

# 女川原子力発電所 2 号炉

## 重大事故等対策の有効性評価について

平成 31 年 2 月

東北電力株式会社

## 目 次

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
  - 1.1 概要
  - 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
  - 1.3 評価に当たって考慮する事項
  - 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム
  - 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
  - 1.6 解析の実施
  - 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 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて
2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
  - 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
  - 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
  - 2.3 全交流動力電源喪失
    - 2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋HPCS失敗
    - 2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋高圧注水失敗
    - 2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋直流電源喪失
    - 2.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋SRV再開失敗＋HPCS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. 運転中の原子炉における重大事故
  - 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
    - 3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策
    - 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合
    - 3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合
  - 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
  - 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

3.4 水素燃焼

3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

4.1 想定事故 1

4.2 想定事故 2

5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

5.1 崩壊熱除去機能喪失

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 女川原子力発電所 2 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 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー
  
- 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、燃料評価結果について（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 高圧注水・減圧機能喪失時における低圧非常用炉心冷却系作動台数の考え方について
- 添付資料 2.2.5 7 日間における燃料評価結果について（高圧注水・減圧機能喪失）
  
- 添付資料 2.3.1.1 蓄電池による給電時間評価結果について
- 添付資料 2.3.1.2 全交流動力電源喪失後 24 時間の原子炉隔離時冷却系の運転継続の妥当性について
- 添付資料 2.3.1.3 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 2.3.1.4 安定状態について
- 添付資料 2.3.1.5 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（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 失敗）＋HPCS 失敗）
- 添付資料 2.3.1.6 7 日間における水源、燃料、電源負荷評価結果について（全交流



動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋H P C S 失敗）

- 添付資料 2.3.2.1 全交流動力電源喪失後 24 時間の高圧代替注水系の運転継続の妥当性について
- 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＋D G 失敗）＋高圧注水失敗）
- 添付資料 2.3.2.3 注水操作の時間余裕について
- 添付資料 2.3.2.4 7 日間における水源評価結果について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋高圧注水失敗）
  
- 添付資料 2.3.3.1 全交流動力電源喪失後 24 時間の高圧代替注水系の運転継続の妥当性について
- 添付資料 2.3.3.2 安定状態について
- 添付資料 2.3.3.3 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（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋直流電源喪失）
- 添付資料 2.3.3.4 7 日間における水源，電源負荷評価結果について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋直流電源喪失）
  
- 添付資料 2.3.4.1 全交流動力電源喪失後 24 時間の原子炉隔離時冷却系及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）の運転継続の妥当性について
- 添付資料 2.3.4.2 安定状態について
- 添付資料 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について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋S R V 再閉失敗＋H P C S 失敗）
- 添付資料 2.3.4.4 減圧・注水操作の時間余裕について
- 添付資料 2.3.4.5 7 日間における水源，電源負荷評価結果について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋S R V 再閉失敗＋H P C S 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，燃料，電源負荷評価結果について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
  
- 添付資料 2.4.2.1 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，燃料評価結果について（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 安定状態について
- 添付資料 2.5.3 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（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 2.5.4 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 2.5.5 外部電源喪失を想定した場合の感度解析
- 添付資料 2.5.6 注水温度に関する感度解析
- 添付資料 2.5.7 格納容器除熱に関する感度解析
- 添付資料 2.5.8 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 2.5.9 7日間における水源，燃料評価結果について（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 2.6.1 「LOCA時注水機能喪失」の事故条件の設定について
- 添付資料 2.6.2 敷地境界の実効線量評価について
- 添付資料 2.6.3 安定状態について
- 添付資料 2.6.4 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（LOCA時注水機能喪失）
- 添付資料 2.6.5 減圧・注水操作の時間余裕について
- 添付資料 2.6.6 7日間における水源，燃料，電源負荷評価結果について（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（格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA））
- 添付資料 2.7.4 7日間における燃料評価結果について（格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA））
- 添付資料 3.1.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)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 3.1.2.2 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 3.1.2.3 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ガスの影響について
- 添付資料 3.1.2.4 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 3.1.2.5 格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料 3.1.2.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合))
- 添付資料 3.1.2.7 大破断 L O C A を上回る規模の L O C A に対する格納容器破損防止対策の有効性について
- 添付資料 3.1.2.8 7 日間における水源, 燃料, 電源負荷評価結果について(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 3.1.3.1 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できない場合における原子炉格納容器フィルタベント系からの 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できない場合)
- 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)(代替循環冷却系を使用できない場合))
- 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 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作開始を限界圧力接近時とした場合の影響
- 添付資料 3.1.3.9 7 日間における水源, 燃料, 電源負荷評価結果について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合))
- 
- 添付資料 3.2.1 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 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 3.2.3 格納容器破損モード「D C H」, 「F C I」及び「M C C I」の評価事故シーケンスの位置付け
- 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評価について(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)
- 添付資料 3.2.5 7 日間における水源, 燃料評価結果について(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格納容器の健全性への影響評価

- 添付資料 3.3.3 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評価について(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)
- 添付資料 3.3.5 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 水の放射線分解の評価について
- 添付資料 3.4.2 安定状態について
- 添付資料 3.4.3 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(水素燃焼)
- 添付資料 3.4.4 G値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響
- 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評価について(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並びに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コンクリート侵食量及び溶融炉心・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 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」の評価について
- 添付資料 4.1.3 安定状態について
- 添付資料 4.1.4 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, 燃料評価結果について(想定事故1)
- 添付資料 4.2.1 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における破断の想定について
- 添付資料 4.2.3 使用済燃料プールサイフォンブレイク孔について
- 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, 燃料評価結果について(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燃料有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の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及び全交流動力電源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日間における燃料評価結果について（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，燃料，電源負荷評価結果について（運転停止中 全交流動力電源喪失）
  
- 添付資料 5.3.1 原子炉冷却材の流出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日間における燃料評価結果について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）
  
- 添付資料 5.4.1 反応度誤投入事象の代表性について
- 添付資料 5.4.2 安定状態について
- 添付資料 5.4.3 解析コード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 5.4.4 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について
- 添付資料 6.2.2 重要事故シーケンス等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

下線部：本日提示資料

## 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

## 目 次

### (本文)

1. 評価の概要	1
(1) はじめに	1
(2) 限界温度・圧力の評価	1
(3) 健全性確認	1
a. 評価対象	1
b. 機能喪失要因	4
c. 評価方法	6
d. 評価結果の概要	11
(4) 結論	27

別添 1 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

別添 2 原子炉格納容器の閉じ込め機能に関する漏えい・破損圧力-温度線図

### (添付資料)

1. 原子炉格納容器本体	
1.1 評価部位	1-1
1.2 評価方針	1-2
1.3 評価	1-3
1.4 評価結果	1-6
2. ドライウェル主フランジ	
2.1 評価部位	2-1
2.2 評価方針	2-2
2.3 評価	2-2
2.4 評価結果	2-9



3.	機器搬出入用ハッチ	
3.1	評価部位	3-1
3.2	評価方針	3-2
3.3	評価	3-3
3.4	評価結果	3-6
4.	所員用エアロック	
4.1	評価部位	4-1
4.2	評価方針	4-2
4.3	評価	4-3
4.4	評価結果	4-10
5.	逃がし安全弁搬出入口	
5.1	評価部位	5-1
5.2	評価方針	5-2
5.3	評価	5-2
5.4	評価結果	5-5
6.	配管貫通部	
6.1	貫通配管	6-3
6.1.1	評価部位	6-3
6.1.2	評価方針	6-3
6.1.3	評価	6-3
6.1.4	評価結果	6-13
6.2	スリーブ	6-18
6.2.1	評価部位	6-18
6.2.2	評価方針	6-19
6.2.3	評価	6-19
6.2.4	評価結果	6-21



6.3	端板	6-22
6.3.1	評価部位	6-22
6.3.2	評価方針	6-23
6.3.3	評価	6-23
6.3.4	評価結果	6-24
6.4	フランジ部	6-25
6.4.1	評価部位	6-25
6.4.2	評価方針	6-26
6.4.3	評価	6-27
6.4.4	評価結果	6-31
6.5	閉止板	6-32
6.5.1	評価部位	6-32
6.5.2	評価方針	6-33
6.5.3	評価	6-33
6.5.4	評価結果	6-34
6.6	伸縮接手	6-35
6.6.1	評価部位	6-35
6.6.2	評価方針	6-35
6.6.3	評価	6-36
6.6.4	評価結果	6-38
6.7	短管	6-41
6.7.1	評価部位	6-41
6.7.2	評価方針	6-41
6.7.3	評価	6-42
6.7.4	評価結果	6-43

7.	電気配線貫通部	
7.1	評価部位	7-1
7.2	評価方針	7-2
7.3	評価	7-4
7.4	評価結果	7-11
8.	原子炉格納容器隔離弁	
8.1	原子炉格納容器調気系バタフライ弁	8-2
8.1.1	評価部位	8-2
8.1.2	評価方針	8-2
8.1.3	評価	8-2
8.1.4	評価結果	8-4
8.2	移動式炉心内計装系電磁弁	8-5
8.2.1	評価部位	8-5
8.2.2	評価方針	8-5
8.2.3	評価	8-5
8.2.4	評価結果	8-7
8.3	移動式炉心内計装系ボール弁	8-8
8.3.1	評価部位	8-8
8.3.2	評価方針	8-8
8.3.3	評価	8-9
8.3.4	評価結果	8-11

- 補足 1 原子炉格納容器貫通部リスト
- 補足 2 各部位の閉じ込め機能の裕度について
- 補足 3 原子炉格納容器本体の解析評価範囲について
- 補足 4 フランジ部の永久変形について
- 補足 5 ドライウェル主フランジ開口量評価の妥当性について
- 補足 6 経年劣化を考慮したシール機能について
- 補足 7 改良 EPDM 材の試験について
- 補足 8 200℃, 2Pd の適用可能時間を過ぎてから用いる限界温度・限界圧力について
- 補足 9 フランジ開口に対するシール材の復元特性について
- 補足 10 実機フランジを模擬した小型試験結果の適用について
- 補足 11 改良 EPDM 製ガスケット及び各フランジ部の製作公差を考慮した開口量評価について
- 補足 12 原子炉格納容器の耐震性について
- 補足 13 重大事故等時のサプレッションチェンバにおける水力学的動荷重の影響について
- 補足 14 原子炉格納容器の機能喪失の検出の考え方について
- 補足 15 TIP 爆発弁の構造について
- 補足 16 配管貫通部の代表性について
- 補足 17 2 倍勾配法について
- 補足 18 黒鉛製シール材について
- 補足 19 原子炉格納容器全体漏えい率検査における漏えいについて
- 補足 20 移動式炉心内計装系 (TIP) 電磁弁への改良シール部材の適用について
- 補足 21 化学薬品や核分裂生成物のシール機能への影響について
- 補足 22 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性

## 1. 評価の概要

### (1) はじめに

女川原子力発電所2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（0.854MPa[gage]、Pd：最高使用圧力（0.427MPa[gage]））として評価している。以下にその根拠と妥当性を示す。

第1表 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℃*	200℃
圧力	0.427MPa[gage] (1Pd)	0.854MPa[gage] (2Pd)

※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。

### (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、重大事故等時において、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原子炉格納容器本体、ハッチ類、貫通部、隔離弁等が、重大事故等時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。

重大事故等時の原子炉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、福島第一原子力発電所事故では原子炉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、これまでの福島第一原子力発電所の事故の分析、評価によって得られている知見を考慮して、原子炉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等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、解析評価及び福島第一原子力発電所の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

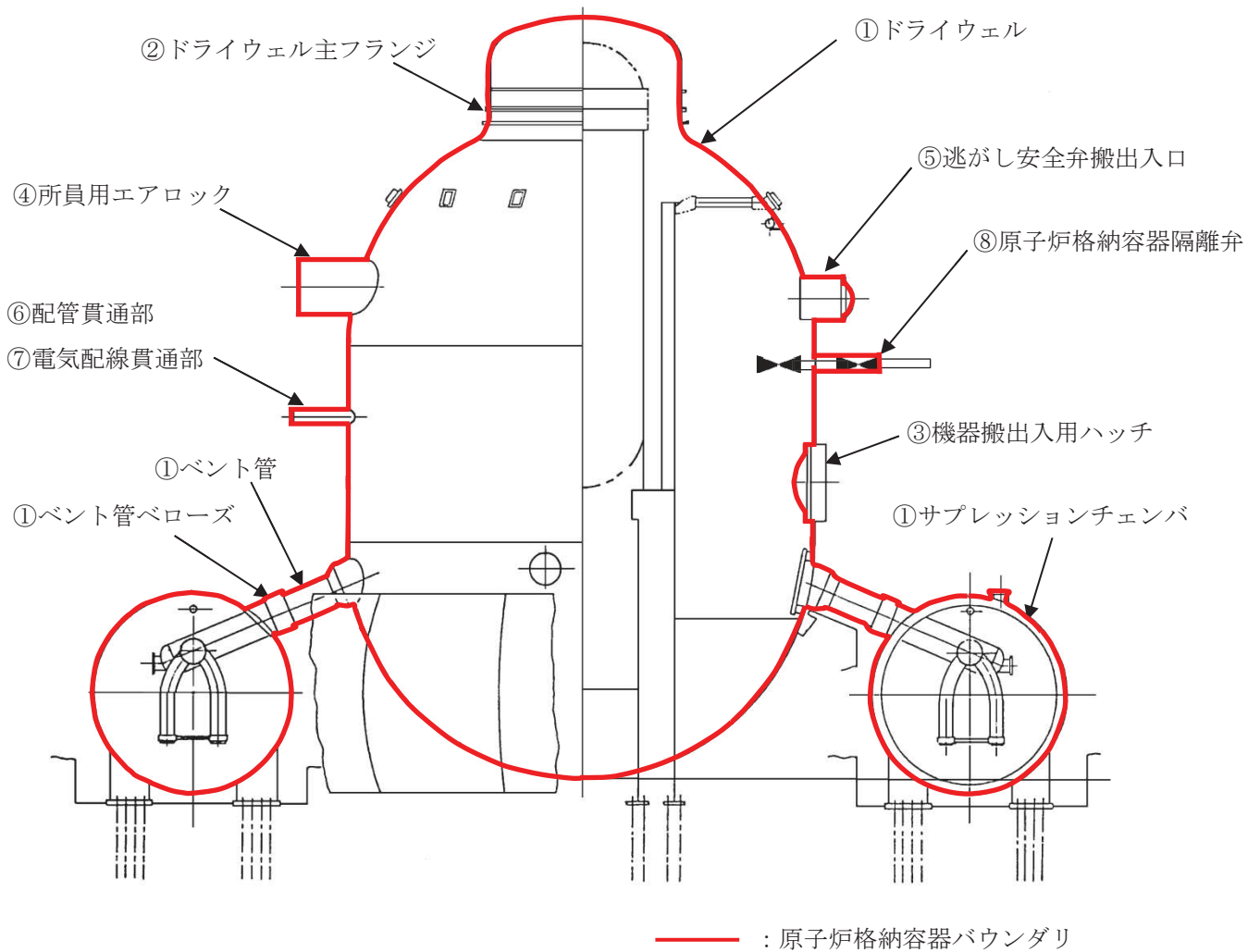
#### a. 評価対象

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、原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして推定されている原子炉格納容器に設置されるドライウェル主フランジ部、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ほかに、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、第 1-1 図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  
(ドライウェル, サプレッションチェンバ, ベント管 (ベント管ベローズ含む))
- ②ドライウェル主フランジ
- ③機器搬出入用ハッチ
- ④所員用エアロック
- ⑤逃がし安全弁搬出入口
- ⑥配管貫通部
- ⑦電気配線貫通部
- ⑧原子炉格納容器隔離弁



第 1-1 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

なお、原子炉格納容器に設置しているハッチ類（機器搬出入用ハッチ、所員用エアロック、逃がし安全弁搬出入口等）は、原子炉格納容器の外側に開く外開き形式、原子炉格納容器内外に扉のあるエアロック形式、原子炉格納容器の内側に開く内開き形式の3形式あるが、外開き形式については逃がし安全弁搬出入口のみ、エアロック形式については所員用エアロックのみであるため、これらについて評価を行う。また、内開き形式については、機器搬出入用ハッチ及び制御棒駆動機構搬出入口があるが、円筒胴の板厚は同じであり、内径は機器搬出入用ハッチの方が大きいこと、鏡板の板厚は同じであり、内半径は機器搬出入用ハッチの方が大きいことから、原子炉格納容器内部の圧力増加の影響をより大きく受ける機器搬出入用ハッチについて評価を行う。

原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）については、貫通部の構成部品ごとに評価を行う。

#### 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等時における放射性物質の閉じ込め機能を喪失させる要因（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、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴い、第1-1表に示す要因が想定される。

第1-1表 評価対象における機能喪失要因

評価対象		機能喪失要因	
		構造部	シール部
a. 原子炉格納容器本体	胴部等及びドライウェル基部	延性破壊	—
	ベント管ペローズ	疲労破壊	—
b. ドライウェル主フランジ	フランジ	延性破壊	開口, シール能力低下
	締付ボルト	延性破壊	—
c. 機器搬出入用ハッチ	円筒胴取付部	延性破壊	—
	円筒胴	延性破壊	変形, シール能力低下
	鏡板	座屈	—
d. 所員用エアロック	扉及び隔壁	延性破壊	変形, シール能力低下
	円筒胴	延性破壊	—
	シール部（扉以外）	—	シール能力低下

評価対象		機能喪失要因	
		構造部	シール部
e. 逃がし安全弁搬出入口	円筒胴	延性破壊	—
	鏡板	延性破壊	—
	フランジ	延性破壊	開口, シール能力低下
	ヒンジボルト	延性破壊	—
f. 配管貫通部	貫通配管	延性破壊	—
	スリーブ	延性破壊, 座屈	—
	端板	延性破壊	—
	ボルト締付平板	延性破壊	—
	フランジ	延性破壊	開口, シール能力低下
	締付ボルト	延性破壊	—
	閉止板	延性破壊	—
	伸縮継手	疲労破壊	—
	短管	延性破壊	—
g. 電気配線貫通部	スリーブ	延性破壊	—
	アダプタ	延性破壊	—
	ヘッダ	延性破壊	—
	モジュール	—	シール能力低下
h. 原子炉格納容器隔離弁	耐圧部材	延性破壊	—
	シール部	—	シール能力低下

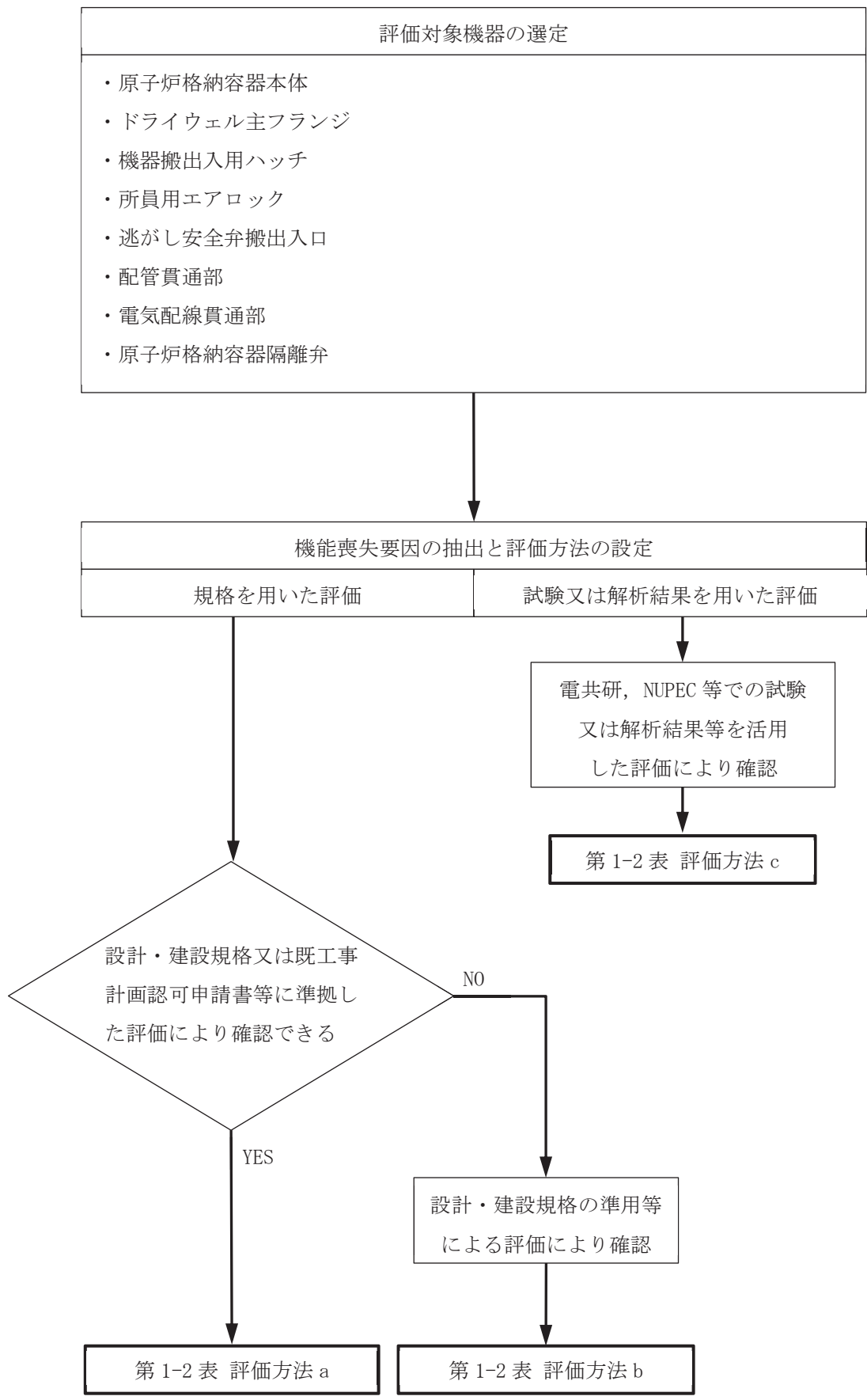


c. 評価方法

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) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版含む）JSME S NC1-2005/2007）（以下「設計・建設規格」という。）又は既工事計画認可申請書（以下「既工認」という。）等に準拠した評価
- (b) 設計・建設規格の準用等による評価
- (c) 電共研，NUPEC 等での試験又は解析結果等を活用した評価

評価方法による評価対象機器の分類を第 1-2 図に、評価対象機器の分類及び評価内容を第 1-2 表に示す。



第 1-2 図 評価方法による評価対象機器の分類

第 1-2 表 評価対象の分類及び評価内容

評価対象機器		想定される機能喪失要因	評価方法 <sup>*1</sup>	評価方法の概要 <sup>*2,*3</sup>	判定基準 <sup>*2</sup>
原子炉格納容器本体	胴部等及びドライウェル基部	延性破壊 (構造・形状不連続部)	c	代表プラントの原子炉格納容器全体構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
		延性破壊 (一般部)	b	設計・建設規格 (PVE-3230 他) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
		延性破壊 (ドライウェル基部)	b	既工認の評価値を用いて 200℃、2Pd における発生応力を評価	200℃、2Pd における発生応力が許容応力以下であること
	ベント管 ベローズ	疲労破壊	a	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し、疲労累積係数を評価	疲労累積係数が 1 以下であること
ドライウェル主フランジ		延性破壊 (フランジ及び締付ボルト)	c	代表プラントの主フランジ構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
		開口、シール能力低下	c	実機モデルの有限要素法による開口量評価及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	200℃、2Pd における開口量が許容開口量以下であること
機器搬出入用ハッチ		延性破壊 (円筒胴取付部)	c	代表プラントの原子炉格納容器全体構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
		延性破壊 (円筒胴)	b	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
		座屈 (鏡板)	b	機械工学便覧の座屈評価式を準用し、許容圧力 (座屈圧力) を評価	200℃における許容圧力 (座屈圧力) が 2Pd 以上であること
		変形、シール能力低下	c	実機モデルの有限要素法による変形量評価及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	200℃、2Pd における変形量が許容変形量以下であること
所員用エアロック		延性破壊 (扉及び隔壁)	b	既工認の評価値を用いて、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
		延性破壊 (円筒胴)	b	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
		変形、シール能力低下 (扉のシール部)	b	機械工学便覧のはりのたわみ計算式による変位量及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	200℃、2Pd における変位量が許容変形量以下であること
		シール能力低下 (扉以外のシール部)	c	PEEK 材の材料特性及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	耐熱温度が 200℃以上であること

評価対象機器	想定される機能喪失要因	評価方法 <sup>*1</sup>	評価方法の概要 <sup>*2,*3</sup>	判定基準 <sup>*2</sup>
逃がし安全弁搬出入口	延性破壊 (円筒胴及び鏡板)	b	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	延性破壊 (フランジ及びヒンジボルト)	c	代表プラントのハッチタイプフランジ構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	開口, シール能力低下	c	代表プラントのハッチタイプフランジ構造の開口量評価及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	200℃, 2Pd における開口量が許容開口量以下であること
配管貫通部	延性破壊 (貫通配管, 貫通部)	b	代表配管について、設計・建設規格 (PPC-3530) を準用し、200℃, 2Pd における一次+二次応力を評価 許容応力を超過する場合は、設計・建設規格 (PPB-3535) に準拠し、疲労累積係数を評価	一次+二次応力が許容応力以下であること 許容応力を超過する場合は、疲労累積係数が 1 以下であること
	延性破壊 (スリーブ)	b	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	座屈 (スリーブ)	b	設計・建設規格 (PVE-3612) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	延性破壊 (端板)	b	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	延性破壊 (ボルト締付平板)	b	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	延性破壊 (フランジ)	b	JIS B 8265-2003 を適用し、2Pd におけるフランジの発生応力を評価	発生応力が許容応力以下であること
	延性破壊 (締付ボルト)	b	JIS B 8265-2003 を適用し、200℃, 2Pd におけるボルトの所要総断面積を評価	所要総断面積がボルト総断面積以下であること
	開口, シール能力低下 (フランジ部)	c	一般式によるフランジ開口量評価及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	200℃, 2Pd における開口量が許容開口量以下であること
	延性破壊 (閉止板)	b	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	疲労破壊 (伸縮継手)	a	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し、疲労累積係数を評価	疲労累積係数が 1 以下であること
延性破壊 (短管)	b	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること	
電気配線貫通部	延性破壊 (スリーブ)	b	「配管貫通部 (スリーブ)」に合わせて評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	延性破壊 (アダプタ)	b	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	延性破壊 (ヘッド)	b	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	200℃における許容圧力が 2Pd 以上であること
	シール能力低下 (モジュール)	c	原子炉格納容器電気ペネトレーションの特性・健全性確認試験結果を用いて、シール性が確保されることを評価	200℃, 2Pd においてシール機能を維持すること

評価対象機器		想定される機能喪失要因	評価方法*1	評価方法の概要*2,*3	判定基準*2
原子炉格納容器隔離弁	原子炉格納容器調気系バタフライ弁	延性破壊 (耐圧部材)	a	弁の圧力レーティング設計により、200℃における許容圧力を評価	200℃における許容圧力が2Pd以上であること
		シール能力低下	c	改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果及び蒸気加熱漏えい試験結果により評価	耐熱温度が 200℃以上であり、シール機能を維持すること
	移動式炉心内計装系電磁弁	延性破壊 (耐圧部材)	a	弁の圧力レーティング設計により、200℃における許容圧力を評価	200℃における許容圧力が2Pd以上であること
		シール能力低下	c	改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	耐熱温度が 200℃以上であり、シール機能を維持すること
	移動式炉心内計装系ボール弁	延性破壊 (耐圧部材)	a	弁の圧力レーティング設計により、200℃における許容圧力を評価	200℃における許容圧力が2Pd以上であること
		シール能力低下	c	PEEK 材の材料特性及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	耐熱温度が 200℃以上であり、シール機能を維持すること

- \*1 a : 設計・建設規格又は既工認等に準拠した評価  
b : 設計・建設規格の準用等による評価  
c : 電共研, NUPEC 等での試験又は解析結果等を活用した評価
- \*2 許容圧力: 設備の機能が維持される最大の負荷圧力
- \*3 Su : 設計引張強さ

#### d. 評価結果の概要

##### ① 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体は、鋼製の上下部半球円筒形ドライウェル、円環形サブレーションチェンバ、これらを連結するベント管及びベント管ベローズから構成されている。

原子炉格納容器本体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及び圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないことから、脆性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、原子炉格納容器本体の機能喪失要因は、高温状態での内圧による過度な塑性変形やドライウェル基部を固定端とする熱変形に伴う延性破壊が想定される。また、ベント管ベローズには、通常運転時に累積される低サイクル疲労に加え、200℃、2Pdにより累積される低サイクル疲労による疲労破壊が想定される。

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。

##### ・胴部等

電共研において、代表プラントのMark-I改良型原子炉格納容器の全体構造の耐性評価を実施しており、これを用いて女川原子力発電所2号炉での原子炉格納容器の健全性を確認する。

この解析結果において、2Pd以上の圧力において応力値が最大となる円筒部中心部について、200℃における許容圧力の評価を行い、許容圧力が2Pd以上であることを確認した。

また、原子炉格納容器の一般構造部について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、200℃における許容圧力が2Pd以上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になっている。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ごとに材料試験（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原子炉格納容器本体の構造健全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、 $PL+P_b$ （一次一般局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には1.0とした評価を行う。すなわち、原子炉格納容器本体に発生する応力が、 $P_m$ が $2/3Su$ 、 $PL+P_b$ が $Su$ 以下であれば、延性破壊に至らず、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PVB-3111に示されるように、供用状態Dの $P_m$ ,  $PL+P_b$ 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余裕を考慮して規定されている。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。

- ・ドライウェル基部

ドライウェル基部について、既工認の評価値を用いて $200^{\circ}\text{C}$ ,  $2P_d$ における発生応力を算出し、許容応力以下であることを確認した。

- ・ベント管ベローズ

ベント管ベローズについて、設計・建設規格に示される疲労累積係数の評価式に準拠し、通常運転時及び試験状態における疲労累積係数に $200^{\circ}\text{C}$ ,  $2P_d$ における疲労累積係数を加えた疲労累積係数の合計が1以下であることを確認した。

## ② ドライウェル主フランジ

ドライウェル主フランジは、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。

ドライウェル主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 $200^{\circ}\text{C}$ ,  $2P_d$ 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及び圧縮力が生じないことから、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、ドライウェル主フランジの機能喪失要因は、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、下記のとおり $200^{\circ}\text{C}$ ,  $2P_d$ の環境下での健全性を確認した。



- ・ 本体

ドライウェル主フランジにおける構造健全性評価として、電共研において、代表プラントの主フランジについて軸対象の有限要素法モデルを用いて解析を実施しており、これを用いて女川原子力発電所2号炉での原子炉格納容器の健全性を確認する。

この解析結果において、応力値が最大となる締付ボルトについて、200℃における許容圧力の評価を行い、許容圧力が2Pd以上であることを確認した。

- ・ シール機能

ドライウェル主フランジのシール機能維持について、フランジの開口量評価を行った。

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解析を用いてドライウェル主フランジ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、内側ガスケット部及び外側ガスケット部において許容開口量以下であることを確認した。

- ・ シール材

シール材（ガスケット）には、従来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、より事故環境での性能特性に優れた改良EPDM（EPDMはエチレンプロピレンゴムを示す。）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℃、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。

以上の評価結果から、ドライウェル主フランジの耐性は、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、福島第一原子力発電所の事故の分析からも確認されており、福島第一原子力発電所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。

シール材の機能確保に関しては、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から、有効性評価に用いている原子炉格納容器の限界温度・圧力の条件である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ると考えられる。

このことから、ドライウェル主フランジについて、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。



### ③ 機器搬出入用ハッチ

機器搬出入用ハッチは、フランジ付の円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、この円筒胴のフランジに鏡板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、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。

機器搬出入用ハッチ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及び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。また、シール部は、原子炉格納容器内の圧力により鏡板を機器搬出入用ハッチ円筒胴に押付ける構造であり、内圧により鏡板を開く荷重が作用しないことから、ヒンジボルトの延性破壊は、評価対象外と考えることができる。

したがって、機器搬出入用ハッチの機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊、板厚に対し球殻の半径が大きい鏡板の座屈、原子炉格納容器本体の変形に伴う円筒胴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

機器搬出入用ハッチにおける構造健全性評価として、電共研において、代表プラントの原子炉格納容器本体を、機器搬出入用ハッチ取付部（円筒胴及び補強板）を含みモデル化し解析を実施しており、これを用いて女川原子力発電所2号炉での原子炉格納容器の健全性を確認する。

この解析結果において、2Pd以上の圧力において応力値が最大となる機器搬出入用ハッチ取付部（円筒胴及び補強板）について、200℃における許容圧力の評価を行い、許容圧力が2Pd以上であることを確認した。

また、機器搬出入用ハッチ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円筒胴について、設計・建設規格に示される円筒胴の必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、200℃における許容圧力が2Pd以上であることを確認した。

鏡板には、蓋を閉じる方向に原子炉格納容器の圧力が作用することから、外圧を受ける球殻の座屈応力の算出式を用いて座屈圧力（許容圧力）を算出し、200℃における許容圧力が2Pd以上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ごとに材料試験（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機器搬出入用ハッチの構造健全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、 $PL+P_b$ （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、機器搬出入用ハッチに発生する応力が、 $P_m$ が $2/3S_u$ 、 $PL+P_b$ が $S_u$ 以下であれば、延性破壊に至らず、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PVB-3111に示すように、供用状態Dの $P_m$ 、 $PL+P_b$ 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余裕を考慮して定めたものであり、 $P_m$ は $2/3S_u$ 、 $PL+P_b$ 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。

#### ・シール機能

機器搬出入用ハッチのシール機能維持について、構造健全性確認のために、フランジの開口量評価を行った。

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解析を用いて機器搬出入用ハッチにおける開口量を評価した。その結果、 $2P_d$ における開口量は、内側ガスケット部及び外側ガスケット部において許容開口量以下であることを確認した。

#### ・シール材

シール材（ガスケット）には、従来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、 $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2P_d$ 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。

以上の評価結果から、機器搬出入用ハッチの耐性は、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、福島第一原子力発電所の事故の分析から

も確認されており、福島第一原子力発電所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。

シール材の機能確保に関しては、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から、有効性評価に用いている原子炉格納容器の限界温度・圧力の条件である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ると考えられる。

このことから、機器搬出入用ハッチについて、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 所員用エアロック

所員用エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されており、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従来はシリコンゴムのガスケットを使用している。なお、ドライウェル主フランジや逃がし安全弁搬出入口と異なり、原子炉格納容器加圧時は所員用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、隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。

所員用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及び有意な圧縮力が所員用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、所員用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

所員用エアロックにおける構造健全性評価として、所員用エアロックにおいて内圧による荷重を受け止める部位（扉、隔壁）を評価対象として一次応力評価を実施する。扉及び隔壁の発生応力は圧力に比例することから、既工認の応力強さから許容値の応力が発生する時の圧力を算出し、扉及び隔壁の許容圧力の評価を行い、200℃における許容圧力が2Pd以上であることを確認した。

また、所員用エアロックにおいて内圧による荷重を受け止める部位（円筒胴）を評価対象として、設計・建設規格に示される円筒胴の必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、200℃における許容圧力が2Pd以上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ごとに材料試験（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所員用エアロックの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率をPm（一次一般膜応力強さ）には1.5、PL+Pb（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、所員用エアロックに発生する応力が、Pmが $2/3Su$ 、PL+Pb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Pm、PL+Pb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、Pmは $2/3Su$ 、PL+Pb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。

#### ・シール機能

所員用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、従来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製のシール材に変更する。本評価では、改良EPDM製シール材について事故時の原子炉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。



・シール材

扉のシリコンゴムのガスケット以外に所員用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とおりである。

扉開閉ハンドルメカニカルシール・・・フッ素ゴム

圧力平衡弁・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・フッ素樹脂，フッ素ゴム

扉開閉ハンドルメカニカルシール及び圧力平衡弁に使われているシール材（フッ素ゴム）は、重大事故環境下の放射線による影響で、シール機能が低下することが考えられるため、より耐環境性に優れた改良EPDM製のシール材に変更する。

圧力平衡弁に使われているシール材（フッ素樹脂）は、重大事故環境下の放射線による影響で、シール機能が低下することが考えられるため、より耐環境性に優れたPEEK（PEEKはポリエーテルエーテルケトンを示す。）材のシール材に変更する。

⑤ 逃がし安全弁搬出入口

逃がし安全弁搬出入口は、フランジ付の円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、この円筒胴のフランジに鏡板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、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挟み込み、ヒンジボルトで締め付ける二重シール構造になっている。

逃がし安全弁搬出入口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及び圧縮力が生じないことから、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、逃がし安全弁搬出入口の機能喪失要因は、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、下記のとおり200℃、2Pdの環境下での健全性を確認した。

・本体

逃がし安全弁搬出入口における構造健全性評価として、逃がし安全弁搬出入口において内圧による荷重を受け止める部位のうち円筒胴及び鏡板について、設計・建設規格に示される円筒胴の内圧に対する必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、200℃における許容圧力が2Pd以上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ごとに材料試験（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逃がし安全弁搬出入口の円筒胴及び鏡板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、 $PL+P_b$ （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、逃がし安全弁搬出入口の円筒胴及び鏡板に発生する応力が、 $P_m$ が $2/3Su$ 、 $PL+P_b$ 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 $P_m$ 、 $PL+P_b$ 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 $2/3Su$ 、 $PL+P_b$ 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。

#### ・シール機能

電共研において、代表プラントのハッチタイプフランジ構造の耐性評価を実施しており、これを用いて女川原子力発電所2号炉での原子炉格納容器の健全性を確認する。

この解析結果において、応力値が最大となるヒンジボルトについて、ひずみと圧力の関係から、 $200^{\circ}\text{C}$ における許容圧力の評価を行い、許容圧力が $2Pd$ 以上であることを確認した。

#### ・シール材

シール材（ガスケット）には、従来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、より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。

## 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及び有意な圧縮力が貫通配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び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＋二次応力が許容値を満足することを確認する。許容値を超過する場合は、設計・建設規格に準拠し、疲労累積係数が許容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＋二次応力の許容値を超過したため、設計・建設規格のPPB-3535に規定される疲労累積係数を算出した結果、許容値を満足することを確認した。

### ・スリーブ

スリーブ本体及び取付部（以下「スリーブ」という。）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及び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。

したがって、スリーブの機能喪失要因は、内面に圧力を受けるスリーブについては、高温状態で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。また、外面に圧力を受けるスリーブについては、座屈が想定される。

ここで、許容応力が最小のスリーブとして、内面に圧力を受けるスリーブ及び外面に圧力を受けるスリーブそれぞれ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ごとに材料試験（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,  $PL+P_b$  (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 $2/3S_u$ ,  $PL+P_b$ 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 $P_m$ ,  $PL+P_b$ 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 $2/3S_u$ ,  $PL+P_b$ 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。

以上から、 $200^\circ\text{C}$ ,  $2P_d$ 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

端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、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である $200^\circ\text{C}$ ,  $2P_d$ 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及び有意な圧縮力が端板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、端板の機能喪失要因は、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。

ここで、許容圧力が最小の端板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ごとに材料試験(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端板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とした評価を行う。すなわち、端



板に発生する応力が、 $P_m$ が $2/3S_u$ 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 $P_m$ 、 $PL+P_b$ 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 $2/3S_u$ 、 $PL+P_b$ 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。

#### ・フランジ部

フランジ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 $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2P_d$ 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及び圧縮力が生じないことから、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、フランジ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、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。

ここで、許容圧力が最小のフランジ部を代表として選定し、下記のとおり $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2P_d$ の環境下での健全性を確認した。

フランジ部を構成するフランジ、ボルト締付平板及び締付ボルトのうち、ボルト締付平板については、設計・建設規格を準用した評価式を用いて、 $200^{\circ}\text{C}$ におけるボルト締付平板の機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し、 $2P_d$ 以上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ごとに材料試験（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ボルト締め平板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とした評価を行う。すなわち、ボルト締め平板に発生する応力が、 $P_m$ が $2/3S_u$ 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Pm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、Pmは $2/3Su$ と規定されている。Pm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。

フランジ及び締付ボルトについては、JIS B 8265-2003「压力容器の構造—一般事項」を用いて、2Pdにおけるフランジの発生応力が許容応力を下回ること及びボルトの必要総有効断面積がボルトの総有効断面積を下回ることを確認した。

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、一般式を用いてボルト締め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、許容開口量以下であることを確認した。

また、フランジに用いているシール材（ガスケット）には、従来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、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である $200^{\circ}\text{C}$ 、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及び圧縮力が生じないことから、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。

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、閉止板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。このため、許容圧力が最小の閉止板を代表として選定し、当該閉止板の厚さが、 $200^{\circ}\text{C}$ 、2Pd環境下において、設計・建設規格のPVE-3410に示される必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、 $200^{\circ}\text{C}$ における許容圧力が2Pd以上であることを確認した。

- ・伸縮継手

伸縮継手は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、短管に溶接構造で取り付けられている。

伸縮継手の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊及び疲労破壊が考えられる。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から、脆性破壊は評価対象外と考えることができる。

したがって、伸縮継手の機能喪失要因は、通常運転時に累積される低サイクル疲労に加えて重大事故時に累積される低サイクル疲労による疲労破壊が想定される。

200℃、2Pdでの伸縮継手の構造部における健全性評価として、既工認と同様の評価式を用いて重大事故時の疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数との合計が最も大きい貫通部の伸縮継手を代表として選定し、設計・建設規格に示される伸縮継手の疲労評価の式を用いて疲労累積係数を算出し、許容値以下であることを確認した。

- ・短管

短管は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、スリーブと伸縮継手間、伸縮継手と端板間に溶接構造で取り付けられている。

短管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及び圧縮力が生じないことから、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、短管の機能喪失要因は、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、許容圧力が最小の短管を代表として選定し、200℃、2Pd環境下において、設計・建設規格に示される必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、200℃における許容圧力が2Pd以上で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アダプタ、ヘッド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及び過度の圧縮力がアダプタ、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、アダプタ、ヘッダの機能喪失要因は、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。アダプタ及びヘッダについては、設計・建設規格に示される必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、200℃における許容圧力が2Pd以上であることを確認した。

- ・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1.87Pd（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2.3Pd（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原子炉格納容器調気系バタフライ弁、移動式炉心内計装系（Traversing Incore Probe, 以下「TIP」という。）電磁弁及びボール弁について、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、座屈及び延性破壊が考えられるが、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及び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原子炉格納容器調気系バタフライ弁、TIP電磁弁及びボール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）による延性破壊が想定されるため、以下のとおり健全性を確認する。

- ・原子炉格納容器隔離弁（原子炉格納容器調気系バタフライ弁）

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、弁座シート部の耐環境性が支配的であり、今後、原子炉格納容器調気系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電磁弁及びボール弁）

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。

従来からTIPボール弁にはフッ素樹脂、シリコンゴム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、ドライウェル主フランジ及び機器搬出入用ハッチ等で採用したものと同様に改良EPDM製シール材又は所員用エアロックの圧力平衡弁で採用したものと同様に耐環境性に優れたPEEK材に変更する。

また、従来からTIP電磁弁にはEPDM材が使われている。EPDM材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、金属製シート又はドライウェル主フランジ及び機器搬出入用ハッチ等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、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

女川原子力発電所 2 号炉の原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器の開口部（ドライウェル主フランジ，機器搬出入用ハッチ，所員用エアロック及び逃がし安全弁搬出入口），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 に対する妥当性を評価した。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，同様に限界温度・圧力に対する妥当性を評価した。

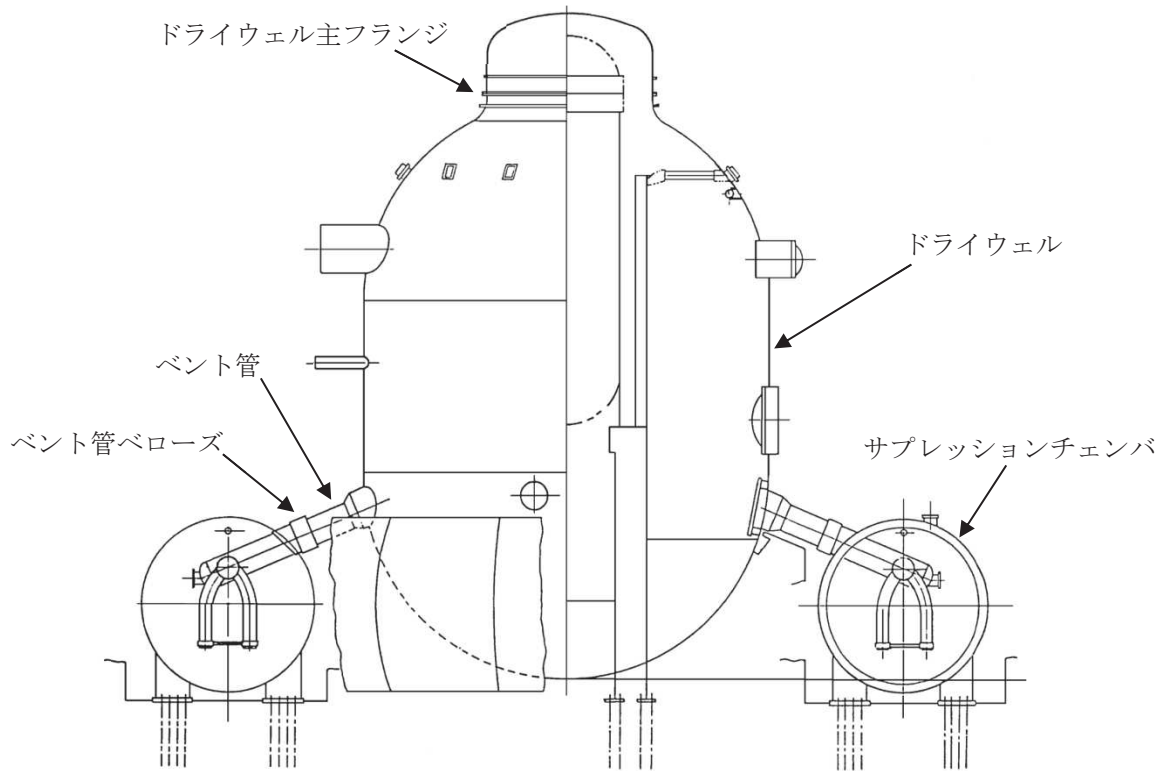
評価結果のまとめを第 1-3 表に示す。

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。

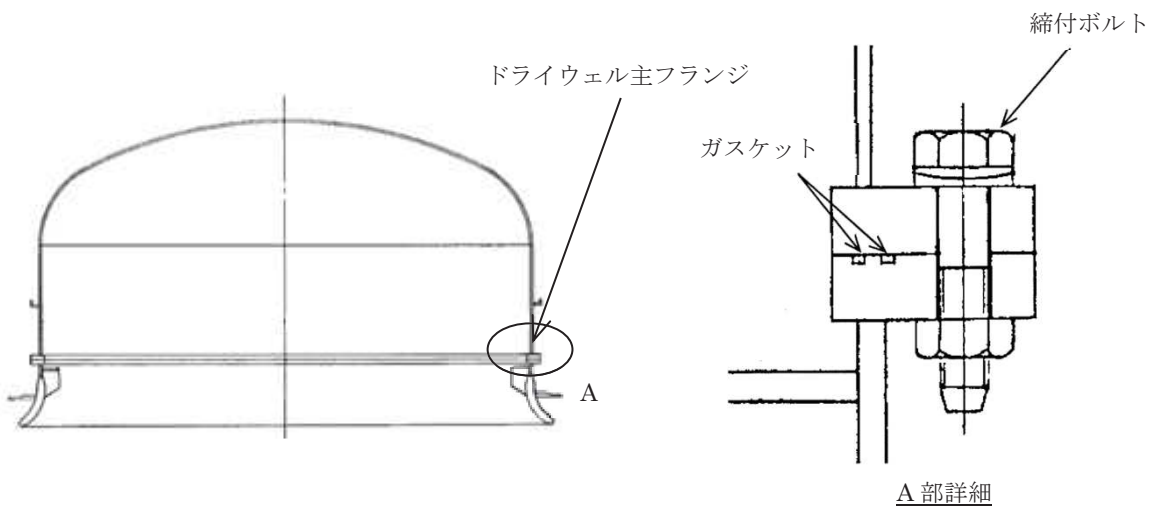
一方，シール部については，シール材が高温環境下において劣化する特性を有していることを考慮しても，限界温度・圧力環境下において，シール材に耐環境性に優れた改良 EPDM 製シール材及び PEEK 材を用いることにより，少なくとも 7 日間の健全性を確保できることを確認した。（別添 1）

また，今回の評価において，構造部のうち 200℃における許容圧力が最も低いサプレッションチェンバ円筒胴及びシール部のうち 200℃，168 時間後における開口量が許容開口量に達する圧力が最も低いドライウェル主フランジのシール部から，それぞれ設計・建設規格の準用により求めた破損の判定境界と，電共研等において現時点までに得られているデータに基づく漏えいの判定境界に対して，限界温度・圧力として設定した 200℃，2Pd は裕度が確保されている。（別添 2）

以上のことから，女川原子力発電所 2 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：0.854MPa[gage]）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。



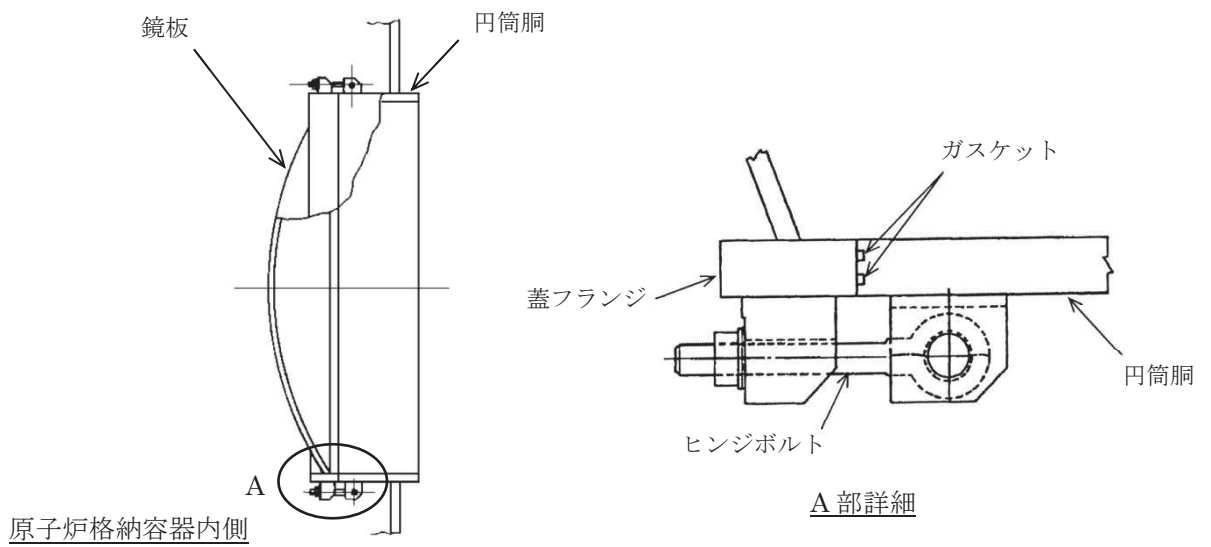
原子炉格納容器本体構造図



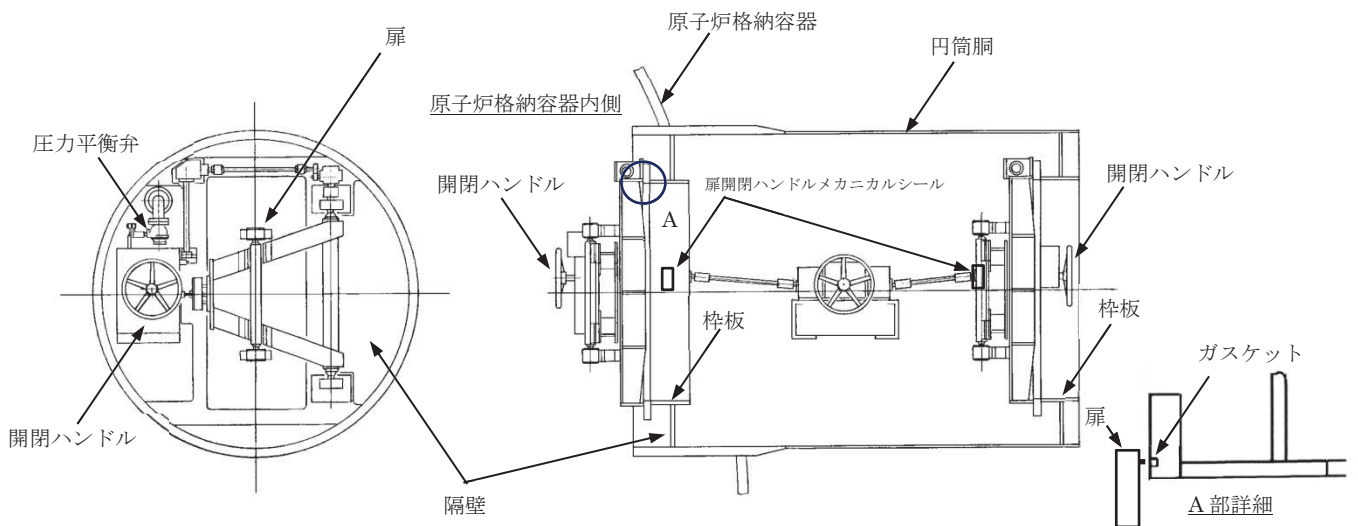
ドライウエル主フランジ

第1-3 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1/7)



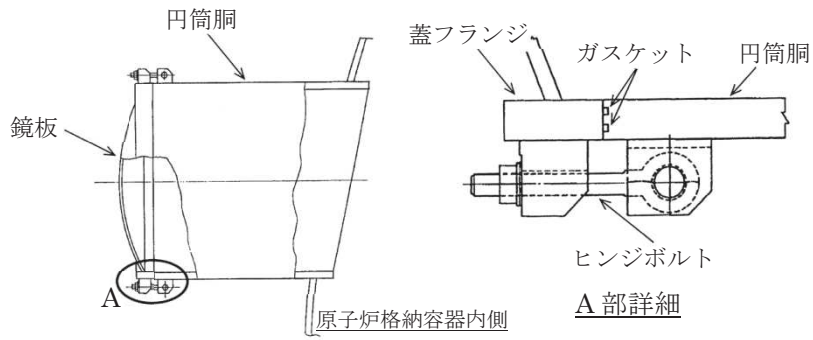


機器搬出入用ハッチ

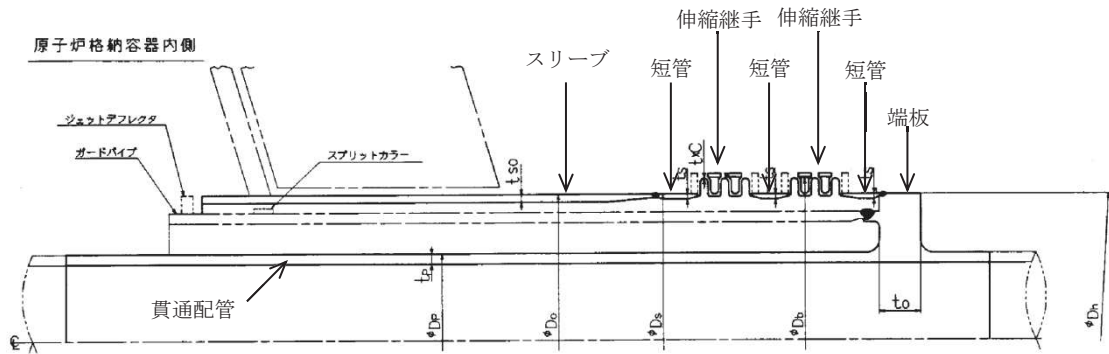


所員用エアロック

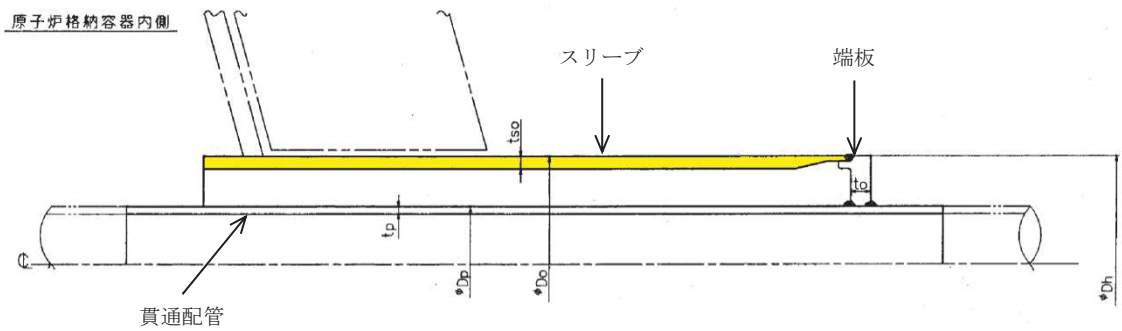
第1-3 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (2/7)



逃がし安全弁搬出入口

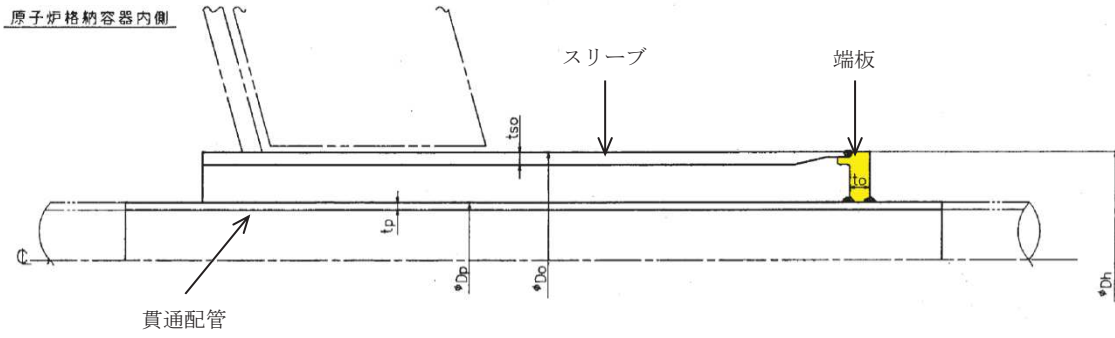


貫通配管

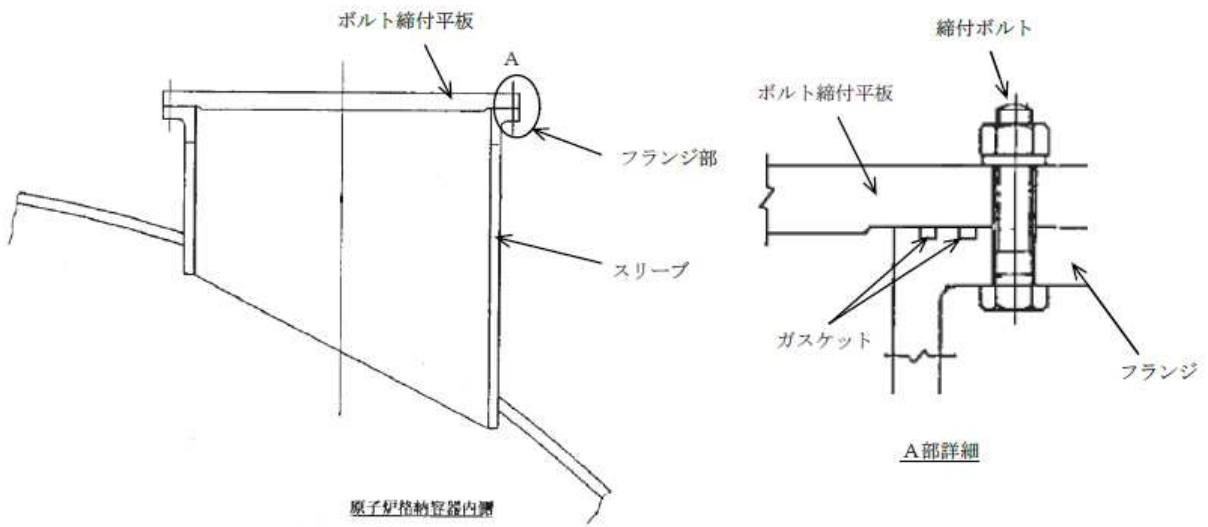


スリーブ

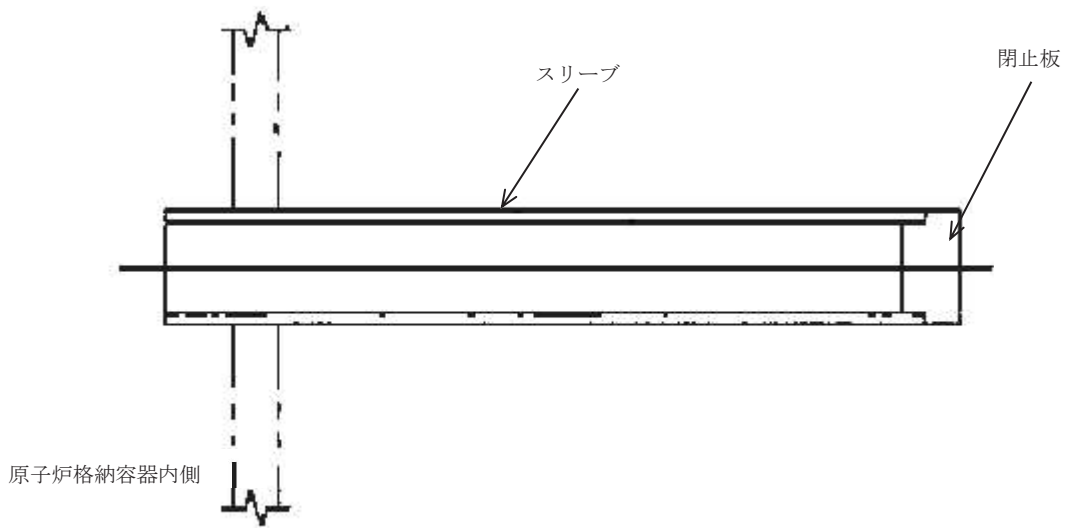
第1-3 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (3/7)



