融炉心落下量をパラメータとして、連続層堆積高さを評価した。評価結果を図3に示す。

評価結果を上記の初期水張りの水位の設定目安に照らすと、初期水張りの水位が2m程度の場合、熔融炉心落下量が全炉心の70%であれば連続層の高さを15cm以下にすることができ、初期水張りの水位が3m程度の場合、熔融炉心落下量が全炉心の100%の場合でも連続層の高さが15cm以下になることを確認した。

以上の結果を考慮し、初期水張りの水位は2mとしている。有効性評価では熔融炉心が全量落下するものとして評価しているものの、落下割合には不確かさがあることや熔融炉心落下後には崩壊熱相当の注水を実施する手順としていること及び実機スケールではクラストへの水の浸入に期待できるという知見を踏まえると、現状の初期水張りの水位の設定は妥当と考える。また、2mの初期水張りについては、事象発生から熔融炉心落下までの時間余裕の中で十分に対応可能な操作である。

また、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉について、MCCIに対して保守的な評価条件を設定した上で、初期水張りの有効性を感度解析によって確認している。初期水張りの水位を2mとした場合について、熔融炉心は全量落下するものとし、熔融炉心の崩壊熱を事象発生から6時間後として、上面熱流束を格納容器圧力への依存性を考慮しない800kW/m<sup>2</sup>相当とした場合であっても、MCCIによる浸食量は数cm（床面5cm、壁面2cm）であり、初期水張りが遅れた場合を想定し、初期水張りの水位を1mとした場合であってもMCCIによる浸食量は数cm（床面7cm、壁面4cm）に留まることを確認していることから、現状の初期水張りの水位の設定に問題は無いものとする。感度解析の結果を図4に示す。

#### c. まとめ

FCIについては、これまでの試験結果から、実機において格納容器の破損に至るような大規模なRPV外での水蒸気爆発の発生の可能性は小さいと考える。また、FCIの発生を前提とした評価においても、格納容器下部ドライウェルの構造損傷に伴う格納容器の破損には至らず、ま

た、十分な余裕があることを確認しており、格納容器下部への初期水張りの有無及びその水位が、格納容器の健全性に影響を与えるものではないと判断している。

上記を踏まえ、格納容器下部ドライウエルに溶融炉心が落下する状況に対しては、格納容器下部ドライウエルに2mの初期水張りまで注水を実施する運用としている。

#### 4. 格納容器下部の水位上昇の影響

事故対応の中で格納容器スプレイを実施すると、リターンラインを通じたサブプレッション・チェンバ・プールからの流入やベント管を通じた流入によって冷却材が格納容器下部ドライウエルに流れ込み、下部ドライウエル水位を上昇させる場合がある。ここでは、FCIの有効性評価で設定したRPV破損に至るシナリオにおいて、格納容器下部ドライウエルへの初期水張りの水位が上昇していた場合を想定し、その際のFCIへの影響を評価した。

##### a. 溶融炉心落下前の下部ドライウエル水位上昇の可能性

溶融炉心落下前の格納容器下部ドライウエルへの初期水張りの他に格納容器下部ドライウエルの水位を増加させる要因としては、格納容器スプレイによる冷却材が格納容器下部ドライウエル壁面の連通孔とベント管の間から流入する場合が考えられる。連通孔とベント管は、その間に隙間があるものの、上下に連続して設置されているため、格納容器スプレイによる冷却材は、基本的には連通孔からベント管に流れ落ちると考えられるが、仮に格納容器スプレイの水が全て格納容器下部ドライウエルに流入したとしても、今回の申請において示した解析ケースにおいて、格納容器下部ドライウエルに形成される水位は4m以下である。ただし、初期水張り操作による注水と格納容器スプレイの水の流入を合わせて形成される格納容器下部水位が2mに到達した時点で格納容器下部ドライウエルへの初期水張り操作を停止するものとした。

また、LOCAを伴う場合には、破断口から流出した冷却材が格納容器下部ドライウエルに流入する可能性、及び、格納容器スプレイによる冷却材の流入の可能性が考えられるが、LOCAによって原子炉圧力容器から流出する冷却材は飽和蒸気であり、サブクールが小さい。このため、LOCAによって流出した冷却材によって水位が形成された格納容器下部ドライウエルでの水蒸気爆発の発生を仮定しても、発生する運動エネルギーは小さいものと考えられる。

##### b. 評価条件

溶融炉心が格納容器下部ドライウエルに落下する前に、格納容器下部にリターンラインまでの高さ(7m)の水位が形成されているものとした。この水位は上記「a. 溶融炉心落下前の下部ドライウエル水位上昇の可能性」に照らして十分に高いと考える。その他の解析条件は、添付資料3.3.2において設定した評価条件と同様とした。

##### c. 評価結果

水蒸気爆発による影響と、水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇(圧力スパイク)による影響を評価した。以下にその結果を示す。

### (1) 水蒸気爆発

水蒸気爆発によって格納容器下部の水に伝達される運動エネルギーの評価結果を図 5 に示す。最大値は約 16MJ であり、水位 2m の場合（約 7MJ）と比べて約 2 倍に増加している。

このエネルギーを入力とした応力の解析結果を図 6 及び図 7 に示す。格納容器下部ドライウエルの内側鋼板の最大応力は約 278MPa であり、水位 2m の場合の約 32MPa と比べて約 9 倍に増加している。また、格納容器下部ドライウエルの外側鋼板の最大応力は約 168MPa であり、水位 2m の場合の約 25MPa と比べて約 7 倍に増加している。格納容器下部ドライウエルの内側鋼板の降伏応力（490MPa）を十分に下回っており、格納容器破損に至るおそれはないと考える。

また、初期水張りの水位が上昇すると、水面と RPV 底部の距離が短くなる。このことにより、水蒸気爆発に伴う瞬間的な水面の上昇が生じた際に、水面が RPV 底部に到達することによって、RPV 底部に圧力波が伝搬し、RPV の支持構造に影響を及ぼすことが懸念される。しかしながら、溶融炉心の落下による水位上昇分は約 0.5m であること、及び、JASMINE 解析によると水蒸気爆発による発生運動エネルギーがピークになる 0.1 秒以内での平均ボイド率は 20%程度（初期水張り水位 2m の条件での評価結果より）であることを考慮すると、初期水張り水位 2m の場合、水位は約 3m（溶融炉心の堆積による水位上昇分の 0.5m と初期水張り水位 2m の 20%分である 0.4m の水位上昇を想定）までの上昇と想定される。溶融炉心の落下による水位上昇分及び平均ボイド率について同様と考えると、初期水張り水位 7m の場合、水位は約 9m（溶融炉心の堆積による水位上昇分の 0.5m と初期水張り水位 7m の 20%分である 1.4m の水位上昇を想定）までの上昇と想定される。水位の上昇が 9m 程度であれば、格納容器下部ドライウエル床面から RPV 底部までの高さ約 10.6m に対して余裕があることから、RPV 底部に直接的に液相中の圧力波が伝播することは無いと考える。

水蒸気爆発が発生した際の気相部の挙動については、JASMINE コードを用い、添付資料 3.3.2 の評価条件（初期水張り水位 2m）における、原子炉格納容器下部の空間部での格納容器圧力及びボイド率変化を評価した。評価結果を図 8 に示す。水蒸気爆発時の粗混合粒子の細粒化と伝熱により、爆発源の膨張に伴う圧力波が伝播する。圧力波は減衰するため、原子炉圧力容器底部に到達する時点では 0.30MPa[abs]以下となる。0.30MPa 程度の圧力波によって原子炉圧力容器が損傷に至ることは想定し難いことから、圧力波による原子炉圧力容器への影響は無視できる程度と考える。原子炉格納容器への影響については、原子炉格納容器の構造上、原子炉格納容器下部において発生した圧力波が減衰されないまま原子炉格納容器上部に到達することは考えにくい。仮に 0.30MPa 程度の圧力波が原子炉圧力容器上部の壁面に到達しても、原子炉格納容器の限界圧力（0.62MPa[gage]）未満であることから、原子炉格納容器が破損に至ることは無い。また、ボイド率からは水蒸気爆発に伴う水位の変化は 1m 未満であることが確認できることから、水面の上昇による原子炉圧力容器への影響は無いものと考えられる。

### (2) 圧力スパイク

格納容器圧力の評価結果を図 9 に示す。RPV が破損して、溶融炉心が格納容器下部ドライ

ウェルの水中に落下する際に圧力スパイクが生じているが、圧力スパイクのピーク圧力は約 0.30MPa であり、水位 2m の場合の約 0.47MPa よりも低くなっている。

この理由としては、初期水張り水位の上昇によって格納容器下部ドライウェルの水量が多くなり、熔融炉心の粗混合量が増加し、水への伝熱量が増加したものの、落下した熔融炉心の周囲のサブクール状態の水量が増加したことによる効果が、熔融炉心落下時の水温上昇とそれに伴う蒸気発生を緩和する側に作用し、ピーク圧力が抑制された可能性が考えられる。

以上の結果から、格納容器下部ドライウェルの水位を現状の初期水張りの水位である 2m 以上に上昇させた場合であっても、FCI によって格納容器が破損に至る恐れは無いと考える。このことから事故対応におけるドライウェルスプレイ等の運転操作に対して、FCI の観点からの制約は生じない。

## 5. 結論

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、FCI が発生した場合の影響を低減しつつ、熔融炉心の粒子化の効果等による MCCI の影響緩和を期待できる水位として、初期水張り水位を 2m に設定している。また、事故対応におけるドライウェルスプレイ等の運転操作により、格納容器下部ドライウェルの水位が上昇した場合であっても格納容器が破損に至る恐れはない。

以 上

## 参考文献

- [1] V. Tyrpekl, Material effect in the nuclear fuel - coolant interaction : structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, 2012
- [2] J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04
- [3] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> mixture, Nucl. Eng.Design. 222, 1-15, 2003
- [4] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol.158 378-395, 2007
- [5] D.Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng.Design, 236 1998-2009, 2006
- [6] M. Kato, H. Nagasaka, "COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions," JAERI-Conf 2000-015, 2000
- [7] (財) 原子力発電技術機構 (NUPEC) , 「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」 2003
- [8] B.R.Sehgal, et al., "ACE Project Phase C&D : ACE/MCCI and MACE Tests" , NUREG/CP-0119, Vol.2, 1991
- [9] R.E.Blose, et al., "SWISS: Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions With Overlying Water Pools," NUREG/CR-4727, 1987
- [10] R.E.Blose, et al., "Core-Concrete Interactions with Overlying Water Pools - The WETCOR-1 Test," NUREG/CR-5907, 1993
- [11] M.T.Farmer, et al., "Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments", Proc. OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999
- [12] M.T.Farmer, et al., "Corium Coolability under Ex-Vessel Accident Conditions for LWRs," Nuc. Eng. and Technol., 41, 5, 2009
- [13] M.T.Farmer, et al., "OECD MCCI Project 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests : Final Report," OECD/MCCI-2005-TR05, 2006
- [14] M.T.Farmer, et al., "OECD MCCI Project Final Report," OECD/MCCI-2005-TR06, 2006
- [15] M.T.Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final Report," OECD/MCCI-2010-TR07, 2010
- [16] H.Nagasaka, et al., "COTELS Project (3): Ex-vessel Debris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999
- [17] A. Karbojian, et al., " A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design 239 1653- 1659, 2009
- [18] F.B.Ricou, D.B.Spalding, "Measurements of Entrainment by Axisymmetrical Turbulent Jets," Journal of Fluid Mechanics, Vol.11, pp.21-32, 1961
- [19] 中島 他, SAMPSON コードによる ABWR 格納容器ベデスタル上の炉心デブリの 3 次元拡がり評価, 日本原子力学会 「2013 年秋の大会」 H12, 2013 年 9 月



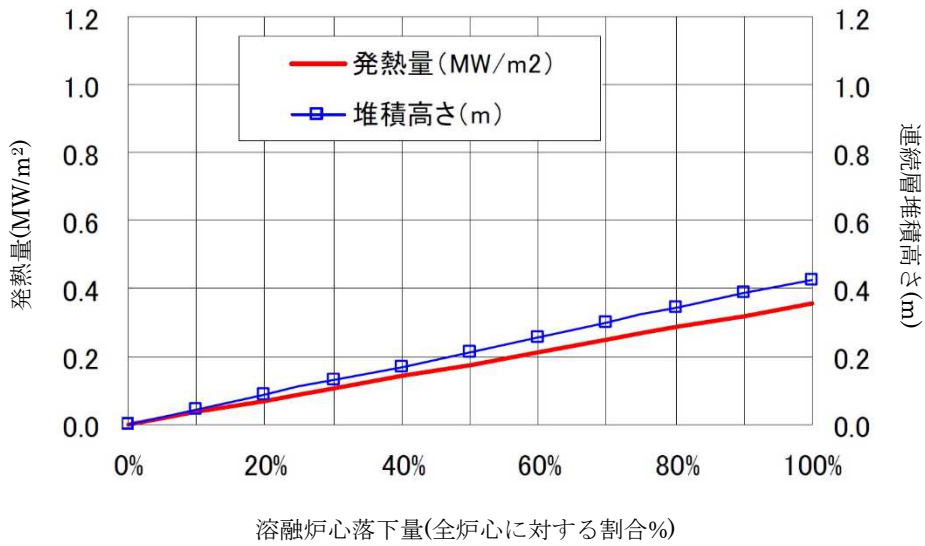
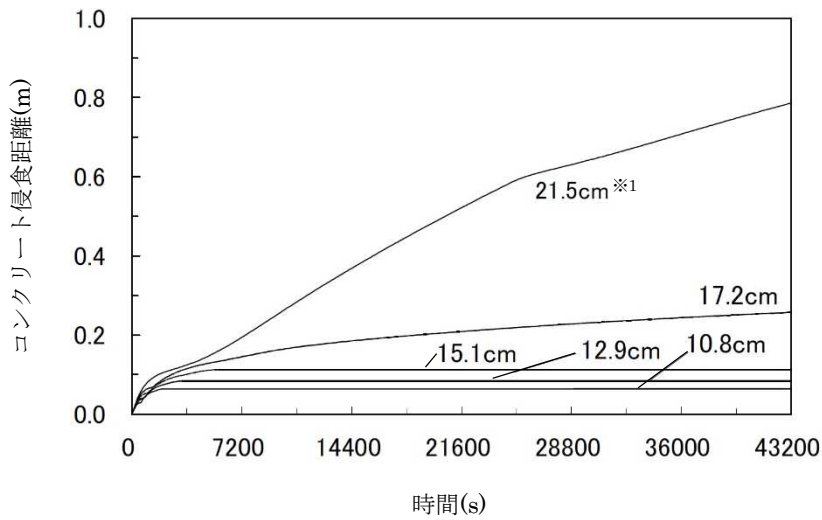
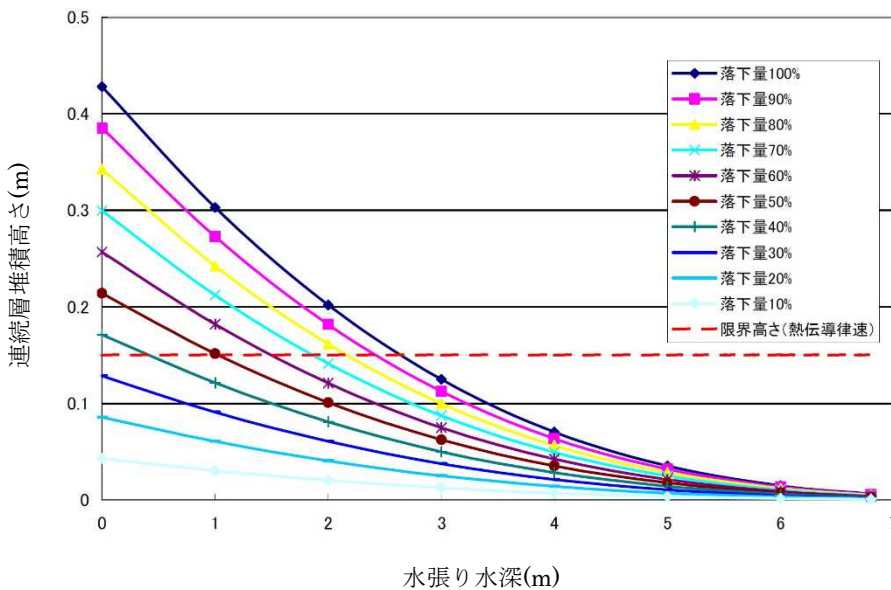


図1 格納容器下部ドライウェルへの溶融炉心落下割合に対する連続層堆積高さと単位面積当たりの発熱量



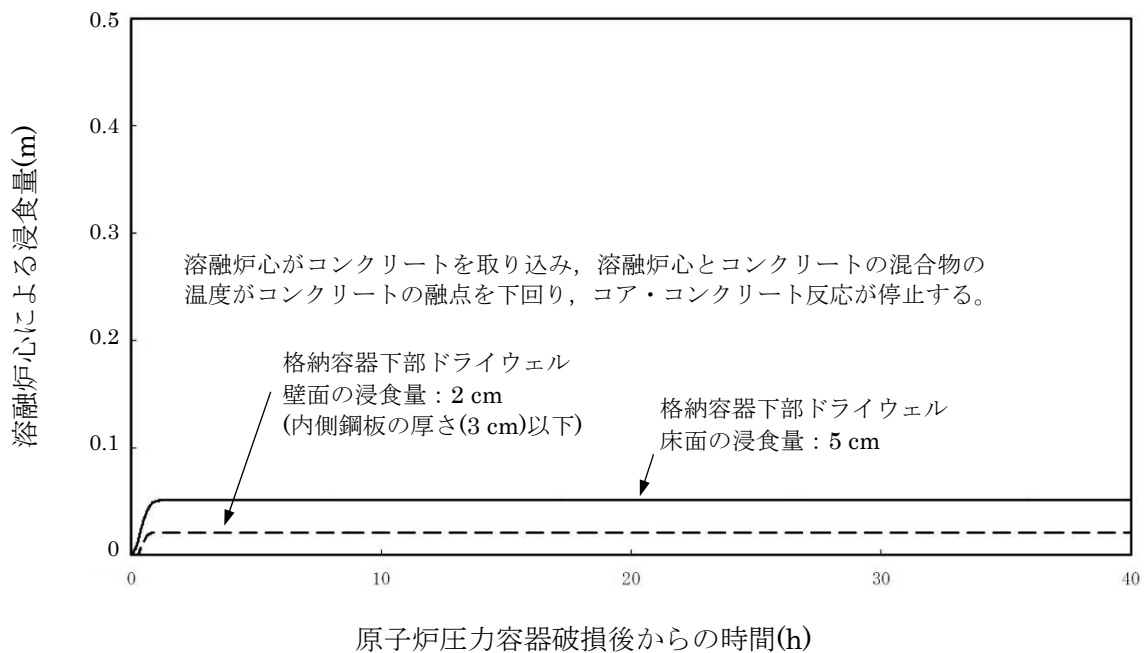
※1 溶融炉心の堆積により生じた連続層厚さ。図中の他の評価結果に付記されている値についても同じ。  
 ※2 クラスト表面は沸騰曲線による熱伝達を仮定、クラスト内は熱伝導による温度勾配を考慮

図2 ハードクラスト形成時のコンクリート侵食評価例※2

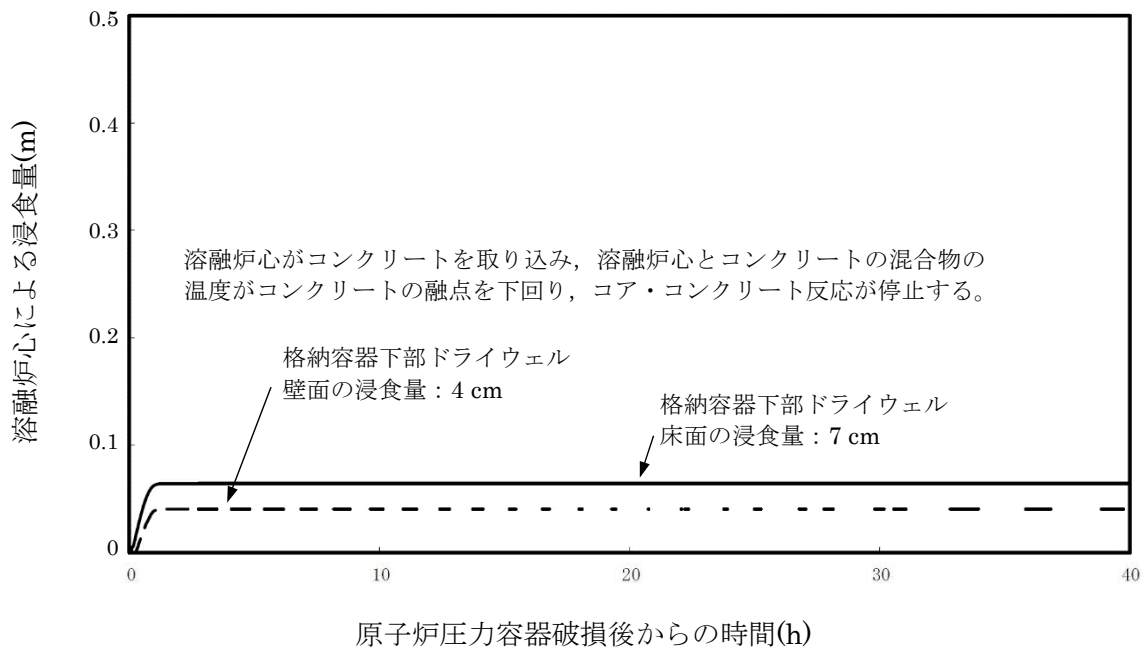


※ 本評価では、RPV 下部の貫通口で最大の径である CRDハウジング1本をデブリジェット径として想定しているが、実際には溶融炉心落下量が少ない場合は破断口径が小さく、デブリジェット径が小さくなる傾向を示すと考えられる。また、Ricou-Spalding の式ではデブリジェット径が小さいほど粒子化割合が大きくなる。溶融炉心落下量と、破断口径との相関を現実的に考えると、本評価では保守的に CRDハウジング1本としているが、溶融炉心落下量が少ない場合には破断口径が小さくなり、より多くの割合が粒子化し、連続層堆積厚さが低下する傾向となるものと考えられる。

図3 水張り水深と連続層堆積高さの関係※



(a) 初期水張り水位 2 m の場合 (溶融炉心の崩壊熱：事象発生から 6 時間後、上面熱流束：800kW/m<sup>2</sup>相当 (圧力依存無し))



(b) 初期水張り水位 1 m の場合 (溶融炉心の崩壊熱：事象発生から 6 時間後、上面熱流束：800kW/m<sup>2</sup>相当 (圧力依存無し))

図 4 格納容器下部壁面及び床面の浸食量の推移

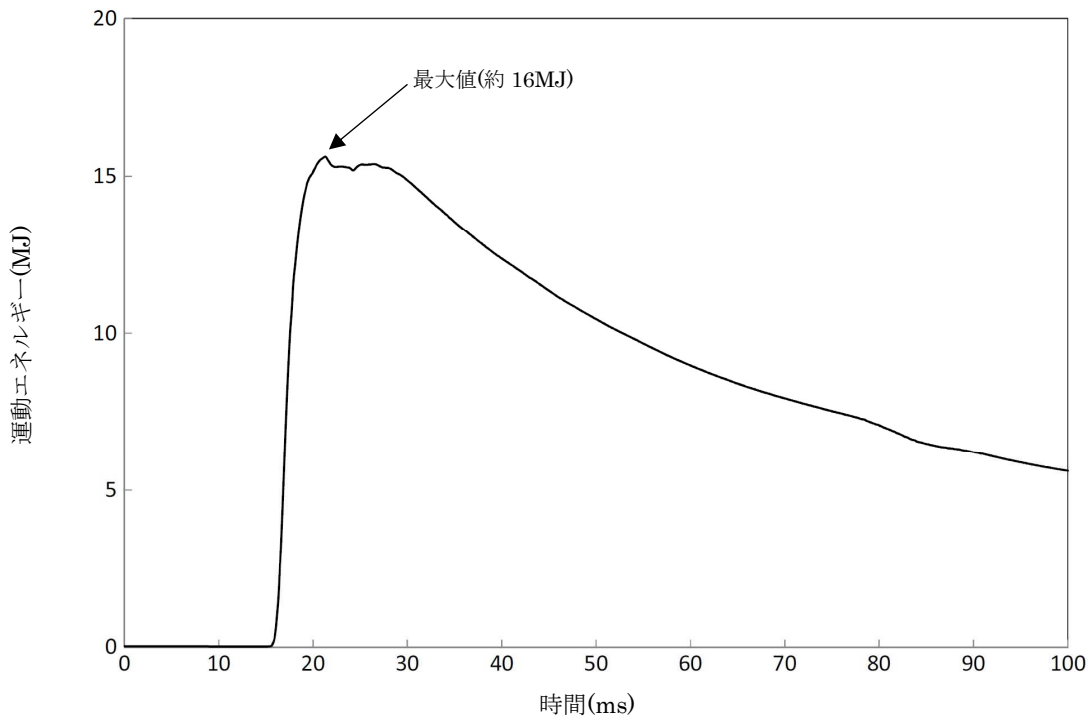


図5 水蒸気爆発によるエネルギーの変化（初期水張り水位 7m）※1

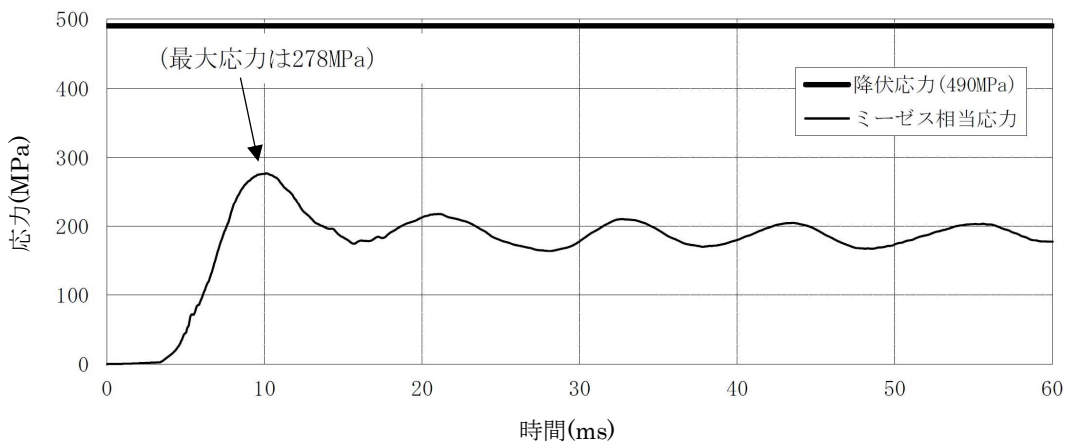


図6 水蒸気爆発による格納容器下部内側鋼板の応力の変化（初期水張り水位 7m）※1

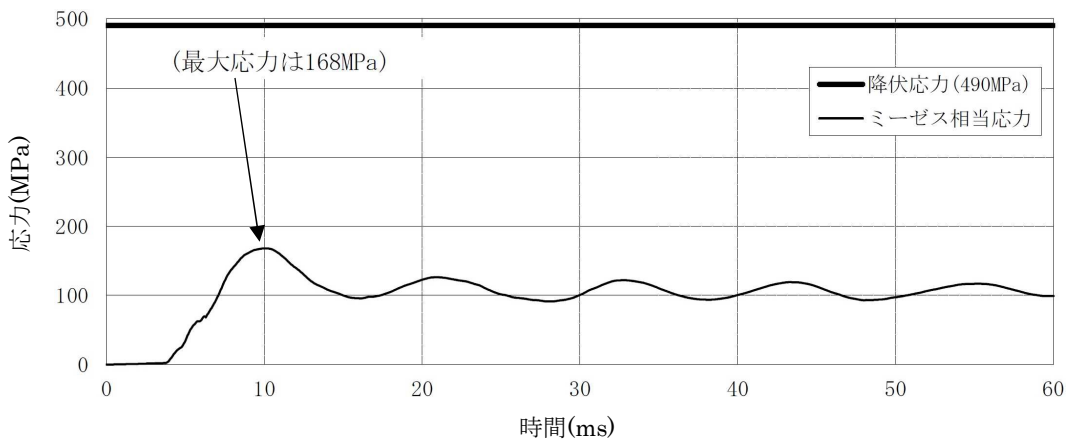


図7 水蒸気爆発による格納容器下部外側鋼板の応力の変化（初期水張り水位 7m）※1

※1 JASMINE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー(図 5)の最大値を AUTODYN への時刻 0 での入力とし、格納容器下部鋼板の応力の推移(図 6, 7)を評価している。このため、図 5 と図 6, 7 の時刻歴は一致しない。

