

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2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 再閉失敗
- 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)
  - 3.1.1 格納容器破損モードの特徴, 格納容器破損防止対策
  - 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合
  - 3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合

: 今回のご説明範囲

- 3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- 3.3 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- 3.4 水素燃焼
- 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 安定状態について**
- 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 減圧・注水開始操作の時間余裕について**
- 添付資料 2.3.4.4 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 2.3.4.5 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)+SRV 再閉失敗)
- 添付資料 2.3.4.6 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ーカについて
- 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及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及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及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 反応度誤投入の代表性について

添付資料 5.4.2 反応度の誤投入における燃料エンタルピー

添付資料 5.4.3 反応度の誤投入における炉心平均中性子束の推移

添付資料 5.4.4 安定状態について

添付資料 5.4.5 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  
(運転停止中 反応度誤投入)

添付資料 5.4.6 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさについて

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

## 2.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗

### 2.3.4.1 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「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」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，「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」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考え方

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」では，全交流動力電源喪失後と同時に逃がし安全弁 1 個が開状態のまま固着し，蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで，原子炉注水機能を喪失することを想定する。このため，開状態のまま固着した逃がし安全弁からの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。

本事故シーケンスグループは，全交流動力電源が喪失した状態において，逃がし安全弁 1 個が開固着したことによって，蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで原子炉注水機能を喪失し，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，直流電源及び交流電源供給機能に加えて高圧注水機能及び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。

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 1 個の開固着によって，蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間は，所内蓄電式直流電源設備から電源を給電した原子炉隔離時冷却系

により炉心を冷却し、原子炉隔離時冷却系による注水停止後は、低圧代替注水系（可搬型）による注水の準備が完了した後、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系（可搬型）により炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電及び残留熱除去系（低圧注水モード）による注水の準備が完了した以降は残留熱除去系（低圧注水モード）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（可搬型）による原子炉格納容器冷却、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系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「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」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、初期の対策として原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（可搬型）及び逃がし安全弁による原子炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対策として、炉心冷却を継続する。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（可搬型）による原子炉格納容器冷却手段、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系、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第 2.3.4.1 図から第 2.3.4.4 図に、手順の概要を第 2.3.4.5 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第 2.3.4.1 表に示す。

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 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、代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員 46 名である。必要な要員と作業項目について第 2.3.4.6 図に示す。

a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認

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。全交流動力電源喪失の発生により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. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、原子炉水位低（レベル 2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び原子炉隔離時冷却系系統流量である。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水は、逃がし安全弁 1 個の開固着によって、原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下する

までの間継続する。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備

中央制御室からの操作により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の準備を開始する。

また、逃がし安全弁 1 個の開固着により原子炉圧力が低下し、原子炉隔離時冷却系による継続した原子炉水位維持が困難となることが想定されることから、低圧代替注水系（可搬型）の準備を開始する。

逃がし安全弁開固着による原子炉圧力低下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（可搬型）による原子炉注水準備

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備として、建屋内操作にて原子炉注水に必要な電動弁（残留熱除去系注入弁）の手動開操作、バイパス流防止弁の閉操作及び接続口内側隔離弁の開操作を実施する。

屋外操作にて可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の建屋近傍への配置、ホース接続を実施する。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の水源である防火水槽への淡水貯水池からの補給及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の燃料給油準備を実施する。

e. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備完了後、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 2 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。

f. 低圧代替注水系（可搬型）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、原子炉圧力が可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力以下であることを確認後、建屋内操作にて電動弁（残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁）を手動開し、屋外操作にて接続口外側隔離弁の開操作を実施することで、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（可搬型）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）等である。

g. 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）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エル雰囲気温度が 171℃ に接近した場合は、代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却を実施する。

建屋内操作にて原子炉格納容器冷却に必要な電動弁（残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁及び残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁）の手動開操作を実施することで原子炉格納容器冷却が開始される。

なお、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水と代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却は、異なる残留熱除去系の流路を使用し、同時に実施する。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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、復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）等である。

h. 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。

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二次格納施設外からの人力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原子炉格納容器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・プール水位である。

i. 残留熱除去系（低圧注水モード）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確認後、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却で使用した残留熱除去系の電動弁を待機状態とする。代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）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残留熱除去系ポンプ 1 台を手動起動する。



代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水の準備が完了した時点で、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を停止し、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を開始する。

残留熱除去系（低圧注水モード）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、残留熱除去系系統流量等である。

j. 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）運転

代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水により、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、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が行われている場合は、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停止する。

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）運転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・プール水温度等である。

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）運転時に、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）運転を停止し、残留熱除去系（低圧注水モード）による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、サプレッション・チェンバ・プール水冷却を再開する。

以降、炉心冷却及び原子炉格納容器除熱は、残留熱除去系により継続的

に行う。

#### 2.3.4.2 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、外部電源喪失を起因事象とし、全ての非常用ディーゼル発電機を喪失することで原子炉隔離時冷却系を除く注水機能を喪失し、逃がし安全弁の再閉失敗により蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下した後は、原子炉隔離時冷却系を喪失し、全ての注水機能を喪失する「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」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、スプレー冷却、格納容器ベント、サブプレッション・プール冷却が重要現象となる。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 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第 2.3.4.2 表に示す。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

送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとする。

#### (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、逃がし安全弁 1 個の開固着が発生するものとする。

#### (c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。起因事象として、外部電源を喪失するものとしている。

### 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、タービン蒸気加減弁急速閉信号によるものとする。

#### (b) 原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、 $182\text{m}^3/\text{h}$ （ $8.12\text{MPa}[\text{dif}] \sim 1.03\text{MPa}[\text{dif}]$ において）の流量で注水するものとする。

(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（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。

(d) 低圧代替注水系（可搬型）

原子炉減圧後に、 $84\text{m}^3/\text{h}$  で原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。また、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却と併せて行う場合は、 $40\text{m}^3/\text{h}$  の流量で原子炉注水するものとする。

(e) 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）

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、 $80\text{m}^3/\text{h}$  にて原子炉格納容器内にスプレーする。

(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  $0.62\text{MPa}[\text{gage}]$  における最大排出流量  $31.6\text{kg/s}$  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。

(g) 代替原子炉補機冷却系

伝熱容量は約  $23\text{MW}$ （サブプレッション・チェンバのプール水温  $100^\circ\text{C}$ 、

海水温度 30℃において) とする。

(h) 残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)

伝熱容量は, 熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 52℃, 海水温度 30℃において) とする。

(i) 残留熱除去系 (低圧注水モード)

残留熱除去系 (低圧注水モード) は, 954m<sup>3</sup>/h (0.27MPa[dif]において) の流量で注水するものとする。

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24時間使用できないものとし, 事象発生から24時間後に常設代替交流電源設備によって交流電源の供給を開始する。

(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水操作は, 事象発生4時間後から開始する。

(c) 逃がし安全弁による原子炉の急速減圧操作は, 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備が完了した時点で開始する。

(d) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) 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。

(e) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) の起動操作は, 事象発生から25.5時間後に開始する。

(f) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) の起動操作は, 原子炉水位高 (レベル 8)

に到達した場合に開始する。

### (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出流量，原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第2.3.4.7図から第2.3.4.12図に，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及び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第2.3.4.13図から第2.3.4.18図に，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第2.3.4.19図から第2.3.4.22図に示す。

※ 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併せて示した。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。

#### a. 事象進展

全交流動力電源喪失後、タービン蒸気加減弁急速閉信号が発生して原子炉がスクラムし、また、原子炉水位低（レベル 2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位は維持される。再循環ポンプについては、外部電源喪失により、事象発生とともに 10 台全てがトリップする。

逃がし安全弁（1 個）が開固着しているため、蒸気の流出が継続し、事象発生から約 1.5 時間が経過した時点で原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲まで原子炉圧力が低下する。このため、原子炉隔離時冷却系が停止する。低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備が完了した時点で原子炉急速減圧及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を開始する。原子炉急速減圧は、中央制御室からの遠隔操作によって、逃がし安全弁 2 個を手動開することで実施する。逃がし安全弁（1 個）の開固着及び原子炉急速減圧による原子炉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（可搬型）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、原子炉減圧に伴って上昇する。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（可搬型）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。

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（可搬型）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行う。原子炉格納容器除熱は、事象発生から約 18 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。

常設代替交流電源設備による電源供給を開始した後は、事象発生から 25.5 時間後に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水から残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水に切替える。原子炉水位が維持されることを確認した後、ベントラインを閉じて、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を行うものとする。

#### b. 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は、第 2.3.4.13 図に示すとおり、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 805℃ に到達するが、1,200℃ 以下となる。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 2% 以下であり、15% 以下となる。

原子炉圧力は、第 2.3.4.7 図に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約 7.52MPa[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 7.82MPa[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（可搬型）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℃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。

第 2.3.4.8 図に示すとおり，低圧代替注水系（可搬型）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，25.5 時間後に代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去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 2.3.4.1)

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「2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 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。

#### 2.3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗では、事象発生直後の原子炉隔離時冷却系による炉心冷却には成功するが、逃がし安全弁の再閉失敗による原子炉圧力の低下により、原子炉隔離時冷却系の注水機能を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、逃がし安全弁による原子炉減圧操作、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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等による原子炉格納容器除熱操作及び代替原子炉補機冷却系運転操作とする。

#### (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（原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること）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（原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること）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 2.3.4.2)

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評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高め評価することから、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 2.3.4.2)

## (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、第

2.3.4.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与え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42kW/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（原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること）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。

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、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（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。

機器条件の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（可搬型）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2.3.4.2）

(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42kW/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、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなり、格納容器圧力の上昇は遅くなるが、格納容器圧力の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（ウエットウェル）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、評価項目に与える影響は小さい。

機器条件の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系

(可搬型)は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復が早くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる

(添付資料2.3.4.2)

## 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

操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から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、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、操作時間に与える影響はない。

操作条件の低圧代替注水系(可搬型)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約4時間後を設定している。運転員操作時間に与える影響として、実態の運転操作は約3時間10分で注水準備が可能であり、解析上の注水開始時間は余裕時間を含めて設定されていることから、原子炉注水の開始時間を早める可能性がある。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)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、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作時間に与える影響はない。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、運転員（現場）は、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18時間後であり、格納容器ベント準備操作は格納容器圧力上昇の傾向を監視しながらあらかじめ実施可能である。また、格納容器ベント操作も同様に格納容器圧力の上昇の傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。よって、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。操作開始時間が遅れた場合においても、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。

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24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。

(添付資料2.3.4.2)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、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。

操作条件の低圧代替注水系（可搬型）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**運転操作は約3時間10分で注水準備が可能であり、解析上の注水開始時間は余裕時間を含めて設定されており、原子炉への注水が早くな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。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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、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。格納容器スプレイ開始時間が早くなる場合、遅くなる場合のいずれにおいても、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、格納容器圧力、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2.3.4.2)

### (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。

第2.3.4.23図から第2.3.4.25図に示すとおり、操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作については、**運転員による原子炉隔離時冷却系の再起動を考慮した場合において、事象発生から5時間10分後**（操作開始時間の**70分**の時間遅れ）までに逃がし安全弁による原子炉減圧を開始し低圧代替注水系（可搬型）による注水が開始できれば、燃料被覆管の最高温度は**約808℃**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。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作については、格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約9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18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、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の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。

操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作については、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24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、運転操作が遅れる場合においても、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から約38時間であり、約12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2.3.4.2, 2.3.4.3)

#### (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。

#### 2.3.4.4 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「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」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時間までに必要な要員は、「2.3.4.1 (3) 炉心損傷防止対策」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。

また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は46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「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」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

原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による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2,100m<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4,200m<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4時間以降に淡水貯水池の水を防火水槽に移送することで、防火水槽を枯渇させることなく防火水槽を水源とした7日間の注水継続が可能となる。

(添付資料 2.3.4.4)

### 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）による原子炉注水及び格納容器スプレイについては、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16kLの軽油が必要となる。また、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大容量送水車（熱交換器ユニット用）については、保守的に事象発生直後からの大容量送水車（熱交換器ユニット用）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1,105kL）

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）による原子炉注水及び格納容器スプレイ、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2.3.4.5）

#### 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2,122kW（6号炉：約1,049kW 7号炉：約

1,073kW) 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 2.3.4.6)

#### 2.3.4.5 結論

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」では、全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁1個が開状態のまま固着し、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失し、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「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（可搬型）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（可搬型）による原子炉格納容器冷却手段、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系、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「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」の重要事故シーケンス「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（可搬型）

及び逃がし安全弁による原子炉注水，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却，代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系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。

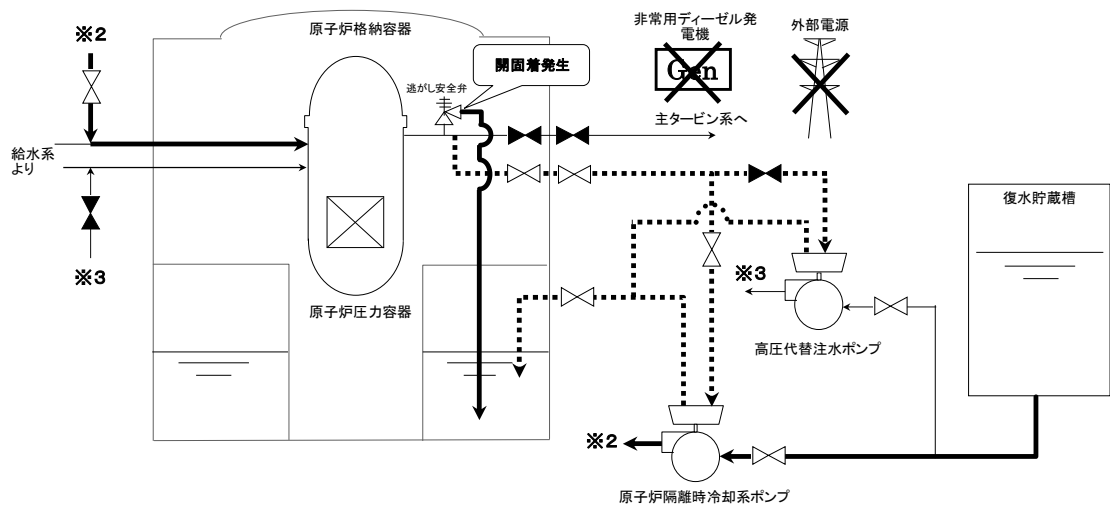
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋SRV再閉失敗」において，原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系（可搬型）及び逃がし安全弁による原子炉注水，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却，代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系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「全交流動力電源喪失（外部電源

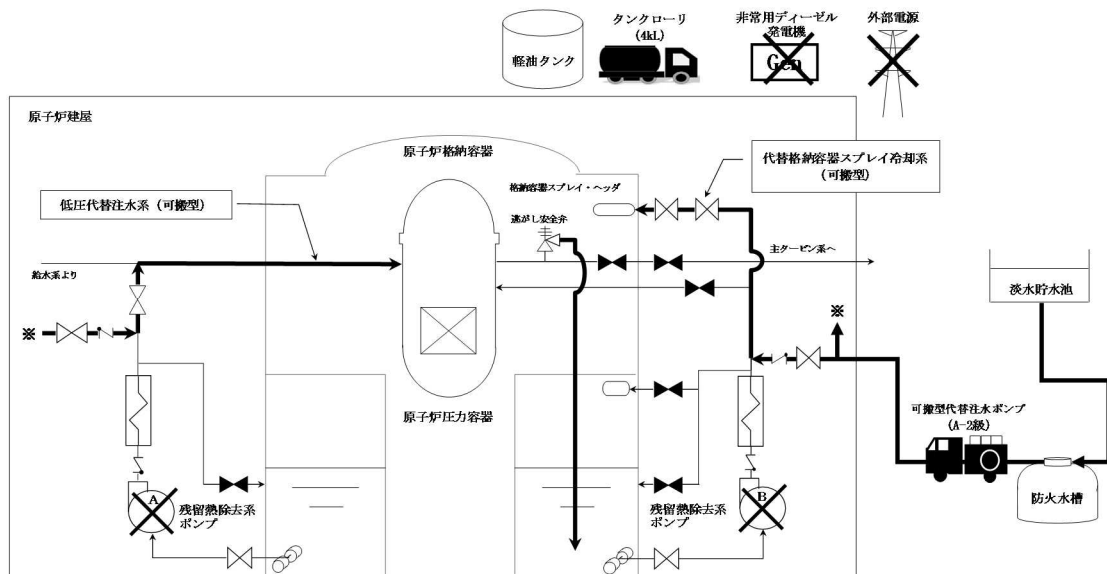
喪失+DG喪失) +SRV再閉失敗」に対して有効である。





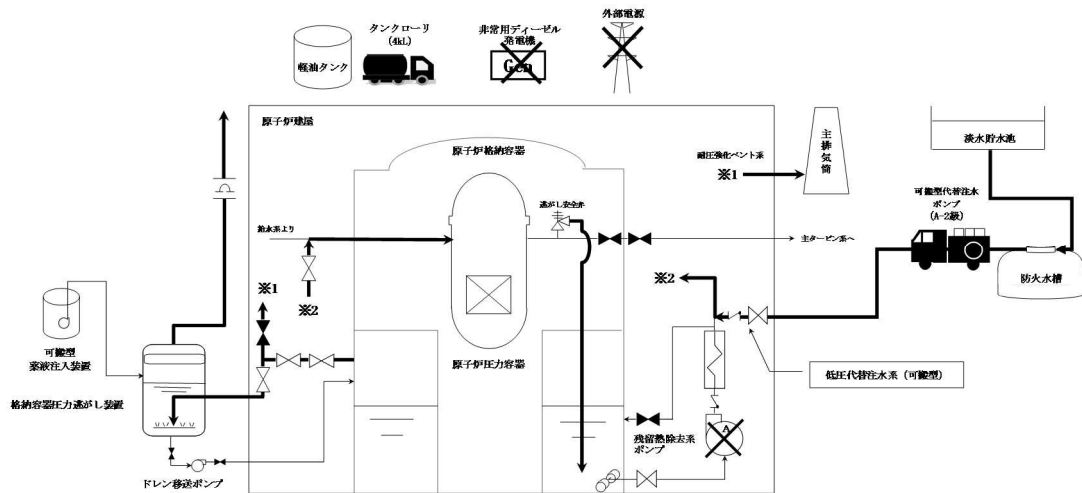
第 2.3.4.1 図 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失  
敗時の

重大事故等対処設備の概略系統図（1/4）  
（原子炉注水）



第 2.3.4.2 図 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失  
敗時の

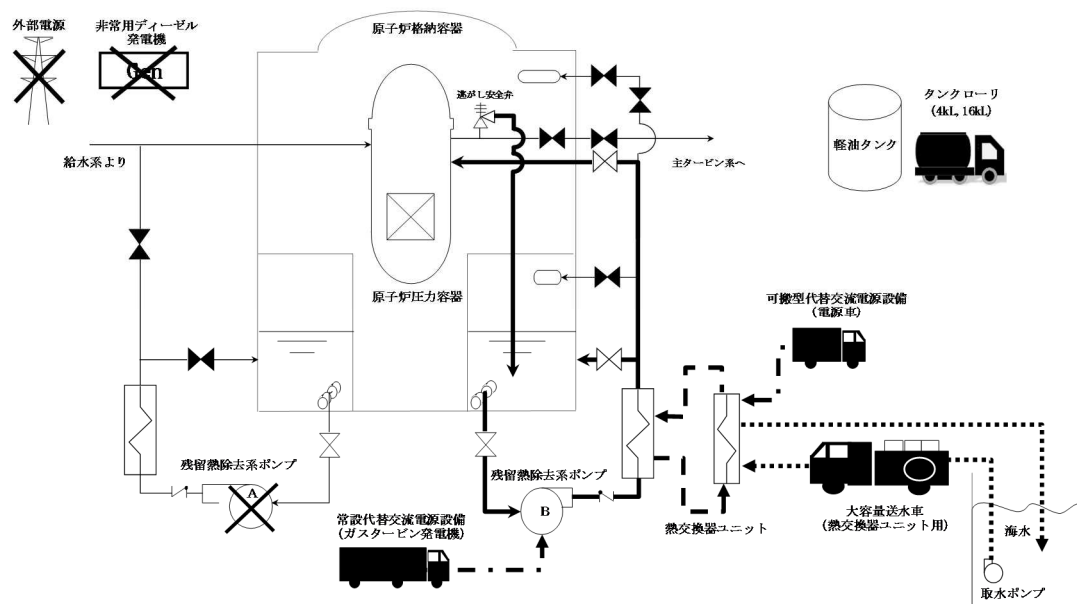
重大事故等対処設備の概略系統図（2/4）  
（原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）



第 2.3.4.3 図 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗時の

重大事故等対処設備の概略系統図 (3/4)

(原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)



※残留熱除去系の低圧注水モードとサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードを切替えて、原子炉水位をレベル3～レベル8の範囲で維持する。

第 2.3.4.4 図 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗時の

重大事故等対処設備の概略系統図 (4/4)

(原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)

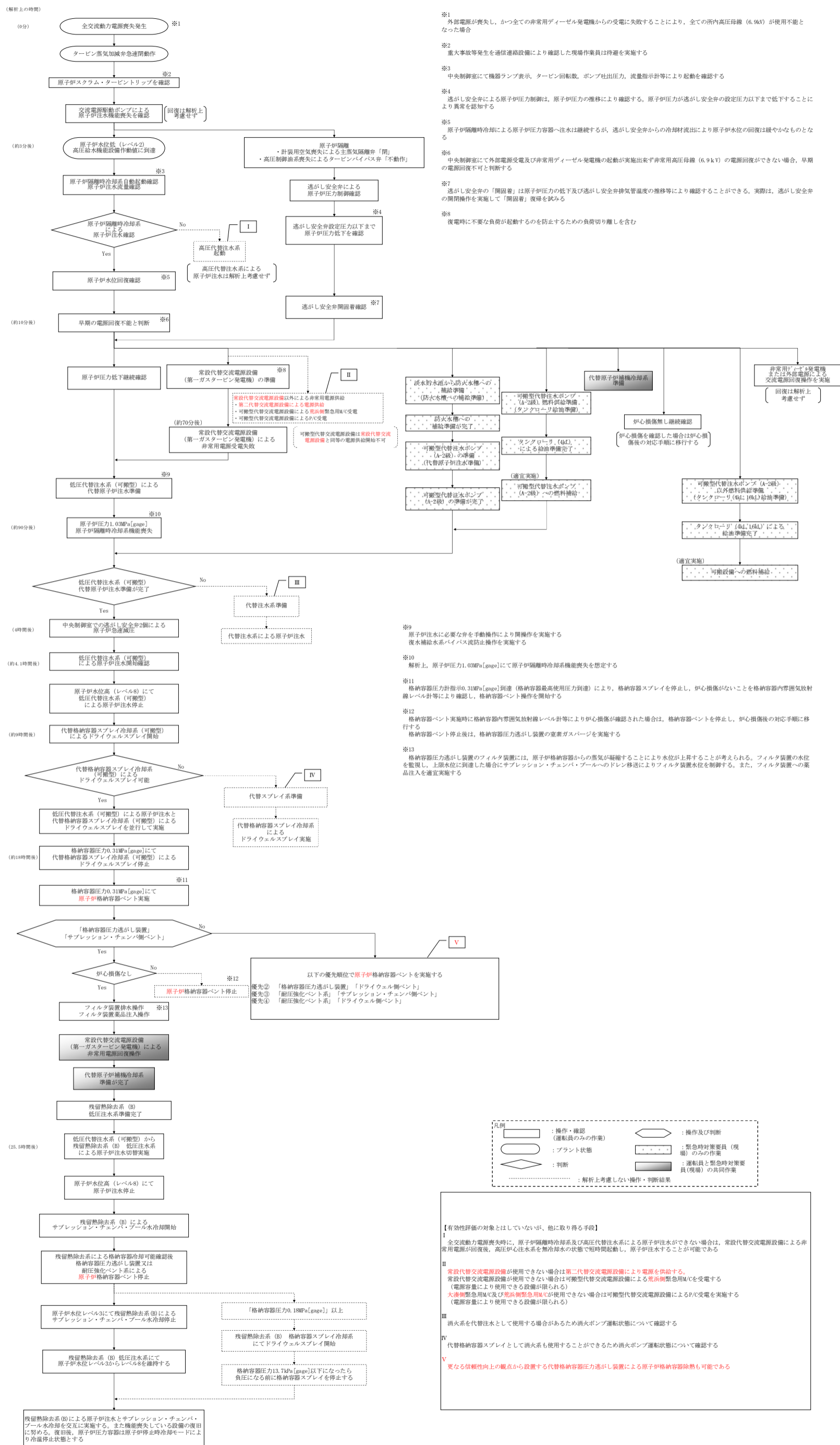


図 2.3.4.5 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +SRV 再閉失敗時の対応手順の概要

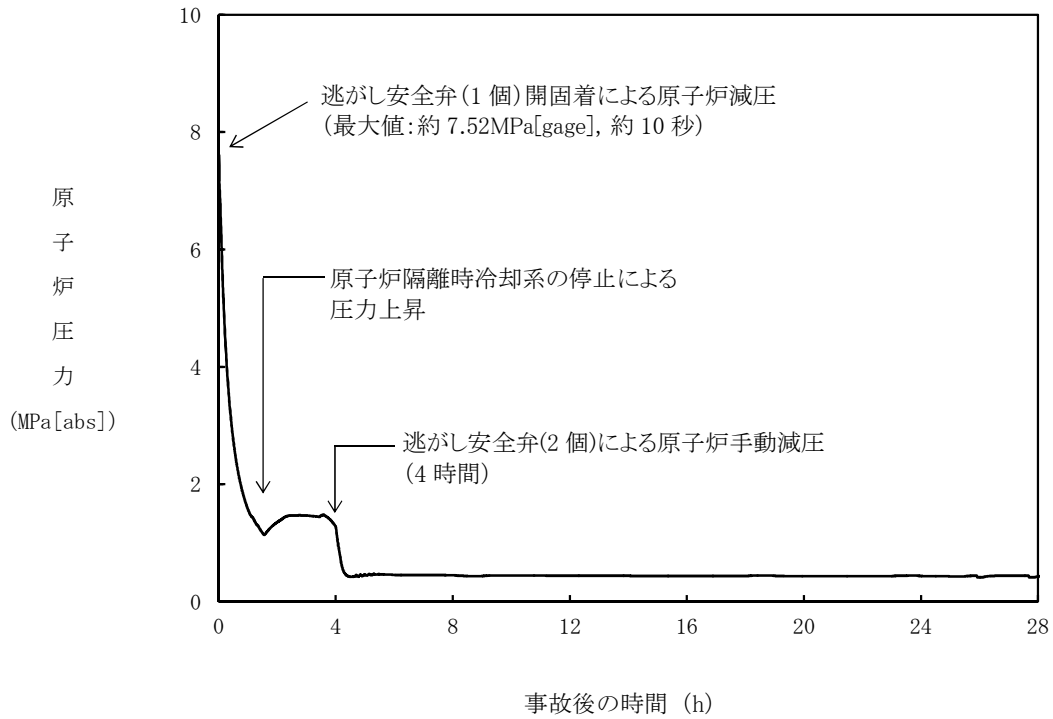
全交流動力電源喪失 (& 逃がし安全弁漏えい)							経過時間 (分)																					備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (分)																					備考	
	責任者	当直長		1人		中央監視																								
	指揮者	6号	当直副長	1人	緊急時対策本部連絡																									
	通報連絡者	7号	当直副長	1人	号毎運転操作指揮																									
運転員 (中換)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																										
6号		7号		6号		7号																								
状況判断	2A A, B	2A A, b	-	-	-	-	-	10分																						
原子炉注水操作	(1A) A	(1A) a	-	-	-	-	-	原子炉隔離時冷却系での注水は、原子炉注水確認																						
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																						
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)	(2A) A, B	(2A) a, b	-	-	-	-	-	20分																						
	-	-	2A a, b	-	-	-	-	10分																						
	-	-	-	2A a, b	-	-	-	20分																						
	-	-	-	-	2A a, b	-	-	10分																						
常設代替交流電源設備からの受電準備操作	-	-	2A B, P	4A a, d e, f	-	-	-	10分																						
	-	-	(2A) B, P	(4A) a, d e, f	-	-	-	50分																						
常設代替交流電源設備からの受電失敗確認	-	-	(2A) B, P	-	-	-	-	10分																						
	-	-	-	(4A) a, d e, f	-	-	-	10分																						
常設代替交流電源設備からの受電準備操作 (6号のみ)	-	-	(2A) B, P	-	-	-	-	50分																						
常設代替交流電源設備からの受電失敗確認 (6号のみ)	-	-	-	-	-	-	-	10分																						
常設代替交流電源設備 停止操作 (第一ガスタービン発電機)	-	-	2A a, b	-	-	-	-	10分																						
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2A a, b	-	-	10分																						
	-	-	-	-	-	2A a, b	-	130分																						
低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水準備操作	-	-	-	-	2A a, b	2A a, b	-	10分																						
	-	-	-	(2A) a, b	-	-	-	25分																						
	-	-	-	(2A) a, b	-	-	-	70分																						
	-	-	-	(2A) B, P	-	-	-	25分																						
低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水操作	(1A) A	(1A) a	-	-	-	-	-	5分																						
	-	-	-	-	(2A) a, b	(2A) a, b	-	継続実施																						
燃料給油準備	-	-	-	-	-	2A	-	10分																						
	-	-	-	-	-	-	-	140分																						
燃料給油作業	-	-	-	-	-	-	-	適宜実施	最初の給油は起動1時間後を想定しており、約2時間毎の給油を実施する																					

図 2.3.4.6 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗時の作業と所要時間(1/2)

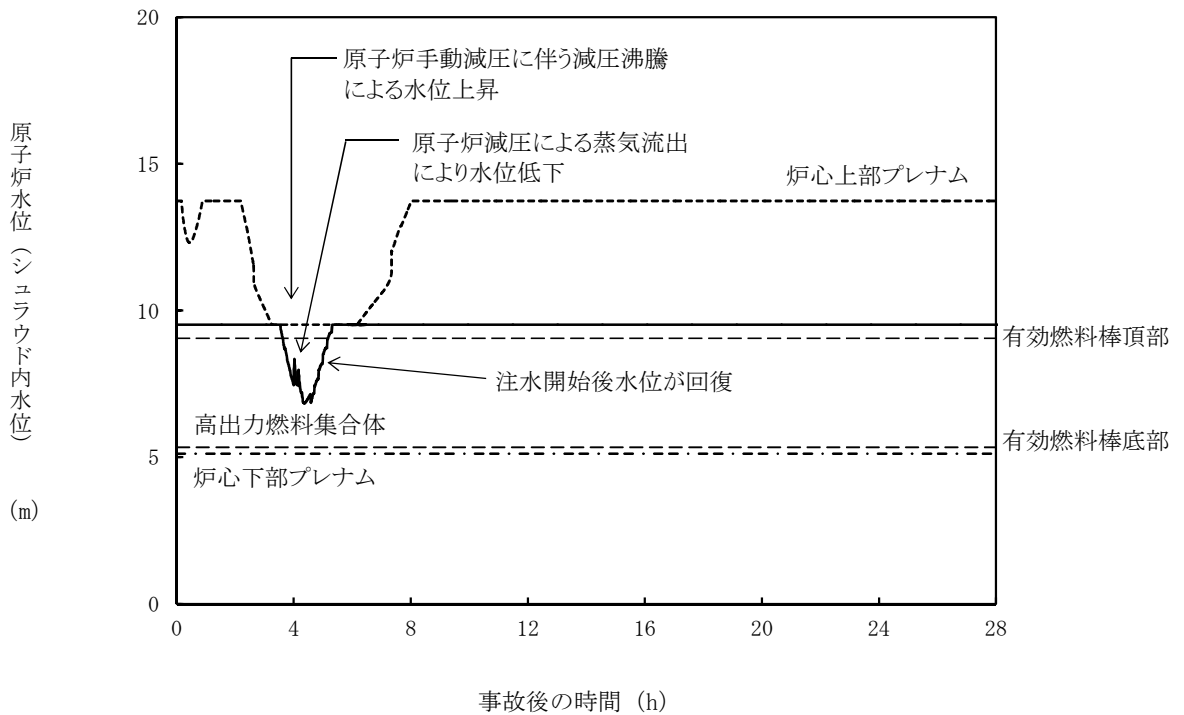
全交流動力電源喪失（&通がし安全弁漏えい）

操作項目	実施場所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）																						備考
	運転員（中核）		運転員（現場）		緊急時対応要員（現場）																									
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																								
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作	QA A	QA a	-	-	-	-	・原子炉注水状態確認																				適宜実施			
燃料給油作業	-	-	-	-	QA A	QA A	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉への注水 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）運転状態確認																				適宜実施			
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ操作	QA A	QA a	QA E, F	QA e, f	-	-	・格納容器スプレイ状態確認 ・現場移動 ・電源弁現場系統構成（格納容器スプレイ弁） ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による格納容器へのスプレイ ・原子炉注水流量調整																				適宜実施			
格納容器ベント準備操作	-	-	QA C, D	QA c, d	-	-	・ベント準備（格納容器ベントパワダリ構成） ・ベント準備（格納容器二次隔離弁操作）	60分																			この時間内に実施			
格納容器ベント操作	QA A	QA a	-	-	-	-	・ベント状態監視 ・格納容器ベント操作（格納容器二次隔離弁操作）	60分																			適宜実施			
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	QA C, D	QA c, d	-	-	・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充 ・ドレン装置フライングパージ	300分																						
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	QA A	QA A	・放射線防護設備準備 ・現場移動 ・管路配管及びホース敷設、起動及び系統水張り	10時間+待機時間4時間（格納容器ベント）																			適宜実施			
燃料給油準備	-	-	-	-	QA A	QA A	・軽油タンクからタンクローリー（4tL）への給油	90分																						
燃料給油作業	-	-	-	-	QA A	QA A	・電源車への給油 ・大容量送水車（熱交換器ユニット用）への給油	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）	-	-	QA C, D	QA c, d	-	-	・放射線防護設備準備 ・第一ガスタービン発電機起動、給電	10分																						
常設代替交流電源設備 運転（第一ガスタービン発電機）	-	-	-	-	QA C, D	QA c, d	・放射線防護設備準備 ・第一ガスタービン発電機 運転状態監視	5分																						
常設代替交流電源設備による受電操作	QA B	QA b	-	-	-	QA A	・M/C 受電確認 ・放射線防護設備準備	10分																						
	-	-	QA E, F	QA e, f	-	-	・6号炉 M/C (D) 受電 ・6号炉 MCC (D) 受電 ・6号炉 M/C (C) 受電 ・6号炉 MCC (C) 受電 ・7号炉 M/C (C) (D) 受電 ・7号炉 MCC (C) (D) 受電	10分																						
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ系統構成復旧	QA A	QA a	-	-	-	-	・残留熱除去系 電源弁復旧操作	80分																						
残留熱除去系 起動操作	QA A	QA a	-	-	-	-	・残留熱除去系 電源弁復旧操作 ・残留熱除去系ポンプ起動	5分																						
低圧代替注水系（可搬型）から低圧注水モード切替	QA A	QA a	-	-	-	-	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉への注水停止 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）停止 ・残留熱除去系 投入弁操作	15分																						
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水系系統構成復旧	QA B	QA b	-	-	-	-	・残留熱除去系 電源弁復旧操作 ・残留熱除去系 電源弁復旧操作 ・手動弁系統構成復旧	80分																						
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操作	QA A	QA a	-	-	-	-	・残留熱除去系 試験用調整弁操作	適宜実施																						
格納容器ベント停止操作	-	-	QA E, F	QA e, f	-	-	・格納容器ベント停止操作	30分																						
使用済燃料プール冷却 再開（解析上考慮せず）	-	-	QA C, D	QA c, d	-	-	・燃料プール冷却浄化系熱交換器冷却水側1系隔離 ・スキマチングタンク水位調整 ・燃料プール冷却浄化系系統構成	60分																						
燃料給油準備	QA B	QA b	-	-	-	-	・燃料プール冷却浄化系再起動	30分																						
燃料給油作業	-	-	-	-	QA A	QA A	・軽油タンクからタンクローリー（16tL）への給油 ・第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油	120分																			適宜実施			

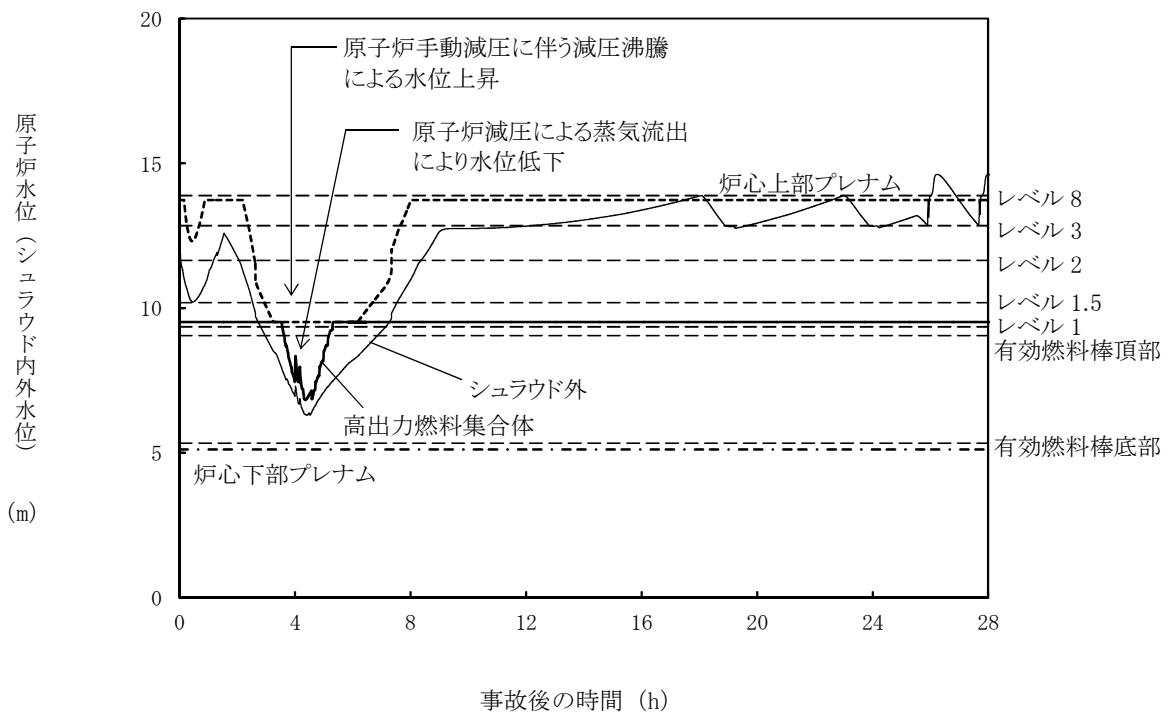
図 2.3.4.6 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗時の作業と所要時間(2/2)



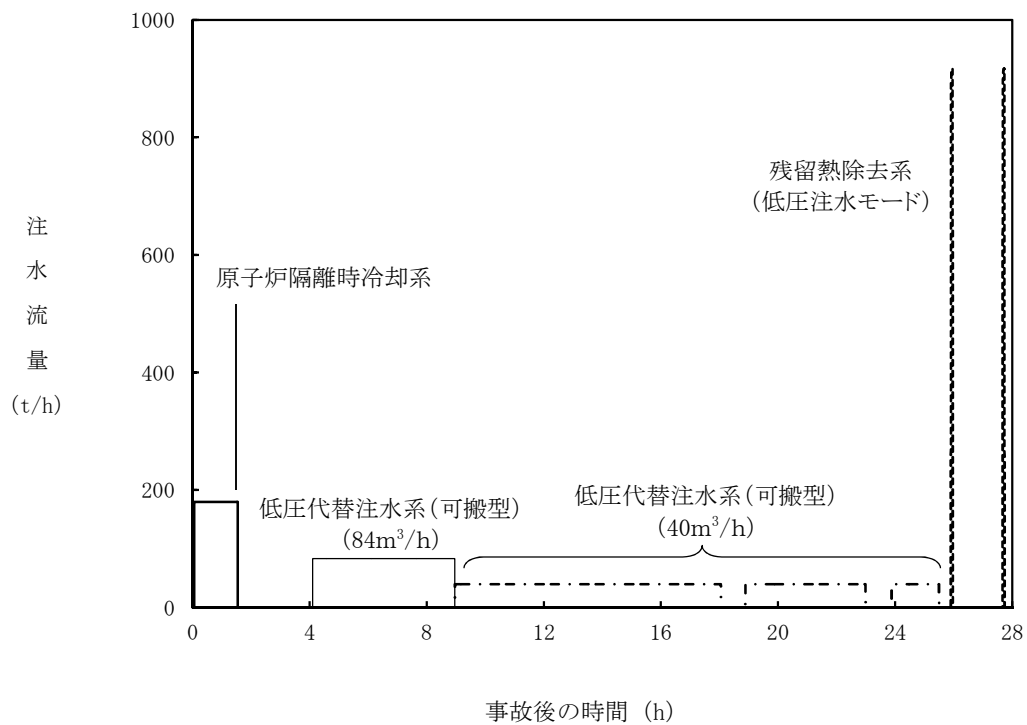
第 2.3.4.7 図 原子炉圧力の推移



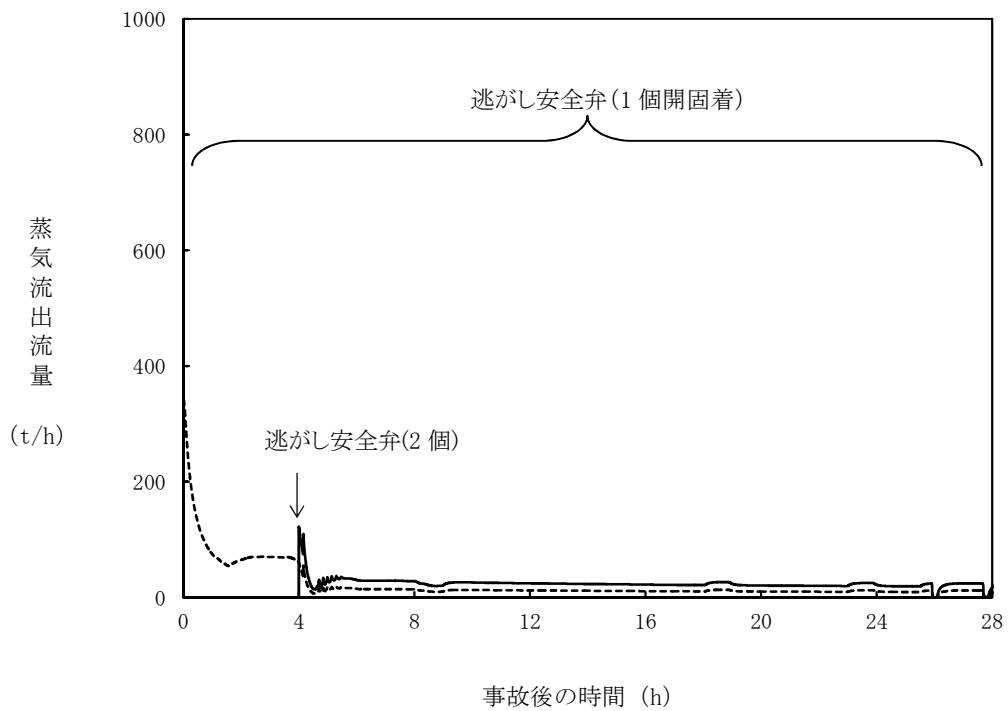
第 2.3.4.8 図 原子炉水位（シュラウド内水位）の推移



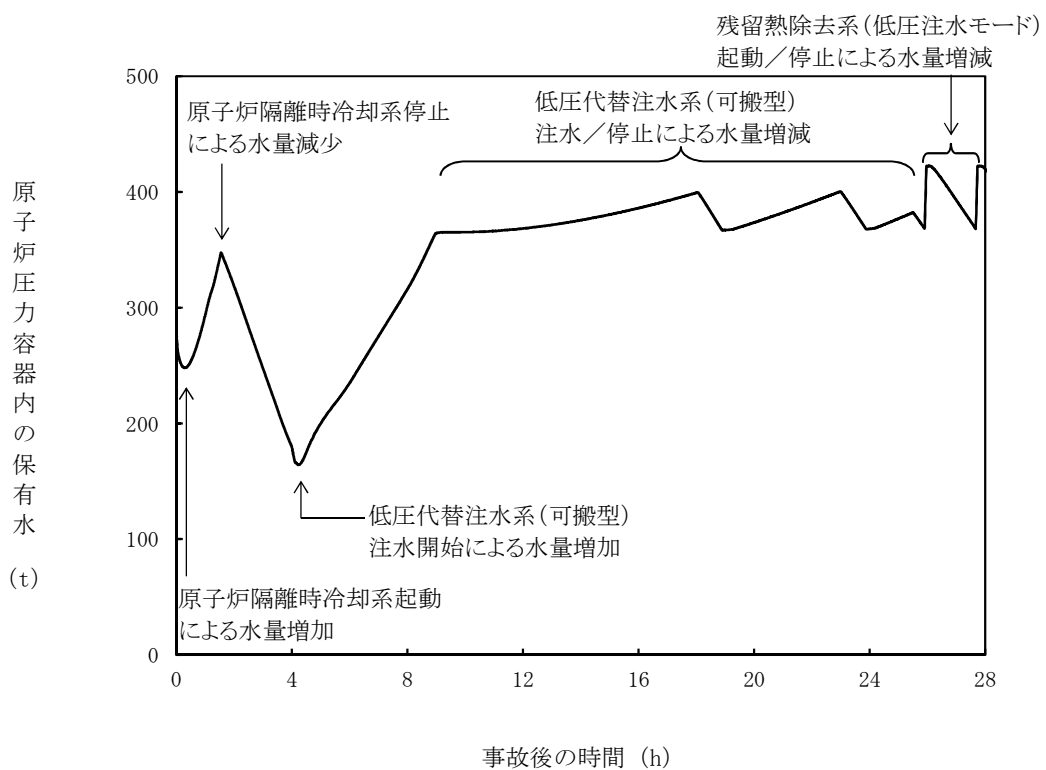
第 2. 3. 4. 9 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



第 2. 3. 4. 10 図 注水流量の推移

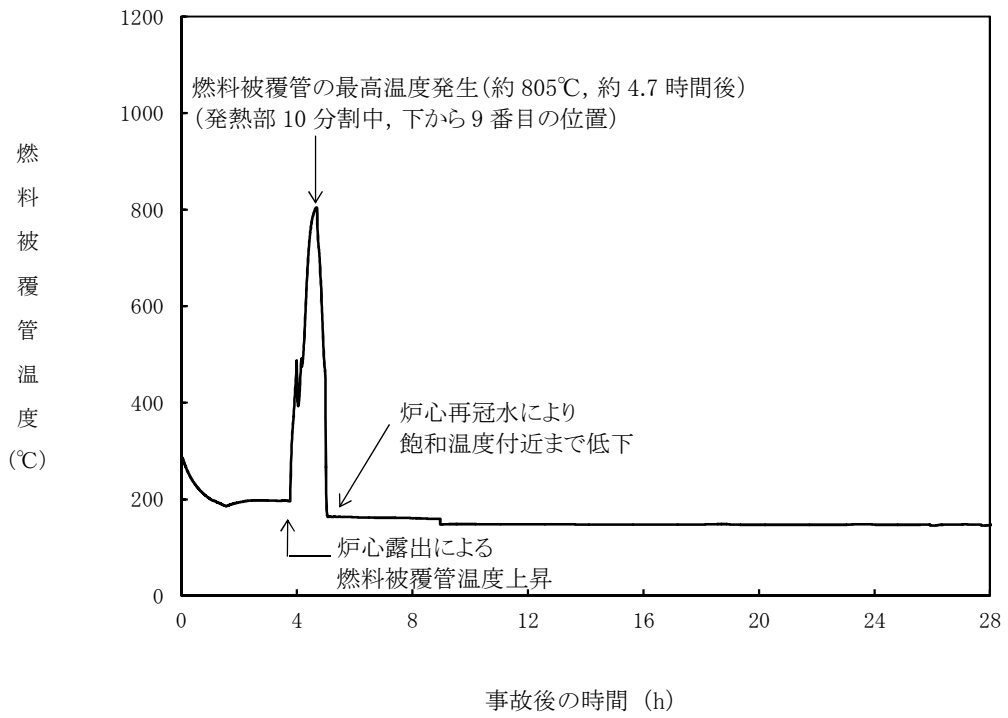


第 2.3.4.11 図 逃がし安全弁からの蒸気流出流量の推移

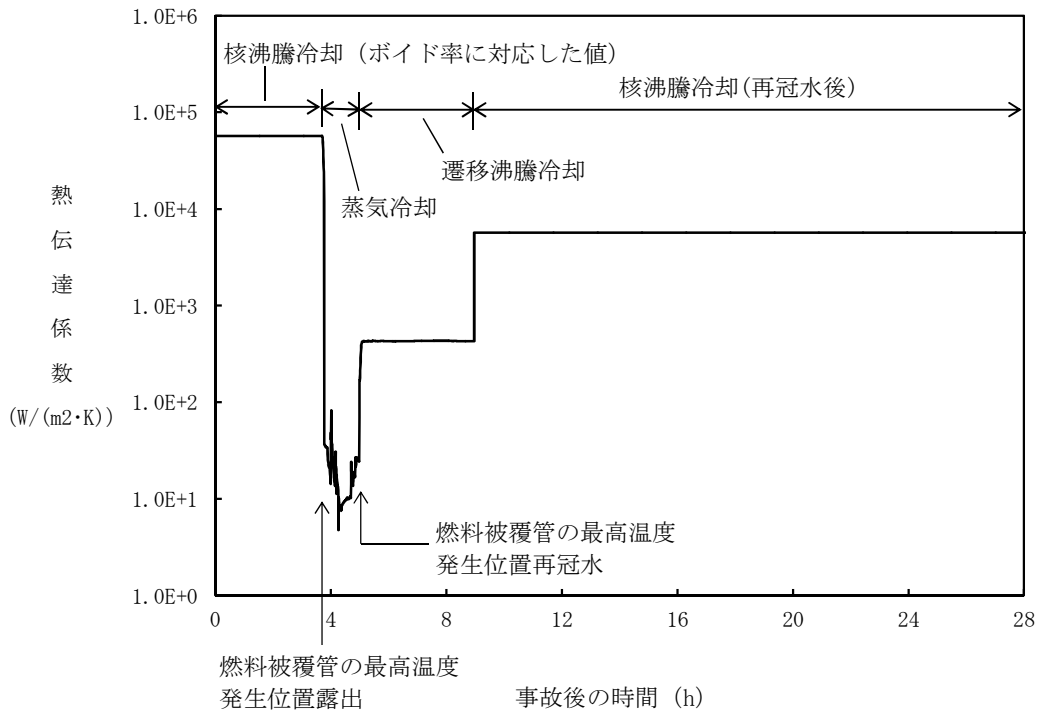


第 2.3.4.12 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移

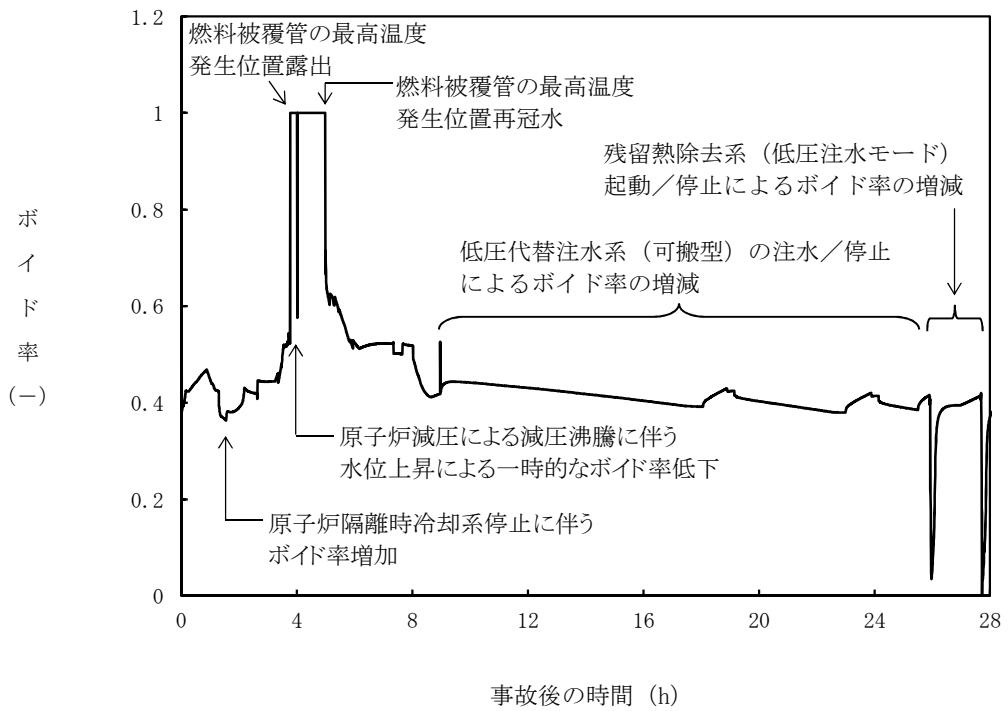




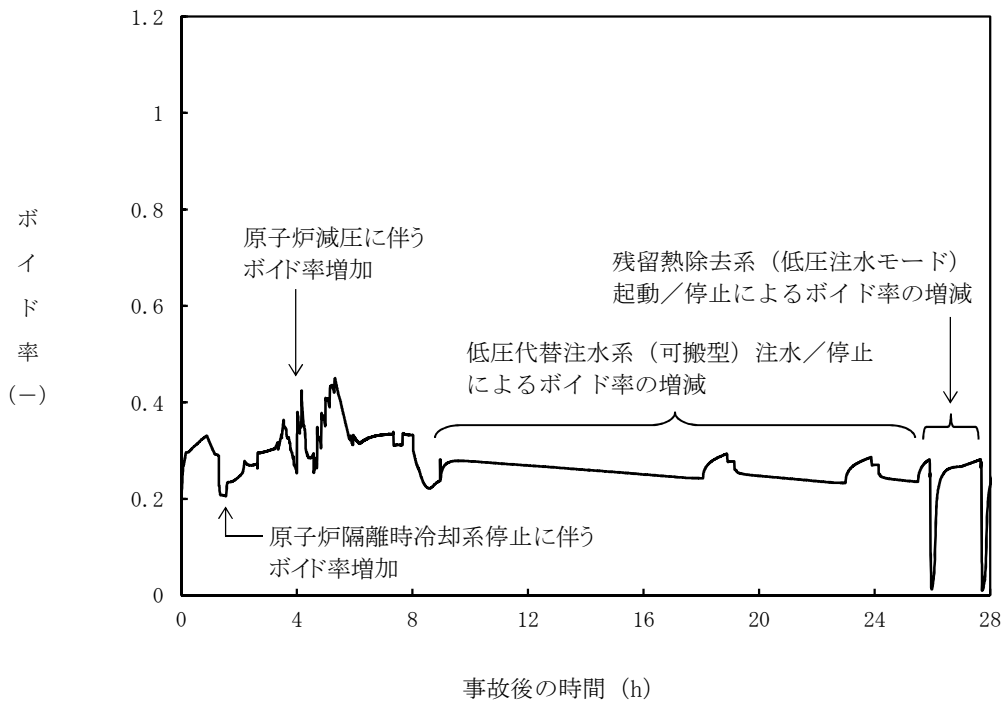
第 2. 3. 4. 13 図 燃料被覆管温度の推移



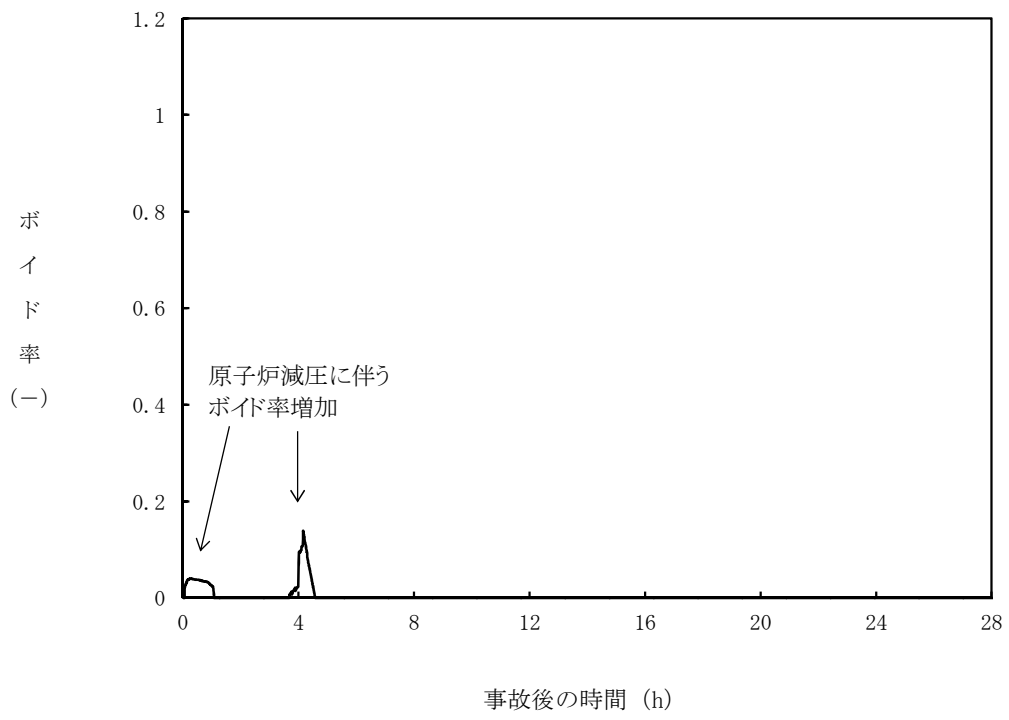
第 2. 3. 4. 14 図 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数の推移



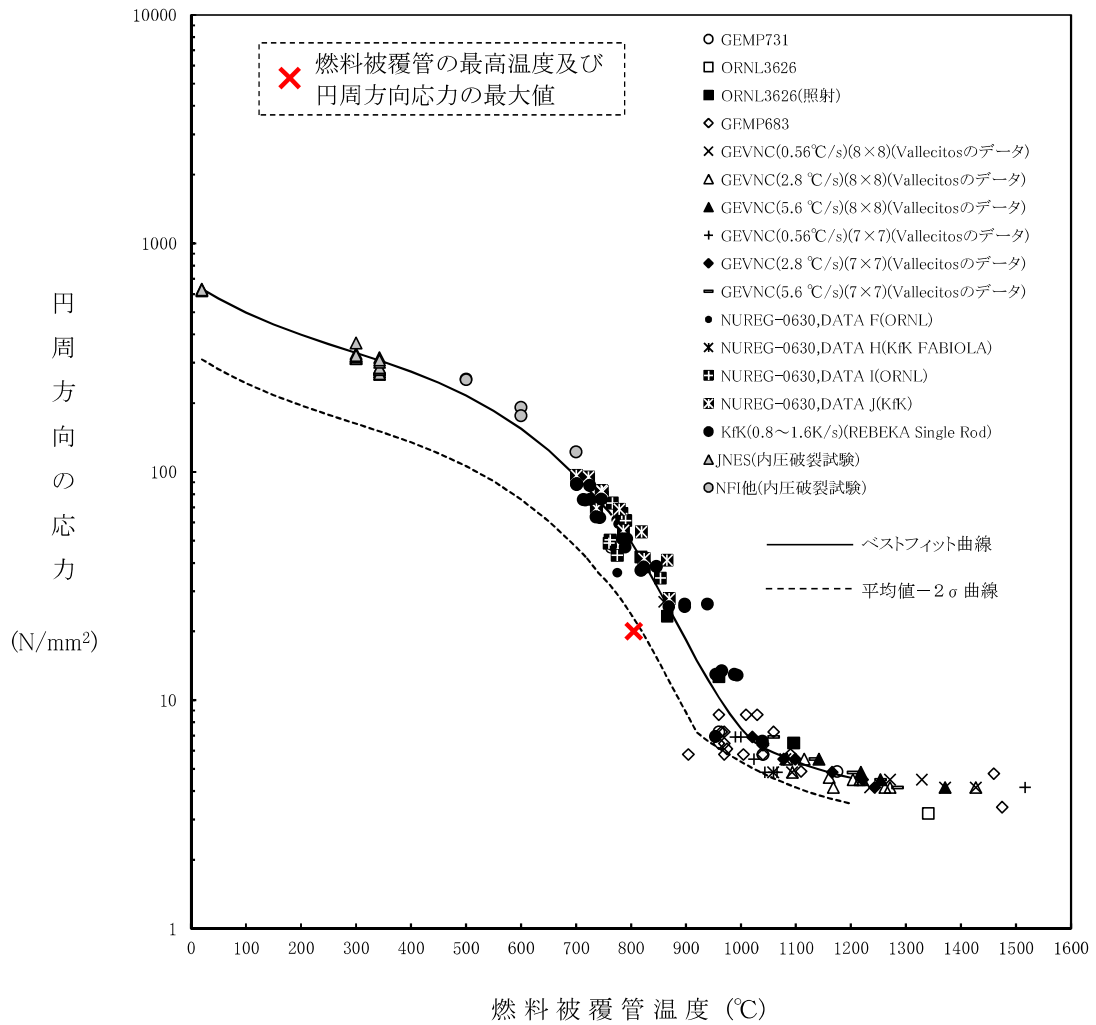
第 2.3.4.15 図 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率の推移



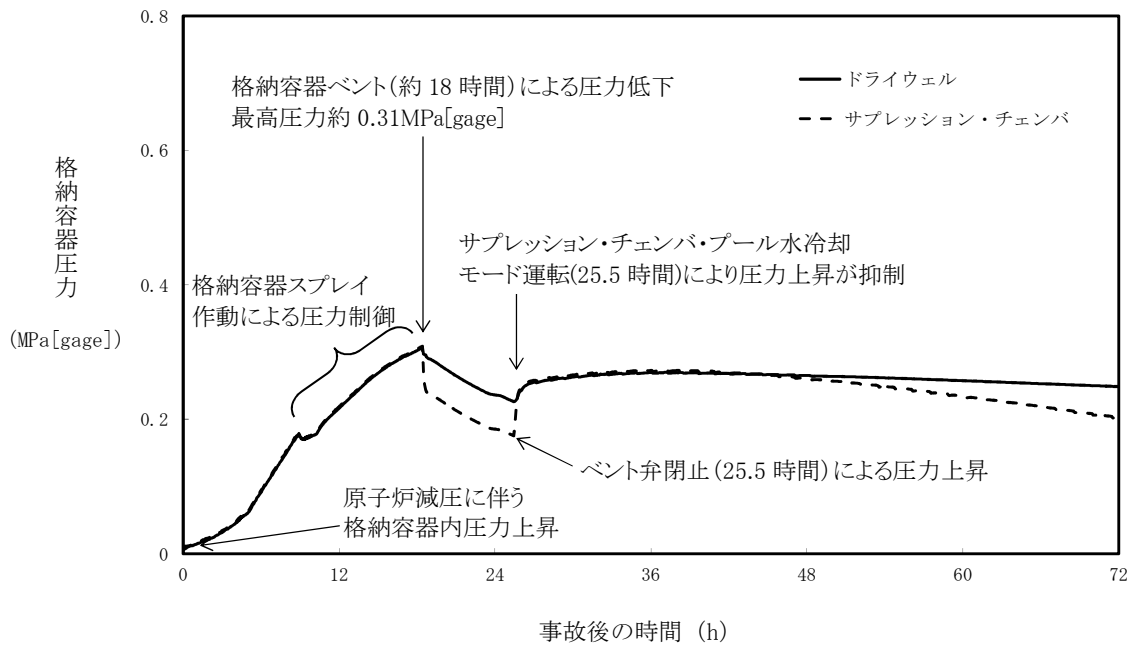
第 2.3.4.16 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移



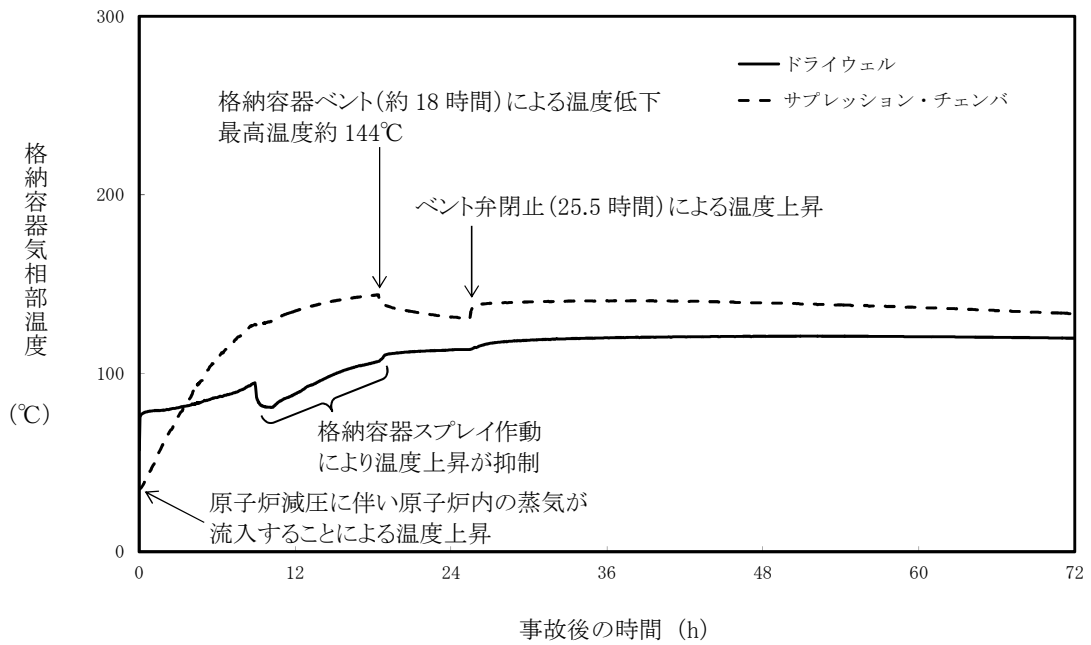
第 2.3.4.17 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移



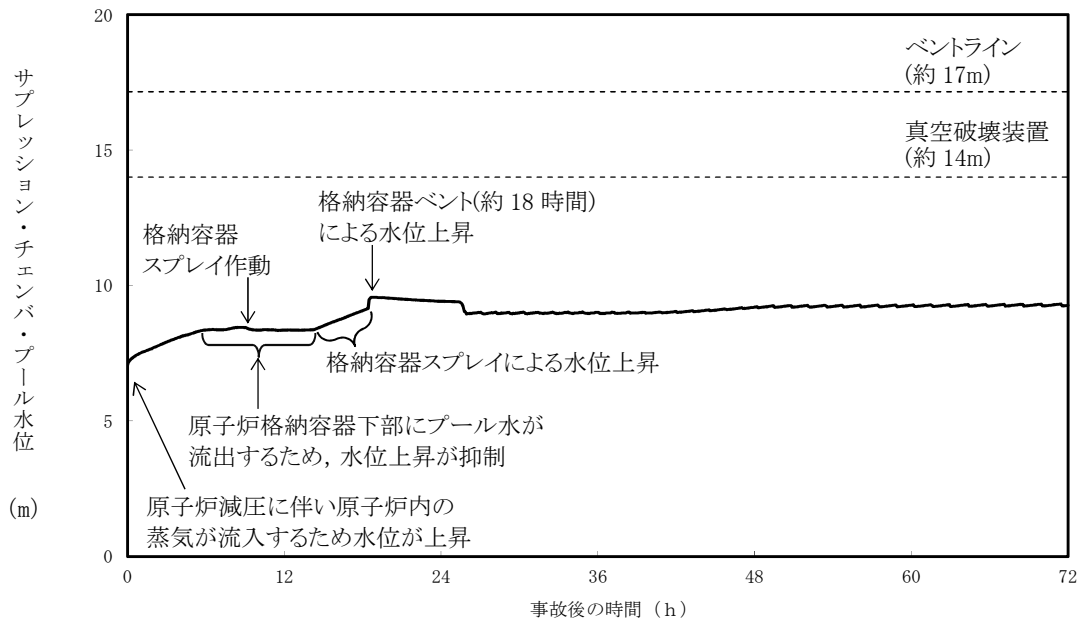
第 2. 3. 4. 18 図 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係



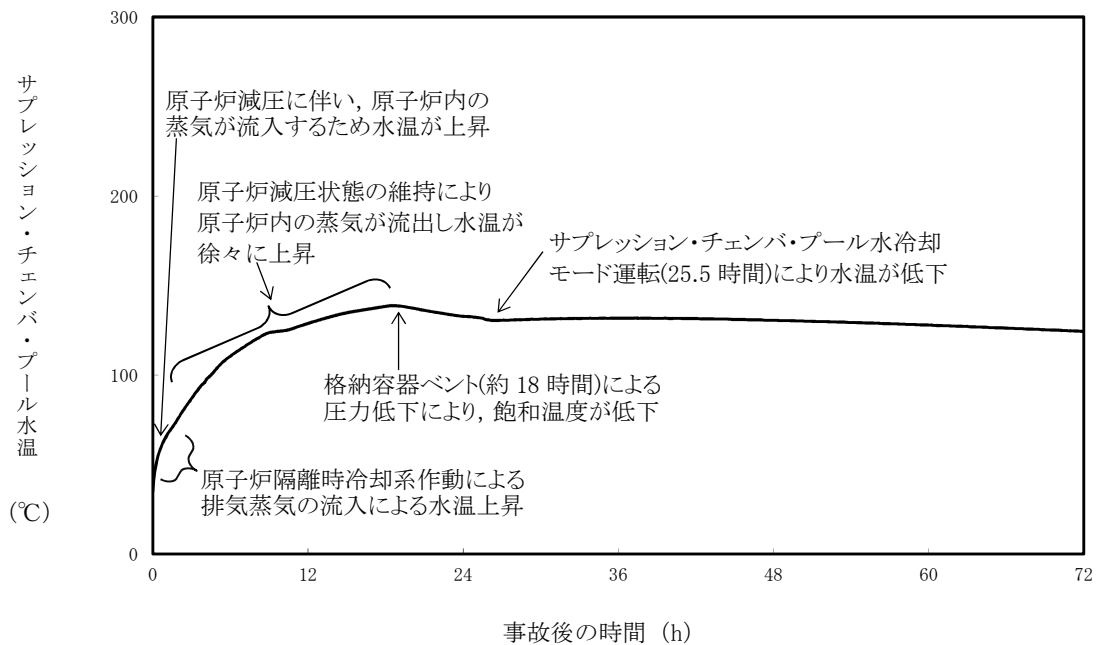
第 2. 3. 4. 19 図 格納容器圧力の推移



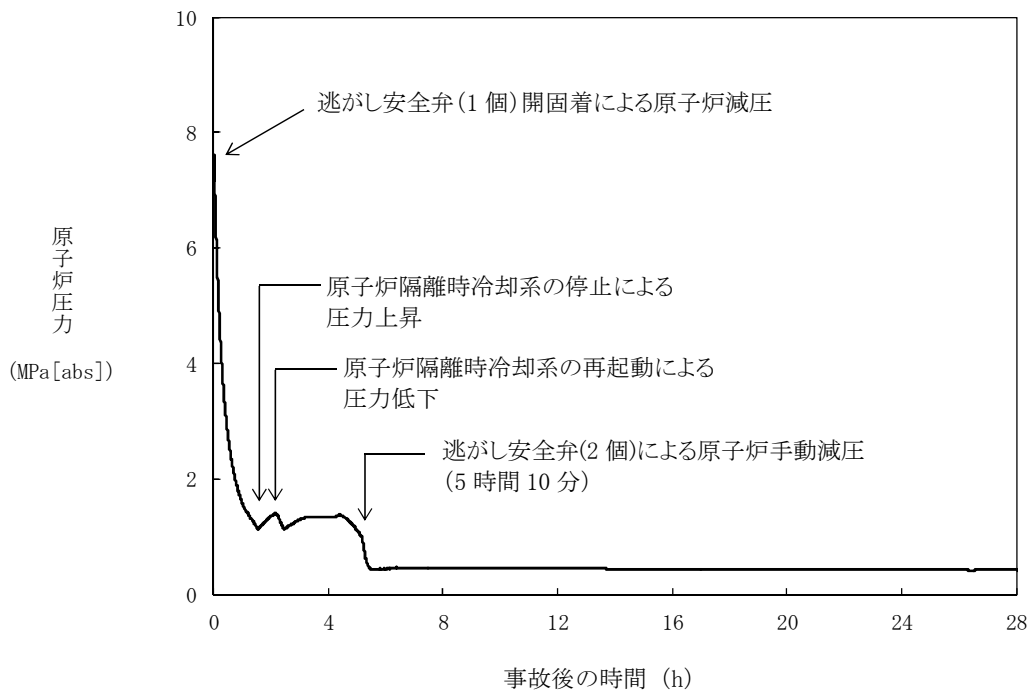
第 2. 3. 4. 20 図 格納容器気相部温度の推移



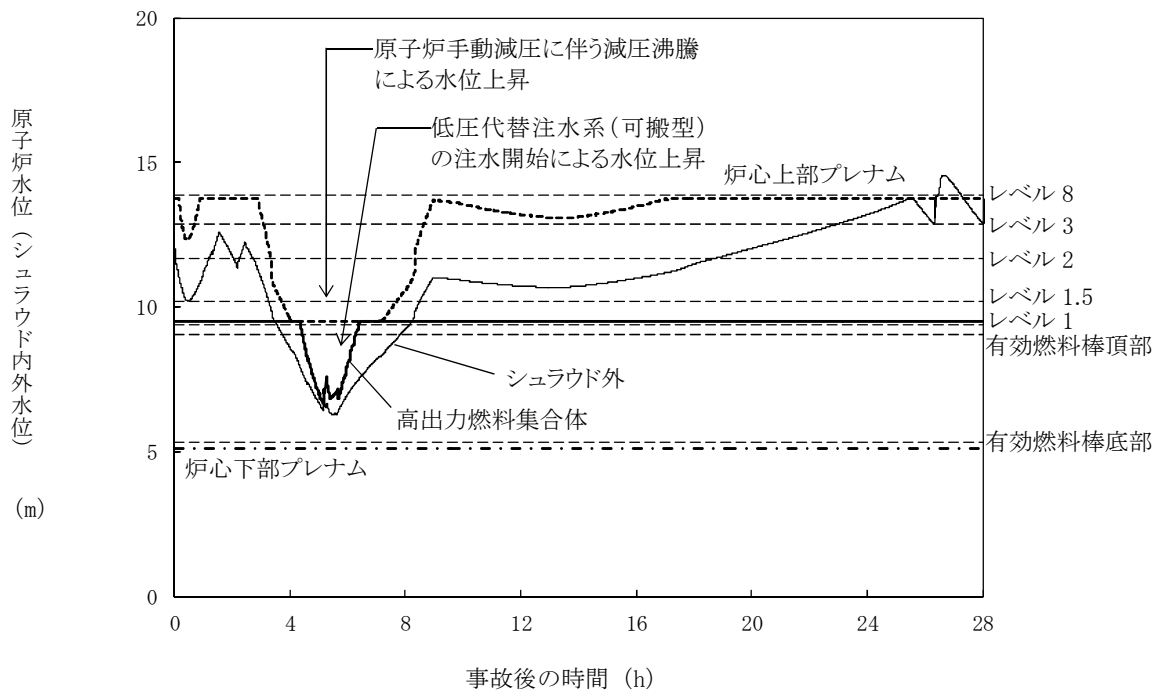
第 2.3.4.21 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移



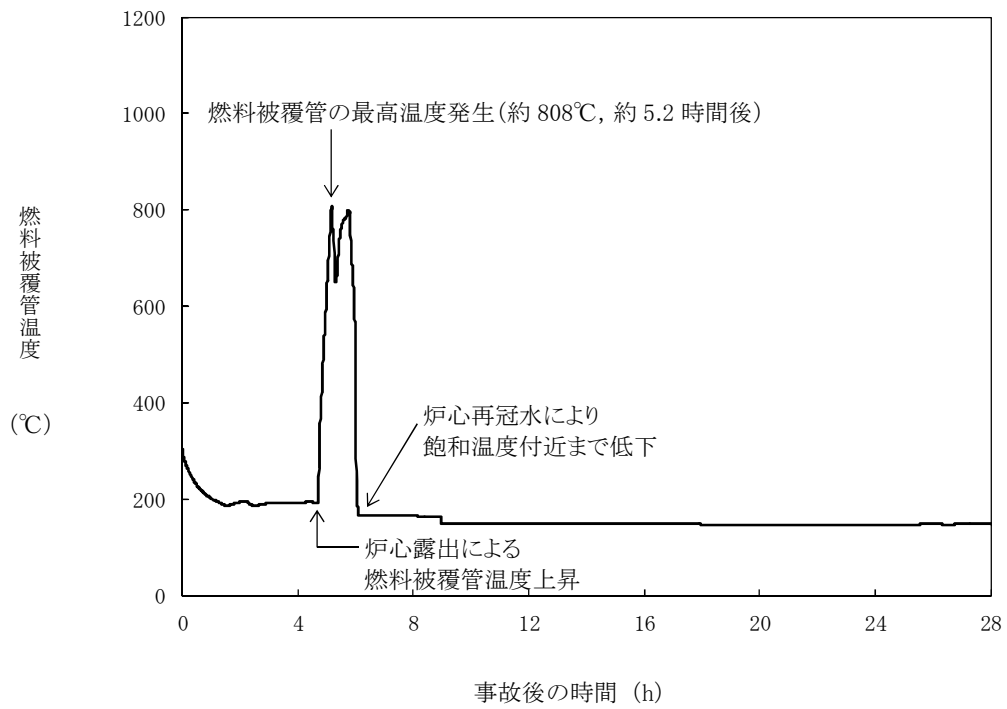
第 2.3.4.22 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移



第 2.3.4.23 図 原子炉減圧操作及び低圧代替注水系（可搬型）による  
原子炉注水操作 70 分遅れのケースにおける原子炉圧力の推移



第 2.3.4.24 図 原子炉減圧操作及び低圧代替注水系（可搬型）による  
原子炉注水操作 70 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



第 2.3.4.25 図 原子炉減圧操作及び低圧代替注水系（可搬型）による  
原子炉注水操作 70 分遅れのケースにおける燃料被覆管温度の推移



第 2.3.4.1 表 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗時における重大事故等対策について(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
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する	所内蓄電式直流電源設備	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位低（レベル 2）信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復する。原子炉注水は、逃がし安全弁 1 個の開固着によって、動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間継続する	【原子炉隔離時冷却系】 復水貯蔵槽 所内蓄電式直流電源設備	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 復水貯蔵槽水位 (SA)
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水系を手動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 所内蓄電式直流電源設備	—	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)
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備として系統構成及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を建屋近傍に配置する。可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の水源への補給及び燃料給油準備を実施する	軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） タンクローリ（4kL）	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備完了後、逃がし安全弁 2 個による原子炉手動減圧を行う	所内蓄電式直流電源設備 逃がし安全弁	—	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	原子炉急速減圧操作後に、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を開始する	軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） タンクローリ（4kL）	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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（可搬型）により原子炉格納容器冷却を実施する。低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水と代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却は、異なる残留熱除去系の流路を使用し、同時に実施する。	軽油タンク	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) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）
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 所内蓄電式直流電源設備	—	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 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

第 2.3.4.1 表 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗時における重大事故等対策について(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
残留熱除去系（低圧注水モード）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後、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉注水を開始する	常設代替交流電源設備 【残留熱除去系（低圧注水モード）】 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ（4kL, 16kL）	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力 原子炉水位（SA） 原子炉水位 【残留熱除去系系統流量】
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）運転	残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉水位個高（レベル 8）まで原子炉水位が回復した後、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する	常設代替交流電源設備 【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）】 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ（4kL, 16kL）	【残留熱除去系系統流量】 サプレッション・チェンバ・プール水温度

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

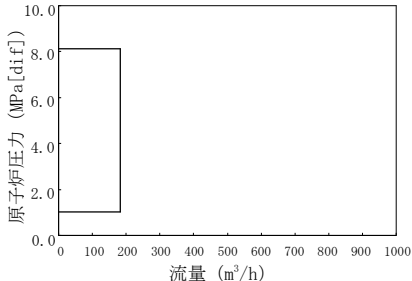
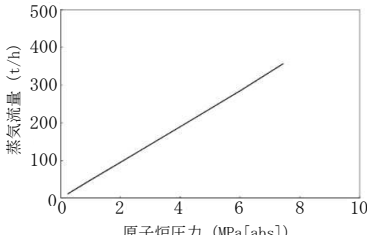
第 2.3.4.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗) (1/6)

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 原子炉格納容器側 : MAAP	—
初期条件	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℃	熱平衡計算による値
	炉心入口サブクール度	約 10℃	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に 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 (ウェットウエル)	空間部 : 5,960m <sup>3</sup> 液相部 : 3,580m <sup>3</sup>	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)
	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)	真空破壊装置の設定値
	サプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (通常運転水位)	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

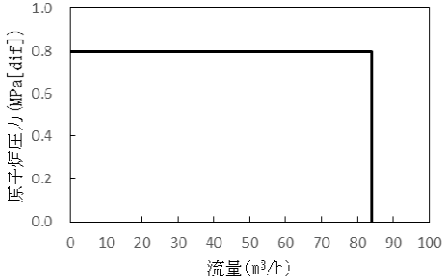
第 2.3.4.2 表 主要解析条件（全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗）（2/6）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	サプレッション・チェンバ・プール水温	35℃ 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	原子炉隔離時冷却系による注水時：50℃ 復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定。
低圧代替注水系（可搬型）による注水時：40℃ 淡水貯水池の水温を参考に設定		
事故条件	起回事象	外部電源喪失 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとして設定
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 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
		逃がし安全弁 1 個開固着 本事故シーケンスにおける前提条件
外部電源	外部電源なし 起回事象として、外部電源を喪失するものとして設定	

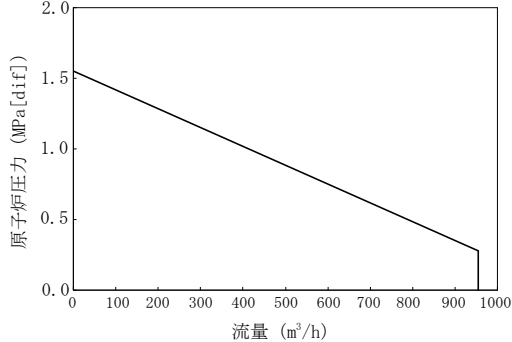
第 2.3.4.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗) (3/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	タービン蒸気加減弁急速閉 (遅れ時間：0.08 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定
	原子炉水位低 (レベル 2) にて自動起動 182m <sup>3</sup> /h (8.12~1.03MPa[dif]において) にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定  原子炉隔離時冷却系ポンプによる注水特性
	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	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

第 2.3.4.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗) (4/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	低压代替注水系 (可搬型)	84m <sup>3</sup> /h (格納容器スプレイ実施前)	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定  可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による注水特性
		40m <sup>3</sup> /h (格納容器スプレイ実施～残留熱除去系による原子炉注水まで) 原子炉水位回復後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	原子炉水位回復及び原子炉水位制御に必要な注水流量を考慮して設定
	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)	80m <sup>3</sup> /h にて原子炉格納容器内にスプレイ	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 s	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
	代替原子炉補機冷却系	約 23MW (サブプレッション・チェンバのプール水温 100℃, 海水温度 30℃において)	代替原子炉補機冷却系の設計値として設定

第 2.3.4.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗) (5/6)

目 項		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	残留熱除去系 (低圧注水モード)	事象発生 25.5 時間後に手動起動し, 954m <sup>3</sup> /h (0.27MPa[dif]) にて注水	<p>残留熱除去系 (低圧注水モード) の設計値として設低</p>  <p>残留熱除去系ポンプ 1 台による注水特性</p>
	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)	熱交換器 1 基あたり約 8MW (サプレッション・チェンバのプール水温 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値として設定

第 2.3.4.2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗) (6/6)

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	事象発生 24 時間後	本事故シーケンスの前提条件として設定
低压代替注水系 (可搬型) による原子炉注水操作	事象発生 4 時間後	低压代替注水系 (可搬型) の準備時間を考慮して設定
逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	低压代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備完了後 (事象発生から 4 時間後)	低压代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備完了後として設定
代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却操作	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
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 [gage] 到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定
代替原子炉補機冷却系運転操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定
代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転操作	事象発生 25.5 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後, 代替原子炉補機冷却系及び残留熱除去系による原子炉格納容器除熱機能回復を踏まえて設定
代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低压注水モード) 運転操作	事象発生 25.5 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉注水の準備時間を踏まえて設定

重大事故等対策に関連する操作条件



## 安定状態について

「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」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

原子炉隔離時冷却系，逃がし安全弁による原子炉減圧及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水により炉心が冠水し，炉心の冷却が維持される。そして，事象発生 24 時間以降は常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し，事象発生 25.5 時間後から残留熱除去系（低圧注水モード）による注水継続により，引き続き炉心冠水が維持され，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 18 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し，常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始後に代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去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℃を下回り，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「2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）」の実効線量約  $4.9 \times 10^{-2}$  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，残留熱除去系機能を維持し，除熱を行うことによって，安定状態維持が可能となる。

（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（全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗）

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（全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗）（1/2）

【SAFER】					
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、スプレイ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（減圧後速やかに低圧注水に移行すること）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。
	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（減圧後速やかに低圧注水に移行すること）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、代替原子炉補機冷却系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18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 スプレイ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。

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（全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗）（2/2）

【SAFER】

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。	初期の注水開始は自動起動であるため、運転員等操作に与える影響はない。原子炉減圧後の注水開始は、水位低下挙動が早い場合であっても、これら操作手順（減圧後速やかに低圧注水に移行すること）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は大きくなる。なお、解析コードでは、シュラウド外水位は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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。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（全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗）

【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。
原子炉压力容器	ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）	安全系モデル（非常用炉心冷却系） 安全系モデル（代替注水設備）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
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。
サプレッション・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。	

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（全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗）（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。	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、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。	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、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及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響はない。	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及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	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、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、9×9 燃料の A 型又は B 型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、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 42kW/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（減圧後速やかに低圧注水に移行すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を起点とす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（減圧後速やかに低圧注水に移行すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件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、格納容器圧力の上昇は格納容器ベントにより制御されるため、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。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。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°C	約 30°C~35°C (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若干低くなるため、格納容器の熱容量は若干大きくなり除熱が必要とな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（全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗）（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13kPa（約20時間で約270kPa）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13kPa（約20時間で約270kPa）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。	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。	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及ぼす影響は小さく、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-サブプレッション・チェンバ間差圧)	3.43kPa (ドライウェル-サブプレッション・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	原子炉隔離時冷却系による注水時：50℃ 低圧代替注水系（可搬型）による注水時：40℃	原子炉隔離時冷却系による注水時：約30℃～約50℃ (実測値) 低圧代替注水系（可搬型）による注水時：約0℃～約34℃ (実測値)	原子炉隔離時冷却系による注水時：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。  低圧代替注水系（可搬型）による注水時：淡水貯水池の水温を参考に、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るが、本解析では連続スプレイとする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るため、格納容器圧力上昇の程度は小さくなるが、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。なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水時は淡水貯水池を水源とするが、淡水貯水池量は十分な水量（約18,000m <sup>3</sup> ）を供給可能なことから、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（全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗）（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	外部電源喪失	—	送電系統又は所内主発電設備の故障等によって，外部電源を喪失するものとして設定。	—	
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	—	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定して設定。		
		逃がし安全弁1弁開固着	—	本事故シーケンスにおける前提条件。		
	外部電源	外部電源なし	—	起因事象として，外部電源を喪失するものとして設定。	外部電源喪失は起因事象として設定していることから，外部電源がある場合については考慮しない。	
機器条件	原子炉スクラム信号	タービン蒸気加減弁急速閉（遅れ時間：0.08秒）	タービン蒸気加減弁急速閉（遅れ時間：0.08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。	
	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低（レベル2）にて自動起動 182m <sup>3</sup> /h（8.12～1.03MPa [dif]において）にて注水	原子炉水位低（レベル2）にて自動起動 182m <sup>3</sup> /h（8.12～1.03MPa [dif]において）にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定。	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。	
	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。
	低圧代替注水系（可搬型）	84m <sup>3</sup> /hで原子炉注水（格納容器スプレイ実施前）	84m <sup>3</sup> /h以上で原子炉注水（格納容器スプレイ実施前）	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。
		40m <sup>3</sup> /hで原子炉注水（格納容器スプレイ実施～残留熱除去系による原子炉注水まで）	40m <sup>3</sup> /h以上で原子炉注水（格納容器スプレイ実施～残留熱除去系による原子炉注水まで）	原子炉水位回復及び原子炉水位制御に必要な注水流量を考慮して設定		
		原子炉水位回復後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	原子炉水位回復後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御			
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	80m <sup>3</sup> /hにてスプレイ	80m <sup>3</sup> /h以上にてスプレイ	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ないため，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	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ない。	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対して与える影響はない。
	代替原子炉補機冷却系	約23MW（サブプレッション・チェンバのプール水温100℃，海水温度30℃において）	約23MW（サブプレッション・チェンバのプール水温100℃，海水温度30℃において）	代替原子炉補機冷却系の設計値として設定。	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。
残留熱除去系（低圧注水モード）	事象発生25.5時間後に手動起動し，954m <sup>3</sup> /h（0.27MPa[dif]）にて注水	事象発生25.5時間後に手動起動し，954m <sup>3</sup> /h（0.27MPa[dif]）にて注水	残留熱除去系（低圧注水モード）の設計値として設定。	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。	
残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）	熱交換器1基あたり約8MW（サブプレッション・チェンバのプール水温52℃，海水温度30℃において）	熱交換器1基あたり約8MW（サブプレッション・チェンバのプール水温52℃，海水温度30℃において）	残留熱除去系の設計値として設定。	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。	

表3 操作の不確かさが操作開始時間に与える影響、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（全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再開失敗）（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					
逃がし安全弁による原子炉減圧操作	事象発生 4 時間後	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備完了後として設定	<p>【認知】 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、低圧代替注水系（可搬型）の準備完了後に操作を開始することから、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】 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】 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</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>	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、操作時間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>運転員による原子炉隔離時冷却系の再起動を考慮した場合において、事象発生から <b>5 時間 10 分後</b>（操作開始時間の <b>70 分</b>の時間遅れ）までに逃がし安全弁による原子炉減圧操作を開始し低圧代替注水系（可搬型）による注水を開始できれば、燃料被覆管の最高温度は約 <b>808℃</b> となり <b>1,200℃</b> 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。 <b>(添付資料 2.3.4.3)</b></p>	現場モックアップ等による実績では、逃がし安全弁による原子炉減圧操作開始まで約 1 分で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。
			操作条件	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作	<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ず、更に逃がし安全弁 1 個が開固着により原子炉圧力が低下した場合、蒸気駆動による原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が機能喪失し原子炉水位が低下し、原子炉水位が維持できなくなることから、注水系統確保のため、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を要請する手順としている。また、常設代替交流電源設備により非常用高圧系統の電源を回復できない場合、低圧代替注水系（常設）による注水確保ができないため、低圧代替注水系（可搬型）の準備を開始する手順としている。このため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 低圧代替注水系（可搬型）の準備操作は、現場にて低圧代替注水系（可搬型）の系統構成を行う運転員（現場）と、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の移動、敷設を行う専任の緊急時対策要員が配置されている。運転員（現場）は、低圧代替注水系（可搬型）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】 緊急時対策要員は、緊急時対策本部から低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の保管場所への移動は、徒歩による移動を想定しても約 1 時間であり操作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（可搬型）について、運転員（現場）の準備操作は二次格納容器内の弁操作及び電動弁の手動操作に移動時間を含めて 95 分を想定している。緊急時対策要員の準備操作は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）ホース接続等に、<b>95 分</b>を想定している。また、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作は、緊急時対策要員による送水止め弁 1 弁の開操作により開始される。よって、操作所要時間が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】 緊急時対策要員の低圧代替注水系（可搬型）の原子炉注水操作時に、当該操作に対応する緊急時対策要員に他の操作はなく、操作時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 現場操作は、操作の信頼性向上や要因の安全のために 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>実態の運転操作は約 <b>3 時間 10 分</b>で注水準備が可能であり、解析上の注水開始時間は余裕時間を含めて設定されていることから、原子炉注水の開始時間を早める可能性がある。</p>	<p>実態の運転操作は約 <b>3 時間 10 分</b>で注水準備が可能であり、解析上の注水開始時間は余裕時間を含めて設定されており、原子炉への注水が早くな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。</p>



表3 操作の不確かさが操作開始時間に与える影響、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（全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗）（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	淡水貯水池から防火水槽への送水操作	事象発生4時間後	<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、更に逃がし安全弁1個が開固着により原子炉圧力が低下した場合、蒸気駆動による原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が機能喪失し原子炉水位が低下することは明白であることから、注水系統確保のため、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を要請する手順としている。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）に付随する淡水貯水池から防火水槽への送水準備も実施する。このため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 淡水貯水池から防火水槽への送水操作は、現場にて淡水貯水池から防火水槽への系統構成及びホース水張りを行う専任の緊急時対策要員が配置されている。緊急時対策要員は淡水貯水池から防火水槽への送水操作を行っている期間、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】 淡水貯水池から防火水槽への送水準備は、緊急時対策要員の徒歩による移動を想定しても、余裕時間を加えて約1時間であり、操作時間に与える影響はない。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、操作所要時間に移動時間含め4時間で送水開始可能である。</p> <p>【操作所要時間】 淡水貯水池から防火水槽への送水について、緊急時対策要員の準備操作は淡水貯水池から防火水槽への系統構成、ホース水張りに移動時間を含めて110分を想定している。</p> <p>【他の並列操作有無】 緊急時対策要員の淡水貯水池から防火水槽への送水操作は、当該操作に対応する緊急時対策要員に他の操作はなく、操作時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確かさ】 緊急時対策要員の現場操作は、操作の信頼性向上や要因の安全のために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>実態の運転操作において淡水貯水池から防火水槽への送水準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があり、原子炉への注水を早める。地震等の外部事象が起因の場合においても、操作開始時間は解析上の設定と同等であるため、操作時間に与える影響はない。</p>	<p>実態の操作開始時間が早まった場合、原子炉への注水を早めることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。地震等の外部事象が起因の場合においても、操作開始時間は解析上の設定と同等であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	<p>運転員による原子炉隔離時冷却系の再起動を考慮した場合において、事象発生から5時間10分後（操作開始時間の70分の時間遅れ）までに逃がし安全弁による原子炉減圧操作を開始し低圧代替注水系（可搬型）による注水を開始できれば、燃料被覆管の最高温度は約808℃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。 (添付資料2.3.4.3)</p>	<p>現場モックアップ等により緊急時対策要員の淡水貯水池から防火水槽への送水操作は、緊急時対策所から淡水貯水池への移動を約20分であり、送水開始まで約105分で操作完了可能なことを確認した。</p>

表3 操作の不確かさが操作開始時間に与える影響、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（全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗）（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					
操作条件	各機器への給油 （可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び常設代替交流電源設備）	事象発生から6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	【認知】 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の要請があった時点で一定時間後に給油が必要となることは明白である。このため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。 【要員配置】 各機器への給油操作については、現場にて各機器への給油準備作業及び給油作業を行う専任の緊急時対策要員が配置されている。緊急時対策要員は、各機器への給油準備作業及び給油作業を行っている期間、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。 【移動】 各機器への給油準備作業として、緊急時対策本部からタンクローリ（4kL）の保管場所への移動は、徒歩による移動を想定しても約1時間であり操作時間に与える影響はなし。 【操作所要時間】 各機器への給油について、緊急時対策要員の給油準備操作は、タンクローリ（4kL）への補給に移動時間を含めて90分、タンクローリ（16kL）への補給に移動時間を含めて120分を想定している。また、給油作業は、各機器の燃料が枯渇しない時間間隔以内で実施することとしている。いずれの操作も余裕時間を加味していることから、操作時間に与える影響はなし。 【他の並列操作有無】 緊急時対策要員の各機器への給油作業に、当該操作に対応する緊急時対策要員に他の操作はなく、操作時間に与える影響はない。 【操作の確実さ】 緊急時対策要員の現場操作は、操作の信頼性向上や要因の安全のために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。	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。	各機器の使用開始までの時間は、事象発生から6時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。	有効性評価では、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用の電源車（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）、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）、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、常設代替交流電源設備への燃料給油準備（現場移動開始からタンクローリ（16kL）への補給完了まで）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120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、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。
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作	格納容器圧力0.18MPa[gage]到達時（約9時間後）	設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定	【認知】 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9時間後であり、それまでに格納容器圧力の上昇を十分に認知できる時間があるため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。 【要員配置】 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ操作は、中央制御室における状態監視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）を配置している。運転員（現場）は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の操作期間、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。 【移動】 運転員（現場）は、二次格納容器内へは10分程度で移動可能であり、それに余裕時間を加えて操作所要時間を想定している。よって、操作開始時間に与える影響はなし。 【操作所要時間】 低圧代替注水系（可搬型）による単独の原子炉注水から、低圧代替注水系（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイの同時注水への切替えは、運転員（現場）による電動弁の手動操作に移動時間を含めて120分を想定している。また、低圧代替注水系（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の流量調整に30分を想定している。どちらの操作も余裕時間を加味していることから操作時間に与える影響はなし。 【他の並列操作有無】 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）操作時に、当該操作に対応する運転員（現場）に他の操作はなく、操作時間に与える影響はない。 【操作の確実さ】 現場操作は、操作の信頼性向上や要因の安全のために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。	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。格納容器スプレイ開始時間が早くなる場合、遅くなる場合のいずれにおいても、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9時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。	現場モックアップ等による実績では、運転員（現場）の残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁の手動操作は、移動時間含め約40分の操作時間で完了及び原子炉建屋復水積算流量計バイパス弁は、移動時間含め約20分の操作時間で完了する見込みを得た。また、現場モックアップ等による実績では、残留熱除去系洗浄水弁の手動操作は、移動時間含め約10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。

表3 操作の不確かさが操作開始時間に与える影響, 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 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗) (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等による格納容器除熱操作	格納容器圧力 0.31MPa[gage] 到達時 (約 18 時間後)	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定	<p><b>【認知】</b> 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, 事象発生約 18 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> 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器ベントは, 中央制御室における状態監視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, それら作業は事象発生約 12 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><b>【移動】</b> 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。二次格納施設内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。また, 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><b>【操作所要時間】</b> 全交流動力電源喪失時の炉心損傷前の格納容器ベントについて, 運転員 (現場) の格納容器ベント準備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として移動時間を含めて 60 分の操作時間を想定しており, 十分な時間余裕を確保している。また, 二次格納施設内で電動弁の手動操作に移動時間を含めて 60 分の操作時間を想定しており, 十分な時間余裕を確保している。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 分の操作時間を想定しており, 十分な時間余裕を確保している。また, 格納容器ベント開始操作は, 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原子炉格納容器二次隔離弁の手動操作であり, 本操作は, 格納容器圧力の上昇傾向を監視したうえで, 予め準備し格納容器圧力 0.31 MPa[gage] 到達時に実施する。よって, 操作所要時間が操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p><b>【他の並列操作有無】</b> 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, 操作時間に与える影響はなし。</p> <p><b>【操作の確かさ】</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>	<p>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, 事象発生約 18 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も同様に格納容器の圧力上昇の傾向を監視しながら予め準備が可能である。よって, 実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり, 操作開始時間に与える影響は小さい。操作開始時間が遅れた場合においても, 格納容器限界圧力は 0.62MPa[gage] のため, 格納容器の健全性という点では問題とならない。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, 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 18 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, 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の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 零圧気圧力・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。</p>	<p>現場モックアップ等による実績では, 運転員 (現場) の伸縮継手を用いた不活性ガス系サブプレッション・チェンバベント用出口隔離弁の手動操作は, 移動時間含め約 31 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。格納容器ベント操作は, 伸縮継手を用いた不活性ガス系原子炉格納容器耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁の手動操作を移動時間含め約 12 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>

表3 操作の不確かさが操作開始時間に与える影響, 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 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗) (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	常設代替交流電源設備からの受電	事象発生 24 時間後	本事故シーケンスの前提条件として設定	常設代替交流電源設備からの受電までの時間想定として, 事象発生から十分な時間余裕がある。	—	—	—	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。 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。
	代替原子炉補機冷却系運転操作	事象発生 24 時間後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	<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, 牽引又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】 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を含めて 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。作業途中の格納容器ベント実施に伴う一時退避 (想定約 4 時間) を踏まえても, 解析上の想定より操作開始時間は早まる可能性がある。</p> <p>【他の並列操作有無】 緊急時対策要員による準備操作及び現場運転員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>【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り, 格納容器の圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	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 24 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, 操作が遅れる場合においても, 格納容器限界圧力を 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 14 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, 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。また, 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。 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	
	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転操作	事象発生 25.5 時間後	代替原子炉補機冷却系及び残留熱除去系による格納容器除熱機能回復を踏まえて設定	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転操作までの時間は, 事象発生から 25.5 時間あり十分な時間余裕がある。	—	—	—	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, 残留熱除去系ポンプを起動し, サプレッション・チェンバ・プール水冷却モードのための系統構成に約 5 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。
	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転操作	事象発生 25.5 時間後	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉注水の準備時間を踏まえて設定	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転操作までの時間は, 事象発生から約 25.5 時間あり十分な時間余裕がある。	—	—	—	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, 残留熱除去系ポンプを起動し, 低圧注水モードのための系統構成に約 5 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。

## 減圧・注水開始操作の時間余裕について

## 1. はじめに

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」では、原子炉水位低（レベル 2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動して注水を開始し、原子炉圧力の低下によって注水が停止する。その後、原子炉急速減圧及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水により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。

ここでは、実際の運転員操作を考慮し、原子炉隔離時冷却系を再起動した場合の減圧・注水開始操作の時間余裕を評価した。

## 2. 評価項目への影響

有効性評価では、原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）による自動起動（停止）のみを想定しており、運転員による再起動を考慮しておらず、事象発生 4 時間後までに原子炉急速減圧及び低圧代替注水系（可搬型）による注水を開始することで、炉心損傷を防止している。

本評価では、運転員による原子炉隔離時冷却系の再起動を考慮した場合に、炉心損傷に至らない低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（原子炉急速減圧含む）の操作開始時間について評価を実施した。

表 1 に評価結果を示す。また、操作 70 分遅れ（事象発生 5 時間 10 分後に急速減圧開始）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 1 から図 4 に示す。

操作 70 分遅れの場合は、評価項目となる燃料被覆管温度 1,200°C 及び燃料被覆管酸化率 15% を下回り、燃料被覆管の破裂も発生せず、評価項目を満足する。また、操作 80 分遅れの場合は、評価項目は満足するが、燃料被覆管の破裂が発生する結果となった。以上より、操作 70 分遅れまでは時間余裕がある。

なお、実際には図 1 に示すように原子炉圧力が再上昇することから、原子炉隔離時冷却系の 2 回目以降の再起動が可能であること及び設計値よりも低い原子炉圧力までの原子炉隔離時冷却系の運転継続が可能と考えられることから、70 分よりも余裕時間は長くなるものとする。

## 3. まとめ

操作 70 分遅れの場合、評価項目（燃料被覆管の最高温度及び酸化量）を満足する。一方、操作 80 分遅れの場合は、評価項目は満足するが、燃料被覆管の破裂は発生する。従って、原子炉減圧操作及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作は、少なくとも 70 分程度の遅れの余裕がある。

表 1 炉心の健全性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	燃料被覆管の最高温度	燃料被覆管酸化率
70 分 (事象発生 5 時間 10 分後に原子炉急速減圧開始)	約 808°C	約 2%
80 分 (事象発生 5 時間 20 分後に原子炉急速減圧開始)	約 917°C	約 7%

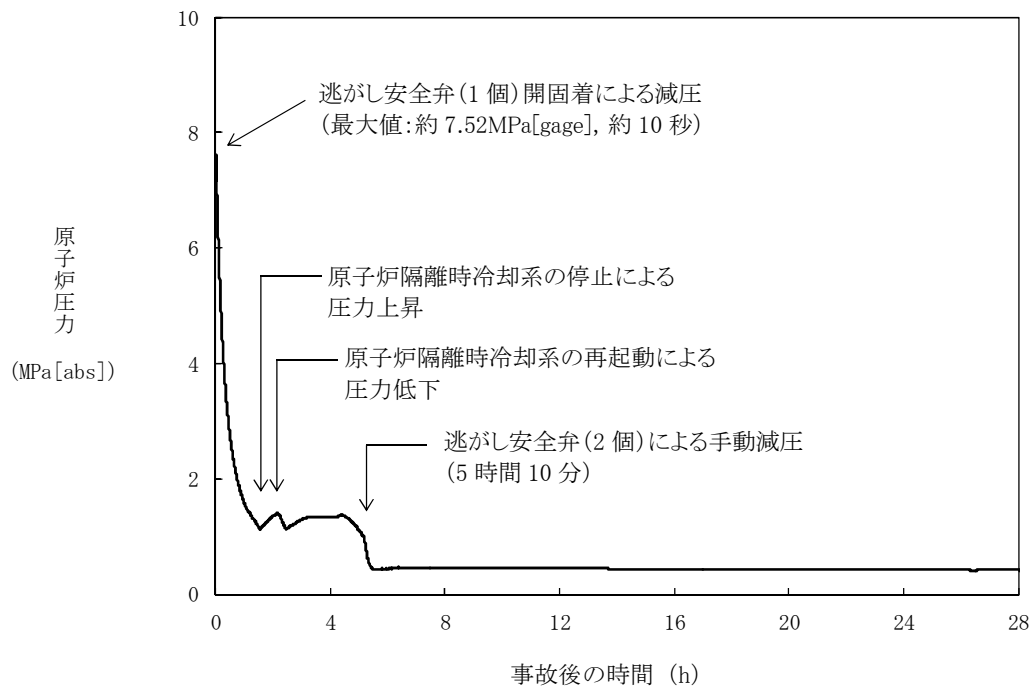


図1 操作70分遅れのケースにおける原子炉圧力の推移

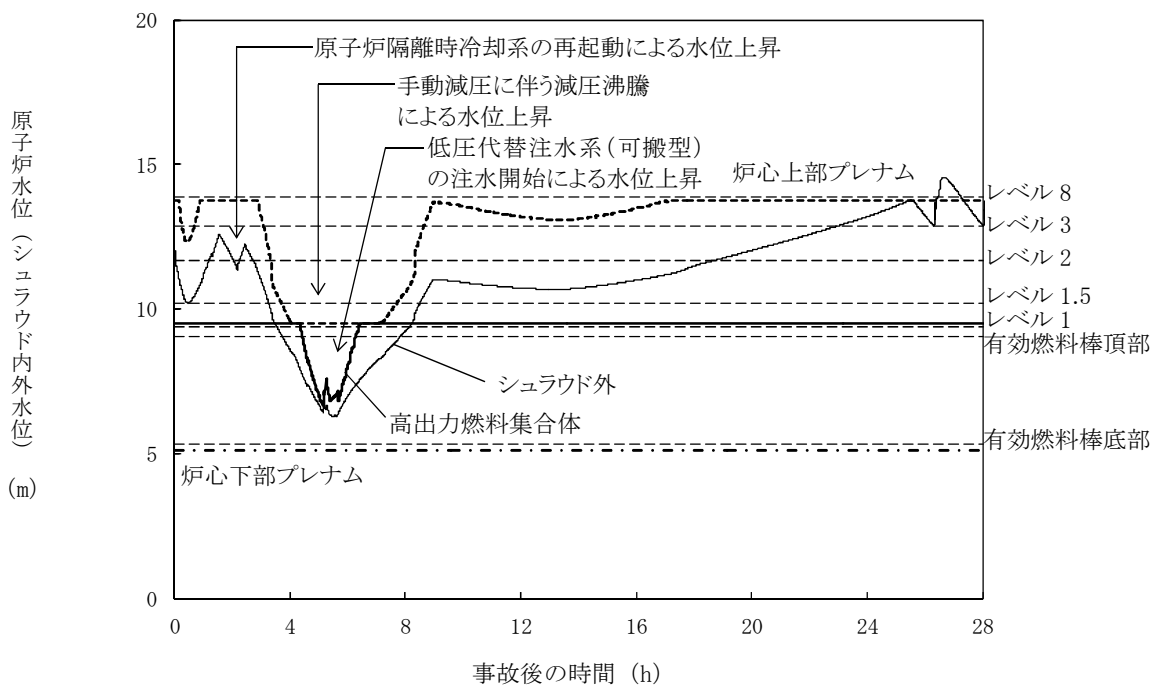


図2 操作70分遅れのケースにおける原子炉水位(シユラウド内外水位)の推移

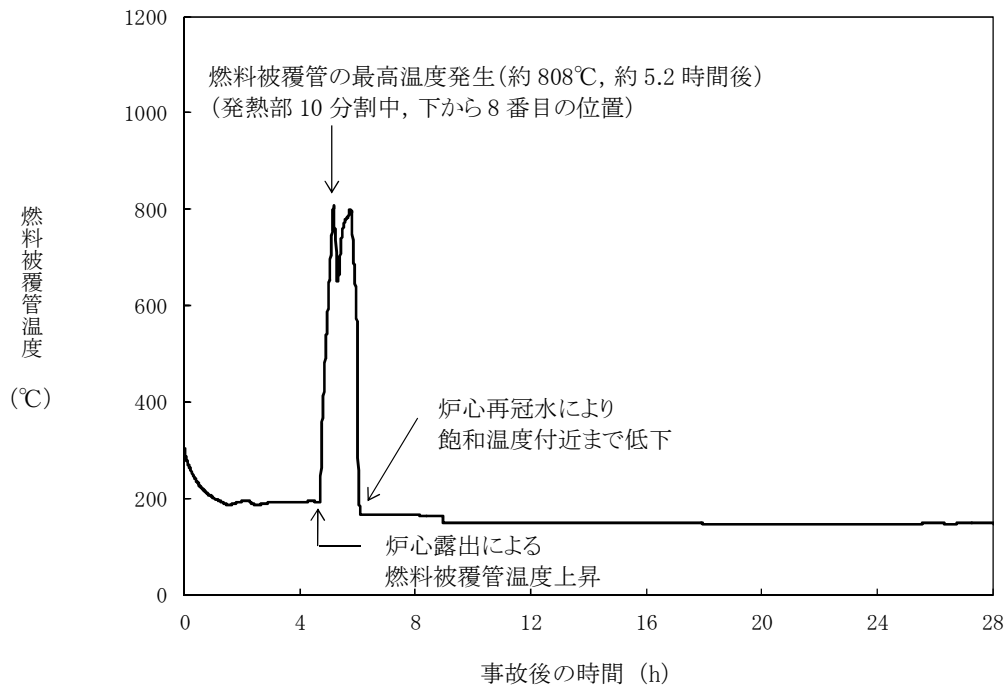


図 3 操作 70 分遅れのケースにおける燃料被覆管温度の推移

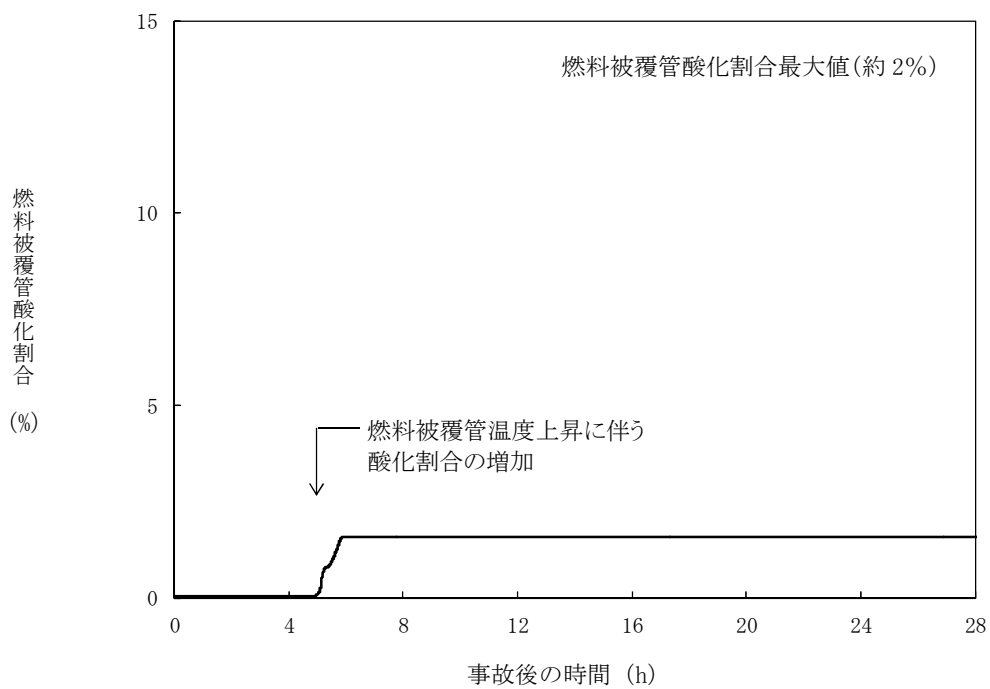


図 4 操作 70 分遅れのケースにおける燃料被覆管酸化割合の推移

7 日間における水源の対応について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗）

#### ○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原子炉隔離時冷却系，低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水  
事象発生後約 1.5 時間までは原子炉隔離時冷却系により 182m<sup>3</sup>/h で注水し，事象発生約 4 時間後からは低压代替注水系（可搬型）により 84m<sup>3</sup>/h で注水する。

格納容器圧力が 0.18MPa[gage]に到達した以降は 40m<sup>3</sup>/h で原子炉注水し，原子炉水位回復後は炉心を冠水維持可能な注水量で注水する。

②代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ  
格納容器圧力が 0.18MPa[gage]に到達した以降は，80m<sup>3</sup>/h で格納容器スプレイを実施する。

③淡水貯水池から防火水槽への移送

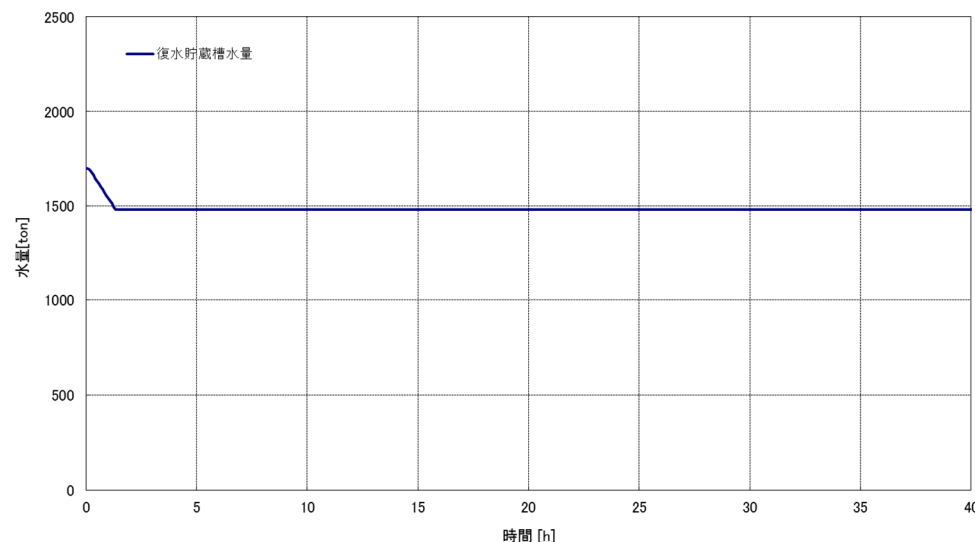
事象発生 4 時間後から，淡水貯水池から防火水槽へつながる配管の弁を操作することで必要な水量を防火水槽へ移送する。

#### ○時間評価

事象発生約 1.5 時間後までは復水貯蔵槽を水源として原子炉注水を実施するため復水貯蔵槽水量は減少するが，それ以降は使用しないことから復水貯蔵槽が枯渇することはない。また，以降は淡水貯水池を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により上記流量で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施するため，枯渇することなく安定して冷却が可能である。

#### ○水源評価結果

復水貯蔵槽については号炉あたり約 300m<sup>3</sup>の水量が必要となる。淡水貯水池については，事象発生約 4 時間後から約 9 時間後（格納容器スプレイ開始）までは 84m<sup>3</sup>/h にて原子炉注水，事象発生約 9 時間後から約 18 時間後（格納容器ベント実施）までは原子炉注水（40m<sup>3</sup>/h）及び格納容器スプレイ（80m<sup>3</sup>/h），事象発生約 18 時間後（格納容器ベント実施）から事象発生 25.5 時間後までは炉心を冠水維持可能な注水量（約 40m<sup>3</sup>/h）で原子炉注水を行い，その後は残留熱除去系による原子炉格納容器除熱によって注水は不要となることから，号炉あたり約 1,800m<sup>3</sup>の水量が必要となる。そのため，6 号及び 7 号炉のそれぞれで約 2,100m<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 4,200m<sup>3</sup>必要となるが，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（全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗）

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：全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗は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			7日間の軽油消費量 約1,026kL	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。
	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台起動。 30L/h×24h×7日×3台=15,120L	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	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	事象発生直後～事象発生後7日間			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。
	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台起動。 30L/h×24h×7日×3台=15,120L	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	大容量送水車(熱交換器ユニット用) 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		
1号炉	事象発生直後～事象発生後7日間			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。
	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	事象発生直後～事象発生後7日間			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。
	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	事象発生直後～事象発生後7日間			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。
	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	事象発生直後～事象発生後7日間			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。
	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	事象発生直後～事象発生後7日間			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1,135kLであり、7日間対応可能。
	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				
その他	事象発生直後～事象発生後7日間			7日間の軽油消費量 約79kL	
	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				