端板

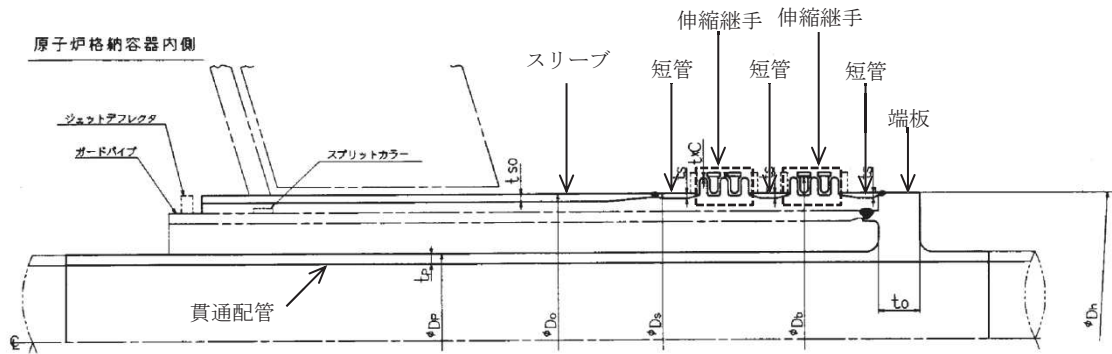


フランジ部

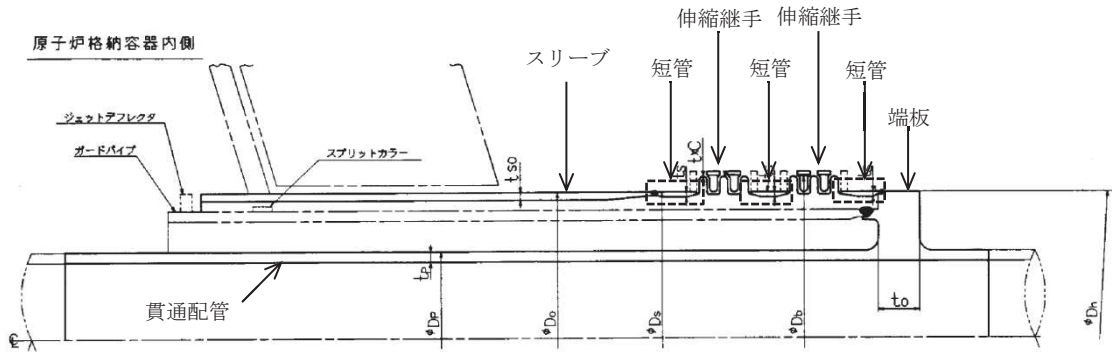


閉止板

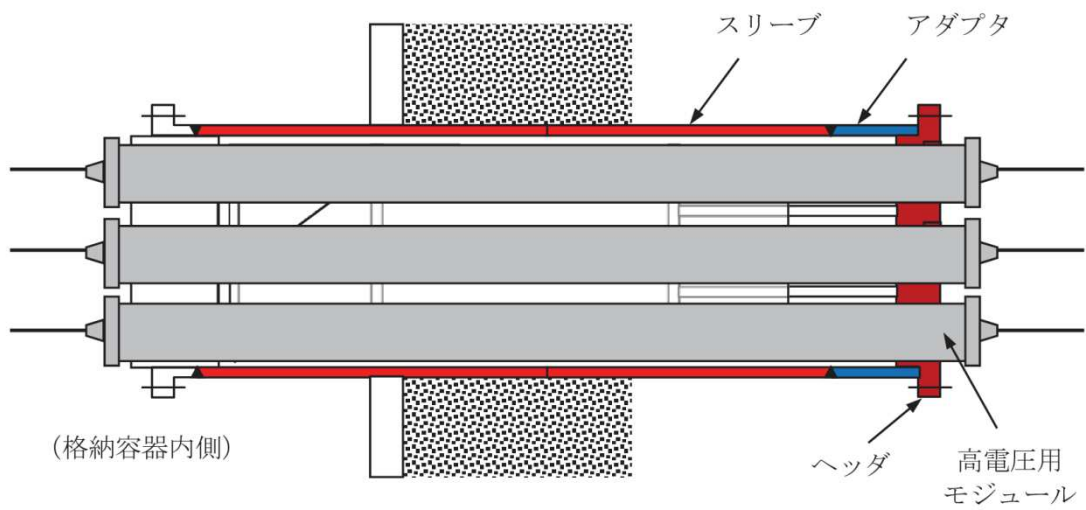
第1-3 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (4/7)



伸縮継手

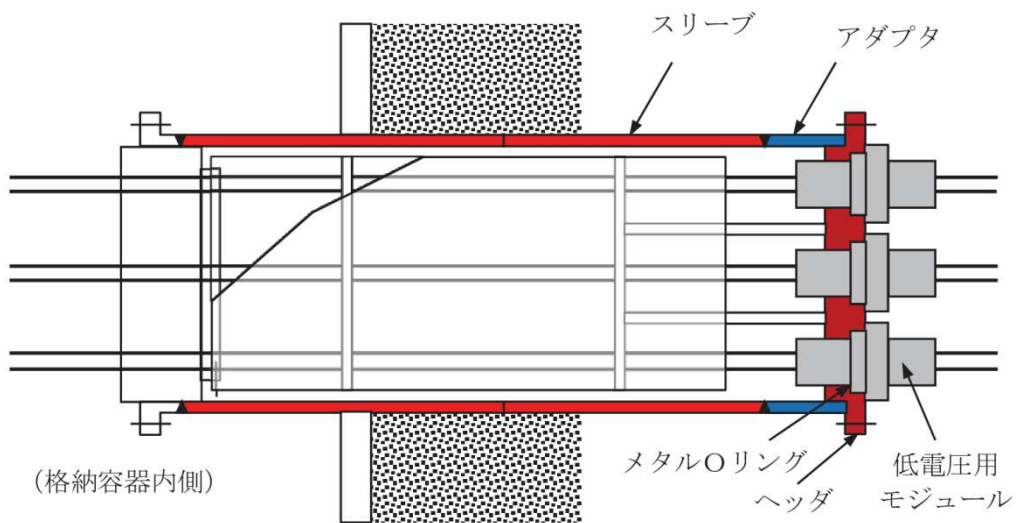


短管

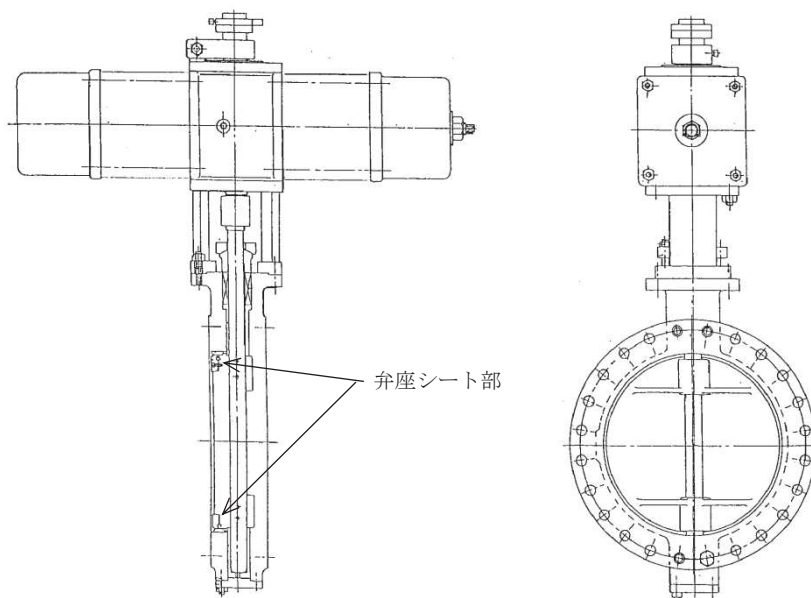


電気配線貫通部 (高電圧)

第1-3 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (5/7)

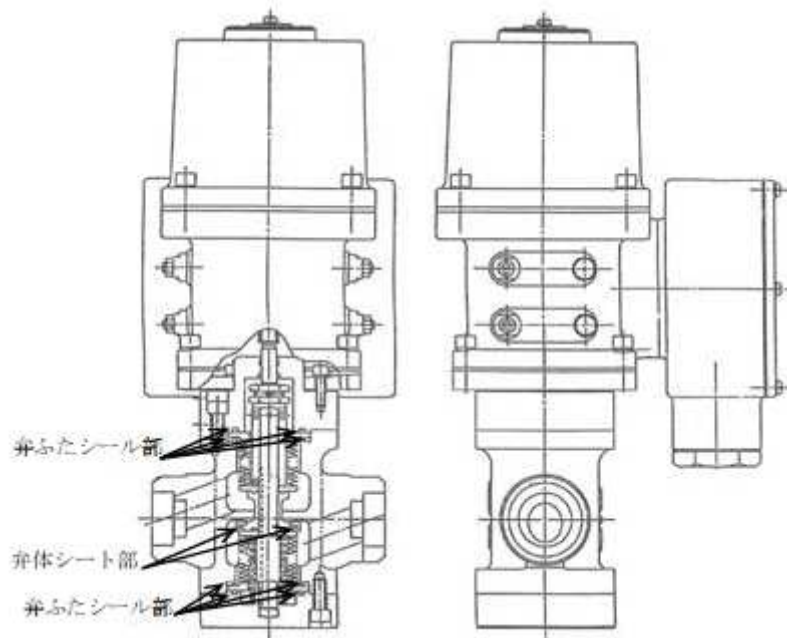


電気配線貫通部（低電圧）

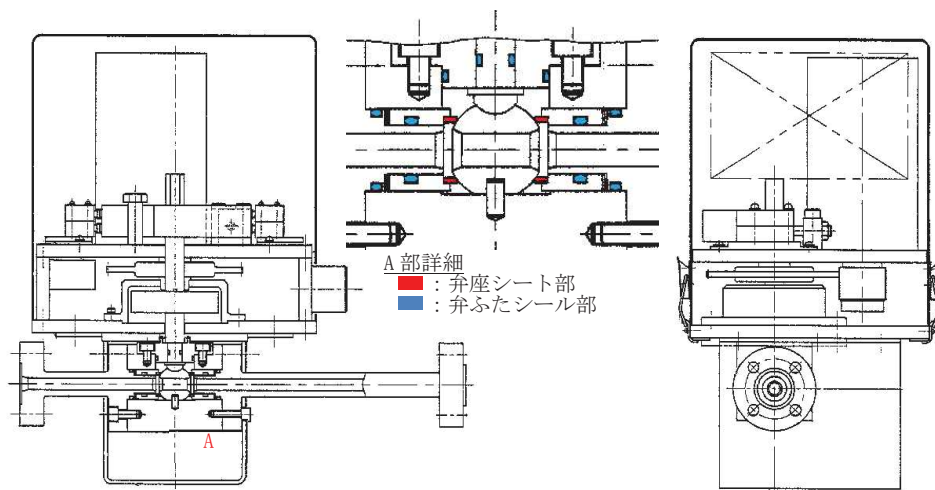


原子炉格納容器調気系バタフライ弁

第1-3 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (6/7)



移動式炉心内計装系電磁弁



移動式炉心内計装系ボール弁

第1-3 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (7/7)

第 1-3 表 評価対象機器が有する限界温度・限界圧力に対する裕度

評価対象	評価部位	想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2Pdに対する裕度
原子炉格納容器 本体	構造・形状不連続部	延性破壊	代表プラザントの原子炉格納容器全体構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約2.2 (円筒胴中心部の200℃における許容圧力と限界圧力との比較)
	一般部	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3230他) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約1.3 (サブレッションチェンバ円筒胴の200℃における許容圧力と限界圧力との比較)
	ドライウェル基部	延性破壊	既工認の評価値を用いて200℃、2Pdにおける発生応力を評価し、許容応力と比較	約1.0
	ペント管ベース	疲労破壊	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し、疲労累積係数を評価し、許容繰返し回数と比較	約1.0 (疲労累積係数)
	フランジ及び締付ボルト	延性破壊	代表プラザントのドライウェル主フランジ構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約1.9
ドライウェル 主フランジ	シール部	開口、シール能力低下	実機モデルの有限要素法による開口量評価及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	— (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)
	円筒胴取付部	延性破壊	代表プラザントの原子炉格納容器全体構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約2.0
	円筒胴	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約3.8
機器搬出入用 ハッチ	鏡板	座屈	機械工学便覧の座屈評価式を準用し、許容圧力 (座屈圧力) を評価し、限界圧力と比較	約4.4
	シール部	変形、シール能力低下	実機モデルの有限要素法による変形量評価及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	— (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)
	扉及び隔壁	延性破壊	既工認の評価値を用いて、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約1.4
	円筒胴	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約4.0
所員用 エアロック	扉のシール部	変形、シール能力低下	機械工学便覧のはりのたわみ計算式による変位量及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	— (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)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



評価対象	評価部位	想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2Pdに対する裕度	
所員用エアロック	扉以外のシール部	シール能力低下	PEEK 材の材料特性及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	— (圧力の上昇により変形することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)	
	円筒胴及び鏡板	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約9.8	
逃がし安全弁搬出入口	フランジ及びヒンジボルト	延性破壊	代表フランジのハッチタイプフランジ構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約2.0	
	シール部	開口、シール能力低下	代表フランジのハッチタイプフランジ構造の開口量評価及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	— (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)	
配管貫通部	貫通配管	延性破壊	代表配管について、設計・建設規格 (PPC-3530) を準用し、200℃、2Pdにおける一次+二次応力を評価し、許容応力と比較 許容応力を超過する場合は、設計・建設規格 (PPB-3535) に準拠し、疲労累積係数を評価し、許容繰返し回数と比較	0.0036 (疲労累積係数)	
	貫通部	延性破壊	代表配管について、設計・建設規格 (PPC-3530) を準用し、200℃、2Pd における一次+二次応力を評価し、許容応力と比較 許容応力を超過する場合は、設計・建設規格 (PPB-3535) に準拠し、疲労累積係数を評価し、許容繰返し回数と比較	約1.6 (貫通部の発生応力と許容応力との比較)	
	スリーブ	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約18.5	
		座屈	設計・建設規格 (PVE-3612) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約10.3	
	端板	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約5.7	
		ボルト締付平板	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約1.3
	配管貫通部 (フランジ部)	フランジ	延性破壊	JIS B 8265-2003を適用し、2Pdにおけるフランジの発生組合せ応力を評価し、許容応力と比較	約□
		締付ボルト	延性破壊	JIS B 8265-2003を適用し、200℃、2Pdにおけるボルトの所要総断面積を評価し、実際のボルト総断面積と比較	約□
		シール部	開口、シール能力低下	一般式によるフランジ開口量評価及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	— (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)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

評価対象	評価部位	想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2Pdに対する裕度
配管貫通部 (閉止板)	閉止板	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約5.4
配管貫通部 (伸縮継手)	伸縮継手	疲労破壊	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し、疲労累積係数を評価し、許容繰返し回数と比較	0.1067 (疲労累積係数)
配管貫通部 (短管)	短管	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約12.5
電気配線貫通部	スリーブ	延性破壊	「配管貫通部 スリーブ」に合わせて評価	—
	アダプタ	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	・高電圧：約15.2 ・低電圧：約18.5
	ヘッド	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	・高電圧：約16.8 ・低電圧：約34.5
	モジュール	シール能力低下	電共研、NUPEC 及び過去の環境試験の原子炉格納容器電気ペネトレーションの特性・健全性確認試験結果を用いて、シール性が確保されることを評価	—
	弁箱	延性破壊	弁の圧力レーテイング設計により、200℃における許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約1.5
原子炉格納容器 隔離弁	シール材	シール能力低下	PEEK 材の材料特性、改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果及び蒸気加熱漏えい試験結果により評価	— (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)

## 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、第1表に示すとおり耐環境性に優れたシール材に変更する。

第1表 原子炉格納容器バウンダリにおけるシール材変更箇所一覧表

バウンダリ箇所		部位	変更前部材	変更後部材
ドライウェル主フランジ		フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM
ハッチ類	機器搬出入用ハッチ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM
	逃がし安全弁搬出入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM
所員用エアロック	扉	扉シール部ガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM
	圧力平衡弁	Oリング	フッ素ゴム	改良 EPDM
		弁座シート	フッ素樹脂	PEEK
		グラウンドパッキン	フッ素樹脂	PEEK
		スラストベアリング	フッ素樹脂	PEEK
		ステムベアリング	フッ素樹脂	PEEK
	扉開閉用ハンドル メカニカルシール	Oリング	フッ素ゴム	改良 EPDM
		シャフトパッキン	フッ素ゴム	改良 EPDM
配管貫通部		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	原子炉格納容器調気系 バタフライ弁	弁座シート	EPDM	改良 EPDM
		移動式炉心内計装系 電磁弁	弁体シート	EPDM
		弁ふたシール	EPDM	改良 EPDM
	移動式炉心内計装系 ボール弁	弁座シート	フッ素樹脂	PEEK
		弁ふたシール	シリコンゴム	改良 EPDM

原子炉格納容器の閉じ込め機能に関する漏えい・破損圧力－温度線図

原子炉格納容器の限界温度・限界圧力は，設計・建設規格の準用による評価や電共研等において現時点までに得られているデータに基づき，原子炉格納容器の閉じ込め機能を評価して設定している。

原子炉格納容器の閉じ込め機能に関する漏えい・破損圧力－温度線図を第 1 図に示す。



- ①構造部は破損せず，シール部からの漏えいが発生していないと判定している範囲
- ②構造部は破損せず，シール部からの漏えいが発生すると判定している範囲
- ③構造部の破損が発生していると判定している範囲

第 1 図 原子炉格納容器の閉じ込め機能に関する漏えい・破損圧力－温度線図

この線図は，原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響を及ぼす機能喪失要因を考慮し，損傷の可能性を圧力・温度範囲に応じて分類したものである。

線(a)は原子炉格納容器構造部の破損判定境界，線(b)はシール部の漏えい判定境界であり，線(b)が原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響を及ぼす境界となる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

**【線(a)】 原子炉格納容器構造部の破損判定境界**

構造部のうち、200℃における許容圧力が最も低いサブプレッションチェンバ円筒胴に対し、設計・建設規格の評価式を準用し求めた許容応力を、構造部の破損判定の境界線としたものである。この境界線よりも、温度、圧力が低い範囲は、構造部が破損しないと判断できることを示している。

**【線(b)】 シール部（ドライウェル主フランジ）の漏えい判定境界**

シール部のうち、開口量が許容開口量に達する圧力が最も低いドライウェル主フランジに対して、200℃、225℃、250℃における168時間の改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果及び解析により求めた開口量を用いて、許容開口量を上回る圧力を漏えい判定の境界線\*としたものである。この境界線よりも、温度、圧力が低い範囲は、シール部からの漏えいがないと判断できることを示している。

\*: 200℃未満について改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果がないため、保守的に200℃と同等としている。

## 1. 原子炉格納容器本体

### 1.1 評価部位

原子炉格納容器本体は、鋼製の上下部半球円筒形のドライウエル、円環形のサプレッションチェンバ、これらを連結するベント管及びベント管ベローズからなる。

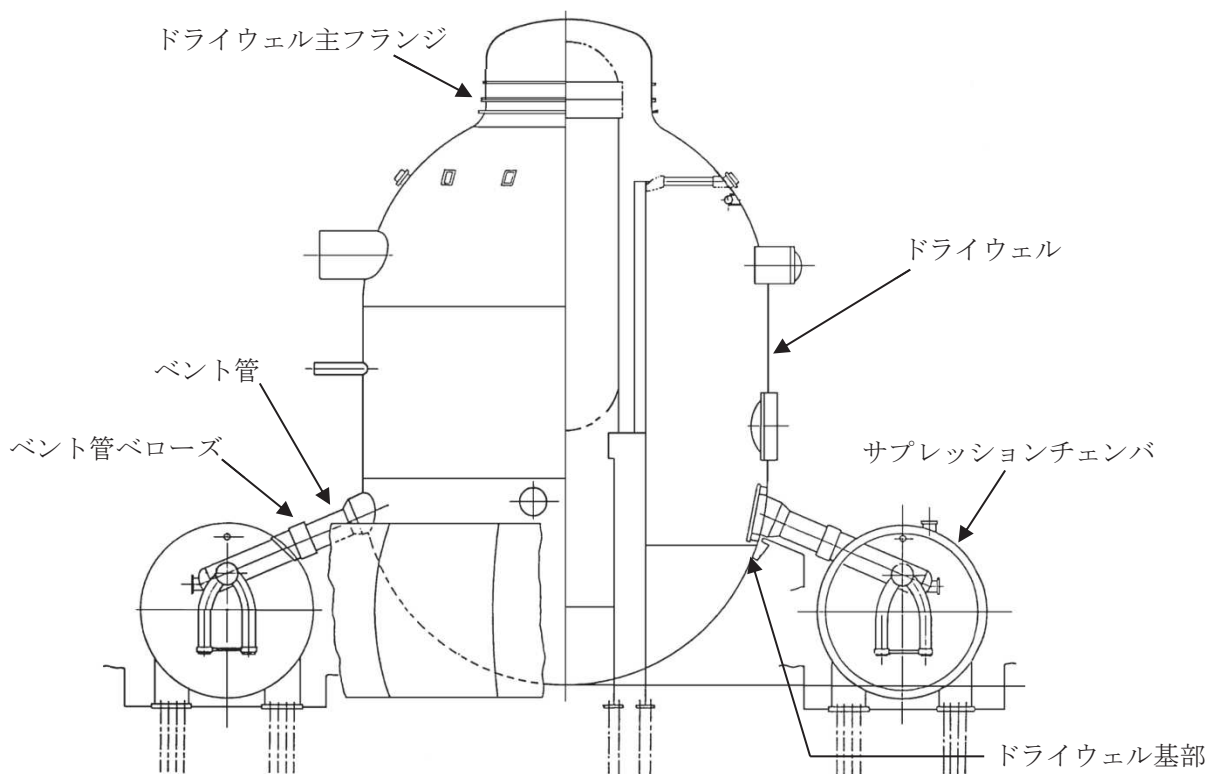
原子炉格納容器本体の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと及び圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないことから、脆性破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、原子炉格納容器本体の機能喪失要因は、高温状態での内圧による過度な塑性変形やドライウエル基部\*を固定端とする熱変形に伴う延性破壊が想定される。また、ベント管ベローズには、通常運転時に累積される低サイクル疲労に加え、200℃、2Pd により累積される低サイクル疲労による疲労破壊が想定される。

このため、原子炉格納容器バウンダリとなる耐圧部材及びドライウエル基部の延性破壊、ベント管ベローズの疲労破壊について評価する。

原子炉格納容器本体の構造を第 1-1 図に示す。

\*：女川原子力発電所 2 号炉の原子炉格納容器は鋼製自立型であり、周囲を囲むコンクリート製の遮へい壁との間に適切なギャップを設けている。このため、重大事故時に変形を拘束されることにより発生する応力は、常時コンクリート部に拘束されているドライウエル基部が高くなると考えられる。



第 1-1 図 原子炉格納容器本体の構造

## 1.2 評価方針

電共研において実施した代表プラントの Mark-I 改良型原子炉格納容器全体構造解析結果を用いて、200℃において耐圧部材の機能が維持できる負荷圧力（許容圧力）を算出し、2Pd 以上であることを確認する。

また、設計・建設規格を準用し既工認と同様の評価式を用いて、200℃における許容圧力を算出し 2Pd 以上であること、ベント管ベローズについて通常運転時、試験状態及び 200℃、2Pd における疲労累積係数の合計が 1 以下であることを確認する。  
(別紙 1-1)

ドライウエル基部について既工認の評価値を用いて 200℃、2Pd における発生応力を算出し、許容応力以下であることを確認する。

原子炉格納容器本体の評価対象と評価方法を第 1-1 表に示す。



第 1-1 表 原子炉格納容器本体の評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
胴部等	延性破壊	<ul style="list-style-type: none"> <li>電共研（代表プラントの原子炉格納容器全体構造解析）の結果を用いて、許容圧力を評価</li> <li>設計・建設規格（PVE-3230 他）を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価</li> </ul>
ベント管ベローズ	疲労破壊	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計・建設規格（PVE-3810）に準拠し、疲労累積係数を評価</li> </ul>
ドライウェル基部	延性破壊	<ul style="list-style-type: none"> <li>既工認の評価値を用いて 200℃、2Pd における発生応力を評価</li> </ul>

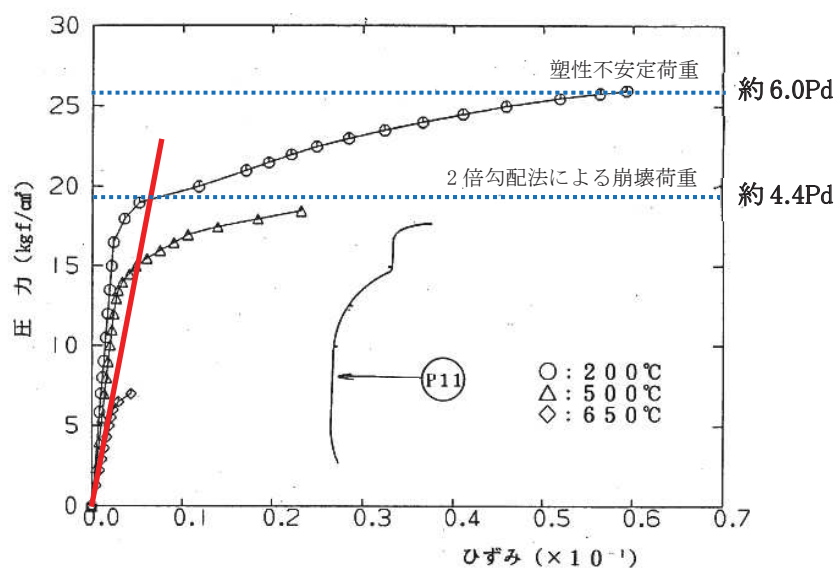
### 1.3 評価

#### (1) 電共研での解析結果に基づく評価

電共研による代表プラントの全体構造解析結果から、応力値が最大となる評価点P11（円筒部中心部）の200℃における許容圧力は、約4.4Pd（約19kgf/cm<sup>2</sup>）～約6.0Pd（約26kgf/cm<sup>2</sup>）と得られている。（別紙1-2）

電共研の解析結果は、女川原子力発電所2号炉と代表プラントの原子炉格納容器の径と板厚の比がほぼ同等であること、主要部材の材料が同じであることから、女川原子力発電所2号炉へ適用可能である。（別紙1-3）

ひずみと圧力の関係を第1-2図に示す。



第1-2図 ひずみと圧力の関係

(2) 設計・建設規格に基づく評価

a. 胴部等及びベント管ベローズ

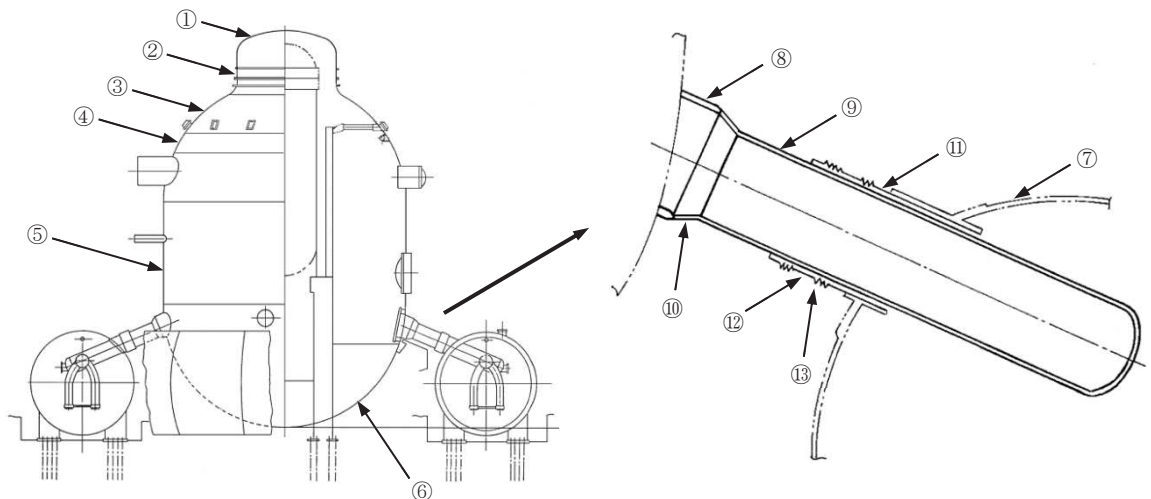
原子炉格納容器本体の胴部等の耐圧部材に対し、設計・建設規格の PVE-3230 (2) a 項, e 項, h 項, PVE-3321 及び PVE-3323 (1) 項を準用し、200℃における許容圧力を算出し、算出した許容圧力が  $2Pd$  以上であることを確認する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度・限界圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ ( $S_u$ ) の  $2/3$  とする。この許容値の考え方は、設計・建設規格の PVE-3111 において示される原子炉格納容器 (クラス MC 容器) の供用状態 D に対する許容値と同じ考え方である。

また、ベント管ベローズについては、設計・建設規格の PVE-3810 に準拠し、通常運転時及び試験状態における疲労累積係数 (設計繰返し回数と許容繰返し回数の比) に、200℃,  $2Pd$  における疲労累積係数を加えた疲労累積係数の合計が 1 以下であることを確認する。

評価の結果、原子炉格納容器本体の胴部等の許容圧力は、最も裕度が低い部位で約  $2.6Pd$  であり、また、ベント管ベローズの疲労累積係数は  (別紙 1-4)

評価対象部位を第 1-3 図に、評価結果を第 1-2 表及び第 1-3 表に示す。



第 1-3 図 評価対象部位

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 1-2 表 評価結果（胴部等）

評価部位	材料	最高使用 圧力 (MPa)	200℃における 許容圧力 (MPa)	最高使用圧力に対する 許容圧力の比 (Pd)
①上鏡	SGV49 (SGV480 相当)	0.427	1.225	2.86
②上部円筒部	SGV49 (SGV480 相当)	0.427	1.458	3.41
③球形部	SGV49 (SGV480 相当)	0.427	1.675	3.92
④球形部	SPV50 (SPV490 相当)	0.427	2.164	5.06
⑤下部円筒部	SPV50 (SPV490 相当)	0.427	1.144	2.67
⑥下鏡	SPV50 (SPV490 相当)	0.427	1.528	3.57
⑦サプレッションチェンバ円筒胴	SGV49 (SGV480 相当)	0.427	1.133	2.65
⑧ベント管円筒部（厚さ□mm）	SGV49 (SGV480 相当)	0.427	13.641	31.94
⑨ベント管円筒部（厚さ□mm）	SGV49 (SGV480 相当)	0.427	2.446	5.72
⑩ベント管円すい部	SGV49 (SGV480 相当)	0.427	3.567	8.35
⑪ベント管伸縮継手円筒部（厚さ□mm）	SGV49 (SGV480 相当)	0.427	4.331	10.14
⑫ベント管伸縮継手円筒部（厚さ□mm）	SGV49 (SGV480 相当)	0.427	2.793	6.54

第 1-3 表 評価結果（ベント管ベローズ）

評価部位	運転状態 I 及び II の 疲労累積係数	試験状態の 疲労累積係数	200℃, 2Pd の 疲労累積係数	疲労累積係数の 合計
⑬ベント管ベローズ				

b. ドライウェル基部

ドライウェル基部は、コンクリート部で変形が拘束されることにより応力が発生する。既工認で評価した応力を用いて 200℃, 2Pd における発生応力を算出し、算出した発生応力が許容応力以下であることを確認する。許容応力は、設計・建設規格の PVE-3111 において示される原子炉格納容器（クラス MC 容器）の許容応力を使用する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

評価の結果，ドライウェル基部に発生する応力は，許容応力以下である。  
(別紙 1-5)

評価結果を第 1-4 表に示す。

第 1-4 表 評価結果 (ドライウェル基部)

応力評価点	一次+二次応力 (MPa)	
	応力振幅	許容応力
ドライウェル基部	□	501

#### 1.4 評価結果

原子炉格納容器本体の 200℃における許容圧力は，電共研での解析結果に基づく評価において約 4.4Pd 以上，設計・建設規格に基づく評価において約 2.6Pd 以上である。また，200℃，2Pd を考慮したベント管ベローズの疲労累積係数の合計は 1 以下であり，200℃，2Pd においてドライウェル基部に発生する応力は許容応力以下である。

女川原子力発電所 2 号炉の原子炉格納容器本体は，200℃，2Pd において耐圧部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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 原子炉格納容器本体の評価部位と評価方法

原子炉格納容器バウンダリとなる耐圧部材に対し、既工認と同様の評価式である設計・建設規格に示される式を用いた評価及び電共研の原子炉格納容器全体構造解析結果を用いたドライウエルの評価により、原子炉格納容器バウンダリの全体評価を行った。

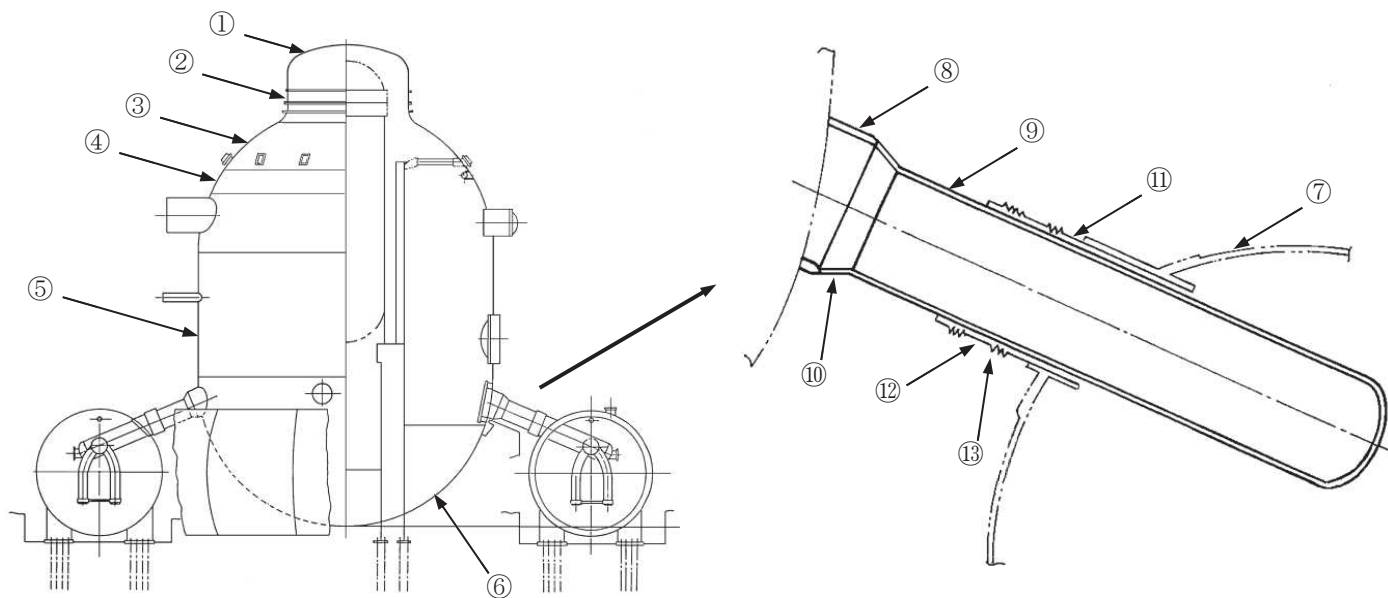
原子炉格納容器本体の評価部位と評価方法一覧を第 1-1-1 表に、設計・建設規格の式に基づく評価部位を第 1-1-1 図に示す。

第 1-1-1 表 原子炉格納容器本体の評価部位と評価方法一覧

評価部位			材料	評価方法		備考
				設計・建設規格の式に基づく評価*	電共研に基づく評価	
ドライウエル	上鏡	鏡板	SGV49 (SGV480 相当)	①	全体構造解析による評価	
	上部円筒部	円筒胴	SGV49 (SGV480 相当)	②	全体構造解析による評価	
	球形部	球形胴	SGV49 (SGV480 相当)	③	全体構造解析による評価	
			SPV50 (SPV490 相当)	④	全体構造解析による評価	
	下部円筒部	円筒胴	SPV50 (SPV490 相当)	⑤	全体構造解析による評価	
	下鏡	鏡板	SPV50 (SPV490 相当)	⑥	全体構造解析による評価	
サブプレッションチェンパ		円筒胴	SGV49 (SGV480 相当)	⑦	—	
ベント管	円筒部 (厚さ <input type="text" value=""/> mm)	SGV49 (SGV480 相当)	⑧	—		
	円筒部 (厚さ <input type="text" value=""/> mm)	SGV49 (SGV480 相当)	⑨	—		
	円すい部	SGV49 (SGV480 相当)	⑩	—		
ベント管伸縮継手	円筒部 (厚さ <input type="text" value=""/> mm)	SGV49 (SGV480 相当)	⑪	—		
	円筒部 (厚さ <input type="text" value=""/> mm)	SGV49 (SGV480 相当)	⑫	—		
ベント管ベローズ	伸縮継手	SUS316L	⑬	—	疲労評価	

\* 丸囲み数字：評価部位

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1-1-1 図 設計・建設規格の式に基づく評価部位

代表プラントの Mark-I 改良型原子炉格納容器の全体構造解析

1. 解析の概要

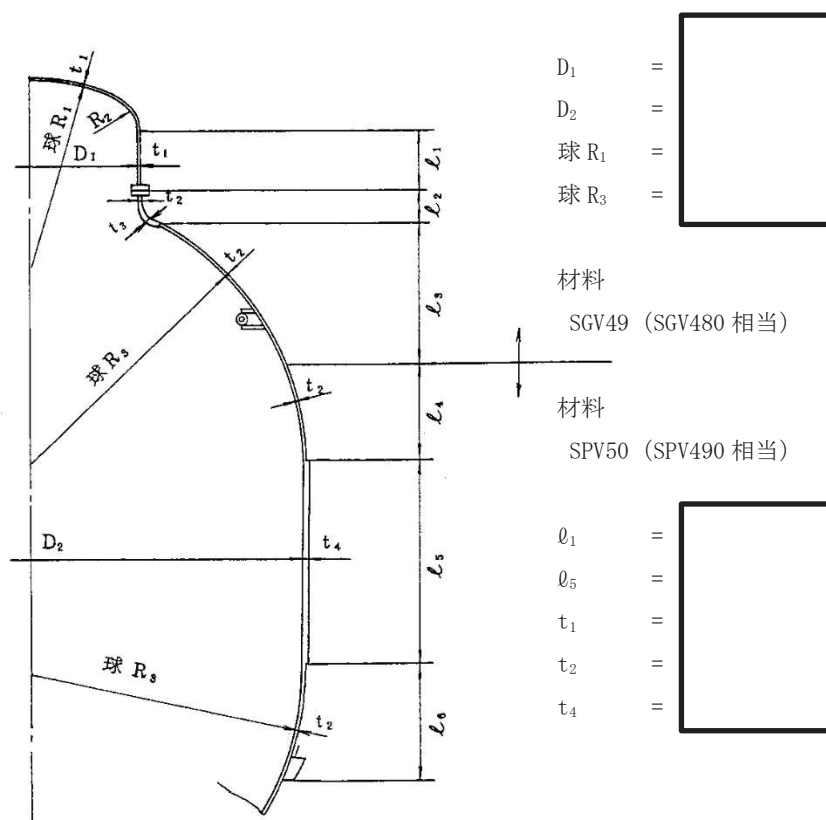
電共研において、軸対称の有限要素法モデルを用いて解析を実施し、代表プラントの Mark-I 改良型原子炉格納容器の全体構造の耐性評価を実施している。

電共研では、破損荷重の下限を ASME Sec. III の手法による 2 倍勾配法により求めた崩壊荷重とし、また、上限を解析において収束性を失うときの荷重（塑性不安定荷重）として整理し、原子炉格納容器本体の許容圧力を評価している。

2. 解析条件

(1) 原子炉格納容器の形状、主要寸法

電共研で評価した代表プラントの Mark-I 改良型原子炉格納容器の形状及び主要寸法を第 1-2-1 図に示す。



第 1-2-1 図 代表プラントの Mark-I 改良型原子炉格納容器の形状及び主要寸法

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



(2) 解析モデル

原子炉格納容器全体構造解析では、コンクリートにより固定されている原子炉格納容器下部から上を対象として、原子炉格納容器のシェル形状、板厚、主フランジ板厚及び補強リングの剛性を考慮してモデル化し、拘束条件として、実機と同様に原子炉格納容器下部で固定している。

原子炉格納容器全体の解析モデルを第 1-2-2 図に示す。

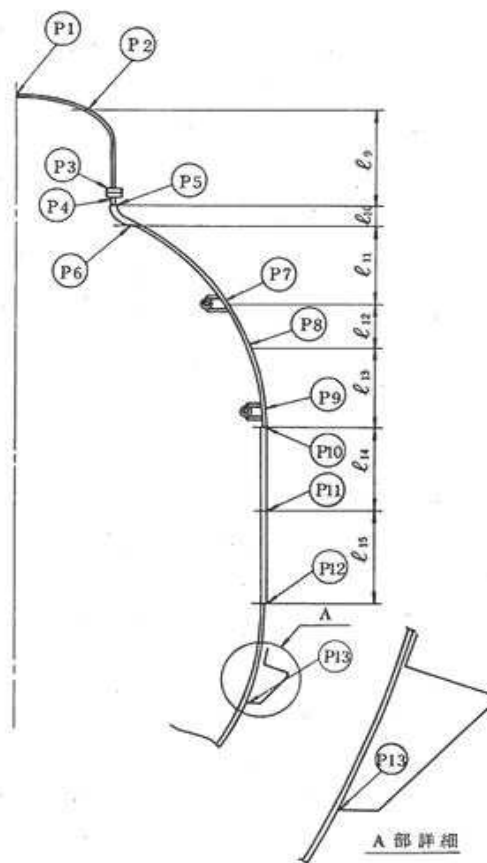


第 1-2-2 図 原子炉格納容器全体の解析モデル

(3) 応力評価点

原子炉格納容器の応力評価点を第 1-2-3 図及び第 1-2-1 表に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1-2-3 図 原子炉格納容器の応力評価点

第 1-2-1 表 原子炉格納容器の応力評価点

番号	応力評価点
P 1	上鏡球形部
P 2	上鏡球形部と上鏡ナックル部の接合部
P 3	円筒部と上フランジの接合部
P 4	下フランジと円筒部の接合部
P 5	円筒部とナックル部の接合部
P 6	ナックル部と上部球形部の接合部
P 7	上部スプレイ管取付部
P 8	球殻材料変化部
P 9	下部スプレイ管取付部
P10	上部球殻部と円筒部の接合部
P11	円筒部中心部
P12	円筒部と下鏡の接合部
P13	サンドクッション部

3. 解析結果

原子炉格納容器全体構造の解析結果（200℃）を第 1-2-2 表に示す。

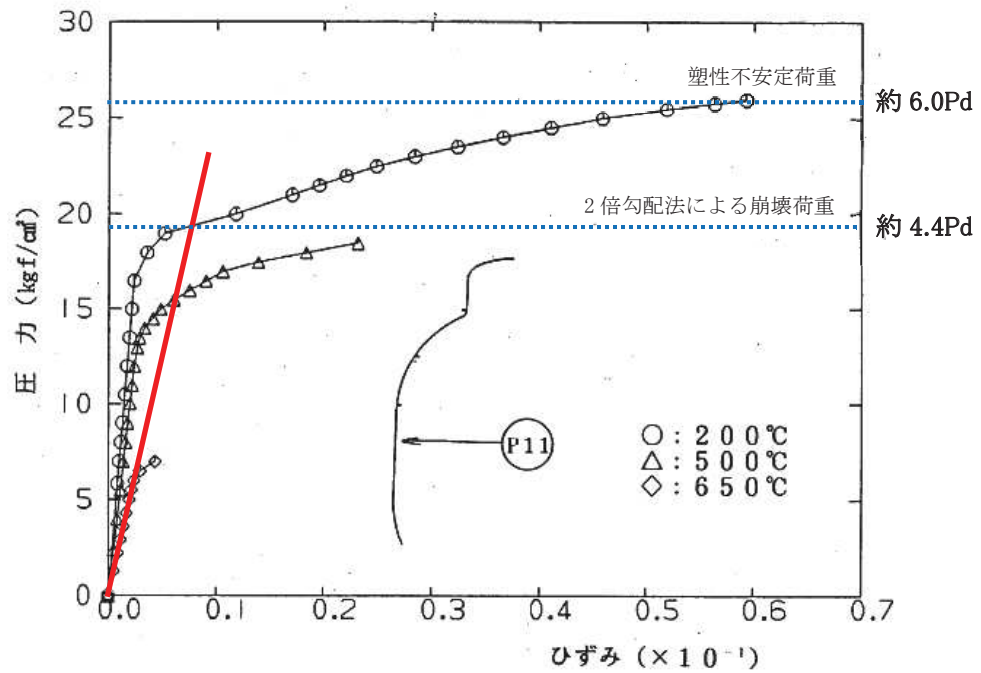
第 1-2-2 表 原子炉格納容器全体構造の解析結果（200℃）

注) 1. 記号  $\sigma_t$  : 周方向膜応力  $\sigma_l$  : 軸方向膜応力

2. 引張り強さは、各温度における引張り試験結果による。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

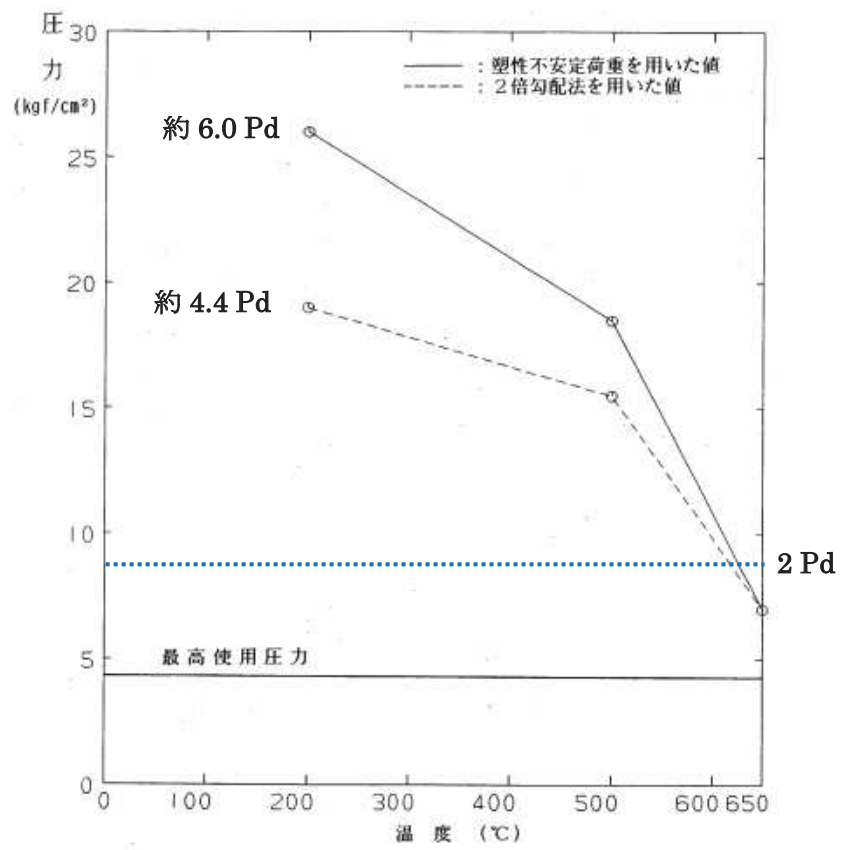
この解析結果において、2Pd 以上の圧力において応力値が最大となる評価点 P11 のひずみと圧力の関係を第 1-2-4 図に示す。



第1-2-4図 ひずみと圧力の関係

200°Cにおけるひずみと圧力のグラフから、破損荷重の下限を ASME Sec. III の手法による 2 倍勾配法により求めた崩壊荷重とし、また、上限を解析結果が収束性を失うときの荷重 (塑性不安定荷重) として整理した結果、200°Cにおける許容圧力は、約 4.4Pd (約 19kgf/cm<sup>2</sup>) ~ 約 6.0Pd (約 26kgf/cm<sup>2</sup>) との結果が得られている。

原子炉格納容器の温度と許容圧力の関係を第 1-2-5 図に示す。



第 1-2-5 図 温度と許容圧力の関係

## 代表プラントの解析結果の適用性









原子炉格納容器本体の発生応力は、圧力と径に比例し、板厚に反比例の関係（ $\sigma = P \times R / t$ ， $\sigma$ ：発生応力， $P$ ：圧力， $R$ ：径， $t$ ：板厚）にある。

電共研による代表プラントと女川原子力発電所 2 号炉の径と板厚の比（ $R / t$ ）を比較した結果、女川原子力発電所 2 号炉の  $R / t$  は、代表プラントの約 0.95 倍（約 347/約 364）～約 1.01 倍（約 317/約 314）である。

原子炉格納容器本体主要寸法比較を第 1-3-1 表に、原子炉格納容器胴の形状及び主要寸法を第 1-3-1 図に示す。

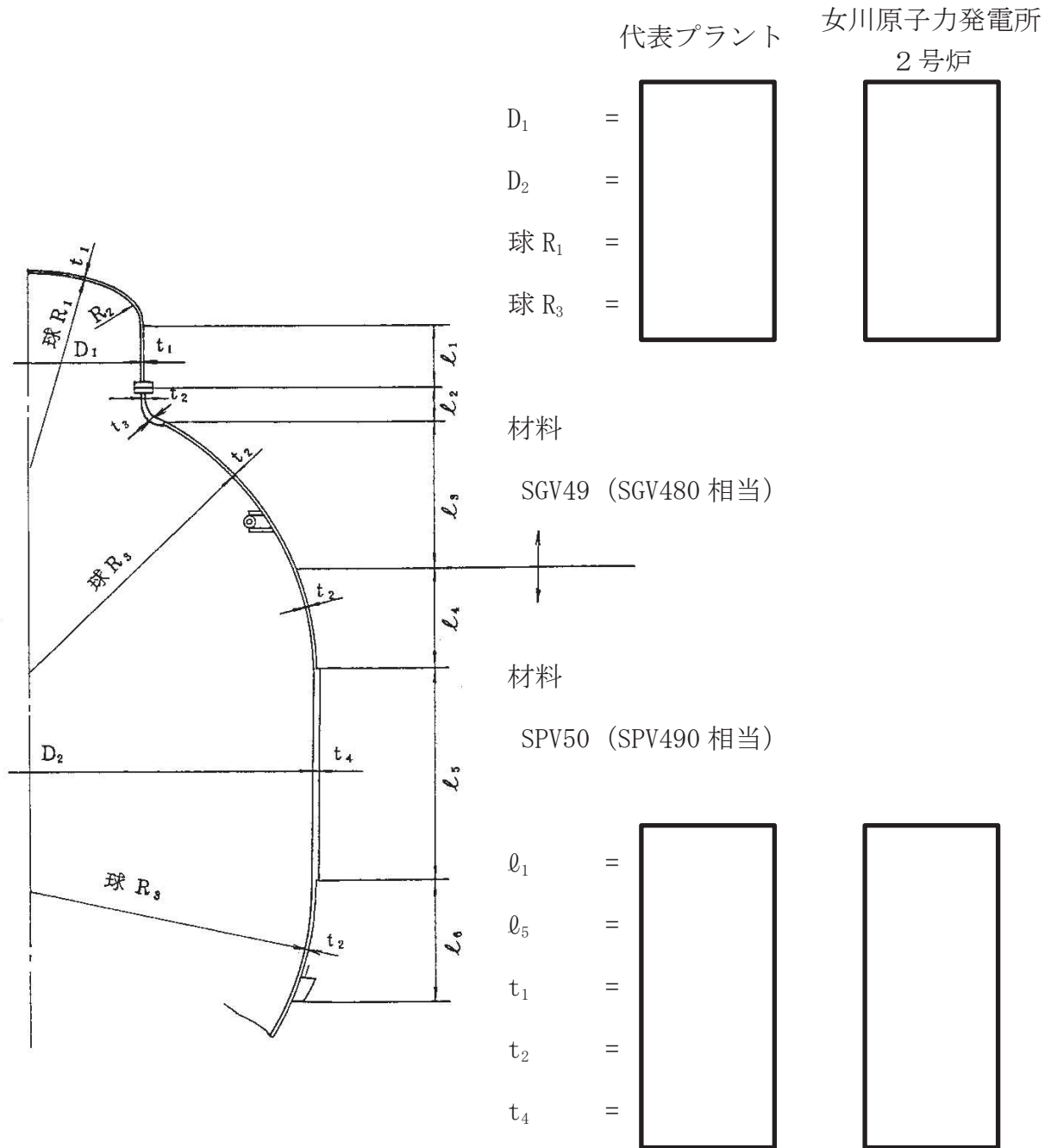
$R / t$  の比がほぼ同等であること、また、主要部材の材料が同じであることから、電共研による代表プラントの解析結果を女川原子力発電所 2 号炉の評価に適用可能である。

第 1-3-1 表 原子炉格納容器本体主要寸法比較

項目			代表プラント	女川原子力発電所 2 号炉
最高使用圧力 (MPa)			0.427	0.427
上鏡	材料	-	SGV49 (SGV480 相当)	SGV49 (SGV480 相当)
	板厚 (mm)	$t_1$		
	内半径 (mm)	球 $R_1$		
	径 / 板厚	球 $R_1 / t_1$		
材料	-	SGV49 (SGV480 相当)		
上部円筒部	板厚 (mm)	$t_1$		
	内径 (mm)	$D_1$		
	径 / 板厚	$D_1 / 2 / t_1$		
	材料	-		
球形部	板厚 (mm)	$t_2$		
	内半径 (mm)	球 $R_3$		
	径 / 板厚	球 $R_3 / t_2$		
	材料	-		
下部円筒部	板厚 (mm)	$t_4$		
	内径 (mm)	$D_2$		
	径 / 板厚	$D_2 / 2 / t_4$		
	材料	-		
下鏡	板厚 (mm)	$t_2$		
	内半径 (mm)	球 $R_3$		
	径 / 板厚	球 $R_3 / t_2$		
	材料	-		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。





第 1-3-1 図 原子炉格納容器胴の形状及び主要寸法

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 設計・建設規格に基づく評価

原子炉格納容器本体の必要板厚は、設計・建設規格 PVE-3230 (2) a 項, e 項, h 項, PVE-3321 及び PVE-3323 (1) 項の評価式により求めることができる。

これらの設計・建設規格の評価式に、女川原子力発電所 2 号炉の原子炉格納容器本体の板厚、内径等の寸法と許容引張応力として 200℃での 2/3Su を与え、許容圧力を算出する。

また、バント管ベローズの疲労評価については、設計・建設規格の PVE-3810 に準拠して求めることができる。

①上鏡 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3321 を準用

$$Pa = 2 S \eta t / (RW + 0.2t)$$

第 1-4-1 表 上鏡の許容圧力評価結果まとめ

S (=2/3Su)	200℃における設計引張強さ (MPa) ここでは、200℃での 2/3Su を用いて算出する	281
R	鏡板の内半径 (mm)	<input type="text"/>
$\eta$	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
W	さら形鏡板の形状による係数 (-)	1.32
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	1.225
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	2.86

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

②上部円筒部 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230(2)a 項を準用

$$Pa = 2 S \eta t / (Di + 1.2t)$$

第 1-4-2 表 上部円筒部の許容圧力評価結果まとめ

S(=2/3Su)	200℃における設計引張強さ (MPa) ここでは, 200℃での 2/3Su を用いて算出する	281
Di	胴の内径 (mm)	<input type="text"/>
$\eta$	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	1.458
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	3.41

③球形部 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230(2)e 項を準用

$$Pa = 4 S \eta t / (Di + 0.4t)$$

第 1-4-3 表 球形部の許容圧力評価結果まとめ

S(=2/3Su)	200℃における設計引張強さ (MPa) ここでは, 200℃での 2/3Su を用いて算出する	281
Di	胴の内径 (mm)	<input type="text"/>
$\eta$	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	1.675
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	3.92

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

④球形部 : SPV50 (SPV490 相当)

PVE-3230(2)e 項を準用

$$Pa = 4 S \eta t / (Di + 0.4t)$$

第 1-4-4 表 球形部の許容圧力評価結果まとめ

S(=2/3Su)	200℃における設計引張強さ (MPa) ここでは, 200℃での 2/3Su を用いて算出する	363
Di	胴の内径 (mm)	<input type="text"/>
$\eta$	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	2.164
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	5.06

⑤下部円筒部 : SPV50 (SPV490 相当)

PVE-3230(2)a 項を準用

$$Pa = 2 S \eta t / (Di + 1.2t)$$

第 1-4-5 表 下部円筒部の許容圧力評価結果まとめ

S(=2/3Su)	200℃における設計引張強さ (MPa) ここでは, 200℃での 2/3Su を用いて算出する	363
Di	胴の内径 (mm)	<input type="text"/>
$\eta$	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	1.144
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	2.67

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

⑥下鏡 : SPV50 (SPV490 相当)

PVE-3323(1)を準用

$$Pa = 2 S \eta t / (R + 0.2t)$$

第 1-4-6 表 下鏡の許容圧力評価結果まとめ

S(=2/3Su)	200℃における設計引張強さ (MPa) ここでは, 200℃での 2/3Su を用いて算出する	363
R	鏡板の内半径 (mm)	<input type="text"/>
$\eta$	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	1.528
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	3.57

⑦サプレッションチェンバ円筒胴 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230(2)a 項を準用

$$Pa = 2 S \eta t / (Di + 1.2t)$$

第 1-4-7 表 サプレッションチェンバ許容圧力円筒胴の評価結果まとめ

S(=2/3Su)	200℃における設計引張強さ (MPa) ここでは, 200℃での 2/3Su を用いて算出する	281
Di	胴の内径 (mm)	<input type="text"/>
$\eta$	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	1.133
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	2.65

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

⑧ベント管円筒部 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230(2)a 項を準用

$$Pa = 2 S \eta t / (Di + 1.2t)$$

第 1-4-8 表 ベント管円筒部の許容圧力評価結果まとめ

S(=2/3Su)	200℃における設計引張強さ (MPa) ここでは, 200℃での 2/3Su を用いて算出する	281
Di	胴の内径 (mm)	<input type="text"/>
$\eta$	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	13.641
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	31.94

⑨ベント管円筒部 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230(2)a 項を準用

$$Pa = 2 S \eta t / (Di + 1.2t)$$

第 1-4-9 表 ベント管円筒部の許容圧力評価結果まとめ

S(=2/3Su)	200℃における設計引張強さ (MPa) ここでは, 200℃での 2/3Su を用いて算出する	281
Di	胴の内径 (mm)	<input type="text"/>
$\eta$	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	2.446
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	5.72

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

⑩ベント管円すい部 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230(2)h 項を準用

$$Pa = (2 S \eta t \times \cos \theta) / (Di + 1.2t \times \cos \theta)$$

第 1-4-10 表 ベント管円すい部の許容圧力評価結果まとめ

S(=2/3Su)	200℃における設計引張強さ (MPa) ここでは, 200℃での 2/3Su を用いて算出する	281
$\theta$	円すいの頂角の 1/2 (°)	<input type="text"/>
Di	胴の内径 (mm)	<input type="text"/>
$\eta$	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	3.567
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	8.35

⑪ベント管伸縮継手円筒部 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230(2)a 項を準用

$$Pa = 2 S \eta t / (Di + 1.2t)$$

第 1-4-11 表 ベント管伸縮継手円筒部の許容圧力評価結果まとめ

S(=2/3Su)	200℃における設計引張強さ (MPa) ここでは, 200℃での 2/3Su を用いて算出する	281
Di	胴の内径 (mm)	<input type="text"/>
$\eta$	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	4.331
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	10.14

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



⑫ベント管伸縮継手円筒部 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230(2)a 項を準用

$$Pa = 2 S \eta t / (Di + 1.2t)$$

第 1-4-12 表 ベント管伸縮継手円筒部の許容圧力評価結果まとめ

S(=2/3Su)	200℃における設計引張強さ (MPa) ここでは, 200℃での 2/3Su を用いて算出する	281
Di	胴の内径 (mm)	<input type="text"/>
$\eta$	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	2.793
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	6.54

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

⑬ベント管ベローズ： SUS316L

PVE-3810 に準拠

$$N = (11031 / \sigma)^{3.5}$$

$$\sigma = 1.5 Et \delta / (n\sqrt{bh^3}) + Ph^2 / 2t^2 C \quad \text{【運転状態 I 及び II】}$$

$$\sigma = 1.5 Et \delta / (n\sqrt{bh^3}) + Ph / tC \quad \text{【試験状態及び重大事故時】}$$

第 1-4-13 表 ベント管ベローズの疲労評価結果まとめ

t	継手部の板の厚さ (mm)	
n	継手部の波数の 2 倍 (-)	
b	継手部の波のピッチの 1/2 (mm)	
h	継手部の波の高さ (mm)	
C	継手部の層数 (-)	

項目		運転状態 I 及び II	試験状態	200°C, 2Pd
P	圧力 (MPa)	0.0137	0.481	0.854
T	温度 (°C)	57	10	200
E	縦弾性係数 (MPa)	192440	195000	183000
$\delta$	全伸縮量 (mm)	6.168	8.714	75.769
$\sigma$	伸縮継手の応力 (MPa)	57	86	587
N	許容繰返し回数	$1.008 \times 10^8$	$2.390 \times 10^7$	$2.877 \times 10^4$
Nr	繰返し回数			
Nr/N	疲労累積係数			
$\Sigma Nr/N$	疲労累積係数の合計			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## ドライウェル基部の応力評価

## 1. 評価の概要

ドライウェル基部は、コンクリート部により変形が拘束されることにより応力が発生する。既工認で評価した応力を用いて 200℃、2Pd における発生応力を算出し、算出した発生応力が許容応力以下であることを確認する。

## 2. 評価条件

## (1) 評価条件

- 温度 : 200℃
- 圧力 : 2Pd (0.854MPa)
- 材料 : SPV50 (SPV490 相当)

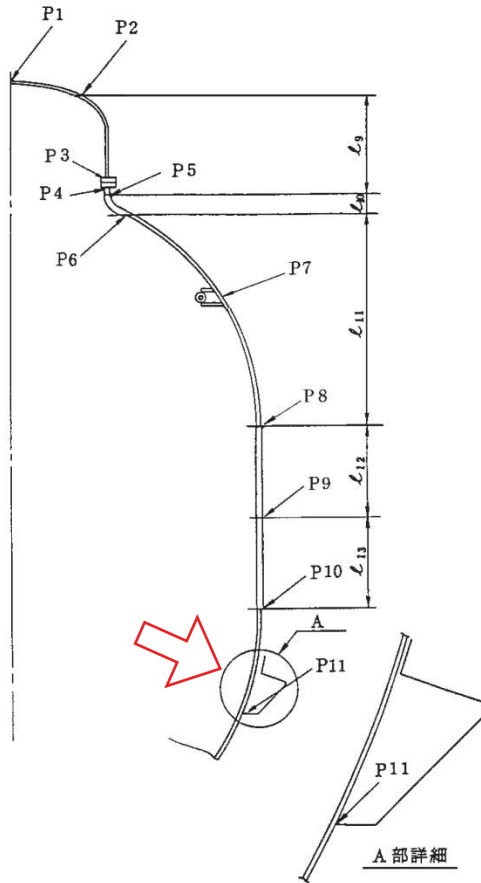
## (2) 荷重の組合せ及び許容応力

ドライウェル基部に生じる応力は、既工認の応力を用いて算出する。この応力の算出において、既工認での評価条件である 57℃、1Pd と、今回の評価条件である 200℃、2Pd との差異を考慮し、最高使用圧力により生じる応力については 2 倍し、また、熱荷重による応力は 4.05 倍\*、鉛直荷重については、既工認と差異がないため 1 倍とし、これらを組合せて算出する。

許容応力は、設計・建設規格の PVE-3111 において示される原子炉格納容器（クラス MC 容器）の許容応力を使用する。

応力評価点を第 1-5-1 図に、各荷重によりドライウェル基部に生じる応力を第 1-5-1 表に示す。

\*：既工認の熱荷重は、基準温度 10℃から通常運転時温度 57℃までの 47℃分の熱荷重であるため、今回の評価温度 200℃と基準温度 10℃までの 190℃分との比例倍とし 4.05 (190/47) を用いる。



第 1-5-1 図 応力評価点

第 1-5-1 表 各荷重によりドライウェル基部 (P11) に生じる応力 (200°C, 2Pd)

荷重名称	分類	一次+二次応力 (MPa)	
		内面	外面
最高使用圧力 (内圧)	$\sigma_t$	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	$\sigma_\theta$		
	$\tau_{t\theta}$		
鉛直荷重 (通常運転時)	$\sigma_t$	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	$\sigma_\theta$		
	$\tau_{t\theta}$		
熱荷重 (通常運転時)	$\sigma_t$	<input type="text"/>	<input type="text"/>
	$\sigma_\theta$		
	$\tau_{t\theta}$		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 応力評価結果

評価の結果，ドライウェル基部（P11）に発生する応力は，許容応力以下である。  
評価結果を第 1-5-2 表に示す。

第 1-5-2 表 ドライウェル基部の応力評価結果

応力評価点	一次+二次応力 (MPa)	
	応力振幅	許容応力
P11	<input type="text"/>	501

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2. ドライウェル主フランジ

### 2.1 評価部位

ドライウェル主フランジは、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する構造になっている。

ドライウェル主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 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、繰返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が生じないことから、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。