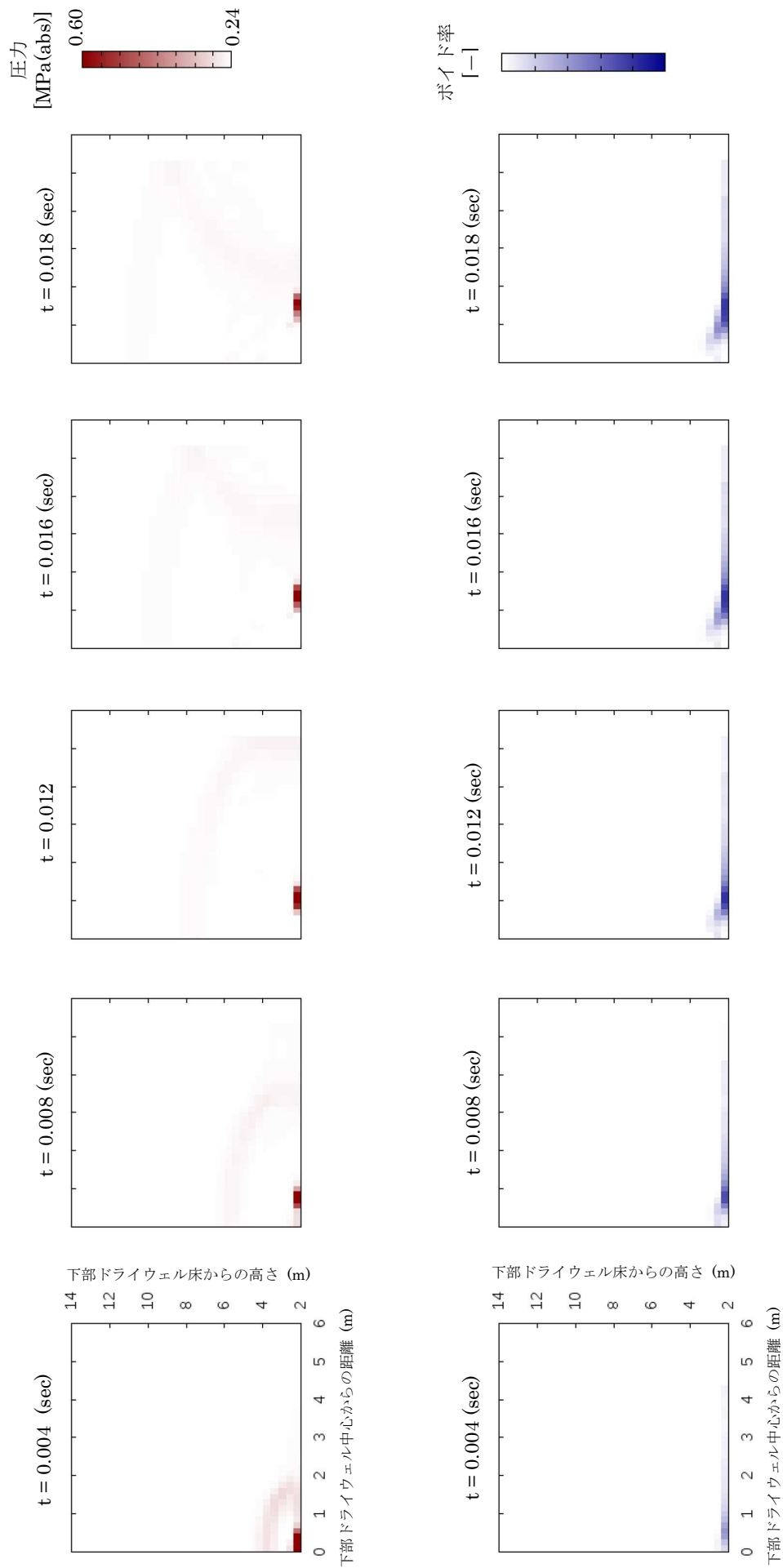


図 8 原子炉格納容器下部の空間部の格納容器圧力及びボイド率の変化 (初期水張り水位 2m)

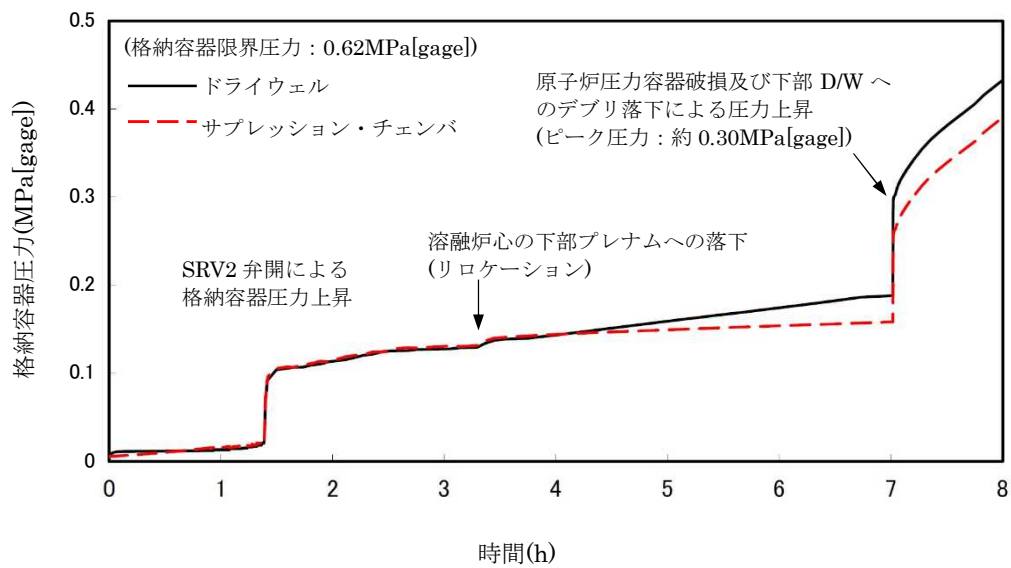


図 9 格納容器圧力の推移 (初期水張り水位 7m)

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータ（格納容器圧力）に与える影響（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

【MAAP】

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（格納容器圧力）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 ・ 下部プレナムへのリロケーション開始時刻は、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が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、炉心溶融時間に対する感度及び下部プレナムへのリロケーション開始時間に対する感度は小さいことが確認されている。本評価事故シーケンスにおいては、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注水機能が喪失することを想定しており、最初に実施すべき操作は原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%高い位置に到達した時点の減圧操作となり、燃料被覆管温度等によるパラメータを操作開始の起点としている操作ではないことから、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（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、炉心溶融時間に対する感度及び下部プレナムへのリロケーション開始時間に対する感度は小さいことが確認されている。本評価事故シーケンスでは、運転員等操作による原子炉急速減圧により原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減しており、上記の不確かさが運転員等操作時間に与える影響はないこと及び原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	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）	TQUX 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有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である	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 SAFER コードとの比較により、急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下について、一時的に低いより水位に到達することが確認されており、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%高い位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差違であることから運転員等操作時間に与える影響は小さい。	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 SAFER コードとの比較により、短期的な挙動は緩慢な挙動となるものの模擬できており、また、長期的な挙動は崩壊熱の影響が支配的となる。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
気液分離（水位変化）・対向流					
原子炉格納容器	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、格納容器圧力及び温度について、温度成層化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。 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が確認されているが、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温度の傾向を適切に再現できているが、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないため、運転員等操作時間に与える影響はない。	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が確認されているが、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温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
（炉心損傷後） 原子炉圧力容器	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 シーケンスともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器の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が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析より原子炉圧力容器破損時間に対する感度は小さいことが確認されている。リロケーション開始時間の不確かさは小さく、溶融炉心が炉心下部プレナムへリロケーションした際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作の開始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ない。	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より原子炉圧力容器破損時間に対する感度は小さいことを確認しており、また、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	構造材との熱伝達				
	原子炉圧力容器破損	溶融炉心の挙動モデル（原子炉圧力容器破損モデル）	原子炉圧力容器破損に影響する項目として、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）をパラメータとした感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻が約 13 分早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり、実機における影響は十分小さいと判断される。	制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に対する感度解析により、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスへの対応では下部ヘッドの温度上昇を起点とする復水補給水ポンプによる格納容器下部注水操作の開始（約 3.7 時間後）から、原子炉圧力容器破損（約 7.0 時間後）までに下部ベダスタル注水を完了する必要があるが、注水必要時間 2 時間に対して下部ヘッド温度 300℃到達から原子炉圧力容器破損までは約 3 時間あることから多少の挙動の差異が生じた場合においても十分な時間余裕があり、運転員等操作時間に与える影響はない。	制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に対する感度解析により、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが、溶融炉心の落下時間への影響は小さく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
（炉心損傷後） 原子炉格納容器	原子炉圧力容器外 FCI（溶融炉心細粒化）	溶融炉心の挙動モデル（格納容器下部での溶融炉心挙動）	原子炉圧力容器外 FCI 現象に関する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、原子炉圧力容器外 FCI によって生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。	下部ベダスタルへの水張り以降において、原子炉圧力容器外 FCI によって生じる圧力スパイクに対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉圧力容器外 FCI 現象に関する項目として細粒化モデルにおけるエントレインメント係数、冷却水とデブリ粒子の伝熱に関して感度解析を行い、原子炉圧力容器外 FCI により生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認しており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料 3.3.5)
	原子炉圧力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）				

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータ（格納容器圧力）に与える影響（原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）（1/3）

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（格納容器圧力）に与える影響
	解析条件	最確条件			
初期条件	原子炉熱出力	3,926MWt	3,924MWt 以下 (実績値)	原子炉熱出力のゆらぎを考慮した運転管理目標値を参考に最確条件を包絡できる条件を設定。	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。
	原子炉圧力	7.07MPa[gage]	約7.05MPa[gage] ～約7.12MPa[gage] (実測値)	定格原子炉圧力として設定。	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るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転水位 (セパレータスカート下端から約+118cm～約+120cm) (実測値)	通常運転時の原子炉水位として設定。	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、スクラム10分後の原子炉水位の低下量は通常運転水位約-4mであるのに対してゆらぎによる水位低下量は約-10mmであり非常に小さい。したがって、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。
	炉心流量	52,200t/h (100%)	定格流量の約91%～約110% (実測値)	定格流量として設定。	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く、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、熱水的な特性はほぼ同等であり、その他の核的特性等の違いは燃料棒最大線出力密度の保守性に包含されることから、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型またはB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、両型式の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	燃焼度 33GWd/t	平均的燃焼度約 30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を確保することで、最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなることから、原子炉水位の低下が緩やかになり、有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%高い位置到達を操作開始の起点としている原子炉急速減圧操作の開始が遅くなる。また、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展が緩やかになり、原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への注水操作の開始が遅くなる。
	格納容器容積 (ドライウェル)	7,350m <sup>3</sup>	7,350m <sup>3</sup> (設計値)	ドライウェル内体積の設計値(全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)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く、運転員等操作時間に与える影響はない。
	格納容器容積 (ウェットウェル)	空間部: 5,960m <sup>3</sup> 液相部: 3,580m <sup>3</sup>	空間部: 約5,980m <sup>3</sup> ～約5,945m <sup>3</sup> 液相部: 約3,560m <sup>3</sup> ～約3,595m <sup>3</sup> (実測値)	ウェットウェル内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)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るが、ゆらぎによる格納容器容積(ウェットウェル)の液相部(空間部)の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、通常時の液相部の熱容量は約3,600m <sup>3</sup> 相当分であるのに対して、ゆらぎによる容積減少分の熱容量は約20m <sup>3</sup> 相当分であり、その減少割合は通常時の約0.6%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (NWL)	約7.01m～約7.08m (実測値)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定。	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るが、ゆらぎによるサブプレッション・チェンバ・プール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位時(7.05m)の熱容量は約3600m <sup>3</sup> 相当分であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.04m)の熱容量は約20m <sup>3</sup> 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約0.6%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
	サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	約30℃～約35℃ (実測値)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値を、最確条件を包絡できる条件として設定。	運転員等操作としては下部ヘッダの温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部注水操作の開始となるが、本パラメータによる影響を受けることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータ（格納容器圧力）に与える影響（原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用）(2/3)

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（格納容器圧力）に与える影響	
	解析条件	最確条件				
初期条件	格納容器圧力	5.2kPa[gage]	約3kPa[gage]～約7kPa[gage]（実測値）	通常運転時の格納容器圧力として設定。	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うるが，ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば，事象発生から圧力容器破損までの圧力上昇率（平均）は約7時間で約0.47MPaであるのに対して，ゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり非常に小さい。したがって，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うるが，ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば，事象発生から圧力容器破損までの圧力上昇率（平均）は約7時間で約0.47MPaであるのに対して，ゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり非常に小さい。したがって，事象進展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。
	格納容器温度	57℃	約30℃～約60℃（実測値）	通常運転時の格納容器温度として設定。	運転員等操作としては下部ヘッドの温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部注水操作の開始となることから本パラメータによる影響を受けることはなく，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うるが，ゆらぎによる格納容器温度の上昇に与える影響は小さい。例えば，事象発生から圧力容器破損までの温度上昇率は約7時間で約50℃であるのに対して，ゆらぎによる温度上昇量は約3℃であり非常に小さい。したがって，事象進展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。
	真空破壊装置	3.43kPa（ドライウェル-サプレッション・チェンバ間差圧）	3.43kPa（ドライウェル-サプレッション・チェンバ間差圧）（設計値）	真空破壊装置の設定値。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	外部水源の温度	50℃（事象開始12時間以降は45℃，事象開始24時間以降は40℃）	約30℃～約50℃（実測値）	復水移送ポンプ吐出温度を参考に最確条件を包絡できる条件を設定。	運転員等操作としては下部ヘッドの温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部注水操作の開始となることから本パラメータによる影響を受けることはなく，運転員等操作時間に与える影響はない。	下部ペDESTALへの注水温度が低い場合，圧力スパイクへの影響としては，発生する蒸気量の低下が考えられるが，評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。一方，トリガリングの発生を前提とした水蒸気爆発という点では，低い水温は厳しめの評価を与えるが，水蒸気爆発解析コードを用いた評価は32℃を前提としており，その場合でも問題ないことを確認している。
	外部水源の容量	約21,400m <sup>3</sup>	21,400m <sup>3</sup> 以上（淡水貯水池水量+復水貯蔵槽水量）	淡水貯水池及び通常運転中の復水貯蔵槽の水量を参考に，最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件とした場合には，解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなる。また，事象発生12時間後からの消防車による補給により復水貯蔵槽は枯渇しないことから，運転員操作に対する影響はない。	—
	燃料の容量	約2,040kL	2,040kL以上（軽油タンク容量）	通常時の軽油タンクの運用値を参考に，最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件とした場合には，解析条件よりも燃料容量の余裕が大きくなる。また，事象発生直後から最大負荷運転を想定しても燃料は枯渇しないことから，運転員操作に対する影響はない。	—



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータ（格納容器圧力）に与える影響（原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）（3/3）

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（格納容器圧力）に与える影響
		解析条件	最確条件			
事故条件	起回事象	全給水喪失	—	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定。	起回事象として，原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象である LOCA 等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合，原子炉圧力容器破損のタイミングは早くなるが，代表プラントに対する解析では大破断 LOCA と TQUV の破損時間は 30 分程度の差であり，この程度の挙動の差が運転員等操作に対して影響を与えることはない。	起回事象として，原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象である大破断 LOCA を仮定した場合，原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の放出によって格納容器圧力が上昇することに加え，原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなり，圧力スパイクの最大値が高い値となる可能性が考えられることから，起回事象を大破断 LOCA とした場合の感度解析を実施し，圧力スパイクの最大値が評価項目を満足することを確認している。  (添付資料 3.3.6)
	安全機能の喪失に対する仮定	高压注水機能，低压注水機能 低压代替注水系（常設）機能喪失	—	高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系の機能喪失を，低压注水機能として低压注水系及び低压代替注水系（常設）の機能喪失を設定。	—	—
	外部電源	外部電源なし	—	本評価事故シーケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高压母線に接続されており，非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため，外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが，非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ，外部電源なしとして設定。		
機器条件	原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定。		
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51~7.86MPa[gage] 363~380t/h/個	逃がし弁機能 7.51~7.86MPa[gage] 363~380t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値を設定。	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く，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
		自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個開による原子炉急速減圧	自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個開による原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定。	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く，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表3 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータ(格納容器圧力)に与える影響及び操作時間余裕(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)

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(格納容器圧力)に与える影響	操作時間余裕	訓練実績等	
	解析上の操作開始時間							
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方						
操作条件	溶融炉心落下前の格納容器下部注水系(常設)による水張り操作	原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で開始。90m <sup>3</sup> /hで2時間注水し、格納容器下部に水位2mの水張りを行う(事象発生から約3.7時間後)	炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	<p>【認知】 格納容器下部への注水操作は、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始するが、損傷炉心への注水による冷却性を確認するため、原子炉圧力容器下鏡部温度は継続監視しており、認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって、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】 格納容器下部への注水操作は、中央制御室にて操作を行う運転員と現場にて操作を行う運転員(現場)を各々配置しており、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 中央制御室から操作現場である廃棄物処理建屋地下3階までのアクセスルートは、コントロール建屋のみであり、通常5分間程度で移動可能であるが、余裕を含めて10分間の移動時間を想定している。また、アクセスルート上にアクセスを阻害する設備はなく、よって、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】 中央制御室内における格納容器下部への注水操作は、復水補給水系の2弁の開操作による注水であり、制御盤のスイッチによる操作のため1操作に1分間を想定し、合計2分間であり、それに余裕時間を含めて操作時間5分間を想定している。格納容器下部への注水量調整は、制御盤の操作スイッチにて弁の開度調整を行い、約2時間の注水で格納容器下部に水位2mの水張りを行うが、水張り中の操作は適宜流量及び格納容器下部水位を監視し、流量調整をするのみであるため、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】 格納容器下部への注水操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室内における操作は、制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作により操作時間が長くなる可能性は低い。また、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、誤操作により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.7時間の時間余裕があり、また、格納容器下部注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながら溶融炉心の下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施することとしており、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。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れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員(現場)及び緊急時対策要員を配置しており、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。	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。	原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでの時間は事象発生から約3.7時間あり、また、格納容器下部注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながら予め準備が可能である。また、原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達時点での中央制御室における格納容器下部への注水操作の操作時間は約5分間である。溶融炉心落下前の格納容器下部注水系(常設)による水張りは約2時間で完了することから、水張りを事象発生から約3.7時間後に開始すると、事象発生から約5.7時間後に水張りが完了する。事象発生から約5.7時間後の水張り完了から、事象発生から約7.0時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると、格納容器下部注水操作は操作遅れに対して1時間程度の時間余裕がある。	中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達後、約3分間で格納容器下部注水系(常設)による水張り操作を開始。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。

### エントレインメント係数の圧力スパイクに対する影響

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉（ABWR, RCCV 型格納容器）について、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用における圧力スパイクに対して不確かさを有すると考えられるパラメータのうち、エントレインメント係数を変化させた場合<sup>\*</sup>の影響を確認した。確認結果を以下に示す。

※「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 添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について」では、MARK-I 型格納容器について、デブリ粒子径を変化させた場合の圧力スパイクに対する感度を評価しているが、その結果、デブリ粒子径を変化させても圧力スパイクはほぼ変わらないことを確認しているため、RCCV 型格納容器に対するデブリ粒子径に関する感度の評価は不要と判断した。

#### (1) 評価条件

- ・エントレインメント係数を除き、今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）と同じ評価条件とした。
- ・表 1 に感度解析の条件を示す。エントレインメント係数は、ベースケースでは MAAP 推奨範囲（～）のうちおよそ中間となる を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAP の当該係数の推奨範囲のうち最大値（）と、最小値（）を設定した。

#### (2) 評価結果

表 2 及び図 1～3 にベースケース及びエントレインメント係数についての感度解析の結果を示す。感度解析の結果、事象発生約 7 時間後に原子炉圧力容器の破損が発生した直後の格納容器圧力は、感度解析ケース（最大値）の方が僅かに大きい結果となったが、格納容器限界圧力(0.62MPa[gage])は下回る結果となった。

#### (3) 結論

エントレインメント係数を変動させた場合であっても、圧力スパイクのピークが限界圧力(0.62MPa[gage])を下回ることを確認した。

また、ABWR, RCCV 型格納容器の場合についても、エントレインメント係数の圧力スパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいことを確認した。

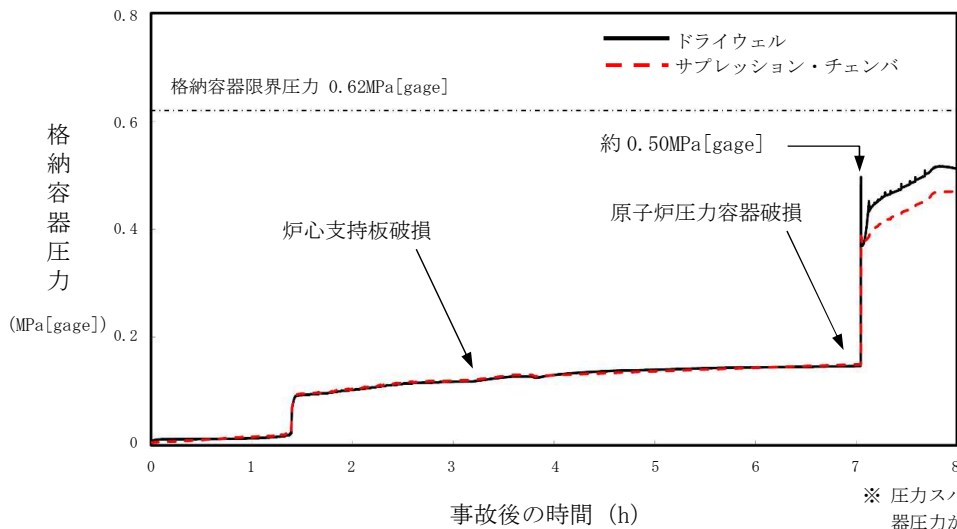
以 上

表1 解析条件のまとめ

条件	ベースケース	感度解析ケース	
エントレインメント係数	□	□	□
設定根拠	MAAP 推奨値の ノミナル値	MAAP 推奨範囲の 最小値	MAAP 推奨範囲の 最大値

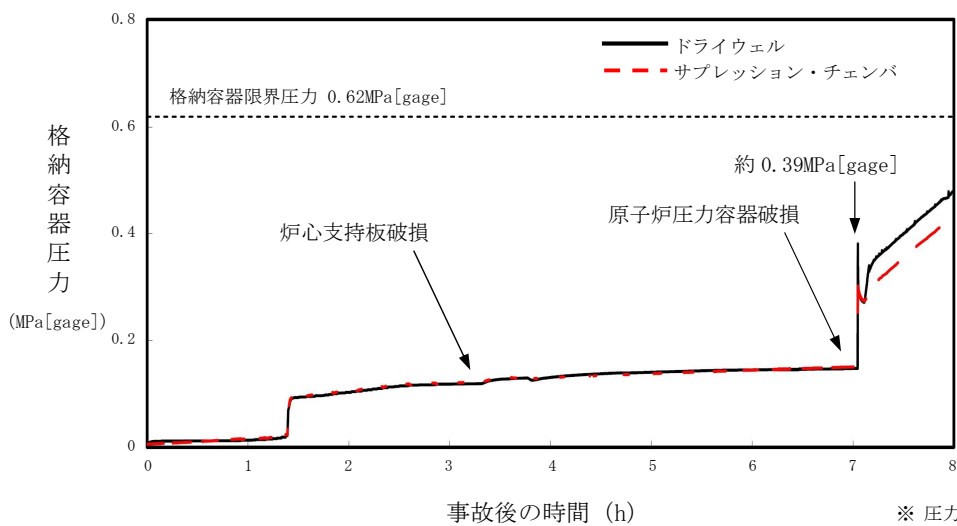
表2 解析結果のまとめ

事象	ベースケース	感度解析ケース (最小値)	感度解析ケース (最大値)
炉心損傷	約57分	約57分	約57分
炉心支持板破損	約 3.3 時間	約 3.3 時間	約 3.3 時間
RPV 破損	約7時間	約 7 時間	約 7 時間
熔融炉心落下による PCV ピーク圧力	約 0.50MPa[gage]	約 0.39MPa[gage]	約 0.54MPa[gage]