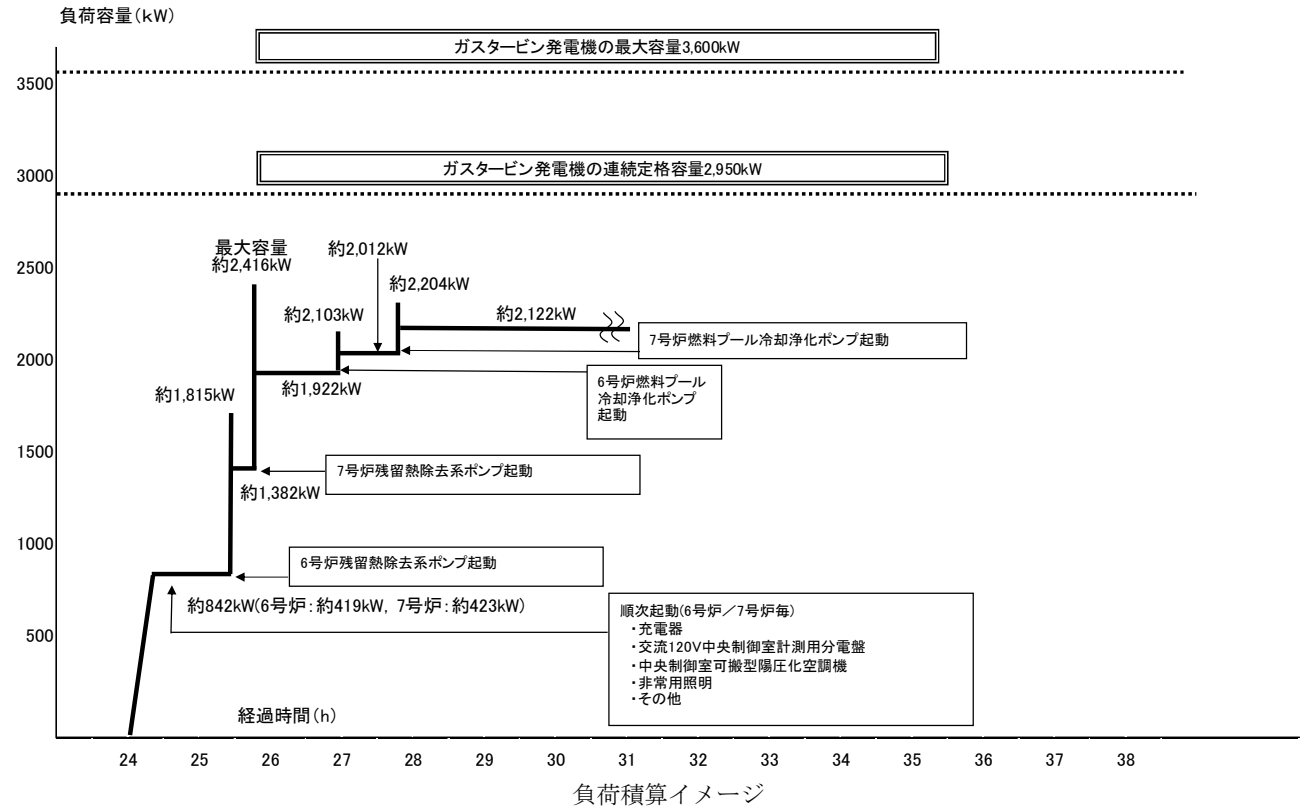
※1 事故収束に必要な空冷式ガスタービン発電機は1台で足りるが、保守的にガスタービン発電機3台を起動させて評価した。

※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（全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗）

<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
残留熱除去系ポンプ	540kW	540kW
(起動時)	(973kW)	(1034kW)
非常用照明	約24kW	約27kW
燃料プール冷却浄化ポンプ	90kW	110kW
(起動時)	(181kW)	(192kW)
その他	約74kW	約81kW
小計	約1,049kW	約1,073kW
合計（連続最大負荷）	約2,122kW	
（最大負荷）	（約2,416 kW）	



### 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，水素ガス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，水蒸気及び水素ガス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、代替循環冷却系又は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、水蒸気及び水素ガスが急速に放出され、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第 3.2.1 表に示す。a から i の重大事故等対策のうち，本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第 3.2.1 図から第 3.2.4 図に，手順の概要を第 3.2.5 図に示す。第 3.2.1 図から第 3.2.4 図のうち，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第 3.2.1 図及び第 3.2.3 図である。

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 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第 3.2.6 図に示す。

なお，評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては，作業項目を評価事故シーケンスと比較し，必要な要員数を確認した結果，28 名で対処可能である。

※1 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、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できない場合を想定。

c. 炉心損傷確認

原子炉水位が更に低下し、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、ドライウエ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-水反応により水素ガス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炉心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、ドライウェル雰囲気温度、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）等である。

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。

※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、原子炉圧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、原子炉圧力容器下鏡部温度である。

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（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（格納容器下部注水流量）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。

原子炉圧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、原子炉圧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圧力容器の破損を判断する。

これらにより原子炉圧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圧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（格納容器下部注水流量）等である。

格納容器下部注水系（常設）により溶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（格納容器下部注水流量）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

これらは、短時間ではなく数時間の推移を確認する。

溶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（通常運転水位+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溶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（格納容器下部注水流量）及び復水補給水系流量計（RHR B系代替注水流量）を用いて格納容器下部注水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（格納容器下部注水流量）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、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「高圧熔融物放出／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破損に至る事故シーケンスを選定する必要があることから、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ガス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）・対向流及び原子炉压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，原子炉压力容器内 FCI（熔融炉心細粒化），原子炉压力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達），構造材との熱伝達，炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達，原子炉压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第 3.2.2 表に示す。また，主要な解析条件について，本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

### a. 事故条件

#### (a) 起因事象

起因事象として，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。

※<sup>4</sup> 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えい等による影響

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えい等は、考慮しないものとする。

(e) 水素ガス及び酸素ガスの発生

水素ガスの発生については、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ガス及び酸素ガス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ガス及び酸素ガスの発生量は「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、 $90\text{m}^3/\text{h}$  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  $70\text{m}^3/\text{h}$  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、 $130\text{m}^3/\text{h}$  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>

代替循環冷却系の循環流量は、原子炉格納容器上部に約  $140\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉格納容器下部に約  $50\text{m}^3/\text{h}$  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え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 3.2.3）

#### （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第3.2.7図から第3.2.12図に示す。

##### 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。原子炉減圧後の低压代替注水系（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ー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  $90\text{m}^3/\text{h}$  とし、水位が  $2\text{m}$  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  $2\text{m}$  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、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水位約  $2\text{m}$  の水中に落下する際に、溶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。

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、溶融炉心を冷却する。

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  $0.465\text{MPa}[\text{gage}]$  に到達した時点で代替格納容器スプレー冷却系の流量を  $130\text{m}^3/\text{h}$  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溶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  $2.0\text{MPa}$  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

ってサプレッション・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熔融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において評価項目を満足することを確認している。また、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。

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)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、熔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えいを想定すると、漏えい量は約 $2.7 \times 10^{-3}$ 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えい量は「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 3.5.1, 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ると考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。本評価事故シナリオにおいては、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。

炉心損傷後の炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、炉心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。

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。

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。本評価事故シナリオでは，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、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。

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(溶融炉心細粒化)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。

炉心損傷後の炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、炉心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、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。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第3.2.2表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を評価する。また，解析条件の設定に当たっては，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あらかじ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部温度を監視しながらあらかじ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（原子炉压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、原子炉压力容器の破損までに完了する必要があるが、原子炉压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（原子炉压力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）については、原子炉压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、原子炉压力容器の破損前は、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原子



炉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に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大容量送水車（熱交換器ユニット用）については、保守的に事象発生直後からの大容量送水車（熱交換器ユニット用）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、水蒸気及び水素ガスが急速に放出され、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。

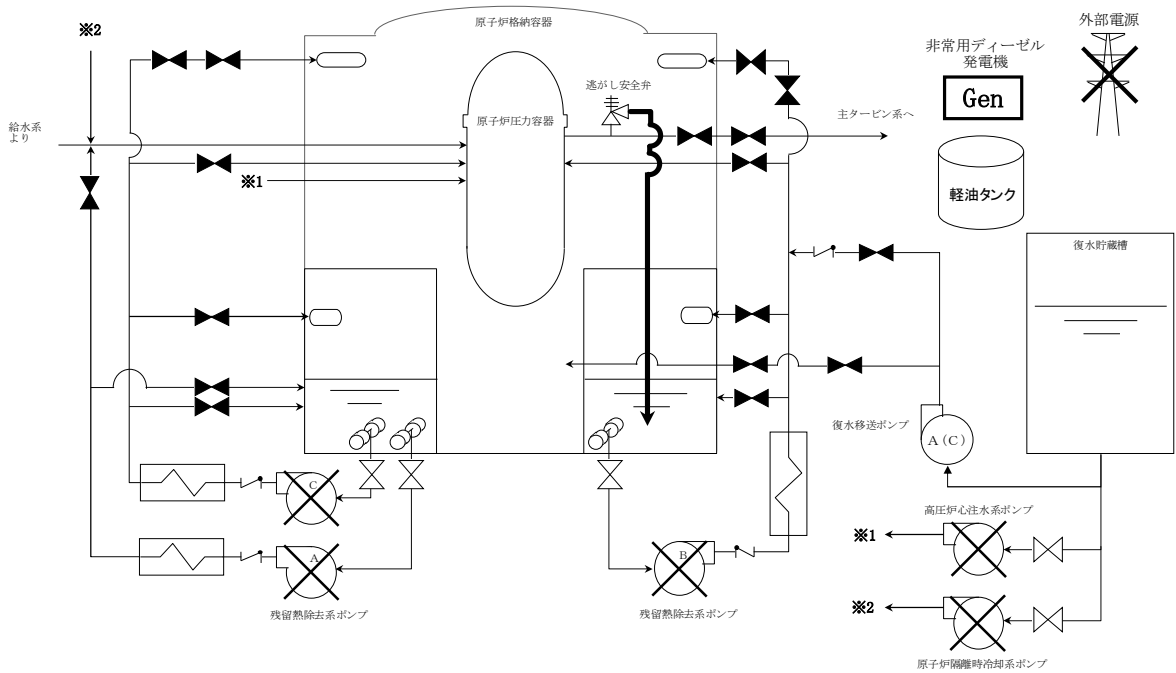
上記の場合においても、逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧により、原子炉圧力容器の破損時の原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減することが可能である。また、安定状態を維持できる。

(添付資料 3.5.1)

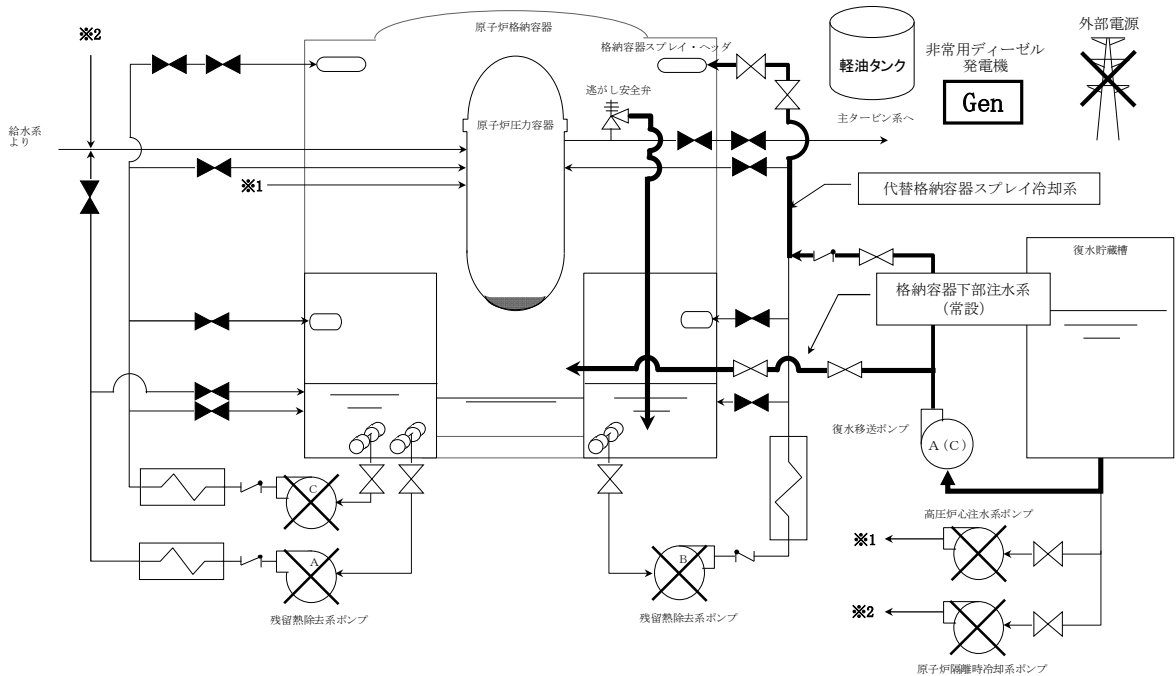
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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。

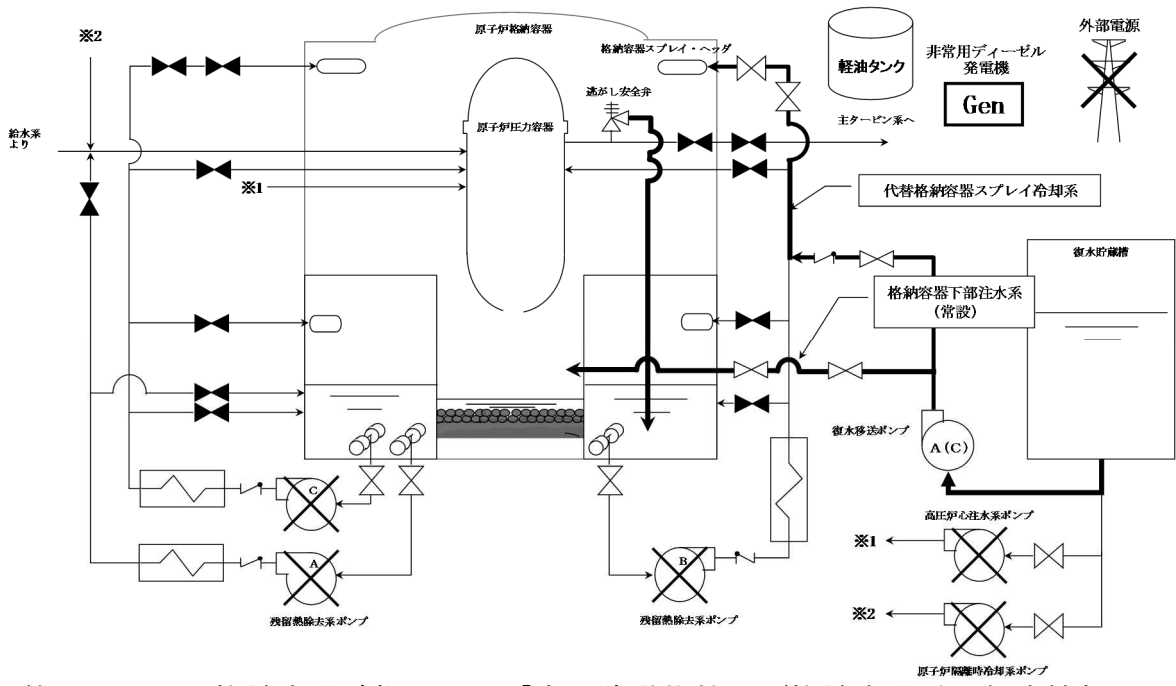
以上のことから，格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において，逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。



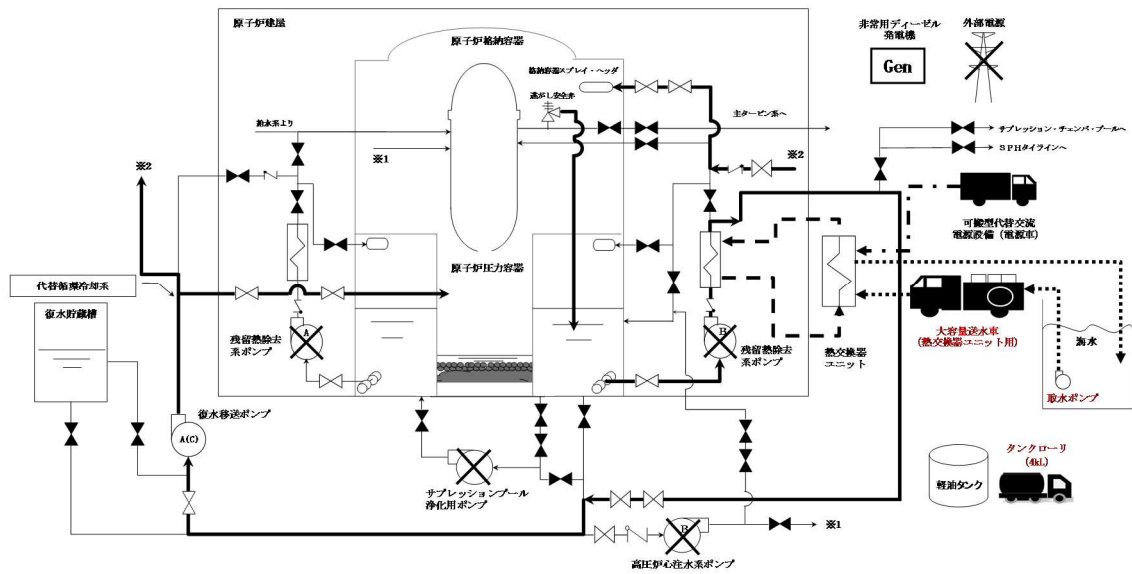
第 3.2.1 図 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の重大事故等対処設備の概略系統図  
(原子炉減圧)



第 3.2.2 図 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)

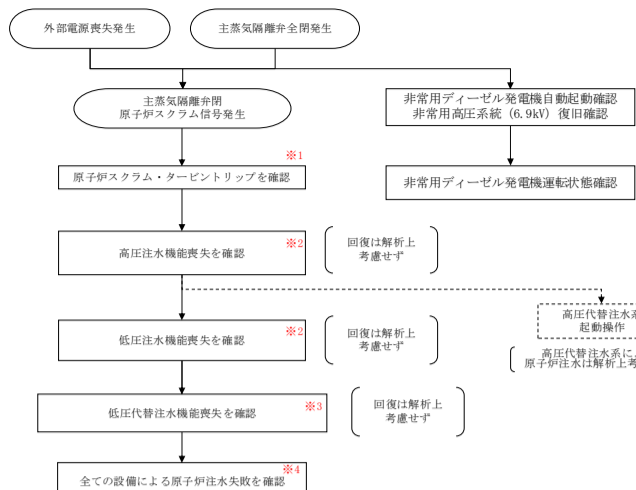


第 3. 2. 3 図 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の重大事故等対処設備の概略系統図  
 (原子炉压力容器破損後の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)



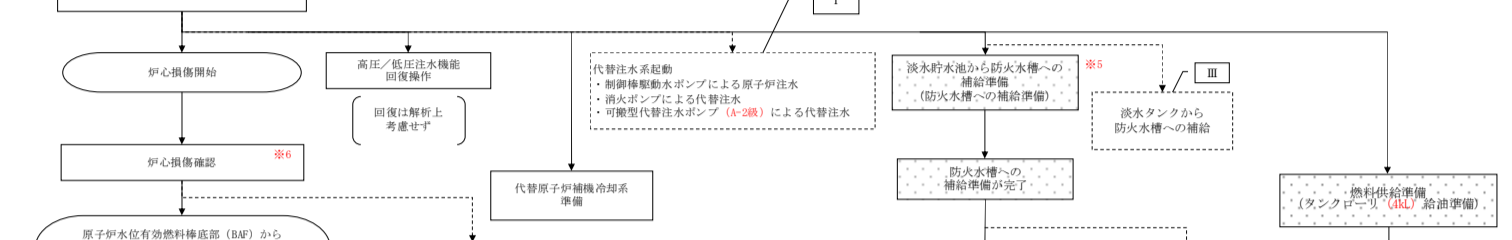
第 3. 2. 4 図 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の重大事故等対処設備の概略系統図  
 (代替循環冷却系による溶融炉心冷却，原子炉格納容器除熱)

(解析上の時間)  
(約0分)



- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は迅速を実施する
- ※2 中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量指示計にて機能喪失を確認する
- ※3 代替原子炉注水（残留熱除去系注入弁）動作不能により低圧代替注水系統機能喪失を確認する
- ※4 原子炉注水可能な系統がある場合は急速減圧操作を実施する
- ※5 防火水槽が使用できない場合は、淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）へ直接送水することが可能である。
- ※6 格納容器内雰囲気放射線レベル計指示とSOP導入条件判断により炉心損傷を確認する。例えば、原子炉停止1時間後の場合、格納容器内雰囲気放射線レベル計指示がドライウェル放射線レベル計：4.5E+00Sv/h、サブプレッション・チェンバ放射線レベル計：5.5E+00Sv/hを超えた場合、炉心損傷発生と判断する。格納容器内雰囲気放射線レベル計による炉心損傷発生の判断ができない場合は、原子炉圧力容器表面温度により判断する。炉心損傷による格納容器内水素濃度の上昇を確認する
- ※7 「原子炉水位有効燃料棒底部（BAF）から有効燃料棒長さ+10%」とは、原子炉水位計（燃料域）にて-3340mmを示す
- ※8 原子炉水位が原子炉水位計（燃料域）にて有効燃料棒頂部（TAF）未満及び、原子炉圧力容器下鏡部温度300℃未満により炉心損傷冷却未達成と判断する
- ※9 原子炉水位が原子炉水位計（燃料域）にて有効燃料棒頂部（TAF）未満、原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達（リロケーション確認）及び、原子炉への注水不能により炉心損傷冷却失敗と判断する

(約1時間後)



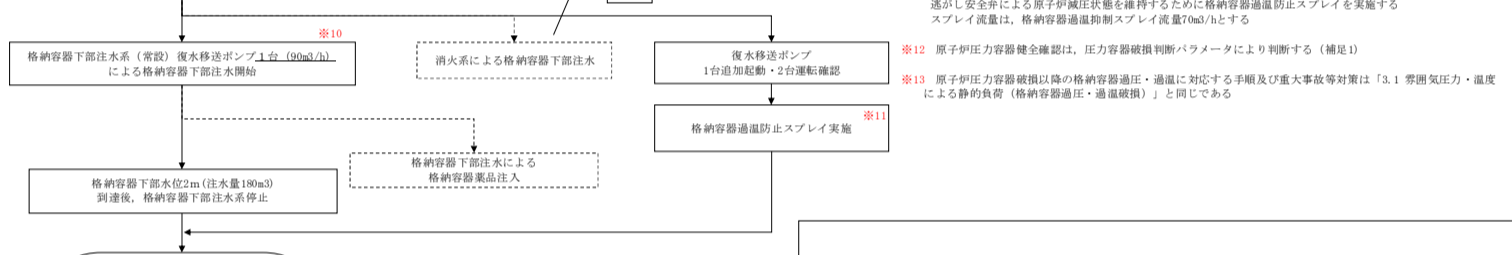
(約1.4時間後)



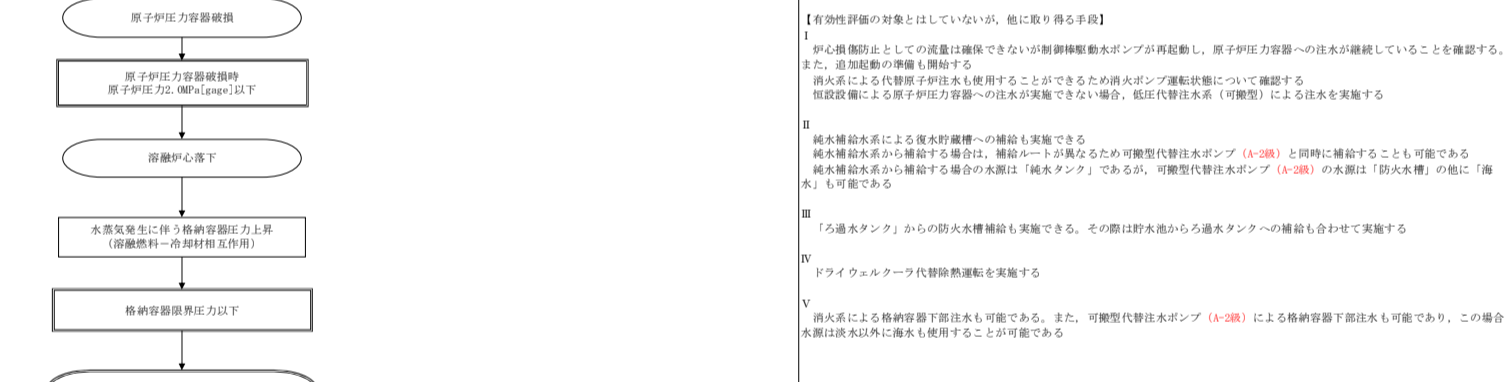
(約3.7時間後)



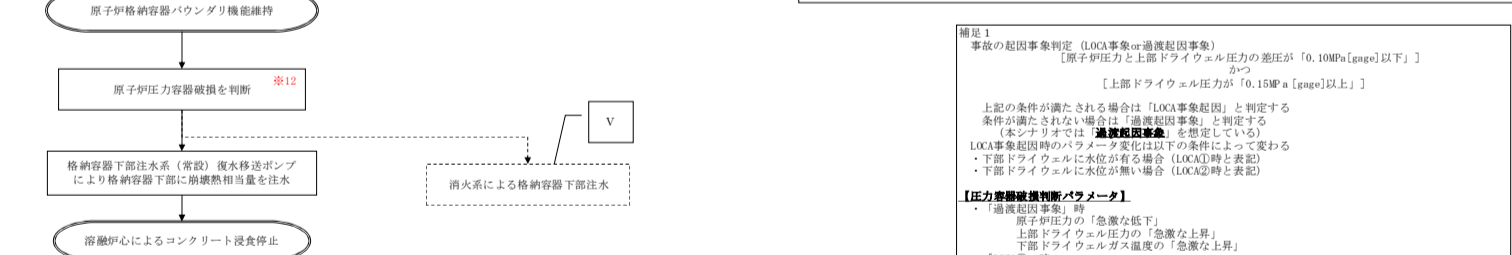
(約5.7時間後)



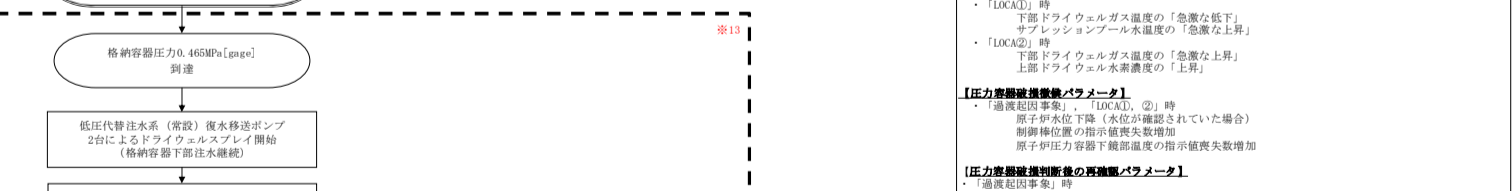
(約7時間後)



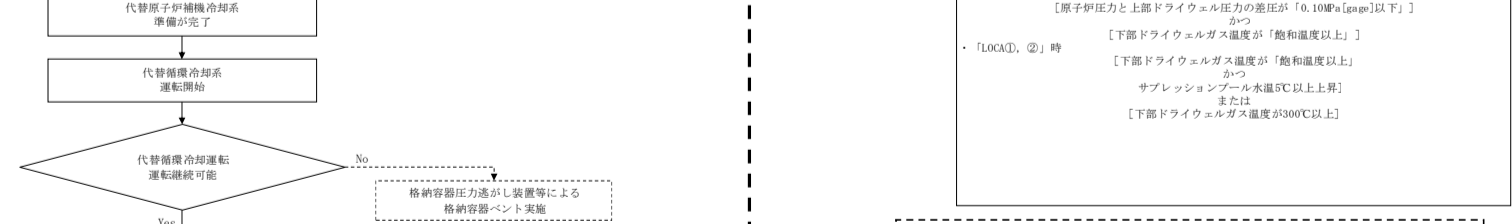
(約8時間後)



(約8時間後)



(約20時間後)



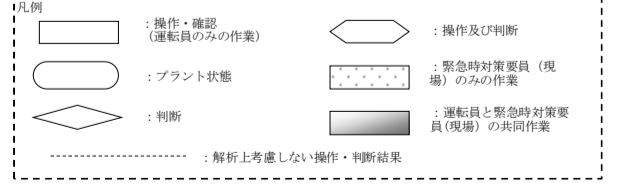
(20.5時間後)



代替炉心冷却系による格納容器スプレイおよび格納容器下部注水を継続し、機能喪失している設備の復旧に努める。復旧後、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器の冷却を実施する。格納容器頂部注水操作について実施判断基準値を超えた場合は速やかに実施する。

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取れる手段】  
I 炉心損傷防止としての流量は確保できないが制御棒駆動水ポンプが再起動し、原子炉圧力容器への注水が継続していることを確認する。また、追加起動の準備も開始する  
消火系による代替原子炉注水も使用することができるため消火ポンプ運転状態について確認する  
恒設設備による原子炉圧力容器への注水が実施できない場合、低圧代替注水系統（可搬型）による注水を実施する  
II 純水補給水系による復水貯蔵槽への補給も実施できる  
純水補給水系から補給する場合は、補給ルートが異なるため可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同時に補給することも可能である  
純水補給水系から補給する場合の水源は「純水タンク」であるが、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の水源は「防火水槽」の他に「海水」も可能である  
III 「ろ過水タンク」からの防火水槽補給も実施できる。その際は貯水池からろ過水タンクへの補給も合わせて実施する  
IV ドライウェルクーラ代替熱運転を実施する  
V 消火系による格納容器下部注水も可能である。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による格納容器下部注水も可能であり、この場合水源は淡水以外に海水も使用することが可能である

- 補足1  
事故の起原因事象判定 (LOCA事象or過渡起原因事象)  
【原子炉圧力と上部ドライウェル圧力の差圧が「0.10MPa [gauge] 以下」かつ  
【上部ドライウェル圧力が「0.15MPa [gauge] 以上」】  
上記の条件が満たされる場合は「LOCA事象起原因」と判定する  
条件が満たされない場合は「過渡起原因事象」と判定する  
(本シナリオでは「過渡起原因事象」を想定している)  
LOCA事象起原因時のパラメータ変化は以下の条件によって変わる  
・下部ドライウェルに水位がある場合 (LOCA①時と表記)  
・下部ドライウェルに水位が無い場合 (LOCA②時と表記)
- 【圧力容器破損判断パラメータ】  
・「過渡起原因事象」時  
原子炉圧力の「急激な低下」  
上部ドライウェル圧力の「急激な上昇」  
下部ドライウェルガス温度の「急激な上昇」  
・「LOCA①」時  
下部ドライウェルガス温度の「急激な低下」  
サブプレッションプール水温度の「急激な上昇」  
・「LOCA②」時  
下部ドライウェルガス温度の「急激な上昇」  
上部ドライウェル水素濃度の「上昇」
- 【圧力容器破損後パラメータ】  
・「過渡起原因事象」、「LOCA①」、「②」時  
原子炉水位下降 (水位が確認されていた場合)  
制御棒位置の指示値喪失数増加  
原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加
- 【圧力容器破損後パラメータ】  
・「過渡起原因事象」時  
【原子炉圧力と上部ドライウェル圧力の差圧が「0.10MPa [gauge] 以下」かつ  
【下部ドライウェルガス温度が「飽和温度以上」】  
・「LOCA①」、「②」時  
【下部ドライウェルガス温度が「飽和温度以上」かつ  
サブプレッションプール水温5℃以上上昇】  
または  
【下部ドライウェルガス温度が300℃以上】



第 3.2.5 図 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の対応手順の概要

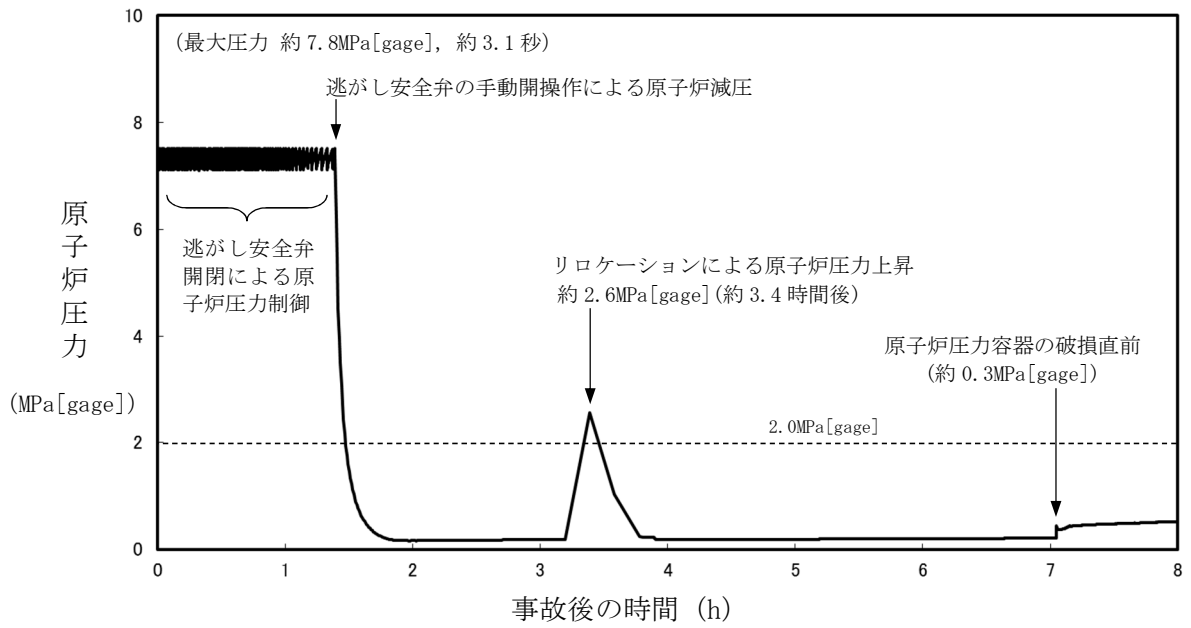


高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

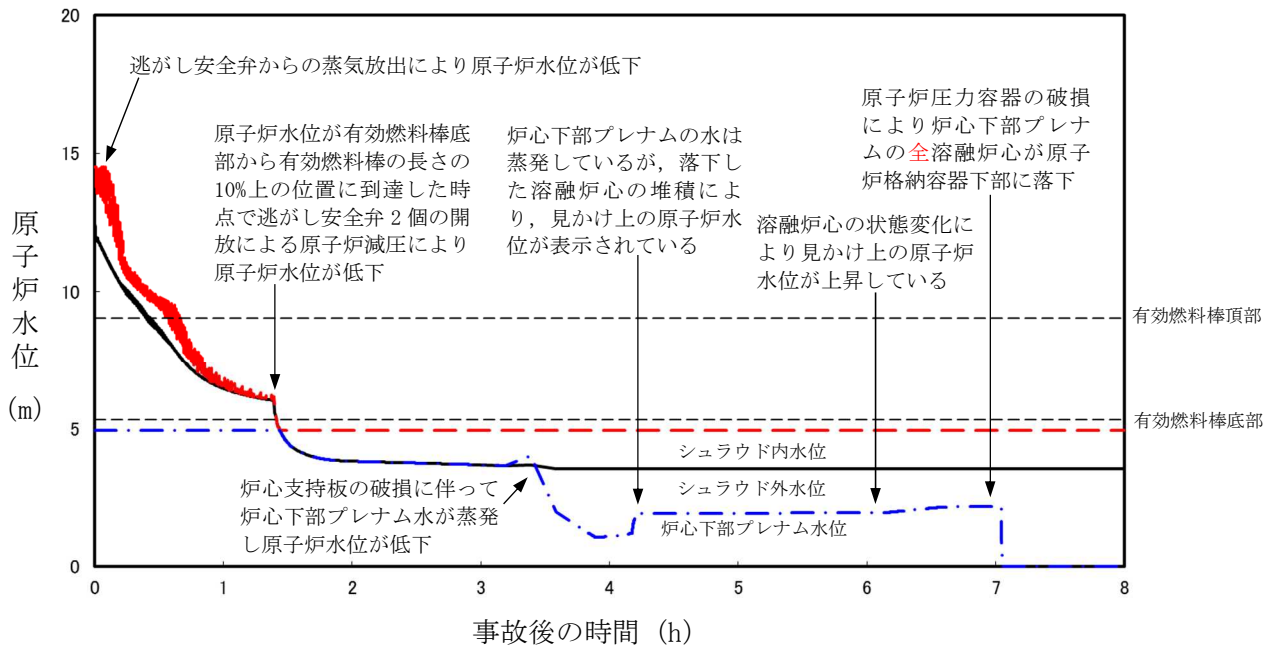
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間(時間)												備考				
	責任者		当直長		中央監視 緊急時対策本部連絡			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12					
	指揮者	6号	7号	当直副長	当直副長	1人		号炉毎運転操作指揮	6号	7号	6号	7号	6号	7号	6号	7号	6号	7号	6号		7号			
状況判断	2人 A,B	2人 a,b	-	-	-	-	・外部電源喪失確認 ・原子炉スクラム・タービントリップ確認 ・非常用ディーゼル発電機起動確認 ・全ての原子炉注水機純喪失確認	10分																
原子炉注水機純喪失調査 送電操作 (断路上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、残圧維持系等 確認調査																	対応可能な事象により対応する
格納容器薬品注入操作 (断路上考慮せず)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・薬水移送ポンプ起動/運転確認 ・残圧維持系等 スプレッド操作 ・放射線防護準備/設備 ・現場移動 格納容器スプレッドに合わせた薬品注入	10分	80分															要員を確保して対応する
格納容器下部注水系 準備	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・格納容器下部への注水準備 ・低圧代替注水系(※2) ラインアップ ・放射線防護準備/設備	10分																
原子炉急凍風圧操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・逃がし安全弁 2弁 手動閉鎖操作	30分																
格納容器下部注水系 注水操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉圧力容器破損後の初期注水 ・原子炉圧力容器破損後の格納容器下部注水																	格納容器下部に 高圧熱相水量を供給注水
格納容器薬品注入操作 (断路上考慮せず)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・放射線防護準備/設備 ・格納容器下部注水に合わせた薬品注入	10分	30分															要員を確保して対応する
低圧代替注水系(※2) 準備操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・薬水移送ポンプ起動/運転確認	30分																格納容器薬品注入操作において 実施済みとなる
代替格納容器スプレッド冷却系(※2) 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残圧維持系等 スプレッド操作 ・放射線防護準備/設備																	原子炉圧力容器破損後まで 継続実施 405~300Pa[表2]で開欠スプレッド
代替原子炉隔離冷却系 準備操作	-	-	(2人) C,D	(2人) c,d	-	-	・放射線防護準備/設備 ・現場移動 代替原子炉隔離冷却系 現場ラインアップ ・放射線防護準備/設備	10分																300分
淡水貯水池から防火水櫃への補給準備	-	-	-	-	2人 ※1	2人 ※1	・放射線防護準備/設備 ・現場移動 淡水貯水池~防火水櫃への系統構成、ホース水張り	10分																80分
可動型代替注水ポンプ(A-2型)による防火 水櫃から淡水貯水池への補給	-	-	-	-	2人 ※2	2人 ※3	・放射線防護準備/設備 ・可動型代替注水ポンプ(A-2型)による淡水貯水池への注水準備 (可動型代替注水ポンプ(A-2型)移動、ホース敷設 防火水櫃から 可動型代替注水ポンプ(A-2型)、可動型代替注水ポンプ(A-2型) から接続口、ホース接続)	10分																20分
燃料給油準備	-	-	-	-	2人 ※4	2人 ※4	・放射線防護準備/設備 ・軽油タンクからタンクローリ(4t)への補給	10分																140分
燃料給油作業	-	-	-	-	2人 ※5	2人 ※5	・可動型代替注水ポンプ(A-2型)への給油																	タンクローリ(4t) 積載に 応じて遠距離給油タンクから補給

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)			14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	36						
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		6号	7号	6号	7号	6号	7号	6号	7号	6号	7号	6号	7号		6号	7号	6号	7号	6号
代替原子炉隔離冷却系 準備操作	-	-	-	-	2人 ※1	2人 ※1	・現場移動 代替原子炉隔離冷却系 現場ラインアップ	300分																	
燃料給油準備	-	-	-	-	2人 ※6	2人 ※6	・軽油タンクからタンクローリ(4t)への補給	140分																	タンクローリ(4t) 積載に 応じて遠距離給油タンクから補給
燃料給油作業	-	-	-	-	2人 ※6	2人 ※6	・電源車への給油 ・可動型代替注水ポンプへの給油																		遠慮実施
代替原子炉隔離冷却系 運転	-	-	-	-	2人 ※7	2人 ※7	・代替原子炉隔離冷却系 運転状態監視																		遠慮実施
代替原子炉隔離冷却系 準備操作 (系統構成)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・代替原子炉隔離冷却系 中央制御室ラインアップ	30分																この時間内に実施	
格納容器下部注水系操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・現場移動 代替原子炉隔離冷却系 現場ラインアップ (代替注水機純喪失時) ・現場移動 代替原子炉隔離冷却系 現場ラインアップ (代替注水機純喪失時)	10分																	この時間内に実施
格納容器下部注水系操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉圧力容器破損後の格納容器下部注水																		格納容器下部に 高圧熱相水量を供給注水
代替格納容器スプレッド冷却系(※2) 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残圧維持系等 スプレッド操作																		405~300Pa[表2]で開欠スプレッド
代替原子炉隔離冷却系 準備操作 (系統構成)	-	-	(2人) E,F	(2人) e,f	-	-	・薬水移送ポンプ停止 ・代替格納容器冷却系 中央制御室ラインアップ	30分																	
代替原子炉隔離冷却系 準備操作 (系統構成)	-	-	(2人) C,D	(2人) c,d	-	-	・現場移動 代替原子炉隔離冷却系 現場ラインアップ (淡水貯水池側) ・現場移動 代替原子炉隔離冷却系 現場ラインアップ (淡水貯水池側)	30分																	
代替原子炉隔離冷却系 運転開始	(2人) A,B	(2人) a,b	-	-	-	-	・薬水移送ポンプ起動 ・格納容器スプレッド弁、格納容器下部注水弁操作	5分																	
代替原子炉隔離冷却系 状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・代替原子炉隔離冷却系による格納容器の状態監視																		遠慮実施
可動型代替注水ポンプ(A-2型)による淡水 貯水池から淡水貯水池への補給	-	-	-	-	2人 ※4	2人 ※4	・可動型代替注水ポンプ(A-2型)による淡水貯水池への補給																		遠慮実施
燃料給油作業	-	-	-	-	2人 ※5	2人 ※5	・可動型代替注水ポンプ(A-2型)への給油																		遠慮実施
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	2人 (※集員28人)	2人 (※集員28人)																			

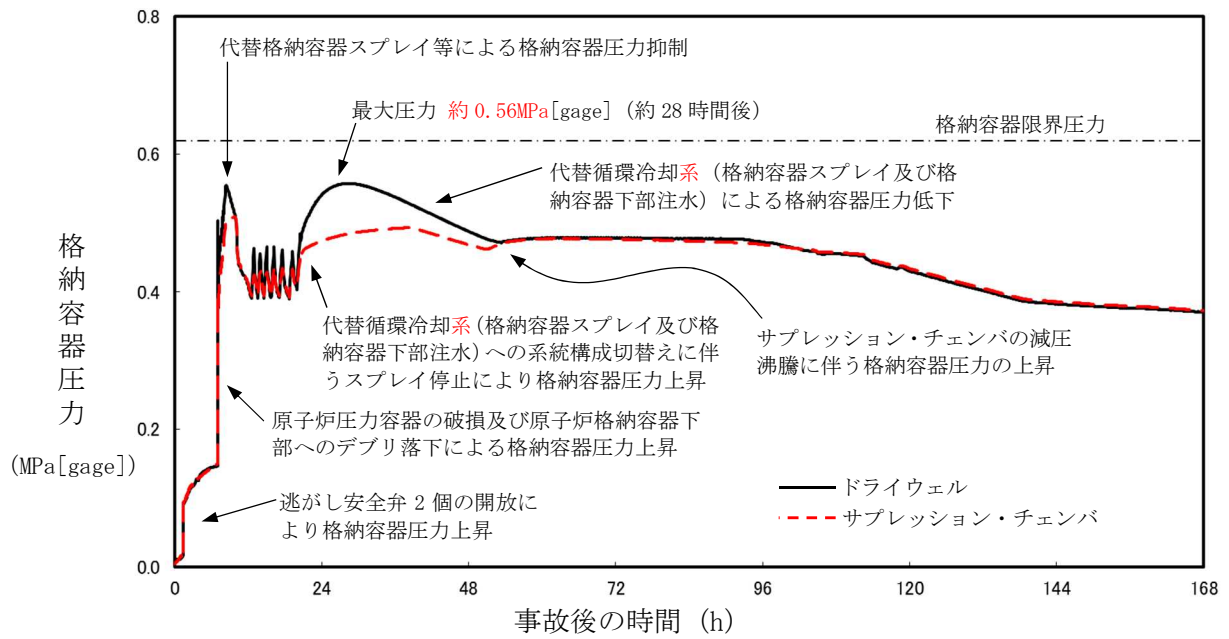
第 3.2.6 図 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の作業と所要時間



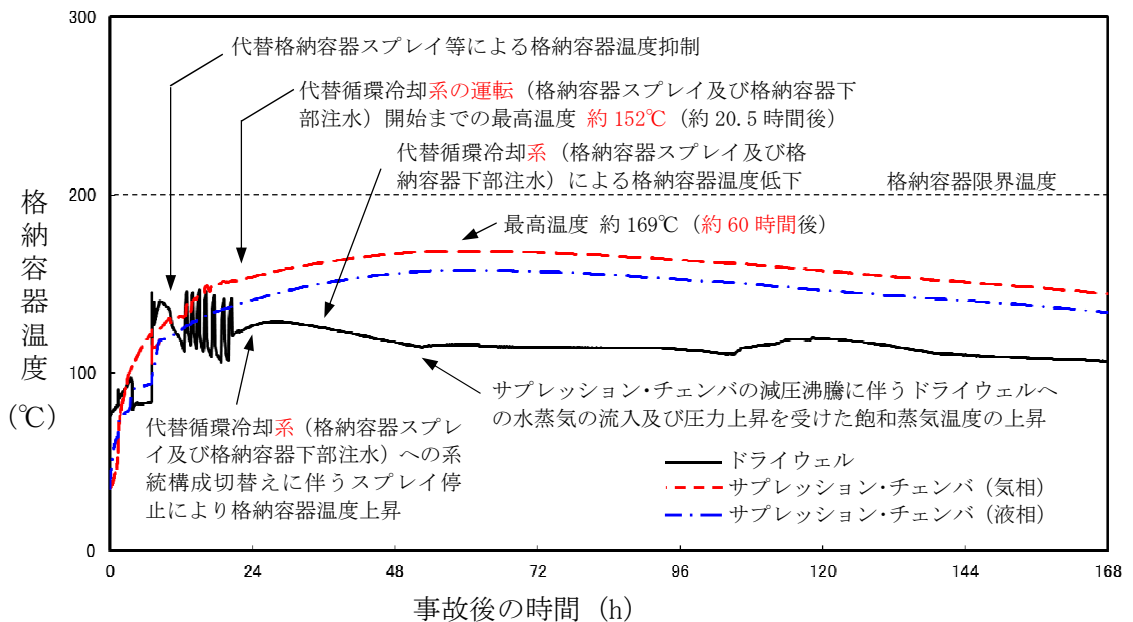
第 3.2.7 図 原子炉圧力の推移



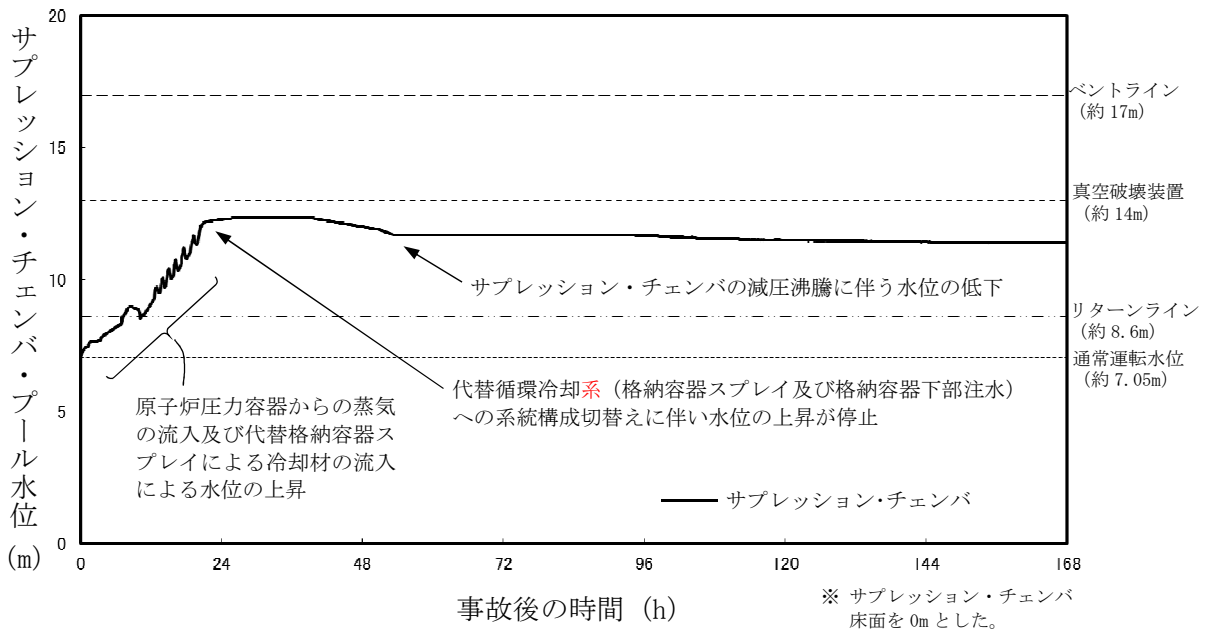
第 3.2.8 図 原子炉水位の推移



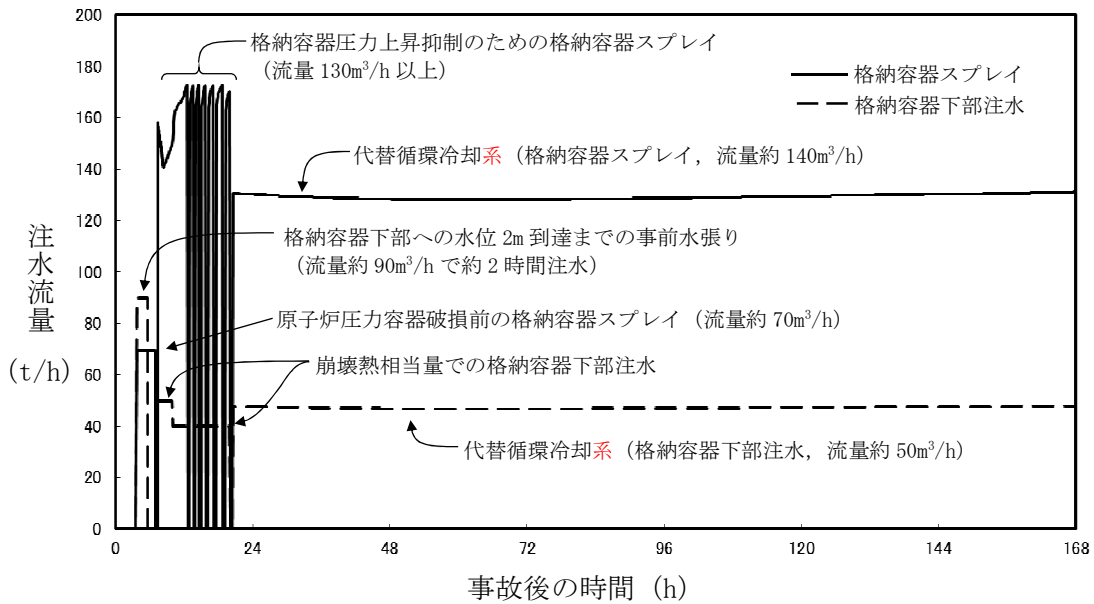
第 3. 2. 9 図 格納容器圧力の推移



第 3. 2. 10 図 格納容器温度の推移



第 3.2.11 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移



第 3.2.12 図 注水流量の推移

第 3.2.1 表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接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	原子炉水位が更に低下し、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、ジルコニウム-水反応により水素ガス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は格納容器圧力が 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 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度 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

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

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
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（格納容器下部注水流量） 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） ドライウエル雰囲気温度
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て継続して行う※2	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 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※3	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（RHR B 系代替注水流量） 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度 サプレッション・チェンバ・プール水位

※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（通常運転水位+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溶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。

※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。

【 】：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

第 3.2.2 表 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）

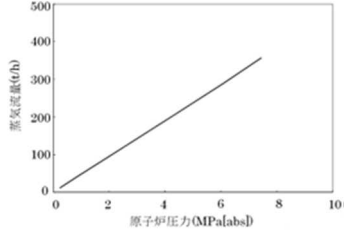
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	—	
初期条件	原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
	原子炉水位	通常水位（セパレータスカート下端から+119cm）	通常運転時の原子炉水位として設定
	炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
	燃料	9×9 燃料（A 型）	—
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮
	格納容器容積（ドライウエル）	7,350m <sup>3</sup>	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（ウェットウエル）	空間部：5,960m <sup>3</sup> 液相部：3,580m <sup>3</sup>	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）
	真空破壊装置	3.43kPa（ドライウエルーサブプレッション・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（通常運転水位）	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[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℃	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 時間後以降は 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	

第 3.2.2 表 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	800kW/m <sup>2</sup> 相当（圧力依存あり）	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	玄武岩系コンクリート	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，リブ鋼板及びベント管は考慮しない	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	給水流量の全喪失	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，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ともに，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	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定



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

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
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
逃がし安全弁	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	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
	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ィ冷却系	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ィ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、熔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 格納容器スプレィ：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ィ流量及び原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却に必要な注水量を考慮して設定

第 3.2.2 表 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
重大事故等対策に関連する操作条件	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（原子炉压力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）	原子炉压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、原子炉压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（原子炉压力容器の破損前の先行水張り）	原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃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压力容器の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
	原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器の破損後の注水）	原子炉压力容器の破損を確認した場合	炉心損傷後の原子炉压力容器の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
	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℃に到達した場合に開始。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	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※	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

※ 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。

## 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。高圧熔融物放出/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エ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エ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エ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。

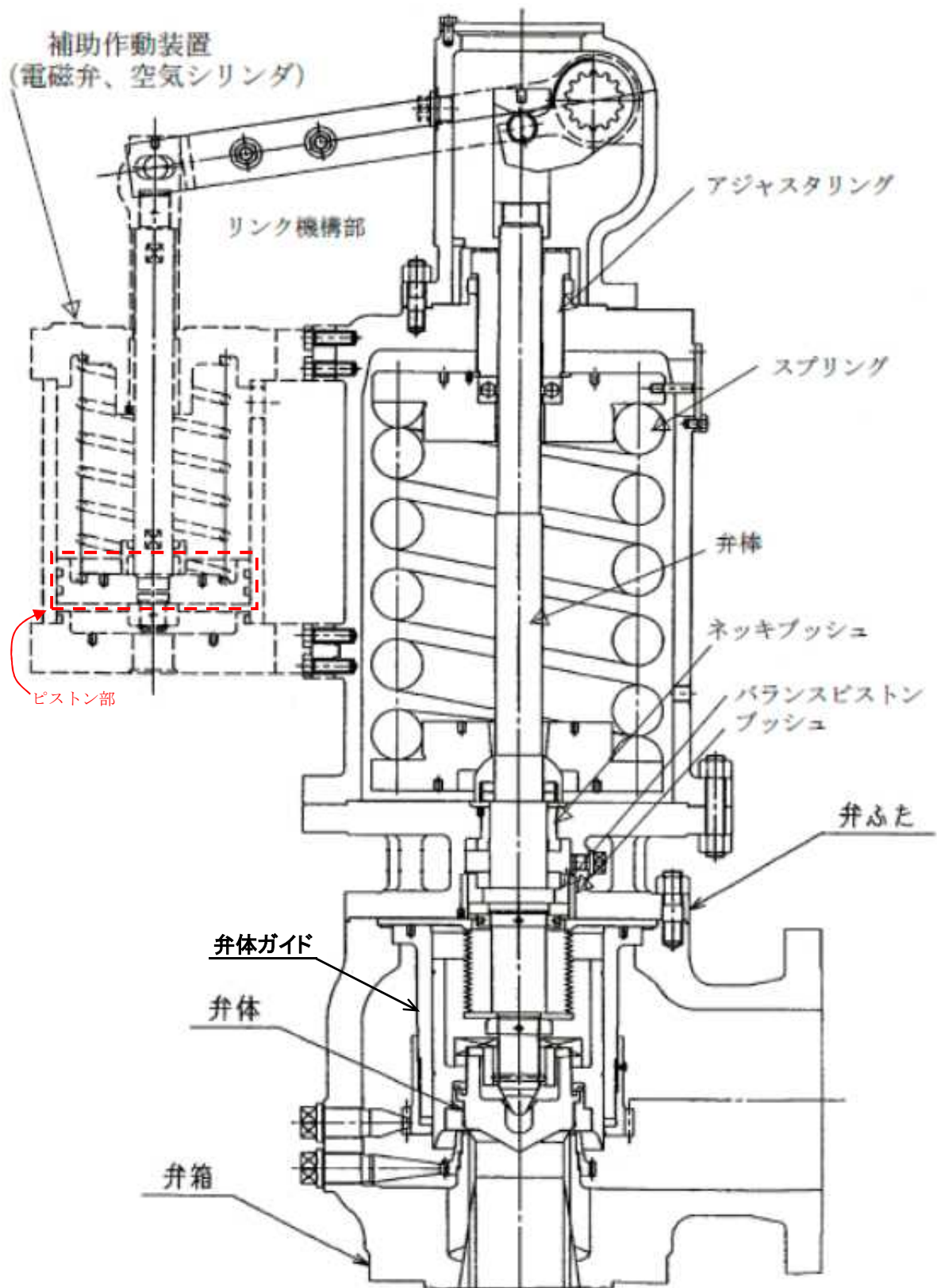


図 1a SRV 構造図(断面図)

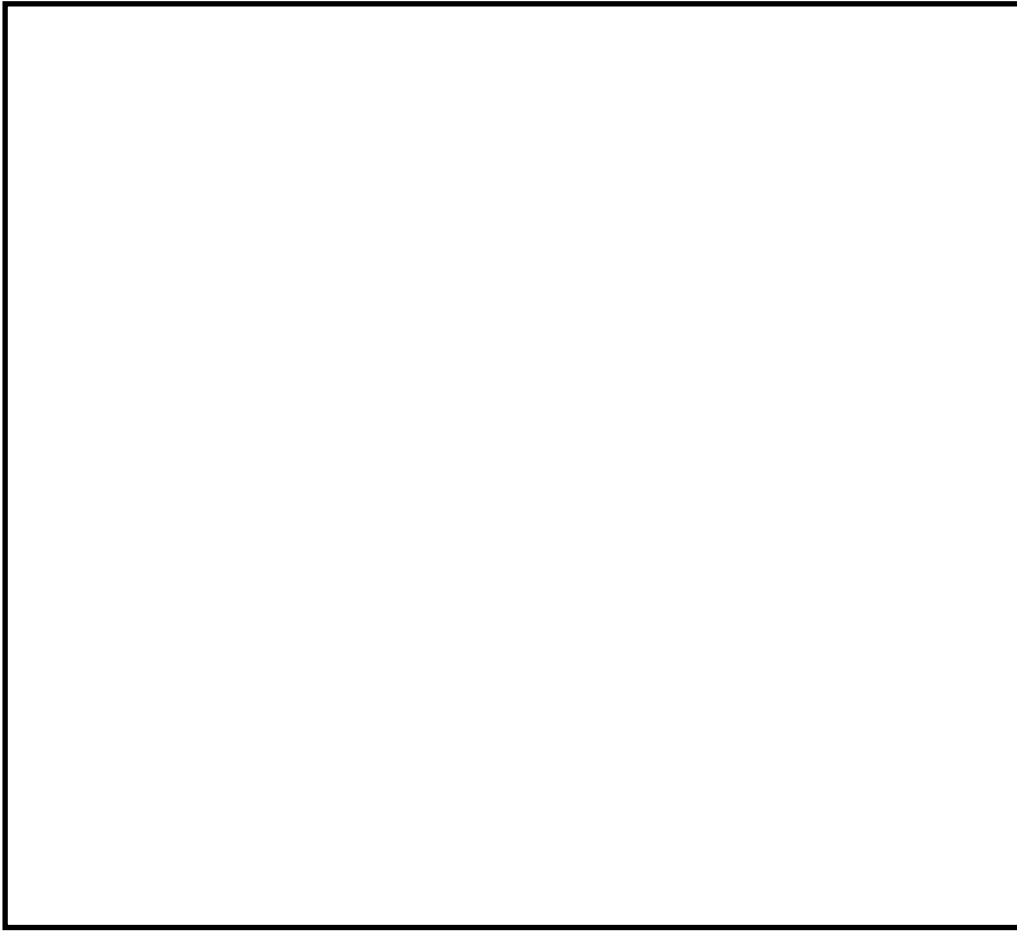


図 1b SRV 構造図(側面図詳細)

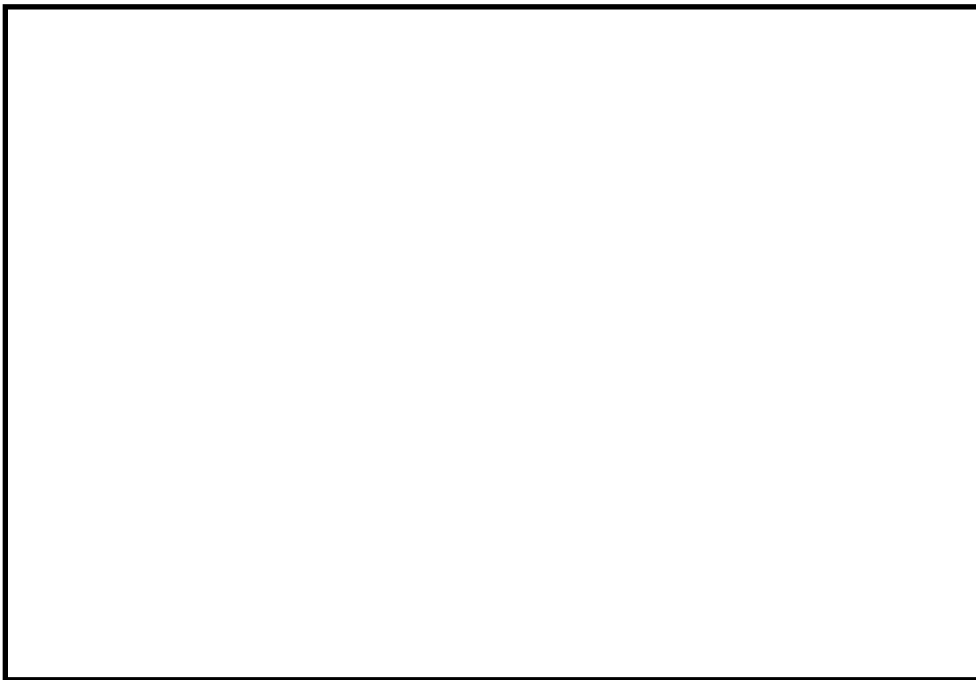


図 1c SRV 構造図(平面図詳細)

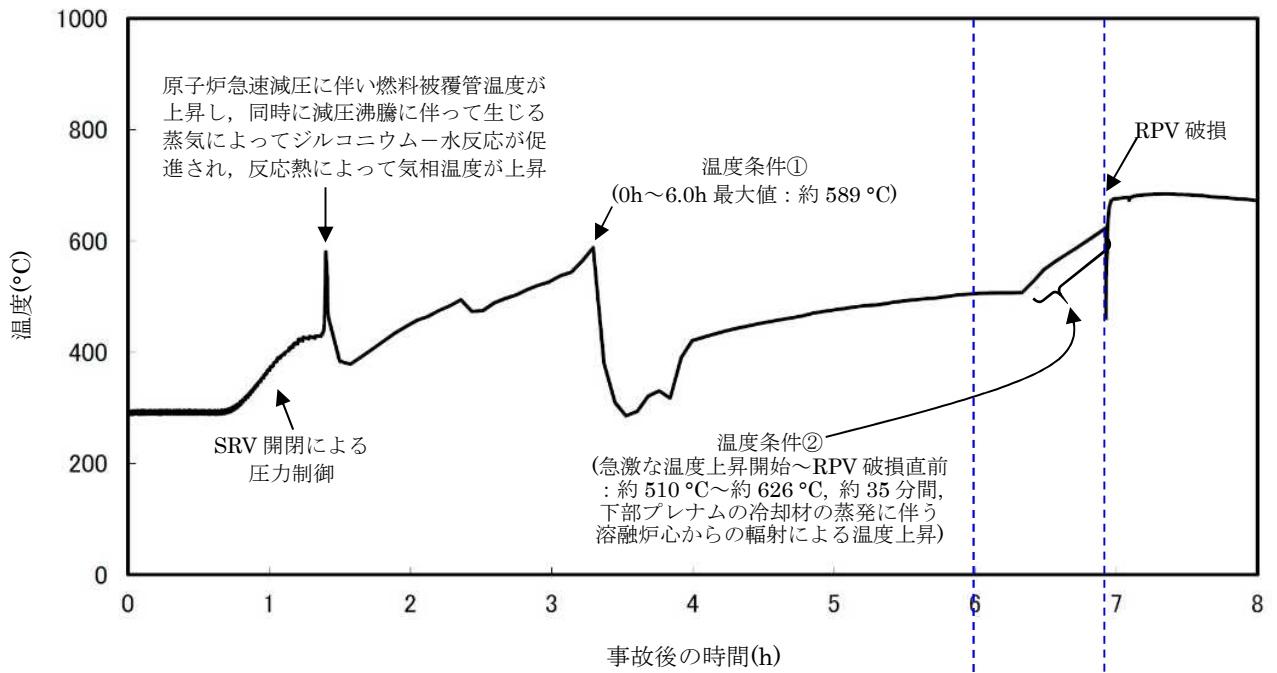


図 2 RPV 内気相平均温度の推移

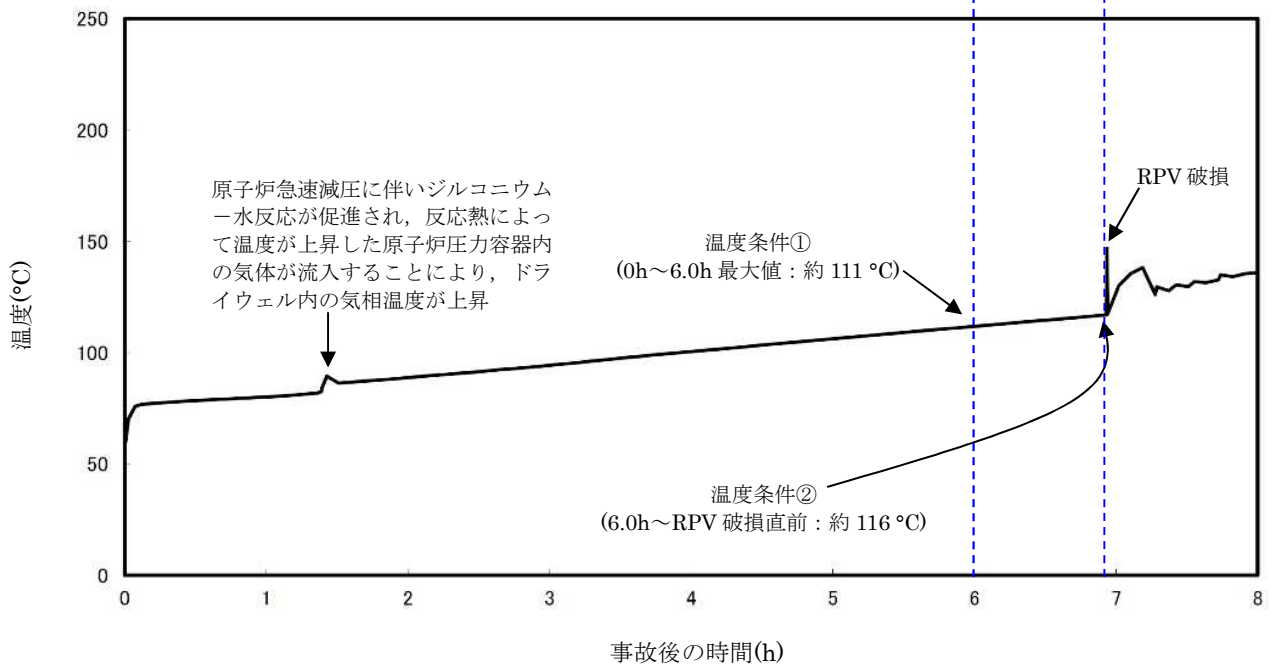


図 3 ドライウェル内気相平均温度の推移



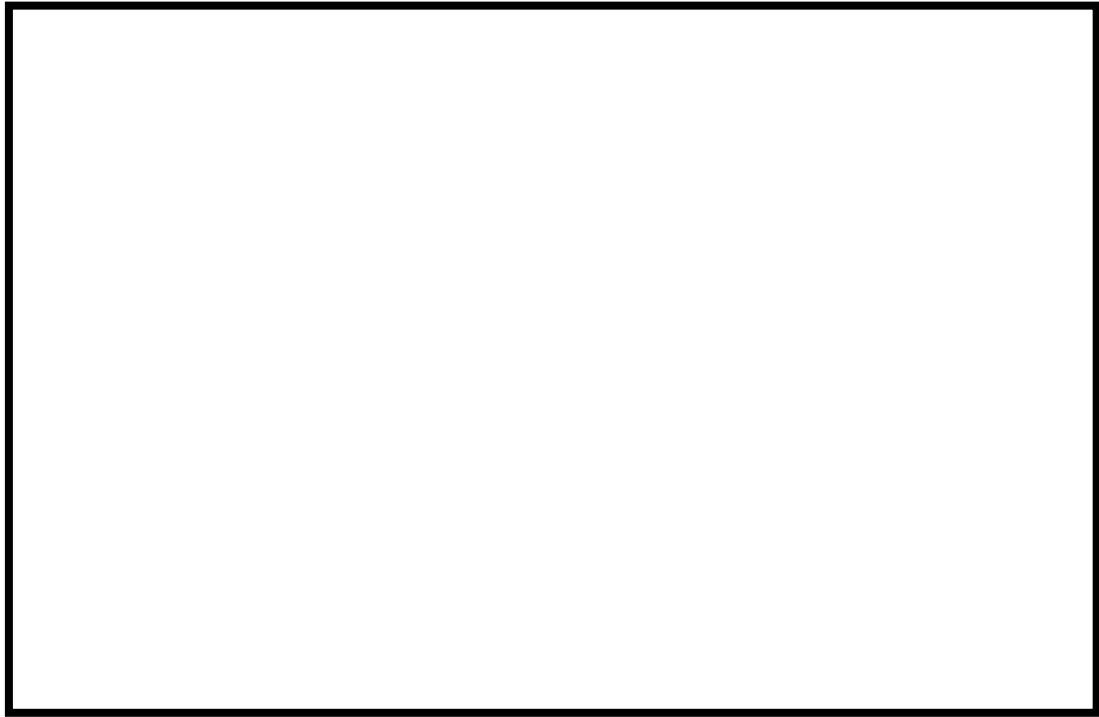


図4 モデル化範囲と境界条件



図5 モデル図と断面メッシュ図

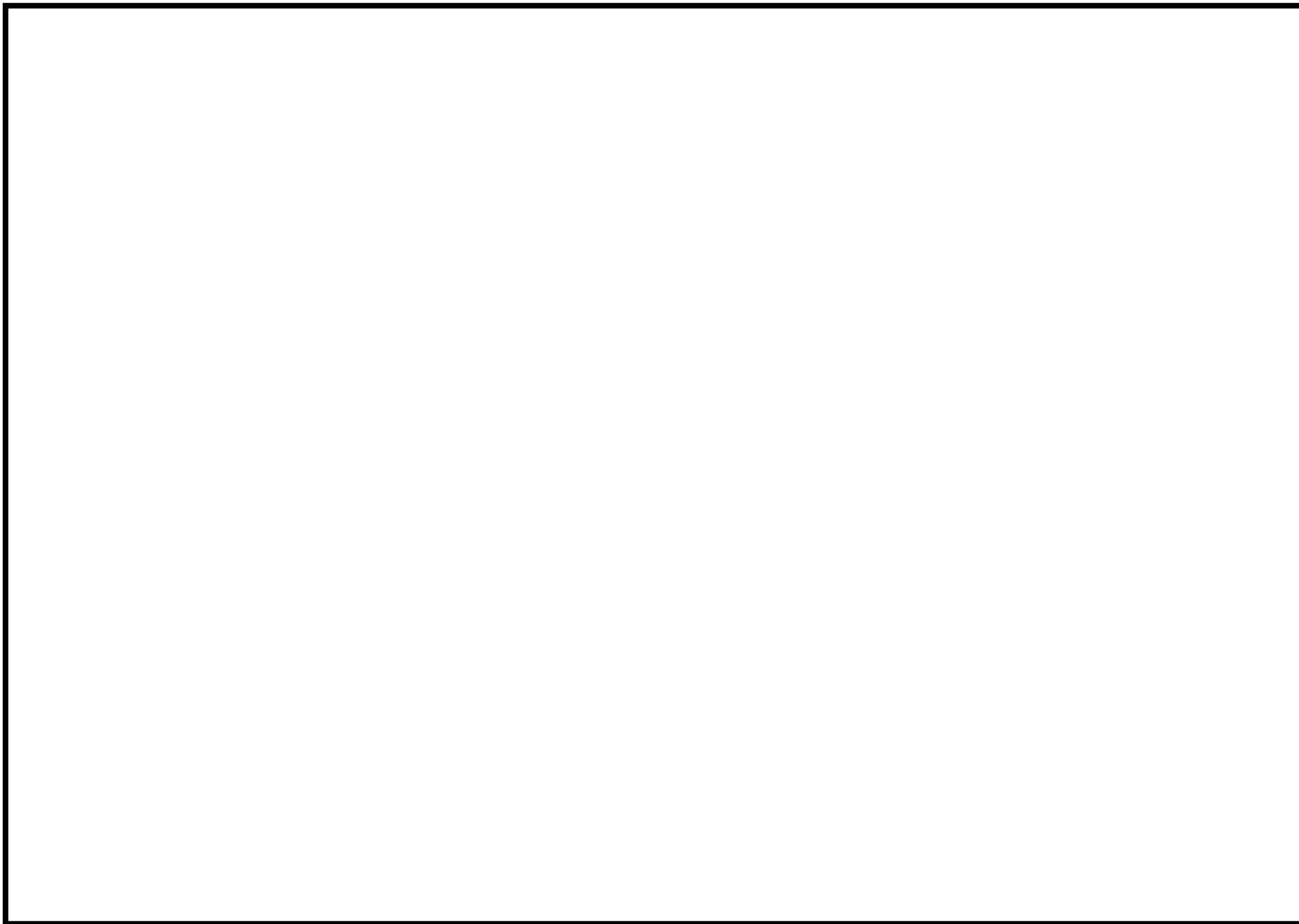


図 6 解析結果(温度条件①)



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

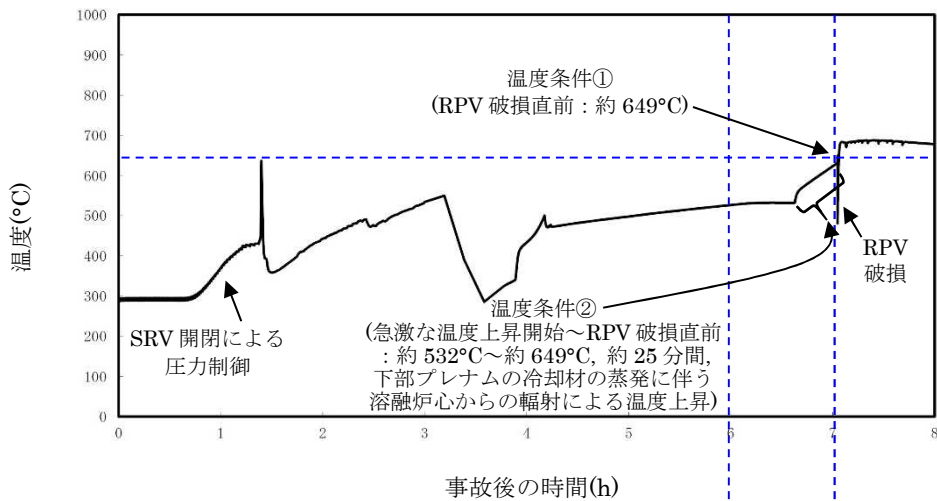


図 1 原子炉压力容器内気相平均温度の推移

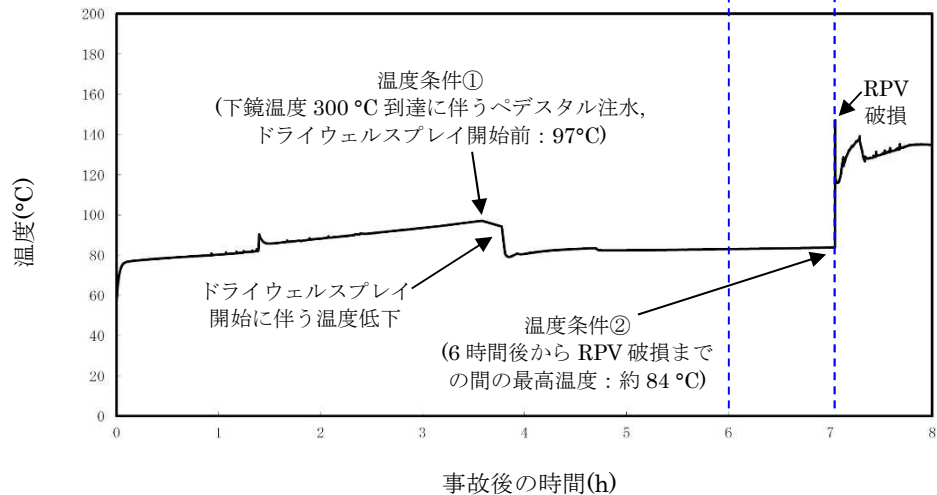


図 2 ドライウェル内気相平均温度の推移  
添 3.2.1 別添 1-2

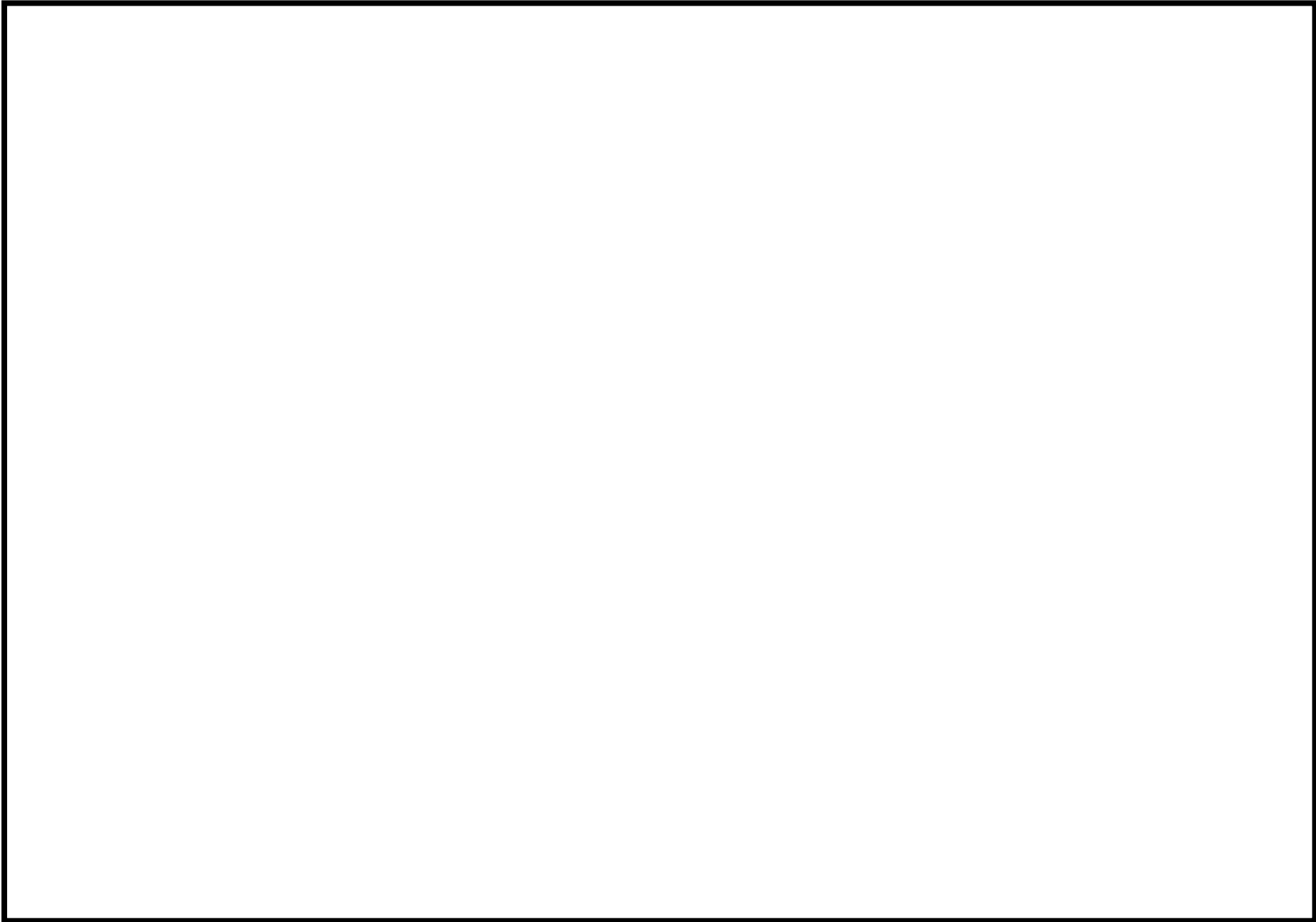


図 3 解析結果(温度条件①)

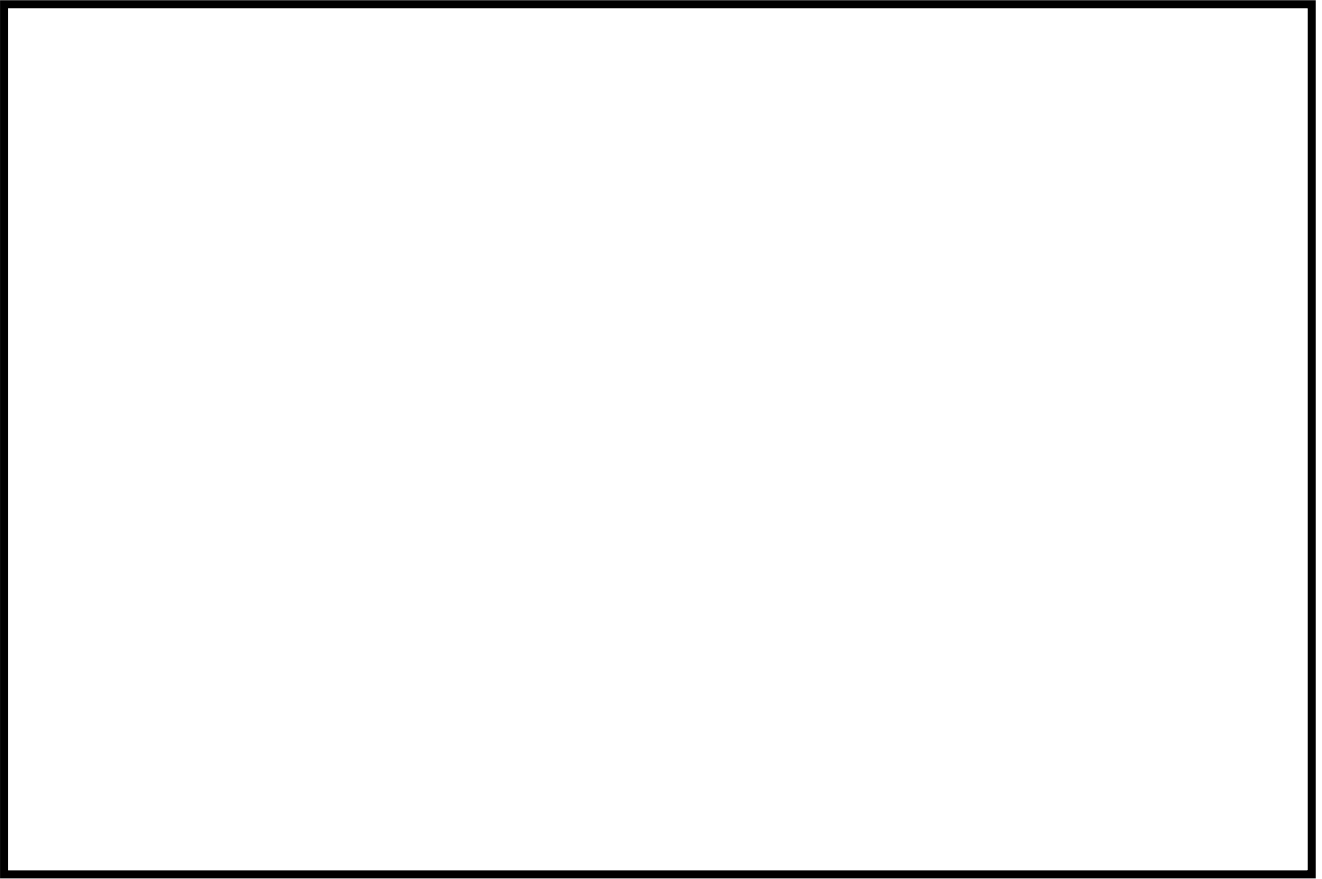


図 4 解析結果(温度条件②)

## 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。 ・TQUV、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)	TQUX 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	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			
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 7.05MPa[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。	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、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。	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、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 (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。	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、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、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。	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、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。
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。	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、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、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、原子炉圧力容器破損時間についても遅くなると考えられることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
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。	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。
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。		

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21,400m³	21,400m³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	70m³/hでスプレイ	70m³/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	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 (高压溶融物放出/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压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。	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が, 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(高压溶融物放出/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

原子炉压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)

原子炉压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

原子炉压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)。

原子炉压力容器破損以降、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。

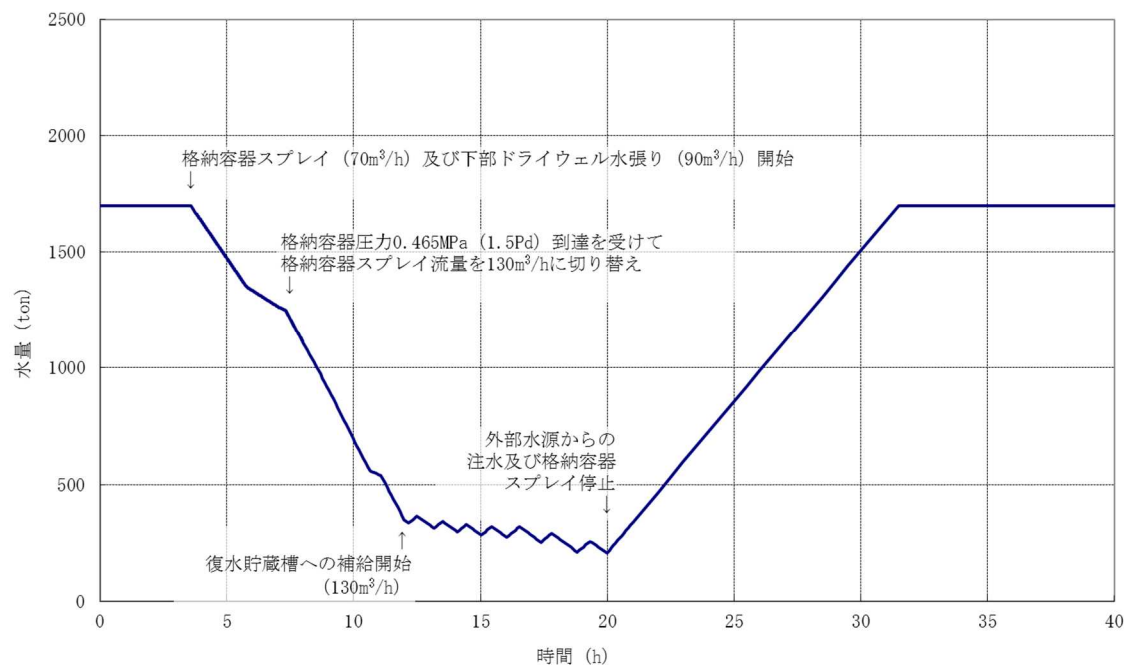
防火水槽からは可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 3 台を用いて 130m<sup>3</sup>/h で復水貯蔵槽へ給水する。

○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、サプレッション・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。

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			7日間の 軽油消費量 <b>約 828kL</b>	7号炉軽油タンク容量は <b>約 1,020kL</b> であり、 7日間対応可能。
	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	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	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	事象発生直後～事象発生後7日間			7日間の 軽油消費量 <b>約 828kL</b>	6号炉軽油タンク容量は <b>約 1,020kL</b> であり、 7日間対応可能。
	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	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	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		
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 <b>約 632kL</b>	1号炉軽油タンク容量は <b>約 632kL</b> 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			7日間の 軽油消費量 <b>約 632kL</b>	2号炉軽油タンク容量は <b>約 632kL</b> 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 <b>約 632kL</b>	3号炉軽油タンク容量は <b>約 632kL</b> 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 <b>約 632kL</b>	4号炉軽油タンク容量は <b>約 632kL</b> 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 <b>約 632kL</b>	5号炉軽油タンク容量は <b>約 632kL</b> 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 <b>約 79kL</b>	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 <b>約 200kL</b> )の残容量(合計)は <b>約 505kL</b> 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，これまでに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熔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、熔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、「圧カスパイク」という。)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、圧カ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、代替循環冷却系又は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」に伴う圧カ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 高圧溶融物放出／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 高圧溶融物放出／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「溶融炉心・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溶融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器外の溶融燃料－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」に示す第3.2.1図から第3.2.4図である。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」に示す第3.2.2図及び第3.2.3図である。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 に示すとおり、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（溶融炉心細粒化）、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 高圧溶融物放出／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第3.3.1図から第3.3.6図に示す。

### a. 事象進展

事象進展は「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。

### b. 評価項目等

圧カ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 0.51MPa [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。

圧カ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 146°C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°C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」にて評価項目を満足することを確認しており、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。

(添付資料 3.5.1)

### 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溶融燃料－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、溶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、溶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、溶融炉心落下速度、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溶融炉心－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  $UO_2$  混合物を用いた実験において実機条件よりも高い溶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、最初の実施すべき操作は

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、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃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、原子炉压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压力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉压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。

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℃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，原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧カ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，第 3.3.7 図及び第 3.3.8 図に示すとおり，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压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える影響が小さいことを確認した。また，原子炉压力容器外の熔融燃料－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压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、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熔融燃料－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熔融燃料－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熔融燃料－冷却材相互作用に

よる圧カ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。第3.3.9図に示すとおり、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溶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あらかじ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。



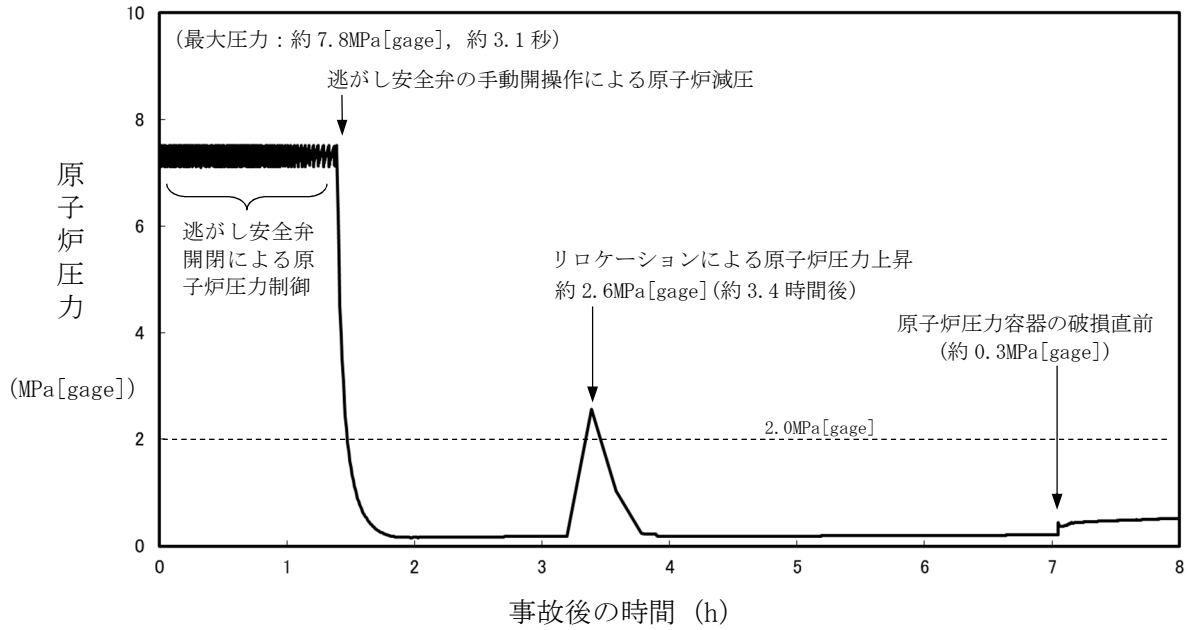
上記の場合には、水蒸気発生によって圧カスパイクが発生するが、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器限界圧力の0.62MPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。また、安定状態を維持できる。

(添付資料3.5.1)

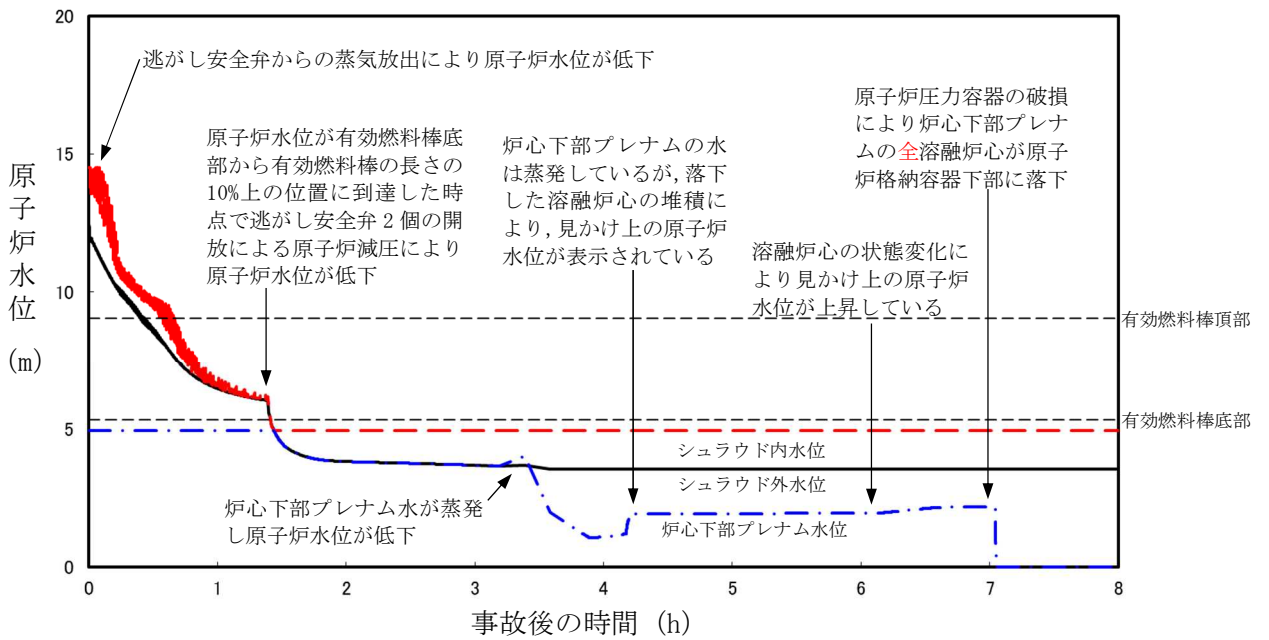
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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。

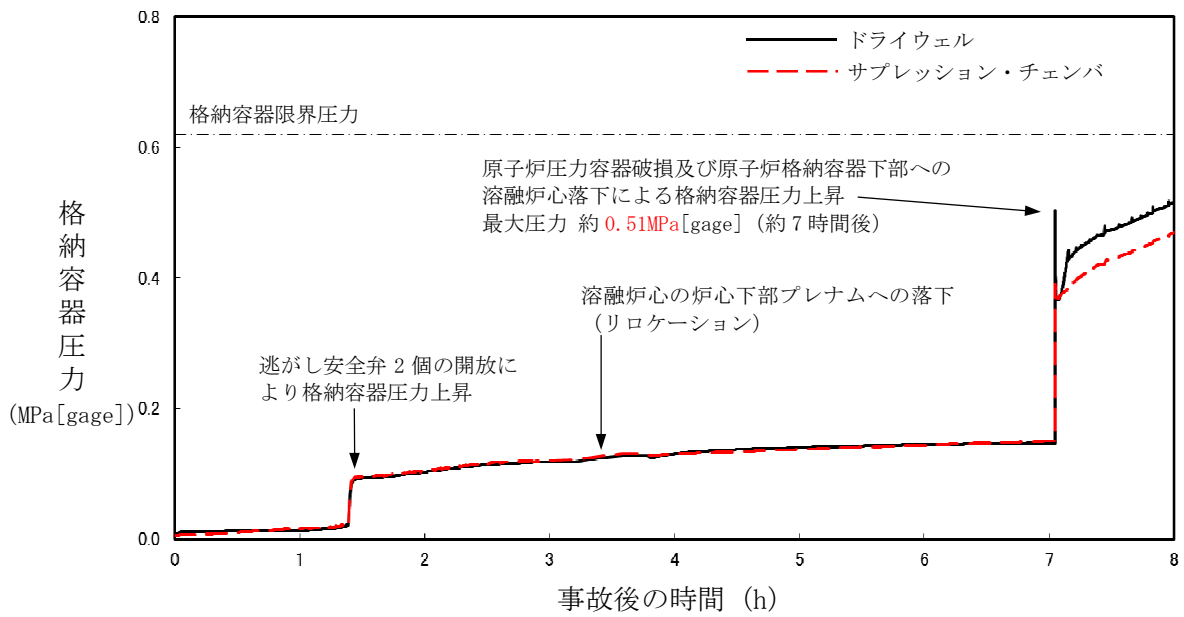
以上のことから、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、原子炉格納容器バウンダリの機能は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。



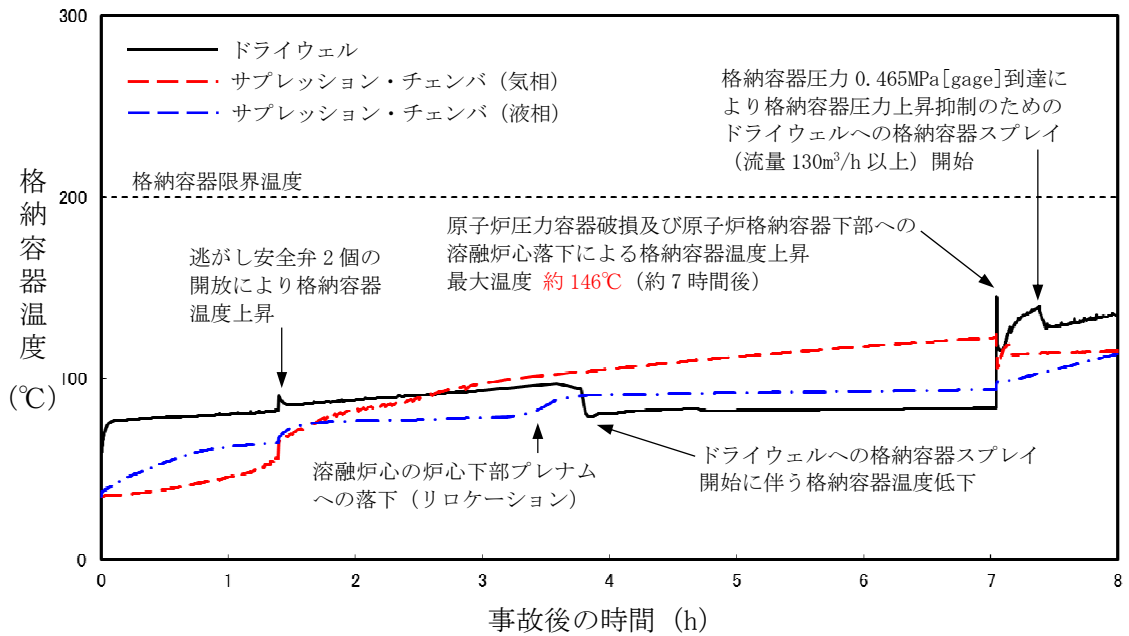
第 3.3.1 図 原子炉圧力の推移



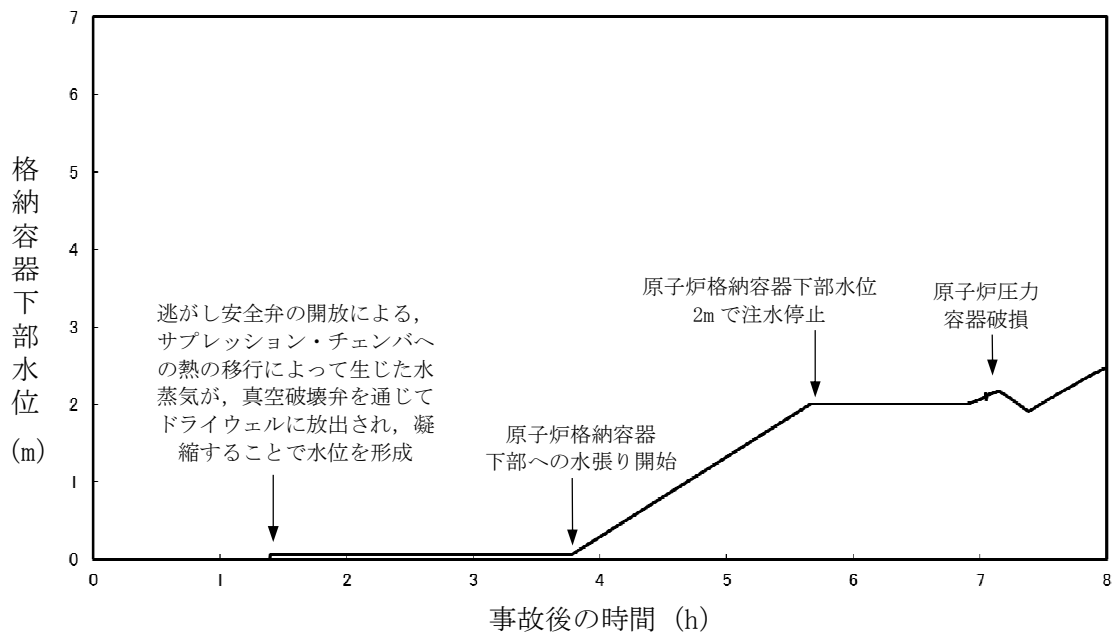
第 3.3.2 図 原子炉水位の推移



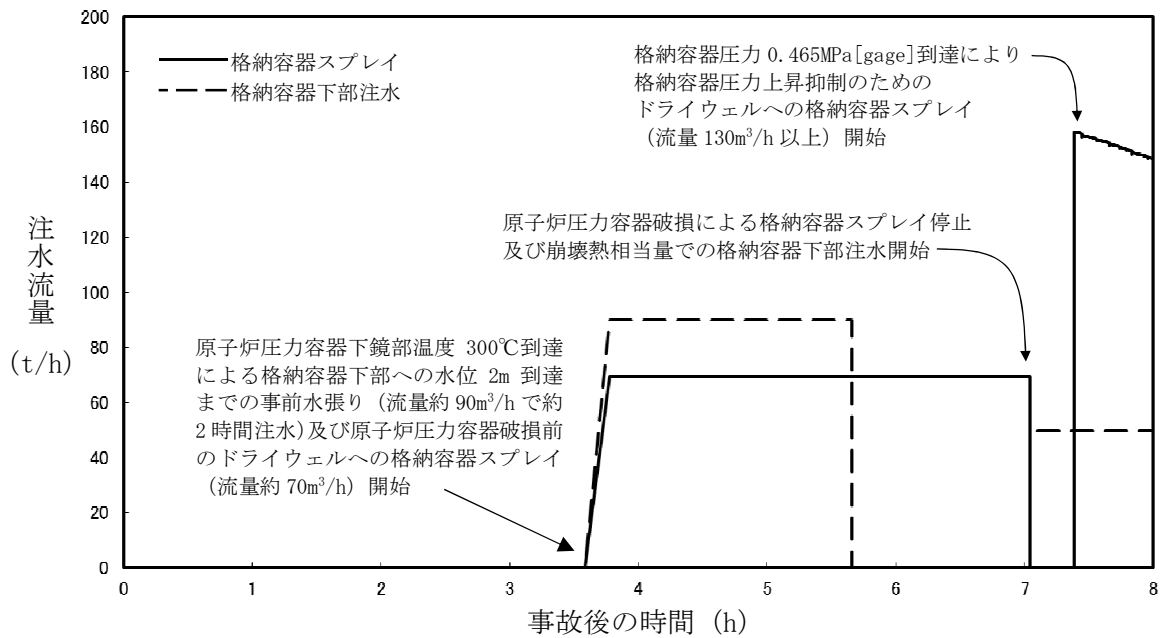
第 3.3.3 図 格納容器圧力の推移



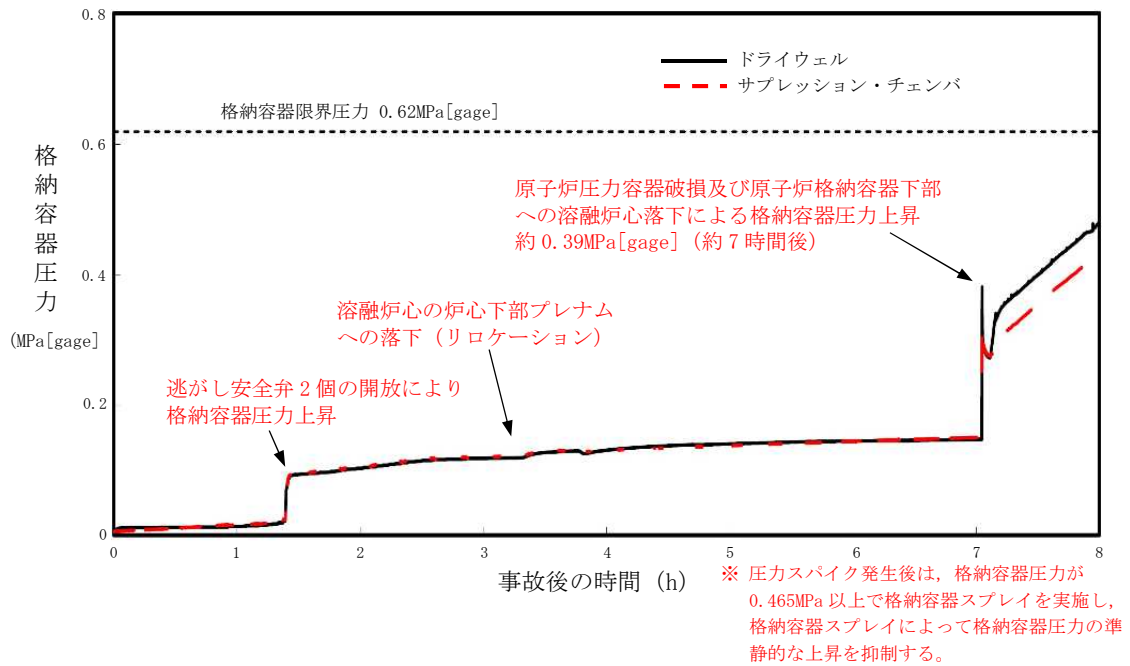
第 3.3.4 図 格納容器温度の推移



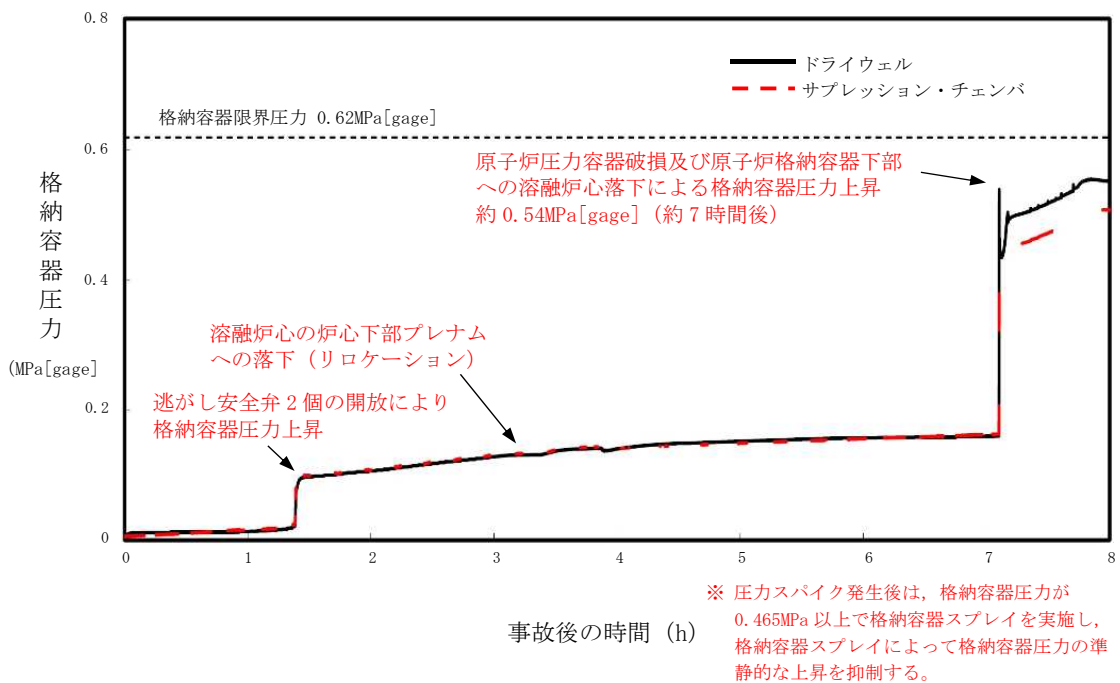
第 3.3.5 図 格納容器下部水位の推移



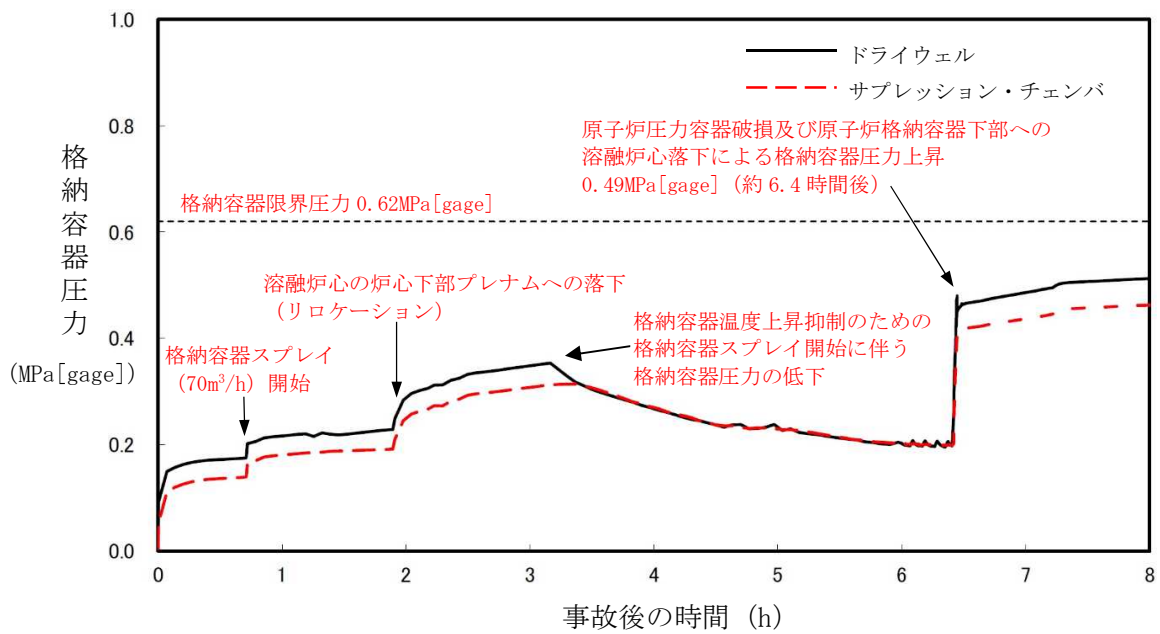
第 3.3.6 図 注水流量の推移



第 3.3.7 図 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))



第 3.3.8 図 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))



第 3.3.9 図 格納容器圧力の時間変化 (大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)

## 原子炉圧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. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の概要

炉心損傷後、溶融燃料と冷却材が接触すると、一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。このときに発生するエネルギーが大きいと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。溶融炉心と冷却材との接触及びそれに伴って引き起こされる現象のことを「溶融燃料－冷却材相互作用 (FCI)」と呼ぶ。また、FCIのうち衝撃波を伴うものを「水蒸気爆発」と呼び、冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う圧力変化を「圧力スパイク」と呼ぶ。

原子炉圧力容器底部から溶融炉心が流出し、原子炉格納容器下部で冷却材と接触することで発生する FCI を「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 (炉外 FCI)」と呼ぶ。これまでの研究では、炉外 FCI における水蒸気爆発現象を以下のような段階的な過程によって説明するモデルが提唱されている。

- ① 原子炉圧力容器から落下する溶融炉心 (デブリジェット) が冷却材中に落下する。冷却材と接触した溶融炉心は、その界面の不安定性により細粒化して冷却材中に分散する (エントレイン)。細粒化した溶融炉心 (以下「デブリ粒子」と称す。) は、蒸気膜に覆われた状態で膜沸騰を伴う冷却材との混合状態となる (粗混合)。
- ② 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 (トリガリング)、デブリ粒子と冷却材が直接接触する。
- ③ デブリ粒子と冷却材の直接接触により、急速な熱の移動が発生し、急速な蒸気発生・溶融炉心の微細化により、さらにデブリ粒子と冷却材の接触を促進し (伝播)、蒸気発生を促進する。この蒸気発生により圧力波が発生する。
- ④ 発生した圧力波が通過した後の高温高压領域 (元々は粗混合領域) の膨張により運動エネルギーが発生し、構造材を破壊する要因となる。

水蒸気爆発が発生するためには、トリガリングが働く必要があり、さらにデブリ粒子と冷却材の接触が瞬時に粗混合領域全体に伝播する必要がある。水蒸気爆発に至らない場合でも、急速な蒸気発生による圧力上昇 (圧力スパイク) 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 の実験から得られた知見の整理

これまでの代表的な FCI の実験から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」第 5 部 MAAP 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及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

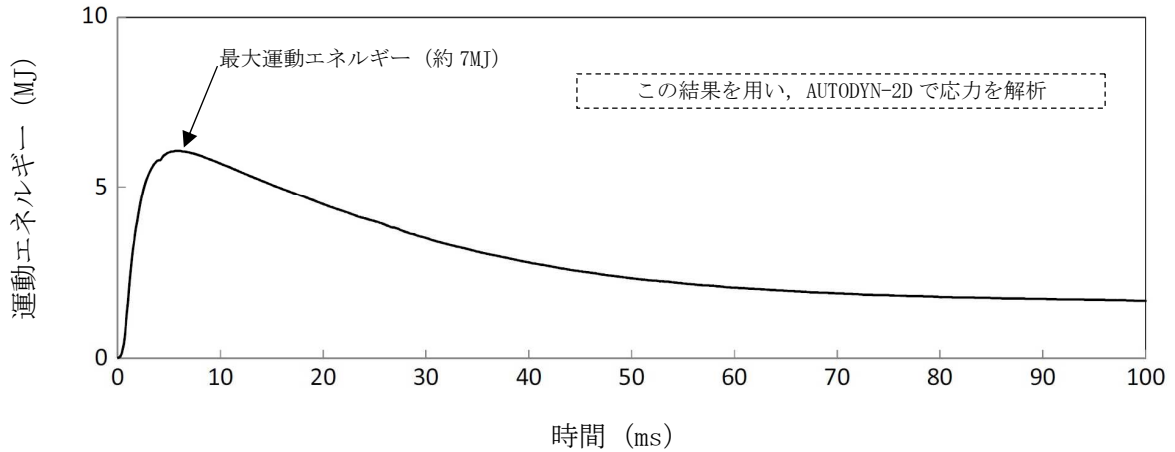


図1 水蒸気爆発によるエネルギーの推移<sup>※1</sup>

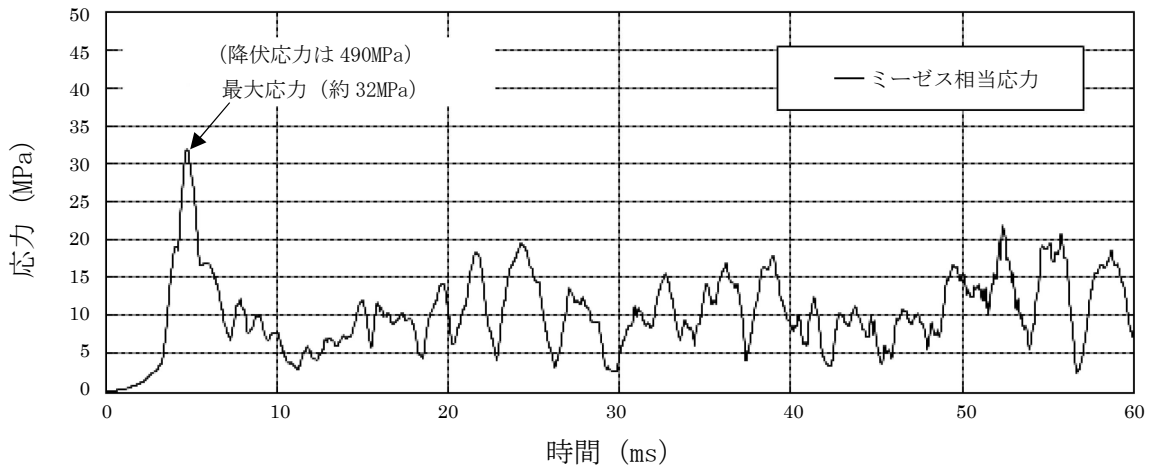


図2 原子炉格納容器下部内側鋼板の応力の推移<sup>※1</sup>

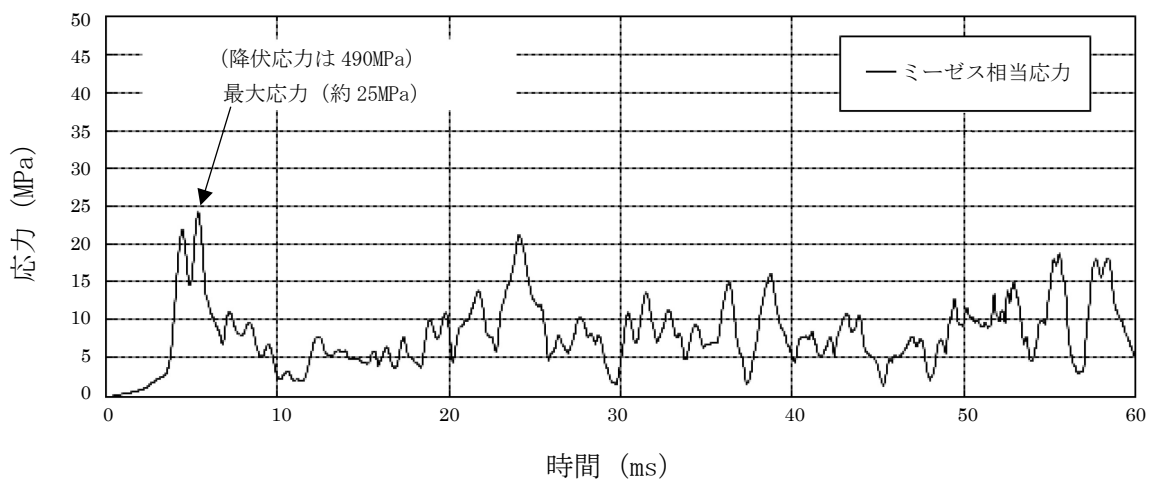


図3 原子炉格納容器下部外側鋼板の応力の推移<sup>※1</sup>

※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（原子炉压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※	原子炉压力容器の破損径	0.2m	制御棒駆動機構ハウジング 1 本の外径として設定
JASMINE	ペDESTAL水深	2m	溶融炉心-コン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℃	外部水源の水温として設定
	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 $\mu$ m	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 原子炉压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エ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エルへの水張りの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エルへの水張りのMCCIに対する影響