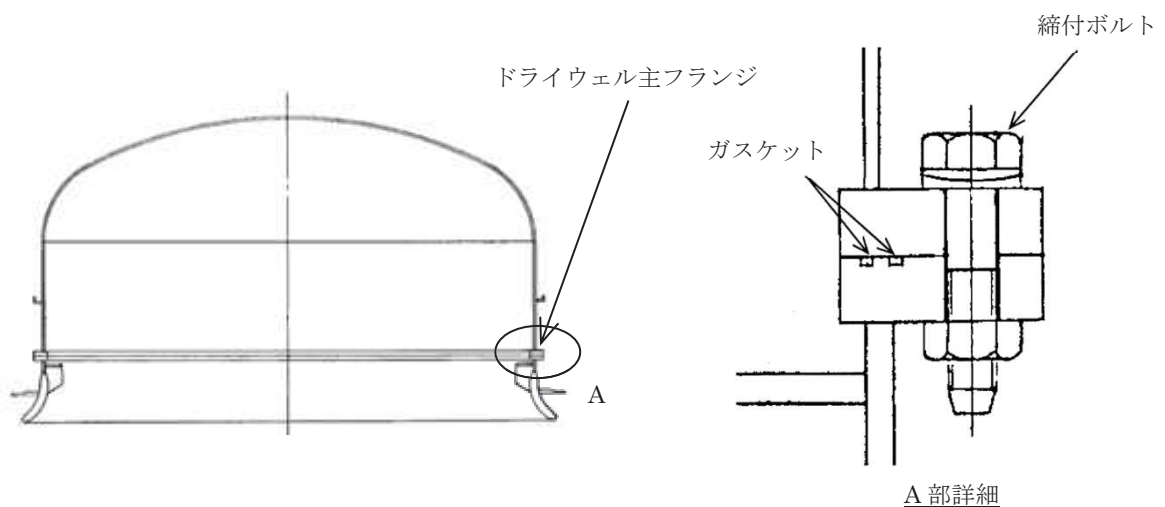
シール部は、内圧の上昇に伴いフランジ開口量が増加することによる漏えい、フランジ開口の進展による締付ボルトの破損が想定される。また、シール材が重大事故時の環境に晒されることにより劣化（復元量の低下）し、シール機能の低下による漏えいが想定される。

したがって、ドライウェル主フランジの機能喪失要因は、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、ドライウェル主フランジについて、フランジ及び締付ボルトの延性破壊、また、シール機能の低下による漏えいを評価する。

ドライウェル主フランジの構造を第 2-1 図に示す。

なお、ドライウェル主フランジのシール材は、プラントの定期点検時に開放する場合には、取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、事故環境下での評価を実施する。



第 2-1 図 ドライウェル主フランジの構造

## 2.2 評価方針

フランジ及び締付ボルトについて、電共研の解析結果を用いて、200℃における締付ボルトの機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し、2Pd 以上であることを確認する。

また、シール部について、実機をモデル化した解析によりドライウエル主フランジの開口量を求め、その開口量が、許容開口量以下であることを確認する。

ドライウエル主フランジの評価対象と評価方法を第 2-1 表に示す。

第 2-1 表 ドライウエル主フランジの評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
フランジ及び締付ボルト	延性破壊	・電共研（代表プラントのドライウエル主フランジ構造）の解析結果を用いて、許容圧力を評価
シール部 (フランジ, ガasket)	開口, シール 能力低下	・実機モデルの有限要素法によるドライウエル主フランジの開口量評価結果及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果を踏まえ、シール機能を評価

## 2.3 評価

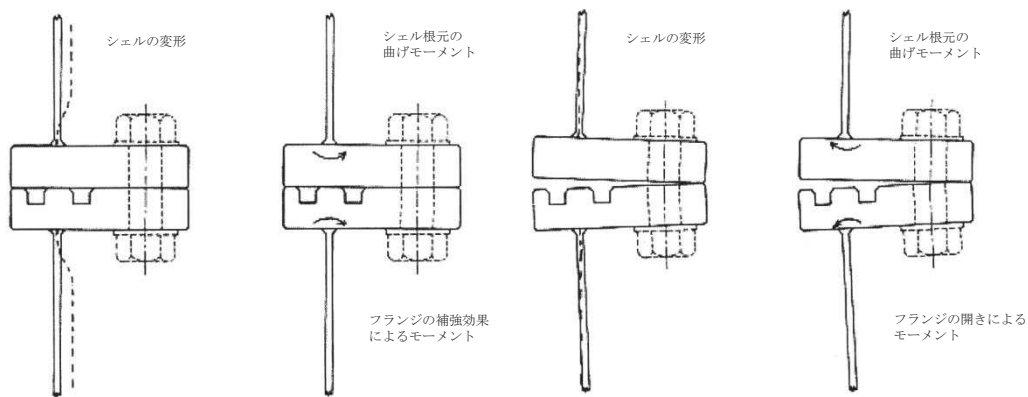
### (1) 電共研の解析結果に基づくフランジ及び締付ボルトの評価

ドライウエル主フランジは、原子炉格納容器上鏡部に加わる内圧によりフランジ部に軸方向の力が加わり、これに対して締付ボルトによりフランジ外周部が支点となり、てこのようにフランジの開放を抑え込む。

内圧が高くなり締付ボルトに加わる力が大きくなると、締付ボルトが変形し、フランジ開口が大きくなる。

ドライウエル主フランジの開口メカニズムを第 2-2 図に示す。





第 2-2 図 ドライウェル主フランジの開口メカニズム

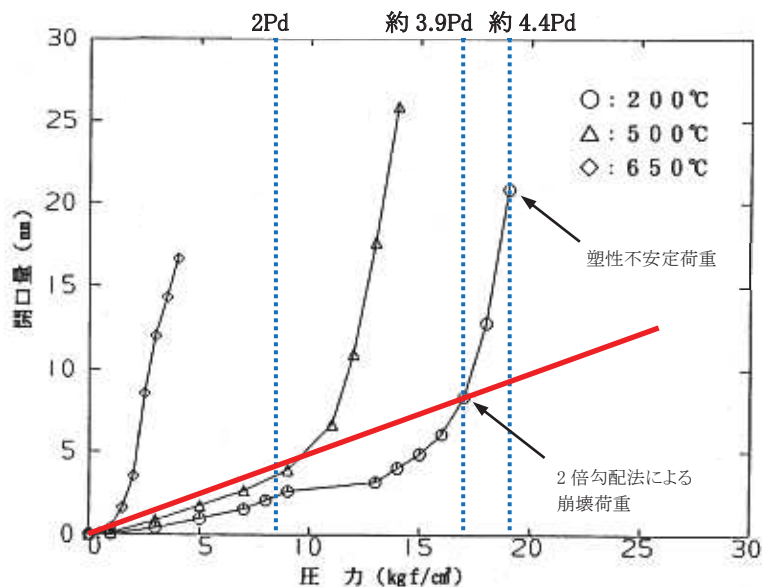
電共研において、代表プラントのドライウェル主フランジについて解析を行い耐性評価を実施している。その結果、フランジ部の評価においては、締付ボルトに生じる応力が大きく締付ボルトの破損が支配的であり、200℃における許容圧力は、約 3.9Pd (約 17kgf/cm<sup>2</sup>) ~ 約 4.4Pd (約 19kgf/cm<sup>2</sup>) と得られている。

(別紙 2-1)

電共研の解析結果は、女川原子力発電所 2 号炉と代表プラントの主要部材の材料が同じであること、女川原子力発電所 2 号炉は代表プラントに比べ、フランジ部の径が小さく、締付ボルト径、ハブの厚さ及びフランジ厚さが大きいことから、女川原子力発電所 2 号炉の発生応力や開口量は小さくなると考えられ、女川原子力発電所 2 号炉へ適用可能である。

(別紙 2-2)

圧力と開口量の関係 (許容圧力) を第 2-3 図に示す。



第 2-3 図 圧力と開口量の関係 (許容圧力)

(2) シール部の漏えい評価

実機をモデル化した解析によりドライウェル主フランジの開口量を求め、その開口量が、許容開口量以下であることを確認する。この際、シール材については、改良 EPDM 材に取り替える予定であるため、改良 EPDM 材のガスケットについて、重大事故時の環境に晒されることによる劣化（復元量の低下）を考慮したシール部の漏えいを評価する。また、この評価では、電共研において確認されている甲丸型ガスケットのセルフシール特性\*1 は考慮せず、解析により求めた女川原子力発電所 2 号炉のフランジ開口量と許容開口量（改良 EPDM 材のガスケットの復元量）を比較評価する。 (別紙 2-3) (別紙 2-4)

ドライウェル主フランジの開口解析モデルを第 2-4 図に示す。

\*1：甲丸型ガスケットでは、定格締め付け量の 1.8 倍～2 倍まで漏えいが生じないとの結果も得られている。

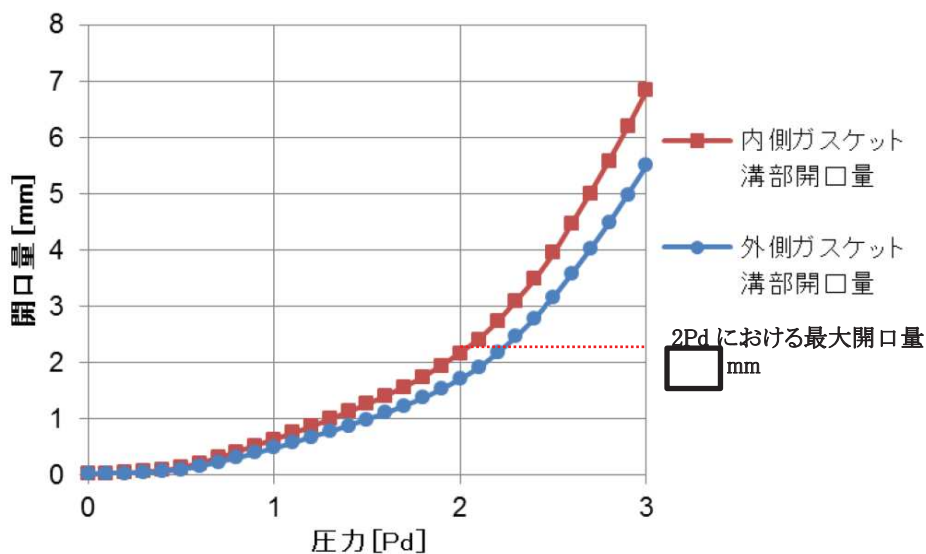


第2-4図 ドライウェル主フランジの開口解析モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

a. ドライウェル主フランジの開口量

解析結果から、200℃、2Pdにおけるドライウェル主フランジの開口量は、約  mm である。圧力と開口量の関係を第 2-5 図に示す。



第 2-5 図 圧力と開口量の関係

b. 許容開口量

改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果を第 2-2 表に示す。

第 2-2 表 圧縮永久ひずみ試験\*1 結果

試験温度	200 °C
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験片	3 個
試験時間	168 h
ひずみ率	<input type="text"/> %*2

\*1 : JIS K6262 に従い実施

\*2 : 3 試験片の平均値 (  % ,  % ,  % )

圧縮永久ひずみ試験結果から、改良 EPDM 材のガスケットを 200℃の飽和蒸気雰囲気中に 168 時間晒した後の許容開口量（復元量）は、 mm（定格締付け量  mm × (100% -  %)）である。（別紙 2-3）（別紙 2-4）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

c. 漏えい評価

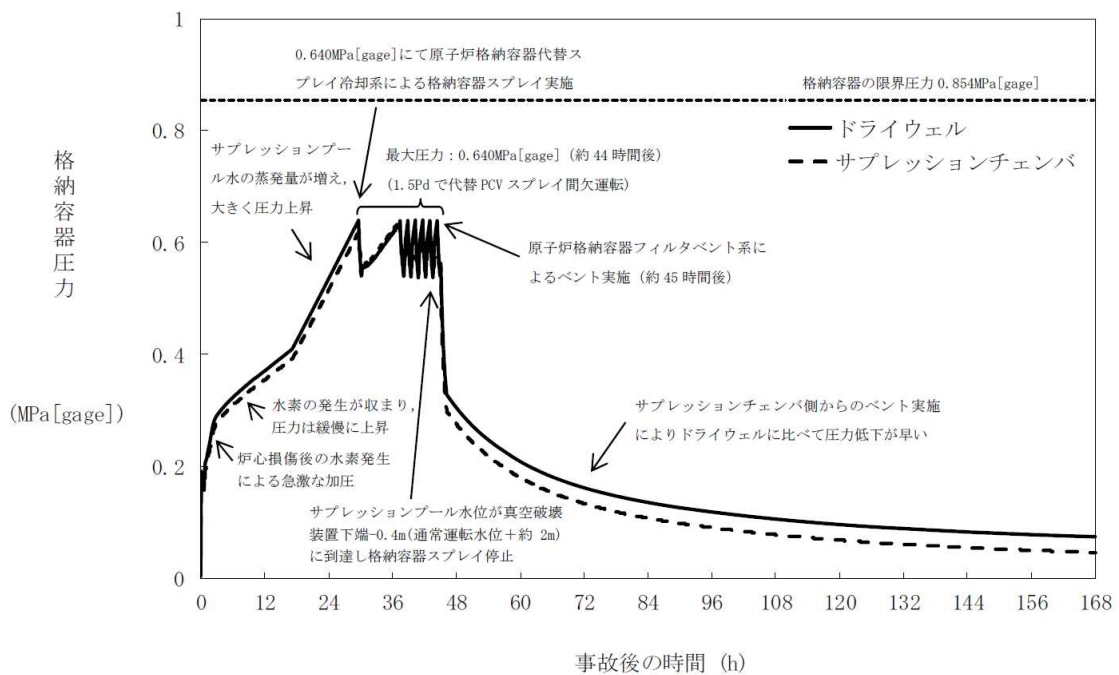
200℃, 2Pdにおける主フランジの開口量は約  mm であり, 168時間 200℃ 飽和蒸気に晒した後の改良 EPDM 材のガスケットの許容開口量 (復元量)  mm 以下であることから, シール機能は維持され漏えいは生じないと考えられる。

d. 事象進展を考慮した漏えい評価

(a) 事象進展を考慮した主フランジの開口量

原子炉格納容器内の雰囲気が高圧, 高圧で維持される時間が長い「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)」について, 事象進展 (原子炉格納容器内の圧力変化) に伴う, ドライウェル主フランジの開口量を解析により求めた。

原子炉格納容器内の圧力変化を第 2-6 図に, ドライウェル主フランジの開口量の変化を第 2-7 図に示す。



第 2-6 図 原子炉格納容器内の圧力変化  
「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)  
(代替循環冷却系を使用できない場合)」

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第2-7図 ドライウェル主フランジの開口量の変化  
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用できない場合）」

(b) シール能力低下による漏えい評価

改良EPDM材の蒸気200℃での圧縮永久ひずみの時間変化を第2-8図に示す。

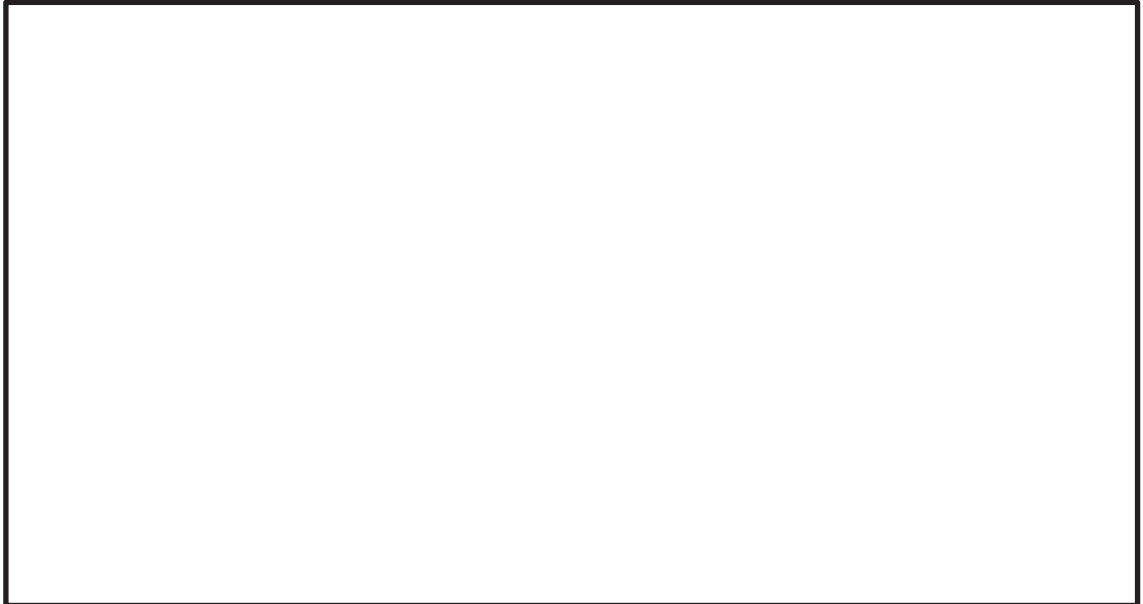


第2-8図 改良EPDM材の飽和蒸気200℃での圧縮永久ひずみの時間変化

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第2-8図から、各時間帯における改良EPDM材の許容開口量（復元量）を求め、第2-7図に示すドライウェル主フランジの開口量の変化と比較し、ドライウェル主フランジの閉じ込め機能を評価する。

ドライウェル主フランジの開口量と許容開口量の時間変化を第2-9図に示す。



第2-9図 ドライウェル主フランジの開口量と許容開口量の時間変化

第2-9図より、事象発生後168時間において、ドライウェル主フランジの開口量が許容開口量を上回ることはなく、ドライウェル主フランジのシール機能が維持されることから漏えいは発生しないと考えられる。

また、シール部の漏えい評価は、ドライウェル主フランジの開口量と許容開口量との比較により実施しているが、原子炉格納容器内の圧力上昇に伴うフランジの開口速度にガスケットの復元速度が追い付かず、漏えいが生じる可能性がある。このため、フランジの開口速度とガスケットの復元速度を比較した結果、フランジの開口速度はガスケットの復元速度以下となり、原子炉格納容器内の圧力上昇に対して機能が維持されることから漏えいは発生しないと考えられる。（別紙2-5）

上記の結果から、事象進展を考慮した漏えい評価においてもシール機能は維持され漏えいは生じないと考えられる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

#### 2.4 評価結果

ドライウェル主フランジの 200℃における許容圧力は約 3.9Pd 以上である。また、200℃、2Pd におけるドライウェル主フランジの開口量は許容開口量以下である。

女川原子力発電所 2 号炉のドライウェル主フランジは、200℃、2Pd において耐圧部材及びシール部の機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。



電共研におけるドライウェル主フランジの解析

1. 解析の概要

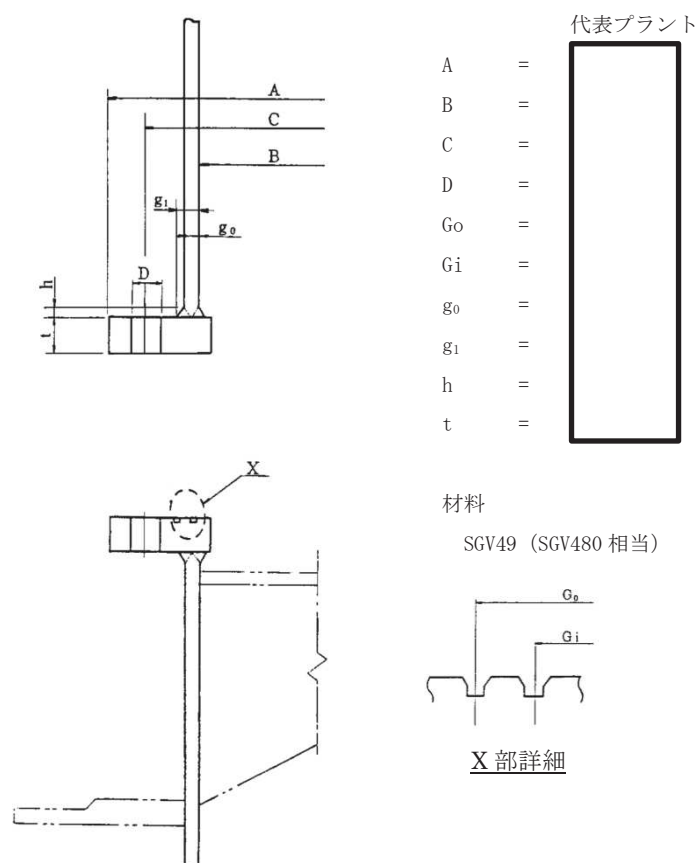
電共研において、軸対称の有限要素法モデルを用いて解析を実施し、代表プラントのドライウェル主フランジの耐性評価を実施している。

耐性評価では、破損荷重の下限を ASME Sec. III の手法による 2 倍勾配法により求めた崩壊荷重とし、また、上限を解析において収束性を失うときの荷重（塑性不安定荷重）として整理し、ドライウェル主フランジの許容圧力を評価している。

2. 解析条件

(1) ドライウェル主フランジの形状及び主要寸法

電共研で評価した代表プラントのドライウェル主フランジの形状及び主要寸法を第 2-1-1 図に示す。



第 2-1-1 図 ドライウェル主フランジの形状及び主要寸法

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 解析モデル

ドライウエル主フランジの解析モデルは、原子炉格納容器のシェル形状、フランジを軸対称モデルにて、また、締付ボルトは、剛性等価な軸対称構造にてモデル化している。なお、フランジのシール材の材料物性はモデル化していない。

ドライウエル主フランジの解析モデルを第 2-1-2 図に示す。



第 2-1-2 図 ドライウエル主フランジの解析モデル

(3) 応力評価点

ドライウエル主フランジの応力評価点を第 2-1-3 図に示す。



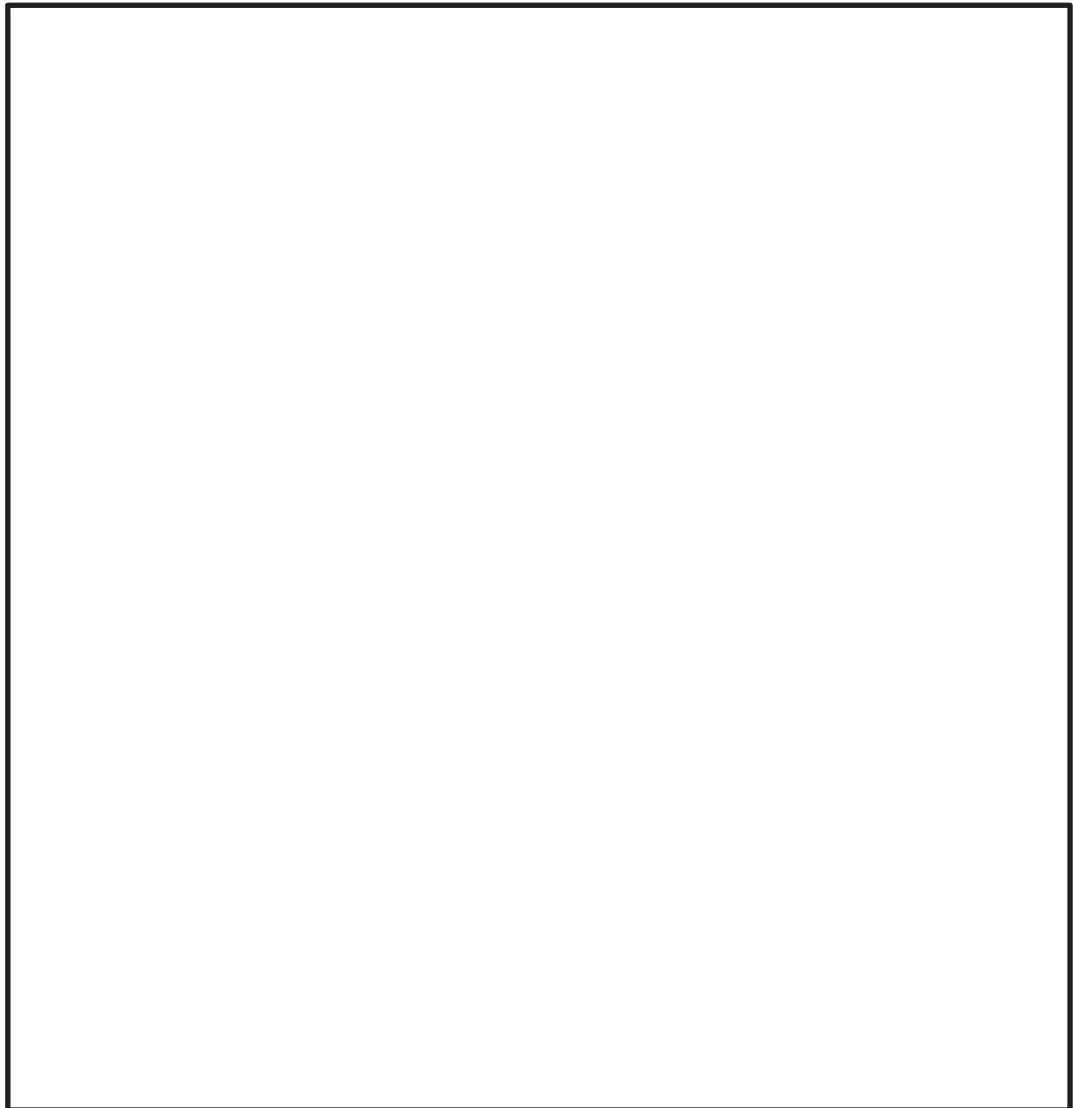
第 2-1-3 図 応力評価点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 解析結果

ドライウエル主フランジの解析結果（200℃）を第 2-1-1 表に示す。

第 2-1-1 表 ドライウエル主フランジの解析結果（200℃）

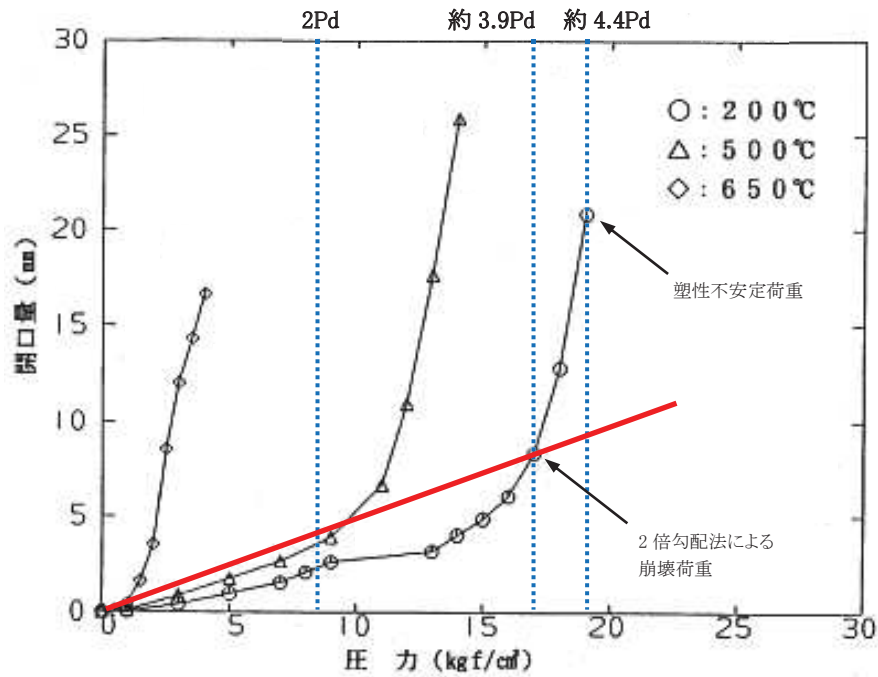


注) 1. 記号  $\sigma_t$  : 周方向膜応力  $\sigma_a$  : 軸方向膜応力  
2. 引張り強さは、各温度における引張り試験結果による。

この解析結果から、評価点 P5（ボルト）の応力値が最大であり、ドライウエル主フランジ部の許容圧力の評価において、締付ボルトの評価が支配的になると考えられる。

圧力と開口量の関係を示す第 2-1-4 図に示す。

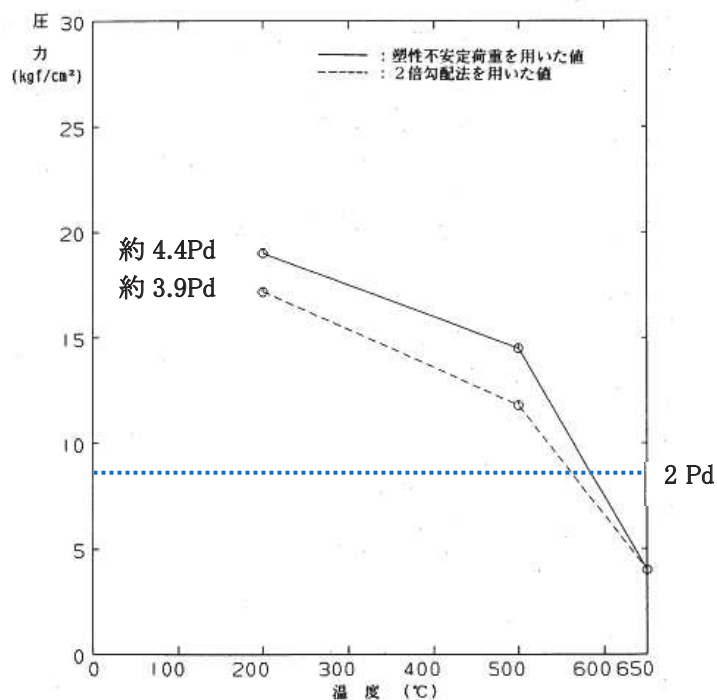
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 2-1-4 図 圧力と開口量の関係

200°Cにおける圧力と開口量の関係から、破損荷重の下限を ASME Sec. III の手法による 2 倍勾配法により求めた崩壊荷重とし、また、上限を解析結果が収束性を失う時の荷重（塑性不安定荷重）として整理した結果、200°Cにおける許容圧力は、約 3.9Pd（約 17kgf/cm<sup>2</sup>）～約 4.4Pd（約 19kgf/cm<sup>2</sup>）との結果が得られている。

ドライウェル主フランジの温度と許容圧力の関係を第 2-1-5 図に示す。



第 2-1-5 図 温度と許容圧力の関係

## 代表プラントの解析結果の適用性

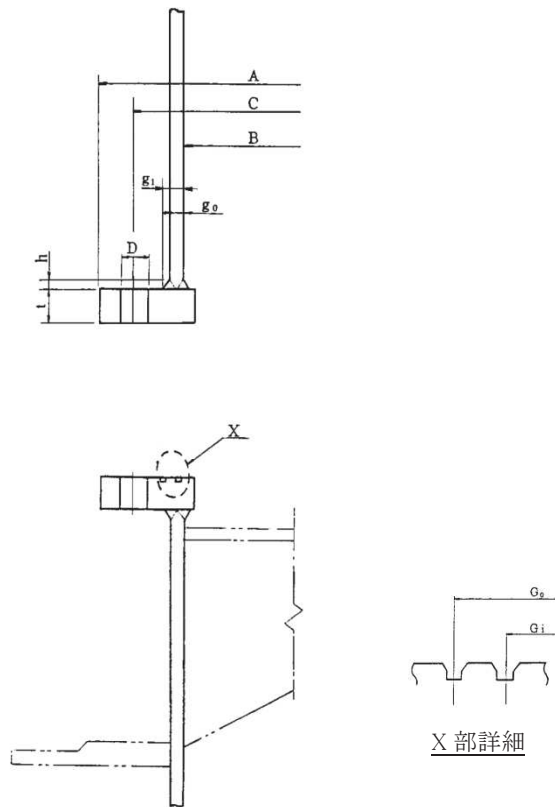
代表プラントと女川原子力発電所 2 号炉のドライウェル主フランジは、主要部材の材料は同じであるが寸法が異なる。

ドライウェル主フランジの形状を第 2-2-1 図に、ドライウェル主フランジの主要寸法比較を第 2-2-1 表に示す。

代表プラントと女川原子力発電所 2 号炉を比較すると、女川原子力発電所 2 号炉はフランジ及びガスケットに関する径が代表プラントより小さく、ドライウェル上鏡に作用する内圧による荷重が小さくなると考えられる。

また、女川原子力発電所 2 号炉の締付ボルト径、ハブの厚さ及びフランジ厚さが、代表プラントと比べ大きく、女川原子力発電所 2 号炉の発生応力や開口量は、代表プラントに比べ小さくなると考えられる。

以上から、代表プラントの解析結果を用いた女川原子力発電所 2 号炉の評価は、保守的な評価と考えられる。



第2-2-1図 ドライウェル主フランジの形状

第2-2-1表 ドライウェル主フランジの主要寸法比較

項目			代表プラント	女川原子力発電所2号炉
最高使用圧力 (MPa)			0.427	0.427
耐圧部材料			SGV49 (SGV480 相当)	SGV49 (SGV480 相当)
フランジ部外径	A	mm		
フランジ部内径	B	mm		
ボルトピッチ円直径	C	mm		
ボルト穴直径	D	mm		
外側ガスケット直径	G <sub>0</sub>	mm		
内側ガスケット直径	G <sub>i</sub>	mm		
ハブの先端厚さ	g <sub>0</sub>	mm		
フランジ背面のハブの厚さ	g <sub>i</sub>	mm		
ハブの長さ	h	mm		
フランジ厚さ	t	mm		
ボルト呼び径	Db	-		
ボルト本数	-	本		

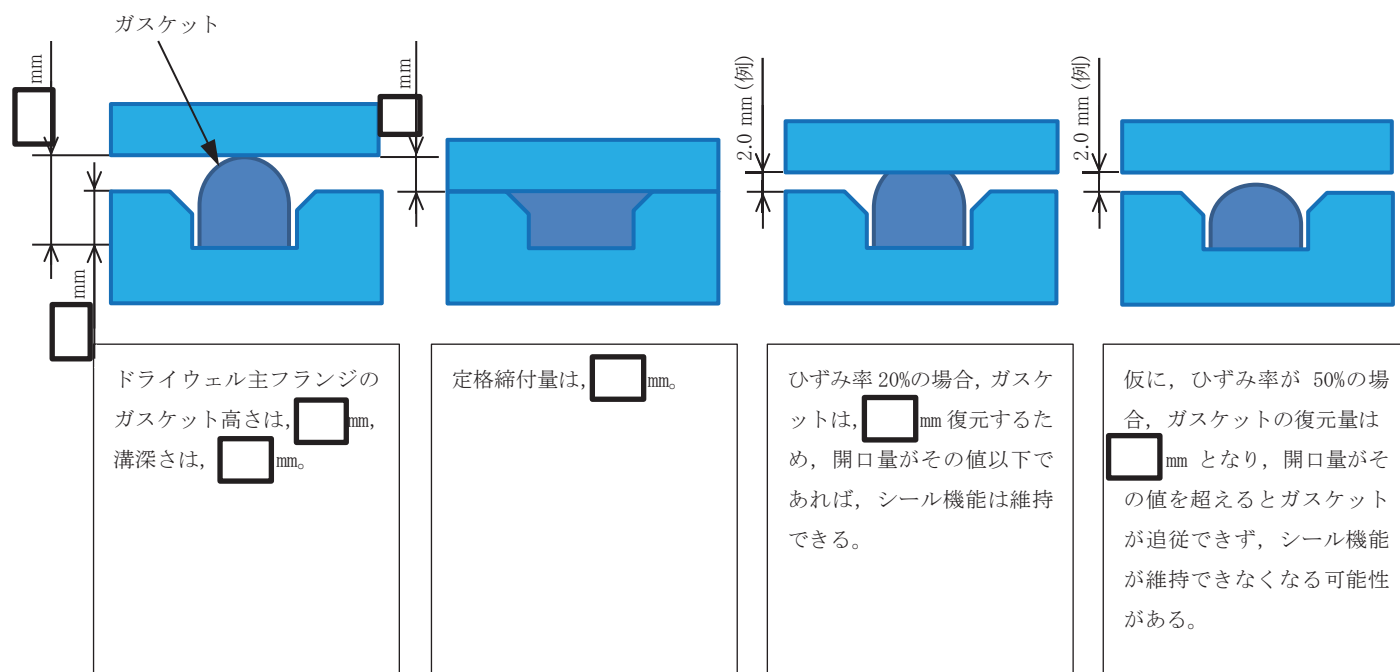
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ガスケットの復元量

ドライウェル主フランジは、上鏡部のフランジと原子炉格納容器本体部のフランジ間にシール溝が二重に配置されており、それぞれガスケットを挟み込み締付ボルトで固定しシールしている。

ガスケットが劣化し、復元力が低下するとフランジの開口に追従できずシール機能が維持できなくなる可能性がある。

フランジの開口量とガスケットの復元量の関係を第 2-3-1 図に示す。



第 2-3-1 図 フランジの開口量とガスケットの復元量の関係

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 甲丸型フランジの締付量について

既往の電共研において、ドライウェル主フランジ等のフランジ形状を模擬した小型モデル試験による重大事故時環境条件に対するシール材の耐性評価を実施している。

## 1. 試験方法

あらかじめ定めた締付量で試験片（シリコンゴム）をフランジにセットし、昇温後温度を一定に保った状態で加圧媒体（蒸気）によって徐々に昇圧し、シール部からの漏えいを確認したときの圧力、温度を記録した。

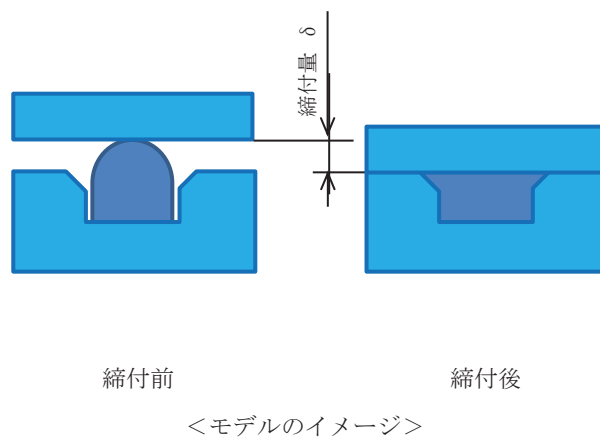
試験片に与える最大内圧は、約  MPa ( kgf/cm<sup>2</sup>) とし、225℃、250℃、275℃、300℃、325℃の条件で試験を実施した。

## 2. シール材の小型モデル試験条件

シール材の小型モデル試験条件を第 2-4-1 表に示す。

第 2-4-1 表 シール材の小型モデル試験条件

温度	225℃～325℃
照射量	無, 有 ( <input type="text"/> kGy)
加圧媒体	蒸気
シール構造	甲丸型
締付量*1	$\delta_1 =$ <input type="text"/> mm $\delta_2 =$ <input type="text"/> mm $\delta_3 =$ <input type="text"/> mm $\delta_4 =$ <input type="text"/> mm



\*1：締付量は、常温で試験装置にセットする時にガスケットが押しつぶされる量を示す。

定格締付量は  mm。

シール材高さと同深さの設計値をもとにスペーサーを用いて締付量を設定した。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



3. 試験結果

照射の有無に関係なく、縮付量  $\delta_1$  (  mm ) において、225℃以下では漏えいは発生しなかった。

以上から、200℃、2Pd において、シール構造が甲丸型であるフランジにおいては、縮付量  mm においても漏えいが発生しない。

試験結果を第 2-4-2 表に示す。

第 2-4-2 表 試験結果

--

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## フランジ開口速度に対するガスケット復元速度の比較評価

シール部の開口評価は、ドライウェル主フランジの開口量と許容開口量との比較により実施しているが、原子炉格納容器内の圧力上昇に伴うフランジの開口速度にガスケットの復元速度が追い付かず、漏えいが生じる可能性がある。そこで、許容開口量の算出のベースとしているガスケットの圧縮永久ひずみ試験から得られたガスケット復元速度と有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における MAAP 解析結果から想定されるフランジの開口速度を比較して評価を実施した。

なお、評価は圧力によるフランジの開口量が厳しいドライウェル主フランジを代表として、圧力による開口量の影響が大きい 1Pd 以上の領域でのフランジ開口速度で実施した。

## 1. ガスケット復元速度の算出

圧縮永久ひずみ試験の結果から、高さ 12.5mm の試験片を規定時間圧縮し、解放 30 分後におけるひずみ率  % を加味した試験片高さ  mm と圧縮解放直後の試験片高さ 9.375mm から平均復元速度を算出する。

$$\text{} - 9.375) \text{ mm} / 30 \text{ min} = \text{} \text{ mm/min}$$

## 2. フランジ開口速度の算出

圧力による開口量の影響が大きい 1Pd 以上の領域において、第 2-5-1 図に示す圧力の上昇速度が最も大きい AB 間のフランジ開口速度を算出する。

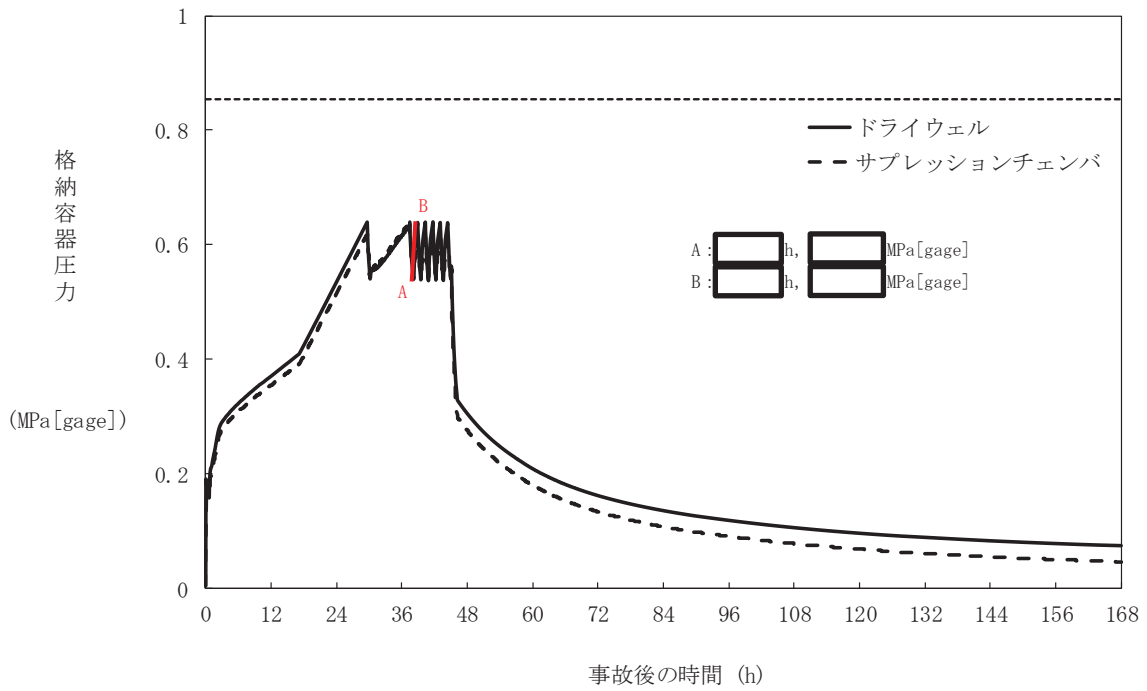
フランジの開口速度は、第 2-5-1 図より A, B における圧力と時間で得られた単位時間当たりの圧力変化を算出し、第 2-5-2 図より 1Pd (0.427MPa) から 2Pd (0.854MPa) における単位圧力当たりの開口量を算出する。

$$2.24 \text{ kPa/min} \times \text{} \text{ mm} / 0.427 \text{ MPa} = \text{} \text{ mm/min}$$

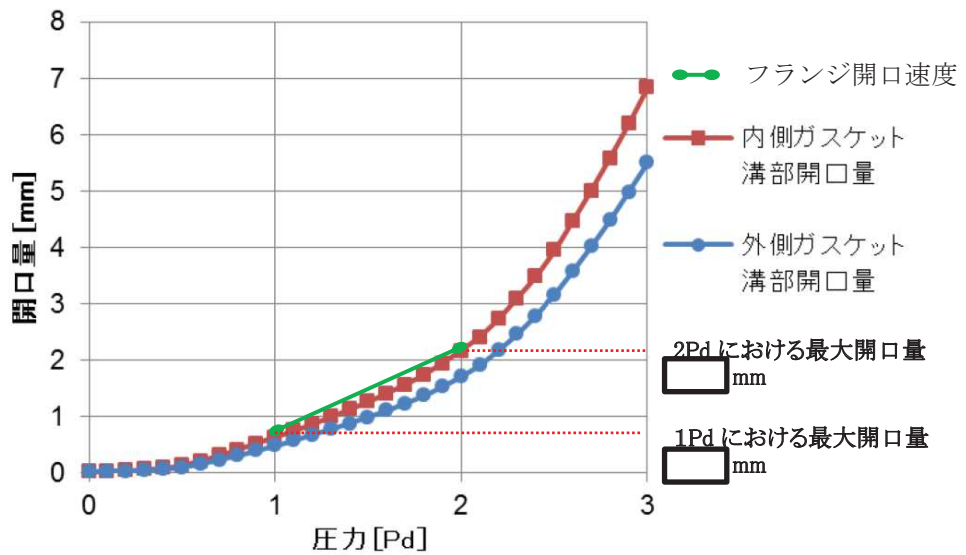
## 3. 評価結果

算出したフランジ開口速度はいずれもガスケット復元速度以下であり、急激な圧力上昇時においてもシール機能は維持可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 2-5-1 図 原子炉格納容器内圧力の変化  
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用できない場合）」



第 2-5-2 図 ドライウエル主フランジ開口速度

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3. 機器搬出入用ハッチ

#### 3.1 評価部位

機器搬出入用ハッチは、フランジ付の円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、この円筒胴のフランジに鏡板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、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。

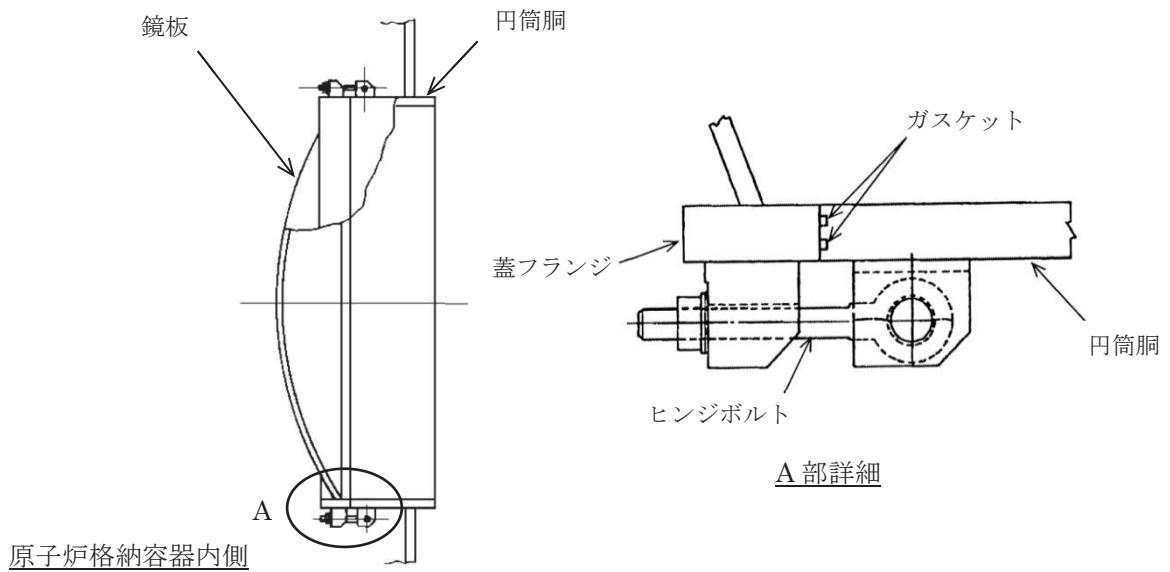
機器搬出入用ハッチの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと及び繰返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。また、シール部は、原子炉格納容器内の圧力により鏡板を機器搬出入用ハッチ円筒胴に押付ける構造であり、内圧により鏡板を開く荷重が作用しないことから、ヒンジボルトの延性破壊は、評価対象外と考えることができる。

したがって、機器搬出入用ハッチの機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊、板厚に対し球殻の半径が大きい鏡板の座屈、原子炉格納容器本体の変形に伴う円筒胴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による漏えいが想定される。

このため、機器搬出入用ハッチについて、円筒胴取付部及び円筒胴の延性破壊、鏡板の座屈、シール機能の低下による漏えいを評価する。

機器搬出入用ハッチの構造を第 3-1 図に示す。

なお、機器搬出入用ハッチのシール材は、プラントの定期点検時に開放する場合には、取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、事故環境下での評価を実施する。



第 3-1 図 機器搬出入用ハッチの構造

### 3.2 評価方針

電共研の解析結果，設計・建設規格を準用した評価及び機械工学便覧の座屈評価式を用いて，200℃における円筒胴，鏡板の機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し，2Pd 以上であることを確認する。

また，シール部について，有限要素法によりフランジ部の変形量を評価し，許容変形量以下であることを確認する。

機器搬出入用ハッチの評価対象と評価方法を第 3-1 表に示す。

第 3-1 表 機器搬出入用ハッチの評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
円筒胴取付部	延性破壊	・電共研（代表プラントの原子炉格納容器全体構造）の解析結果を用いて，許容圧力を評価
円筒胴	延性破壊	・設計・建設規格（PVE-3230）を準用し，200℃における $2/3Su$ が発生するときの許容圧力を評価
鏡板	座屈	・機械工学便覧の座屈評価式を準用し，許容圧力（座屈圧力）を評価
シール部 （フランジ，ガスケット）	変形，シール能力低下	・実機モデルの有限要素法によるフランジ部の変形量評価結果及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果を踏まえ，シール機能を評価

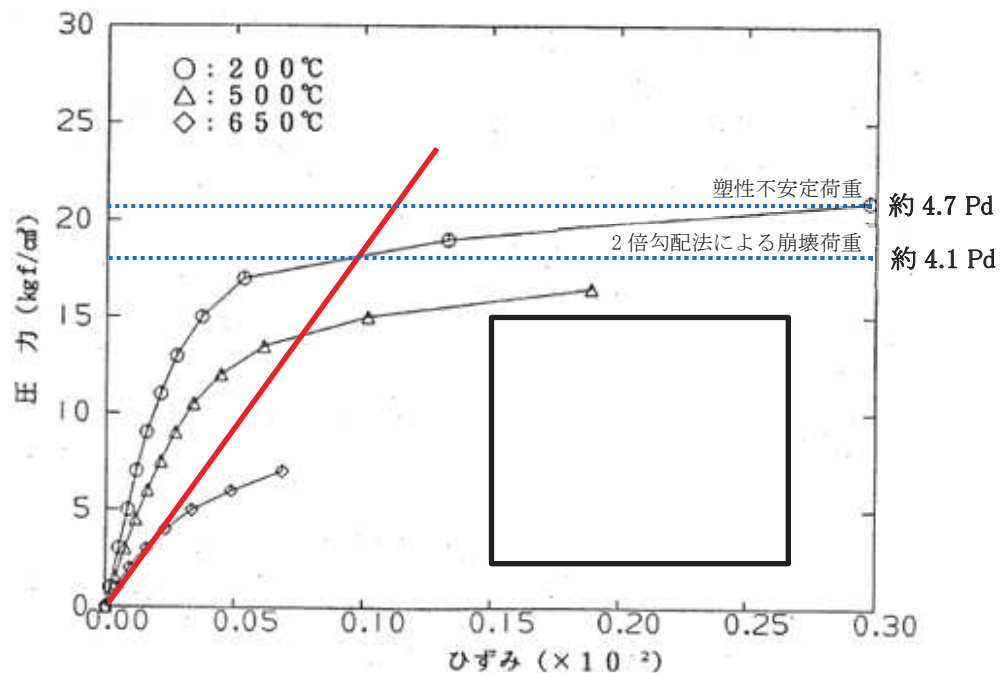
### 3.3 評価

#### (1) 電共研の解析結果に基づく円筒胴取付部の評価

電共研において、代表プラントの原子炉格納容器本体を、機器搬出入用ハッチ取付部（円筒胴及び補強板）を含みモデル化し解析し耐性評価している。その結果、200℃における許容圧力は、約 4.1Pd（約 18kgf/cm<sup>2</sup>）～約 4.7Pd（約 20.5kgf/cm<sup>2</sup>）と得られている。（別紙 3-1）

電共研の解析結果は、女川原子力発電所 2 号炉と代表プラントの主要部材の材料が同じであること、女川原子力発電所 2 号炉は代表プラントに対し同等以上の開口部の補強を行っていることから、女川原子力発電所 2 号炉へ適用可能である。（別紙 3-2）

ひずみと圧力の関係を第 3-2 図に示す。



第 3-2 図 ひずみと圧力の関係

#### (2) 設計・建設規格に基づく円筒胴の評価

機器搬出入用ハッチ円筒胴に対し、設計・建設規格の PVE-3230 (2) c 項を準用し、200℃における許容圧力を算出し、算出した許容圧力が 2Pd 以上であることを確認する。

評価の結果、機器搬出入用ハッチ円筒胴の許容圧力は、約 7.6Pd である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

機器搬出入用ハッチ円筒胴 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230 (2) c 項を準用

$$Pa = 4Bt / 3Do$$

第 3-2 表 機器搬出入用ハッチ円筒胴の許容圧力評価結果まとめ

Do	胴の外径 (mm)	<input type="text"/>
B	付録材料図表 Part7 図 1・図 3 により求めた値	117
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	3.267
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	7.65

(3) 機械工学便覧に基づく鏡板の座屈の評価

鏡板には、蓋を閉じる方向に原子炉格納容器の圧力が作用することから、外圧を受ける球殻の座屈応力の算出式を用いて座屈圧力（許容圧力）を算出し、算出した許容圧力が 2Pd 以上であることを確認する。

評価の結果、鏡板の許容圧力は、約 8.9Pd である。

鏡板 : SGV49 (SGV480 相当)

蓋（球殻）の座屈圧力（許容圧力）Pcr を算出（機械工学便覧）

$$Pcr = 16.70 \cdot E \cdot (t/2a)^{2.5}$$

第 3-3 表 鏡板の許容圧力評価結果まとめ

a	蓋板の内半径 (mm)	<input type="text"/>
t	鏡板の板厚 (mm)	<input type="text"/>
E	200°Cにおける縦弾性係数 (MPa)	191,000
Pcr	200°Cにおける座屈圧力（許容圧力） (MPa)	3.835
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pcr / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	8.98

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(4) シール部の漏えい評価

機器搬出入用ハッチ及びハッチ近傍の原子炉格納容器をソリッド要素でモデル化し解析により算出したシール部の変形量が、許容変形量以下であることを確認する。この際、シール材については、改良 EPDM 材に取り替える予定であるため、改良 EPDM 材のガスケットについて、重大事故時の環境に晒されることによる劣化（復元量の低下）を考慮したシール部の漏えいを評価する。

a. シール部の変形量

機器搬出入用ハッチ円筒胴が、原子炉格納容器本体の変形に追従して楕円に変形し、フランジ部に径方向のズレ及び軸方向の開口方向の変形が生じる。

解析により算出した 200℃、2Pd におけるフランジの変形量は、径方向で最大  mm（変位差）、軸方向で最大  mm（開口量）である。

（別紙 3-3）

b. シール部の許容変形量

改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果を第 3-4 表に示す。

第 3-4 表 圧縮永久ひずみ試験\*1 結果

試験温度	200 °C
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験片	3 個
試験時間	168 h
ひずみ率	<input type="text"/> %*2

\*1：JIS K6262 に従い実施

\*2：3 試験片の平均値（ %， %， %）

圧縮永久ひずみ試験結果から、改良 EPDM 材のガスケットを 200℃の飽和蒸気雰囲気中に 168 時間晒した後の許容変形量（復元量）は、 mm（定格締付け量  mm ×（100 % -  %））である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



c. 漏えい評価

200℃、2Pd におけるフランジ部の開口量は、最大で  mm であり、168 時間 200℃飽和蒸気に晒した後の改良 EPDM 材のガスケットの許容変形量（復元量）約  mm 以下であることから、シール機能は維持され漏えいは生じないと考えられる。

3.4 評価結果

機器搬出入用ハッチの 200℃における円筒胴取付部の許容圧力は約 4.1Pd 以上、円筒胴の許容圧力は約 7.6Pd、鏡板の許容圧力（座屈圧力）は約 8.9Pd である。また、200℃、2Pd におけるシール部の変形量は許容変形量以下である。

女川原子力発電所 2 号炉の機器搬出入用ハッチは、200℃、2Pd において耐圧部材及びシール部の機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

電共研における機器搬出入用ハッチ取付部の解析

1. 解析の概要

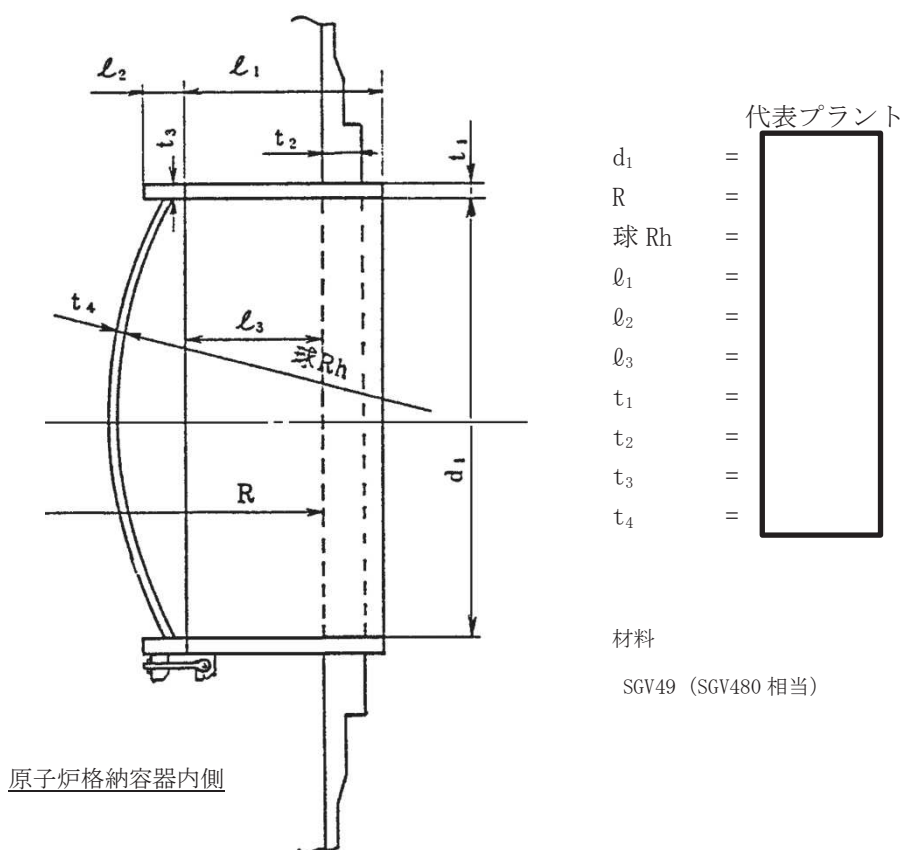
電共研において、軸対称の有限要素法モデルを用いて解析を実施し、代表プラントの機器搬出入用ハッチ取付部の耐性評価を実施している。

耐性評価では、破損荷重の下限を ASME Sec. III の手法による 2 倍勾配法により求めた崩壊荷重とし、また、上限を解析において収束性を失うときの荷重（塑性不安定荷重）として整理し、機器搬出入用ハッチ取付部の許容圧力を評価している。

2. 解析条件

(1) 機器搬出入用ハッチの形状、主要寸法

電共研で評価した代表プラントの機器搬出入用ハッチの形状及び主要寸法を第 3-1-1 図に示す。



第 3-1-1 図 機器搬出入用ハッチの形状及び主要寸法

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 解析モデル

代表プラントの原子炉格納容器本体を、機器搬出入用ハッチ取付部（円筒胴及び補強板）を含みモデル化している。なお、フランジシール面については、シール材の材料物性はモデル化していない。

機器搬出入用ハッチ取付部の解析モデルを第 3-1-2 図に示す。



第 3-1-2 図 機器搬出入用ハッチ取付部の解析モデル

(3) 応力評価点

機器搬出入用ハッチ取付部の応力評価点を第 3-1-3 図に示す。



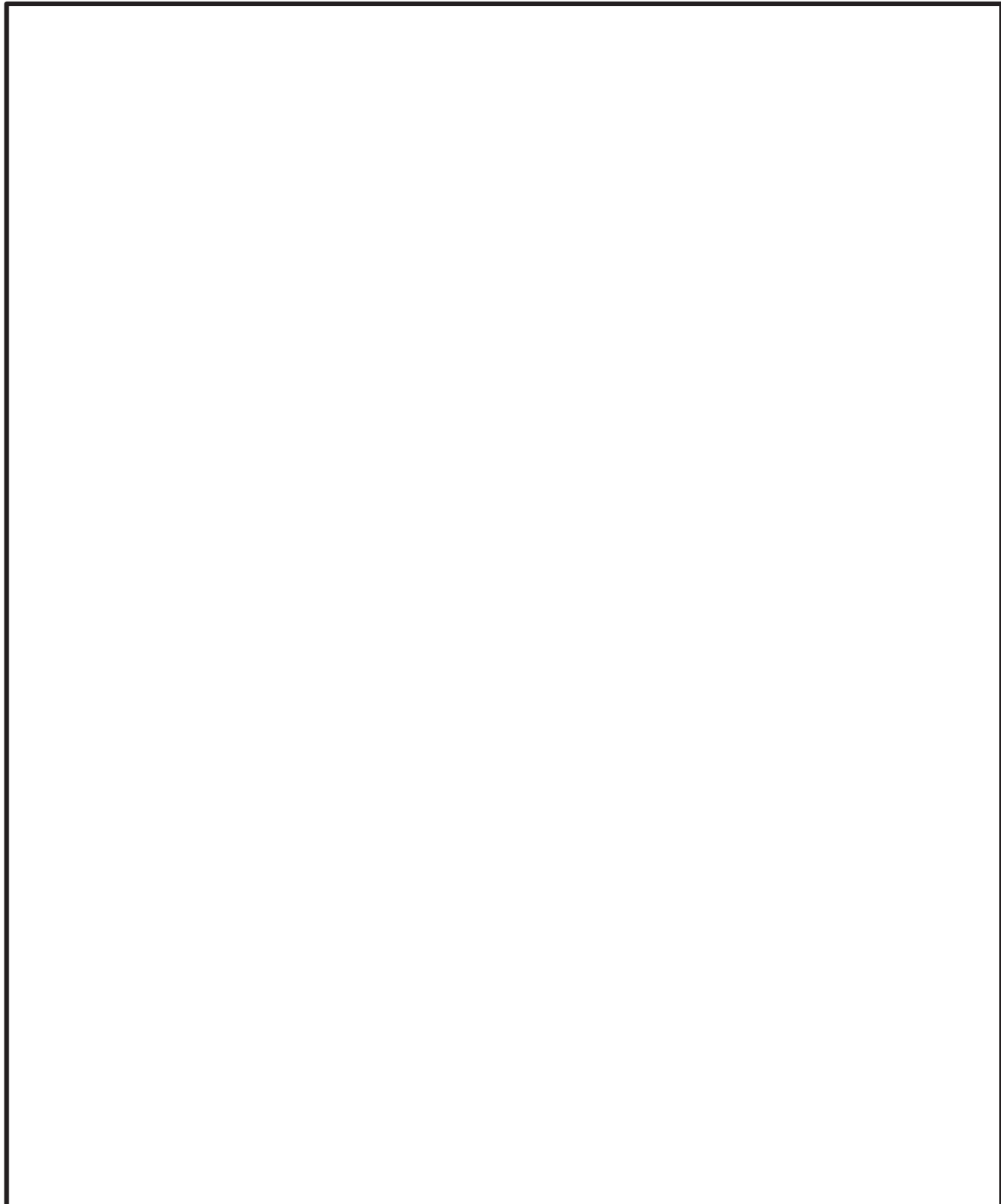
第 3-1-3 図 機器搬出入用ハッチ取付部の応力評価点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 解析結果