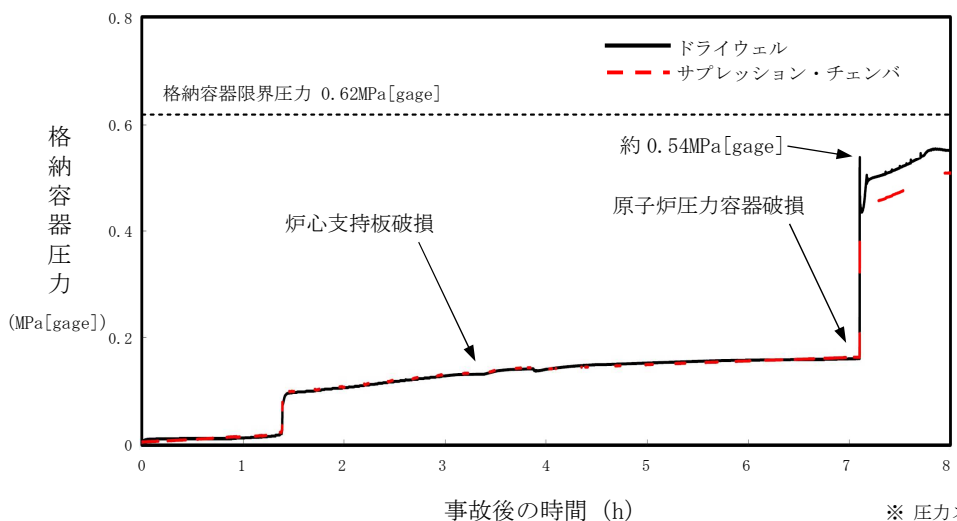
※ 圧力スパイク発生後は、格納容器圧力が0.465MPa以上で格納容器スプレイを実施し、格納容器スプレイによって格納容器圧力の準静的な上昇を抑制する。

図1 格納容器圧力の時間的変化 (ベースケース)



※ 圧力スパイク発生後は、格納容器圧力が0.465MPa以上で格納容器スプレイを実施し、格納容器スプレイによって格納容器圧力の準静的な上昇を抑制する。

図2 格納容器圧力の時間的変化 (感度解析ケース (最小値))



※ 圧力スパイク発生後は、格納容器圧力が0.465MPa以上で格納容器スプレイを実施し、格納容器スプレイによって格納容器圧力の準静的な上昇を抑制する。

図3 格納容器圧力の時間的変化 (感度解析ケース (最大値))

## プラント損傷状態を LOCA とした場合の圧カスパイクへの影響

## 1. 評価の目的

今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）では、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンスのプラント損傷状態として、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、溶融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられる TQV を選定しており、起因事象としては原子炉水位の低下の観点で最も厳しい給水流量の全喪失を設定している。

一方、起因事象として大破断 LOCA を仮定した場合、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の放出によって格納容器圧力が上昇することに加え、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなり、圧カスパイクの最大値がベースケースに比べて高い値となる可能性が考えられる。

このため、解析条件のうち初期条件の不確かさとして、起因事象が大破断 LOCA の場合の圧カスパイクへの影響を確認する。

## 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通り。その他の評価条件は、ベースケースの評価条件と同等である。

- ・ 起因事象を大破断 LOCA とし、事故シーケンスを「大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失」とした。
- ・ 格納容器温度制御の観点で評価上の必要が生じたため、格納容器温度が 190℃ に到達した場合には流量 70m<sup>3</sup>/h でのドライウェルスプレイを実施し、格納容器温度が 171℃ に到達した時点でドライウェルスプレイを停止するものとした。

## 3. 評価結果

格納容器圧力の評価結果を図 1、格納容器温度の評価結果を図 2 に示す。

事象発生から約 6.4 時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧カスパイクのピーク値は約 0.49MPa[gage] となったが、圧カスパイクの最大値はベースケースの結果と同程度であり、格納容器限界圧力の 0.62MPa[gage] を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持されることを確認した。

以 上

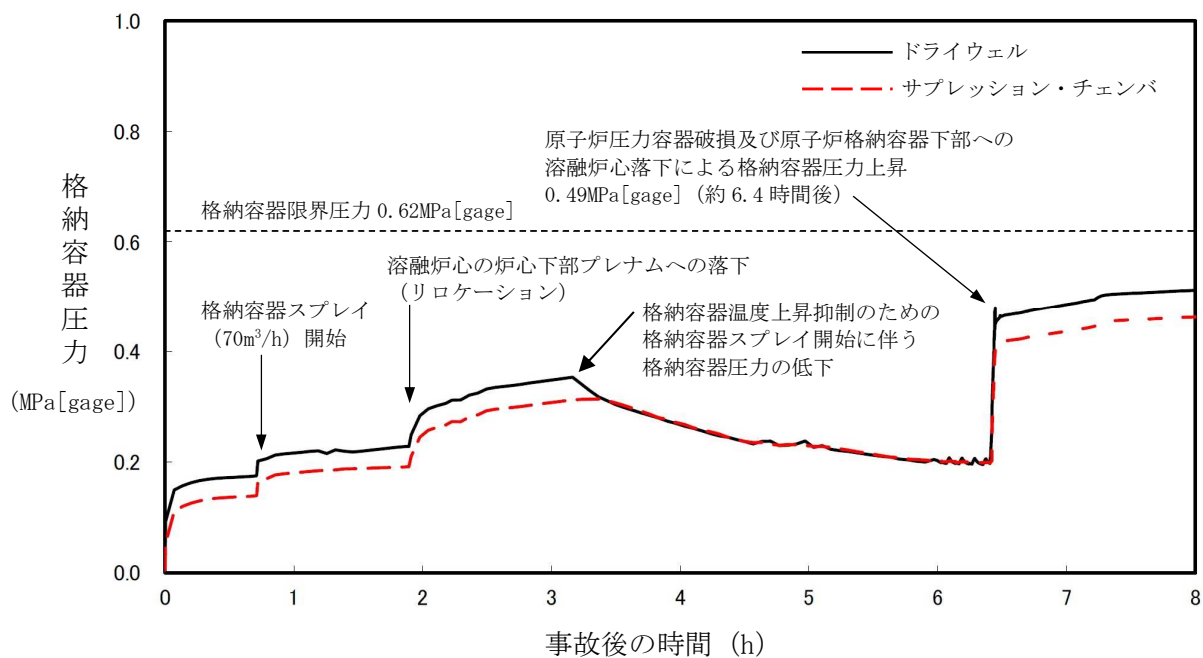


図1 格納容器圧力の推移

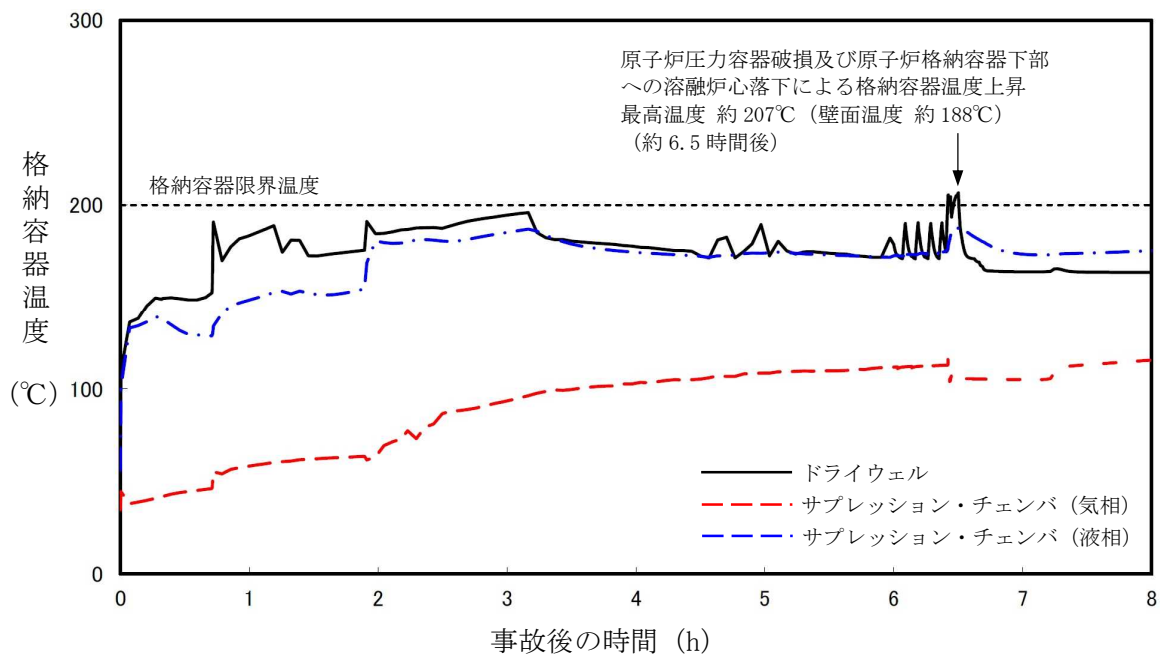


図2 格納容器温度の推移

### 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、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」からは抽出されない。これは6号及び7号炉では原子炉起動時に原子炉格納容器内を窒素で置換し、原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性化された状態を維持するため、原子炉格納容器内の気体の組成が可燃限界に至る事故シーケンスが抽出されないためである。このため、「水素燃焼」の観点で6号及び7号炉において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し、7日以内に可燃限界に至らないことを確認する。

##### (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、熔融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素によって原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し、水の放射線分解によって発生する酸素によって原子炉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、ジルコニウム-水反応等によって発生する水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器破損に至る。

本格納容器破損モードは、窒素置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化によって、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に到達することを防止することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生に対しては「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」のとおり、原子炉格納容器下部注水によって水素発生を抑制する。

なお、6号及び7号炉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%<sup>\*1</sup>を大きく上回る。このため、本格納容器破損モードによる原子炉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到達することを防止することが重要であり、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上では、水の放射線分解、金属腐食、熔融炉心・コンクリート相互作用等による水素発生の影響は小さい。

※1 原子炉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5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断される。

##### (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は、窒素置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により、水素燃焼による格納容器破損を防止する。

3.4.2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、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止することができない事故シーケンスのうち、格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンス「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。

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しない場合」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しない場合」では格納容器圧力逃がし装置又は代替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、水素濃度及び酸素濃度が大幅に低下するとともに、その後は崩壊熱により発生する水蒸気が原子炉格納容器内を満たすことで、原子炉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。

(添付資料 3.4.1)

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 FP 挙動並びに原子炉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、スプレー冷却、放射線水分解等による水素・酸素発生、格納容器ベント、炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生及び原子炉格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。よって、これらの現象を評価することが可能であり、原子炉圧力容器内、原子炉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、格納容器温度、原子炉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)と同じである。この他に、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主要な解析条件を表3.4.1に示す。また、初期条件も含め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

原子炉格納容器の初期酸素濃度、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮することとする。原子炉格納容器の初期酸素濃度は、運転上許容される上限の3.5vol%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、MAAP による評価結果と全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合について、水素燃焼の観点から厳しい値を考慮し、MAAP による評価結果から得られた値を用いた。これは、窒素置換による原子炉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 MAAP による評価結果であっても水素濃度が13vol%を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点から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%が水と反応した場合に相当する水素が発生した場合、原子炉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の濃度は低下する。

#### (b) 水素ガス及び酸素ガスの発生割合

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、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 あたりの分子発生量）、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、原子炉圧力容器内については、 $\beta$ 線、 $\gamma$ 線ともに0.1、原子炉圧力容器外の核分裂生成物については、 $\beta$ 線、 $\gamma$ 線ともに1とした。

（添付資料3.4.2）

#### (c) 金属腐食等による水素発生量

原子炉格納容器内の垂鉛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、これらを考慮することで原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し、酸素濃度の低下につながると考えられることから、金属腐食等による水素発生量は考慮しないものとした。

### (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)と同じである。この他に、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評価結果として、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件，ドライ条件）の推移を図 3.4.1 から図 3.4.6 に、事象発生から7日後（168時間後）の酸素濃度を表 3.4.2 に示す。

#### a. 事象進展

事象進展は3.1.2.2 (4) a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、全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が水と反応して水素が発生する。また、炉心再冠水に伴い、事象発生から約2.5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、破断口から上部ドライウエルに流入する。また、原子炉圧力容器内及びサブプレッション・チェンバ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格納容器除熱の開始後は、サブプレッション・チェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、原子炉格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。

#### b. 評価項目等

原子炉格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から13vol%を上回るが、ウェット条件における酸素濃度は、事象発生から7日後までの間、原子炉格納容器の初期酸素濃度である3.5vol%を上回ること無く、酸素の蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約3.4vol%であり、可燃限界を下回る。

ドライ条件における酸素濃度について、事象発生の約5時間後から約18時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である5.0vol%を上回る。この間は、LOCA後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッション・チェンバに送り込まれ、破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ウェット条件ではドライウエル内のほぼ100%が水蒸気となっている。ほぼ100%が水蒸気であるため、この間のドライウエル内のドライ条件での気体組成はほぼ水の放射線分解によって生じる水素及び酸素の割合となるが、そのウェット条件での濃度は1vol%未満であり、非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の和は大気圧よりも低く、0.02MPa[abs]未満（水素及び酸素の分圧の和は0.01MPa[abs]未満）である。この間のサブプレッション・チェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約5vol%であり、サブプレッ

ョン・チェンバ内の全圧が0.50MPa[abs]以上であることを踏まえると、非凝縮性ガス(水素、酸素及び窒素)の分圧は少なくとも0.47MPa[abs]以上であるため、仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素及び酸素濃度が上昇しても、ドライウエル内の水素及び酸素濃度が可燃限界を上回る前にサプレッション・チェンバから酸素濃度が5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウエルの酸素濃度が現実に可燃限界である5.0vol%を上回することは無い。事象発生約18時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は5.0vol%未満で推移し、事象発生から7日後の酸素濃度は約3.9vol%である。従って、格納容器スプレイの誤動作などにより水蒸気量が低下しても、可燃限界である5.0vol%に達することはない。

なお、基本的に、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、原子炉格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。このため、水素燃焼による爆轟の可能性の有無は、ウェット条件における気相濃度において判断することが妥当であると考えられる。

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、酸素濃度を評価項目への対策の有効性を確認するためのパラメータとして対策の有効性を確認した。また、「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(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。「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(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)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、原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下しない場合の評価であるが、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の影響については、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」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。

(添付資料 3.4.3)

#### 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

本評価事故シーケンスにおける、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られとさ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3.5vol%に対して最確条件は約1~2vol%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、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点とした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16.6%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、本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が、本評価事故シーケンスでは、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。

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が、本評価事故シーケンスにおいては格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点とした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、原子炉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、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）又は代替格納容器圧力逃がし装置を使用し、原子炉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

がし装置及び代替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しない場合」において、成立性を確認している。また、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を用いる場合は、予め不活性ガスによる大気開放ラインのパージを実施する他は概ね同様の対応となる。

（添付資料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3.5vol%に対して最確条件は約1~2vol%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原子炉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16.6%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、本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、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。また、[図3.4.7](#)から[図3.4.9](#)に示すとおり、仮に低圧代替注水系（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、全炉心内のジルコニウム量の約18.2%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割程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素の蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約3.6vol%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。

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、原子炉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、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）又は代替格納容器圧力逃がし装置を使用し、原子炉格納容器内のガス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。

なお、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、水素：0.4、酸素：0.2とした場合について感度解析を実施した。図3.4.10から図3.4.14に示すとおり、原子炉格納容器内の酸素濃度は、ウェット条件において事象発生から約51時間で5vol%に到達するが、格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）又は代替格納容器圧力逃がし装置を用いた原子炉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。5vol%到達時点で原子炉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原子炉格納容器外に押し出され、また、原子炉格納容器内は、原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ0vol%まで低下する。また、ドライ条件では、ドライウェルの酸素濃度が5vol%を超えるが、これはドライウェルの大部分が継続的に水蒸気で占められるためであり、実際の状況下でドライ状態となり、水素燃焼が発生することは無い。

格納容器圧力逃がし装置等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しない場合」と同じであり、格納容器圧力逃がし装置等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しない場合」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考える。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、事象発生から原子炉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しない場合」の評価結果である約2.0TBqを超えることは無く、評価項目である100TBqを十分に下回る。

（添付資料3.4.1、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

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原子炉格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器が破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、窒素置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化を実施している。

格納容器破損モード「水素燃焼」では、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止することができない事故シーケンスのうち、格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる評価事故シーケンス「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、窒素置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により、酸素濃度が可燃限界である5vol%以下となることから、水素燃焼に至ることは無く、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、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、格納容器破損モード「水素燃焼」において、窒素置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。