格納容器下部ドライウエ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為、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、熔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（熔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。熔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（熔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、熔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

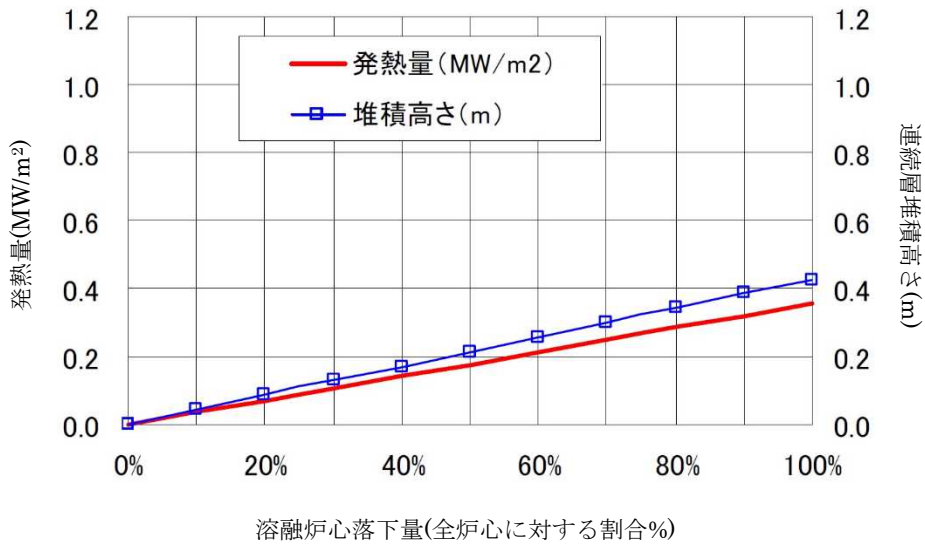
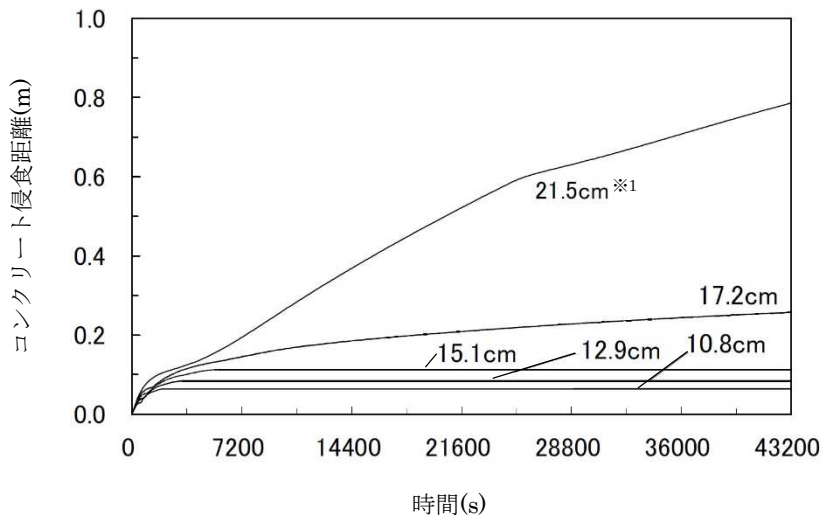
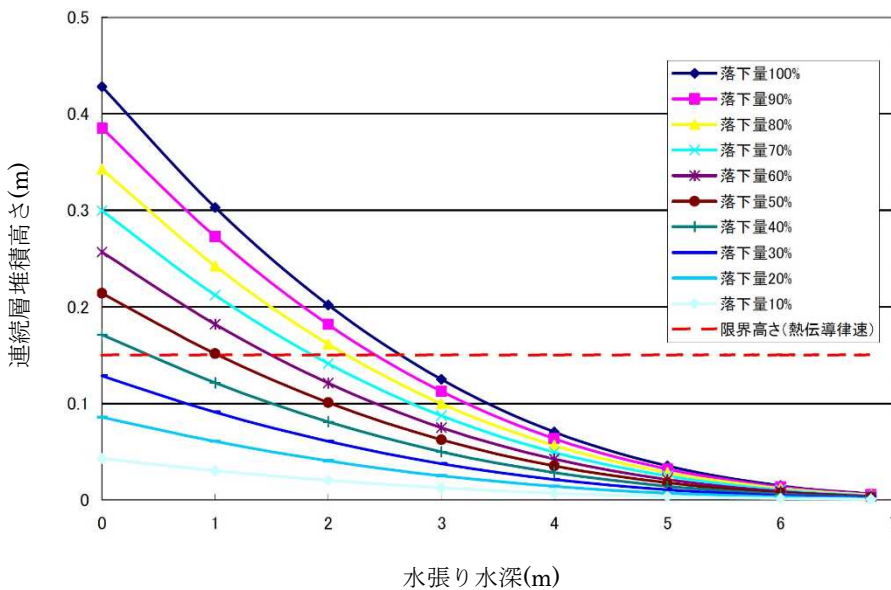


図1 格納容器下部ドライウェルへの溶融炉心落下割合に対する連続層堆積高さと単位面積当たりの発熱量



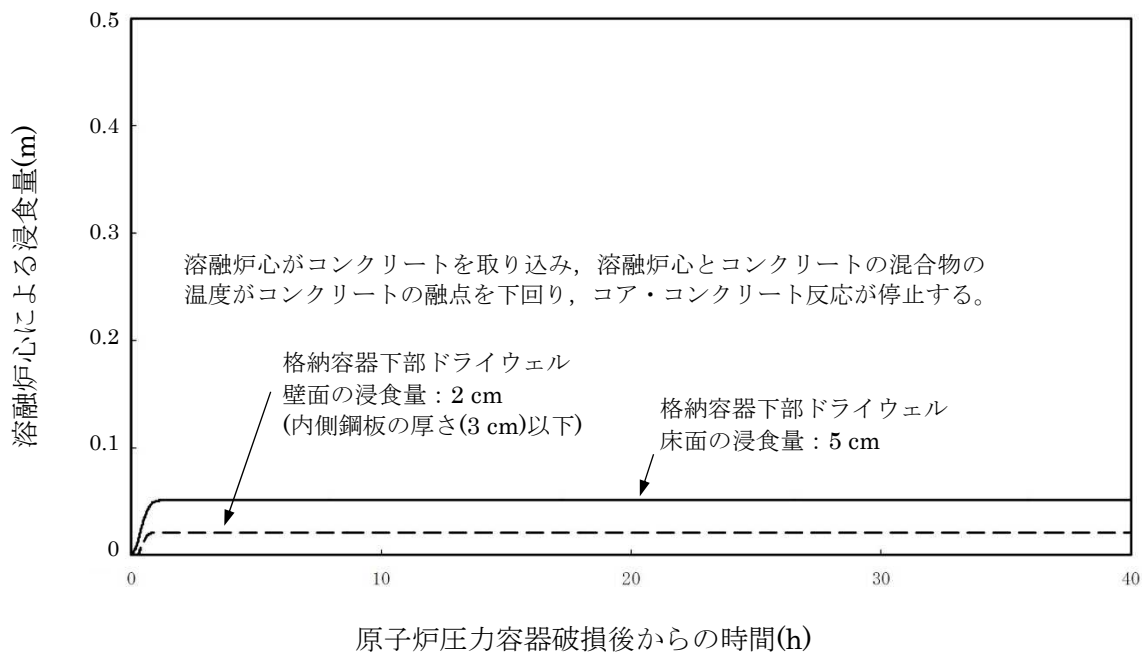
※1 溶融炉心の堆積により生じた連続層厚さ。図中の他の評価結果に付記されている値についても同じ。  
 ※2 クラスト表面は沸騰曲線による熱伝達を仮定、クラスト内は熱伝導による温度勾配を考慮

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

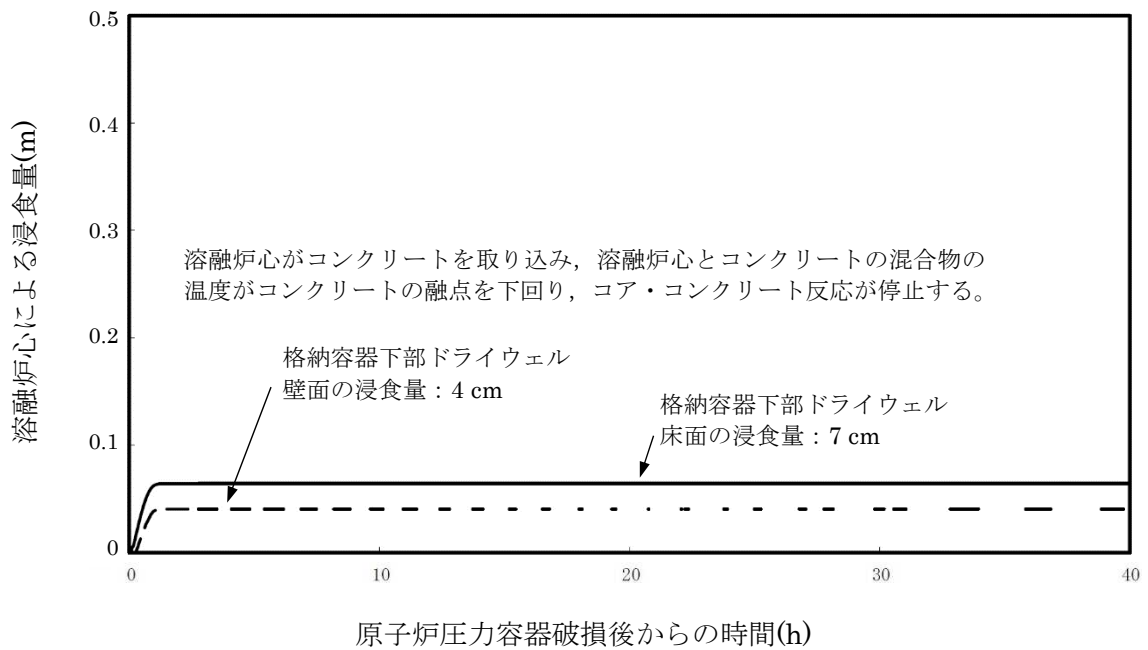


※ 本評価では、RPV 下部の貫通口で最大の径である CRDハウジング1本をデブリジェット径として想定しているが、実際には溶融炉心落下量が少ない場合は破断口径が小さく、デブリジェット径が小さくなる傾向を示すと考えられる。また、Ricou-Spalding の式ではデブリジェット径が小さいほど粒子化割合が大きくなる。溶融炉心落下量と、破断口径との相関を現実的に考えると、本評価では保守的に CRDハウジング1本としているが、溶融炉心落下量が少ない場合には破断口径が小さくなり、より多くの割合が粒子化し、連続層堆積厚さが低下する傾向となるものと考えられる。

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

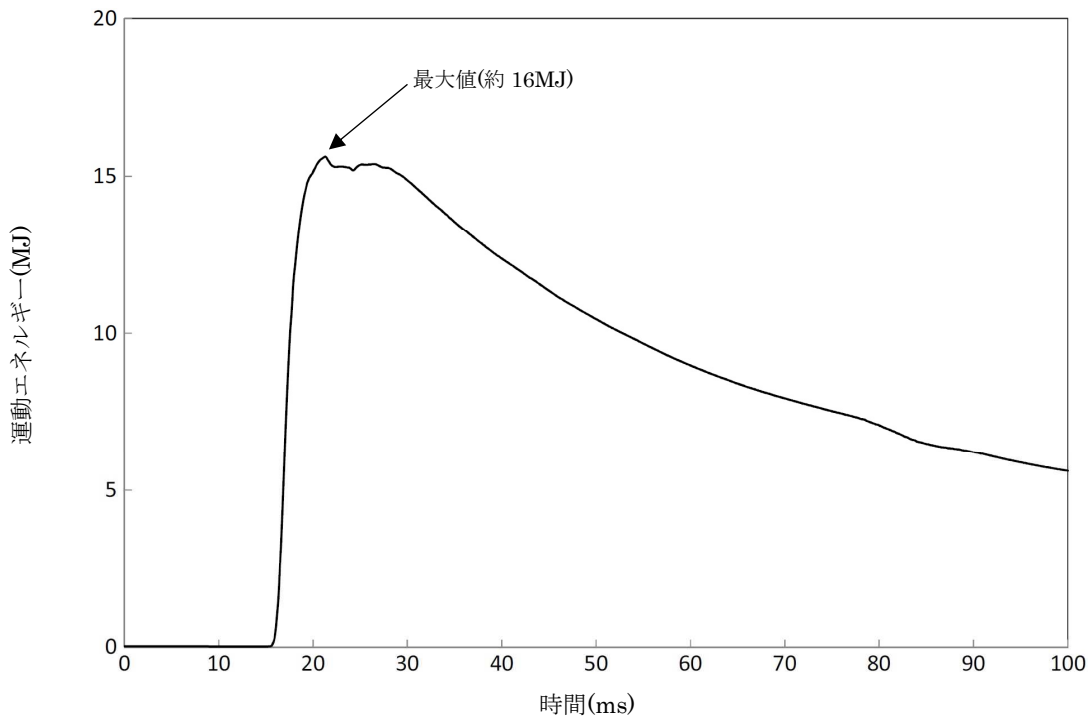


図5 水蒸気爆発によるエネルギーの変化（初期水張り水位 7m）※1

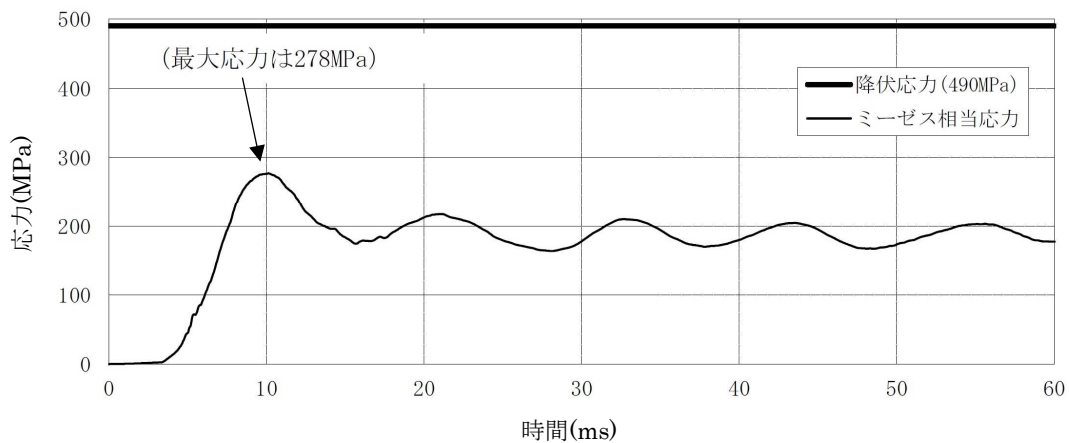


図6 水蒸気爆発による格納容器下部内側鋼板の応力の変化（初期水張り水位 7m）※1

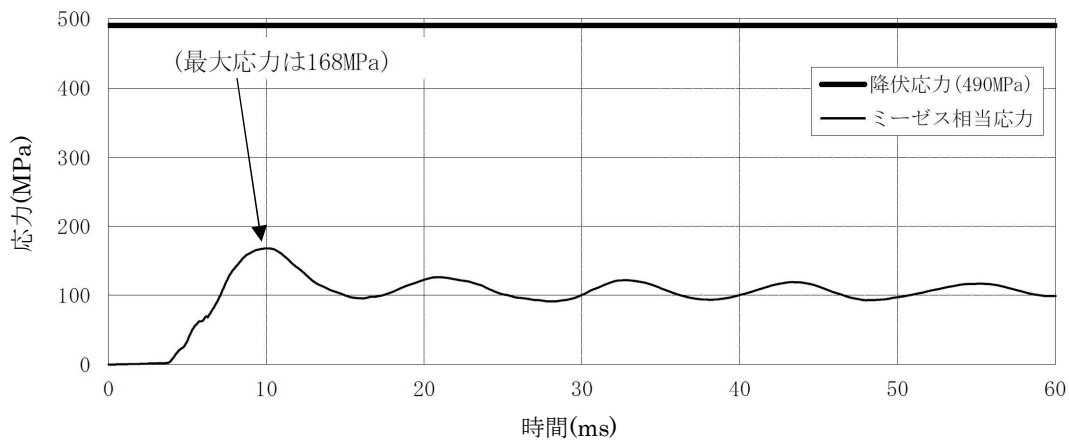


図7 水蒸気爆発による格納容器下部外側鋼板の応力の変化（初期水張り水位 7m）※1

※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。

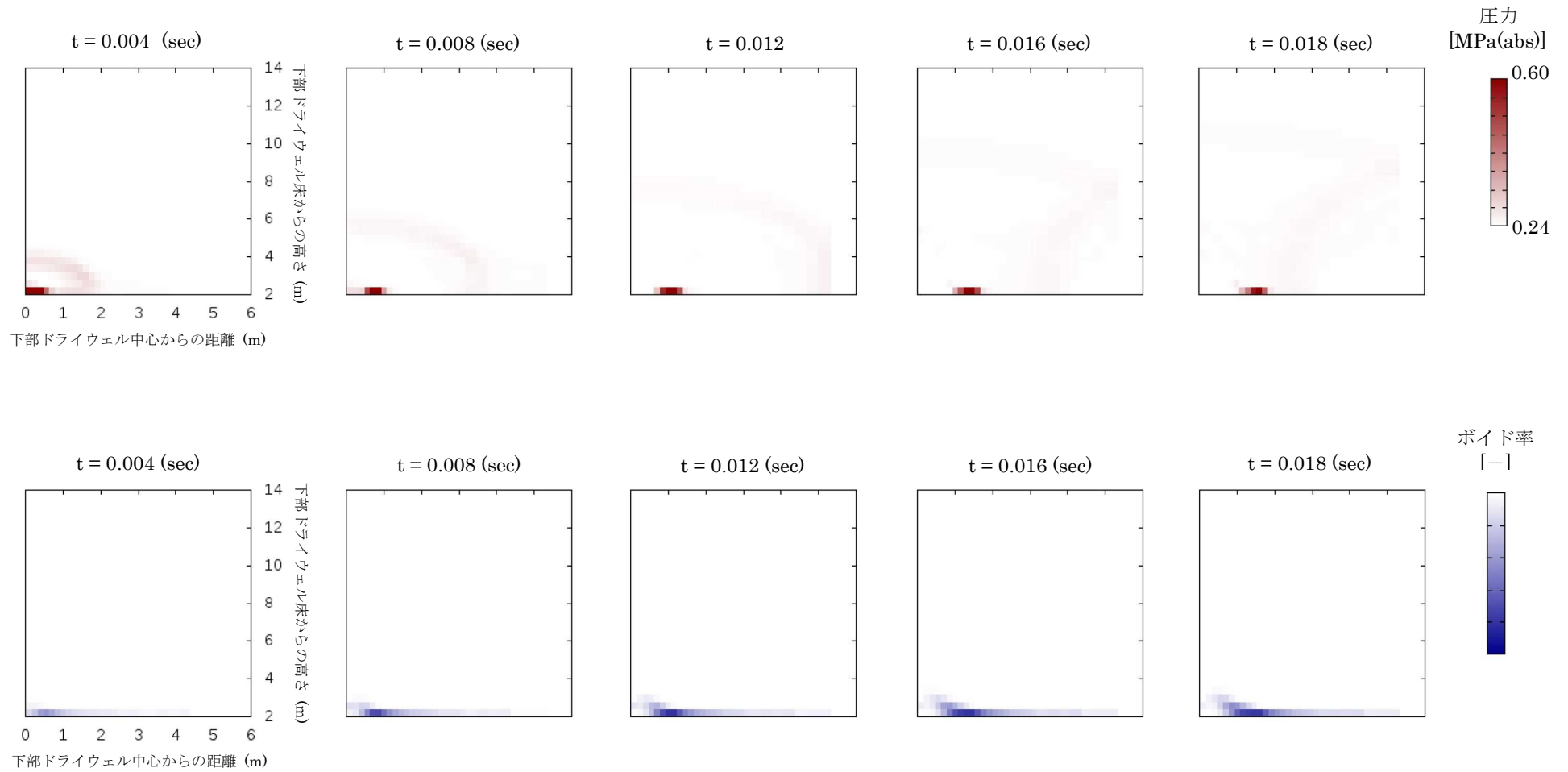


図 8 原子炉格納容器下部の空間部の格納容器圧力及びボイド率の変化（初期水張り水位 2m）

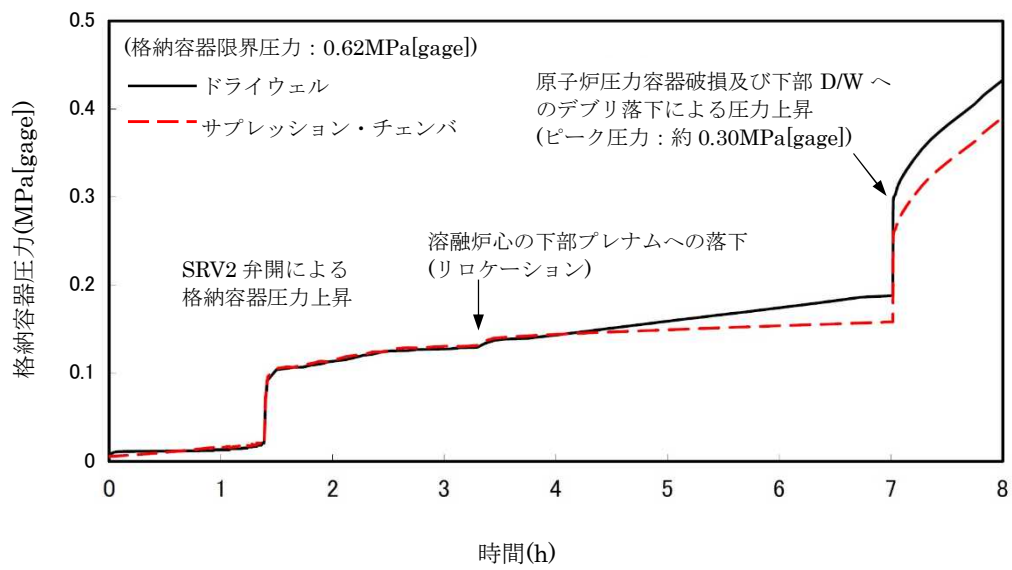


図 9 格納容器圧力の推移 (初期水張り水位 7m)



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を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熔融燃料－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。
	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】</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>	<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。</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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>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。</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、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。</p>

## 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	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
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]

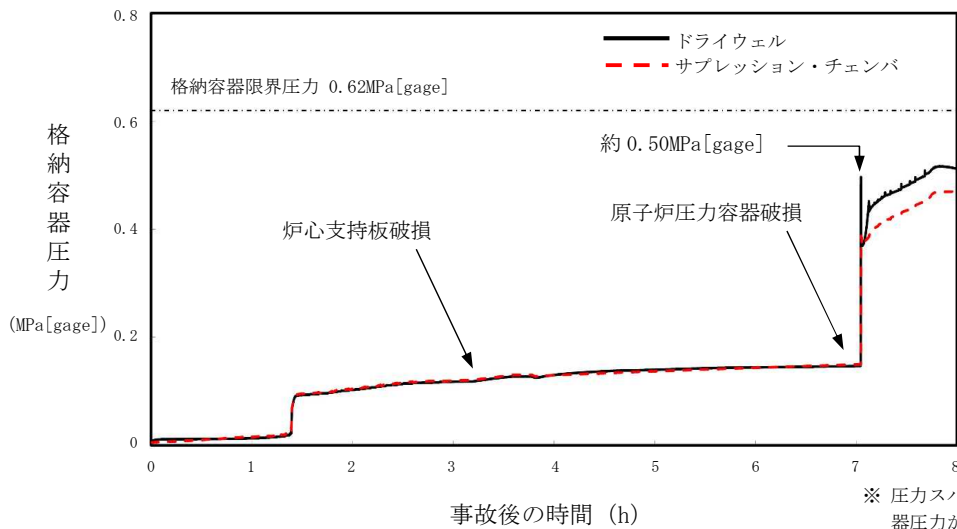


図1 格納容器圧力の時間的変化 (ベースケース)

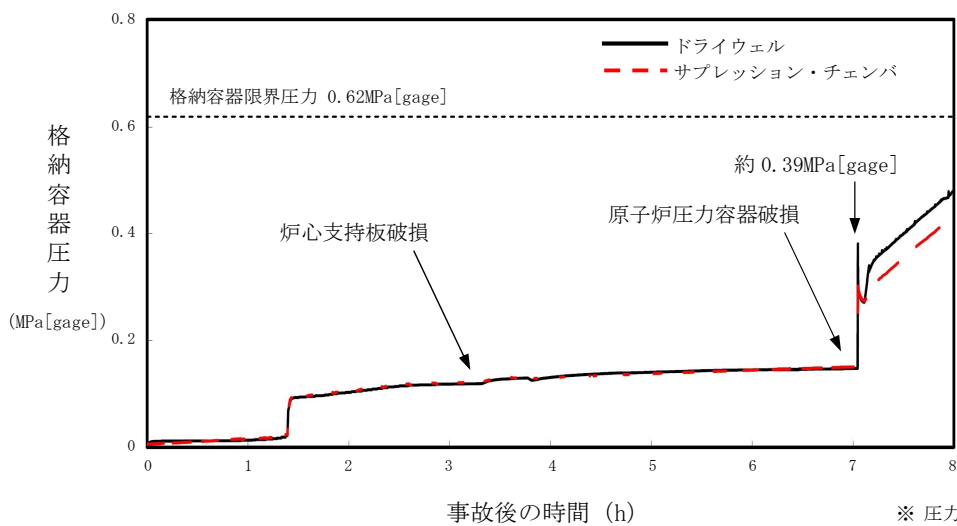


図2 格納容器圧力の時間的変化 (感度解析ケース (最小値))

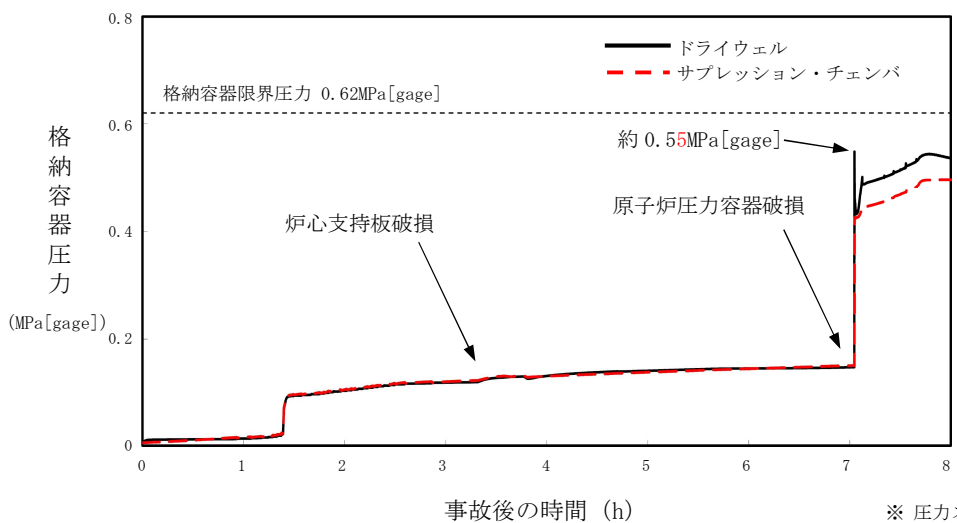


図3 格納容器圧力の時間的変化 (感度解析ケース (最大値))



## 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

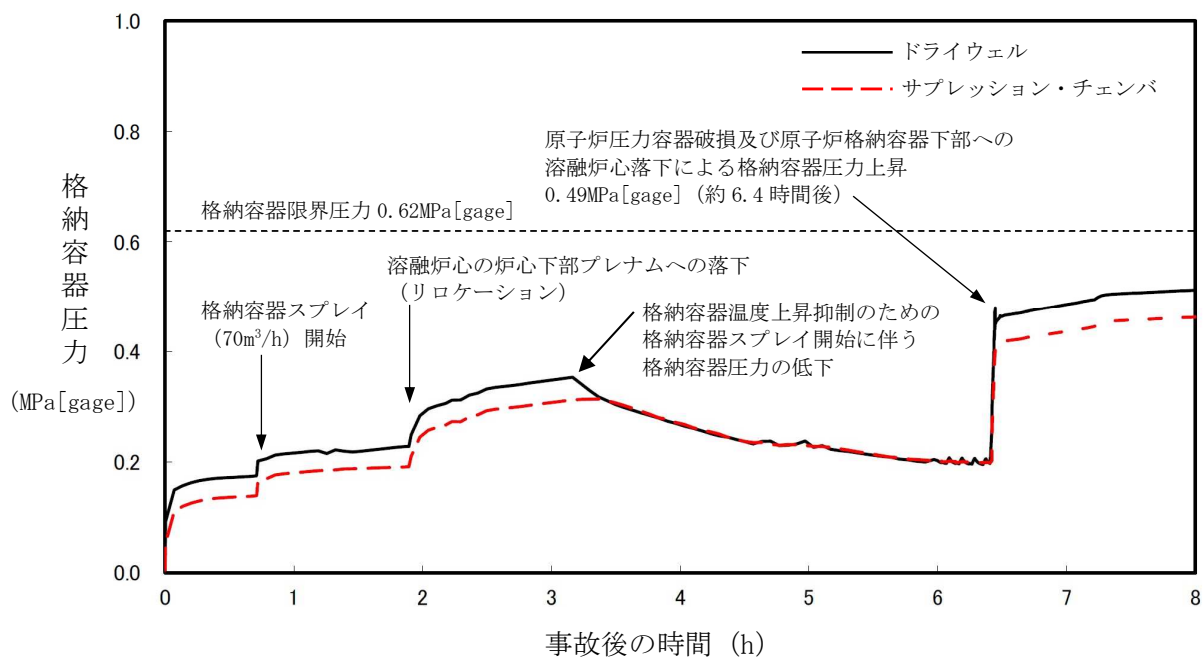


図1 格納容器圧力の推移

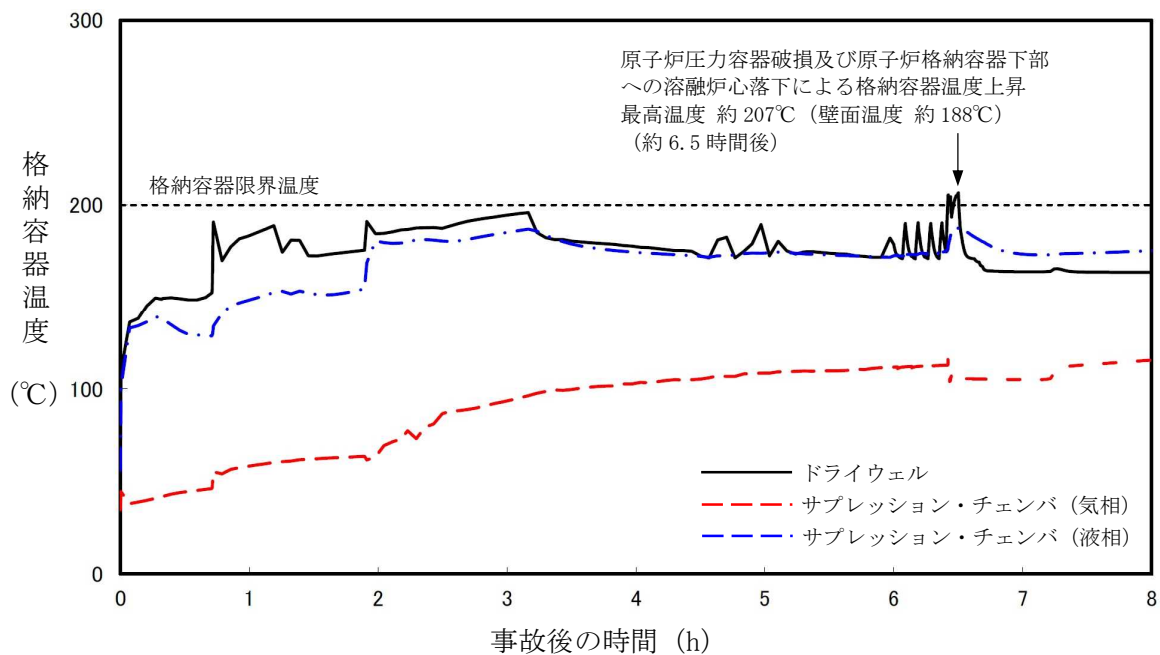


図2 格納容器温度の推移

### 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

#### 3.5.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

##### (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のある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「溶融炉心・コンクリート相互作用」では，原子炉の出力運転中に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，原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，原子炉格納容器下部のコンクリートが浸食され，原子炉格納容器の構造材の支持機能を喪失し，原子炉格納容器の破損に至る。

したがって，本格納容器破損モードでは，原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下する時点で，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の水位及び水量を確保し，かつ，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ことにより，原子炉格納容器の破損を防止するとともに，溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生を抑制する。

また，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、代替循環冷却系又は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「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器下部のコンクリートの浸食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水手段を整備する。

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原子炉格納容器除熱手段又は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 高圧溶融物放出／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 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の

3.2.1.(3)に示す f から h 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」に示す第 3.2.1 図から第 3.2.4 図に示している。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」に示す第 3.2.2 図及び第 3.2.3 図である。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。

### 3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

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（＋デブリ冷却失敗）」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)e に示すとおり，プラント損傷状態の選定では，LOCA と TQUV を比較し，LOCA の場合はペDESTAL に冷却材が流入することで溶融炉心・コンクリート相互作用が緩和される可能性等を考慮

し、より厳しいと考えられる TQUV を選定した。

なお、この評価事故シーケンスは、「3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉压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と同じ事故シーケンスである。本格格納容器破損モード及び「3.3 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」ではプラント損傷状態を TQUV とし、「3.2 高压溶融物放出／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、溶融炉心の挙動にしたが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したが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、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、炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉压力容器破損、原子炉压力容器内 FP 挙動、原子炉格納容器における炉心損傷後の格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり、原子炉压力容器外 FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉压力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）、溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。

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 により原子炉格納容器下部の床面及び壁面のコンクリート浸食量等の推移を求める。

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

有効性評価の条件は，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。これに加え，初期条件の初期酸素濃度及び事故条件の水素ガス及び酸素ガスの発生割合は，「3.4 水素燃焼」と同じである。

## (3) 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，ドライウェル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度，サブプレッション・チェンバ・プール水位，格納容器下部水位，溶融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量の推移を第3.5.1図から第3.5.11図に示す。

### a. 事象進展

事象進展は「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。

## b. 評価項目等

溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水の継続によって、**コンクリート浸食量は**原子炉格納容器下部の床面で **1cm**、**壁面で 1cm** に抑えられ、原子炉格納容器下部の溶融炉心は適切に冷却される。

原子炉格納容器下部壁面の**コンクリート浸食に対しては**、**コンクリート浸食が内側鋼板及び厚さ約 1.67m のコンクリート部を貫通して外側鋼板まで到達しない限り**、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。**評価の結果**、原子炉格納容器下部壁面の**コンクリート浸食量は 1cm に抑えられ**、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

原子炉格納容器下部床面の**コンクリート浸食に対しては**、原子炉格納容器下部の床面以下の**コンクリート厚さが約 7.1m であり**、原子炉格納容器下部床面の**コンクリート浸食量が 1cm であるため**、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

また、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は、原子炉格納容器下部については**コンクリートの浸食量が 1cm であるため**、**約 2.3kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが**、**ジルコニウム-水反応によって約 1400kg の水素ガスが発生することを考慮すると**、**溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい**。このため、**溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい**。**溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約 2.3kg の気体の内訳は**、**可燃性ガスである水素が全てを占める**。なお、原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の本評価における水素濃度は、ドライウェルに



において最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。一方、酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から7日後（168時間後）においても酸素濃度はウェット条件で約2.1vol%、ドライ条件で約2.6vol%であり、可燃限界である5vol%を下回る。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

その後は、原子炉格納容器下部に崩壊熱相当の流量での格納容器下部注水を継続して行うことで、安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

（添付資料 3.5.1）

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(8)の評価項目について、原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量<sup>\*1</sup>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(5)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「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。

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(6)の評価項目については「3.4 水素燃焼」において、(7)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、それぞれ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、熔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(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。

※1 熔融炉心が適切に冷却されることについても、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が維持される範囲で原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリートの浸食が停止することで確認した。

### 3.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

熔融炉心・コンクリート相互作用では、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に至り、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下してコンクリートを浸食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系（常設）による水張り操作及び熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作とする。

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、炉心熔融開始後の熔融炉心の移動（リロケーション）、初期水張りされた原子炉格納容器下部へ落下した熔融炉心の粒子化、落下した熔融炉心の拡がり、熔融炉心から水への熱伝達及びコンクリート浸

食が挙げられる。炉心溶融開始後の溶融炉心の移動（リロケーション）に対しては、原子炉圧力容器下鏡部温度を監視し、300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張りを行い、原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に対しては、原子炉格納容器下部の雰囲気温度、格納容器圧力等を監視し、原子炉圧力容器破損を認知して原子炉格納容器下部への注水を行うといった徴候を捉えた対応を図ることによって、溶融炉心を確実に冷却できることを確認している。また、本評価事故シーケンスの評価では、溶融炉心から水への熱伝達が本物理現象に対して影響が大きいことを踏まえて、**溶融炉心から水への熱伝達**に対する影響評価を実施する。

#### (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

一ケンスにおいては、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で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℃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及び原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器圧力上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度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初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部への注水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より緩慢な挙動を示す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、数分程度の差異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に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℃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炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性が確認されている。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されている。炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさ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℃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（事象発生から約 7 時間後）に対して、十数分早まる程度であり、原子炉格納容器下部への注水は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、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注水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内 FP 挙動の不確かさとして、原子炉圧力容器内 FP 挙動と本事象に対する運転員等操作の関連はないことから、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溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、溶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等の感度解析より、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度が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－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、**溶融炉心からのプールへの熱流束**及び溶融プール－クラスト間の熱伝達係数の感度解析を実施した。感度解析の結果、コンクリート浸食量に対して**溶融炉心からのプールへの熱流束**の感度が支配的であ

ることが確認されているが、コンクリート浸食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炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、ACE 及び SURC 実験解析より熔融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート浸食挙動について妥当に評価できることが確認されている。また、熔融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料 3.5.2)

#### 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。

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より緩慢な挙動を示す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，数分程度の差異であること及び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。

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。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして，熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性が確認されており，炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により，原子炉圧力容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されている。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。

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（事象発生から約 7 時間後）に対して、早まる時間はわずかであり、破損時間がわずかに早まった場合においても、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。

炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして、原子炉圧力容器内 FP 挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用による浸食深さに関連はないことから、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の感度解析より、溶融炉心の細粒化割合がコンクリート浸食に与える感度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。

炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりについて、溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定した感度解析を実施した。評価の体系として、溶融炉心が中心から外れた位置で円柱を形成した場合を想定し、溶融炉心の側面がコンクリートの壁で囲まれた体系を設定した。感度解析の結果、第 3.5.12 図に示すとおり、コンクリート浸食量は原子炉格納容器下部の床面で約 14cm、壁面で約 13cm に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、溶融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からのプールへの熱流束及び溶融プールーク

ラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリート浸食量について支配的な溶融炉心からのプールへの熱流束についての感度解析を実施した。感度解析の結果、第3.5.13図に示すとおり、コンクリート浸食量は原子炉格納容器下部の床面で約9cm、壁面で約8cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお、本感度解析ケースでは、原子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって約31kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約1400kgの水素ガスが発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本評価における原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。このことから、本感度解析において評価した、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価しても、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。

なお、溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約31kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約28kg、一酸化炭素が約3kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素が支配

的であり、一酸化炭素及び二酸化炭素の影響は無視できる。

一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度は3.5.2 (3) bにて示した酸素濃度（ウェット条件で2.1vol%，ドライ条件で2.6vol%）以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

(添付資料 3.5.2, 3.5.3)

## (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、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ため、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。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ため、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

初期条件の熔融炉心からプールへの熱流束は、解析条件の800kW/m<sup>2</sup>相当（圧力依存あり）に対して最確条件は800kW/m<sup>2</sup>相当（圧力依存あり）であり、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。

初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは、解析条件の「内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びベント管は考慮しない」に対して最確条件は「コンクリート以外の素材を考慮する」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コンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート浸食が抑制される可能性があるが、コンクリート浸食量を操作開始の起

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。

(添付資料3.5.2)

(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。

初期条件の熔融炉心からのプールへの熱流束は、解析条件の800kW/m<sup>2</sup>相当（圧力依存あり）に対して最確条件は800kW/m<sup>2</sup>相当（圧力依存あり）であり、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。コンクリート浸食量に対しては**熔融炉心からのプールへの熱流束の感度が支配的であり、実験で確認されている浸食面における浸食の不均一性等の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析の結果、第3.5.13図に示すとおり、コンクリート浸食量は原子炉格納容器下部の床面で約9cm、壁面で約8cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお、本感度解析ケースでは、原子炉格納容器下部での熔融炉心・コンクリート相互作用によって約31kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約1400kgの水素ガスが発生**

することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。

熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本評価における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、**ドライ条件においては13vol%を上回る**。このことから、本感度解析において評価した、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価しても、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約**31kg**の気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約**28kg**、一酸化炭素が約**3kg**、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が**1kg未満**である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素が支配的であり、一酸化炭素及び二酸化炭素の影響は無視できる。

一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場

合、原子炉格納容器内の酸素濃度は3.5.2 (3) bにて示した酸素濃度（ウェット条件で2.1vol%，ドライ条件で2.6vol%）以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは、解析条件の「内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びベント管は考慮しない」に対して最確条件は「コンクリート以外の素材を考慮する」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コンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート浸食が抑制される可能性があるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件について、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート浸食量を評価するにあたり、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、電源の有無に係らず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た場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなるため、熔融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。その結果、**第3.5.14図に示すとおり**、コンクリート浸食量は床面で約**3cm**、壁面では**約3cmに抑えられ**、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。コンクリート浸食量が僅かであることから、本評価における熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を与えな

い。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの蓄積及び燃焼による格納容器圧力への影響は無く、格納容器内の気体組成の推移は3.5.2 (3) bと同じとなる。なお、本評価における原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、**ドライ条件においては**13vol%を上回る。一方、酸素濃度はウェット条件で2.1vol%以下、ドライ条件で2.6vol%以下であり、可燃限界である5vol%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

(添付資料3.5.2, 3.5.3)

## 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）による水張り操作は、解析上の操作時間として原子炉圧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熔融炉心の炉心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。

操作条件の熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器破損後（事象発生から約7.0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、熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉圧力、格納容器下部の雰囲気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、注水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。

（添付資料3.5.2）

(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。

操作条件の溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作は、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。

（添付資料3.5.2）

### （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。

操作条件の溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作については、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、原子炉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あらかじ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時間後の水張りの完了から、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。

操作条件の熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作については，原子炉圧力容器が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，熔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，熔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。

（添付資料3.5.2）

#### （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。

#### 3.5.4 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高圧熔融物放出／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。

#### 3.5.5 結論

格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」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、原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器下部のコンクリートが浸食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水手段を整備している。

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」について、有効性評価を行った。

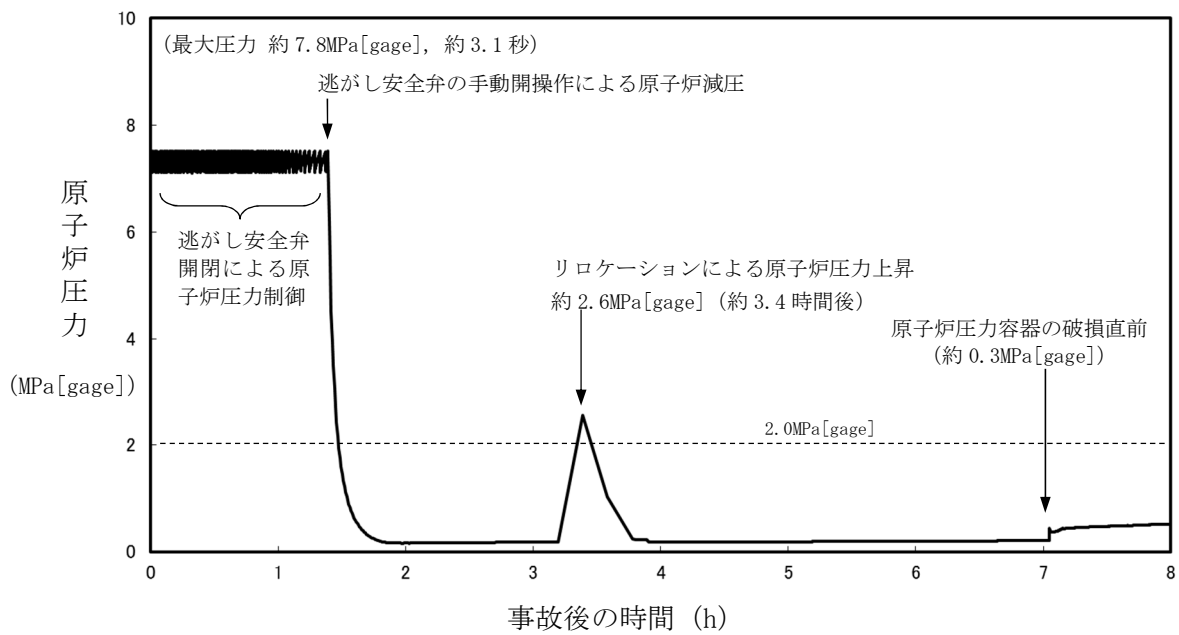
上記の場合においても、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を実施することにより、溶融炉心の冷却が可能である。その結果、溶融炉心の拡がり等の不確かさを考慮しても、コンクリート浸食量は床面で約14cm、壁面で約13cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。

（添付資料3.5.3）

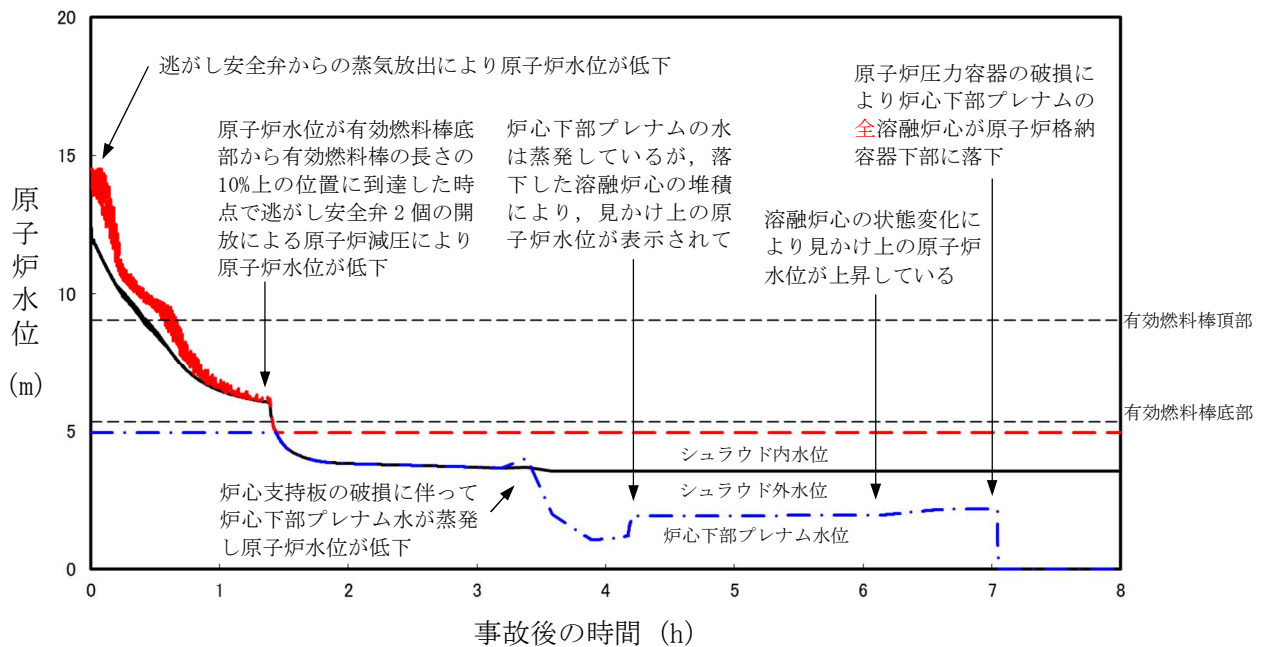
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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。

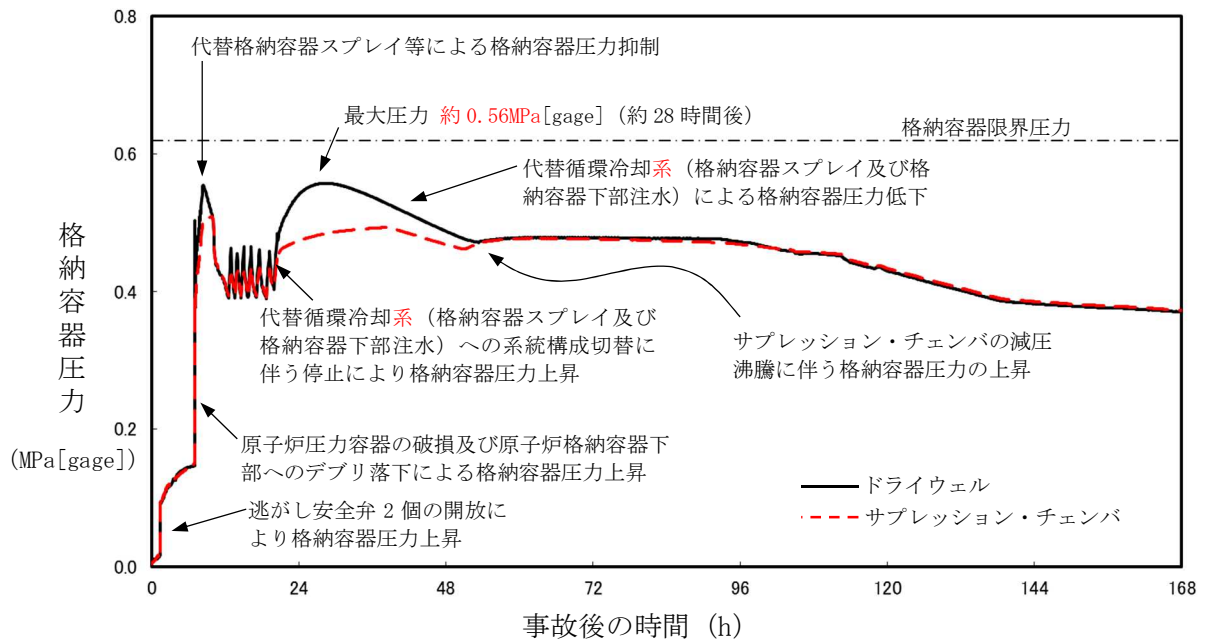
以上のことから、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。



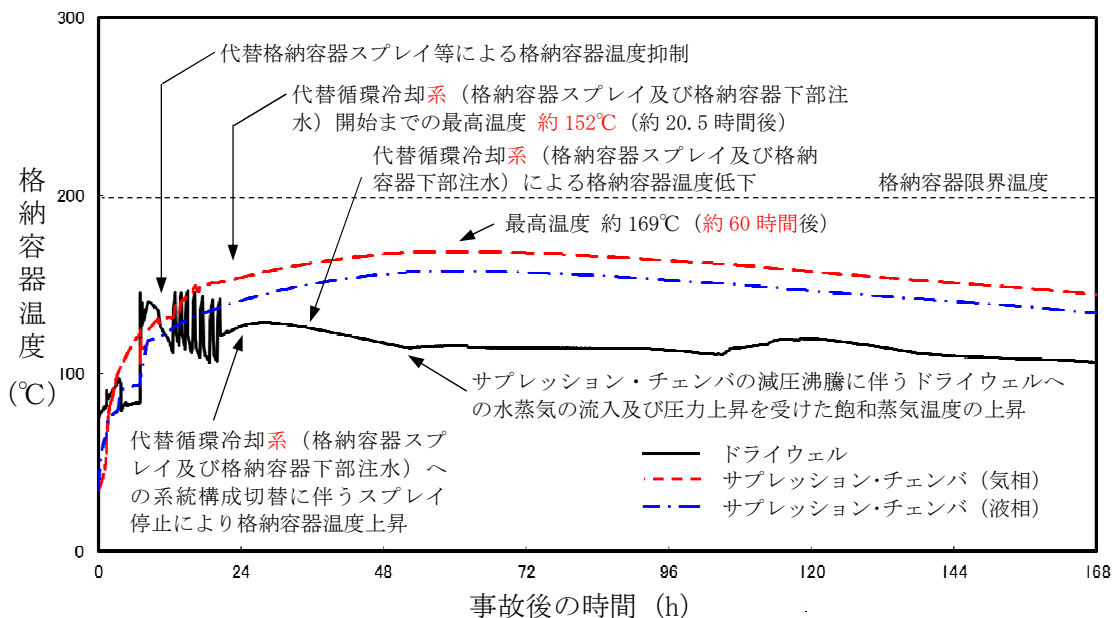
第 3.5.1 図 原子炉圧力の推移



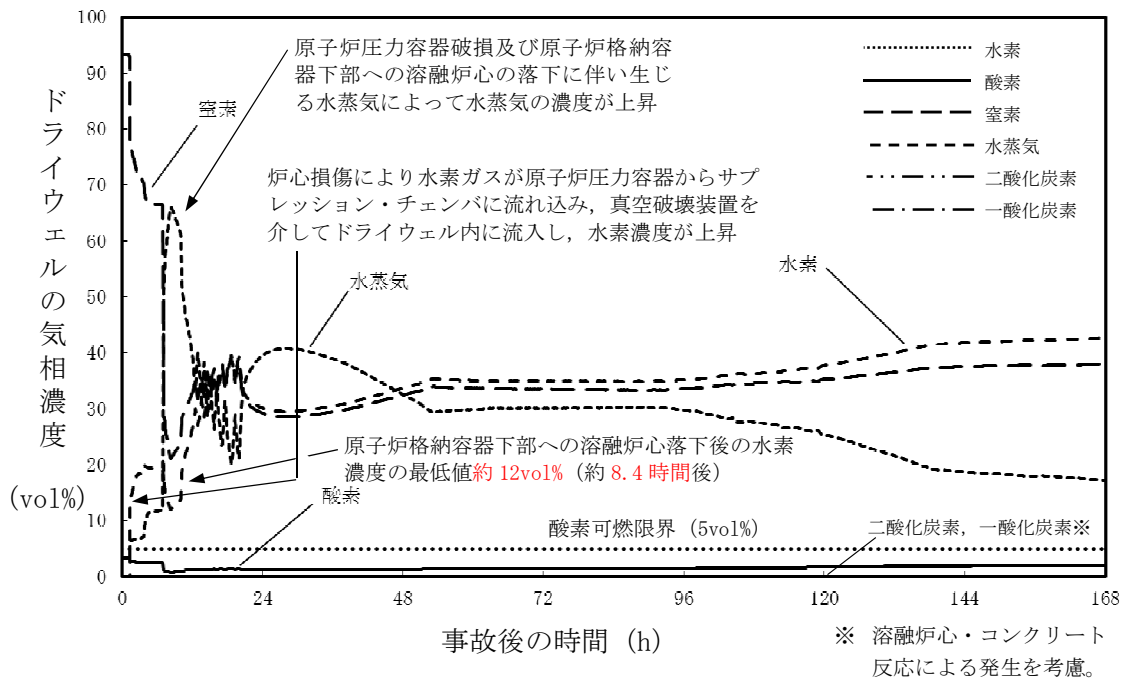
第 3.5.2 図 原子炉水位の推移



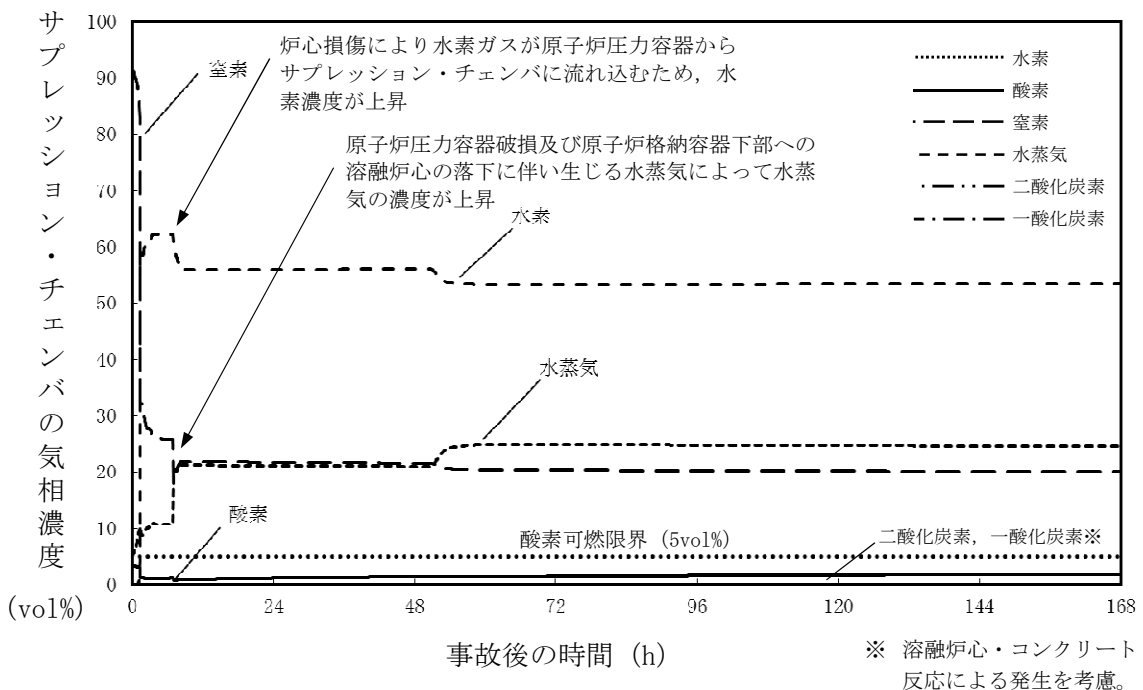
第 3.5.3 図 格納容器圧力の推移



第 3.5.4 図 格納容器温度の推移

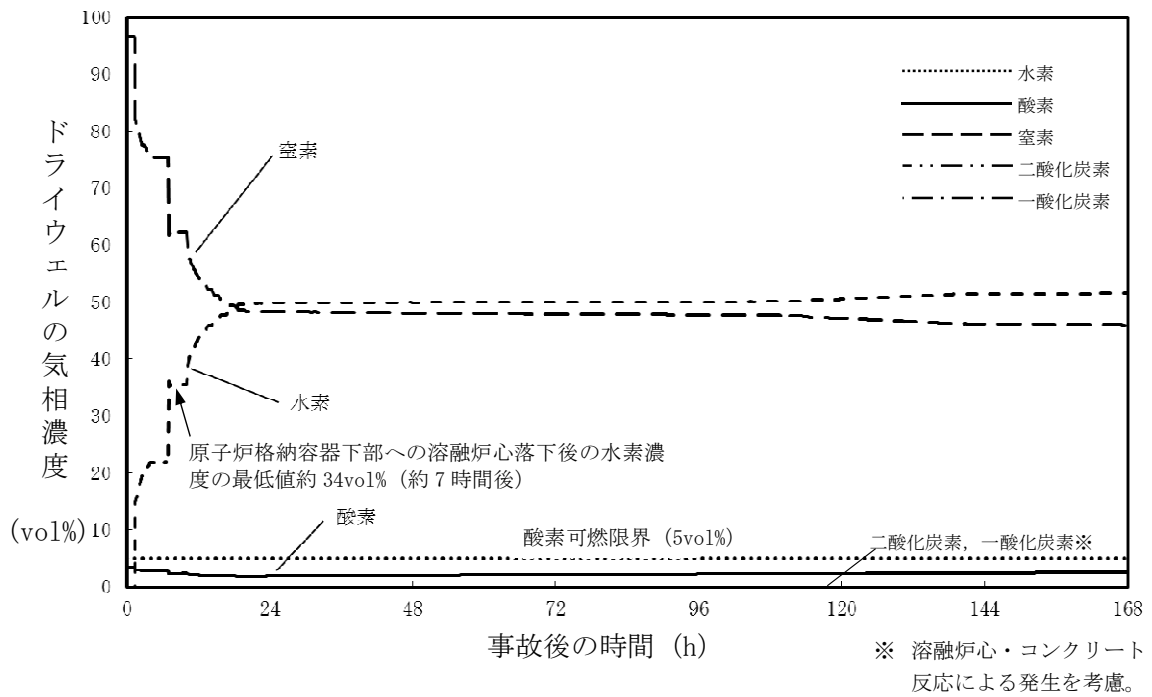


第 3.5.5 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

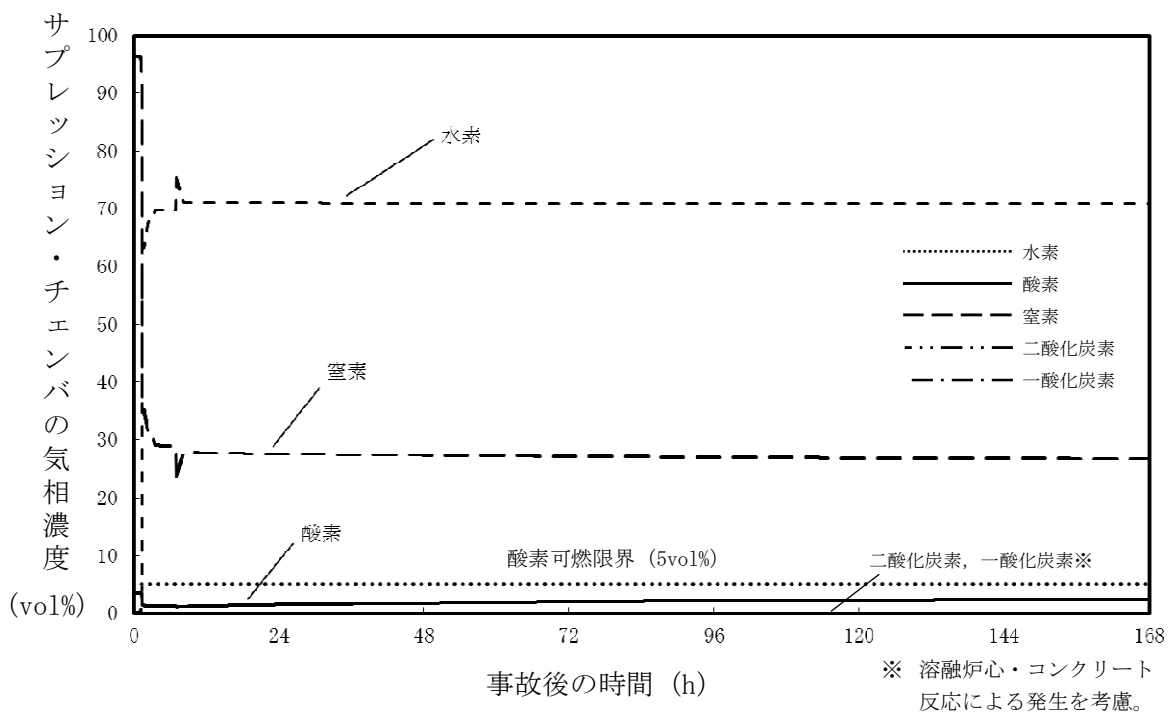


第 3.5.6 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

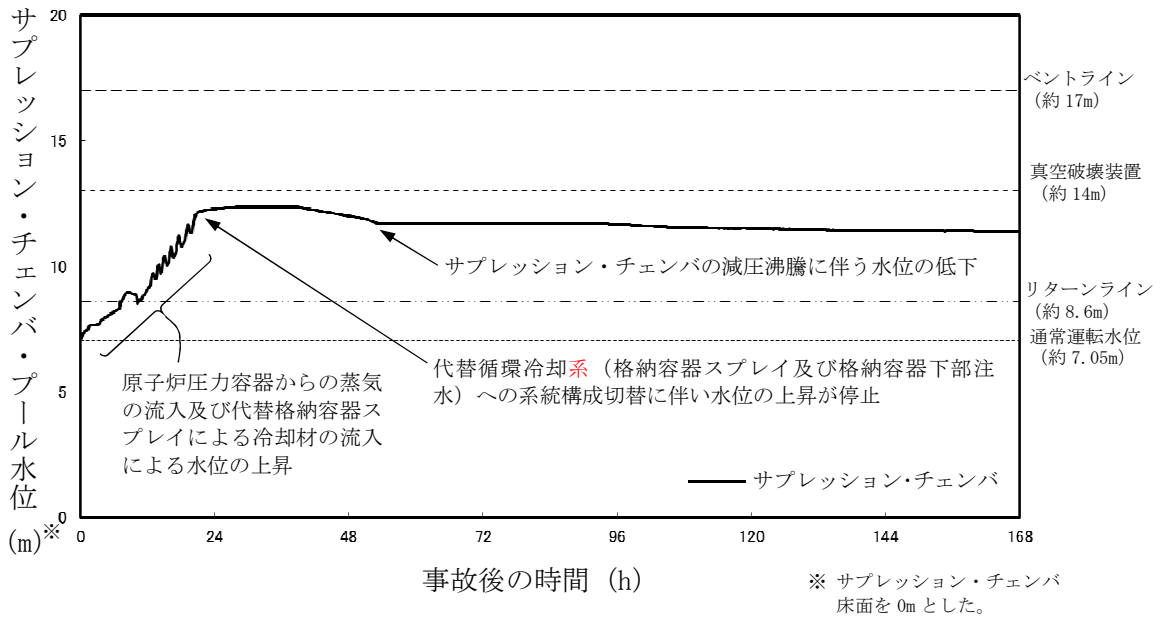




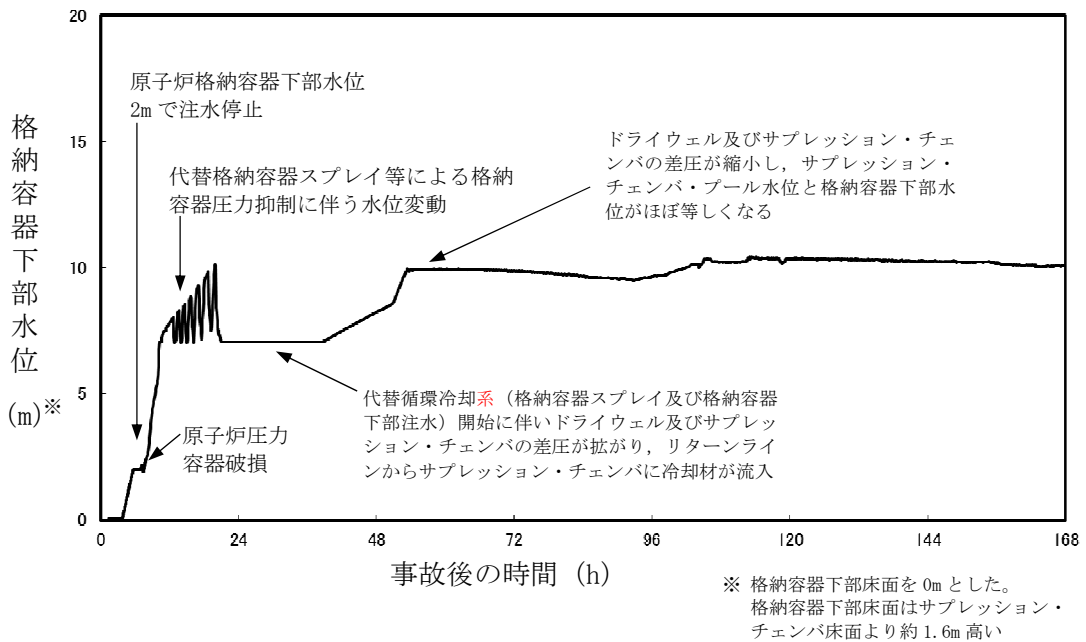
第 3.5.7 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



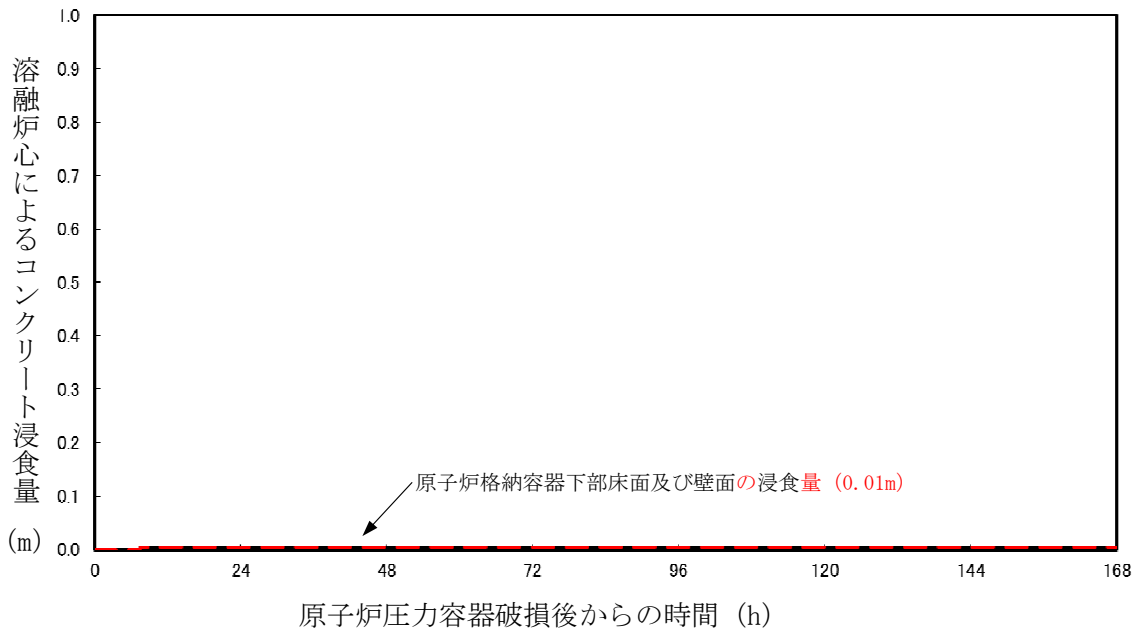
第 3.5.8 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



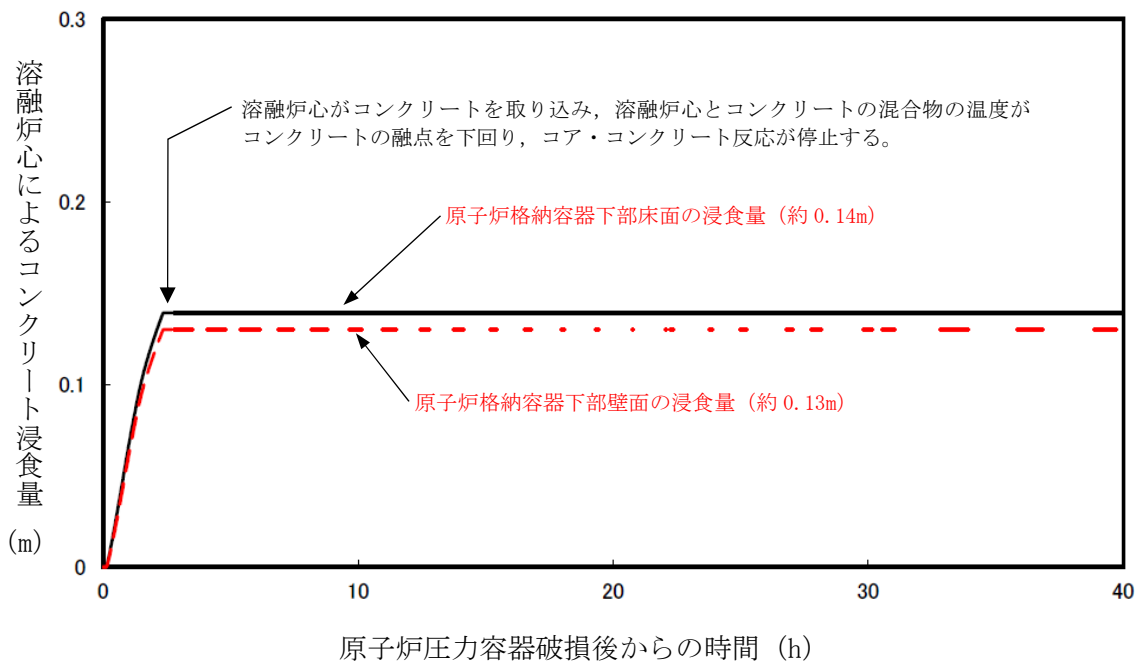
第 3.5.9 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移



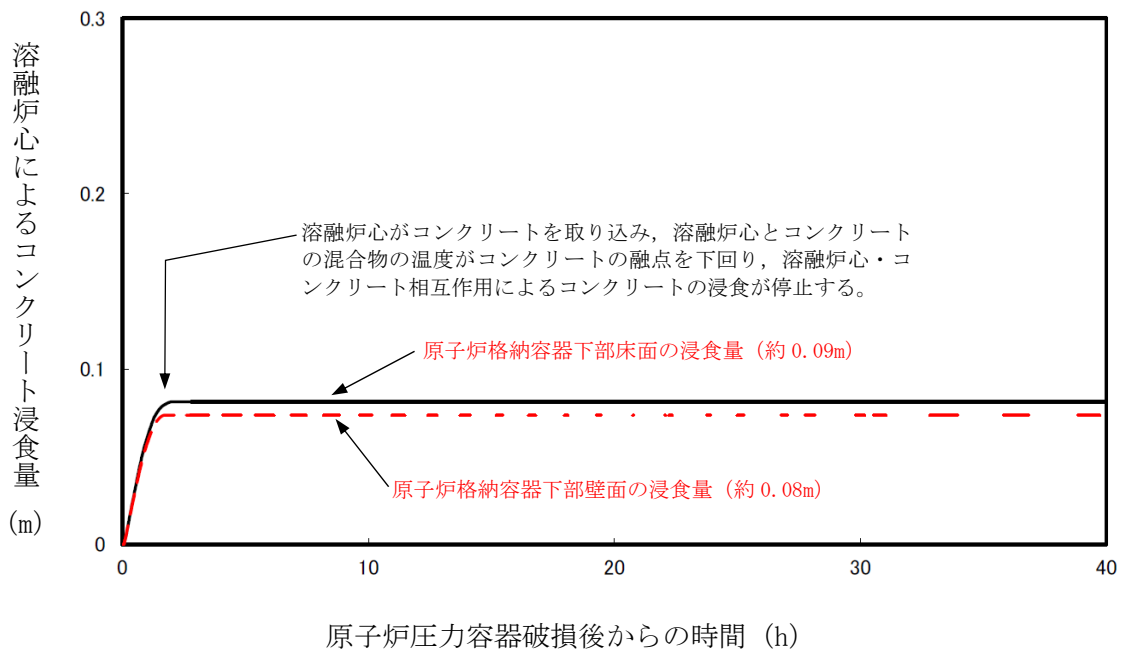
第 3.5.10 図 格納容器下部水位の推移



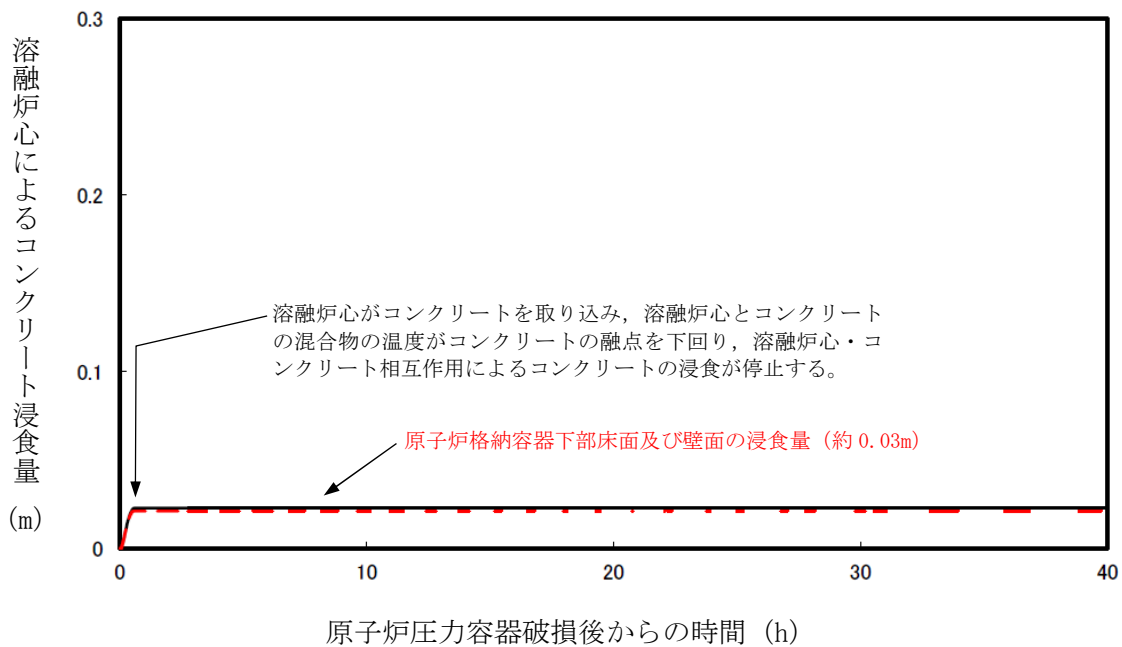
第 3.5.11 図 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量の推移



第 3.5.12 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量の推移  
(溶融炉心の拡がりを抑制した場合)



第 3.5.13 図 原子炉格納容器下部壁面及び床面のコンクリート浸食量の推移 (溶融炉心の崩壊熱及びプール水への熱流束を保守的に考慮する場合)



第 3.5.14 図 原子炉格納容器下部壁面及び床面のコンクリート浸食量の推移 (溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)

## 安定状態について

熔融炉心・コンクリート相互作用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：熔融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器下部床面及び壁面の浸食が停止し、浸食の停止を継続する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】**原子炉格納容器安定状態の確立について

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崩壊熱相当量の注水を継続することにより、熔融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器下部床面及び壁面の浸食の停止を維持でき、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】**

代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行うことにより、安定状態後の更なる除熱が可能となる。

安定状態後の措置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使用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）

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（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量）に与える影響（溶融炉心・コンクリート相互作用）（1/3）  
【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（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量）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。 CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。 炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確認した。 ・TQUV、大破断 LOCA シーケンスとともに、炉心溶融の開始時刻への影響は小さい ・下部プレナムへの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。また、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃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に対する感度は小さく、また、溶融炉心が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及び原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器圧力上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度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初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部への注水操作の開始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、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。
	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）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、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					

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（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量）に与える影響（熔融炉心・コンクリート相互作用）（2/3）

【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（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量）に与える影響
（逃がし安全弁含む） 原子炉压力容器	ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）	安全系モデル（非常用炉心冷却系） 安全系モデル（代替注水設備）	入力値に含まれる。	実機注水設備能力に対して、解析コードでは注入流量を少なめに与えるため、実際には解析より多く注水されることから原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、本事象では原子炉への注水に期待しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	注水特性は、それぞれの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入力する。実機設備に対して注入流量を少なめに与えるため、有効性評価解析では燃料被覆管温度を高め評価するが、本事象では原子炉への注水に期待しないことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	リロケーション  構造材との熱伝達	熔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熔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 シーケンスともに、炉心熔融時刻、原子炉压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>	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压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、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压力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉压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。	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压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、原子炉压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。
原子炉压力容器（炉心損傷後）	下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達	熔融炉心の挙動モデル（下部プレナムでの熔融炉心挙動）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した</li> <li>・下部プレナム内の熔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、原子炉压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>	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、下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉压力容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されている。下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃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、熔融炉心が下部プレナムへリロケーションした際の原子炉压力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉压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。	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、下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉压力容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されている。また、原子炉压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。
	原子炉压力容器破損	熔融炉心の挙動モデル（原子炉压力容器破損モデル）	原子炉压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、原子炉压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压力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損（事象発生から約 7 時間後）に対して、十数分早まる程度であり、原子炉格納容器下部への注水は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉压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に与える影響は小さい。	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）に関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が、原子炉压力容器破損（事象発生から約 7 時間後）に対して、十数分早まる程度であり、破損時間が十数分早まった場合においても、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。
	原子炉压力容器内 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、この原因は実験の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考えられる。	原子炉压力容器内 FP 挙動と本事象に対する運転員等操作の関連はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉压力容器内 FP 挙動と熔融炉心・コンクリート相互作用による浸食深さに関連はないことから、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（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量）に与える影響（溶融炉心・コンクリート相互作用）（3/3）  
【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（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量）に与える影響	
原子炉格納容器（炉心損傷後）	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。	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。	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の感度解析より、溶融炉心の細粒化割合がコンクリート浸食に与える感度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。	
	原子炉圧力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）					
	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり		MAAP コードでは溶融炉心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき、落下した溶融炉心は床上全体に均一に拡がると仮定し、それを入力で与えている。	コンクリート浸食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格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合についての感度解析を実施した結果、コンクリート浸食量は格納容器下部の床面で約 14cm、壁面で約 13cm に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。 (添付資料 3.5.3 参照)	
	溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱		溶融炉心・コンクリート相互作用への影響の観点で、エントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を行った。評価の結果、コンクリート浸食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることを確認した。また、上面熱流束を下限値とした場合でも、コンクリート浸食量が 22.5cm 程度に収まることを確認した。上記の感度解析は、想定される範囲で厳しい条件を与えるものであり、実機でのコンクリート浸食量は、感度解析よりも厳しくなることはないと考えられ、これを不確かさとして設定する。			
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		ACE 実験解析及び SURC-4 実験解析より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート浸食挙動について妥当に評価できることを確認した。			炉心損傷後の原子炉格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プール-クラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリート浸食量について支配的な上面熱流束についての感度解析を実施した結果、コンクリート浸食量は格納容器下部の床面で約 9cm、壁面で約 8cm に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。 (添付資料 3.5.3 参照)
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生		実験で確認されている浸食の不均一性については、実験における浸食のばらつきが MAAP コードの予測浸食量の 20%の範囲内に収まっていることから、上面熱流束の感度に比べて影響が小さいことを確認した。			



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（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量）に与える影響（溶融炉心・コンクリート相互作用）（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（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量）に与える影響
	解析条件	最確条件			
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 7.05MPa[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。	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、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、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。	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。	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。	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、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
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。	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、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。
初期条件 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。	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、溶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。
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。
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 5,980m <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。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なく、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。	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。	溶融炉心・コンクリート相互作用による浸食量という観点では、直接的な影響はなく評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量）に与える影響（熔融炉心・コンクリート相互作用）（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（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量）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470kPa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470kPa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圧力上昇量は約7時間で約50kPa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。	外部水源の温度が低い場合、熔融炉心・コンクリート相互作用による浸食量という観点では熔融炉心からの上面熱流束による除熱が促進されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	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、運転員等操作時間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対する影響はない。	—
	熔融炉心からプール水への熱流束	800kW/m <sup>2</sup> 相当 (圧力依存あり)	800kW/m <sup>2</sup> 相当 (圧力依存あり)	過去の知見に基づき事前水張りの効果を考慮して設定。	最確条件は解析条件で設定している熱流束と同等であるが、コンクリート浸食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。	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。コンクリート浸食量に対しては上面熱流束の感度が支配的であり、実験で確認されている浸食面における浸食の不均一性等の影響を確認する観点から感度解析を実施した。その結果、コンクリート浸食量は <b>格納容器下部</b> の床面で約9cm、壁面で約8cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。 (添付資料3.5.3参照)
	コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定。		
	コンクリート以外の素材の扱い	内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板及びベント管は考慮しない	コンクリート以外の素材を考慮する	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。ベント管については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。	最確条件とした場合にはコンクリートより融点が高い内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート浸食が抑制される可能性があるが、コンクリート浸食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コンクリートより融点が高い内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート浸食が抑制される可能性があるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量）に与える影響（溶融炉心・コンクリート相互作用）（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（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量）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 の破損時間は約 1 時間以内の差であり，この程度の挙動の差が運転員等操作時間に対して影響を与えることはない。	溶融炉心・コンクリート相互作用による浸食量を評価するにあたり，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，事故シーケンスを「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」として，本評価事故シーケンスの評価条件と同様，電源の有無に係らず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た場合，原子炉圧力容器破損のタイミングは早くなるため，溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。その結果，コンクリート浸食量は床面で約 3cm，壁面で約 3cm に抑えられ，原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。 また，LOCA においては原子炉格納容器下部への原子炉冷却材の流入が生じることから，事前水張りの効果によるデブリ落下時の熱流束の向上という点で，原子炉格納容器下部への注水操作に対する重要度が低くなる。 (添付資料 3.5.3 参照)
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能，低圧注水機能 低圧代替注水系（常設）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及び低圧代替注水系（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。	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] 363～380t/h/個	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]～ 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。

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（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量）に与える影響及び操作時間余裕（溶融炉心・コンクリート相互作用）

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（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量）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	原子炉压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压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、原子炉压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、原子炉压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）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、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。	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、原子炉压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。
	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）	原子炉压力容器破損後（約7.0時間後）	炉心損傷後の原子炉压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>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、原子炉压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压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】</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>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】</p> <p>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】</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>	原子炉压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。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压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。	原子炉压力容器破損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。

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、  
及び、格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合の  
原子炉格納容器下部のコンクリート浸食量及び  
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

## 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、プラント損傷状態をTQUVとしており、溶融炉心から原子炉格納容器下部のプール水への熱流束（以下「上面熱流束」という。）の評価では、その格納容器圧力への依存性を考慮している。これは、より厳しいプラント損傷状態を設定し、より現実的に溶融炉心からの除熱量を評価する観点で設定したものである。

ベースケースの条件設定に対し、プラント損傷状態については、これをLOCAとする場合、TQUVの場合よりも早く原子炉圧力容器が破損に至ることを確認している。このコンクリート浸食量への影響を確認する観点から、崩壊熱をより保守的に設定し、コンクリート浸食量に対する感度を確認した。さらに、上面熱流束については、その値を保守的に設定することで、コンクリート浸食量に対する感度を確認した。上面熱流束をコンクリート浸食量に対する感度を確認するパラメータとして選定した理由は、「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3「溶融炉心・コンクリート相互作用について」において解析モデルの不確かさを整理し、感度解析対象として抽出し、その感度を確認したエントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールクラスト間の熱伝達係数のうち、上面熱流束がコンクリート浸食量に対して影響の大きいパラメータであることを確認したためである。

また、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心について、ベースケースでは床面に一様に拡がる評価モデルとして扱っているが、その挙動には不確かさがあると考えられる。この溶融炉心が均一に拡がらない場合の影響を確認するため、溶融炉心の拡がりが抑制された場合の評価モデルを作成し、コンクリート浸食量を評価した。

## 2. 評価条件

ベースケースの評価条件に対する変更点は以下の通り。その他の評価条件は、ベースケースと同等である。

### (1) 格納容器下部の評価において溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合

- ・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、電源の有無に係らず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約6.4時間となる。これを踏まえ、起因事象の不確かさを保守的に考慮するため、溶融炉心の崩壊熱を事象発生から6時間後の値とした。

### (2) 格納容器下部の評価において溶融炉心の崩壊熱及び上面熱流束を保守的に考慮する場合

- ・(1)の条件設定に加え、原子炉格納容器下部に落下した後の熔融炉心からの上面熱流束を格納容器最高使用圧力 (0.31MPa[gage]) における値とした。これは、ベースケースにおける原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力が約0.4MPa以上で推移していることを踏まえた上で、上面熱流束の不確かさを保守的に考慮するため、上面熱流束の値を格納容器圧力が格納容器最高使用圧力 (0.31MPa[gage]) の値としたものである。なお、この格納容器圧力下における上面熱流束は約1460kW/m<sup>2</sup>となる。
- (3) 格納容器下部の評価において熔融炉心の拡がりを抑制する場合
  - ・熔融炉心が拡がらないことを想定した最も極端なケースとして、水中に落下した熔融炉心は水中で拡がらず、初期水張り水深と同じ高さの円柱になるものとした。
  - ・熔融炉心が中心から外れた位置で円柱を形成した場合を想定し、熔融炉心の側面全体がコンクリートの壁で囲まれた体系を設定した。
  - ・評価体系(円柱)の高さは2m(初期水張り高さ)、底面積は約22m<sup>2</sup>(原子炉格納容器下部床面積の約1/4)し、評価体系(円柱)の上面から水によって除熱されるものとした。
  - ・ベースケースにおける熔融炉心落下時刻の崩壊熱(事象発生から約7時間後)及び格納容器圧力への依存性を考慮した上面熱流束を用いた。

### 3. 評価結果

#### (1) 格納容器下部の評価において熔融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合

評価結果を図1に示す。評価の結果、コンクリート浸食量は床面で約3cm、壁面で約3cmに抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。コンクリート浸食量が僅かであることから、本評価における熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴う可燃性ガスの発生による格納容器圧力への影響は無く、格納容器内の気体組成の推移はベースケース (3.5.2 (3) b 参照) と同じとなる。なお、ベースケースにおける原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上\*となり、ドライ条件において13vol%を上回る。一方、酸素濃度はウェット条件で2.1vol%以下、ドライ条件で2.6vol%以下であり、5vol%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれは無い。

#### (2) 格納容器下部の評価において熔融炉心の崩壊熱及び上面熱流束を保守的に考慮する場合

評価結果を図2に示す。評価の結果、コンクリート浸食量は床面で約9cm、壁面で約8cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。本感度解析ケースでは、熔融炉心・コンクリート相互作用によって約31kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ベースケースでもジルコニウム-水反応によって約1400kgの水素が発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。

熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、ベースケースにおいても、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上\*と

なり、ドライ条件において13vol%を上回る。このことから、本感度解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスをベースケースの結果に加えたとしても、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。なお、溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約31kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約28kg、一酸化炭素が約3kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素も考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素が支配的であり、一酸化炭素及び二酸化炭素の影響は無視できる。

一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素は発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスをベースケースの結果に加える場合、原子炉格納容器内の酸素濃度はベースケース（3.5.2 (3) b 参照）にて示した酸素濃度（ウェット条件で2.1vol%、ドライ条件で2.6vol%）以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれは無い。

※ 原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度は、サプレッション・チェンバよりもドライウエルの方が概ね低く推移する。最も低い値は、ウェット条件では事象発生から約8.4時間後のドライウエルにおいて約12vol%、ドライ条件では事象発生約7時間後のドライウエルにおいて約34vol%であり、最も低い値であっても13vol%を上回ることから、水素燃焼を防止するための事故対応の観点では酸素濃度を5vol%未満に維持することが重要となる。なお、事象発生から20.5時間後に開始する、代替原子炉補機冷却系による代替循環冷却開始以降、原子炉格納容器内の気相濃度の変化が緩やかになる。サプレッション・チェンバと比較して水素濃度が概ね低く推移するドライウエルの水素濃度は、ウェット条件では約30vol%から徐々に上昇して168時間後に約43vol%となり、ドライ条件では約53vol%で安定する。気相濃度の推移の詳細は図3.5.5から図3.5.8参照。

### (3) 格納容器下部の評価において溶融炉心の拡がりを抑制する場合

評価結果を図3に示す。評価の結果、コンクリート浸食量は床面で約14cm、壁面で約13cmに抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。本評価では溶融炉心の底面積を原子炉格納容器下部床面積の約1/4としており、コンクリート浸食量を保守的に評価する観点から、溶融炉心の側面全体がコンクリートの壁で囲まれた体系を設定している。溶融炉心の底面積を原子炉格納容器下部床面積の約1/4としていること及び、現実的には溶融炉心の拡がりが抑制された場合、溶融炉心の側面の大部分は格納容器下部の側面に接触せず冷却材に接触し、コンクリートに比べて高い熱流束で除熱されると共に、溶融炉心・コンクリート相互作用に寄与しないことから、本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を与えないと考える。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う可燃性ガスの発生による格納容器圧力への影響は無く、格納容器内の気体組成の推移はベースケース（3.5.2 (3) b 参照）と同じとなる。なお、ベースケースにおける原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度は、ドライウエルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上\*とな

り、ドライ条件において13vol%を上回る。一方、酸素濃度はウェット条件で2.1vol%以下、ドライ条件で2.6vol%以下であり、5vol%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれは無い。

#### 4. まとめ

溶融炉心の落下時刻の不確かさや解析モデルの不確かさの影響によって原子炉格納容器下部のコンクリート浸食量が増大する場合の保守的な条件設定が評価結果に与える影響を確認した結果、評価項目となるコンクリート浸食量は、最も高いコンクリート浸食量を示した溶融炉心の拡がりを抑制した場合であっても原子炉格納容器下部の床面で約14cm及び壁面で約13cmであり、原子炉压力容器の支持機能を維持できることを確認した。

また、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生を考慮しても格納容器圧力に与える影響は小さく、可燃性ガスの燃焼の観点でも燃焼のリスクを高めるものではないことを確認した。

以 上



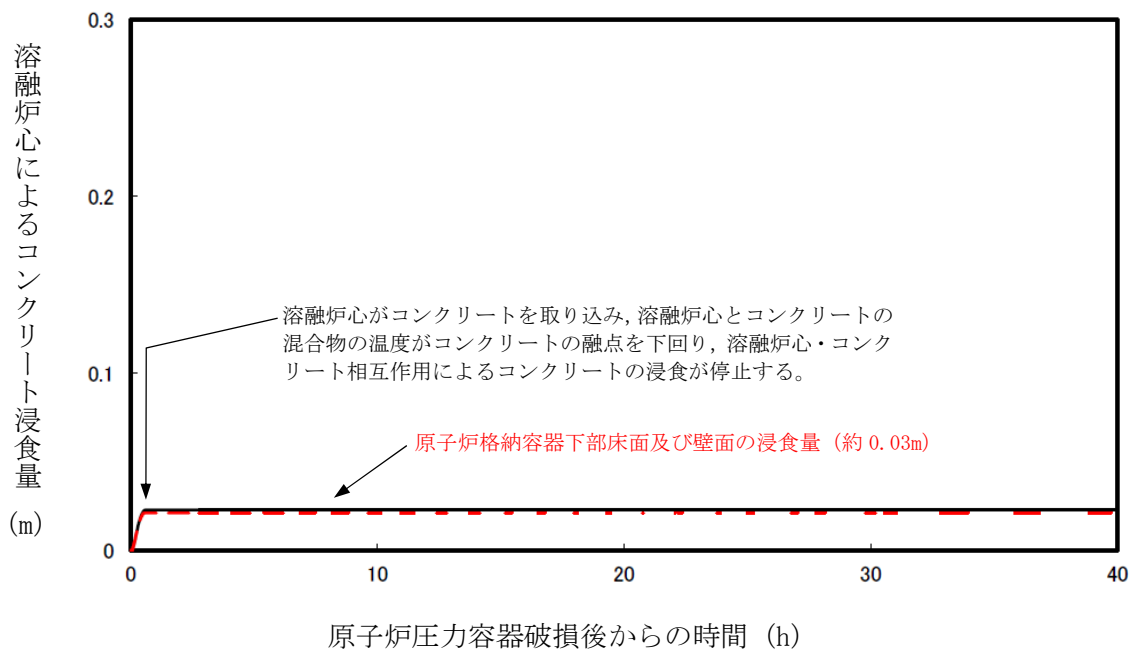


図1 原子炉格納容器下部壁面及び床面のコンクリート浸食量の推移  
(溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)

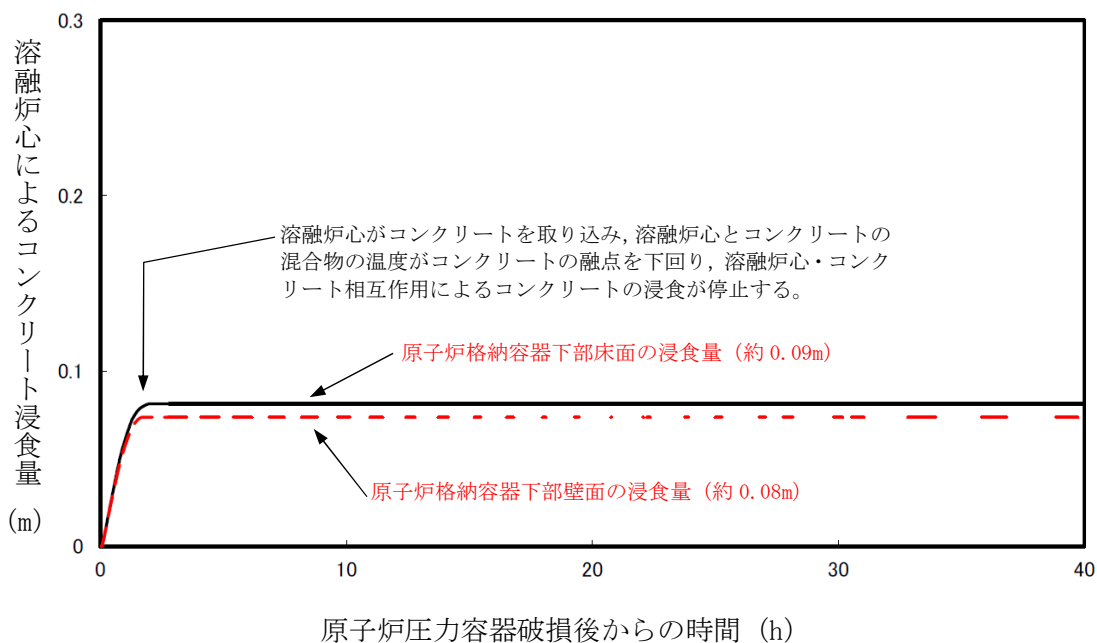


図2 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量の推移  
(溶融炉心の崩壊熱及び上面熱流束を保守的に考慮する場合)

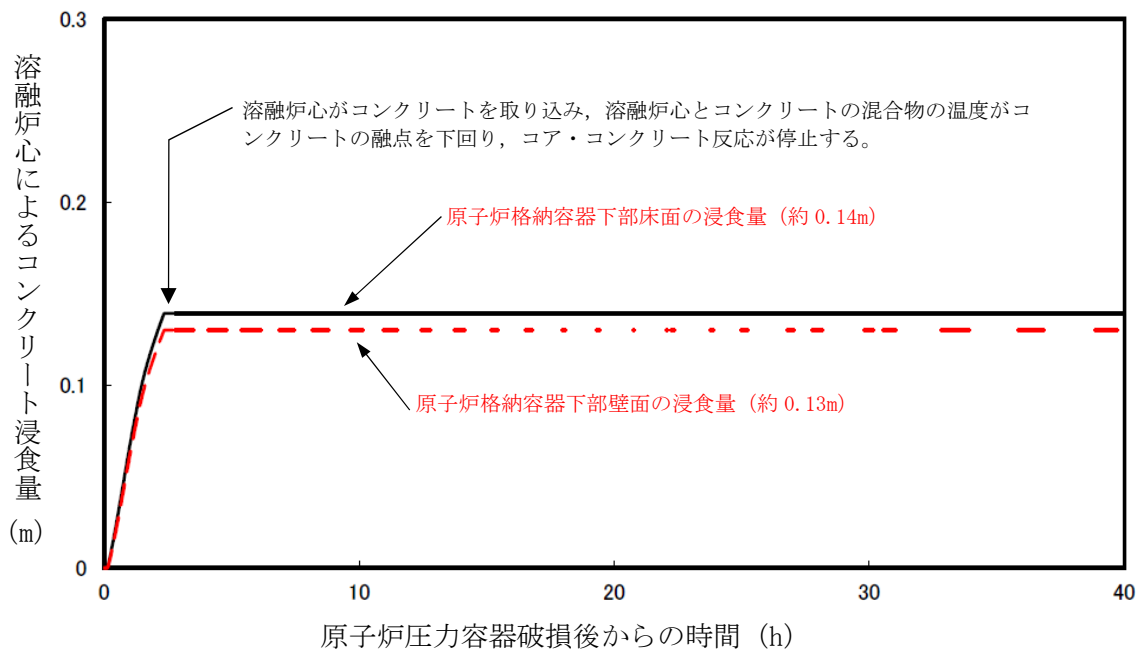


図3 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート浸食量の推移  
(溶融炉心の拡がりを抑制した場合)

原子炉格納容器限界温度・圧力に関する評価結果

# 目 次

	頁
(本文)	
1. 評価の概要	
(1) はじめに	1
(2) 限界温度・圧力の評価	2
(3) 健全性確認	2
(4) 結論	23
別添－1 福島第一原子力発電所事故時の格納容器温度・圧力の挙動	
別添－2 格納容器限界温度・圧力に関する海外知見について	
別添－3 原子炉格納容器バウンダリにおけるシール材の変更について	
(添付資料)	
1. 原子炉格納容器本体（コンクリート部）	
1.1 評価方針	1-1
1.2 評価	1-1
1.3 評価結果	1-3
2. 原子炉格納容器本体（ライナ部）	
2.1 評価方針	2-1
2.2 評価	2-1
2.3 評価結果	2-3
3. トップヘッドフランジ	
3.1 評価方針	3-1
3.2 評価結果	3-4
(1) 本体の耐圧	3-4
(2) フランジ固定部の強度	3-11
(3) ガasketの健全性	3-13
3.3 評価まとめ	3-23
4. ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）	
4.1 評価方針	4-1
4.2 評価結果	4-3

(1) 本体の耐圧	4-3
(2) フランジの固定部の強度	4-21
(3) ガasketの健全性	4-23
4.3 評価まとめ	4-33
5. エアロック	
5.1 評価方針	5-1
5.2 評価結果	5-4
(1) 本体の耐圧	5-4
(2) ガasketの健全性	5-20
6. 配管貫通部	
6-1 配管貫通部（貫通配管）	
6-1.1 評価方針	6-1
6-1.2 評価	6-1
6-1.3 評価結果	6-4
添付 6-1 原子炉格納容器貫通配管の評価部位の代表性について	6-11
6-2 配管貫通部（スリーブ・端板・閉止板）	
6-2.1 評価方針	6-13
6-2.2 評価	6-14
6-2.2.1 基本板厚計算	
6-2.2.1.1 スリーブ	6-14
6-2.2.1.2 端板	6-15
6-2.2.1.3 閉止板	6-16
6-2.2.2 応力評価	6-17
6-2.3 評価結果	6-23
6-3 配管貫通部（閉止フランジ）	
6-3.1 フランジ部の構造	6-24
6-3.2 評価部位	6-24
6-3.3 評価	6-25
6-3.4 評価結果	6-25
7. 電気配線貫通部	
7.1 評価方針	7-1

7.2 評価	7-7
7.2.1 電気配線貫通部の板厚計算	7-7
7.2.2 電気配線貫通部シール材の評価	7-16
8. 原子炉格納容器隔離弁	
8.1 はじめに	8-1
8.2 不活性ガス系バタフライ弁	
8.2.1 評価方針	8-2
8.2.2 評価結果	8-2
8.3 TIP ボール弁及びページ弁	
8.3.1 評価方針	8-4
8.3.2 評価結果	8-5
添付 8-1 原子炉格納容器隔離弁の抽出について	8-7
添付 8-2 格納容器隔離弁の重大事故環境下における耐性確認試験について	8-8
別紙-1 6号炉 原子炉格納容器貫通部リスト	
別紙-2 7号炉 原子炉格納容器貫通部リスト	
別紙-3 トップヘッドフランジ等の開口量評価の妥当性について	
別紙-4 改良E PDMシール材の試験について	
別紙-5 バックアップシール材の試験について	
別紙-6 一次+二次応力の評価について	
別紙-7 ライナの不連続部の評価について	
別紙-8 格納容器貫通部における楕円変形の影響について	
別紙-9 モデル化している各部位の耐震性について	
別紙-10 フランジ開口に対するシール材の復元特性について	
別紙-11 実機フランジモデル試験の概要について	
別紙-12 NUPEC 解析モデルの当社プラントへの適用性について	
別紙-13 SA 時の S/C 構造評価における水力学的動荷重の影響について	
別紙-14 限界温度・圧力に対する評価対象部位の裕度について	
別紙-15 配管貫通部の代表性について	
別紙-16 バックアップシール材塗布による設計影響について	
別紙-17 TIP ページ弁への改良シール部材適用について	
別紙-18 200℃, 2Pd の適用可能時間を過ぎてから用いる限界圧力・温度について	
別紙-19 経年劣化を考慮したシール機能について	

# 1. 評価の概要

## (1) はじめに

柏崎刈羽原子力発電所6、7号炉の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の限界温度・圧力をそれぞれ200℃、2Pd（0.62MPa、Pd：最高使用圧力（0.31MPa））として評価している。以下にその根拠と妥当性を示す。

表-1.1 原子炉格納容器の設計条件と限界温度・圧力の比較

	設計仕様 (最高使用温度・圧力)	有効性評価で使用する 限界温度・圧力
温度	171℃*1	200℃
圧力	310kPa (1Pd) {3.16kgf/cm <sup>2</sup> }	620kPa (2Pd)

\*1：ドライウエルの最高使用温度を示す。サプレッション・チェンバの最高使用温度は104℃である。

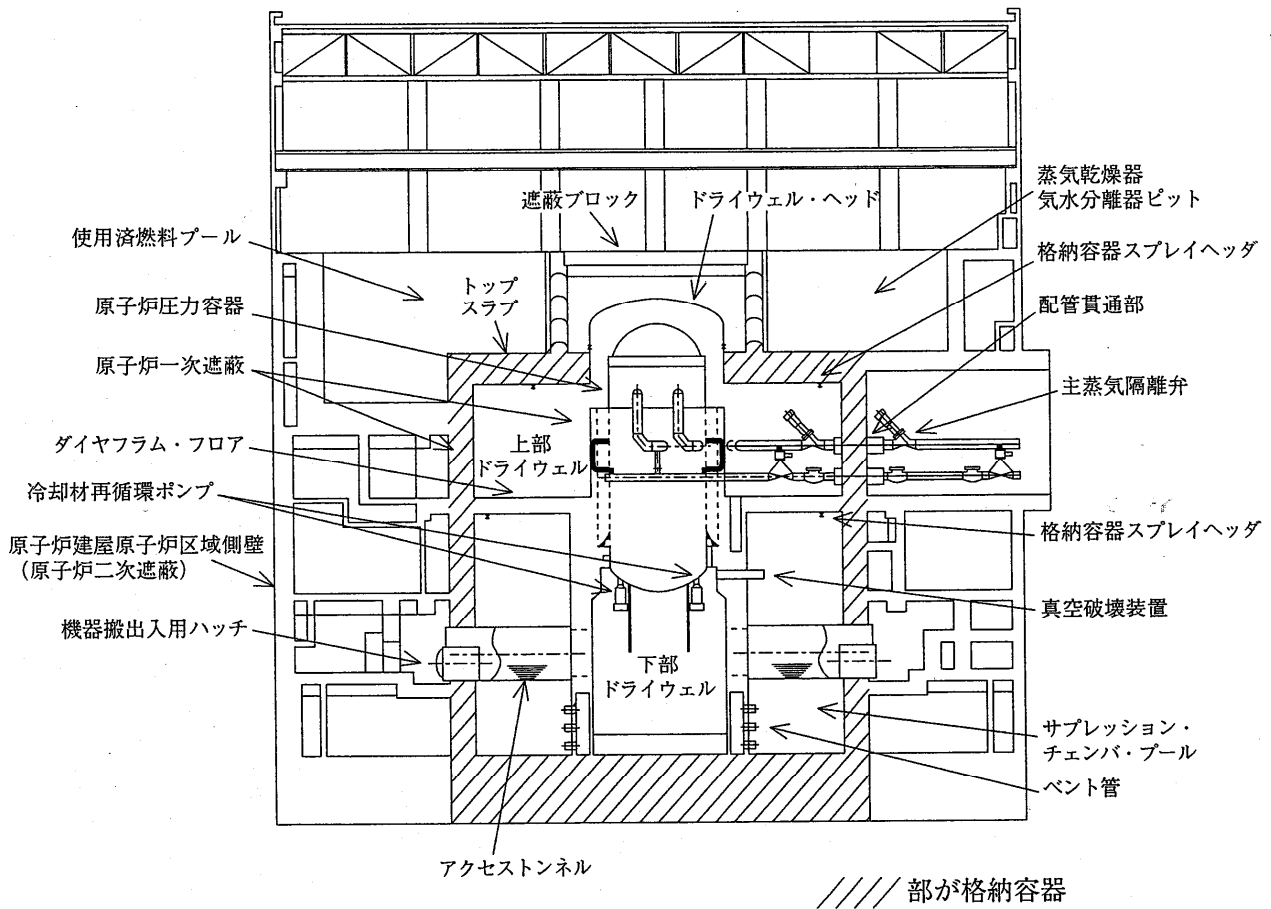


図-1.1 原子炉格納容器全体図

## (2) 限界温度・圧力の評価

原子炉格納容器の限界温度・圧力については、重大事故時条件下において、原子炉格納容器の機能である放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを条件として設定する。放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器である格納容器本体、ハッチ類、貫通部、隔離弁等が、重大事故時条件下において著しい損傷が生じることなく、気密性を確保することが必要である。

重大事故時条件下の格納容器閉じ込め機能については、これまでに実施した電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）や、当時の（財）原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）による「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）」の研究成果を踏まえた評価等に加え、福島事故では格納容器の閉じ込め機能が喪失し、放射性物質の放出につながった可能性が高いことから、これまでの福島事故の分析、評価によって得られている知見を考慮して、格納容器バウンダリを構成する機器の機能が健全に維持できることが確認できる条件を設定する。

これらを踏まえ、有効性評価における重大事故時の原子炉格納容器の限界温度・圧力をそれぞれ 200℃、2Pd と設定していることに対し、上記に示す電共研や NUPEC の研究成果、解析評価、および、福島事故の知見等により妥当性を確認するものである。

## (3) 健全性確認

### a. 評価対象

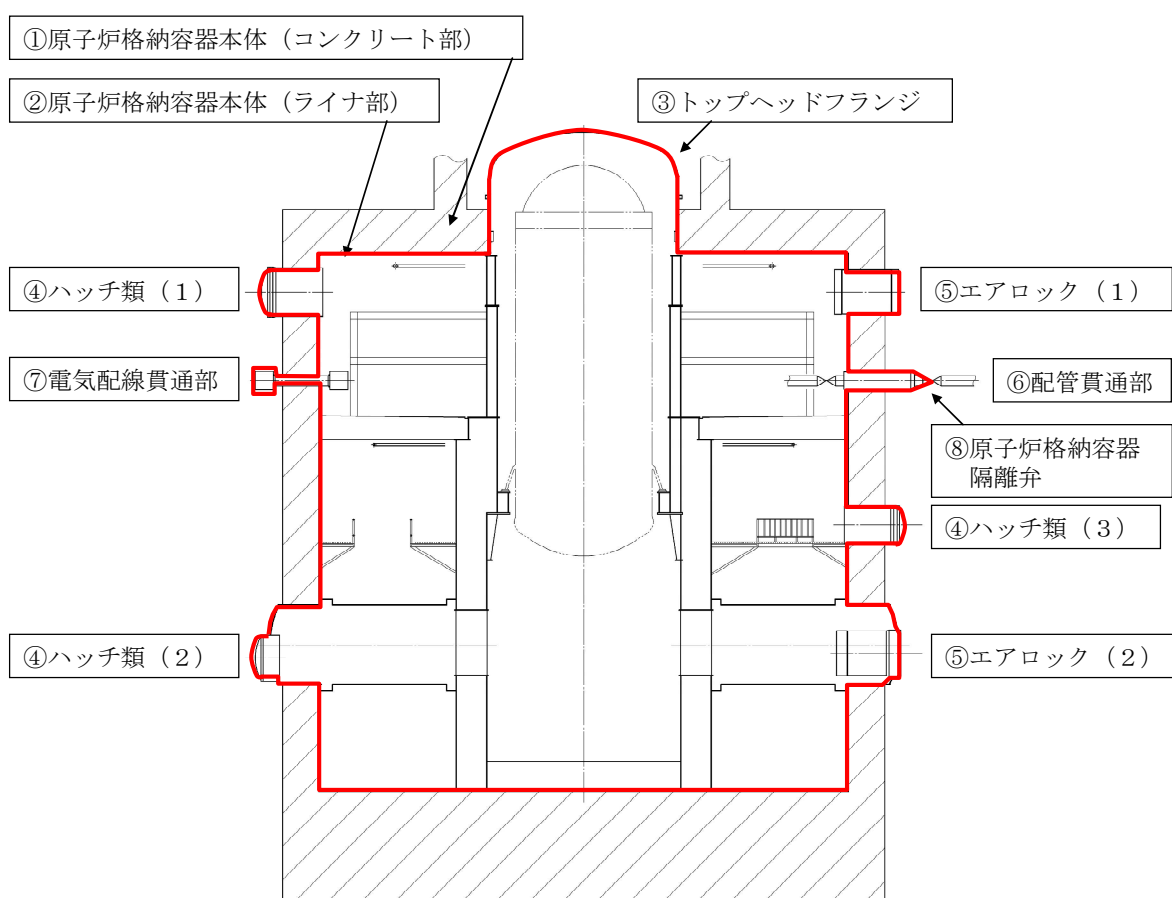
放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要がある。

さらに、福島第一原子力発電所事故において、格納容器からの漏えい要因の一つとして推定している原子炉格納容器に設置されるトップヘッドフランジ部、ハッチフランジ部、電気配線貫通部等のシール部についても、200℃、2Pd の環境下での機能維持を確認する必要がある。

このことから原子炉格納容器本体の他に、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスになる可能性がある開口部及び貫通部の構成品、また、ガスケットの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部が評価対象となり、以下の原子炉格納容器バウンダリ構成部を評価する。なお、図-1.2 に原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要を示す。



- ①原子炉格納容器本体（コンクリート部）
- ②原子炉格納容器本体（ライナ部）
- ③トップヘッドフランジ
- ④ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）
- ⑤エアロック
- ⑥配管貫通部（貫通配管、スリーブ、端板、閉止フランジ、閉止板）
- ⑦電気配線貫通部
- ⑧原子炉格納容器隔離弁



※赤線は原子炉格納容器のバウンダリを示す

- ハッチ類（１） 上部ドライウエル機器搬入用ハッチ
- ハッチ類（２） 下部ドライウエル機器搬入用ハッチ
- ハッチ類（３） サプレッション・チェンバ出入口
- エアロック（１） 上部ドライウエル所員用エアロック
- エアロック（２） 下部ドライウエル所員用エアロック

図-1.2 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

b. 機能喪失要因

原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備の重大事故時における放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下、「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、内圧条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う、以下の要因が想定される。

- ①原子炉格納容器本体（コンクリート部）  
曲げせん断破壊
- ②原子炉格納容器本体（ライナ部）  
延性破壊
- ③トップヘッドフランジ  
延性破壊、変形、高温劣化（シール部）
- ④ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）  
延性破壊、変形、高温劣化（シール部）
- ⑤エアロック  
延性破壊、変形、高温劣化（シール部）
- ⑥配管貫通部
  - ・ 貫通配管  
延性破壊
  - ・ スリーブ  
延性破壊
  - ・ 端板  
延性破壊
  - ・ 閉止板  
延性破壊
  - ・ 閉止フランジ  
延性破壊、高温劣化（シール部）
- ⑦電気配線貫通部  
延性破壊、高温劣化（シール部）
- ⑧原子炉格納容器隔離弁  
延性破壊、高温劣化（シール部）

c. 評価方法

構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下のいずれかの方法により評価し、200℃、2Pd の環境下での健全性及び機能維持を確認する。

- (a) 自社研，電共研，NUPEC での試験結果等による評価
- (b) 設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価
- (c) 設計・建設規格の準用等による評価