機器搬出入用ハッチ取付部の解析結果（200℃）を第 3-1-1 表に示す。

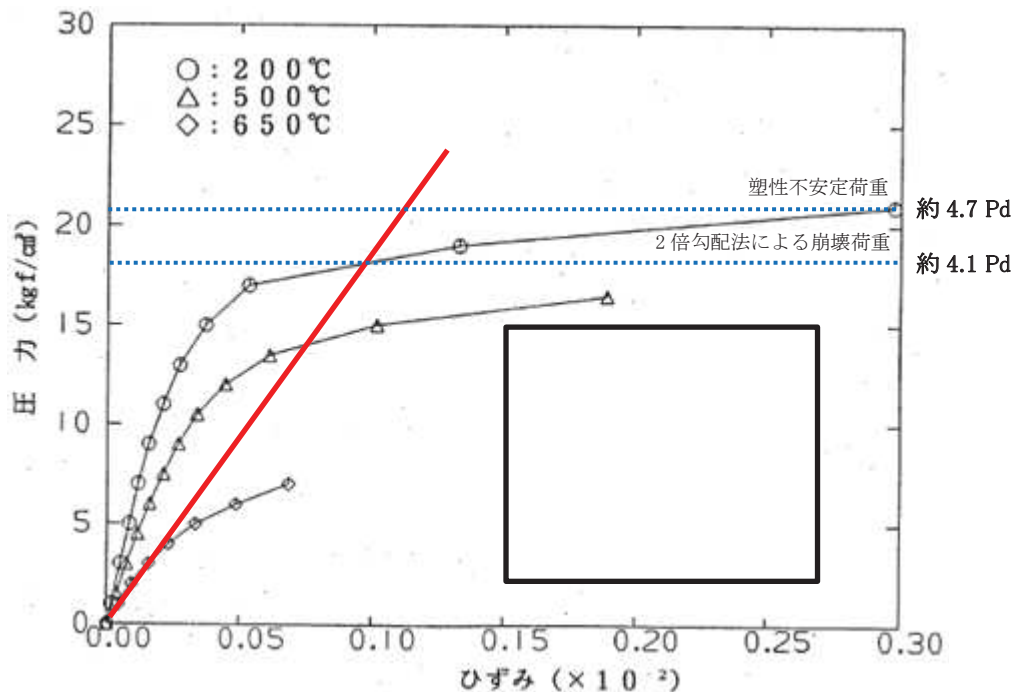
第 3-1-1 表 機器搬出入用ハッチ取付部の解析結果（200℃）



注) 1.記号  $\sigma_{\theta}$  : 周方向膜応力  $\sigma_{r}$  : 軸方向膜応力  
2.引張り強さは、各温度における引張り試験結果による。

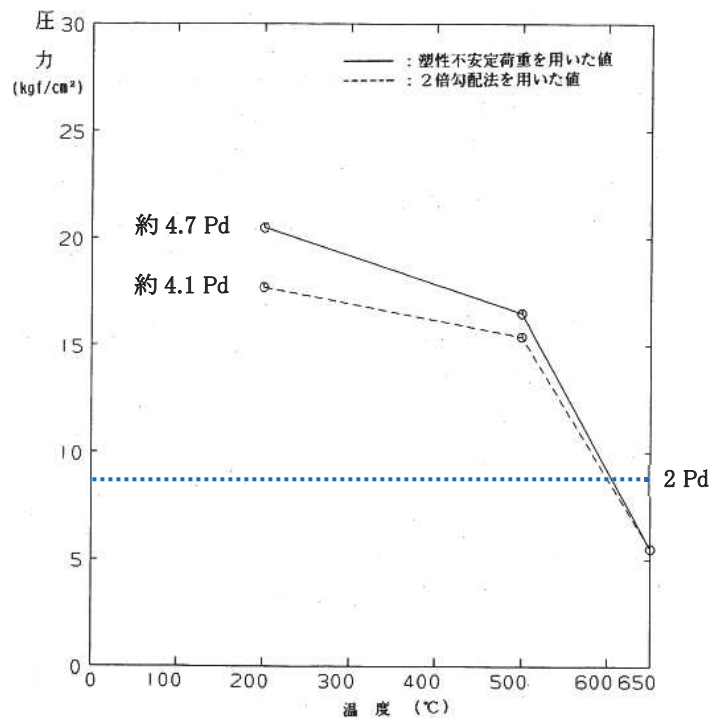
この解析結果において、応力値が最大となる評価点 P1（ハッチ取付部シェル）のひずみと圧力の関係を第 3-1-4 図に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 3-1-4 図 ひずみと圧力の関係

200°Cにおけるひずみと圧力の関係から、破損荷重の下限を ASME Sec. III の手法による 2 倍勾配法により求めた崩壊荷重とし、また、上限を解析結果が収束性を失うときの荷重（塑性不安定荷重）として整理した結果、200°Cにおける許容圧力は、約 4.1Pd（約 18kgf/cm<sup>2</sup>）～約 4.7Pd（約 20.5kgf/cm<sup>2</sup>）との結果が得られている。機器搬出入用ハッチ取付部の温度と許容圧力の関係を第 3-1-5 図に示す。



第 3-1-5 図 温度と許容圧力の関係

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 代表プラントの解析結果の適用性

女川原子力発電所 2 号炉の機器搬出入用ハッチの主要部材の材料は、代表プラントと同じであり、また、主要寸法は、代表プラントの主要寸法とほぼ同様である。

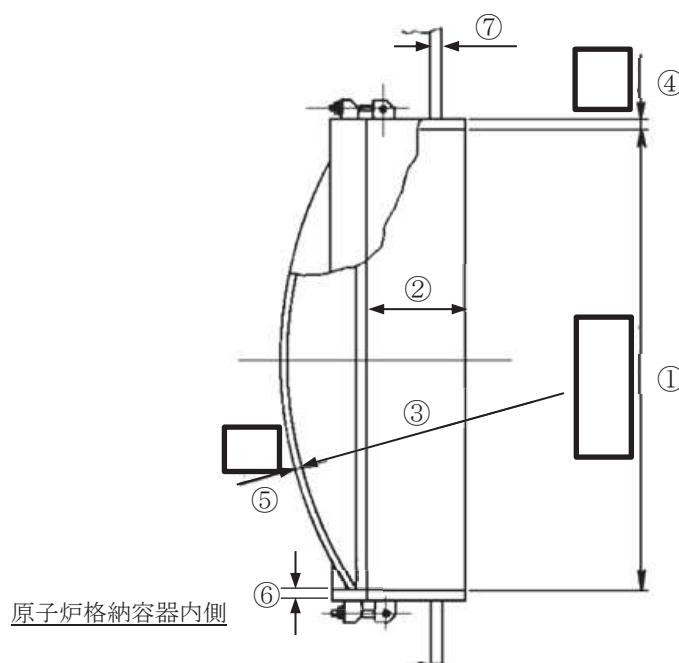
機器搬出入用ハッチの形状を第 3-2-1 図に、代表プラントと女川原子力発電所 2 号炉の機器搬出入用ハッチの主要寸法比較を第 3-2-1 表に示す。

機器搬出入用ハッチ円筒胴取付部は大開口であり、その周辺に応力集中が生じるため開口部の補強を行っている。

代表プラントと女川原子力発電所 2 号炉の補強を比較すると、女川原子力発電所 2 号炉は、代表プラントに対し同等以上の補強を行っている。

以上から、代表プラントの解析結果を用いた女川原子力発電所 2 号炉の評価は、保守的な評価と考えられる。

代表プラントと女川原子力発電所 2 号炉の機器搬出入用ハッチ円筒胴取付部の補強の比較を第 3-2-2 表に示す。



第 3-2-1 図 機器搬出入用ハッチの形状（女川原子力発電所 2 号炉）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 3-2-1 表 機器搬出入用ハッチの主要寸法比較

項目			代表プラント	女川原子力発電所 2 号炉
最高使用圧力 (MPa)			0.427	0.427
耐圧部材料			SGV49 (SGV480 相当)	SGV49 (SGV480 相当)
円筒胴内径	①	mm	[ ]	[ ]
円筒胴長	②	mm		
蓋鏡内半径	③	mm		
円筒胴板厚	④	mm		
鏡板板厚	⑤	mm		
鏡板フランジ板厚	⑥	mm		
補強板板厚	⑦	mm		

第 3-2-2 表 機器搬出入用ハッチ円筒胴取付部の補強の比較

項目		代表プラント	女川原子力発電所 2 号炉
補強に必要な面積	mm <sup>2</sup>	[ ]	[ ]
補強に有効な面積	mm <sup>2</sup>		
補強に有効な面積 / 補強に必要な面積	-		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## シール部の変形による漏えいの解析

## 1. 解析の概要

機器搬出入用ハッチ及びハッチ近傍の原子炉格納容器をソリッド要素でモデル化し、解析によりシール部の変形量を算出する。

## 2. 解析条件

## (1) 解析モデル

原子炉格納容器胴部の変形に伴う機器搬出入用ハッチの変形挙動を確認するため、原子炉格納容器本体と機器搬出入用ハッチをモデル化する。シール部については、フランジ面の摩擦及びヒンジボルトの締め付けトルクを考慮する。

機器搬出入用ハッチの解析モデルを第 3-3-1 図に示す。



第 3-3-1 図 機器搬出入用ハッチの解析モデル

## (2) 荷重条件

温度を 200℃とし、内圧を 3Pd まで加える。

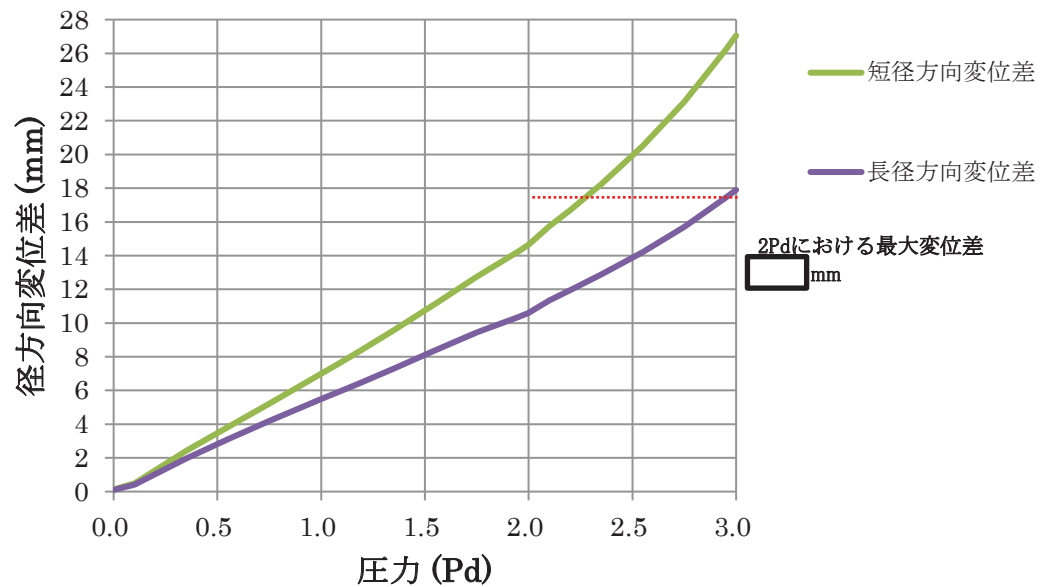
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



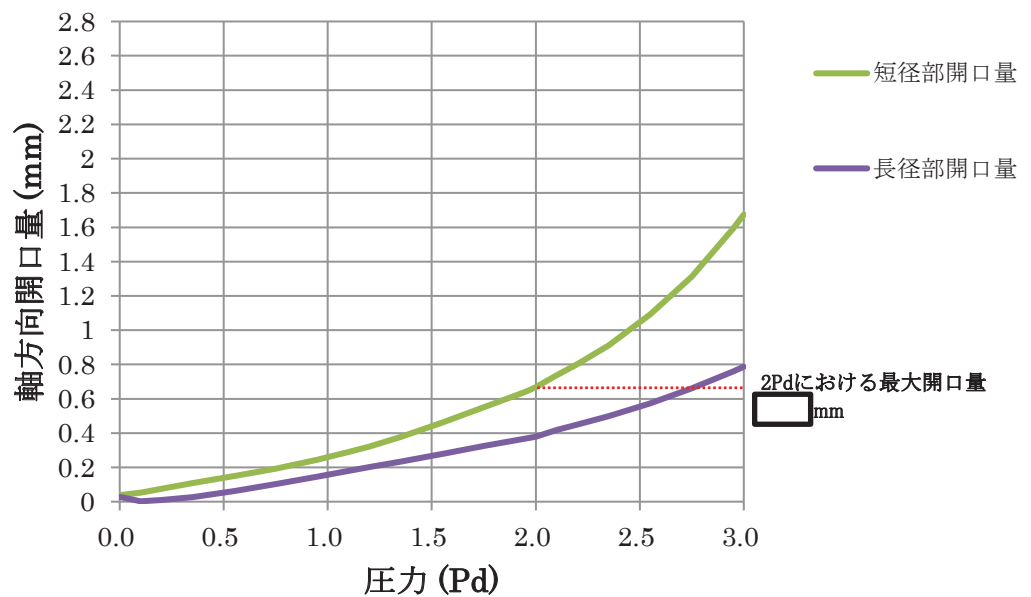
### 3. 解析結果

200°C, 2Pdにおけるシール部の変形量は、径方向が最大  mm (短径方向変位差) であり、軸方向が最大  mm (短径部開口量) である。

圧力と径方向変形量 (変位差) の関係を第 3-3-2 図に、圧力と軸方向変形量 (開口量) の関係を第 3-3-3 図に示す。



第 3-3-2 図 圧力と径方向変形量 (変位差) の関係

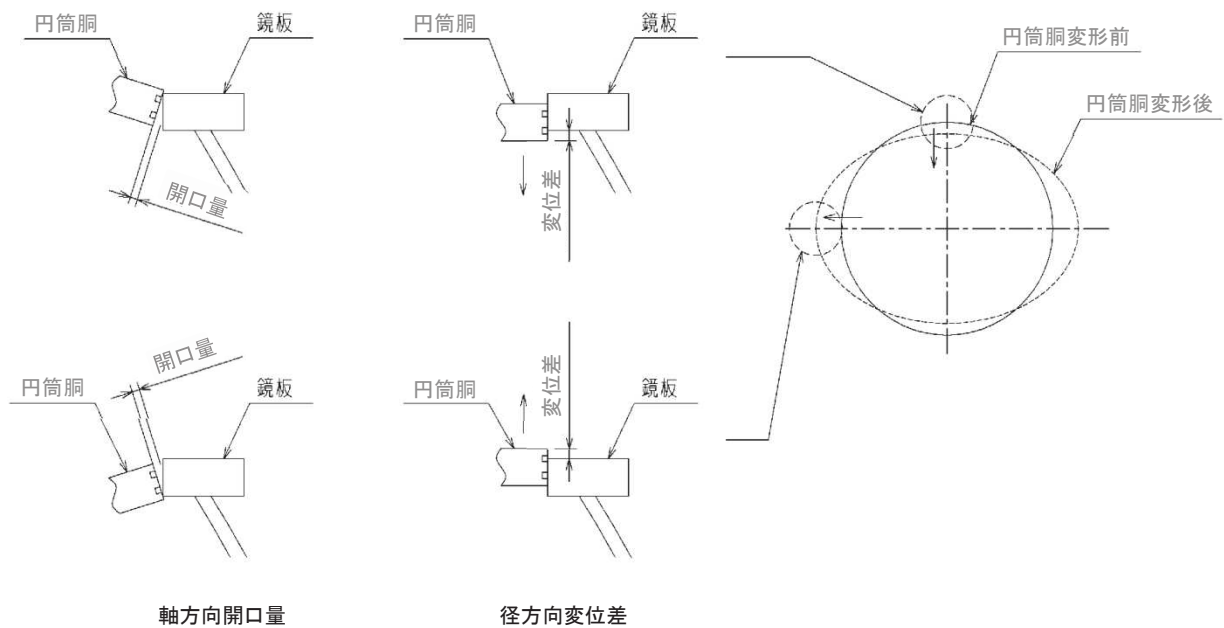


第 3-3-3 図 圧力と軸方向変形量 (開口量) の関係

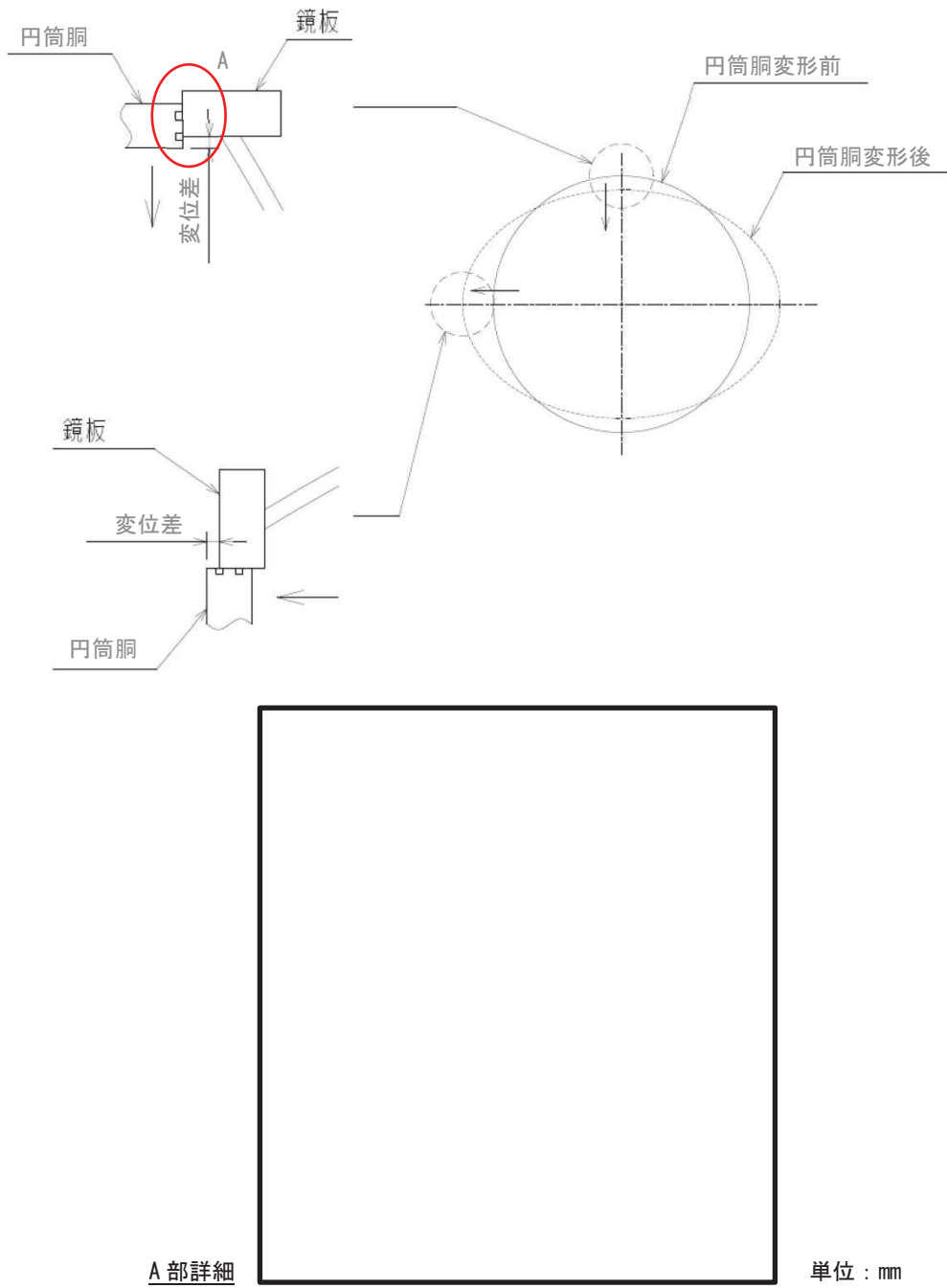
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

機器搬出入用ハッチは、原子炉格納容器内の圧力上昇により鏡板が機器搬出入用ハッチ円筒胴に押付けられる構造であり、内圧により鏡板は開くことはない。この解析結果は、機器搬出入用ハッチ円筒胴が原子炉格納容器本体の変形に追従し楕円に変形することによるシール部の変形を示しており、原子炉格納容器内の圧力上昇に伴いシール部の変形量も増加する。

径方向変位差及び軸方向開口量の概念図を第 3-3-4 図に、 $2Pd$  における径方向変位差とガスケットの位置関係を第 3-3-5 図に示す。



第 3-3-4 図 径方向変位差及び軸方向開口量の概念図



第 3-3-5 図 2Pd における径方向変位差とガスケットの位置関係

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 4. 所員用エアロック

### 4.1 評価部位

所員用エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されており、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従来はシリコンゴムのガスケットを使用している。なお、ドライウェル主フランジや逃がし安全弁搬出入口と異なり、原子炉格納容器加圧時は所員用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、隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。

所員用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 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、繰返し荷重が作用しないこと及び有意な圧縮力が所員用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る。

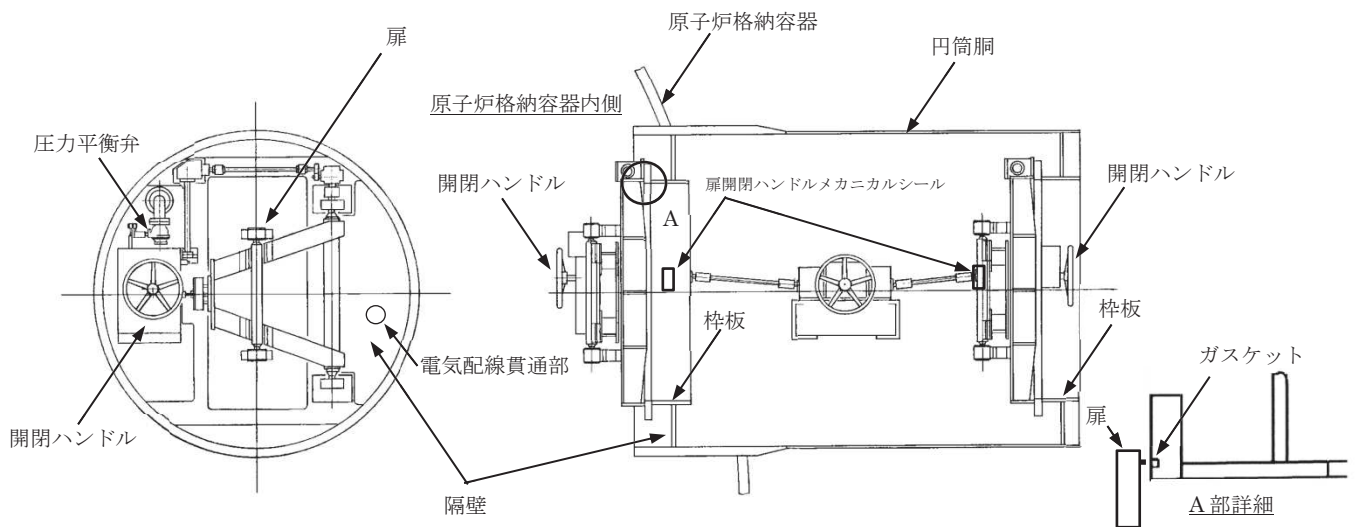
また、シール部は、原子炉格納容器内の圧力が上昇した際に、扉が枠板の前面に押付けられる構造であり、内圧により扉が開くことはないが、扉の変形により扉と枠板の前面にずれ（開口）が生じることが考えられる。

したがって、所員用エアロックの機能喪失要因は、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耐圧部材の延性破壊、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による漏えいが想定される。

このため、所員用エアロックについて、扉及び隔壁並びに円筒胴の延性破壊、扉の変形及びシール機能の低下による漏えいを評価する。なお、内側と外側の隔壁には電気配線貫通部がそれぞれ1箇所ずつ設けられており、この電気配線貫通部の構造は、電気配線貫通部のうち低電圧用モジュールと同様の構造であることから、「7. 電気配線貫通部」にて評価する。

所員用エアロックの構造を第4-1図に示す。

なお、所員用エアロックのシール材は、プラントの定期点検時に開放する場合には、取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、事故環境下での評価を実施する。



第 4-1 図 所員用エアロックの構造

#### 4.2 評価方針

扉及び隔壁並びに円筒胴について、設計・建設規格を準用した評価式により、200℃における隔壁の機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し、2Pd 以上であることを確認する。

また、シール部については、機械工学便覧の変位量評価式を用いて、200℃、2Pd における扉の変位量を算出し、許容変形量以下であることを確認する。

所員用エアロックの評価対象と評価方法を第 4-1 表に示す。

第 4-1 表 所員用エアロックの評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
扉及び隔壁	延性破壊	・既工認の評価値を用いて、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価
円筒胴	延性破壊	・設計・建設規格（PVE-3230）を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価
扉のシール部 (扉, ガスケット)	変形, シール 能力低下	・機械工学便覧のはりのたわみ計算式による変位量及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果を踏まえ、シール機能を評価
扉以外のシール部 (圧力平衡弁, 扉開閉ハンドルメカニカルシール)	シール 能力低下	・PEEK 材の材料特性及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価

### 4.3 評価

#### (1) 設計・建設規格に基づく扉及び隔壁の評価

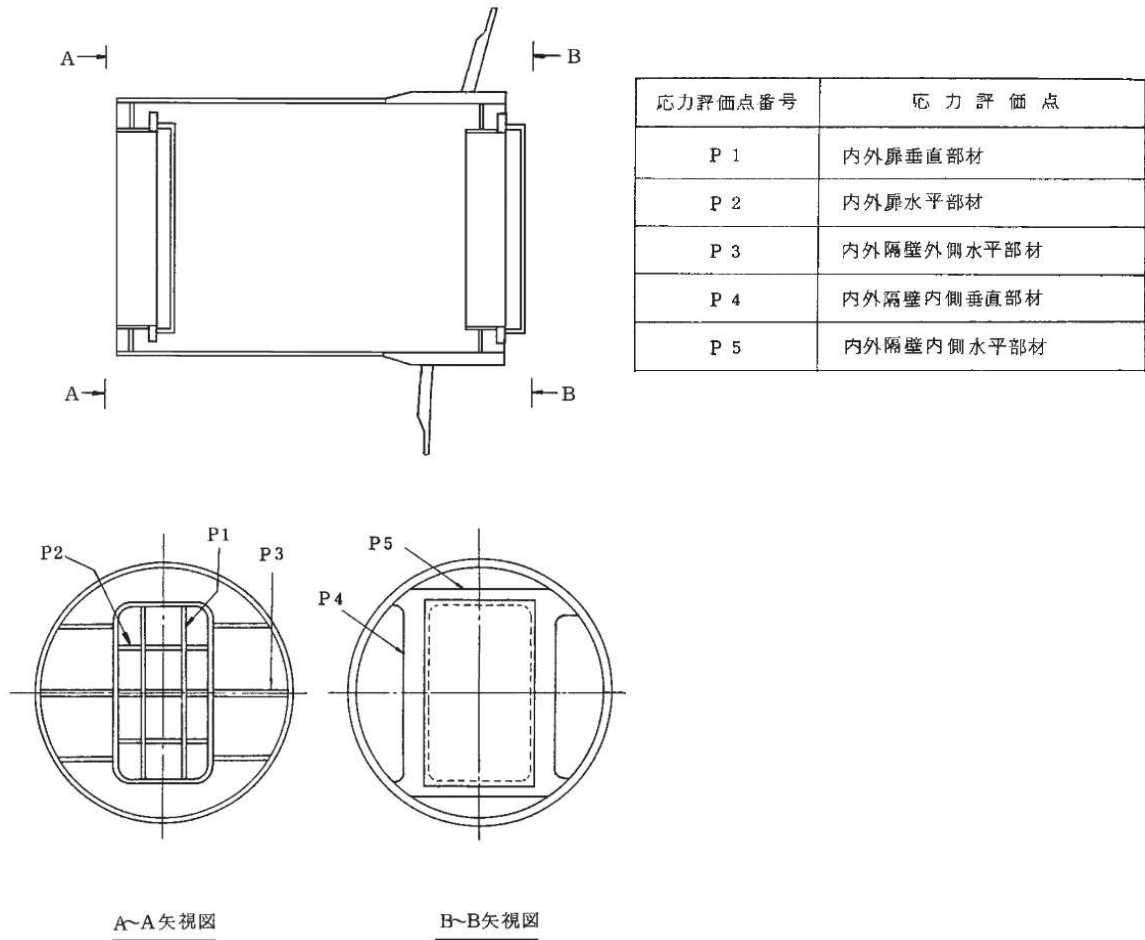
扉及び隔壁には内圧による応力が生じるため、一次応力評価を実施する。扉及び隔壁の発生応力は圧力に比例することから、既工認の応力強さから許容値 ( $\sigma_a$ ) の応力が発生する時の圧力を算出し、扉及び隔壁の許容圧力として評価する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度・限界圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ ( $S_u$ ) の  $2/3$  とする。この許容値の考え方は、設計・建設規格の PVE-3111 において示される原子炉格納容器 (クラス MC 容器) の供用状態 D に対する許容値と同じ考え方である。

また、設計・建設規格の表 PVB-3110-1 に規定される形状係数  $\alpha$  を考慮して許容値を設定する。

評価の結果、所員用エアロックの扉及び隔壁の許容圧力は、最も裕度が低い評価点 (P5) で約  $2.9P_d$  である。

所員用エアロック扉及び隔壁の応力評価点を第 4-2 図に、所員用エアロック扉及び隔壁の評価結果を第 4-2 表に示す。



第 4-2 図 所員用エアロック扉及び隔壁の応力評価点

第 4-2 表 所員用エアロック扉及び隔壁の評価結果

応力評価点	①既工認における 応力強さ (MPa)	②200℃における 許容応力* (MPa)	③200℃における 許容圧力 (MPa) (②/①×0.427)	④最高使用圧力に対する 許容応力の比 (-) (③/0.427)
P1		422		
P2		422		
P3		422		
P4		393		
P5		381		

\*: 許容応力は、 $2/3 \cdot Su \cdot \alpha$ 。ここで $\alpha$ は、P1, P2, P3 :  $\alpha = 1.5$  , P4 :  $\alpha = 1.4$  , P5 :  $\alpha = 1.357$ 。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 設計・建設規格に基づく円筒胴の評価

所員用エアロック円筒胴に対し、設計・建設規格の PVE-3230 (2) a 項及び c 項を準用し 200℃における許容圧力を算出し、算出した許容圧力が 2Pd 以上であることを確認する。

評価の結果、所員用エアロック円筒胴の許容圧力は、約 8.0Pd 以上である。

①所員用エアロック外側円筒胴 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230 (2) a 項を準用

$$Pa = 2 S \eta t / (Di + 1.2t)$$

第 4-3 表 所員用エアロック外側円筒胴の許容圧力評価結果まとめ

S(=2/3Su)	200℃における設計引張強さ (MPa) ここでは、200℃での 2/3Su を用いて算出する	281
Di	胴の内径 (mm)	<input type="text"/>
η	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	3.433
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	8.04

②所員用エアロック内側円筒胴 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230 (2) c 項を準用

$$Pa = 4Bt / 3Do$$

第 4-4 表 所員用エアロック内側円筒胴の許容圧力評価結果まとめ

Do	胴の外径 (mm)	<input type="text"/>
B	付録材料図表 Part7 図 1・図 3 により求めた値	117
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	4.522
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	10.58

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



(3) シール部の漏えい評価

扉のシール部は、高温状態で圧力を受けることによる扉の変形及びシール材の劣化（復元量の低下）によるシール機能の低下が想定される。

扉のシール部について、機械工学便覧のはりのたわみ計算式を用い 200℃、2Pd における扉の変位量を算出し、算出した変位量が許容変形量以下であることを確認する。この際、シール材については、改良 EPDM 材に取り替える予定であるため、改良 EPDM 材のガスケットについて、重大事故時の環境に晒されることによる劣化（復元量の低下）を考慮したシール部の漏えいを評価する。また、扉以外のシール部について、材料仕様により評価する。

a. 扉のシール部

(a) 扉の変位量

機械工学便覧のはりのたわみ計算式を用い、200℃、2Pdにおける扉の変位量を評価した結果、変位量は  mm である。（別紙4-1）（別紙4-2）

(b) 許容変形量

改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果を第4-5表に示す。

第 4-5 表 圧縮永久ひずみ試験\*1 結果

試験温度	200 °C
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験片	3 個
試験時間	168 h
ひずみ率	<input type="text"/> %*2

\*1 : JIS K6262 に従い実施

\*2 : 3 試験片の平均値 (  % ,  % ,  % )

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

圧縮永久ひずみ試験結果から、改良EPDM材のガスケットを200℃の飽和蒸気雰囲気中に168時間晒した後の許容変形量（復元量）は、mm<sup>\*1</sup>である。

$$\begin{aligned} *1: \text{許容変形量} &= (\text{ガスケット高さ } \text{ mm} - \text{間隙 (溝深さ } \text{ mm} - \text{タング長さ } \text{ mm}) \\ &\quad - \text{必要押込み量 } \text{ mm}^2) \times (100\% - \text{ \%}) = \text{ mm} \end{aligned}$$

\*2: グループ&タングのフランジの必要押込み量については、別紙4-3参照

(c) 漏えい評価

200℃、2Pdにおける扉シール部の変位量は、mmであり、許容変形量mm以下であることから、シール機能は維持され漏えいは生じないと考えられる。

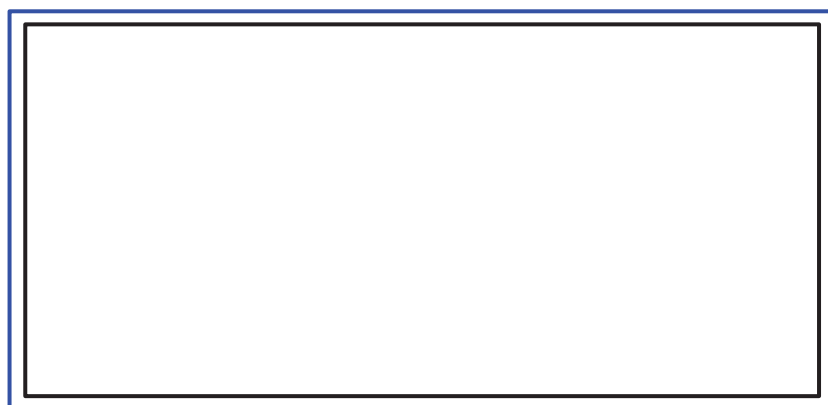
b. 扉以外のシール部

扉以外のシール部（圧力平衡弁及び扉開閉ハンドルメカニカルシール）は、フッ素系のシール材を使用している。

扉以外のシール部（圧力平衡弁及び扉開閉ハンドルメカニカルシール）に使用しているシール材を第4-3図に示す。

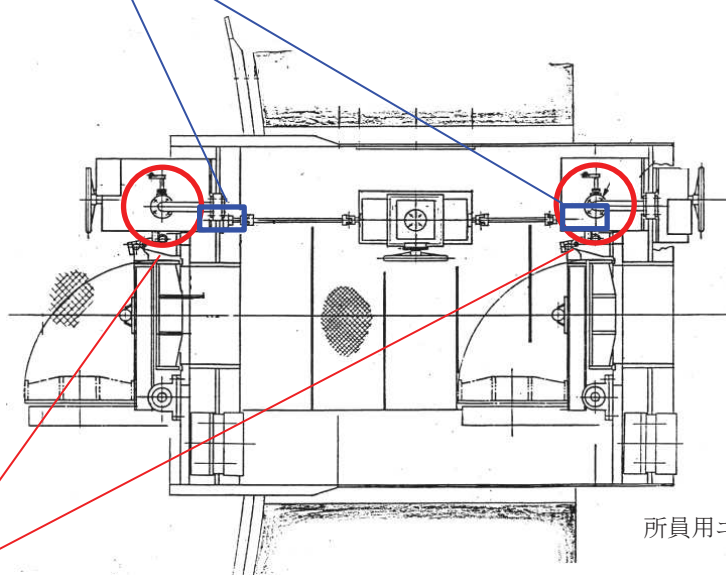
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

扉開閉ハンドルメカニカルシール概要図



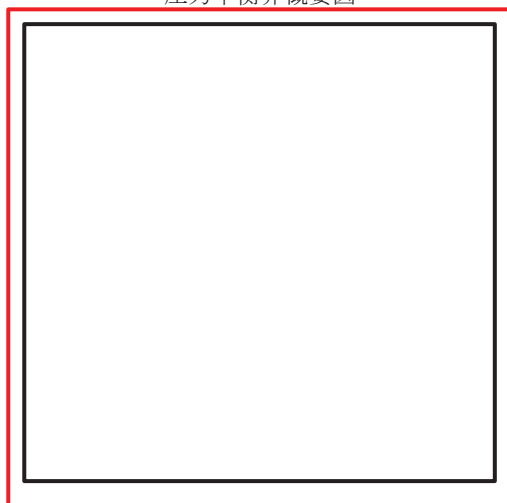
扉開閉ハンドルメカニカルシール部

- : フッ素ゴム使用箇所
- ⑥ : Oリング
- ⑳ : シャフトパッキン
- ㉓ : Oリング
- ㉘ : シャフトパッキン



所員用エアロック概要図

圧力平衡弁概要図



圧力平衡弁のシール部

- : フッ素樹脂及びフッ素ゴム使用箇所
- ④ : Oリング (フッ素ゴム)
- ⑥ : シート (フッ素樹脂)
- ⑧ : グランドパッキン (フッ素樹脂)
- ⑩ : スラストベアリング (フッ素樹脂)
- ⑪ : Oリング (フッ素ゴム)
- ⑮ : ステムベアリング (フッ素樹脂)

第4-3図 扉以外のシール部に使用しているシール材

これらのフッ素系シール材については、より耐性が高い改良EPDM材、PEEK材に変更する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

扉以外のシール部（圧力平衡弁及び扉開閉ハンドルメカニカルシール）のシール材を第4-6表に、フッ素ゴム、フッ素樹脂、PEEK材の材料特性比較を第4-7表に示す。

第4-6表 扉以外のシール部のシール材

扉以外のシール部		現行	変更後
圧力平衡弁	④⑩リング	フッ素ゴム	改良EPDM
	⑥シート	フッ素樹脂	PEEK
	⑧グランドパッキン	フッ素樹脂	PEEK
	⑩スラストベアリング	フッ素樹脂	PEEK
	⑮ステムベアリング	フッ素樹脂	PEEK
扉開閉用ハンドル メカニカルシール	⑥⑳リング	フッ素ゴム	改良EPDM
	㉑㉒シャフトパッキン	フッ素ゴム	改良EPDM

第4-7表 フッ素ゴム、フッ素樹脂、PEEK材の材料特性比較

項目	フッ素系シール材		PEEK材
	フッ素ゴム	フッ素樹脂	
耐熱温度 (°C)	200	260	250
耐放射線 (Gy)	約 $10^3 \sim 10^5$	約 $10^2 \sim 10^4$	約 $10^7$
圧縮強度 (MPa)	—	12	120

扉以外のシール部（圧力平衡弁及び扉開閉用ハンドルメカニカルシール）のシール材である改良EPDM材及びPEEK材は、第4-5表及び第4-7表に示すとおり200°C、2Pdにおける耐性を有している。

なお、圧力平衡弁のシート性は、シートを押す力（圧縮力）に対しシートで使用する材料の圧縮強度が高く、密着状態を維持することで確保される。

圧力平衡弁は、ボルトによる締結力及び内部流体により生じる圧力によりシート面に約□MPaの圧縮応力が発生する。

これに対し、PEEK材の圧縮強度は第4-7表に示すとおり、現行品よりも高い120MPaであり、弁シート部に発生する圧力を上回っており、シール性は確保可能である。

また、重大事故時における原子炉格納容器の事故後168時間後の積算照射量は□kGyであり、これに対しPEEK材の耐放射線性は第4-7表に示すとおり、約 $10^7$ Gyであることから耐放射線性についても耐性を有している。

#### 4.4 評価結果

所員用エアロックの200℃における扉及び隔壁の許容圧力は約2.9Pd、円筒胴の許容圧力は約8.0Pdである。また、200℃、2Pdにおけるシール部の変位量は許容変形量以下である。

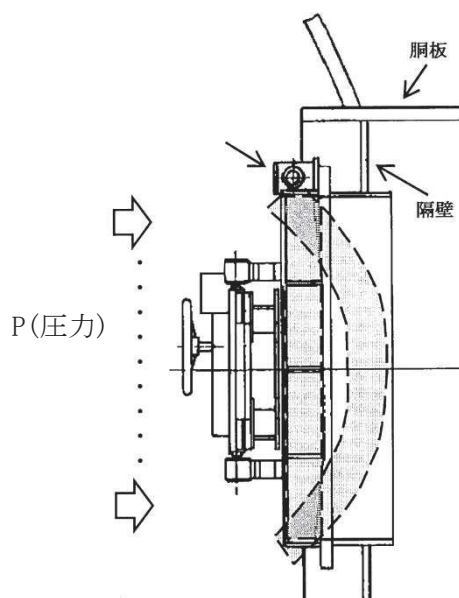
女川原子力発電所2号炉の所員用エアロックは、200℃、2Pdにおいて耐圧部材及びシール部の機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

所員用エアロックの扉の変形

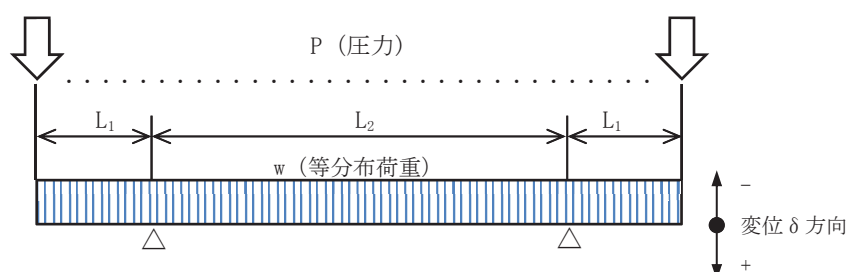
所員用エアロックの扉は、原子炉格納容器の圧力により扉を隔壁に押付ける構造であり、原子炉格納容器の圧力上昇により開口する力は作用しないが、高温状態で圧力を受けることによる扉の変形及びシール材の劣化（復元量の低下）によるシール機能の低下が想定される。

扉の変位量は、周囲4辺で支持される扉を、保守的に扉の上下のみで支持されるはりモデルとし、機械工学便覧の変位量評価式を用い算出する。

所員用エアロックの扉変形概念図を第4-1-1図に、所員用エアロックの扉変位量評価モデルを第4-1-2図に示す。



第4-1-1図 所員用エアロックの扉変形概念図



第4-1-2図 所員用エアロックの扉変位量評価モデル

所員用エアロックの扉変位量評価モデルを基に、機械工学便覧の変位量評価式を用い扉シール部の変位量を算出した結果、 mm である。

$$\delta = \frac{w \times L_1}{24 \times E \times I} \times (3 \times L_1^3 + 6 \times L_1^2 \times L_2 - L_2^3) \quad (\text{機械工学便覧})$$

第 4-1-1 表 所員用エアロックの扉変位量評価

L <sub>1</sub>	支点からシール部中心までの長さ (mm)	<input type="text"/>
L <sub>2</sub>	支点間の長さ (mm)	
b <sub>1</sub>	扉の全幅 (mm)	
t <sub>1</sub>	扉の板厚 (mm)	
b <sub>2</sub>	扉垂直部材の幅 (mm)	
t <sub>2</sub>	扉垂直部材の板厚 (最小値) (mm)	
w	2Pd による等分布荷重 (P×b <sub>1</sub> ) (N/mm)	
I	断面二次モーメント ( b <sub>1</sub> ×t <sub>1</sub> <sup>3</sup> + 4×b <sub>2</sub> ×t <sub>2</sub> <sup>3</sup> ) /12 (mm <sup>4</sup> )	
E	縦弾性係数 (MPa)	191000

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

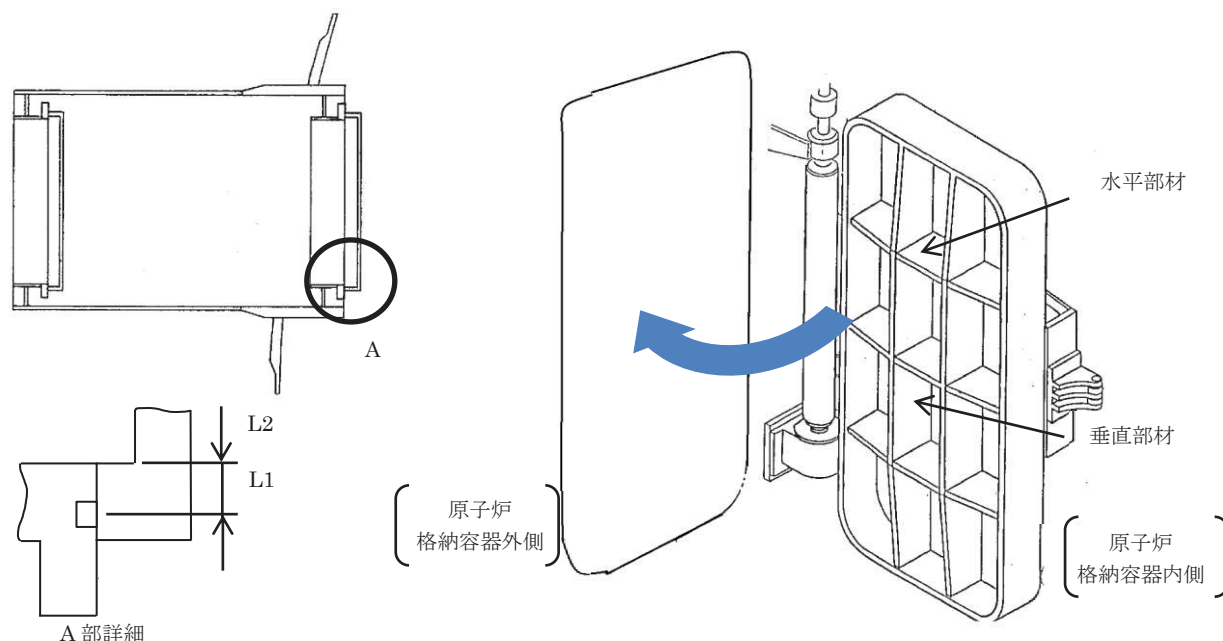
## 所員用エアロック扉の変形に伴う支点の移動について

所員用エアロックの扉部の変形による漏えい評価では、扉と接する隔壁の内側端部を支点として所員用エアロック扉シール部の変位量を評価しているが、原子炉格納容器内圧が上昇すると、所員用エアロック扉の変形（たわみ）が発生し、支点はわずかに扉外側方向へ、扉側の突起（タング）は扉内側方向へ移動することとなる。

扉側の突起（タング）の扉内側方向への変位量（約  $\square$  mm）は、ガスケット幅（ $\square$  mm）に比べて十分小さくなることから、シール機能が喪失することはない。また、支点の移動を考慮した場合の所員用エアロック扉シール部の変位量（隙間）の評価を実施し、内圧による隔壁の変形を考慮しない場合の変位量（隙間）より小さくなり、内圧による隔壁の変形を考慮しない評価の方が保守的となる。

以上のことから、内圧による隔壁の変形を考慮しない、保守的かつ簡易的な短辺の上下2辺で支持されるはりモデルを評価として採用している。

所員用エアロック扉のシール部を第 4-2-1 図に示す。



第 4-2-1 図 所員用エアロック扉のシール部

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



1. 所員用エアロック扉の変形に伴う支点、扉側の突起（タング）の移動

所員用エアロック扉の変形に伴い、支点は扉の外側方向へ、また、隔壁側のガスケットに押し込まれる扉側の突起（タング）は扉の内側方向へ移動する。

変形（たわみ）に伴う支点及び扉側の突起（タング）の移動イメージを図 4-2-2 図に示す。

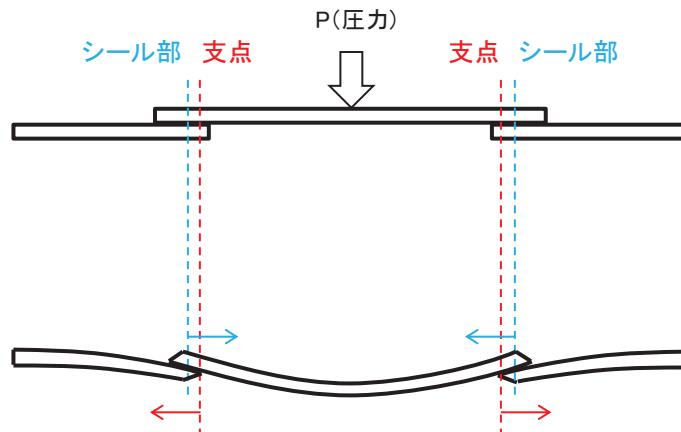
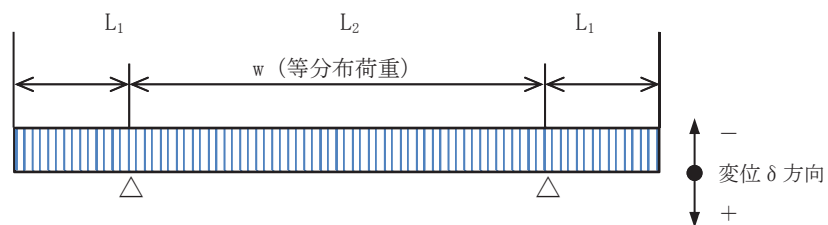


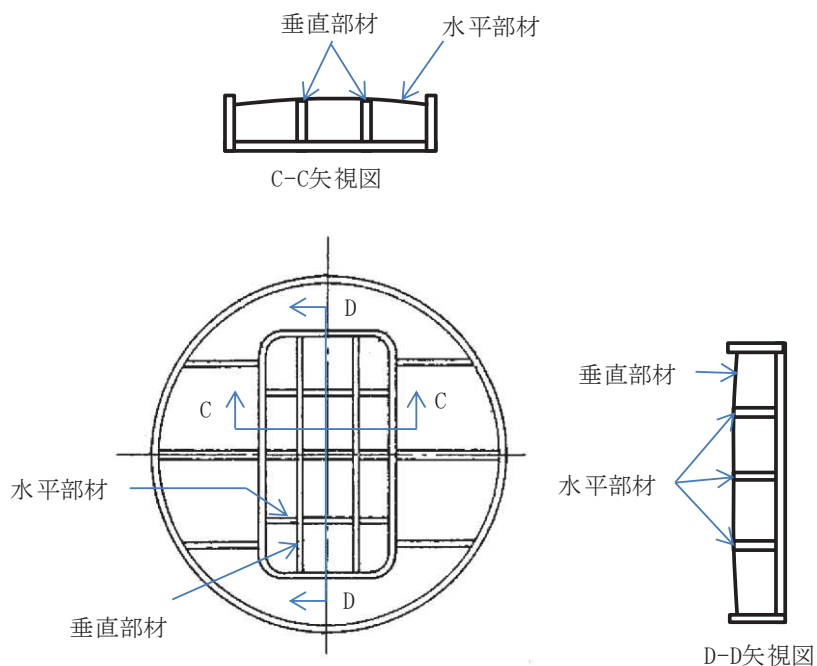
図 4-2-2 図 隔壁のたわみによる支点の移動イメージ

2. 扉の変形（たわみ等）について

所員用エアロック扉のシール部を第 4-2-1 図、変位量評価モデルを第 4-2-3 図に示す。所員用エアロック扉は、平板に水平部材及び垂直部材が接続された構造となっており、はりモデルの剛性は、第 4-2-4 図に示す C-C 矢視図のとおり垂直部材の断面を含めた剛性を考慮している。また、本はりモデルは、変位が保守的である扉板長辺側（扉上下側）をモデル化しており、実際に荷重が加わった場合は、上下に加え左右にも支点があるところを、上下 2 点を支持するはりモデルになっており、保守的な評価であると言える。



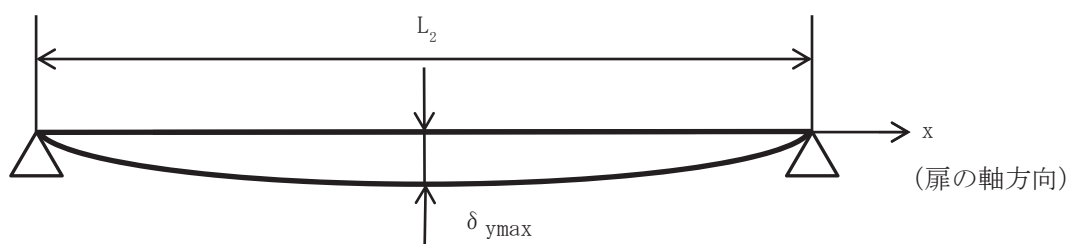
第 4-2-3 図 所員用エアロックの扉変位量評価モデル



第 4-2-4 図 所員用エアロック扉断面図

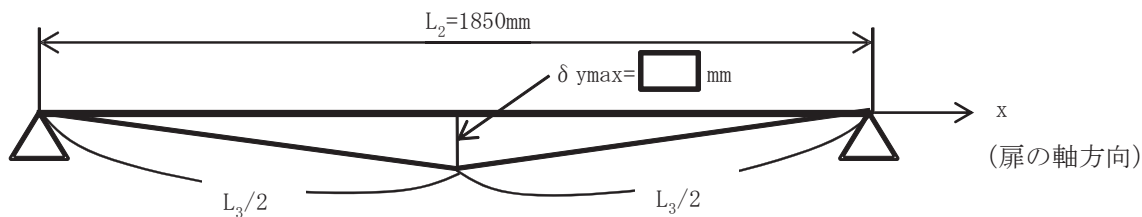
第 4-2-5 図及び第 4-2-6 図に 2 点支持はりモデルで扉の変形を評価すると、軸方向（扉端）の変位量  $\delta x$  を評価した結果、 $\delta x$  は  mm 程度であり、ガスケット幅  mm と比べて十分小さいことから、所員用エアロックの扉部の変形による影響はない。

たわみ量の最大値  $\delta y_{max}$  ( mm) から、変形後のはりの長さ ( $L_3$ ) を三角形モデルに置き換えて求めると約  mm となる。



第 4-2-5 図 2 点支持はりモデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 4-2-6 図 三角形モデル

$$L_3 = 2 \times \sqrt{\delta_{y\max}^2 + \left[\frac{L_2}{2}\right]^2} = 2 \times \sqrt{\boxed{\phantom{000}}^2 + \boxed{\phantom{000}}^2} = \boxed{\phantom{000}} \div \boxed{\phantom{000}} \text{ mm}$$

$$\delta x = L_3 - L_2 = \boxed{\phantom{000}} - 1850 = \boxed{\phantom{000}} \div \boxed{\phantom{000}} \text{ mm}$$

以上から、扉の軸方向への変位量  $\delta x$  は約  $\boxed{\phantom{000}}$  mm (片側では約  $\boxed{\phantom{000}}$  mm) となる。

3. 変形支点の変位について

2. で示した扉の軸方向への変位量  $\delta x = \boxed{\phantom{000}}$  mm (片側  $\boxed{\phantom{000}}$  mm) の場合において、別紙 4-1 と同様に所員用エアロック扉を第 4-2-3 図のように 2 点支持のはりとしてモデル化してシール部の変位量を評価した。その結果、扉シール部の変位量は  $\boxed{\phantom{000}}$  mm となり、別紙 4-1 で評価した変位量 ( $\boxed{\phantom{000}}$  mm) の方が保守的な結果となる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## グループ&amp;タングのフランジの締付量について

既往の電共研において、ドライウェル主フランジ等のフランジ形状を模擬した小型モデル試験による重大事故時環境条件に対するシール材の耐性評価を実施している。

## 1. 試験方法

あらかじめ定めた締付量で試験片（シリコンゴム）をフランジにセットし、昇温後温度を一定に保った状態で加圧媒体（蒸気）によって徐々に昇圧し、シール部からの漏えいを確認したときの圧力、温度を記録した。

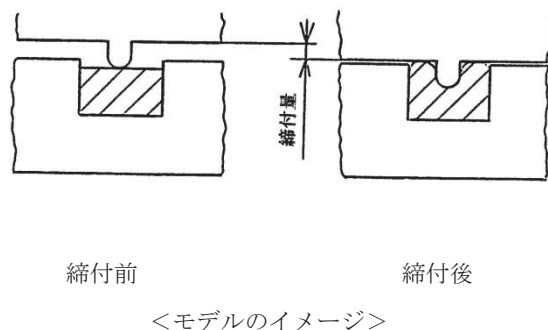
試験片に与える最大内圧は、約  MPa ( kgf/cm<sup>2</sup>) とし、175℃、250℃、275℃、300℃、325℃、350℃の条件で試験を実施した。

## 2. シール材の小型モデル試験条件

シール材の小型モデル試験条件を第 4-3-1 表に示す。

第 4-3-1 表 シール材の小型モデル試験条件

温度	175℃～350℃
照射量	無，有 <input type="text"/> kGy)
加圧媒体	蒸気
シール構造	グループ&タング
締付量*1	$\delta_1 =$ <input type="text"/> mm $\delta_2 =$ <input type="text"/> mm $\delta_3 =$ <input type="text"/> mm $\delta_4 =$ <input type="text"/> mm



\*1：締付量は、常温で試験装置にセットする時にガスケットが押しつぶされる量を示す。

定格締付量は  mm。

シール材高さと同深さの設計値をもとにスペーサーを用いて締付量を設定した。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3. 試験結果

照射なしの場合において、縮付量  $\delta_1$  (  mm ), 275°C以下では漏えいが発生しなかった。試験に用いたシリコンゴムは、高温になると軟化する傾向があるが、一方で照射を受けることで硬化する傾向があり、高温でもある程度の硬さが保持されることから、同一の縮付量においては照射有りの方が漏えいし難くなる。従って、照射有りの場合は300°Cの環境で漏えいしないことを確認していることから、275°C以下の環境であっても漏えいしないと考える。

以上から、200°C, 2Pdにおいて、シール構造がグループ&タンクであるフランジにおいては、縮付量  mm までは漏えいが発生しない。

試験結果を第4-3-2表に示す。

第4-3-2表 試験結果

--

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 5. 逃がし安全弁搬出入口

### 5.1 評価部位

逃がし安全弁搬出入口は、フランジ付の円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、この円筒胴のフランジに鏡板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、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挟み込み、ヒンジボルトで締め付ける二重シール構造になっている。

逃がし安全弁搬出入口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、繰返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が生じないことから、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。

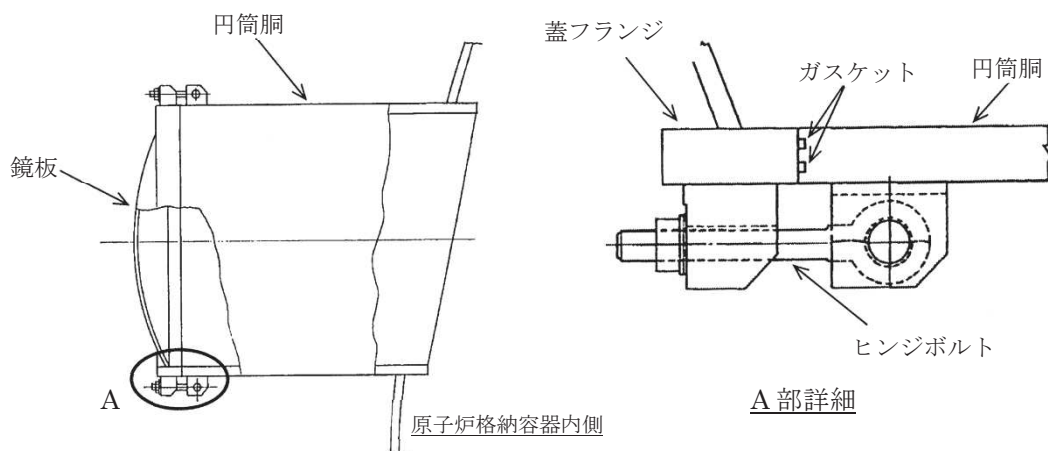
シール部は、内圧の上昇に伴いフランジ開口量が増加することによる漏えい、フランジ開口の進展によるヒンジボルトの破損が想定される。また、シール材が重大事故時の環境に晒されることにより劣化（復元量の低下）し、シール機能が低下することが想定される。

したがって、逃がし安全弁搬出入口の機能喪失要因は、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、逃がし安全弁搬出入口について、円筒胴、鏡板、フランジ及びヒンジボルトの延性破壊、また、シール部のフランジ開口及びシール機能の低下による漏えいを評価する。

逃がし安全弁搬出入口の構造を第 5-1 図に示す。

なお、逃がし安全弁搬出入口のシール材は、プラントの定期点検時に開放する場合には、取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、事故環境下での評価を実施する。



第 5-1 図 逃がし安全弁搬出入口の構造

## 5.2 評価方針

円筒胴及び鏡板について、設計・建設規格を準用した評価式により、200℃における円筒胴及び鏡板の機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し、2Pd 以上であることを確認する。

フランジ及びヒンジボルトについて、電共研の解析結果を用いて、200℃におけるヒンジボルトの許容圧力を算出し、2Pd 以上であることを確認する。

シール部について、電共研の解析結果を用いて、フランジ部の開口量を評価し、許容開口量以下であることを確認する。

逃がし安全弁搬出入口の評価対象と評価方法を第 5-1 表に示す。

第 5-1 表 逃がし安全弁搬出入口の評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
円筒胴及び鏡板	延性破壊	・設計・建設規格（PVE-3230）を準用し、200℃における $2/3S_u$ が発生するときの許容圧力を評価
フランジ及びヒンジボルト	延性破壊	・電共研（代表プラントのハッチタイプフランジ構造）の解析結果を用いて、許容圧力を評価
シール部 （フランジ、ガスケット）	開口、シール能力低下	・電共研（代表プラントのハッチタイプフランジ構造）の解析結果及び改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果を踏まえ、シール機能を評価

## 5.3 評価

### (1) 設計・建設規格に基づく円筒銅及び鏡板の評価

逃がし安全弁搬出入口の円筒胴及び鏡板に対し、設計・建設規格の PVE-3230(2)a 項及び e 項を準用した評価を行う。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度・限界圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（ $S_u$ ）の  $2/3$  とする。この許容値の考え方は、設計・建設規格の PVE-3111 において示される原子炉格納容器（クラス MC 容器）の供用状態 D に対する許容値と同じ考え方である。

評価の結果、逃がし安全弁搬出入口の円筒胴及び鏡板の許容圧力は、約 19.6Pd 以上である。

①円筒胴：SGV49（SGV480 相当）

PVE-3230(2)a 項を準用

$$P_a = 2 S_{\eta t} / (D_i + 1.2t)$$

第 5-2 表 円筒胴の許容圧力評価結果まとめ

記号	項目	値
S(=2/3Su)	200℃における設計引張強さ (MPa) ここでは、200℃での 2/3Su を用いて算出する	281
Di	胴の内径 (mm)	<input type="text"/>
$\eta$	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	21.450
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	50.23

②鏡板 : SGV49 (SGV480 相当)

PVE-3230(2)e 項を準用

$$Pa = 4 S \eta t / (Di + 0.4t)$$

第 5-3 表 鏡板の許容圧力評価結果まとめ

S(=2/3Su)	200℃における設計引張強さ (MPa) ここでは、200℃での 2/3Su を用いて算出する	281
Di	胴の内径 (mm)	<input type="text"/>
$\eta$	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
Pa	200℃における許容圧力 (MPa)	8.405
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	19.68

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



(2) 電共研の解析結果に基づくフランジ及びヒンジボルトの評価

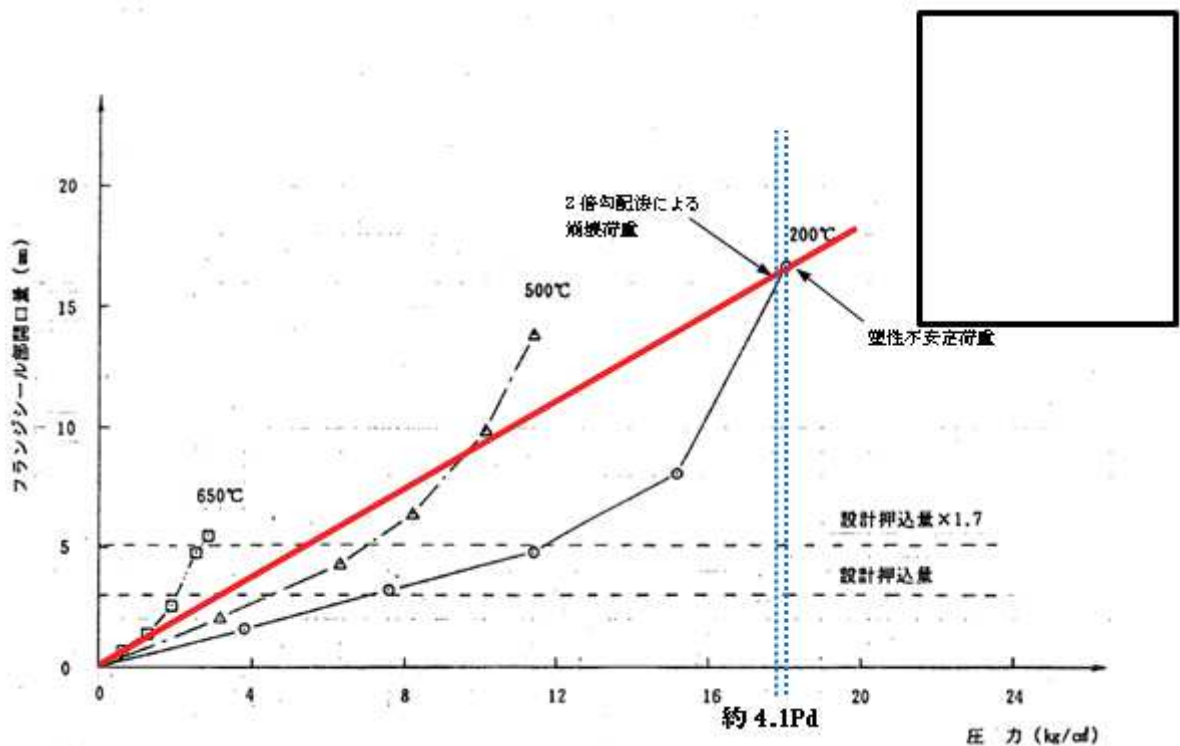
電共研において、代表プラントのハッチタイプフランジ構造について解析を行い耐性評価を実施している。その結果、フランジ部の評価においては、ヒンジボルトに生じる応力が大きくヒンジボルトの破損が支配的であり、200℃における許容圧力は、約4.1Pd（約18kgf/cm<sup>2</sup>）との結果が得られている。