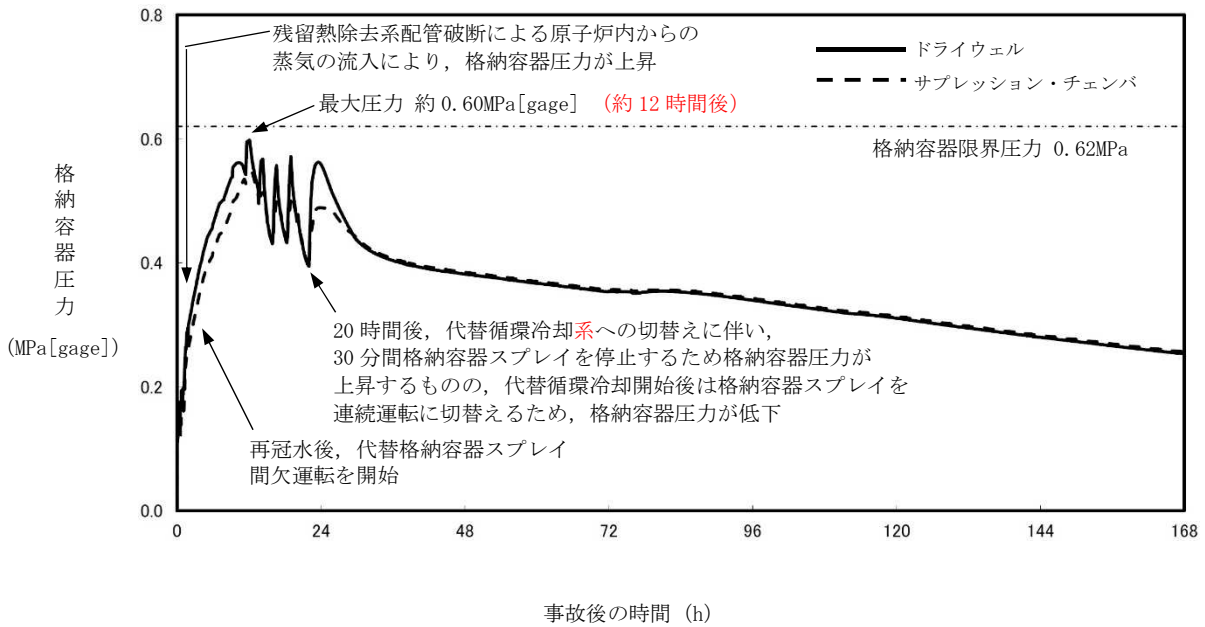


図 3.4.1 格納容器圧力の推移

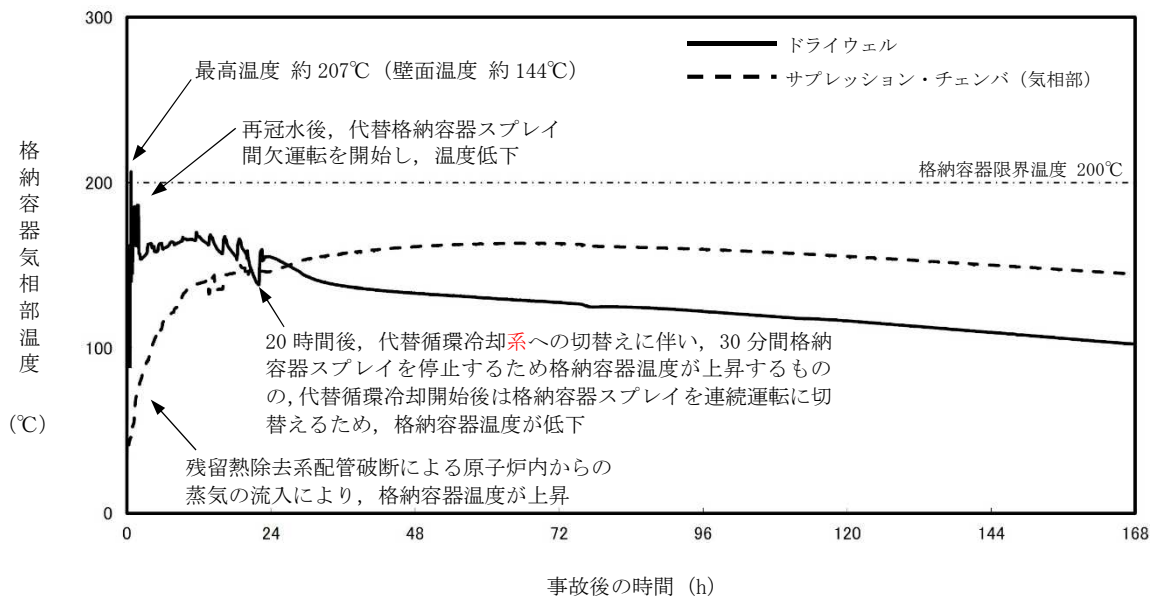


図 3.4.2 格納容器気相部温度の推移

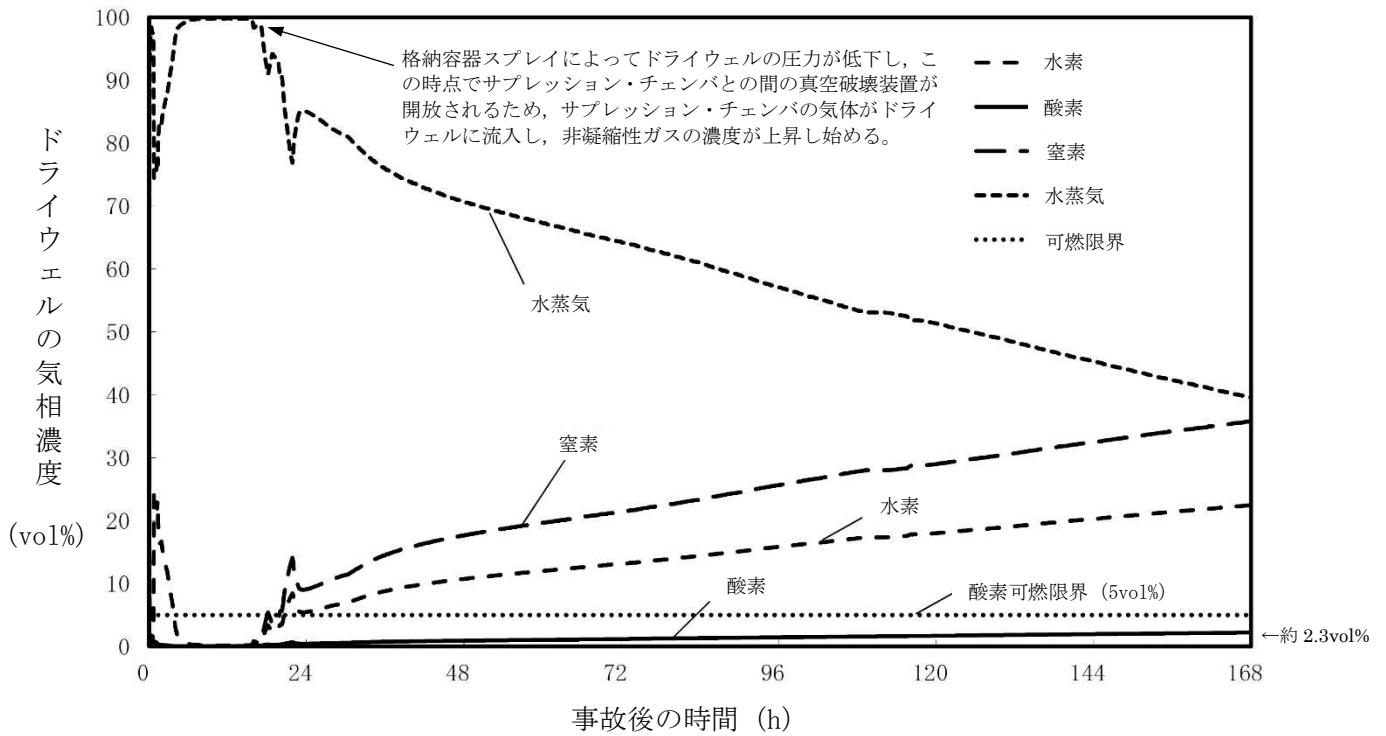


図 3.4.3 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

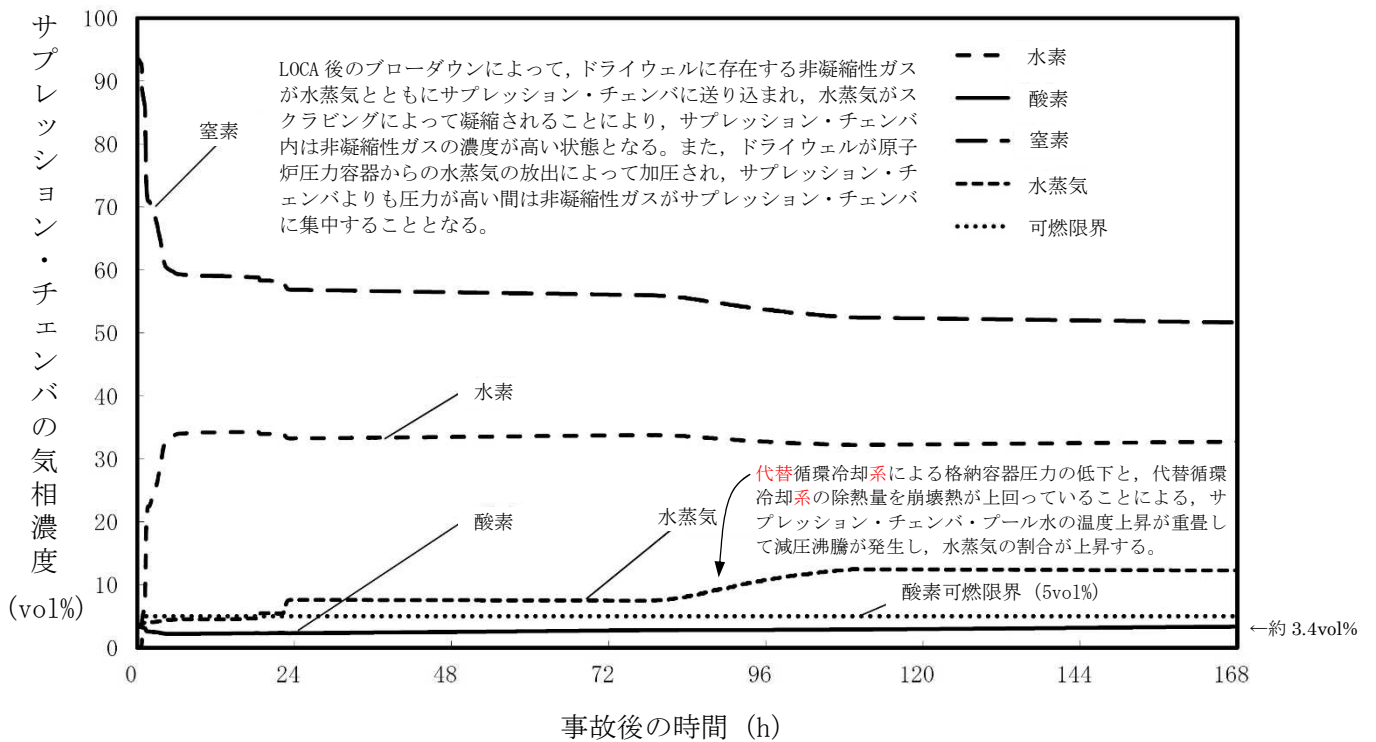


図 3.4.4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

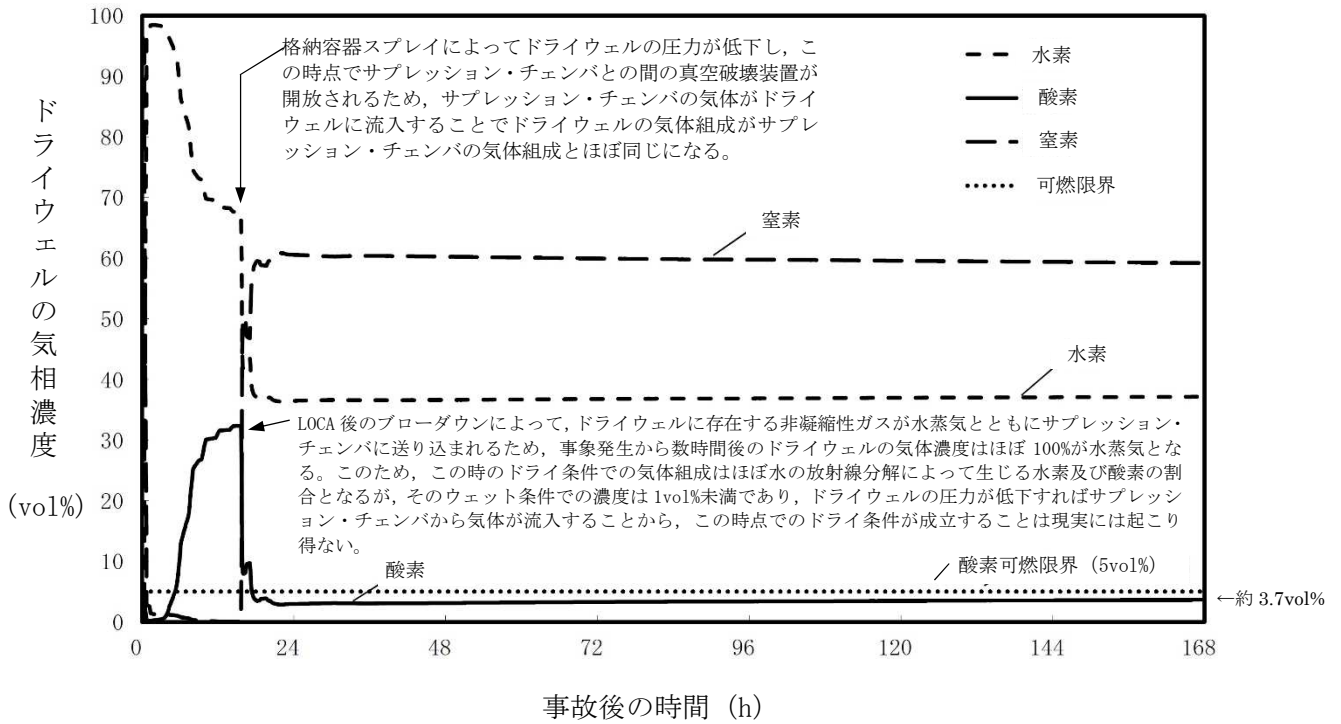


図 3.4.5 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

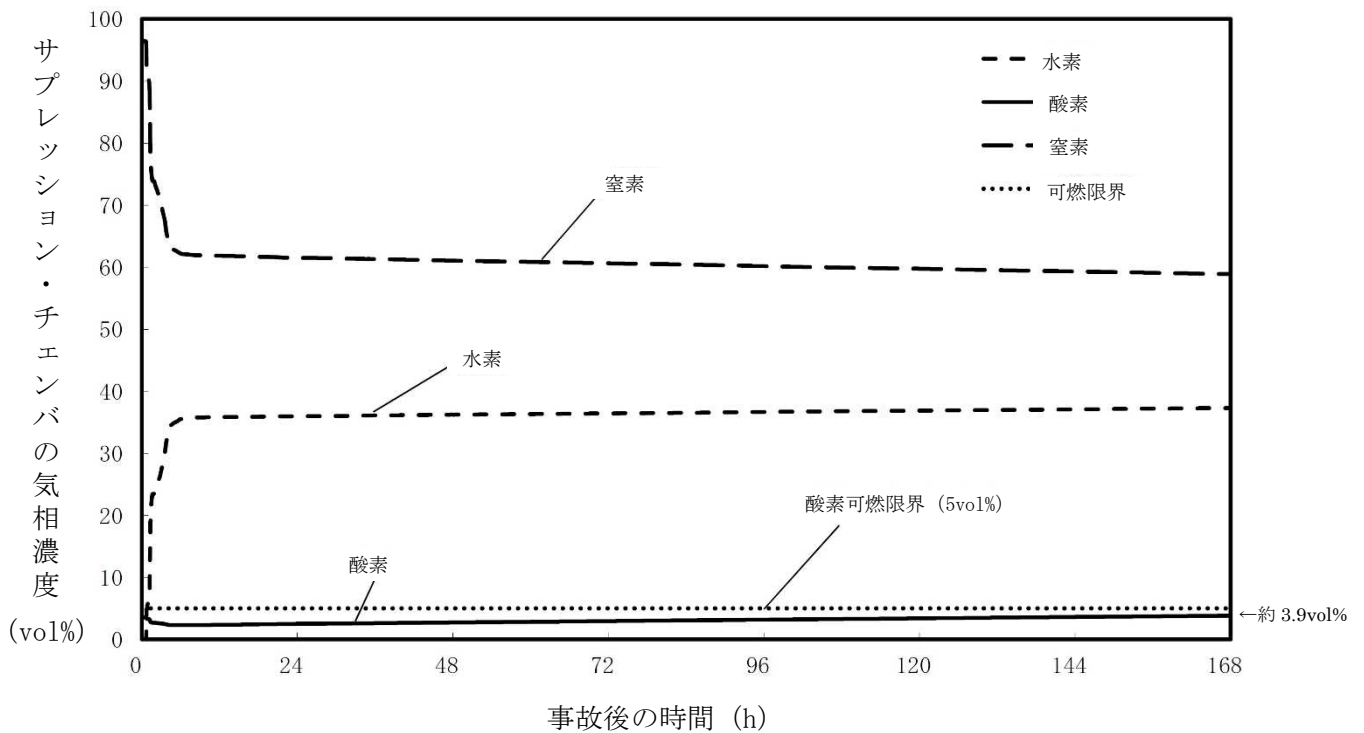


図 3.4.6 サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

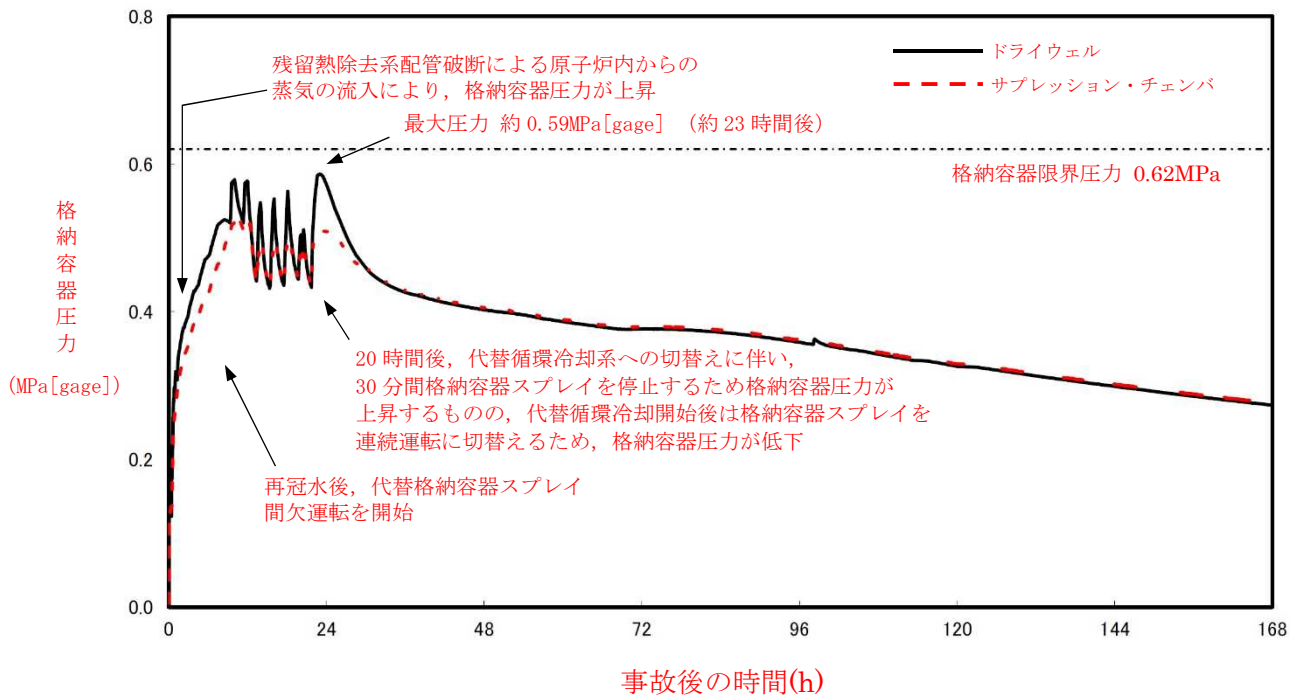


図 3.4.7 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合の格納容器圧力の推移

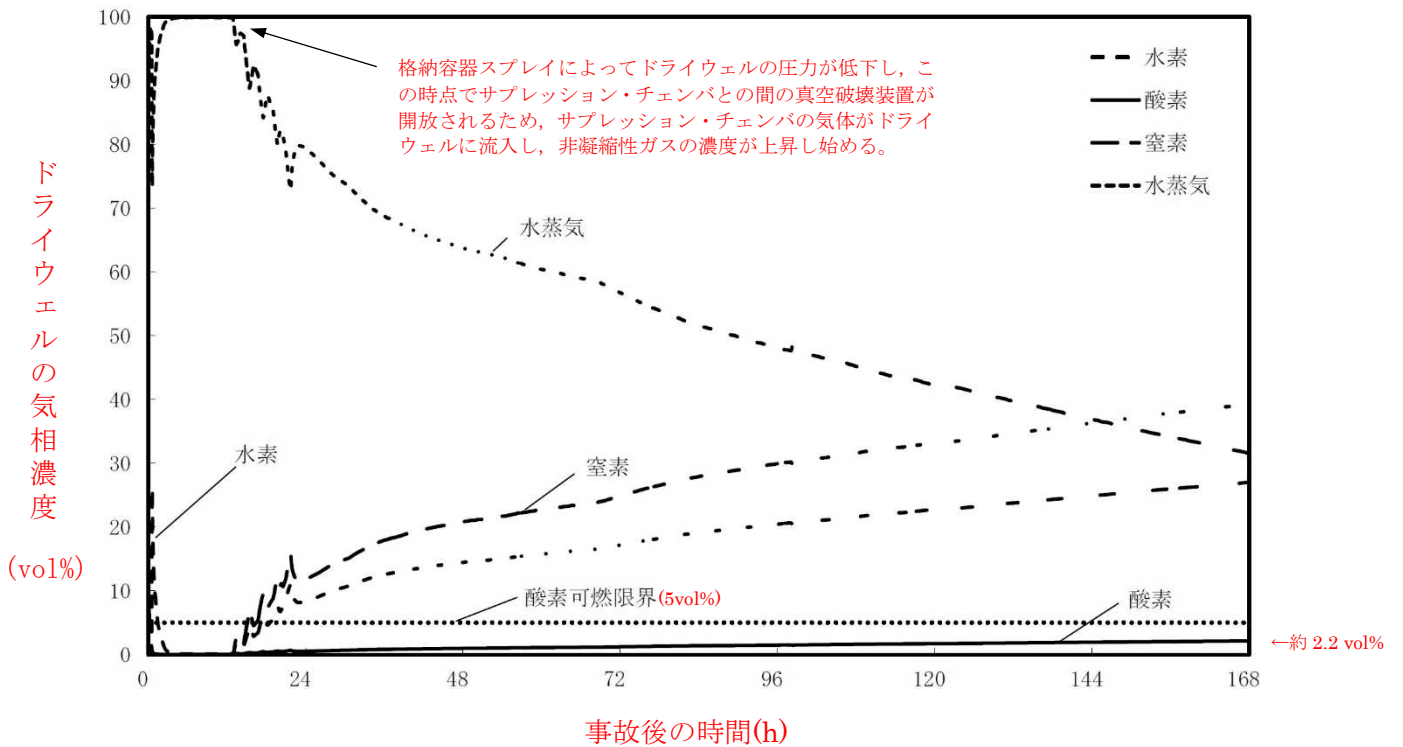


図 3.4.8 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

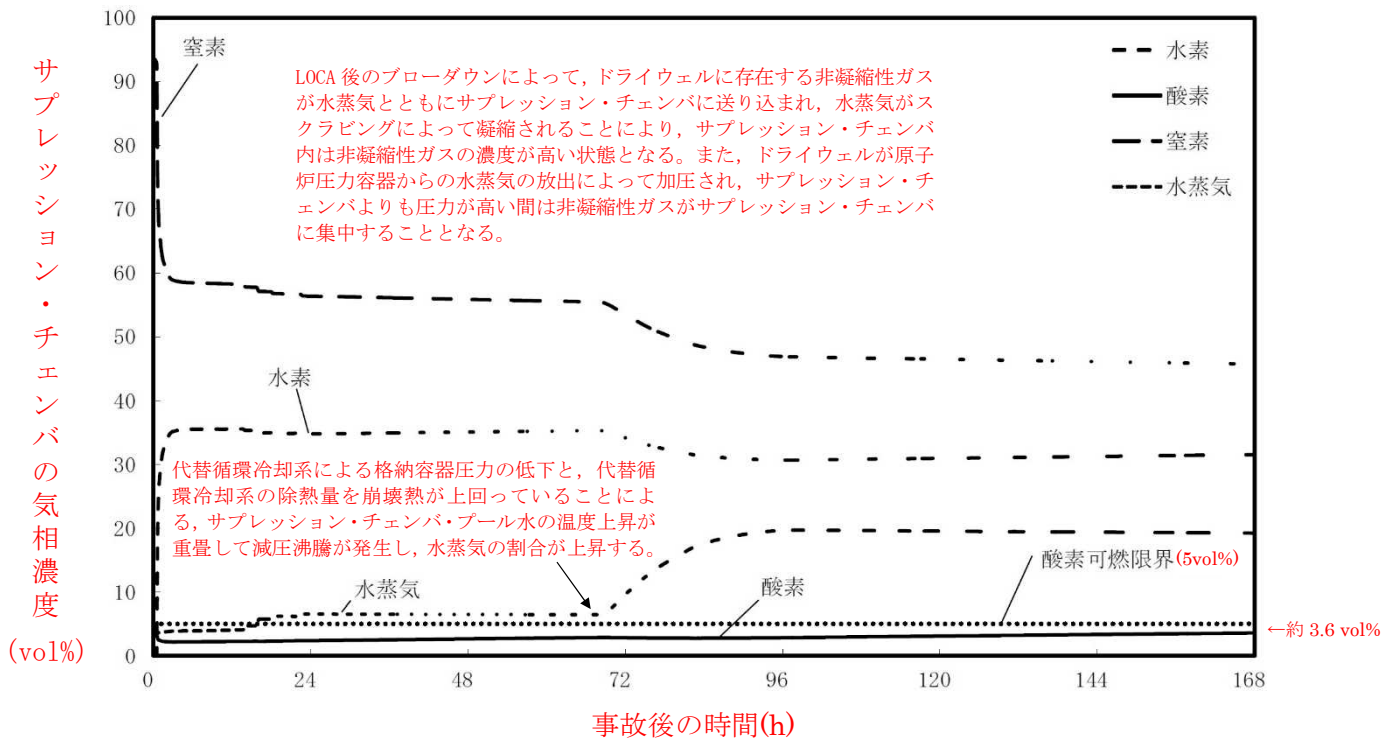


図 3.4.9 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

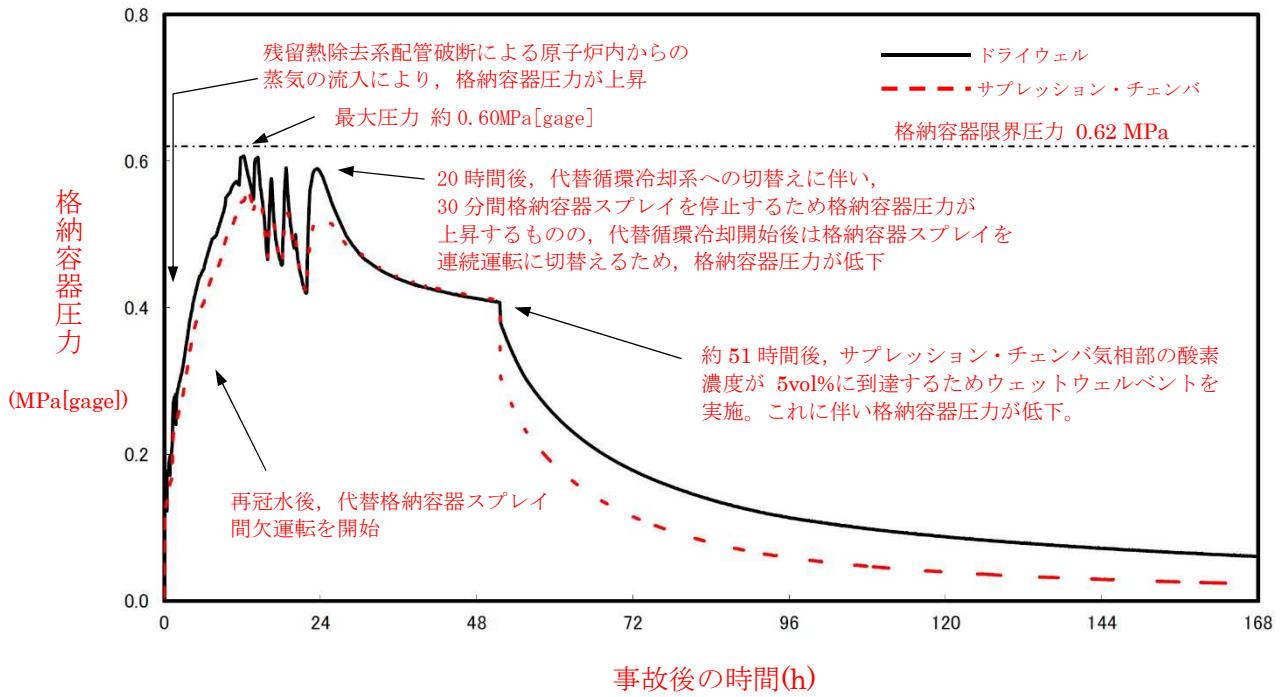


図 3.4.10 G 値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移

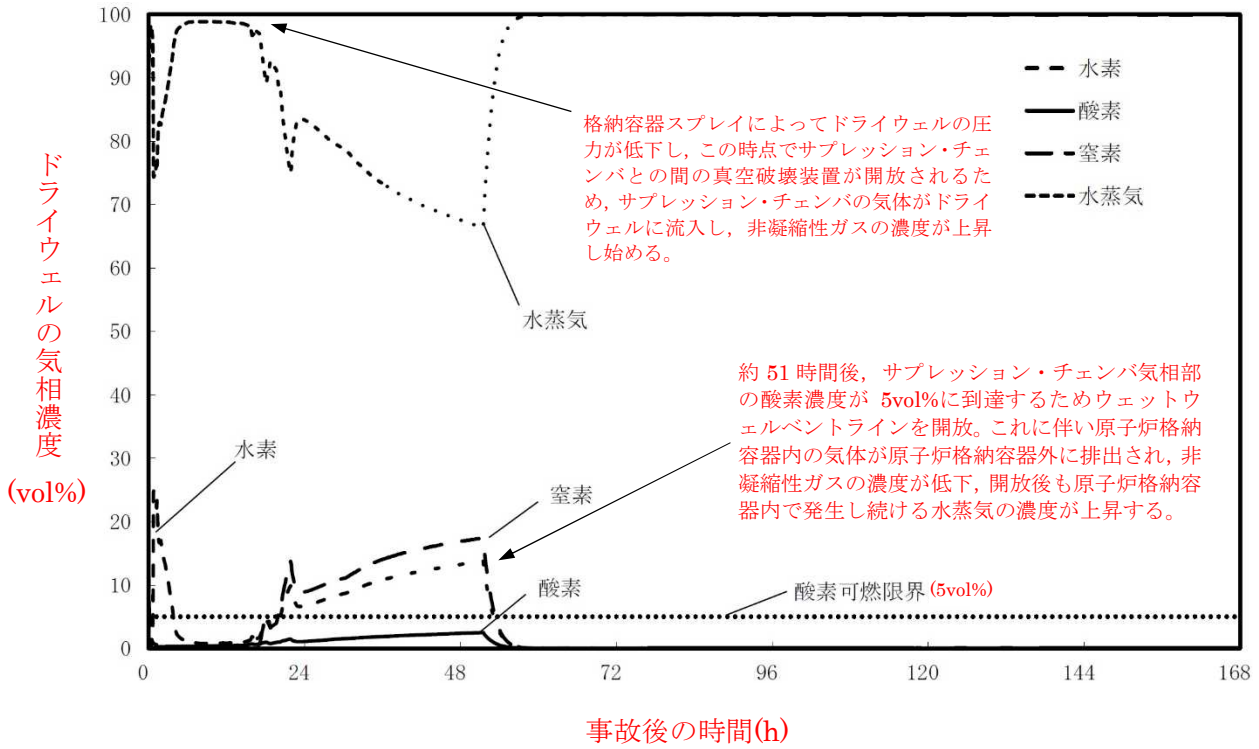


図 3.4.11 G 値を設計基準事故ベースとした場合の  
ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

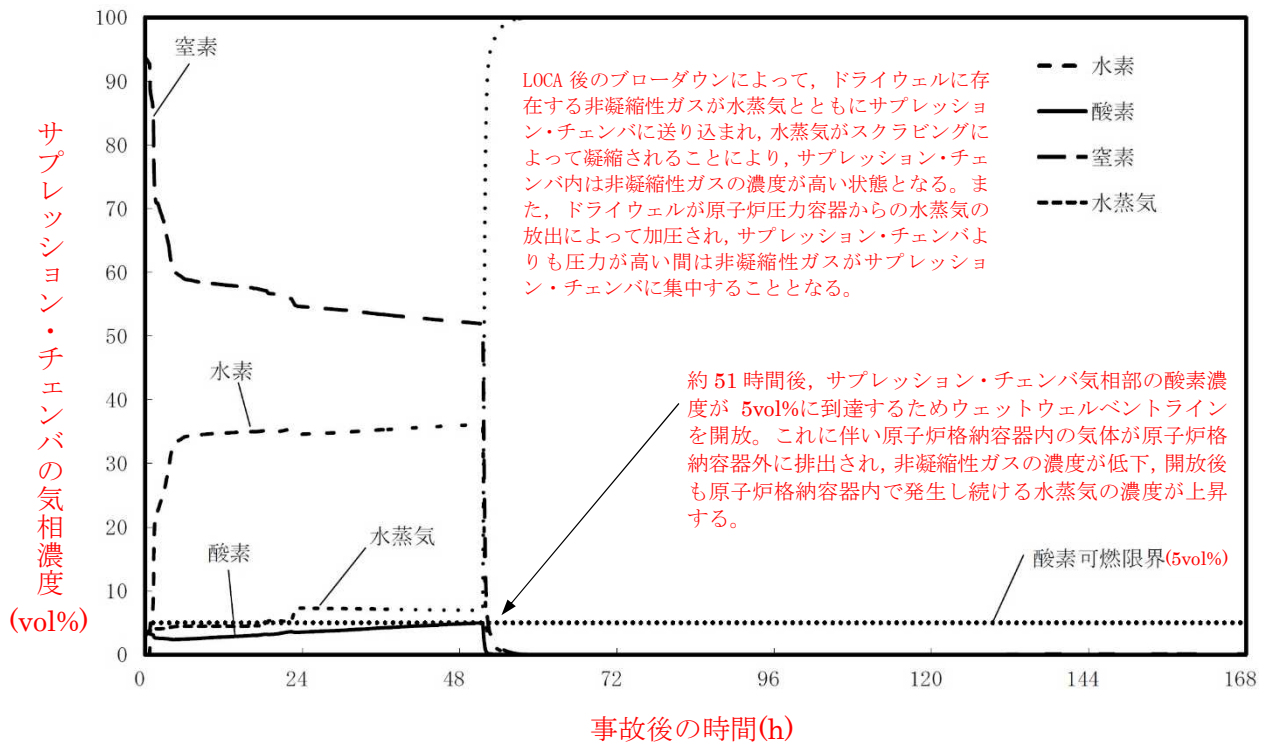


図 3.4.12 G 値を設計基準事故ベースとした場合の  
サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