評価方法による評価対象機器の分類を図-1.3 及び表-1.2 に示す。

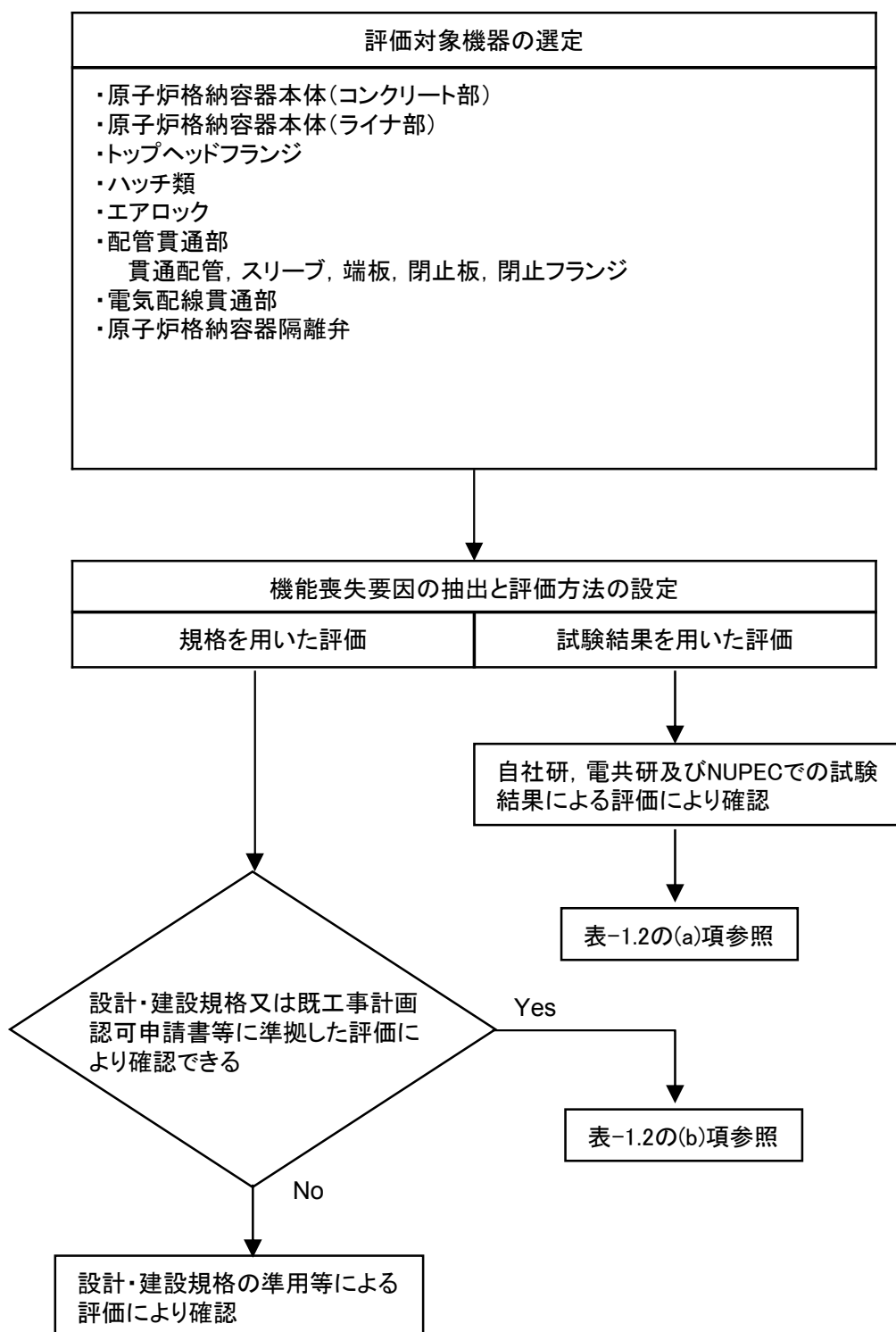


図-1.3 評価方法による評価対象機器の分類

表-1.2 評価対象機器の分類及び評価内容

評価対象部位		想定される機能喪失要因	評価手法	評価方法の概要	判定基準
①	原子炉格納容器本体 (コンクリート部)	曲げせん断破壊	(a)	NUPEC で実施された有限要素法を用いた弾塑性解析により、200℃条件下で、コンクリート部の内圧に対する耐圧性状を確認	2Pd を上回ること
②	原子炉格納容器本体 (ライナ部)	延性破壊	(a)	NUPEC で実施された有限要素法を用いた歪み評価をもとに、ライナ部破損圧力を評価	2Pd を上回ること
③	トップヘッドフランジ	延性破壊	(b)	設計・建設規格の評価式に準拠し 200℃、2Pd において応力評価を行い、許容応力を 200℃における 2/3Su として評価	許容応力を下回ること
			(a)	NUPEC で実施された 1/10 スケールモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	2Pd を上回ること
		変形・高温劣化 (シール部)	(a)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健全であること
④	ハッチ類 (機器搬入用ハッチ等)	延性破壊	(b)	設計・建設規格の評価式に準拠し 200℃、2Pd において応力評価を行い、許容応力を 200℃における 2/3Su として評価	許容応力を下回ること
			(a)	NUPEC で実施されたハッチモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	2Pd を上回ること
		変形・高温劣化 (シール部)	(a)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健全であること
⑤	エアロック	延性破壊	(b)	設計・建設規格の評価式に準拠し 200℃、2Pd において応力評価を行い、許容応力を 200℃における 2/3Su として評価	許容応力を下回ること
		変形・高温劣化 (シール部)	(a)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健全であること
⑥	配管貫通部 (貫通配管)	延性破壊	(b)	代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格 PPC-3530 に準拠し、既工事計画認可申請書で実績ある手法で評価を実施	PPC-3530 に規定される 1 次、2 次応力の制限値を満足する
	配管貫通部 (スリーブ、端板、閉止板、閉止フランジ)	延性破壊	(b)	代表配管について、設計・建設規格 PVE-3410, 3610 に準拠し、必要板厚を算定	設計上の必要板厚を上回ること
	配管貫通部 (閉止フランジ)	変形・高温劣化 (シール部)	(a)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健全であること
⑦	電気配線貫通部	延性破壊	(b)	代表貫通部について、設計・建設規格 PVE-3230 に準拠し、必要板厚を算定	設計上の必要板厚を上回ること
		変形・高温劣化 (シール部)	(a)	電共研、NUPEC で実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果に基づき限界圧力・温度を評価	2Pd, 200℃を上回ること
⑧	原子炉格納容器隔離弁	変形・高温劣化 (シール部)	(a)	シール部について試験結果に基づき評価	シール部が健全であること

#### d. 評価結果の概要

##### ①原子炉格納容器本体（コンクリート部）

原子炉格納容器は鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造であり、原子炉建屋と一体となっている。原子炉格納容器本体（コンクリート部）の設計時に考慮される機能喪失要因は内圧上昇に伴う破損であり、コンクリート部の構造健全性を維持できる限界の内圧を評価することで 200℃、2Pd における健全性を確認する。

コンクリート部の構造健全性については、NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成 2 年度～平成 14 年度）において有限要素法を用いた弾塑性解析により限界の内圧を確認している。この結果から、原子炉格納容器本体（コンクリート部）の破損は 200℃条件下において 4.0Pd～4.5Pd で発生すると考えられるため、限界温度・圧力である 200℃、2Pd での構造健全性を確認した。

##### ②原子炉格納容器本体（ライナ部）

原子炉格納容器本体（ライナ部）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後に圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、原子炉格納容器本体（ライナ部）の機能喪失要因は、高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

一方、NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成 2 年度～平成 14 年度）において、代表プラントの原子炉格納容器を対象に有限要素法によるひずみ評価が実施されており、これを用いて柏崎刈羽原子力発電所 6、7 号炉での原子炉格納容器の局所の健全性を確認する。

この有限要素法による評価では、代表プラントの RCCV 全体モデル解析でライナひずみが大きい領域が見られた「下部ドライウェルアクセストンネル開口近傍（RCCV 脚部含む）」、「上部ドライウェル開口近傍隅角部」を局所評価点として選定した。このライナ部破損評価にあたり、同様のライナ構造を有する PCCV 試験結果に基づく、多軸応力場での三軸度 TF (Triaxiality Factor；多軸応力場における延性低下の影響を示す係数) で修正を行った判断評価基準を適用した結果、重大事故時のライナ部の破損に対する限界圧力は 2Pd 以上あることを確認した。

### ③ トップヘッドフランジ

トップヘッドフランジは、原子炉格納容器の上蓋フランジであり、締付ボルトで固定される構造である。また、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

トップヘッドフランジの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

トップヘッドフランジは原子炉格納容器の貫通口の中で内径が最も大きく、原子炉格納容器膨張によるトップスラブ部の歪みによる変位の影響を受ける。この変位及び原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後に圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は評価対象外と考えることができる。

このため、下記のとおり 200℃、2Pd の環境下での健全性を確認した。

#### ・ 本体

トップヘッドフランジにおける構造健全性評価として、ドライウェル上鏡の部材において内圧による荷重を受け止める部位のうち鏡板、円筒胴について一次一般膜応力評価、貫通部アンカ及びコンクリート部について一次応力評価等を行い、発生応力が許容応力以下であることを確認した。

ここで、設計建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。

一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過するトップヘッドフランジ部の限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を  $P_m$ （一次一般膜応力強さ）には 1.5、 $P_L+P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち、トップヘッドフランジに発生する応力が、 $P_m$  が  $2/3Su$ 、 $P_L+P_b$  が  $Su$  以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考えている。

この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の  $P_m$ ,  $P_L+P_b$  の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 $P_m$  は  $2/3S_u$ 、 $P_L+P_b$  は  $1.5 \times 2/3S_u (=S_u)$  と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が  $S_u$  に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が  $S_u$  に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

また、ドライウェル上鏡については重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成 2 年度～平成 14 年度）において、代表プラントの鋼製格納容器をモデル化した 1 / 1 0 スケールモデル試験体を用いた耐圧試験を行い、限界圧力を評価している。この耐圧試験の結果、限界圧力は約 4.6MPa であることが示されており、それ以下では破損が生じないことを確認している。この 1 / 1 0 スケールモデル試験体は Mark-II 改良型の上鏡を想定して試験が行われたものであるが、Mark-II 改良型の上鏡と RCCV の上鏡の基本的な構造は同じであり、柏崎刈羽原子力発電所 6、7 号炉との上鏡形状の違いを考慮したとしても、限界圧力 2Pd 環境下で構造健全性を有していることを確認した。

#### ・シール機能

##### ・フランジ固定部の強度

トップヘッドフランジのシール機能維持について、構造健全性の確認のために、フランジ固定部の締付ボルトの強度評価及びフランジの開口評価を行った。

締付ボルトについて、原子炉格納容器限界温度、圧力（200℃、2Pd）における強度評価を、既工事計画認可申請書の強度計算をベースに実施した。評価の結果、いずれも許容応力以下であることから、締付ボルトは 200℃、2Pd において健全であることを確認した。

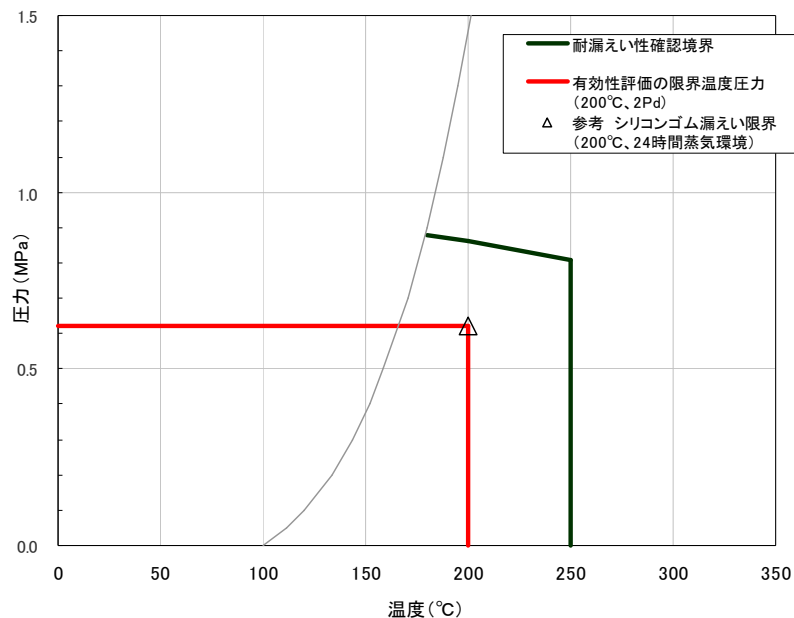
また、原子炉格納容器の重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、FEM 解析を用いて ABWR 代表プラントとして 7 号炉のトップヘッドフランジ部における開口量を評価した。その結果、2Pd における開口量は、内側ガスケット部で約 1.3mm、外側ガスケット部で約 0.9mm となった。



・シール材

シール材（ガスケット）には、現在はシリコンゴムを使用しているが、福島第一原子力発電所事故で当該シール材が事故環境に曝されて劣化した可能性があることも踏まえ、事故環境での性能特性に優れた改良EPDMのシール材に変更する。本評価では、改良EPDMについて事故時の格納容器内環境でのシール材劣化特性を考慮してシール機能を評価した。その結果、200℃、2Pdの環境下において、少なくとも7日間の健全性が確保されることを確認した。なお、更なる安全性の向上のため、高温蒸気曝露で劣化が進む特性を持つシール材を補強するために、さらに高温蒸気に耐えられるバックアップシール材を追加塗布し、フランジシール部の重大事故時における閉じ込め機能の健全性を確保する。

以上の評価結果から、トップヘッドフランジの耐性は、シール材の耐力が支配的となる。シール材が高温環境下で劣化することにより、放射性物質の閉じ込め機能を喪失する可能性については、福島事故の分析からも確認されており（別添-1参照）、福島事故の経験と分析を踏まえ、高温環境下における耐性を強化した改良EPDM製シール材を用いることにより、機能を向上させる。上記の評価におけるシール材の機能確保に関する評価線図を図-1.4に示す。



<圧力-温度線図記載条件>

- ・トップヘッドフランジに採用する改良EPDMの高温劣化特性を考慮
- ・有効性評価で確認している7日間の劣化を考慮
- ・シリコンゴム（参考）については、200℃で24時間（1日）の劣化を考慮

図-1.4 シール材の機能確保に関する評価線図（トップヘッドフランジ）

本線図では、温度・圧力が低下するほど、漏えい、破損に対する裕度が増加することを示しており、有効性評価に用いている格納容器の限界温度・圧力の条件である200℃、2Pd（最高使用圧力の2倍：0.62 MPa）は、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であると考えられる。

なお、上記のような構造健全性確保の考え方は、米国の原子力事業者が実施している格納容器の健全性評価と同様の手法であり、妥当性を有するものであると考える（別添-2参照）。

以上のことから、トップヘッドフランジについて、原子炉格納容器の限界温度・圧力の200℃、2Pdは、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であり、妥当である。

#### ④ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）

ハッチ類は、フランジ付きの胴板が原子炉格納容器のコンクリート躯体に固定され、この胴板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

ハッチ類の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

ハッチ類は原子炉格納容器の貫通口の中でも口径が大きいことから、原子炉格納容器膨張によるシェル部の歪みによる強制変位が大きく作用する。この変位及び原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後の圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は評価対象外と考えることができる。

このため、下記のとおり200℃、2Pdの環境下での健全性を確認した。

##### ・本体

ハッチ類における構造健全性評価として、上部ドライウエル機器搬入用ハッチ、下部ドライウエル機器搬入用ハッチ、サプレッション・チェンバ出入口の部材において内圧による荷重を受け止める部位のうち鏡板、円筒胴について一次一般膜応力評価、貫通部アンカ及びコンクリート部については一次応力評価等を行い、発生応力が許容応力以下であることを確認した。

ここで、設計建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。

一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに、国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する部位の限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を  $P_m$ （一次一般膜応力強さ）には 1.5、 $P_L+P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち、スリーブに発生する応力が、 $P_m$  が  $2/3Su$ 、 $P_L+P_b$  が Su 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考えている。

この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の  $P_m$ 、 $P_L+P_b$  の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 $P_m$  は  $2/3Su$ 、 $P_L+P_b$  は  $1.5 \times 2/3Su$  (=Su) と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が Su に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が Su に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

また、ハッチ類については重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成 2 年度～平成 14 年度）において、代表プラントの鋼製格納容器（Mark-II 改良型）の機器搬入用ハッチをモデル化した試験体を用いた耐圧試験を行い、限界圧力を評価している。この耐圧試験の結果、限界圧力は  $19.5\text{kg/cm}^2$ （約 6.0Pd）であることが示されており、それ以下では破損が生じないことを確認している。このハッチモデル試験体は Mark-II 改良型のハッチを想定して試験が行われたものであるが、Mark-II 改良型のハッチと RCCV のハッチの基本的な構造は同じであり、柏崎刈羽原子力発電所 6、7 号炉とのハッチ形状の違いを考慮したとしても、限界圧力 2Pd 環境下で構造健全性を有していることを確認した。

- ・シール機能

- ・フランジ固定部

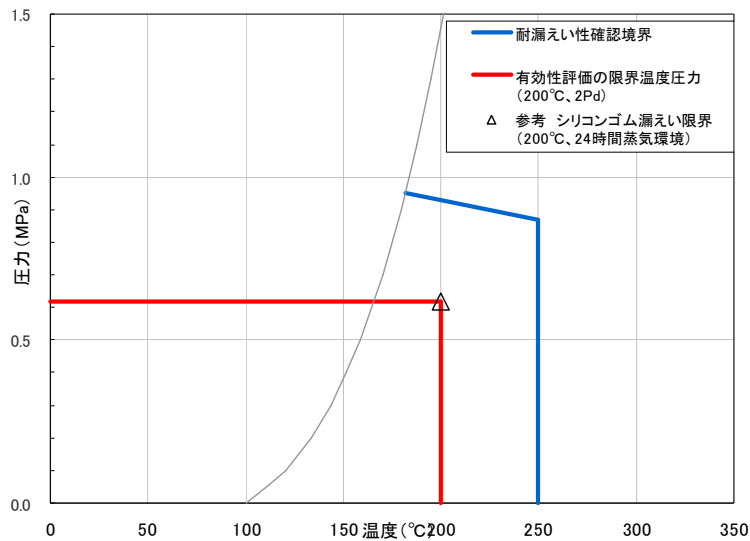
ハッチ類は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器シェル部の歪に伴う強制変位が顕著に作用する。

ハッチ類のシール機能維持については、過去に NUPEC でハッチ類を模擬したハッチモデル試験を行っており、ハッチフランジ部の圧力とフランジ開口量の関係を測定している。この測定結果は常温試験によるものであるが、高温環境下（200℃）による剛性の低下を考慮しても、フランジ開口が許容開口量（ガスケットが健全の場合）に達する圧力は約 2.5Pd であり、限界圧力 2Pd におけるシール機能の健全性を確認した。なお、ハッチモデル試験体は鋼製格納容器（Mark-II 改良型）を想定し、シリコンゴムのガスケットを用いて試験が行われたものであるが、RCCV のハッチについても基本構造は同じであり、柏崎刈羽原子力発電所 6、7 号炉との上鏡形状の違いを考慮したとしても、適用可能であると考えている。

- ・シール材

シール材（ガスケット）には、現在はシリコンゴムを使用しているが、福島第一原子力発電所事故で高温劣化した可能性があることも踏まえ、より高温耐性に優れた改良 E P D M のシール材に変更する。本評価では、改良 E P D M について事故時の格納容器内環境でのシール材劣化特性を考慮してシール機能の評価した。その結果、200℃、2Pd の環境下において、少なくとも 7 日間の健全性が確保されることを確認した。なお、更なる安全性の向上のため、高温環境下で劣化が進む特性を持つシール材を補強するために、さらに高温環境下で耐えられるバックアップシール材を追加塗布し、フランジシール部の重大事故時における閉じ込め機能の健全性を確保する。

以上の評価結果から、ハッチ類の耐性は、シール材の耐力が支配的となる。シール材が高温環境下で劣化することにより、放射性物質の閉じ込め機能を喪失する可能性については、福島事故の分析からも確認されており（別添-1 参照）、福島事故の経験と分析を踏まえ、高温環境下における耐性を強化した改良 E P D M 製シール材を用いることにより、機能を向上させる。上記の評価におけるシール材の機能確保に関する評価線図を図-1.5 に示す。



<圧力-温度線図記載条件>

- ・ハッチ類に採用する改良 EPDM の高温劣化特性を考慮
- ・有効性評価で確認している 7 日間の劣化を考慮
- ・シリコンゴム (参考) については、200°C で 24 時間 (1 日) の劣化を考慮

図-1.5 シール材の機能確保に関する評価線図 (機器搬入用ハッチ)

本線図では、温度・圧力が低下するほど、漏えい、破損に対する裕度が増加することを示しており、有効性評価に用いている格納容器の限界温度・圧力の条件である200°C、2Pd (最高使用圧力の2倍: 0.62 MPa) は、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であると考えます。

なお、上記のような構造健全性確保の考え方は、米国の原子力事業者が実施している格納容器の健全性評価と同様の手法であり、妥当性を有するものであると考える (別添-2参照)。

以上のことから、ハッチ類について、原子炉格納容器の限界温度・圧力の200°C、2Pdは、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であり、妥当である。

#### ⑤エアロック

エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器のコンクリート躯体に固定されており、円筒胴の両端に平板 (隔壁) を溶接し、人が出入りできる開口部を設けている。この開口部に枠板 (隔壁) を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。なお、トップヘッドフランジやハッチ類と異なり、原子炉格納容器過圧時はエアロック扉が支持部に押しつけられる構造となっているため、扉板が開くことはない。

また、扉には均圧弁に繋がる配管や扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、均

圧弁及び扉開閉ハンドル貫通部にシール材を使用している。

エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力がエアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けることによる、過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。そのため、エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊、また、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、下記のとおり 200℃、2Pd の環境下での健全性を確認した。

#### ・本体

エアロックにおける構造健全性評価として、上部ドライウェル所員用エアロック、下部ドライウェル所員用エアロックのうち内圧による荷重を受け止める部位（扉、隔壁、円筒胴）を評価対象として一次応力評価を行い、発生応力が許容応力以下であることを確認した。

ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割り下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2Pd の環境下でのエアロックの構造健全性を確認するものであるため、上記割り下げ率を 1.0 とした評価を行う。すなわち、エアロックに発生する応力が、設計引張強さ（Su）以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態 D の  $P_L+P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、エアロックの限界温度及び限界圧力の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に  $P_L+P_b$  の許容値として設計引張強さ（但し、限界温度における設計引張強さ）を適用することは妥当であり、許容値を設計引張強さ（Su）とする。

さらに、エアロックの構造健全性確認として、限界温度・圧力における上

部ドライウェル所員用エアロック及び下部ドライウェルアクセストンネル（所員用エアロック付）の基本板圧計算を設計・建設規格 PVE-3321 に基づき実施し、いずれも呼び厚さが計算上の必要厚さを上回ることを確認した。

・シール機能

・扉

エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により扉板が支持部に押付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、内圧が負荷される面積が大きいことから、この原理でガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を理論式に基づき評価した。

扉に用いられているシール材は、現在はシリコンゴムを使用しているが、福島第一原子力発電所事故で高温劣化した可能性があることも踏まえ、より高温耐性に優れた改良 EPDM のシール材に変更する。本評価では、改良 EPDM について事故時の格納容器内環境でのシール材劣化特性を考慮してシール機能を評価した。その結果、200℃、2Pd の環境下において、少なくとも 7 日間の健全性が確保されることを確認した。

・シール材

扉のシリコンゴムのガスケット以外にエアロックの扉板貫通部に使用しているシール材は以下の通りである。

(6 号炉)

- ①ハンドル軸貫通部 Oリング・・・ふっ素ゴム
- ②均圧弁・・・ふっ素樹脂

(7 号炉)

- ①ハンドル軸貫通部 Oリング・・・ふっ素ゴム
- ②均圧弁・・・ふっ素樹脂

ハンドル軸貫通部 Oリングに使われているシール材（ふっ素ゴム）、および、均圧弁に使われているシール材（ふっ素樹脂）は、重大事故環境下の放射線による影響で、シール機能が劣化することが考えられる。

このため、ハンドル軸貫通部 Oリングを、より耐放射線性に優れた改良 EPDM のシール材に変更する。

均圧弁に使われているシール材（ふっ素樹脂）は、重大事故環境下の放射線による影響で、シール機能が劣化することが考えられるため、耐環境性に優れたシール材を適用した均圧弁への改良を行うか、エアロック外扉を貫通

する均圧弁接続配管の原子炉建屋側の開放部に、耐環境性に優れたシール材（改良 E P D M）をもつ閉止フランジを取付け、従来品の均圧弁と閉止フランジを合わせることで重大事故環境下における健全性を確保する。

## ⑥配管貫通部

### ・貫通配管

貫通配管に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が貫通配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後の圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は評価対象外と考えることができる。一方、200℃、2Pd の環境下では原子炉格納容器が変形すると考えられることから、貫通配管には原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。よって、貫通配管の機能喪失要因は、曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。ここで、貫通配管に加えらる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、自重等の一次応力と併せて、一次＋二次応力が制限値を満足することを確認する。

このため、配管に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該配管について 3 次元梁モデルを用いた弾性解析を実施し、設計・建設規格の PPC-3530 に規定される一次＋二次応力の制限値を満足することを確認した。なお、前述の一次＋二次応力の制限値は既工認でも採用しているものである。

### ・スリーブ

スリーブ本体及び取付部（以下、スリーブ）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後の圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、スリーブ機能喪失要因は、高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

ここで、スリーブに発生する応力が大きいと考えられる最大口径の配管貫通部を代表として選定し、設計建設規格の解説表 PVB-3110-1 のとおり、延性破壊評価として一次応力の評価を実施した。



一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過するスリーブの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を  $P_m$ （一次一般膜応力強さ）には 1.5、 $P_L+P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち、スリーブに発生する応力が、 $P_m$  が  $2/3Su$ 、 $P_L+P_b$  が  $Su$  以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考えている。

この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の  $P_m$ 、 $P_L+P_b$  の許容値と同等である、なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 $P_m$  は  $2/3Su$ 、 $P_L+P_b$  は  $1.5 \times 2/3Su (=Su)$  と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が  $Su$  に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が  $Su$  に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

また、一次一般膜応力強さは、供用状態 D における一次一般膜応力の許容値である  $2/3Su$  以下であることも確認した。

以上から、 $200^\circ\text{C}$ 、 $2Pd$  の環境下において、スリーブは損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。

#### ・ 端板

今回の評価条件である  $200^\circ\text{C}$ 、 $2Pd$  を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。一方、 $200^\circ\text{C}$ 、 $2Pd$  の環境下では原子炉格納容器が大きく変形することにより貫通配管に原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。

ここで、端板に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、設計建設規格の解説表 PVB-3110-1 のとおり、延性破壊評価として一次応力の評価を実施した。

一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び

温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過するスリーブの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を  $P_m$ （一次一般膜応力強さ）には 1.5、 $P_L+P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち、スリーブに発生する応力が、 $P_m$  が  $2/3Su$ 、 $P_L+P_b$  が  $Su$  以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考えている。

この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の  $P_m$ 、 $P_L+P_b$  の許容値と同等である、なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 $P_m$  は  $2/3Su$ 、 $P_L+P_b$  は  $1.5 \times 2/3Su (=Su)$  と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が  $Su$  に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が  $Su$  に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

また、一次一般膜応力強さは、供用状態 D における一次一般膜応力の許容値である  $2/3Su$  以下であることも確認した。

#### ・閉止フランジ

今回の評価条件である  $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2Pd$  を考慮した場合、閉止フランジについては、耐圧部材の破損、フランジ部の開口の進展による締付ボルトの破損、開口量増加による漏えいが想定される。閉止フランジについては、設計・建設規格に基づきフランジを選定していることから、破損については評価上支配的ではないため、フランジ開口によるシール機能喪失について評価を行い、 $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2Pd$ において健全であることを確認した。

また、閉止フランジに用いているシール材（ガスケット）には、現在はシリコンゴムを使用しているが、福島第一原子力発電所事故で高温劣化した可能性があることも踏まえ、より高温耐性に優れた改良 EPDM のシール材に変更する。本評価では、改良 EPDM について事故時の格納容器内環境でのシール材劣化特性を考慮してシール機能の評価した。その結果、 $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2Pd$  の環境下において、少なくとも 7 日間の健全性が確保されることを確認した。

- ・閉止板

閉止板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

一方、閉止板には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力（曲げ応力）が生じ、端板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。このため、閉止板に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該閉止板の厚さが、200℃、2Pd 環境下において、設計・建設規格PVE-3410 に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認し、閉止板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。

#### ⑦電気配線貫通部

- ・電気配線貫通部本体

電気配線貫通部では、電気配線貫通部のうちスリーブ、アダプタ、ヘッド設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、過度の圧縮力がスリーブ、アダプタ、ヘッドに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。したがって、スリーブ、アダプタ、ヘッドの機能喪失要因は、高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。スリーブ、アダプタ、ヘッドが 200℃、2Pd の環境下で外圧・内圧作用による応力が生じた際、最小厚さが JSME の設計・建設規格（PVE-3230）に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。

- ・シール材

電気配線貫通部のシール材については、電共研「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験（昭和 62 年度）」において、実機電気配線貫通部と同等の試験体を用い、原子炉格納容器内側の電気配線貫通部端子箱部分の環境条件を 200℃、約 2.6Pd（約 0.8MPa）とした条件下におけるモジュール部シール材の耐漏えい性を確認している。

また、NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成 2 年度～平成 14 年度）において、実機電気配線貫通部モジュールと同等のモジュール試験体を用い、シール材からの漏えい限界圧力・温度の把握を行っている。この評価では、最大 3.2Pd（1.0MPa）、約 260℃までの耐漏えい性

を確認している。

さらに、過去の電気配線貫通部の環境試験において、格納容器内を 200℃と模擬した試験において、電気配線貫通部の長期健全性を確認している。

したがって、電気配線貫通部については、有効性確認評価における限界温度・圧力としている 200℃、2Pd 条件下でのシール機能を確認した。

#### ⑧原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁のうちバタフライ弁、移動式炉心内計装 (Traverse Incore Prove、以下 TIP) ボール弁及びパージ弁について、事故環境下でのシール材の損傷 (変形) が想定されるため以下の通り健全性を確認する。また、弁の耐圧部については、機能喪失要因として脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2Pd の環境下では脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。したがって、原子炉格納容器隔離弁のうちバタフライ弁、TIP ボール弁及びパージ弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによる過渡な変形 (一次応力) が想定されるため、以下の通り健全性を確認する。

##### ・原子炉格納容器隔離弁 (バタフライ弁)

設計・建設規格 (弁の圧力温度基準に基づく評価) に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pd での耐圧性能を有することを確認した。

また、隔離機能 (気密性保持) については、弁体シート部ガasketの耐環境性が支配的であり、今後、バタフライ弁のシート部に改良 EPDM を採用するため、改良 EPDM の環境試験結果を確認し、事故環境下における放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。

##### ・原子炉格納容器隔離弁 (TIP ボール弁及びパージ弁)

設計・建設規格 (弁の圧力温度基準に基づく評価) に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pd での耐圧性能を有することを確認した。

また、TIP ボール弁にはフッ素ゴム、フッ素樹脂のシール材が使われている。これらは重大事故環境下の放射線によりシール機能が劣化することが考えられるため、トップヘッドフランジ及び機器搬入用ハッチで採用したものと同様に改良 EPDM 製シール材に変更する。なお、TIP ボール弁の弁座シートについては、均圧弁の改良と同様に耐環境性に優れた PEEK 材が適用可能な見通しが立ったことから、PEEK 材に変更することでも問題ない。

また、TIP パージ弁についてはグランドOリング及び弁ふたシールについては改良E P D M製シール材を採用する。弁座シートについては改良E P D M製シール材又はメタルシールとし、耐環境性を強化するため、重大事故環境下におけるシール機能は問題ない。

なお、上記以外の隔離弁については、以下の理由により 200℃、2Pd の環境下で健全性を有している。

- ・弁箱は各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており（耐圧性能が最小のものでも 1.03MPa）、耐圧上問題になることはない。
- ・弁のグランド部及びボンネット部のシールには、黒鉛製のパッキン、ガスケットを有しており、耐熱性上問題となることはない。
- ・弁シート部は全て金属製である。

#### (4) 結論

柏崎刈羽原子力発電所 6、7 号炉の原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（トップヘッドフランジ、ハッチ類、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁の構造健全性について、有効性評価における限界温度・圧力として設定する200℃、2Pdの妥当性を評価した。また、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても、同様に限界圧力、温度に対する妥当性を評価した。

その結果、構造健全性については、限界温度・圧力環境下において想定される損傷モードにおける評価では、許容値に対して余裕があることから機器に著しい損傷が生じることなく、放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。

一方、シール部については、シール材が高温環境下において劣化する特性を有していることを考慮しても、限界温度・圧力環境下において、シール材に耐環境性に優れたE P D M性シール材を用いること（別添-3参照）により、少なくとも7日間の健全性を確保できることを確認した。

以上のことから、柏崎刈羽原子力発電所 6、7 号炉で設定した原子炉格納容器の限界温度・圧力の200℃、2Pd（最高使用圧力の2倍：0.62 MPa）は、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であり、妥当である。

以 上

## 福島第一原子力発電所事故時の原子炉格納容器温度・圧力の挙動

これまでに実施した当社の福島第一原子力発電所の事故（以下、「1F 事故」という）の分析では、原子炉格納容器トップヘッドのフランジ部がシール機能を喪失したために、放射性物質の放出につながった可能性が高いと評価している<sup>[1]</sup>。事故時には、格納容器内部の圧力が上昇するとフランジ部に開口挙動が生じるが、シール部の気密性が維持されていれば、格納容器外部への放射性物質の漏えいを防止することが可能であったと考えられる。1F 事故以前の格納容器限界温度・圧力に関する研究では、実機フランジ部を模擬した試験や高温高压蒸気環境を想定したシール材性能試験が実施され、当時想定していた事故条件下では健全性が確保できることが確認されていた。一方、1F 事故では、シール材が高温高压条件の蒸気環境下に、長時間さらされることによって劣化し、格納容器の閉じ込め機能を喪失したものと考えられる。

本資料では、福島第一原子力発電所 1～3 号機の挙動のうち、事象の進展中での格納容器の閉じ込め機能喪失のタイミングが比較的明確になっている 1 号機および 2 号機に着目し、格納容器温度・圧力の挙動と格納容器の閉じ込め機能喪失の関係を整理した。1F 事故時の圧力変化の実績（図 1-1、図 3-1 参照）では、実機で観測された圧力データは、従来の研究で健全性が確認されていた最高使用圧力の 2 倍（最高使用圧力 0.427 MPa[gage]）を下回っている。一方、温度データについては、収集された実績データは少ないが、格納容器スプレイなど事故対策設備が十分に機能せず、温度制御が困難であったことから、格納容器内の温度は非常に高い状態にあったと推測される。その結果、格納容器内は高温蒸気環境となり、シリコン製シール材の劣化が時間経過と共に進行したと考えられる。ここで、シール材の劣化は、格納容器の閉じ込め機能維持を評価する観点からは、シール部での上下フランジの圧縮を解放した際の戻り量の程度（圧縮永久ひずみに相当）で表すことができる。通常時において、格納容器トップヘッドのフランジ部はボルトにより締め付けられ閉じているが、格納容器内部圧力が上昇した場合には、上蓋が持ち上がる方向に圧力が作用するため、フランジ部は開口する。この開口は、シール材の機能が健全な場合には、シール材の戻り量（復元力による圧縮の解放）によって開口が埋められるため漏えいは発生しない。しかし、劣化の進行に伴いシール材の戻り量が低下すると、シール材で開口を埋めることができなくなるため、開口部からの漏えいが発生する。

## ・ 1 号機の状況

図1-1、図1-2に1号機の格納容器圧力と温度の変化を示す。D/W圧力は、3月12日 2時30分頃に0.84 MPa[abs]を計測した後、格納容器のベントに成功するまでの間、0.7 MPa[abs]

～0.8 MPa[abs]程度の範囲の圧力を維持している。事故時に想定される注水による蒸気発生、格納容器温度の上昇等の事象を考慮すると、格納容器圧力は上昇する傾向となると考えられるが、格納容器内部の圧力が緩やかな減少傾向で安定していたことから、この期間において格納容器からの小規模な漏えいが生じていた可能性が考えられる。

格納容器からの過温による漏えいを仮定した3月12日 5時頃の時点では、格納容器温度は300°C付近に到達している。図2は、実機相当のフランジを用いた、高温蒸気環境下でのシリコン製シール材のシール部漏えい試験<sup>[2]</sup>の結果であり、蒸気による加圧に対して漏えいが発生した温度・圧力を示している。温度が200°Cを超えると、漏えい発生時の圧力が徐々に低下し、300°Cのような高温条件では、0.5 MPaを下回るレベルの圧力でもシール部が破損し、漏えいが生じている。1号機は、全ての注水機能を喪失したため事故直後から温度が上昇しており、漏えいを仮定した時点では、温度は300°C付近、格納容器圧力は0.8 MPaと高くなっていた。この温度・圧力条件は、前述の試験結果に照らして評価すると、漏えいが発生する条件を超えるものであることから、シール材の高温破損にともなう機能喪失により漏えいに至った可能性が高いと推測される。

#### ・2号機の状況

図3-1、図3-2に2号機の格納容器圧力と温度の変化を示す。事故当初は、蒸気駆動のポンプにより原子炉への注水が行われていたため温度圧力ともに低い状態であったが、ポンプが機能を喪失したと思われる3月13日頃から温度・圧力ともに高い状態が継続した。温度は150°Cから175°C程度と1号機ほど高くはないが、シリコン製シール材にとっては、蒸気環境では厳しい温度域であり、この間にシール材の劣化が進んでいたと考えられる。加えて、3月14日 23時25分には、原子炉圧力容器の損傷に伴って、D/W圧力が0.75 MPa[abs]程度まで上昇している。これらの状況から、2号機は1号機と比較して長い時間をかけてシール材の劣化が進み、3月15日 7時20分に圧力が急激に低下し、閉じ込め機能を喪失したと考えられるまでの間、高い圧力レベルでもシリコン製シール材のシール機能が維持されていたと推測される。

ここで、3月11日から3月18日にかけての1F正門付近における敷地内空間線量率の推移を図4に示す。空間線量率データは、風向等の気象条件の影響を大きく受けるとともに、格納容器ベントで放出した放射性物質に起因する変動が生じる場合があるため、格納容器からの意図しない漏えいによる放出状況のみに依存するものではないが、格納容器の損傷状況の推定に際して参考情報とすることができると考えられる。空間線量率データは、3月12日4時頃から線量率の上昇が見られ、1号機の格納容器からの漏えいが始まっていたと推測される時期と一致している。また、同様に2号機で圧力が急激に低下した3月15日7時頃にも線量率の上昇が確認できる。空間線量率データの変化は、格納容器からの放射性物質の漏えい発生時期の傍証とすることができる。

一方、福島第二原子力発電所（2F）では、すべてのプラントで炉心を損傷させることなく冷温停止することができた。2F-1、2、4号機では、津波の影響で全ての海水系ポンプが使用不能となり、一時的に原子炉除熱機能を喪失した。しかし、原子炉隔離時冷却系の起動等により原子炉水位を維持しつつ、主蒸気逃がし安全弁で原子炉圧力の制御（減圧操作）を行い、原子炉への注水を原子炉隔離時冷却系から復水補給水系による代替注水に切り替えて、注水を継続した。事故発生以降、原子炉除熱機能を回復するまでの間、これらプラントの格納容器内の圧力、温度は、緩やかに上昇したものの、D/W温度は最大でも125℃程度までしか上昇しておらず、シリコンゴムの劣化が問題とされない範囲に収まっている。また、D/W圧力は、最大でも設計上の最高使用圧力（0.31MPa[gage]）を下回る250kPa[gage]程度までしか上昇しておらず、フランジの開口量の観点からも格納容器からの意図しない漏えいが生じる状況とはならなかったと考えられる。このように、2Fではアクシデントマネジメントが有効に機能した結果、事故時の格納容器の閉じ込め機能を維持することができた。

これらに示すとおり、1F 事故での格納容器の温度・圧力の推移や格納容器からの漏えいの状況、敷地内空間線量率の推移等から、実機でのシリコン製シール材の劣化と閉じこめ機能への影響を推測した。1号機、2号機の実績からは、格納容器トップヘッドのフランジ部は、高温蒸気環境下におかれることによりシール材の劣化が進行し、最終的には、閉じ込め機能の喪失に至ったと考えられる。1F 事故の結果から、格納容器の健全性を維持するためには、特にトップヘッド等のシール部からの漏えいに注意する必要がある。また、シール材は、事故時には時間に依存して劣化する特性が顕著であることから、事故マネジメントの組み合わせ等により、温度、圧力を適切に制御することが必要となる。

[1]福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第2回進捗報告（平成26年8月6日 東京電力株式会社）

[2]K. Hirao, T. Zama, M. Goto et al., "High-temperature leak characteristics of PCV hatch flange gasket," Nucl. Eng. Des., 145, 375-386 (1993).

以上



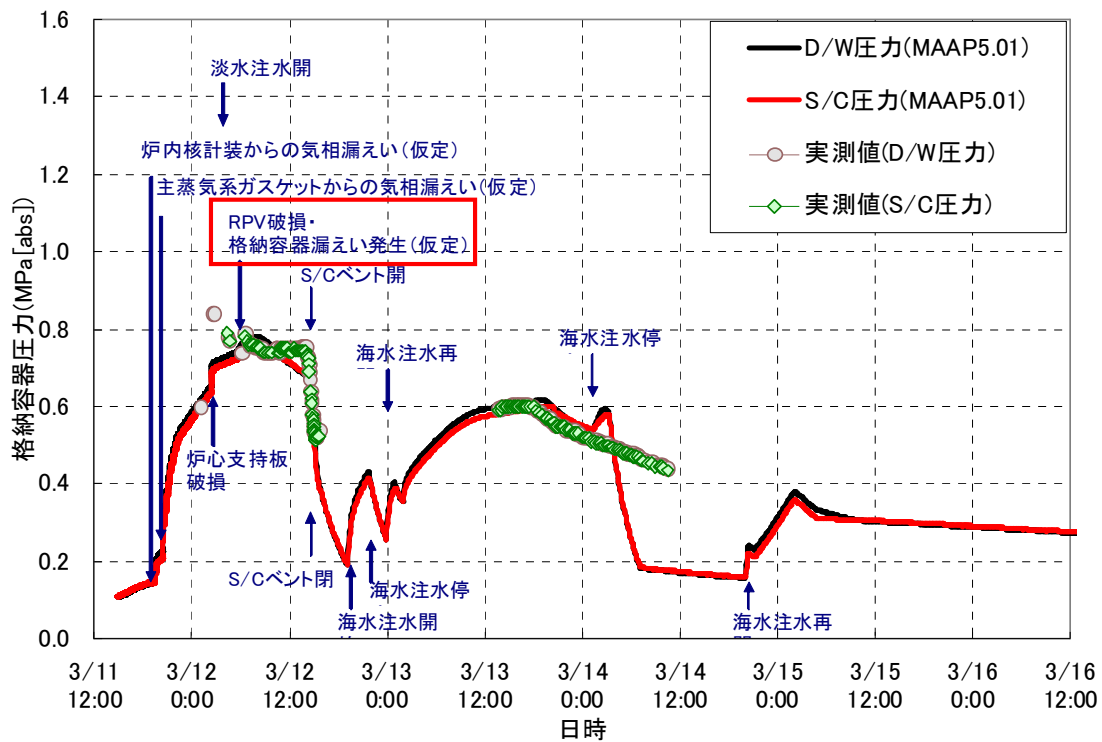


図 1-1 1号機 格納容器圧力挙動

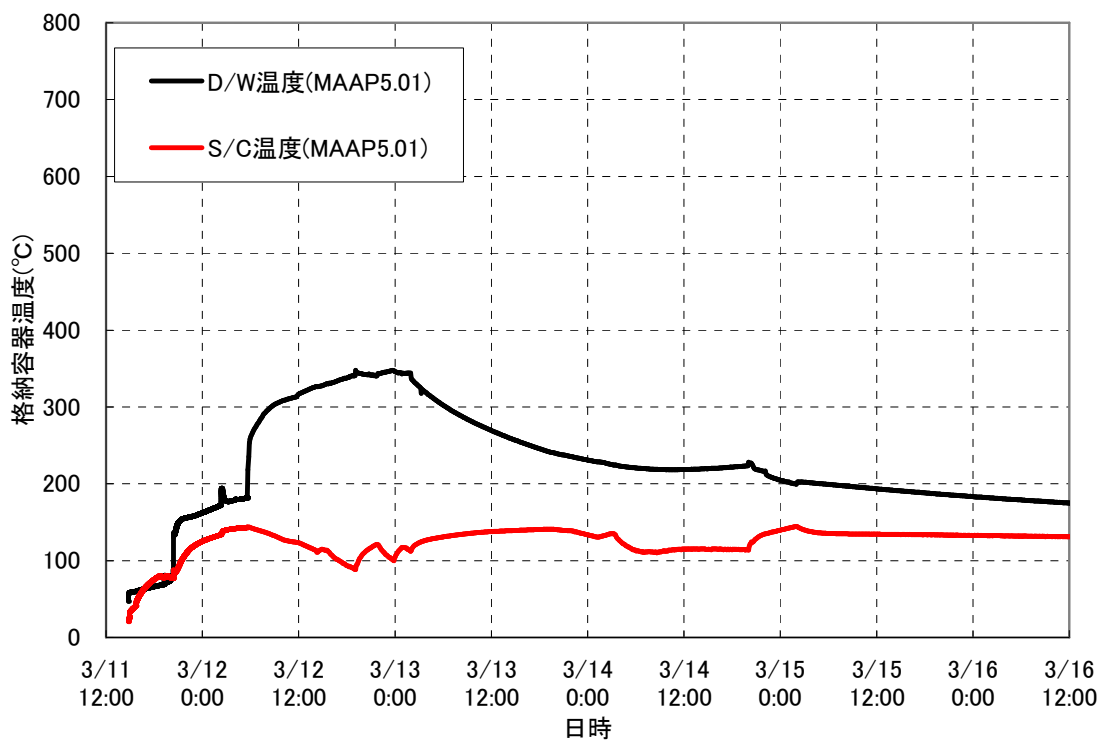


図 1-2 1号機 格納容器温度挙動

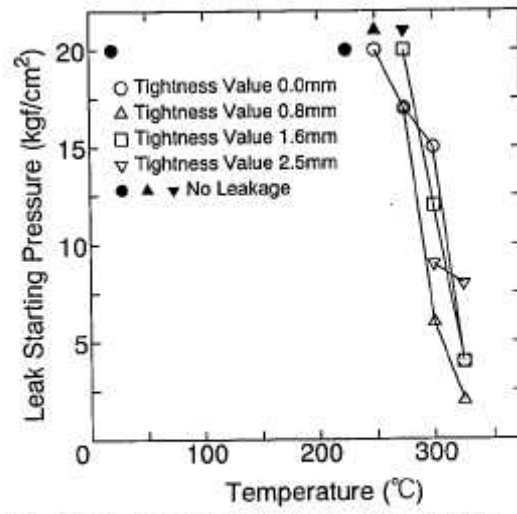


Fig. 10. Effect of temperature to leak starting pressure (Semi-Round Type, steam).

図2 既往研究でのシール材の漏えい限界

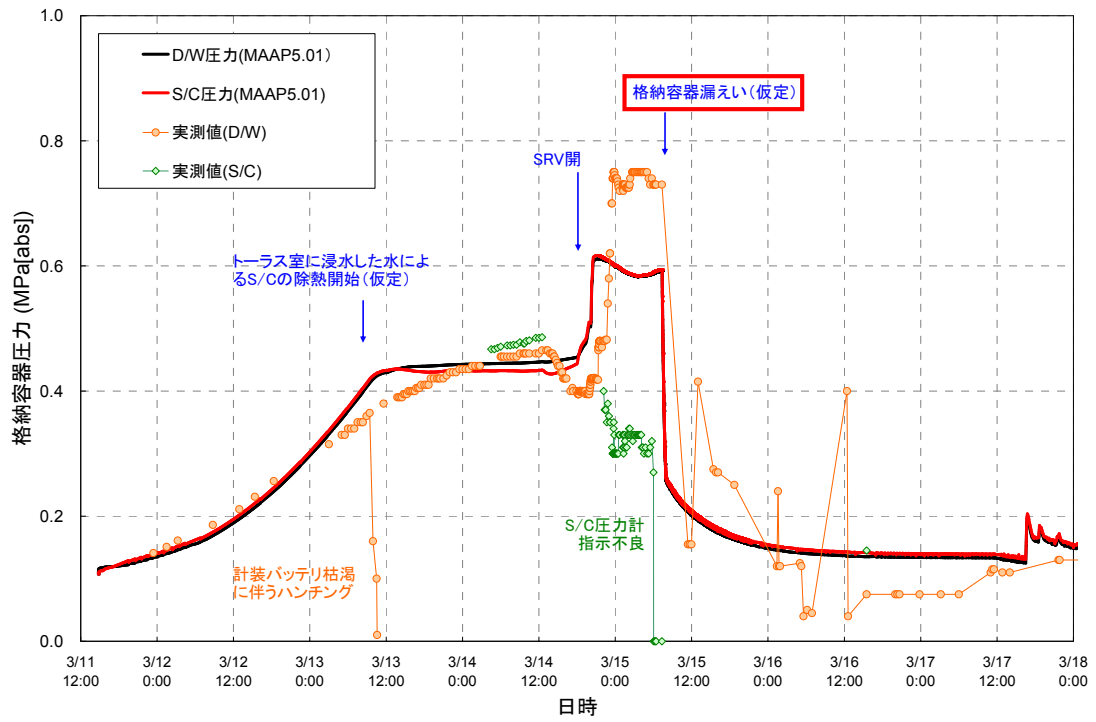


図 3-1 2号機 格納容器圧力挙動

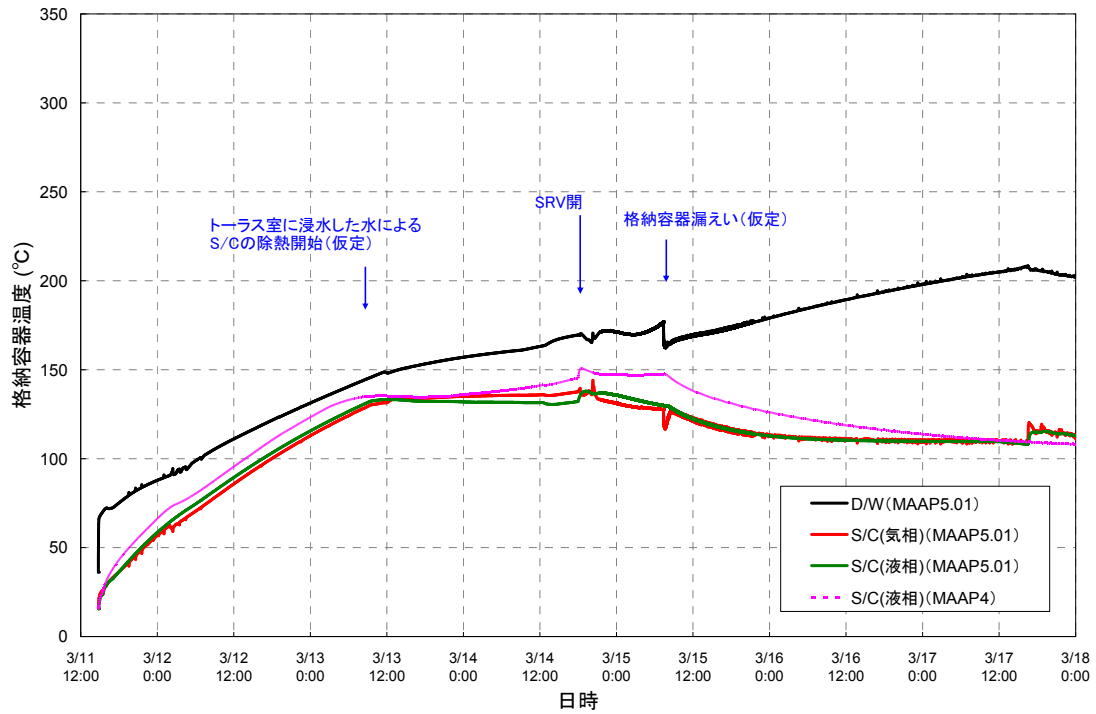


図 3-2 2号機 格納容器温度挙動

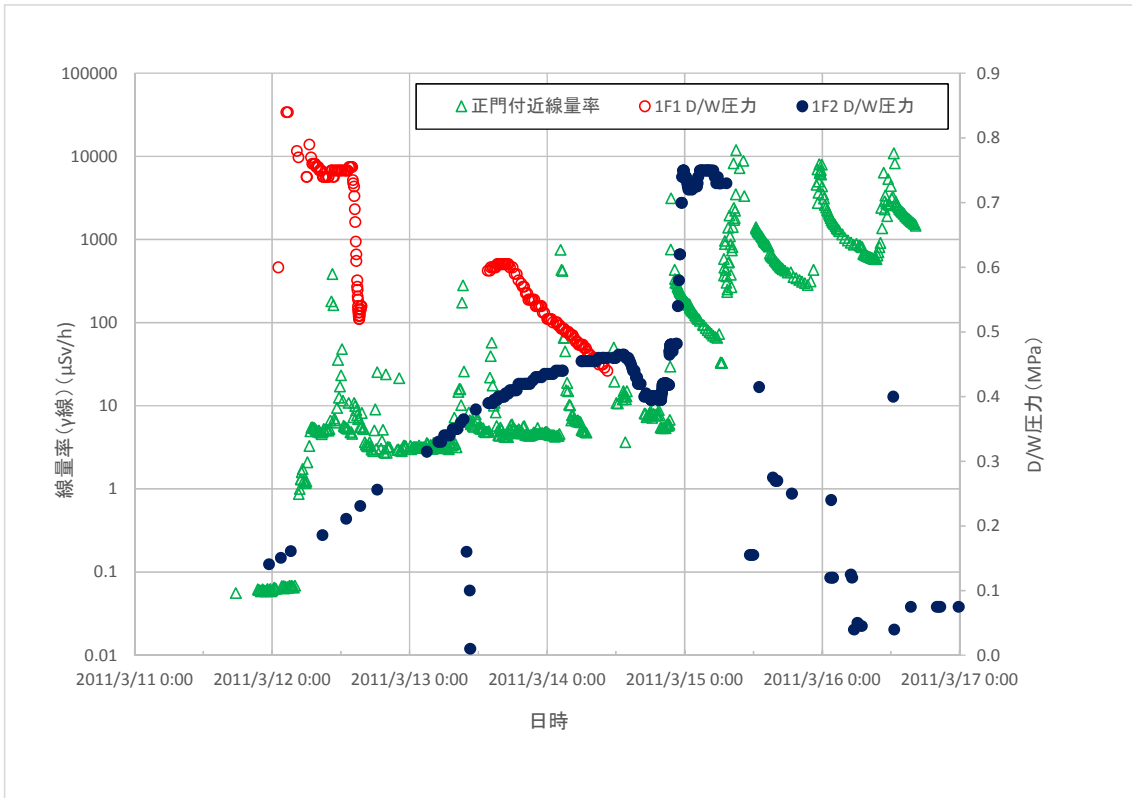


図4 福島第一原子力発電所 敷地内空間線量

## 格納容器限界温度・圧力に関する海外知見について

当社では、有効性評価における格納容器の限界温度・圧力について、温度を 200℃、圧力を 0.62 MPa（最高使用圧力の 2 倍）と設定した。この妥当性を評価するため、格納容器の閉じ込め機能に影響を及ぼす各種の損傷モードを圧力・温度範囲に応じて分類して評価し、「シール材の機能確保に関する評価線図」を作成した。

格納容器の損傷モードの評価に関する類似の事例が、NRC のオーダー「EA-13-109 シビアアクシデント条件下で運用可能な信頼性の高い耐圧強化ベントに係る認可を変更する命令」に対する産業界ガイダンス（NEI-13-02<sup>\*1</sup>）に記載されている。NEI-13-02 では、ベント設備の設計要件を定めるに当たって、既往研究などから整理した代表的な格納容器の損傷モード分類を例示している（図 1 参照）。

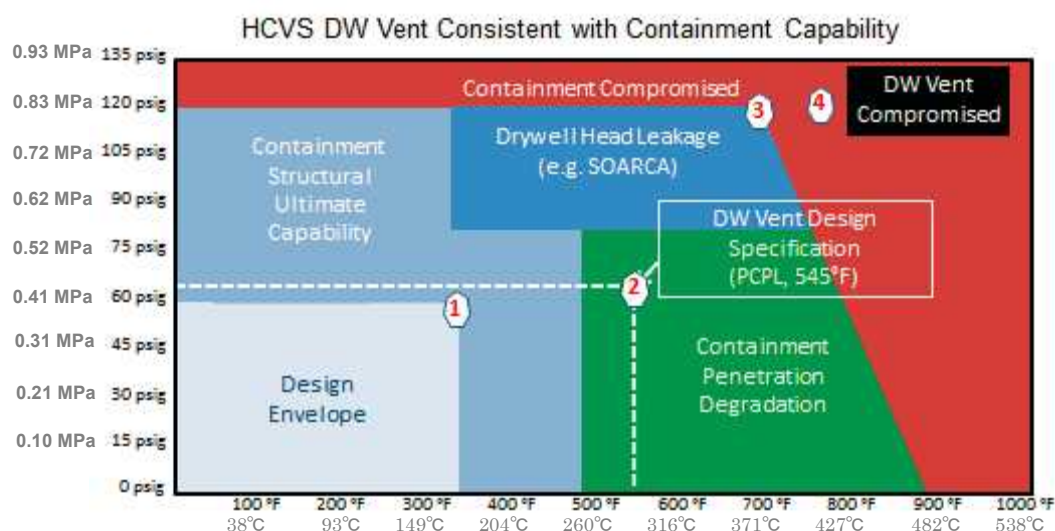


図 1 格納容器の損傷モードの分類の例（NEI-13-02<sup>\*1</sup>）

本図では、既往研究などから格納容器の損傷の可能性として、格納容器トップヘッドフランジ部開口からの漏えいや電気貫通部の材料劣化が着目されている。格納容器トップヘッドフランジ部開口からの漏えいの損傷モードは、開口部を閉塞するシール材の性能に大きく依存するが、温度に関しては、過去の材料試験などに基づき、比較的高い温度域まで耐力があるとしている。一方、圧力に関しては、内圧によるフランジ開口部からの漏えいという損傷の特性上、圧力が高い領域で格納容器の支配的な損傷モードとなることを示している。NEI-13-02 では、事業者が格納容器から漏えいが生じる圧力、温度レベルを検討す

る際には、図1の例やNRCが実施した漏えい限界に関する検討(SOARCA<sup>\*2</sup>)等の関連研究などに基づくものとしている。電気貫通部については、格納容器トップヘッドのような開口挙動は生じないため、損傷の支配因子は温度による材料劣化となると考えられ、圧力が低い領域での主たる損傷モードとなることを示している。

当社でも、格納容器の健全性に影響を及ぼす損傷モードを当社プラントの固有の設備の状況を考慮して評価し、NEI-13-02と同様の線図を作成している。当社の線図では、格納容器圧力に対しては、格納容器トップヘッド等のフランジ部からの漏えいが最も支配的となるとの評価結果が得られており、米国の考え方とも整合している。当社が実施したフランジ部の漏えい評価によると、格納容器のフランジ部は、内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されており、内圧の上昇に伴って開口量が増加することで、外部への漏えい経路を形成する。ただし、フランジ部が開口しても、フランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができる。本評価では、シール材の健全性、つまり、開口への追従性の指標として、シール材の圧縮永久歪試験データを用いて評価している。この考え方は、NEI-13-02でも参照されているSOARCA<sup>\*2</sup>での格納容器の漏えい挙動評価とも整合する。当社では、この方法を用いて、フランジ部での漏えい限界を評価し、当社のシール材の機能確保に関する評価線図に反映している。なお、本漏えい評価では、シール材の信頼性が重要となるため、高温環境下における耐性に優れた改良EPDMについて、当社独自で、各種基礎試験や事故時の格納容器内環境を想定したシール材劣化特性試験を実施し、その材料の特性を確認している。

以上のとおり、米国のNEI-13-02での格納容器の損傷モード分類を参照し、当社のシール材の機能確保に関する評価線図と比較を行った。当社では、温度圧力の増加によって格納容器に生じる損傷モードとしてトップヘッドからの漏えいに着目し、各種試験結果と合わせて漏えい限界を確認している点で米国の考え方と整合している。

\*1 NEI13-02[Rev. 0E2] INDUSTRY GUIDANCE FOR COMPLIANCE WITH ORDER EA-13-109

\*2 NUREG/CR-7110、 Vol.1 U.S. NRC State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project  
Volume1: Peach Bottom Integrated Analysis

以上

## 原子炉格納容器バウンダリにおけるシール材の変更について

原子炉格納容器バウンダリに使用しているシール材については、今後、下記に示すとおり耐熱性能に優れたシール材に変更する。

バウンダリ箇所		部位	変更前部材	変更後部材	自主的取組
トップヘッドフランジ		フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	バックアップシール材
ハッチ類	上部ドライウエル 機器搬出入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	バックアップシール材
	下部ドライウエル 機器搬出入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	バックアップシール材
	サプレッション・ チェンバ出入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	バックアップシール材
エアロック	上部ドライウエル 所員用エアロック	扉ガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	—
		ハンドル軸貫通部 Oリング	ふっ素ゴム	改良 EPDM	—
		均圧弁シート	ふっ素樹脂	均圧弁の改良 又は 閉止板 +改良 EPDM	—
	下部ドライウエル 所員用エアロック	扉ガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	—
		ハンドル軸貫通部 Oリング	ふっ素ゴム	改良 EPDM	—
		均圧弁シート	ふっ素樹脂	均圧弁の改良 又は 閉止板 +改良 EPDM	—
		弁ふたシール	ふっ素樹脂	改良 EPDM	—

バウンダリ箇所		部位	変更前部材	変更後部材	自主的取組
配管貫通部	閉止フランジ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	—
原子炉格納容器隔離弁	バタフライ弁	弁座シート	EP ゴム	改良 EPDM	—
	TIP ボール弁	弁座シート	ふっ素樹脂	改良 EPDM 又は PEEK 材	—
		グラントリング	ふっ素ゴム	改良 EPDM	—
		弁ふたシール	ふっ素樹脂	改良 EPDM	—
	TIP パージ弁	弁座シート	EP ゴム	改良 EPDM 又は メタルシール	—
		グラントリング	EP ゴム	改良 EPDM	—
		弁ふたシール	EP ゴム	改良 EPDM	—



## 1. 原子炉格納容器本体（コンクリート部）

### 1.1 評価方針

原子炉格納容器は鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造であり、原子炉建屋と一体となっている。原子炉格納容器本体（コンクリート部）の設計時に考慮される機能喪失要因は内圧上昇に伴う破損であり、コンクリート部の構造健全性を維持できる限界の内圧を評価することで200℃、2Pdにおける健全性を確認する。

### 1.2 評価

コンクリート部の構造健全性については、NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成2年度～平成14年度）において有限要素法を用いた弾塑性解析により、原子炉格納容器本体（コンクリート部）の耐圧性状を求める。評価モデルは実炉スケールのモデルとし、200℃条件下での材料物性（規格値；図1-2～図1-4 参照）に基づき、内圧に対する静的漸増解析で耐圧性状を確認する。RCCV 全体の耐圧性状の確認のため、解析モデルは図1-1 に示す格納容器本体解析モデルを用いる。

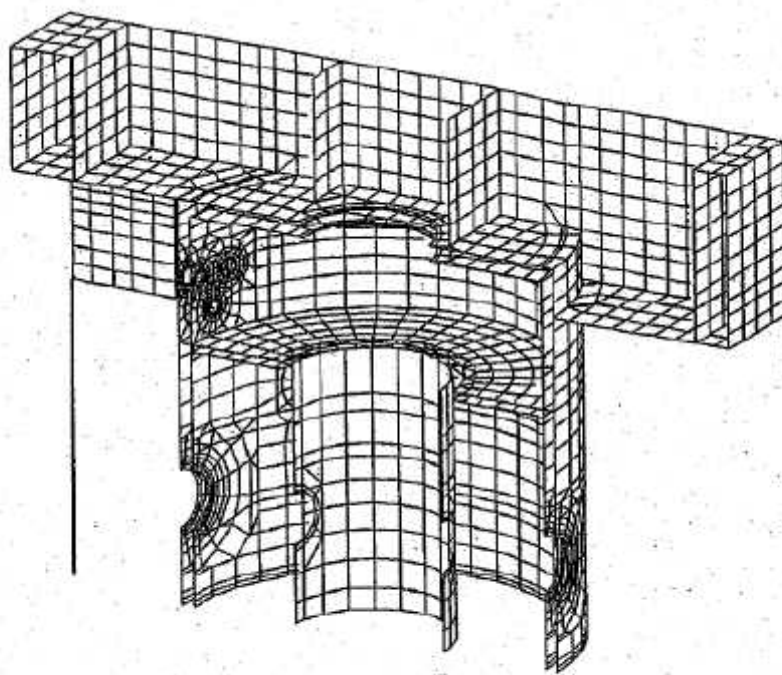


図 1-1 格納容器本体解析モデル

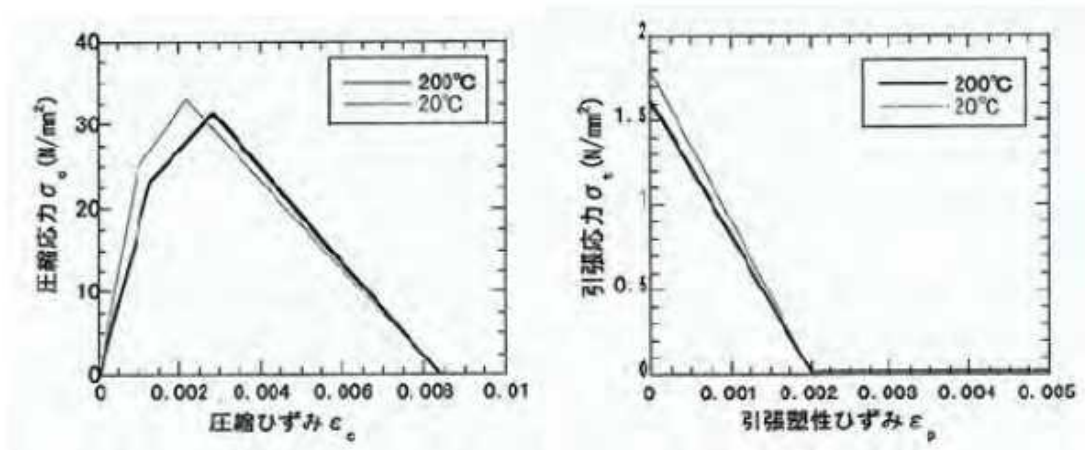


図 1-2 コンクリート物性

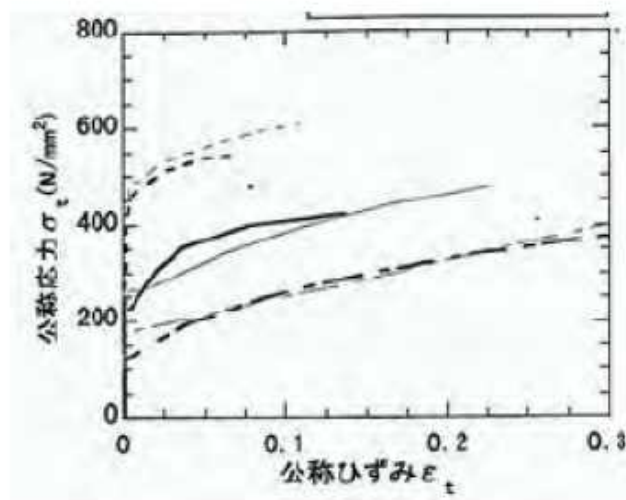


図 1-3 ライナ引張/圧縮特性

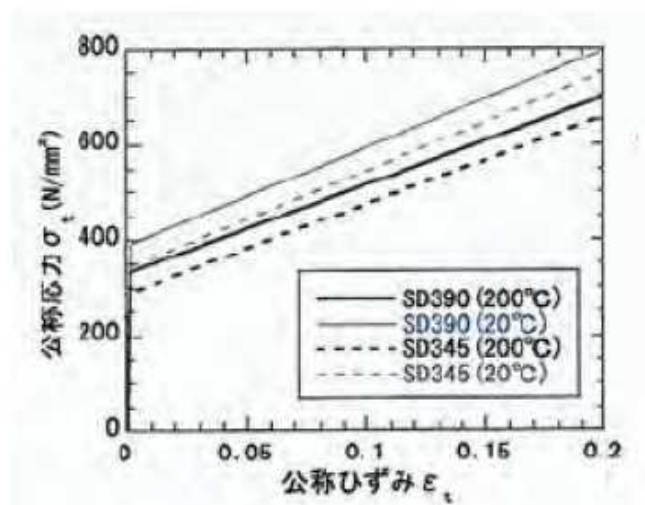


図 1-4 鉄筋引張特性

### 1.3 評価結果

解析の結果によると、格納容器の内圧を上昇させていった場合、3.0Pd 程度で格納容器（コンクリート部）のRCCV 壁の鉄筋が降伏し始め、4.0Pd ではほぼ全面で鉄筋が降伏する。4.0Pd 近傍からアクセストンネル開口部周辺・隅角部周辺のコンクリートの局所的破損が始まり、4.5Pd では開口部・隅角部全体で変形が大きく進行する。図1-5に4.0Pd における相当塑性ひずみ分布図を示す。上記結果より、格納容器本体（コンクリート部）の破損は4.0Pd～4.5Pd で発生すると考えられる。

また、200℃、2Pdの条件下におけるコンクリート部とライナ部のひずみを評価した結果、ひずみは小さく構造健全性が維持されることを確認した（別紙-12参照）。

これらの評価結果を踏まえ、有効性評価における限界温度、圧力としている200℃、2Pdを用いることは妥当であると言える。

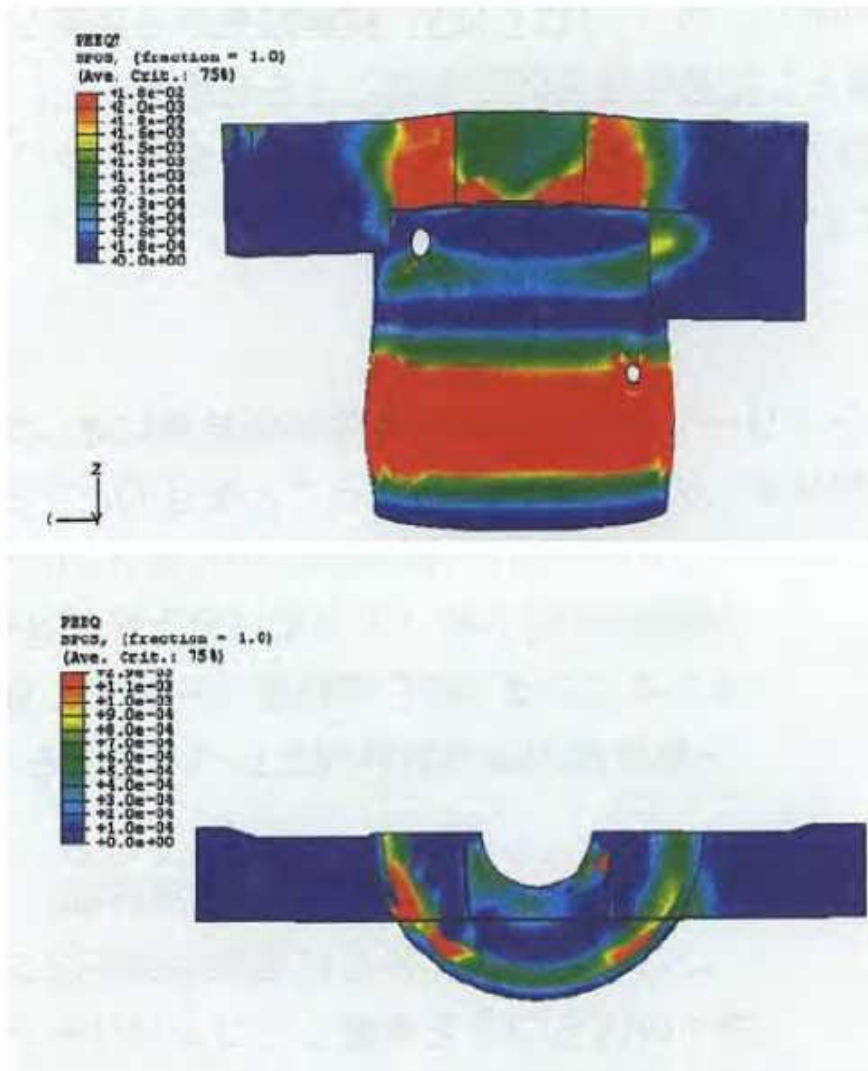


図1-5 4.0Pdにおける相当塑性ひずみ分布図（上：引張側 下：圧縮側）

出典：平成14年度 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  
（平成15年3月 財団法人原子力発電技術機構）

## 2. 原子炉格納容器本体（ライナ部）

### 2.1 評価方針

原子炉格納容器本体（ライナ部）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後に圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は評価対象外と考えることができる。

従って、原子炉格納容器本体（ライナ部）の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。このため、200℃、2Pd におけるライナ延性破壊に関する評価を行い、構造健全性を確認する。

### 2.2 評価

NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成 2 年度～平成 14 年度）において、代表プラントの鉄筋コンクリート製格納容器を対象に有限要素法によるひずみ評価が実施されており、これに基づき柏崎刈羽原子力発電所 6、7 号炉での原子炉格納容器の局所の健全性を確認する。

この有限要素法による評価では、代表プラントの RCCV 全体モデル解析でライナひずみが大きい領域が見られた「下部ドライウェルアクセストンネル開口近傍（RCCV 脚部含む）」、「上部ドライウェル開口近傍隅角部」を局所評価点として選定する（図 2-1、図 2-2 参照）。このライナ部破損評価にあたり、同様のライナ構造を有する PCCV 試験結果に基づく、多軸応力場での三軸度 TF (Triaxiality Factor；多軸応力場における延性低下の影響を示す係数) で修正を行った判断評価基準を適用し、ライナ部の破損評価を行う。

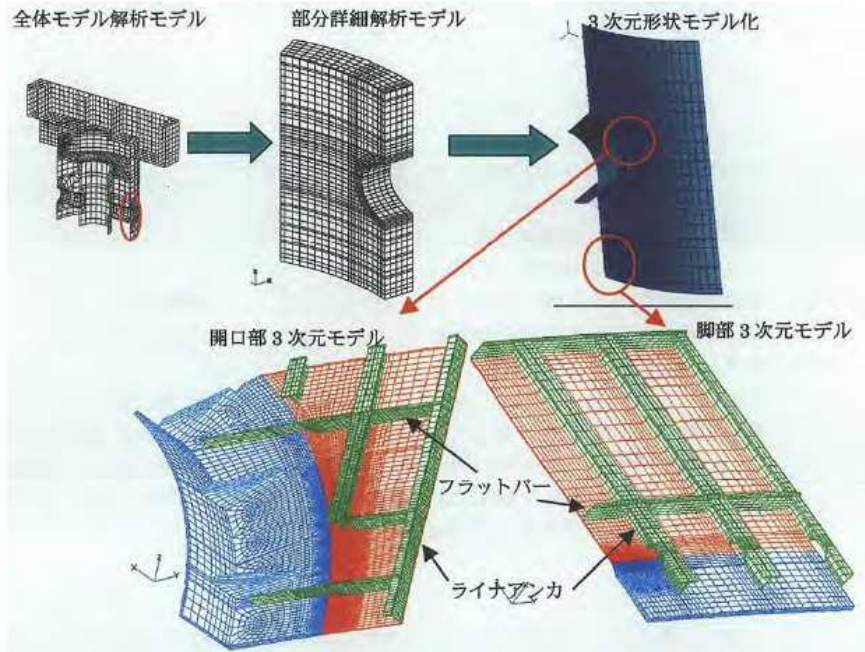


図 2-1 下部ドライウェルアクセストンネル開口近傍 部分詳細モデル

出典：平成 14 年度 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  
 （平成 15 年 3 月 財団法人原子力発電技術機構）

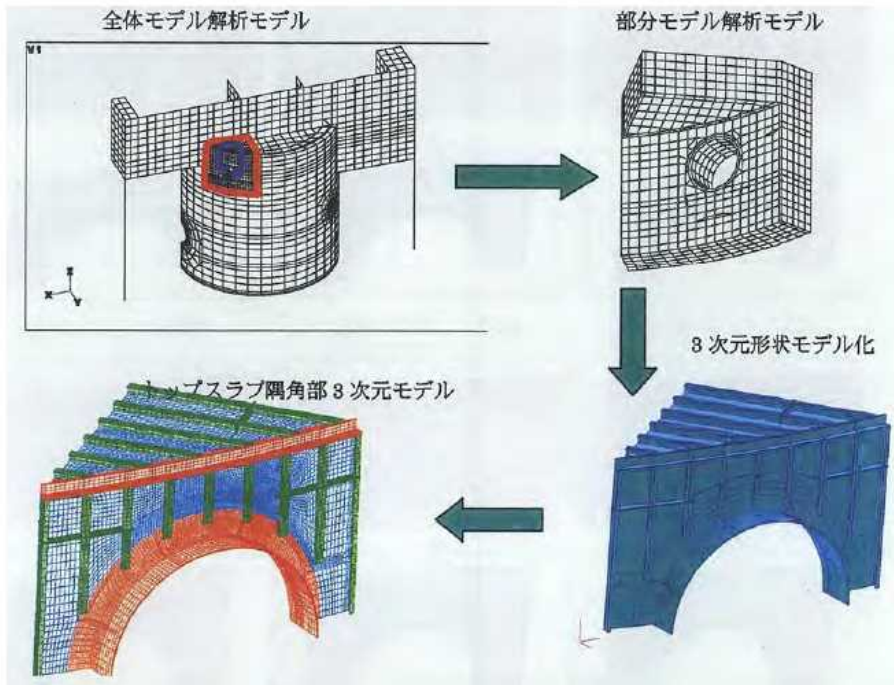


図 2-2 上部ドライウェル開口近傍隅角部 部分詳細モデル

出典：平成 14 年度 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  
 （平成 15 年 3 月 財団法人原子力発電技術機構）

## 2.3 評価結果

「下部ドライウェルアクセストンネル周り」及び「トップスラブ隅角部」のライナ解析結果から、200℃において発生する各部の相当塑性ひずみが高い「トップスラブ隅角部」の評価結果をもとにライナ部の評価を行った。評価結果として、図2-3にトップスラブ隅角部における高ひずみ発生部位の相当塑性ひずみと圧力の関係を示す。ライナ部の破損評価にあたり、同様のライナ構造を有するPCCV 試験結果に基づき、多軸応力場での三軸度TF (Triaxiality Factor ; 多軸応力場における延性低下の影響を示す係数) で修正を行った破断評価基準を適用する。

図2-3の結果から、200℃環境下では、約3.5Pd においてトップスラブ隅角部ライナ部の相当塑性ひずみが破断ひずみの評価基準値 (溶接部近傍での破断ひずみ) に到達することが確認された。上記結果により、重大事故時のライナ部の破損による原子炉格納容器本体のシール機能喪失は約3.5Pd で発生すると考えられる。

また、200℃、2Pdの条件下におけるコンクリート部とライナ部のひずみを評価した結果、ひずみは小さく構造健全性が維持されることを確認した (別紙-12参照)。

よって、限界温度・圧力 (200℃・2Pd) における原子炉格納容器本体 (ライナ部) の閉じ込め機能の健全性を確認した。

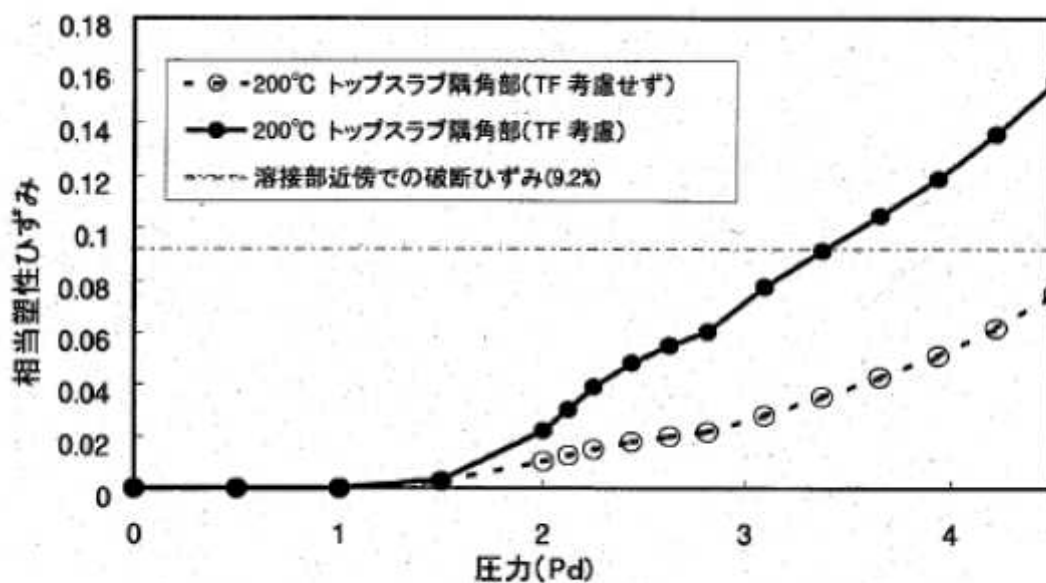


図 2-3 トップスラブ隅角部の相当塑性ひずみと圧力の関係

出典：平成 14 年度 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  
(平成 15 年 3 月 財団法人原子力発電技術機構)

### 3. トップヘッドフランジ

#### 3.1 評価方針

トップヘッドフランジは、原子炉格納容器の上蓋フランジであり、締付ボルトで固定される構造である。また、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

トップヘッドフランジの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

トップヘッドフランジは原子炉格納容器の貫通口の中で内径が最も大きく、原子炉格納容器膨張によるトップスラブ部の歪みによる変位の影響を受ける。この変位及び原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後に圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は評価対象外と考えることができる。

このため、200℃、2Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・ 本体の耐圧
- ・ フランジ固定部の強度
- ・ ガスケットの健全性

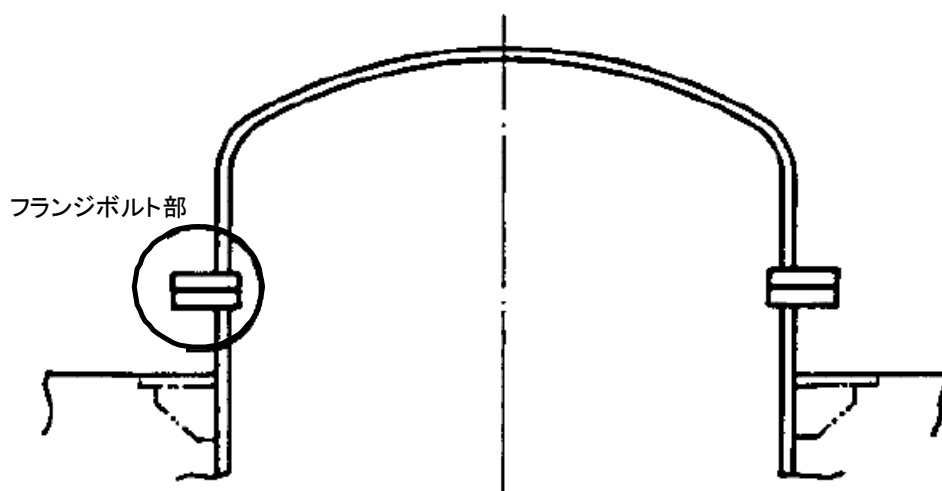


図 3-1 トップヘッドフランジ図

## (1) 本体の耐圧

### ① 応力評価

トップヘッドフランジにおける構造健全性評価として、原子炉格納容器温度・圧力が 200℃、2Pd における強度評価を行う。この評価では、ドライウエル上鏡の部材において内圧による荷重を受け止める部位のうち鏡板、円筒胴について一次一般膜応力評価、貫通部アンカ及びコンクリート部について一次応力評価等を行い、発生応力が許容応力以下であることを確認する。

ここで、設計建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに、国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過するフランジ部の限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を  $P_m$ （一次一般膜応力強さ）には 1.5、 $P_L+P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち、フランジ部に発生する応力が、 $P_m$  が  $2/3Su$ 、 $P_L+P_b$  が Su 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考えている。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の  $P_m$ 、 $P_L+P_b$  の許容値と同等である、なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 $P_m$  は  $2/3Su$ 、 $P_L+P_b$  は  $1.5 \times 2/3Su$ （ $=Su$ ）と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が Su に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が Su に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 とする。

### ② 既往研究成果による評価

ドライウエル上鏡については重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成 2 年度～平成 14 年度）において、代表プラントの鋼製格納容器をモデル化した 1 / 10 スケールモデル試験体を用いた耐圧試験を行い、限界圧力を評価している。この耐圧試験の結果から、格納容器限界温度、圧力を確認する。



## (2) フランジ固定部の強度

### ① 締付ボルトの強度評価

トップヘッドフランジの締付ボルトについて、原子炉格納容器限界温度、圧力 (200℃、2Pd) における強度評価を、既工事計画認可申請書の強度計算をベースに評価する。

### ② フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、FEM 解析を用いて ABWR 代表プラントとして 7 号炉のトップヘッドフランジ部における開口量を評価する。

## (3) ガasketの健全性

シール材 (ガスケット) はこれまでシリコン製シール材を使用しているが、福島第一原子力発電所事故で当該シール材が事故環境下に曝されて劣化した可能性があることも踏まえ、事故環境下における性能特性に優れたシール材である改良 EPDM 製シール材に変更する。改良 EPDM 製シール材による事故時の格納容器閉じ込め機能を確認するために、圧縮永久歪み試験結果をもとに格納容器限界開口量を評価し、重大事故時におけるフランジ開口量と比較することで格納容器閉じ込め機能の評価する。

また、格納容器ベント操作実施後の長期シール機能健全性を補強するために、高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性を、バックアップシール材の試験を元に評価し、格納容器閉じ込め機能の更なる信頼性を確認する。

### 3.2 評価結果

#### (1) 本体の耐圧

##### ① 応力評価

トップヘッドフランジの構造健全性について、建設時工認の応力値を用いて原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃、2Pd）における応力評価を実施した結果を示す。評価部位として、ドライウェル上鏡のうち内圧による荷重を受け止める部位（鏡板、円筒胴、貫通部アンカ及びコンクリート部）を選択し、発生応力を評価した。評価に用いた主要仕様を表 3-1 に示す。

表 3-2～3-7 に、トップヘッドフランジの応力評価結果を示す。なお、建設時工認の応力値を係数倍して応力を算出している。これらの結果から、200℃、2Pd 条件下においてトップヘッドフランジの構造健全性を確認した。

表 3-1 トップヘッドフランジの主要仕様

項目	柏崎刈羽 6 号炉	柏崎刈羽 7 号炉
最高使用圧力 (MPa)	0.31	0.31
最高使用温度 (℃)	171	171
材料	SGV480	SGV480
フランジ内径 (mm)		
上鏡厚さ (mm)		

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。

【6号炉】 トップヘッドフランジの構造健全性評価結果 (200℃、2Pd)

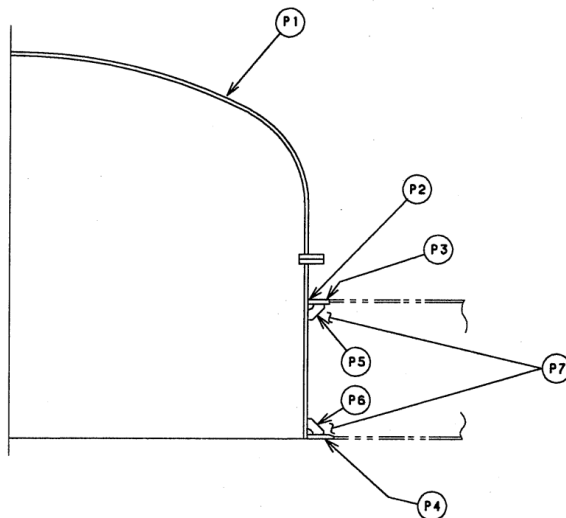


図 3-2 柏崎刈羽 6号炉 トップヘッドフランジ

表 3-2 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位: MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力比
		P <sub>m</sub>		P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub>		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	上鏡球殻部とナックル部の 結合部	—	—	—	422	—
P2	上鏡円筒胴のフランジプレ ートとの結合部	—	—	—	422	

表 3-3 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位: MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	曲げ応力		せん断応力		応力比	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P4	フランジプレート(下側)	—	312	—	156	—	
P6	ガセットプレート(下側)	—	—	—	156		

表 3-4 コンクリート部の応力評価まとめ (単位: N/mm<sup>2</sup>)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P7	コンクリート部		27.5	

以上の結果より、柏崎刈羽 6 号炉のトップヘッドフランジの 2Pd、200°Cにおける構造健全性を確認した。

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。

【7号炉】 トップヘッドフランジの構造健全性評価結果（200℃、2Pd）

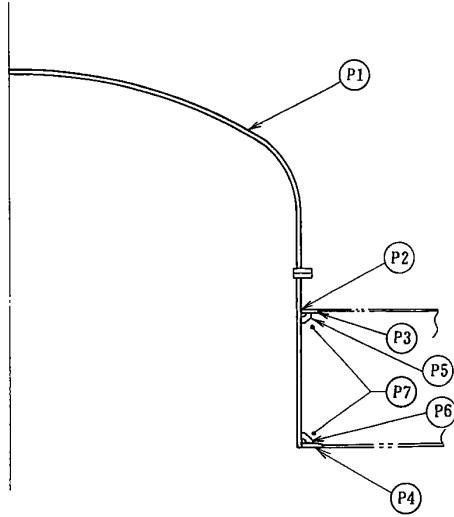


図 3-3 柏崎刈羽 7号炉 トップヘッドフランジ

表 3-5 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力比
		P <sub>m</sub>		P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub>		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板	—	—		422	
P2	鏡板のスリーブとの結合部	—	—		422	

表 3-6 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	曲げ応力		せん断応力		応力比	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P4	フランジプレート(下側)		312		156		
P6	ガセットプレート(下側)		—		156		

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。

表 3-7 コンクリート部の応力評価まとめ (単位: N/mm<sup>2</sup>)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P7	コンクリート部		27.5	

以上の結果より、柏崎刈羽 7 号炉のトップヘッドフランジの 2Pd、200°Cにおける構造健全性を確認した。

②既往研究成果による評価

トップヘッドフランジについては、NUPEC 評価で実施した鋼製格納容器構造挙動試験の結果に基づき、試験体との構造・寸法の差異の影響を考慮して構造健全性を確認する。NUPEC 評価において、鋼製格納容器をモデル化した 1/10 スケールモデル試験体を用いた耐圧試験を行い、限界圧力を評価している。図 3-4 に 1/10 スケールモデル試験体の構造を示す。耐圧試験の結果、限界圧力は約 4.6MPa であり、それ以下では破損が生じないことが確認できている。なお、破損部位は上鏡以外の部位であった。当該試験体の上鏡の耐力は 4.6MPa 以上であるものと想定されるが、本評価においては、4.6MPa を基準に評価する。これらを用いて、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉のトップヘッドフランジの 2Pd における健全性を確認する。

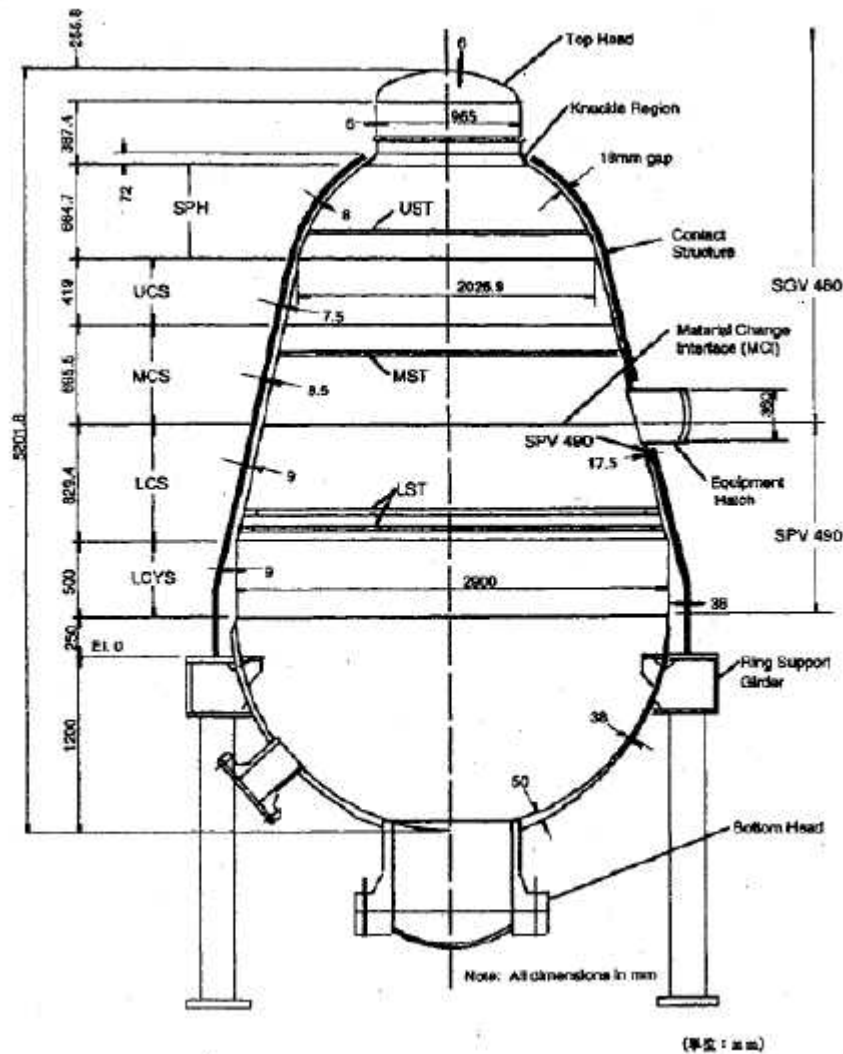


図 3-4 1/10 スケールモデル試験体

出典：平成 14 年度 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  
（平成 15 年 3 月 財団法人原子力発電技術機構）

上鏡形状（さら形鏡板）に対する必要板厚は、設計・建設規格により計算式(3.1)で求められる。この式を変形した式(3.2)から弾性限界圧力P を算出する。

$$t = P \cdot R \cdot W / (2 \cdot S_y \cdot \eta - 0.2P) \quad \dots\dots (式3.1)$$

$$P = 2 \cdot S_y \cdot \eta \cdot t / (R \cdot W + 0.2 \cdot t) \quad \dots\dots (式3.2)$$

鋼材の200℃における設計降伏点 $S_y=226\text{MPa}$ 、継手効率 $\eta=1$  とすると、弾性限界圧力P は表3-8 となる。

ここで、

R：内半径

r：すみ肉の丸み半径

t：板厚

W：さら形鏡板の形状に応じた係数

$$W = (1/4) \cdot \{3 + \sqrt{R/r}\}$$

表 3-8 トップヘッドフランジの弾性限界圧力

	トップヘッドフランジ(6/7号炉)	1/10 スケール試験体 上鏡	Mark-II 改上鏡 (参考)
R		873mm	
r		166.7mm	
t		6mm	
W		1.3	
P	0.895MPa	2.387MPa	0.955MPa

NUPEC 評価での1/10 スケール試験体の上鏡は、理論式(3.2)で求められる弾性限界圧力(約2.4MPa)を上回る圧力(約4.6MPa)に対して健全性が確認されている。

1/10 スケール試験体はMark-II 改良型のトップヘッドフランジを想定して試験が行われたものであるが、Mark-II 改良型のトップヘッドフランジとRCCV のトップヘッドフランジは基本的な構造は同じである。表3-8の弾性限界圧力P からも耐圧強度が同程度であることが確認できる。

以上の結果から、トップヘッドフランジは200℃条件において、理論式(3.2)から求めた弾性限界圧力 0.895MPa (約 2.8Pd) までは、少なくとも健全性を有するものと考えられる。よって、トップヘッドフランジは 2Pd においても健全性は確保できると考えている。



(2) フランジ固定部の強度

① 締付ボルトの強度評価

フランジの締付ボルトについて、原子炉格納容器限界温度、圧力（200℃、2Pd）における強度評価を、既工事計画認可申請書の強度計算をベースに評価する。トップヘッドフランジ締付ボルト基本仕様を表 3-9、評価結果を表 3-10 に示す。いずれも許容応力以下であることから、締付ボルトは 200℃、2Pd において健全である。

表 3-9 トップヘッドフランジの締付ボルト基本仕様

項目	6号炉	7号炉
ボルトの材質	SNCM439	SNCM439
ボルトの呼び		
ボルトの本数		

表 3-10 締付ボルトの評価結果（単位:MPa）

評価部位	6号炉	7号炉	許容値
トップヘッドフランジ			576

② フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、FEM 解析を用いて ABWR 代表プラントとして 7 号炉のトップヘッドフランジ部における開口量を評価した。解析モデルを図 3-5 に、開口量の解析評価結果を図 3-6 に示す。なお、本 FEM 解析の妥当性については別紙-3 「トップヘッドフランジ等の開口量評価の妥当性について」で示す。2Pd における開口量は、内側ガスケット部で約 1.3mm、外側ガスケット部で約 0.9mm となる。

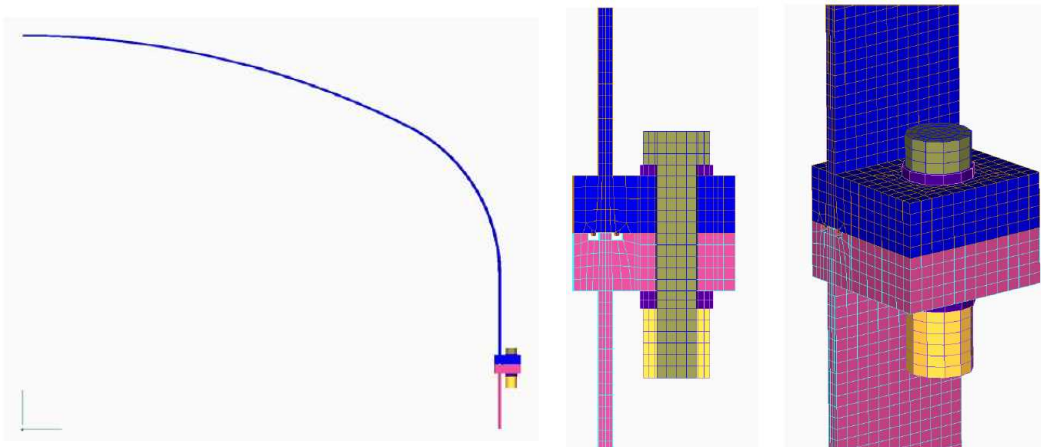


図 3-5 トップヘッドフランジ開口量評価の解析モデル

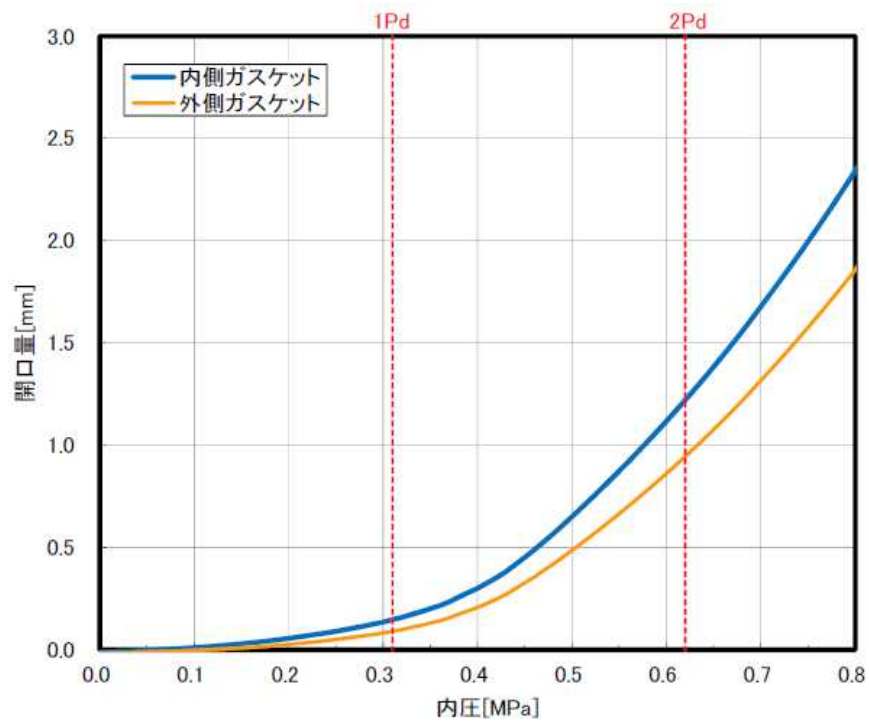


図3-6 トップヘッドフランジの各ガスケット部の圧力と開口変位の関係

### (3) ガスキットの健全性

福島第一原子力発電所事故で原子炉格納容器内雰囲気漏れ経路として、原子炉格納容器トップヘッドフランジ、機器搬入用ハッチ等のフランジシール部が推定漏れ経路の1つであると考えている。原子炉格納容器のフランジシール部は、内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されているが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏れ経路を形成する。ただし、フランジ部が開口しても、フランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏れを防止することができる。しかしながら、福島第一原子力発電所事故のような事故環境に晒されると、原子炉格納容器トップヘッドフランジ等のフランジシール部に使用されているシール材が劣化し、フランジの開口に追従できなくなり格納容器閉じ込め機能を損なう可能性が出てくる。

そこで、柏崎刈羽原子力発電所 6、7 号炉原子炉格納容器フランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について、事故時環境下の耐性が優れた改良 EPDM 製シール材に変更して格納容器閉じ込め機能の強化を図る。従って、改良 EPDM 製シール材について、事故時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は極めて軽微であることから、事故条件下での評価を実施する。

#### ①シール材（改良 EPDM）の圧縮永久ひずみ試験結果について

改良 EPDM 製シール材の事故時環境における劣化特性を、高温蒸気曝露の期間を確認するために、JIS K6262「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じて圧縮永久歪み試験を実施した。その結果を表 3-11 に示す。なお、圧縮永久ひずみ測定とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を 0%とし、全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を 100%としている。例えば、圧縮永久ひずみが表 3-11 で示す「」の場合は、シール材の初期締付量が  である 7 号炉を例にとると、 戻ることを意味する。この場合、 のフランジ部開口まではシール機能が確保可能と想定できる。

表 3-11 改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果

No	放射線照射	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験		
				24h	72h	168h
1	800kGy	乾熱	200℃			
2	800kGy	乾熱	250℃			
3	800kGy	蒸気	200℃			
4	800kGy	蒸気	250℃			

## ②改良E P D M製シール材の性能確認試験

### ②-1 実機を模擬した小型フランジ試験

改良E P D M製シール材の性能を確認するために、圧縮永久歪み試験に加え、実機フランジリング溝を模擬した小型試験装置を用いて、事故環境に曝露した後のシール機能を確認した。試験装置を図 3-7 に示しており、実機リング溝の断面寸法を 1/2 スケールとして試験治具を製作し、予め $\gamma$ 線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施した。

試験条件としては、事故条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガasket部の事故後 7 日間の累積放射線量の目安である 800kGy を用いて実施している。また、高温曝露は高温空気及び高温蒸気で曝露し、温度については、格納容器限界温度である 200℃と、さらに余裕を見た 250℃を設定し、それぞれ 7 日間(168h)一定温度で高温曝露している。また、試験治具のリング溝は内側に 1mm の段差があり、その段差の間からシール材が高温空気又は蒸気に曝露されるため、事故時の格納容器過圧に伴うフランジ開口を考慮した状態で、高温曝露ができる試験体となっている。高温曝露後は、事故時に発生する水素を模擬するために、He により気密確認試験を実施している。気密確認試験では、格納容器限界圧力 2Pd(0.62MPa)以上の気密性を確認するため最大で 0.9MPa まで加圧して気密性を確認している。また、格納容器過圧に伴うフランジ開口時のシール材の気密性を確認するために、高温曝露後の試験体フランジを 0.8mm 開口させ、その状態でも He 気密確認試験を実施し、0.9MPa 加圧時に漏えいのないことを確認している。なお、開口量の 0.8mm は、2Pd における開口量が最も大きな機器搬入用ハッチのフランジ開口量(約 1.4mm)に余裕をもたせた開口量(1.6mm)を 1/2 スケールにしたものである。

試験の詳細は別紙-4「改良E P D Mシール材の試験について」で示しており、本試験により 200℃が 168 時間継続した場合の改良E P D M製シール材のシール機能の健全性を確認した。



図 3-7 改良E P D M製シール材の性能確認試験装置

## ②-2 実機フランジモデル試験

改良E P D M製シール材は前述の小型フランジ試験に加え、より大口径（Oリング径：約250mm）の実機フランジモデル試験（実機フランジモデル試験）も実施しているところであり、実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を進めているところである。試験装置は図3-8、図3-9に示しており、試験フランジの溝断面形状は実機と同じとし、溝径を縮小した試験フランジとする。試験試料の断面形状は実機と同じとし、径を縮小した試験試料とする。予めγ線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施する。

試験条件としては、事故条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガスケット部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGyを用いて実施している。また、E P D Mの劣化は一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、高温曝露は蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し、温度については、格納容器限界温度である200℃と、さらに余裕を見た250℃、300℃とし、それぞれ定める期間を一定温度で高温曝露する。また、内圧作用時の実機フランジの開口を模擬するため、フランジ面に調整シムを挟んで押し込み量を調整できる装置にしている。

本試験装置によりシール材を高温曝露した後、気密確認試験を実施した。気密確認試験では、格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)を包絡する圧力で気密性を確認しており、その試験結果を別紙-11に示す。本試験結果により200℃が168時間継続した場合の改良E P D M製シール材のシール機能の健全性を確認した。

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。

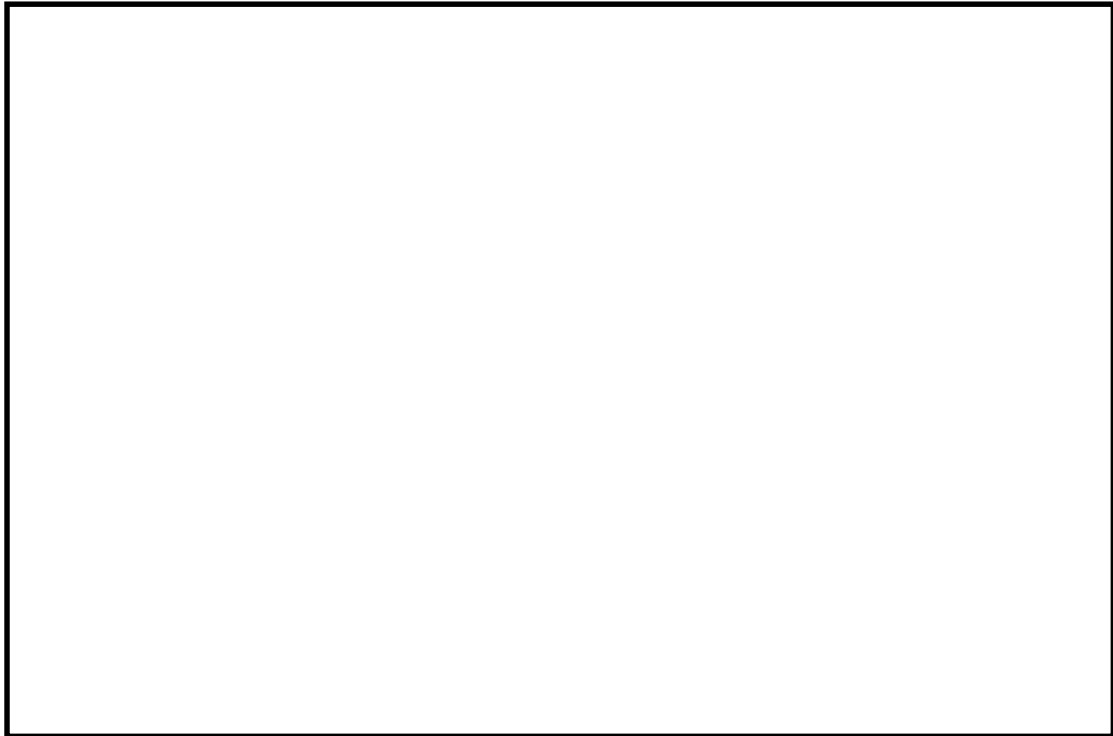


図 3-8 実機フランジモデル試験の装置概要

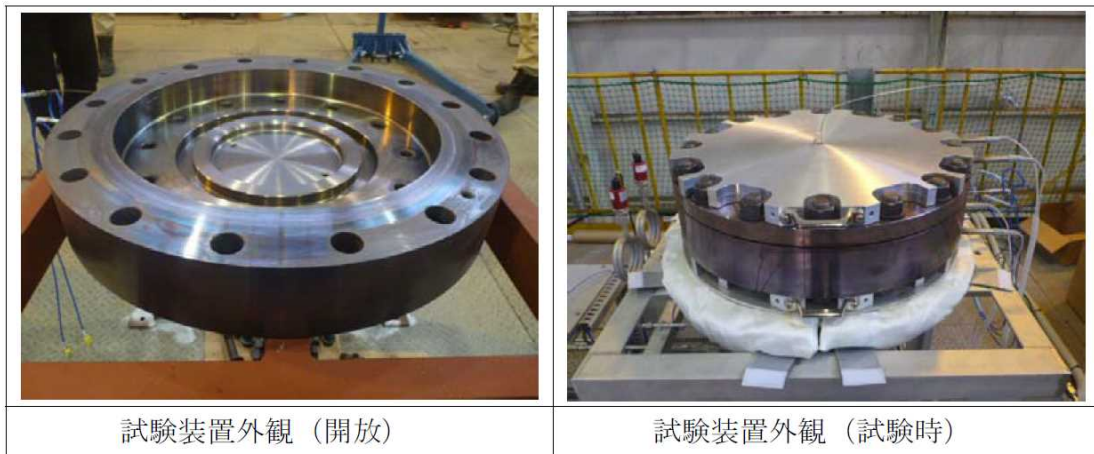


図 3-9 実機フランジモデル試験装置の外観

### ③フランジ開口量を考慮した漏えい評価

前述①および②を踏まえ、事故時環境下に曝されることによるシール材劣化（シール材追従量の低下）と、原子炉格納容器の限界温度・圧力によるフランジ開口量を考慮し、限界温度・圧力である 200℃、2Pd 条件下におけるシール材の機能確保に関する評価線図を図-3.10 に示す。

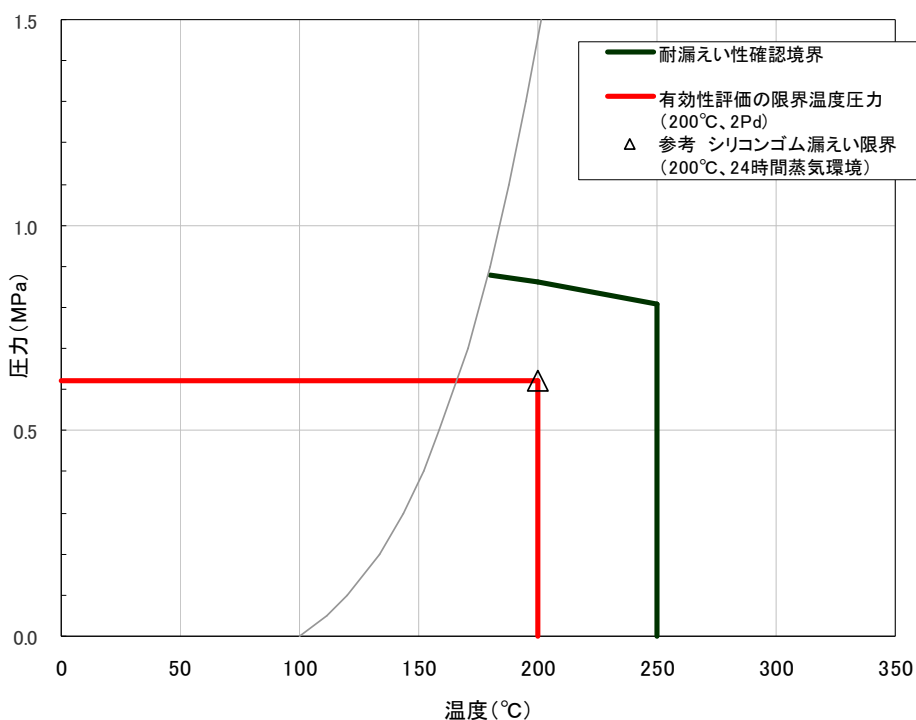


図 3-10 シール材の機能確保に関する評価線図 (トップヘッドフランジ)

図中の黒線は、シール部の健全性を確認している範囲を示す線である。この黒線において、温度依存の傾きのある部分は、格納容器のトップヘッドフランジ部の構造解析結果 (図-3.6) とシール材の圧縮永久ひずみ試験結果 (表-3.11) から、フランジ部の開口量にシール材が追従できなくなる境界を示すものである (解析で示したフランジ部の開口量が、改良 E P D M の圧縮永久ひずみ (乾熱、7 日間) に基づき定めたシール材の戻り量と等しくなったときに漏えいすると評価)。

一方、黒線において、温度が 250°C 一定の垂直の部分には、改良 E P D M を用いたフランジ部の小型モデル試験結果から、過圧・過温状態におけるシール材の健全性が確認できている範囲を示すものである (格納容器シール部の形状を模擬した試験装置を用いて、漏えいが発生する圧力、温度の評価)。なお、250°C で実施した小型モデル試験では、漏えいは生じていないため、実際の限界温度はさらに高い温度となる。

上記の結果から、シール部については、シール材が高温環境下において劣化する特性を有していることを考慮しても、限界温度・圧力環境下において、シール材に耐環

境性に優れたEPDM性シール材を用いることにより、少なくとも7日間の健全性を確保できることを確認した。シール材が高温環境下で劣化することにより、放射性物質の閉じ込め機能を喪失する可能性については、福島事故の分析からも確認されており、福島事故の経験と分析を踏まえ、高温環境下における耐性を強化したシール材を用いることにより、機能を向上させる。

#### ④バックアップシール材のシール機能について

当社は福島第一原子力発電所の事故知見を踏まえ、格納容器閉じ込め機能の更なる信頼性向上を目的としてバックアップシール材を開発した。バックアップシール材は図3-11で示すように、現行シール材のシール溝よりも外側のフランジ面全周に塗布できるシール材である。バックアップシール材は、耐高温性、耐蒸気性、耐放射線性が確認され、重大事故環境下においてもシール機能を発揮できるものを用いる。バックアップシール材の性能は、図3-12で示す試験装置で、事故環境下に曝された後のシール機能について評価されている。

##### ④-1 バックアップシール材の性能確認試験

試験条件としては、事故条件を模擬するために、放射線照射量はフランジ部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGyを用いて実施している。また、高温曝露は高温蒸気で曝露し、温度については、格納容器限界温度200℃に余裕を見た250℃を設定し、7日間(168h)一定温度で高温曝露している。高温曝露後は、事故時に発生する水素を模擬するために、Heにより気密確認試験を実施している。気密確認試験では、格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)以上の気密性を確認するため最大で0.9MPaまで加圧して気密性を確認している。

また、重大事故時には事故後ベント実施までは圧力が2Pd近傍と高くなりフランジ部が開口することから、フランジ開口を経験した後にバックアップシール材に気密性があるか否かを確認するため、30cm中型試験体を用いて隙間ゲージで一度変位を経験させた後にHe気密試験を実施した(開口模擬後気密確認試験)。変位は、格納容器限界圧力2Pd時のバックアップシール材塗布位置を考慮し、機器搬入用ハッチの外側ガasketのフランジ開口量をもとに1mmに設定した。試験の流れとしては、バックアップシール材を塗布したフランジを乾燥させた後に、隙間ゲージで変位を加え、その後隙間ゲージを引き抜いて試験フランジの変位を当初位置に戻す。その状態でHe気密確認試験を実施し、0.9MPa加圧時に漏えいのないことを確認している。なお、開口模擬後気密確認試験は試験装置上の理由から、バックアップシール材に高温曝露は経験させていない。しかしながら、FT-IR分析により250℃蒸気曝露で構造の変化量は小さく、顕著な劣化が認められなかったことから、高温曝露有無は事故時開口を模擬したバックアップシール材の性能を確認する試験では、試験結果に大きな影響を与えない



と考えている。

試験の詳細は別紙-5「バックアップシール材の試験について」で示しており、バックアップシール材は 250℃蒸気曝露が 168h 継続したとしても気密性が確保できることを確認している。また、250℃蒸気曝露が 168h 継続した後のバックアップシール材の化学構造の変化を確認するために FT-IR 分析を実施し、曝露前後でもバックアップシール材の化学構造がほとんど変化していないことを確認している。よって、250℃蒸気曝露環境下では有意な劣化はほとんど無いことから、格納容器限界温度である 200℃状態が長期継続したときであっても、バックアップシール材により格納容器閉じ込め機能の健全性は確保できる。

以上のことから、バックアップシール材について格納容器限界温度 200℃における長期シール性が確認できた。また、ベント実施までの間に格納容器過圧によるフランジ開口を経験したとしても、ベント後のフランジ開口量が小さい領域では高温性に優れたシール機能を発揮することが確認できた。よって、バックアップシール材は、格納容器ベント操作後の長期シール機能強化に有効である。

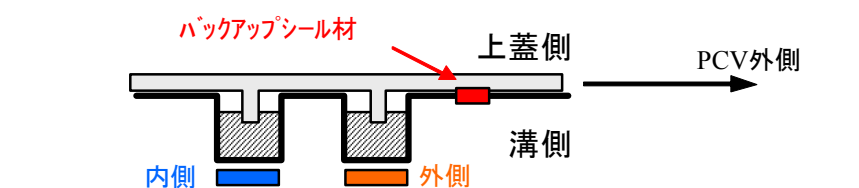


図 3-11 バックアップシール材イメージ図

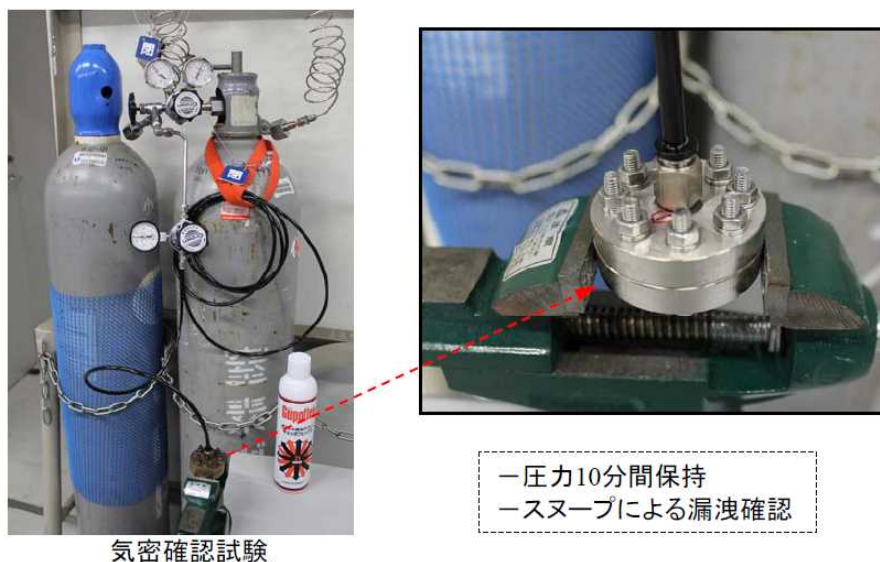


図 3-12 バックアップシール材の気密試験

表 3-11 バックアップシール材の気密性試験結果

試験条件	温度	蒸気曝露	放射線照射	気密試験
蒸気曝露なし	350℃	-	-	○
	350℃	-	827kGy	○
蒸気曝露あり	250℃	168h	819kGy	○

○は気密試験時に「漏えいなし」を示す

#### ④-2 バックアップシール材の塗布条件

バックアップシール材のシール機能が確保されるための塗布幅、塗布厚さ、塗布作業に関する条件は、各種試験の結果から表 3-13 の通り定めている。塗布幅は幅が広い程シール機能が向上するが、試験でシール機能が確認できた最小の塗布幅を元に設定している。塗布厚さについては、シール機能が確認できた塗布厚さを元に設定している。また、バックアップシール材は塗布後、除々に乾燥して固まるため、塗布後にフランジ閉鎖するまでの時間を制約として設けることにしている。この時間についても、試験によりバックアップシール材の乾燥時間を考慮して、シール機能が確認できた時間を元に設定している。

表 3-12 バックアップシール材の塗布条件

項目	塗布条件
バックアップシール材の塗布幅	
バックアップシール材の塗布厚さ	
塗布後、フランジ閉鎖までの時間	

#### ④-3 バックアップシール材の品質確認

バックアップシール材は表 3-12 の条件で塗布することで、シール機能が確保可能である。従って、バックアップシール材塗布作業時に「塗布幅」、「塗布厚さ」、「塗布後、フランジ閉鎖までの時間」を確認することで品質を確認する。「塗布幅」、「塗布厚さ」については、それら幅、厚さを担保可能な専用治具を用いてバックアップシール材を塗布作業する等で、品質確認を行う。「塗布後、フランジ閉鎖までの時間」については、塗布作業時間を管理することで品質確認を行う。