(別紙 5-1)

電共研の解析結果は、寸法（フランジ内径、ヒンジボルト径等）の差異の影響を評価することにより、女川原子力発電所2号炉へ適用可能である。

(別紙 5-2)

圧力と開口量の関係を示す



第 5-2 図 圧力と開口量の関係

(3) シール部の漏えい評価

a. フランジの開口量

逃がし安全弁搬出入口のフランジ部の 200℃、2Pd における開口量は、電共研のハッチタイプフランジ構造解析結果である  mm から、代表プラントと女川原子力発電所2号炉の寸法の差異を考慮して算出し、 mm である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b. 許容開口量

改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果を第 5-4 表に示す。

第 5-4 表 圧縮永久ひずみ試験\*1 結果

試験温度	200 °C
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験片	3 個
試験時間	168 h
ひずみ率	<input type="text"/> %*2

\*1 : JIS K6262 に従い実施

\*2 : 3 試験片の平均値 (  % ,  % ,  % )

圧縮永久ひずみ試験結果から, 改良 EPDM 材のガスケットを 200°C の飽和蒸気  
雰囲気に 168 時間晒した後の許容開口量 (復元量) は,  mm (定格締付け  
量  mm × (100 % -  %)) である。

c. 漏えい評価

200°C, 2Pd におけるフランジ部の開口量は  mm であり, 168 時間 200°C 飽  
和蒸気に晒した後の改良 EPDM 材のガスケットの許容開口量 (復元量)  mm  
以下であることから, シール機能は維持され漏えいは生じないと考えられる。

5.4 評価結果

逃がし安全弁搬出入口の 200°C における許容圧力は, 設計・建設規格に基づく  
評価において約 19.6Pd 以上, 電共研での解析結果に基づく評価において約 4.1Pd  
程度である。また, 200°C, 2Pd におけるフランジ部の開口量は許容開口量以下で  
ある。

女川原子力発電所 2 号炉の逃がし安全弁搬出入口は, 200°C, 2Pd において耐圧  
部材及びシール部の機能は維持され, 放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 電共研におけるハッチタイプフランジの解析

## 1. 解析の概要

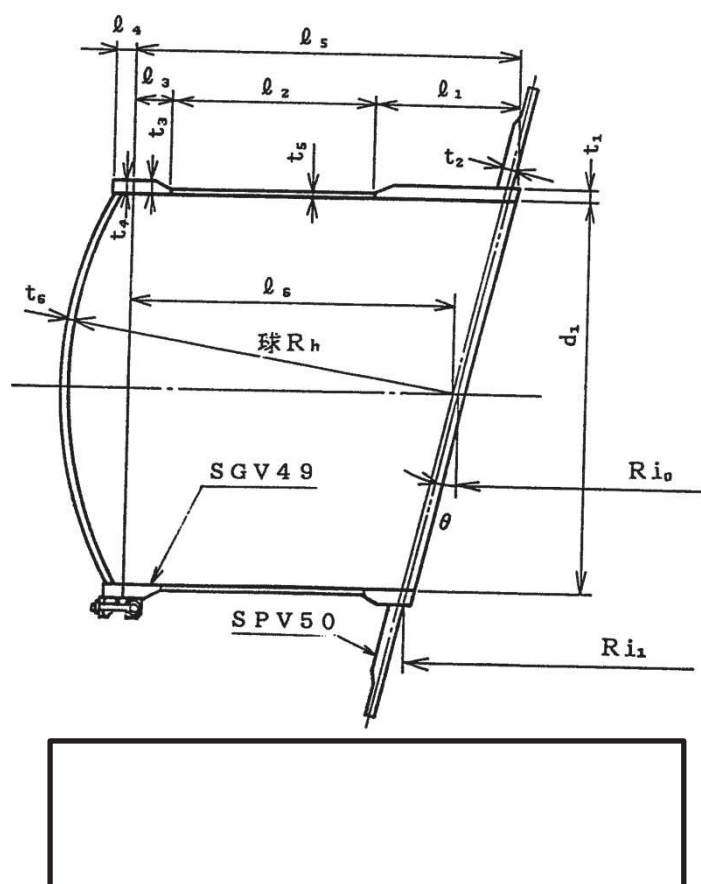
電共研において、軸対称の有限要素法モデルを用いて解析を実施し、代表プラントのハッチタイプフランジの耐性評価を実施している。

耐性評価では、破損荷重の下限を ASME Sec. III の手法による 2 倍勾配法により求めた崩壊荷重とし、また、上限を解析において収束性を失うときの荷重（塑性不安定荷重）として整理し、ハッチタイプフランジの許容圧力を評価している。

## 2. 解析条件

## (1) ハッチタイプフランジの形状、主要寸法

電共研で評価した代表プラントのハッチタイプフランジの形状及び主要寸法を第 5-1-1 図及び第 5-1-1 表に示す。



第 5-1-1 図 ハッチタイプフランジの形状及び主要寸法

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 5-1-1 表 ハッチタイプフランジの形状及び主要寸法

項目		代表プラント
耐圧部材料		SGV49 (SGV480 相当)
胴内径	Mm	
フランジ外径	mm	
蓋鏡内半径	mm	
ボルト中心径	mm	
胴板厚	mm	
蓋板厚	mm	
フランジ板厚	mm	
ヒンジボルト径	mm	
ヒンジボルト本数	本	

(2) 解析モデル

ハッチタイプフランジの解析モデルは、ハッチのシェル形状、フランジを軸対称モデルにて、また、締付ボルトは、剛性等価な軸対称構造にてモデル化している。なお、フランジのシール材の材料物性はモデル化していない。

ハッチタイプフランジの解析モデルを第 5-1-2 図に示す。



第 5-1-2 図 ハッチタイプフランジの解析モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) 応力評価点

応力評価点を第 5-1-3 図に示す。



第 5-1-3 図 ハッチタイプフランジの応力評価点

3. 解析結果

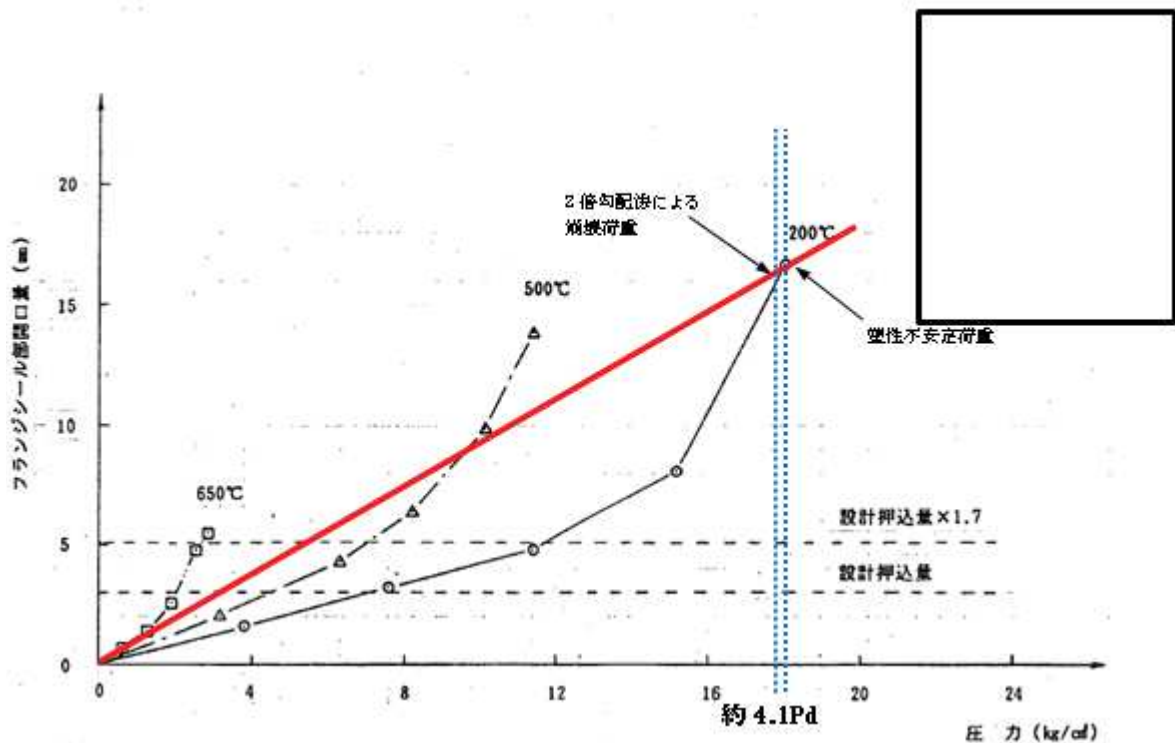
ハッチタイプフランジの解析結果 (200℃) を第 5-1-2 表に示す。

第 5-1-2 表 ハッチタイプフランジの解析結果 (200℃)

注) 1. 記号  $\sigma_t$ : 周方向膜応力  $\sigma_r$ : 軸方向膜応力  
2. 引張り強さは、各温度における引張り試験結果による。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

この解析結果から、評価点 P5 (ボルト) の応力値が最大であり、ハッチタイプフランジの許容圧力の評価において、ボルトの評価が支配的になると考えられる。圧力と開口量の関係を第 5-1-4 図に示す。

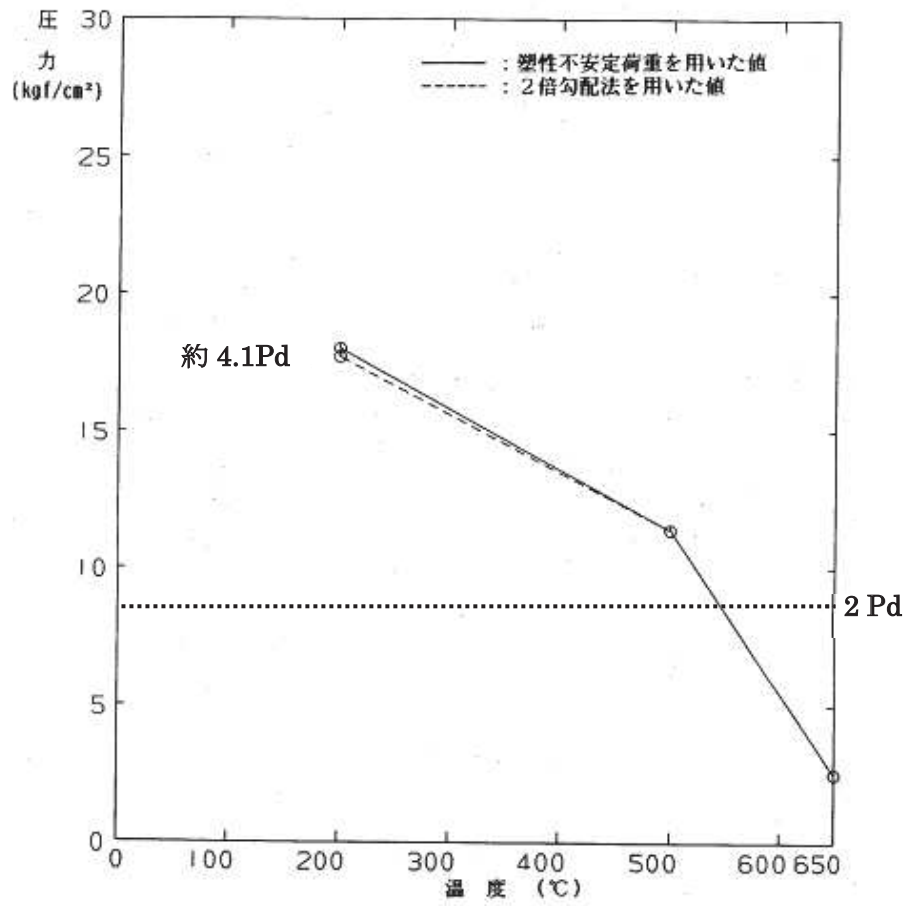


第 5-1-4 図 圧力と開口量の関係

200°Cにおける圧力と開口量の関係から、破損荷重の下限を ASME Sec. III の手法による 2 倍勾配法により求めた崩壊荷重とし、また、上限を解析結果が収束性を失うときの荷重 (塑性不安定荷重) として整理した結果、200°Cにおける許容圧力は、約 4.1Pd (約 18kgf/cm<sup>2</sup>) との結果が得られている。

ハッチタイプフランジの温度と許容圧力の関係を第 5-1-5 図に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 5-1-5 図 温度と許容圧力の関係

## 代表プラントのハッチタイプフランジの解析結果の適用性

代表プラントのハッチタイプフランジ解析結果（フランジ開口量及びヒンジボルトの応力）の女川原子力発電所 2 号炉の評価への適用性を以下に示す。

代表プラントのハッチタイプフランジと女川原子力発電所 2 号炉の逃がし安全弁搬出入口ハッチは、主要部材の材料は同じであるが寸法が異なる。

主要寸法比較を第 5-2-1 表に示す。

第 5-2-1 表 主要寸法比較

項目		代表プラント	女川原子力発電所 2 号炉
耐圧部材料		SGV49 (SGV480 相当)	SGV49 (SGV480 相当)
胴内径	mm	[Redacted]	[Redacted]
フランジ外径	mm		
鏡板内半径	mm		
ボルト中心径	mm		
胴板厚	mm		
蓋板厚	mm		
フランジ板厚	mm		
ヒンジボルト径	mm		
ヒンジボルト本数	本		

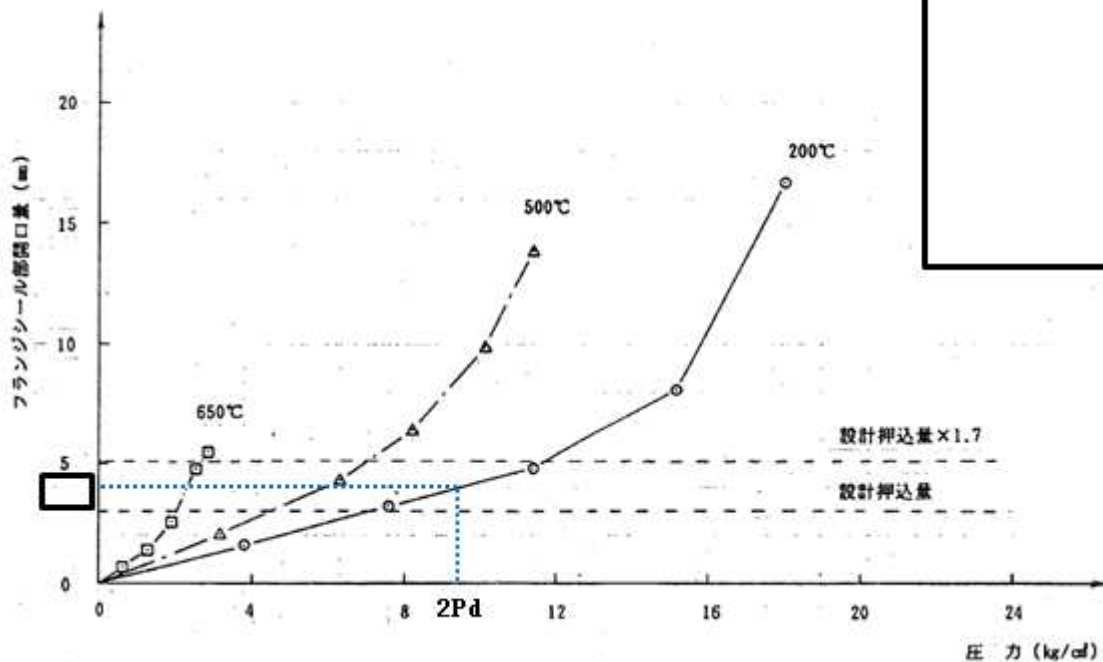
## 1. フランジ開口量

代表プラントのハッチタイプフランジの解析結果において、200℃、2Pd におけるフランジ開口量は [Redacted] mm である。

圧力と開口量の関係（開口量）を第 5-2-1 図に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。





第 5-2-1 図 圧力と開口量の関係（開口量）

第 5-2-1 図より代表プラントの 200°C，2Pd 時のフランジ開口量は，弾性変形内である。これより，女川原子力発電所 2 号炉の 200°C，2Pd におけるフランジ開口量を，以下に従い代表プラントの解析結果から線形換算により算出する。

- ①ボルト中心径の比に比例
- ②ボルト径の比の 2 乗に反比例
- ③ボルト本数の比に反比例

フランジ開口量 =  × (  ) ÷ (  )<sup>2</sup> ÷ (  ) =  mm

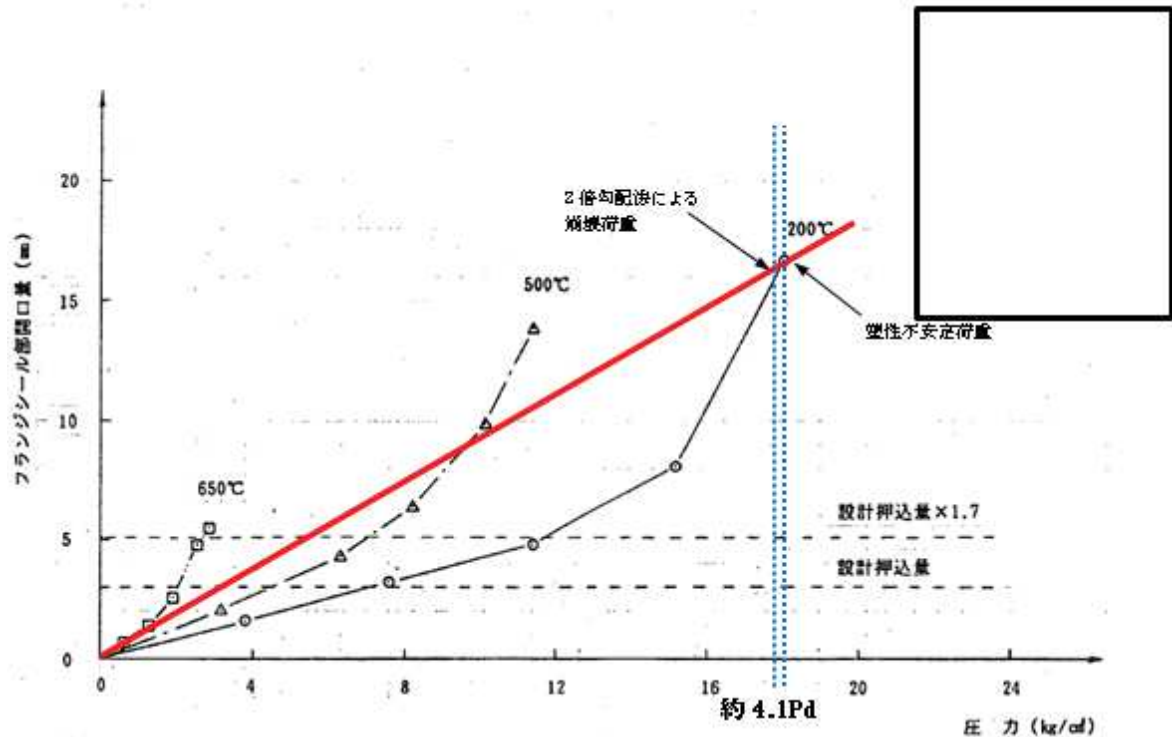
以上から，女川原子力発電所 2 号炉の逃がし安全弁搬出入口ハッチのフランジ部の開口量は  mm である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2. ヒンジボルトの応力

代表プラントのハッチタイプフランジの解析結果において、200℃における許容圧力は、約4.1Pdである。

圧力と開口量の関係（許容圧力）を第5-2-2図に示す。



第5-2-2図 圧力と開口量の関係（許容圧力）

第5-2-2図より代表プラントのボルトの許容圧力約4.1Pd（約18kg/cm<sup>2</sup>）は、弾塑性範囲である。このため線形換算により女川原子力発電所2号炉のヒンジボルトの許容圧力を算定することができない。

これより、女川原子力発電所2号炉のヒンジボルトの応力が代表プラントのボルトの応力以下であることを以下に従い確認する。

- ①鏡板内半径の比の2乗に比例
- ②ボルト径の比の2乗に反比例
- ③ボルト本数の比に反比例

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

$$\text{ボルトの応力比} = (\text{ })^2 \div (\text{ })^2 \div (\text{ }) = \text{ }$$

代表プラント：1 ≧ 女川原子力発電所2号炉： $\text{ }^2$

以上から、代表プラントのボルト応力よりも女川原子力発電所2号炉のヒンジボルト応力が小さくなることから、代表プラントのボルトの許容圧力評価結果を、女川原子力発電所2号炉の逃がし安全弁搬出入口の許容圧力の評価に適用することは保守的である。

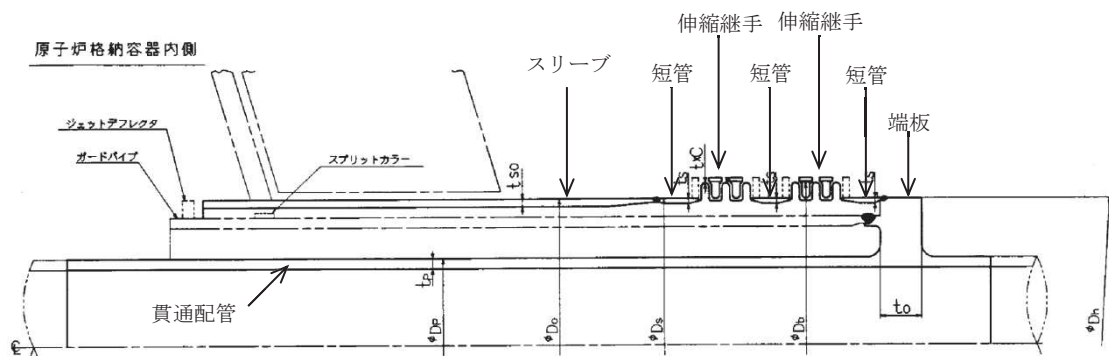
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 6. 配管貫通部

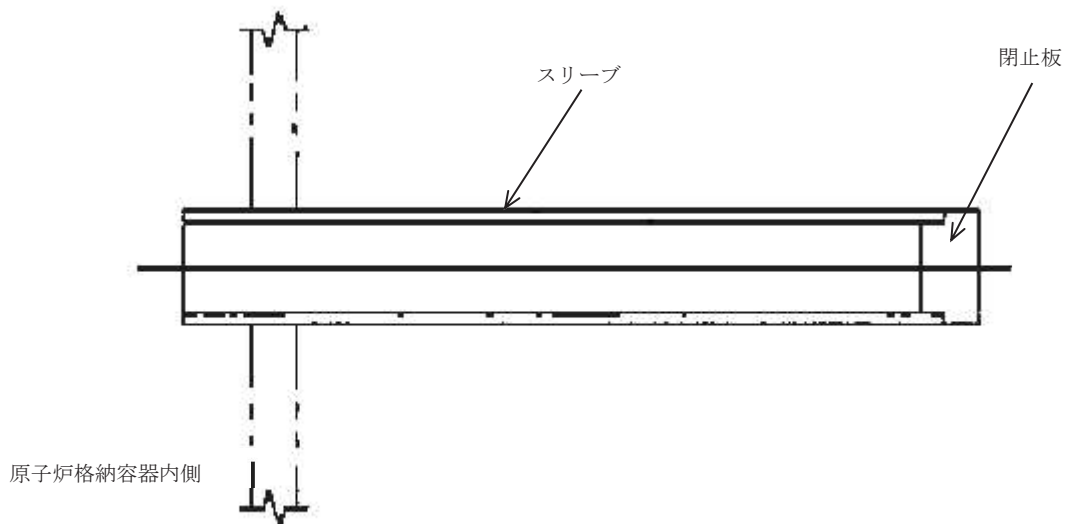
配管貫通部は、貫通配管、スリーブ、端板、フランジ、ボルト締付平板、締付ボルト、閉止板、伸縮継手及び短管により原子炉格納容器バウンダリを構成している。

また、フランジ及びボルト締付平板は、原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されたフランジとボルト締付平板を締付ボルトで固定しており、フランジとボルト締付平板間にガスケットを挟み込みシールしている。

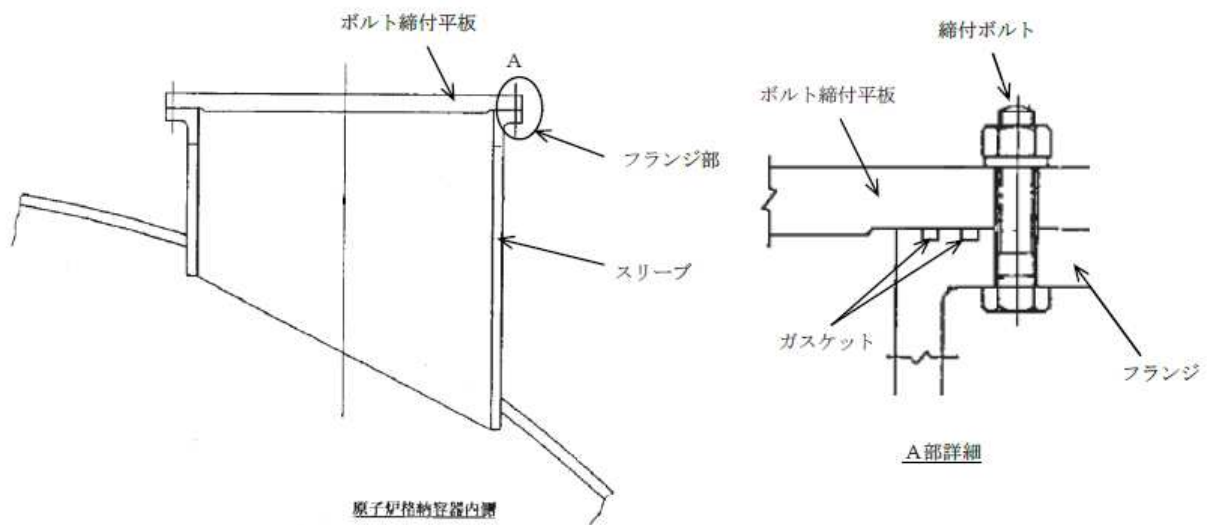
代表的な配管貫通部の構造を第6-1図に、閉止板の構造を第6-2図に、フランジ部の構造を第6-3図に示す。



第6-1図 配管貫通部の構造



第6-2図 閉止板の構造



第6-3図 フランジ部の構造

ここでは、配管貫通部の構成部品ごとに、以下のとおり健全性を確認する。

- 6.1 項では、貫通配管の構造健全性を確認する。
- 6.2 項では、スリーブの構造健全性を確認する。
- 6.3 項では、端板の構造健全性を確認する。
- 6.4 項では、フランジ部の構造健全性及びシール機能維持を確認する。
- 6.5 項では、閉止板の構造健全性を確認する。
- 6.6 項では、伸縮継手の構造健全性を確認する。
- 6.7 項では、短管の構造健全性を確認する。

## 6.1 貫通配管

### 6.1.1 評価部位

貫通配管は、スリーブ等を介して原子炉格納容器本体に溶接構造で取り付けられている。

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及び有意な圧縮力が貫通配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び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、貫通配管に作用する曲げ荷重力は、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＋二次応力が許容値を満足することを確認する。

なお、貫通配管に発生する応力は、貫通部の変位と配管系の拘束条件による影響を受ける。貫通部の変位は、熱膨張が主であり、熱膨張を計算する際の固定点（ドライウェル基部）から離れた位置ほど大きくなること、また、配管系の拘束条件による影響は、貫通配管の第一拘束点までの距離が短く、配管口径が大きいほど大きくなることを踏まえ、X-81（ドライウェル換気（排気））を代表評価する。  
(別紙6.1-1)

### 6.1.2 評価方針

X-81（ドライウェル換気（排気））について、3次元はりモデルを用いた弾性解析を実施し、自重、圧力及び原子炉格納容器の変位により生じる応力を合計し、設計・建設規格のPPC-3530に規定される一次＋二次応力の許容応力を満足することを確認する。この許容応力を超過する場合は、設計・建設規格のPPB-3535に規定される疲労評価を行い、疲労累積係数が1を超過しないことを確認することで、配管系が損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能を維持できることを確認する。

### 6.1.3 評価

#### (1) 貫通配管の評価

##### a. 解析条件

X-81（ドライウェル換気（排気））貫通配管の解析モデルのうち、解析条件を第6.1-1表に示す。

第6.1-1表 X-81（ドライウェル換気（排気））貫通配管解析条件

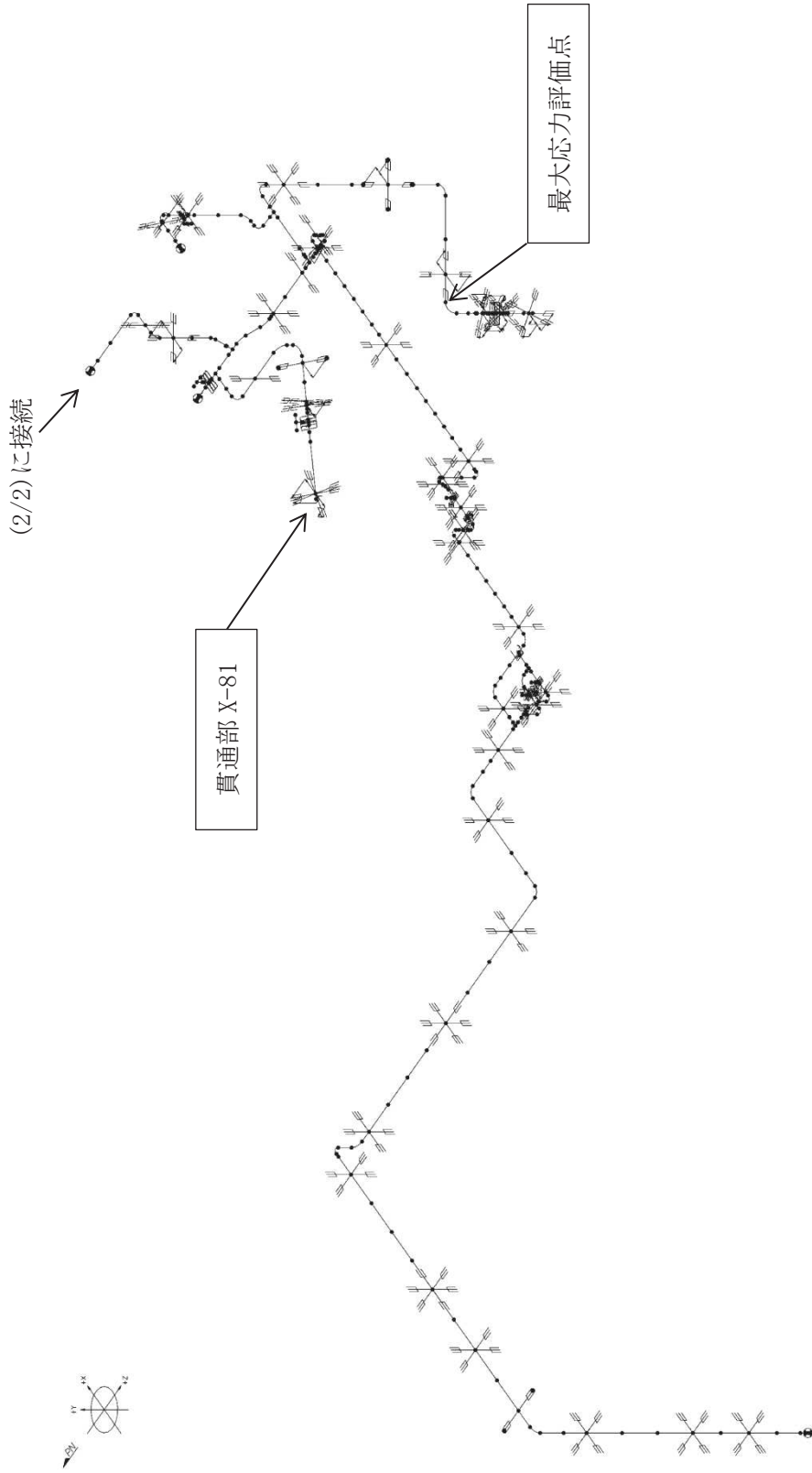
名称	単位	貫通配管
材料	—	SM41C（SM400C相当）
外径	mm	609.6
厚さ	mm	9.5
縦弾性係数	$\times 10^5$ MPa	1.91（200℃における値）
熱膨張係数	$\times 10^{-6}$ mm/mm℃	12.09（200℃における値）
熱計算温度	℃	200
計算圧力	MPa	0.854

荷重条件の原子炉格納容器変位は、貫通配管の設置高さにおける値を用いる。X-81（ドライウェル換気（排気））の荷重変位を第6.1-2表に示す。

第6.1-2表 X-81（ドライウェル換気（排気））荷重変位

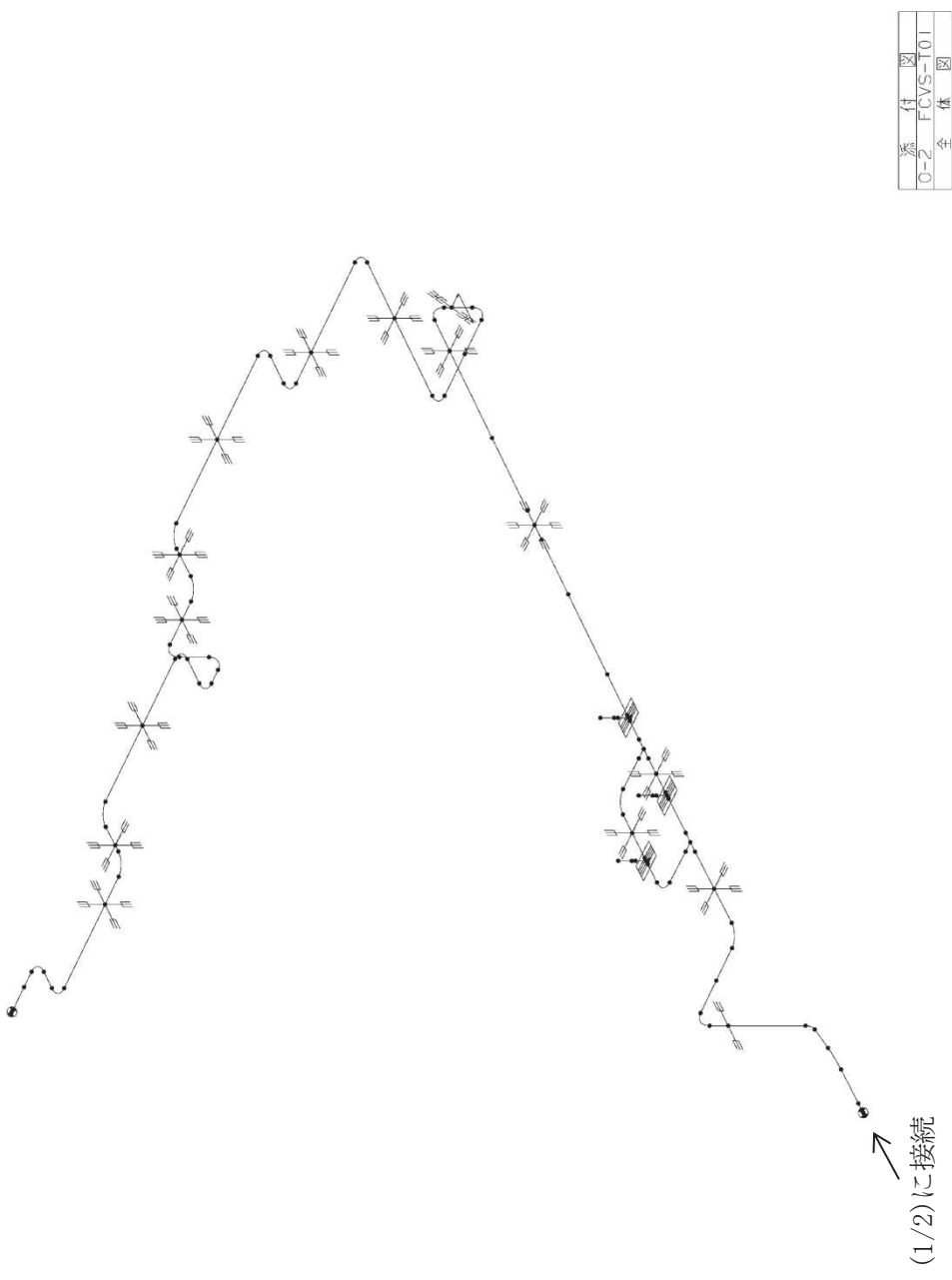
温度(℃)	圧力(MPa)	原子炉格納容器貫通部変位(mm)	
		水平（格納容器外向き）	鉛直（格納容器上向き）
200	0.854	31.5	36.4

また、評価対象となるX-81（ドライウェル換気（排気））近傍の配管解析モデルを第6.1-1図に示す。



第 6.1-1 図 X-81 (ドライウエル換気 (排気)) 近傍の配管解析モデル (1/2)





第6.1-1-1 図 X-81 (ドライウエル換気 (排気)) 近傍の配管解析モデル (2/2)

b. 評価方法

(a) 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示す。

記号	単位	説明
$D_0$	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）により生ずるモーメント
$M_c$	N・mm	管の熱による支持点の変位及び熱膨張により生ずるモーメント
$P$	MPa	最高使用圧力
$S_a$	MPa	許容応力
$S_c$	MPa	室温における設計・建設規格 付録材料図表Part5 表5 に規定する材料の許容引張応力
$S_h$	MPa	使用温度における設計・建設規格 付録材料図表Part5 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
$f$	-	設計・建設規格 PPC-3530に規定する許容応力低減係数
$i_1, i_2$	-	設計・建設規格 PPC-3530に規定する応力係数
$T$	mm	管の厚さ

(b) 材料の許容応力

設計・建設規格PPC-3530に規定される要求事項に基づき評価を行う。  
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。

i. 一次＋二次応力 ( $S_n$ ) [設計・建設規格 PPC-3530(1)a項]

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

一次＋二次応力の許容応力は、設計・建設規格のPPC-3530(1)c項に基づき、次式により算出する。

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

ii. 疲労累積係数 [設計・建設規格 PPB-3535]

上記(i)により算出した一次＋二次応力 ( $S_n$ ) が許容応力 ( $S_a$ ) を超過する場合は、設計・建設規格のPPB-3535に規定される疲労累積係数を算出し、1以下になることを確認する。

c. 評価結果

X-81（ドライウェル換気（排気））貫通配管の解析の結果，一次＋二次応力が許容応力を上回ったことから，設計・建設規格の PPB-3535 に規定される疲労累積係数を算出した結果，1 以下である。

評価結果を第 6. 1-3 表に示す。

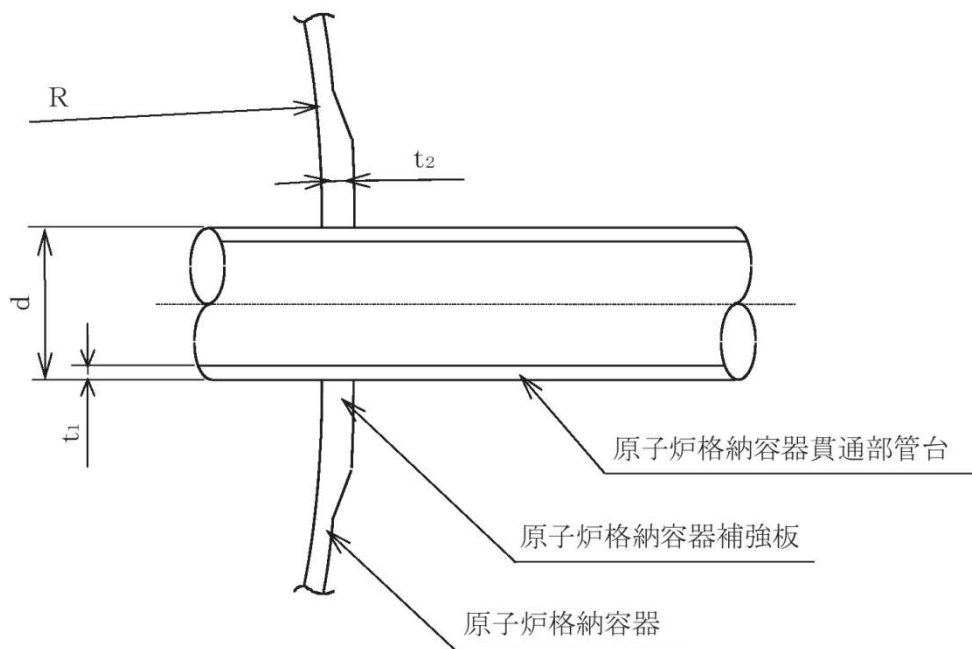
第6. 1-3表 X-81（ドライウェル換気（排気））貫通配管の評価結果

最大応力 評価点	一次＋二次応力評価 (MPa)		疲労評価	
	発生応力	許容応力	疲労累積 係数	許容値
27	699	402	0. 0036	1

(2) 貫通部の評価

a. 解析条件

X-81（ドライウェル換気（排気））貫通配管が接続する貫通部の形状を第6.1-2図に、主要寸法を第6.1-4表に、管台（スリーブ）に作用する配管反力（死荷重及び熱荷重）を第6.1-5表に示す。



第6.1-2図 X-81（ドライウェル換気（排気））貫通配管の形状

第6.1-4表 X-81（ドライウェル換気（排気））貫通配管の主要寸法（単位：mm）

貫通部番号	用途	d	t <sub>1</sub>	t <sub>2</sub>	R
X-81	ドライウェル換気（排気）				

第6.1-5表 管台に作用する配管反力（死荷重及び熱荷重）

貫通部番号	荷重の種類	死荷重	熱荷重
X-81	軸力P(N)		
	鉛直方向モーメントML(N・mm)		
	水平方向モーメントMC(N・mm)		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b. 評価方法

(a) 荷重の組合せ及び許容応力

原子炉格納容器貫通部に対する荷重は、原子炉格納容器内圧力と貫通部管台荷重の組合せとし、許容応力を第6.1-6表に示す。

第6.1-6表 許容応力 (単位: MPa)

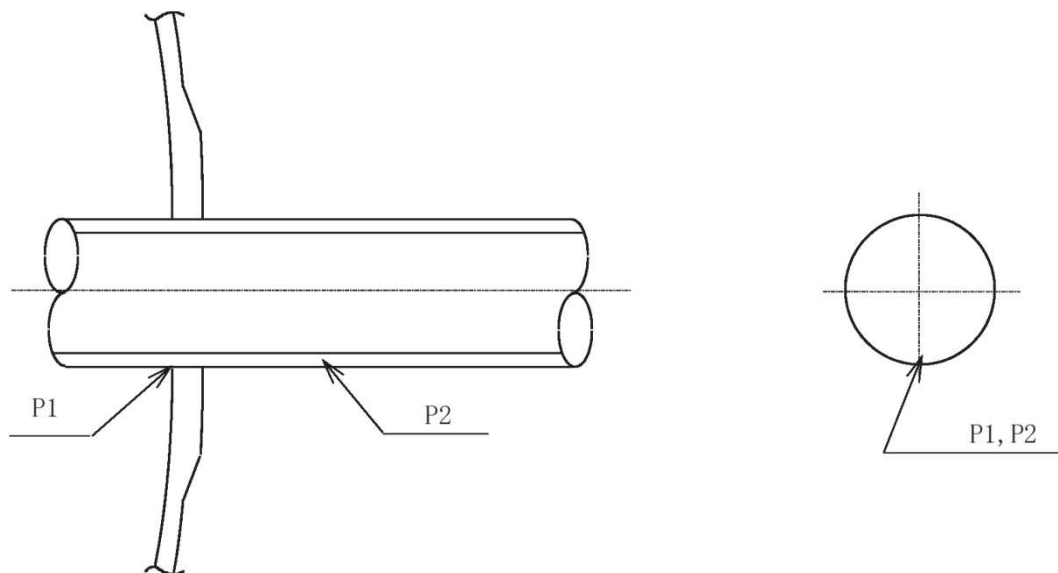
材料	許容応力強さ (200°Cにおける値)
	一次+二次応力
貫通部管台取付部 SPV50 (SPV490相当)	501 (=3S)
貫通部管台 STS42 (STS410相当)	342 (=3S)

(b) 応力評価点

応力評価点を第6.1-7表及び第6.1-3図に示す。

第6.1-7表 応力評価点

応力評価点	応力評価箇所
P1	X-81 貫通部管台取付部
P2	X-81 貫通部管台

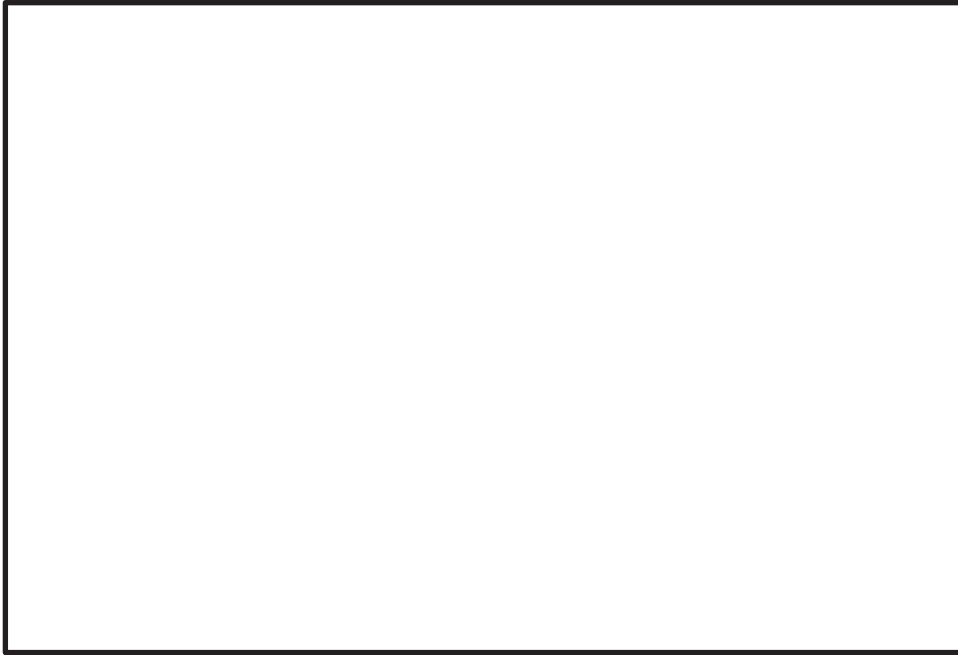


第6.1-3図 応力評価点

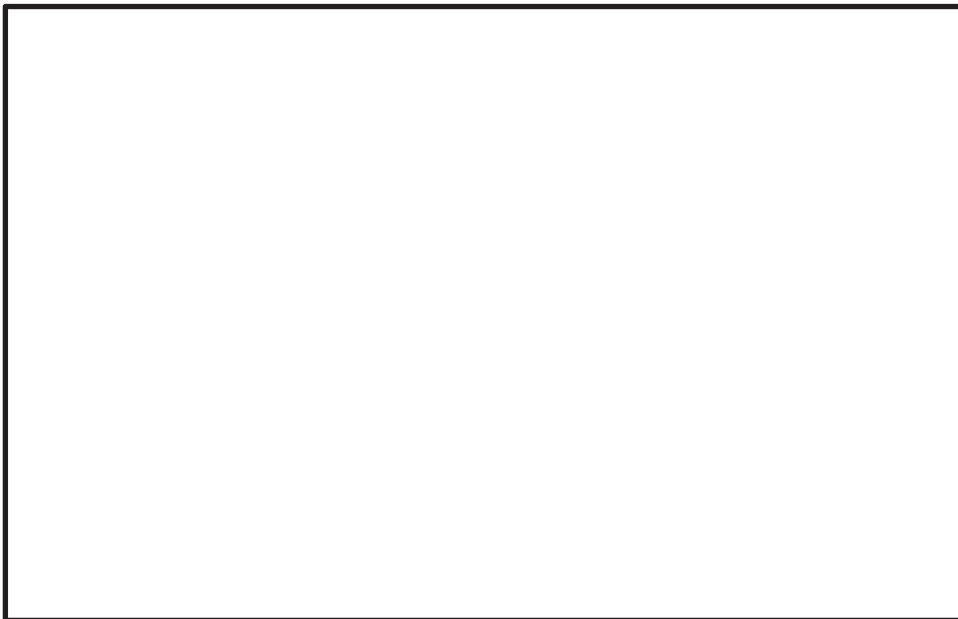
(c) 貫通部に作用する荷重による応力

貫通部管台取付部の配管反力による応力は、原子炉格納容器本体及び貫通部管台をシェル要素にてモデル化し計算する。

ドライウエルのモデル化の範囲は、作用する荷重を考慮し、構造的に対称となる全体の1/2について考える。下端はドライウエル球形部下端、上端はドライウエル球形部上端とし、両端部は完全拘束とする。解析モデルを第6.1-4図及び第6.1-5図に示す。



第6.1-4図 X-81（ドライウェル換気（排気））貫通部解析モデル



第6.1-5図 X-81（ドライウェル換気（排気））貫通部解析モデル（A部詳細）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) 評価結果

貫通部管台取付部の各荷重の組合せに対する応力評価を第6.1-8表に示す。

第6.1-8表 応力評価のまとめ (単位: MPa)

応力 評価点	材料	一次+二次応力	
		応力 振幅	許容* 応力
P1	SPV50 (SPV490相当)		501
P2	STS42 (STS410相当)		342

\* : 200°Cにおける値

以上より、貫通部管台取付部及び貫通部管台に生じる応力は、全て許容応力以下である。

6.1.4 評価結果

貫通配管の疲労評価は疲労累積係数が1以下であり、また貫通部に生じる応力は全て許容応力以下であることから、女川原子力発電所2号炉の貫通配管は200°C、2Pdにおいて耐圧部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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



## 貫通配管の評価対象

本評価においては、X-81（ドライウェル換気（排気））貫通配管を代表評価している。ここでは、評価部位の代表性を示す。

## 1. 貫通配管の代表選定の考え方

貫通配管に発生する応力は、貫通部の変位と配管系の拘束条件による影響を受ける。貫通部の変位は、熱膨張が主であり、熱膨張を計算する際の固定点（ドライウェル基部）から離れた位置ほど大きくなる。また、配管系の拘束条件による影響は、貫通配管の第一拘束点までの距離が短く、配管口径が大きいほど大きくなる。なお、貫通配管の反力が貫通部に直接伝わらない構造の貫通部については、代表選定対象外とする。

## (1) 貫通部の形式による選定

貫通部の形式は以下の3つに区分される。（第6. 1-1-1図）

形式1：ベローズ付

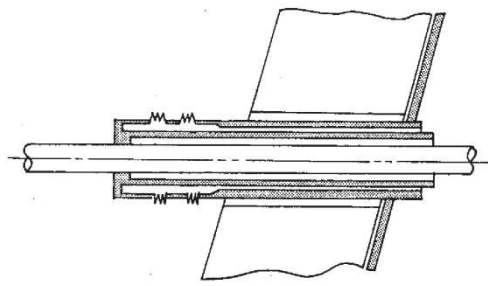
形式2：ベローズなし（二重管型）

形式3：ベローズなし（直結型）

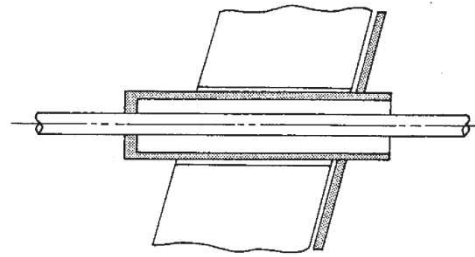
上記のうち、形式1のベローズ付の貫通部は、原子炉格納容器及び貫通配管の変位をベローズで吸収する構造であるため、貫通配管の反力は貫通部に直接伝わらない構造である。

一方、形式2及び形式3の貫通部は、変位による貫通配管の反力が貫通部に負荷され、これによる応力が貫通配管と貫通部に発生する。

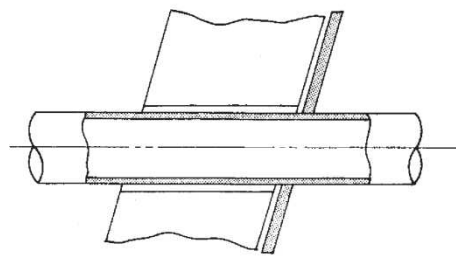
このことから、形式2のベローズなし（二重管型）及び形式3のベローズなし（直結型）の貫通部より代表を選定する。



形式1：ベローズ付



形式2：ベローズなし（二重管型）



形式3：ベローズなし（直結型）

第6.1-1-1図 配管貫通部の形式

(2) 貫通配管の変位及び配管口径による選定

貫通部の形式が形式2及び形式3の貫通部について、形式毎に貫通部の設置レベルが大きい貫通部及び貫通配管の呼び径が大きい貫通部を選定する。選定結果を、第6.1-1-1表に示す。

第6.1-1-1表 貫通部の設置レベル及び貫通配管の呼び径

貫通部形式	貫通部番号	系統・用途	設置 レベル (OP mm)	貫通配管 呼び径 (A)	備考
形式2 ベローズなし (二重管型)	X-71	IA	15,500	50	最高設置レベル
	X-72A	ADS アキュムレータ供給	15,500	50	最高設置レベル
	X-72B	ADS アキュムレータ供給	15,500	50	最高設置レベル
	X-73	SRV アキュムレータ供給	15,500	50	最高設置レベル
	X-22	SLC	15,500	40	
	X-14	PLR サンプリング	12,000	20	
	X-63	HNCW 供給	11,200	200	最大口径
	X-64	HNCW 戻り	11,200	200	最大口径
	X-52	HCW	1,650	65	
	X-13A	PLR ポンプバージ水供給	1,650	20	
X-13B	PLR ポンプバージ水供給	1,650	20		
形式3 ベローズなし (直結型)	X-82A	FCS 吸込	20,900	100	最高設置レベル
	X-82B	FCS 吸込	20,900	100	最高設置レベル
	X-30A	RHR(D/W スプレイ)	19,250	250	
	X-30B	RHR(D/W スプレイ)	19,250	250	
	X-81	ドライウェル換気(排気)	17,800	600	最大口径
	X-70	SA	15,500	50	
	X-20	CRD 挿入	11,840	32	
	X-21	CRD 引抜	11,840	25	
	X-60	MUWC 供給	9,900	50	
	X-80	ドライウェル換気(送気)	3,700	600	
	X-61A	RCW 供給	1,650	150	
	X-61B	RCW 供給	1,650	150	
	X-62A	RCW 戻り	1,650	150	
	X-62B	RCW 戻り	1,650	150	
	X-51	LCW	1,650	65	

\*1：同一呼び径の貫通部は、設置レベルが高い方を選定する。

\*2：同一設置レベルの貫通部は、呼び径が大きい方を選定する。

(3) 配管系の拘束条件による選定

(2)にて選定した貫通部に対し、配管系の拘束条件による影響を考慮する。貫通配管の反力は、貫通配管の第一拘束点までの距離(L)が短く、かつ配管口径(D)

が大きいほど大きくなるため、L/Dが最小の貫通部、すなわち貫通配管の反力が大きい貫通部を選定する。貫通配管の拘束条件を、第6.1-1-2表に示す。

第6.1-1-2表 貫通配管の拘束条件

貫通部形式	貫通部番号	系統・用途	貫通配管				PCVからの第一拘束点までの距離L (mm)	L/D
			呼び径	外径D (mm)	肉厚 t (mm)	材料		
形式2 ベローズなし (二重管型)	X-63	HNCW 供給	200A	216.30	8.20	STS42 (STS410 相当)		27.78
	X-64	HNCW 戻り	200A	216.30	8.20	STS42 (STS410 相当)		26.45
	X-71	IA	50A	60.50	5.50	SUS316LTP		91.49
	X-72A	ADS アクキュムレータ供給	50A	60.50	5.50	SUS316LTP		119.47
	X-72B	ADS アクキュムレータ供給	50A	60.50	5.50	SUS316LTP		86.63
	X-73	SRV アクキュムレータ供給	50A	60.50	5.50	SUS316LTP		101.40
形式3 ベローズなし (直結型)	X-81	ドライウエル換気 (排気)	600A	609.60	9.50	SM41C (SM400C 相当)		19.90
	X-82A	FCS 吸込	100A	114.30	6.00	STS42 (STS410 相当)		31.72
	X-82B	FCS 吸込	100A	114.30	6.00	STS42 (STS410 相当)		27.67

(4) 貫通配管の評価部位の選定結果

以上より、ドライウエル基部から離れた位置にあり、貫通配管の第一拘束点までの距離が短く、かつ配管口径が大きい貫通配管の反力が大きい貫通部の一つとしてX-81 (ドライウエル換気 (排気)) 貫通配管を代表評価する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 6.2 スリーブ

### 6.2.1 評価部位

スリーブは、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、原子炉格納容器本体に溶接構造で取り付けられている。

なお、スリーブは、原子炉格納容器内に開口しており内面に圧力を受けるスリーブと、原子炉格納容器内の突出し部が閉止しており外面に圧力を受けるスリーブに分類される。

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及び繰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。

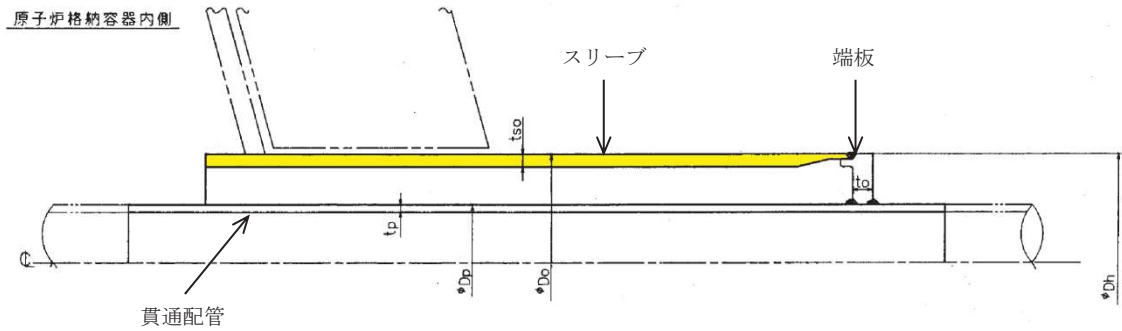
200℃、2Pdにおけるスリーブの放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、内面に圧力を受けるスリーブについては、高温状態で内圧を受けたことによる過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊、外面に圧力を受けるスリーブについては座屈が想定される。

したがって、スリーブの機能喪失要因は、内面に圧力を受けるスリーブについては、高温状態で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。また、外面に圧力を受けるスリーブについては、座屈が想定される。

このため、内面に圧力を受けるスリーブについては、延性破壊を評価する。また、外面に圧力を受けるスリーブについては、座屈を評価する。

なお、本評価においては、許容圧力が最小のスリーブとして、内面に圧力を受けるスリーブはX-200A, B, 外面に圧力を受けるスリーブはX-151A, Bについて評価する。

第6.2-1図に、代表的なスリーブの構造を示す。



第6.2-1図 スリーブの構造

### 6.2.2 評価方針

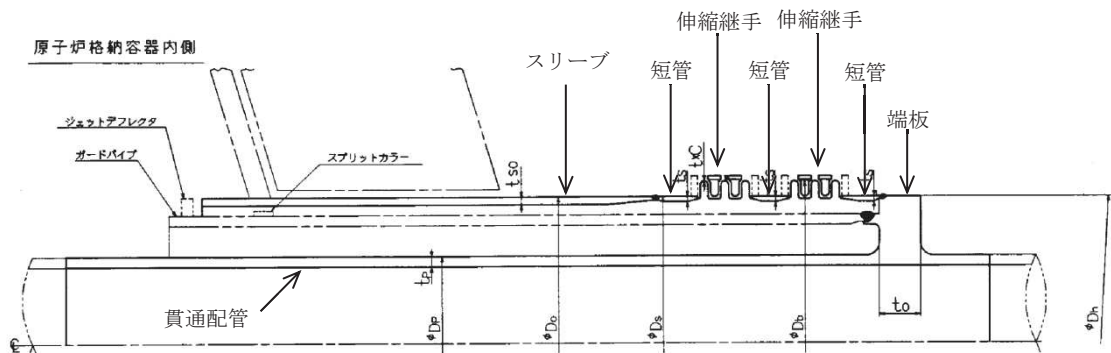
設計・建設規格を準用した評価式を用いて、200°Cにおけるスリーブの機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し、200°C、 $2Pd$ の環境下においてスリーブの放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを評価する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度・限界圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（ $S_u$ ）の $2/3$ とする。この許容値の考え方は、設計・建設規格のPVE-3111において示される原子炉格納容器（クラスMC容器）の供用状態Dに対する許容値と同じ考え方である。

### 6.2.3 評価

#### (1) スリーブ（内面に圧力を受ける管台）

スリーブ（内面に圧力を受ける管台）の基本形状を第6.2-2図に示す。



第6.2-2図 スリーブ（内面に圧力を受ける管台）の基本形状

スリーブ（内面に圧力を受ける管台）に対し，設計・建設規格の PVE-3611 を準用し，許容圧力を次の式で評価する。

$$P_a = 2 S \eta t / (D_o - 0.8t)$$

評価の結果，スリーブ（内面に圧力を受ける管台）の許容圧力は約 37.1Pd であり，2Pd 以上である。

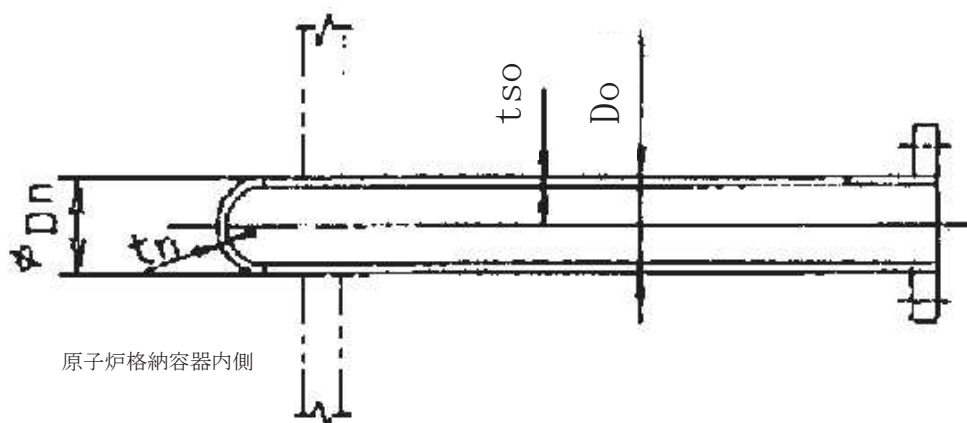
評価結果を，第 6.2-1 表に示す。

第 6.2-1 表 スリーブ（内面に圧力を受ける管台）の評価結果まとめ

貫通部番号		X-200A, B
材料		SGV49 (SGV480 相当)
最高使用温度 (°C)		200
S (=2/3Su)	許容引張応力 (MPa) (最高使用温度での 2/3Su を用いて算出)	281
D <sub>o</sub>	管台の外径 (mm)	<input type="text"/>
η	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ t <sub>so</sub> (mm)	<input type="text"/>
P <sub>a</sub>	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	15.871
P <sub>d</sub>	最高使用圧力 (MPa)	0.427
P <sub>a</sub> / P <sub>d</sub>	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	37.16