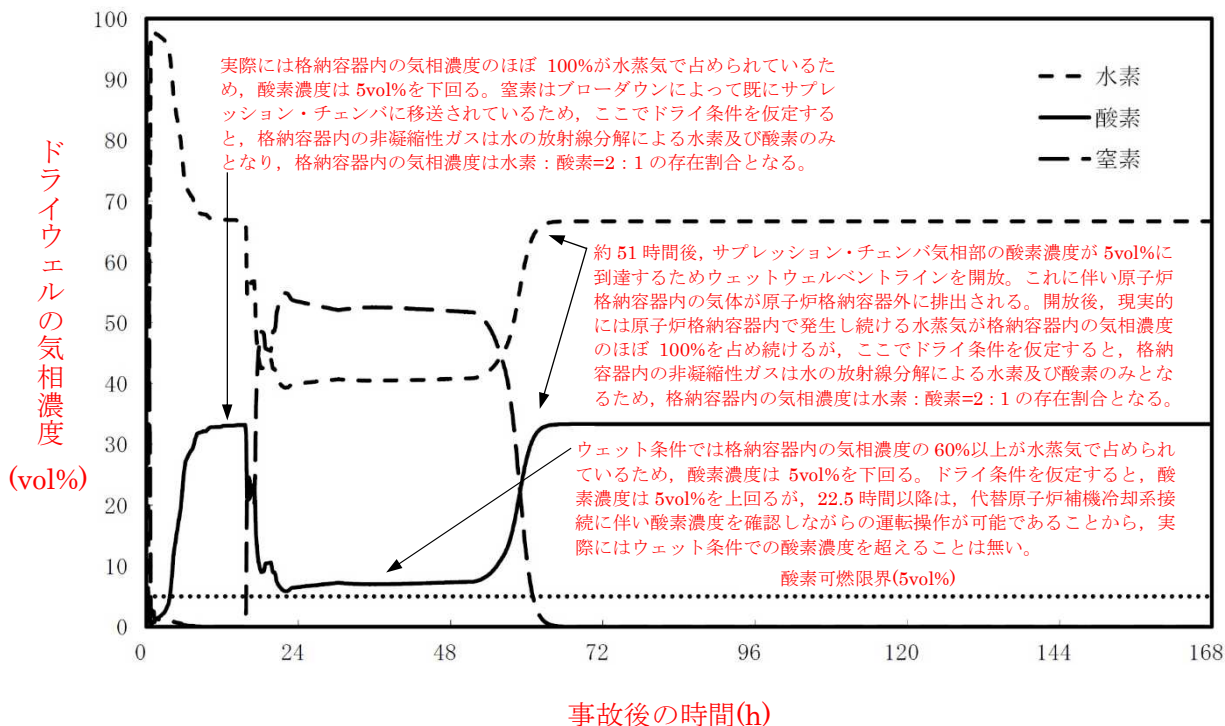


図 3.4.13 G 値を設計基準事故ベースとした場合の  
ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)

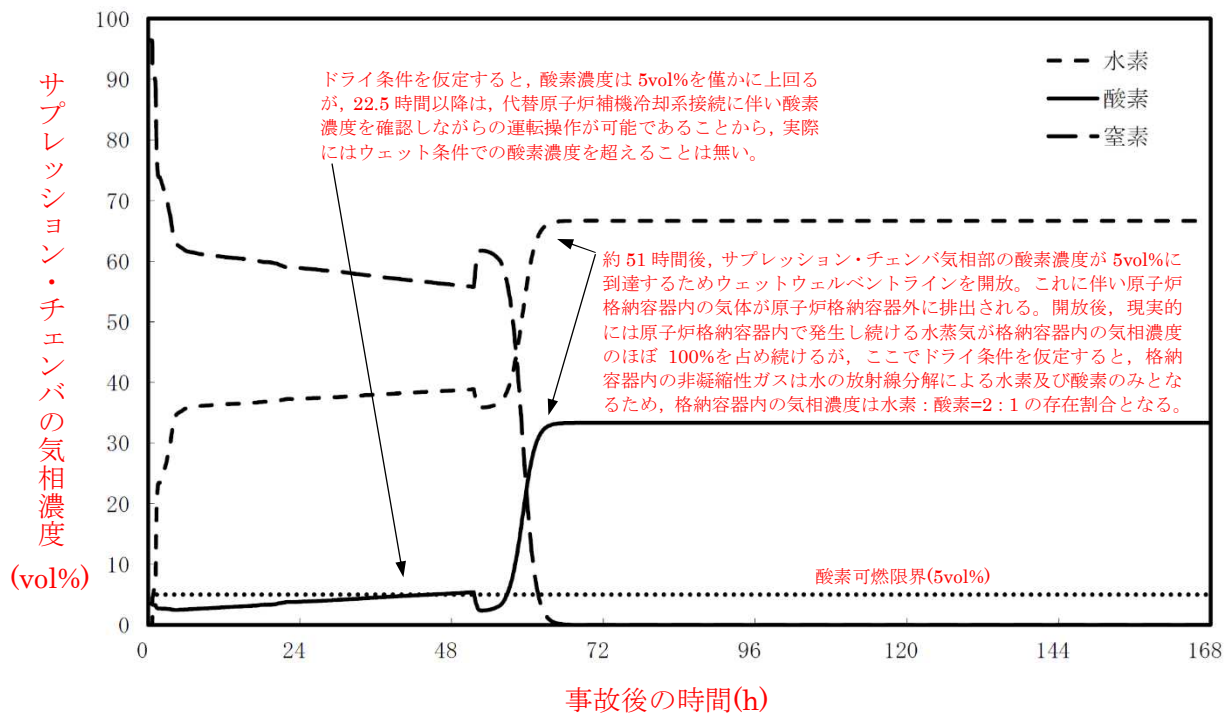


図 3.4.14 G 値を設計基準事故ベースとした場合の  
サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)



表 3.4.1 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	3.5vol%	保安規定をもとに設定 (運転上許容されている値の上限)
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	MAAP による評価結果
	金属腐食等による水素発生量	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 G 値	重大事故時における原子炉格納容器内の条件を考慮して設定

表 3.4.2 事象発生から 7 日後 (168 時間後) の酸素濃度\*

	ウェット条件 (vol%)	ドライ条件 (vol%)
ドライウエル	約 2.3	約 3.7
サブレーション・チェンバ	約 3.4	約 3.9

\* 全炉心内のジルコニウム量の約 16.6%が反応した場合

## 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

## 1. はじめに

今回の評価では、電力共同研究<sup>[1,2]</sup>の結果を踏まえ、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原子炉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り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5vol%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、基本的に、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、原子炉格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。このため、水素燃焼による爆轟の可能性の有無は、ウェット条件における気相濃度によって判断した。

## 2. 評価条件

今回の申請において示した解析ケース(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。この他の評価条件は、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 $G(\text{H}_2) = 0.4$ ,  $G(\text{O}_2) = 0.2$ とした。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。
- ・原子炉格納容器内の初期酸素濃度はベースケースと同様3.5vol%とした。柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の運転実績では、運転中の原子炉格納容器内の酸素濃度は1～2vol%程度であり、3.5vol%となることは想定し難いが、保守的に保安規定に定める運転上の制限の値とした。
- ・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場合には、格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系(ウェットウェルベント)又は代替格納容器圧力逃がし装置(以下「格納容器圧力逃がし装置等」という。)によって原子炉格納容器内の気体を環境中に排出し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を

低減する。

### 3. 評価結果

評価結果を図1から図6に示す。また、評価結果のまとめを表1及び表2に示す。

ウェット条件において、酸素濃度は事象発生から約51時間後に5vol%に到達した。このため、本評価では酸素濃度が5vol%に到達した約51時間時点でウェットウェルベントを実施した。その結果、原子炉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た。

なお、ドライ条件では、図5及び図6に示すとおり、事象進展を通じて酸素濃度が5vol%を上回る時間帯が表れるが、図3及び図4に示すとおり、その時間帯には格納容器内の大部分が水蒸気で占められているため、ドライ条件では放射線分解に伴って発生する水素及び酸素の体積割合が高くなり、酸素濃度が5vol%を超える結果となっているものであり、実際の状況下で水素燃焼が発生することは無い。また、代替原子炉補機冷却系の運転開始以降は酸素濃度を監視しながらの対応が可能となるため、酸素濃度をウェット条件で5vol%を未満に抑制しながらの運転操作が可能である。

以上を踏まえると、実際の格納容器内の酸素濃度がウェット条件で仮定した時間よりも早く可燃限界に至ることは考えにくい。

### 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5vol%に到達するが、格納容器圧力逃がし装置等による環境中への原子炉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等による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出までに約51時間の時間余裕があることを確認した。

約51時間後の時点で、仮にサブプレッション・チェンバのベントラインを經由し耐圧強化ベント系による排出を実施した場合であっても、Cs-137の総放出量は、本評価と同じ「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を評価事故シーケンスとしている「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「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」において示した値を下回る※。

※「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」では、事象発生から約38時間後のベントを想定し、サブプレッション・チェンバのベントラインを經由した場合の格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による大気中へのCs-137の7日間(事象発生から168時間後まで)の総放出量を $1.4 \times 10^{-3}$  TBqと評価している。ここで仮に格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置を使用し

ないものとし、その除染係数1000を見込まない場合、Cs-137の7日間(事象発生から168時間後まで)の総放出量は1.4 TBqとなる。本評価で仮定した格納容器内の気体を排出する時間は事象発生から約51時間後であり、「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」において想定したベントの時間である約38時間後よりも遅く、時間経過に伴いCs-137の格納容器内壁面等への沈着やサブプレッション・チェンバ・プール水への取り込みが進むことから、本評価におけるCs-137の7日間(事象発生から168時間後まで)の総放出量は1.4 TBqよりも小さな値となる。

また、排出開始後数時間で酸素濃度は1vol%以下に低下することから、その時点で排出操作を停止することにより、Cs-137の総放出量を更に低減することができる。

格納容器圧力逃がし装置等による対応が生じる場合、その対応フローは大破断LOCA後に格納容器圧力逃がし装置等を使用するケースと同じであり、前述のケースよりも格納容器圧力逃がし装置等による環境中への原子炉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38時間)で格納容器圧力逃がし装置等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100 TBq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等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

以上

表1 G値の変更に伴う評価項目への影響(ウェット条件)

項目	感度解析 (G(H <sub>2</sub> ) = 0.4, G(O <sub>2</sub> ) = 0.2)	ベースケース (G(H <sub>2</sub> ) = 0.06, G(O <sub>2</sub> ) = 0.03)	評価項目
酸素濃度 (ドライウエル)	事象発生から約 51 時間後にサプレッション・チェンバにおいて 5vol%に到達するが、約 51 時間時点でのウェットウエル	約 2.3vol% (事象発生から 168 時間後)	5vol%以下
酸素濃度 (サプレッション・チェンバ)	ベントラインの開放によって、ドライウエル及びサプレッション・チェンバともに 5vol%未満に低減。	約 3.4vol% (事象発生から 168 時間後)	

表2 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 <sub>2</sub> ) = 0.4, G(O <sub>2</sub> ) = 0.2)	ベースケース (G(H <sub>2</sub> ) = 0.06, G(O <sub>2</sub> ) = 0.03)	評価項目
酸素濃度 (ドライウエル)	ウェット条件での酸素濃度 5vol%到達に伴いウェットウエルベントラインを開放するため、格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素及び酸素のみとなり、ドライ	約 3.7vol% (事象発生から 168 時間後)	5vol%以下
酸素濃度 (サプレッション・チェンバ)	条件での格納容器内の気相濃度は水素：酸素=2：1の存在割合となるが、現実的には原子炉格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容器内の気相濃度のほぼ 100%を占め続ける。	約 3.9vol% (事象発生から 168 時間後)	

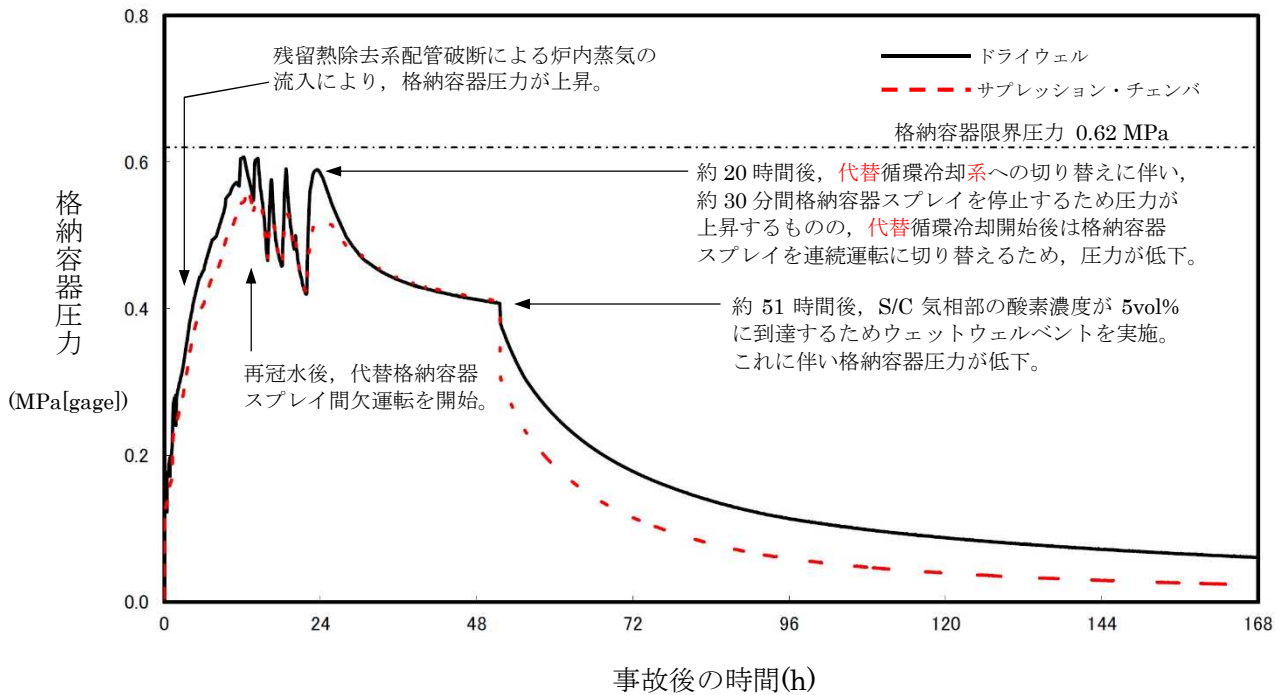


図 1 格納容器圧力の推移

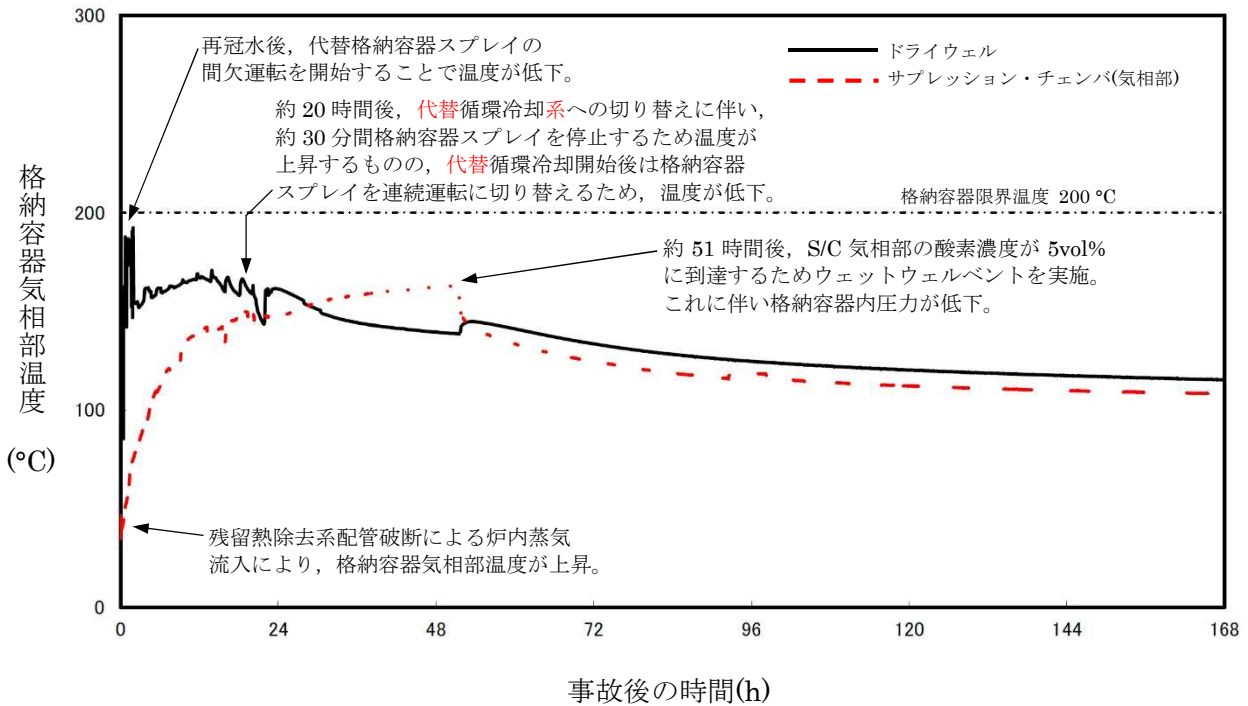


図 2 格納容器気相部温度の推移

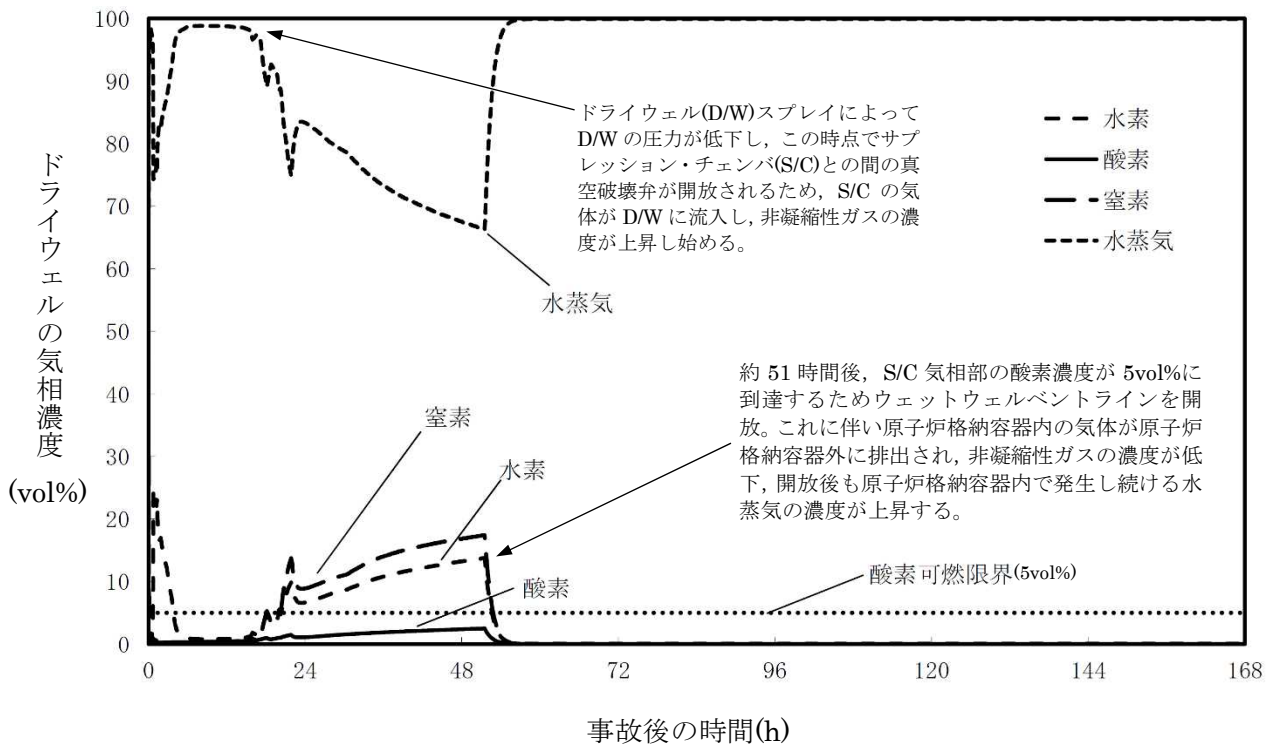


図3 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

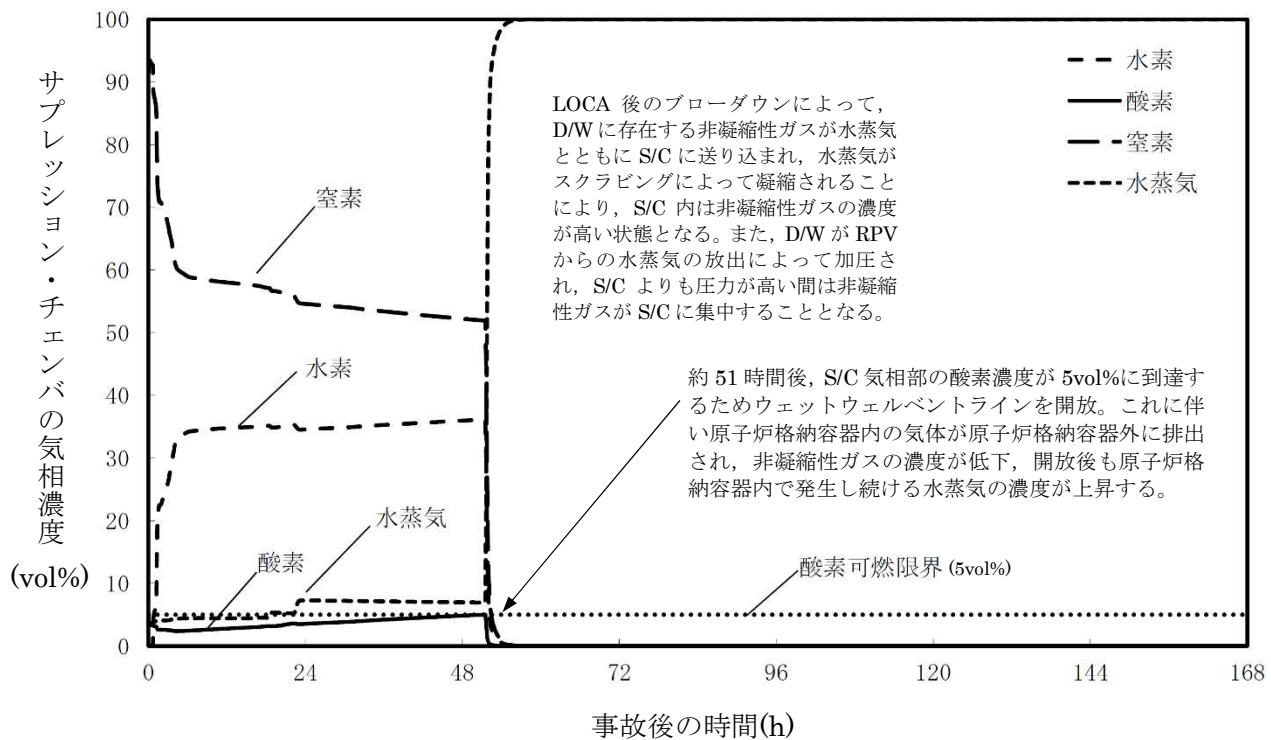


図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

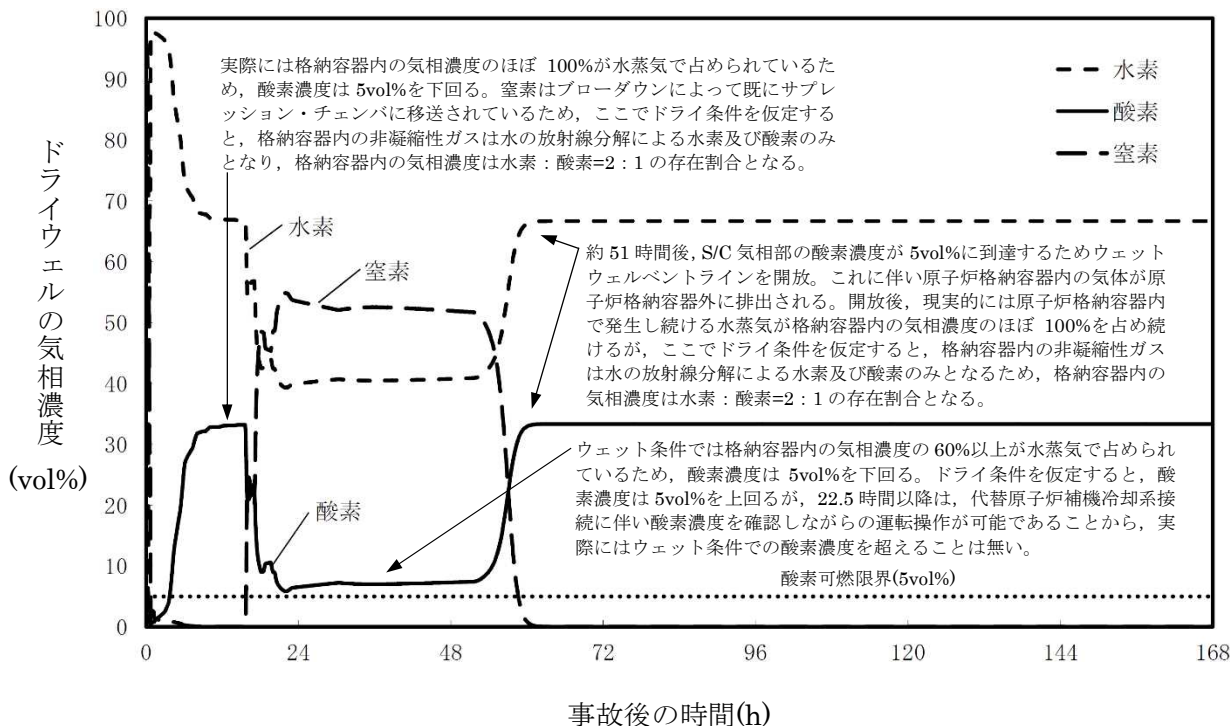


図 5 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)