⑤「改良E P D M製シール材+バックアップシール材」のシール機能について

前述④で示す通り、バックアップシール材は重大事故環境においても優れた耐性をもつことが示されたため、「改良E P D M製シール材+バックアップシール材」を組み合わせることで、事故環境下における原子炉格納容器閉じ込め機能の更なる信頼性向上を図る計画を進めている。

改良E P D M製シール材は、事故時の耐環境性に優れていることを確認しているが、一般的に劣化モードとして酸化劣化があげられるため、長期シール性の信頼性を向上させるためには、劣化要因である酸素の高温状態曝露を回避することが必要になる。バックアップシール材は、フランジ外側ガスケット部よりも外周のフランジ面に塗布することから、改良E P D Mシール材への格納容器外側からの酸素供給を遮断する役割も果たすことができるため、酸化劣化によるシール機能低下を抑えることが可能である。

よって、事故発生後の改良E P D M製シール材の長期健全性を補強することができるため、当社の更なる格納容器閉じ込め機能強化対策として「改良E P D M製シール材+バックアップシール材」を採用する。その効果については事項で示す。

なお、フランジ部にバックアップシール材を塗布することに関するフランジ設計に対する影響評価については、別紙-16 において評価している通りであり、フランジへの悪影響はないものと考えている。

⑥事故後長期間のシール機能について

重大事故時の格納容器閉じ込め機能の信頼性を強化するために、「改良 EPDM+バックアップシール材」を組合せ、事故後 168 時間以降の長期におけるシール機能について試験により確認した（試験装置を図 3-13 に示す）。前述の通り、バックアップシール材の 200℃状態における長期健全性を確認しており、有意な劣化が見られないことから、長期にわたって状態は変化せず、シール機能が確保されるものと考ええる。また、改良 EPDM 製シール材とその外側にバックアップシール材を適用した条件で長期間高温曝露を実施した後に He 気密確認試験を実施しているが、少なくとも 45 日間の高温曝露（200℃）を経験しても、気密性に問題ないことが確認できている。試験の詳細は、別紙-5「バックアップシール材の試験について」の「(4)長時間試験」で示す。

なお、原子炉格納容器閉じ込め機能として最も厳しいシナリオである「大 LOCA+SB0+ECCS機能喪失」について、事故後168時間以降も有効性評価で使用した設備以外は復旧せず、フィードアンドブリードを続けたとした場合、事故発生から30日後のドライウェル温度は130℃以下であることが評価で示されている。従って、これよりも過酷な200℃状態が30日間継続しても格納容器閉じ込め機能は健全であることが試験により確認できているため、事故後長期のシール性向上のためには「改良EPDM+バックアップシール材」は有効であると考えている。



図3-13 「改良EPDM+バックアップシール材」組合せ試験装置

表3-13 「改良EPDM+バックアップシール材」組合せ試験結果

試験体	曝露状態	曝露期間	改良EPDM 放射線曝露	加圧 媒体	試験 圧力	試験結果
改良EPDM+ バックアップシール材	乾熱200℃	30日	800kGy	He	0.9MPa	漏えいなし
	乾熱200℃	45日	800kGy	He	0.9MPa	漏えいなし

### 3.3 評価まとめ

トップヘッドフランジの健全性評価結果を表3-14に示す。

表3-14 トップヘッドフランジの健全性評価結果

No	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	本体の耐圧	①応力評価	200℃、2Pdにおける各部の応力評価を実施	○
		②既往研究を用いた評価	2Pdにおける健全性を、NUPEC実施の1/10スケール試験を用いて評価	○
(2)	フランジ固定部の強度	①締付ボルト評価	200℃、2Pdにおける締付ボルトの応力評価を実施	○
		②フランジの開口評価	200℃、2Pdにおけるフランジ開口を評価 (以下(3)ガスケットの健全性と併せて健全性評価を行う)	—
(3)	ガスケットの健全性	シール材劣化、PCV開口量評価、バックアップシール材試験結果を用いた評価	「改良E P D M製シール材」で200℃、2Pdにおけるシール機能を評価 更なる安全対策向上として「改良E P D Mシール材+バックアップシール材」を適用することにより、改良E P D M製シール材の長期信頼性を補強する。	○

#### 4. ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）

##### 4.1 評価方針

ハッチ類は、フランジ付きの胴板が原子炉格納容器のコンクリート躯体に固定され、この胴板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

ハッチ類の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後の圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は評価対象外と考えることができる。

ハッチ類は原子炉格納容器の貫通口の中でも口径が大きいことから、原子炉格納容器膨張によるシェル部の歪みによる強制変位が大きく作用する。この変位及び原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、200℃、2Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・ 本体の耐圧
- ・ フランジ固定部の強度
- ・ ガスケットの健全性

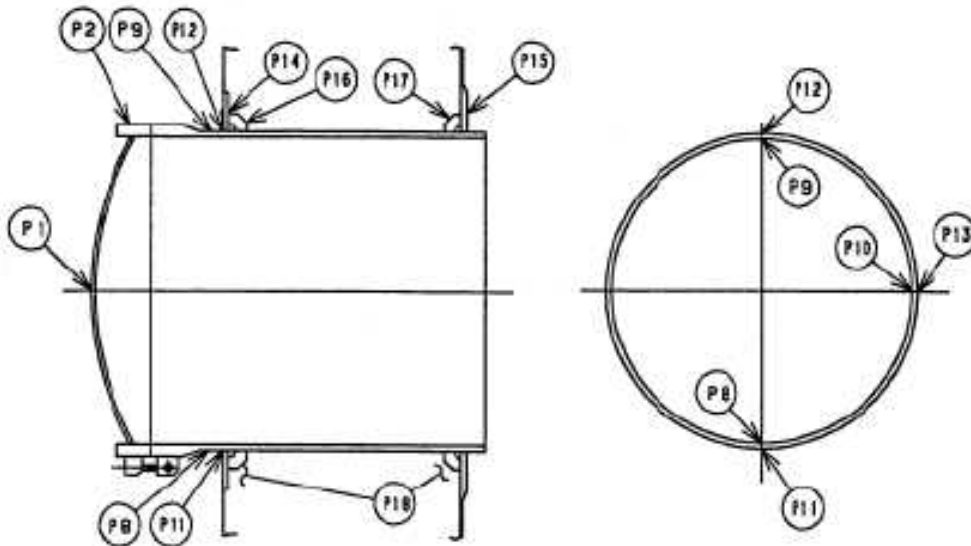


図 4-1 機器搬入用ハッチ図

## (1) 本体の耐圧

### ①一次応力評価

ハッチ類における構造健全性評価として、上部ドライウェル機器搬入用ハッチ、下部ドライウェル機器搬入用ハッチ、サプレッション・チェンバ出入口のうち内圧による荷重を受け止める部位のうち鏡板、円筒胴について一次一般膜応力評価、貫通部アンカ及びコンクリート部については一次応力評価等を行い、発生応力が許容応力以下であることを確認する。

ここで、設計建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過するハッチ類の限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を  $P_m$ （一次一般膜応力強さ）には 1.5、 $P_L+P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち、ハッチ類に発生する応力が、 $P_m$  が  $2/3Su$ 、 $P_L+P_b$  が Su 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考えている。

この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の  $P_m$ 、 $P_L+P_b$  の許容値と同等である、なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 $P_m$  は  $2/3Su$ 、 $P_L+P_b$  は  $1.5 \times 2/3Su (=Su)$  と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が Su に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が Su に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

### ②既往研究成果による評価

ハッチ類については重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成 2 年度～平成 14 年度）において、代表プラントの鋼製格納容器（Mark-II 改良型）の機器搬入用ハッチをモデル化した試験体を用いた耐圧試験を行っており、この結果を踏まえて限界圧力を評価する。

## (2) フランジ固定部の強度

### ① 締付ボルトの強度評価

フランジの締付ボルトについて、原子炉格納容器限界温度、圧力（200℃、2Pd）における強度評価を、既工事計画認可申請書の強度計算をベースに評価する。上部ドライウエル機器搬入用ハッチ、下部ドライウエル機器搬入用ハッチ、サプレッション・チェンバ出入口の締付ボルトを評価対象とする。

### ② フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、FEM 解析を用いて ABWR 代表プラントとして 7 号炉の機器搬入用ハッチにおける開口量を評価する。

## (3) ガasketの健全性

シール材（ガスケット）はこれまでシリコンゴムを使用しているが、福島第一原子力発電所事故で当該シール材が事故環境下に曝されて劣化した可能性があることも踏まえ、事故環境下における性能特性に優れたシール材である改良 E P D M 製シール材に変更する。改良 E P D M 製シール材による事故時の格納容器閉じ込め機能を確認するために、圧縮永久歪み試験結果をもとに格納容器限界開口量を評価し、重大事故時におけるフランジ開口量と比較することで格納容器閉じ込め機能の評価する。

また、格納容器ベント操作実施後の長期シール機能健全性を補強するために、高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性を、バックアップシール材の試験を元に評価し、格納容器閉じ込め機能の更なる信頼性を確認する。

## 4.2 評価結果

### (1) 本体の耐圧

#### ① 一次応力評価

ハッチ類の構造健全性について、建設時工認の応力値を用いて原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃、2Pd）における応力評価を実施した結果を示す。評価部位として、上部ドライウエル機器搬入用ハッチ、下部ドライウエル機器搬入用ハッチ及びサプレッション・チェンバ出入口を選定し、各ハッチのうち内圧による荷重を受け止める部位（鏡板、円筒胴、貫通部アンカ及びコンクリート部）を選択し、発生応力を評価した。評価に用いた主要仕様を表 4-1～4-3 に示す。

表 4-4～4-23 に、ハッチ類の応力評価結果を示す。なお、建設時工認の応力値を係数倍して応力を算出している。これらの結果から、200℃、2Pd 条件下においてハッチ類の構造健全性を確認した。



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。

表 4-1 上部ドライウェル機器搬入用ハッチの主要仕様

項目	柏崎刈羽 6 号炉	柏崎刈羽 7 号炉
最高使用圧力 (MPa)	0.31	0.31
最高使用温度 (°C)	171	171
材料	SGV480	SGV480
フランジ直径 (mm)		
フランジ厚さ (mm)		
鏡板厚さ (mm)		

表 4-2 下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板 (機器搬入用ハッチ付) の主要仕様

項目	柏崎刈羽 6 号炉	柏崎刈羽 7 号炉
最高使用圧力 (MPa)	0.31	0.31
最高使用温度 (°C)	171	171
材料	SGV480	SGV480
フランジ直径 (mm)		
フランジ厚さ (mm)		
鏡板厚さ (mm)		

表 4-3 サプレッション・チェンバ出入口の主要仕様

項目	柏崎刈羽 6 号炉	柏崎刈羽 7 号炉
最高使用圧力 (MPa)	0.31	0.31
最高使用温度 (°C)	104	104
材料	SGV480	SGV480
フランジ直径 (mm)		
フランジ厚さ (mm)		
鏡板厚さ (mm)		

【6号炉】上部ドライウェル機器搬入用ハッチの構造健全性評価結果（200℃、2Pd）

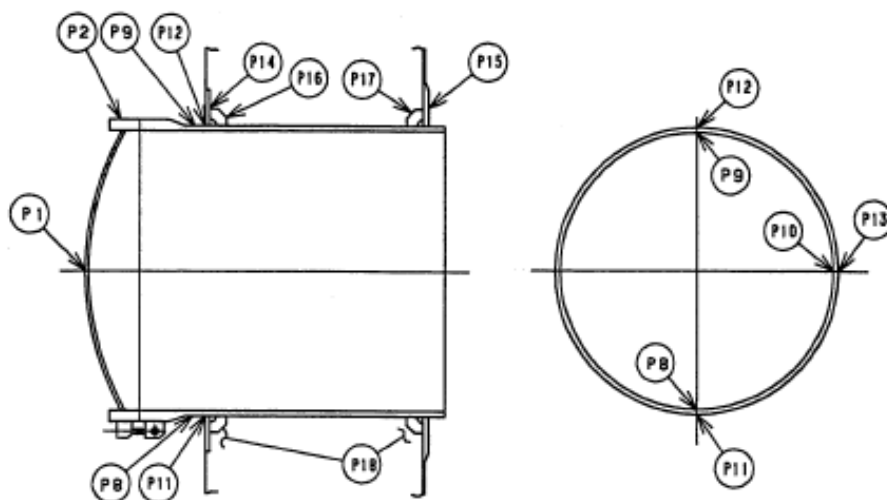


図 4-2 柏崎刈羽 6 号炉 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ

表 4-4 鋼製耐圧部の応力評価のまとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力比
		$P_m$		$P_L+P_b$		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板中央部	[Redacted]	281	[Redacted]	422	[Redacted]
P8	上部ドライウェル 機器搬入用ハッチ円筒胴		281		422	
P9			281		422	
P10			281		422	
P11	上部ドライウェル		—		422	
P12	機器搬入用ハッチ円筒胴のフ		—		422	
P13	ランジプレートとの結合部		—		422	

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。

表 4-5 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	曲げ応力		せん断応力		応力比	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P15	フランジプレート (内側)		312		156		
P17	ガセットプレート (内側)		—		156		

表 4-6 コンクリート部の応力評価まとめ (単位：N/mm<sup>2</sup>)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P18	コンクリート部		27.5	

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。

【6号炉】下部ドライウェル機器搬入用ハッチの構造健全性評価結果（200℃、2Pd）

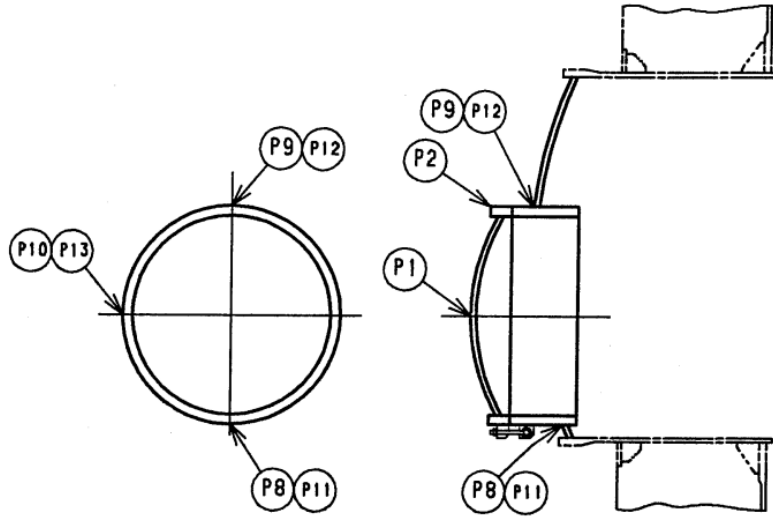


図 4-3 下部ドライウェル機器搬入用ハッチ

表 4-7 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		P <sub>m</sub>		P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub>		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板中央部		281		422	
P8	下部ドライウェル 機器搬入用ハッチ円筒胴		281		422	
P9			281		422	
P10			281		422	
P11			下部ドライウェル		—	
P12	機器搬入用ハッチ円筒胴と		—		422	
P13	鏡板との取付部		—		422	

【6号炉】下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）の構造健全性評価結果（200℃、2Pd）

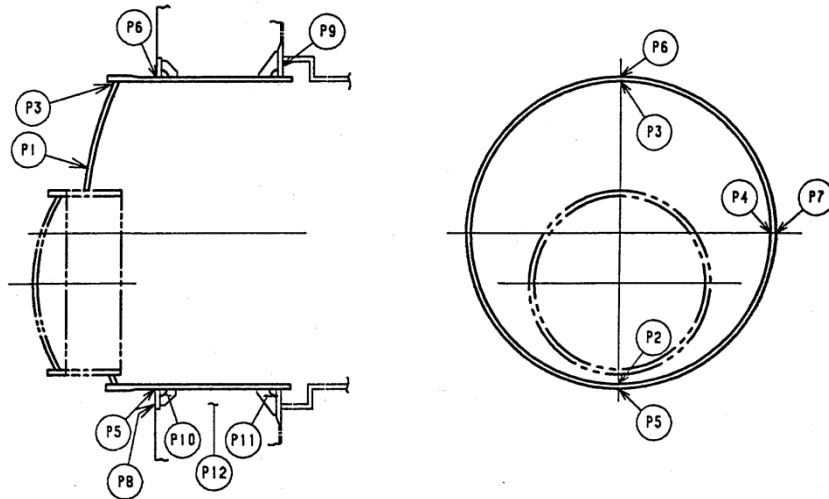


図 4-4 下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）

表 4-8 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		P <sub>m</sub>		P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub>		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板	—	—	422	422	
P2	鏡板のスリーブとの結合部	—	—			
P3		—	—			
P4		—	—			
P5	スリーブのフランジプレートと の結合部	—	—			
P6		—	—			
P7		—	—			

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。

表 4-9 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力 評価点	一次応力				応力比	
		曲げ応力		せん断応力		一次	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん 断
P9	フランジ プレート (内側)		440		220		
P11	ガセット プレート (内側)		—		156		

表 4-10 コンクリート部の応力評価まとめ (単位：N/mm<sup>2</sup>)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P12	コンクリート部		27.5	

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。

【6号炉】 サプレッション・チェンバ出入口の構造健全性評価結果（200℃、2Pd）

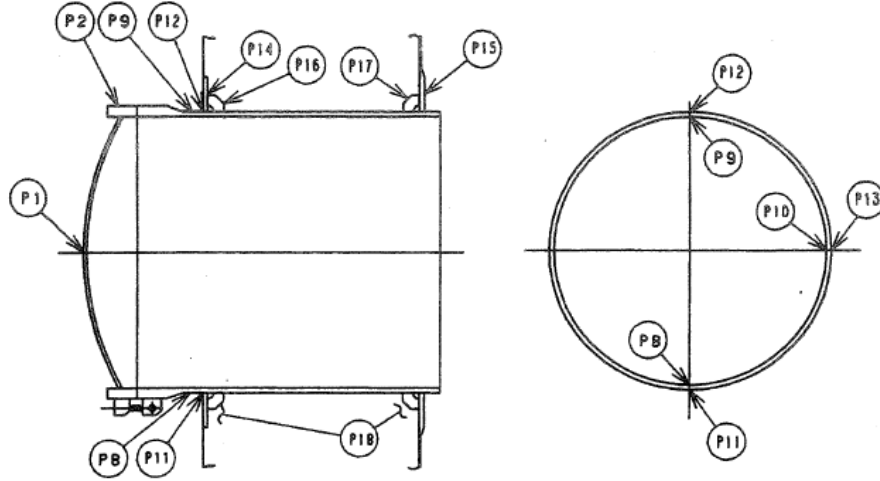


図 4-5 サプレッション・チェンバ出入口

表 4-11 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		$P_m$		$P_L+P_b$		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板中央部		281		422	
P8	サプレッション・チェンバ 出入口円筒胴		281		422	
P9			281		422	
P10			281		422	
P11	サプレッション・チェンバ		—		422	
P12	出入口円筒胴のフランジ		—		422	
P13	プレートとの結合部		—		422	

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。

表 4-12 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	曲げ応力		せん断応力		応力比	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P15	フランジプレート (内側)		312		156		
P17	ガセットプレート (内側)		—		156		

表 4-13 コンクリート部の応力評価まとめ (単位：N/mm<sup>2</sup>)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P18	コンクリート部		27.5	



【7号炉】上部ドライウェル機器搬入用ハッチの構造健全性評価結果（200℃、2Pd）

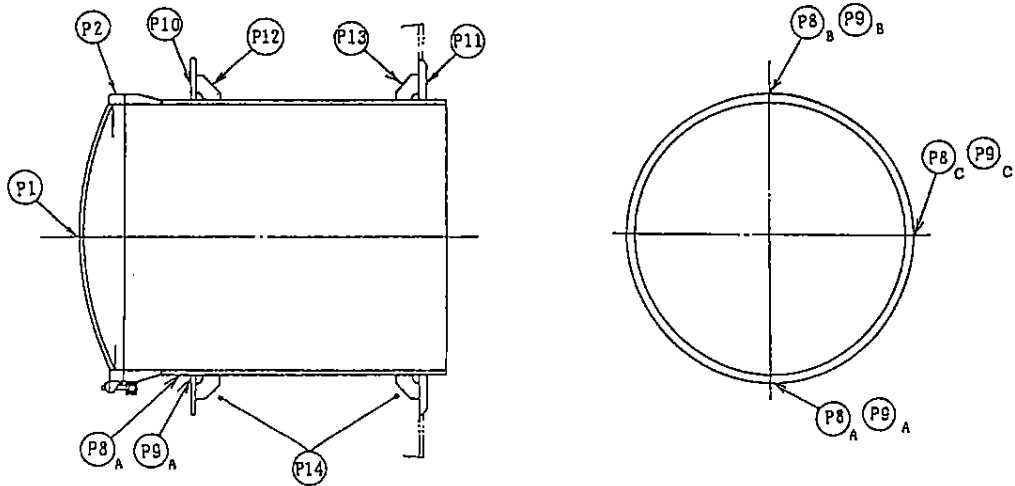


図 4-6 柏崎刈羽 7号炉 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ

表 4-14 鋼製耐圧部の応力評価のまとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力比
		$P_m$		$P_L+P_b$		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板中央部	[Redacted]	281	[Redacted]	422	[Redacted]
P8	機器搬入用ハッチ円筒胴		281		422	
P9	機器搬入用ハッチ円筒胴のフ ランジプレートとの結合部		—		422	

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。

表 4-15 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	曲げ応力		せん断応力		応力比	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P11	フランジプレート (内側)		312		156		
P13	ガセットプレート (内側)		—		156		

表 4-16 コンクリート部の応力評価まとめ (単位：N/mm<sup>2</sup>)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P14	コンクリート部		27.5	

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。

【7号炉】下部ドライウェル機器搬入用ハッチの構造健全性評価結果（200℃、2Pd）

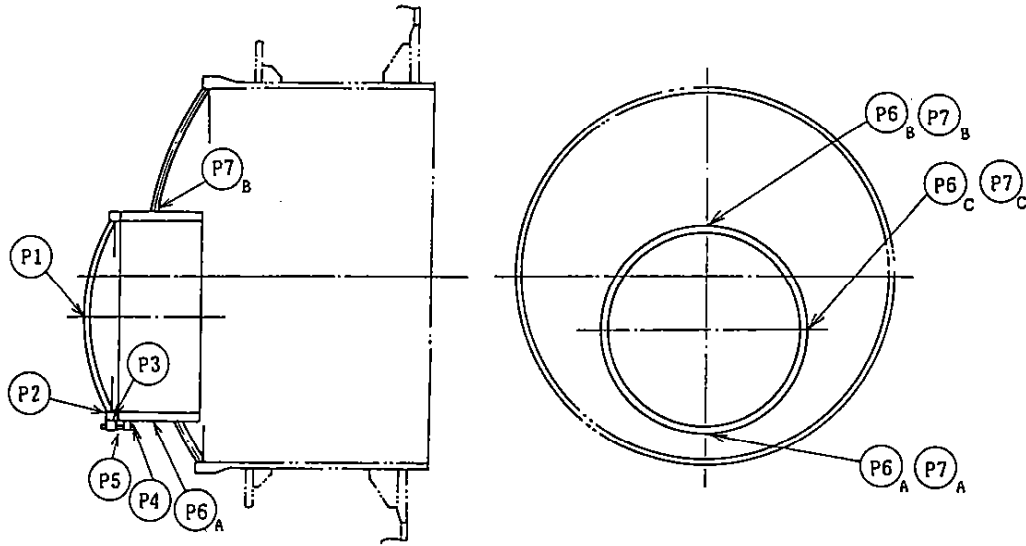


図 4-7 下部ドライウェル機器搬入用ハッチ

表 4-17 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		P <sub>m</sub>		P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub>		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板中央部	[Redacted]	281	[Redacted]	422	[Redacted]
P6	機器搬入用ハッチ円筒胴		281		422	
P7	機器搬入用ハッチ円筒胴と 鏡板との取付部		—		422	

【7号炉】下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）の構造健全性評価結果（200℃、2Pd）

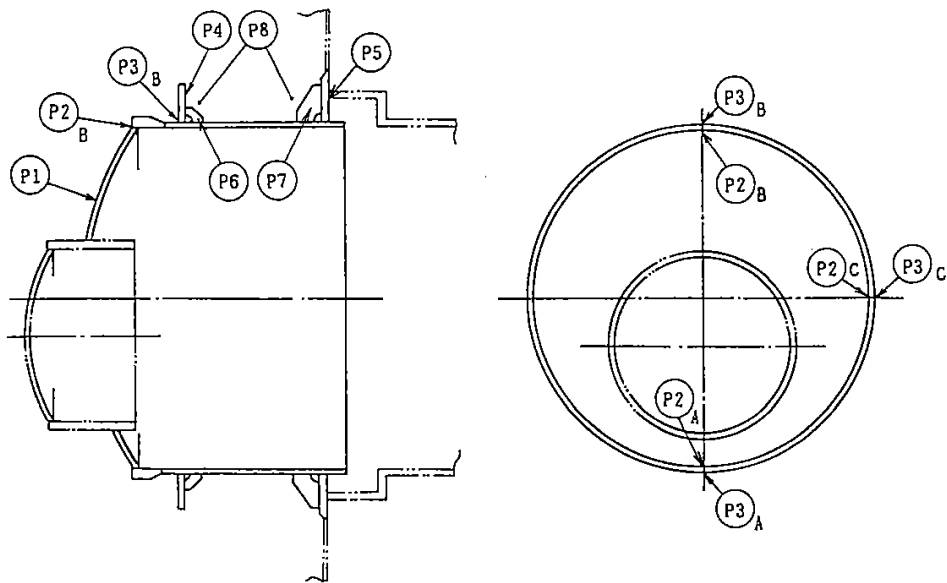


図 4-8 下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）

表 4-18 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		$P_m$		$P_L+P_b$		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板	—	—		422	
P2	鏡板のスリーブとの結合部	—	—		422	
P3	スリーブのフランジとの結合部	—	—		422	

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。

表 4-19 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力 評価点	一次応力				応力比	
		曲げ応力		せん断応力		曲げ	せん 断
		応力	許容 応力	応力	許容 応力		
P5	フランジ プレート (内側)		439		219		
P7	ガセット プレート (内側)		—		156		

表 4-20 コンクリート部の応力評価まとめ (単位：N/mm<sup>2</sup>)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P8	コンクリート部		27.5	

【7号炉】 サプレッション・チェンバ出入口の構造健全性評価結果 (200°C、2Pd)

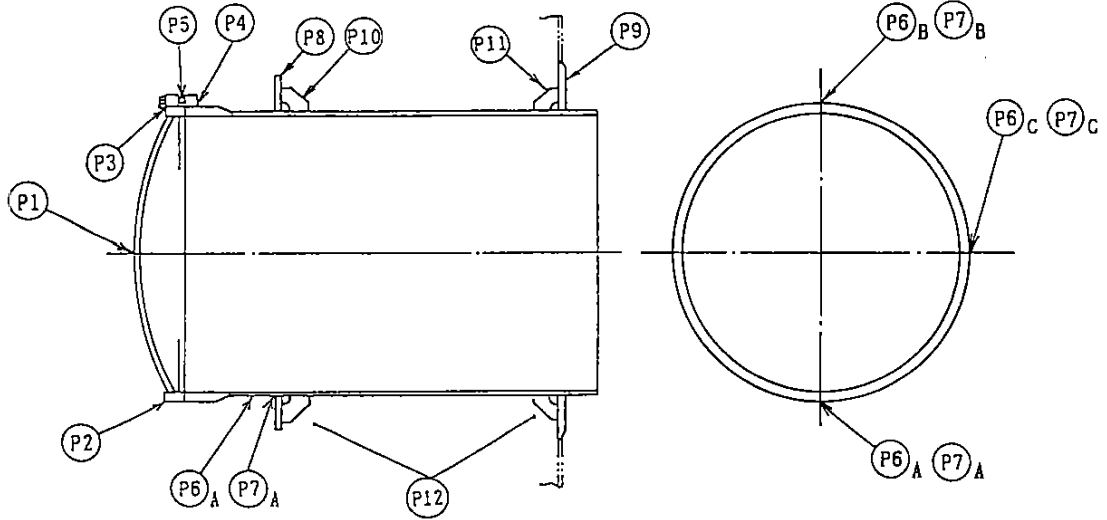


図 4-9 サプレッション・チェンバ出入口

表 4-21 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力比
		P <sub>m</sub>		P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub>		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板中央部	[Redacted]	281	[Redacted]	422	[Redacted]
P6	サプレッション・チェンバ 出入口円筒胴		281		422	
P7	サプレッション・チェンバ 出入口円筒胴のフランジ プレートとの結合部		—		422	

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。

表 4-22 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	曲げ応力		せん断応力		応力比	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P9	フランジプレート (内側)		312		156		
P11	ガセットプレート (内側)		—		156		

表 4-23 コンクリート部の応力評価まとめ (単位 : N/mm<sup>2</sup>)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P12	コンクリート部		27.5	

## ②既往研究成果による評価

ハッチ類については重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成 2 年度～平成 14 年度）において、代表プラントの鋼製格納容器（Mark-II 改良型）の機器搬入用ハッチをモデル化した試験体を用いた耐圧試験を行い、限界圧力を評価している。この耐圧試験の結果、限界圧力は  $19.5\text{kg/cm}^2$ （約  $6.0\text{Pd}$ ）であることが示されており、それ以下では破損が生じないことを確認している。このハッチモデル試験体は Mark-II 改良型のハッチを想定して試験が行われたものであるが、Mark-II 改良型のハッチと RCCV のハッチの基本的な構造は同じであるため、これらを用いて、柏崎刈羽原子力発電所 6、7 号炉のハッチ類の  $2\text{Pd}$  における健全性を確認する。

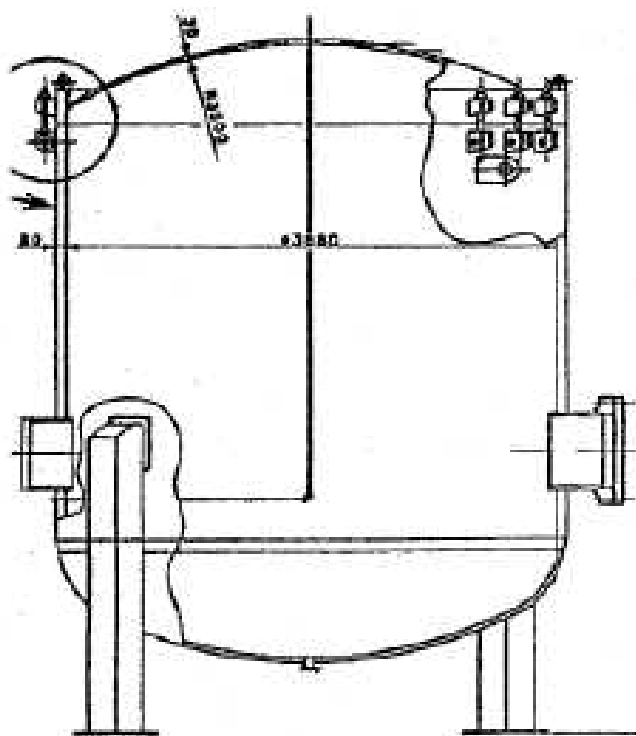


図 4-10 ハッチモデル試験



機器搬入用ハッチ形状（球形胴）に対する必要板厚は、設計・建設規格により計算式(4.1)から求められる。この式を変形し、板厚 $t$  と降伏応力 $S_y$  から弾性限界圧力 $P$ を算出する。

$$t = P \cdot D_i / (4 \cdot S_y \cdot \eta - 0.4P) \quad \dots\dots(式4.1)$$

$$P = 2 \cdot S_y \cdot \eta \cdot t / (R + 0.2 \cdot t) \quad \dots\dots(式4.2)$$

鋼材の200℃における設計降伏点 $S_y = 226\text{MPa}$ 、継手効率 $\eta = 1$  とすると、弾性限界圧力 $P$  は表4-24 の通り算出される。

表4-24 機器搬入用ハッチの弾性限界圧力

	柏崎刈羽 6/7 号炉 機器搬入用ハッチ		ハッチモデル 試験体
	上部	下部	
R (内半径)			3500mm
t (板厚)			30mm
P (弾性限界圧力)	3.47MPa	3.76MPa	3.87MPa

表4-24に示すように機器搬入用ハッチは、ハッチモデル試験体と同程度の耐圧強度を有していることから、少なくともハッチモデル試験体の限界圧力 $6.0P_d$  と同程度の圧力まで健全性を有するものと判断できる。

したがって、機器搬入用ハッチは200℃条件において、 $6.0P_d$  程度までは健全であると考えられる。よって、ハッチ類は $2P_d$ においても健全性は確保できると考えている。

(2) フランジ固定部の強度

① 締付ボルトの強度評価

フランジの締付ボルトについて、原子炉格納容器限界温度、圧力（200℃、2Pd）における強度評価を、既工事計画認可申請書の強度計算をベースに評価する。各ハッチ類の締付ボルト基本仕様を表 4-25～27、評価結果を表 4-28 に示す。いずれも許容応力以下であることから、締付ボルトは 200℃、2Pd において健全である。

表 4-25 上部ドライウエル機器搬入用ハッチの締付ボルト基本仕様

項目	6号炉	7号炉
ボルトの材質	SNCM439	SNCM439
ボルトの呼び		
ボルトの本数		

表4-26 下部ドライウエル機器搬入用ハッチの締付ボルト基本仕様

項目	6号炉	7号炉
ボルトの材質	SNCM439	SNCM439
ボルトの呼び		
ボルトの本数		

表4-27 サプレッション・チェンバ出入口の締付ボルト基本仕様

	6号炉	7号炉
ボルトの材質	SNCM439	SNCM439
ボルトの呼び		
ボルトの本数		

表4-28 締付ボルトの評価結果（単位：MPa）

評価部位	6号炉	7号炉	許容値
上部ドライウエル機器搬入用ハッチ			576
下部ドライウエル機器搬入用ハッチ			576
サプレッション・チェンバ出入口			576

## ②フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、FEM 解析を用いて ABWR 代表プラントモデルとして 7 号炉の機器搬入用ハッチ部における開口量を評価した。解析モデルは図 4-11 に、開口量の解析評価結果を図 4-12 に示す。なお、本 FEM 解析の妥当性については別紙-3「トップヘッドフランジ等の開口量評価の妥当性について」で示す。2Pd における開口量は、内側ガスケット部で約 1.4mm、外側ガスケット部で約 1mm となる。

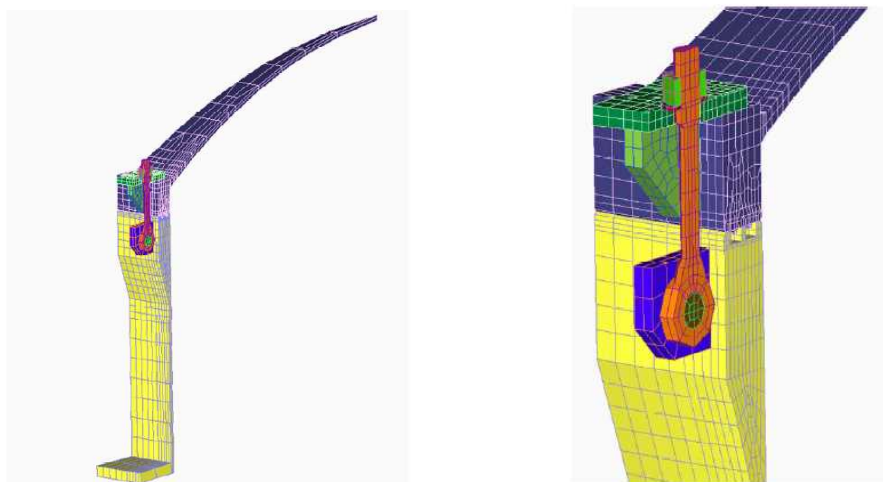


図 4-11 機器搬入用ハッチ開口量評価の解析モデル

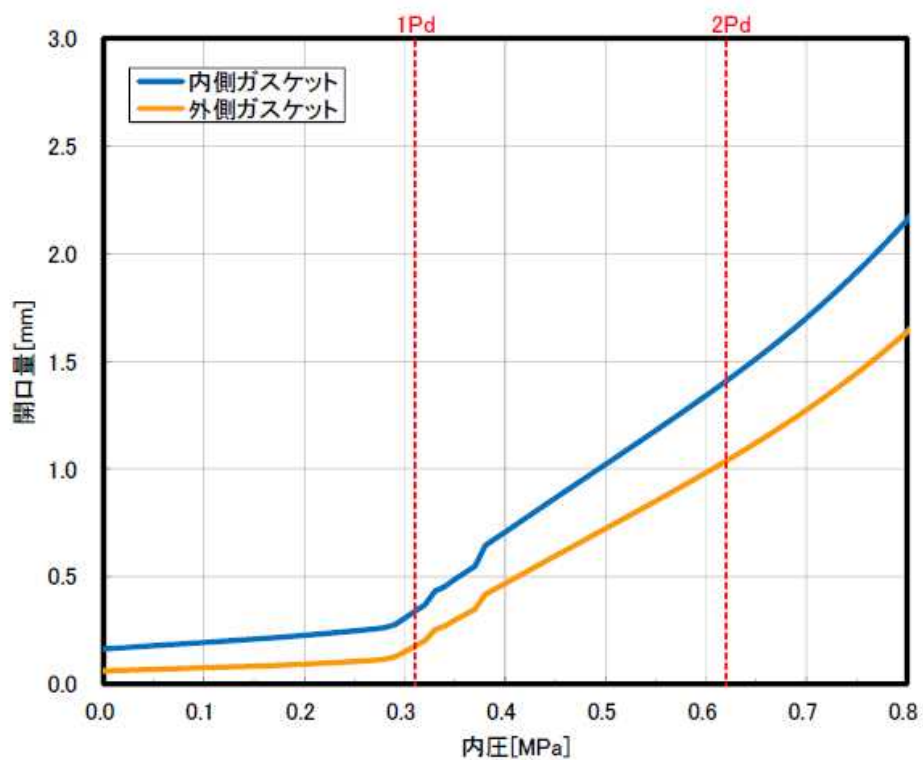


図 4-12 機器搬入用ハッチの各ガスケット部の圧力と開口変位の関係

(3) ガスケットの健全性

福島第一原子力発電所事故で原子炉格納容器内雰囲気漏えいした経路として、原子炉格納容器トップヘッドフランジ、機器搬入用ハッチ等のフランジシール部が推定漏えい経路の1つであると考えている。原子炉格納容器のフランジシール部は、内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されているが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏えい経路を形成する。ただし、フランジ部が開口しても、フランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができる。しかしながら、福島第一原子力発電所事故のような事故環境に晒されると、原子炉格納容器トップヘッドフランジ等のフランジシール部に使用されているシール材が劣化し、フランジの開口に追従できなくなり格納容器閉じ込め機能を損なう可能性が出てくる。

そこで、柏崎刈羽原子力発電所 6、7 号炉原子炉格納容器フランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について、事故時環境下の耐性が優れた改良 EPDM 製シール材に変更して格納容器閉じ込め機能の強化を図る。従って、改良 EPDM 製シール材について、事故時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は極めて軽微であることから、事故条件下での評価を実施する。

①シール材（改良 EPDM）の圧縮永久ひずみ試験結果について

改良 EPDM 製シール材の事故時環境における劣化特性を、高温蒸気曝露の期間を確認するために、JIS K6262「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じて圧縮永久歪み試験を実施した。その結果を表 4-29 に示す。なお、圧縮永久ひずみ測定とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を 0%とし、全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を 100%としている。例えば、圧縮永久ひずみが表 4-29 で示す「」の場合は、シール材の初期締付量が  である 7 号炉を例にとると、 戻ることを意味する。この場合、 のフランジ部開口まではシール機能が確保可能と想定できる。

表 4-29 改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果

No	放射線照射	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験		
				24h	72h	168h
1	800kGy	乾熱	200℃	<input type="text" value="0.5"/>	<input type="text" value="0.5"/>	<input type="text" value="0.5"/>
2	800kGy	乾熱	250℃			
3	800kGy	蒸気	200℃			
4	800kGy	蒸気	250℃			

## ②改良E P D M製シール材の性能確認試験

### ②-1 実機を模擬した小型フランジ試験

改良E P D M製シール材の性能を確認するために、圧縮永久歪み試験に加え、実機フランジリング溝を模擬した小型試験装置を用いて、事故環境に曝露した後のシール機能を確認した。試験装置を図4-13に示しており、実機リング溝の断面寸法を1/2スケールとして試験治具を製作し、予め $\gamma$ 線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施した。

試験条件としては、事故条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガasket部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGyを用いて実施している。また、高温曝露は高温空気及び高温蒸気で曝露し、温度については、格納容器限界温度である200℃と、さらに余裕を見た250℃を設定し、それぞれ7日間(168h)一定温度で高温曝露している。また、試験治具のリング溝は内側に1mmの段差があり、その段差の間からシール材が高温空気又は蒸気に曝露されるため、事故時の格納容器過圧に伴うフランジ開口を考慮した状態で、高温曝露ができる試験体となっている。高温曝露後は、事故時に発生する水素を模擬するために、Heにより気密確認試験を実施している。気密確認試験では、格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)以上の気密性を確認するため最大で0.9MPaまで加圧して気密性を確認している。また、格納容器過圧に伴うフランジ開口時のシール材の気密性を確認するために、高温曝露後の試験体フランジを0.8mm開口させ、その状態でもHe気密確認試験を実施し、0.9MPa加圧時に漏えいのないことを確認している。なお、開口量の0.8mmは、2Pdにおける開口量が最も大きな機器搬入用ハッチのフランジ開口量(約1.4mm)に余裕をもたせた開口量(1.6mm)を1/2スケールにしたものである。

試験の詳細は別紙-4「改良E P D Mシール材の試験について」で示しており、本試験により200℃が168時間継続した場合の改良E P D M製シール材のシール機能の健全性を確認した。

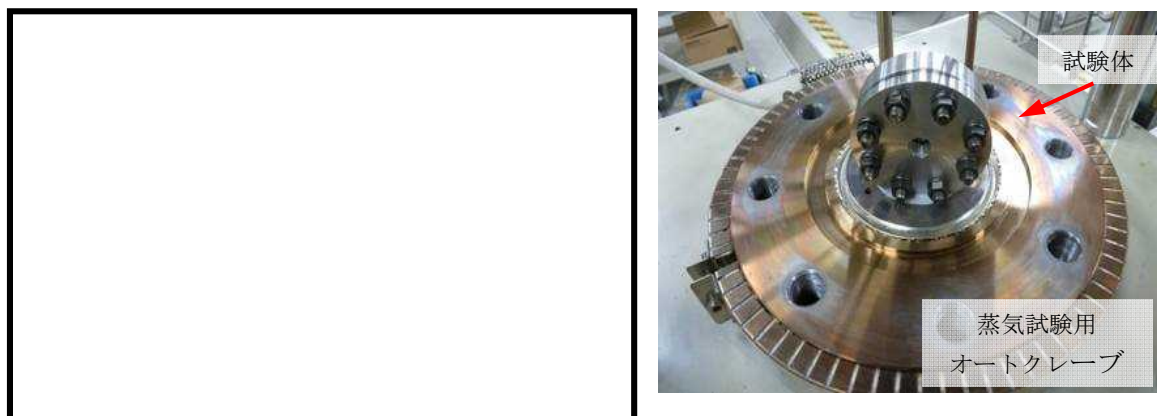


図4-13 改良E P D M製シール材の性能確認試験装置

## ②-2 実機フランジモデル試験

改良E P D M製シール材は前述の小型フランジ試験に加え、より大口径（Oリング径：約250mm）の実機フランジモデル試験（実機フランジモデル試験）も実施しているところであり、実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を進めているところである。試験装置は図4-14、図4-15に示しており、試験フランジの溝断面形状は実機と同じとし、溝径を縮小した試験フランジとする。試験試料の断面形状は実機と同じとし、径を縮小した試験試料とする。予めγ線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施する。

試験条件としては、事故条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガスケット部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGyを用いて実施している。また、E P D Mの劣化は一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、高温曝露は蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し、温度については、格納容器限界温度である200℃と、さらに余裕を見た250℃、300℃とし、それぞれ定める期間を一定温度で高温曝露する。また、内圧作用時の実機フランジの開口を模擬するため、フランジ面に調整シムを挟んで押し込み量を調整できる装置にしている。

本試験装置によりシール材を高温曝露した後、気密確認試験を実施した。気密確認試験では、格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)を包絡する圧力で気密性を確認しており、その試験結果を別紙-11に示す。本試験結果により200℃が168時間継続した場合の改良E P D M製シール材のシール機能の健全性を確認した。

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。

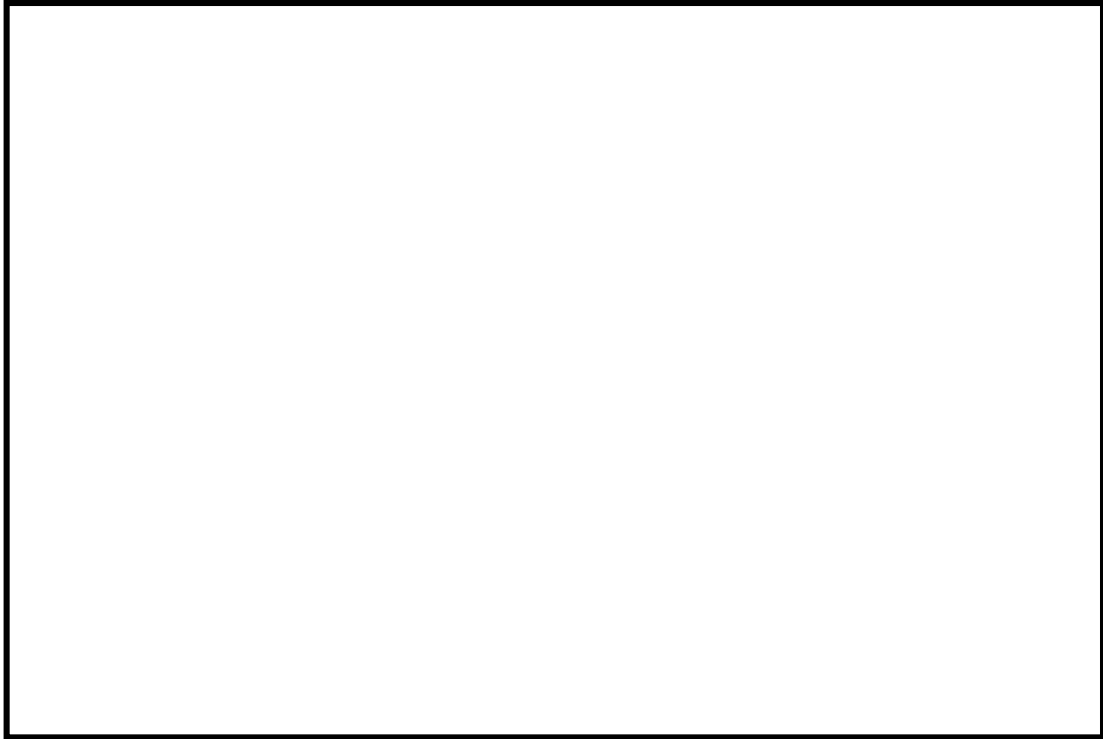


図 4-14 実機フランジモデル試験の装置概要

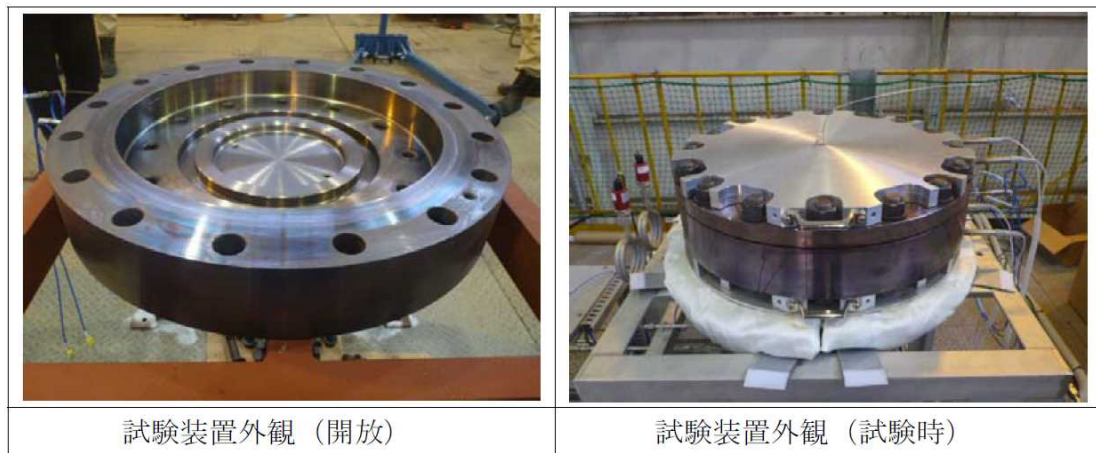


図 4-15 実機フランジモデル試験装置の外観

### ③フランジ開口量を考慮した漏えい評価

前述①および②を踏まえ、事故時環境下に曝されることによるシール材劣化（シール材追従量の低下）と、原子炉格納容器の限界温度・圧力によるフランジ開口量を考慮し、限界温度・圧力である 200℃、2Pd 条件下におけるシール材の機能確保に関する評価線図を図-4.16 に示す。

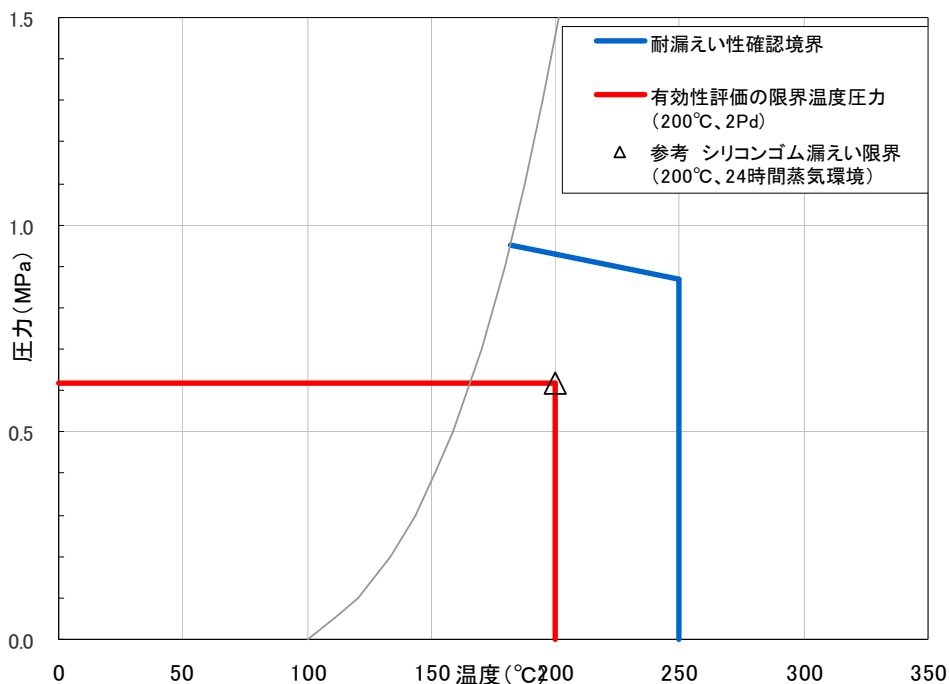


図 4-16 シール材の機能確保に関する評価線図 (機器ハッチ)

図中の青線は、シール部の健全性を確認している範囲を示す線である。この青線において、温度依存の傾きのある部分は、格納容器の機器ハッチフランジ部の構造解析結果 (図-4.12) とシール材の圧縮永久ひずみ試験結果 (表-4.29) から、フランジ部の開口量にシール材が追従できなくなる境界を示すものである (解析で示したフランジ部の開口量が、改良 E P D M の圧縮永久ひずみ (乾熱、7 日間) に基づき定めたシール材の戻り量と等しくなったときに漏えいすると評価)。

一方、青線において、温度が 250℃一定の垂直の部分、改良 E P D M を用いたフランジ部の小型モデル試験結果から、過圧・過温状態におけるシール材の健全性が確認できている範囲を示すものである (格納容器シール部の形状を模擬した試験装置を用いて、漏えいが発生する圧力、温度の評価)。なお、250℃で実施した小型モデル試験では、漏えいは生じていないため、実際の限界温度はさらに高い温度となる。

上記の結果から、シール部については、シール材が高温環境下において劣化する特



性を有していることを考慮しても、限界温度・圧力環境下において、シール材に耐環境性に優れたEPDM性シール材を用いることにより、少なくとも7日間の健全性を確保できることを確認した。シール材が高温環境下で劣化することにより、放射性物質の閉じ込め機能を喪失する可能性については、福島事故の分析からも確認されており、福島事故の経験と分析を踏まえ、高温環境下における耐性を強化したシール材を用いることにより、機能を向上させる。

#### ④バックアップシール材のシール機能について

当社は福島第一原子力発電所の事故知見を踏まえ、格納容器閉じ込め機能強化の更なる信頼性向上を目途としてバックアップシール材を開発した。バックアップシール材は図4-17で示すように、現行シール材のシール溝よりも外側のフランジ面全周に塗布できるシール材である。バックアップシール材は、耐高温性、耐蒸気性、耐放射線性が確認され、重大事故環境下においてもシール機能を発揮できるものを用いる。バックアップシール材の性能は、図4-18で示す試験装置で、事故環境下に曝された後のシール機能について評価されている。

#### ④-1 バックアップシール材の性能確認試験

試験条件としては、事故条件を模擬するために、放射線照射量はフランジ部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGyを用いて実施している。また、高温曝露は高温蒸気で曝露し、温度については、格納容器限界温度200℃に余裕を見た250℃を設定し、7日間(168h)一定温度で高温曝露している。高温曝露後は、事故時に発生する水素を模擬するために、Heにより気密確認試験を実施している。気密確認試験では、格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)以上の気密性を確認するため最大で0.9MPaまで加圧して気密性を確認している。

また、重大事故時には事故後ベント実施までは圧力が2Pd近傍と高くなりフランジ部が開くことから、フランジ開口を経験した後にバックアップシール材に気密性があるか否かを確認するため、30cm中型試験体を用いて隙間ゲージで一度変位を経験させた後にHe気密試験を実施した(開口模擬後気密確認試験)。変位は、格納容器限界圧力2Pd時のバックアップシール材塗布位置を考慮し、機器搬入用ハッチの外側ガasketのフランジ開口量をもとに1mmに設定した。試験の流れとしては、バックアップシール材を塗布したフランジを乾燥させた後に、隙間ゲージで変位を加え、その後隙間ゲージを引き抜いて試験フランジの変位を当初位置に戻す。その状態でHe気密確認試験を実施し、0.9MPa加圧時に漏えいのないことを確認している。なお、開口模擬後気密確認試験は試験装置上の理由から、バックアップシール材に高温曝露は経験させていない。しかしながら、FT-IR分析により250℃蒸気曝露で構造の変化量は小さく、顕著な劣化が認められなかったことから、高温曝露有無は事故時開口を模擬した

バックアップシール材の性能を確認する試験では、試験結果に大きな影響を与えないと考えている。

試験の詳細は別紙-5「バックアップシール材の試験について」で示しており、バックアップシール材は 250℃蒸気曝露が 168h 継続したとしても気密性が確保できることを確認している。また、250℃蒸気曝露が 168h 継続した後のバックアップシール材の化学構造の変化を確認するために FT-IR 分析を実施し、曝露前後でもバックアップシール材の化学構造がほとんど変化していないことを確認している。よって、250℃蒸気曝露環境下では有意な劣化はほとんど無いことから、格納容器限界温度である 200℃状態が長期継続したときであっても、バックアップシール材により格納容器閉じ込め機能の健全性は確保できる。

以上のことから、バックアップシール材について格納容器限界温度 200℃における長期シール性が確認できた。また、ベント実施までの間に格納容器過圧によるフランジ開口を経験したとしても、ベント後のフランジ開口量が小さい領域では高温性に優れたシール機能を発揮することが確認できた。よって、バックアップシール材は、格納容器ベント操作後の長期シール機能強化に有効である。

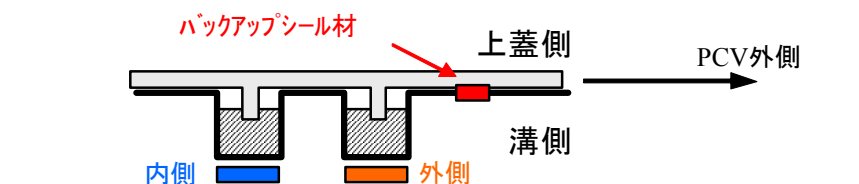


図 4-17 バックアップシール材イメージ図

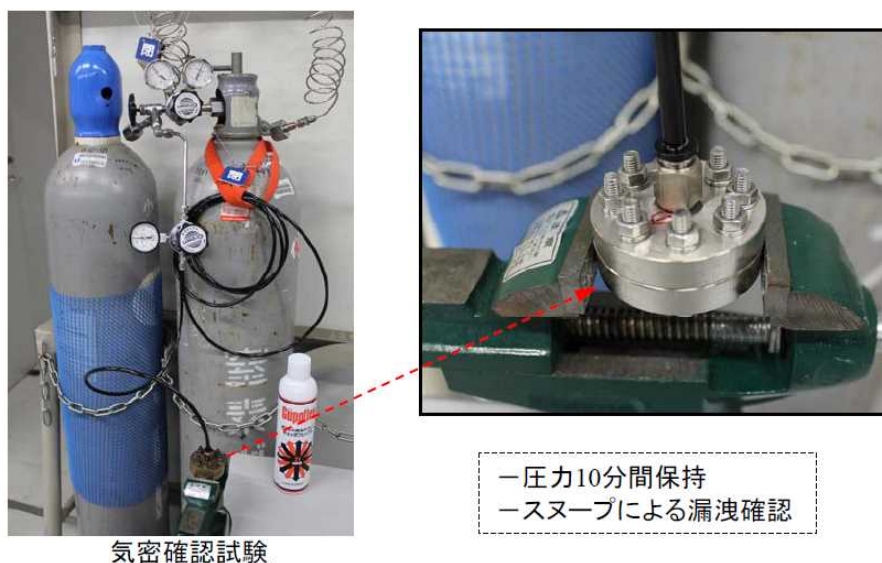


図 4-18 バックアップシール材の気密試験

表 4-30 バックアップシール材の気密性試験結果

試験条件	温度	蒸気曝露	放射線照射	気密試験
蒸気曝露なし	350℃	-	-	○
	350℃	-	827kGy	○
蒸気曝露あり	250℃	168h	819kGy	○

○は気密試験時に「漏えいなし」を示す

#### ④-2 バックアップシール材の塗布条件

バックアップシール材のシール機能が確保されるための塗布幅、塗布厚さ、塗布作業に関する条件は、各種試験の結果から表 4-31 の通り定めている。塗布幅は幅が広い程シール機能が向上するが、試験でシール機能が確認できた最小の塗布幅を元に設定している。塗布厚さについては、シール機能が確認できた塗布厚さを元に設定している。また、バックアップシール材は塗布後、除々に乾燥して固まるため、塗布後にフランジ閉鎖するまでの時間を制約として設けることにしている。この時間についても、試験によりバックアップシール材の乾燥時間を考慮して、シール機能が確認できた時間を元に設定している。

表 4-31 バックアップシール材の塗布条件

項目	塗布条件
バックアップシール材の塗布幅	
バックアップシール材の塗布厚さ	
塗布後、フランジ閉鎖までの時間	

#### ④-3 バックアップシール材の品質確認

バックアップシール材は表 4-31 の条件で塗布することで、シール機能が確保可能である。従って、バックアップシール材塗布作業時に「塗布幅」、「塗布厚さ」、「塗布後、フランジ閉鎖までの時間」を確認することで品質を確認する。「塗布幅」、「塗布厚さ」については、それら幅、厚さを担保可能な専用治具を用いてバックアップシール材を塗布作業する等で、品質確認を行う。「塗布後、フランジ閉鎖までの時間」については、塗布作業時間を管理することで品質確認を行う。

⑤「改良E P D M製シール材+バックアップシール材」のシール機能について

前述④で示す通り、バックアップシール材は重大事故環境においても優れた耐性をもつことが示されたため、「改良E P D M製シール材+バックアップシール材」を組み合わせることで、事故環境下における原子炉格納容器閉じ込め機能の更なる信頼性向上を図る計画を進めている。

改良E P D M製シール材は、事故時の耐環境性に優れていることを確認しているが、一般的に劣化モードとして酸化劣化があげられるため、長期シール性の信頼性を向上させるためには、劣化要因である酸素の高温状態曝露を回避することが必要になる。バックアップシール材は、フランジ外側ガスケット部よりも外周のフランジ面に塗布することから、改良E P D Mシール材への格納容器外側からの酸素供給を遮断する役割も果たすことができるため、酸化劣化によるシール機能低下を抑えることが可能である。

よって、事故発生後の改良E P D M製シール材の長期健全性を補強することができるため、当社の更なる格納容器閉じ込め機能強化対策として「改良E P D M製シール材+バックアップシール材」を採用する。その効果については事項で示す。

なお、フランジ部にバックアップシール材を塗布することに関するフランジ設計に対する影響評価については、別紙-16 において評価している通りであり、フランジへの悪影響はないものと考えている。

⑥事故後長期間のシール機能について

重大事故時の格納容器閉じ込め機能の信頼性を強化するために、「改良 EPDM+バックアップシール材」を組合せ、事故後 168 時間以降の長期におけるシール機能について試験により確認した（試験装置を図 4-19 に示す）。前述の通り、バックアップシール材の 200℃状態における長期健全性を確認しており、有意な劣化が見られないことから、長期にわたって状態は変化せず、シール機能が確保されるものと考ええる。また、改良 EPDM 製シール材とその外側にバックアップシール材を適用した条件で長期間高温曝露を実施した後に He 気密確認試験を実施しているが、少なくとも 45 日間の高温曝露（200℃）を経験しても、気密性に問題ないことが確認できている。試験の詳細は、別紙-5「バックアップシール材の試験について」の「(4)長時間試験」で示す。

なお、原子炉格納容器閉じ込め機能として最も厳しいシナリオである「大 LOCA+SB0+ECCS機能喪失」について、事故後168時間以降も有効性評価で使用した設備以外は復旧せず、フィードアンドブリードを続けたとした場合、事故発生から30日後のドライウェル温度は130℃以下であることが評価で示されている。従って、これよりも過酷な200℃状態が30日間継続しても格納容器閉じ込め機能は健全であることが試験により確認できているため、事故後長期のシール性向上のためには「改良EPDM+バックアップシール材」は有効であると考えている。



図4-19 「改良EPDM+バックアップシール材」組合せ試験装置

表4-32 「改良EPDM+バックアップシール材」組合せ試験結果

試験体	曝露状態	曝露期間	改良EPDM 放射線曝露	加圧 媒体	試験 圧力	試験結果
改良EPDM+ バックアップシール材	乾熱200℃	30日	800kGy	He	0.9MPa	漏えいなし
	乾熱200℃	45日	800kGy	He	0.9MPa	漏えいなし

#### 4.3 評価まとめ

機器搬入用ハッチの健全性評価結果を表4-33に示す。

表4-33 機器搬入用ハッチの健全性評価結果

No	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	本体の耐圧	①応力評価	200℃、2Pdにおける各部の応力評価を実施	○
		②既往研究を用いた評価	2Pdにおける健全性を、NUPEC実施のハッチモデル試験を用いて評価	○
(2)	フランジ固定部の強度	①締付ボルト評価	200℃、2Pdにおける締付ボルトの応力評価を実施	○
		②フランジの開口評価	200℃、2Pdにおけるフランジ開口を評価 (以下(3)ガスケットの健全性と併せて健全性評価を行う)	—
(3)	ガスケットの健全性	シール材劣化、PCV開口量評価、バックアップシール材試験結果を用いた評価	「改良E P D M製シール材」で200℃、2Pdにおけるシール機能を評価 更なる安全対策向上として「改良E P D Mシール材+バックアップシール材」を適用することにより、改良E P D M製シール材の長期信頼性を補強する。	○

## 5. エアロック

### 5.1 評価方針

エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器のコンクリート躯体に溶接固定されており、円筒胴の両端に人が出入りする開口部を設けた平板（隔壁）を溶接している。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。なお、トップヘッドフランジやハッチ類と異なり、原子炉格納容器過圧時はエアロック扉が支持部に押しつけられる構造となっているため、扉板が開くことはない。

また、扉には均圧弁に繋がる配管や扉開閉ハンドル軸が貫通しており、均圧弁及び扉開閉ハンドル軸貫通部にシール材を使用している。

エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力がエアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、過渡な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。そのため、エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊、また、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられ、200℃、2Pd での健全性の確認には、以下の評価が必要である。

- ・ 本体の耐圧
- ・ シール部の健全性

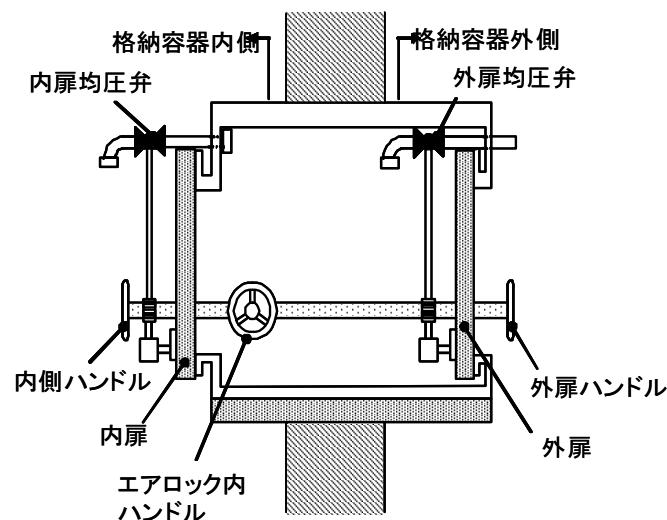


図 5-1 所員用エアロック

## (1) 本体の耐圧

### ① 一次応力評価

エアロックにおける構造健全性評価として、上部ドライウェル所員用エアロック、下部ドライウェル所員用エアロックのうち内圧による荷重を受け止める部位のうち、扉、隔壁、円筒胴について一次一般膜応力評価、貫通部アンカ及びコンクリート部については一次応力評価等を行い、発生応力が許容応力以下であることを確認する。

ここで、設計建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内  $S_u$  値検討会で設定された設計引張強さ（ $S_u$ ）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過するスリーブの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を  $P_m$ （一次一般膜応力強さ）には 1.5、 $P_L+P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち、スリーブに発生する応力が、 $P_m$  が  $2/3S_u$ 、 $P_L+P_b$  が  $S_u$  以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考えている。

この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、許容状態 D の  $P_m$ 、 $P_L+P_b$  の許容値と同等である、なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 $P_m$  は  $2/3S_u$ 、 $P_L+P_b$  は  $1.5 \times 2/3S_u (=S_u)$  と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が  $S_u$  に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が  $S_u$  に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

## (2) ガスケットの健全性

### ① 扉のシール材

エアロックの扉のシール材には、これまでシリコンガスケットを使用しているが、事故時の耐環境性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更する。エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により扉板が支持部に押付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、内圧が負荷される面積が大きいことから、この原理でガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を理論式に基づき評価する。このシール部に発生する最大隙間がエアロックと材質・シール方式が同一のトップヘッドフランジ及び機器搬入口のガスケットの試験結果で漏えいが無



いとされる隙間以下であることを確認する。なお、シール材の高温劣化については、事故時の扉が押し付けられる方向にあること、及び、扉が2重に設けられることから、トップヘッドフランジ・ハッチ類と比べて原子炉格納容器閉じ込め機能への影響度は小さいと考えているため、本章では評価対象外とする。なお、エアロックのシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は極めて軽微であることから、事故条件下での評価を実施する。

## ②扉以外のシール材

エアロックには、扉のシリコンガスケット以外に格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が使用されているが、今後、事故時の耐環境性に優れた表5-1～5-2に示すシール材に変更する。

ハンドル軸貫通部Oリングに使うシール材は従来、ふっ素ゴムを用いていたが、事故時環境の耐性に優れた改良EPDM製シール材に変更することとし、基本特性試験結果により重大事故環境下における健全性を確認する。

均圧弁に使われているシール材（ふっ素樹脂）は、重大事故環境下の放射線による影響で、シール機能が劣化することが考えるため、耐環境性に優れたシール材を適用した均圧弁への改良を行うか、エアロック外扉を貫通する均圧弁接続配管の原子炉建屋側の開放部に、耐環境性に優れたシール材（改良EPDM）をもつ閉止フランジを取付け、従来品の均圧弁と閉止フランジを組み合わせることで重大事故環境下における健全性を確認する。なお、これらのシール材は、通常運転中における劣化は極めて軽微であることから、事故条件下での評価を実施する。

表5-1 6号炉 エアロック（扉以外）のシール材

対象部位	シール材
ハンドル軸貫通部Oリング	改良EPDM
均圧弁	均圧弁の改良 又は 閉止フランジ+改良EPDM

表5-2 7号炉 エアロック（扉以外）のシール材

対象部位	シール材
ハンドル軸貫通部Oリング	改良EPDM
均圧弁	均圧弁の改良 又は 閉止フランジ+改良EPDM

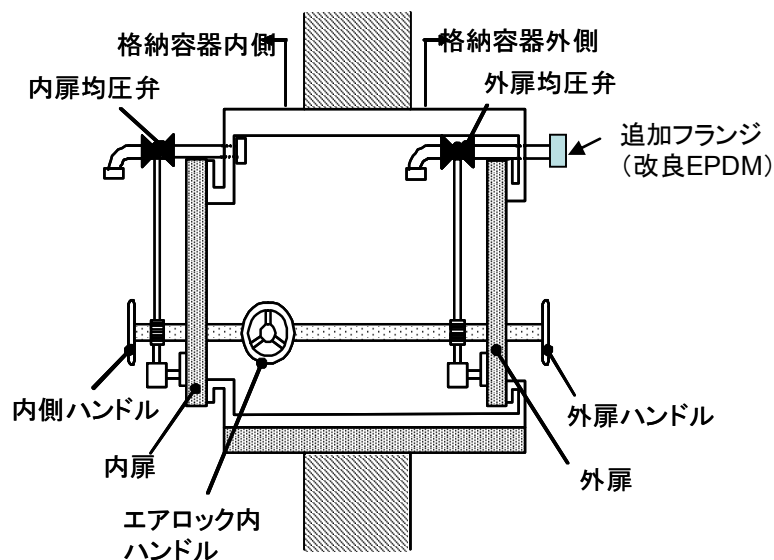


図 5-2 均圧弁及びハンドル軸貫通部

これらシール材について、単体劣化試験結果を元に、原子炉格納容器 200℃、2Pd の環境における健全性を評価する。

## 5.2 評価結果

### (1) 本体の耐圧

#### ① 一次応力評価

エアロックの構造健全性について、建設時工認の応力値を用いて原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃、2Pd）における応力評価を実施した結果を示す。評価部位として、上部ドライウェル所員用エアロック及び下部ドライウェル所員用エアロックを選定し、各エアロックのうち内圧による荷重を受け止める部位（扉、隔壁、円筒胴、貫通部アンカ及びコンクリート部）を選択し、発生応力を評価した。評価結果のまとめを表 5-5～5-22 に示す。これらの結果から、200℃、2Pd 条件下においてエアロックの構造健全性を確認した。

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。

表 5-3 上部ドライウェル所員用エアロックの主要仕様

項目	柏崎刈羽 6 号炉	柏崎刈羽 7 号炉
最高使用圧力 (MPa)	0.31	0.31
最高使用温度 (°C)	171	171
材料	SGV480	SGV480
スリーブ直径 (mm)		
スリーブ厚さ (mm)		
内側隔壁厚さ (mm)		
外側隔壁厚さ (mm)		
内側扉厚さ (mm)		
外側扉厚さ (mm)		

表 5-4 下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板 (所員用エアロック付) の主要仕様

項目	柏崎刈羽 6 号炉	柏崎刈羽 7 号炉
最高使用圧力 (MPa)	0.31	0.31
最高使用温度 (°C)	171	171
材料	SGV480	SGV480
スリーブ直径 (mm)		
スリーブ厚さ (mm)		
鏡板厚さ (mm)		

【6号炉】上部ドライウェル所員用エアロックの構造健全性評価結果（200℃、2Pd）

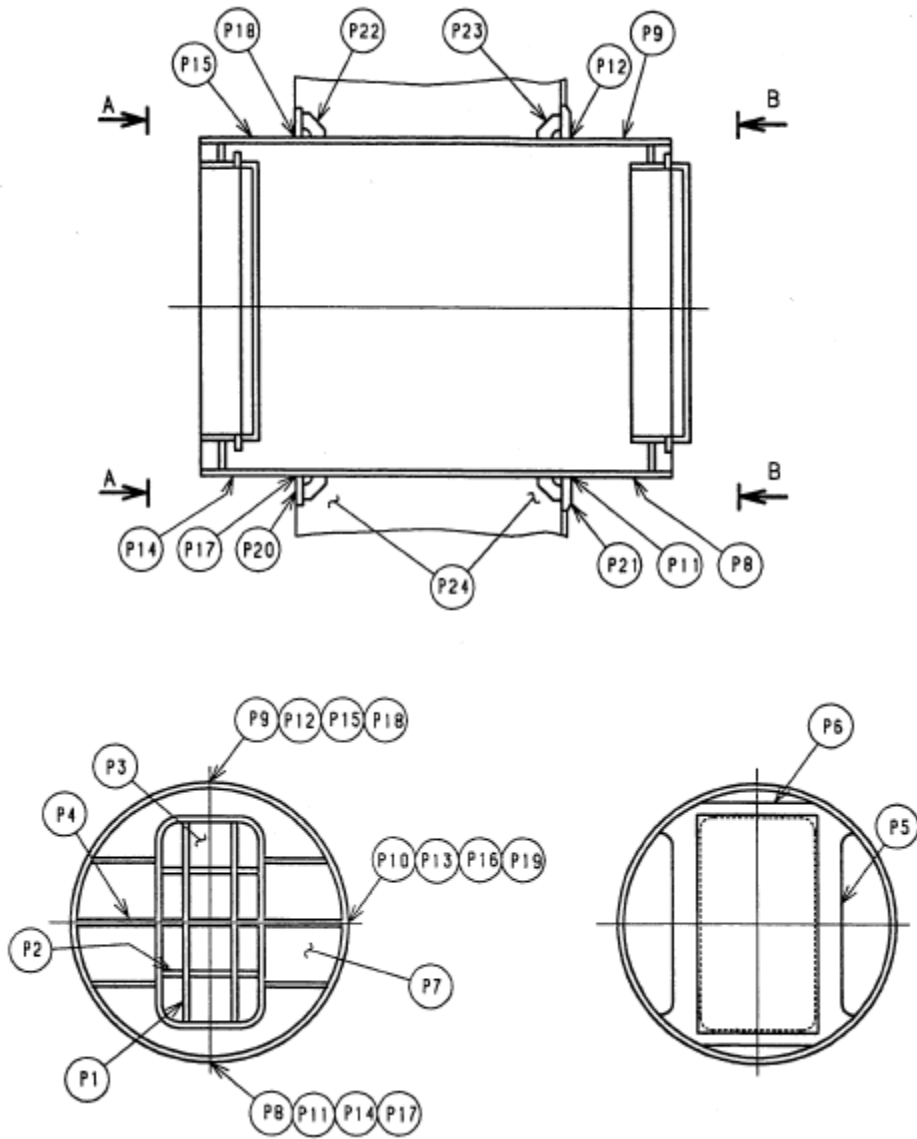


図 5-3 上部ドライウェル所員用エアロック

表 5-5 扉及び隔壁の応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力		応力比
		$P_L+P_b$		
		応力強さ	許容値	
P1	内外扉垂直部材	[Redacted]	422	[Redacted]
P2	内外扉水平部材		422	
P3	内外扉板		422	
P4	内外隔壁外側水平部材		422	
P5	内外隔壁内側垂直部材		393	
P6	内外隔壁内側水平部材		381	
P7	内外隔壁板		422	

表 5-6 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		$P_m$		$P_L+P_b$		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P8	上部ドライウエル所員	[Redacted]	281	[Redacted]	422	[Redacted]
P9	用		281		422	
P10	エアロック内側円筒胴		281		422	
P11	上部ドライウエル所員		—		422	
P12	用エアロック内側円筒		—		422	
P13	胴のフランジプレート との結合部		—		422	
P14	上部ドライウエル所員		281		422	
P15	用		281		422	
P16	エアロック外側円筒胴		281		422	
P17	上部ドライウエル所員		—		422	
P18	用エアロック外側円筒		—		422	
P19	胴のフランジプレート との結合部		—		422	

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。

表 5-7 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	曲げ応力		せん断応力		応力比	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P21	フランジプレート(内側)		312		156		
P23	ガセットプレート(内側)		—		156		

表 5-8 コンクリート部の応力評価 (単位：N/mm<sup>2</sup>)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P24	コンクリート部		27.5	

【6号炉】下部ドライウェル所員用エアロックの構造健全性評価結果（200℃、2Pd）

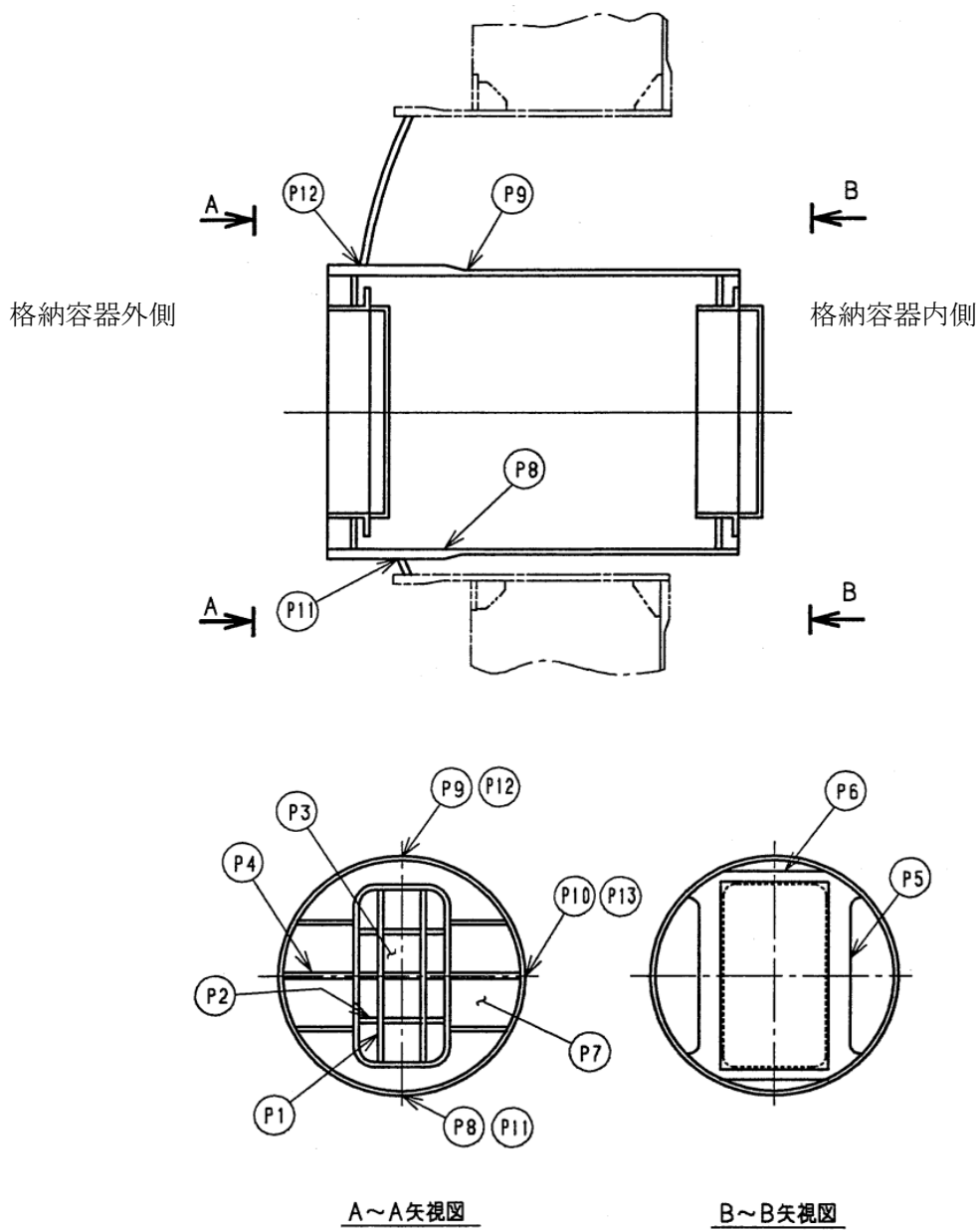


図 5-4 下部ドライウェル所員用エアロック

表 5-9 扉及び隔壁の応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力		応力比
		$P_L+P_b$		
		応力強さ	許容値	
P1	内外扉垂直部材	[Redacted]	422	[Redacted]
P2	内外扉水平部材		422	
P3	内外扉板		422	
P4	内外隔壁外側水平部材		422	
P5	内外隔壁内側垂直部材		393	
P6	内外隔壁内側水平部材		381	
P7	内外隔壁板		422	

表 5-10 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		$P_m$		$P_L+P_b$		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P8	下部ドライウェル所員用 エアロック円筒胴	[Redacted]	281	[Redacted]	422	[Redacted]
P9			281		422	
P10			281		422	
P11	—		422			
P12	—		422			
P13	—		422			



【6号炉】下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）の構造健全性評価結果（200°C、2Pd）

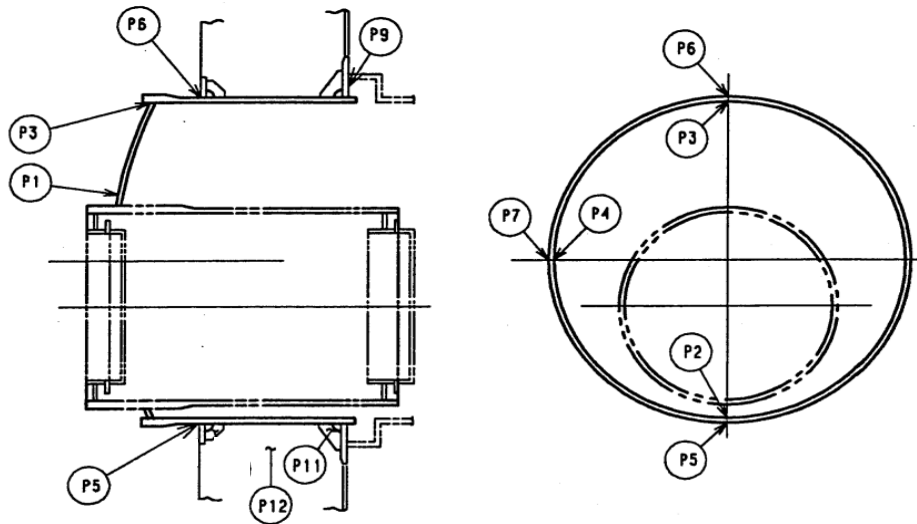


図 5-5 下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）

表 5-11 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		P <sub>m</sub>		P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub>		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板	—	—	422	422	
P2	鏡板のスリーブとの結合部	—	—			
P3		—	—			
P4		—	—			
P5	スリーブのフランジプレートと の結合部	—	—			
P6		—	—			
P7		—	—			

表 5-12 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力 評価点	一次応力				応力比	
		曲げ応力		せん断応力		曲げ	せん断
		応力	許容 応力	応力	許容 応力		
P9	フランジ プレート (内側)		440		220		
P11	ガセット プレート (内側)		—		156		

表 5-13 コンクリート部の応力評価まとめ (単位：N/mm<sup>2</sup>)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P12	コンクリート部		27.5	

【7号炉】上部ドライウェル所員用エアロックの構造健全性評価結果（200℃、2Pd）

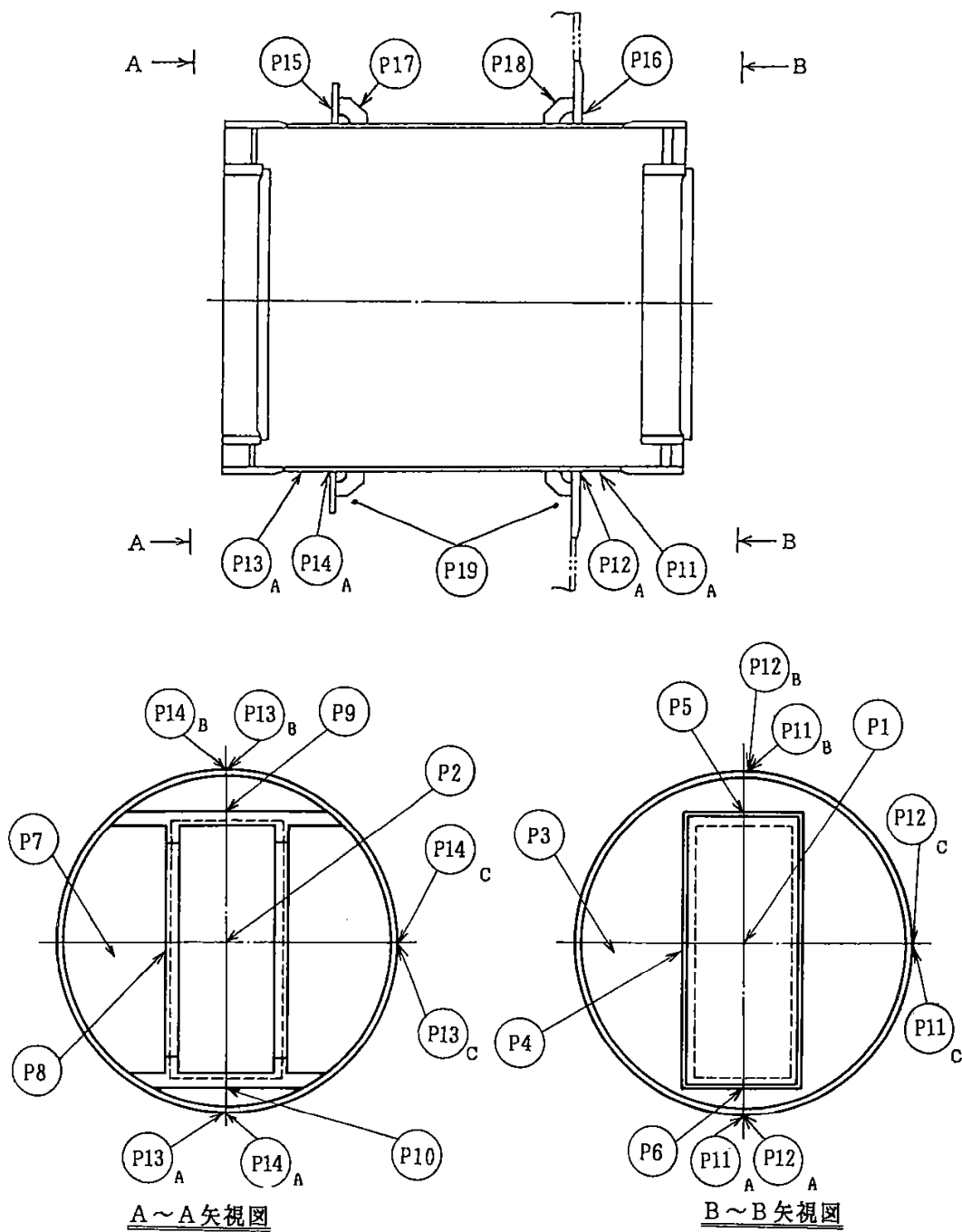


図 5-6 上部ドライウェル所員用エアロック

表 5-14 扉及び隔壁の応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力		応力比
		$P_L+P_b$		
		応力強さ	許容値	
P1	内側扉	[Redacted]	422	[Redacted]
P2	外側扉		422	
P3	内側隔壁板		422	
P4	内外隔壁垂直部材		422	
P5	内外隔壁上部水平部材		422	
P6	内外隔壁下部水平部材		422	
P7	外側隔壁板		422	
P8	外側隔壁垂直部材		422	
P9	外側隔壁上部水平部材		422	
P10	外側隔壁下部水平部材		422	

表 5-15 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		$P_m$		$P_L+P_b$		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P11	所員用エアロック内側 円筒胴	[Redacted]	281	[Redacted]	422	[Redacted]
P12	所員用エアロック内側 円筒胴のフランジプレ ートとの結合部		—		422	
P13	所員用エアロック外側 円筒胴		281		422	
P14	所員用エアロック外側 円筒胴のフランジプレ ートとの結合部		—		422	

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。

表 5-16 貫通部アンカの応力評価まとめ

(単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	曲げ応力		せん断応力		応力比	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P16	フランジプレート(内側)		312		156		
P18	ガセットプレート(内側)		—		156		

表 5-17 コンクリート部の応力評価

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P19	コンクリート部		27.5	

【7号炉】下部ドライウェル所員用エアロックの構造健全性評価結果（200℃、2Pd）

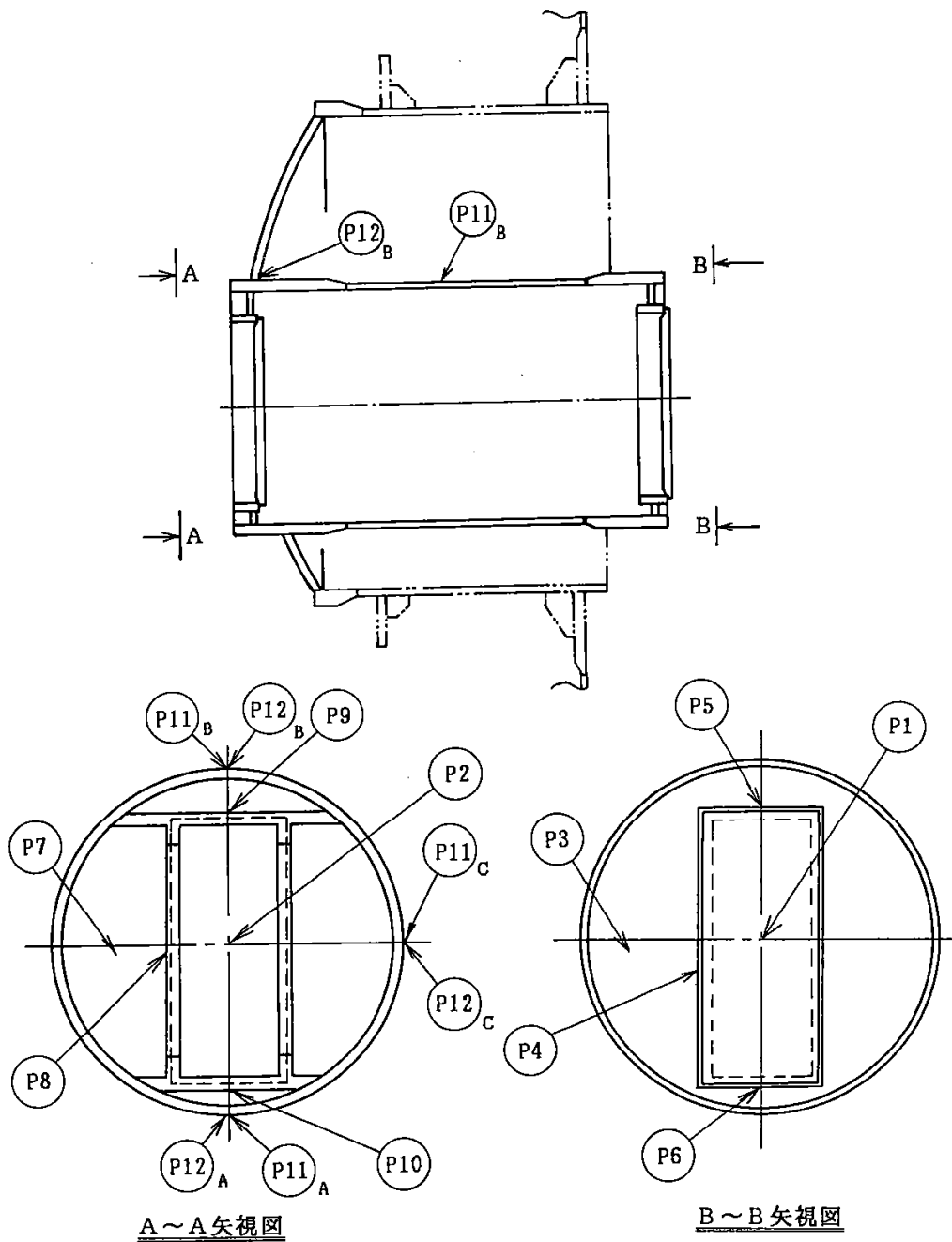


図 5-7 下部ドライウェル所員用エアロック

表 5-18 扉及び隔壁の応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力		応力比
		$P_L+P_b$		
		応力強さ	許容値	
P1	内側扉	[Redacted]	422	[Redacted]
P2	外側扉		422	
P3	内側隔壁板		422	
P4	内外隔壁垂直部材		422	
P5	内外隔壁上部水平部材		422	
P6	内外隔壁下部水平部材		422	
P7	外側隔壁板		422	
P8	外側隔壁垂直部材		422	
P9	外側隔壁上部水平部材		422	
P10	外側隔壁下部水平部材		422	

表 5-19 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		$P_m$		$P_L+P_b$		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P11	所員用エアロック内側円筒胴	[Redacted]	281	[Redacted]	422	[Redacted]
P12	所員用エアロック内側円筒胴の鏡板との結合部		—		422	

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。

【7号炉】下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）の構造健全性評価結果（200℃、2Pd）

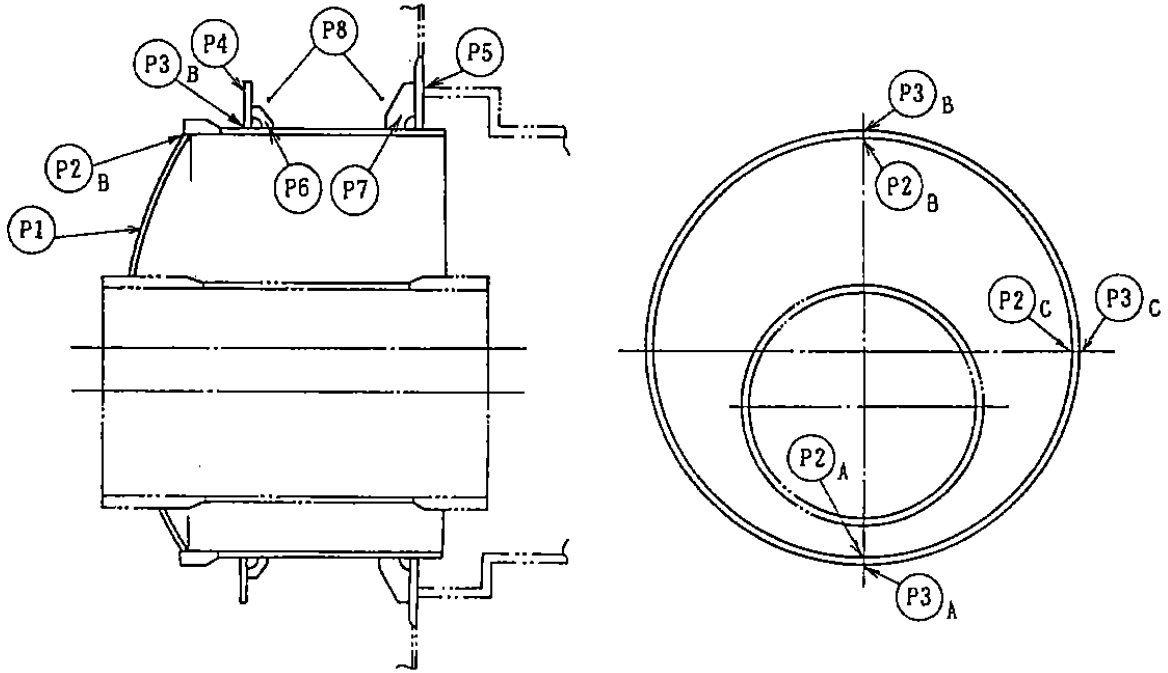


図 5-8 下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）

表 5-20 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		P <sub>m</sub>		P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub>		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板	—	—	—	422	—
P2	鏡板のスリーブとの結合部	—	—	—	422	
P3	スリーブのフランジとの結合部	—	—	—	422	



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。

表 5-21 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力 評価点	一次応力				応力比	
		曲げ応力		せん断応力		曲げ	せん断
		応力	許容 応力	応力	許容 応力		
P5	フランジ プレート (内側)		439		219		
P7	ガセット プレート (内側)		—		156		

表 5-22 コンクリート部の応力評価まとめ (単位：N/mm<sup>2</sup>)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P8	コンクリート部		27.5	

(2) ガスケットの健全性

①扉のシール材（改良E PDM）

所員用エアロックの扉板は、内圧を受けた場合に扉板が支持部に押付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、内圧が負荷される面積が大きいことから、この原理でガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を理論式に基づき評価し、この開口が生じた場合でも、ガスケット部のシール機能が維持されることを確認する。6号炉と7号炉でエアロック扉構造が大きく異なるので、本件については6号炉と7号炉を別けて評価する。

①-1 6号炉のエアロック扉開口量評価

圧力による扉板の変形を図5-9に示すはりでモデル化する。このとき、ガスケット部の変位量  $\delta$  は、次式で求められる。

$$\delta = \frac{w \cdot L1}{24EI} (3L1^3 + 6L1^3 \times L2 - L2^3) = -0.25(mm)$$

ここで、評価に使用した各数値を表5-23 に示す。

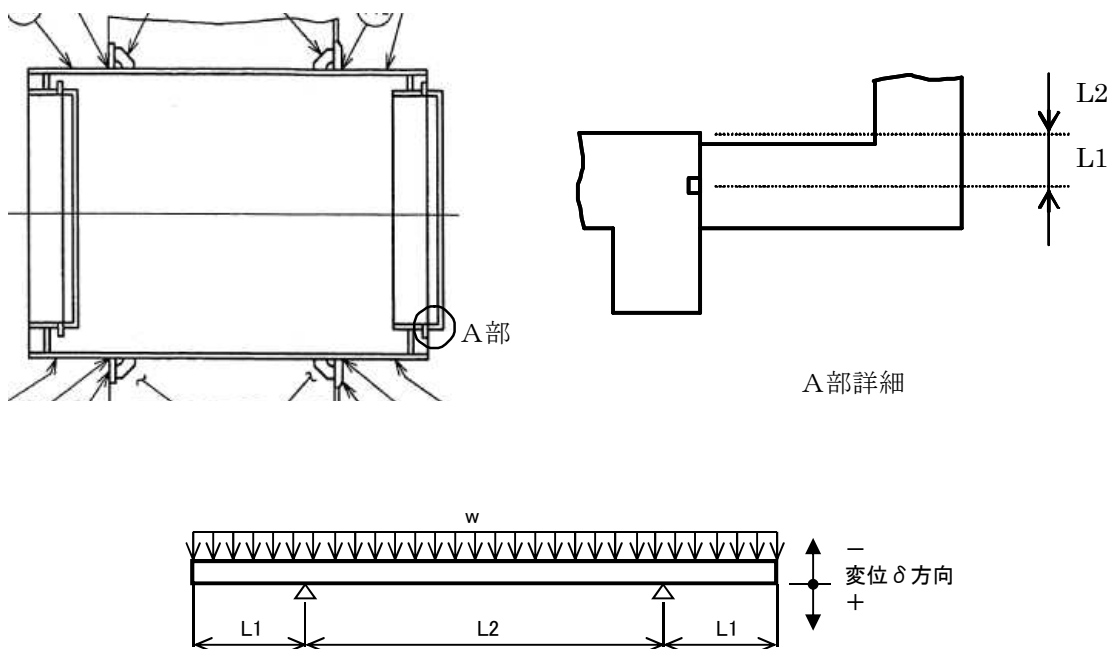


図5-9 所員用エアロック 開口量評価モデル(6号炉)

表5-23 所員用エアロックのシール機能維持(6号炉)

記号	内容	値
w	扉に加わる荷重 (=2Pd×幅 <input type="text"/> )	<input type="text"/>
L1	長さ	
L2	長さ	
E	縦弾性係数(200℃)	191000 MPa
I	断面二次モーメント	<input type="text"/>
δ	変位量	-0.25 mm

初期押込み量は  であり、ガスケット部の変位量 δ は  となる。これは、格納容器限界温度 200℃が 7 日間継続した際の改良 E P D M の圧縮永久歪み試験結果 () から算出されるシール材追従量  に十分余裕をもった値であることから、有効性確認評価における限界温度、圧力としている 200℃、2Pd 条件下においてもシール機能は維持される。

①-2 7号炉のエアロック扉開口量評価

圧力による扉板の変形を図5-10に示すはりでモデル化する。このとき、ガスケット部の変位量 δ は、次式で求められる。

$$\delta = \frac{w \cdot L1}{24EI} (3L1^3 + 6L1^2 \times L2 - L2^3) = -1.12(\text{mm})$$

ここで、評価に使用した各数値を表5-24 に示す。

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。

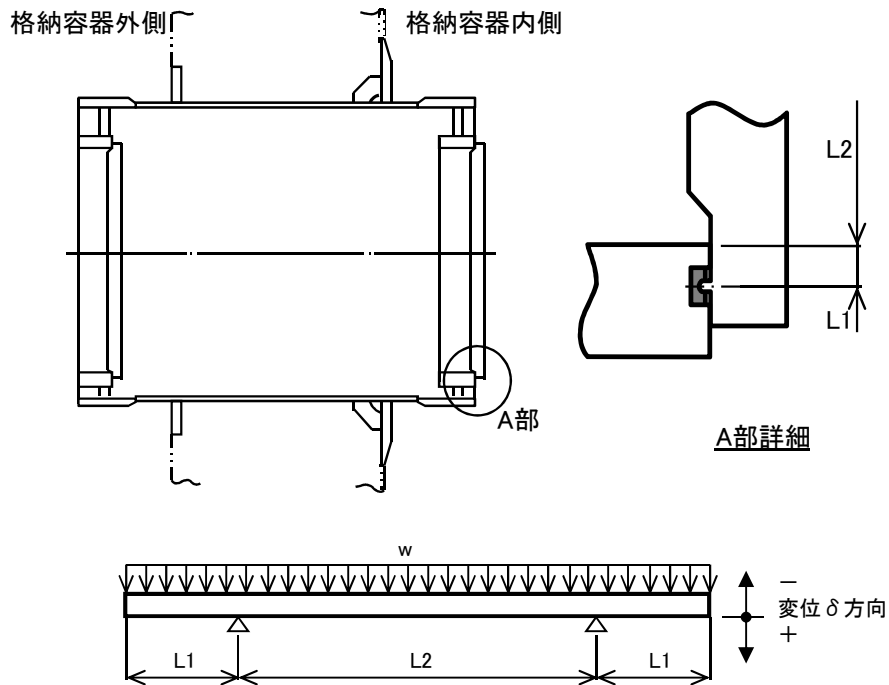


図5-10 所員用エアロック 開口量評価モデル (7号炉)

表5-24 所員用エアロックのシール機能維持(7号炉)

記号	内容	値
w	扉に加わる荷重 (=2Pd×幅 <input type="text"/> )	
L1	長さ	
L2	長さ	
E	縦弾性係数(200℃)	191000 MPa
I	断面二次モーメント	
δ	変位量	-1.12 mm

初期押込み量は [ ] であり、ガスケット部の変位量  $\delta$  は [ ] となる。これは、格納容器限界温度 200℃が 7 日間継続した際の改良 EPDM の圧縮永久歪み試験結果 ([ ]) から算出されるシール材追従量 [ ] に十分余裕をもった値であることから、有効性確認評価における限界温度、圧力としている 200℃、2Pd 条件下においてもシール機能は維持される。

## ②扉以外のシール材

エアロックには、扉のガスケット以外に格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が表5-1～5-2の通り使用されている。

ハンドル軸貫通部リングに使われているシール材（改良 EPDM）については、事故環境を模擬した雰囲気曝露後の圧縮歪み試験結果が表 5-25 の通りであり、重大事故環境下における健全性を確認した。

表 5-25 改良 EPDM シール材の圧縮永久歪み試験結果

No	放射線照射	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験		
				24h	72h	168h
1	800kGy	乾熱	200℃			
2	800kGy	乾熱	250℃			
3	800kGy	蒸気	200℃			
4	800kGy	蒸気	250℃			

均圧弁に使われているシール材（ふっ素樹脂）は、重大事故環境下の放射線による影響で、シール機能が劣化することが考えられるため、耐環境性に優れたシール材を適用した均圧弁への改良を行うか、エアロック外扉を貫通する均圧弁接続配管の原子炉建屋側の開放部に、耐環境性に優れたシール材（改良 EPDM）をもつ閉止フランジを取付け、従来品の均圧弁と閉止フランジを合わせることで重大事故環境下における健全性を確保する。

### <均圧弁シートの材質について>

均圧弁シートについて、耐環境性に優れたシール材に改善する検討を進めており、PEEK 材（PEEK:ポリエーテルエーテルケトン）を用いた弁シートにすることで実機適用性を確認することができた。以下に、実機適用を確認した概要を示す。

PEEK 材の一般的な仕様を以下に示す。従来品に使用されている均圧弁のシール材であるふっ素樹脂に対し、優れた耐放射線性を有している。

表 5-26 PEEK 材の一般物性

シール材	PEEK 材
耐熱使用温度	250℃
融点	334℃
線量限度 (γ線)	約 10MGy

また、均圧弁に相当する弁を使用して、SA 時の格納容器内環境を模擬した以下試験条件で暴露し、その後、2Pd を超える 0.9MPa で漏えい試験を行い、気密性が確保できることを確認した。よって、本均圧弁は格納容器限界温度・圧力 (200℃、2Pd) において健全性に問題ないことを確認した。

表 5-27 均圧弁の耐環境試験条件

放射線照射	800kGy
熱劣化	200℃ 168 時間

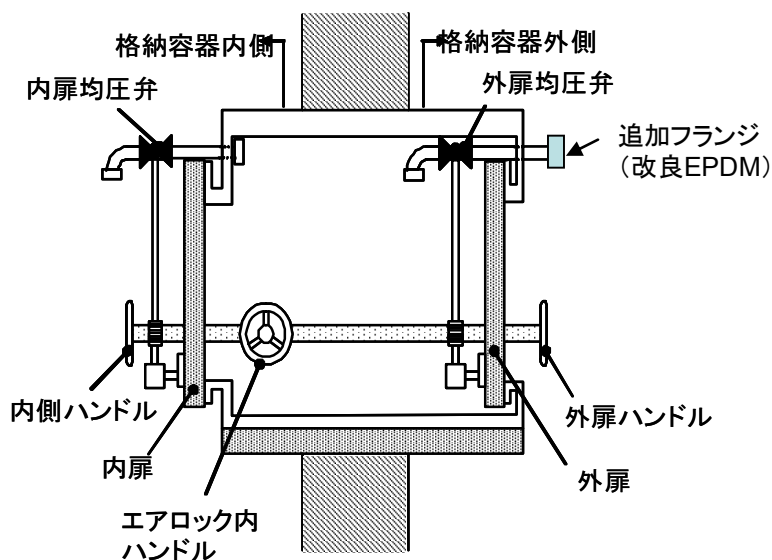


図5-11 均圧弁 (追加フランジ付) 及びハンドル軸貫通部

## 6. 配管貫通部

### 6-1 配管貫通部（貫通配管）

#### 6-1.1 評価方針

原子炉格納容器が 200℃、2Pd となった場合に貫通部で生じる変位に対し、貫通配管及びその接続配管が健全であることを確認する。

貫通配管に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力が配管貫通部に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後の圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は評価対象外と考えることができる。一方、200℃、2Pd の環境下では原子炉格納容器は変形することから、貫通配管には原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。よって、貫通配管の機能喪失要因は、過度な曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。ここで、貫通配管に加えらるる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、自重等の一次応力と併せて、一次＋二次応力が制限値を満足することを確認する。

#### 6-1.2 評価

原子炉格納容器の変位による曲げ荷重に対し、配管に発生する応力が大きい貫通部として、原子炉格納容器変位が大きく、格納容器貫通配管の配管支持スパンが短い且つ、配管口径が大きい箇所を代表として選定する。その結果、6号炉、7号炉ともに不活性ガス系ラインの配管貫通部(X-81)を代表配管として選定する。

##### 6-1.2.1 解析条件

解析条件を表 6-1-1 及び表 6-1-2 に示す。また、荷重条件となる原子炉格納容器の変位を表 6-1-3 に示す。

表 6-1-1 6号炉配管仕様 (X-81)

名称	単位	貫通部配管	接続配管
呼径	—		
材質	—		
外径	mm		
厚さ	mm		
縦弾性係数	×10 <sup>5</sup> MPa	1.91 <sup>(注1)</sup>	1.91 <sup>(注1)</sup>
熱膨張係数	×10 <sup>-5</sup> mm/mm℃	1.209 <sup>(注1)</sup>	1.209 <sup>(注1)</sup>
熱計算温度	℃	200	200
最高使用圧力	kPa	620	620

(注1) 熱計算温度 200℃における値

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。

表 6-1-2 7号炉配管仕様 (X-81)

名称	単位	貫通部配管	接続配管
呼径	—		
材質	—		
外径	mm		
厚さ	mm		
縦弾性係数	$\times 10^5 \text{MPa}$	1.91 <sup>(注1)</sup>	1.91 <sup>(注1)</sup>
熱膨張係数	$\times 10^{-5} \text{mm/mm}^\circ\text{C}$	1.209 <sup>(注1)</sup>	1.209 <sup>(注1)</sup>
熱計算温度	$^\circ\text{C}$	200	200
最高使用圧力	kPa	620	620

(注1) 熱計算温度 200 $^\circ\text{C}$ における値

表 6-1-3 荷重条件

貫通部 番号	温度( $^\circ\text{C}$ )	柏崎刈羽原子力発電所 6号炉及び7号炉の貫通部変位 (mm)		
		X方向	Y方向	Z方向
X-81	200			
X-241				



## 6-1.2.2 評価方法

### 6-1.2.2.1 PPC-3530 の規定に基づく評価

#### (1) 強度計算に使用する記号の定義

管の応力計算に用いる記号について以下に説明する。

表 6-1-4 強度計算に使用する記号の定義

	記号	単位	説明
応力計算に使用するもの	$D_0$	mm	管の外径
	$M_a$	N・mm	管の機械的荷重(自重その他の長期的荷重に限る)により生じるモーメント
	$M_c$	N・mm	管の熱による支持点の変位及び熱膨張により生じるモーメント
	$P$	MPa	最高使用圧力
	$S_a$	MPa	許容応力
	$S_c$	MPa	室温における JSME S NC1 付録材料図表 Part 5 表 5 に規定する材料の許容引張応力
	$S_h$	MPa	使用温度における JSME S NC1 付録材料図表 Part 5 表 5 に規定する材料の許容引張応力
	$S_n$	MPa	一次応力と二次応力を加えて求めた応力
	$Z$	mm <sup>3</sup>	管の断面係数
	$f$	—	JSME S NC1 PPC-3530 に規定する許容応力低減係数
	$i_1$ 、 $i_2$	—	JSME S NC1 PPC-3530 に規定する応力係数
	$t$	mm	管の厚さ

#### (2) 材料の許容応力 [JSME S NC1 PPC-3530]

ここでは、JSME S NC1 PPC-3530 に規定される要求事項への適合性を確認する。  
なお、応力計算に使用する管の外径及び厚さは、公称値を用いる。

##### (a) 一次+二次応力 ( $S_n$ ) [JSME S NC1 PPC-3530 (1)a.]

$$S_n = \frac{P \cdot D_0}{4 \cdot t} + \frac{0.75 \cdot i_1 \cdot M_a + i_2 \cdot M_c}{Z}$$

一次+二次応力の許容応力は、JSME S NC1 PPC-3530 (1)c. に基づき、次式により算出する。

$$S_a = 1.25 \cdot f \cdot S_c + (1 + 0.25 \cdot f) \cdot S_h$$

### 6-1.3 評価結果

評価対象となる解析モデルを図 6-1-5 及び図 6-1-6 に示す。また、評価結果を表 6-1-5 及び表 6-1-6 に示す。

表 6-1-5 PPC-3530 の規定に基づく評価結果(6号炉)

(単位：MPa)

鳥瞰図	節点番号	圧力による応力	外荷重 (自重) による応力	二次応力	合計応力	許容値 Sa
AC-R-1	14					667

注1：評価点は各解析箇所での評価のうち最も厳しい節点である。

注2：許容値は解説 PPC-3530 の考えに基づき f 値（温度変化サイクル数を 10 とする）を定めて算定

表 6-1-6 PPC-3530 の規定に基づく評価結果(7号炉)

(単位：MPa)

鳥瞰図	節点番号	圧力による応力	外荷重 (自重) による応力	二次応力	合計応力	許容値 Sa
AC-R-1	91					687

注1：評価点は各解析箇所での評価のうち最も厳しい節点である。

注2：許容値は解説 PPC-3530 の考えに基づき f 値（温度変化サイクル数を 10 とする）を定めて算定

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 6-1-1 解析モデル図① (6号炉)

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 6-1-2 解析モデル図②（6号炉）

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。

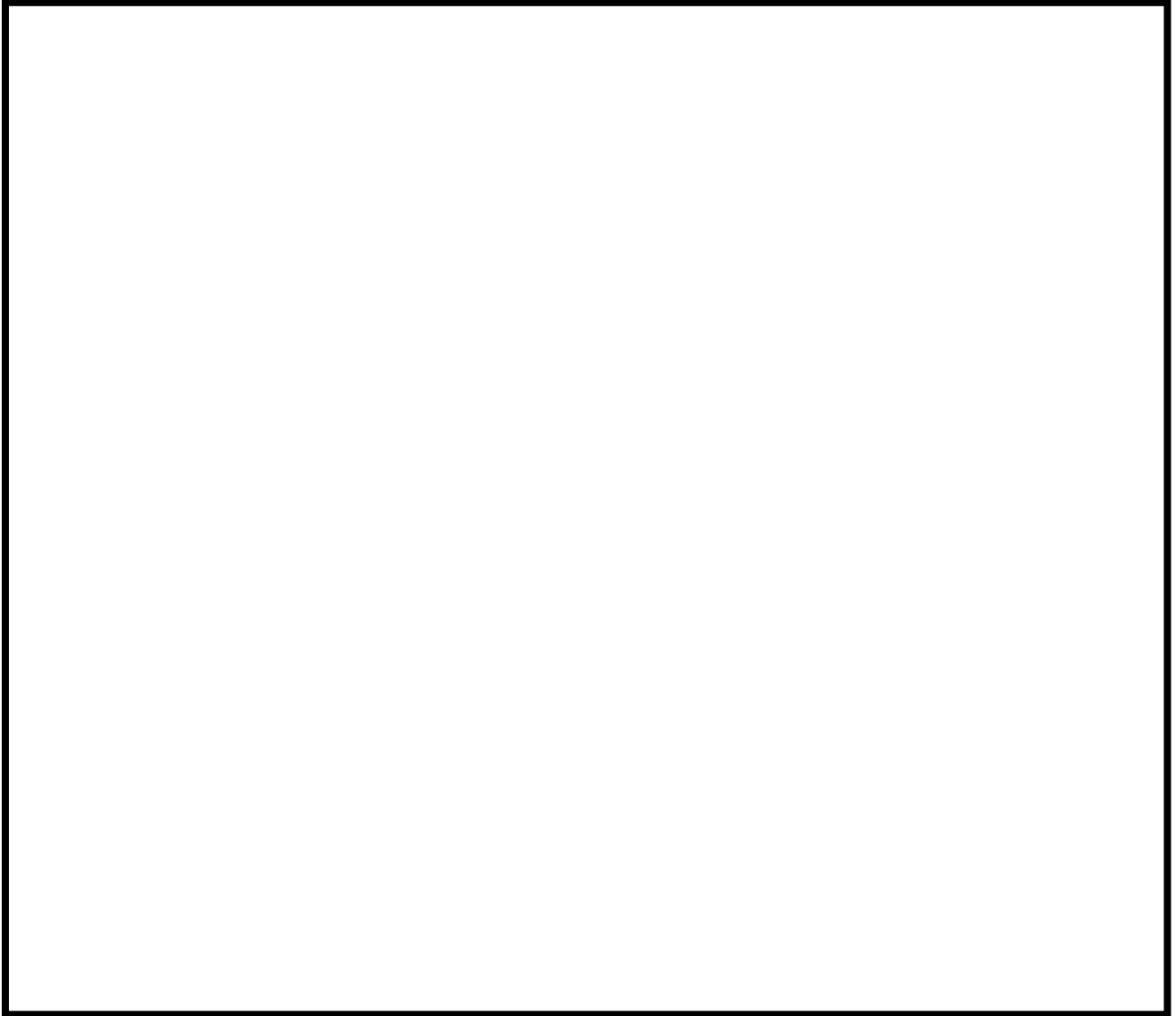


図 6-1-3 解析モデル図③ (6号炉)

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 6-1-4 解析モデル図① (7号炉)