(2) スリーブ（外面に圧力を受ける管台）

スリーブ（外面に圧力を受ける管台）の基本形状を第6.2-3図に示す。



第6.2-3図 スリーブ（外面に圧力を受ける管台）の基本形状

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

スリーブ（外面に圧力を受ける管台）に対し，設計・建設規格の PVE-3612 を準用し，許容圧力を次の式で評価する。

$$Pa = 4tB / 3Do$$

評価の結果，スリーブ（外面に圧力を受ける管台）の許容圧力は約 20.6Pd であり，2Pd 以上である。

評価結果を，第 6.2-2 表に示す。

第 6.2-2 表 スリーブ（外面に圧力を受ける管台）の評価結果まとめ

貫通部番号		X-151A, B
材料		STS42 (STS410 相当)
最高使用温度 (°C)		200
S (=2/3Su)	許容引張応力 (MPa) (最高使用温度での 2/3Su を用いて算出)	269
Do	管台の外径 (mm)	<input type="text"/>
t	呼び厚さ tso (mm)	<input type="text"/>
B	付録材料図表 Part7 図 3 により求めた値	117.00
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	8.809
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	20.62

#### 6.2.4 評価結果

スリーブの許容圧力は，内面に圧力を受けるスリーブは約37.1Pd，外面に圧力を受けるスリーブは約20.6Pd以上であることから，女川原子力発電所2号炉のスリーブは200°C，2Pdにおいて耐圧部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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



## 6.3 端板

### 6.3.1 評価部位

端板は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、スリーブに溶接構造で取り付けられている。

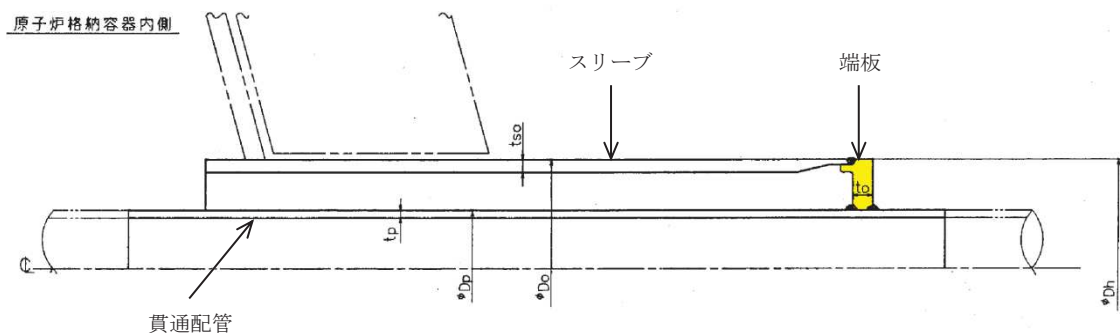
端板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2Pd$ の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び有意な圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、端板の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊が想定される。

このため、端板については、耐圧部材の延性破壊を評価する。

なお、本評価においては、許容圧力が最小の端板 (X-12A, B) について評価する。

第6.3-1図に、端板の構造を示す。



第 6.3-1 図 端板の構造

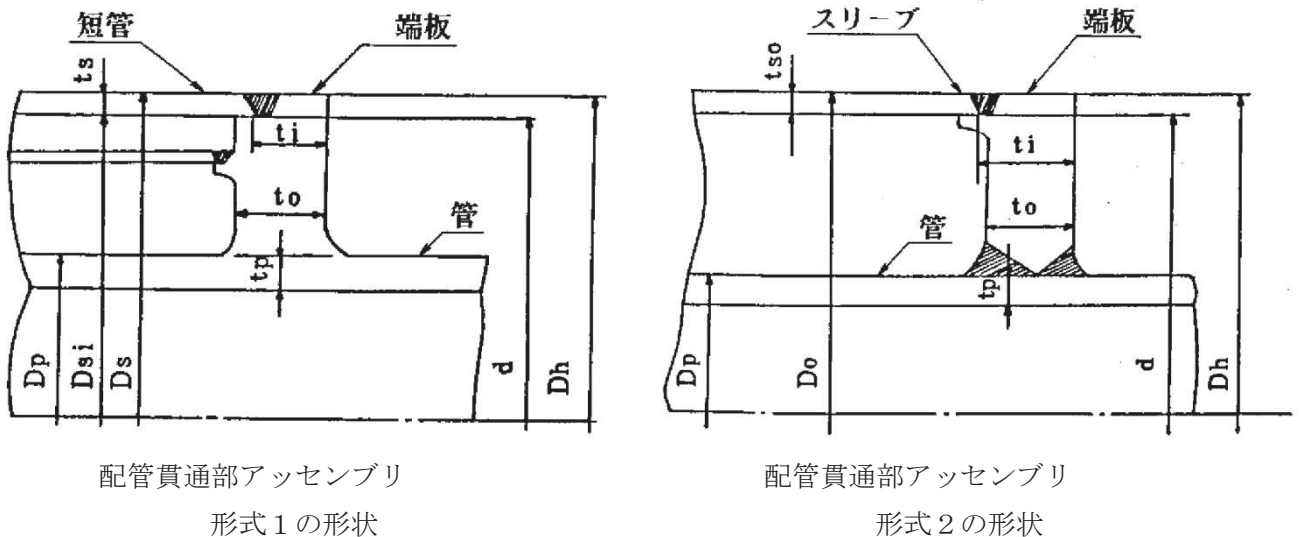
### 6.3.2 評価方針

設計・建設規格を準用した評価式を用いて、200℃における端板の機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し、200℃、2Pdの環境下において端板の放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを評価する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度・限界圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（Su）の2/3とする。この許容値の考え方は、設計・建設規格のPVE-3111において示される原子炉格納容器（クラスMC容器）の供用状態Dに対する許容値と同じ考え方である。

### 6.3.3 評価

端板の基本形状を第6.3-2図に示す。



第6.3-2図 端板の基本形状

端板に対し、設計・建設規格のPVE-3410項を準用し、許容圧力を次の式で評価する。

$$P_a = \frac{S}{K} \left( \frac{t}{d} \right)^2$$

評価の結果，端板の許容圧力は約 11.4Pd であり，2Pd 以上である。  
 評価結果を第 6.3-1 表に示す。

第 6.3-1 表 端板の評価結果まとめ

貫通部番号		X-12A, B
材料		SFVC2B
最高使用温度 (°C)		302
S (=2/3Su)	許容引張応力 (MPa) (最高使用温度での 2/3Su を用いて算出)	292
d	端板 (平板) の径, 又は最小内のり (mm)	
t	呼び厚さ to (mm)	
K	端板 (平板) の取付方法による係数	
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	4.874
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	11.41

#### 6.3.4 評価結果

端板の許容圧力は約11.4Pd以上であることから，女川原子力発電所2号炉の端板は200°C，2Pdにおいて耐圧部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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 6.4 フランジ部

### 6.4.1 評価部位

フランジ部は、フランジ、ボルト締付平板及び締付ボルトからなり、原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されたフランジとボルト締付平板を締付ボルトで固定しており、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、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれにガスケットを挟み込み、締付ボルトで締め付ける二重シール構造になっている。

フランジ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°C、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、繰返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が生じないことから、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。

シール部は、内圧の上昇に伴いフランジ開口量が増加することによる漏えい、フランジ開口の進展による締付ボルトの破損が想定される。また、シール材が重大事故時の環境に晒されることにより劣化（復元量の低下）し、シール能力が低下することが想定される。

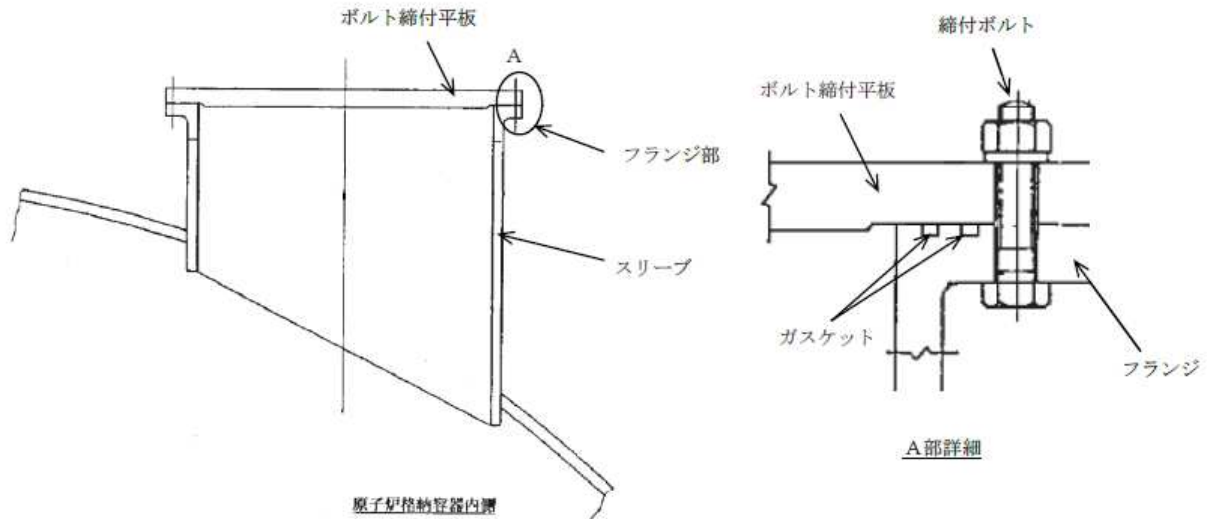
したがって、フランジ部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、フランジ部について、フランジ、ボルト締付平板及び締付ボルトの延性破壊、また、シール能力低下による漏えいを評価する。なお、シール材については、改良EPDM材ガスケットに取り替える予定であることから、改良EPDM材ガスケットでの評価を実施する。

なお、本評価においては、フランジ部の径と板厚等の組み合わせにより、厳しい条件となるX-200A, Bのフランジ部を評価する。

第6.4-1図に、フランジ部の構造を示す。

なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期点検時に開放する場合には、取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、事故環境下での評価を実施する。



第 6. 4-1 図 フランジ部の構造

#### 6. 4. 2 評価方針

フランジ部を構成するフランジ，ボルト締付平板及び締付ボルトのうち，ボルト締付平板については，設計・建設規格を準用した評価式を用いて，200℃におけるボルト締付平板の機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し，2Pd以上であることを確認する。

その際，部材に発生する応力強さの許容値は，今回の評価が設計基準を超えた限界温度・限界圧力の評価であることを踏まえ，設計引張強さ（Su）の2/3とする。この許容値の考え方は，設計・建設規格の PVE-3111 において示される原子炉格納容器（クラス MC 容器）の供用状態Dに対する許容値と同じ考え方である。

フランジ及び締付ボルトについては，JIS B 8265-2003を適用し，2Pdにおけるフランジの発生応力が許容応力を下回ること，200℃，2Pdにおける締付ボルトの所要総断面積が実際のボルト総断面積以下であることを確認する。

シール部については，一般式を用いて，200℃，2Pdにおけるフランジ部の開口量を評価し，許容開口量を下回ることを確認する。

フランジ部の評価対象と評価方法を第6. 4-1表に示す。

第 6. 4-1 表 フランジ部の評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
ボルト締付平板	延性破壊	・ 設計・建設規格 (PVE-3410) の評価式を準用し, 200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価
フランジ	延性破壊	・ JIS B 8265-2003 を適用し, 2Pd におけるフランジの発生応力を評価
締付ボルト	延性破壊	・ JIS B 8265-2003 を適用し, 200℃, 2Pd におけるボルトの所要総断面積を評価
シール部	開口, シール能力低下	・ 改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果を踏まえ, 一般式を用いてフランジの開口量を評価

#### 6. 4. 3 評価

##### (1) ボルト締付平板の評価

ボルト締付平板に対し, 設計・建設規格の PVE-3410 を準用し, 許容圧力を次の式で評価する。

$$P_a = \frac{S}{K} \left( \frac{t}{d} \right)^2$$

評価の結果, ボルト締付平板の許容圧力は約 2. 7Pd であり, 2Pd 以上である。

評価結果を第 6. 4-2 表に示す。

第 6. 4-2 表 ボルト締付平板の評価結果まとめ

貫通部番号		X-200A, B
材料		SGV49 (SGV480 相当)
最高使用温度 (°C)		200
S (=2/3Su)	設計引張強さ (MPa) ここでは, 2/3Su を用いて算出する	281
d	平板の径, 又は最小内のり (mm)	
t	呼び厚さ to (mm)	
K	平板の取付方法による係数	0. 50
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	1. 180
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0. 427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	2. 76

(2) フランジの評価

フランジに対し, JIS B 8265-2003 を適用した評価を行う。  
 評価の結果, フランジの各部の発生応力は許容応力以下である。  
 評価結果を, 第 6. 4-3 表に示す。

第 6. 4-3 表 フランジ応力評価結果 (X-200A, B)

発生応力 (MPa)			許容応力 (MPa)
軸方向ハブ応力	$\sigma_H$		438
内径におけるフランジの 半径方向応力	$\sigma_R$		292
内径におけるフランジの 周方向応力	$\sigma_T$		292
組合せ応力	$(\sigma_H + \sigma_R) / 2$		292
	$(\sigma_H + \sigma_T) / 2$		292

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) 締付ボルトの評価

締付ボルトに対し，JIS B 8265-2003 を適用した評価を行う。

評価の結果，締付ボルトの所要総断面積は実際のボルト総断面積以下である。

評価結果を，第 6. 4-4 表に示す。

第 6. 4-4 表 ボルト評価結果 (X-200A, B)

ボルトの所要総断面積 $A_m$ (mm <sup>2</sup> )	<input type="text"/>
実際のボルト総断面積 $A_b$ (mm <sup>2</sup> )	<input type="text"/>

(4) シール部の評価

シール部に対し，一般式を用いて 2Pd における開口量を算出し，許容開口量を下回ることを確認する。なお，シール材については，改良 EPDM 材ガスケットに取り替える予定であるため，改良 EPDM 材ガスケットを使用した場合の評価を行う。

許容開口量の設定に使用する改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果を第 6. 4-5 表に示す。

第 6. 4-5 表 圧縮永久ひずみ試験\*1 結果

試験温度	200 °C
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験片	3 個
試験時間	168 h
ひずみ率	<input type="text"/> %*2

\*1 : JIS K6262 に従い実施

\*2 : 3 試験片の平均値 (  % ,  % ,  % )

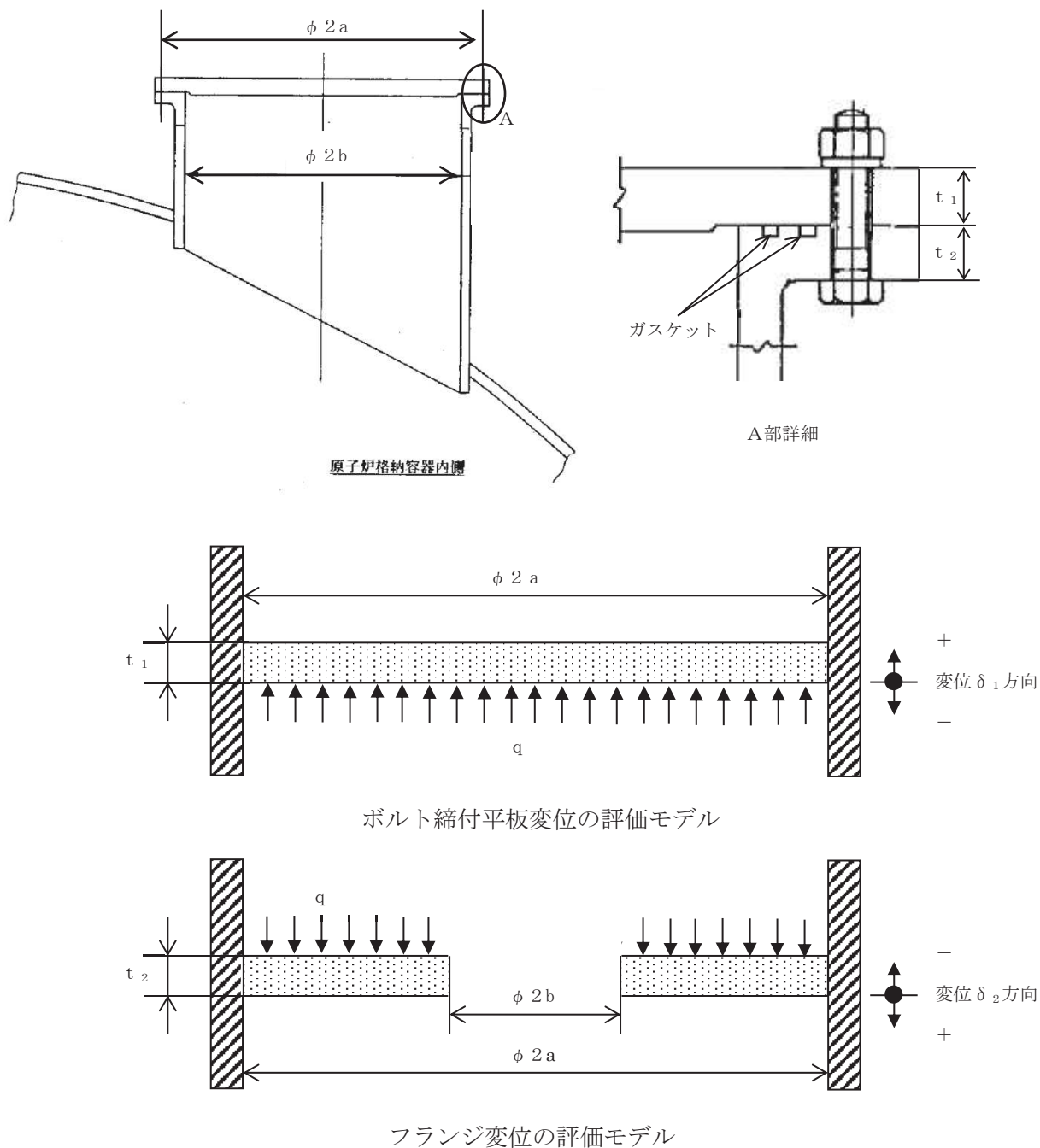
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



許容開口量は、168時間のひずみ率  %とフランジ部の定格押込量  mmを踏まえ、 mm (= 定格押込量  mm × (100% -  %)) とする。

評価の結果、シール部については、フランジ部の開口量は約  mmであり、許容開口量  mm 以下である。

以下に、フランジ部開口量の評価モデルを第 6.4-2 図に、評価結果を第 6.4-6 表に示す。



第 6.4-2 図 評価モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 6.4-6 表 フランジ部開口量の評価結果 (X-200A, B)

a	ボルトピッチ円半径	
b	フランジ内半径	
$D_1$	$= \frac{Et_1^3}{12(1-\nu^2)}^{*1}$	
$D_2$	$= \frac{Et_2^3}{12(1-\nu^2)}^{*1}$	
E	縦弾性係数	
$K_{yb}$	b/a より定まる係数 <sup>*1</sup>	
q	評価圧力	
$t_1$	閉止板板厚	
$t_2$	フランジ部板厚	
$\nu$	ポアソン比	
$\delta_1$	$= \frac{qa^4}{64D_1}^{*1*2}$	
$\delta_2$	$= \frac{-K_{yb} \cdot qa^4}{D_2}^{*1*2}$	
$\delta_1 + \delta_2$	合計開口量	
$\delta_a$	許容開口量	

\*1：出典「ROARK'S FORMULAS FOR STRESS AND STRAIN EIGHTH EDITION」

\*2：評価モデルにおける最大変位をシール部の変位量とする。

#### 6.4.4 評価結果

ボルト締付平板の許容圧力は約2.7Pd以上であり、フランジの発生組合せ応力は、最大  MPaであり許容応力（292MPa）以下である。また、締付ボルトの所要総断面積は実際のボルト総断面積以下である。また、シール部については、フランジ部の開口量は約  mmであり、許容開口量  mm以下であることから、女川原子力発電所2号炉のフランジ部は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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 6.5 閉止板

### 6.5.1 評価部位

閉止板は、将来的に原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、スリーブに溶接構造で取り付けられている。

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、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、繰返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が生じないことから、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。

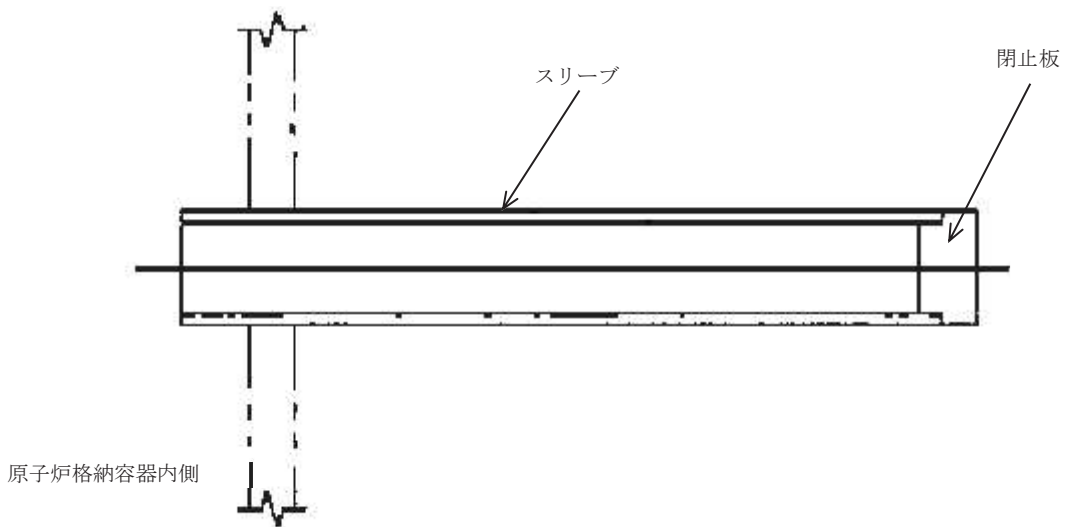
一方、閉止板には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力（曲げ応力）が生じ、閉止板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。

したがって、閉止板の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊が想定される。

このため、閉止板については、耐圧部材の延性破壊を評価する。

なお、本評価においては、許容圧力が最小の閉止板（X-130A\*）について評価する。（\*：同一形状の閉止板が複数存在）

第6.5-1図に、閉止板の構造を示す。



第6.5-1図 閉止板の構造

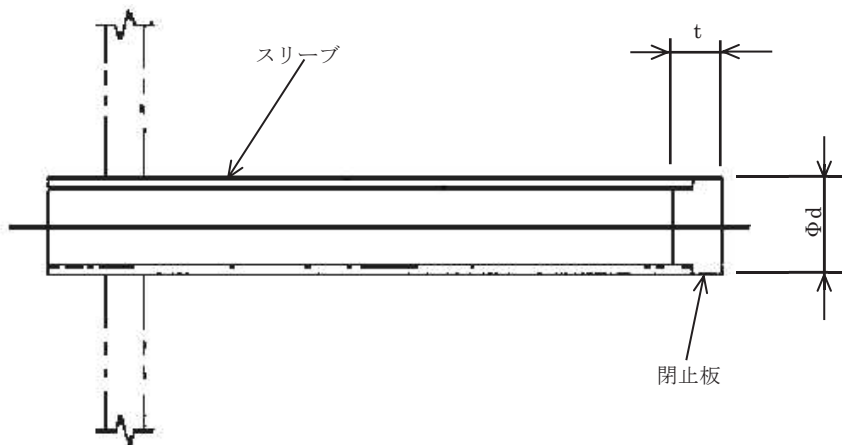
### 6.5.2 評価方針

設計・建設規格を準用した評価式を用いて、200℃における閉止板の機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し、200℃、2Pdの環境下において閉止板の放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを評価する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度・限界圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（Su）の2/3とする。この許容値の考え方は、設計・建設規格のPVE-3111において示される原子炉格納容器（クラスMC容器）の供用状態Dに対する許容値と同じ考え方である。

### 6.5.3 評価

閉止板の基本形状を第6.5-2図に示す。



第6.5-2図 閉止板の基本形状

閉止板に対し、設計・建設規格のPVE-3410を準用し、許容圧力を次の式で評価する。

$$P_a = \frac{S}{K} \left( \frac{t}{d} \right)^2$$

評価の結果、閉止板の許容圧力は約10.8Pdであり、2Pd以上である。評価結果を第6.5-1表に示す。

第 6.5-1 表 閉止板の評価結果まとめ

貫通部番号		X-130A*
材料		SUS316L
最高使用温度 (°C)		302
S (=2/3Su)	許容引張応力 (MPa) (最高使用温度での 2/3Su を用いて算出)	249
d	閉止板 (平板) の径, 又は最小内のり (mm)	
t	呼び厚さ (mm)	
K	閉止板 (平板) の取付方法による係数	0.33
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	4.644
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	10.87

\* : 同一形状の貫通部 (閉止板) が複数存在

#### 6.5.4 評価結果

閉止板の許容圧力は約10.8Pd以上であることから、女川原子力発電所2号炉の閉止板は200°C、2Pdにおいて耐圧部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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 6.6 伸縮継手

### 6.6.1 評価部位

伸縮継手は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、短管に溶接構造で取り付けられている。

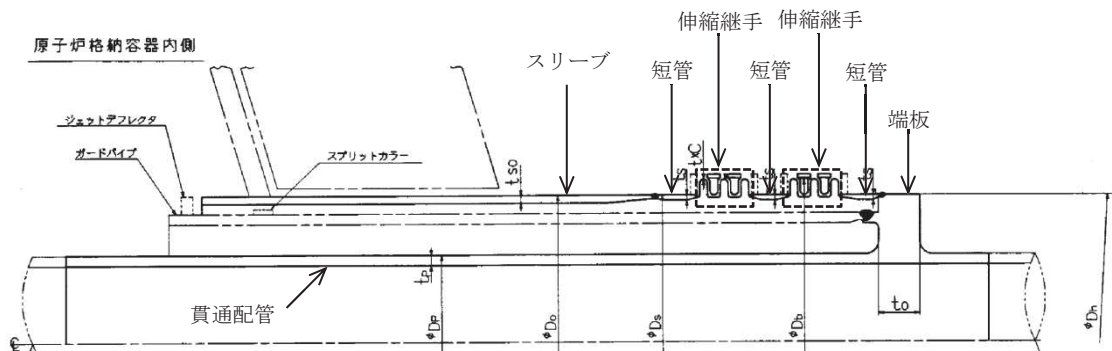
伸縮継手の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊及び疲労破壊が考えられる。今回の評価条件である $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2\text{Pd}$ の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないことから、脆性破壊は評価対象外と考えることができる。

したがって、伸縮継手の機能喪失要因は、通常運転時に累積される低サイクル疲労に加えて重大事故時に累積される低サイクル疲労による疲労破壊が想定される。

このため、伸縮継手について、既工認と同様の評価式を用いて重大事故時の伸縮継手の疲労累積係数を求め、通常運転時の疲労累積係数との合計が1以下であることを確認することで、疲労破壊を評価する。

なお、評価は、重大事故時の疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数との合計が最も大きい貫通部(X-36)の伸縮継手を評価する。

第6.6-1図に、伸縮継手の構造を示す。



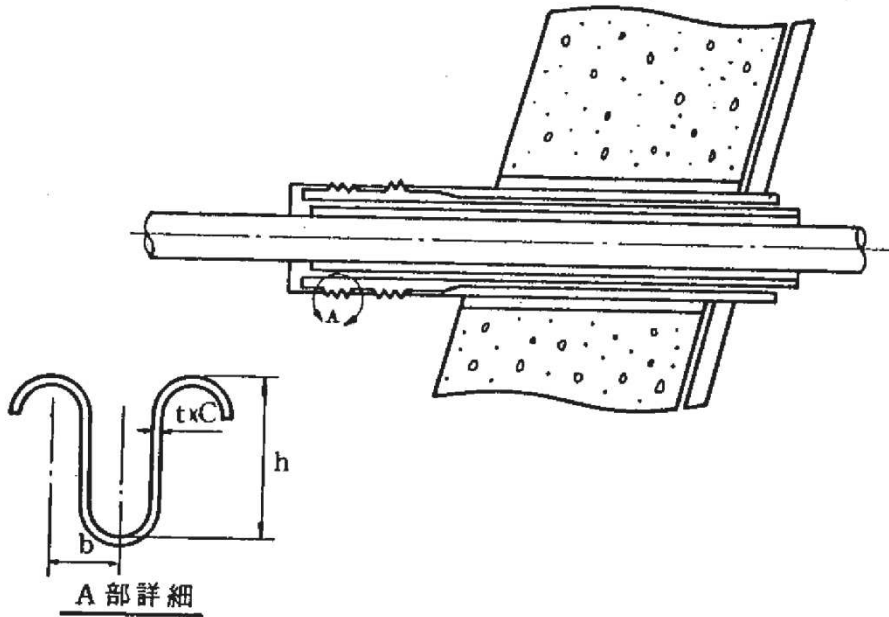
第6.6-1図 伸縮継手の構造

### 6.6.2 評価方針

設計・建設規格に準拠した評価を用いて、通常運転時と $200^{\circ}\text{C}$ における伸縮継手の疲労累積係数を算出し、 $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2\text{Pd}$ の環境下において伸縮継手の放射性物質の閉じ込め機能が維持されていることを評価する。

### 6.6.3 評価

伸縮継手の基本形状を第6.6-2図に示す。



第6.6-2図 伸縮継手の基本形状

伸縮継手に対して、設計・建設規格のPVE-3810に準拠し、重大事故時の設計繰返し回数と許容繰返し回数の比である疲労累積係数を次の式で求め、既工認における通常運転時の疲労累積係数との合計が1以下であることを確認する。重大事故時の条件として、事故の繰返し回数は1回とする。また、重大事故時は200℃、2Pdとなるため、伸縮継手の全伸縮量は設計状態（171℃、1Pd）の2倍とする。

$$N_{Si} = \left( \frac{11031}{\sigma} \right)^{3.5}$$

$$\sigma = \frac{1.5Et \delta}{n\sqrt{bh^3}} + \frac{Ph}{tc}$$

評価の結果、伸縮継手の重大事故時の疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数との合計は0.1067であり、1以下である。

評価結果を第6.6-1表に示す。

第6.6-1表 伸縮継手の評価結果まとめ

貫通部番号		X-36
材料		SUS316L
最高使用温度 (°C)		200
E	縦弾性係数 (MPa)	183000
t	ベローズの板厚 (mm)	
δ	全伸縮量 (mm) (既工認における設計状態の2倍)	
h	ベローズの波の高さ (mm)	
n	ベローズの波数の2倍の値 (-)	
b	ベローズの波のピッチの2分の1 (mm)	
c	ベローズの層数 (-)	
P	限界圧力 (MPa)	
σ	ベローズに生じる応力 (MPa)	2039
N <sub>S3</sub>	許容繰返し回数 (回)	368
N <sub>3</sub>	設計繰返し回数 (回)	1
N <sub>1</sub> /N <sub>S1</sub> +N <sub>2</sub> /N <sub>S2</sub>	既工認における疲労累積係数 (-)	0.104
N <sub>3</sub> /N <sub>S3</sub>	重大事故時の疲労係数 (-)	0.0027
Σ N <sub>i</sub> /N <sub>Si</sub>	疲労累積係数 (-)	0.1067

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

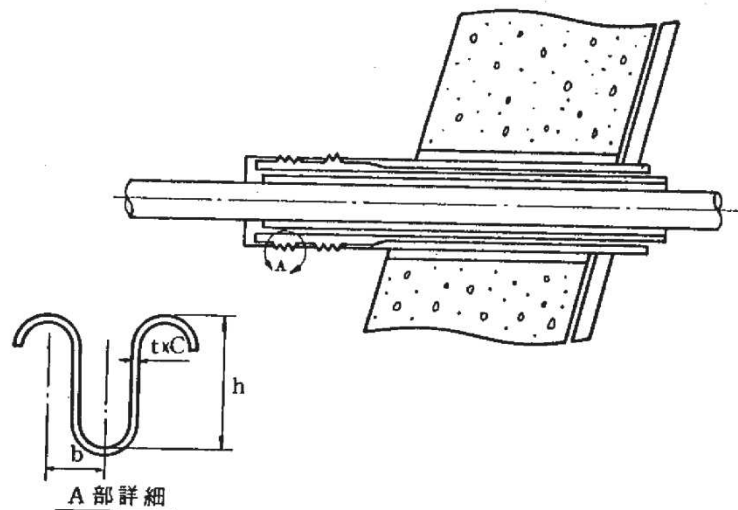


#### 6.6.4 評価結果

伸縮継手の重大事故時の疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数との合計は 0.1067 で 1 以下であることから、女川原子力発電所 2 号炉の伸縮継手は 200℃、2Pd において耐圧部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。

## ベローズの評価における変位量について

伸縮継手の評価においては、重大事故時の  $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2\text{Pd}$  の環境を考慮し、ベローズの全伸縮量を保守的に設計状態 ( $171^{\circ}\text{C}$ 、 $1\text{Pd}$ ) での全伸縮量の 2 倍として疲労評価を行っており、疲労累積係数が 1 以下であることを確認している。なお、本評価における伸縮継手の全伸縮量は、変形可能な伸縮量以下であることを確認している。伸縮継手の基本形状を第 6.6-1-1 図に、全伸縮量と変形可能な伸縮量を第 6.6-1-1 表に示す。



第 6.6-1-1 図 伸縮継手の基本形状

第 6.6-1-1 表 伸縮継手の全伸縮量と変形可能な伸縮量

貫通部番号	設計状態全伸縮量 $\delta_0$ (mm)	重大事故時全伸縮量 $\delta_1 (= \delta_0 \times 2)$ (mm)	変形可能な伸縮量 $n \times b$ (mm)
X-10A			
X-10B			
X-10C			
X-10D			
X-11			
X-12A			
X-12B			
X-31A			
X-31B			
X-31C			
X-32A			
X-32B			
X-33A			
X-33B			
X-34			
X-35			
X-36			
X-37			
X-50			

n : ベローズの波数の 2 倍の値

b : ベローズのピッチの 2 分の 1 (mm)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 6.7 短管

### 6.7.1 評価部位

短管は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、スリーブと伸縮継手間、伸縮継手と端板間に溶接構造で取り付けられている。

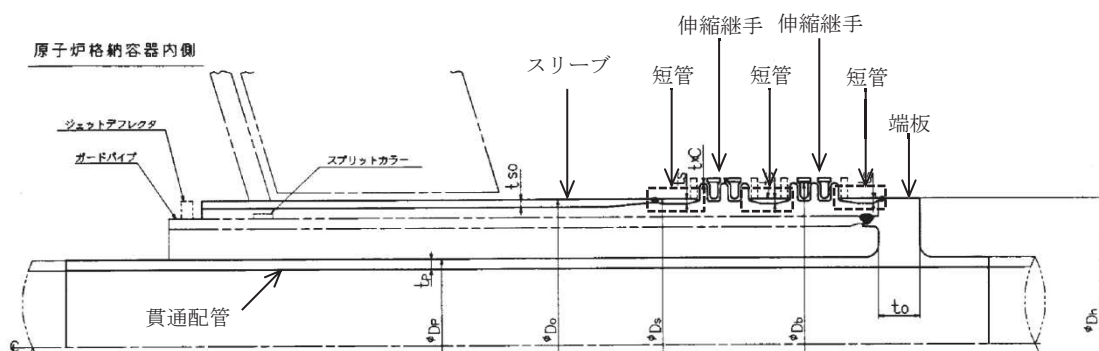
短管の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2\text{Pd}$ の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、短管の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊が想定される。

このため、短管については、耐圧部材の延性破壊を評価する。

なお、本評価においては、許容圧力が最小の短管（X-10A\*）について評価する。（\*：同一形状の短管が複数存在）

第6.7-1図に、短管の構造を示す。



第 6.7-1 図 短管の構造

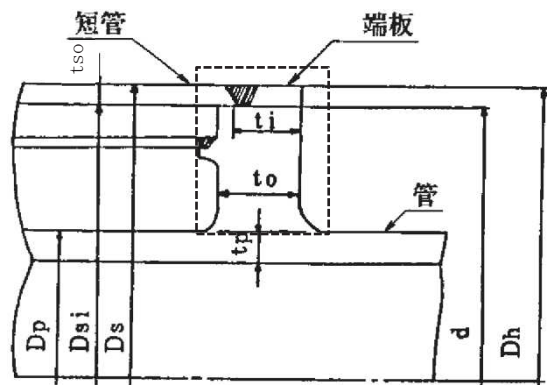
### 6.7.2 評価方針

設計・建設規格を準用した評価式を用いて、 $200^{\circ}\text{C}$ における短管の機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し、 $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2\text{Pd}$ の環境下において短管の放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを評価する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度・限界圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（ $S_u$ ）の $2/3$ とする。この許容値の考え方は、設計・建設規格の PVE-3111 において示される原子炉格納容器（クラス MC 容器）の供用状態 D に対する許容値と同じ考え方である。

### 6.7.3 評価

短管の基本形状を第6.7-2図に示す。



第 6.7-2 図 短管の基本形状

短管に対し，設計・建設規格の PVE-3611 を準用し，許容圧力を次の式で評価する。

$$P_a = 2 S \eta t / (D_o - 0.8t)$$

評価の結果，短管の許容圧力は約  $25.0P_d$  であり， $2P_d$  以上である。  
評価結果を第 6.7-1 表に示す。

第 6.7-1 表 短管の評価結果まとめ

貫通部番号		X-10A*
材料		SGV49 (SGV480 相当)
最高使用温度 (°C)		200
S (=2/3Su)	許容引張応力 (MPa) (最高使用温度での 2/3Su を用いて算出)	281
Do	短管の外径 Ds (mm)	
$\eta$	継手効率 (-)	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)	
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	10.697
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	25.05

\* : 同一形状の短管が複数存在

#### 6.7.4 評価結果

短管の許容圧力は約25.0Pd以上であることから、女川原子力発電所2号炉の短管は200°C、2Pdにおいて耐圧部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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 7. 電気配線貫通部

### 7.1 評価部位

電気配線貫通部には高電圧用と低電圧用の二種類があり、電気配線貫通部本体のヘッドに高電圧用又は低電圧用のモジュールが設置されている。

電気配線貫通部(高電圧)は、スリーブ～アダプタ間、アダプタ～ヘッド間及びヘッド～モジュール間の溶接部並びにモジュール内部のエチレンプロピレンゴムによりシール機能を維持する構造となっている。

また、電気配線貫通部(低電圧)は、スリーブ～アダプタ間及びアダプタ～ヘッド間の溶接部、ヘッド～モジュール間のメタルOリングによる金属シール並びにモジュール内部のエポキシ樹脂によりシール機能を維持する構造となっている。

電気配線貫通部のうちアダプタ及びヘッド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、繰返し荷重が作用しないこと及び過度の圧縮力がアダプタ及び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。

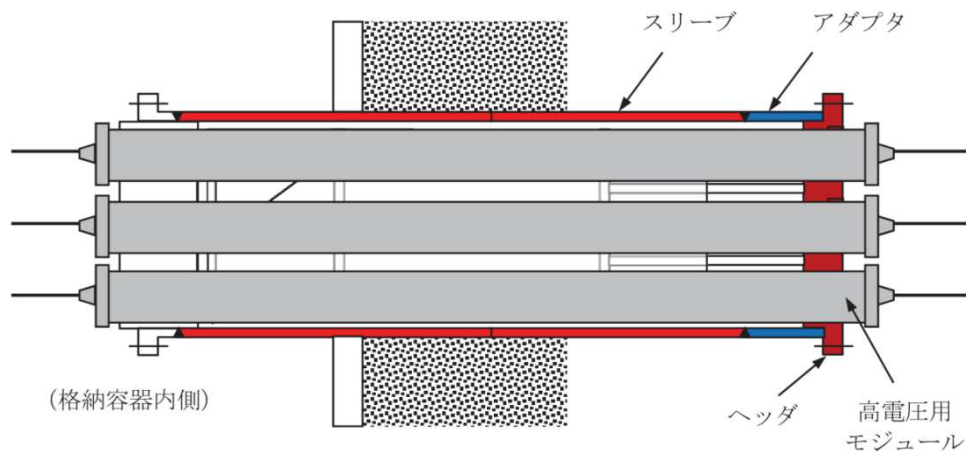
したがって、アダプタ及びヘッドの機能喪失要因は、高温状態で内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

このため、アダプタ及びヘッドについては延性破壊を評価する。

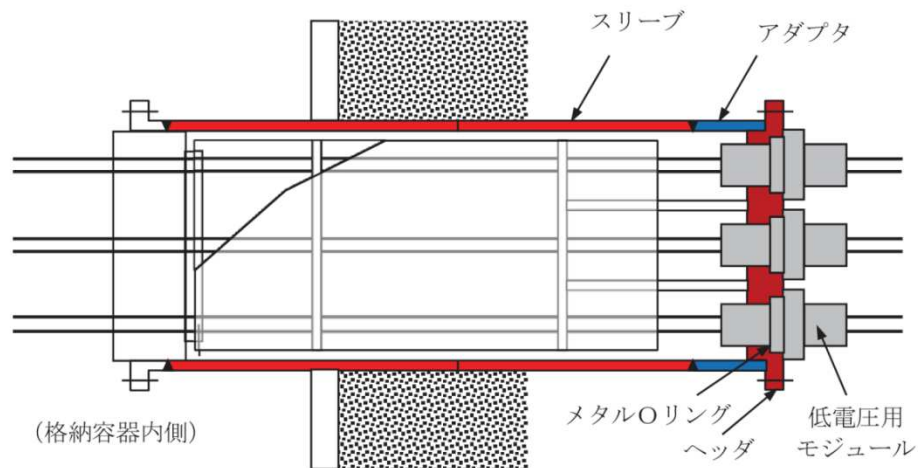
また、モジュールについては、原子炉格納容器との取り付け部(電気配線貫通部のスリーブ)からモジュール部を支持するヘッド部までは距離があり、原子炉格納容器胴の変形に伴う影響はないと考えられることから、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇に伴うエチレンプロピレンゴム、エポキシ樹脂の劣化のためのシール能力低下による漏えいを評価する。

なお、電気配線貫通部におけるスリーブについては、「6.2 スリーブ」の中で評価している。

電気配線貫通部(高電圧)の構造を第7-1図に、電気配線貫通部(低電圧)の構造を第7-2図に示す。



第 7-1 図 電気配線貫通部（高電圧）の構造



第 7-2 図 電気配線貫通部（低電圧）の構造

## 7.2 評価方針

アダプタ及びヘッドについては、設計・建設規格を準用した評価式を用いて、200℃におけるアダプタ及びヘッドの機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し、200℃、2Pdの環境下においてアダプタ及びヘッドの放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを評価する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度・限界圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（Su）の2/3とする。この許容値の考え方は、設計・建設規格のPVE-3111において示される原子炉格納容器（クラスMC容器）の供用状態Dに対する許容値と同じ考え方である。

モジュールについては、既往の電共研において、実機モジュール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1.87Pd(0.8MPa)とした環境下におけるモジュールのエチレンプロピレ



ンゴム及びエポキシ樹脂のシール性能が確認されている。

平成2年度から平成14年度に実施されたNUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）において、モジュールと同等の試験体を用い、シール材からの漏えい限界圧力・限界温度の把握を行っている。この評価では、最大2.3Pd（1MPa）、約260℃までのシール性能が確認されており、また、シール性能は圧力に依存することなく温度により影響を受けることが確認されている。

また、過去の環境試験において、モジュール部と同等の試験体を用い、冷却材喪失事故時を模擬した環境条件（）におけるモジュール部のエチレンプロピレンゴム及びエポキシ樹脂のシール性能が確認されている。

これらの評価結果を用いて、200℃、2Pdの環境下においてモジュールのシール性能が確保されることを確認する。

電気配線貫通部の評価対象及び評価方法を第7-1表に示す。

第7-1表 電気配線貫通部の評価対象と評価方法

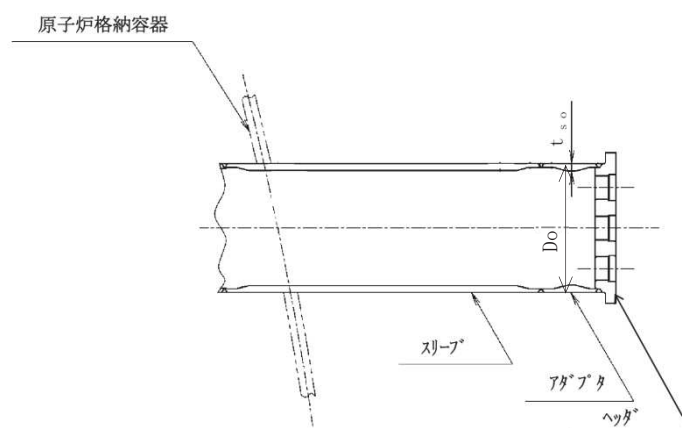
評価対象	機能喪失要因	評価方法
スリーブ	延性破壊	・「配管貫通部 スリーブ」に合わせて評価
アダプタ	延性破壊	・設計・建設規格(PVE-3611)を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価
ヘッド	延性破壊	・設計・建設規格(PVE-3410)を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価
モジュール	シール能力低下	・電共研、NUPEC 及び過去の環境試験の原子炉格納容器電気配線貫通部の特性・健全性確認試験結果を用いて、シール性能が確保されることを評価

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 7.3 評価

#### (1) アダプタの評価

アダプタの基本形状を第7-3図に示す。



第7-3図 アダプタの基本形状

アダプタに対し、設計・建設規格のPVE-3611を準用し、許容圧力を次の式で評価する。

$$Pa = 2 S \eta t / (Do - 0.8t)$$

評価の結果、アダプタ（高電圧）の許容圧力は約30.4Pd，アダプタ（低電圧）の許容圧力は約37.0Pdであり，2Pd以上である。

評価結果を第7-2表に示す。

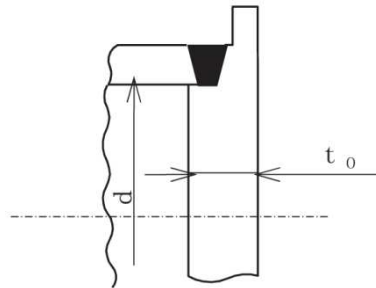
第7-2表 アダプタの評価結果まとめ

電気配線貫通部の型式		高電圧	低電圧
材料			
最高使用温度 (°C)		200	200
S (=2/3Su)	許容引張応力(MPa) (最高使用温度での2/3Suを用いて算出)	269	269
Do	アダプタの外径 (mm)		
η	継手効率 (-)	1.00	1.00
t	呼び厚さ tso (mm)		
Pa	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	13.015	15.819
Pd	最高使用圧力 (MPa)	0.427	0.427
Pa / Pd	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	30.47	37.04

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) ヘッダの評価

ヘッダの基本形状を第7-4図に示す。



第7-4図 ヘッダの基本形状

ヘッダに対し、設計・建設規格のPVE-3410を準用し、許容圧力を次の式で評価する。

$$P_a = \frac{S}{K} \left( \frac{t}{d} \right)^2$$

評価の結果、ヘッダ（高電圧）の許容圧力は約33.7Pd、ヘッダ（低電圧）の許容圧力は約69.0Pdであり、2Pd以上である。

評価結果を第7-3表に示す。

第7-3表 ヘッダの評価結果まとめ

電気配線貫通部の型式		高電圧	低電圧
材料			
最高使用温度 (°C)		200	200
S (=2/3Su)	許容引張応力(MPa) (最高使用温度での2/3Suを用いて算出)	268	268
d	ヘッダの呼び径 (mm)		
t	呼び厚さ t <sub>0</sub> (mm)		
K	ヘッダの取付方法による係数	0.33	0.33
P <sub>a</sub>	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	14.405	29.484
P <sub>d</sub>	最高使用圧力 (MPa)	0.427	0.427
P <sub>a</sub> / P <sub>d</sub>	最高使用圧力に対する許容圧力の比 (-)	33.73	69.04

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) モジュールの評価

a. 既往の電共研による試験結果を用いた評価（高電圧モジュール）

女川原子力発電所 2 号炉の電気配線貫通部（高電圧）は、モジュール内部のエチレンプロピレンゴムによりシール性能を維持しており、既往の電共研「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験（S63/3）報告書」における検証試験でシール性能が確保されることを確認している。

この電共研では、電気配線貫通部（高電圧）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のシール性能について検証を行っている。

既往の電共研の試験結果を第 7-4 表に示す。

第7-4表 電共研の試験結果（高電圧）

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)	試験 雰囲気			
200 (220)	(0.61～ 0.79)	62.0	乾熱	194	44	一次シール部の漏えいなし 二次シール部の漏えいなし
・ ()内数値は、記録グラフからの読取値。 ・ 試験時の原子炉格納容器外側圧力及び高電圧モジュールのハウジング内の圧力は 0kPa[gage] (大気圧) で実施。						

試験結果から、原子炉格納容器内側端子箱部分の環境条件を 200℃とした試験においては、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ないことが確認できている。

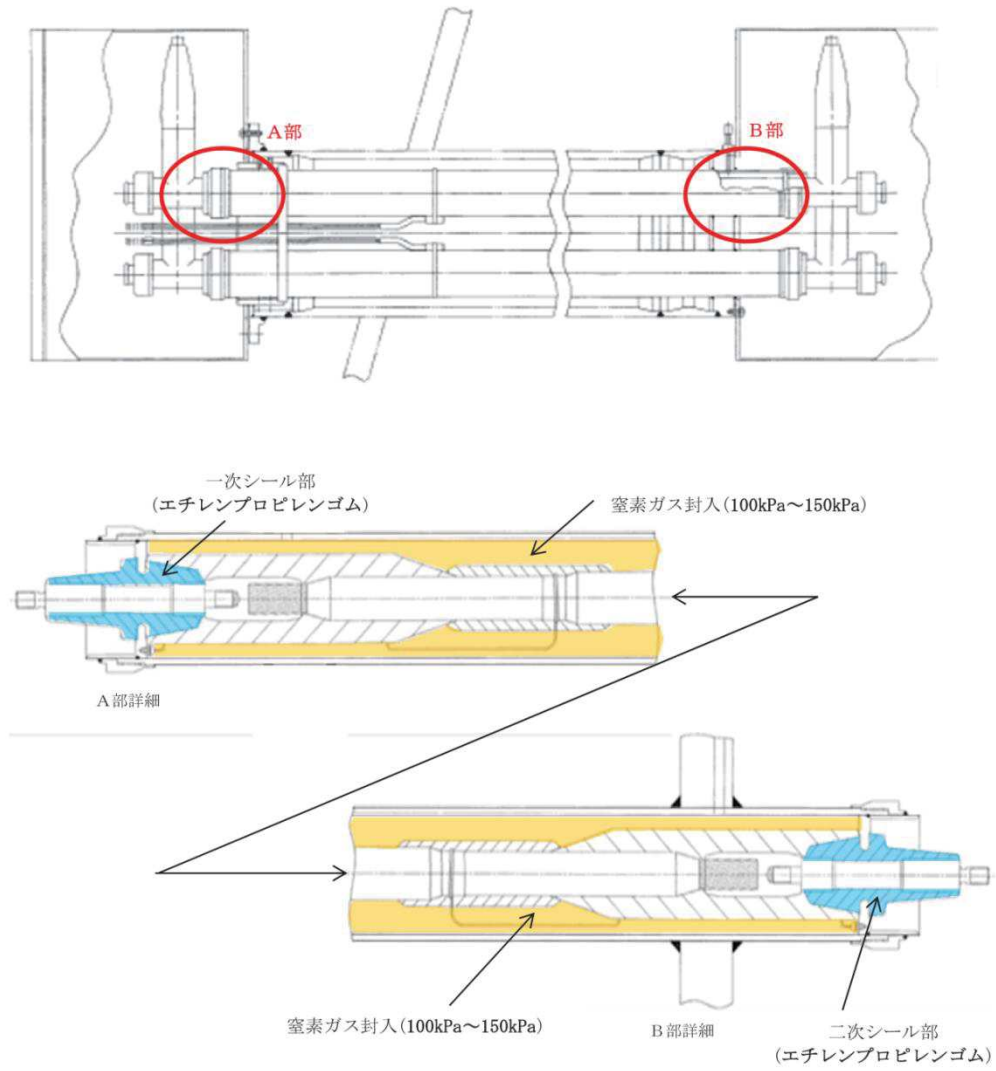
なお、本試験の試験時間は、200℃において 62 時間であり、168 時間(7 日間)に到達していない。参考として、有機物の活性化エネルギー<sup>\*1</sup>を用いたアレニウス則により一次シール部の熱劣化条件(194℃/62 時間)及び二次シール部の温度(100℃(試験結果の二次シール部の温度 44℃に裕度を考慮した温度))を適用して換算評価を行うと 3652 時間となり、168 時間(7 日間)を上回っている。

\*1：有機物の活性化エネルギー 62.8kJ/mol を使用

また、本試験の試験圧力は、約0.79MPa(約1.8Pd)であり、2Pd以下であるが、実機の電気配線貫通部のモジュールは、運転中におけるシール部の漏えい確認のため、その内部に窒素ガスを約0.1MPa[gage]～0.15MPa[gage]の圧力で封入している。そのため、原子炉格納容器内の圧力が2Pdとなった場合においても、モジュールのエチレンプロピレンゴムに加わる圧力は、0.704MPa～0.754MPa<sup>\*2</sup>となる。そのため、電共研の試験圧力0.79MPa以下となることから、試験条件は実機の2Pd条件を包絡していると判断する。

\*2：0.854MPa(2Pd)－(0.1MPa～0.15MPa)より

電気配線貫通部（高電圧）モジュールの構造図を第7-5図に示す。



第7-5図 電気配線貫通部（高電圧）モジュール構造図

b. 既往の電共研による試験結果を用いた評価（低電圧モジュール）

女川原子力発電所2号炉の電気配線貫通部（低電圧）は、モジュールのエポキシ樹脂によりシール機能を維持しており、既往の電共研「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験（S63/3）報告書」における検証試験でシール性が確保されることを確認している。

この電共研では、電気配線貫通部（低電圧）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℃及び400℃とした場合における電気配線貫通部のシール性能について検証を行っている。

既往の電共研の試験結果を第7-5表に示す。

第7-5表 電共研の試験結果（低電圧）

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)	試験 雰囲気			
200 (230)	(0.60～ 0.81)	62.0	乾熱	137	68	一次シール部の漏えいなし 二次シール部の漏えいなし
400 (430)	(0.70～ 0.83)	127	乾熱	246	116	一次シール部の漏えいなし 二次シール部の漏えいなし

・ ()内数値は、記録グラフからの読取値。  
・ 試験時の原子炉格納容器外側圧力及び低電圧モジュール内部の圧力は0kPa[gage](大気圧)で実施。

試験結果から、原子炉格納容器内側端子箱部分の環境条件を200℃及び400℃とした試験において、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ないことが確認できている。

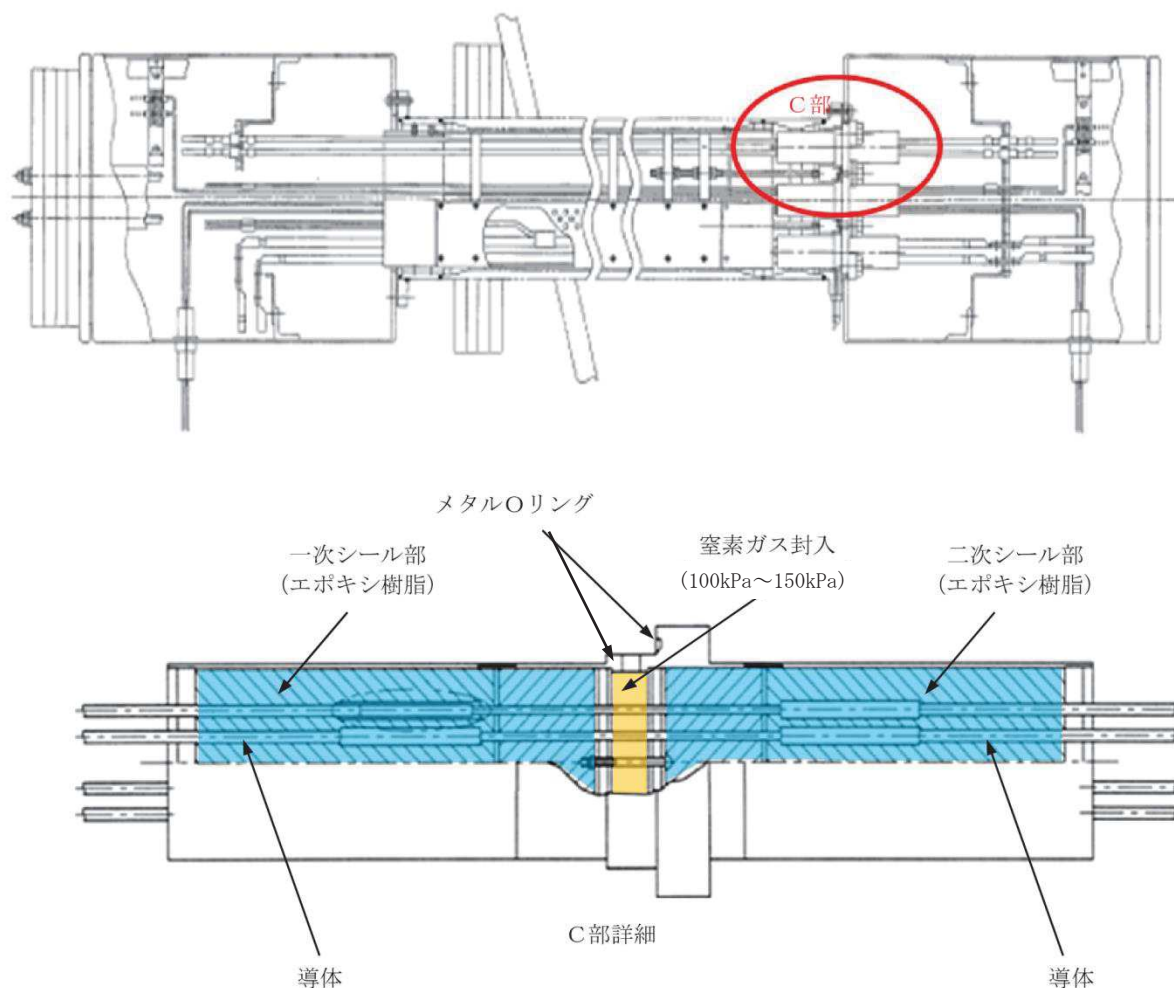
なお、本試験の試験時間は、200℃において62時間であり、168時間(7日間)に到達していない。参考として、有機物の活性化エネルギー<sup>\*1</sup>を用いたアレニウス則により一次シール部の熱劣化条件(137℃/62時間)及び二次シール部の温度(100℃(試験結果の二次シール部の温度68℃に裕度を考慮した温度))を適用して換算評価を行うと385時間となり、168時間(7日間)を上回っている。また、400℃における試験時間は127時間であり、原子炉格納容器内側端子箱部分の環境条件(400℃/9時間)及び原子炉格納容器内側の温度(66℃(通常運転中))を有機物の活性化エネルギー<sup>\*3</sup>を用いたアレニウス則に適用して換算評価を行うと約23,786日となり、21,900日(60年間)を上回っている。その後、原子炉格納容器内側端子箱部分の環境条件(400℃/118時間)及び重大事故等の原子炉格納容器内側の温度(200℃)を有機物の活性化エネルギー<sup>\*3</sup>を用いたアレニウス則を適用して換算評価を行うと約565日となり、7日間を上回っていることから、低電圧モジュール部の経年劣化分を考慮しても200℃の環境下での漏えいはないといえる。

\*3：有機物の活性化エネルギー 62.8kJ/molを使用

また、本試験の試験圧力は、約0.81MPa（約1.8Pd）であり、2Pd以下であるが、実機の電気配線貫通部のモジュールは、運転中におけるシール部の漏えい確認のため、その内部に窒素ガスを約0.1MPa[gage]～0.15MPa [gage]の圧力で封入している。そのため、原子炉格納容器内の圧力が2Pdとなった場合においても、モジュールのエポキシ樹脂に加わる圧力は、0.704MPa～0.754MPa\*4となる。そのため、電共研の試験圧力0.81MPa以下となることから、試験条件は実機の2Pd条件を包絡していると判断する。

\*4：0.854MPa(2Pd)－(0.1MPa～0.15MPa)より

電気配線貫通部（低電圧）モジュールの構造図を第7-6図に示す。



第7-6図 電気配線貫通部（低電圧）モジュール構造図



c. NUPEC による試験結果を用いた評価

平成 2 年度から平成 14 年度に実施された NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）において、モジュールのシール性能の確認試験が行われている。

この試験結果を第 7-6 表に示す。

第 7-6 表 NUPEC 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 確認結果	
	温度(°C)	圧力(MPa)	時間(h)	雰囲気	漏えい有無	破損温度 (°C)	圧力(MPa)
高電圧モジュール	200	0.8	20	蒸気	漏えいなし	400*5	0.8
低電圧モジュール	200	0.8	20	蒸気	漏えいなし	266~303	0.8~1.0

\*5 : 400°Cまで漏えいなし。400°Cまで昇温後、室温降下時に微少漏えい。

試験結果から、200°C、約 1.8Pd(0.8MPa)において、漏えいがないことが確認できている。また、低電圧モジュールについては、2.3Pd (1.0MPa) までは圧力に依存せず、約 260°Cまでのシール性能が確認できている。

なお、実機の電気配線貫通部のモジュールは、運転中におけるシール部の漏えい確認のため、その内部に窒素ガスを約 0.1MPa[gage]~0.15MPa[gage]の圧力で封入しているため、原子炉格納容器内の圧力が 2Pd となった場合においても、モジュールに加わる圧力は、0.704MPa~0.754MPa\*6 となり、NUPEC の健全性確認試験圧力 0.8MPa 以下となることから、2Pd での環境下において漏えいがないことが確認できていると判断する。

\*6 : 0.854MPa(2Pd) - (100kPa~150kPa) より



d. 過去の試験結果を用いた評価

過去の電気配線貫通部の環境試験では、電気配線貫通部（高電圧）及び電気配線貫通部（低電圧）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、高電圧モジュール及び低電圧モジュールのシール性能が確認されている。

この試験結果を第 7-7 表に示す。

第 7-7 表 冷却材喪失事故時の環境試験結果

種類	
高電圧モジュール	
低電圧モジュール	

既往の電共研による試験結果を用いた評価に示すとおり、原子炉格納容器内を 200℃と模擬した試験において、二次シール部は電気配線貫通部（高電圧）で 44℃、電気配線貫通部（低電圧）で 68℃となっており、 のシール性能が確認された試験温度を下回っていることから、原子炉格納容器が 200℃での環境下において漏えいがないことが確認できていると判断する。

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約  kGy 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のシール部のシール性能が確認できていると判断する。

7.4 評価結果

電気配線貫通部（高電圧）のアダプタ及びヘッドの許容圧力は約 30.4Pd 以上、電気配線貫通部（低電圧）のアダプタ及びヘッドの許容圧力は約 37.0Pd 以上であった。

また、モジュール内部のエチレンプロピレンゴム及びエポキシ樹脂は、既往の電共研、NUPEC 及び過去の環境試験の試験結果から 200℃、2Pd においてシール性能を確保できることを確認した。

これより、女川原子力発電所 2 号炉の電気配線貫通部は、200℃、2Pd において耐圧部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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## アレニウス則評価について

電気配線貫通部のシール性能評価については、主として冷却材喪失事故時の環境試験結果及び既往の電共研（S63/3）試験結果のうち、原子炉格納容器内を 200℃とした環境における 2 次シール部温度を用いて評価しており、アレニウス則評価は参考として示している。

電気配線貫通部のシール材などの有機系材料の放射線照射と熱劣化について、既往の文献<sup>\*1, 2</sup>において評価されている。

既往の文献<sup>\*1</sup>において、アレニウスの式を用いた熱劣化加速試験を推奨しており、以下の式を用いて評価を行っている。

$$\frac{dg}{dt} = A \cdot e^{\frac{-\phi}{RT}}$$

上式より、温度  $T_2$  の雰囲気にて時間  $t_2$  さらされる材料を温度  $T_1$  の雰囲気にて加速するための時間  $t_1$  は次の式により求められる。

$$\frac{t_1}{t_2} = e^{\left[ \frac{\phi}{R} \left( \frac{1}{T_1} - \frac{1}{T_2} \right) \right]}$$

ここで、

$\frac{dg}{dt}$  : 反応速度

$A$  : 定数

$\phi$  : 活性化エネルギー [eV/mol]

$R$  : 気体定数

$T$  : 温度 [K]