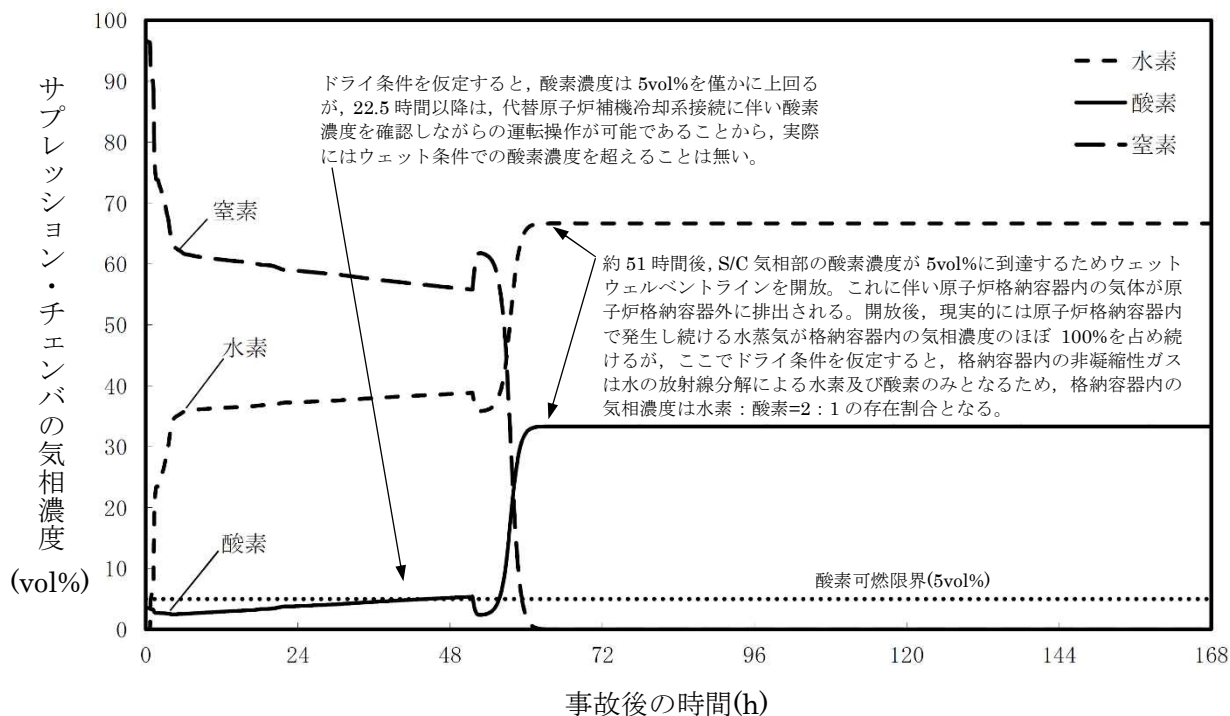


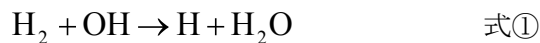
図 6 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)



## 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  $\gamma$  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)、 $HO_2$  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および酸素の生成をモデル化している。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉は、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圧力容器破損後には、水-ジルコニウム反応やコア・コンクリート反応等、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および酸素の生成量は以下の式(1)で算出している。

$$\Delta n = Q_{decay} \times \frac{E}{1.60 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times \Delta t \quad (1)$$

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 [mol]

$Q_{decay}$  : 崩壊熱 [W]

$E$  : 放射線吸収割合 [-]

一炉内 :  $\beta$  線,  $\gamma$  線ともに 0.1

一炉外の FP :  $\beta$  線,  $\gamma$  線ともに 1

$G$  : 実効 G 値 [分子/100eV]

一水素 :  $G(H_2) = 0.06$

—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 FP 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  $\beta$  線及び  $\gamma$  線を考慮の対象とし、 $\alpha$  線については考慮の対象としていない。 $\alpha$  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、 $\alpha$  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  $\gamma$  線源による照射によって得られた実験結果である。 $\beta$  線は  $\gamma$  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、 $\gamma$  線源による実験結果の G 値を  $\beta$  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り扱いと考えられる。

放射線の吸収エネルギー100eV 当りに生成する原子・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等の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。水素や酸素の濃度の、水の吸収線量との関係の傾向は、一時的に水素や酸素の濃度の上昇ピークが現れるのでは無く、水素や酸素の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。これについては次項に示す。

### 3. 実効 G 値の設定について

#### 3. 1 実効 G 値の設定根拠とした電共研の実験結果<sup>[2]</sup>

本評価における実効 G 値の設定根拠とした電共研「事故時放射線分解に関する研究」<sup>[2]</sup>の実験結果を図 1 に示す。電共研の実験では、苛酷事故の際の格納容器内の環境を想定した。図 1 は、非沸騰条件において、よう素イオン濃度を炉心インベントリの 50%に相当する濃度とし、水-ジルコニウム反応割合は 5.5%とした場合の吸収線量と酸素濃度の相関を示している。

実効 G 値は吸収線量が  $10 \times 10^3$  Gy での傾きから求めた。この吸収線量は事象発生から約 1.4 時間後までのサプレッション・プールでの吸収線量に相当する。実効 G 値は吸収線量の増加とともに傾きが小さくなる傾向にあることから、事象発生から約 1.4 時間後の実効

G 値を本評価で用いることは保守的であり妥当と考える。

### 3. 2 実効 G 値に影響を及ぼす因子

水の放射線分解によって生成した水素や過酸化水素は、OH ラジカルを介した再結合反応によって水に戻るが、このとき OH ラジカルと反応し易い物質の存在や、沸騰等による生成物の気相への移行があると、再結合反応が阻害され、水素分子及び酸素分子が生成される。このため、実効 G 値はこれらの因子によって変化する。

実効 G 値に影響を及ぼす因子としては、よう素等の不純物濃度、液相中の水素分子の濃度といった化学的因子の他に、ガスの気液移行速度(沸騰、非沸騰の違い)といった物理的因子がある。

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に対して上記の因子の影響を考慮する際に参照した電共研の実験結果を次に示す。また、電共研の実験結果と本評価における各因子の相違と影響をまとめた結果を表 1 に示す。

#### (1) よう素の影響

体系中によう素等の不純物が存在すると、以下の化学反応が生じ、OH ラジカルが OH<sup>-</sup> となるため、OH ラジカルを介した式①の再結合反応を阻害し、水素分子の増加と同時に水素原子の生成が減少する。水素原子の減少により式②の反応が減少することで過酸化水素の加水分解が促進され、酸素の生成量が増大するものと考えられる。



水中のよう素濃度を変化させた場合の酸素の発生割合を図 2 に示す。液相単相条件下において、よう素イオン濃度は炉心インベントリの 0~100%に相当する濃度とした。図 2 のとおり、水中のよう素イオン濃度が高いほど、吸収線量に対する酸素の発生割合が高い。

なお、よう素以外の不純物として、ホウ素、鉄、銅を添加した場合の酸素の発生割合を図 3 に示す。図 3 のとおり、不純物の添加による酸素の発生割合への影響は見られない。

以上の結果から、よう素濃度に関して本評価における条件とほぼ同等の実験の結果から求めた実効 G 値を用いることは妥当と考える。

#### (2) 溶存水素濃度の影響

液相中の水素濃度が増加すると、OH ラジカルを介した再結合反応が進み、その結果、水素と酸素の生成量が減少すると考えられる。

水中の水素濃度を変化させた場合の酸素の発生割合を図 4 に示す。液相単相条件下において、初期水素濃度は水-ジルコニウム反応割合が 0~50%で生成した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度とした。図 4 のとおり、水中の水素濃度が高いほど、吸収線量に対する酸素の発生割合が低い。

したがって、水の放射線分解が進行し、液相中の水素濃度が上昇すると実効 G 値は徐々

に減少すると考えられる。また、水-ジルコニウム反応によって発生する水素が液相中に溶解し、液相中の水素濃度が上昇する場合にも実効 G 値は減少すると考えられる。

よって、炉心損傷事故の状況としては比較的少ないと考えられる水-ジルコニウム反応割合 5.5%に相当する溶存水素濃度の実験結果から求めた実効 G 値を用いることは妥当と考える。

### (3) 初期酸素濃度の影響

初期酸素濃度を変化させた場合の酸素の発生割合を図 3 に示す。図 3 からは、初期酸素濃度が酸素の実効 G 値に与える影響は確認できない。このことから、初期酸素濃度は少なくとも数 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。

### (4) 沸騰、非沸騰状態の影響

非沸騰の場合には、水素及び酸素ガスが比較的長期間液相に滞在できるため、再結合反応が起こりやすく、水素と酸素の生成量が減少すると考えられる。一方、液相が沸騰している場合には、生成された水素及び酸素ガスがボイドに移行し短期間で気相に放出されるため、再結合反応が非沸騰状態に比べ起こりにくく、水素と酸素の生成量が増加すると考えられる。

沸騰状態における酸素濃度の変化を図 5 に示す。よう素イオン濃度を炉心インベントリの 50%に相当する濃度とし、初期水素濃度は水-ジルコニウム反応割合が 5.0%で生成した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度とした。図 5 のとおり、沸騰状態であっても、吸収線量に対する酸素の発生割合は極めて低い。

上記の結果に加え、本評価条件では、大部分の領域・期間が非沸騰状態であると考えられることから、非沸騰状態の実効 G 値を採用することは妥当と考える。

### (5) 温度の影響

温度を室温(25°C)から 45°C まで変化させた場合の酸素濃度の変化を図 6 に示す。図 6 のとおり、温度が高くなる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となっている。また、オークリッジ国立研究所(ORNL)による照射試験<sup>[2]</sup>でも、図 7 のとおり、温度依存性について同様の傾向が示されている。

本評価条件では、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。

### (6) pH の影響

pH を 4, 6.5, 10 とした場合の酸素濃度の変化を図 8 に示す。図 8 からは、中性環境下で酸素の実効 G 値は僅かに小さい傾向を示していることが分かる。<sup>[2]</sup> しかしながら、その傾

きの違いは僅かであることから、中性条件下の試験で求めた実効 G 値を用いることに問題は無いと考える。

### 3. 3 実効 G 値への不純物の影響についての電共研の追加実験結果<sup>[1]</sup>

電共研「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」<sup>[1]</sup>では、電線被覆材等に起因する有機物の影響について追加実験を行っており、有機物をエタノールで模擬して液相中に添加し、酸素濃度の変化を測定している。実験結果は図 9, 10 のとおり、実効 G 値を低減する効果があることが確認されている。これは、エタノールは放射線場では OH ラジカルと反応してエタノールラジカルとなり、還元剤として働いて酸素を消費する反応に寄与するためである。



その他の不純物と合わせて影響をまとめた結果を表 2 に示す。なお、通常の想定濃度範囲では、OH ラジカルの反応速度の観点から、実効 G 値への影響はヨウ素イオンが支配的となることから、ヨウ素イオンで不純物を代表させている。

## 4. 格納容器内の酸素・水素濃度の評価方法

放射線分解を考慮した格納容器内の酸素・水素濃度の評価方法は次のとおり。また、格納容器内の酸素・水素濃度の評価の流れを図 11 に示す。

- ・MAAP 解析から得られる各コンパートメントの窒素モル数から、格納容器の初期酸素濃度を 3.5vol%としたときの酸素モル数と窒素モル数を計算する。
- ・各コンパートメント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。
- ・上記を重ね合わせるにより、格納容器内の気相濃度を計算する。

## 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
- [3] Zittel, H.E., “Boiling water reactor accident radiolysis studies”, ORNL-TM- 2412 Part VIII (1970).
- [4] Przewski, K.I., et.al., “Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWR’s”, U.S. NRC Joint ANS/ASME Conference, Aug. (1984).

以 上

表 1 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	今回申請における評価	酸素の実効 G 値への影響と保守性
吸収線量	～1×10 <sup>4</sup> 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 1.4 時間後に 1×10 <sup>4</sup> 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>[2,3]</sup> 酸素の実効 G 値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、事故進展を考えた上で事象発生から約 1.4 時間後の吸収線量に相当する(1×10 <sup>4</sup> 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。(図 1 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 84%	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>[2,4]</sup> 酸素の実効 G 値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、図 2 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)に大きな違いは表れないと考えられることから、今回申請における評価において、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。
水-ジルコニウム反応割合(溶存水素濃度)	5.5%	約 16.6%	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> 酸素の実効 G 値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、水-ジルコニウム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。(図 4 参照)
初期酸素濃度	1.5vol%	3.5vol%	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。(図 3 参照) <sup>[2]</sup>
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。(図 5 参照) <sup>[2]</sup>
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。(図 6, 7 参照) <sup>[2,3]</sup>
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無いと考える。(図 8 参照) <sup>[2]</sup>

表 2 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 ~ 2 ppm (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結果からは、実効 G 値へ影響は見られない。 <sup>[2]</sup> (図 3 参照)
ホウ酸	制御棒材の酸化, MCCI 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 S/C 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 MCCI 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、MCCI 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>[1,2]</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 S/C 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>[1]</sup>

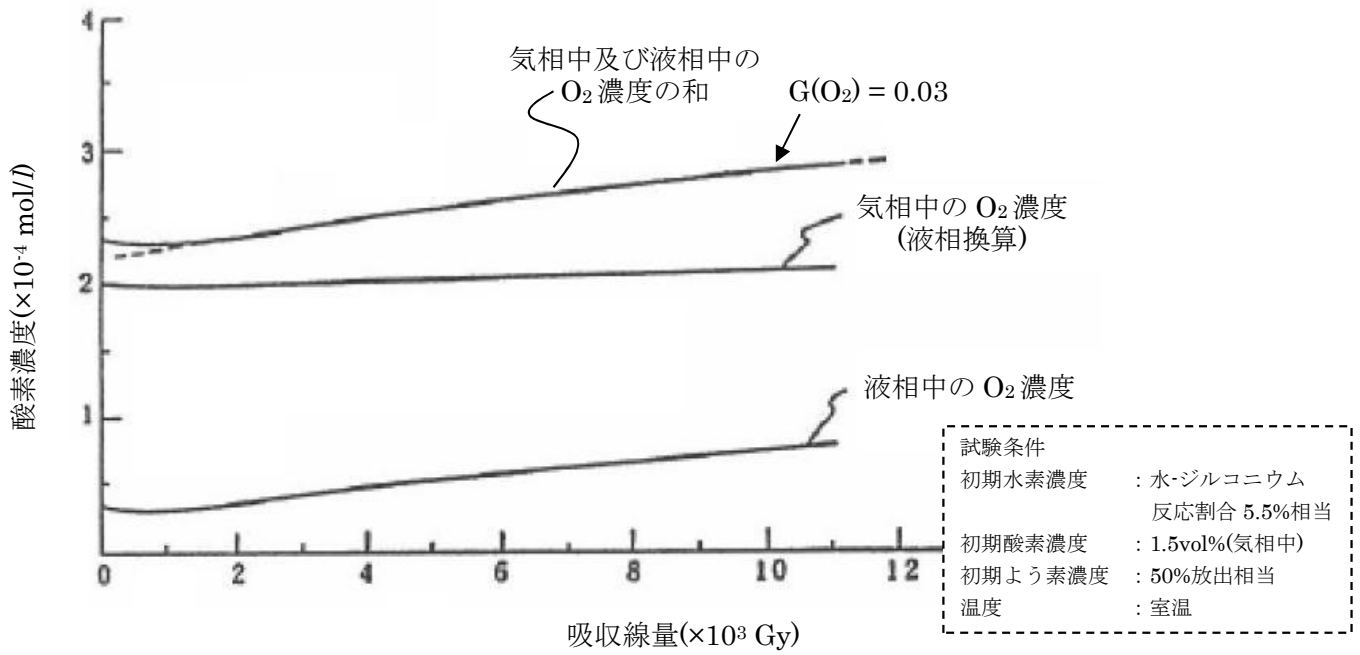


図1 本評価における実効 G 値の設定根拠とした電共研の実験結果

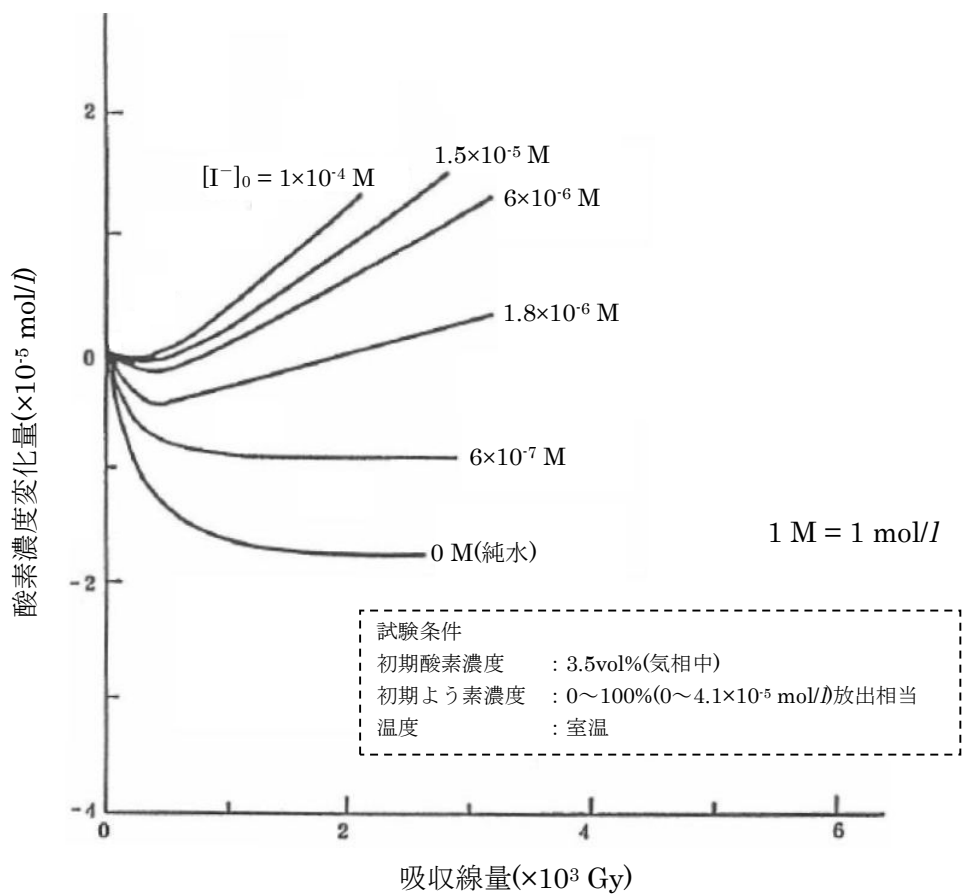


図2 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(よう素濃度を変化させた場合)



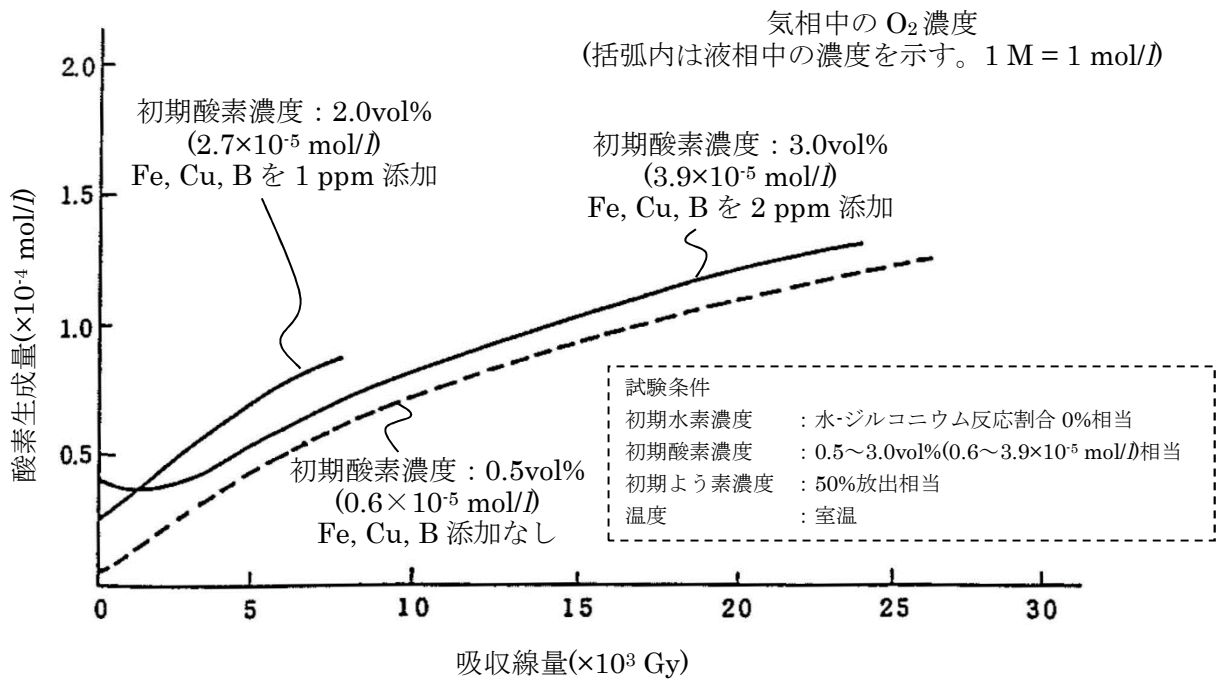


図3 溶存酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の有無と吸収線量の関係  
(酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の添加量を変化させた場合)

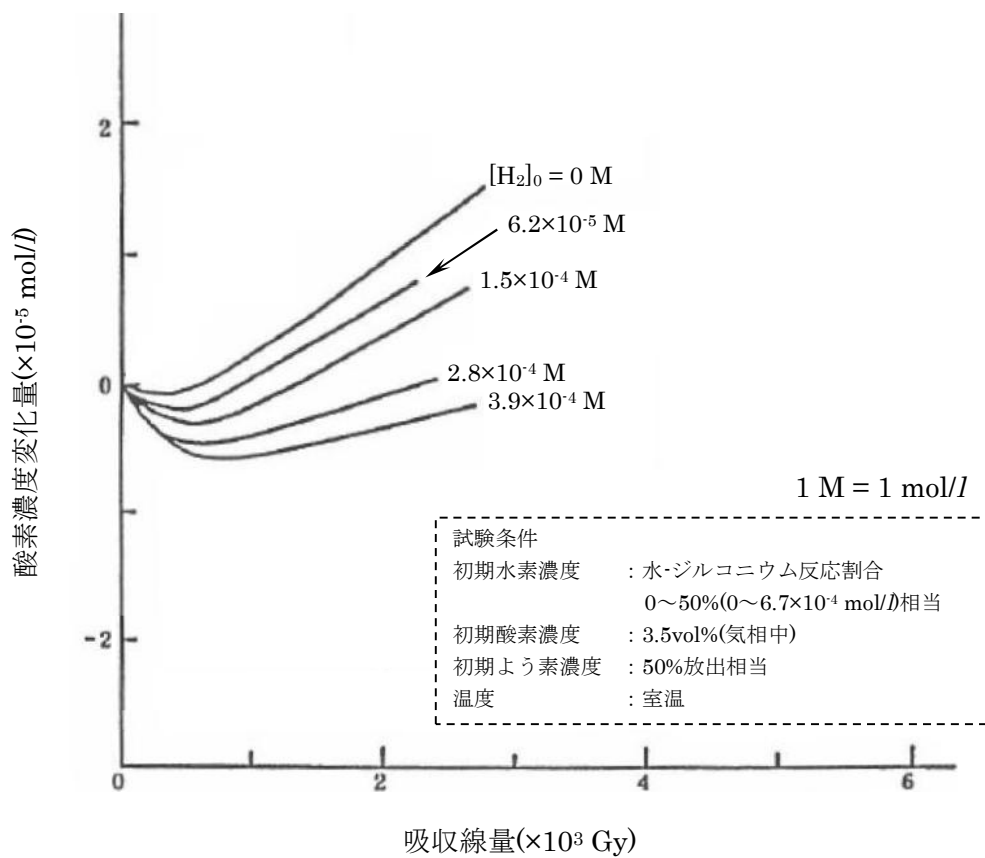


図4 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(溶存水素濃度を変化させた場合)