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。

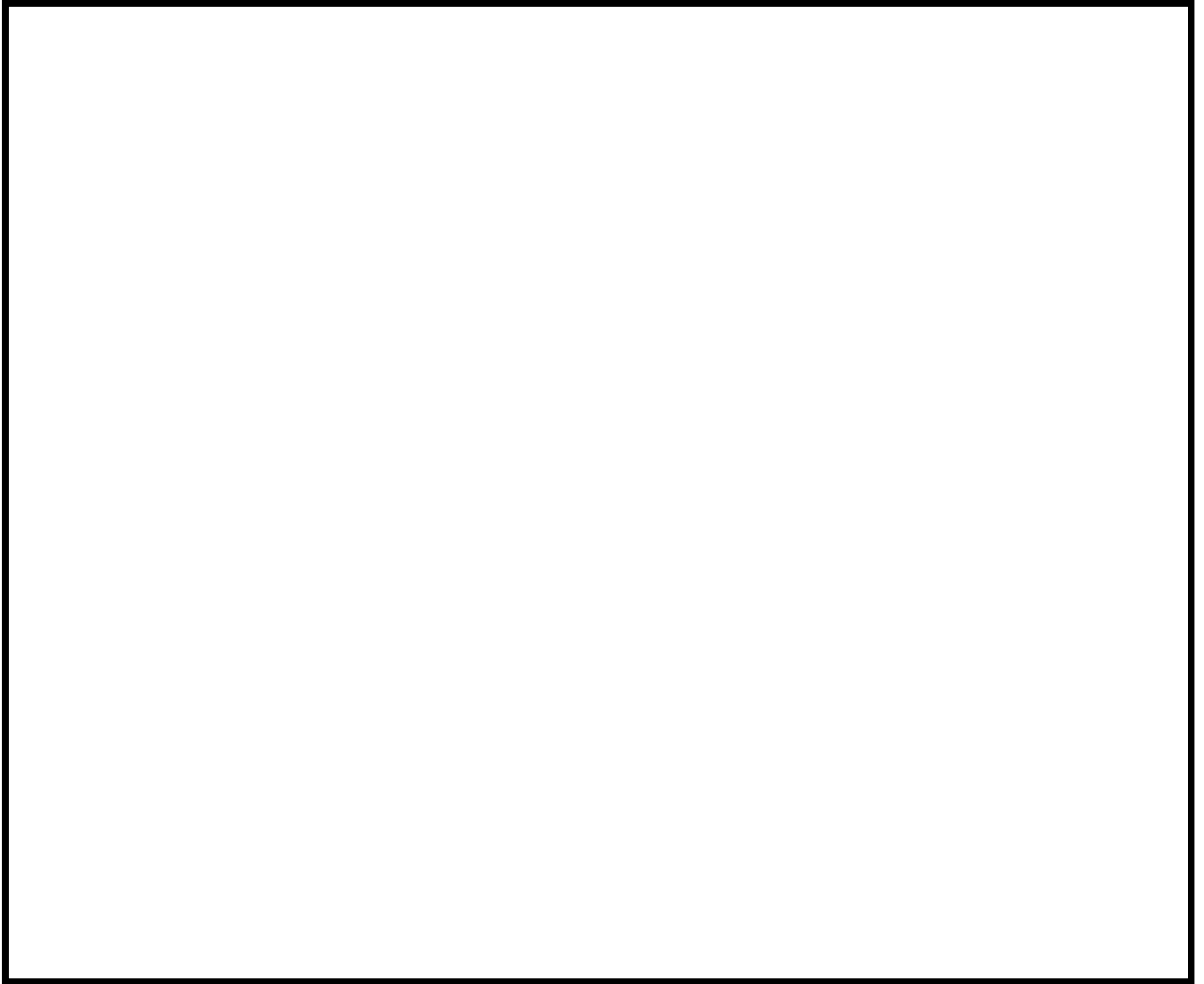


図 6-1-5 解析モデル図② (7号炉)

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。

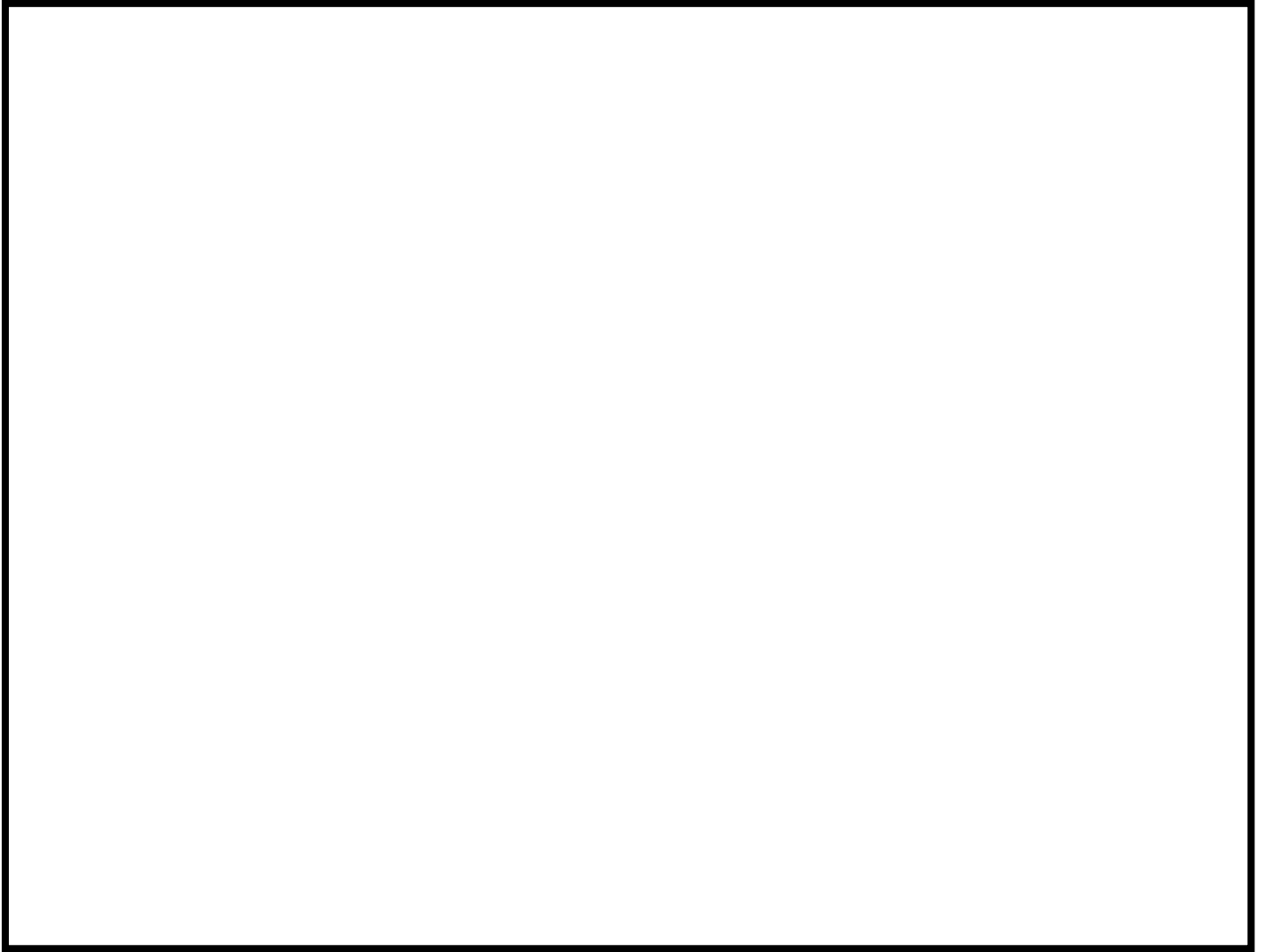


図 6-1-6 解析モデル図③ (7号炉)



## 原子炉格納容器貫通配管の評価部位の代表性について

### 1. はじめに

今回評価を実施した評価部位の代表性を示したものである。

### 2. 原子炉格納容器貫通部の代表選定の考え方

原子炉格納容器貫通部周りの配管に発生する応力は、原子炉格納容器貫通部の変位と、配管系の拘束から影響を受ける。まず、変位について原子炉格納容器が 2Pd、200°C 時における変位を算定した結果を図 6-1-7 に示す。変位の評価モデルは「0° -180° 」と「90° -270° 」の 2 ケースの分割モデルで実施している。図 6-1-8 及び図 6-1-9 で評価モデルのイメージを示す。この評価結果から T. M. S. L 15m 以上の変位が最も高くなっていることを確認した。したがって 15m 以上にある配管貫通部から、拘束条件が厳しいものを選定することとした。なお、小口径配管については、二次応力が小さい傾向にあるため、選定にあたっては対象外とする。拘束条件の厳しさを表す参考の値として、貫通配管の第一拘束点までの距離(L)と配管口径(D)の比 (L/D) を用いる。L/D が最も小さいものが拘束条件が厳しく、配管応力を受けやすいと考えられることから、15m 以上の配管貫通部から L/D が最も小さいものを選定した結果、不活性ガス系の配管貫通部(X-81)を選定した(別紙-15 参照)。なお、X-81 のペネ取付高さは T. M. S. L 19m であり、L/D は約 6.4 である。表 6-1-7 に 6 号炉の T. M. S. L 15m 以上の配管貫通部を纏める。

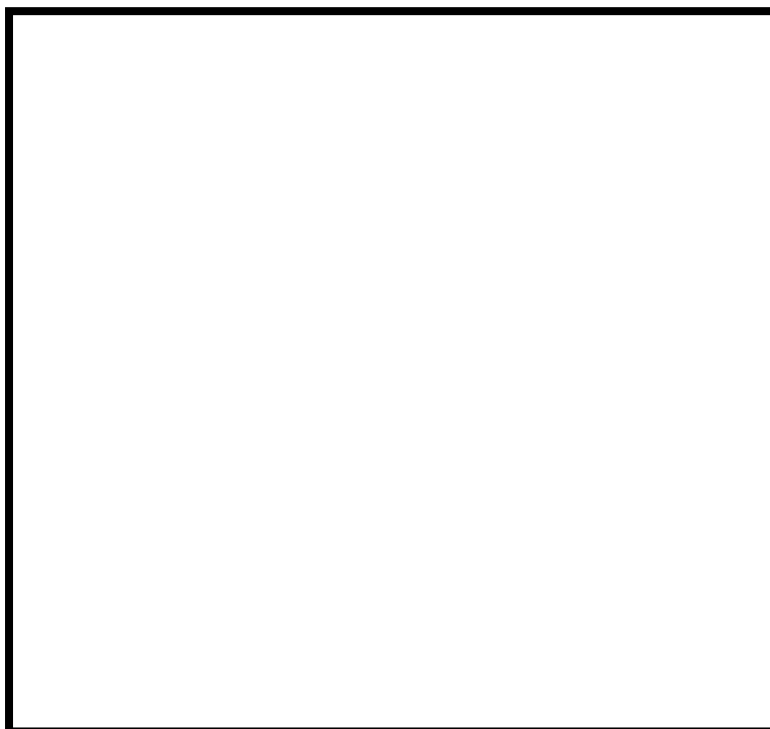


図 6-1-7 格納容器(200°C、2Pd 時)の変位

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。

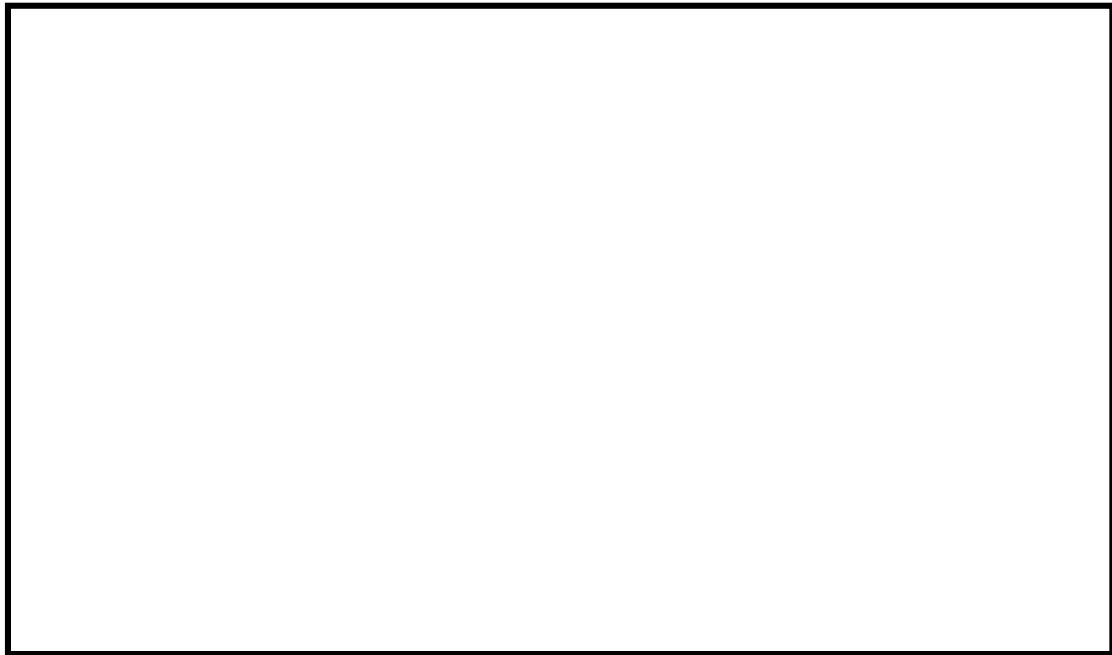


図 6-1-8 格納容器「0° -180°」、「90° -270°」について（7号炉の例）



図 6-1-9 変位の評価モデルイメージ（0° -180°）

表 6-1-7 配管貫通部と口径比（T. M. S. L 15m 以上）

ペネ番号	ペネ取付 高さ	系統	プロセス管			PCV からの第 1 サポー ト距離 L [mm]	口径比 L/D
			外径 D [mm]	肉厚 t [mm]	D/t		
X-82		FCS					
X-81		AC					
X-10A		MS					
X-10B		MS					
X-10C		MS					
X-10D		MS					

※「PCV からの第 1 サポート距離」は、原子炉建屋側の配管ラインについて示す

※「-」は、小口径の配管であるため調査対象外であることを意味する

## 6-2 配管貫通部（スリーブ・端板・閉止板）

### 6-2.1 評価方針

配管貫通部の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

一方、配管貫通部には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力が生じ、配管貫通部の機能喪失要因は延性破壊が想定される。

このため、柏崎刈羽原子力発電所第 6 号炉を代表として配管貫通部の鋼製耐圧部の板厚が、200℃、2Pd の環境下で、設計・建設規格に想定される必要厚さを上回ることを確認する。また、鋼製耐圧部及びアンカ部について反力に対する一次応力評価を行う。

ここで、評価対象とする配管貫通部は、内圧による発生応力が大きくなる最大径の配管貫通部とし（X-10）を代表として評価する。閉止板については、内圧による発生応力が大きくなる最大径の閉止板として（X-90）を代表として評価する。

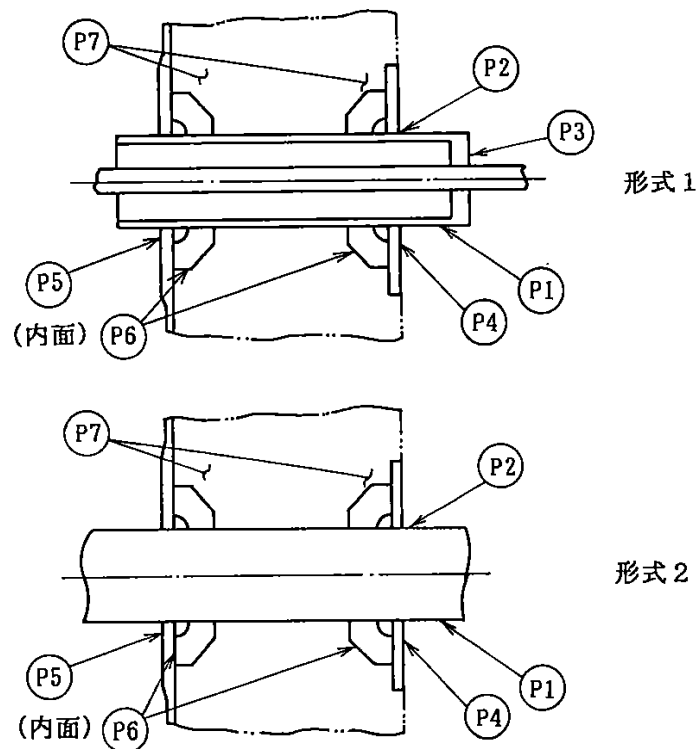


図 6-2-1 配管貫通部

6-2.2 評価

6-2.2.1 基本板厚計算

6-2.2.1.1 スリーブ

スリーブの内圧に対する計算上必要な厚さは、設計・建設規格 PVE-3610 に基づき、次の式により求める。

評価式

$$t = \frac{PD_o}{2S\eta + 0.8P}$$

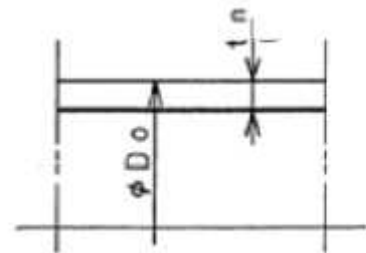


図 6-2-2 スリーブの形状

ここで、

- P : 格納容器内圧力 (MPa)
- D<sub>o</sub> : スリーブの外径 (mm)
- S : 許容引張応力 (MPa) (= 「2/3Su」 値を適用)
- η : 継手効率
- t<sub>n</sub> : 呼び厚さ (mm)
- t : 計算上必要な厚さ (mm)

上式を用いた必要厚さの算出結果を表 6-2-1 に示す。表 6-2-1 に示すように、スリーブの呼び厚さは必要厚さ t (  ) を上回る。

表 6-2-1 必要厚さの評価結果 (スリーブ)

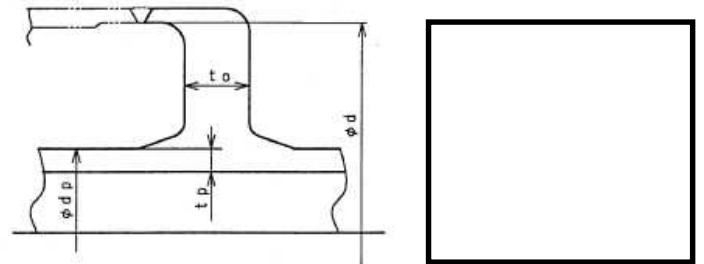
項目	記号	仕様及び値
材質	—	SGV480
格納容器内圧力	P	0.62 (MPa)
スリーブの外径	D <sub>o</sub>	
許容引張応力	S	281 (MPa)
継手効率	η	1.00
呼び厚さ	t <sub>n</sub>	
必要厚さ (PVE-3611)	t <sub>1</sub>	
必要厚さ (PVE-3613)	t <sub>2</sub>	
t <sub>1</sub> 、 t <sub>2</sub> の大きい値	t	

6-2.2.1.2 端板

端板の内圧に対する計算上必要な厚さは、設計・建設規格 PVE-3410 に基づき、次の式により求める。

評価式

$$t = d \sqrt{\frac{KP}{S}}$$



ここで、

- P : 格納容器内圧力 (MPa)
- S : 許容引張応力 (MPa) (= 「2/3Su」 値を適用)
- K : 平板の取付方法による係数
- t<sub>n</sub> : 呼び厚さ (mm)
- t : 計算上必要な厚さ (mm)

図 6-2-3 端板の形

上式を用いた必要厚さの算出結果を表 6-2 に示す。表 6-2-2 に示すように、端板の呼び厚さは必要厚さ t (  ) を上回る。

表 6-2-2 必要厚さの評価結果 (端板)

項目	記号	仕様及び値
材質	—	SFVC2B
最高使用圧力	P	0.62 (MPa)
最小内のり	d	<input type="text"/>
許容引張応力	S	292 (MPa)
平板の取付方法による係数	K	0.50
呼び厚さ	t <sub>o</sub>	<input type="text"/>
必要厚さ	t	<input type="text"/>

### 6-2.2.1.3 閉止板

閉止板の内圧に対する計算上必要な厚さは、設計・建設規格 PVE-3410 に基づき、次の式により求める。

評価式

$$t = d \sqrt{\frac{KP}{S}}$$

ここで、

- P : 格納容器内圧力 (MPa)
- S : 許容引張応力 (MPa) (= 「2/3Su」 値を適用)
- K : 平板の取付方法による係数
- t<sub>n</sub> : 呼び厚さ (mm)
- t : 計算上必要な厚さ (mm)

上式を用いた必要厚さの算出結果を表 6-2-3 に示す。表 6-2-3 に示すように、閉止板の呼び厚さは必要厚さ t (  ) を上回る。

表 6-2-3 必要厚さの評価結果 (閉止板)

項目	記号	仕様及び値
材質	—	SGV480
最高使用圧力	P	0.62 (MPa)
最小内のり	d	<input type="text"/>
許容引張応力	S	281 (MPa)
平板の取付方法による係数	K	0.33
呼び厚さ	t <sub>o</sub>	<input type="text"/>
必要厚さ	t	

### 6-2.2.2 応力評価

#### (1) 諸言

本計算書は原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書である。

#### (2) 記号の説明

D	: 直径	(mm)
F	: 垂直力、許容応力の基準値	(kg、MPa)
$F_c$	: コンクリートの設計基準強度	(MPa)
$f_b$	: 許容曲げ応力度	(MPa)
$f_c$	: 許容圧縮応力度	(MPa)
$f_s$	: 許容せん断応力度	(MPa)
l	: 長さ	(mm)
M	: モーメント	(kg・mm)
n	: ガセットプレートの枚数	(—)
$P_b$	: 一次曲げ応力	(MPa)
$P_L$	: 一次局部膜応力	(MPa)
$P_m$	: 一次一般膜応力	(MPa)
t	: 厚さ	(mm)

#### (3) 形状及び主要寸法

原子炉格納容器配管貫通部の形状及び主要寸法を図 6-2-4 及び表 6-2-4～6-2-5 に示す。

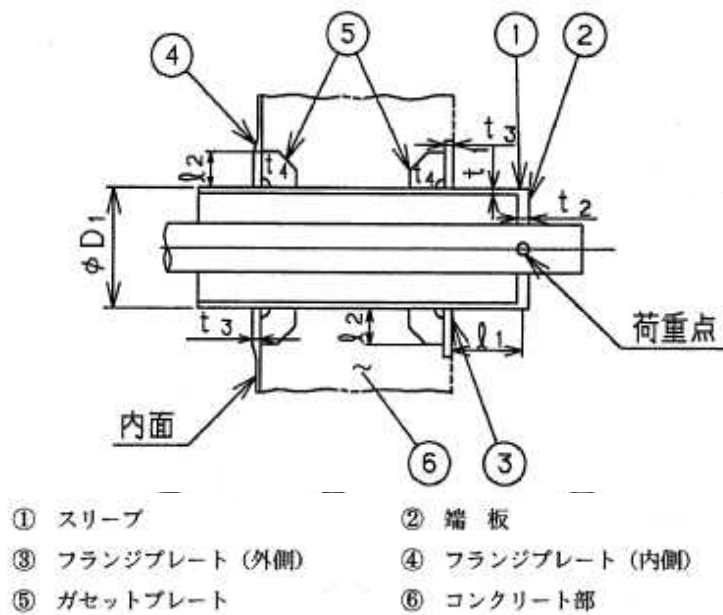


図 6-2-4 原子炉格納容器配管貫通部の形状及び主要寸法 (X-10)

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。

表 6-2-4 配管貫通部（スリーブ・端板）の仕様(X-10)

スリーブ				端板	
材質	外径 $D_1$ (mm)	厚さ $t_1$ (mm)	距離 $l_1$ (mm)	材質	厚さ $t_2$ (mm)
SGV480				SFVC2B	

表 6-2-5 配管貫通部（フランジプレート・ガセットプレート）(X-10)

フランジプレート			ガセットプレート			
材質		厚さ $t_3$ (mm)	材質	サイズ $l_2$ (mm)	厚さ $t_4$ (mm)	枚数* n
内側	外側					
SGV480	SGV480		SGV480			

注記 \* : ガセットプレートの枚数は、原子炉格納容器壁の内側又は、外側のみの枚数を示す。



(4) 評価条件

(4).1 評価荷重

(4).1.1 格納容器内圧力及び温度

内圧 0.62 MPa

温度 200 °C (ドライウェル、サプレッション・チェンバ共)

(4).1.2 配管荷重

貫通部に作用する配管荷重の作用方向を図 6-5 に示し、各荷重の設定値を表 6-6 に示す。

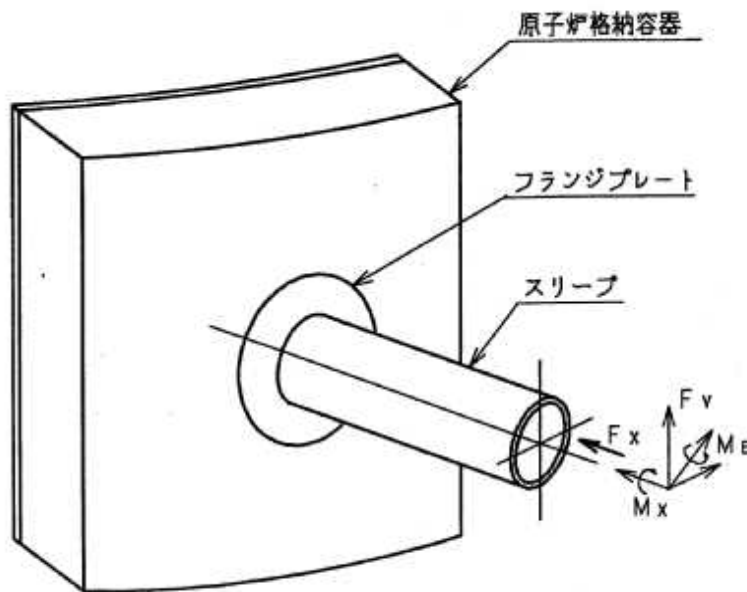


図 6-2-5 貫通部の荷重作用方向

表 6-2-6 貫通部の設計荷重

配管荷重				
成分	垂直力 ( $\times 10^3$ kg)		モーメント ( $\times 10^6$ kg・mm)	
	$F_x$	$F_v$	$M_B$	$M_x$
一次荷重				

(4).2 材料及び許容応力

(4).2.1 使用材料

スリーブ	SGV480
端板	SFVC2B
フランジプレート (外側)	SGV480
フランジプレート (内側)	SGV480
ガセットプレート	SGV480
コンクリート部	コンクリート ( $F_c = 330 \text{ kg/cm}^2 = 32.36 \text{ MPa}$ )

(4).2.2 荷重の組合せ及び許容応力

貫通部に対する荷重の組合せは「原子炉格納容器内圧力+配管荷重」とし、原子炉格納容器 200℃、2Pd における許容応力を表 6-2-7～表 6-2-10 に示す。

表 6-2-7 スリーブの許容応力 (単位: MPa)

材料	許容応力強さ (一次応力)	
	$P_m$	$P_L + P_b$
SGV480 (200℃)		

表 6-2-8 端板の許容応力 (単位: MPa)

材料	許容応力強さ (一次応力)
	$P_L + P_b$
SFVC2B (200℃)	

表 6-2-9 フランジプレート及びガセットプレートの許容応力度 (単位: MPa)

材料	F	一次応力度	
		曲げ $f_b$	せん断 $f_s$
SGV480 (200℃)			

表 6-2-10 コンクリート部の許容応力度 (単位: MPa)

材料	設計基準強度	許容圧縮応力度
	$F_c$	$f_c$
コンクリート		27.5

(5) 応力計算

(5).1 応力評価点

原子炉格納容器配管貫通部の形状及び応力レベルを考慮して、表 6-2-11 及び図 6-2-6 に示す応力評価点を設定する。

表 6-11 応力評価点

応力評価点番号	応力評価点
P1	スリーブ
P2	スリーブのフランジプレートとの結合部
P3	端板
P4	フランジプレート (外側)
P5	フランジプレート (内側)
P6	ガセットプレート
P7	コンクリート部

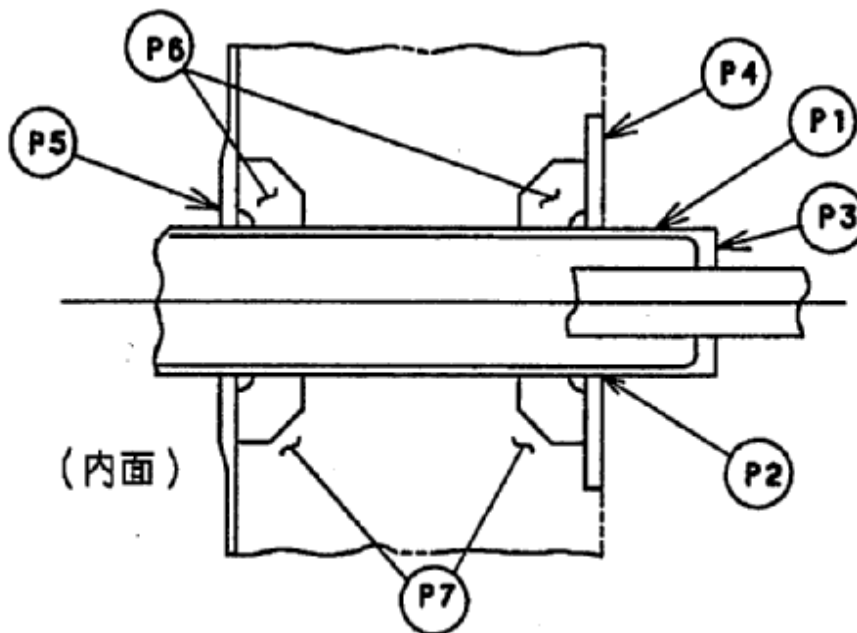


図 6-2-6 原子炉格納容器配管貫通部の応力評価点

(6) 応力評価

各応力評価点の応力評価表を以下に示す。尚、本表の応力強さ及び応力に記載の数値は、既工事認可申請書の各荷重に対する発生応力 (MK S 単位) を比例倍して適切に組合せた後に S I 単位化したものである。

表 6-2-12 スリーブの応力評価のまとめ (応力評価点 P 1)

(単位 : MPa)

一次応力			
$P_m$		$P_L + P_b$	
応力強さ	許容値	応力強さ	許容値
	281		422

表 6-2-13 スリーブのフランジプレートとの結合部の応力評価のまとめ (応力評価点 P 2)

(単位 : MPa)

一次応力			
$P_m$		$P_L + P_b$	
応力強さ	許容値	応力強さ	許容値
—	—		422

表 6-2-14 端板の応力評価のまとめ (応力評価点 P 3)

(単位 : MPa)

一次応力			
$P_m$		$P_L + P_b$	
応力強さ	許容値	応力強さ	許容値
—	—		438

表 6-2-15 フランジプレート (外側) の応力評価のまとめ (応力評価点 P 4)

(単位 : MPa)

一次応力			
曲げ応力		せん断応力	
応力	許容応力	応力	許容応力
	312		156

表 6-2-16 フランジプレート (内側) の応力評価のまとめ (応力評価点 P 5)

(単位 : MPa)

一次応力			
曲げ応力		せん断応力	
応力	許容応力	応力	許容応力
	312		156

表 6-2-17 ガセットプレートの応力評価のまとめ (応力評価点 P 6)

(単位：MPa)

一次応力			
曲げ応力		せん断応力	
応力	許容応力	応力	許容応力
	312		156

表 6-2-18 コンクリート部の応力評価のまとめ (応力評価点 P 7)

(単位：MPa)

圧縮応力度			
内側フランジブ レート近傍	外側フランジブ レート近傍	ガセットプレ ート近傍	許容応力度
			27.5

(7) 結論

原子炉格納容器限界温度・圧力(200℃・2Pd)において原子炉格納容器配管貫通部に生じる応力は、すべて許容応力以下であり、健全性が確保されることを確認した。

6-2.3 評価結果

配管貫通部の板厚は、スリーブの計算上必要な厚さ以上である。また、配管貫通部に生じる応力は許容値を満足しており、200℃、2Pd の環境下での放射性物質の閉じ込め機能を期待できる。

### 6-3 配管貫通部（閉止フランジ）

#### 6-3.1 フランジ部の構造

配管貫通部フランジ部は、原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されたフランジと閉止フランジ（蓋）をボルトで固定しており、フランジと閉止フランジ間には、これまではシリコンゴム製のガスケットを挟み込みシールしていた。今後は、格納容器閉じ込め機能強化のために、事故時耐性に優れた改良EPDM製シール材に変更する。

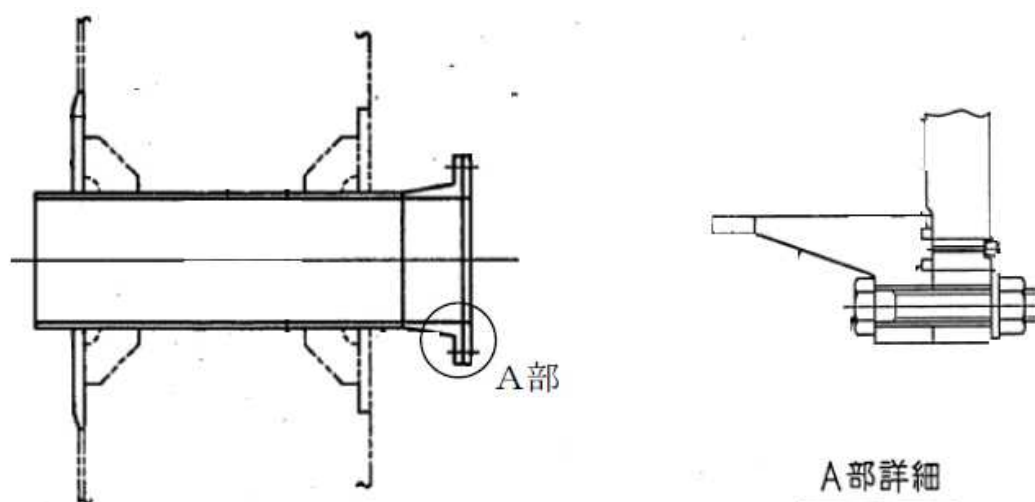


図 6-3-1 閉止フランジ

#### 6-3.2 評価部位

200°C、2Pd の環境下における、フランジ部の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温で内圧を受ける過渡な塑性変形に伴う耐圧部材の破損、フランジ部の開口の進展による締付ボルトの破損、シール部のフランジ開口量増加による漏えいが想定される。フランジの延性破壊、締付ボルトの破損については設計・建設規格に基づきフランジを選定しているため評価上支配的ではないと考え、最も厳しい部位であるシール部について評価する。なお、評価は原子炉格納容器貫通部フランジ部で最大口径の ISI 用ハッチ(X-3)を代表とする。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は極めて軽微であることから、事故条件下での評価を実施する。

### 6-3.3 評価

ISI用ハッチ(X-3)のシール部分の開口量を図6-3-2に示すようにモデル化して評価する。なお、評価を簡略化するため、圧力 $q$ はボルト部まで加わるものとする。また、保守的に、はりの最大変位量をガスケット部の変位量とみなす。

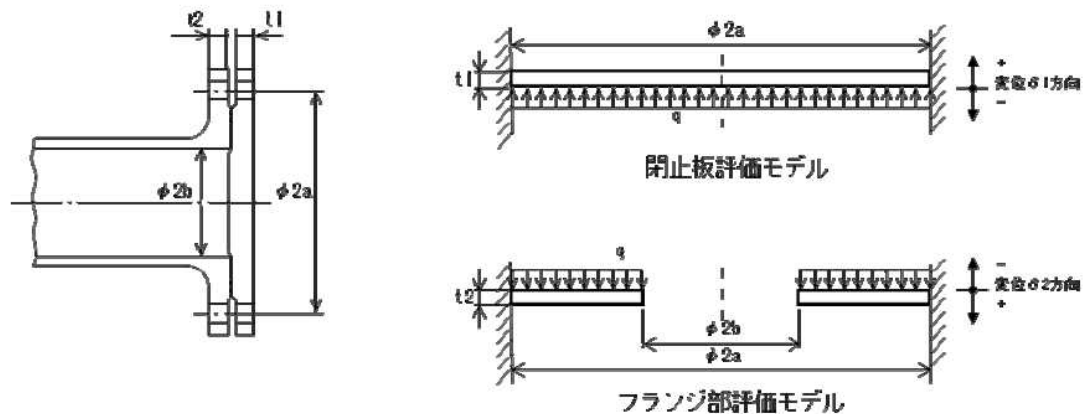


図 6-3-2 閉止フランジの評価モデル

### 6-3.4 評価結果

評価結果を表 6-3-1 に示す。閉止フランジは 200℃、2Pd において耐圧部材及びシール材の機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。6号炉、7号炉ともに初期押し込み量 [ ] に対してシール部の変位量は 0.026mm である。これは、表 6-3-2 で示す格納容器限界温度 200° が 7 日間継続した際の改良 E P D M の圧縮永久歪み試験結果 ( [ ] ) から算出されるシール材追従量 [ ] に十分余裕があることから、有効性評価における限界温度、圧力としている 200°、2Pd 条件下においてもシール機能は維持される。

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。

表 6-3-1 閉止フランジの評価結果 (ISI 用ハッチ)

記号	内容	6号炉	7号炉
a	ボルトピッチ円半径		
b	内半径		
D1	$= E \times t^3 / 12(1 - \nu^2)$		
D2	$= E \times t^3 / 12(1 - \nu^2)$		
E	縦弾性係数	191000MPa	191000MPa
Kyb	b/a から定まる係数		
q	2Pd	$620 \times 10^{-3}$ MPa	$620 \times 10^{-3}$ MPa
t1	閉止板板厚		
t2	フランジ部板厚		
$\nu$	ポアソン比	0.3	0.3
$\delta 1$	$= q \times a^4 / (64 \times D1)$	0.023mm	0.024mm
$\delta 2$	$= -Kyb \times q \times a^4 / D2$	0.003mm	0.002
$\delta 1 + \delta 2$	変位量合計	0.026mm	0.026mm

表 6-3-2 改良 EPDM シール材の圧縮永久歪み試験結果

No	放射線照射	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験		
				24h	72h	168h
1	800kGy	乾熱	200℃			
2	800kGy	乾熱	250℃			
3	800kGy	蒸気	200℃			
4	800kGy	蒸気	250℃			



配管貫通部の評価について、「6-1 貫通配管」及び「6-2 配管貫通部（スリーブ・端板・閉止板・閉止フランジ）」の原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃、2Pd）における健全性評価結果を下表にまとめる。

表 6-3-3 配管貫通部の評価結果まとめ

No	評価項目	評価方法	評価	結果
①	貫通配管	応力評価	不活性ガス処理系の X-81 を代表とし、200℃・2Pd 時の原子炉格納容器変位を踏まえた貫通配管の応力評価を実施	○
②	スリーブ	基本板厚計算	内圧の影響を最も受ける大口径の配管貫通部（X-10）を代表に基本板厚計算を実施し、200℃・2Pd 時の必要最小板厚を満足することを確認	○
③	端板			○
④	閉止板			○
⑤	閉止フランジ	フランジ開口量	ISI ハッチを代表とし、シール材の開口量評価を実施。	○
⑤	配管貫通部全般	応力評価	内圧の影響を最も受ける大口径の配管貫通部（X-10）を代表に応力評価を実施し、200℃・2Pd で発生する各部の応力が許容応力以下であることを確認	○

## 7. 電気配線貫通部

### 7.1 評価方針

#### ①電気配線貫通部

電気配線貫通部では、電気配線貫通部のうちスリーブ、アダプタ、ヘッダ設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、過渡の圧縮力がスリーブ・アダプタ・ヘッダに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。従って、スリーブ、アダプタ、ヘッダの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過渡な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。スリーブ、アダプタ、ヘッダが 200℃、2Pd の環境下で外圧・内圧作用による応力が生じた際、最小厚さが JSME の設計建設規格 (PVE-3230) に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認する。

#### ②シール材

電気配線貫通部のシール材については、既往の電共研において、実機電気配線貫通部と同等の試験体を用い、原子炉格納容器内側の電気配線貫通部端子箱部分の環境条件を 200℃、約 2.6Pd (約 0.8MPa) とした条件下におけるモジュール部シール材の耐漏えい性が確認されている。

また、NUPEC 重要構造物安全評価 (原子炉格納容器信頼性実証事業) (平成 2 年度～平成 14 年度) において、実機電気配線貫通部モジュールと同等のモジュール試験体を用い、シール材からの漏えい限界圧力・温度の把握を行っている。この評価では、最大 3.2Pd (1.0MPa)、約 260℃までの耐漏えい性が確認されている。

これらの既往共研に加え、過去に実施したモジュール型電気配線貫通部の試験結果、並びに、200℃、2Pd 時における電気配線貫通部シール部の温度評価結果を用い、シール部の健全性を確認する。

③電気配線貫通部の基本仕様について

モジュール型電気配線貫通部には低電圧用と高電圧用の二種類があり、電気配線貫通部本体のヘッドに低電圧用又は高電圧用のモジュールが設置されている。概略仕様を表 7-1、概略構造を図 7-1～7-4 に示す。

6号炉については、低電圧用の電気配線貫通部は、低電圧用モジュール内に封入されたエポキシ樹脂、及びモジュール固定部のメタルOリングにより気密性を維持する構造である。高電圧用の電気配線貫通部は、高電圧用モジュール内に封入されたEP ゴム及びモジュール固定部のメタルOリングにより気密性を維持する構造である。

7号炉については、低電圧用の電気配線貫通部は、低電圧用モジュール内に封入されたエポキシ樹脂、及びモジュール固定部のOリング（EP ゴム）により気密性を維持する構造である。高電圧用の電気配線貫通部は、高電圧用モジュール内に封入されたEP ゴムにより気密性を維持する構造である。高電圧用モジュールはヘッドに溶接されている。

表 7-1 電気配線貫通部の仕様

種類	型式	構成	外径 (mm)	呼び 厚さ (mm)	材料	貫通部 番号
低電圧用	モジュール型	スリーブ			STS410	X-101～105、 X-300
		アダプタ			STS410	
		ヘッド			SUS304	
		モジュール (ボディ、プラグ)			SUS304TP、 SUS304	
高電圧用	モジュール型	スリーブ			STS410	X-100
		アダプタ			STS410	
		ヘッド			SUS304	
		モジュール (ハウジング)			SUS304TP	

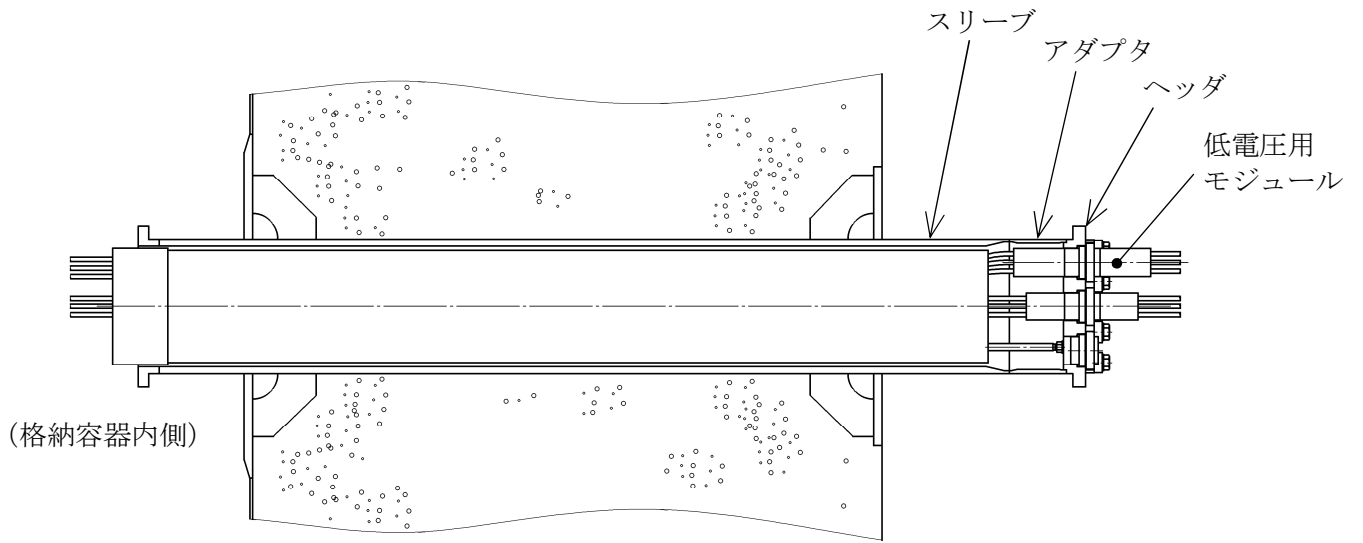


図 7-1 電気配線貫通部（低電圧用：6号炉）

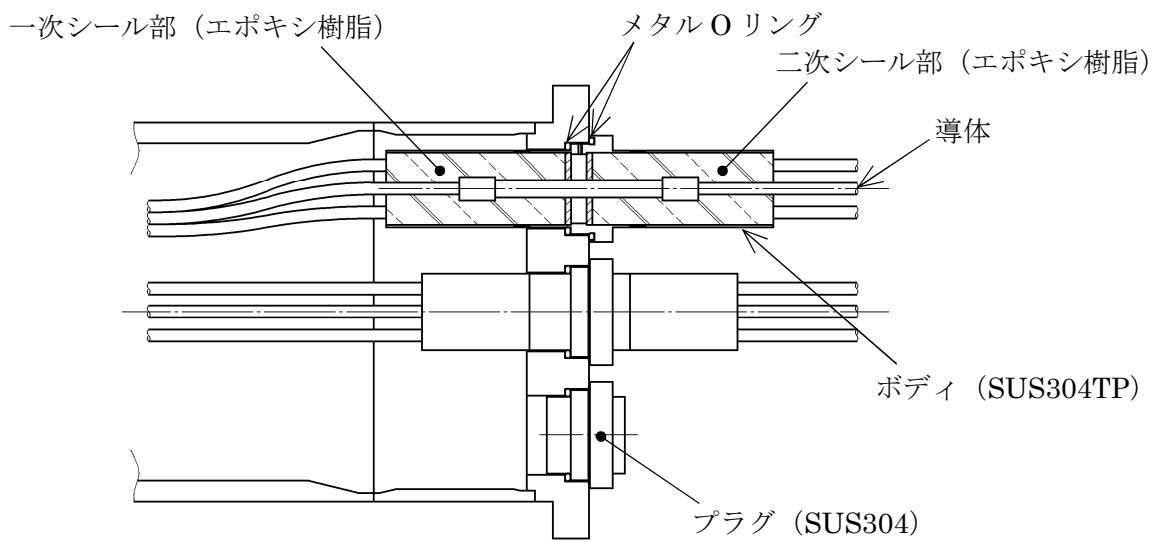


図 7-2 低電圧用モジュール詳細（6号炉）

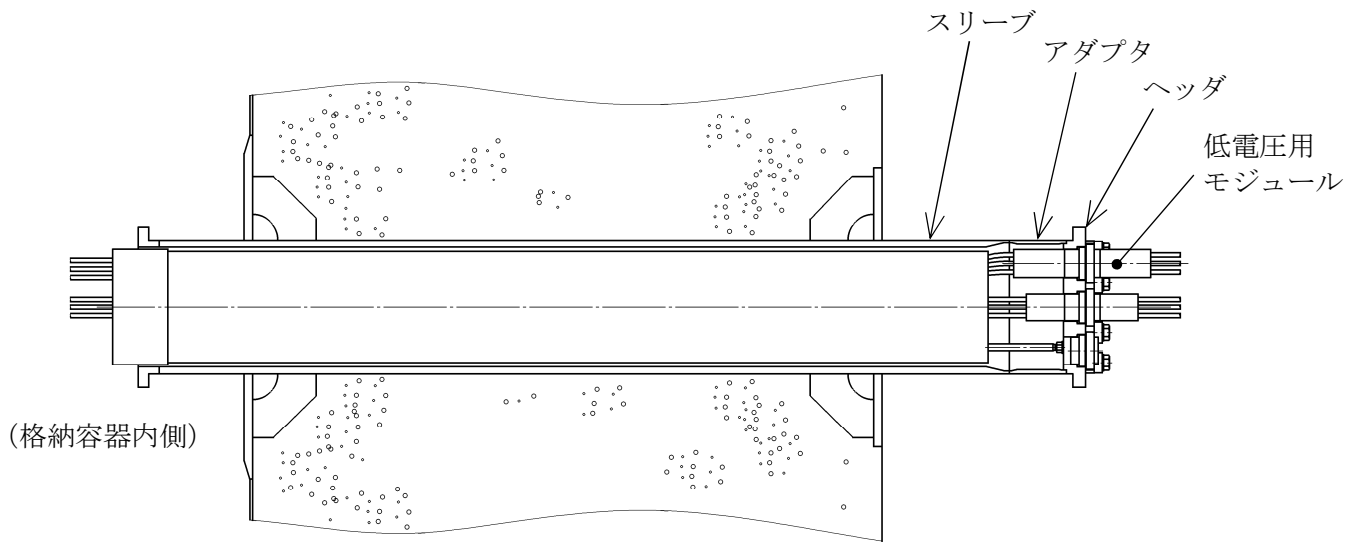


図 7-3 電気配線貫通部（低電圧用：7号炉）

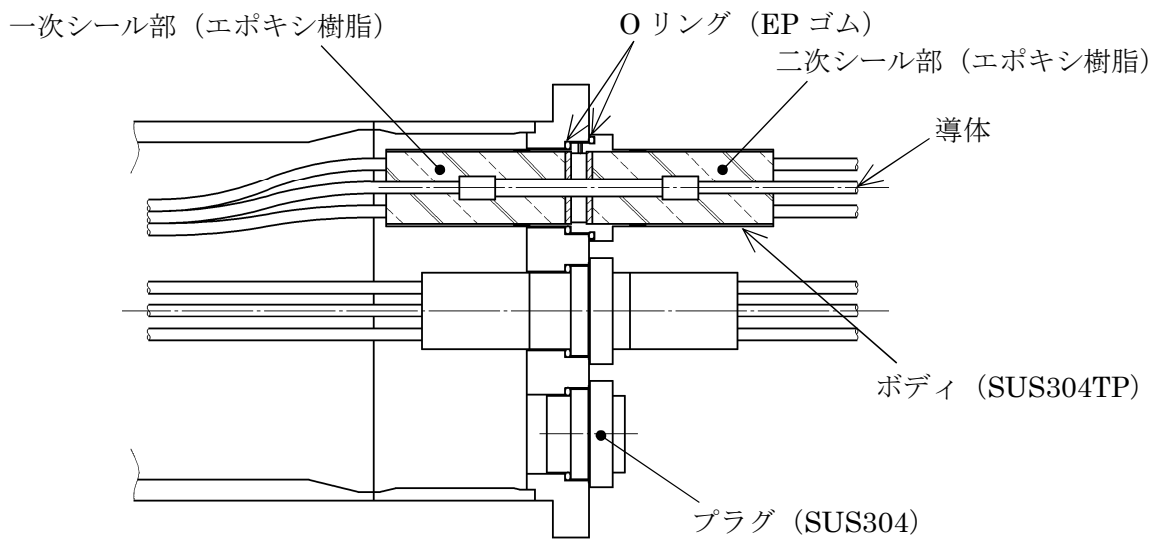


図 7-4 低電圧用モジュール詳細（7号炉）

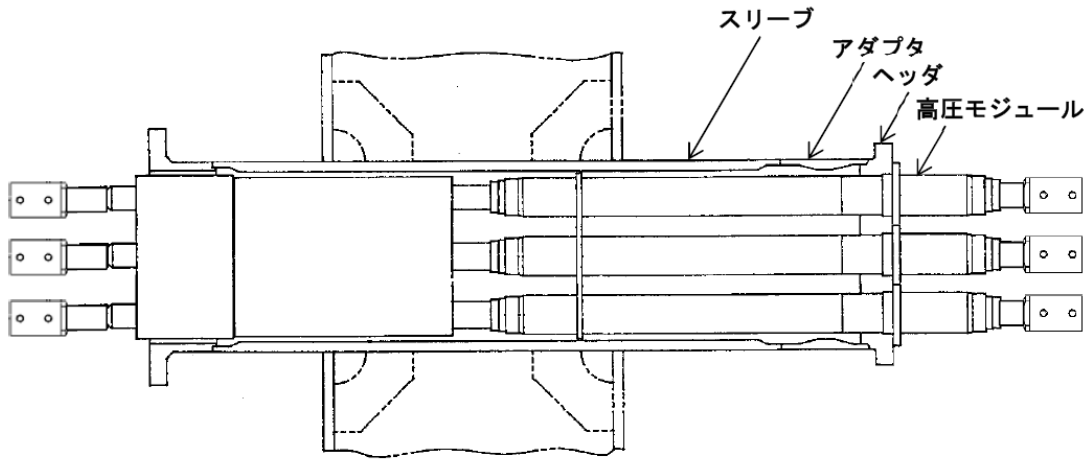


図 7-5 電気配線貫通部（高電圧用：6号炉）

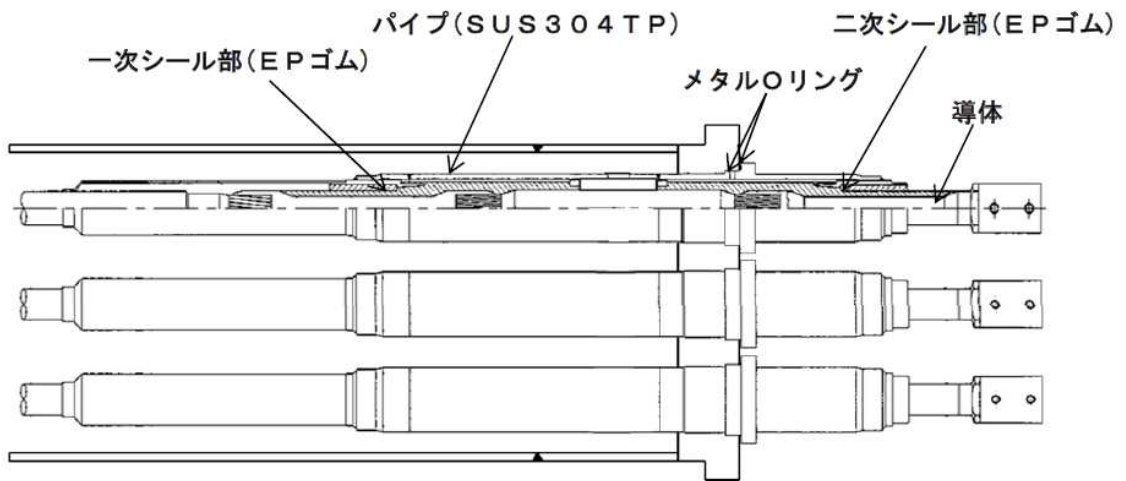


図 7-6 高電圧用モジュール詳細（6号炉）

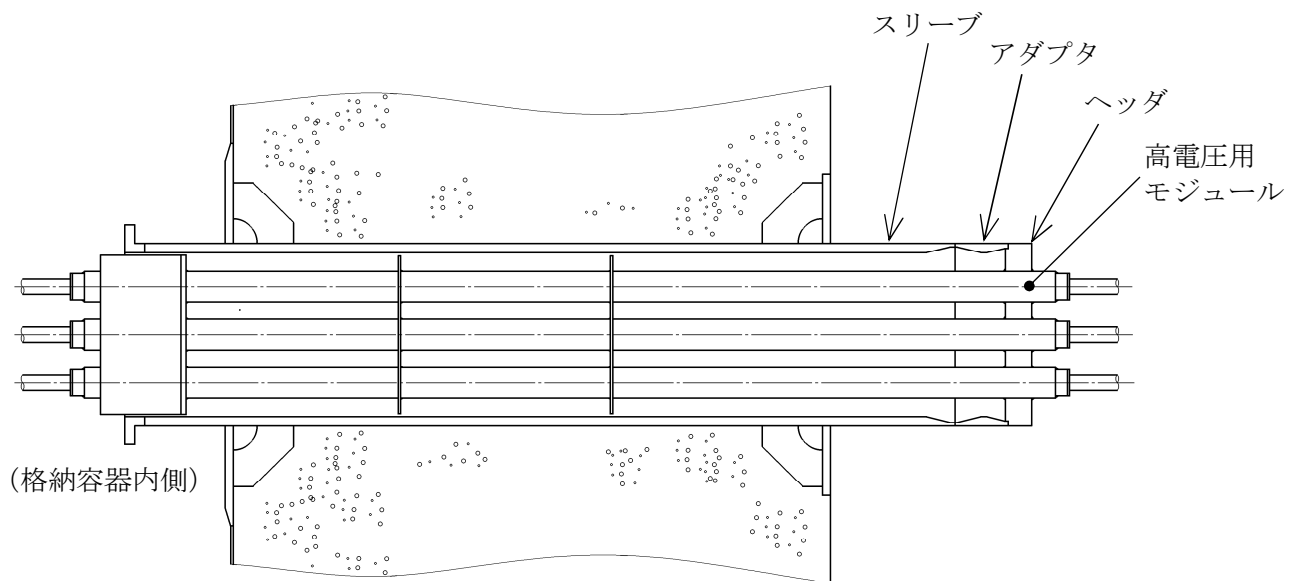


図 7-7 電気配線貫通部（高電圧用：7号炉）

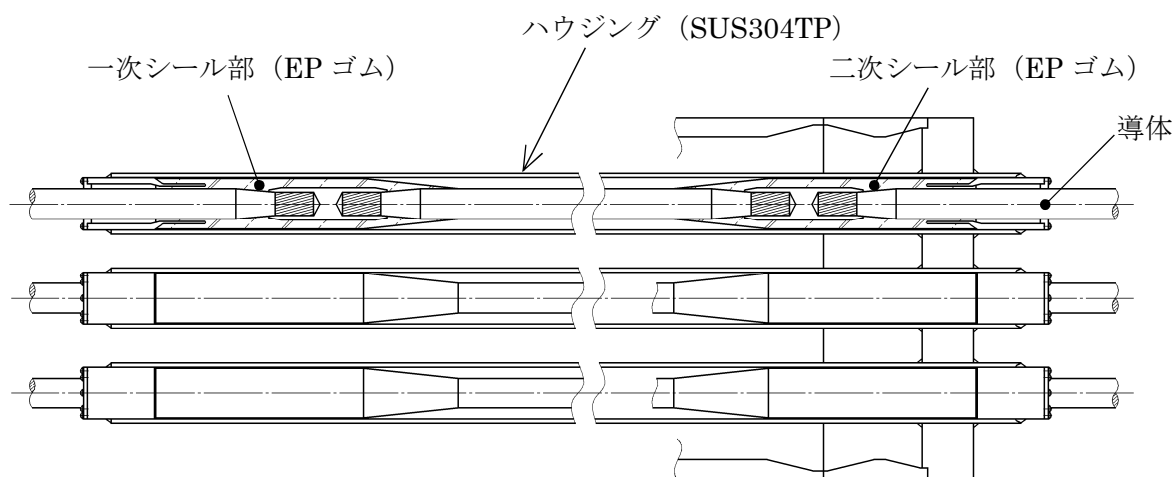


図 7-8 高電圧用モジュール詳細（7号炉）

## 7.2 評価

### 7.2.1 電気配線貫通部の板厚計算

電気配線貫通部について、JSME の設計・建設規格 (PVE-3230) に基づく評価より、200℃、2Pd に対するスリーブ・アダプタ・ヘッダの健全性を評価する。評価する電気配線貫通部は表 7-1 の通りとし、代表プラントとして 7 号炉を選定して板厚計算を実施する。

#### 7.2.1.1 電気配線貫通部 (貫通部番号 : X-100)

##### (1) スリーブ

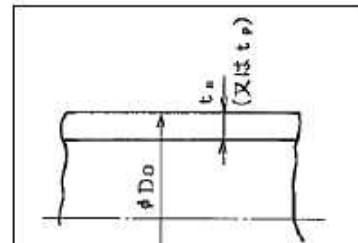
##### ①内圧に対する必要厚さの検討 (設計・建設規格 PVE-3611)

評価式

$$t = \frac{P D_o}{2 S \eta + 0.8 P}$$

ここで、

- $P$  : 最高使用圧力 (MPa)
- $D_o$  : スリーブの外径 (mm)
- $S$  : 許容引張応力 (MPa)  
(= 「2/3Su」 値を適用)
- $\eta$  : 継手効率
- $t_{so}$  : 呼び厚さ (mm)
- $t$  : 計算上必要な厚さ (mm)



上式を用いた必要厚さの算出結果を表 7-2 に示す。表 7-2 に示すように、スリーブの呼び厚さは計算上の必要厚さ  $t$  (  ) を上回る。

表 7-2 必要厚さの評価結果 (電気配線貫通部のスリーブ)

項目	記号	仕様及び値
材質	—	STS410
最高使用圧力	$P$	0.62MPa (2Pd)
スリーブの外径	$D_o$	<input type="text"/>
許容引張応力	$S$	269MPa
継手効率	$\eta$	1.00
呼び厚さ	$t_{so}$	<input type="text"/>
計算上必要な厚さ	$t$	<input type="text"/>

(注) 計算上必要な厚さは、上記「評価式」による算出値、または、「設計・建設規格 PVE-3613」の値 ( $t=3.8\text{mm}$ ) のいずれか大きい方の値以上とする。



(2) アダプタ

①内圧に対する必要厚さの検討（設計・建設規格 PVE-3611）

評価式

$$t = \frac{P D_o}{2 S \eta + 0.8 P}$$

ここで、

- $P$  : 最高使用圧力 (MPa)
- $D_o$  : アダプタの外径 (mm)
- $S$  : 許容引張応力 (MPa)  
(= 「2/3Su」 値を適用)
- $\eta$  : 継手効率
- $t_{so}$  : 呼び厚さ (mm)
- $t$  : 計算上必要な厚さ (mm)

上式を用いた必要厚さの算出結果を表 7-3 に示す。表 7-3 に示すように、アダプタの呼び厚さは計算上の必要厚さ  $t$  (  ) を上回る。

表 7-3 必要厚さの評価結果（電気配線貫通部のアダプタ）

項目	記号	仕様及び値
材質	—	STS410
最高使用圧力	$P$	0.62MPa (2Pd)
アダプタの外径	$D_o$	<input type="text"/>
許容引張応力	$S$	269MPa
継手効率	$\eta$	1.00
呼び厚さ	$t_{so}$	<input type="text"/>
計算上必要な厚さ	$t$	<input type="text"/>

(注) 計算上必要な厚さは、上記「評価式」による算出値、または、「設計・建設規格 PVE-3613」の値 ( $t=3.8\text{mm}$ ) のいずれか大きい方の値以上とする。

(3) ヘッド

①内圧に対する必要厚さの検討（設計・建設規格 PVE-3410）

評価式

$$t = d \sqrt{\frac{KP}{S}}$$

ここで、

- $P$  : 最高使用圧力 (MPa)
- $d$  : 平板の径又は最小内のり (mm)
- $S$  : 許容引張応力 (MPa)  
(= 「2/3Su」 値を適用)
- $K$  : 平板の取付方法による係数  
(設計・建設規格 表 PVE-3410-1 の取付け方法(g))
- $t_{so}$  : 呼び厚さ (mm)
- $t$  : 計算上必要な厚さ (mm)

上式を用いた必要厚さの算出結果を表 7-4 に示す。表 7-4 に示すように、ヘッドの呼び厚さは計算上の必要厚さ  $t$  (  ) を上回る。

表 7-4 必要厚さの評価結果（電気配線貫通部のヘッド）

項 目	記号	仕様及び値
材 質	—	SUS304
最高使用圧力	$P$	0.62MPa (2Pd)
平板の径又は最小内のり	$d$	<input style="width: 100%; height: 15px;" type="text"/>
許容引張応力	$S$	268MPa
平板の取付方法による係数	$K$	0.33
呼び厚さ	$t_{so}$	<input style="width: 100%; height: 15px;" type="text"/>
計算上必要な厚さ	$t$	<input style="width: 100%; height: 15px;" type="text"/>

7.2.1.2 電気配線貫通部（貫通部番号：X-101、X-102、X-103、X-104、X-105）

(1) スリーブ

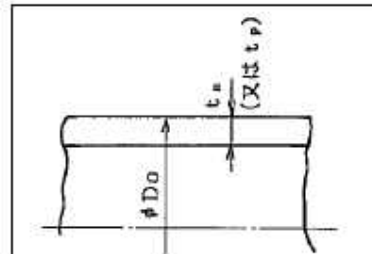
①内圧に対する必要厚さの検討（設計・建設規格 PVE-3611）

評価式

$$t = \frac{P D_o}{2 S \eta + 0.8 P}$$

ここで、

- $P$  : 最高使用圧力 (MPa)
- $D_o$  : スリーブの外径 (mm)
- $S$  : 許容引張応力 (MPa)  
(=「 $2/3 S_u$ 」値を適用)
- $\eta$  : 継手効率
- $t_{so}$  : 呼び厚さ (mm)
- $t$  : 計算上必要な厚さ (mm)



上式を用いた必要厚さの算出結果を表 7-5 に示す。表 7-5 に示すように、スリーブの呼び厚さは計算上の必要厚さ  $t$  ( ) を上回る。

表 7-5 必要厚さの評価結果（電気配線貫通部のスリーブ）

項目	記号	仕様及び値
材質	—	STS410
最高使用圧力	$P$	0.62MPa (2Pd)
スリーブの外径	$D_o$	
許容引張応力	$S$	269MPa
継手効率	$\eta$	1.00
呼び厚さ	$t_{so}$	
計算上必要な厚さ	$t$	

(注) 計算上必要な厚さは、上記「評価式」による算出値、または、「設計・建設規格 PVE-3613」の値 ( $t=3.8\text{mm}$ ) のいずれか大きい方の値以上とする。

(2) アダプタ

①内圧に対する必要厚さの検討（設計・建設規格 PVE-3611）

評価式

$$t = \frac{P D_o}{2 S \eta + 0.8 P}$$

ここで、

- $P$  : 最高使用圧力 (MPa)
- $D_o$  : アダプタの外径 (mm)
- $S$  : 許容引張応力 (MPa)  
(= 「2/3Su」 値を適用)
- $\eta$  : 継手効率
- $t_{so}$  : 呼び厚さ (mm)
- $t$  : 計算上必要な厚さ (mm)

上式を用いた必要厚さの算出結果を表 7-6 に示す。表 7-6 に示すように、アダプタの呼び厚さは計算上の必要厚さ  $t$  (  ) を上回る。

表 7-6 必要厚さの評価結果（電気配線貫通部のアダプタ）

項目	記号	仕様及び値
材質	—	STS410
最高使用圧力	$P$	0.62MPa (2Pd)
アダプタの外径	$D_o$	<input type="text"/>
許容引張応力	$S$	269MPa
継手効率	$\eta$	1.00
呼び厚さ	$t_{so}$	<input type="text"/>
計算上必要な厚さ	$t$	<input type="text"/>

(注) 計算上必要な厚さは、上記「評価式」による算出値、または、「設計・建設規格 PVE-3613」の値 ( $t=3.8\text{mm}$ ) のいずれか大きい方の値以上とする。

(3) ヘッダ

①内圧に対する必要厚さの検討（設計・建設規格 PVE-3410）

評価式

$$t = d \sqrt{\frac{KP}{S}}$$

ここで、

- $P$  : 最高使用圧力 (MPa)
- $d$  : 平板の径又は最小内のり (mm)
- $S$  : 許容引張応力 (MPa)  
(=「 $2/3Su$ 」値を適用)
- $K$  : 平板の取付方法による係数  
(設計・建設規格 表 PVE-3410-1 の取付け方法(g))
- $t_{so}$  : 呼び厚さ (mm)
- $t$  : 計算上必要な厚さ (mm)

上式を用いた必要厚さの算出結果を表 7-7 に示す。表 7-7 に示すように、ヘッダの呼び厚さは計算上の必要厚さ  $t$ () を上回る。

表 7-7 必要厚さの評価結果（電気配線貫通部のヘッダ）

項目	記号	仕様及び値
材質	—	SUS304
最高使用圧力	$P$	0.62MPa (2Pd)
平板の径又は最小内のり	$d$	<input type="text"/>
許容引張応力	$S$	268MPa
平板の取付方法による係数	$K$	0.33
呼び厚さ	$t_{so}$	<input type="text"/>
計算上必要な厚さ	$t$	<input type="text"/>

7.2.1.3 電気配線貫通部（貫通部番号：X-300）

(1) スリーブ

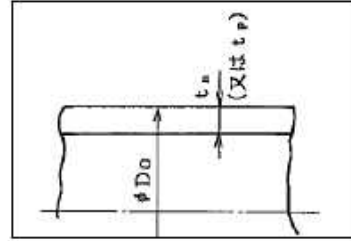
①内圧に対する必要厚さの検討（設計・建設規格 PVE-3611）

評価式

$$t = \frac{PD_o}{2S\eta + 0.8P}$$

ここで、

- $P$  : 最高使用圧力 (MPa)
- $D_o$  : スリーブの外径 (mm)
- $S$  : 許容引張応力 (MPa)  
(=「 $2/3Su$ 」値を適用)
- $\eta$  : 継手効率
- $t_{so}$  : 呼び厚さ (mm)
- $t$  : 計算上必要な厚さ (mm)



上式を用いた必要厚さの算出結果を表 7-8 に示す。表 7-8 に示すように、スリーブの呼び厚さは計算上の必要厚さ  $t$  (  ) を上回る。

表 7-8 必要厚さの評価結果（電気配線貫通部のスリーブ）

項目	記号	仕様及び値
材質	—	STS410
最高使用圧力	$P$	0.62MPa(2Pd)
スリーブの外径	$D_o$	<input type="text"/>
許容引張応力	$S$	269MPa
継手効率	$\eta$	1.00
呼び厚さ	$t_{so}$	<input type="text"/>
計算上必要な厚さ	$t$	<input type="text"/>

(注) 計算上必要な厚さは、上記「評価式」による算出値、または、「設計・建設規格 PVE-3613」の値 ( $t=3.8\text{mm}$ ) のいずれか大きい方の値以上とする。

(2) アダプタ

①内圧に対する必要厚さの検討（設計・建設規格 PVE-3611）

評価式

$$t = \frac{PD_o}{2S\eta + 0.8P}$$

ここで、

- $P$  : 最高使用圧力 (MPa)
- $D_o$  : アダプタの外径 (mm)
- $S$  : 許容引張応力 (MPa)  
(= 「2/3Su」 値を適用)
- $\eta$  : 継手効率
- $t_{so}$  : 呼び厚さ (mm)
- $t$  : 計算上必要な厚さ (mm)

上式を用いた必要厚さの算出結果を表 7-9 に示す。表 7-9 に示すように、アダプタの呼び厚さは計算上の必要厚さ  $t$  (  ) を上回る。

表 7-9 必要厚さの評価結果（電気配線貫通部のアダプタ）

項目	記号	仕様及び値
材質	—	STS410
最高使用圧力	$P$	0.62MPa (2Pd)
アダプタの外径	$D_o$	<input type="text"/>
許容引張応力	$S$	269MPa
継手効率	$\eta$	1.00
呼び厚さ	$t_{so}$	<input type="text"/>
計算上必要な厚さ	$t$	<input type="text"/>

(注) 計算上必要な厚さは、上記「評価式」による算出値、または、「設計・建設規格 PVE-3613」の値 ( $t=3.8\text{mm}$ ) のいずれか大きい方の値以上とする。

(3) ヘッダ

①内圧に対する必要厚さの検討（設計・建設規格 PVE-3410）

評価式

$$t = d \sqrt{\frac{KP}{S}}$$

ここで、

- $P$  : 最高使用圧力 (MPa)
- $d$  : 平板の径又は最小内のり (mm)
- $S$  : 許容引張応力 (MPa)  
(= 「2/3Su」 値を適用)
- $K$  : 平板の取付方法による係数  
(設計・建設規格 表 PVE-3410-1 の取付け方法(g))
- $t_{so}$  : 呼び厚さ (mm)
- $t$  : 計算上必要な厚さ (mm)

上式を用いた必要厚さの算出結果を表 7-10 に示す。表 7-10 に示すように、ヘッダの呼び厚さは計算上の必要厚さ  $t$  (  ) を上回る。

表 7-10 必要厚さの評価結果（電気配線貫通部のヘッダ）

項 目	記号	仕様及び値
材 質	—	SUS304
最高使用圧力	$P$	0.62MPa (2Pd)
平板の径又は最小内のり	$d$	<input type="text"/>
許容引張応力	$S$	268MPa
平板の取付方法による係数	$K$	0.33
呼び厚さ	$t_{so}$	<input type="text"/>
計算上必要な厚さ	$t$	<input type="text"/>



## 7.2.2 電気配線貫通部シール材の評価

柏崎刈羽原子力発電所 6、7 号炉に設置されているモジュール型電気配線貫通部は、モジュール部のシール材により気密性を維持しており、過去の検証試験にて気密性が確保されていることを確認している。6 号炉及び 7 号炉について、図 7-1～8 に示す通り電気配線貫通部の構造に違いがあるが、低電圧用については Oリング部に EP ゴムが使われている 7 号炉を代表とし、高電圧用については一次シール部が原子炉格納容器内部に近い 7 号炉を代表として評価を行うこととする。すなわち、電気配線貫通部のシール材評価については 7 号炉の型式を代表として評価を行う。

### ①電共研による研究結果

昭和 62 年度に行われた電共研「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験」では、電気配線貫通部を対象として、原子炉格納容器内側の電気配線貫通部端子箱部分の環境条件を 200℃とした場合における電気配線貫通部モジュールの気密性能について試験を実施している。本研究における試験結果を表 7-11 に示す。

試験結果から、原子炉格納容器が 200℃を模擬した試験においては一次シール部及び二次シール部温度はシール材の一般特性としての熱分解開始温度（400℃程度）よりも十分に下回っており、一次シール部及び二次シール部それぞれについて漏えいは無く、また、圧力についても約 2.6Pd（約 0.8MPa）時に漏えいが無いことが確認できている。

表 7-11 電力共同研究の試験結果

種類	原子炉格納容器 内側端子箱部分の環境条件			一次シール部 温度(℃)	二次シール部 温度(℃)	漏えい有無
	温度 (℃)	圧力 (MPa)	時間 (h)			
低電圧モジュール	200 (230)	(0.60～ 0.81)	62.0	137	68	一次シール部：漏えい無し 二次シール部：漏えい無し
高電圧モジュール	200 (220)	(0.61～ 0.79)	62.0	195	44	一次シール部：漏えい無し 二次シール部：漏えい無し

注：( )は、記録グラフからの読み取り値

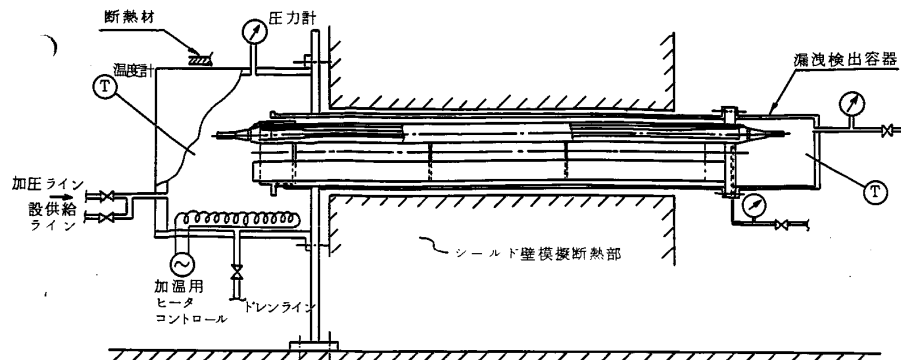
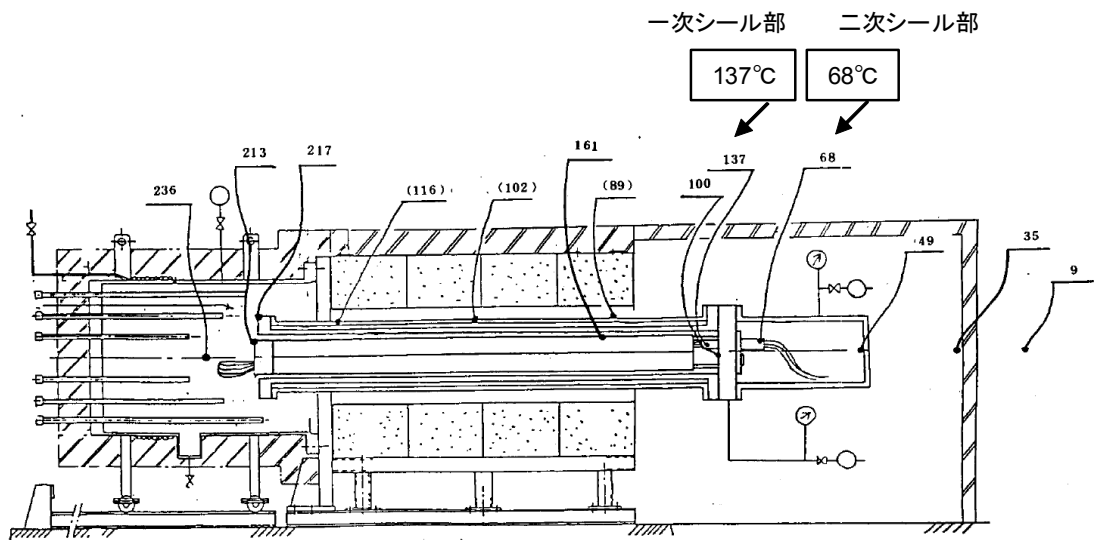


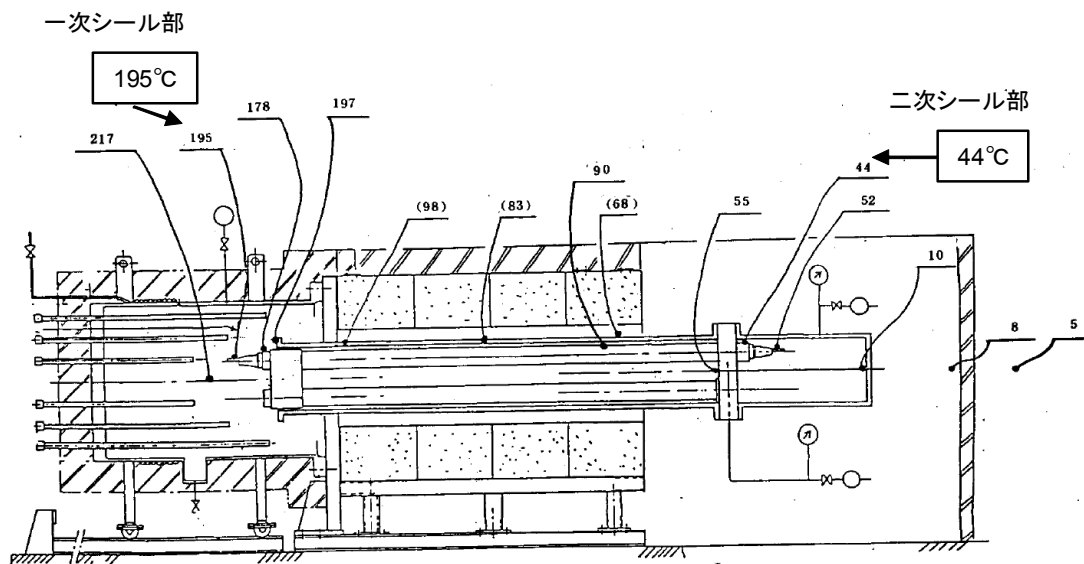
図 7-9 試験装置概要「電共研 格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験」

(7 号炉高電圧モジュール試験体の例)



( )内の温度は 180模擬スリーブの表面温度を示す

図 7-10 低圧用モジュール試験体 温度分布図



( )内の温度は 180模擬スリーブの表面温度を示す

図 7-11 高圧用モジュール試験体 温度分布図

②過去の環境試験における評価

過去の電気配線貫通部の環境試験では、電気配線貫通部（低電圧用）及び電気配線貫通部（高電圧用）を対象として、冷却材喪失事故模擬試験が実施されており健全性が確認されている。電気配線貫通部（低電圧用）及び電気配線貫通部（高電圧用）の二次シール部の温度、環境試験温度を図 7-12 に示している。

図 7-10～11 に示すとおり、原子炉格納容器内を 200℃と模擬した試験において、二次シール部は低電圧用で 68℃、高電圧用で 44℃となっている。図 7-12 は、図 7-10～7-11 で示す二次シール部の温度と同等以上であり、試験により 13 日間の健全性が確認された結果からも、格納容器が 200℃の状況において格納容器閉じ込め機能が確保できると考えている。

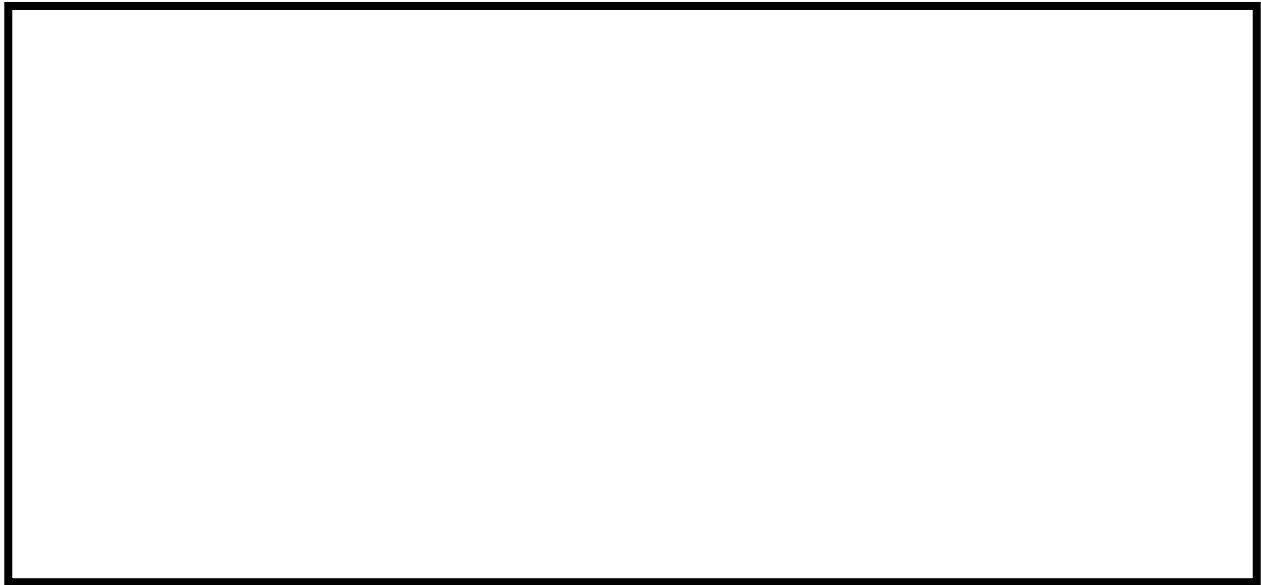


図 7-12 モジュール型電気配線貫通部の既往環境試験と簡易的な温度評価結果

なお、図 7-12 で示した試験については、経年劣化を踏まえた冷却材喪失事故模擬試験であり、劣化を考慮して表 7-12 に示す試験を実施している。

表 7-12 劣化を考慮した試験方法

No	試験項目	試験方法
1	サーマルサイクル試験	ペネトレーションを冷熱装置内に設置し、60 サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前後 2 回実施。1 サイクルは [ ] を [ ] 時間で変化させている。
2	放射線照射試験	ペネトレーションが 40 年間の運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量 [ ] Gy として試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進により、40 年間に相当する加速熱劣化として [ ] を加える。

また、重大事故環境下における耐放射線性についても健全性を確認するために、電気配線貫通部突き出しの一番短い（線量影響の大きい）X-101B 電気配線貫通部を選定して、電気配線貫通部シール部における事象発生から 7 日間積算の線量解析を実施した。その結果、7 日間の原子炉格納容器内積算線量が 1000kGy 程度と仮定した場合でも、電気配線貫通部シール部はコンクリート等による遮蔽効果により積算線量は約 1.8kGy となる。

過去に実施した健全性が確認されている電気配線貫通部の積算照射量は 800kGy であることから、重大事故環境下における電気配線貫通部シール部のシール健全性が確保されていることが確認できている。

### ③NUPEC による評価結果

平成 2 年度から平成 14 年度に行われた NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）では、電気配線貫通部のモジュールを対象として、200℃、2.6Pd（0.8MPa）における電気配線貫通部モジュールの気密性の確認と、漏えいが発生する温度・圧力条件の確認試験を行っている。本評価における結果を表 7-13 に示す。

表 7-13 NUPEC 研究の試験結果

種類	AM 環境下の健全性確認試験				漏えい発生条件確認試験	
	温度 (°C)	圧力 (MPa)	時間 (h)	漏洩有無	破損温度 (°C)	圧力 (MPa)
低電圧モジュール	200	0.8	20	無し	266~303	0.8~1.0
高電圧モジュール	200	0.8	20	無し	400*	0.8

\* : 400℃まで漏えい無し。400℃まで昇温後、室温降下時に微小漏えい

試験結果から、200℃、2.6Pd における漏えいは無く、約 260℃、最大 3.2Pd (1.0MPa) までの耐漏えい性が確認された。

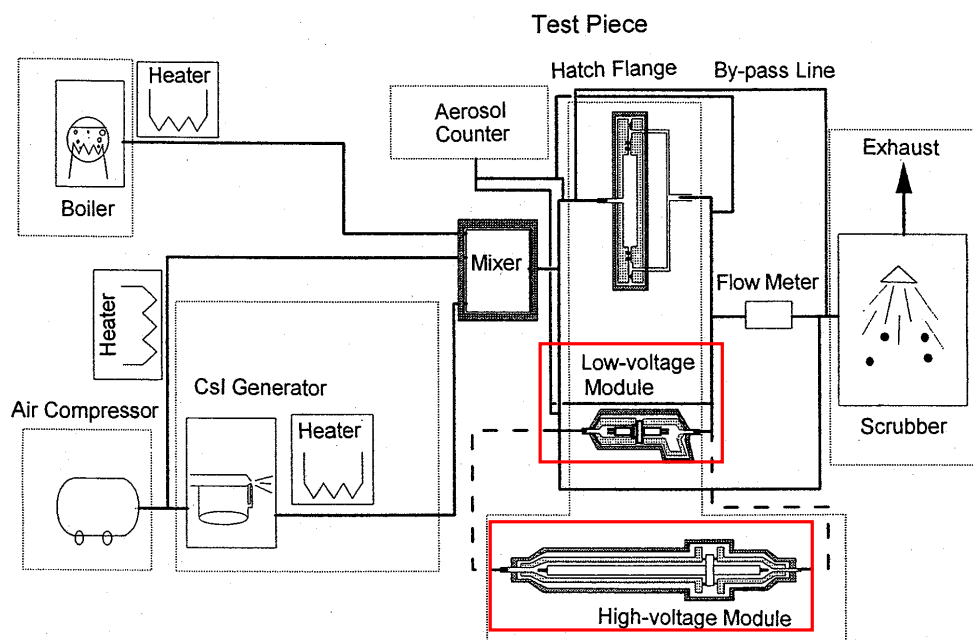


図 7-13 試験装置概要

出典：平成 14 年度 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  
（平成 15 年 3 月 財団法人原子力発電技術機構）

①～③より、原子炉格納容器の重大事故環境下において、限界温度・圧力 200℃、2Pd における電気配線貫通部の健全性は確保可能である。

## 8. 原子炉格納容器隔離弁

### 8.1 はじめに

原子炉格納容器の貫通配管には原子炉格納容器隔離弁が設置されており、このうち不活性ガス系バタフライ弁、移動式炉心内計装(TIP)ボール弁及びパージ弁について、200℃、2Pdの環境下でゴム系シール材の損傷(劣化)が想定されるため、8.2項以降に示すとおり健全性を確認する。また、弁の耐圧部については、機能喪失要因として脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2Pdの環境下では、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。従って、原子炉格納容器隔離弁のうち不活性ガス系バタフライ弁、TIPボール弁及びパージ弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過渡な変形(一次応力)が想定されるため、8.2項以降に示すとおり健全性を確認する。

これら以外の隔離弁については、以下の理由により200℃、2Pdの環境下で健全性を有している。

- 弁の呼び圧力は各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており(耐圧性能が最小のものでも1.03MPa)、耐圧上問題となることはない。
- 弁のグランド部及びボンネット部のシールには、黒鉛製パッキン、ガスケット等の耐熱性に優れたものを使用しており、耐熱性上問題となることはない。
- 弁シート部は金属製である。

## 8.2 不活性ガス系バタフライ弁

### 8.2.1 評価方針

#### (1) 耐圧機能

- ・弁箱の耐圧機能の評価を行う。

#### (2) 隔離機能

- ・隔離機能（気密性保持）は、弁座にある EP ゴムの耐環境性が支配的である。これまで EP ゴムを使用していたが、事故時耐性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更する。従って、改良 EPDM 製シール材を用いた不活性ガス系バタフライ弁について、原子炉格納容器内が 200℃、2Pd の環境下におけるシール部への影響を検討する。

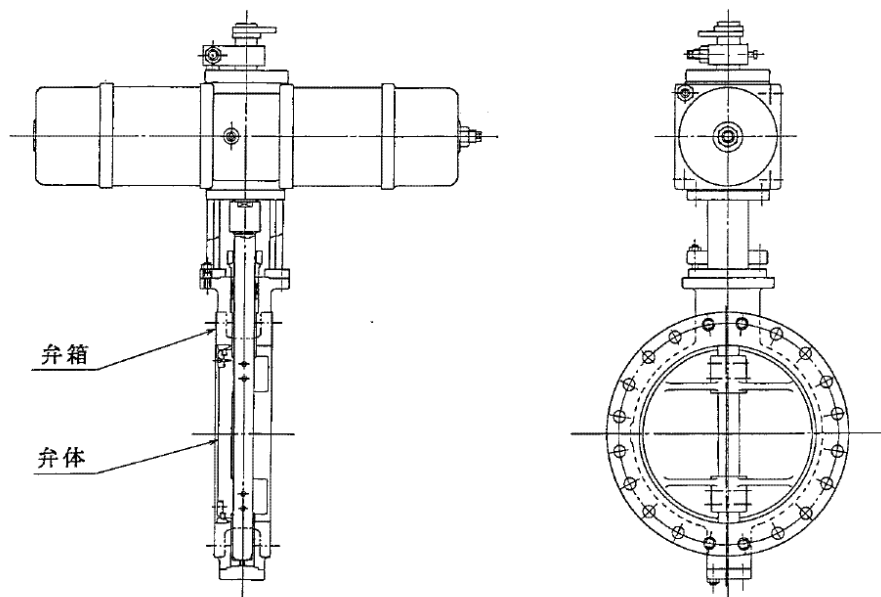


図 8-1 不活性ガス系バタフライ弁

### 8.2.2 評価結果

#### (1) 耐圧機能

当該弁の圧力クラスは 1.03MPa (150LB) であり、200℃・2Pd の環境条件は、図 8-2 で示すとおり設計建設規格 別表 1-1 に示す弁の許容圧力を下回る。このため、改良 EPDM 製シール材を除く耐圧部は強度上問題ない。

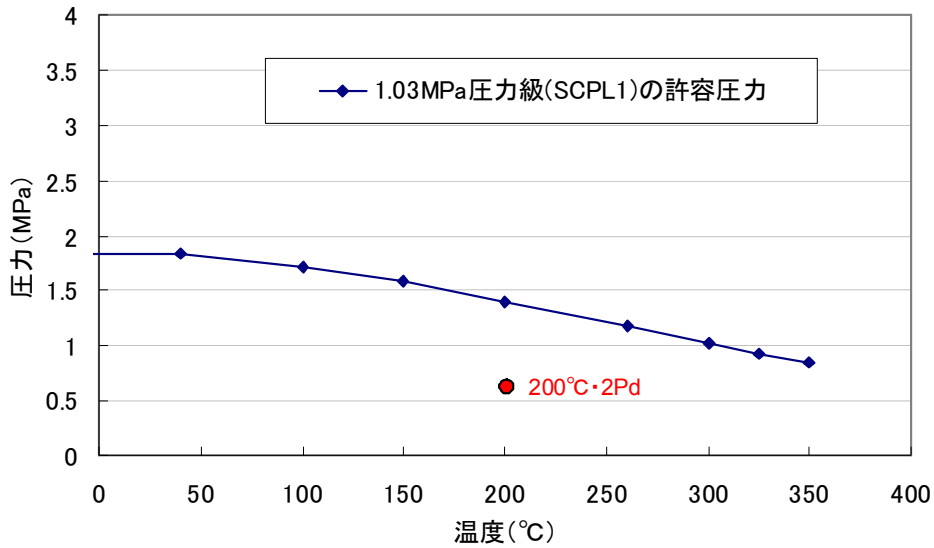


図 8-2 不活性ガス系バタフライ弁 1.03MPa(150LB)級の確認結果  
(出典：JSME 設計・建設規格 2005 年版/2007 追補版)

(2) 隔離機能

以下の理由より、200°C、2Pd の環境条件下において、放射性物質の閉じ込め機能を有すると考える。

- ・不活性ガス系バタフライ弁の弁座シール材（改良 E P D M）が 200°C・2Pd 環境に晒されたときの影響を確認するために、圧縮永久歪み試験を実施した。その結果を表 8-1 に示しており、圧縮永久歪み試験に有意な劣化が認められないことから、重大事故環境下におけるシール機能は問題ない。
- ・添付 8-2 で示す「格納容器隔離弁の重大事故環境下における耐性確認試験」で、実機モデルのバタフライ弁蒸気通気試験を実施しており、200°C、2Pd 環境でシール性が確保できていることが確認できたため、重大事故環境下におけるシール機能は問題ない。

表 8-1 改良 E P D M 製シール材の圧縮永久歪み試験結果

No	放射線照射	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験		
				24h	72h	168h
1	800kGy	乾熱	200°C			
2	800kGy	乾熱	250°C			
3	800kGy	蒸気	200°C			
4	800kGy	蒸気	250°C			



### 8.3 TIP ボール弁及びパージ弁

#### 8.3.1 評価方針

##### (1) 耐圧機能

- ・ 弁箱の耐圧機能の評価を行う。

##### (2) 隔離機能

- ・ 隔離機能（気密性保持）は、弁に用いられているシール材の耐環境性が支配的であるため、原子炉格納容器内が 200℃、2Pd の環境下におけるシール部への影響を検討する。

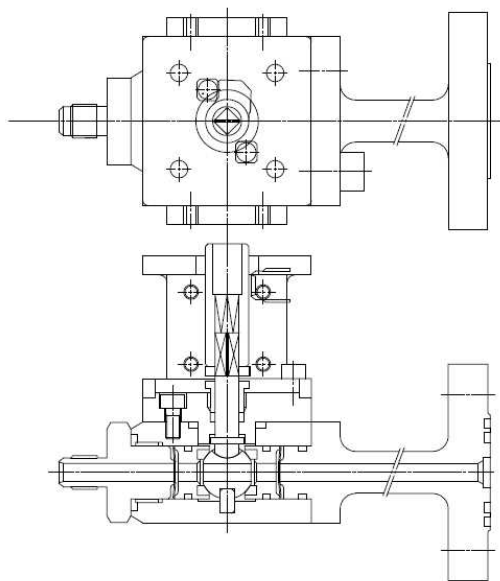


図 8-3 TIP ボール弁

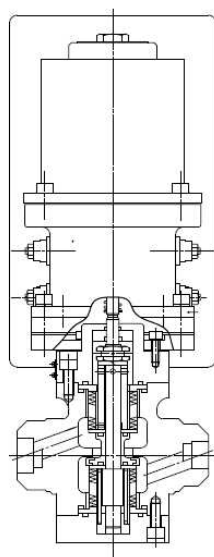


図 8-4 TIP パージ弁

### 8.3.2 評価結果

#### (1) 耐圧機能

TIP ボール弁及びパージ弁の圧力クラスは 1.03MPa であり、200℃・2Pd の環境条件は、図 8-5 で示すとおり、設計建設規格 別表 1-1 に示す弁の許容圧力を下回る。このため、シール材を除く耐圧部は強度上問題ない。

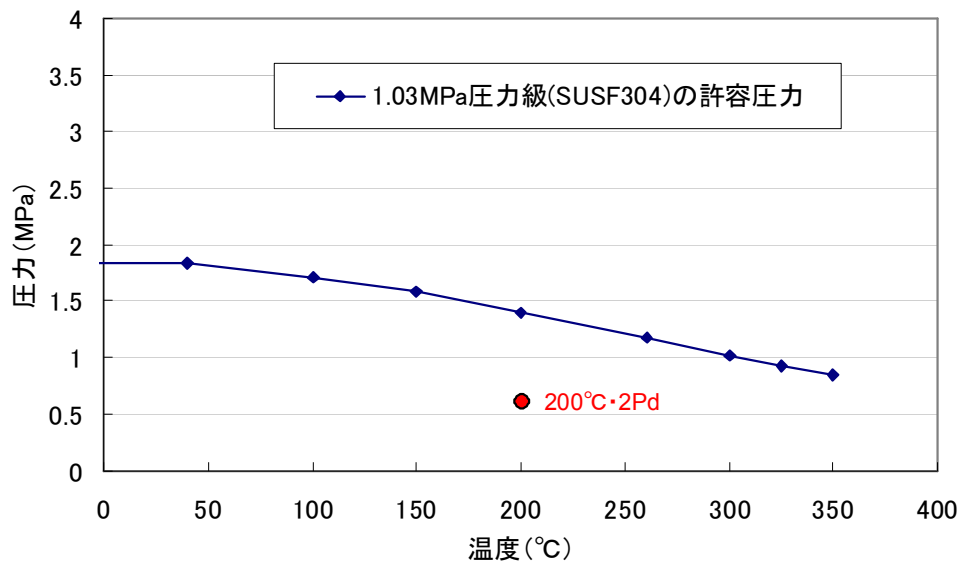


図 8-5 TIP ボール弁・パージ弁 1.03MPa(150LB)級の確認結果  
(出典：JSME 設計・建設規格 2005 年版/2007 追補版)

#### (2) 隔離機能

TIP 系統を図 8-6 に示しているが、TIP ボール弁は通常運転時に全閉状態であり、隔離機能を維持している。TIP ボール弁が開状態となるのは、通常運転時の局部出力領域モニタの校正のため TIP 検出器を炉心内に挿入・引抜する期間である。TIP 検出器を炉心内に挿入している間に格納容器隔離信号が入った場合には、TIP 検出器が自動引抜され、TIP ボール弁が自動閉止する。また、TIP 検出器を炉心内に挿入している間に格納容器隔離信号が入り、且つ TIP ボール弁が正常に閉止しない場合、TIP 爆発弁にて閉止を行う運用としている。

TIP ボール弁にはフッ素ゴム、フッ素樹脂のシール材が使われている。これらは重大事故環境下の放射線によりシール機能が劣化することが考えられるため、トップヘッドフランジ及び機器搬入用ハッチで採用したものと同様に改良 EPDM 製シール材に変更する。なお、TIP ボール弁の弁座シートについては、均圧弁の改良と同様に耐環境性に優れた PEEK 材が適用可能な見通しが

立ったことから、PEEK 材に変更することでも問題ない。

また、TIP パージ弁についてはグランドOリング及び弁ふたシールについては改良E P D M製シール材を採用する。弁座シートについては改良E P D M製シール材又はメタルシールとし、耐環境性を強化する（別紙-17 参照）。改良E P D M製シール材の事故時耐性については、表 8-2 で示す通り圧縮永久歪み試験に有意な劣化認められないことから、重大事故環境下におけるシール機能は問題ない。

なお、TIP ボール弁及び TIP パージ弁については、200℃蒸気が 7 日間以上暴露され、且つ、その際の重大事故時における放射線量が照射されたとしてもシール機能が健全であることを確認し使用する。また、今後の検討において、上記以外のシール材を適用する場合については、同様に 200℃蒸気が 7 日間以上暴露され、且つ、その際の重大事故時における放射線量が照射されたとしてもシール機能が健全であることを確認して適用する。

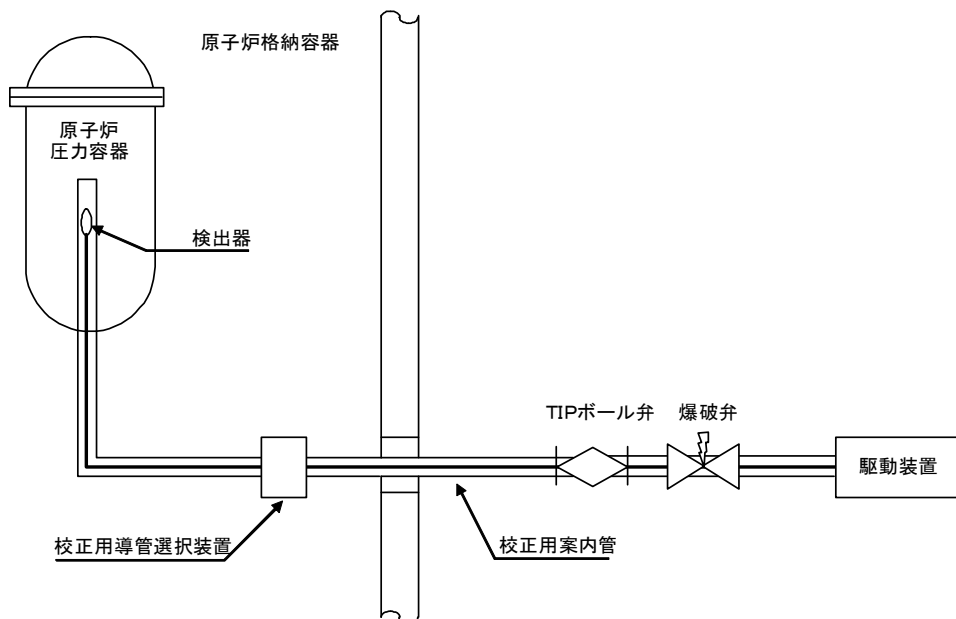


図 8-6 TIP 系統図

表 8-2 改良E P D M製シール材の圧縮永久歪み試験結果

No	放射線照射	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験		
				24h	72h	168h
1	800kGy	乾熱	200℃			
2	800kGy	乾熱	250℃			
3	800kGy	蒸気	200℃			
4	800kGy	蒸気	250℃			

## 原子炉格納容器隔離弁の抽出について

原子炉格納容器隔離弁について、原子炉格納容器限界温度、圧力（200℃、2Pd）の健全性を確認するため、図 8-7 に従ったフローで弁を抽出した。弁設計圧力が 2Pd 以下のものは無かったため、200℃で最も影響を受けると考えられるシート部及びシール部に着目して、ゴム材が使われている弁を抽出し、「不活性ガス系バタフライ弁」と「TIP ボール弁及びパージ弁」が抽出された。

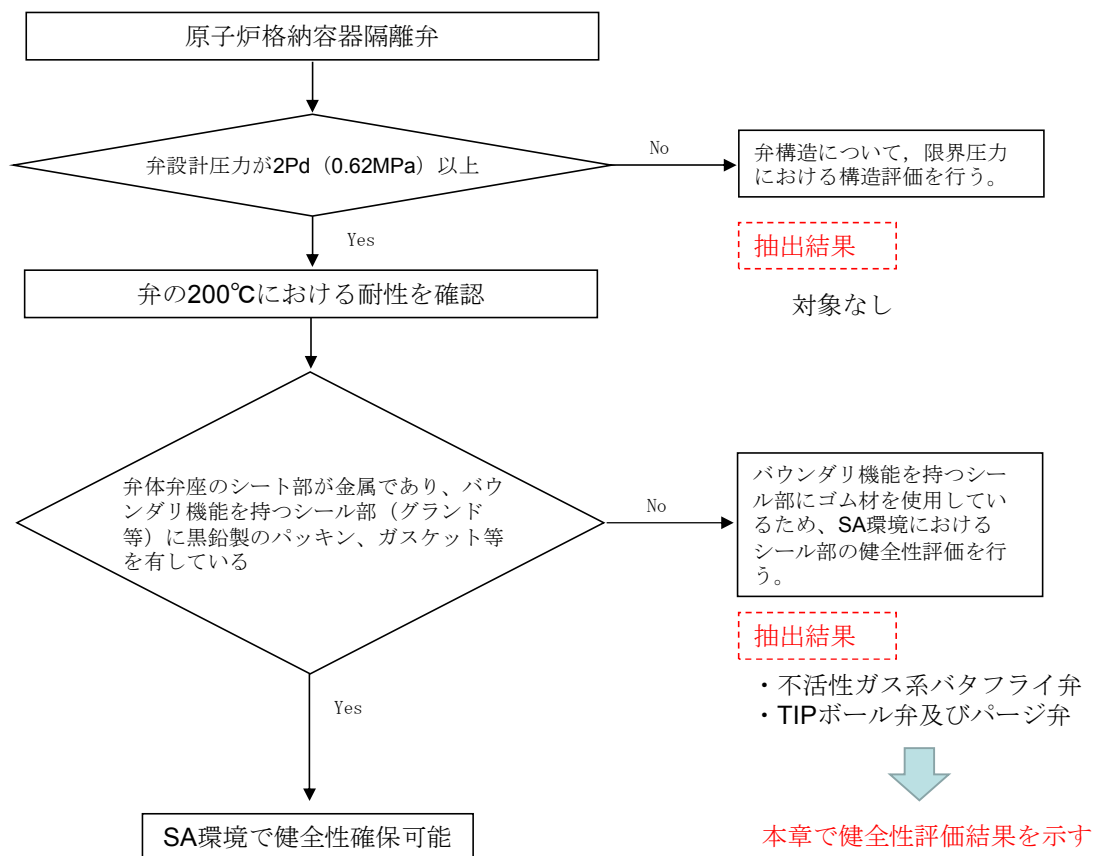


図 8-7 原子炉格納容器隔離弁の評価対象弁の抽出フロー

## 格納容器隔離弁の重大事故環境下における耐性確認試験について

原子炉格納容器隔離弁のうち、バタフライ弁の弁座ゴムシートに対し、重大事故環境における耐性向上のため、より耐熱性、耐放射線性に優れたシール材である改良EPDM材を選定し、耐性確認試験を実施した。試験の概要を以下に示す。

## 1. 試験内容

試験フロー及び試験内容を表 8-3 に示す。また、図 8-8 に蒸気通気試験装置の概要図、図 8-9 に常温弁座漏えい試験の概要図を示す。600A バタフライ弁を供試弁とし、弁座シール材に改良EPDM材を適用して、初期性能確認、劣化処理を行った後、200℃における飽和蒸気環境下(BWRの原子炉格納容器の設計圧力の2倍(2Pd)以上)で168時間蒸気通気試験を実施する。さらに常温復帰後、窒素を媒体とした常温弁座漏えい試験を実施する。重大事故環境における格納容器の閉じ込め機能を確認する観点から、供試弁は閉弁状態で実施する。重大事故環境における放射線による劣化と熱による劣化は、逐次法(放射線→熱)により付与する。一般に有機材料の放射線劣化挙動には、酸素が影響を及ぼすことが知られているが、環境に酸素が存在しない場合においては放射線と熱の同時法と逐次法の劣化はほぼ等しいことが知られている。バタフライ弁のシール材は格納容器内雰囲気シールするものであり、事故時の蒸気環境をシールし、酸素が常に供給される環境をシールするものではないことから、放射線と熱の同時暴露のシール機能への影響は十分小さいものとする。

表 8-3 試験フロー及び試験内容

試験フロー	試験内容
熱・放射線同時劣化処理	通常運転中に負荷される温度、線量を供試体に加える。
初期機能試験	初期状態における閉じ込め機能等を確認する。
機械的劣化処理(弁開閉)	負荷試験機を用いて、弁の開閉操作を実施する。
放射線照射劣化 (重大事故環境条件)	重大事故環境で想定される放射線量(0.3MGy)を供試体に照射する。
蒸気通気試験	図 8-8 に示す試験装置で 200℃、0.854MPa 以上の蒸気環境下(飽和蒸気)における閉じ込め機能を確認する。蒸気は 168 時間通気し、24 時間おきに二次側の漏えい検出弁で漏えいの有無を確認する。
常温弁座漏えい試験	図 8-9 に示す試験装置で供試弁一次側を 0.854MPa の窒素加圧環境下とし、二次側からの漏えいがないことを確認する。

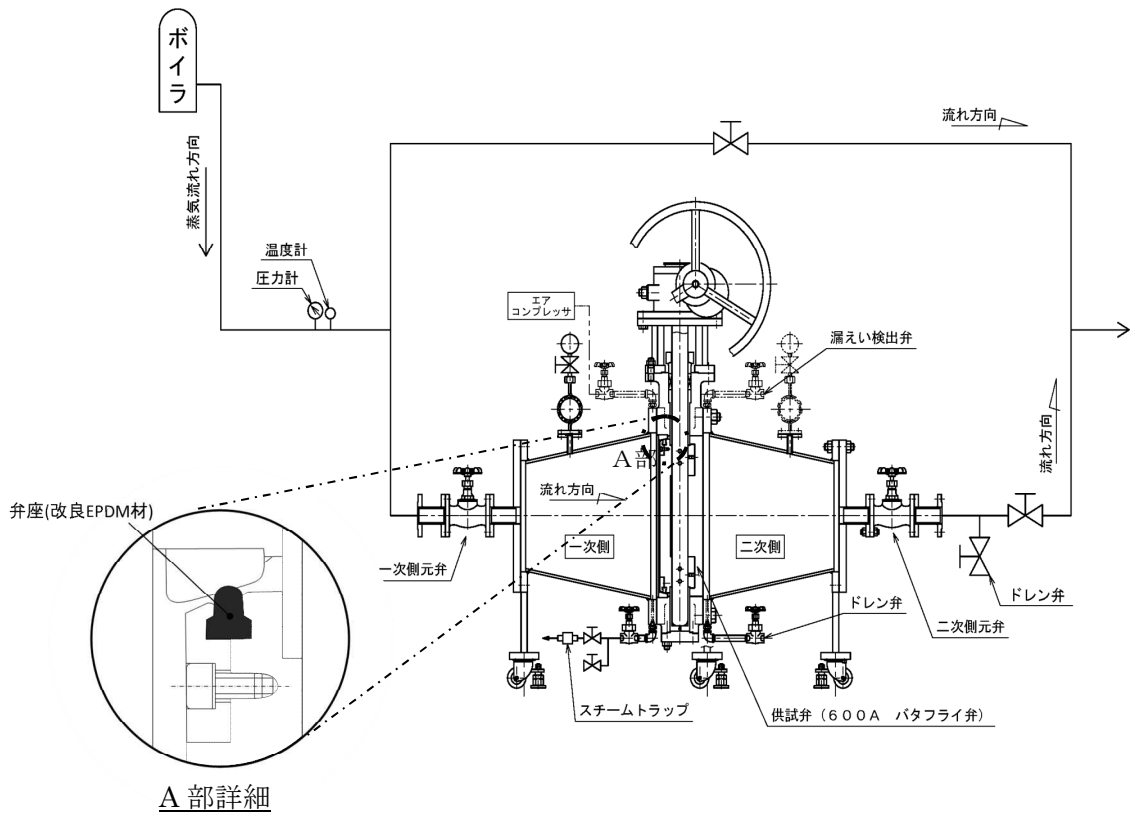


図 8-8 蒸気通気試験装置概要図

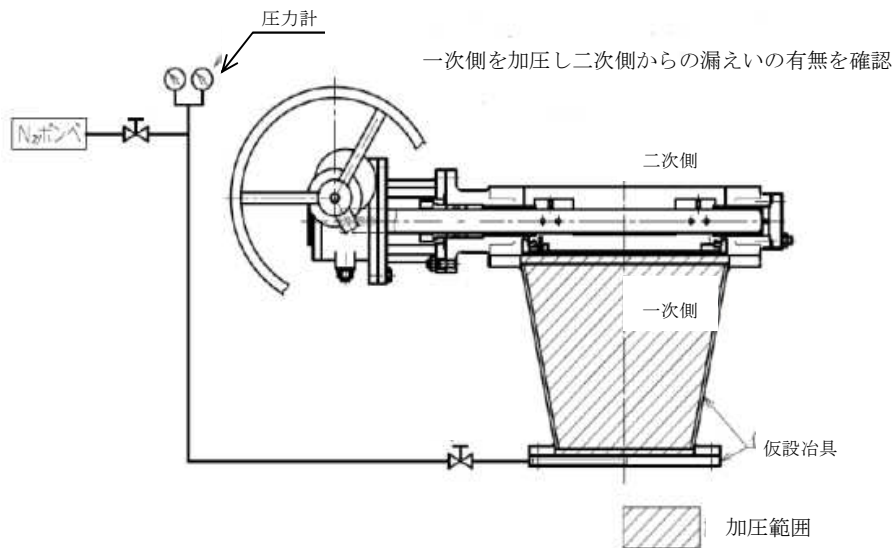


図 8-9 常温弁座漏えい試験概要図

## 2. 試験結果

蒸気通気試験の試験結果を表 8-4 に、常温弁座漏えい試験の試験結果を表 8-5 に示す。蒸気通気試験の温度、圧力チャートを図 8-10 に示す。蒸気通気試験中に漏えいは確認されず、また常温復帰後の常温弁座漏えい試験においても閉じ込め機能を維持できることを確認した。

表 8-4 蒸気通気試験の試験結果

シート材	圧力	温度	加圧媒体	継続時間	照射量	漏えい
改良 EPDM 材	0.854MPa 以上	200℃	蒸気	168 時間	0.3MGy	無

表 8-5 常温弁座漏えい試験の試験結果

シート材	圧力	温度	加圧媒体	漏えい
改良 EPDM 材	0.854MPa	常温	窒素	無

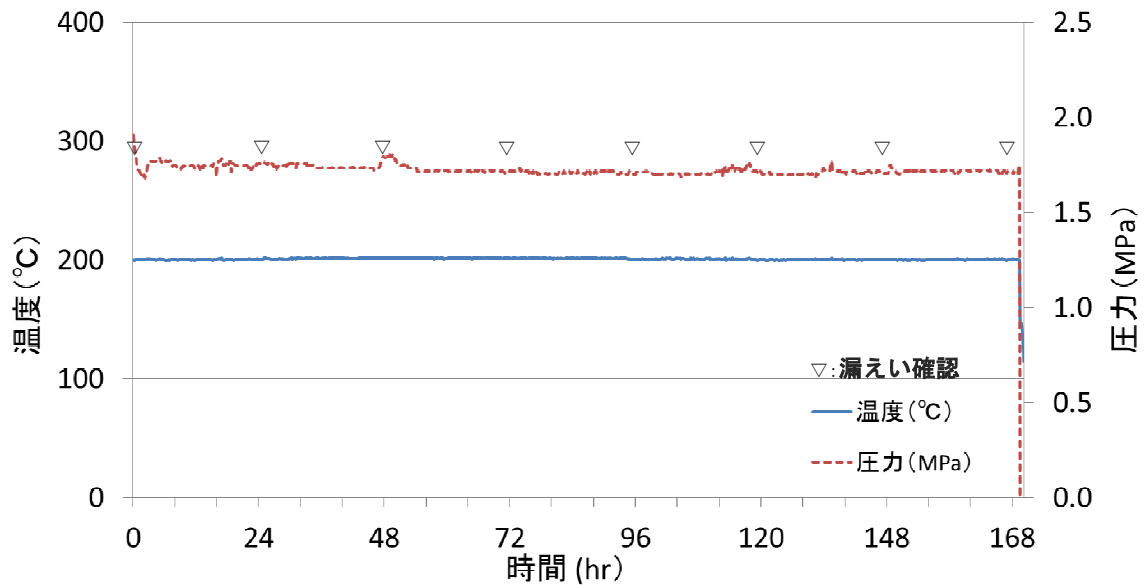


図 8-10 蒸気通気試験温度、圧力チャート

※日本原子力学会 2015 年秋の大会「改良 EPDM 材料の格納容器バタフライ弁への適用性

(1) 実機バタフライ弁模擬試験の実施」に投稿

6号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(1/8)

別紙-1

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
ハッチ	X-1	上部D/Wハッチ				
	X-2	上部D/Wエアロック				
	X-3	ISIハッチ				
	X-4	S/Cハッチ				
	X-5	下部D/Wエアロック				
	X-6	下部D/Wハッチ				

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
プロセス配管貫通部(ドライウエル)	X-10A	主蒸気				
	X-10B	主蒸気				
	X-10C	主蒸気				
	X-10D	主蒸気				
	X-11	主蒸気ドレン				
	X-12A	給水				
	X-12B	給水				
	X-22	ほう酸水注入				
	X-30B	PCVスプレイ				
	X-30C	PCVスプレイ				
	X-31B	RHR(B)低圧注水				
	X-31C	RHR(C)低圧注水				
	X-33A	RHR(A)SHC				
	X-33B	RHR(B)SHC				
	X-33C	RHR(C)SHC				
	X-35B	HPCF(B)				
	X-35C	HPCF(C)				
	X-37	RCIC蒸気				
	X-38	RPVヘッドスプレイ				
	X-50	CUWポンプ給水				
	X-60	MUWP給水				
	X-61	RCW(A)給水				
	X-62	RCW(A)戻り				
	X-63	RCW(B)給水				
	X-64	RCW(B)戻り				
X-65	HNCW(給水)					



6号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(2/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
プロセス配管貫通部(ドライウエル)	X-66	HNCW(戻り)				
	X-69	SA				
	X-70	IA				
	X-71A	ADS(A)				
	X-71B	ADS(B)				
	X-72	SRV				
	X-80	D/W給気				
	X-81	D/W排気				
	X-82	FCS				
	X-90	予備				
	X-91	予備				
	X-92	予備				
	X-93	予備				

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
電気配線貫通部(ドライウエル)	X-100A	RIP動力				
	X-100B	RIP動力				
	X-100C	RIP動力				
	X-100D	RIP動力				
	X-100E	RIP動力				
	X-101A	低圧動力				
	X-101B	低圧動力				
	X-101C	低圧動力				
	X-101D	低圧動力				
	X-101E	低圧動力				
	X-101F	低圧動力				
	X-101G	低圧動力				
	X-101H	低圧動力				
	X-102A	制御				
	X-102B	制御				
	X-102C	制御				
	X-102D	制御				
	X-102E	制御				

6号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(3/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
電気配線貫通部(ドライウエール)	X-102F	制御				
	X-102G	制御				
	X-103A	計装				
	X-103B	計装				
	X-103C	計装				
	X-103D	計装				
	X-103E	計装				
	X-104A	FMCRD位置表示				
	X-104B	FMCRD位置表示				
	X-104C	FMCRD位置表示				
	X-104D	FMCRD位置表示				
	X-104E	FMCRD位置表示				
	X-104F	FMCRD位置表示				
	X-104G	FMCRD位置表示				
	X-104H	FMCRD位置表示				
	X-105A	中性子計装				
	X-105B	中性子計装				
	X-105C	中性子計装				
	X-105D	中性子計装				
	X-110	予備				
X-111	予備					
X-112	予備					

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(ドライウエール)	X-130A	主蒸気流量				
	X-130B	主蒸気流量				
	X-130C	主蒸気流量				
	X-130D	主蒸気流量				
	X-140A	CUW流量				
	X-140B	CUW流量				
	X-141A	RCIC破断				
	X-141B	RCIC破断				
	X-142A	原子炉水位・圧力				

6号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(4/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(ドライウエール)	X-142B	原子炉水位・圧力				
	X-142C	原子炉水位・圧力				
	X-142D	原子炉水位・圧力				
	X-143A	原子炉水位				
	X-143B	原子炉水位				
	X-143C	原子炉水位				
	X-143D	原子炉水位				
	X-144A	原子炉水位				
	X-144B	原子炉水位				
	X-144C	原子炉水位				
	X-144D	原子炉水位				
	X-146A	D/W圧力				
	X-146B	D/W圧力				
	X-146C	D/W圧力				
	X-146D	D/W圧力				
	X-147	原子炉水位				
	X-160	FPモニタ				
	X-161A	CAMS				
	X-161B	CAMS				
	X-162A	CAMS				
X-162B	CAMS					
X-170	炉水サンプリング					
X-171	ガスサンプリング					
X-177	PCV漏えい試験					

6号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(5/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
プロセス配管貫通部(サブプレッション・チェンバ)	X-200B	PCVスプレイ				
	X-200C	PCVスプレイ				
	X-201	RHR(A)給水				
	X-202	RHR(B)給水				
	X-203	RHR(C)給水				
	X-204	RHR(A)テスト				
	X-205	RHR(B)テスト				
	X-206	RHR(C)テスト				
	X-210B	HPCF(B)給水				
	X-210C	HPCF(C)給水				
	X-213	RCIC排気				
	X-214	RCICポンプ給水				
	X-215	RCIC真空ポンプ排気				
	X-220	MSIVリークオフ				
	X-221	SPCUポンプ給水				
	X-222	SPCU戻り				
	X-240	S/C換気(給気)				
	X-241	S/C換気(排気)				
	X-242	FCS戻り				
	X-250	予備				
	X-251	予備				
	X-252	予備				
	X-253	予備				
	X-254	予備				
	X-255	予備				