上式及び活性化エネルギーを既往の文献<sup>\*2</sup>より 62.8kJ/mol (15kcal/mol) を用いて、加速熱劣化した際の実環境における換算評価を行った。

※1: IEEE Std 323™-2003 “IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations”

※2: JNES-RE-2013-2049 原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド  
(2014年2月, 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

## 8. 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁は原子炉格納容器の貫通配管に設置されており、弁箱、弁体、ボンネット及びシール部等により構成している。

原子炉格納容器隔離弁のうち、原子炉格納容器調気系バタフライ弁、移動式炉心内計装系電磁弁及び移動式炉心内計装系ボール弁は、非金属材料シール材を使用しており、200℃、2Pdの環境下における劣化によるシール能力低下が想定される。

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、座屈及び延性破壊が考えられるが、200℃、2Pdの環境下では脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が弁耐圧部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原子炉格納容器調気系バタフライ弁、移動式炉心内計装系電磁弁及び移動式炉心内計装系ボール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度な変形（一次応力）による延性破壊が想定される。

このため、原子炉格納容器隔離弁のうち、原子炉格納容器調気系バタフライ弁、移動式炉心内計装系電磁弁及び移動式炉心内計装系ボール弁について、シール能力及び延性破壊を評価する。

なお、上記以外の原子炉格納容器隔離弁については、以下の理由により200℃、2Pdの環境下における健全性を有している。

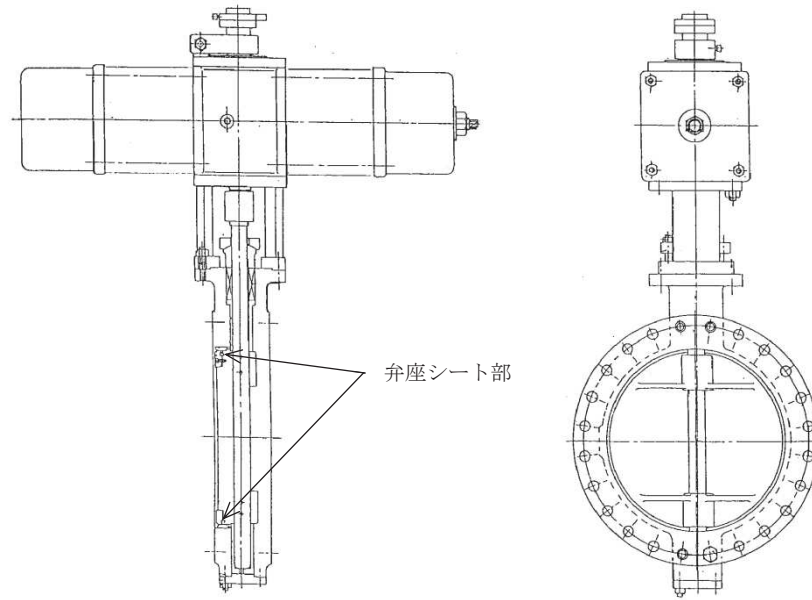
- ・弁の呼び圧力は、各配管のラインの設計圧力に応じて、レーティング設計に基づき適切に選定されており、200℃、2Pdを考慮した場合においても、耐圧性上問題となることはない。
- ・弁のグランド部及びボンネット部のシール部は、黒鉛製パッキン、ガスケット等の耐熱性に優れたものを使用しており、耐熱性上問題となることはない。
- ・弁シート部は金属製である。

原子炉格納容器隔離弁の評価対象の抽出フロー及び評価対象リストを別紙8-1に示す。

## 8.1 原子炉格納容器調気系バタフライ弁

### 8.1.1 評価部位

原子炉格納容器調気系バタフライ弁の構造を、第8.1-1図に示す。



第8.1-1図 原子炉格納容器調気系バタフライ弁概略図

### 8.1.2 評価方針

#### a. 隔離機能

原子炉格納容器調気系バタフライ弁は、弁座シート部にEPDM材を使用しており、シール材の劣化によるシール能力の低下が想定される。

このため、弁座シート部については、より耐熱性能を向上させた改良EPDM材への変更を実施することとしている。改良EPDM材は、200℃、2Pd環境下における圧縮永久ひずみ試験及び実機相当の蒸気加熱漏えい試験を実施し、シール機能が確保されることを確認する。

#### b. 耐圧機能

弁の圧力クラスを確認し、200℃、2Pdの環境下における耐圧機能を確認する。

### 8.1.3 評価

#### a. 隔離機能

改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果、改良EPDM材でのシール機能が維持されることを確認した。また、蒸気加熱漏えい試験の結果、弁シート部からの漏えいはなくシール機能が維持されることを確認した。改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果を第8.1-1表に、蒸気加熱漏えい試験の結果を第8.1-2表に示す。

第 8.1-1 表 圧縮永久ひずみ試験\*1

試験温度	200 °C
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験片	3 個
試験時間	168 h
ひずみ率	<input type="text"/> %*2

\*1 : JIS K6262 に従い実施

\*2 : 3 試験片の平均値 (  % ,  % ,  % )

第 8.1-2 表 蒸気加熱漏えい試験結果

試験圧力	0.854MPa 以上*1
試験温度	200 °C
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験時間	168 h
漏えい有無	無

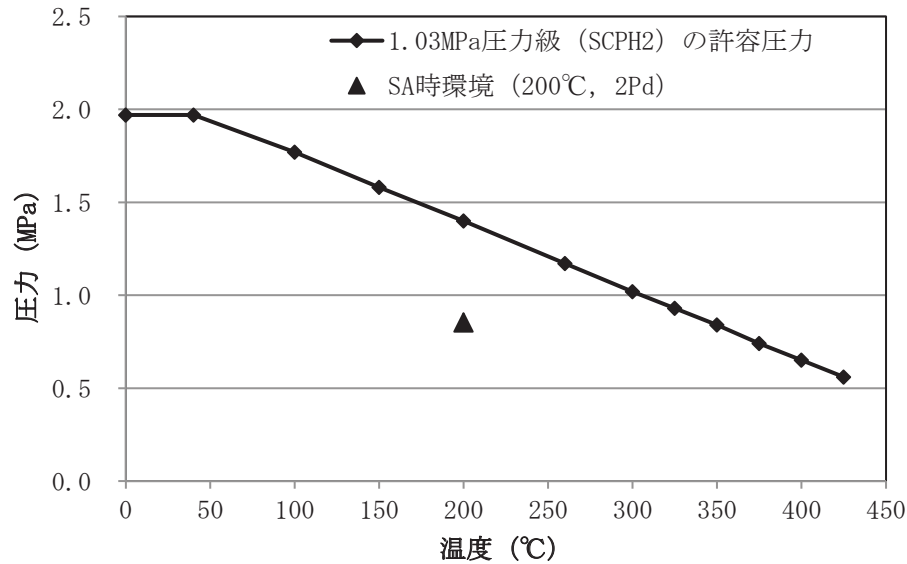
\*1 : 200°Cの飽和蒸気圧力相当にて試験を実施

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## b. 耐圧機能

原子炉格納容器調気系バタフライ弁の圧力クラスは、1.03MPa(150LB)であり、200°Cにおける許容圧力は1.40MPa(約3.2Pd)であることから、200°C、2Pdの環境下においても、耐圧機能が維持されることを確認した。

第8.1-2図に1.03MPa(150LB)圧力級の弁の温度－許容圧力を示す。



第8.1-2図 原子炉格納容器調気系バタフライ弁（1.03MPa(150LB)圧力級）の温度－許容圧力

### 8.1.4 評価結果

原子炉格納容器調気系バタフライ弁の隔離機能については、改良EPDM材は、圧縮永久ひずみ試験の結果及び蒸気加熱漏えい試験の結果より、200°C、2Pdの環境下においてもシール機能を確保可能であることを確認した。

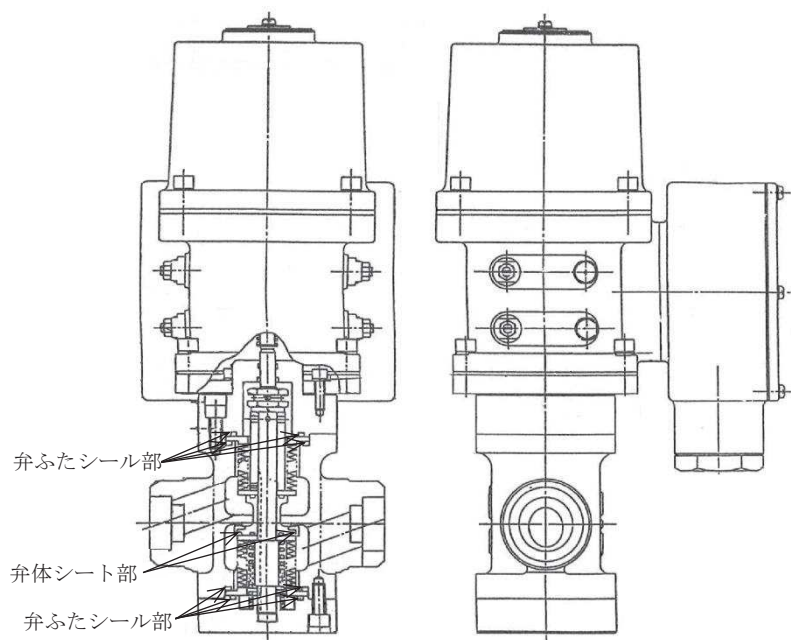
また、原子炉格納容器調気系バタフライ弁の耐圧機能については、圧力クラスは1.03MPa(150LB)であり、200°Cにおける許容圧力は1.40MPa(約3.2Pd)であることから、200°C、2Pdの環境下においても、耐圧機能が維持されることを確認した。

以上より、女川原子力発電所2号炉の原子炉格納容器調気系バタフライ弁は200°C、2Pdにおいて耐圧部材及びシール機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

## 8.2 移動式炉心内計装系電磁弁

### 8.2.1 評価部位

移動式炉心内計装系電磁弁の構造を，第 8.2-1 図に示す。



第 8.2-1 図 移動式炉心内計装系電磁弁概略図

### 8.2.2 評価方針

#### a. 隔離機能

移動式炉心内計装系電磁弁は，弁体シート部及び弁ふたシール部にEPDM材を使用しており，シール材の劣化によるシール能力の低下が想定される。

このため，弁体シート部及び弁ふたシール部については，金属製シートへの変更，若しくはより耐熱性能を向上させた改良EPDM材への変更を実施することとしている。金属製シートは，200℃，2Pdの環境下における健全性を有している。改良EPDM材は，200℃，2Pd環境下における圧縮永久ひずみ試験を実施し，シール機能が確保されることを確認する。

#### b. 耐圧機能

弁の圧力クラスを確認し，200℃，2Pdの環境下における耐圧機能を確認する。

### 8.2.3 評価

#### a. 隔離機能

金属製シートはメタルタッチ構造であるため，200℃，2Pdの環境下においても，シール機能を確保可能である。また，改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果，改良EPDM材でのシール機能が維持されることを確認した。改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果を，第8.2-1表に示す。

第 8. 2-1 表 圧縮永久ひずみ試験\*1 結果

試験温度	200 °C
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験片	3 個
試験時間	168 h
ひずみ率	<input type="text"/> %*2

\*1 : JIS K6262 に従い実施

\*2 : 3 試験片の平均値 (  % ,  % ,  % )

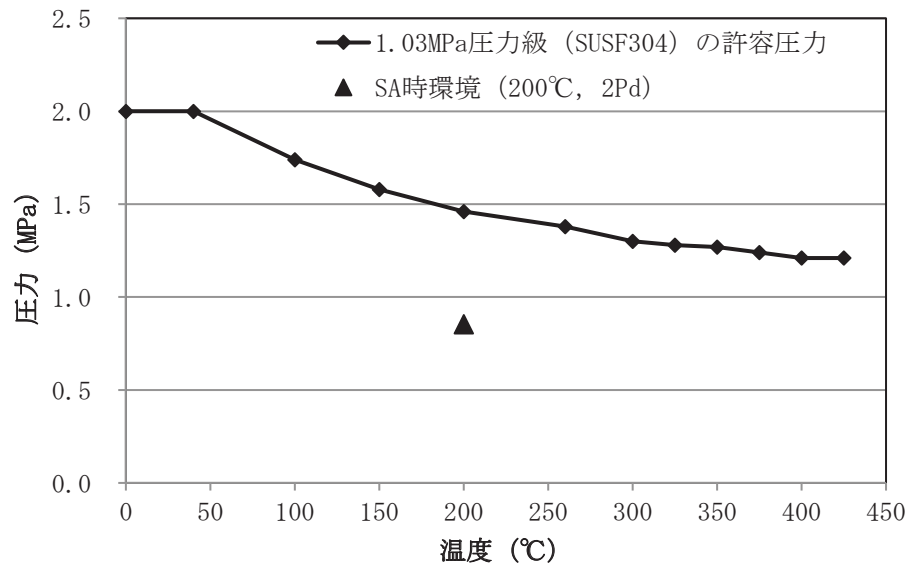
b. 耐圧機能

移動式炉心内計装系電磁弁の圧力クラスは、1. 03MPa (150LB) であり、200°C における許容圧力は1. 46MPa (約3. 4Pd) であることから、200°C、2Pdの環境下においても、耐圧機能が維持されることを確認した。

第8. 2-2図に1. 03MPa (150LB) 圧力級の弁の温度－許容圧力を示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。





第8.2-2図 移動式炉心内計装系電磁弁（1.03MPa(150LB)圧力級）の温度－許容圧力

#### 8.2.4 評価結果

移動式炉心内計装系電磁弁の隔離機能については、金属製シートは、メタルタッチ構造のため、200°C、2Pdの環境下においてもシール機能を確保可能であり、改良EPDM材は、圧縮永久ひずみ試験の結果より、200°C、2Pdの環境下においてもシール機能を確保可能であることを確認した。

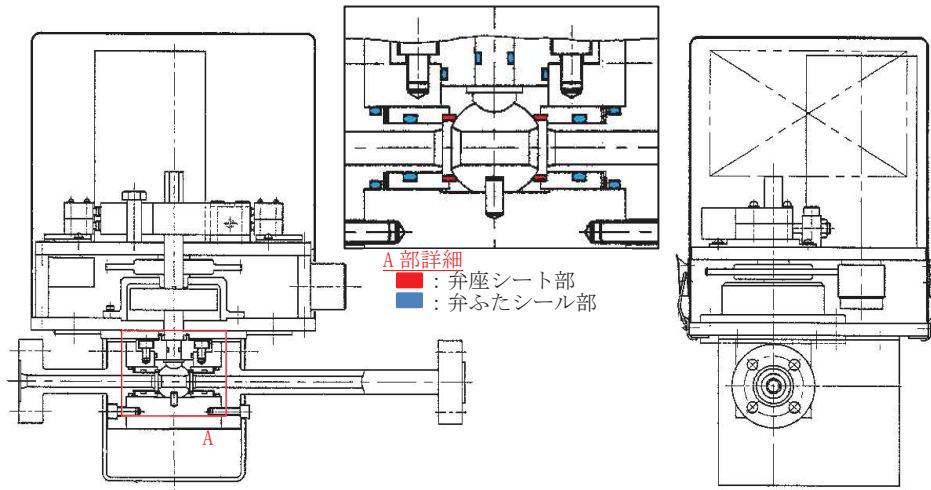
また、移動式炉心内計装系電磁弁の耐圧機能については、圧力クラスは1.03MPa(150LB)であり、200°Cにおける許容圧力は1.46MPa(約3.4Pd)であることから、200°C、2Pdの環境下においても、耐圧機能が維持されることを確認した。

以上より、女川原子力発電所2号炉の移動式炉心内計装系電磁弁は200°C、2Pdにおいて耐圧部材及びシール機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

### 8.3 移動式炉心内計装系ボール弁

#### 8.3.1 評価部位

移動式炉心内計装系ボール弁の構造を，第8.3-1図に示す。



第8.3-1図 移動式炉心内計装系ボール弁概略図

#### 8.3.2 評価方針

##### a. 隔離機能

移動式炉心内計装系ボール弁は，弁座シート部にフッ素樹脂，弁ふたシール部にシリコンゴムを使用しており，シール材の劣化によるシール能力の低下が想定される。

このため，弁座シート部及び弁ふたシール部については，より耐性の高いPEEK材又は改良EPDM材への変更を実施することとしているため，PEEK材は一般的な材料特性の確認により，改良EPDM材は圧縮永久ひずみ試験の結果により，シール機能が確保されることを確認する。

##### b. 耐圧機能

弁の圧力クラスを確認し，200℃，2Pdの環境下における耐圧機能を確認する。

### 8.3.3 評価

#### a. 隔離機能

弁座シート部に使用しているフッ素樹脂は、より耐性が高いPEEK材に変更する。

フッ素樹脂及びPEEK材の材料特性比較を表8.3-1表に示す。

第8.3-1表 フッ素樹脂，PEEK材の材料特性比較

項目	フッ素樹脂	PEEK材
耐熱温度(°C)	150	250
耐放射線性(Gy)	約 $10^5 \sim 10^6$	約 $10^7$
圧縮強度(MPa)	40~50	120

弁座シート部のシール材であるPEEK材は第8.3-1表に示すとおり、200°C、2Pdにおける耐性を有している。

なお、移動式炉心内計装系ボール弁のシール性は、シートを押す力(圧縮力)に対しシートで使用する材料の圧縮強度が高く、密着状態を維持することで確保される。

移動式炉心内計装系ボール弁の弁座シート部は、スプリングのバネ力及び内部流体により生じる圧力によりシート面に約  MPaの圧縮応力が発生する。

これに対し、PEEK材の圧縮強度は第8.3-1表に示すとおり、現行品よりも高い120MPaである。

また、重大事故時における原子炉格納容器の事故後168時間の積算照射量は  kGyであり、これに対しPEEK材の耐放射線性は第8.3-1表に示すとおり、約 $10^7$ Gyであることから耐放射線性についても耐性を有している。

また、改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果、改良EPDM材でのシール機能が維持されることを確認した。改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験の結果を、第8.3-2表に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 8.3-2 表 圧縮永久ひずみ試験\*1 結果

試験温度	200 °C
放射線照射量	<input type="text"/> kGy
試験雰囲気	蒸気
試験片	3 個
試験時間	168 h
ひずみ率	<input type="text"/> %*2

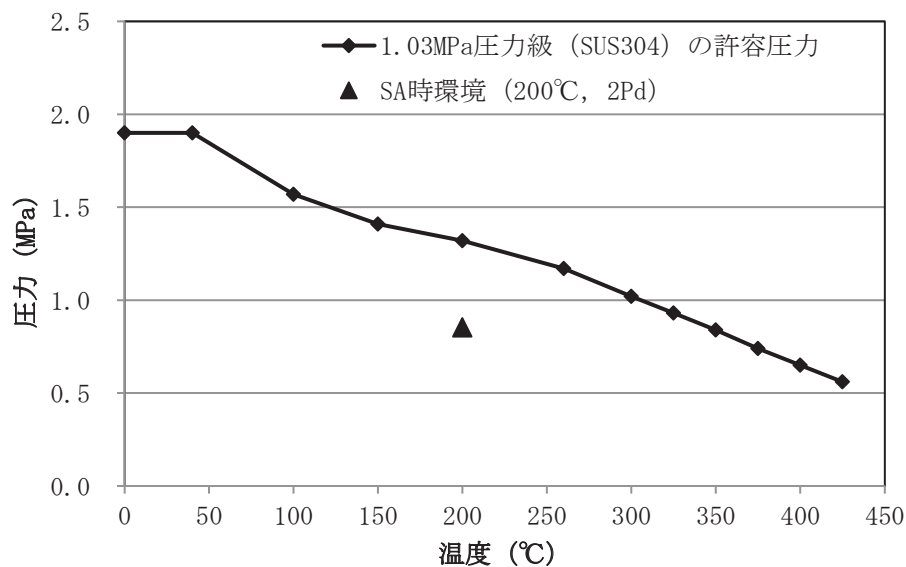
\*1 : JIS K6262 に従い実施

\*2 : 3 試験片の平均値 (  % ,  % ,  % )

b. 耐圧機能

移動式炉心内計装系ボール弁の圧力クラスは、1.03MPa(150LB)であり、200°Cにおける許容圧力は1.32MPa(約3.0Pd)であることから、200°C、2Pdの環境下においても、耐圧機能が維持されることを確認した。

第8.3-2図に1.03MPa(150LB)圧力級の弁の温度－許容圧力を示す。



第8.3-2図 移動式炉心内計装系ボール弁 (1.03MPa(150LB)圧力級) の温度－許容圧力

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

#### 8.3.4 評価結果

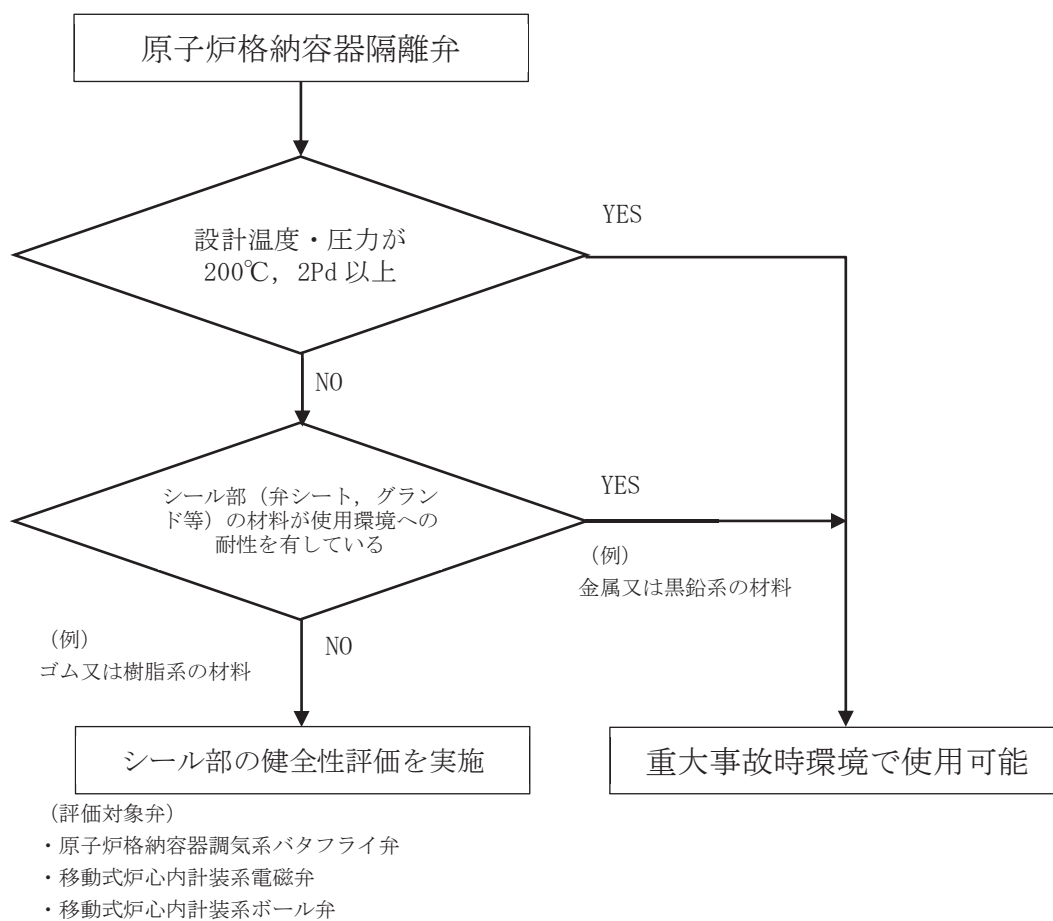
移動式炉心内計装系ボール弁の隔離機能について、PEEK材の一般的な材料特性より、PEEK材は200℃以上の耐熱性があり、シール機能を確保できることを確認した。また、改良EPDM材は、圧縮永久ひずみ試験の結果より、200℃、2Pdの環境下においてもシール機能を確保可能であることを確認した。

また、移動式炉心内計装系ボール弁の耐圧機能について、圧力クラスは1.03MPa(150LB)であり、200℃における許容圧力は1.32MPa(約3.0Pd)であることから、200℃、2Pdの環境下においても、耐圧機能が維持されることを確認した。

以上より、女川原子力発電所2号炉の移動式炉心内計装系ボール弁は200℃、2Pdにおいて耐圧部材及びシール機能は維持され、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

原子炉格納容器隔離弁の評価対象の抽出フロー

原子炉格納容器隔離弁の評価対象の抽出フローを第8-1-1図に示す。



第 8-1-1 図 原子炉格納容器隔離弁の評価対象抽出フロー

## 原子炉格納容器貫通部リスト (1 / 6)

分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [O. P.]
アクセス開口等	X-1	逃がし安全弁搬出入口			
	X-2A	機器搬出入用ハッチ			
	X-2B	機器搬出入用ハッチ			
	X-3	所員用エアロック			
	X-4	制御棒駆動機構搬出入口			
	X-5	ISI 用ハッチ			
	X-6A	ベント開口			
	X-6B	ベント開口			
	X-6C	ベント開口			
	X-6D	ベント開口			
	X-6E	ベント開口			
	X-6F	ベント開口			
	X-6G	ベント開口			
	X-6H	ベント開口			
プロセス配管用	X-10A	主蒸気 (タービンへ)			
	X-10B	主蒸気 (タービンへ)			
	X-10C	主蒸気 (タービンへ)			
	X-10D	主蒸気 (タービンへ)			
	X-11	MS ドレン			
	X-12A	給水 (RPV へ)			
	X-12B	給水 (RPV へ)			
	X-13A	PLR ポンプパージ水供給			
	X-13B	PLR ポンプパージ水供給			
	X-14	PLR サンプリング			
	X-20	CRD そう入			
	X-21	CRD 引抜			
	X-22	ほう酸水注入			
	X-30A	ドライウェルスブレイ			
	X-30B	ドライウェルスブレイ			
	X-31A	RHR 低圧注入 (LPCI)			
	X-31B	RHR 低圧注入 (LPCI)			
	X-31C	RHR 低圧注入 (LPCI)			
	X-32A	RHR 戻り (停止時冷却)			
	X-32B	RHR 戻り (停止時冷却)			
X-33A	RHR 供給 (停止時冷却)				

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器貫通部リスト (2/6)

分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [O.P.]	
プロセス配管用	X-33B	RHR 供給 (停止時冷却)				
	X-34	低圧炉心スプレイ				
	X-35	高圧炉心スプレイ				
	X-36	RCIC 蒸気				
	X-37	RPV ヘッドスプレイ				
	X-50	CUW ポンプ給水				
	X-51	機器ドレン				
	X-52	床ドレン				
	X-60	MUWC 供給				
	X-61A	RCW(A) 供給				
	X-61B	RCW(B) 供給				
	X-62A	RCW(A) 戻り				
	X-62B	RCW(B) 戻り				
	X-63	HNCW 供給				
	X-64	HNCW 戻り				
	X-70	所内用空気				
	X-71	計装用空気				
	X-72A	ADS アクキュムレータ (A) 供給				
	X-72B	ADS アクキュムレータ (B) 供給				
	X-73	常用アクキュムレータ供給				
	X-80	ドライウエル換気 (送気)				
	X-81	ドライウエル換気 (排気)				
	X-82A	FCS 吸込 (A)				
	X-82B	FCS 吸込 (B)				
	X-90	予 備				
	X-91	予 備				
	X-92	予 備				
	X-93	予 備				
	電気用	X-100A				中性子計装
		X-100B				中性子計装
X-100C		中性子計装				
X-100D		中性子計装				
X-101A		再循環ポンプ動力				
X-101B		再循環ポンプ動力				
X-101C		再循環ポンプ動力				
X-101D		再循環ポンプ動力				
X-102A		制 御				

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



原子炉格納容器貫通部リスト (3/6)

分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [O.P.]
電気用	X-102B	制御			
	X-102C	制御			
	X-102D	制御			
	X-102E	制御			
	X-103A	計装			
	X-103B	計装			
	X-103C	計装			
	X-104A	制御棒位置指示			
	X-104B	制御棒位置指示			
	X-104C	制御棒位置指示			
	X-104D	制御棒位置指示			
	X-105A	低圧動力			
	X-105B	低圧動力			
	X-105C	低圧動力			
	X-105D	低圧動力			
	X-106A	予備			
X-106B	予備				
計器用	X-130A	主蒸気流量 (b~e) , 予備 (a. f)			
	X-130B	主蒸気流量 (b~e) , 予備 (a. f)			
	X-130C	主蒸気流量 (b~e) , 予備 (a. f)			
	X-130D	主蒸気流量 (b~e) , 予備 (a. f)			
	X-131	原子炉水位			
	X-132A	原子炉水位及び圧力			
	X-132B	原子炉水位及び圧力			
	X-132C	原子炉水位及び圧力			
	X-132D	原子炉水位及び圧力			
	X-133A	原子炉水位及び圧力			
	X-133B	原子炉水位及び圧力			
	X-133C	原子炉水位及び圧力			
	X-133D	原子炉水位及び圧力			
	X-134A	原子炉水位及び圧力			
	X-134B	原子炉水位及び圧力			
	X-134C	原子炉水位及び圧力			
	X-134D	原子炉水位及び圧力			
	X-135A	ジェットポンプ流量 (a~f)			
	X-135B	ジェットポンプ流量 (a~f)			
	X-135C	ジェットポンプ流量 (a~f)			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器貫通部リスト (4/6)

分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [O.P.]
計器用	X-135D	ジェットポンプ流量 (a~f)			
	X-136A	PLR (b~e) , 炉心下部格子板下圧力 (a) , 予備 (f)			
	X-136B	PLR (b~e) , 予備 (a, f)			
	X-137A	PLR (c, d) , CUW (b, e) , 予備 (a, f)			
	X-137B	PLR (c, d) , RHR (a, b, e, f)			
	X-137C	PLR (c, d) , RHR (a, b, e, f)			
	X-137D	PLR (c, d) , CUW (b, e) , 炉心下部格子板上圧力 (a) , 予備 (f)			
	X-138	炉心下部格子板下圧力 (c) , 炉心下部格子板上圧力 (d) , 予備 (a, b, e, f)			
	X-139A	LPCI-A (c) , LPCS (d) , 予備 (a, b, e, f)			
	X-139B	予備 (a, b, e, f) , LPCI-B (d) , LPCI-C (c)			
	X-140A	RCIC (a, f) , 予備 (b, c, d, e)			
	X-140B	RPV フランジリーク (b) , RCIC (a, f) , HPCS (e) , 予備 (c) , D/W 水位 (d)			
	X-150	FP モニタ (a, b) , D/W 水位 (c)			
	X-151A	CAMS (γ線)			
	X-151B	CAMS (γ線)			
	X-152A	D/W 圧力 (a) , CAMS サンプリング (b, c)			
	X-152B	D/W 圧力 (a) , 予備 (b, c)			
	X-152C	D/W 圧力 (a) , 予備 (b, c)			
	X-152D	D/W 圧力 (a) , CAMS サンプリング (b, c)			
	X-153	露点計測 (a, b) , 予備 (c)			
	X-154	LOCA 時炉水サンプリング			
	X-155	格納容器漏洩試験用 (a, b) , 予備 (c)			
	X-160A	TIP 案内管			
	X-160B	TIP 案内管			
	X-160C	TIP 案内管			
	X-160D	TIP 案内管			
	X-161	TIP パージ用			
	X-190A	予備			
	X-190B	予備			
	X-191A	予備			
X-191B	予備				

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器貫通部リスト (5 / 6)

分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [O.P.]
アクセス開口等	X-200A	サブプレッションチェンバ出入口			
	X-200B	サブプレッションチェンバ出入口			
	X-205A	ドレン用			
	X-205B	ドレン用			
プロセス配管用	X-212	MSIV リークオフライン			
	X-213A	サブプレッションチェンバスプレイ			
	X-213B	サブプレッションチェンバスプレイ			
	X-214A	RHR ポンプ給水(A)			
	X-214B	RHR ポンプ給水(B)			
	X-214C	RHR ポンプ給水(C)			
	X-215A	RHR ポンプテスト(A)			
	X-215B	RHR ポンプテスト (B, C)			
	X-217	LPCS ポンプ給水			
	X-218	LPCS ポンプテスト			
	X-219	HPCS ポンプ給水			
	X-220	HPCS ポンプテスト			
	X-221	RCIC ポンプ給水			
	X-222	RCIC タービン排気			
	X-223	真空ポンプ吹出 (RCIC)			
	X-230	サブプレッションチェンバ換気 (排気)			
	X-231	サブプレッションチェンバ換気 (送気)			
	X-232A	FCS (A) 戻り			
	X-232B	FCS (B) 戻り			
	X-233	サブプレッションプール水貯蔵系			
	X-240	予 備			
	X-241	予 備			
	X-242	予 備			
X-243	予 備				
電気用	X-250A	計 装			
	X-250B	計 装			
計器用	X-260A	CAMS (A) 供給			
	X-260B	CAMS (B) 供給			
	X-261A	CAMS (A) 戻り			
	X-261B	CAMS (B) 戻り			
	X-262A	CAMS ドレン (A)			
	X-262B	CAMS ドレン (B)			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器貫通部リスト (6 / 6)

分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [O. P.]
計器用	X-263	LOCA 時液体サンプル戻り			
	X-270A	真空破壊装置計装			
	X-270B	真空破壊装置計装			
	X-270C	真空破壊装置計装			
	X-270D	真空破壊装置計装			
	X-270E	真空破壊装置計装			
	X-270F	真空破壊装置計装			
	X-271A	サブプレッションチェンバ圧力			
	X-271B	サブプレッションチェンバ圧力			
	X-272A	サブプレッションプール水位			
	X-272B	サブプレッションプール水位			
	X-272C	サブプレッションプール水位			
	X-272D	サブプレッションプール水位			
	X-272E	サブプレッションプール水位			
	X-272F	サブプレッションプール水位			
	X-280	サブプレッションプール水位			
	X-281	予 備			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 各部位の閉じ込め機能の裕度について

原子炉格納容器バウンダリを構成する各部に関して、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。

これらの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、各部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。評価結果を第 1 表に示す。

限界温度・限界圧力における裕度の考え方は評価対象ごとに異なり、破損限界を評価できるものについては、200℃、2Pd における状態と破損限界の比較を行った。また、破損限界が確認できていないものについては、200℃、2Pd の状態における健全性を確認した際の判断基準に対する裕度を評価した。判断基準に対する各部の裕度について第 2 表に示す。

その結果、構造部材について裕度が最小となるものは、原子炉格納容器本体の応力比較であり、裕度は約 1.3 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経時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℃、2Pd の状態が長期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、ドライウェル主フランジや機器搬出入用ハッチ等のフランジ構造部については、圧力の上昇に伴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℃、2Pd 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℃、2Pd 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ドライウェル主フランジ、機器搬出入用ハッチ、所員用エアロック、逃がし安全弁搬出入口が最も少ないと考える。

第1表 評価結果のまとめ (1 / 3)

評価対象	評価部位	評価方法の概要	評価値	判定値	備考
原子炉格納容器 本体	構造・形状不連続部	代表プラントの原子炉格納容器全体構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	約4.4Pd ~ 6.0Pd (許容圧力)	2Pd (0.85MPa) 以上	—
	一般部	設計・建設規格 (PVE-3230他) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約2.6Pd以上 (許容圧力)	2Pd (0.85MPa) 以上	—
	ドライウエル基部	既工認の評価値を用いて200℃、2Pdにおける発生応力を評価	<input type="text"/> MPa (一次+二次応力)	501MPa以下	—
	ペント管ベローズ	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し、疲労累積係数を評価	<input type="text"/> (疲労累積係数)	1以下	—
ドライウエル 主フランジ	フランジ及び締付ボルト	代表プラントのドライウエル主フランジ構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	約3.9Pd ~ 4.7Pd (許容圧力)	2Pd (0.85MPa) 以上	—
	シール部	実機モデルの有限要素法による開口量評価及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	約 <input type="text"/> mm (開口量)	許容開口量 ( <input type="text"/> mm) 以下	168時間後の結果を記載
	円筒胴取付部	代表プラントの原子炉格納容器全体構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	約4.1Pd ~ 4.7Pd (許容圧力)	2Pd (0.85MPa) 以上	—
	円筒胴	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約7.6Pd (許容圧力)	2Pd (0.85MPa) 以上	—
機器搬出入用 ハッチ	鏡板	機械工学便覧の座屈評価式を準用し、許容圧力 (座屈圧力) を評価	約8.9Pd (許容圧力 (座屈圧力))	2Pd (0.85MPa) 以上	—
	シール部	実機モデルの有限要素法による変形量評価及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	<input type="text"/> mm (変形量 (開口量))	許容変形量 ( <input type="text"/> mm) 以下	168時間後の結果を記載

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第1表 評価結果のまとめ (2/3)

評価対象	評価部位	評価方法の概要	評価値	判定値	備考
所員用エアロック	扉及び隔壁	既工認の評価値を用いて、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約2.9Pd以上 (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上	—
	円筒胴	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約8.0Pd以上 (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上	—
	扉のシール部	機械工学便覧のよりのたわみ計算式による変位量及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	□ mm (変位量)	許容変形量 (□ mm) 以下	168時間後の結果を記載
	扉以外のシール部	PEEK材の材料特性及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	・200℃で耐性あり (改良EPDM材) ・250℃ (PEEK材)	200℃以上	改良EPDM材：168時間後の結果を記載 PEEK材：メーカ仕様を記載
	円筒胴及び鏡板	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約19.6Pd以上 (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上	—
	フランジ及びびヒンジボルト	代表ブラントのハッチタイプフランジ構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価	約4.1Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上	—
	シール部	代表ブラントのハッチタイプフランジ構造の開口量評価及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	□ mm (開口量)	許容開口量 (□ mm) 以下	168時間後の結果を記載
	貫通配管	代表配管について、設計・建設規格 (PPC-3530) を準用し、200℃、2Pdにおける一次+二次応力を評価 許容応力を超過する場合は、設計・建設規格 (PPB-3535) に準拠し、疲労累積係数を評価	0.0036 (疲労累積係数)	1以下	—
	貫通部	代表配管について、設計・建設規格 (PPC-3530) を準用し、200℃、2Pdにおける一次+二次応力を評価 許容応力を超過する場合は、設計・建設規格 (PPB-3535) に準拠し、疲労累積係数を評価	311MPa (一次+二次応力)	501MPa以下	—
	配管貫通部	スリーブ	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約37.1Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上
		設計・建設規格 (PVE-3612) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約20.6Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上	—
端板		設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価	約11.4Pd (許容圧力)	2Pd (0.854MPa) 以上	—

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第1表 評価結果のまとめ (3 / 3)

評価対象	評価部位	評価方法の概要	評価値	判定値	備考
配管貫通部 (フランジ部)	ボルト締付平板	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し, 200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	約2.7Pd (許容圧力)	2Pd (0.85MPa) 以上	—
	フランジ	JIS B 8265-2003 を適用し, 2Pd におけるフランジの発生 組合せ応力を評価	□ MPa	292MPa 以下	—
	締付ボルト	JIS B 8265-2003 を適用し, 200℃, 2Pd におけるボルト の所要総断面積を評価	□ mm <sup>2</sup> (所要総断面積)	総断面積 (□ mm <sup>2</sup> ) 以下	—
	シール部	一般式によるフランジ開口量評価及び改良EPDM材の圧 縮永久ひずみ試験結果により評価	□ mm (開口量)	許容開口量 (□ mm) 以下	168時間後の結果を記載
配管貫通部 (閉止板)	閉止板	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し, 200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	約10.8Pd (許容圧力)	2Pd (0.85MPa) 以上	—
配管貫通部 (伸縮継手)	伸縮継手	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し, 疲労累積係数を 評価	0.1067 (疲労累積係数)	1以下	—
配管貫通部 (短管)	短管	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し, 200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	約25.0Pd (許容圧力)	2Pd (0.85MPa) 以上	—
電気配線貫通部	スリーブ	「配管貫通部 スリーブ」に合わせた評価	—	—	—
	アダプタ	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し, 200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	・高電圧: 約30.4Pd ・低電圧: 約37.0Pd	2Pd (0.85MPa) 以上	—
	ヘッド	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し, 200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価	・高電圧: 約33.7Pd ・低電圧: 約69.0Pd	2Pd (0.85MPa) 以上	—
	モジュール	電共研, NUPEC 及び過去の環境試験の原子炉格納容器電 気パネトレーションの特性・健全性確認試験結果を用い て, シール性が確保されることを評価	漏えいなし	シール機能を維持すること	168時間後の結果を記載
原子炉格納容器 隔離弁	弁箱	弁の圧力レーティング設計により, 200℃における許容 圧力を評価	約3.0Pd 以上 (許容圧力)	2Pd (0.85MPa) 以上	—
	シール材	PEEK 材の材料特性, 改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験 結果及び蒸気加熱漏えい試験結果により評価	・200℃で耐性あり (改良EPDM材) ・250℃ (PEEK材) ・漏えいなし	200℃以上 シール機能維持	改良EPDM材: 168時間後の結果を 記載 PEEK材: メーカー仕様を記載

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第2表 評価対象機器が有する限界温度・限界圧力に対する裕度 (1 / 3)

評価対象	評価部位	想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2PdIに対する裕度
原子炉格納容器 本体	構造・形状不連続部	延性破壊	代表プラントの原子炉格納容器全体構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約2.2 (円筒胴中心部の200℃における許容圧力と限界圧力との比較)
	一般部	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3230他) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約1.3 (サブプレッショナルチェンジェンバ円筒胴の200℃における許容圧力と限界圧力との比較)
	ドライウエル基部	延性破壊	既工認の評価値を用いて200℃、2PdIにおける発生応力を評価し、許容応力と比較	約□
	ベント管ペローズ	疲労破壊	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し、疲労累積係数を評価	約□ (疲労累積係数)
	フランジ及び締付ボルト	延性破壊	代表プラントのドライウエル主フランジ構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約1.9
	シール部	開口、シール能力低下	実機モデルの有限要素法による開口量評価及び改良 EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	— (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)
	円筒胴取付部	延性破壊	代表プラントの原子炉格納容器全体構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約2.0
	円筒胴	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約3.8
	鏡板	座屈	機械工学便覧の座屈評価式を準用し、許容圧力 (座屈圧力) を評価し、限界圧力と比較	約4.4
	シール部	変形、シール能力低下	実機モデルの有限要素法による変形量評価及び改良 EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	— (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)
機器搬出入用 ハッチ	扉及び隔壁	延性破壊	既工認の評価値を用いて、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約1.4
	円筒胴	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約4.0
	扉のシール部	変形、シール能力低下	機械工学便覧のはりのたわみ計算式による変位量及び改良 EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	— (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)
	扉以外のシール部	シール能力低下	PEEK材の材料特性及び改良 EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	— (圧力の上昇により変形することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第2表 評価対象機器が有する限界温度・限界圧力に対する裕度 (2 / 3)

評価対象	評価部位	想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2Pdに対する裕度	
逃がし安全弁 搬出入口	円筒胴及び鏡板	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約9.8	
	フランジ及びヒンジボルト	延性破壊	代表プラントのハッチタイプフランジ構造の解析結果を適用し、許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約2.0	
	シール部	開口、シール能力低下	代表プラントのハッチタイプフランジ構造の開口量評価及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	— (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)	
配管貫通部	貫通配管	延性破壊	代表配管について、設計・建設規格 (PPC-3530) を準用し、200℃、2Pdにおける一次+二次応力を評価し、許容応力と比較 許容応力を超過する場合は、設計・建設規格 (PPB-3535) に準拠し、疲労累積係数を評価し、許容繰返し回数と比較	0.0036 (疲労累積係数)	
	貫通部	延性破壊	代表配管について、設計・建設規格 (PPC-3530) を準用し、200℃、2Pd における一次+二次応力を評価し、許容応力と比較 許容応力を超過する場合は、設計・建設規格 (PPB-3535) に準拠し、疲労累積係数を評価し、許容繰返し回数と比較	約1.6	
	スリーブ	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約18.5	
		座屈	設計・建設規格 (PVE-3612) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約10.3	
	端板	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約5.7	
		延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約1.3	
	配管貫通部 (フランジ部)	ボルト締付平板	延性破壊	JIS B 8265-2003を適用し、2Pdにおけるフランジの発生組合せ応力を評価し、許容応力と比較	約□
		フランジ	延性破壊	JIS B 8265-2003を適用し、200℃、2Pdにおけるボルトの所要総断面積を評価し、実際のボルト総断面積と比較	約□
		締付ボルト	延性破壊	一般式によるフランジ開口量評価及び改良EPDM材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	— (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)
		シール部	開口、シール能力低下	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し、200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約5.4
配管貫通部 (閉止板)	閉止板	延性破壊			

第2表 評価対象機器が有する限界温度・限界圧力に対する裕度（3／3）

評価対象	評価部位	想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2Pdに対する裕度
電気配線貫通部	配管貫通部 (伸縮継手)	疲労破壊	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し、疲労累積係数を評価し、許容繰返し回数と比較	0.1067 (疲労累積係数)
	配管貫通部 (短管)	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約12.5
	スリーブ	延性破壊	「配管貫通部 スリーブ」に合わせて評価	—
	アダプタ	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	・高電圧：約15.2 ・低電圧：約18.5
	ヘッド	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し、200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を評価し、限界圧力と比較	・高電圧：約16.8 ・低電圧：約34.5
	モジュール	シール能力低下	電共研, NIPEC 及び過去の環境試験の原子炉格納容器電気ペネトレーションの特性・健全性確認試験結果を用いて、シール性が確保されることを評価	—
原子炉格納容器 隔離弁	弁箱	延性破壊	弁の圧力レギュレーション設計により、200℃における許容圧力を評価し、限界圧力と比較	約1.5
	シール材	シール能力低下	PEEK 材の材料特性, 改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験結果及び蒸気加熱漏えい試験結果により評価	— (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)

## 原子炉格納容器本体の解析評価範囲について

原子炉格納容器本体の評価部位と評価方法については添付資料 1 の別紙 1-1 に示している。

第 1 表に示すとおり，原子炉格納容器バウンダリとなる耐圧部材に対し，既工認と同様の評価式である設計・建設規格に示される式を用いた評価及び電共研の原子炉格納容器全体構造解析結果を用いたドライウエルの評価により，原子炉格納容器バウンダリの全体評価を行っている。

さらに，原子炉格納容器全体構造解析でモデル化されていない部位のうち，ドライウエル主フランジ，機器搬出入用ハッチ，逃がし安全弁搬出入口及び配管貫通部については，実機形状，寸法に基づく解析モデルによる解析を実施し，開口量や貫通部に作用する荷重による応力等を求める。

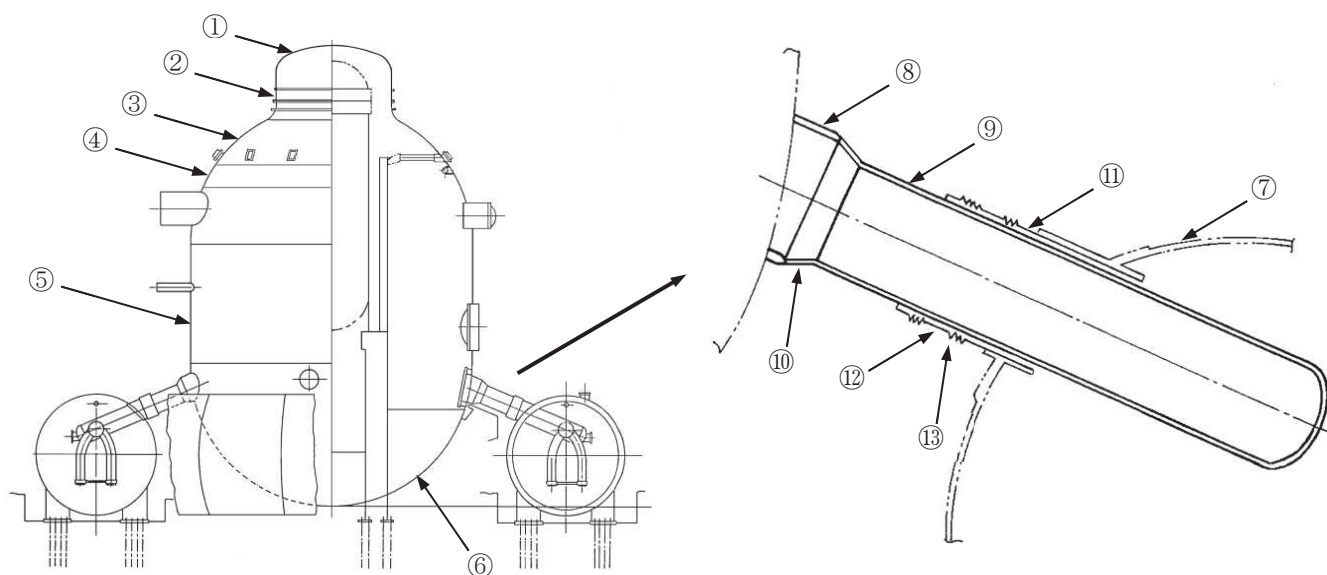
第1表 原子炉格納容器本体の評価部位と評価方法一覧

評価部位		材料	評価方法			備考
			設計・建設規格の式に基づく評価*	全体構造解析による評価	部分解析	
ドライウエル	上鏡	鏡板	SGV49 (SGV480 相当)	①	○	主フランジ
	上部円筒部	円筒胴	SGV49 (SGV480 相当)	②	○	
	球形部	球形胴	SGV49 (SGV480 相当)	③	○	配管貫通部 (代表 X-81)
			SPV50 (SPV490 相当)	④	○	
	下部円筒部	円筒胴	SPV50 (SPV490 相当)	⑤	○	機器搬出入用ハッチ 逃がし安全弁搬出入口
	下鏡	鏡板	SPV50 (SPV490 相当)	⑥	○	
サブプレッション チェンバ	円筒胴	SGV49 (SGV480 相当)	⑦	—		
ベント管	円筒部 (厚さ □ mm)	SGV49 (SGV480 相当)	⑧	—		
	円筒部 (厚さ □ mm)	SGV49 (SGV480 相当)	⑨	—		
	円すい部	SGV49 (SGV480 相当)	⑩	—		
ベント管伸縮継手	円筒部 (厚さ □ mm)	SGV49 (SGV480 相当)	⑪	—		
	円筒部 (厚さ □ mm)	SGV49 (SGV480 相当)	⑫	—		
ベント管ベローズ	伸縮継手	SUS316L	⑬	—	疲労評価	

\* 丸囲み数字：評価部位

設計・建設規格に示される式を用いた評価対象部を第1図に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第1図 設計・建設規格の式に基づく評価部位

なお、ドライウェルはサプレッションチェンバと比較して胴の内径と板厚の比が大きい。また、ドライウェルは基部で拘束されているため、内圧が上がるほど応力が高くなるのに対し、サプレッションチェンバは支持構造物で変位を吸収する設計となっているため、評価上厳しいと考えられるドライウェルを代表評価している。

## フランジ部の永久変形について

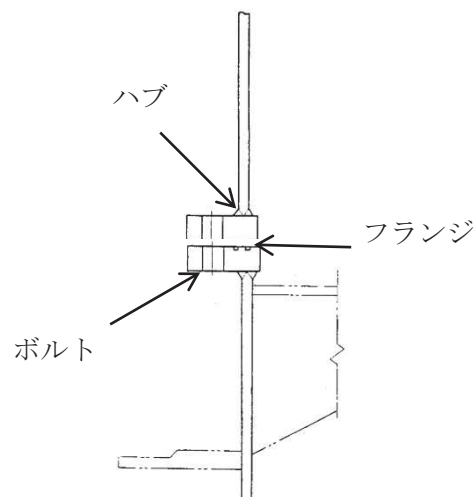
原子炉格納容器が重大事故等により 200℃、2Pd (0.854MPa[gage]) を経験した際のドライウェル主フランジ、機器搬出入用ハッチ、所員用エアロック、逃がし安全弁搬出入口及びサブプレッションチェンバ出入口のフランジ部の変形について、200℃、2Pd における発生応力を算出し、設計・建設規格において示されている原子炉格納容器（クラス MC 容器）の供用状態 C における許容応力と比較した結果、すべて許容応力以下で弾性範囲内であり、永久変形は生じないことを確認した。

200℃、2Pd を経験した各フランジ部の変形について、以下にまとめた。

## (1) ドライウェル主フランジ

ドライウェル主フランジの評価については、既工認における応力発生部位の発生応力を 2 倍にし、供用状態 C における許容値を満足することを確認した。

ドライウェル主フランジの概略図を第 1 図に、発生応力と許容値を第 1 表に示す。



第 1 図 ドライウェル主フランジ概略図

第1表 ドライウェル主フランジの評価結果

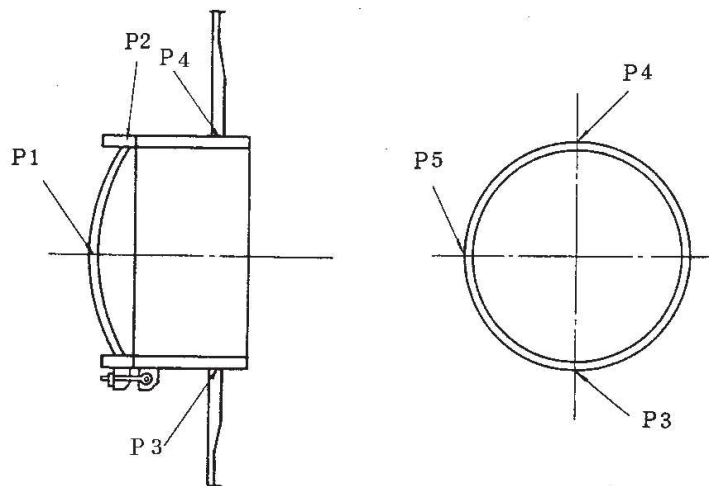
発生応力 (MPa)			供用状態 C における許容応力 (MPa)
フランジの半径方向応力	$\sigma R'$		226
	$\sigma R$		226
フランジの周方向応力	$\sigma T$		226
ハブの軸方向応力	$\sigma H1$		339
	$\sigma H2$		339
組合せ応力	$(\sigma H + \sigma R') / 2$		226
	$(\sigma H + \sigma T) / 2$		226
使用状態におけるボルト応力	$\sigma$		502

(2) 機器搬出入用ハッチ

機器搬出入用ハッチについては、既工認における応力発生部位の発生応力を2倍にし、供用状態 C における許容値を満足することを確認した。

機器搬出入用ハッチの応力評価点を第2図に、発生応力と許容値を第2表に示す。

応力評価点番号	応力評価点
P1	鏡板中央部
P2	蓋フランジ
P3~5	機器搬出入用ハッチ取付部



第2図 機器搬出入用ハッチの応力評価点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第2表 機器搬出入用ハッチの評価結果

鏡板及び蓋フランジ

応力評価点	Pm(MPa)	許容応力 (MPa)	発生応力 (MPa)	供用状態Cに おける許容応 力 (MPa)
			PL+Pb	
P1	51	226		339
P2	-	-		339

取付部

応力評価点	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
	PL+Pb	
P3		545
P4		545
P5		545

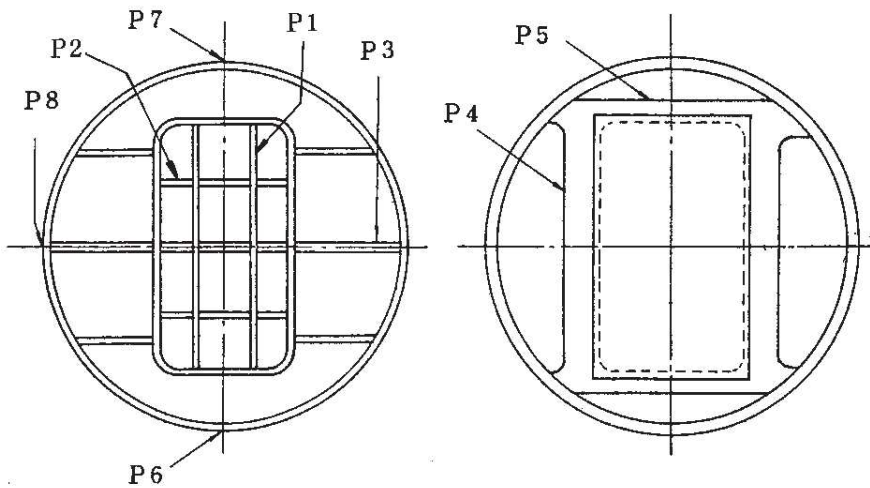
(3) 所員用エアロック

所員用エアロックについては、既工認における応力発生部位の発生応力を2倍にし、扉及び隔壁部材に永久変形が生じないことを確認し、供用状態Cにおける許容値を満足することを確認した。

所員用エアロックの応力評価点を第3図に、発生応力と許容値を第3表に示す。

応力評価点番号	応力評価点
P1	内外扉垂直部材
P2	内外扉水平部材
P3	内外隔壁外側水平部材
P4	内外隔壁内側垂直部材
P5	内外隔壁内側水平部材
P6~P8	所員用エアロック取付部

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第3図 所員用エアロックの応力評価点

第3表 所員用エアロックの評価結果

エアロック扉

応力評価点	発生応力 (MPa)	供用状態Cにおける許容応力 (MPa)
P1		339
P2		339
P3		339
P4		316
P5		306

取付部

応力評価点	発生応力 (MPa)	供用状態Cにおける許容応力 (MPa)
	PL+Pb	
P6		545
P7		545
P8		545

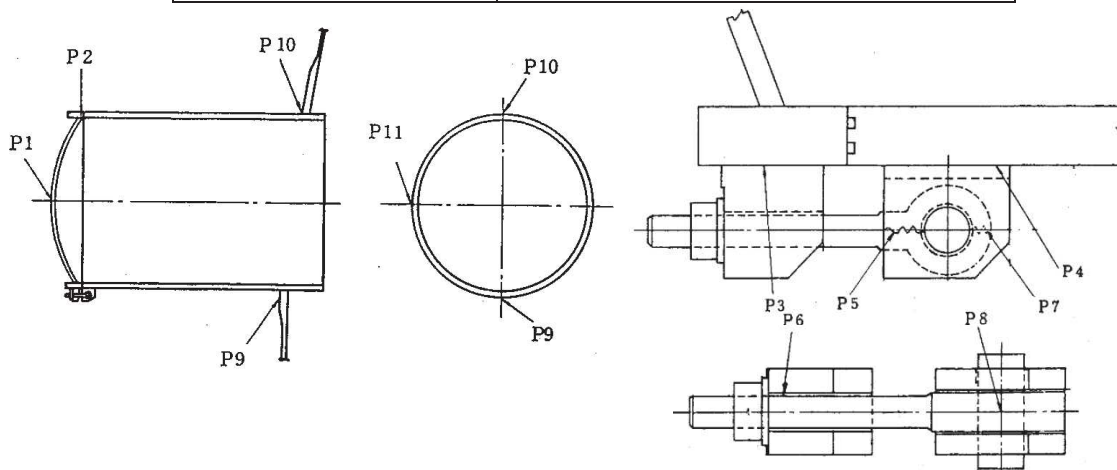
(4) 逃がし安全弁搬出入口

逃がし安全弁搬出入口については、既工認における応力発生部位の発生応力を2倍にし、供用状態Cにおける許容値を満足することを確認した。

逃がし安全弁搬出入口の応力評価点を第4図に、発生応力と許容値を第4表に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

応力評価点番号	応力評価点
P1	鏡板中央部
P2	蓋フランジ
P3	蓋フランジのブラケット取付部
P4	円筒胴のブラケット取付部
P5	ピン取付部
P6	ヒンジボルトのねじ部
P7	ヒンジボルトのピン貫通部
P8	ピン
P9~11	逃がし安全弁搬出入口取付部



第4図 逃がし安全弁搬出入口の応力評価点

第4表 逃がし安全弁搬出入口の評価結果  
鏡板及び蓋フランジ

応力評価点	Pm (MPa)	許容応力 (MPa)	発生応力 (MPa)	供用状態 C における許容応力 (MPa)
			PL+Pb	
P1	30	226		339
P2	-	-		339

ブラケット及びピン

応力評価点	発生応力 (MPa)	供用状態 C における許容応力 (MPa)
P3		270
P4		273
P5		339
P8		865

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### ヒンジボルト

応力評価点	発生応力 (MPa)	供用状態Cにおける許容応力 (MPa)
P6		502
P7		502

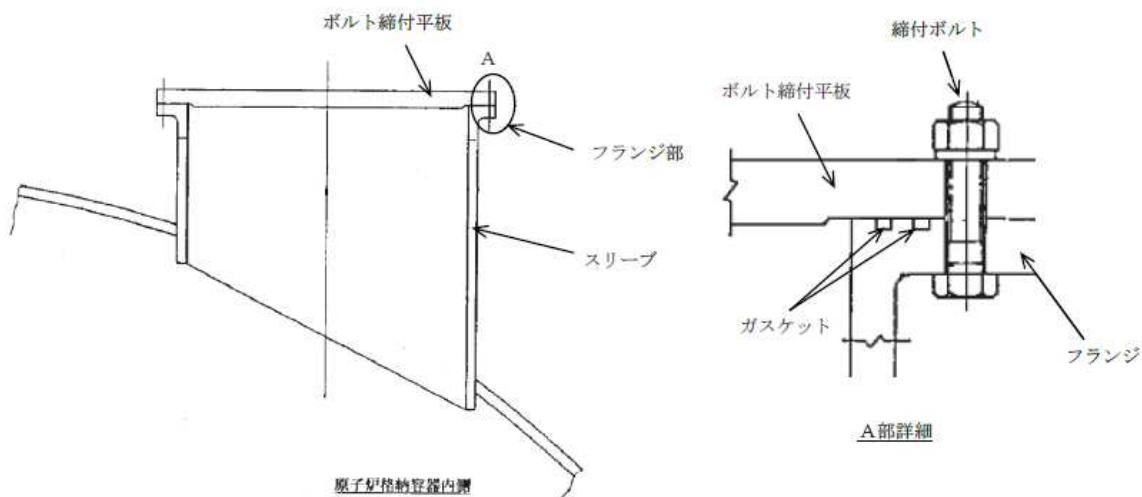
### 取付部

応力評価点	発生応力 (MPa)	供用状態Cにおける許容応力 (MPa)
	PL+Pb	
P9		545
P10		545
P11		545

#### (5) サプレッションチェンバ出入口

サプレッションチェンバ出入口の評価については、JIS B 8265に基づき、200℃、2Pdにおける発生応力を算出し、供用状態Cにおける許容値を満足することを確認した。

サプレッションチェンバ出入口の概略図を第5図に、発生応力と許容値を第5表に示す。



第5図 サプレッションチェンバ出入口の概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第5表 サプレッションチェンバ出入口の評価結果

発生応力 (MPa)			供用状態 C における許容応力 (MPa)
フランジの半径方向応力	$\sigma_R$		213
フランジの周方向応力	$\sigma_T$		213
ハブの軸方向応力	$\sigma_H$		319
組合せ応力	$(\sigma_H + \sigma_R) / 2$		213
	$(\sigma_H + \sigma_T) / 2$		213
使用状態におけるボルト応力	$\sigma$		502

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## ドライウェル主フランジ開口量評価の妥当性について

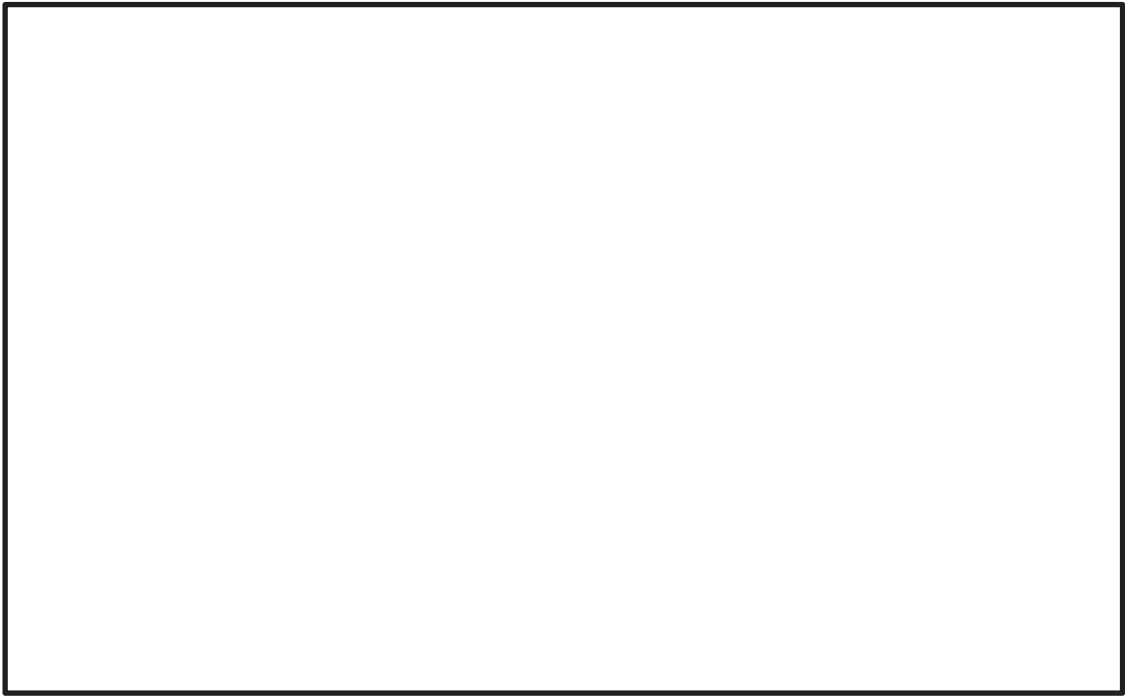
有効性評価における、原子炉格納容器限界温度・限界圧力の耐性については、有限要素法（FEM）にてドライウェル主フランジ及び機器搬出入用ハッチフランジ部の開口量を評価している。