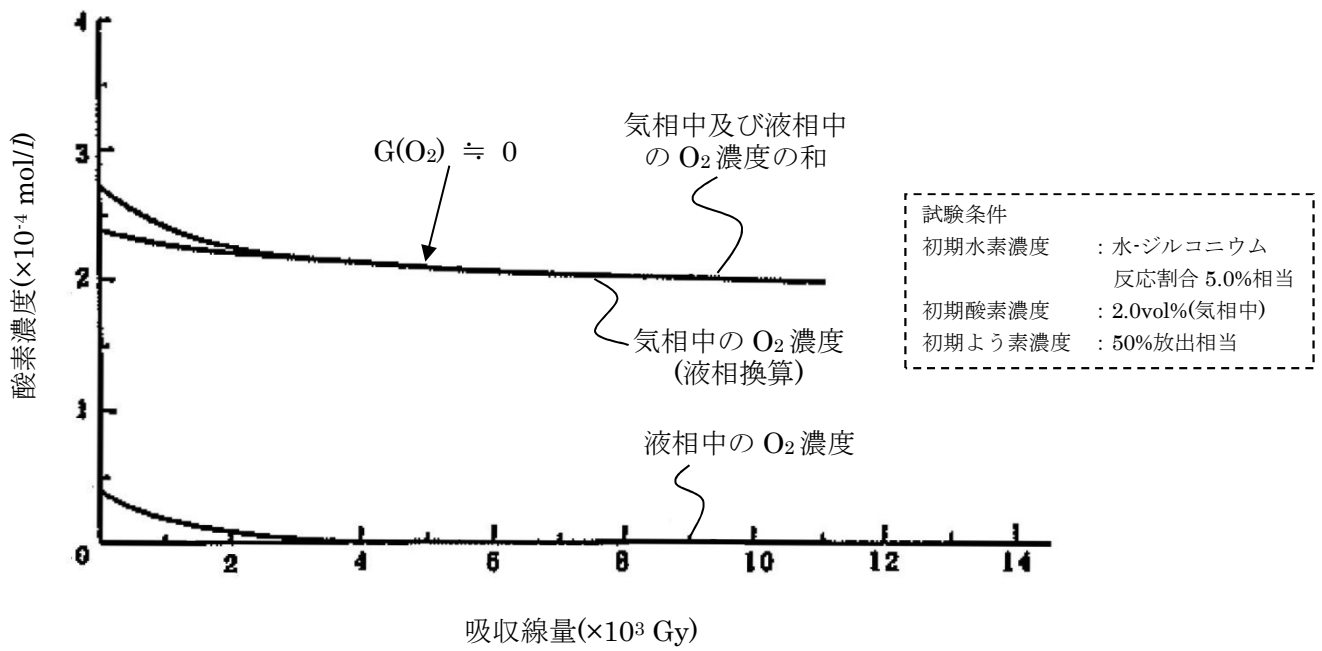


図5 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(沸騰状態)

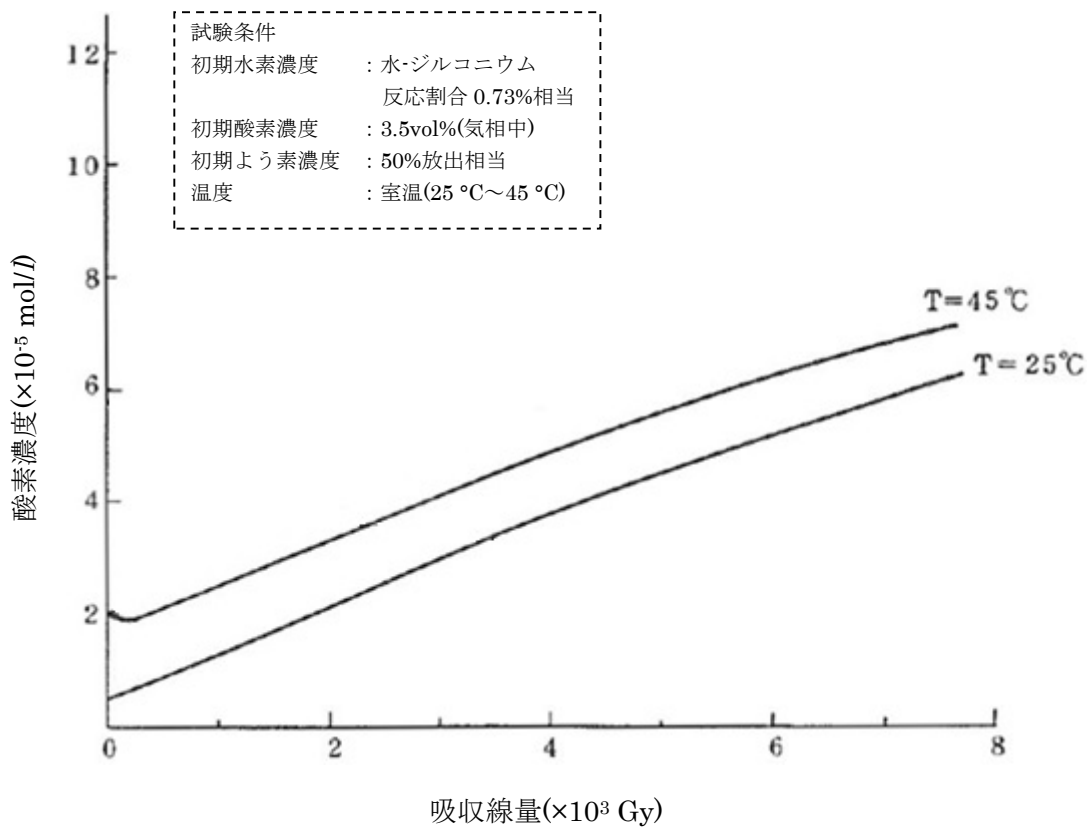


図6 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(温度を変化させた場合)

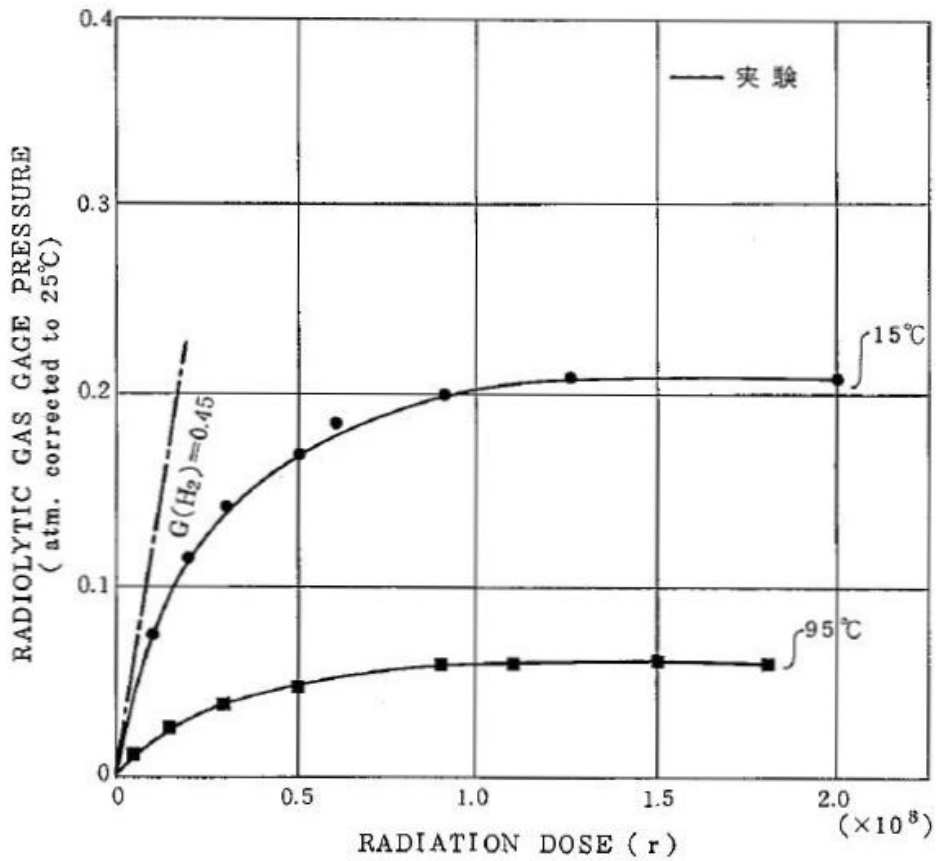


図7 水素発生量と吸収線量の関係(温度を変化させた場合) - ORNLによる試験

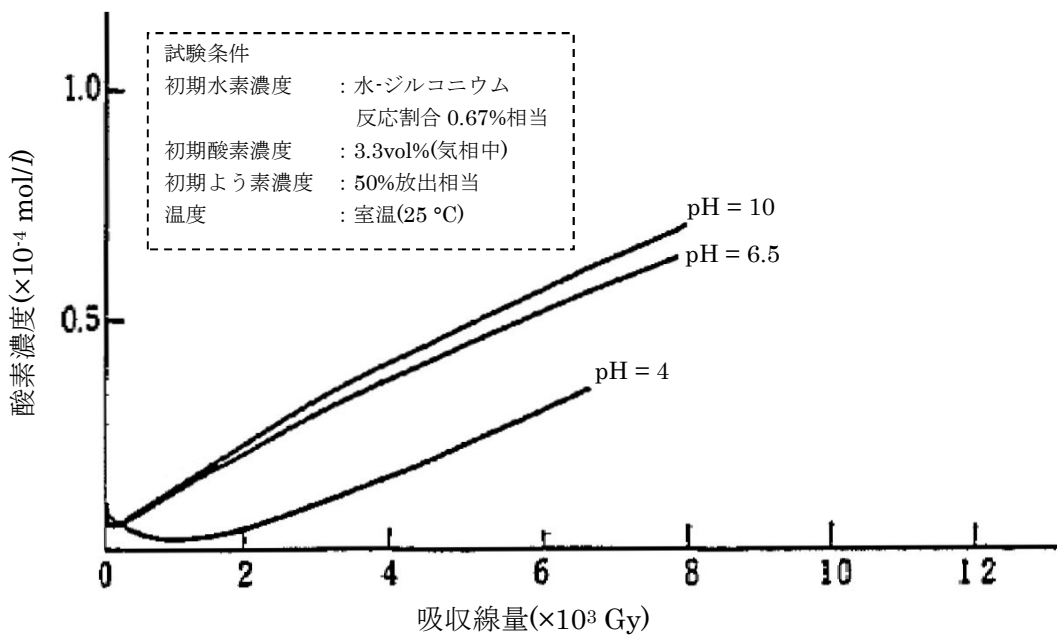


図8 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(pHを変化させた場合)

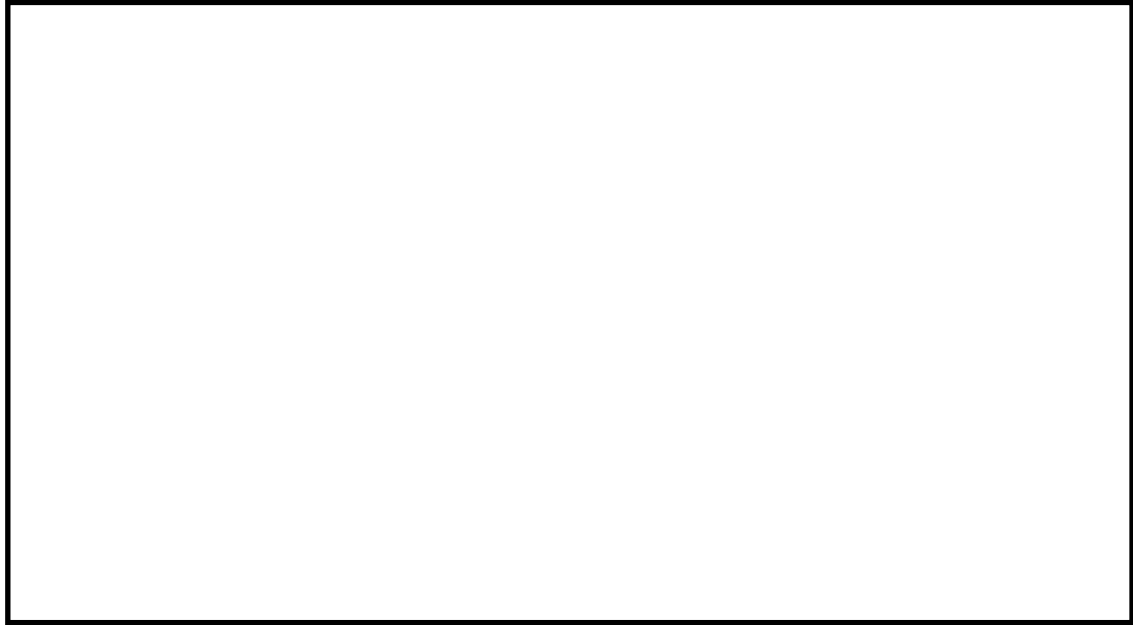


図 9 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(エタノール添加なし)



図 10 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(エタノール添加あり)

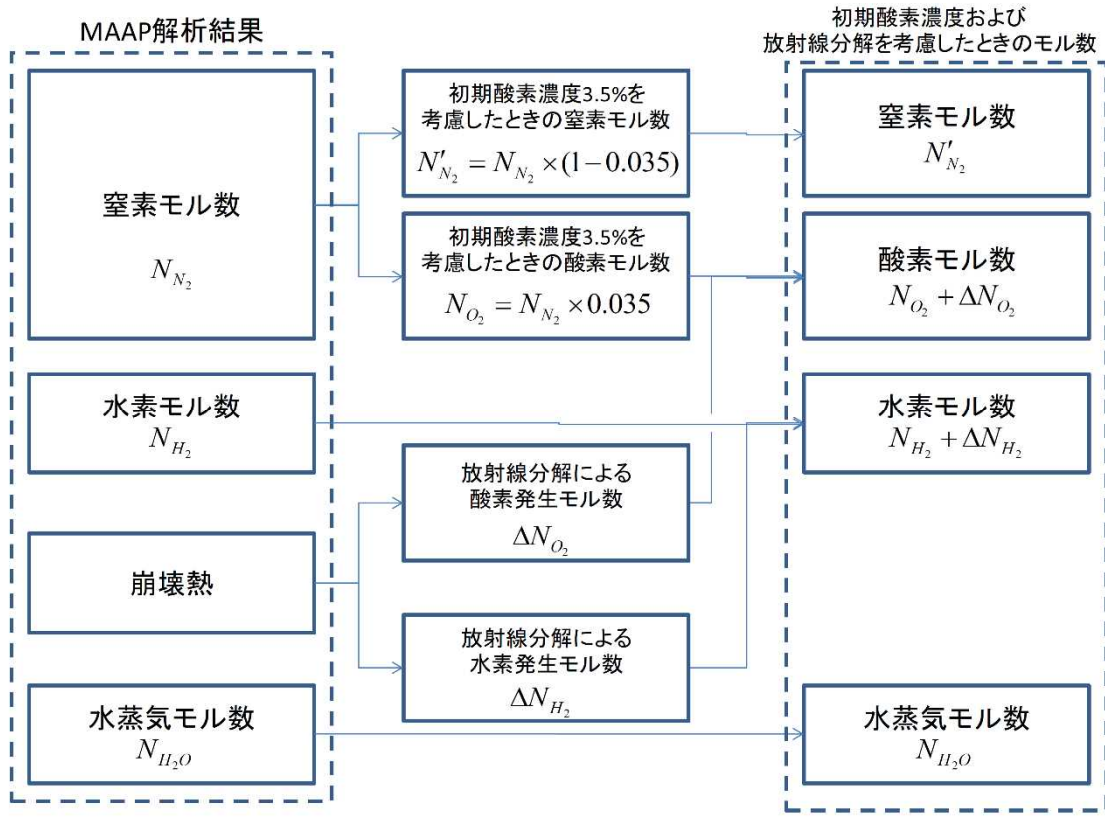


図 11 水素・酸素濃度の評価フロー図

## 安定状態について

水素燃焼時の安定状態については以下のとおり。

原子炉格納容器安定状態：本評価では、事象発生から約 20 時間で代替原子炉補機冷却系を接続し、代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を実施する。これにより、7 日後まで格納容器ベントを実施しない状態で原子炉格納容器の機能を維持可能な事象進展となっている。

**【安定状態の維持について】**

本評価における格納容器ベントを実施しない状態を 7 日後以降も継続する場合、酸素濃度は事象発生から約 15 日後にサブプレッション・チェンバにおいて可燃限界に到達する。

このため、事象発生から 7 日間が経過した以降も水素濃度及び酸素濃度を監視するとともに、状況に応じて酸素濃度の低減（可燃性ガス濃度制御系の運転等）を行い、原子炉格納容器内が可燃限界の濃度に到達することを防止する。また、重大事故等対処設備以外の設備の機能の復旧等も考慮し、格納容器圧力及び温度の低下操作や原子炉格納容器内の窒素置換を試みる。これらの対応が困難であり、原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界に到達する場合については、格納容器ベントにより、その水素及び酸素濃度を低減することにより安定状態を維持できる。

表1 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（酸素濃度）に与える影響（水素燃焼）

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（酸素濃度）に与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	初期酸素濃度	3.5vol%	約1vol%～約2vol%	保安規定をもとに設定。（運転上許容されている値の上限）	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が、本評価事故シナリオにおいては格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点とした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	炉心内の金属－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16.6%が水と反応して発生する水素量	事象進展による	MAAPによる評価結果。	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が、本評価事故シナリオでは、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には水素発生量が変動する可能性がある。炉心内の金属－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が、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、炉心内の金属－水反応による水素発生量に与える影響は小さい。
	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に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が、本評価事故シナリオにおいては格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点とした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		苛酷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、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）又は代替格納容器圧力逃がし装置を使用し、格納容器内のガスを排出する必要がある。

## 原子炉注水開始時間の評価結果への影響

## 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70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可能性も想定されるが、この場合水素燃焼のリスクの観点では、原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まることでジルコニウム-水反応による水素発生量が抑制され、相対的に酸素の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限界に到達す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、注水によってジルコニウム-水反応が促進され、水素発生量が今回の評価よりも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った場合を想定し、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

今回の申請において示した解析ケース(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。この他の評価条件は、ベースケースと同等である。

- ・原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から30分後とした。30分は今後の更なる事故対応能力の改善を見据えて設定した値である。
- ・格納容器圧力制御の観点で評価上の必要が生じたため、D/Wスプレイの流量を155 m<sup>3</sup>/hとした。D/Wスプレイの流量をベースケースの140 m<sup>3</sup>/hよりも増加させることで、水蒸気の凝縮及びS/C気相部容積の低下が考えられるが、酸素濃度の評価の観点では保守的な結果を与えると考えられる。

## 3. 評価結果

評価結果を図1から図4に示す。また、評価結果のまとめを表1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無い。

以上



表1 原子炉圧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	原子炉圧力容器への注水開始時刻		評価項目
	感度解析 (事象発生から30分後)	ベースケース (事象発生から70分後)	
全炉心内のジルコニウム量 に対する酸化割合	約 18.2%	約 16.6%	—
ジルコニウム-水反応による 水素発生量	約 625kg	約 570kg	
酸素濃度 (ドライウエル)	約 2.2vol% (事象発生から 168 時間後)	約 2.3vol% (事象発生から 168 時間後)	5vol%以下
酸素濃度 (サプレッション・チェンバ)	約 3.6vol% (事象発生から 168 時間後)	約 3.4vol% (事象発生から 168 時間後)	

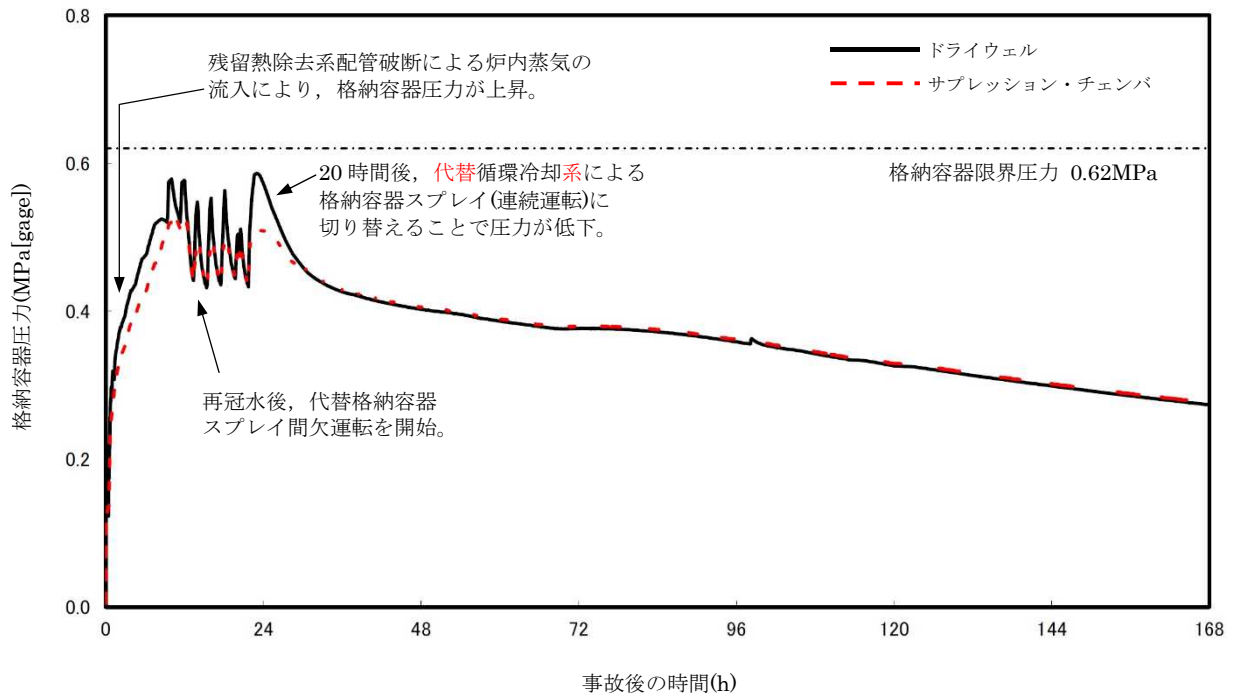


図 1 格納容器圧力の推移

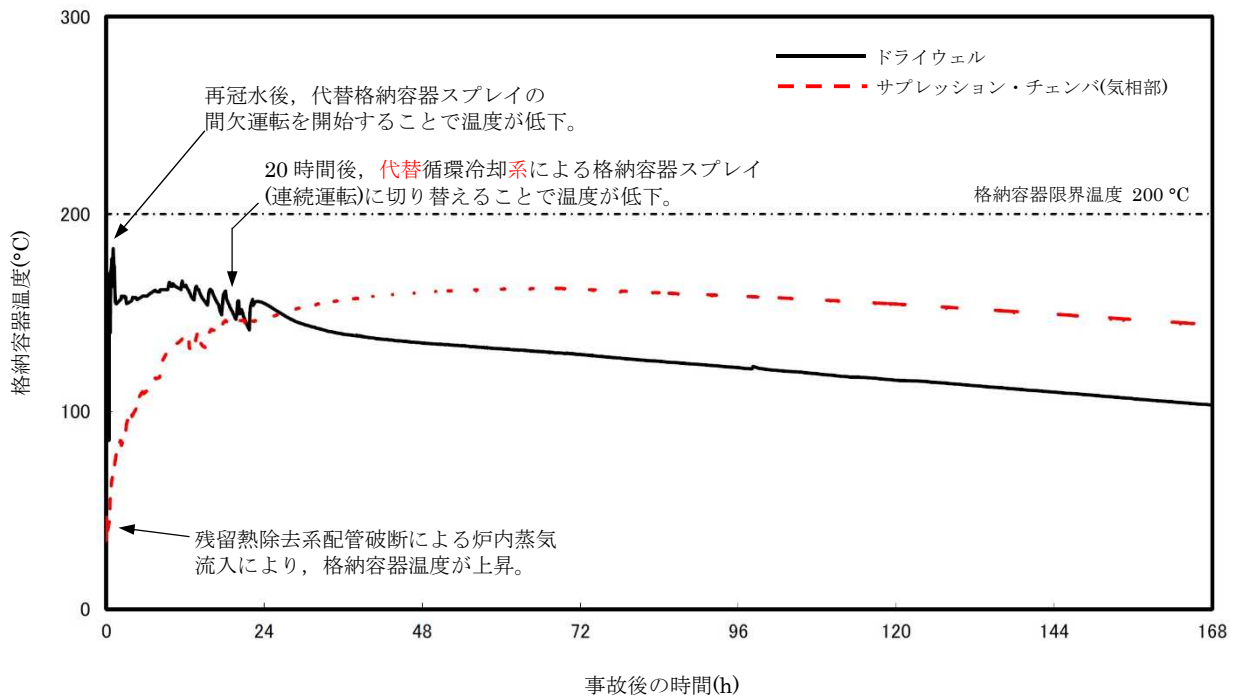


図 2 格納容器温度の推移

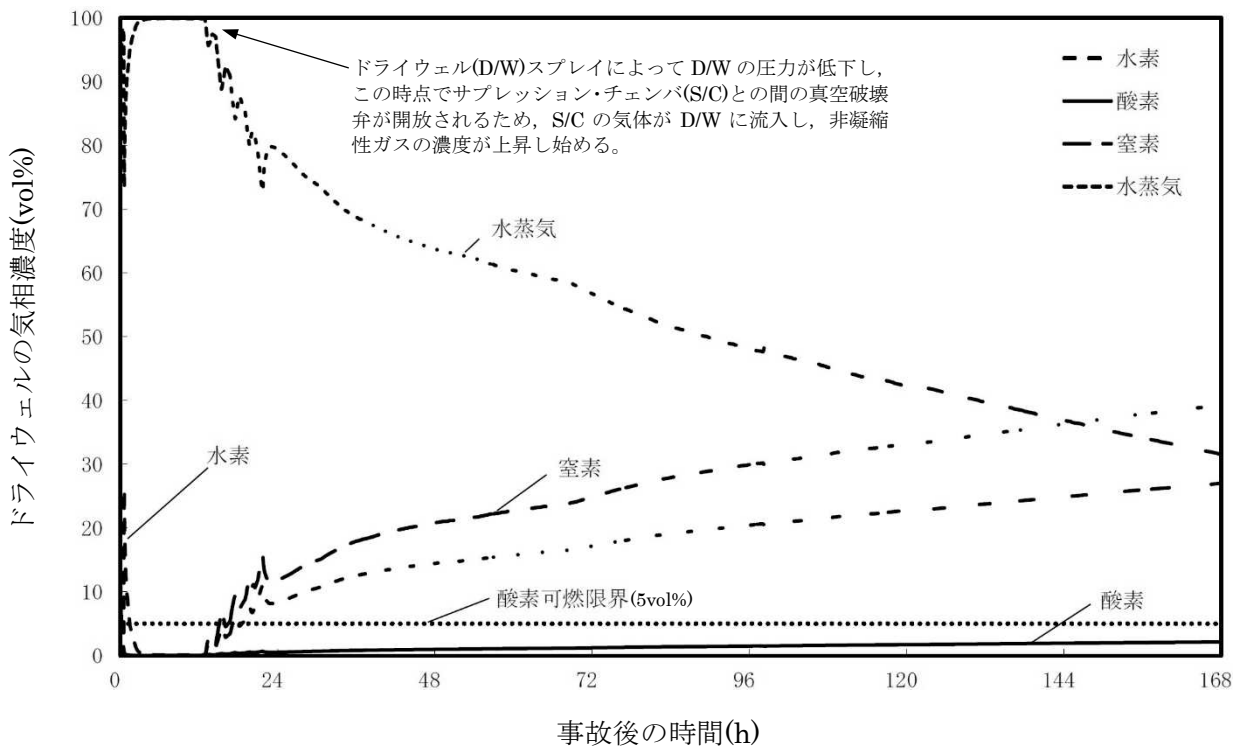


図3 ドライウェルの気相濃度の推移(ウェット条件)