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
電気(S/C) ※	X-300A	制御				
	X-300B	制御				

※サブプレッション・チェンバ

6号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(6/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(サブプレッション・チェンバ)	X-320	IA				
	X-321A	S/C圧力				
	X-321B	S/C圧力				
	X-322A	S/C水位				
	X-322B	S/C水位				
	X-322C	S/C水位				
	X-322D	S/C水位				
	X-322E	S/C水位				
	X-322F	S/C水位				
	X-323A	S/C水位				
	X-323B	S/C水位				
	X-323C	S/C水位				
	X-323D	S/C水位				
	X-323E	S/C水位				
	X-323F	S/C水位				
	X-331A	CAMS				
	X-331B	CAMS				
	X-332A	CAMS				
	X-332B	CAMS				
	X-342	事故後サンプリング				

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
プロセス (A/T:0※)	X-610	CRD				
	X-620	LCW				
	X-621	HCW				

※アクセストンネル 0° 側

6号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(7/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(アクセストンネル0°側)	X-650A	炉心差圧				
	X-650B	炉心差圧				
	X-650C	炉心差圧				
	X-650D	炉心差圧				
	X-651A	RIP差圧				
	X-651B	RIP差圧				
	X-651C	RIP差圧				
	X-651D	RIP差圧				
	X-660A	TIP案内管				
	X-660B	TIP案内管				
	X-660C	TIP案内管				
	X-660D	TIPパーヅ				
	X-680A	予備				
	X-680B	予備				

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
プロセス配管貫通部(A/T:180※)	X-700A	RIPパーヅ水				
	X-700B	RIPパーヅ水				
	X-700C	RIPパーヅ水				
	X-700D	RIPパーヅ水				
	X-700E	RIPパーヅ水				
	X-700F	RIPパーヅ水				
	X-700G	RIPパーヅ水				
	X-700H	RIPパーヅ水				
	X-700J	RIPパーヅ水				
	X-700K	RIPパーヅ水				
	X-710	CRD				
	X-740	下部D/W注水				

※アクセストンネル180°側

6号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(8/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(A/T:180※)	X-750A	炉心差圧				
	X-750B	炉心差圧				
	X-750C	炉心差圧				
	X-750D	炉心差圧				
	X-751A	RIP差圧				
	X-751B	RIP差圧				
	X-751C	RIP差圧				
	X-751D	RIP差圧				
	X-780A	予備				
	X-780B	予備				

※アクセストンネル180° 側

7号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(1/8)

別紙-2

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
ハッチ	X-1	上部D/Wハッチ				
	X-2	上部D/Wエアロック				
	X-3	ISIハッチ				
	X-4	S/Cハッチ				
	X-5	下部D/Wエアロック				
	X-6	下部D/Wハッチ				

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
プロセス配管貫通部(ドライウエル)	X-10A	主蒸気				
	X-10B	主蒸気				
	X-10C	主蒸気				
	X-10D	主蒸気				
	X-11	主蒸気ドレン				
	X-12A	給水				
	X-12B	給水				
	X-22	ほう酸水注入				
	X-30B	PCVスプレー				
	X-30C	PCVスプレー				
	X-31B	RHR(B)低圧注水				
	X-31C	RHR(C)低圧注水				
	X-33A	RHR(A)SHC				
	X-33B	RHR(B)SHC				
	X-33C	RHR(C)SHC				
	X-35B	HPCF(B)				
	X-35C	HPCF(C)				
	X-37	RCIC蒸気				
	X-38	RPVヘッドスプレー				
	X-50	CUWポンプ給水				
	X-60	MUWP給水				
	X-61	RCW(A)給水				
	X-62	RCW(A)戻り				
	X-63	RCW(B)給水				
	X-64	RCW(B)戻り				
X-65	HNCW(給水)					



7号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(2/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
プロセス配管貫通部(ドライウエル)	X-66	HNCW(戻り)				
	X-69	SA				
	X-70	IA				
	X-71A	ADS(A)				
	X-71B	ADS(B)				
	X-72	SRV				
	X-80	D/W給気				
	X-81	D/W排気				
	X-82	FCS				
	X-90	予備				
	X-91	予備				
	X-92	予備				
	X-93	予備				

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
電気配線貫通部(ドライウエル)	X-100A	RIP動力				
	X-100B	RIP動力				
	X-100C	RIP動力				
	X-100D	RIP動力				
	X-100E	RIP動力				
	X-101A	低圧動力				
	X-101B	低圧動力				
	X-101C	低圧動力				
	X-101D	低圧動力				
	X-101E	低圧動力				
	X-101F	低圧動力				
	X-101G	低圧動力				
	X-102A	制御				
	X-102B	制御				
	X-102C	制御				
	X-102D	制御				
	X-102E	制御				
	X-102F	制御				

7号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(3/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
電気配線貫通部(ドライウエール)	X-102G	制御				
	X-103A	計装				
	X-103B	計装				
	X-103C	計装				
	X-103D	計装				
	X-103E	計装				
	X-104A	FMCRD位置表示				
	X-104B	FMCRD位置表示				
	X-104C	FMCRD位置表示				
	X-104D	FMCRD位置表示				
	X-104E	FMCRD位置表示				
	X-104F	FMCRD位置表示				
	X-104G	FMCRD位置表示				
	X-104H	FMCRD位置表示				
	X-105A	中性子計装				
	X-105B	中性子計装				
	X-105C	中性子計装				
	X-105D	中性子計装				
	X-110	予備				
X-111	予備					
X-112	予備					
X-113	予備					

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(ドライウエール)	X-130A	主蒸気流量				
	X-130B	主蒸気流量				
	X-130C	主蒸気流量				
	X-130D	主蒸気流量				
	X-140A	CUW流量				
	X-140B	CUW流量				
	X-141A	RCIC破断				
	X-141B	RCIC破断				
	X-142A	原子炉水位・圧力				

7号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(4/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(ドライウエール)	X-142B	原子炉水位・圧力				
	X-142C	原子炉水位・圧力				
	X-142D	原子炉水位・圧力				
	X-143A	原子炉水位				
	X-143B	原子炉水位				
	X-143C	原子炉水位				
	X-143D	原子炉水位				
	X-144A	原子炉水位				
	X-144B	原子炉水位				
	X-144C	原子炉水位				
	X-144D	原子炉水位				
	X-146A	D/W圧力				
	X-146B	D/W圧力				
	X-146C	D/W圧力				
	X-146D	D/W圧力				
	X-147	原子炉水位				
	X-160	FPモニタ				
	X-161A	CAMS				
	X-161B	CAMS				
	X-162A	CAMS				
X-162B	CAMS					
X-170	炉水サンプリング					
X-171	ガスサンプリング					
X-177	PCV漏えい試験					

7号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(5/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
プロセス配管貫通部(サブプレッション・チェンバ)	X-200B	PCVスプレイ				
	X-200C	PCVスプレイ				
	X-201	RHR(A)給水				
	X-202	RHR(B)給水				
	X-203	RHR(C)給水				
	X-204	RHR(A)テスト				
	X-205	RHR(B)テスト				
	X-206	RHR(C)テスト				
	X-210B	HPCF(B)給水				
	X-210C	HPCF(C)給水				
	X-213	RCIC排気				
	X-214	RCICポンプ給水				
	X-215	RCIC真空ポンプ排気				
	X-220	MSIVリークオフ				
	X-221	SPCUポンプ給水				
	X-222	SPCU戻り				
	X-240	S/C換気(給気)				
	X-241	S/C換気(排気)				
	X-242	FCS戻り				
	X-250	予備				
	X-251	予備				
	X-252	予備				
	X-253	予備				
X-254	予備					
X-255	予備					

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
電気 (S/C※)	X-300A	制御				
	X-300B	制御				

※サブプレッション・チェンバ

7号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(6/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(サブレーション・チェンバ)	X-320	IA				
	X-321A	S/C圧力				
	X-321B	S/C圧力				
	X-322A	S/C水位				
	X-322B	S/C水位				
	X-322C	S/C水位				
	X-322D	S/C水位				
	X-322E	S/C水位				
	X-322F	S/C水位				
	X-323A	S/C水位				
	X-323B	S/C水位				
	X-323C	S/C水位				
	X-323D	S/C水位				
	X-323E	S/C水位				
	X-323F	S/C水位				
	X-331A	CAMS				
	X-331B	CAMS				
	X-332A	CAMS				
	X-332B	CAMS				
	X-342	事故後サンプリング				

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
プロセス (A/T:0※)	X-610	CRD				
	X-620	LCW				
	X-621	HCW				

※アクセストンネル0°側

7号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(7/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(アクセスンネル0°側)	X-650A	炉心差圧				
	X-650B	炉心差圧				
	X-650C	炉心差圧				
	X-650D	炉心差圧				
	X-651A	RIP差圧				
	X-651B	RIP差圧				
	X-651C	RIP差圧				
	X-651D	RIP差圧				
	X-660A	TIP案内管				
	X-660B	TIP案内管				
	X-660C	TIP案内管				
	X-660D	TIPパーシ				
	X-680A	予備				
	X-680B	予備				

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
プロセス配管貫通部(アクセスンネル180°側)	X-700A	RIPパーシ水				
	X-700B	RIPパーシ水				
	X-700C	RIPパーシ水				
	X-700D	RIPパーシ水				
	X-700E	RIPパーシ水				
	X-700F	RIPパーシ水				
	X-700G	RIPパーシ水				
	X-700H	RIPパーシ水				
	X-700J	RIPパーシ水				
	X-700K	RIPパーシ水				
	X-710	CRD				
	X-740	下部D/W注水				

7号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(8/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(A/T:180※)	X-750A	炉心差圧				
	X-750B	炉心差圧				
	X-750C	炉心差圧				
	X-750D	炉心差圧				
	X-751A	RIP差圧				
	X-751B	RIP差圧				
	X-751C	RIP差圧				
	X-751D	RIP差圧				
	X-780A	予備				
	X-780B	予備				

※アクセストンネル180° 側

## トップヘッドフランジ等の開口量評価の妥当性について

本文では、有効性評価での限界温度、圧力の設定の妥当性の確認のため、有限要素法 (FEM) 解析を用いてトップヘッドおよび機器ハッチのフランジ部の開口量を評価している。本資料は、トップヘッドフランジ等の開口評価の妥当性について示すものである。

今回、当社が実施したトップヘッドおよび機器ハッチのフランジ部の開口量評価では、FEM 解析を用いている。今回の評価では、開口量に影響を及ぼす可能性のあるボルト等の構造は、実機の寸法等を模擬して解析モデルに反映している。また、フランジ部の開口の挙動への影響が大きいと考えられる上下フランジ面同士の接触の影響も考慮し、三次元ソリッド要素を用いて弾塑性大変形解析を実施した。その評価モデルを図 1 に示す。以上のような解析手法を用いることにより、高い精度で開口量の評価が可能である。図 2 は、NUPEC で実施された機器搬入用ハッチフランジの圧力と開口量の関係である。この開口量は、図 3 に示すハッチモデル試験体のフランジ部にひずみゲージを取り付けて、漏えいが生じるまで内圧を加えて計測されたものである。この試験結果に対して、当社解析と同様に精度を向上させた解析手法を適用し、同等のメッシュ分割を用いて評価を行っている(図 4 参照)。図 2 の試験結果と解析結果の比較に示すように、解析結果は、圧力の上昇に伴って増加するフランジ部の開口量を精度よく評価できていることがわかる。なお、これらの評価手法は、JSME シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン (BWR 鋼製格納容器編) 等にも反映された手法である。

フランジ部の開口評価では、フランジ部だけではなくトップヘッドの全体をモデル化している。そのため、内圧の増加により、ボルト部にモーメントが生じて、フランジ部の開口が発生する。フランジ部に生じるモーメントが増加すると、同時にトップヘッド全体の幾何学形状も変化するため、ボルトへの荷重のかかり方が逐次的に変化し、結果として、内圧の増加に対する開口挙動が曲線的に変化する。また、図 5 に当社トップヘッドフランジ開口量評価における 2Pd 時の相当塑性ひずみ分布を示す。材料の降伏点の低いワッシャーとナットについて、内圧の増加に伴って局所的に塑性領域に入ることも、開口挙動の曲線的な変化に寄与するものと考えられる。ただし、2Pd 時にワッシャーとナットで生じる塑性ひずみは概ね 0.3%~0.6%程度と小さく、発生箇所も局所的であるため、内圧変動時の開口評価に及ぼす影響は小さい。フランジやボルトについては、材料の降伏点が高く、内圧が 2Pd まで増加しても、弾性変形の範囲内にあり、塑性ひずみは発生していない。同様の評価結果が、原子力安全・保安院による評価<sup>[1]</sup>でも示されているように、フランジ部の開口評価において、2Pd までの圧力範囲ではフランジやボルトの塑性変形は生じないことから、内圧が変動しても開口挙動に影響を及ぼすような顕著な構造の変形は生じないと考えられ



る。

以上より、FEM解析を用いて実施したトップヘッドおよび機器ハッチのフランジ部の開口量評価により、実機の挙動を適切に評価することが可能である。

[1] 原子力安全・保安院 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について  
(平成 24 年 3 月)

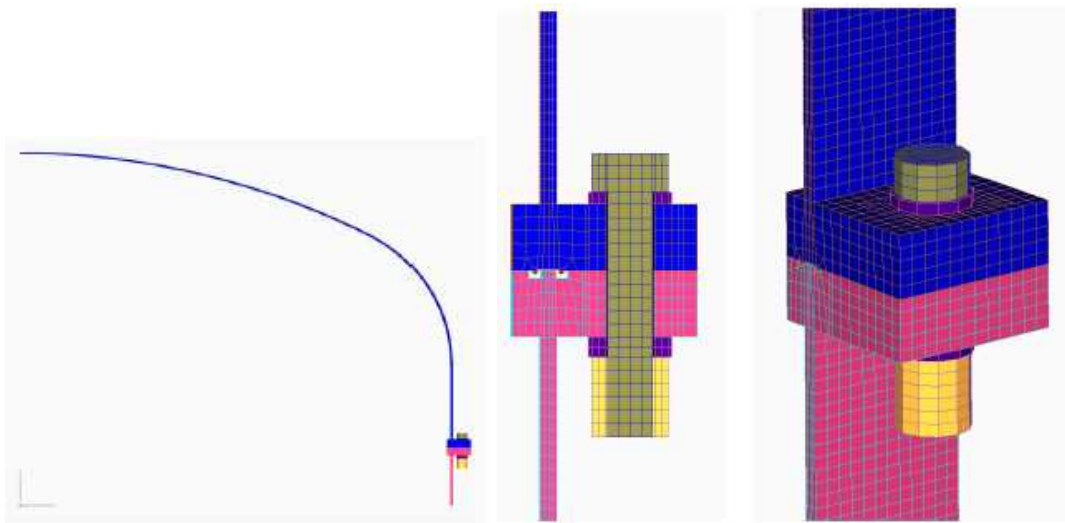


図1 当社トップヘッドフランジ開口量評価の解析モデル

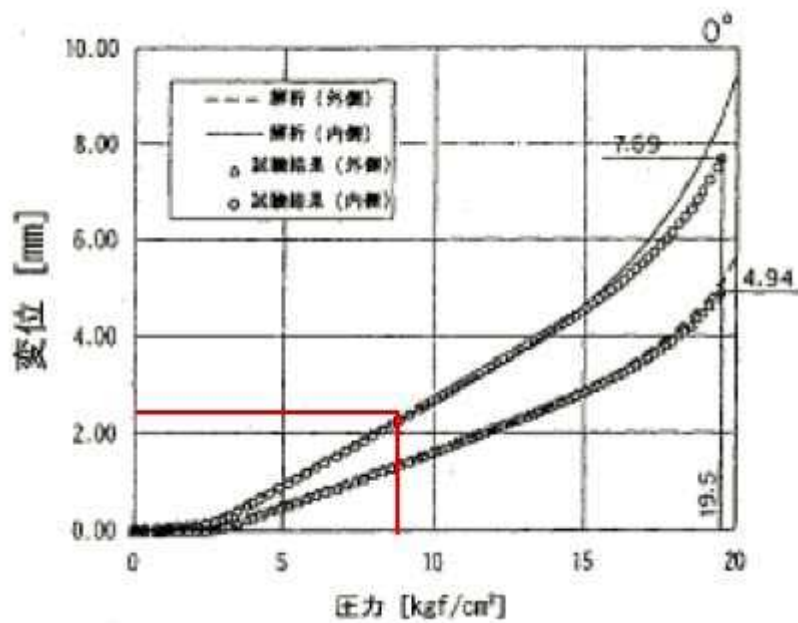


図2 NUPEC 機器搬入用ハッチフランジの圧力ー開口量関係

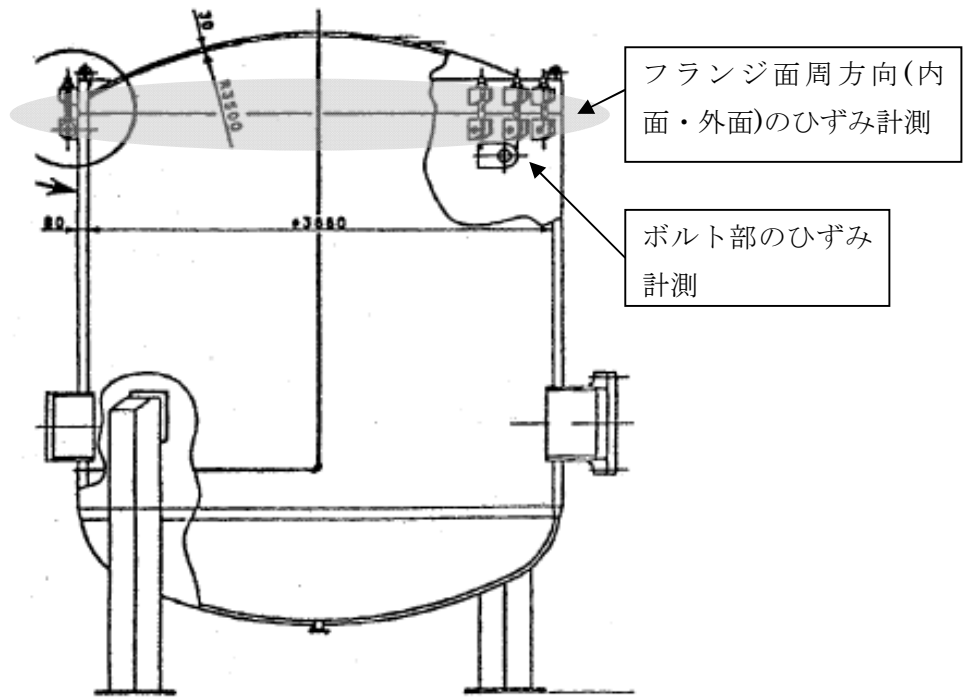


図3 NUPEC ハッチモデル試験体

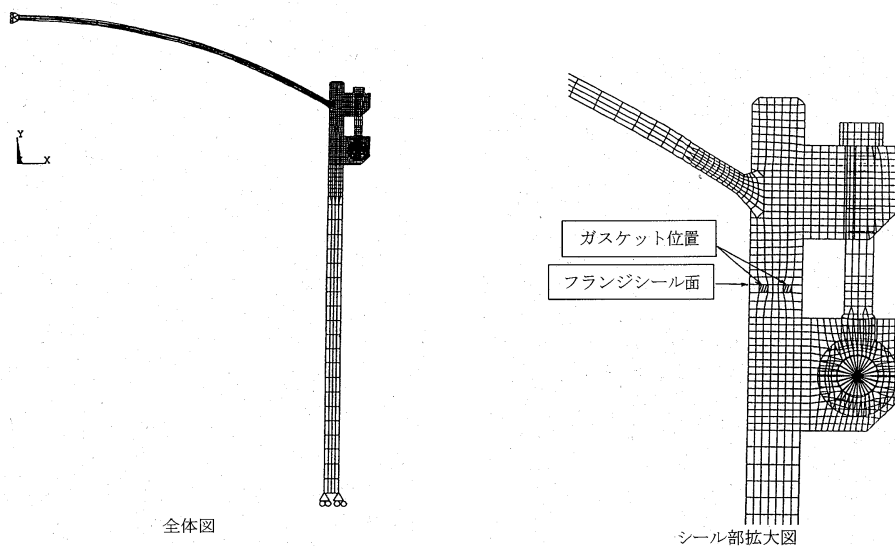


図4 NUPEC ハッチモデル試験解析モデル

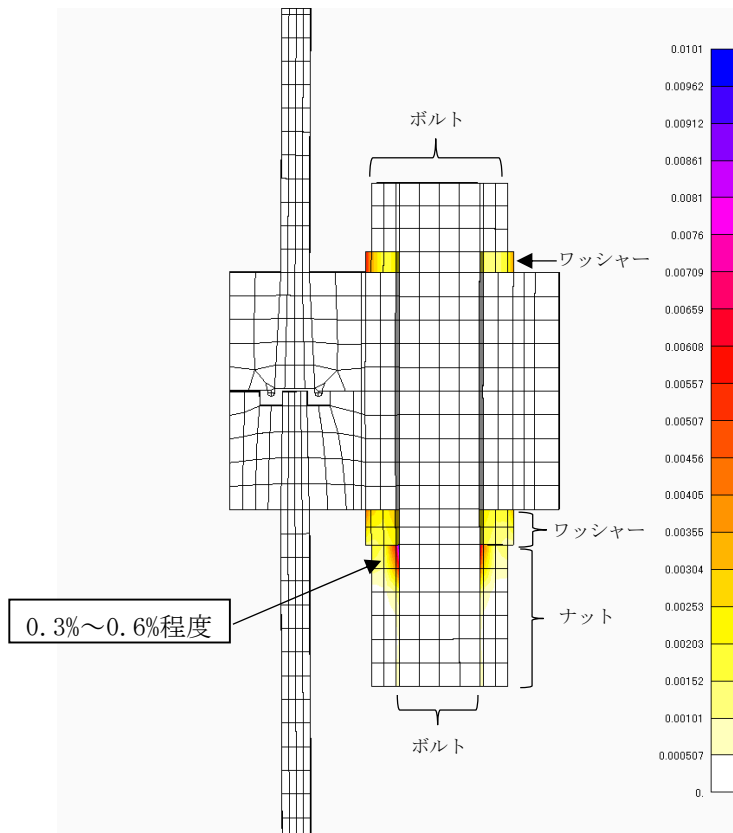


図5 当社トップヘッドフランジ開口量評価での相当塑性ひずみ分布 (2Pd時)

## 改良 EPDM シール材の試験について

改良 EPDM シール材について、耐高温性、耐蒸気性を確認するために、800kGy の  $\gamma$  線照射を行った材料を用いて、高温暴露又は蒸気暴露を行った後、気密確認試験を実施して漏えいの有無を確認した。また、試験後の外観観察、FT-IR 分析及び硬さ測定を行い、暴露後のシール材の状況を確認した。本試験に使用した試験治具寸法を図 1、外観を図 2 に示す。シール材の断面寸法は実機の 1/2 とし、内側の段差 1mm に加えて外側からも高温空気又は蒸気に暴露されるため、実機条件と比較して保守的な条件となると想定される。試験の詳細と結果を以下に記載する。

### ① 高温暴露

熱処理炉を使用して 200℃、168h の高温暴露を実施した。

### ② 蒸気暴露

東京電力技術開発センター第二研究棟の蒸気用オートクレーブを使用して、1MPa、250℃の蒸気環境下で 168 時間暴露を実施した。蒸気用オートクレーブの系統図を図 3 に、試験体設置状況を図 4 に示す。

### ③ He 気密確認試験

高温暴露及び蒸気暴露後の試験体について、He を用いて気密試験を実施した。負荷圧力は 0.3MPa、0.65MPa、0.9MPa とし、スヌープでのリーク確認と、0.3MPa は保持時間 10 分、0.65MPa 及び 0.9MPa は保持時間 30 分で圧力降下の有無を確認した。また、0.8mm の隙間ゲージを用いて開口変位を模擬した気密確認試験も実施した（実機 1.6mm 相当の変位）。試験状況を図 5、6 に、試験結果を表 1 に示す。いずれの条件下でもリーク及び圧力降下は認められなかった。

### ④ 試験後外観観察

デジタルマイクロスコープを用いて He 気密確認試験後のシール材表面を観察した。観察結果を図 7 に示す。シール材表面に割れ等の顕著な劣化は認められなかった。



図 1 試験治具寸法

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。

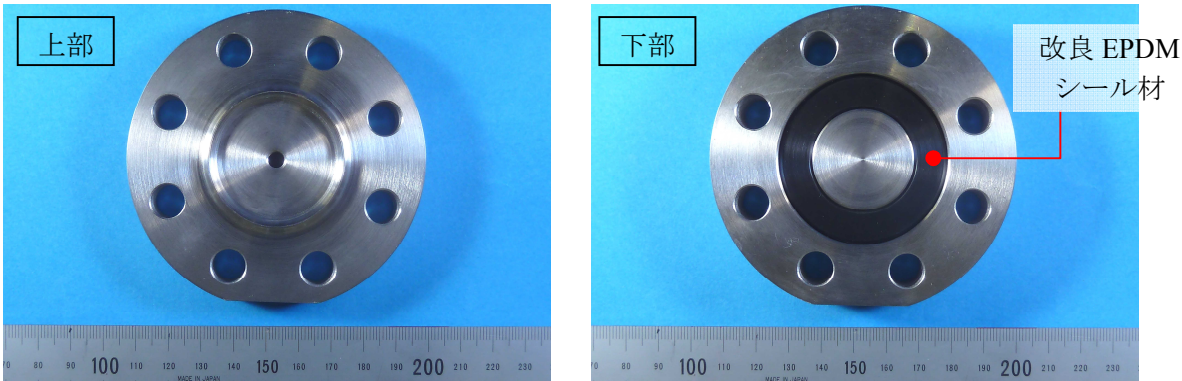


図 2 試験治具及びシール材外観

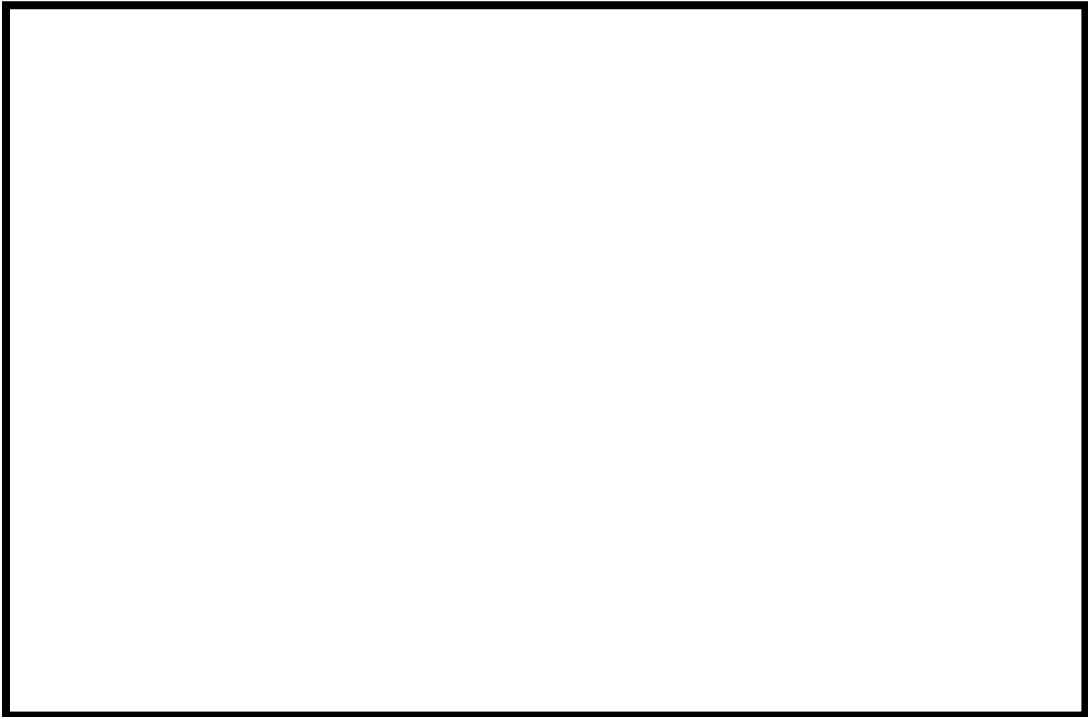


図 3 蒸気用オートクレーブ系統図



図 4 蒸気暴露試験体設置状況



図5 He気密確認試験状況

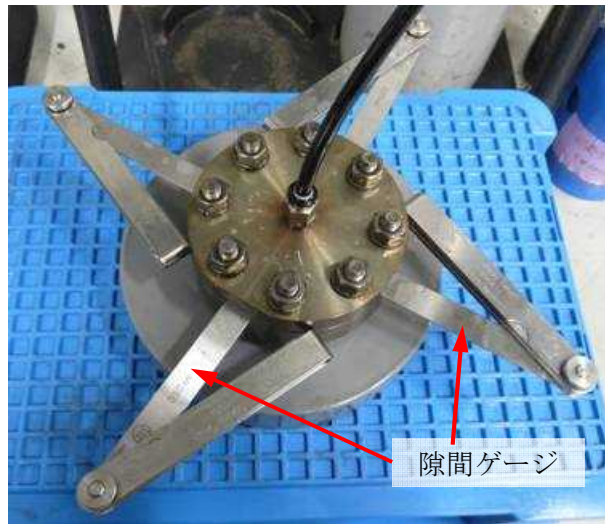


図6 He気密試験時開口模擬  
(隙間ゲージ使用)

表1 He気密確認試験状況

No.	暴露条件	$\gamma$ 線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200°C、168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa、250°C、 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa、250°C、 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

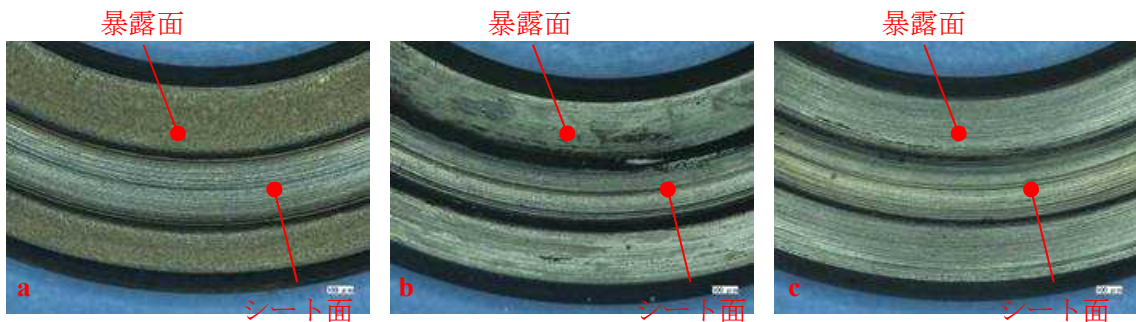


図7 試験後外観観察結果  
(a: 乾熱 200°C、168h、b、c: 蒸気 250°C、168h)

⑤ FT-IR 分析

試験後のシール材の FT-IR 分析結果を図 8、9 に示す。FT-IR は赤外線が分子結合の振動や回転運動のエネルギーとして吸収されることを利用して、試料に赤外線を照射して透過又は反射した光量を測定することにより分子構造や官能基の情報を取得可能である。高温暴露中に空気が直接接触する位置（暴露面）では、ベースポリマーの骨格に対応するピークが消失していたが、その他の分析位置、暴露条件では顕著な劣化は認められなかった。

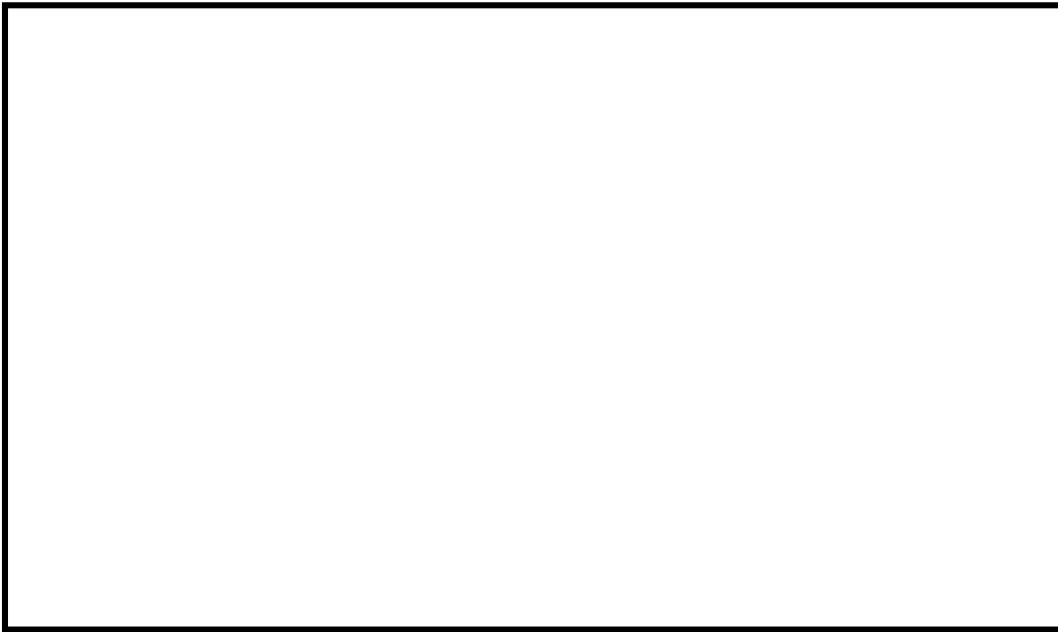


図 8 FT-IR 分析結果（暴露面）



図 9 FT-IR 分析結果（シート面）

⑥ 硬さ測定

試験後のシール材の硬さ測定結果を図 10 に示す。暴露面、シート面、裏面、断面の硬さを測定した。暴露面において、乾熱 200℃、168h 条件では酸化劣化によって硬さが顕著に上昇していた。その他の部位、条件では、蒸気 250℃、168h 条件の暴露面で若干の軟化が確認された以外、硬さは初期値近傍であり、顕著な劣化は確認されなかった。

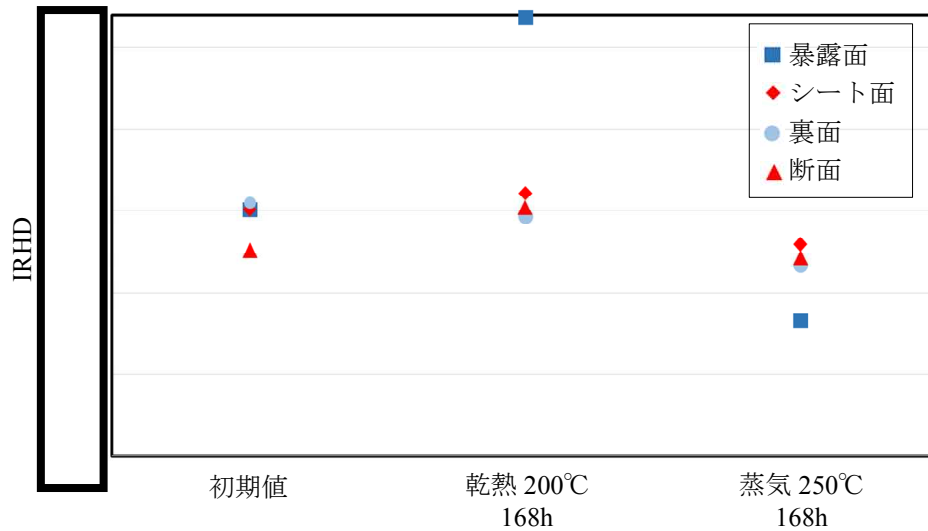


図 10 硬さ測定結果

以上の試験結果から、200℃、2Pd、168h の条件下では、改良 EPDM シール材を使用した場合は、圧力上昇時のフランジ部の開口を勘案しても原子炉格納容器フランジ部の気密性は保たれると考えられる。

以上



## バックアップシール材の試験について

バックアップシール材（一液硬化型耐火シーラント）に関して、耐高温性、施工性等を確認するために、以下の試験を実施した。

- (1) 高温暴露及び蒸気暴露後気密確認試験
- (2) 開口模擬後気密確認試験
- (3) 実機適用性試験
- (4) 長時間試験（改良 EPDM との組み合わせ）

各々の試験の詳細を以下に示す。

(1) 蒸気暴露試験（250℃×168 時間）後気密確認試験

フランジ部に塗布するバックアップシール材に塗布するバックアップシール材に関して、小型試験体（図 1 参照）を用いてγ線照射、及び、蒸気暴露後に He 気密確認試験を実施し漏洩の有無を確認するとともに、試験後に FT-IR 分析を実施して化学構造の変化状況を確認した。各々の詳細条件を以下に記載する。

① γ線照射

線源  $^{60}\text{Co}$ 、照射時間 100 時間、目標 800kGy にてγ線照射を実施した。照射実績は、雰囲気線量 8.19kGy/h、8.27kGy/h、累積照射量 819kGy、827kGy であった。

② 高温暴露

熱処理炉を使用して 300℃、73h 及び 350℃、73h の高温暴露を実施した。

③ 蒸気暴露

東京電力技術開発センター第二研究棟の蒸気用オートクレーブを使用して、試験体（3 個）を 1MPa、250℃の蒸気環境下で 168 時間暴露を実施した。蒸気用オートクレーブの系統図を図 2 に、試験体設置状況を図 3 に示す。

④ He 気密確認試験

蒸気暴露後の試験体について、He を用いて気密試験を実施した。高温暴露条件では負荷圧力 0.2、0.3、0.4、0.5、0.62 MPa、蒸気暴露条件では負荷圧力は 0.3、0.65、0.9MPa とし、スヌープでのリーク確認と 0.65MPa 及び 0.9MPa は保持時間 30 分、その他の圧力では保持時間 10 分で圧力降下の有無を確認した。試験状況を図 4 に、試験結果を表 1、2 に示す。いずれの試験体もリーク及び圧力降下は認められなかった。

⑤ FT-IR 分析

He 気密確認試験後に FT-IR 分析を実施した。FT-IR は赤外線が分子結合の振動や回転運動のエネルギーとして吸収されることを利用して、試料に赤外線を照射して透過又は反射した光量を測定することにより分子構造や官能基の情報を取得可能である。分析結果を図 5 に示す。本試験条件では 350℃高温暴露条件を除いてシロキサン構造

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。

の変化量は小さく、顕著な劣化は認められなかった。



図1 小型試験治具寸法

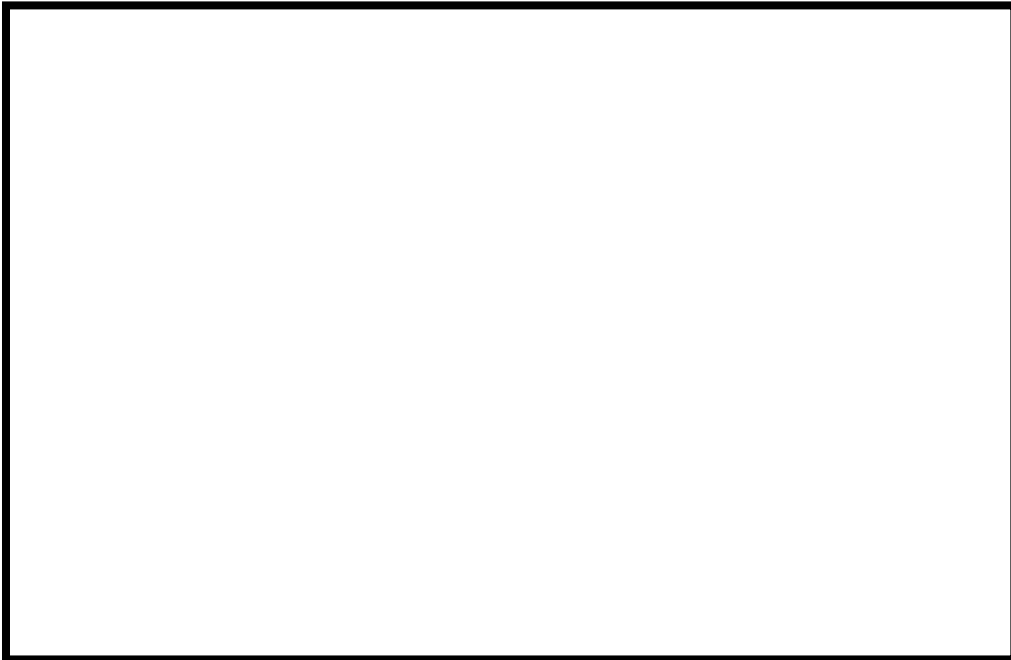


図2 蒸気用オートクレーブ系統図

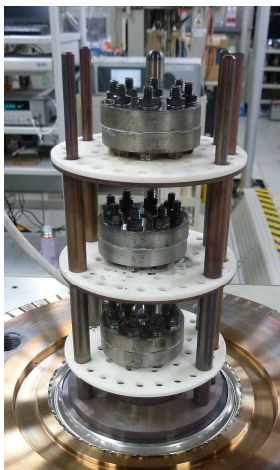


図3 蒸気暴露  
試験片設置状況

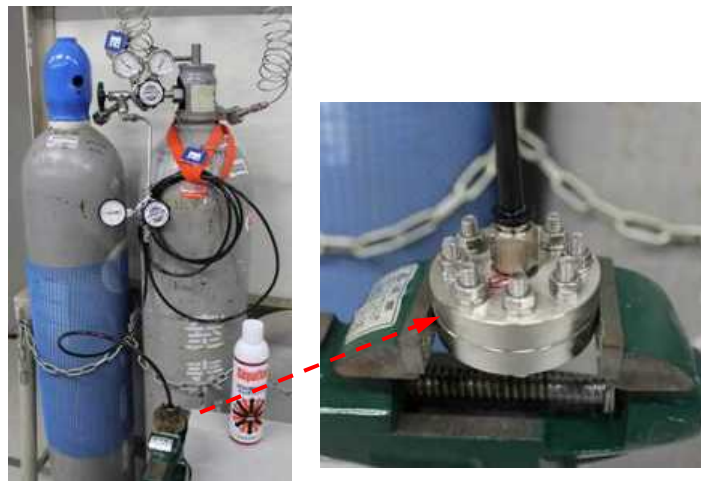


図4 気密確認試験状況

表 1 He 気密確認試験結果（高温暴露後）

No.	高温暴露条件	0.2MPa	0.3Mpa	0.4MPa	0.5MPa	0.62MPa	γ線照射量
1	300℃、73h	○	○	○	○	○	827kGy
2	350℃、73h	○	○	○	○	○	827kGy

○：リーク及び圧力降下なし

表 2 He 気密確認試験結果（蒸気暴露後）

No.	蒸気暴露条件	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa	γ線照射量
1	1MPa、250℃、168h	○	○	○	819kGy
2	1MPa、250℃、168h	○	○	○	819kGy
3	1MPa、250℃、168h	○	○	○	819kGy

○：リーク及び圧力降下なし



図 5 FT-IR 分析結果

(2) 開口模擬後気密確認試験

シビアアクシデント時には、事故後ベント実施までは圧力が 2Pd 近傍と高くなりフランジ部が開口することから、フランジ開口を経験した後にバックアップシール材に気密性があるか否かを確認するため、30cm 中型試験体を用いて隙間ゲージで一度変位を経験させた後に He 気密確認試験を実施して漏えいの有無を確認した。試験状況を図 6、7、試験条件及び結果を表 3 に示す。1.9mm までの変位を経験した後も He 気密確認においてリーク及び圧力降下は認められなかった。なお、He 気密確認試験は(1)の蒸気暴露試験(250℃×168 時間)後気密確認試験と同様に、負荷圧力は 0.3MPa、0.65MPa、0.9MPa とし、ス

ヌープでのリーク確認と 0.3MPa は保持時間 10 分、0.65MPa 及び 0.9MPa は保持時間 30 分で圧力降下の有無を確認した。

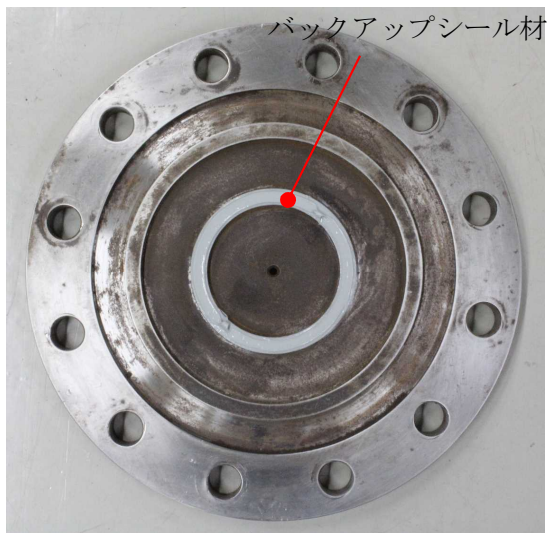


図 6 バックアップシール材塗布状況  
(1.5mm 厚さ)



図 7 変位付与状況  
隙間ゲージを用いて所定の変位を加えた後、  
隙間ゲージを抜いて再締め付け

表 3 開口模擬後 He 気密確認試験結果

No.	塗布厚さ	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa	備考
4	1.5mm	変位付与前	○	○	○	
		1.0mm	○	○	○	
5	5.0mm	変位付与前	○	○	○	
		1.0mm	○	○	○	
6	1.5mm	変位付与前	○	○	○	
		1.9mm	○	○	○	

○：リーク及び圧力降下なし

### (3) 実機適用性試験

実機フランジは直径が大きく塗布長さが長いため、実際にバックアップシール材を適用した場合に問題なく気密性が担保出来るか否か、また、既存のシール材との干渉の有無を確認するため、柏崎刈羽原子力発電所 4 号機 SRV ハッチを使用してバックアップシール材を塗布と局所漏えい試験を実施した。

バックアップシール材塗布条件は、図 8 に示す内外シール材に PCV 外側にバックアップシール材を塗布して既存シール材とバックアップシール材との干渉の有無を確認する

条件、図9に示す内シール材とPCV外側にバックアップシール材塗布のバックアップシール材単体でシール機能を持つことを確認する条件の2通り実施した。いずれも局所漏えい試験結果は良好であった。なお、バックアップシール材の塗布時には、塗布厚さが1～1.5mm程度となる様に治具を用いて作業を実施した(図10参照)。

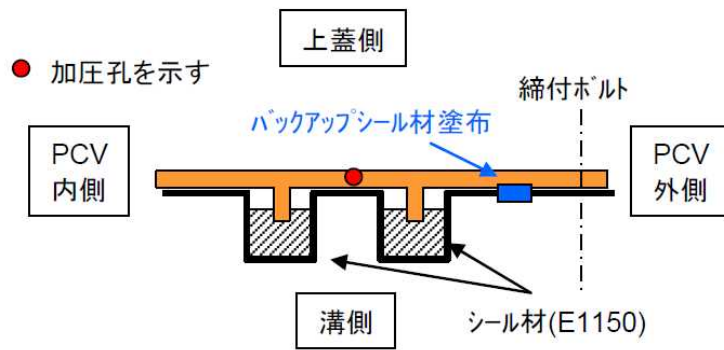


図8 内外シール材+PCV外側バックアップシール材塗布条件

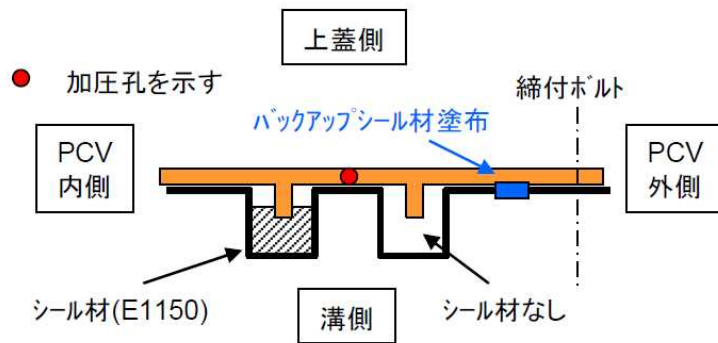
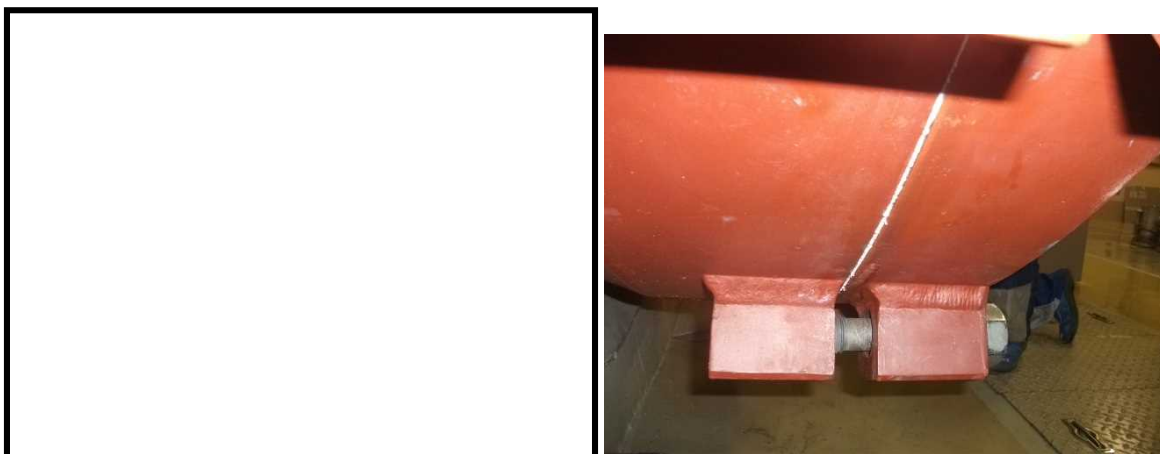


図9 内シール材+PCV外側バックアップシール材塗布条件



(a) バックアップシール材塗布作業状況

(b) ハッチ閉鎖時

図10 柏崎刈羽原子力発電所4号機SRVハッチ試験状況

#### (4) 長時間試験

シビアアクシデントにおいては、復旧までに相応の日数が必要と考えられることから、30日、又は、それ以上の期間暴露したシール材の気密性を確認することを目的に、改良 EPDM シール材（ $\gamma$ 線照射量 800kGy）とその外側にバックアップシール材を適用した条件で、長期間高温暴露を実施した後に He 気密確認試験を行い漏えいの有無を確認した。各々の詳細条件を以下に示す。また、試験体の状況（改良 EPDM+バックアップシール材塗布）を図 11 に示す。

##### ① 高温暴露

熱処理炉を用いて、乾熱 200°C 条件下にて高温暴露を実施した。なお、試験体は、所定の日数暴露した後に取り出して下記の He 気密確認試験を実施し、He 気密確認試験後には、再度、熱処理炉に戻して乾熱 200°C 条件下にて追加日数の高温暴露を行う条件で試験を継続実施している。

##### ② He 気密確認試験

高温暴露後の試験体について、He を用いて気密試験を実施した。負荷圧力は 0.3MPa、0.65MPa、0.9MPa とし、スヌープでのリーク確認と 0.3MPa は保持時間 10 分、0.65MPa 及び 0.9MPa は保持時間 30 分で圧力降下の有無を確認した。試験状況を図 12 に、試験結果を表 4 に示す。いずれの試験体、試験条件においてもリーク及び圧力降下は認められなかった。

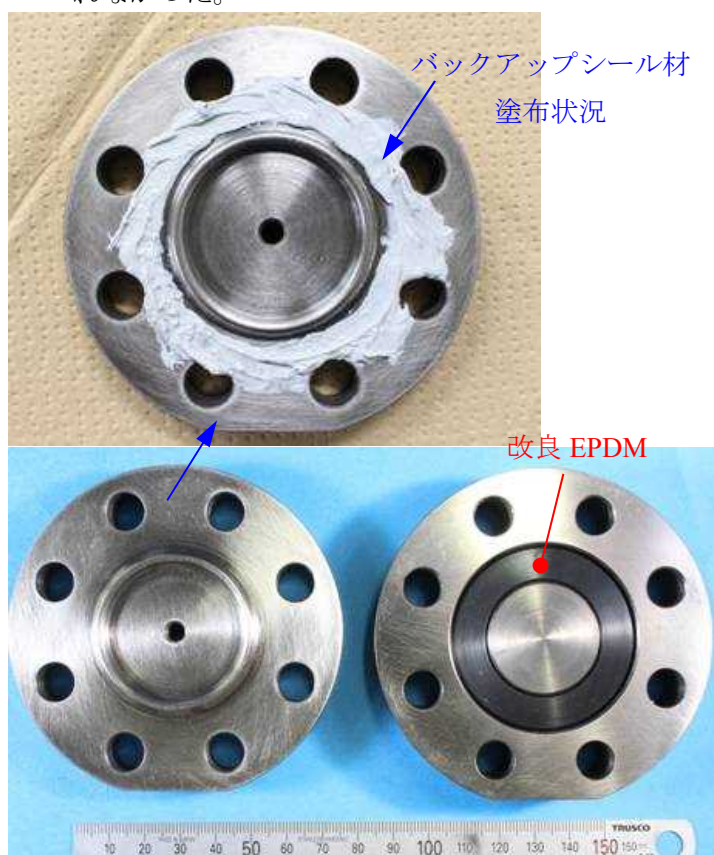


図 11 試験体の状況  
(改良 EPDM+バックアップシール材)



図 12 He 気密確認試験状況

表4 He 気密確認試験結果

No.	暴露条件	暴露日数	暴露時間(h)	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
7	乾熱 200℃	30	720	○	○	○
7	乾熱 200℃	45	1、080	○	○	○
7	乾熱 200℃	60	1、440	○	○	○
7	乾熱 200℃	75	1、800	○	○	○
7	乾熱 200℃	90	2、160	○	○	○
7	乾熱 200℃	105	2、520	○	○	○
8	乾熱 200℃	30	720	○	○	○
8	乾熱 200℃	45	1、080	○	○	○
8	乾熱 200℃	60	1、440	○	○	○
8	乾熱 200℃	75	1、800	○	○	○
8	乾熱 200℃	90	2、160	○	○	○
8	乾熱 200℃	105	2、520	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

補足：他構造部材への影響について

バックアップシール材は、取り外し時には、スクレーパー等にて除去可能である。また、塗布時を含めて、油等の薬品を使用する必要がないことから、他構造部材への影響を考慮する必要は無いと考えられる。

以 上

一次+二次応力の評価について

1. 一次+二次応力評価

添付資料 3~6 に示す格納容器の健全性評価において、トップヘッドフランジ、ハッチ類、エアロック、配管貫通部の一次応力評価を記載している。これは、重大事故時の応力評価について、JSME 設計・建設規格の運転状態IVにおける荷重の組合せに準じて一次応力評価を実施したものである。一方、格納容器の温度上昇に伴う構造健全性への影響についても確認する必要があるため、一次+二次応力の評価についても実施している。本資料では、その評価結果を示す。

2. 評価結果

トップヘッドフランジ、ハッチ類、エアロック、配管貫通部の一次+二次応力評価を評価基準値を  $2S_y$  として実施した。その結果、 $2S_y$  を超過し、塑性域に達すると見込まれる部位が確認された。これらの評価結果について、材料別で一次+二次応力が最大となる箇所、及びそのときの弾塑性ひずみを表 1、2 に示す。弾塑性ひずみが最大となる材料は SUS304LTP であり、弾塑性ひずみ値は約 12%となるが、JIS G 3459 配管用ステンレス鋼管で示す機械的性質によると、SUS304LTP の伸びは 22%以上であるため、今回の評価結果から破断に至るものではない。よって、200℃、2Pd 環境下における原子炉格納容器の閉じ込め機能は確保可能と考えている。

表 1 残留ひずみ評価のまとめ (6号炉)

材質	$\sigma_n$ [MPa]	$2S_y$ [MPa]	E [MPa]	$\epsilon_p$ [-]	$\epsilon_{ep}$ [-]	機器名
SFVC2B						配管貫通部 X-220 (P3)
SGV480						下部 D/W アクセストネルスリーブ 及び鏡板 (所員用エアロック付) (P5)
STS480						配管貫通部 X-200B、C (P2)
SUS304L						配管貫通部 X-204~206、222 (P5)
SPV490						下部 D/W アクセストネルスリーブ 及び鏡板 (所員用エアロック付) (P9)
SUSF316						配管貫通部 X-215 (P3)
SUS304LTP						配管貫通部 X-210B、C (P2)

$\sigma_n$  : 一次+二次応力 (それぞれの材質ごとに最大の応力となる点を評価した)

$\epsilon_p$  : 塑性ひずみ

$\epsilon_{ep}$  : 弾塑性ひずみ



表 2 残留ひずみ評価のまとめ (7号炉)

材質	$\sigma_n$ [MPa]	2Sy [MPa]	E [MPa]	$\epsilon_p$ [-]	$\epsilon_{ep}$ [-]	機器名
SFVC2B						配管貫通部 X-220 (P3)
SFVC2B※						配管貫通部 X-31C (P3)
SGV480						配管貫通部 X-31C (P2)
STS480						配管貫通部 X-200B、C (P2)
SUS304						配管貫通部 X-70、71A/B、72 (P3)
SUS304L						配管貫通部 X-204 (P5)
SUS304LTP						配管貫通部 X-204 (P2)

$\sigma_n$  : 一次+二次応力 (それぞれの材質ごとに最大の応力となる点を評価した)

$\epsilon_p$  : 塑性ひずみ

$\epsilon_{ep}$  : 弾塑性ひずみ

※ : 302°C (その他は 200°C)

<参考例> 7号炉 SUS304LTP の弾塑性ひずみの算出

表 3 配管貫通部 (X-204) スリーブ取付部の塑性ひずみ

	項目		単位	値	備考
評価条件	一次+二次応力強さ	$\sigma_n$	MPa		200°C、2Pdにおける評価点の応力強さ
	縦弾性係数 (SUS304LTP at 200°C)	E	MPa		設計・建設規格 付録 材料図表より
	降伏応力 (SUS304LTP at 200°C)	$S_y$	MPa		設計・建設規格 付録 材料図表より
評価結果	最大応力に対する弾性ひずみ	$\epsilon_e$	-		$= \sigma_n / E$
	弾塑性ひずみ	$\epsilon_{ep}$	-	$= (\sigma_n \cdot \epsilon_e) / S_y$	
	降伏応力での弾性ひずみ	$\epsilon_y$	-	$= S_y / E$	
	塑性ひずみ	$\epsilon_p$	-	$= \epsilon_{ep} - \epsilon_y$	

## ライナの不連続部の評価について

ライナの不連続部の評価として、ライナ部と貫通部アンカに分けて評価を行う。

## 1. ライナ部の不連続部の評価

ライナ部の不連続部の代表例としてライナ部と上部ドライウェル機器搬入用ハッチの接続部を図 1-1 に示す。ライナ部と上部ドライウェル機器搬入用ハッチのフランジプレートとの不連続部はA部拡大図に示す破線部である。

図 1-2 に示すように NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成 2 年度～平成 14 年度）において、ABWR 代表プラントの原子炉格納容器を対象に有限要素法によるひずみ評価を実施している。この有限要素法による評価では、ABWR プラントの RCCV 全体モデル解析でライナ部のひずみが大きくなる「上部ドライウェル開口近傍隅角部」を局部評価点として選定し、部分詳細モデルの評価範囲の中に前述の不連続部を含めている。この評価結果は、「2. 原子炉格納容器本体（ライナ部）」に示すように 200°C、2Pd の条件下におけるライナ部（不連続部を含む）のひずみは小さく、構造健全性が維持されることを確認した。

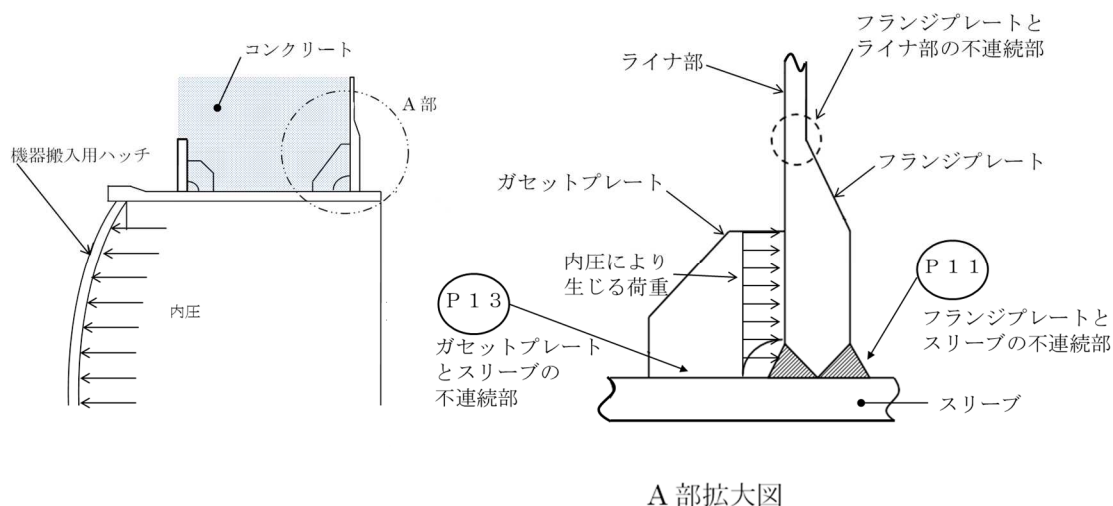


図 1-1 ライナと上部ドライウェル機器搬入用ハッチの接続部

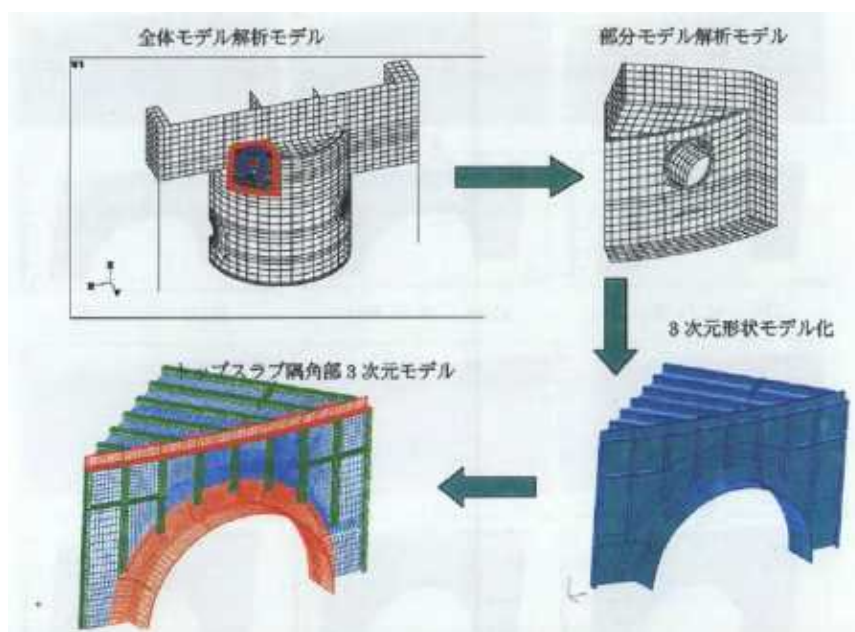


図 1-2 上部ドライウェル開口近傍隅角部 評価モデル

## 2. 貫通部アンカの不連続部の評価

貫通部アンカの評価の代表例として上部ドライウェル機器搬入用ハッチを用いる。従来の鉄筋コンクリート製原子炉格納容器の建設時工事計画認可申請書添付書類「上部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」と同じ評価手法を用い、貫通部アンカの不連続部の中で最大応力が加わると考えているフランジプレートとスリーブの不連続部、ガゼットプレートとスリーブの不連続部に生じる応力を評価した。この時、内圧により生じる荷重は保守的にフランジプレート及びガゼットプレートで全て受けていると仮定する。応力の評価結果は表 2-1 に示す通り、200℃、2Pd の条件下における各応力評価点の応力は許容値以下であり、構造健全性が維持されることを確認した。計算の詳細を次頁以降に示す。

表 2-1 フランジプレート及びガゼットプレートの応力評価まとめ

応力評価点番号	応力評価点	曲げ応力度 (MPa)		せん断応力度 (MPa)		応力比 (-)	
		応力度	許容応力度	応力度	許容応力度	曲げ	せん断
P 1 1	フランジプレート (内側)		312		156		
P 1 3	ガゼットプレート (内側)		-		156		

※評価条件：圧力 2Pd (0.62MPa)、温度 200℃

3. 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ 貫通部アンカの評価

3.1 フランジプレート(内側) (応力評価点 P 1 1)

3.1.1 形状及び寸法

フランジプレート(内側)の形状及び寸法を図3-1に示す。

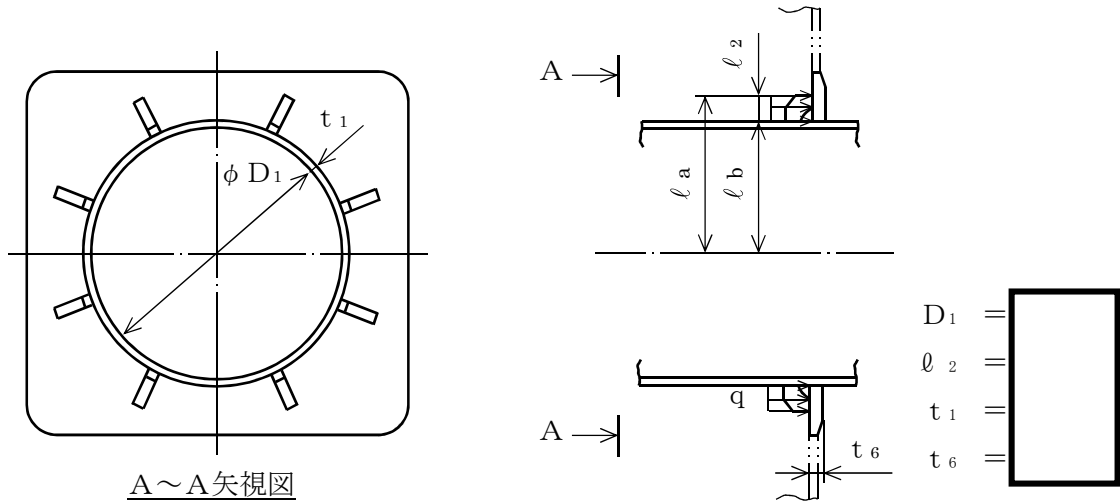


図3-1 フランジプレート(内側)の形状及び寸法 (単位 : mm)

3.1.2 最高使用圧力(内圧)による応力度

最高使用圧力(内圧)により、フランジプレート(内側)に生じる応力度は、図3-2に示すようにフランジプレート(内側)を等分布荷重を受ける3辺固定1辺自由の矩形板にモデル化し、参考文献(1)の式に基づき計算する。

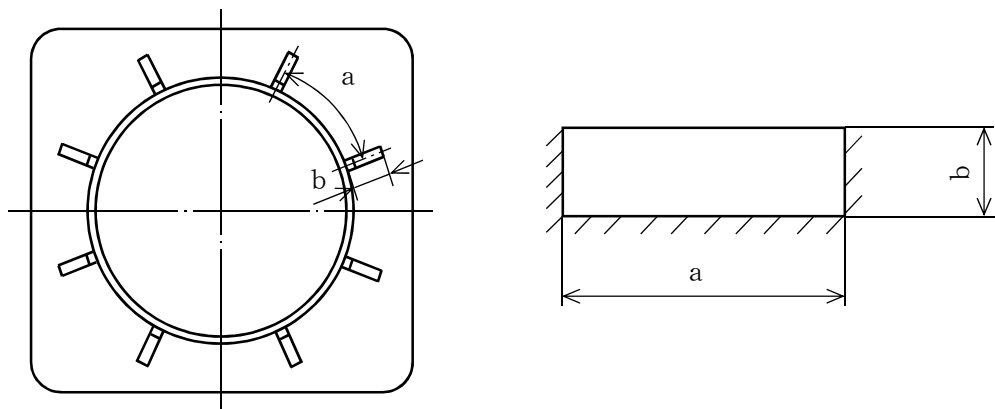


図3-2 計算モデル

(1) 曲げ応力度

$$\sigma_b = \frac{\beta_1 \cdot q \cdot b^2}{t_6^2} =$$

ここに、

$\beta_1 = 3.0$  ( $a/b =$   参考文献(1)の式より  $\beta_1 = 3.0$  の場合、フランジプレートは片持ばりとして計算される。)

$$a = \pi \cdot (\ell_a + \ell_b) / n = \pi \times$$

$$b = \ell_2 =$$

$n$  : ガセットプレートの枚数 = 8 枚

$$q = \frac{(D_1 + 2 \cdot t_1)^2 \cdot P}{4 \cdot (l_a^2 - l_b^2)} =$$

$\ell_a$  : 円筒胴中心よりガセットプレート (内側) 外端までの距離

$$= D_1 / 2 + t_1 + \ell_2 =$$

$\ell_b$  : 円筒胴外半径

$$= D_1 / 2 + t_1 =$$

$P$  : 最高使用圧力 (内圧)

$$= 3.16 \text{ kg/cm}^2 (= 1 \text{ Pd})$$

(2) せん断応力度

$$\tau = \frac{\gamma_1 \cdot q \cdot b}{t_6} =$$

ここに、

$\gamma_1 = 1.0$  ( $a/b =$   参考文献(1)より  $\gamma_1 = 1.0$  の場合、フランジプレートは片持ばりとして計算される。)

3.1.3 上部ドライウェル機器搬入用ハッチに作用する荷重による応力

上部ドライウェル機器搬入用ハッチに作用する荷重として死荷重による鉛直方向荷重を考慮する。ここで、荷重の作用位置はすべての場合に対して安全側に上部ドライウェル機器搬入用ハッチの外側端 (フランジ面) とする。

$$M_L : \text{モーメント} = W_1 \cdot \ell_1 =$$

$$Q : \text{せん断力} = W_1 =$$

(1) 曲げ応力度

$$\sigma_b = \frac{\beta_1 \cdot q \cdot b^2}{t_6^2} = \boxed{\phantom{0000000000000000}}$$

ここに、

$$q = \frac{4 \cdot M \cdot l_a}{\pi \times (l_a^4 - l_b^4)} = \boxed{\phantom{0000000000000000}}$$

M : モーメント =

(2) せん断応力度

$$\tau = \frac{\gamma_1 \cdot q \cdot b}{t_6} = \boxed{\phantom{0000000000000000}}$$

### 3.2 ガセットプレート (内側) (応力評価点 P 1 3)

#### 3.2.1 形状及び寸法

ガセットプレートの形状及び寸法を図 4-1 に示す。

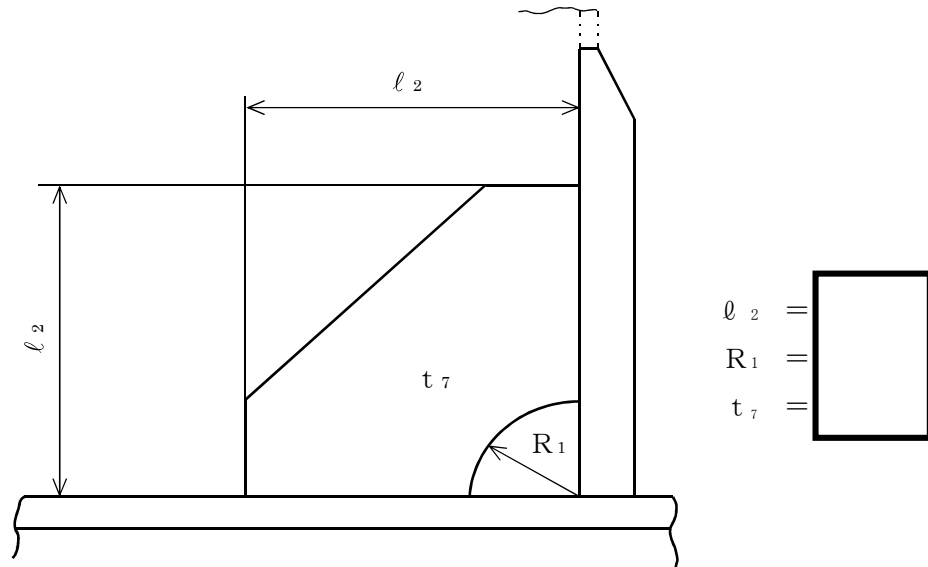


図4-1 ガセットプレートの形状及び寸法 (単位 : mm)

### 3.2.2 最高使用圧力(内圧)による応力度

最高使用圧力(内圧)によるせん断応力度は、図4-2に示すガセットプレート(内側)1枚当たりの分担面積に等分布荷重を受けるものとして次のように計算される。

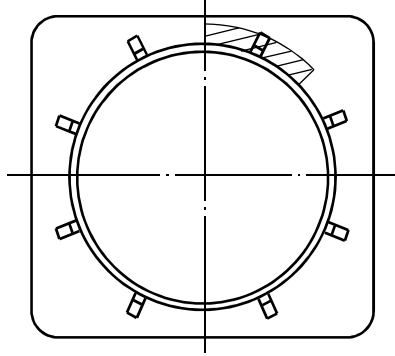


図4-2 ガセットプレート1枚当たりの分担面積

$$\tau = \frac{q \cdot A}{t_7 \cdot (l_2 - R_1)} =$$

ここに、

$$q =$$

A : ガセットプレート(内側)1枚当たりの分担面積

$$= \pi \cdot (l_a^2 - l_b^2) / n = \pi \times$$

n : ガセットプレートの枚数=8枚

l<sub>a</sub>、l<sub>b</sub>寸法は3.1.2項参照のこと

### 3.2.3 上部ドライウェル機器搬入用ハッチに作用する荷重による応力度

3.1.3項で計算した荷重がガセットプレートに作用する。

3.2.2項と同様に計算する。

$$\tau = \frac{q \cdot A}{t_7 \cdot (l_2 - R_1)} =$$

ここに、

$$q =$$

### 3.3 応力評価

フランジプレート（内側）（応力評価点 P 1 1）及びガセットプレート（内側）（応力評価点 P 1 3）に対する応力評価を表 5-1 に示す。

表 5-1 に示すように、各応力評価点の応力は、許容値以下である。

表 5-1 各荷重によりフランジプレート及びガセットプレートに生じる応力まとめ

単位：MPa

荷重番号	荷重	P 1 1		P 1 3
		曲げ応力	せん断応力	せん断応力
(1)	最高使用圧力 （内圧）			
(6)	鉛直荷重 （通常）			
(1)×2+(6)	評価用応力			
許容応力		312	156	156

### 4. 参考文献

(1) WARREN C. YOUNG “ROARK’ S FORMULAS for Stress and Strain” 7<sup>th</sup> Edition



## 格納容器貫通部における楕円変形の影響について

原子炉格納容器の貫通部は、事故条件下において、圧力上昇や温度上昇により貫通部が楕円変形する可能性がある。この影響について、下記のとおり検討を行った。

柏崎刈羽6 / 7号機の原子炉格納容器の貫通部は、躯体のコンクリートに開口が設けられ、この開口部に貫通部が設置されている。このため、貫通部の胴板の周囲がコンクリートで覆われており、コンクリートの変形以上に貫通部胴板が変形することはなく、また、コンクリート躯体厚さが2 m程度あるため、圧力の変動等によっても、貫通部胴板が大変形することはない（図-1 参照）。

また、ハッチ等の貫通部の蓋は、フランジボルトにより貫通部に固定され、フランジボルト以外に拘束力を作用させるものが存在しないため、フランジ面が内圧以外の要因で開口することはない。

このため、貫通部が変形することにより開口が生じることはないものとする。

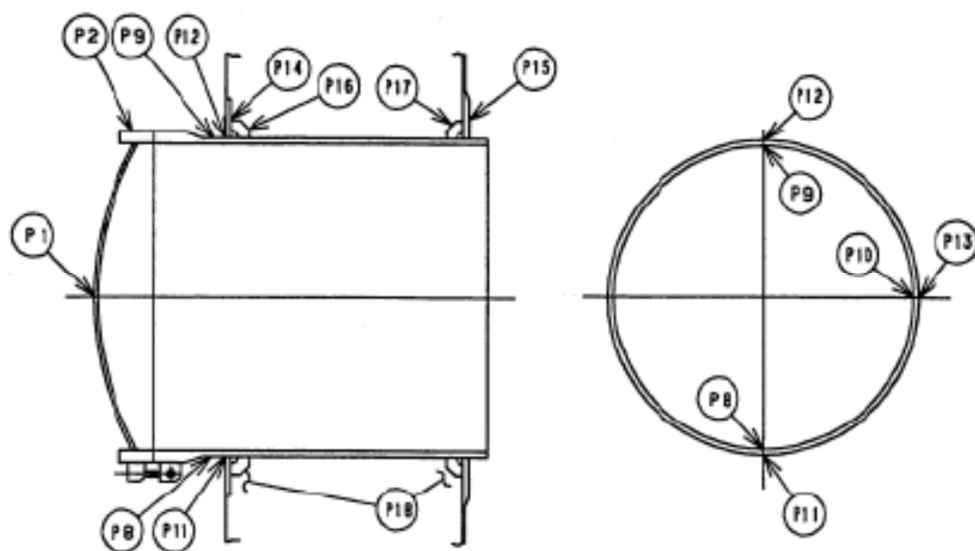


図-1 原子炉格納容器貫通部（機器ハッチの例）

以上

## モデル化している各部位の耐震性について

格納容器バウンダリの構成機器について、各機器(ドライウエルトップヘッド、機器搬入用ハッチ、サプレッションチェンバ出入口、所員用エアロック、原子炉格納容器配管貫通部及び原子炉格納容器電気配線貫通部)について、基準地震動  $S_s$  に対する耐震性を示すため、地震時の発生応力を算出し、供用状態  $D_s$  の評価基準値と比較した。その結果、表-1 に示すとおり、全ての評価部位において評価基準値を満足しており、評価対象部位は地震に対して健全性を有していると考ええる。

なお、フランジ部については、フランジ面がボルトにより固定されており、地震時にはフランジ接合された部位同士が一体として加振されるため、地震によってフランジ部応力は発生しないと評価している。

表-1 地震時の原子炉格納容器における発生応力及び評価基準値（7号機）

評価対象	一次応力		
	応力分類	発生応力(MPa)	供用状態 $D_s$ における 評価基準値 (MPa)
ドライウエル トップヘッド	$P_L + P_b$	111	380
上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ	せん断応力	55	158
下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ	$P_L + P_b$	40	380
サプレッション・ チェンバ出入口	せん断応力	30	164
上部ドライウエル 所員用エアロック	せん断応力	57	158
下部ドライウエル 所員用エアロック	$P_L + P_b$	46	380
原子炉格納容器 配管貫通部	$P_m$	245	269
原子炉格納容器 電気配線貫通部	曲げ応力	256	317

以上

## フランジの開口に対するシール材の復元特性について

## 1. はじめに

フランジ等のシール部に用いるシール材は、フランジ等の開口量に合わせて形状が変化することによりシール性能を確保しているが、フランジ等の開口量の変化する速度にシール材の形状の変化が追従できない場合には、漏えいが生じる可能性がある。

このため、シール材の形状が変化するために必要な時間（復元速度）を確認し、フランジ部の開口量の変化速度との比較を行った。

## 2. シール材の形状変化速度

フランジ部においてシール材に採用する改良 EPDM シール材について、復元速度を評価するため、JIS-K 6254 に基づく試験を行った。

当社が評価している有効性評価に関する事故シナリオにおいて、フランジ開口量の変化速度が最も早くなるのは、熔融炉心がペDESTALに落下した際の圧力上昇時（FCI 評価）である。この場合における開口量の変化速度は 0.15mm/s 程度であることがわかっているため、これを参照して、0.15mm/s を上回る 300mm/min（5mm/s）及び 500mm/min（8.33mm/s）を試験速度とした。

試験では、常温下で所定距離（3.75mm）まで一定速度（300mm/min 又は 500mm/min）で圧縮後、初期位置まで一定速度（300mm/min 又は 500mm/min）で荷重を開放し、この際に改良 EPDM 材に加わる圧縮応力を測定する試験を実施した（図 1 参照）。本試験装置では、シール材の荷重を開放するとき、シール材の復元速度が試験装置の開放速度より大きい場合には圧縮応力が計測されることから、これにより、復元速度を測定することができる。

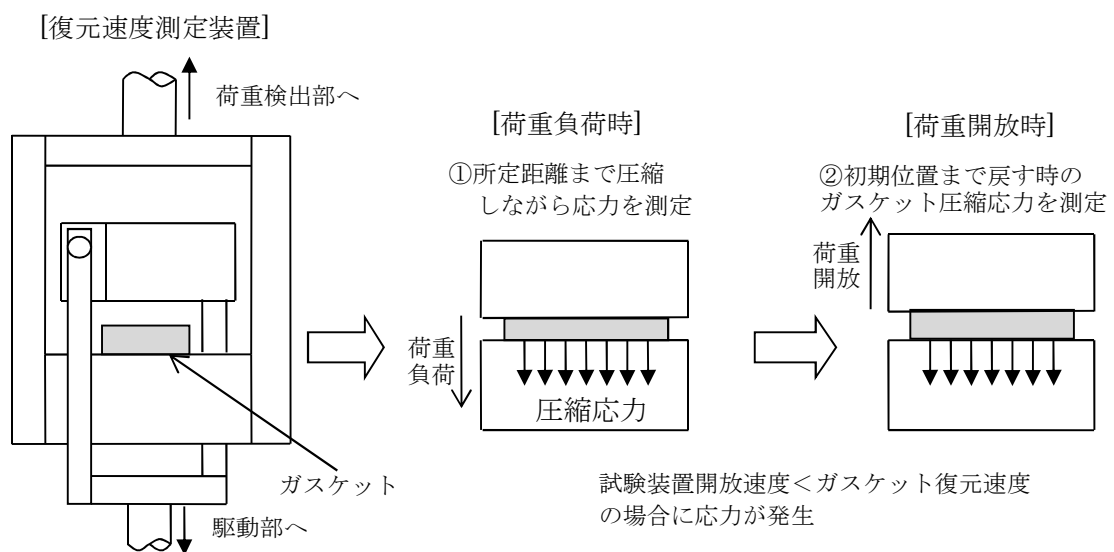


図 1 復元速度測定試験の概要

### 3. 試験結果

試験結果を図2に示す。この図に示すように、荷重開放時の各計測点において圧縮応力が測定されたことから、改良 EPDM シール材の復元速度は 500mm/min (8.33mm/s) 以上であることを確認した。前述の通り、フランジ開口量の変化速度が最も早くなるのは、熔融炉心がペDESTALに落下した際の圧力上昇時 (FCI 評価) であるが、その時のフランジ開口変化速度は 0.15mm/s 程度であり、以下の通りシール材復元速度は十分な追従性を有しているものであり、急速な開口に対してもシール機能を維持できるものと考えている。

シール材復元速度 500mm/min (8.33mm/s) 以上 > フランジ開口変化速度 (0.15mm/s)



図2 一定復元速度下で測定した改良 EPDM シール材の圧縮応力  
(左図 : 300mm/min、 右図: 500mm/min)

なお、本試験は、劣化していない材料に対して実施したものであるが、表 2-1-1 で示すとおり、劣化後の圧縮永久歪み、硬さ、質量変化率からは、有意な性状変化は見られていない。また、さらに詳細に劣化による影響を確認するために、劣化後の材料の FT-IR やシート面の硬さに関する検討を行った。その結果、シール材の性状に大きな変化は確認されなかった。

これらに示す試験結果から、劣化を考慮した場合でもシール材の復元特性に大きな変化はなく、また、復元速度はフランジ開口速度に対して十分な余裕があることから、開口に対する追従性に問題はないものとする。

<追従性判断に使用できる理由>

800kGy の放射線照射を行い、乾熱 200℃を 168 時間暴露した改良 EPDM シール材および、800kGy の放射線照射を行い、蒸気 250℃を 168 時間暴露した改良 EPDM シール材について、劣化後のシート面の FT-IR スペクトルを図 3 に、硬さ測定の測定値を図 4 に示す。その結果、放射線照射+蒸気暴露後の試験片と初期試験片に顕著な差異はないことが確認できるため、復元特性が同様であると類推される。



図 3 FT-IR 測定結果 (シート面)

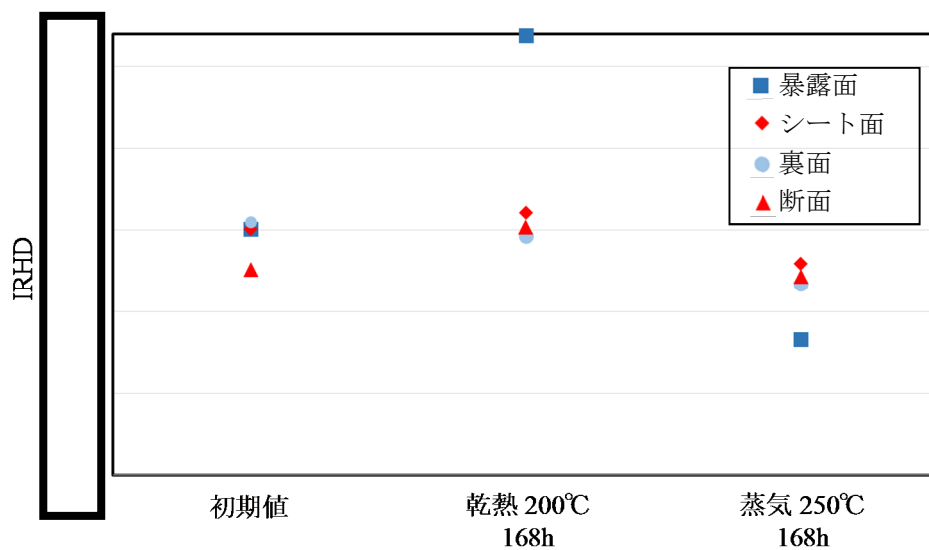


図 4 硬さ測定結果

また、上記試験に加え、劣化した試験体を用いた復元速度測定も実施している。試験条件を表 1、試験結果を図 5、6 に示しているが、劣化後においても復元速度は 500mm/min 以上であり、十分な復元速度を有していることが確認できた。

表 1 劣化試験体を用いた復元速度測定試験の試験条件

ケース	材料	照射量	暴露媒体	暴露温度	試験体数
1	改良 EPDM	1MGy	蒸気	200℃ (168 時間)	3 個
2	改良 EPDM	1MGy	蒸気	200℃ (168 時間) + 150℃ (168 時間)	3 個

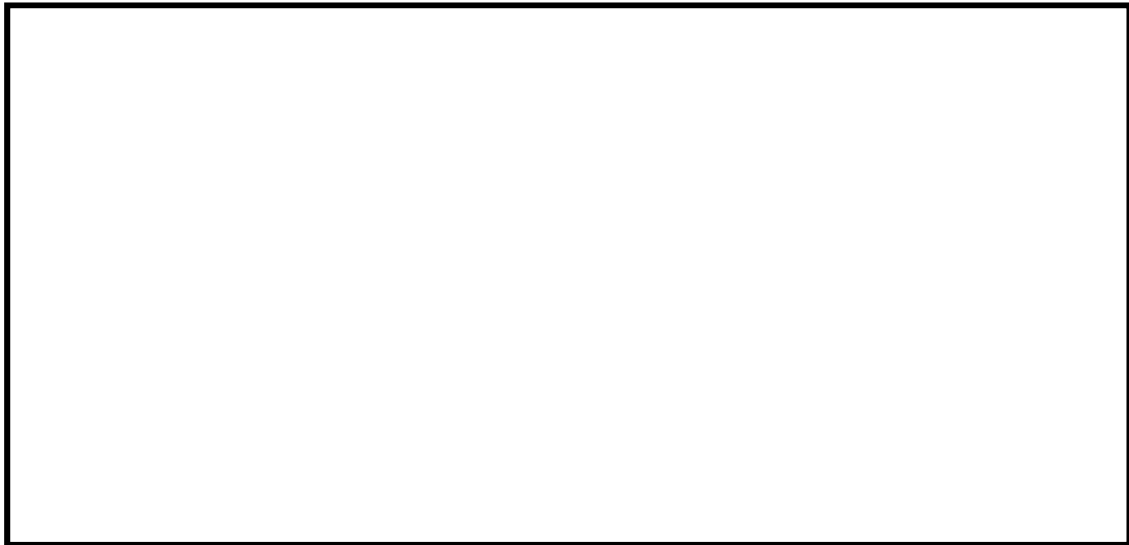


図 5 復元速度測定試験 (試験数 : 各 3)  
(劣化条件<ケース 1> : 放射線 1MGy、熱 200℃、168h)  
(左 : 300mm/min、右 : 500mm/min)



図 6 復元速度測定試験（試験数：各 3）

（劣化条件＜ケース 2＞：放射線 1MGy、熱(蒸気)200℃、168h⇒150℃、168h）

（左：300mm/min、右：500mm/min）

本試験で得られた結果から、劣化を考慮した場合の改良 EPDM 製シール材の復元速度は 500mm/min (=8.33mm/s) 以上あることが確認できる。これは、有効性評価で考慮している最もフランジ開口の変化速度早い事象 (0.15mm/s) と比較しても、十分な裕度を有しており、試験データにもばらつきが小さいことから、事故時に必要なシール性能を維持できるものと評価できる。

### 実機フランジモデル試験の概要について

改良EPDM材のシール機能の性能確認として、実機フランジモデルを用いて、実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を行った。試験フローを図1に示し、試験の概要を以下に示す。

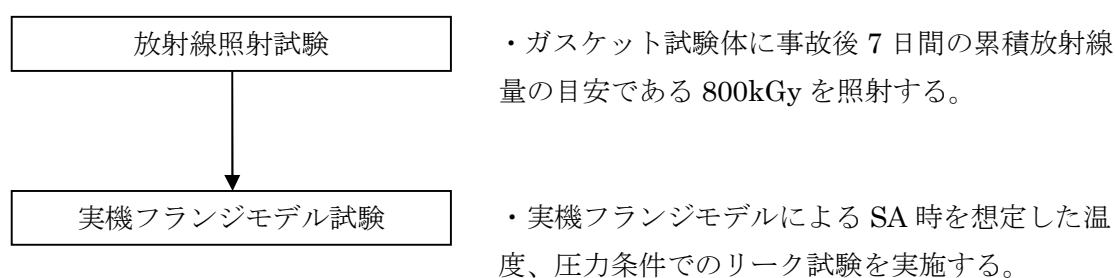


図1 実機フランジモデル試験フロー

#### 1. 試験装置

実機フランジ模擬試験の試験装置は図2に示すようにフランジユニット、ガス供給ユニット、リークガス計測ユニットから構成される。フランジユニットは、直径250mmのガスケット試験体を組み込んで内部を加圧可能な試験フランジと、試験フランジを所定の試験条件に加熱制御するためのフランジ加熱ヒータから構成される。試験フランジのガスケット試験体を組み込む溝断面形状(フランジ型式)は実機フランジで採用されているタング&グループ型(T&G型)、甲丸型の2種類を模擬している。フランジ断面形状は実機と同形状であり、中心径のみを縮小した試験装置としているため、試験で得られたリーク量は、ガスケット径比で補正することで実機フランジのリーク量に適用できる(図3参照)。また、内圧上昇後の格納容器フランジの開口を模擬するため、ガスケット試験体の押し込み量をフランジ間に設置する調整シムにより設定する。ガス供給ユニットは、高压空気ボンベと圧力調整器から構成され、所定の圧力に調整された加圧ガスを空気加熱器により所定の温度に加熱制御する。リーク量はリークガス計測ユニットのマスフローメータにて計測される。試験装置外観写真を図4に示す。



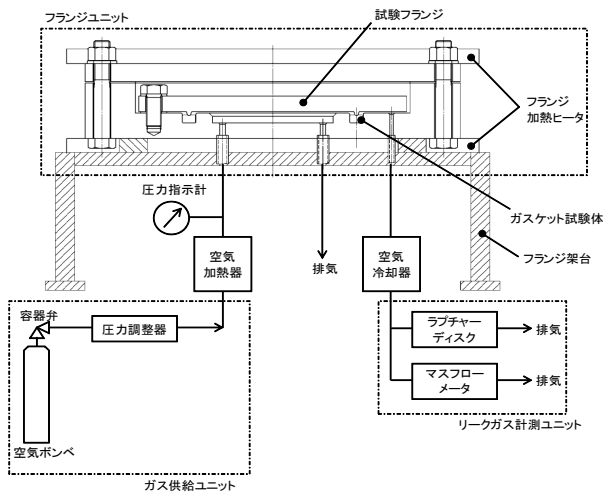


図2 試験装置概要図

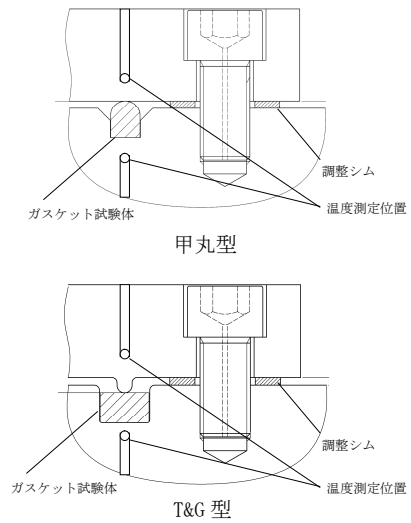
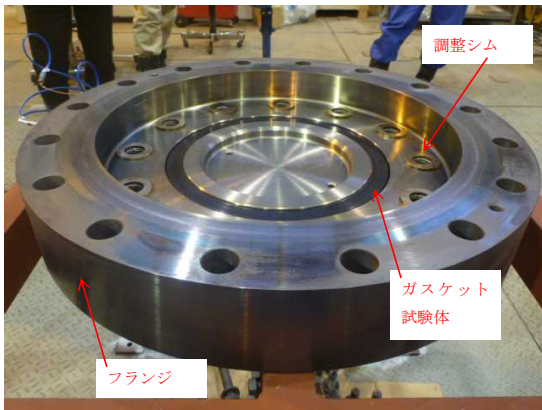
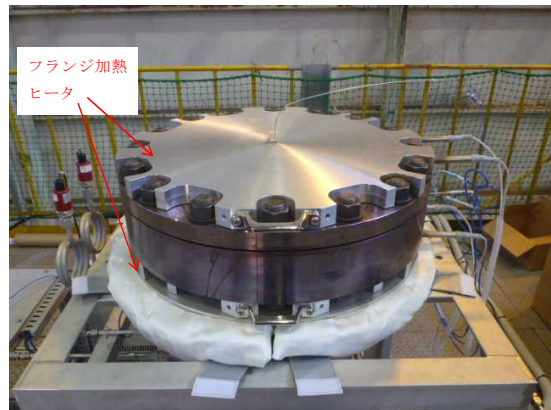


図3 フランジ型式による溝断面形状の違い



試験装置外観 (フランジ開放時)



試験装置外観 (フランジ密閉時)

図4 試験装置外観写真

## 2. 試験条件

試験条件を表1に示す。事故条件を模擬するために、放射線照射量は、フランジガスケット部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGyを予め照射したシール材を用いる。放射線による劣化と熱による劣化は、逐次法(放射線→熱)により付与した。

一般に有機材料の放射線劣化挙動には、酸素が影響を及ぼすことが知られているが、環境に酸素が存在しない場合においては放射線と熱の同時法と逐次法(放射線→熱)の劣化はほぼ等しいことが知られている。格納容器内は、通常時は窒素環境下、事故時は蒸気環境下であり、酸素が常に供給される環境では無いことから、放射線と熱の同時曝露の影響は十分小さいものと考えられることから、逐次法による劣化の付与は妥当であると考えられる。

また、改良EPDM材の劣化は、一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、加圧雰囲気は蒸気ではなく高温空気（乾熱）を用いる。また、温度については、格納容器限界温度である200℃、さらに余裕を見た250℃、300℃とし、加圧圧力は格納容器限界圧力2Pd（0.620MPa）を包絡する圧力で気密確認を実施する。また、内圧上昇後の実機フランジの開口を模擬するため、フランジによるガスケット試験体の押込量を最小限(0mm)で設定する。ガスケットの押込量は、設計押込量に対し、予備試験によりリークしない最小の押込量に設定する。なお、予備試験の結果、何れの試験ケースともリークしない最小押込量は0mmであった。

### 3. 試験結果

試験結果を表1に示す。フランジによるガスケット試験体の押込量が最小限(0mm)であっても有意な漏えいは発生せず、200℃・168hr、250℃・96hrの耐性が確認された。300℃のケースにおいては試験途中でリークが発生したケースがあったものの、概ね24hr程度の耐性を有することが確認された。図5に200℃・168hrの試験ケースにおける試験体の外観を示す。図5より、フランジとガスケット試験体との接触面を境界として劣化(表面のひび割れ)は内周側で留まり、外周側に有意な劣化が見られないことから、フランジ接触面でシール機能を維持できていることが確認された。また、断面形状より、劣化(表面のひび割れ)はガスケット試験体の表面層のみで留まっているため、有意な劣化が進行していないことが確認された。

表1 SA条件での試験結果※1

No.	フランジ型式	試験体	温度	継続時間	押込量	漏えい
1	T&G型	改良EPDM(A)	200℃	168hr	0mm	無
2	甲丸型	改良EPDM(A)	200℃	168hr	0mm	無
3	T&G型	改良EPDM(A)	250℃	96hr	0mm	無
4	甲丸型	改良EPDM(A)	250℃	96hr	0mm	無
5	T&G型	改良EPDM(B)	250℃	96hr	0mm	無
6	甲丸型	改良EPDM(B)	250℃	96hr	0mm	無
7	T&G型	改良EPDM(A)	300℃	24hr	0mm	無
8	甲丸型	改良EPDM(A)	300℃	24hr	0mm	有※2
9	T&G型	改良EPDM(B)	300℃	24hr	0mm	無
10	甲丸型	改良EPDM(B)	200℃	168hr	0mm	無

※1：下記条件は全ケース共通である。

試験圧力：2Pd以上，照射量：800kGy，加圧媒体：乾熱（空気）

※2：継続時間22hr時点で漏えいが発生した

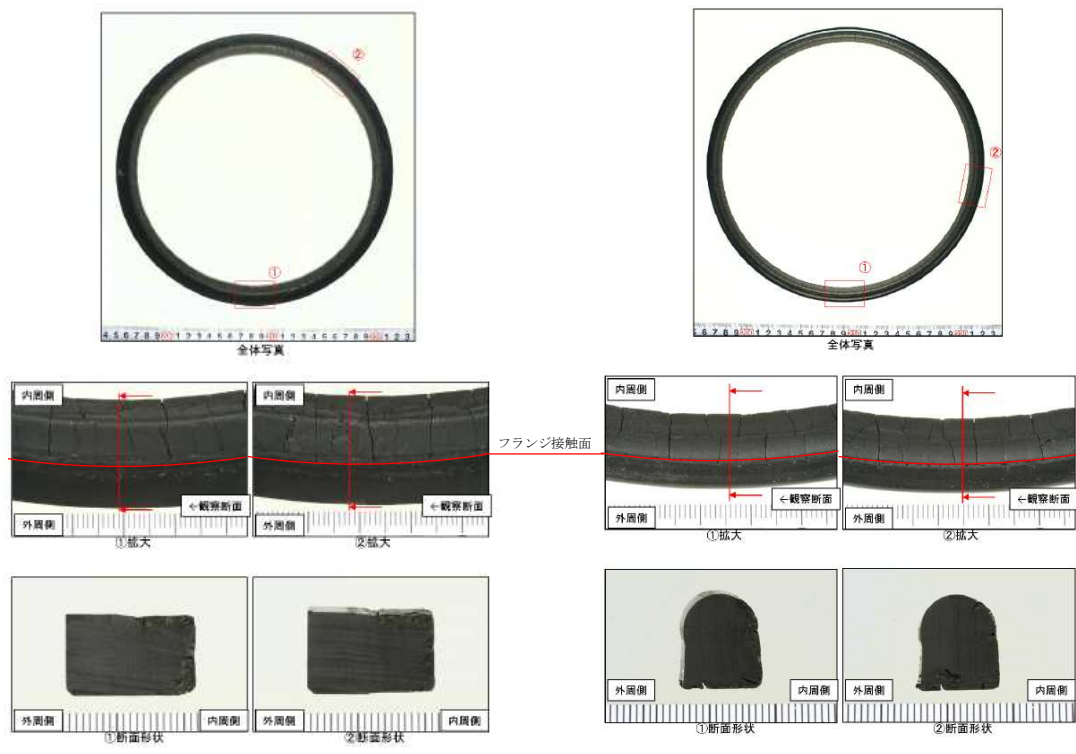


図5 200°C · 168hr 試験後の試験体外観 (左：T&G型、右：甲丸型)

(\*)日本原子力学会 2015年秋の大会投稿

NUPEC 解析モデルの当社プラントへの適用性について

NUPEC 評価の ABWR 代表プラントにおける解析モデルは、構造不連続部に生じる局部的なひずみを評価できるよう、高ひずみが発生する破損想定部を対象に、ライナとそれに付帯するライナアンカやフラットバーも 3 次元形状で模擬している。破損想定部を対象は RCCV 全体モデル解析でライナひずみが大きい領域が見られた下部ドライウェルアクセストンネル開口近傍と上部ドライウェル開口近傍隅角部の鋼製部とした。柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉・7 号炉と代表プラントに関する原子炉格納容器ライナの仕様は表 1 に示すように同等であり、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に対し本結果は適用可能である。

また、コンクリート部については NUPEC 評価に加え、最新知見を踏まえて自社での評価も実施している。詳細は、次頁以降に示す。

表 1 原子炉格納容器コンクリート・ライナの仕様

項目		柏崎刈羽原子力発電所		代表プラント
		6 号炉	7 号炉	
最高使用圧力 (MPa)		0.31	0.31	0.31
鉄筋コンクリート	厚さ (mm)	2000	2000	2000
	コンクリート	33 N/mm <sup>2</sup> 設計基準強度	33 N/mm <sup>2</sup> 設計基準強度	33 N/mm <sup>2</sup> 設計基準強度
	鉄筋	SD390	SD390	SD390
円筒部ライナ	内径 (mm)			
	高さ (mm)			
	板厚 (mm)			
	アンカ寸法 (mm)			
トップスラブ ライナ	板厚 (mm)			
	アンカ寸法 (mm)			
下部ドライウェル アクセストンネル 開口周りスリーブ	内径 (mm)			
	板厚 (mm)			
下部ドライウェル アクセストンネル 開口周り厚板部	板厚 (mm)			
	ガセットプレート 寸法 (mm)			
材質	ライナプレート			
	ライナアンカ			

## 1. 原子炉格納容器本体（コンクリート部）

### 1.1 評価方針

原子炉格納容器は鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造であり、原子炉建屋と一体となっている。原子炉格納容器本体（コンクリート部）の設計時に考慮される機能喪失要因は内圧上昇に伴う破損であり、コンクリート部の構造健全性を維持できる限界の内圧を評価することで 200℃、2Pd における健全性を確認する。

### 1.2 評価

#### （1）標準ケース（NUPEC 条件）

コンクリート部の構造健全性については、NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成2年度～平成14年度）において有限要素法を用いた弾塑性解析により、原子炉格納容器本体（コンクリート部）の耐圧性状を求める。評価モデルは実炉スケールのモデルとし、200℃条件下での材料物性（規格値；図2～図4 参照）に基づき、内圧に対する静的漸増解析で耐圧性状を確認する。RCCV 全体の耐圧性状の確認のため、解析モデルは図1 に示す格納容器本体解析モデルを用いる。

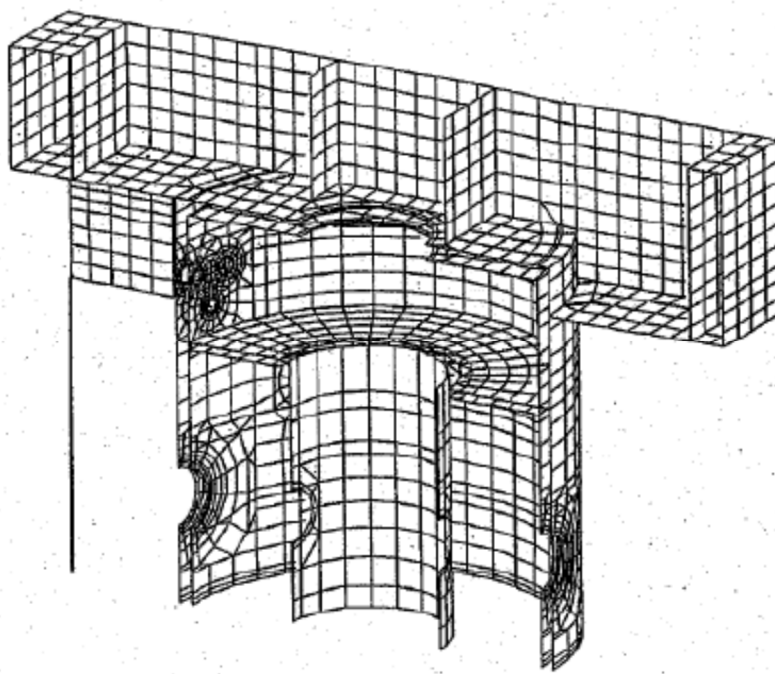


図1 格納容器本体解析モデル

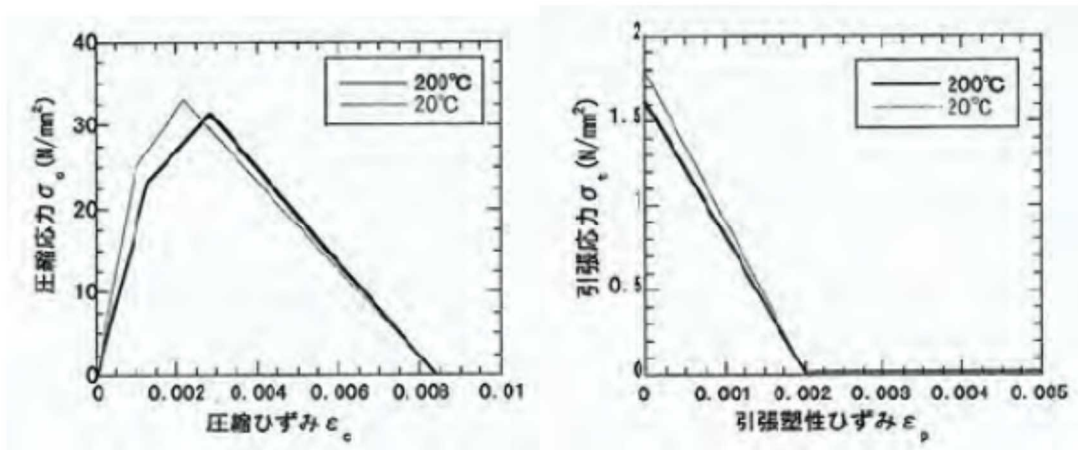


図2 コンクリート物性

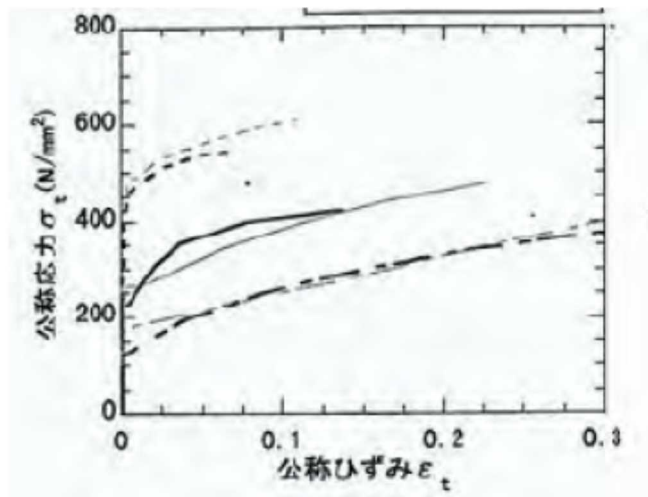


図3 ライナ引張/圧縮特性

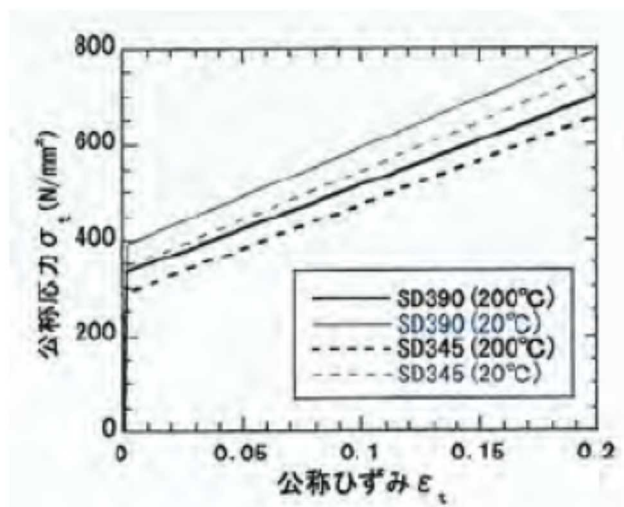


図4 鉄筋引張特性

(2) KK6/7における追加解析 (KK6/7 条件)

KK6/7を対象にしたパラメータスタディとして、(1)の標準解析から10年程度経過していることなどを考慮して、解析条件の一部を変更して、当社独自の追加解析を実施している。(1)に示すNUPEC条件から変更した箇所を表2に示す。本検討での解析モデルは、図5に示すように、NUPEC条件解析実施当時に比べて計算機能力が向上しているため、より現実的な360度モデルを用いることとした。このことにより、必ずしも配置が対称形になっていなかった一部の開口部について、解析では実機の位置と異なっていた点などを解消することが可能となり、より正確な解析が可能となった。また、常温時のコンクリート物性は、設計基準強度に基づく設計剛性からサイト固有の現実的な条件を反映して実剛性を用いることとし、さらに高温時のコンクリート物性は、NUPEC条件解析実施当時の最新知見ではなく、現時点で最も標準的に用いられることのできる国際的標準規格である欧州規格 (Eurocodes) に基づき評価することとした。参考までに、200℃におけるコンクリート物性の比較を図6に示す。それ以外の鉄筋及びライナの構造や物性、並びに、境界条件を含む解析条件に関してはNUPEC条件と同様としている。

表2 解析条件の変更点

項目		NUPEC 条件	KK6/7 条件
解析モデル		180 度モデル	360 度モデル
コンクリート物性	常温条件	設計剛性	実剛性
	高温条件	当時の最新知見 <sup>1)、2)</sup>	欧州規格

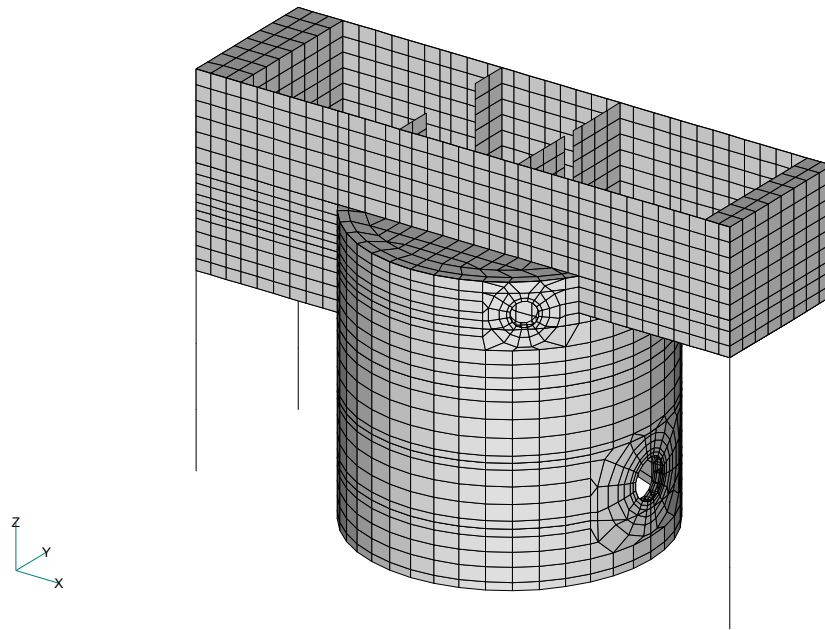


図5 格納容器本体解析モデル (KK6/7 相当ケース)

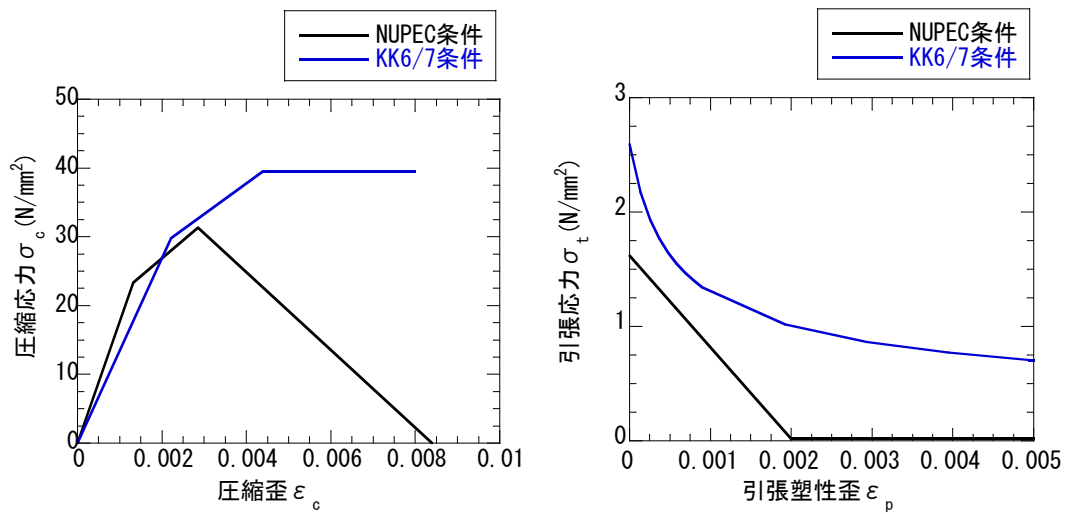


図6 200°Cにおけるコンクリート物性の比較

【参考文献】

- 1) Y.Sugawara et al, " Nonlinear Analysis of Reinforced Concrete Structures Subjected to High temperature and external load"、SMiRT12
- 2) Y.Sugawara et al, " Ultimate Strength of Reinforced Concrete Members Subjected to Transient High temperature Distribution"、SMiRT12



### 1.3 評価結果

#### (1) 標準ケース (NUPEC 条件)

解析の結果によると、格納容器の内圧を上昇させていった場合、3.0Pd 程度で格納容器（コンクリート部）のRCCV 壁の鉄筋が降伏し始め、4.0Pd ではほぼ全面で鉄筋が降伏する。4.0Pd 近傍からアクセストネル開口部周辺・隅角部周辺のコンクリートの局所的破損が始まり、4.5Pd では開口部・隅角部全体で変形が大きく進行する。図7 に4.0Pd における相当塑性ひずみ分布図を示す。上記結果より、格納容器本体（コンクリート部）の破損は4.0Pd～4.5Pd で発生すると考えられる。したがって、有効性評価における限界温度、圧力としている200℃、2Pdを用いることは妥当であると言える。

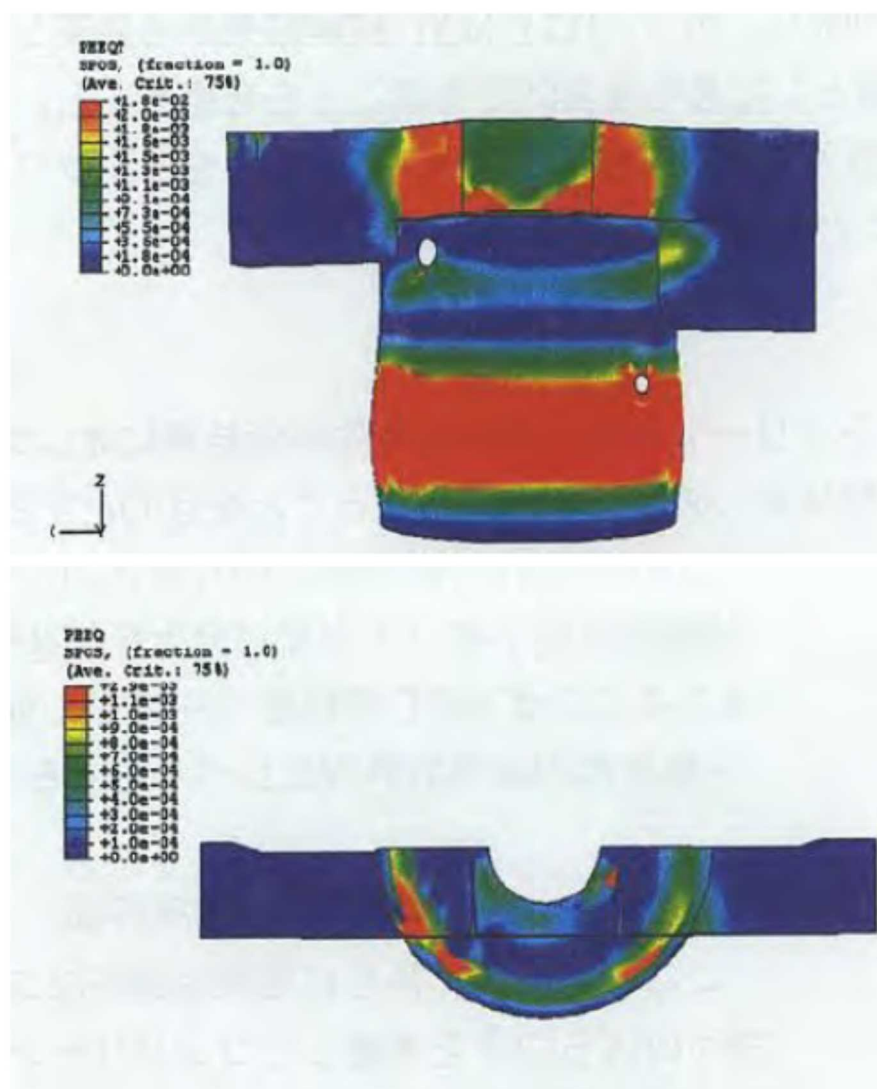


図7 4.0Pdにおける相当塑性ひずみ分布図（上：引張側 下：圧縮側）

出典：平成14年度 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  
（平成15年3月 財団法人原子力発電技術機構）

## (2) KK6/7における追加解析 (KK6/7条件)

4.0Pdにおける相当塑性ひずみ分布図を図8に示す。コンクリートの構造特性を変更した影響が大きいと考えられるが、標準ケース (NUPEC条件) と比べて、シェル部の損傷範囲は広がっているものの、発生ひずみの最大値は小さくなっており、格納容器本体 (コンクリート部) の耐圧限界は標準ケース (NUPEC条件) と同等以上であると考えられる (標準ケースの4.0Pd~4.5Pdよりもやや大きく5.0Pd以上と評価している)。

また、参考として、200℃、2Pd時点でのシェル部及びトップスラブ部の一般部におけるコンクリートの最小主ひずみ分布、ライナのひずみ分布及び鉄筋のひずみ分布を図9~図10に示す。これより格納容器本体 (コンクリート部) の鉄筋は、大部分は降伏ひずみに達しておらず、一部の要素で局所的に降伏ひずみに達している程度であり、破断までには十分な余裕があり、格納容器本体 (コンクリート部) のコンクリートは、ひび割れは発生しているものの、圧縮ひずみは0.002よりも小さく、破壊までには十分な余裕があり、格納容器本体 (ライナ部) のライナは、圧縮ひずみが0.005よりも小さく、破断までに十分な余裕があることが評価できる。このように当社における追加解析の結果を加えることにより、標準ケース (NUPEC条件) の評価結果に信頼性を加えることができたと考えており、有効性評価における限界温度、圧力として200℃、2Pdを用いることは妥当であると評価している。

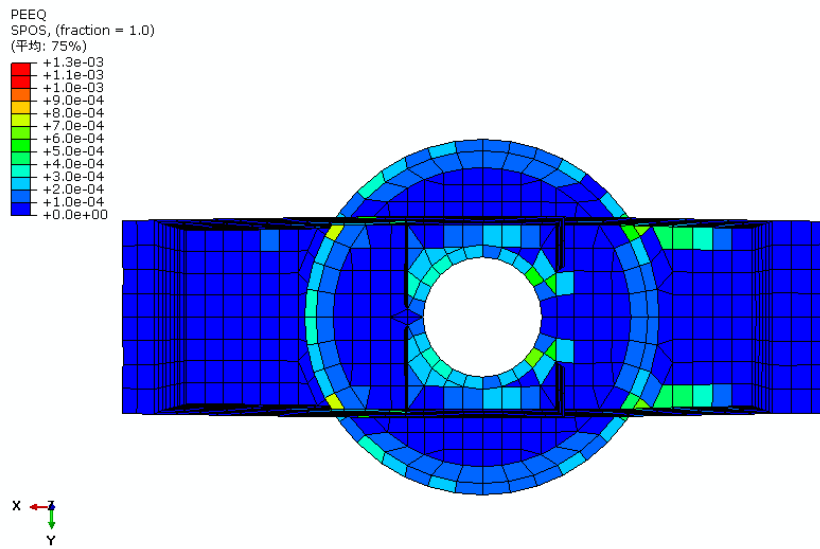
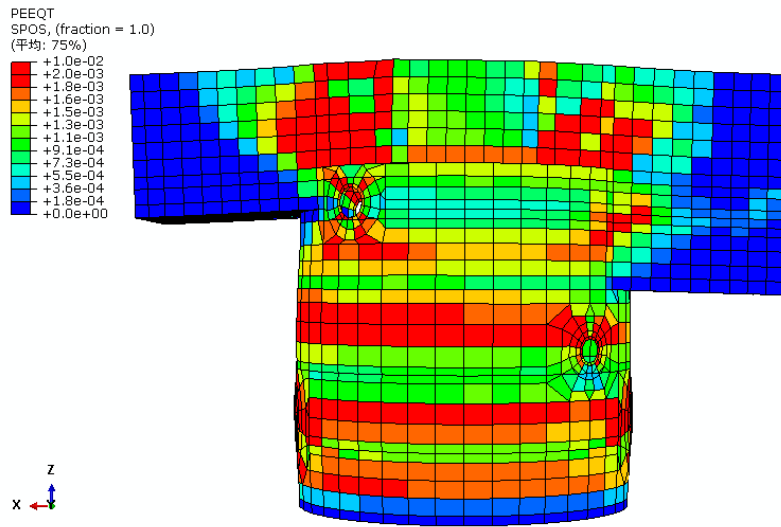


図8 4. 0Pdにおける相当塑性ひずみ分布図  
(KK6/7相当ケース、上：引張側 下：圧縮側)

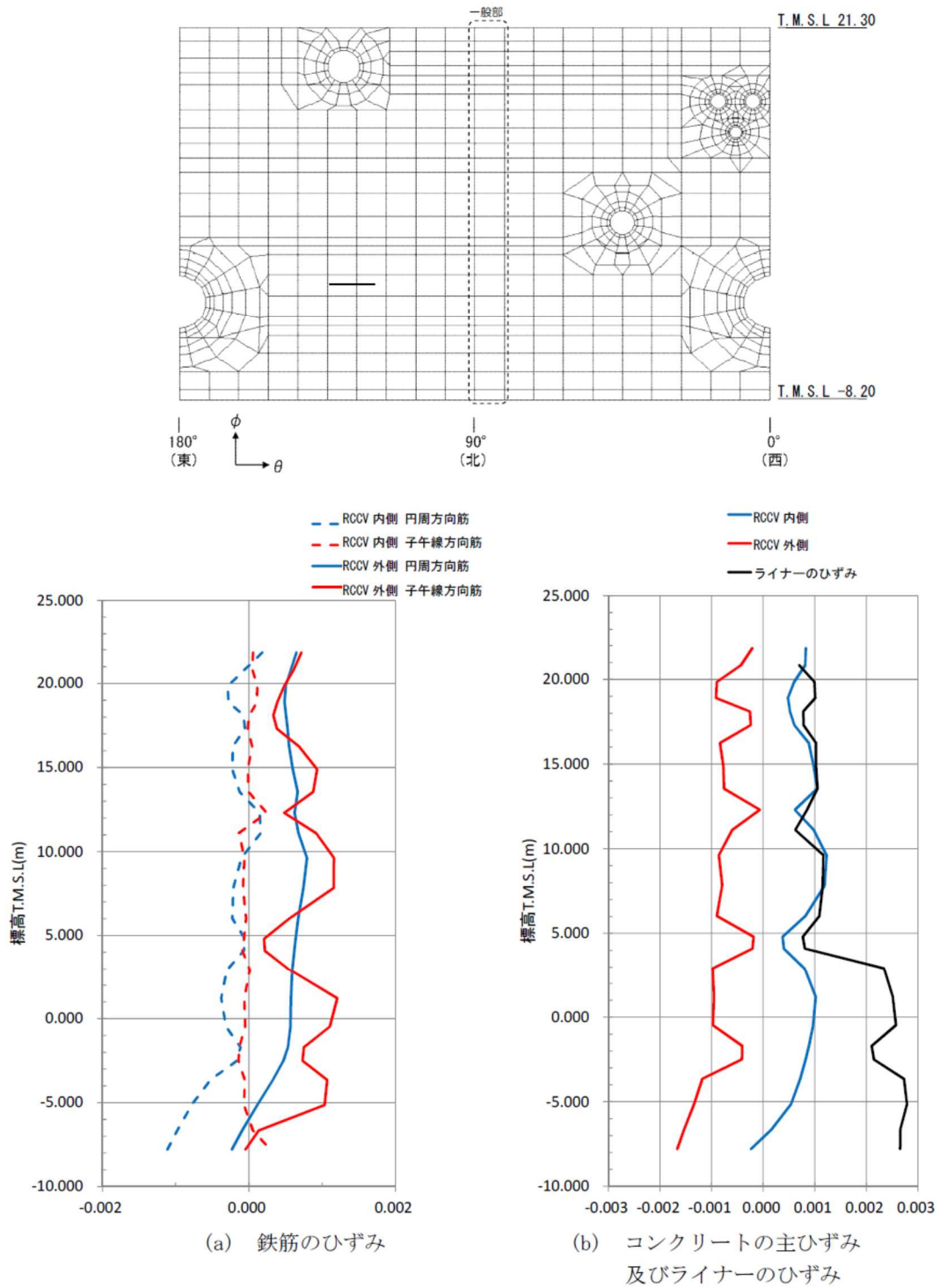
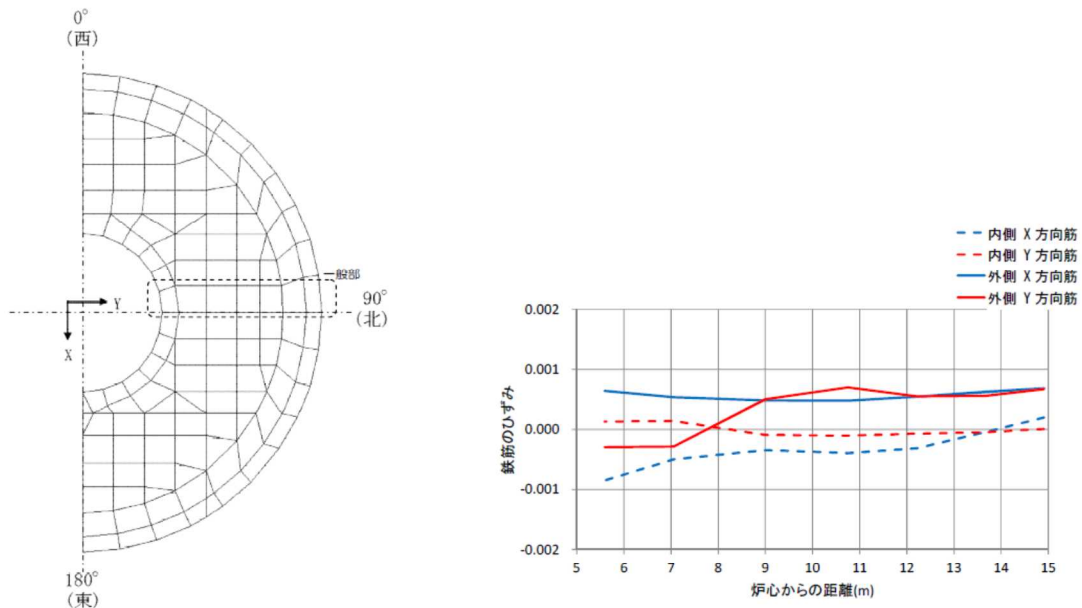
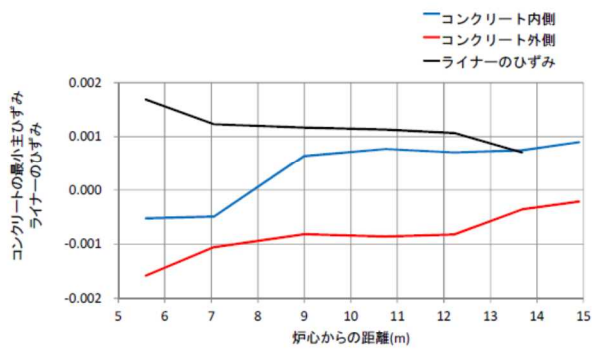


図9 シェル部の一般部におけるコンクリート及び鉄筋のひずみ分布



(a) 鉄筋のひずみ



(b) コンクリートの主ひずみ  
及びライナーのひずみ

図10 トップスラブ部の一般部におけるコンクリート及び鉄筋のひずみ分布

【参考資料】

- 1) 齋藤 英明 他、”鉄筋コンクリート製格納容器 (RCCV) の開発 (その4) トップスラブ実験 (1/10 模型) ー実験計画ー”、日本建築学会大会学術講演梗概集、昭和63年10月
- 2) 齋藤 英明 他、”鉄筋コンクリート製格納容器 (RCCV) の開発 (その5) トップスラブ実験 (1/10 模型) ー実験結果とまとめー”、日本建築学会大会学術講演梗概集、昭和63年10月

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。

参考資料 1)

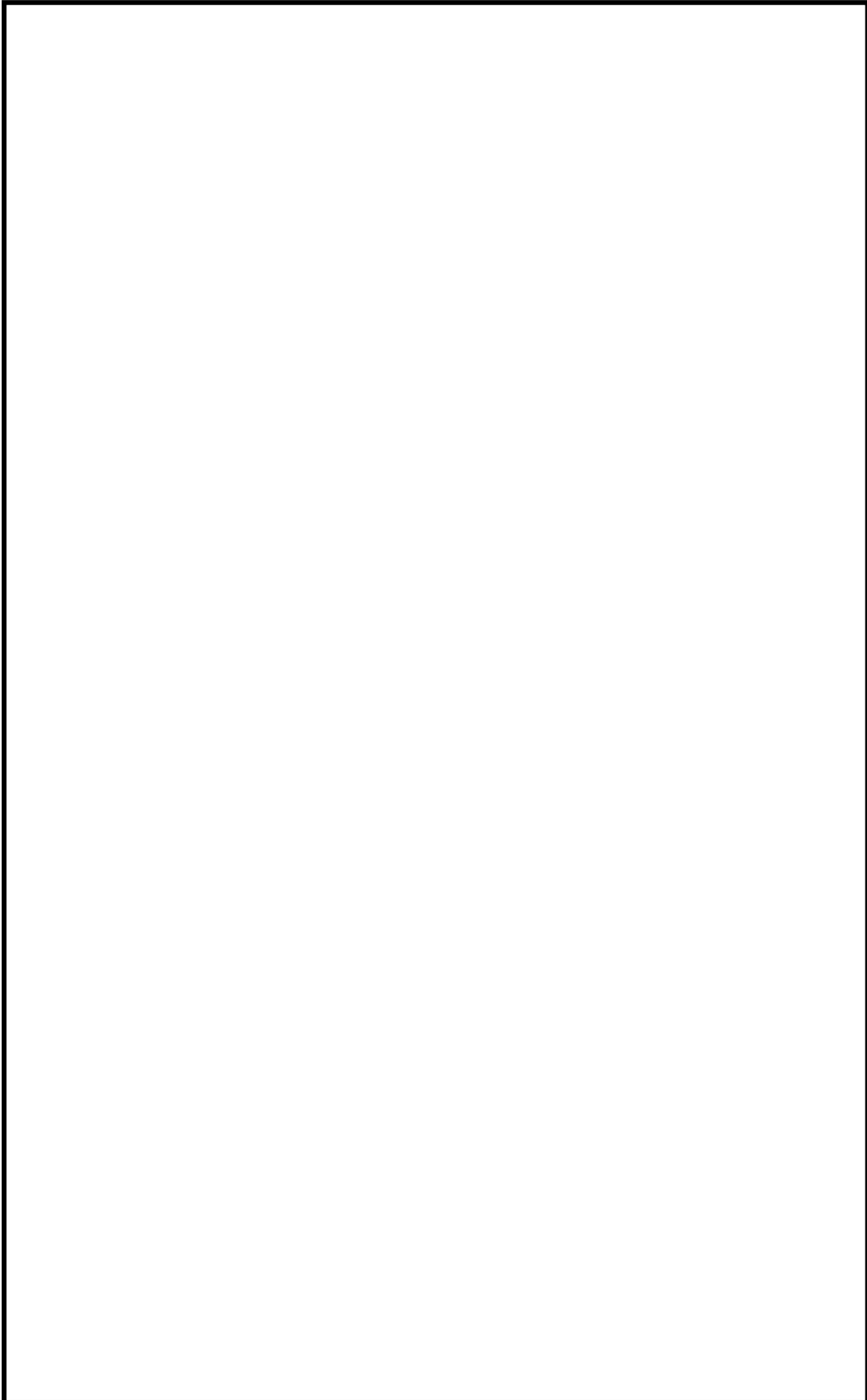
鉄筋コンクリート製格納容器（RCCV）の開発

（その4） トップスラブ実験（1/10模型）－実験計画－

正会員 齋藤 英明\*<sup>1</sup> 同 菊地利喜郎\*<sup>1</sup> 古川 秀康\*<sup>2</sup> 村松 豊\*<sup>4</sup>

正会員○三浦 俊夫\*<sup>4</sup> 同 長谷川歳恭\*<sup>4</sup> 同 平川 啓司\*<sup>5</sup> 同 大森 信次\*<sup>6</sup>

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。



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。

参考資料 2)

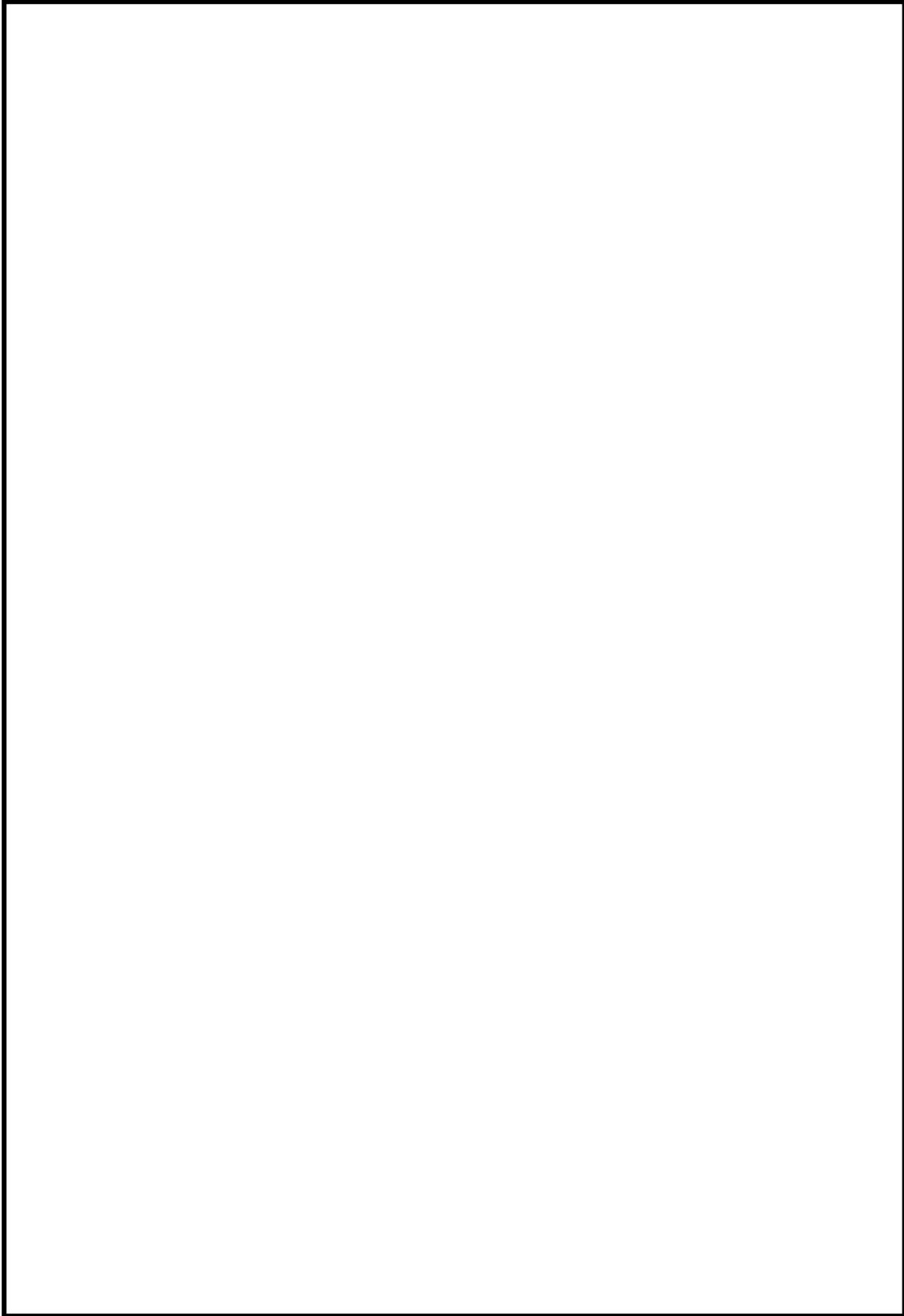
鉄筋コンクリート製格納容器（RCCV）の開発

（その5） トップスラブ実験（1/10模型）－実験結果とまとめ－

正会員 齋藤 英明\*<sup>1</sup> 同 菊地利喜郎\*<sup>1</sup> 村松 豊\*<sup>2</sup> 古川 秀康\*<sup>3</sup>  
正会員 田中 伸幸\*<sup>4</sup> 同 三浦 俊夫\*<sup>4</sup> 同 岡本 晴彦\*<sup>5</sup> 同 高橋 敏夫\*<sup>6</sup>



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。



SA 時の S/C 構造評価における水力的動荷重の影響について

本章では、SA 時の S/C 水位上昇を踏まえた水力的動荷重の影響について説明する。SA 時の S/C 水位上昇する時間帯で S/C に作用する可能性がある水力的動荷重は、以下に示す通り、ベント管からの吹き出しによる荷重（蒸気凝縮振動荷重、チャギング荷重）及び主蒸気逃がし安全弁作動時におけるクエンチャからの吹き出しによる荷重（逃がし安全弁作動時荷重）が考えられる。これ以外の水力的動荷重については、図 1 で示す通り事故後初期に起きる事象であり、S/C 水位が上昇する時間帯に考慮する必要はないと考えている。

- (1) ドライウェルと S/C を繋ぐベント管からの蒸気吹き出しによる荷重
  - ・ 蒸気凝縮振動荷重
  - ・ チャギング荷重
  
- (2) 主蒸気逃がし安全弁（SRV）作動時にプール水中の SRV 排気管端部に設置されたクエンチャからの気泡吹き出しによる荷重
  - ・ 逃がし安全弁作動時気泡振動荷重

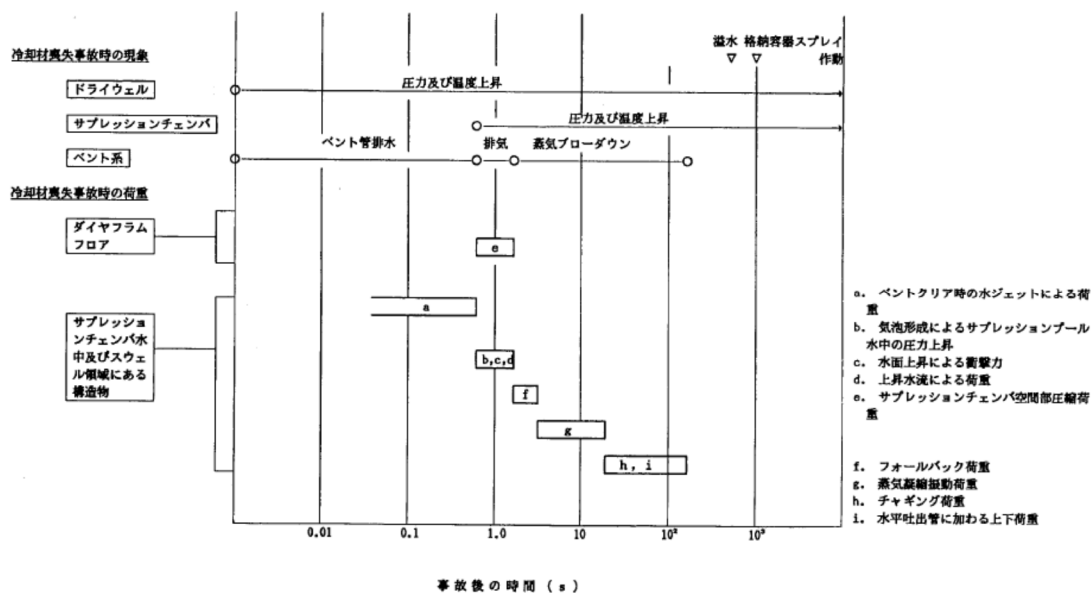


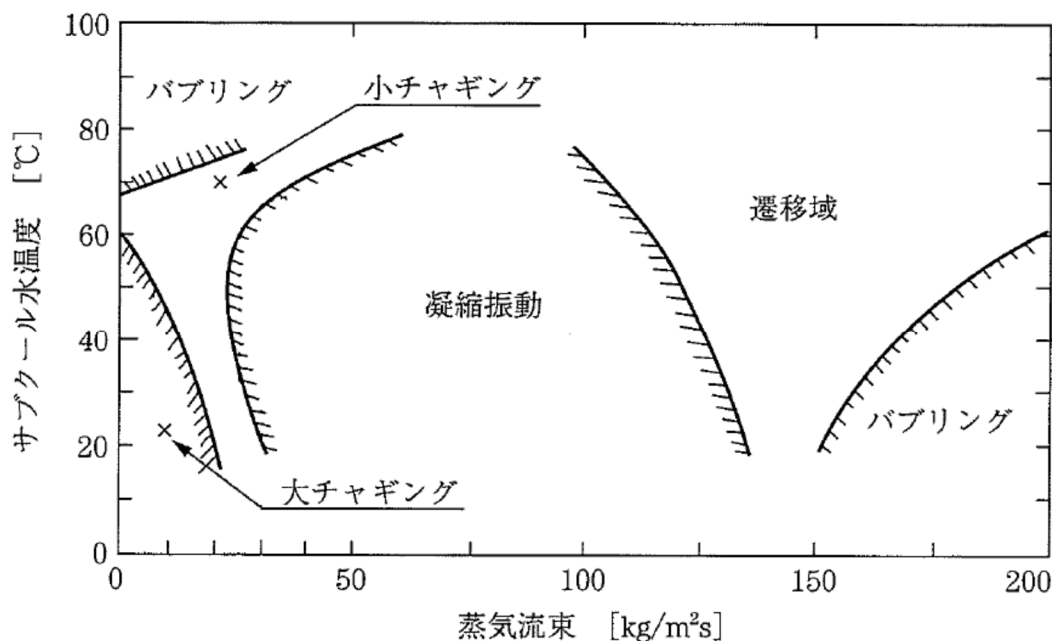
図 1 冷却材喪失事故時荷重の時間履歴（既工認図書 抜粋）

以上のことから、蒸気凝縮振動荷重・チャギング荷重・逃がし安全弁動作時気泡振動荷重について、SA 時の S/C 水位上昇時における影響を後述するが、いずれも建設時に考慮している動荷重で設計していれば影響を与えないレベルであることを確認した。

(1) ドライウェルと S/C を繋ぐベント管からの吹き出しによる荷重

- ・ 蒸気凝縮振動荷重
- ・ チャギング荷重

SA 時 S/C 水位が高い状況に考慮すべき動荷重について検討を行った。蒸気凝縮に伴う動荷重には、高蒸気流量域で生じる蒸気凝縮振動 (Condensation Oscillation) と、蒸気流量が小さい領域で生じるチャギング (Chugging) があり、前者は水温が高くなると荷重が増大し、後者は逆に水温が高くなると荷重は小さくなることが知られている。これらの関係を整理したものを図 2 に示す。



藤井 他「気液二相流の動的配管計画」日刊工業新聞社(1999)をもとに作成

図 2 蒸気凝縮の態様

ここで、SA 時の S/C 水位が高い状況における格納容器ベント時の蒸気凝縮振動、チャギングについて考えるため、大 LOCA (ベント) シナリオの図 3 格納容器内圧力、図 4 サプレッション・チェンバ水位、図 5 サプレッション・プール水温を参照する。

格納容器ベント時のベント管における蒸気流量は、格納容器圧力が 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s からベント管流路面積 11.3m<sup>2</sup> を踏まえて算出すると約 2.8kg/m<sup>2</sup>s であり、LOCA 発生直後の蒸気流量約 100kg/m<sup>2</sup>s に比べて十分に小さいため、蒸気凝縮振動は発生しないものと考えている。また、チャギングについても、チャギングが発生すると思われる蒸気流量よりも十分低いこと (安定なバブリング領域)、かつ、仮に発生したとしても S/C 水温が 100°C 以上と高く、チャギング荷重が小さくなる領域であることから、その影響は設計上考慮している荷重に比べ十分小さいものと考えている。

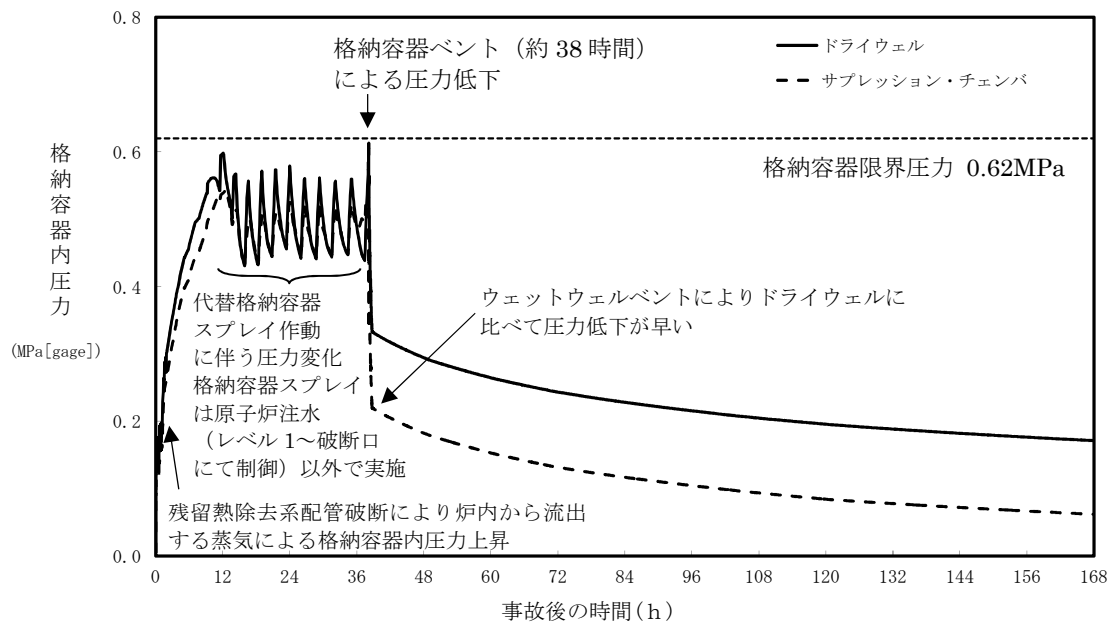


図3 格納容器圧力の推移 (大 LOCA)

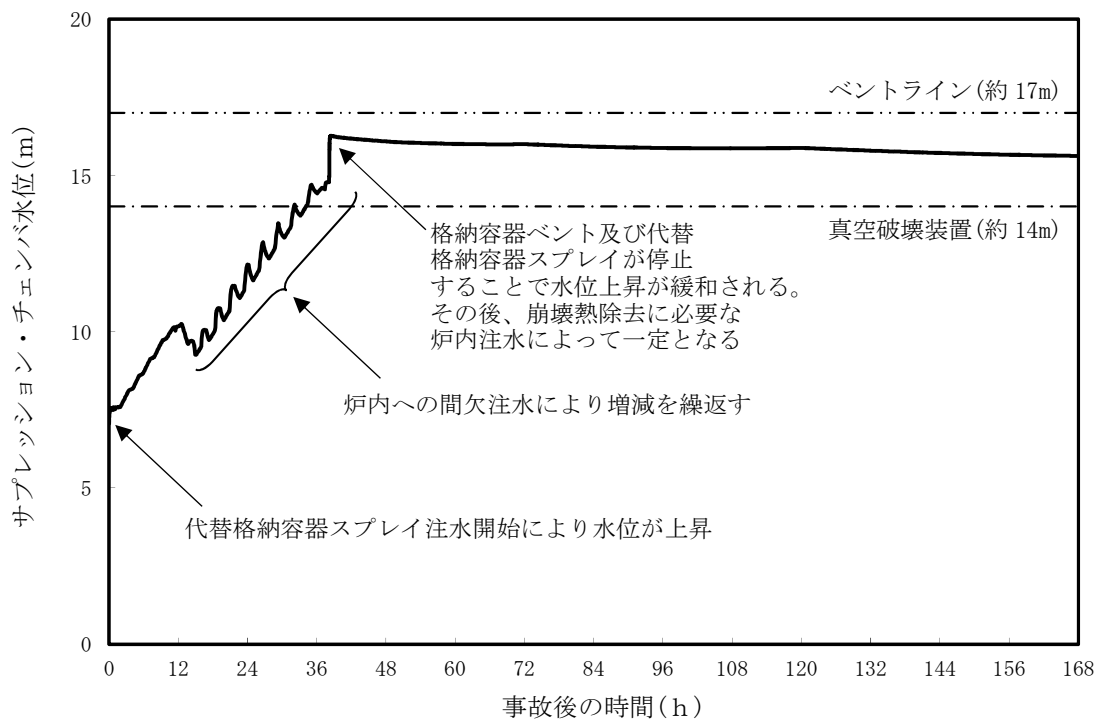


図4 サブプレッション・チェンバ水位の推移 (大 LOCA)

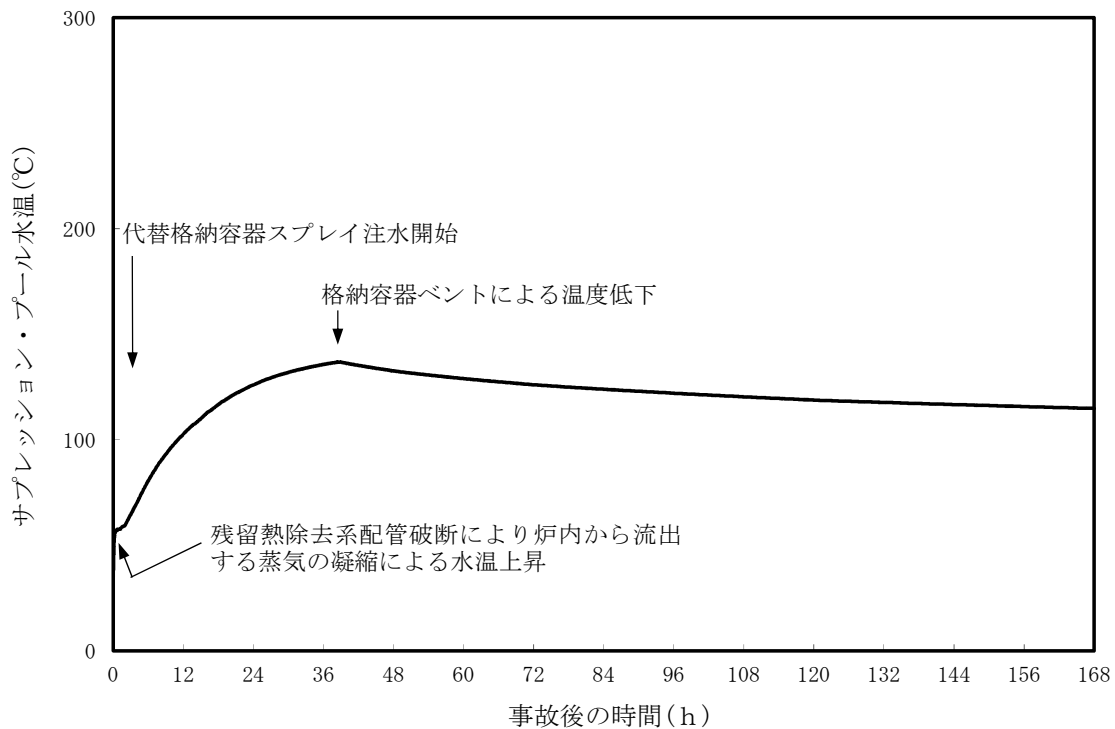


図5 サプレッション・プール水温の推移 (大 LOCA)

- (2) 主蒸気逃し安全弁 (SRV) 作動時にプール水中の SRV 排気管端部に設置されたクエンチャからの気泡吹き出しによる荷重
- ・逃がし安全弁作動時気泡振動荷重

SA 時 S/C 水位が高い状況に考慮すべき動荷重について検討を行った。逃がし安全弁作動時荷重を考慮すべき状況は、SBO 時のように、原子炉が高圧状態での隔離が長時間継続し、かつ外部水源からの注水を行う場合であり、その場合は S/C 水位が上昇した状態で逃がし安全弁作動時荷重が生じ得る。SBO 時の原子炉圧力、蒸気流量、サプレッション・チェンバ水位、サプレッション・チェンバ水温を図 6~9 に示すが、この場合の S/C 水位は真空破壊弁高さよりも十分に低い。

また、LOCA 時やその他のシーケンス時には、原子炉は短時間で減圧されるため、その後 S/C 水位が上昇した時点では、原子炉又は SRV 排気管からの大流量の蒸気放出はなく、逃がし安全弁作動時荷重を考慮する必要はないと考えている。

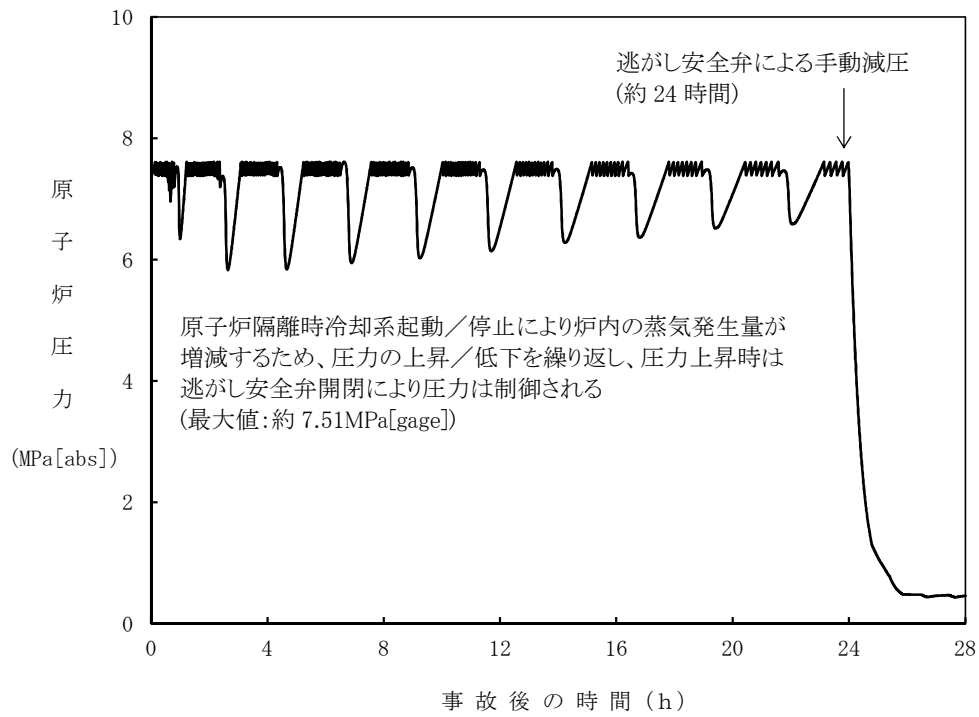


図 6 原子炉圧力の推移 (SB0)

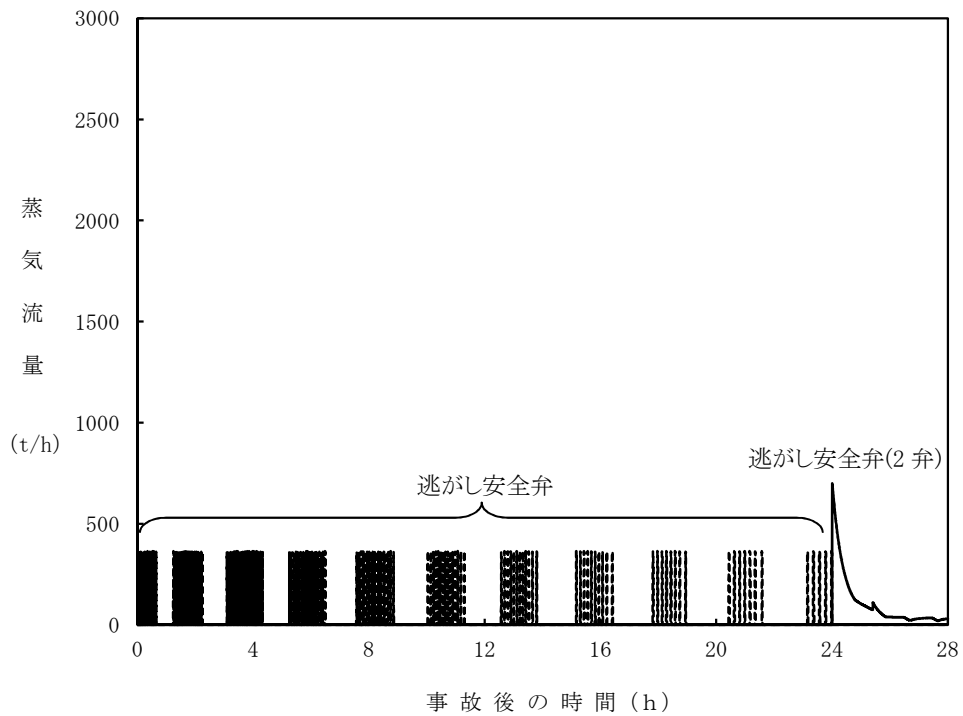


図 7 逃がし安全弁からの蒸気流出流量の推移 (SB0)

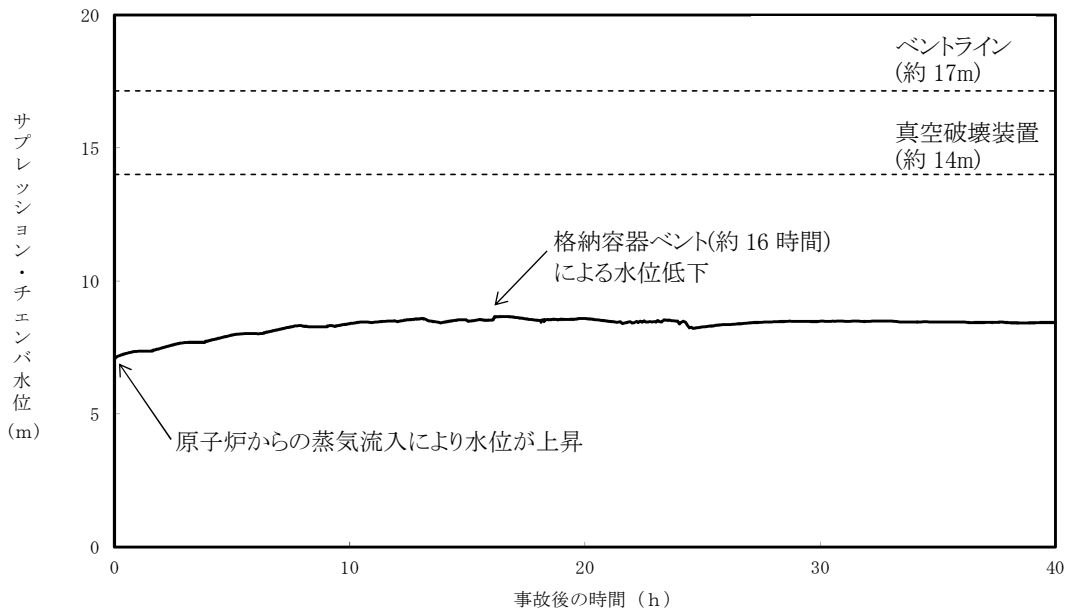


図8 サプレッション・チェンバ水位の推移 (SB0)

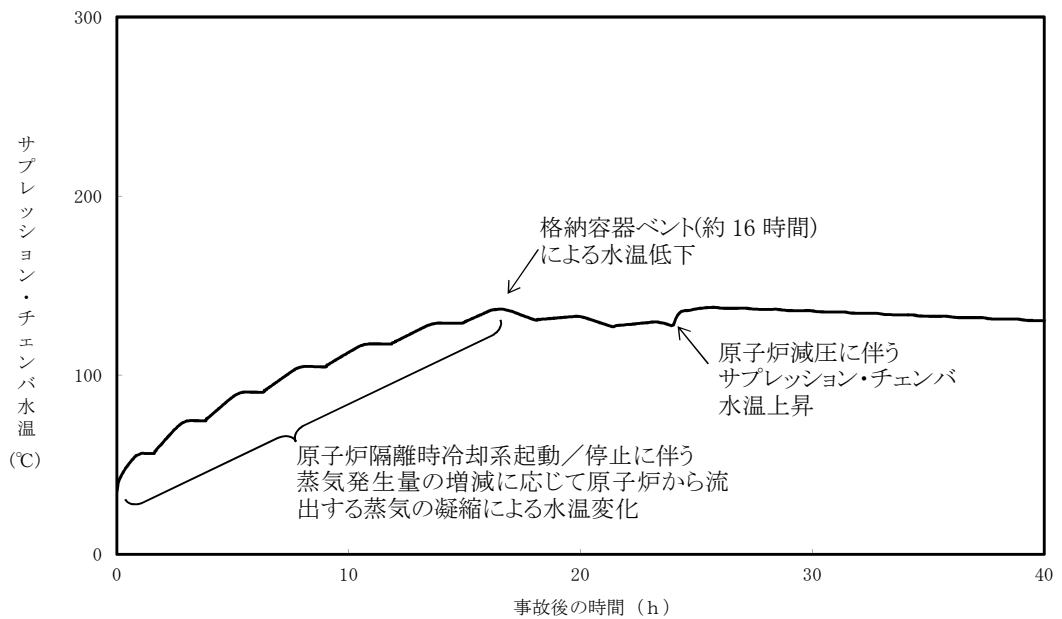


図9 サプレッション・チェンバ水温の推移 (SB0)

以上のことから、SA 時 S/C 水位上昇時のベント管による蒸気凝縮荷重及びチャギング荷重、逃がし安全弁作動時における逃がし安全弁作動時荷重については考慮する必要はないと考えており、建設時に設計考慮した動荷重で評価していることで十分と考えている。

ただし、保守的な考えとして、S/C 水位上昇時においてチャギング荷重が発生した場合の評価を、7 号炉を代表として以下に示す。なお、本評価は概略評価であり、参考値の位置づけで示す。

<評価モデル>

S/C に加わる水学的動荷重について、最も強度評価に影響を与える部位はアクセストンネルである。よって、S/C 水位上昇時のチャギング荷重を評価するために、7 号炉アクセストンネルの強度評価を図 10 の FEM モデルを用いて評価した。応力評価点については図 11 に示す。

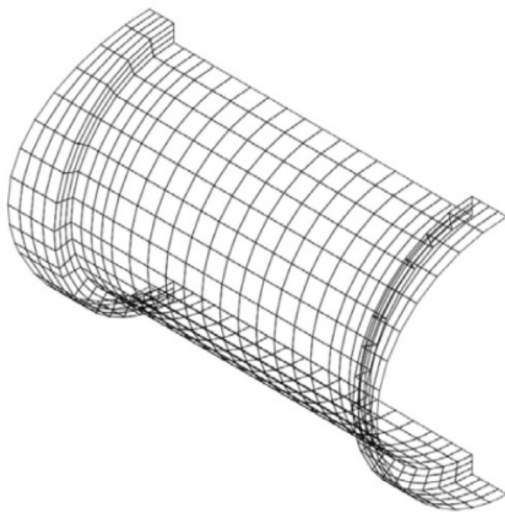


図 10 アクセストンネル FEM モデル

応力評価点番号	応力評価点
P 1	原子炉本体基礎側端部 (P 1-A~P 1-C)
P 2	原子炉本体基礎側フレキシブルジョイント部 (P 2-A~P 2-C)
P 3	下部ドライウエルアクセストンネル円筒部 (P 3-A~P 3-C)
P 4	原子炉格納容器側フレキシブルジョイント部 (P 4-A~P 4-C)
P 5	原子炉格納容器側端部 (P 5-A~P 5-C)

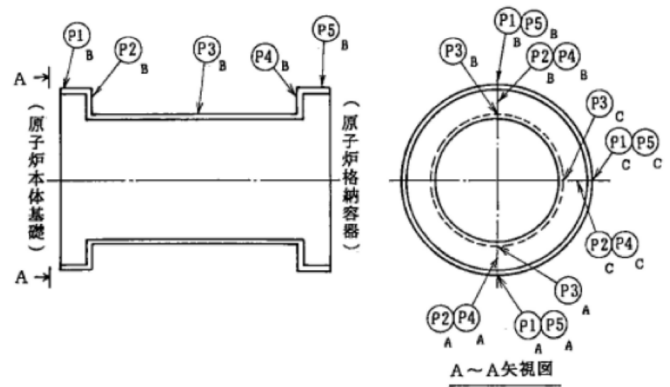


図 11 応力評価点

<評価条件>

評価条件は表 1 に示す。S/C 水位上昇によるチャギング荷重の影響を評価するために、S/C 水位は W/W ベントライン下端高さ (S/C 床面より 17.15m) の条件とし、その水位に応じたチャギング荷重値を用いて評価する。なお、評価条件として D/W-W/W 想定差圧、平均温度は建設時と同じ条件とする。



表1 アクセストンネル評価の条件

項目	建設時評価	今回評価
CH 荷重値	最大正圧 : +32kPa 最大負圧 : -19kPa	建設時と同じ
S/C 水位	HWL (S/C 床面より 7.1m)	ベントライン下端高さ (S/C 床面より 17.15m)
想定差圧	144kPa	建設時と同じ
平均温度	137.5℃	建設時と同じ

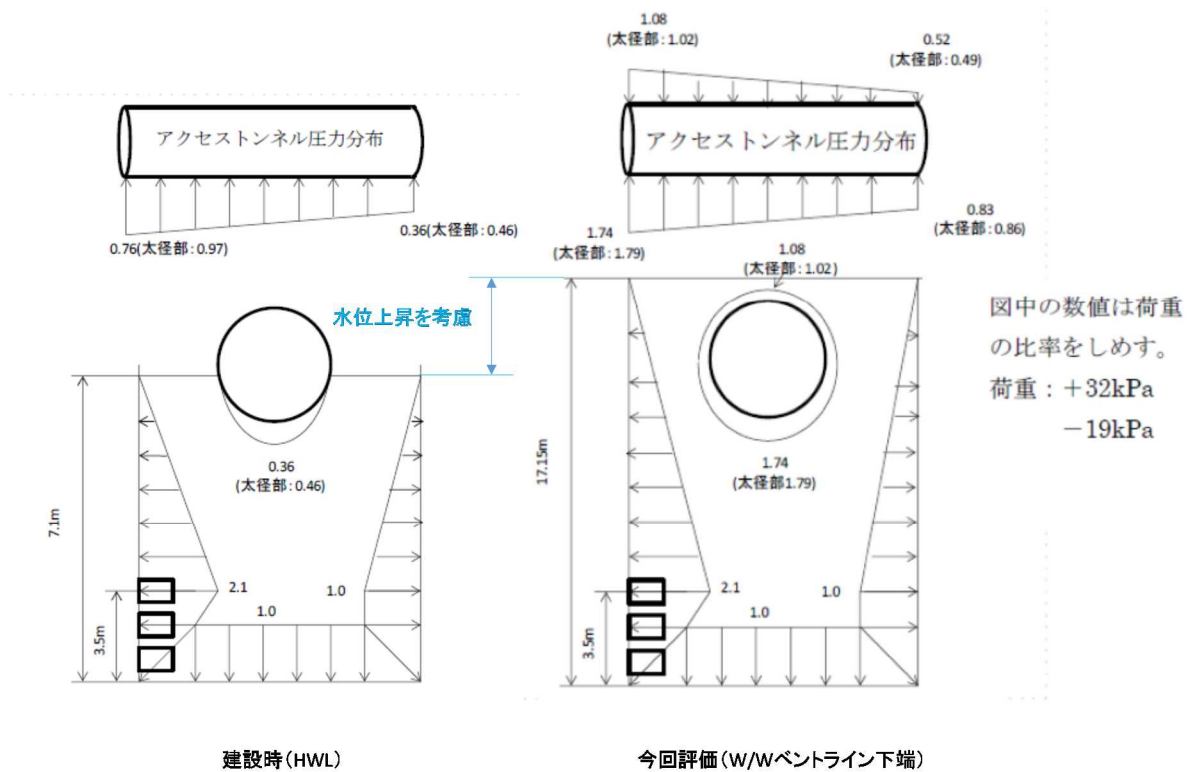


図12 チャージング荷重分布

<評価結果>

水位上昇時の運転状態Ⅳの応力評価のまとめを表 2 に示す。表 2 に示す通り、各応力評価は許容応力以下である。また、建設時との比も最大で約 1%程度であり、チャギング荷重の影響は、水位上昇を考慮してもほとんど影響しないことが確認できた。なお、シビアアクシデント時を想定すると S/C 水位上昇時は S/C 水温が高く、チャギング荷重の影響がほとんどみられない領域と考えられるが、本評価においてはチャギング荷重が厳しめに加わる想定で評価を実施している。このことから、S/C 水位上昇によるチャギング荷重の影響はほとんどないものと考えている。

表 2 水位上昇時の運転状態Ⅳの応力評価

荷重の組合せ番号	7 (CH)		
	建設時 (HWL) N/mm <sup>2</sup>	水位上昇時 (HWL+10.05) N/mm <sup>2</sup>	比
P1-A	360	357	0.99
P1-B	350	347	0.99
P1-C	208	209	1.00
P2-A	293	296	1.01
P2-B	147	138	0.94
P2-C	211	200	0.95
P3-A	29	24	0.83
P3-B	32	22	0.69
P3-C	27	28	1.04
P4-A	116	119	1.03
P4-B	268	260	0.97
P4-C	222	211	0.95
P5-A	270	267	0.99
P5-B	271	270	1.00
P5-C	356	350	0.98
最大	360	357	0.99
許容値	427	427	-

## 限界温度・圧力に対する評価対象部位の裕度について

原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備に関して、重大事故時に放射性物質の閉じ込め機能を喪失する要因として、原子炉格納容器内の温度・圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴い、構造健全性が失われる場合と、シール部の耐漏えい機能が失われる場合が想定される。

- ①原子炉格納容器本体（コンクリート部）  
曲げせん断破壊
- ②原子炉格納容器本体（ライナ部）  
延性破壊
- ③トップヘッドフランジ  
延性破壊、変形、高温劣化（シール部）
- ④ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）  
延性破壊、変形、高温劣化（シール部）
- ⑤エアロック  
延性破壊、変形、高温劣化（シール部）
- ⑥配管貫通部
  - ・貫通配管  
延性破壊
  - ・スリーブ  
延性破壊
  - ・端板  
延性破壊
  - ・閉止板  
延性破壊
  - ・閉止フランジ  
延性破壊、高温劣化（シール部）
- ⑦電気配線貫通部  
延性破壊、高温劣化（シール部）
- ⑧原子炉格納容器隔離弁  
延性破壊、高温劣化（シール部）

これら機能確保のために評価を行う必要のある機器について、構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定して評価を行ったが、判断基準に対する各機器の裕度について、表 18-1 に示す。

裕度の考え方は部位ごとに異なっており、破損限界を評価することができるものについては、 $200^{\circ}\text{C} \cdot 2\text{Pd}$ における状態と破損限界との比較を行っている。一方、破損限界が確認できていないものについては、 $200^{\circ}\text{C} \cdot 2\text{Pd}$ の状態における健全性を確認した際の判定基準に対する裕度を評価した。

その結果、構造部材について裕度が最小となるものは、ハッチ類、エアロック、配管貫通部の応力比較であり、裕度は約1.1であった。ただし、これらの評価においては、評価基準として、規格等に定められている許容値を用いて評価しているものであり、許容値が保守的に設定されているものであることから、実際の構造部材としての実力ではさらに裕度を有しているものと考えられる。

一方、シール部については、シール材が事故条件下において時間的に劣化していくことが確認されている。このため、構造部材と異なり、現在の評価において健全性が確認されている7日間の期間を超えて $200^{\circ}\text{C} \cdot 2\text{Pd}$ の状態が長時間継続した場合には、シール材が機能を喪失し漏えいが生じる可能性がある。また、シール部のうちでも、トップヘッドフランジや機器ハッチ等、フランジ構造になっている箇所については、圧力の上昇にともない開口量が増加するため、その影響により、他のシール部に比べて漏えいが生じるリスクが高いものと考えられる。

これらの検討結果から、構造部材については、 $200^{\circ}\text{C} \cdot 2\text{Pd}$ の状態が維持された場合においても漏えいが生じることはなく、また、構造部材が有する実力での強度を考慮した場合には、十分な裕度が確保されているものと評価できる。一方、フランジ構造のシール部については、 $200^{\circ}\text{C} \cdot 2\text{Pd}$ の状態が維持された場合であっても、その状態が7日間を超えて長期間継続した場合には漏えいが生じる可能性がある。このため、実際の事故時における漏えいに対する裕度は、フランジ構造のシール部である、トップヘッドフランジ、機器ハッチ、エアロックが最も少ないと考える。

以上

表 18-1 評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度

評価対象部位	想定される 機能喪失要因	裕度の考え方	2Pdに対する裕度 (評価結果)
① 原子炉格納容器本体 (コンクリート部)	曲げせん断破壊	NUPEC で実施された弾塑性解析により、200℃条件下で、コンクリート部の内圧に対する耐圧性状を確認	約 2.0 (4.0Pd 近傍からコンクリート部の局所的破壊開始)
② 原子炉格納容器本体 (ライナ部)	延性破壊	NUPEC で実施された歪み評価をもとに、200℃条件下で、ライナ部破壊圧力を評価 設計・建設規格の評価式に準拠し 200℃、2Pd において応力評価を行い、許容応力と比較	約 1.8 (約 3.5Pd でライナ部の相当塑性ひずみが破断ひずみに到達) 約 1.5 (締め付けボルトの発生応力と許容値との比較)
③ トップヘッドフランジ	延性破壊	NUPEC で実施された 1/10 スケールモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	約 1.4 (試験結果から弾性限界圧力 (約 2.8Pd) を算出)
④ ハッチ類 (機器搬入用ハッチ等)	変形・高温劣化 (シール部) 延性破壊	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価 設計・建設規格の評価式に準拠し 200℃、2Pd において応力評価を行い、許容応力と比較 NUPEC で実施されたハッチモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	約 1.1 (ガセットプレートのせん断力と許容値との比較) 約 3.0 (ハッチモデル試験体の限界圧力 (6.0Pd) との比較) - (圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
⑤ エアロック	変形・高温劣化 (シール部) 延性破壊	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価 設計・建設規格の評価式に準拠し 200℃、2Pd において応力評価を行い、許容応力と比較	約 1.1 (ガセットプレートのせん断力と許容値との比較) - (圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
⑥ 配管貫通部 (貫通配管)	変形・高温劣化 (シール部) 延性破壊	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価 代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格 PVE-3410、3610 に準拠し、既工事計画認可申請書で実績ある手法で評価を実施	約 1.1 (配管に生じる応力と許容値との比較) - (圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
⑦ 配管貫通部 (スリーブ、端板、閉止板、閉止フランジ) 配管貫通部 (閉止フランジ)	延性破壊 変形・高温劣化 (シール部)	代表配管について、設計・建設規格 PVE-3410、3610 に準拠し、必要板厚 (現在の板厚で生じる応力が許容値を満たすこと) を算定 シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価 代表貫通部について、設計・建設規格 PVE-3230 に準拠し、必要板厚を算定	約 1.8 (配管貫通部の部材 (コンクリート部) に生じる応力と許容値との比較) - (開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
⑧ 電気配線貫通部	延性破壊 変形・高温劣化 (シール部)	電気配線貫通部 (閉止フランジ) の試験結果に基づき評価 電共研、NUPEC で実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果に基づき限界圧力・温度を評価	約 1.7 (呼び厚さと計算上必要な厚さとの比較) 約 1.3 (NUPEC での試験において、約 2.6Pd で漏えいが発生) - (開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
⑨ 原子炉格納容器隔離弁	変形・高温劣化 (シール部)	シール部について試験結果に基づき評価	約 1.1 (開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)

## 配管貫通部の代表性について

## 1. 原子炉格納容器貫通部の代表選定の考え方

- ① 原子炉格納容器配管貫通部における評価は、格納容器配管貫通部全数から本章で示す考えに基づき代表配管を選定する。
- ② 原子炉格納容器貫通部周りの配管に発生する応力は、原子炉格納容器貫通部の変位と、配管系の拘束から影響を受ける。まず、変位について原子炉格納容器が 2Pd、200℃時における変位を算定した結果を図2に示す。変位の評価モデルは「 $0^{\circ}$  - $180^{\circ}$ 」と「 $90^{\circ}$  - $270^{\circ}$ 」の2ケースの分割モデルで実施している。図3及び図4で評価モデルのイメージを示す。この評価結果から T. M. S. L 15m 以上の変位が最も高くなっていることを確認した。したがって 15m 以上にある配管貫通部から、拘束条件が厳しいものを選定することとした。
- ③ なお、小口径配管については、二次応力が小さい傾向にあるため、選定にあたっては対象外とする。
- ④ ここまで抽出された配管貫通部を表1に纏めているが、本評価は格納容器限界温度・圧力（200℃、2Pd）における評価であることから、従来設計が 200℃以上のものは評価不要と考えているため、最高使用温度が 200℃以上の配管については対象外とする。
- ⑤ 上記の考えで抽出された配管貫通部は X-81（AC系）、X-82（FCS系）であり、これらについて、原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃・2Pd）時の格納容器変位による配管損傷要因として考えられる二次応力の影響を評価するため、二次応力が厳しくなる配管拘束条件に着目して代表配管を選定することとした。拘束条件の厳しさを表す参考の値として、貫通配管の第一拘束点までの距離(L)と配管口径(D)の比(L/D)を用いる。一般的にLが小さい程拘束が厳しく、Dが大きい程配管応力を受けやすいことから、L/Dが最も小さいものが拘束条件が厳しく、配管応力を受けやすいと考えられる。

## 2. 代表配管の選定結果

上記の考え方から、L/Dが最も小さいものを選定した結果、表1で示す通り不活性ガス系の配管貫通部(X-81)を選定した。なお、X-81のペネ取付高さは T. M. S. L 19000 であり、L/Dは約 6.4 である。これらの代表配管抽出フローについては、図1で示している。

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。

<代表配管抽出フロー>

<考え方>

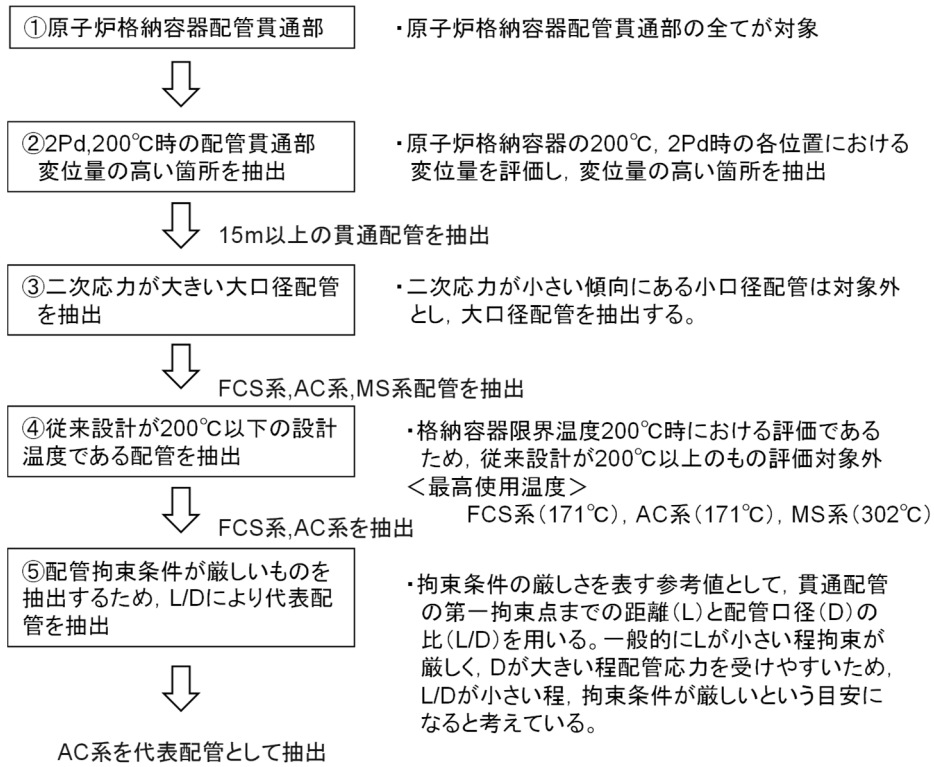


図1 代表配管抽出フロー



図2 格納容器(200℃、2Pd時)の変位

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。

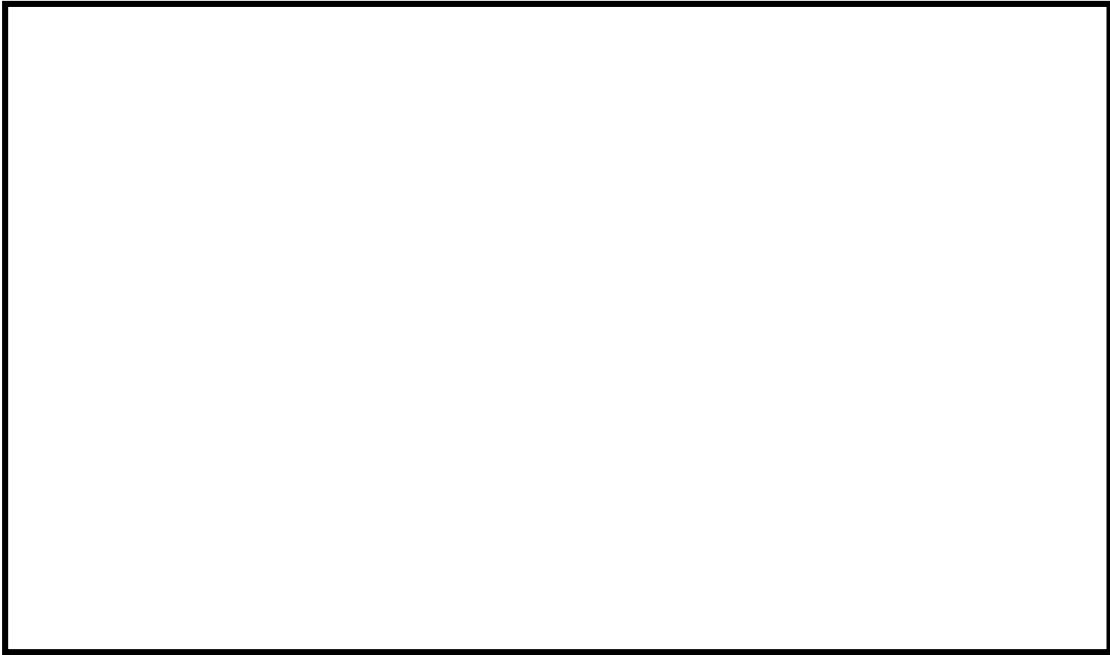


図3 格納容器「0° -180°」、「90° -270°」について（7号炉の例）



図4 変位の評価モデルイメージ（0° -180°）

表1 配管貫通部と口径比（T. M. S. L 15m 以上）

貫通部 番号	貫通部 取付 高さ	系統	プロセス管				PCV からの第1 サポート距離 L [mm]	口径比 L/D
			外径 D [mm]	肉厚 t [mm]	D/t	最高使用 温度[°C]		
X-82		FCS						
X-81		AC						
X-10A		MS						
X-10B		MS						
X-10C		MS						
X-10D		MS						

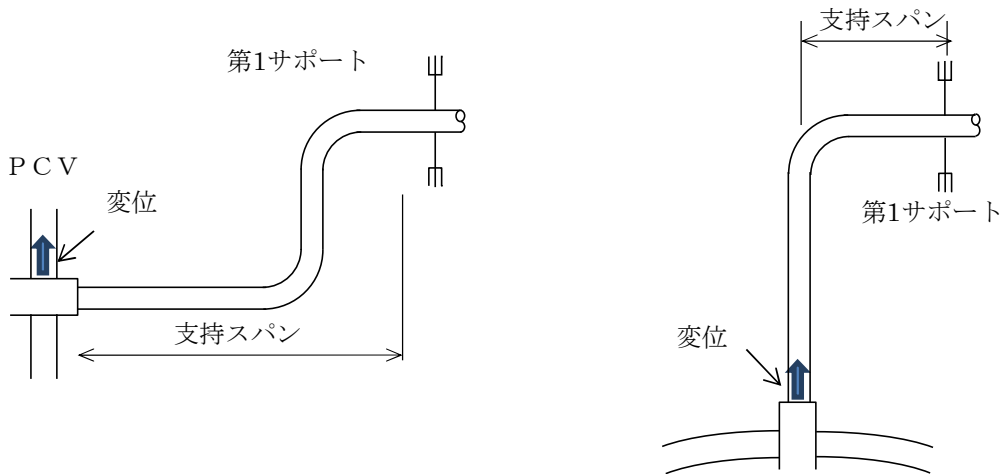
※「PCV からの第1サポート距離」は、原子炉建屋側の配管ラインについて示す  
※貫通部取付高さは T. M. S. L を示す。



<参考> 貫通部反力（モーメント）の比較

図2の代表選定フローで抽出されたAC系とFCS系の貫通配管について、L/Dの比較により代表配管を決定しているが、L/Dで代表を選定することが妥当であることを確認するために、配管貫通部の貫通部反力（モーメント）についても比較を実施した。貫通部反力（モーメント）の評価概要は図2に示す通りである。

第一サポートまでのサポート距離（支持スパン）は、各貫通部から第1拘束点までの距離とし、それぞれ放射方向L1、鉛直方向L2として貫通部反力（モーメント）の指標を算出し、代表配管の選定を評価した。評価結果を表2に示しており、L/Dの評価と同様に、反力（モーメント）の評価についてもAC系が厳しい結果であり、AC系を選定することが適切であることが本結果からも確認できた。



鉛直方向変位の第1サポートまでの距離

半径方向変位の第1サポートまでの距離

図5 貫通部反力（モーメント）評価におけるサポート支持スパンの考え方

表2 貫通部反力（モーメント）の評価結果

貫通部 番号	系統	呼び 径	貫通部 取付 高さ	サポート距離 (支持スパン)		貫通部反力 (モーメント)の指標		参考
				L1 (放射)	L2 (鉛直)	M1 (放射)	M2 (鉛直)	
				A	mm	mm	mm	N・mm
X-82	FCS							
X-81	AC							

※貫通部取付高さはT.M.S.Lを示す。

表 2 の貫通部反力（モーメント）の評価結果からも、L/D と同様に AC 系の方が厳しい値となっている。以下に貫通部反力（モーメント）の指標算出式を示しているが、式①は式④で表すことができ、反力（モーメント）は変位  $\delta$  が大きい程高く、L/D が小さい程高くなる傾向であることが言える。今回の代表選定フローについては、変位  $\delta$  が高いと思われる 15m 以上において、最終的には L/D の小さい方を代表として選定しているが、この式④からも、その考えが妥当であることが言える。

#### <貫通部反力(モーメント)の指標算出式>

$$M = \frac{3EI\delta}{L^2} \quad (\text{式①})$$

Z: 断面係数  
 I: 断面二次モーメント  
 E: 弾性係数  
 $\delta$ : 変位の指標  
 L: サポートスパン

上記①式に以下の式②、③を代入する。

$$I = \frac{\pi(D^4 - d^4)}{64} \quad (\text{式②})$$

$$Z = \frac{\pi(D^4 - d^4)}{32D} \quad (\text{式③})$$

D: 配管外径  
 d: 配管内径

$$M = \frac{3E \frac{\pi(D^4 - d^4)}{64} \delta}{\frac{\pi(D^4 - d^4)}{32D} L^2} = \frac{\frac{3}{2} E \delta}{\frac{L^2}{D}} \quad (\text{式④})$$

なお、貫通部反力（モーメント）M の指標算出式から、M は L/D ではなく  $L^2/D$  が小さくなるにつれて大きくなることを示しているが、M は単位面積あたりのモーメントを示す指標であり、実際の反力は、M と断面係数 Z の積で表される。断面係数 Z は、一般的に配管口径 D が大きくなるにつれて大きくなる傾向にあるので、実際の反力は、 $L^2/D$  が小さい、且つ、D が大きい程大きくなる傾向にある。図 1 で示す代表配管選定フローにおいて既に大口径配管、すなわち D が大きい配管を③で選出しており、さらに貫通部反力が大きくなる条件としては  $L^2/D$  が小さいことになる。これを簡易的に表現すると L/D が小さくなるにつれて貫通

部反力が大きくなる傾向であると言えるため、反力の大きい配管貫通部の代表性を示すための参考になる指標と考えている。

ここで、表 3 に高さ 15m 以上にある配管貫通部のうち計装用配管貫通部を除く配管貫通部について L/D 及び L<sup>2</sup>/D を整理した。配管が小口径であるものは、二次応力が小さい傾向にあり、大口徑の配管貫通部と比較して貫通部反力も低くなると考えられるが、表 3 で示す通り小口径については L/D も高いため、L/D は貫通部反力の傾向を示せているものと考えられる。

よって、図 1 で示す代表配管選定フローにおいて、最終的に選出された配管のうち、配管拘束条件が厳しいものを選ぶための参考値として L/D を用いることについては妥当と考えている。なお、最終的には AC 系、FCS 系から AC 系を代表に抽出しているが、L/D だけではなく、貫通部反力（モーメント）の指標も算出し、AC 系の方が拘束条件が厳しいことを示した上で抽出している。

表 3 L/D 及び L<sup>2</sup>/D の整理

貫通部 番号	貫通部 取付 高さ	系統	プロセス管		PCV からの第 1 サポート距 離 L [mm]	口径比 L/D	(参考) L <sup>2</sup> /D
			外径 D [mm]	肉厚 t [mm]			
X-82		FCS					
X-142A		MS					
X-142B		MS					
X-142C		MS					
X-142D		MS					
X-147		MS					
X-69		SA					
X-70		IA					
X-71A		HPIN					
X-71B		HPIN					
X-72		HPIN					
X-81		AC					
X-10A		MS					
X-10B		MS					
X-10C		MS					
X-10D		MS					
X-22		SLC					

※貫通部取付高さは T. M. S. L を示す。

### バックアップシール材塗布による設計影響について

#### (1) バックアップシール材塗布によるフランジ設計への影響懸念

フランジ設計として、漏えい発生を防止するためにOリング溝にシール材(改良 EPDM)がセットされているが、シール機能を確保するために以下が設計上考慮されている。

- ① シール材について、開口を考慮した適切な押し込み量を確保すること
- ② 内圧及びシール材反力について、適切なフランジ強度を有すること
- ③ シール材が、化学的影響を受ける等により、反応や劣化等の影響を受けないこと
- ④ フランジ締付作業の施工性が確保できること

バックアップシール材をフランジ面に塗布することで、上記①～④について悪影響を与えないことを確認するため、バックアップシール材が塗布されることにより「フランジ開口量評価でシール材(改良 EPDM)追従性に悪影響を与えないこと」、「フランジ応力評価に悪影響を与えないこと」、「シール材(改良 EPDM)に化学反応等の悪影響を与えないこと」、「フランジ締付作業・開放作業に悪影響を与えないこと」を確認した。

#### (2) バックアップシール材厚さの影響について

図1の試験体(直径30cm)を使用して、バックアップシール材を塗布せず試験体を組み上げた後(バックアップシール材無し)とバックアップシール材を塗布して試験体を組み上げた後(バックアップシール材有り)の試験体の厚さを測定した。その結果を表7に示す。バックアップシール材の有無による試験体の厚さの変化はほとんど無く、約0.01mm程度の差であった。

実プラントでのシール材の押し込み深さは約  である。一方、今回測定結果から、バックアップシール材適用による押し込み量の変化は0.01mm程度と想定され、バックアップシール材適用による押し込み深さの変化量やフランジ開口量への影響は無視できる程度で悪影響はないと考えられる。

表 7 試験体の厚さ測定結果

測定位置	バックアップ シール材無し(mm)	バックアップ シール材有り(mm)
1	40.01	40.02
2	40.02	40.02
3	40.00	40.03
4	40.00	40.02
5	40.00	40.01
6	40.01	40.01
7	40.01	40.01
8	40.01	40.02
9	40.01	40.03
10	40.01	40.03
11	40.01	40.03
12	40.00	40.03
平均	40.01	40.02

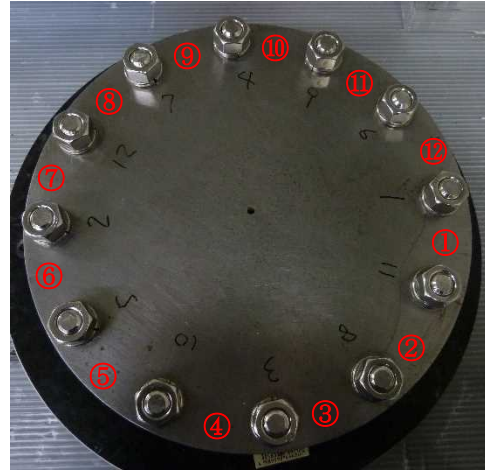


図 7 試験体厚さ測定位置

(3) バックアップシール材塗布に伴うフランジへの影響について

バックアップシール材を塗布した場合の影響評価として、①開口量評価及び②フランジ応力評価を実施した。前述(1)からバックアップシール材塗布時の厚さは0.01mm程度であるが、保守的な仮定としてバックアップシール材厚みが0.5mmとし、開口量評価、フランジ応力評価に悪影響がないことを確認した。

① 開口量評価

構造上バックアップシール材の厚さ分、突起によるEPDM ガスケットの締付量は低減する。このため、最も評価結果が厳しくなるドライウェル機器搬入用ハッチにて2Pd 時の締付量と必要締付量を比較し、シール性能を維持できることを確認した(図7、表7参照)。なお、ここで用いたEPDM の必要締付量は実機を模擬した試験を実施し、締付量0mm でもシール性能を維持できることを確認している。

$$\begin{aligned}
 \text{評価式：締付量} &= \text{初期締付量} - \text{バックアップ材厚さ} - \text{開口量} \\
 &= (\square) - (0.5\text{mm}) - (1.5\text{mm}) = \square > 0\text{mm}
 \end{aligned}$$

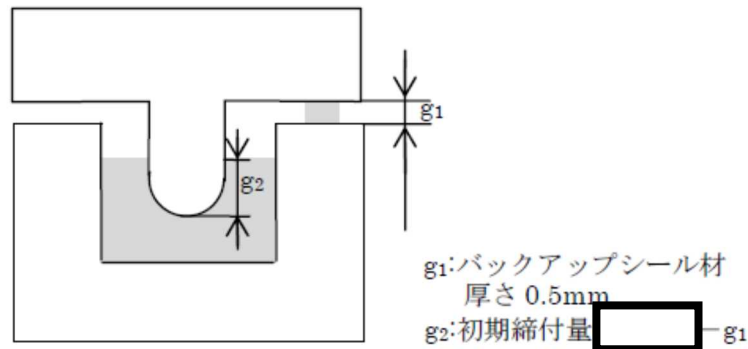


図7 バックアップシール材を保守的に0.5mm厚とした初期締付状態図

表7 2Pd時のバックアップシール材を用いたフランジシール部開口量と締付量

設備名	バックアップシール材厚さ	開口量	締付量	必要締付量
ドライウェル機器搬入用ハッチ	0.5	1.5		0以上

(単位：mm)

② フランジ部応力評価

バックアップシール材を用いた際、2Pd 時にフランジに加わる荷重を表3に示す。表3 よりバックアップシール材の荷重は内圧による荷重と比較して2 桁以上小さくなる。このため、フランジ部へ発生する応力の影響は内圧が支配的であり、バックアップシール材の有無によりフランジ部へ加わる発生応力は殆ど変化しないと考えられる。

表3 2Pd時のバックアップシール材を用いたフランジに加わる荷重 (単位:kN)

内圧による荷重	ガスケット反力による荷重	バックアップシール材反力による荷重
$5.166 \times 10^4$	$5.108 \times 10^2$	$1.431 \times 10^2$

参考として、バックアップシール材の有無によるフランジ部発生応力を比較したものを表4に示す。このように実際に上記の結果を反映したものとなっており、バックアップシール材を考慮しても、フランジ部に発生する応力は、弾性域であることを示す共用状態Csにおける評価基準値に対して十分に余裕があるといえる。

表4 2Pd時のバックアップシール材を用いたフランジ部発生応力  
(単位：MPa)

応力評価点	バックアップシール材		供用状態 Cs における 評価基準値 (MPa)
	無し	有り	
ハブの軸方向応力	27	27	339
ボルト穴の中心円におけるフランジの半径方向応力	156	156	226
フランジの半径方向応力	2	2	226
フランジの周方向応力	2	2	226
組合せ応力	15	15	226
	15	15	226
ボルトの応力	322	323	432

(4) 改良EPDMに対する悪影響、フランジ締付・開放作業への影響について

現場作業等への影響について、フランジ締付時の締付ボルト管理トルク値の変更は必要ないこと、フランジ開放時(点検時)の手入れの際にバックアップシール材は容易に除去可能であることを確認している。また、バックアップシール材は改良 EPDM シール材と化学反応は生じないことから悪影響はないと考えられる。

以上のことは、施工時の影響確認として柏崎刈羽原子力発電所の実機の格納容器ハッチで実施したモックアップ試験時に、実際にバックアップシール材を塗布して確認しており、フランジ締付・開放作業に有意な影響を与えないことを確認している。また、化学影響については、長期熱劣化影響確認試験で改良 EPDM とバックアップシール材を組み合わせたフランジで劣化後の気密性が確認できていることから、悪影響がないと考えている。

(5) まとめ

上記(1)～(4)より、バックアップシール材塗布におけるフランジ締込量への影響は0.01mm程度と僅かであり、かつ、仮に保守的に締込量に0.5mmの影響があると想定した場合でも、開口量評価及びフランジ部応力評価に大きな影響を与えないことを確認した。また、改良EPDMシール材に対して化学反応の影響がないこと、フランジ締付作業性も確保できることから、バックアップシール材塗布によるフランジ設計上の影響はない。

## TIP パージ弁への改良シール部材適用について

TIP パージ弁は、表 1 の通り弁座シート、グランドOリング及び弁ふたシールを改良 EPDM 及びメタルシートに変更したものを適用する。改良 EPDM については既に試験が完了し、適用は可能である。メタルシートの適用についても試験を進めており、適用の見込みが立っている。

表 1 TIP パージ弁シール部材について

バウンダリ箇所	部位	変更前部材	シール部材
TIP パージ弁	弁座シート	EP ゴム	改良 EPDM 又はメタルシート
	グランドOリング	EP ゴム	改良 EPDM
	弁ふたシール	EP ゴム	改良 EPDM

## &lt;改良 EPDM の実機適用性について&gt;

改良 EPDM の実機適用にあたっては、重大事故時環境を模擬した条件で試験を行い、シール機能が健全であることを評価した。試験項目を表 2 に示し、試験の概要を以下に示す。

表 2 シール機能健全性確認試験項目

No	試験項目	備考
1	弁性能試験	耐圧漏えい試験、弁座漏えい試験、作動試験を実施。
2	熱・放射線同時劣化試験	通常運転時の弁座の経年劣化を模擬し、加速劣化試験を実施。
3	機械的劣化試験	通常運転時の弁座の経年劣化を模擬し、機械的劣化試験を実施。
4	放射線劣化試験	SA 時の放射線による劣化を模擬。
5	蒸気通気試験	SA 時における蒸気条件を模擬し、弁座及び O リングのシール性を確認。
6	分解点検	試験後に外観の異常有無及び内部部品に異常がないか確認を実施。

## 1.試験内容

改良 EPDM を実機適用するにあたり、改良 EPDM が SA 環境に耐えうることを検証するため耐環境試験を実施した。各耐環境性試験の詳細については以下に示す。



#### 【熱/放射線同時劣化試験】

通常時経年劣化を模擬し、加速劣化を行った。通常運転時の環境・使用条件は、原子炉格納容器内の環境条件スペックにより放射線量率 0.6Gy/h、温度 66℃、使用期間 6 サイクル(78 ヶ月運転)(メンテナンス周期)を想定し、試験時間：943 [h] (約 40 日)とした。試験条件を表 3 に示す。

表 3 熱/放射線同時劣化試験条件

照射線量	100Gy/h
試験温度	100℃
試験時間	943h (約 40 日)

#### 【機械的劣化試験】

本体部の通常時経年劣化を模擬し、作動試験を行った。通常時の使用期間は 6 サイクル(13 カ月/1 サイクルとする)を想定し、開閉作動回数は 500 回とした。(月 5 回×13 カ月×6 サイクル=390 回に裕度を設けた回数とした。)

#### 【事故時放射線照射】

SA 時の放射線による劣化を模擬した試験を実施した。照射線量は、0.86MGy (TIP パージ弁の重大事故時における線量条件 (0.8MGy) に裕度を見込んだ値) とした。

#### 【蒸気通気試験】

SA 環境条件による蒸気通気試験を実施し、弁座及び O リングのシール性の確認を実施した。試験条件を表 4 に示す。

表 4 蒸気通気試験条件

試験流体	過熱蒸気
試験圧力	0.854MPa (2Pd に余裕を見込んだ値)
試験温度	200℃
試験時間	168 時間 (7 日間)

## 【試験条件まとめ】

これまでに示した耐環境性試験の試験条件を表 5 にまとめた。

表 5 耐環境性試験条件まとめ

No	試験項目	試験条件
1	熱・放射線同時劣化試験	放射線量率 100Gy/h、温度 100℃、試験時間 943h で加速劣化を実施。
2	機械的劣化試験	本体部の通常時経年劣化を模擬し、作動回数 500 回の弁開閉を実施。
3	放射線劣化試験	照射線量は 0.86MGy にて SA 時の放射線による劣化を模擬した試験を実施。
4	蒸気通気試験	0.854MPa[gage] (2Pd に余裕を見込んだ値)、200℃、168 時間(7 日間相当)の過熱蒸気通気試験を実施。

## 2.漏えい試験結果

### 2.1 蒸気通気試験中

1 項に示す試験内容により蒸気通気試験を行った結果、弁座及び O リングからの漏えいはなかった。

### 2.2 蒸気通気試験後の弁性能試験結果

SA 条件化での改良 EPDM の適用性を検証するために、蒸気通気試験後のシール性の確認を行った。TIP パージ弁の外観写真を図 1 に示す。試験結果を表 6 に、試験系統の概略を図 2 に示す。また、図 3 に試験装置の外観写真を示す。結果として漏えいは確認されず、改良 EPDM の SA 時のシート性は健全であり、実機適用は妥当であることを確認した。



図 1 TIP パージ弁外観写真

表 6 試験結果まとめ

試験項目	試験条件	試験結果
蒸気通気後 性能試験	弁閉状態で、乾燥空気 1.07MPa(最高使用圧力 0.62MPa×1.25 に余裕を見込んだ値)で弁座漏えい試験及び耐圧漏えい試験を 実施。	漏えい無

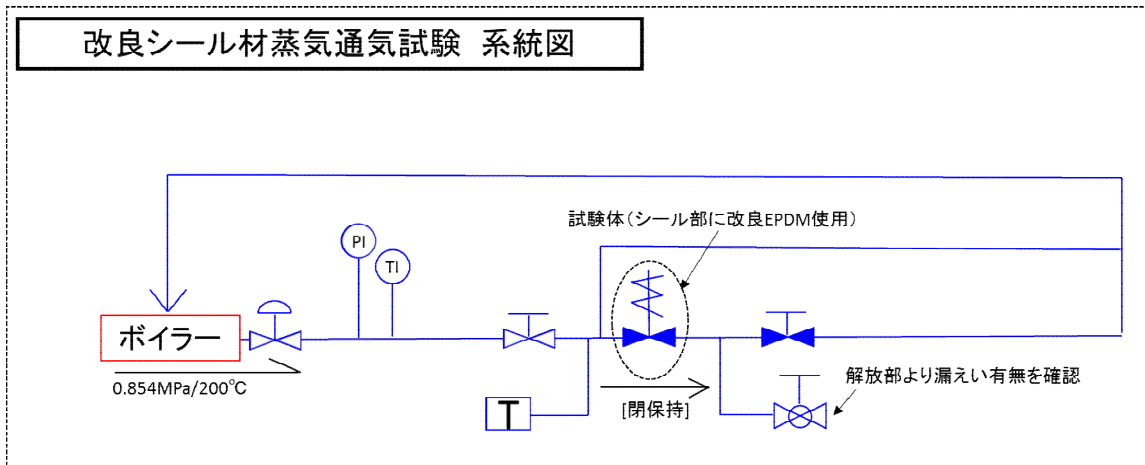


図 2 蒸気通気試験系統図

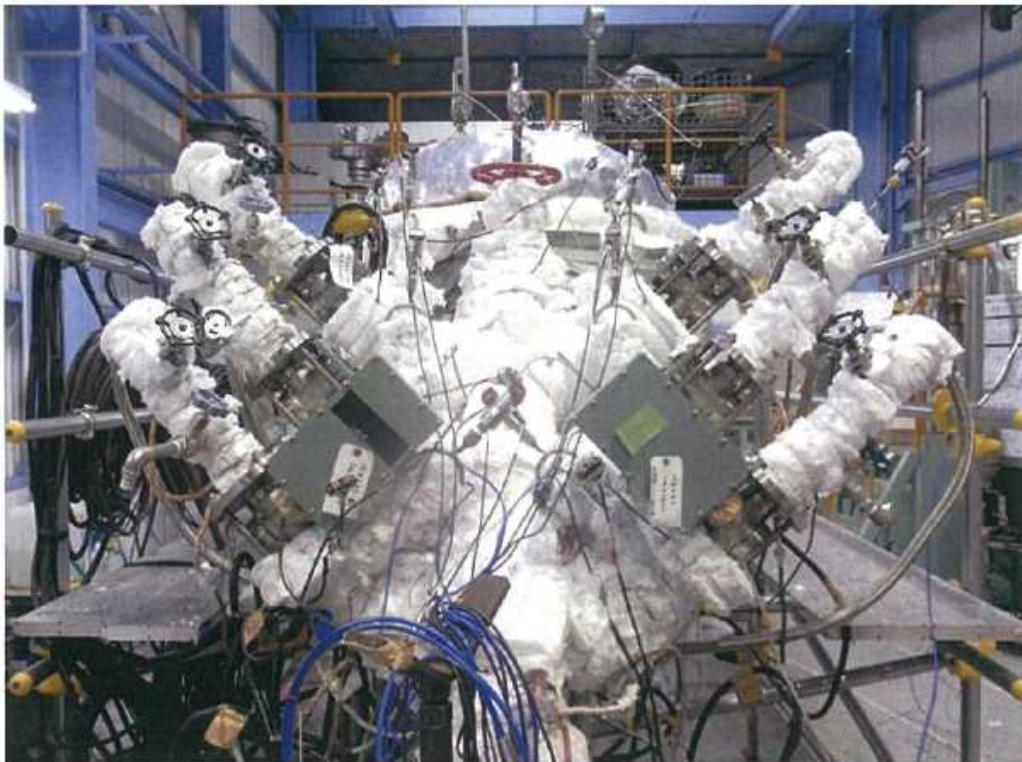


図 3 試験装置外観写真

<メタルシートの実機適用性について>

TIP パージ弁の弁座シートについてはメタルシールの適用性についても検討している。実機適用にあたっては、重大事故時環境を模擬した条件である 200℃蒸気が 7 日間以上暴露され、且つ、その弁配置での重大事故時における放射線量が照射されたとしても、シール機能が健全であることを評価した上で実機適用を行う。

なお、現時点では TIP パージ弁（メタルシート）の実機適用性を確認している段階にあるが、表 7 で示す試験体を用いた試験により 2Pd における弁（メタルシート）のシール性が確認できており、温度及び放射線の影響についても表 8 に示す通り重大事故環境下における健全性に見通しが立っている。これらを踏まえ、実機適用性の検証を更に進め、200℃蒸気が 7 日間以上暴露され、且つ、その際の重大事故時における放射線量が照射されたとしてもシール機能が健全であることを確認して実機に適用する。

表 7 TIP パージ弁（メタルシート）試験弁の弁座漏えい試験

試験項目	試験仕様			結果
	試験流体	試験圧力	保持時間	
弁座漏えい試験	空気	1.08MPa	3 分	合格

表 8 TIP パージ弁（メタルシート）の温度及び放射線の影響について

部位	シール部材	温度及び放射線の影響について
弁座シート	メタルシール	メタルシールであることから、放射線及び温度により劣化するものではない
グラウンドOリング	改良 EPDM	放射線、温度による劣化が懸念されるが、試験により 200℃蒸気が 7 日間暴露され、その際の重大事故時における放射線量（800kGy）が照射されても健全であることを確認している。
弁ふたシール	改良 EPDM	放射線、温度による劣化が懸念されるが、試験により 200℃蒸気が 7 日間暴露され、その際の重大事故時における放射線量（800kGy）が照射されても健全であることを確認している。

## 200℃, 2Pd の適用可能時間を過ぎてから用いる限界圧力・温度について

有効性評価における格納容器限界温度・圧力は 200℃, 2Pd と設定しており, 200℃, 2Pd について時間経過を考慮した評価が必要な部位はシール部と考えている。このため, シール部については, 200℃, 2Pd の状態が 7 日間 (168 時間) 継続した場合でもシール機能に影響ないことを確認することで, 限界温度・圧力における格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。

また, 7 日間 (168 時間) 以降については, 有効性評価の代表シナリオ (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失) を確認したところ, 表 1 で示す通り, 格納容器圧力については, ベント操作を実施した場合, 代替循環冷却系を運転した場合に関わらず圧力は低くなっており, 格納容器温度については 150℃を下回っている (図 1~2 参照)。なお, これ以外の有効性評価シナリオについても同様に低下することを確認している。

表 1 事故発生後の経過時間と格納容器圧力・温度の関係

事故発生後の経過時間	0~168 時間	168 時間以降
格納容器圧力	格納容器限界圧力として 2Pd(620kPa)を設定	有効性評価シナリオで格納容器圧力は低下している
格納容器温度	格納容器限界温度として 200℃を設定	有効性評価シナリオで 150℃を下回る

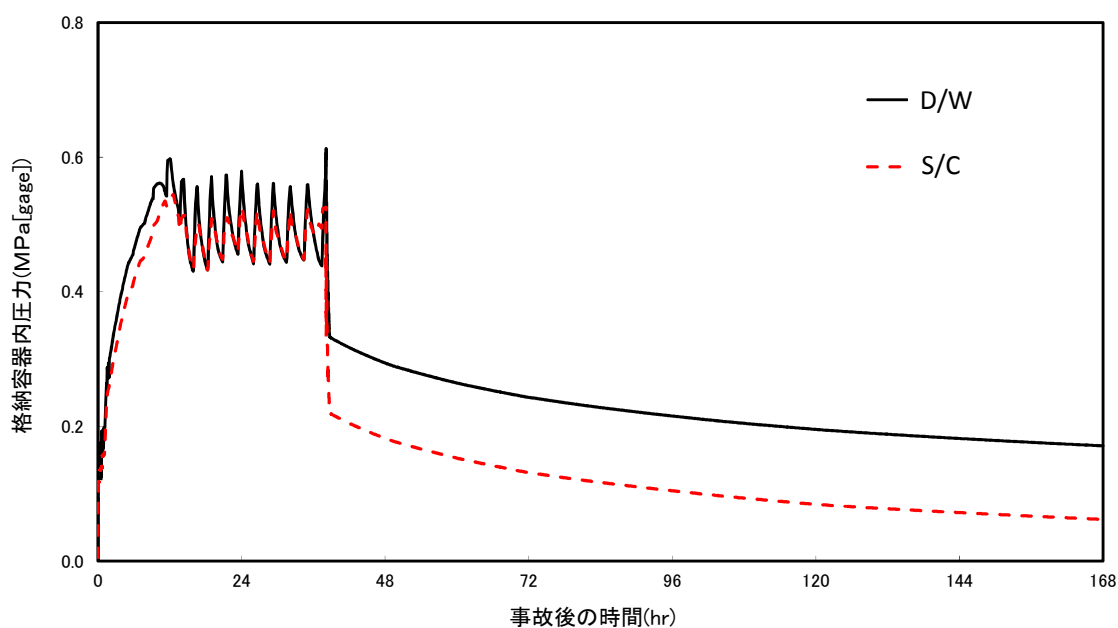


図 1 原子炉格納容器圧力 (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失)

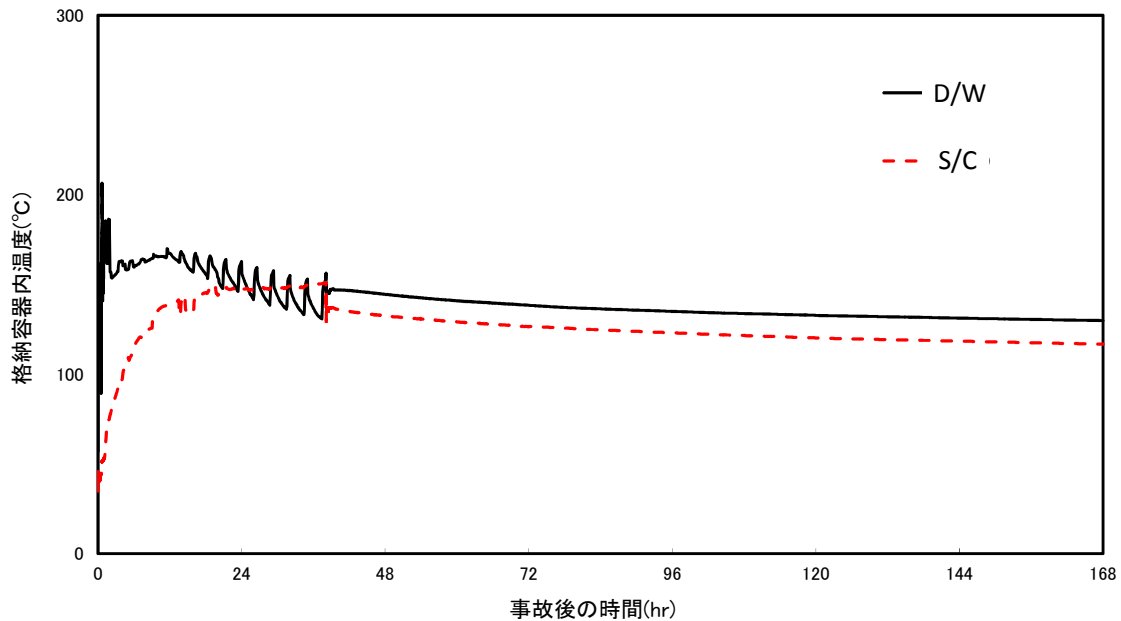


図2 原子炉格納容器温度 (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失)

① 長期 (168 時間以降) の格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により健全性に影響を及ぼす部位はシール材である。シール部の機能維持は、図3の模式図に示す通り、格納容器内圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し、シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり、格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても、圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば、シール部の機能は健全である。長期のケースとして、有効性評価シナリオにおいて 168h 時の格納容器圧力が高い代替循環冷却系運転ケースを評価しても、格納容器圧力は約 0.21MPa であり開口量は小さい (表2 参照)。なお、復元量の具体的な評価は、格納容器温度に関係することから次項②で示す。

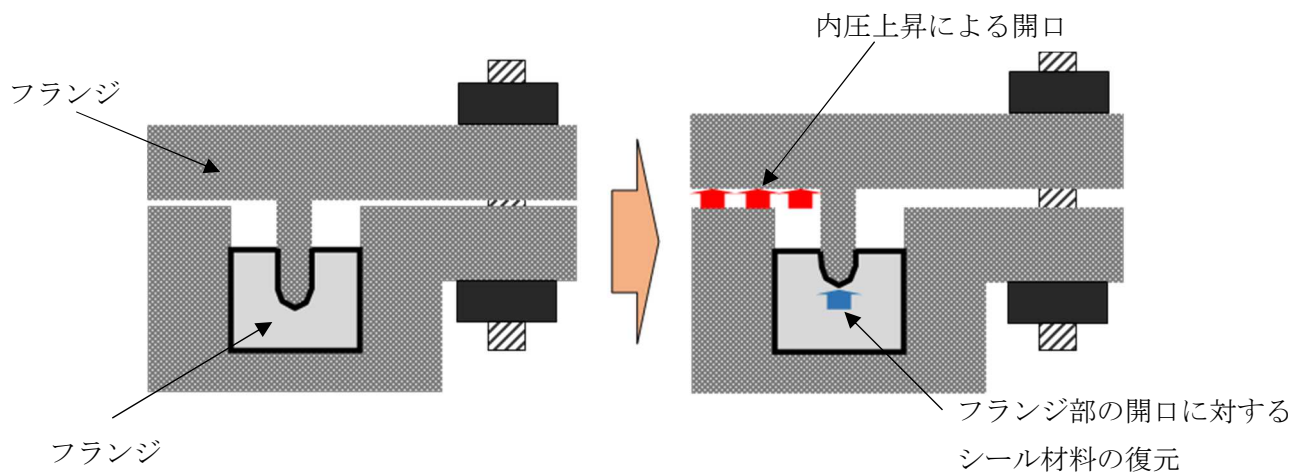


図3 シール部の機能維持確認の模式図

表 2 原子炉格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	代替循環冷却運転 ケースの 168h 時 (0.21MPa)	2Pd (0.62MPa)
トップヘッドフランジ	内側	約 0.10mm	約 1.3mm
	外側	約 0.05mm	約 0.9mm
機器搬入用ハッチ	内側	約 0.25mm	約 1.4mm
	外側	約 0.10mm	約 1.0mm

② 長期（168 時間以降）的な格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

格納容器温度の上昇に伴う、時間経過によるシール材の長期的（150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは、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 製シール材を用いて、168 時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を表 3 に示す。

表 3 改良 EPDM 製シール材の基礎特性データの経時変化

試験時間	0～7 日	7 日～14 日	14 日～30 日
試験温度	200℃	150℃	150℃
圧縮永久ひずみ率[%]			
硬さ			
質量変化率[%]			

注記：γ線 1.0MGy 照射済の試験体を用い、飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

表 3 に示すように、168 時間以降、150℃の環境下においては、改良 EPDM 製シール材の基礎特性データには殆ど変化は無く、経時劣化の兆候は見られない。したがって、SA 後 168 時間以降における格納容器の温度を 150℃と設定した場合でも、シール部の機能は十分維持される。なお、EPDM は一般特性としての耐温度性は 150℃であり、表 3 の結果は改良 EPDM 製シール材が 200℃条件を 7 日間経験しても、一般特性としての耐熱温度まで低下すれば、それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示していると考えている。また、表 3 の結果から圧縮永久ひずみ [ ] 時の改良 EPDM 製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを図 4 に示しており、表 2 で示す 168 時間以降の格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。

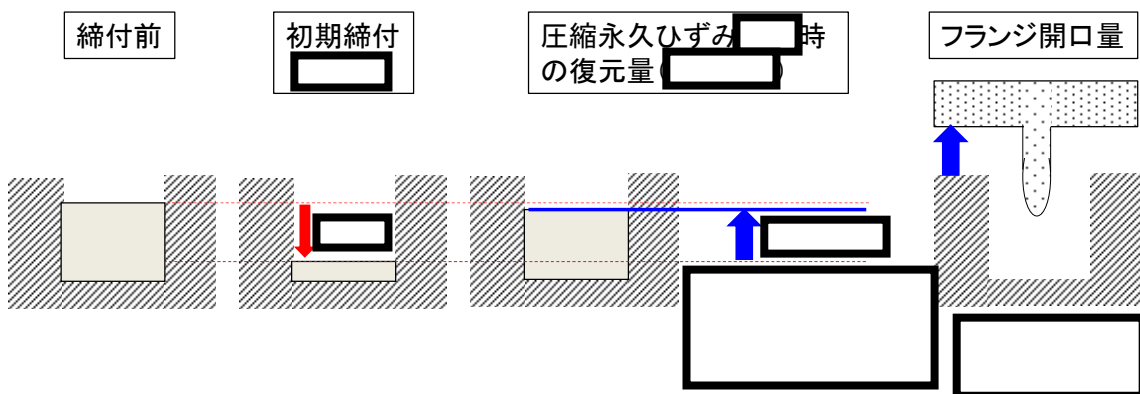


図 4 圧縮永久ひずみ [ ] 時のシール材復元量とフランジ開口量

<時間を踏まえた限界温度・圧力の考え方>

有効性評価結果からも、7 日間（168 時間）以降は原子炉格納容器温度が EPDM の一般特性としての耐熱温度である 150℃を下回ることが判っている。また、原子炉格納容器圧力についてもベント操作の有無に関わらず圧力は低下しており、開口量は限界圧力時と比較しても小さいことが確認できている。よって、当社としては、限界温度・圧力（200℃・2Pd）が 7 日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで、長期の格納容器閉じ込め機能を確保できると考えている。



<168 時間以降の考え方>

前述の検討を踏まえ、168 時間以降については格納容器圧力・温度は低下していることから、最初の 168 時間に対して限界温度圧力を超えないよう管理することで、長期的な格納容器閉じ込め機能は維持されると考えている。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、168 時間以降の領域においては、格納容器温度が 150°C を超えない範囲で、また、格納容器圧力が 1Pd を超えない範囲でプラント状態を運用する。

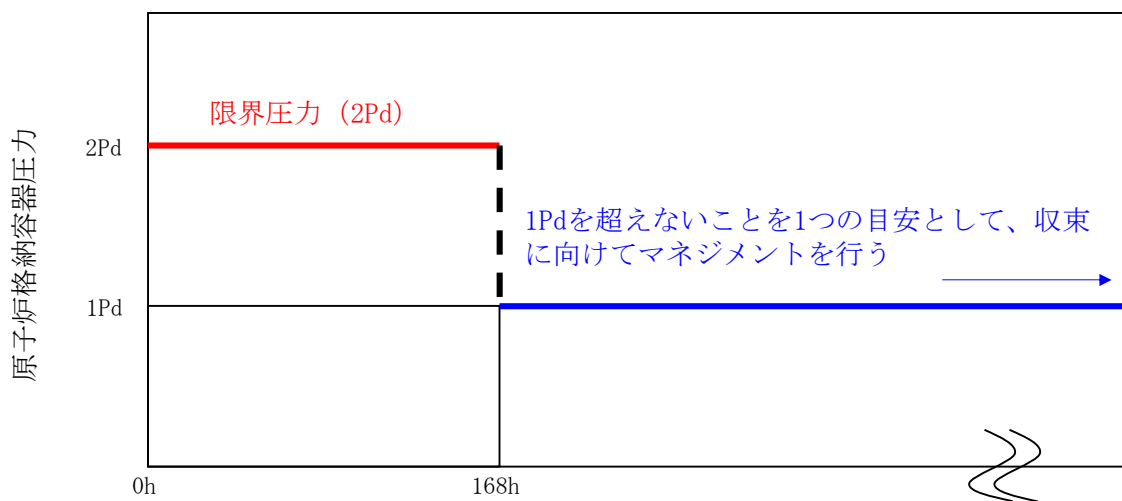


図 5 原子炉格納容器圧力の 168 時間以降の考え方

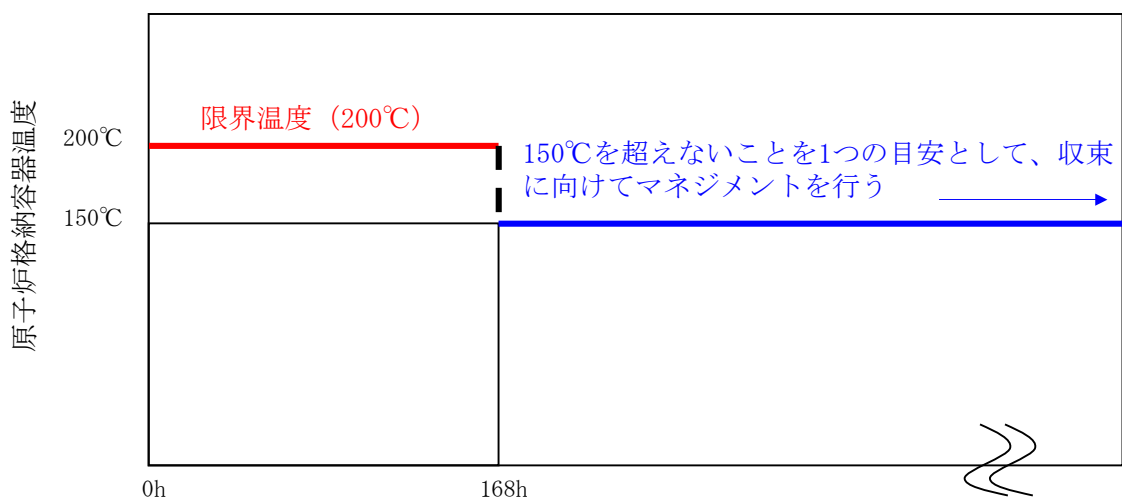


図 6 原子炉格納容器温度の 168 時間以降の考え方

## フランジの開口に対するシール材の復元特性について

## 1. はじめに

フランジ等のシール部に用いるシール材は、フランジ等の開口量に合わせて形状が変化することによりシール性能を確保しているが、フランジ等の開口量の変化する速度にシール材の形状の変化が追従できない場合には、漏えいが生じる可能性がある。

このため、シール材の形状が変化するために必要な時間（復元速度）を確認し、フランジ部の開口量の変化速度との比較を行った。

## 2. シール材の形状変化速度

フランジ部においてシール材に採用する改良 EPDM シール材について、復元速度を評価するため、JIS-K 6254 に基づく試験を行った。

当社が評価している有効性評価に関する事故シナリオにおいて、フランジ開口量の変化速度が最も早くなるのは、熔融炉心がペDESTALに落下した際の圧力上昇時（FCI 評価）である。この場合における開口量の変化速度は0.15mm/s 程度であることがわかっているため、これを参照して、0.15mm/s を大幅に上回る 300mm/s 及び 500mm/s を試験速度とした。

試験では、常温下で所定距離(3.75mm)まで一定速度(300mm/s 又は 500mm/s)で圧縮後、初期位置まで一定速度(300mm/s 又は 500mm/s)で荷重を開放し、この際に改良 EPDM 材に加わる圧縮応力を測定する試験を実施した(図 7 参照)。本試験装置では、シール材の荷重を開放するとき、シール材の復元速度が試験装置の開放速度より大きい場合には圧縮応力が計測されることから、これにより、復元速度を測定することができる。

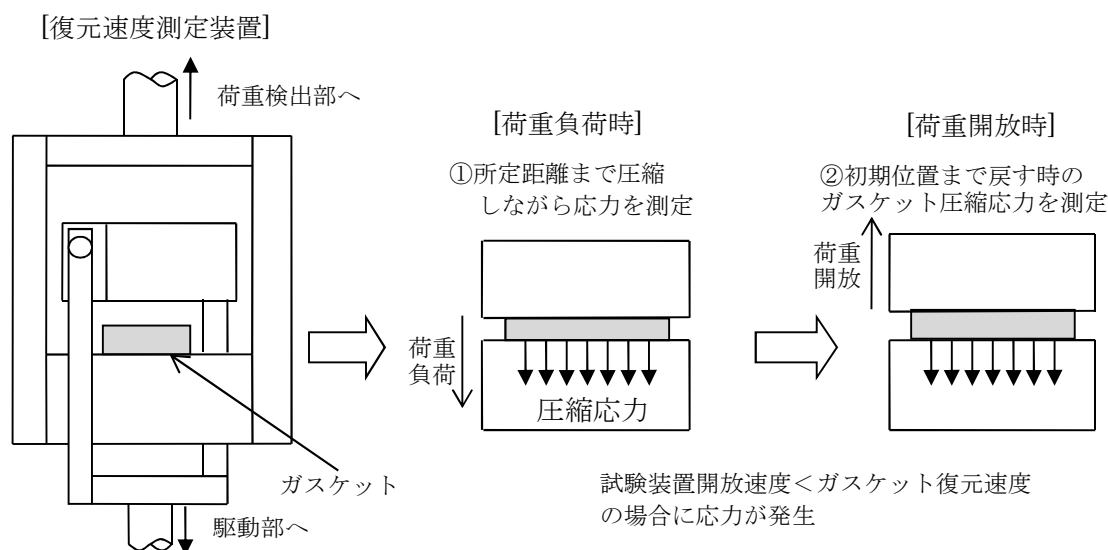


図 7 復元速度測定試験の概要

### 3. 試験結果

試験結果を図8に示す。この図に示すように、荷重開放時の各計測点において圧縮応力が測定されたことから、改良 EPDM シール材の復元速度は 500mm/s 以上であることを確認した。前述の通り、フランジ開口量の変化速度が最も早くなるのは、溶融炉心がペDESTAL に落下した際の圧力上昇時 (FCI 評価) であるが、その時のフランジ開口変化速度は 0.15mm/s 程度であり、以下の通りシール材復元速度は十分な追従性を有しているものであり、急速な開口に対してもシール機能を維持できるものと考えている。

シール材復元速度 (500mm/s 以上) > フランジ開口変化速度 (0.15mm/s)

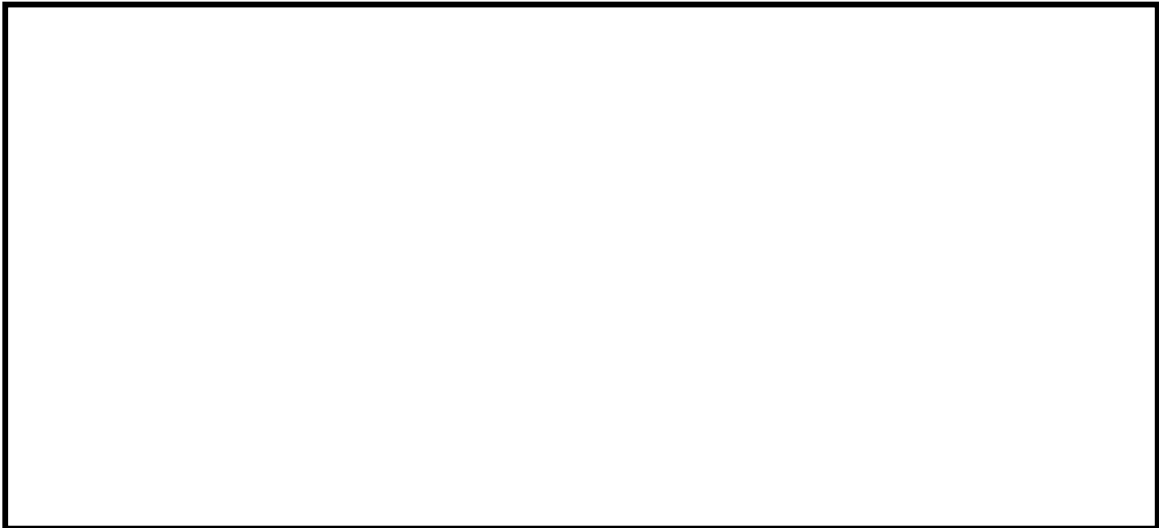


図8 一定復元速度下で測定した改良 EPDM シール材の圧縮応力  
(左図 : 300mm/s, 右図: 500mm/s)

なお、本試験は、劣化していない材料に対して実施したものであるが、表3で示すとおり、劣化後の圧縮永久歪み、硬さ、質量変化率からは、有意な性状変化は見られていない。また、さらに詳細に劣化による影響を確認するために、劣化後の材料の FT-IR やシート面の硬さに関する検討を行った。その結果、シール材の性状に大きな変化は確認されなかった。

これらに示す試験結果から、劣化を考慮した場合でもシール材の復元特性に大きな変化はなく、また、復元速度はフランジ開口速度に対して十分な余裕があることから、開口に対する追従性に問題はないものとする。

<追従性判断に使用できる理由>

800kGy の放射線照射を行い、乾熱 200℃を 168 時間暴露した改良 EPDM シール材および、800kGy の放射線照射を行い、乾熱 250℃を 168 時間暴露した改良 EPDM シール材について、劣化後のシート面の FT-IR スペクトルを図 9 に、硬さ測定の測定値を図 10 に示す。その結果、放射線照射+蒸気暴露後の試験片と初期試験片に顕著な差異はないことが確認できるため、復元特性が同様であると類推される。



図 9 FT-IR 測定結果 (シート面)

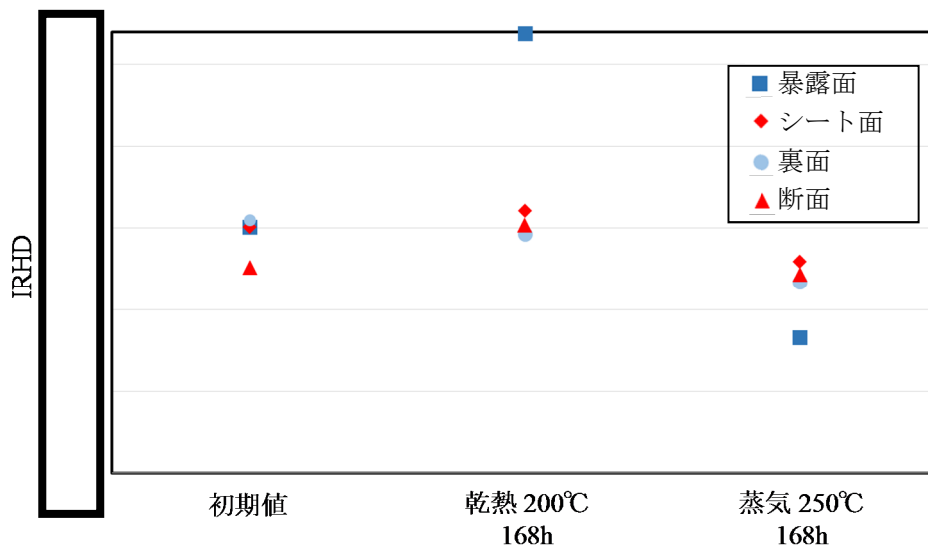


図 10 硬さ測定結果

経年劣化を考慮したシール機能について

本章では、シール材の経年劣化を考慮したシール機能の健全性について示す。

原子炉格納容器のシール材に使用する改良EPDM材については、性能確認のための試験を実施している。試験においては、通常運転時に加えて、事故時に想定される照射線量を上回る放射線環境を経験したシール材に対し、高温蒸気環境下での耐漏えい性能を確認している。また、開口部に用いられる改良EPDM材は、通常運転中に想定される温度環境を踏まえても劣化はほとんどしないものと考えていること、かつ、原子炉格納容器の開口部に用いられているシール材については、全て、プラントの定期検査において取り替えを行っており、複数の運転サイクルにわたって使用しないものであることから、現在の性能確認の結果により、十分に耐漏えい性能が確保されるものと考えられる。

また、長期間シール材を継続使用する電気配線貫通部については、過去の電気配線貫通部の環境試験において、電気配線貫通部（低電圧用）及び電気配線貫通部（高電圧用）を対象として、通常運転中の劣化を考慮した上で冷却材喪失事故模擬試験が実施されており、健全性が確認されている（表1参照）。

これらのことから、原子炉格納容器に使用されているシール材は、運転中の環境を考慮しても事故時に耐漏えい性能を確保されるものと考えられる。

表 1 劣化を考慮した試験方法

No	試験項目	試験方法
1	サーマルサイクル試験	ペネトレーションを冷熱装置内に設置し、60 サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前後 2 回実施。1 サイクルは [ ] を [ ] を [ ] 時間で変化させている。
2	放射線照射試験	ペネトレーションが 40 年間の運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量 [ ] Gy として試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進により、40 年間に相当する加速熱劣化として [ ] を加える。

また、自主的取組として適用することを考えているバックアップシール材について、経年劣化によるシール機能の影響を確認した。ここでは、バックアップシール材をフランジに長時間塗布したときの変形特性を確認するために、バックアップシール材を塗布した試験用フランジを恒温槽で約 560 日（18 ヶ月程度）55℃に保持し、バックアップシール材に関して、以下を実施した。

- (1) He 気密確認試験 (0.3, 0.65, 0.9 MPa)
- (2) FT-IR 分析

試験の結果、He 気密確認試験において表 2 で示す通り漏洩は認められなかった。また、FT-IR 分析においても図 1 に示す通り、55℃ 約 18 ヶ月保持材のスペクトルは初期材と同様のスペクトルで劣化は認められず、プラント通常運転状態で 1 サイクル（13 ヶ月程度）経過しても性状が変わらないと考えられる。

表 2 He 気密確認試験結果

保持条件	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
55℃ 約 18 ヶ月	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし



図 1 FT-IR 分析結果