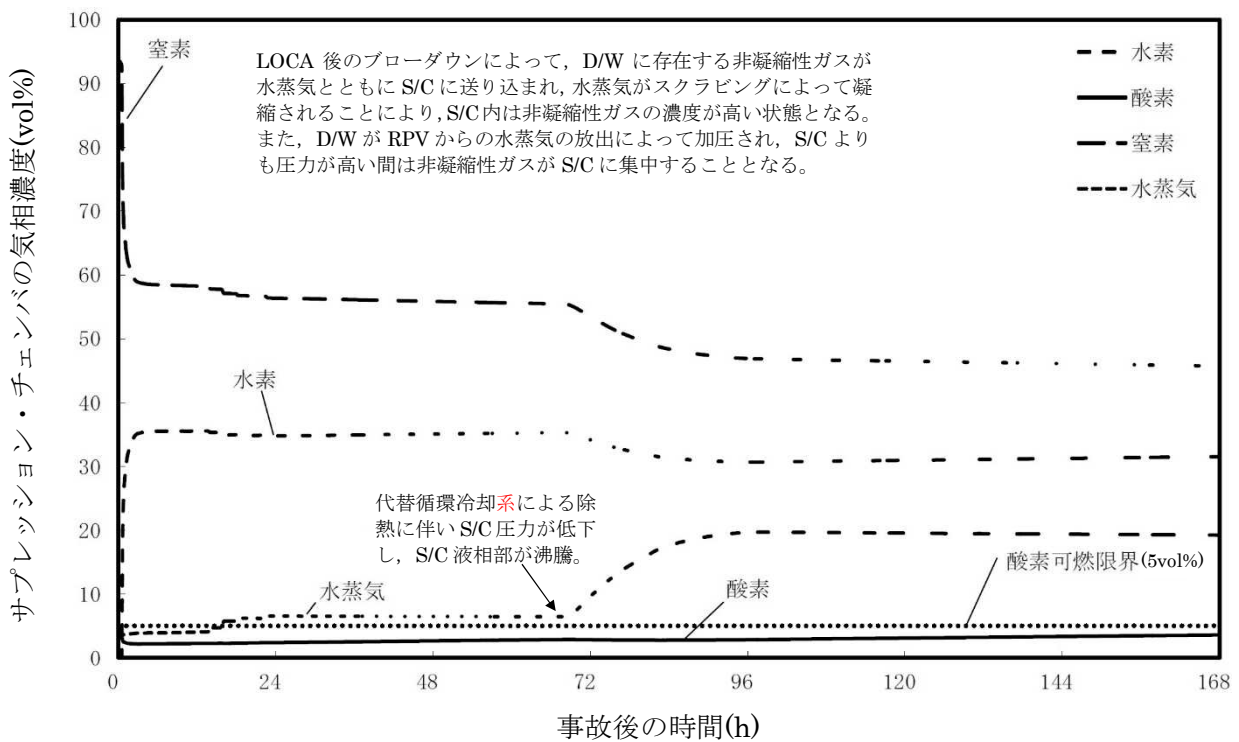


図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

## 他号炉との同時被災時における必要な要員及び資源について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉運転中に重大事故等が発生した場合、他号炉、6 号及び 7 号炉の使用済燃料プールについても重大事故等が発生すると想定し、それらの対応を含めた同時被災時に必要な要員、資源について整理する。

現在、1～5 号炉は停止状態にあり、各プラントに保有する燃料からの崩壊熱の継続的な除去が必要である。そのため、他号炉を含めた同時被災が発生すると、他号炉への対応が必要となり、6 号及び 7 号炉への対応に必要な要員及び資源の十分性に影響を与えるおそれがある。また、必要な要員及び資源が十分であっても、同時被災による他号炉の状態により、6 号及び 7 号炉への対応が阻害されるおそれもある。

以上を踏まえ、他号炉を含めた同時被災時に必要な要員及び資源の十分性を確認するとともに、他号炉における高線量場の発生を前提として 6 号及び 7 号炉への対応の成立性を確認する。

また、6 号及び 7 号炉の使用済燃料プールを含めた事故対応においても当該号炉の資源が十分であることを併せて確認する。

## 1. 同時被災時に必要な要員及び資源の十分性

## (1) 想定する重大事故等

福島第一原子力発電所の事故及び共通要因による複数炉の重大事故等の発生の可能性を考慮し、柏崎刈羽原子力発電所 1～7 号炉について、全交流動力電源喪失及び使用済燃料プールでのスロッシングの発生を想定する。

また、不測の事態を想定し、1～5 号炉のうち、いずれか 1 つの号炉において事象発生直後に内部火災が発生していることを想定する。なお、水源評価に際してはすべての号炉における消火活動による水の消費を考慮する。

6 号及び 7 号炉について、有効性評価の各シナリオの内、必要な要員及び資源（水源、燃料及び電源）毎に最も厳しいシナリオを想定する。

表 1 に想定する各号炉の状態を示す。上記に対して、7 日間の対応に必要な要員、必要な資源、6 号及び 7 号炉の対応への影響を確認する。

## (2) 必要となる対応操作、必要な要員及び資源の整理

「(1) 想定する重大事故等」にて必要となる対応操作、必要な要員、7 日間の対応に必要な資源について、表 2 及び図 1 のとおり整理する。

## (3) 評価結果

1～5号炉にて「(1)想定する重大事故等」が発生した場合の必要な要員及び必要な資源についての評価結果を以下に示す。

(a) 必要な要員の評価

重大事故等発生時に必要な1～5号炉、6号及び7号炉の使用済燃料プールの対応操作については、各号炉の中央制御室に常駐している運転員、自衛消防隊、緊急時対策要員、10時間以降の発電所外からの参集要員にて対応可能である。

(b) 必要な資源の評価

a. 水源

6号及び7号炉において、水源の使用量が最も多い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」を想定すると、炉心注水及び格納容器スプレイの実施のため、7日間で号炉あたり約7,300m<sup>3</sup>の水が必要となる（6号及び7号炉で約14,600m<sup>3</sup>）。また、表3に示すとおり、6号及び7号炉における使用済燃料プールへの注水量（通常水位までの回復、水位維持）は、7日間の対応を考慮すると、約2,551m<sup>3</sup>の水が必要となる（6号及び7号炉で合計約17,151m<sup>3</sup>）。

6号及び7号炉における水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有しているため、原子炉及び使用済燃料プールの対応に必要な水源は確保可能である（6号及び7号炉で合計約21,400m<sup>3</sup>）。

1～5号炉において、スロッシングによる水位低下の発生後に、遮蔽に必要な高さまで水位を回復させ、蒸発による水位低下を防止するための必要な水量は7日間の対応を考慮すると、約6,048m<sup>3</sup>となる。

1～5号炉における水源として、表3に示す各必要な水量を各号炉の復水貯蔵槽、ろ過水タンク、純水タンク及びサプレッション・チェンバのプールにて確保する運用であることから、6号及び7号炉における水源を用いなくても1～5号炉の7日間の対応が可能である（1～5号炉で合計約6,048m<sup>3</sup>）。

内部火災に対する消火活動に必要な水源は約180m<sup>3</sup>であり、各防火水槽及びろ過水タンクに各必要な水量が確保されるため、6号及び7号炉における水源を用いなくても7日間の対応が可能である。

なお、1～5号炉においても、使用済燃料プール水がサイフォン効果により流出する場合に備え、6号及び7号炉と同様のサイフォンブレイク孔を設け、サイフォン現象による使用済燃料プール水の流出を停止することが可能な設計としている。

また、スロッシングによる水位低下により、線量率が上昇しオペレーティングフロアでの使用済燃料プールへの注水操作が困難になる場合に備え、消火系、ガスタービン発電機又は電源車により給電した残留熱除去系、復水補給水系、燃料プール補給水系等、当該現場作業を必要としない注水手段を確保している。さらに、あらかじめ注水用ホースを設置することで、原子炉建屋最上階下での注水操作が可能な設計としている。

注水及び給電に用いる設備の台数と共用の関係は表4に示すとおりである。空冷

式ガスタービン発電機は発電所全体として4台の保有を計画しており、6号及び7号炉での重大事故等の対応に必要な台数は第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機のいずれか1台であるため、予備機を1～5号炉での対応で使用することも可能である。また、電源車を用いることで復水補給水系、燃料プール補給水系等への給電も実施可能である。

※：使用済燃料プール（原子炉ウエル及びD/Sピットを含む）の通常水位までの回復を想定した場合、1～5号炉においては、内部火災に対する消火活動に必要な水源と合わせ、合計約12,706m<sup>3</sup>の水が必要となる（1～7号炉で合計約15,257m<sup>3</sup>）。したがって、使用済燃料プールの通常水位までの回復を想定すると、1～7号炉にて合計約29,857m<sup>3</sup>の水が必要であるが、6号及び7号炉の復水貯蔵槽及び淡水貯水池における保有水は約21,400m<sup>3</sup>であり、1～5号炉の各号炉の復水貯蔵槽、ろ過水タンク、純水タンク、サブプレッション・チェンバのプール及び防火水槽の最低限確保される保有水量は約6,228m<sup>3</sup>である（合計約27,628m<sup>3</sup>）。これらの合計量は、6号及び7号炉及び内部火災（7日間で5箇所）への対応を実施したうえで、1～5号炉の使用済燃料プール（原子炉ウエル及びD/Sピットを含む）の水位を通常水位—約1mまで回復させ、その後、7日間の水位維持を可能となる水量である。7日以降については十分時間余裕があるため、外部からの水源供給や支援などにも期待できることから、1～5号炉の使用済燃料プールの水位を通常水位まで回復させることが可能である。

#### b. 燃料（軽油）

6号及び7号炉において、軽油の使用量が最も多い「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を想定すると、非常用ディーゼル発電機（3台）の7日間の運転継続に号炉あたり約751kL<sup>\*</sup>、復水貯蔵槽補給用可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（3台）の7日間の運転継続に号炉あたり約10kL<sup>\*</sup>、代替原子炉補機冷却系専用の電源車（2台）の7日間の運転継続に号炉あたり約37kL<sup>\*</sup>、代替原子炉補機冷却系用の可搬型大容量送水ポンプ（2台）の7日間の運転継続に号炉あたり約30kL<sup>\*</sup>、使用済燃料プール代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（6号及び7号炉で2台）の7日間の運転継続に約7kL<sup>\*</sup>が必要となる。加えて、免震重要棟ガスタービン発電機及びモニタリングポスト用仮設発電機（3台）の7日間運転継続は約79kL<sup>\*</sup>の軽油が必要となる（6号及び7号炉での事故対応、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機にて使用する軽油：合計約1,742kL）。

6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL（6号及び7号炉合計約2,040kL）の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールの事故対応、緊急時対策所への電源供給及びモニタリング・ポストへの電源供給について、7日間の対応は可能である。

1～5号炉の使用済燃料プールの注水設備への電源供給に使用する軽油の使用量と

して、保守的に全出力で非常用ディーゼル発電機（2台）が起動した場合を想定しており（「(1)想定する重大事故等」では常設代替交流電源設備及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の軽油を上回る保守的な想定），7日間で号炉あたりの必要な軽油は約632kLとなる（1～5号炉で合計約3,160kL）。なお，1～5号炉における使用済燃料プールへの注水と，火災が発生した号炉での消火活動に対して，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（注水と消火でそれぞれ1台）の7日間の運転継続を仮定すると約20kL\*が必要となる。

1～5号炉の各軽油タンクにて約632kL（1～5号炉合計 約3,160kL）の軽油を保有しており，これらの使用が可能であることから，1～5号炉の使用済燃料プールの注水及び火災が発生した号炉での消火活動について，6号及び7号炉における軽油を用いなくても7日間の対応は可能である。

※：保守的に事象発生直後から運転を想定し，燃費は最大負荷時を想定。

#### c. 電源

常設代替交流電源設備，電源車等による電源供給により，重大事故等の対応に必要な負荷（計器類）に電源供給が可能である。なお，常設代替交流電源設備，電源車等による給電ができない場合に備え，デジタルレコーダ接続等の手順を用意している。

#### (4) 柏崎刈羽 6号及び7号炉の重大事故時対応への影響について

「(3)評価結果」に示すとおり，重大事故発生時に必要となる対応操作は，各号炉の中央制御室に常駐している運転員，自衛消防隊，緊急時対策要員及び10時間以降の発電所外からの参集要員にて対応可能であることから，6号及び7号炉の重大事故等に対応する要員に影響を与えない。

6号及び7号炉の各資源にて当該号炉の原子炉及び使用済燃料プールにおける7日間の対応が可能であり，また，1～5号炉の各資源にて1～5号炉の使用済燃料プール，内部火災における7日間の対応が可能である。

以上のことから，柏崎刈羽1～5号炉に重大事故等が発生した場合にも，柏崎刈羽6号及び7号炉の重大事故等時対応への影響はない。

### 2. 他号炉における高線量場発生による6号及び7号炉対応への影響

1. で想定する事故時の1～5号炉の使用済燃料プールにおいて，スロッシング等の水位低下による現場線量率上昇は，以下の資料で示す通り，6号及び7号炉の重大事故時対応に影響するものではない。

技術的能力 「添付資料 1.0.16 重大事故等発生時における停止号炉の影響について」

「添付資料 1.0.2 補足資料 10 1～7号炉同時発災時におけるアクセスルートへの影響」

### 3. まとめ

上記1. 及び2. に示すとおり、高線量場の発生を含め、柏崎刈羽原子力発電所1～5号炉に重大事故等が発生した場合にも、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の重大事故等時対応への対応は可能である。



表 1 想定する各号炉の状態

項目	6号及び7号炉	1～5号炉
要員	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失</li> <li>使用済燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「想定事故2（使用済燃料プール漏えい）」※1</li> <li>「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失※2</li> <li>使用済燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「想定事故2（使用済燃料プール漏えい）」※1</li> <li>「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」</li> </ul>
水源	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失</li> <li>使用済燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「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しない場合）」</li> <li>「想定事故2（使用済燃料プール漏えい）」※1</li> <li>外部電源喪失※2</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失</li> <li>使用済燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「想定事故2（使用済燃料プール漏えい）」※1</li> <li>「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」</li> </ul>
燃料	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「想定事故2（使用済燃料プール漏えい）」※1</li> <li>「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「想定事故2（使用済燃料プール漏えい）」※1</li> <li>「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」</li> </ul>
電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失</li> <li>使用済燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「想定事故2（使用済燃料プール漏えい）」※1</li> <li>「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失</li> <li>使用済燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「想定事故2（使用済燃料プール漏えい）」※1</li> <li>「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」</li> </ul>

※1 サイフォン現象による漏えいは、各号炉（1～7号炉）のサイフォン発生防止用の逆止弁及びサイフォンブローカークラップからの漏えいにより停止される。したがって、この漏えいによる影響はスロッシングによる溢水に包絡されるため、使用済燃料プールからの漏えいは、スロッシングによる漏えいを想定する。

※2 燃料については消費量の観点から非常用ディーゼル発電機の運転継続を想定する。

※3 6号及び7号炉は火災防護措置が強化されることから、1～5号炉での内部火災を想定する。また、1～5号炉で複数の内部火災を想定することが考えられるが、時間差で発生することを想定し、全交流動力電源喪失及び使用済燃料プールでのスロッシングと同時に発生する内部火災としては1つの号炉とする。ただし、消火活動に必要な水源は、5プラント分の消費を想定する。

- 全交流動力電源喪失※2
- 使用済燃料プールでのスロッシング発生
- 内部火災※3

表2 同時被災時の1～5号炉, 6号及び7号炉の使用済燃料プールの対応操作, 必要な要員及び資源

必要となる対応操作	対応操作概要	対応要員	必要な資源
非常用ディーゼル発電機等の現場確認, 直流電源の負荷制限	非常用ディーゼル発電機等の現場の状態確認および, 直流電源の延命のための負荷制限を実施する	運転員	—
内部火災に対する消火活動	建屋内での火災を想定し, 当該火災に対する現場確認・消火活動を実施する	自衛消防隊 (運転員を含む)	○水源 180m <sup>3</sup> (36m <sup>3</sup> /プラント×5プラント) ○燃料 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) : 約 4kL (18L/h×24h×7日×1台) 又は ディーゼル駆動消火ポンプ : 約 6kL (32L/h×24h×7日×1台)
各注水系による使用済燃料プール (復水補給水系, 燃料プール補給水系, 消火系, 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による使用済燃料プールへの給水)	各注水系による使用済燃料プールへの給水を行い, 使用済燃料からの崩壊熱の継続的な除去を行う	運転員及び10時間以降の発電所外からの参集要員	○水源 (詳細は表3参照) 1号炉 : 約 324m <sup>3</sup> 2号炉 : 約 1,401m <sup>3</sup> 3号炉 : 約 1,425m <sup>3</sup> 4号炉 : 約 1,366m <sup>3</sup> 5号炉 : 約 1,532m <sup>3</sup> 6号炉 : 約 8,565m <sup>3</sup> 7号炉 : 約 8,586m <sup>3</sup> ※6号及び7号炉については有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」で想定している水源も含む ○燃料 1～5号炉 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) : 約 16kL (18L/h×24h×7日×5台) 6号及び7号炉 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) : 約 7kL (18L/h×24h×7日×2台)
常設代替交流電源設備等による給電	常設代替交流電源設備等による給電・受電操作を実施する	緊急時対策要員及び運転員	○燃料 常設代替交流電源設備 : 約 860kL (1,705L/h×24h×7日×3台)
燃料給油作業	常設代替交流電源設備及び可搬型代替注水ポンプ (A-2級) に給油を行う	緊急時対策要員	—

表3 各号炉の必要な水量（平成26年10月時点での崩壊熱により計算）

	KK1		KK2		KK3		KK4		KK5		KK6		KK7	
	停止中	SFP	停止中	SFP	停止中	SFP	停止中	SFP	停止中	SFP	停止中	SFP	停止中	SFP
炉心燃料	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し
原子炉開放状態	開放（プールゲート開放）	開放（プールゲート開放）	開放（プールゲート開放）	開放（プールゲート開放）	開放（プールゲート開放）	開放（プールゲート開放）	開放（プールゲート開放）	開放（プールゲート開放）	開放（プールゲート開放）	開放（プールゲート開放）	開放（プールゲート開放）	開放（プールゲート開放）	開放（プールゲート開放）	開放（プールゲート開放）
水位	ウェル満水（オーバーフロー水位）	ウェル満水（オーバーフロー水位）	ウェル満水（オーバーフロー水位）	ウェル満水（オーバーフロー水位）	ウェル満水（オーバーフロー水位）	ウェル満水（オーバーフロー水位）	ウェル満水（オーバーフロー水位）	ウェル満水（オーバーフロー水位）	ウェル満水（オーバーフロー水位）	ウェル満水（オーバーフロー水位）	ウェル満水（オーバーフロー水位）	ウェル満水（オーバーフロー水位）	ウェル満水（オーバーフロー水位）	ウェル満水（オーバーフロー水位）
想定するプラントの状態	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失
スロッシング溢水量 <sup>※1</sup> [m <sup>3</sup> ]	710	710	710	710	710	710	710	710	710	710	710	710	710	710
65°C到達までの時間 [hour]	38	42	35	45	35	45	35	45	35	45	35	45	35	45
100°C到達までの時間 [hour]	91	100	85	107	85	107	85	107	85	107	85	107	85	107
必要な注水量 <sup>①</sup> <sup>※2</sup> [m <sup>3</sup> @168h]	84	52	76	43	76	43	76	43	76	43	76	43	76	43
事故発生からTAP到達までの時間 [hour]	756	810	706	895	706	895	706	895	706	895	706	895	706	895
通常運転水位（オーバーフロー水位）から必要な遮へい水位までの水位差 <sup>※2</sup> [m]	3.9	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7
必要な注水量 <sup>②</sup> <sup>※2</sup> [m <sup>3</sup> @168h]	324	1,401	1,425	1,366	1,425	1,366	1,425	1,366	1,425	1,366	1,425	1,366	1,425	1,366
必要な注水量 <sup>③</sup> <sup>※2</sup> [m <sup>3</sup> @168h]	2,272	2,530	2,554	2,465	2,554	2,465	2,554	2,465	2,554	2,465	2,554	2,465	2,554	2,465
炉心燃料	未開放（プールゲート閉）	未開放（プールゲート閉）	未開放（プールゲート閉）	未開放（プールゲート閉）	未開放（プールゲート閉）	未開放（プールゲート閉）	未開放（プールゲート閉）	未開放（プールゲート閉）	未開放（プールゲート閉）	未開放（プールゲート閉）	未開放（プールゲート閉）	未開放（プールゲート閉）	未開放（プールゲート閉）	未開放（プールゲート閉）
原子炉開放状態	通常運転水位	通常運転水位	通常運転水位	通常運転水位	通常運転水位	通常運転水位	通常運転水位	通常運転水位	通常運転水位	通常運転水位	通常運転水位	通常運転水位	通常運転水位	通常運転水位
水位	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失	スロッシングによる漏洩+全交流動 力電源喪失
スロッシング溢水量 <sup>※1</sup> [m <sup>3</sup> ]	690	690	690	690	690	690	690	690	690	690	690	690	690	690
65°C到達までの時間 [hour]	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
100°C到達までの時間 [hour]	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35
必要な注水量 <sup>①</sup> <sup>※2</sup> [m <sup>3</sup> @168h]	576	576	576	576	576	576	576	576	576	576	576	576	576	576
事故発生からTAP到達までの時間 [hour]	229	229	229	229	229	229	229	229	229	229	229	229	229	229
通常運転水位（オーバーフロー水位）から必要な遮へい水位までの水位差 <sup>※2</sup> [m]	2.1	2.1	2.1	2.1	2.1	2.1	2.1	2.1	2.1	2.1	2.1	2.1	2.1	2.1
必要な注水量 <sup>②</sup> <sup>※2</sup> [m <sup>3</sup> @168h]	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777
必要な注水量 <sup>③</sup> <sup>※2</sup> [m <sup>3</sup> @168h]	1,265	1,265	1,265	1,265	1,265	1,265	1,265	1,265	1,265	1,265	1,265	1,265	1,265	1,265

※1 1～5号炉の溢水量は、6号及び7号炉の評価結果に基づきスロッシングによる溢水量を設定（1～5号炉の使用済燃料プールは6号及び7号炉に比べて保有水量やプール表面積が小さいため溢水量は少なくなると考えられる）。また、必要な注水量は原子炉開放状態（プールゲート開放状態）を考慮して評価。

※2 「必要な注水量①」：蒸発による水位低下防止に必要な注水量。「必要な注水量②」：必要な遮へい水位（原子炉建屋最上階のフロアでの現場の幹線率が10mSv/h以下となる水位（遮へい水位）の計算に用いた各号炉の線源の強度は保守的な6号及び7号炉の線源強度を参照）まで回復させ、その後の水位維持に必要な注水量（使用済燃料プール、原子炉ウエル及びD/Sピットを考慮）。「必要な注水量③」：通常水位までの回復及びその後の水位維持に必要な注水量（使用済燃料プール、原子炉ウエル及びD/Sピットを考慮）。

表 4 1～5号炉の注水及び給電に用いる設備の台数

記載は設置台数であり、( )内はその系統のみで注水するのに必要な台数

		1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉	共通	備考
注水設備	残留熱除去系	3 (1)	3 (1)	3 (1)	3 (1)	3 (1)	—	全交流動力電源喪失時は空冷式ガスタービン発電機による給電を実施することで使用可能電源負荷を考慮して、複数の同時運転は実施せず、順次注水操作を実施する
	復水補給水系	3 (1)	3 (1)	3 (1)	3 (1)	3 (1)	—	全交流動力電源喪失時は空冷式ガスタービン発電機又は電源車による給電を実施することで使用可能
	燃料プー ル補給水 系	2 (1)	1 (1)	1 (1)	1 (1)	1 (1)	—	全交流動力電源喪失時は空冷式ガスタービン発電機又は電源車による給電を実施することで使用可能
	消火系 (ディーゼル駆動ポンプ)	1	1号炉と 共通	1号炉と 共通	1号炉と 共通	1	—	1～4号炉は共通の消火ポンプを使用、5～7号炉は共通の消火ポンプを使用。十分時間余裕があるため、1台を用いて、必要な箇所に順次注水を実施していくことが可能
給電設備	消防車	—	—	—	—	—	必要な台数に対して十分な台数を保有 (1)	十分時間余裕があるため、1台を用いて、必要な箇所に順次注水を実施していくことが可能
	空冷式ガスタービン発電機	—	—	—	—	—	4台の内、6号及び7号炉で用いなかったものを使用することも可能	2台予備があり、6号及び7号炉の対応には第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機のいずれか1台のみで対応可能である
	電源車	—	—	—	—	—	必要な台数に対して十分な台数を保有 (1)	十分時間余裕があるため、1台を用いて、必要な箇所に順次注水を実施していくことが可能