ドライウェル主フランジの開口量評価では、有限要素法解析を用いている。本評価において、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。その評価モデルを第 1 図に示す。このような解析は、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）にも反映された手法である。

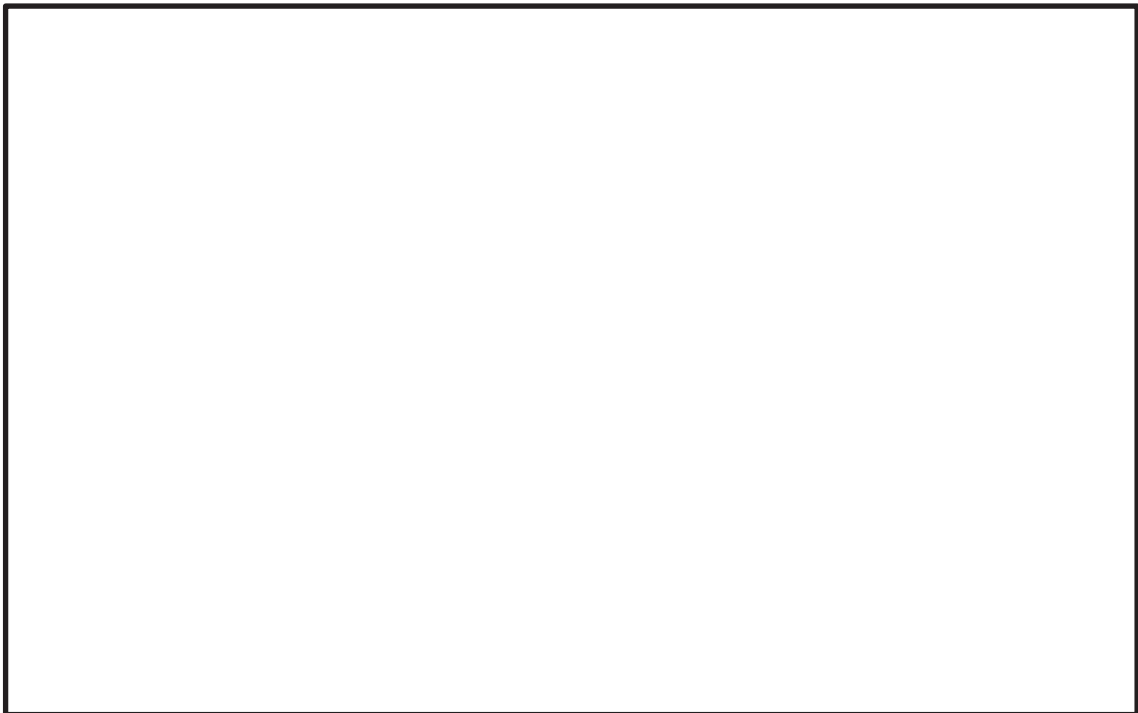
フランジ部の開口評価では、フランジ部だけではなく上鏡から上部球形部までモデル化している。そのため、内圧の増加によりボルト部にモーメントが生じ、フランジ部の開口が発生する。フランジ部に生じるモーメントが増加すると、上鏡から上部球形部の幾何学形状が変形するため、ボルトへの荷重のかかり方が逐次変化することにより、内圧の増加に対する開口挙動が曲線的に変化する。200℃、2Pd 時におけるドライウェル主フランジの相当塑性ひずみ分布を第 2 図に示す。

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。

以上より、有限要素法解析を用いて実施したドライウェル主フランジ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。



第1図 ドライウェル主フランジの開口解析モデル



第2図 200°C, 2Pd 時におけるドライウェル主フランジの相当塑性ひずみ分布

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 経年劣化を考慮したシール機能について

ドライウェル主フランジ等のシール部に用いる改良 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、すべて、プラントの定期検査において取替えを行っており、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、十分に性能が確保されるものとする。

所員用エアロック圧力平衡弁及び移動式炉心内計装系ボール弁のシール部に用いる PEEK 材については、耐放射線性 ( $10^7$ Gy) 及び耐熱性 ( $250^{\circ}\text{C}$ ) を持つシール材であることから、通常運転時に重大事故時を加えた積算放射線量 (  kGy) 及び事故時に想定される温度環境を踏まえてもシール機能が確保されるものとする。

なお、改良 EPDM 材は、積算放射線量  kGy においてもシール機能を維持していることを確認しており、PEEK 材は、一般特性から積算放射線量  $10^7$ Gy の耐放射線性を有している。従って、改良 EPDM 材及び PEEK 材は、重大事故時及び通常運転時の原子炉格納容器内積算放射線量 20 サイクル相当分以上の耐性を有しているが、適切な周期を定め交換を実施する。

長期間シール材を継続使用する電気配線貫通部に関しては、電気配線貫通部の環境試験において、第 1 表に示すとおり、通常運転中の劣化を考慮したうえで、冷却材喪失事故時を模擬した試験を実施しており、健全性を確認している。

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性能が確保されるものとする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第1表 電気配線貫通部の環境試験における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、120*サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前に実施。 <input type="text"/> *を <input type="text"/> で変化させる。 *IEEE Std 317™ に準拠
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 <input type="text"/> kGyとして試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進試験により、加速熱劣化として、 <input type="text"/> を加える。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 改良 EPDM 材の試験について

改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験は、想定される重大事故時の積算放射線量及び温度を包絡した条件にて試験を実施している。重大事故時の実機環境と圧縮永久ひずみ試験、実機フランジ模擬試験及び原子炉格納容器隔離弁模擬試験における試験条件を第 1 表に示す。

第 1 表 実機環境と試験条件の比較

	重大事故時 実機環境	圧縮永久 ひずみ試験	実機フランジ 模擬試験	原子炉格納容器 隔離弁模擬試験
シール材の 放射線環境	金属にて 囲まれている	直接曝露	直接曝露	直接曝露
積算放射線量	□ kGy	□ kGy	□ kGy	□ kGy
温度	200℃以下	200℃, 168 時間	200℃, 168 時間	200℃, 168 時間
放射線と熱の 付与順番	同時	放射線→熱	放射線→熱	放射線→熱

上表のとおり、各試験は重大事故時の実機環境を包絡した条件にて実施している。

なお、改良 EPDM 材等の有機系材料の放射線照射と熱劣化については、既往の文献<sup>\*1</sup>において、放射線照射から熱劣化が保守的であると評価されている。

また、既往の文献<sup>\*2</sup>において、事故時環境での試験方法として、既往の文献<sup>\*3</sup>における放射線照射後の熱劣化（逆逐次劣化）が最大となるとの評価を踏まえ、放射線を照射した後に熱劣化を付与することが指定されている。

以上より、改良 EPDM 材に対する各試験の劣化の付与順序（放射線照射の後、熱劣化を付与）は、重大事故時の環境に晒されることによる劣化の模擬として適切であると考えられる。

\*1：NUREG/CR-6384, BNL-NUREG-52480 “Literature Review of Environmental Qualification of Safety-Related Electric Cables” Brookhaven National Laboratory, NRC, April 1996

\*2：原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)

\*3：原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書 JNES-SS レポート（2009年7月、独立行政法人 原子力安全基盤機構）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

以下に、改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験、実機フランジ模擬試験及び原子炉格納容器隔離弁模擬試験の概要を示す。

(1) 改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験

試験片を放射線照射した後、オートクレーブにおいて高温蒸気（飽和蒸気）環境下で圧縮永久ひずみ試験を実施した。

放射線照射及び熱劣化（高温蒸気環境下における圧縮永久ひずみ試験）の試験の概要を以下に示す

a. 試験の目的

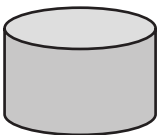
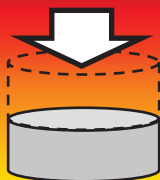


フランジ部からの漏えいは、内圧の上昇に伴いフランジ開口量が増加すること及びシール材が重大事故時の環境に晒されることにより劣化（復元量の低下）し、シール能力が低下することにより生じる。よって、フランジ開口量とシール材の復元量を評価することが必要となる。

本試験では、シール材である改良 EPDM 材の復元量を確認することを目的に実施している。

b. 試験方法

改良 EPDM 材の圧縮永久ひずみ試験は、試験片を無圧縮状態で  kGy の放射線照射を実施した後、JIS K 6262「加硫ゴム及び熱可塑性ゴム 常温、高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に従い、改良 EPDM 試験片を常温で圧縮治具にて 25%圧縮し、試験装置（オートクレーブ）において高温蒸気（200℃飽和蒸気）環境下に 168 時間晒す。その後、治具から試験片を取外し、規定時間（30 分）後に厚さを測定することによって永久ひずみを測定する。

圧縮永久ひずみ試験の概念図を第 1 図に示す。

初期状態	試験状態 (加圧, 加温)	開放直後	開放から 30 分後
			
高さ H=12.5mm	高さ $T_0=9.375\text{mm}$ (25%圧縮)	高さ 9.375mm	高さ $T_1$

第 1 図 圧縮永久ひずみ試験の概念図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

圧縮永久ひずみは、以下の式を用いて算出する。

$$(\text{圧縮永久ひずみ}) = \frac{H-T_1}{H-T_0} \times 100 (\%)$$

### c. 試験装置

重大事故時の環境を模擬するため、高温蒸気（200℃飽和蒸気）環境下に晒すための装置としてオートクレーブを使用する。また、改良 EPDM 試験片に 25%圧縮した付加を与えるための圧縮治具を使用する。

試験装置外観写真を第 2 図に示す。



オートクレーブの外観

オートクレーブ (圧縮治具)

第 2 図 試験装置外観写真

### d. 試験条件

#### 放射線照射

放射線	:	$\gamma$ 線
放射線量率	:	<input type="text"/> kGy/h
放射線量	:	<input type="text"/> kGy
試験時間	:	80 時間
試験温度	:	常温

#### 熱劣化（高温蒸気環境下における圧縮永久ひずみ試験）

試験環境	:	高温蒸気中（飽和蒸気）
試験装置	:	耐圧オートクレーブ
試験温度	:	200, 225, 250 °C
試験時間	:	24, 72, 168 時間
圧縮率	:	25 %
試験片数	:	各 3 個

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## (2) 実機フランジ模擬試験の概要

改良 EPDM 材のシール機能の性能確認として、実機フランジを模擬した小型試験装置を用いて、実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を行った。試験の概要を以下に示す。

### a. 試験目的

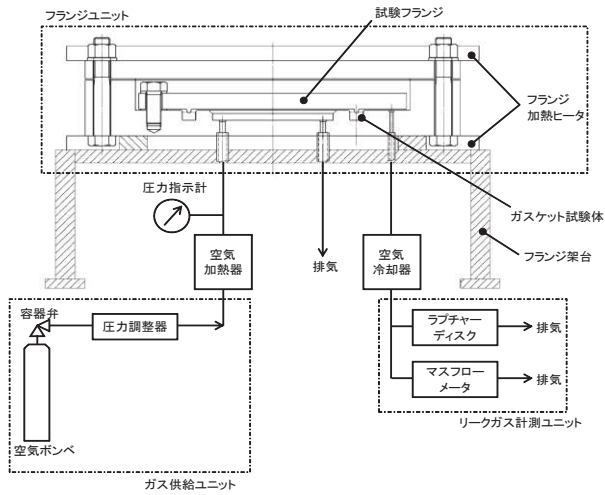
フランジ部からの漏えいの発生を防止するため、フランジ面にはシール材を組み込み、フランジボルトを締め付けることにより、フランジ面間にあるシール材が圧縮され、フランジからの漏えいを防止する構造となっている。

このため、フランジからの漏えいは、「内圧の上昇によりフランジ部が開口すること」に加え、「その開口量がシール材の復元量を超える」場合に生じる。したがって、シール材の耐漏えい性能を確認するためには、「内圧の上昇によりどの程度開口するか」を評価し、その開口量に熱等により劣化した「シール材の復元量」が追従可能か評価する必要がある。

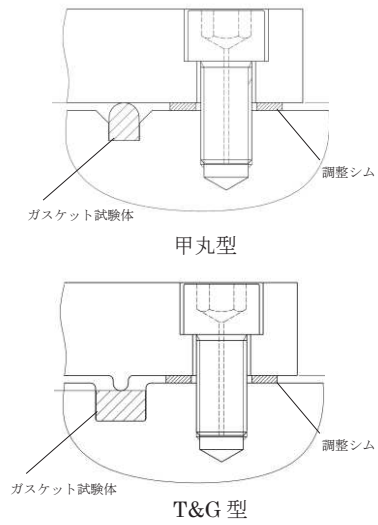
実機フランジ模擬試験では、圧縮永久ひずみ試験の結果を用いた開口量評価の中で最も厳しい状態を再現した試験をすることにより、開口量評価の妥当性を確認するために実施している。

### b. 試験装置

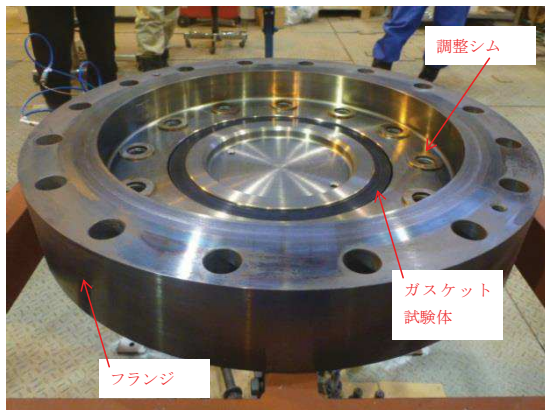
実機フランジ模擬試験の試験装置は第 3 図に示すようにフランジユニット、ガス供給ユニット、リークガス計測ユニットから構成される。フランジユニットは、直径 250mm のガスケット試験体を組み込んで内部を加圧可能な試験フランジと、試験フランジを所定の試験条件に加熱制御するためのフランジ加熱ヒータから構成される。試験フランジのガスケット試験体を組み込む溝断面形状(フランジ型式)は実機フランジで採用されているタング&グループ型(T&G 型)、甲丸型の 2 種類を模擬している。フランジ断面形状は実機と同形状であり、中心径のみを縮小した試験装置としているため、試験で得られたリーク量は、ガスケット径比で補正することで実機フランジのリーク量に適用できる(第 4 図参照)。また、内圧上昇後の原子炉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、高圧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第 5 図に示す。



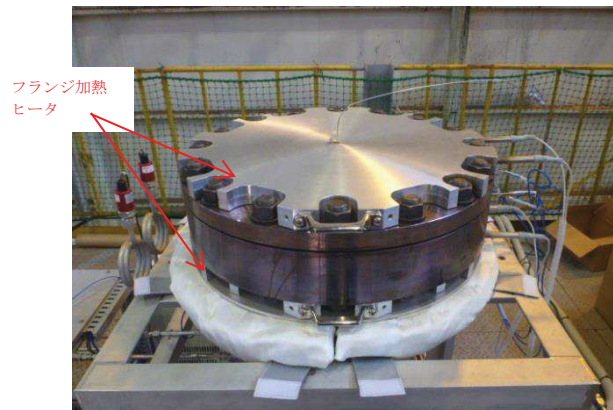
第3図 試験装置概要図



第4図 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)

第5図 試験装置外観写真



#### c. 試験条件

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を包絡する□ kGyを予め照射したシール材を用いる。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、原子炉格納容器限界温度である 200℃、さらに余裕を見た 250℃及び 300℃とし、加圧圧力は格納容器限界圧力 2Pd (0.854MPa) を包絡する圧力で気密確認を実施する。放射線照射と高温暴露の順序について、「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイドライン」に事故時環境試験の試験方法として放射線照射をした後に温度条件を暴露することが定められていることから、この考えを参考にし、放射線照射後に高温暴露を行う順序で試験を実施した。ガスケットの押込量は、設計押込量（T&G 型：□ mm，甲丸型：□ mm）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 0.0mm（シム厚さ T&G 型：□ mm，甲丸型：□ mm）であった。

#### d. 試験結果

試験結果を第 2 表に示す。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 及び 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。第 6 図に 200℃・168hr の試験ケースにおける試験体の外観を示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

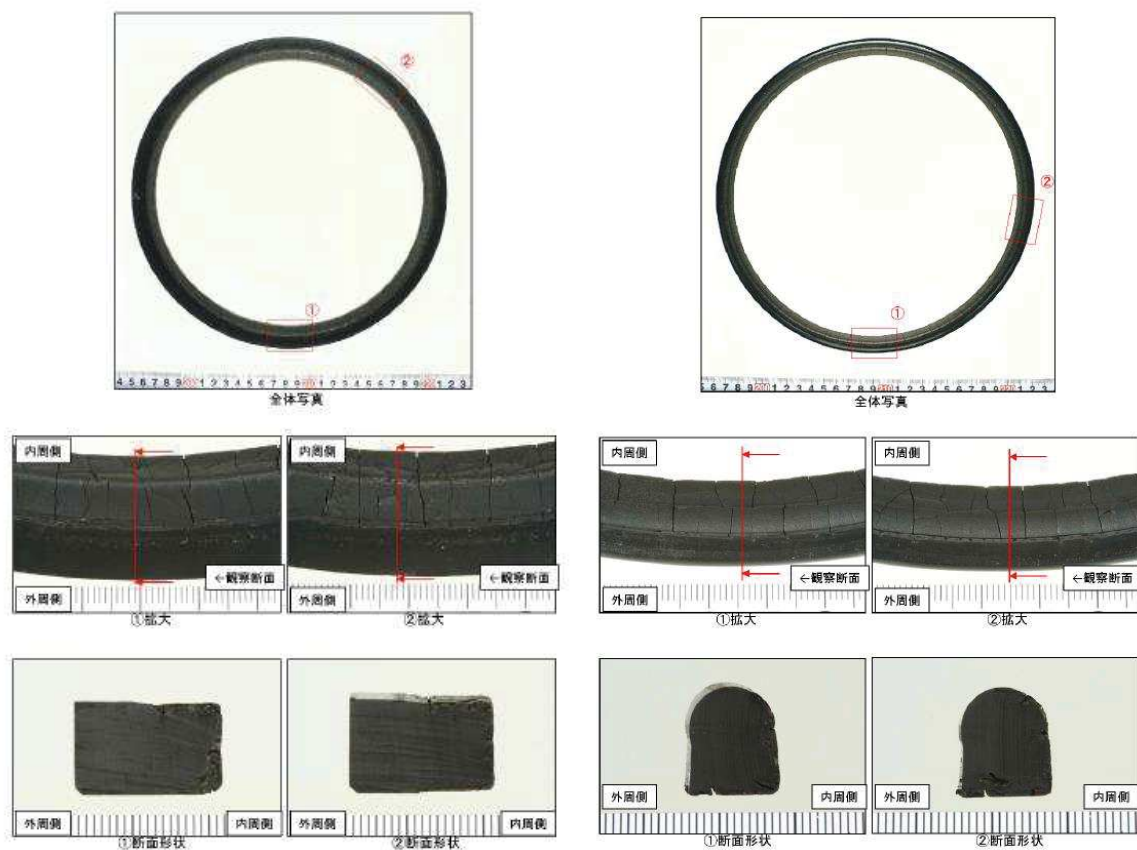
第2表 重大事故時条件での試験結果<sup>※1</sup>

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 <td 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 <sup>※2</sup>
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  kGy，加圧媒体：乾熱（空気）

※2：継続時間 22hr で漏えいが発生した。



第6図 200℃ · 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 年秋の大会にて公開

「改良 EPDM 材料の格納容器フランジシール部への適用性評価（1）実機フランジ模擬試験計画，（2）実機フランジ模擬試験の実施」

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



### (3) 原子炉格納容器隔離弁模擬試験の概要

改良 EPDM 材のシール機能の性能確認として、バタフライ弁を用いて、実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を行った。試験の概要を以下に示す。

#### a. 試験目的

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、重大事故時の環境における耐性向上のため、より耐熱性及び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する。

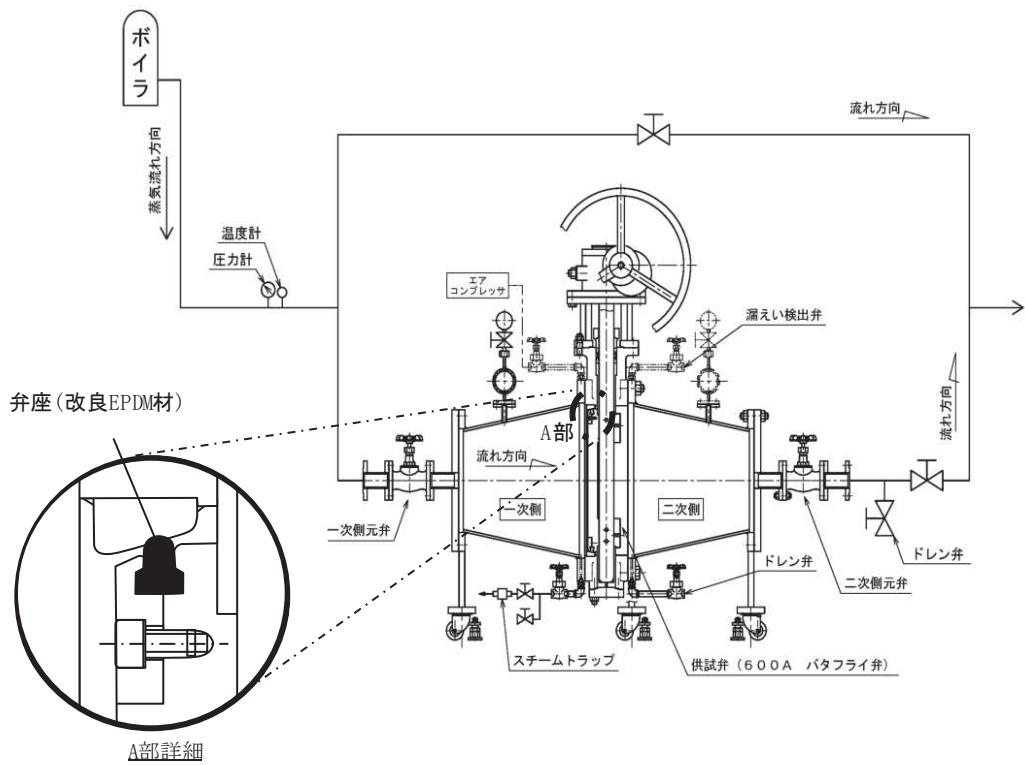
#### b. 試験内容

試験フロー及び試験内容を第 3 表に示す。また、蒸気通気試験装置の概要図を第 7 図に、常温弁座漏えい試験の概要図を第 8 図に示す。600A の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、初期性能確認及び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。重大事故時の環境における原子炉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試験を実施する。重大事故時の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原子炉格納容器内雰囲気を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、放射線と熱の同時曝露のシール機能への影響は十分小さいものとする。

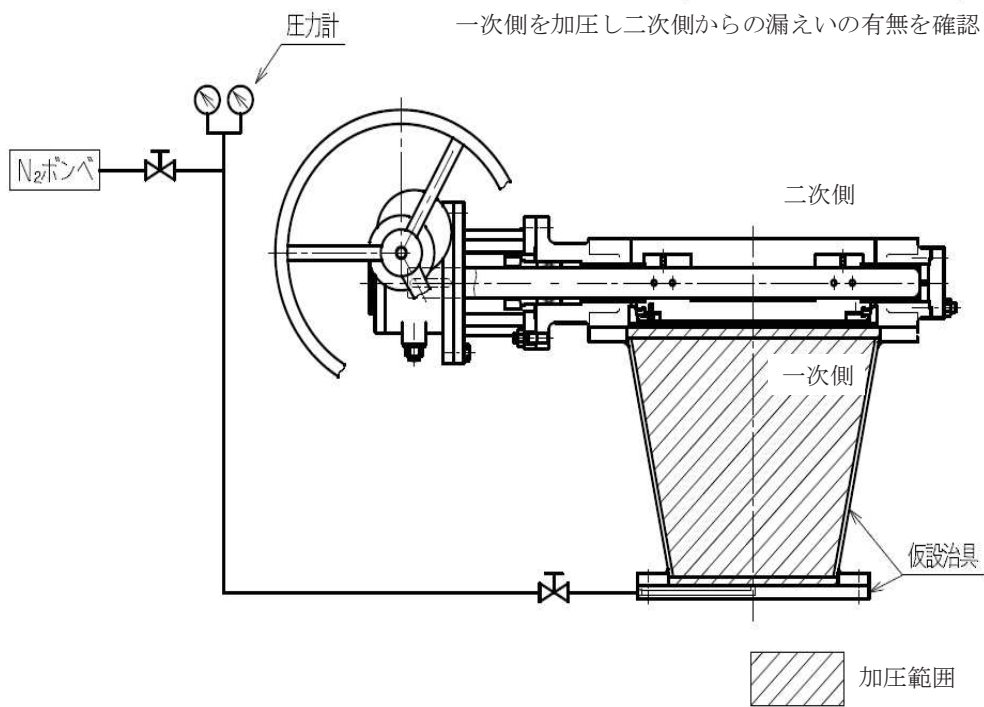
第3表 試験フロー及び試験内容

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 (重大事故時の環境条件) ↓	重大事故時の環境で想定される放射線量 <input type="text" value=""/> kGy) を供試体に照射する。
蒸気通気試験 ↓	第7図に示す試験装置で，200℃，0.854MPa以上の蒸気環境下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より漏えいの有無を確認する。
常温弁座漏えい試験	第8図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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第7図 蒸気通気試験装置概要図



第8図 常温弁座漏えい試験概要図

c. 試験結果

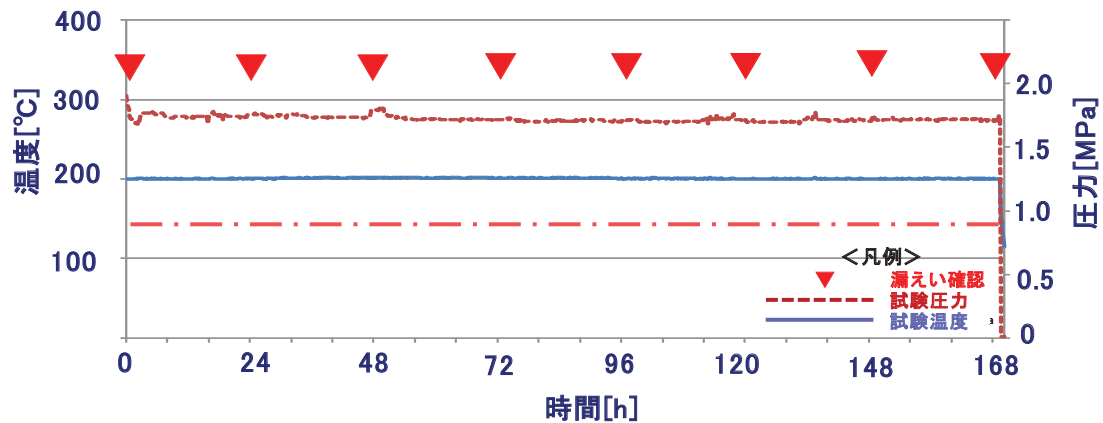
蒸気通気試験の試験結果を第4表に、常温弁座漏えい試験結果を第5表に示す。蒸気通気試験の温度及び圧力チャートを第9図に示す。蒸気通気試験中に漏えいは確認されず、また常温復帰後の常温弁座漏えい試験においても閉じ込め機能を維持できることを確認した。

第4表 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	□ kGy	無

第5表 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



第9図 蒸気通気試験温度，圧力チャート

※日本原子力学会 2015 年秋の大会にて公開

「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」

200℃、2Pd の適用可能時間を過ぎてから用いる限界温度・限界圧力について

有効性評価における原子炉格納容器の限界温度・限界圧力は 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がないことを確認することで限界温度・限界圧力における原子炉格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。ここでは、シール部について事象発生後 168 時間以降の健全性を評価する。

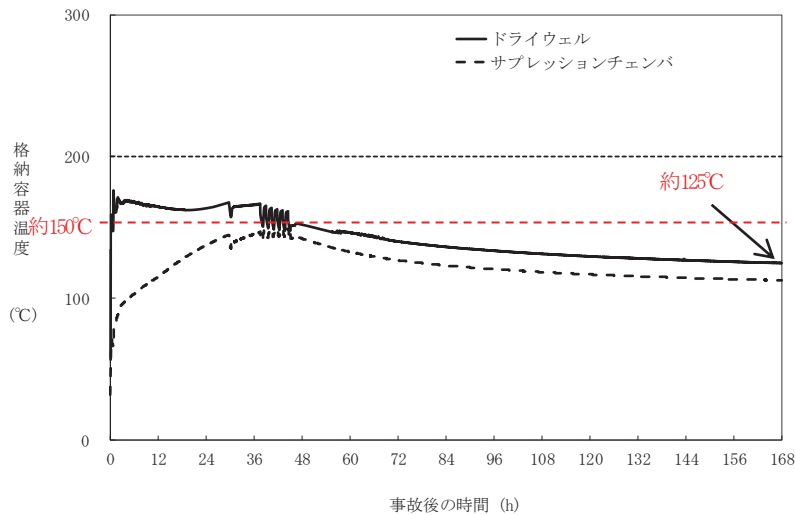
(1) 事象発生後 168 時間以降の原子炉格納容器温度・圧力の推移

事象発生後 168 時間時点では、有効性評価の代表シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」において、原子炉格納容器温度及び圧力は、150℃、1Pd 以下であり以降も徐々に低下する（第 1 図及び第 2 図参照）。

なお、有効性評価の代表シナリオ「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）」は、可燃性ガス濃度を可燃限界未満に維持するため、可搬型窒素ガス供給装置による窒素ガスを供給するが 1Pd 以下となるように管理する。

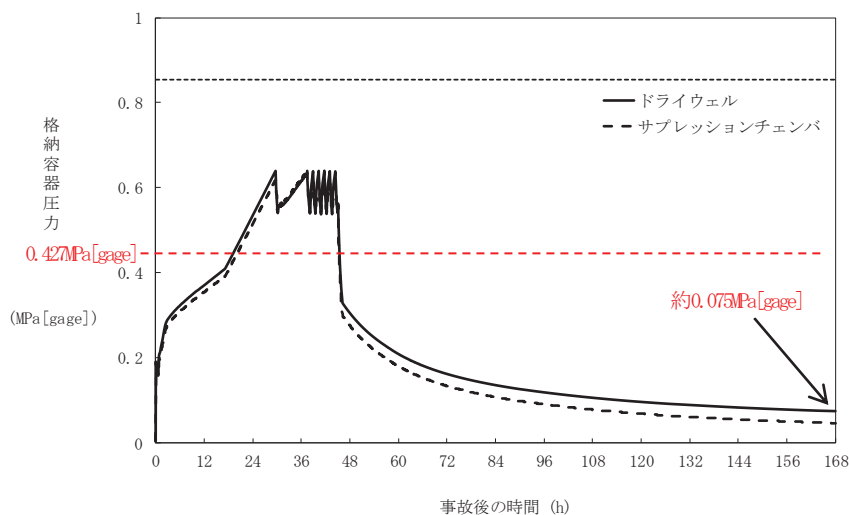
第 1 表 事象発生後の経過時間と原子炉格納容器圧力・温度の関係

事象発生後の経過時間	0～168 時間	168 時間以降
原子炉格納容器圧力	限界圧力として 2Pd (0.854MPa [gage]) を設定	有効性評価シナリオで 1Pd (0.427MPa [gage]) 以下となる
原子炉格納容器温度	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



第1図 原子炉格納容器温度の推移

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



第2図 原子炉格納容器圧力の推移

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

(2) 事象発生後 168 時間以降の原子炉格納容器圧力と閉じ込め機能の関係

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、原子炉格納容器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、原子炉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 168 時間時の原子炉格納容器圧力が高い代替循環冷却運転ケースを評価しても、原子炉格納容器圧力は約 0.12MPa [gauge] であり、第 2 表に示すとおり開口量は小さい。

第2表 原子炉格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	168 時間時点の開口量 (約 0.120MPa [gage])		2Pd 時の開口量 (0.854MPa [gage])	
ドライウェル主フランジ	約	mm	約	mm
機器搬出入用ハッチ	約	mm	約	mm
所員用エアロック	約	mm	約	mm
逃がし安全弁搬出入口	約	mm	約	mm

(3) 事象発生後 168 時間以降のシール材の健全性について

原子炉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）な影響を評価する。ここでは、ドライウェル主フランジ、機器搬出入用ハッチ等に使用する改良 EPDM 材について、168 時間以降の温度・時間とシール材の劣化挙動を確認するため、シール材の圧縮永久ひずみ試験を実施した。第3表に改良 EPDM 材の長期劣化を考慮した圧縮永久ひずみ試験結果を示す。

第3表 改良 EPDM 材の長期劣化を考慮した圧縮永久ひずみ試験結果

No	試験時間及び試験温度	圧縮永久ひずみ試験					
		圧縮永久ひずみ率 (%)		硬さ		質量変化率 (%)	
		実測値	平均値	実測値	平均値	実測値	平均値
1	168h (200℃)						
2	168h (200℃) +168h (150℃)						
3	168h (200℃) +30 日 (150℃)						

注：γ線  MGy 照射済の試験体を用い、飽和蒸気環境下に曝露した後の測定値

第3表に示すように、168 時間以降、150℃の環境下においては、改良 EPDM 材にほとんど変化はなく、経時劣化の兆候は見られない。したがって、事象発生後 168 時間以降における原子炉格納容器温度を 150℃と仮定した場合においてもシール機能は維持される。なお、改良 EPDM 材の一般特性として耐温度性は 150℃であり、第3表の結果から、改良 EPDM が 200℃条件を 168 時間（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ないと考えられる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

なお、圧縮永久ひずみ試験は、同じ条件に曝露した3個の試験体を用いて試験を実施している。圧縮永久ひずみ率、硬さ及び質量変化率ともに試験結果にばらつきがないため、試験体数が3個であることは妥当であると考え。よって、これらの平均値を用いて評価は信頼性を有していると考え。

(4) 時間を踏まえた限界温度・限界圧力の考え方

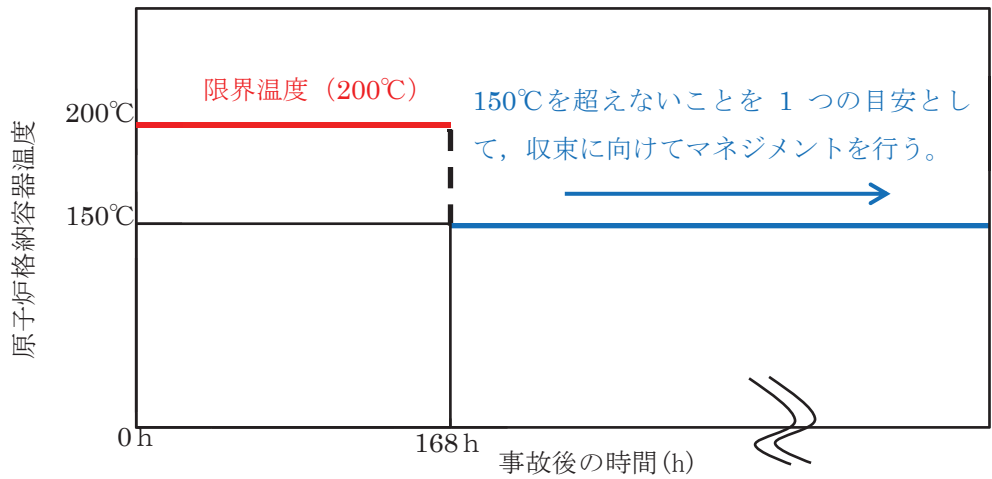
有効性評価結果より7日間(168時間)以降は、原子炉格納容器温度が改良EPDM材の一般特性としての耐熱温度である150℃を下回る。また、原子炉格納容器圧力についても、ベントの有無に関わらず圧力は低下しており、開口量は限界圧力時と比較しても小さいことが確認できている。よって、限界温度・限界圧力(200℃、2Pd)が7日間経験しても、シール材が問題ないことを確認しており、長期の原子炉格納容器閉じ込め機能を確保することができる。

(5) 7日間(168時間)以降の考え方

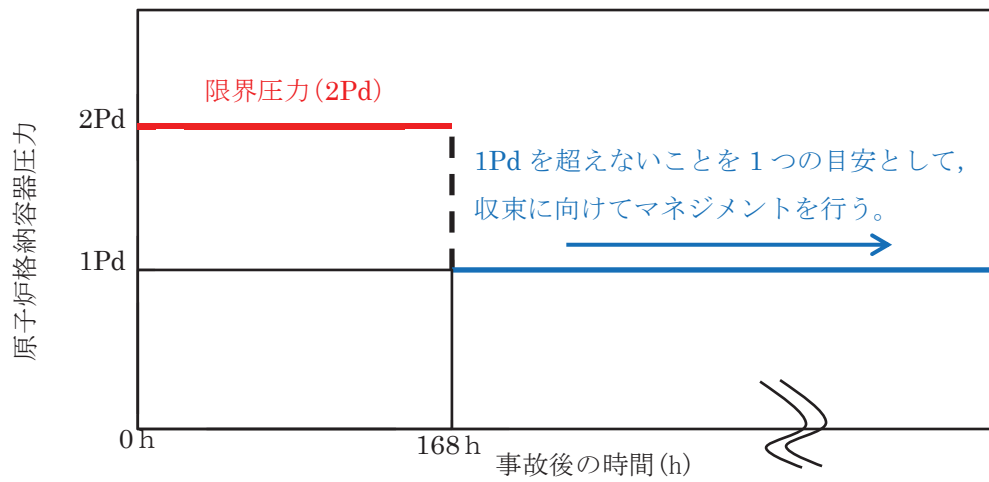
重大事故発生後168時間以降については、原子炉格納容器圧力・温度は低下していることから、168時間までは限界圧力・温度を超えないように管理することで、長期的な原子炉格納容器閉じ込め機能は維持される。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することから、長期的なプラントマネジメントの目安として、168時間以降の領域においては、原子炉格納容器温度が150℃を超えない範囲で、また、原子炉格納容器圧力が1Pdを超えない範囲でプラント状態を維持する。

原子炉格納容器温度、圧力の168時間以降の考え方を第3図及び第4図に示す。





第3図 原子炉格納容器温度の168時間以降の考え方



第4図 原子炉格納容器圧力の168時間以降の考え方

## フランジ開口に対するシール材の復元特性について

## (1) フランジの開口速度とシール材の復元速度の関係

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シール材の復元速度の比較を実施した。

## (2) シール材の復元速度

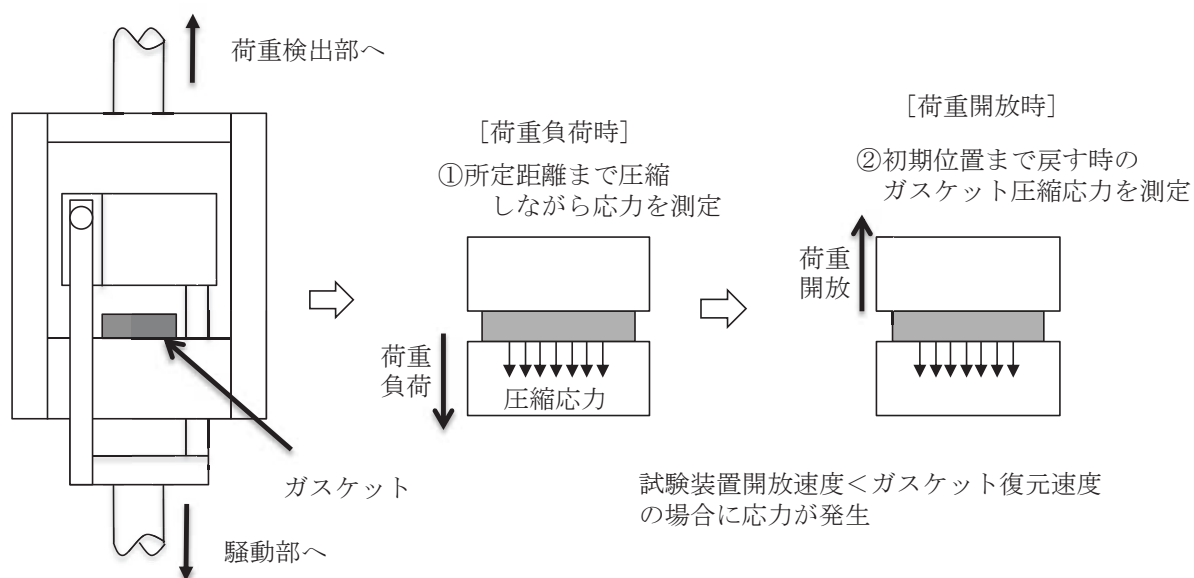
## a. 試験の概要

フランジ部の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 K6254 に基づく試験を実施した。

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。試験装置の概要図を第 1 図に示す。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。

改良 EPDM 材の復元速度試験における試験条件を第 1 表に示す。

[復元速度測定装置]



第 1 図 復元速度測定試験の概要

第 1 表 改良 EPDM 材の復元速度試験における試験条件

ケース	材料	放射線 照射量	曝露媒体	曝露温度	復元速度	試験 体数
1-1	改良 EPDM 材	☐ MGy	蒸気	200℃ (168 時間)	300mm/min	3 個
1-2					500mm/min	3 個
2-1	改良 EPDM 材	☐ MGy	蒸気	200℃ (168 時間)+150℃ (168 時間)	300mm/min	3 個
2-2					500mm/min	3 個
3-1	改良 EPDM 材	☐ MGy	蒸気	200℃ (168 時間)+150℃ (30 日間)	300mm/min	3 個
3-2					500mm/min	3 個

b. 試験結果

試験結果を第 2～7 図に示す。第 2 図～7 図より、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 以上であることを確認した。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第2図 復元速度試験結果（ケース 1-1）



第3図 復元速度試験結果（ケース 1-2）



第4図 復元速度試験結果（ケース 2-1）



第5図 復元速度試験結果（ケース 2-2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 6 図 復元速度試験結果 (ケース 3-1)



第 7 図 復元速度試験結果 (ケース 3-2)

(3) シール機能評価

女川原子力発電所 2 号炉の有効性評価における事故シナリオにおいて、フランジ部の開口速度が最も早くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」である。この場合のフランジ開口速度の最大値は 17.4mm/min 程度である。

なお、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用（FCI）」については開口速度の最大値は 1.80mm/min 程度である。

このフランジ部の開口速度と改良 EPDM 材の復元速度を比較すると、

シール材復元速度 500mm/min (8.33mm/s) 以上

>フランジ開口速度 17.4mm/min (0.29mm/s)

となり、改良 EPDM 材の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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

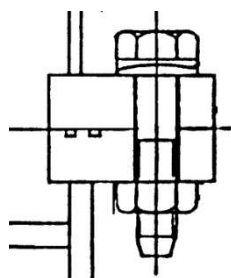
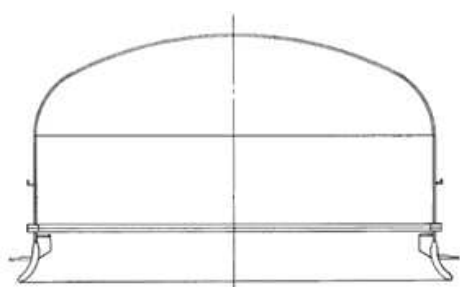
## 実機フランジを模擬した小型試験結果の適用について

改良 EPDM 材のシール材については、シール機能の性能確認として、圧縮永久ひずみ試験に加え、実機フランジを模擬した小型試験装置を用いてシール機能を確認している。

小型試験結果の実機への適用性について、以下に示す。

## (1) 実機と小型試験装置の比較

実機（ドライウェル主フランジ）と小型試験装置のフランジ部の断面形状及び寸法を第 1 図及び第 1 表に示す。



実機（ドライウェル主フランジ）形状



小型試験装置フランジ形状

第 1 図 実機と小型試験装置の形状

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第1表 実機と小型試験装置の寸法

	ガスケット寸法(mm)			溝寸法(mm)			押込み量(mm)
	中心径	幅	高さ	中心径	幅	高さ*1	
ドライウェル 主フランジ							>0
小型試験 装置							0

\*1：溝高さの差異分は、ガスケット押込み量に影響するが、漏えい評価を行うためのガスケット押込み量を模擬できるため問題ない。(今回の試験では押込み量を0mmと設定しているが、実機では押込み量は0mmより大きくなる)

(2) 実機への適用性

実プラントでは、内側と外側の2本のガスケットが使用されているが、小型試験装置では、1本のガスケットのみで模擬している。フランジの断面形状は実機と同形状であり、ガスケット及び溝寸法は幅・高さともに実機と同程度とし、中心径のみを縮小した試験装置としている。また、小型試験では押込み量を0mmと設定し、実機の2Pd時の開口量以上の開口量を模擬しており、保守的な条件での試験としている。

ガスケットの内径を $d_i$ 、外形を $d_o$ とすると、JIS B 2490よりガスケットからのリーク量 $L$ はガスケットの接触面の内径 $d_i$ に比例し、ガスケット接触幅 $(d_o-d_i)/2$ に反比例する。

$$L \propto \frac{1}{(d_o/d_i - 1)/2} = \frac{d_i}{(d_o - d_i)/2}$$

第1表より実機模擬試験のガスケットの断面形状は実機と一致していることから、ガスケットの接触幅は実機と一致している。このため、リーク量はガスケットの内径 $d_i$ に比例することから、試験で得られたリーク量をガスケット径比で補正して実機フランジでのリーク量を推定することができる。

本試験で得られたリーク量よりガスケット径比で補正して、実機フランジでのリーク量を推定したところ、原子炉格納容器フランジからのリーク量0.001%/day程度であり、原子炉格納容器設計漏えい率(0.5%/day)の1/500となっている。

このように、実機フランジを模擬した改良EPDM材の試験結果は、原子炉格納容器の設計漏えい率と比較して十分に余裕がある状態であることから、改良EPDM材の実機への適用は可能であると考えられる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

改良 EPDM 製ガスケット及び各フランジ部の製作公差を考慮した開口量評価について

フランジ部の開口量評価に影響する製作公差は、シール材を締め付ける部位の開口方向の製作公差であり、ガスケット溝の公差、ガスケット厚さの公差及びタング部の公差が該当する。これらの公差について、原子炉格納容器圧力 2Pd 時における開口量と、シール材の復元量が 200℃、168 時間、 kGy の環境下で劣化した圧縮永久ひずみ %を用いて評価した結果を第 1 表に示す。また、第 1 図及び第 2 図にガスケット及びタング部の開口方向公差の概略図を示す。

第 1 表 公差を考慮した締付量 (単位: mm)

評価対象	ガスケット溝公差 a	ガスケット高さ公差 b	タング部公差 c	初期締付量 <sup>※1</sup>	劣化後復元量 <sup>※2</sup>	開口量 <sup>※3</sup> (2Pd 時)	評価結果 <sup>※4</sup>	閉じ込め機能
ドライウェル主フランジ					2.56	2.16	0.40	○
機器搬出入用ハッチ					2.16	0.67	1.49	○
所員用エアロック					1.72	1.15	0.57	○
逃がし安全弁搬出入口					2.16	1.75	0.41	○
サプレッションチェンバ 出入口					1.36	1.05	0.31	○

※1 初期締付量 : ( ) 内は、製作公差を考慮した初期締付量を示す。

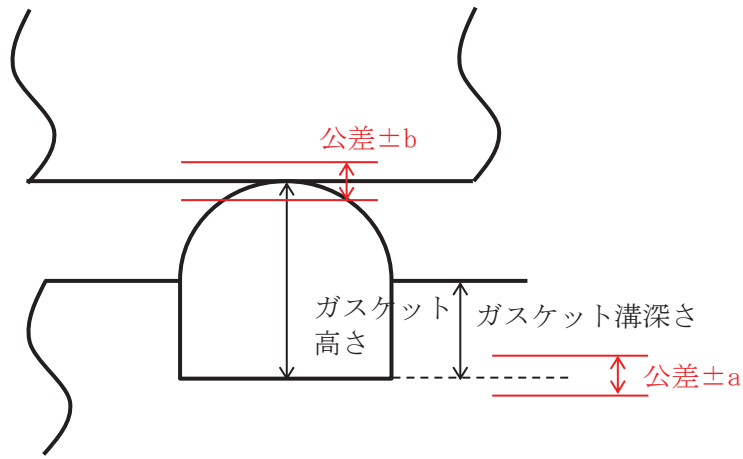
※2 劣化後復元量 : 製作公差を考慮した初期締付量に対し、200℃、168 時間、 kGy の劣化後圧縮永久ひずみ %を踏まえた復元量

※3 開口量 : 原子炉格納容器 2Pd 時の開口量評価

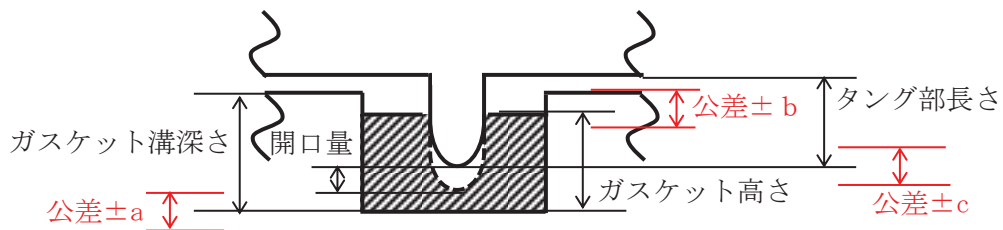
※4 評価結果 : 「劣化後復元量-開口量」を示す値。評価値が 0 以上で、製作公差を考慮した場合でもシール材の追従性があることを示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。





第1図 ガスケット部の開口方向公差の概略図



第2図 所員用エアロックタング部の開口方向公差の概略図

第1表より、各フランジ部の製作公差を考慮しシール材の初期締付量が小さくなり、シール材の事故環境における劣化を考慮しても、原子炉格納容器 2Pd 時の開口量に追従可能であることから、原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認した。

実機のドライウェル主フランジを復旧する際には、トルク管理によるフランジボルトの締め付け後に、フランジ面間にすきまがないことを確認しており、製作公差の影響が極めて小さくなるように施工管理している。

## 原子炉格納容器の耐震性について

原子炉格納容器の評価対象部位について、基準地震動  $S_s$  に対する耐震性を評価する。

## 1. 評価方法

基準地震動  $S_s$  による地震荷重を用いて、原子炉格納容器の評価対象部位に発生する一次応力を算出し、許容応力との比較を行う。

## 2. 評価基準値

許容応力状態  $IV_A S$  の評価基準値を用いる。

## 3. 評価結果

評価対象部位の  $S_s$  に対する評価の結果、いずれの部位の発生応力も評価基準値以下であるため、原子炉格納容器は  $S_s$  地震作用時においても必要な機能は損なわれない。第 1 表に各部の評価結果を示す。

第 1 表 原子炉格納容器の基準地震動  $S_s$  による暫定評価結果

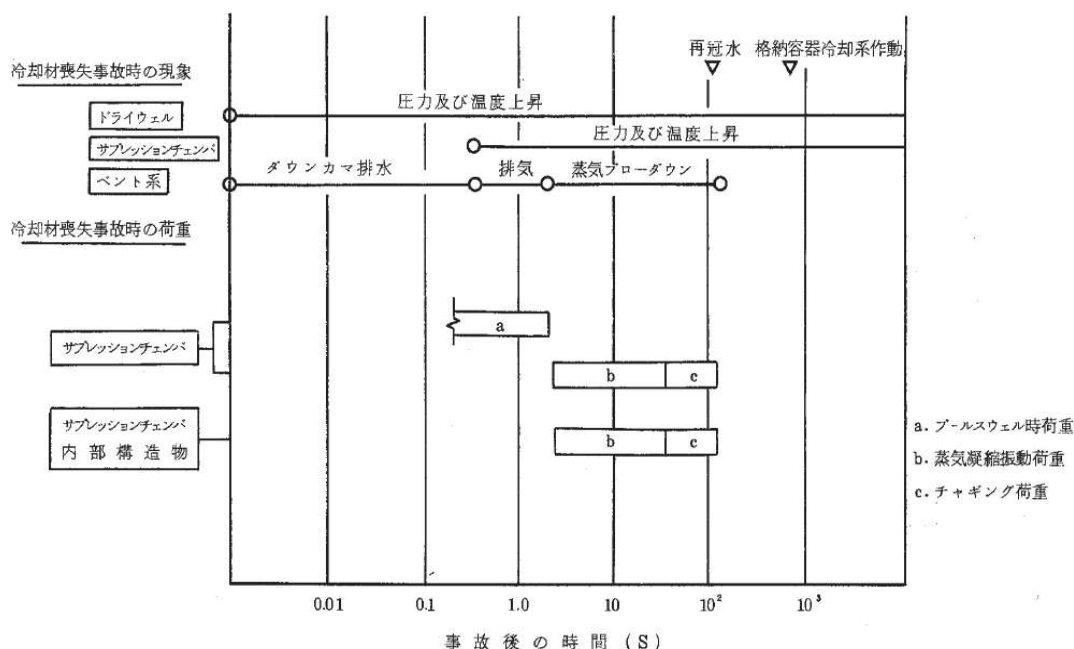
評価対象部位	応力分類	発生応力	評価基準値
ドライウエル	一次膜+一次曲げ応力		380 MPa
ドライウエルベント開口部	一次膜+一次曲げ応力		495 MPa
サプレッションチェンバ	一次膜+一次曲げ応力		387 MPa
機器搬出入用ハッチ	一次膜+一次曲げ応力		495 MPa
逃がし安全弁搬出入口	一次膜+一次曲げ応力		495 MPa
所員用エアロック	一次膜+一次曲げ応力		495 MPa
配管貫通部	一次応力		0.470 kN・m
電気配線貫通部	一次応力		242 kN・m

※裕度の最も小さい部位を記載

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 重大事故等時のサプレッションチェンバにおける水学的動荷重の影響について

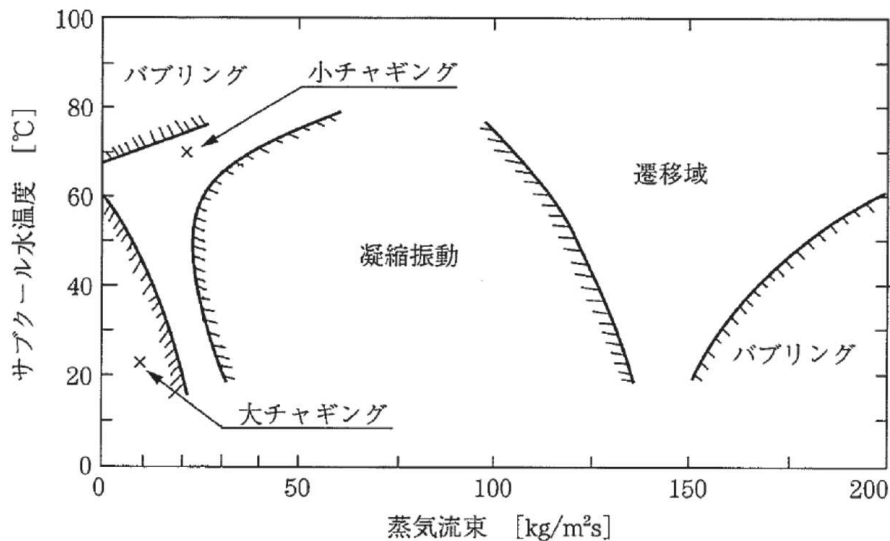
重大事故時におけるサプレッションチェンバの水学的動荷重の影響について評価した。重大事故時にサプレッションチェンバに作用する可能性がある水学的動荷重は、ベント管からの吹き出しによる荷重（蒸気凝縮振動荷重，チャギング荷重）及び主蒸気逃がし安全弁作動時におけるクエンチャからの吹き出しによる荷重が考えられる。これ以外の水学的動荷重については、第1図に示すとおり事故後初期に起きる事象であり、サプレッションチェンバ水位が上昇する時間帯に考慮する必要はないと考えている。以下に詳細を示す。



第1図 冷却材喪失事故時荷重の時間履歴（既工認図書抜粋）

## (1) ベント管からの吹き出しによる荷重

蒸気凝縮に伴う動荷重のうちベント管からの蒸気吹き出しによるものは、蒸気流量が大きい場合に生じる蒸気凝縮振動（Condensation Oscillation）と、蒸気流量が小さい場合に生じるチャギング（Chugging）があり、蒸気凝縮振動は水温が高くなると荷重が増大し、チャギングは水温が高くなると荷重は小さくなるということが知られている。これらの関係を整理したものを第2図に示す。



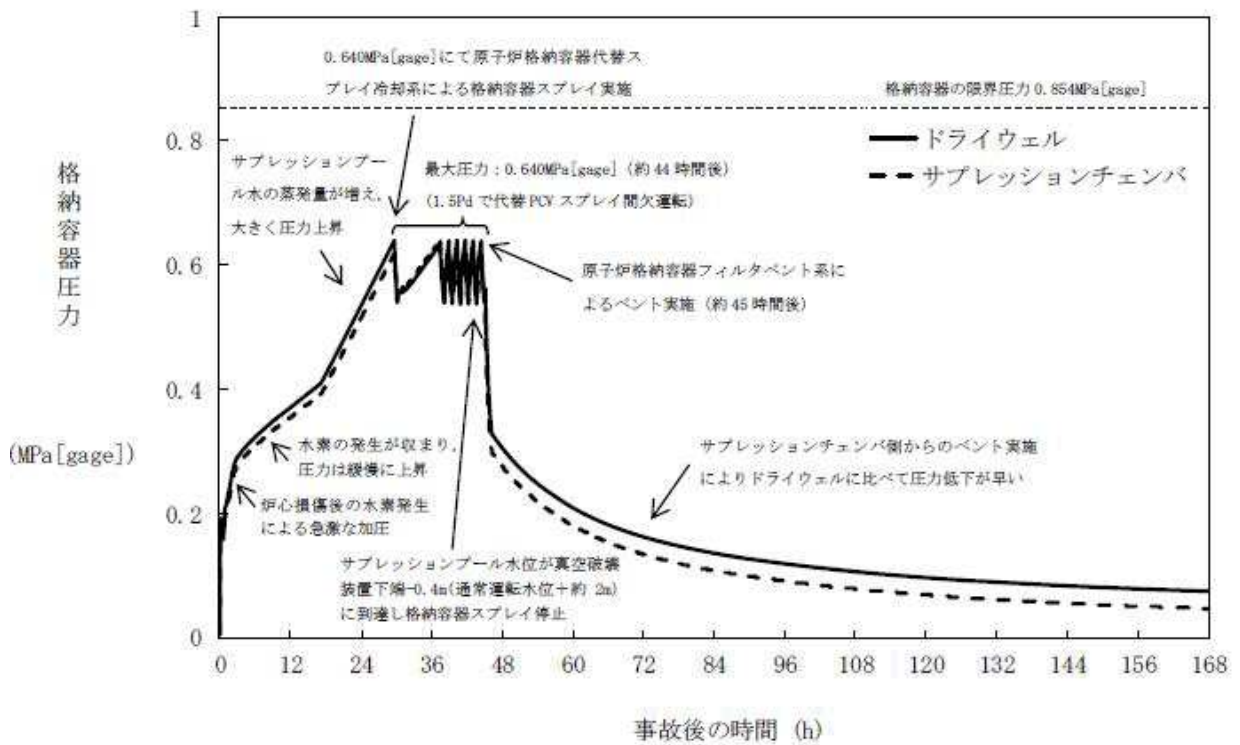
藤井 他「気液二相流の動的配管計画」日刊工業新聞社（1999）をもとに作成

第2図 蒸気凝縮の態様

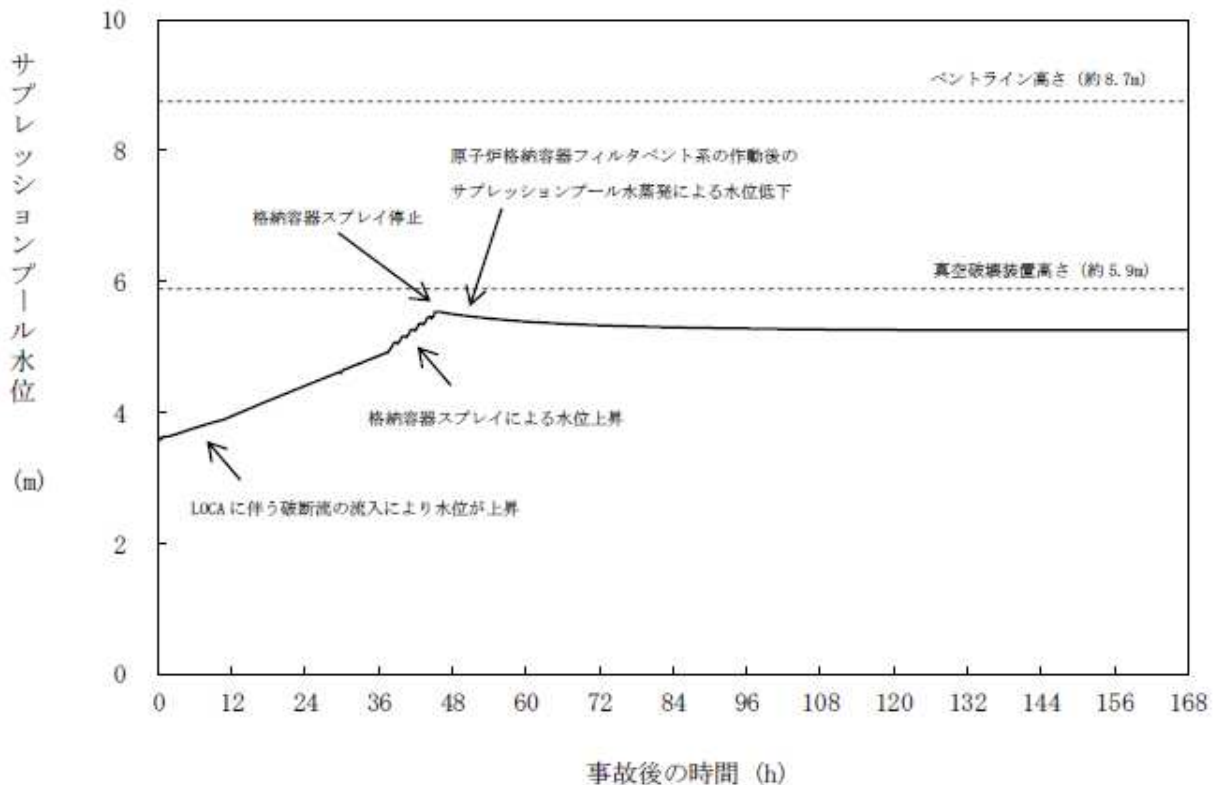
ここで、重大事故時のサプレッションチェンバ水位が高い状況における原子炉格納容器ベント時の蒸気凝縮振動，チャギングについて考えるため、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」の原子炉格納容器圧力（第3図），サプレッションチェンバプール水水位（第4図）及びサプレッションチェンバプール水温度（第5図）を参照する。

原子炉格納容器圧力が2Pd (0.854MPa[gage]) における最大排出流量  kg/s と、ベント管流路面積  m<sup>2</sup>より、ベント管における蒸気流量は約  kg/m<sup>2</sup>s でありLOCA発生直後の蒸気流量約  kg/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、かつ、サプレッションチェンバプール水温度が100℃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。

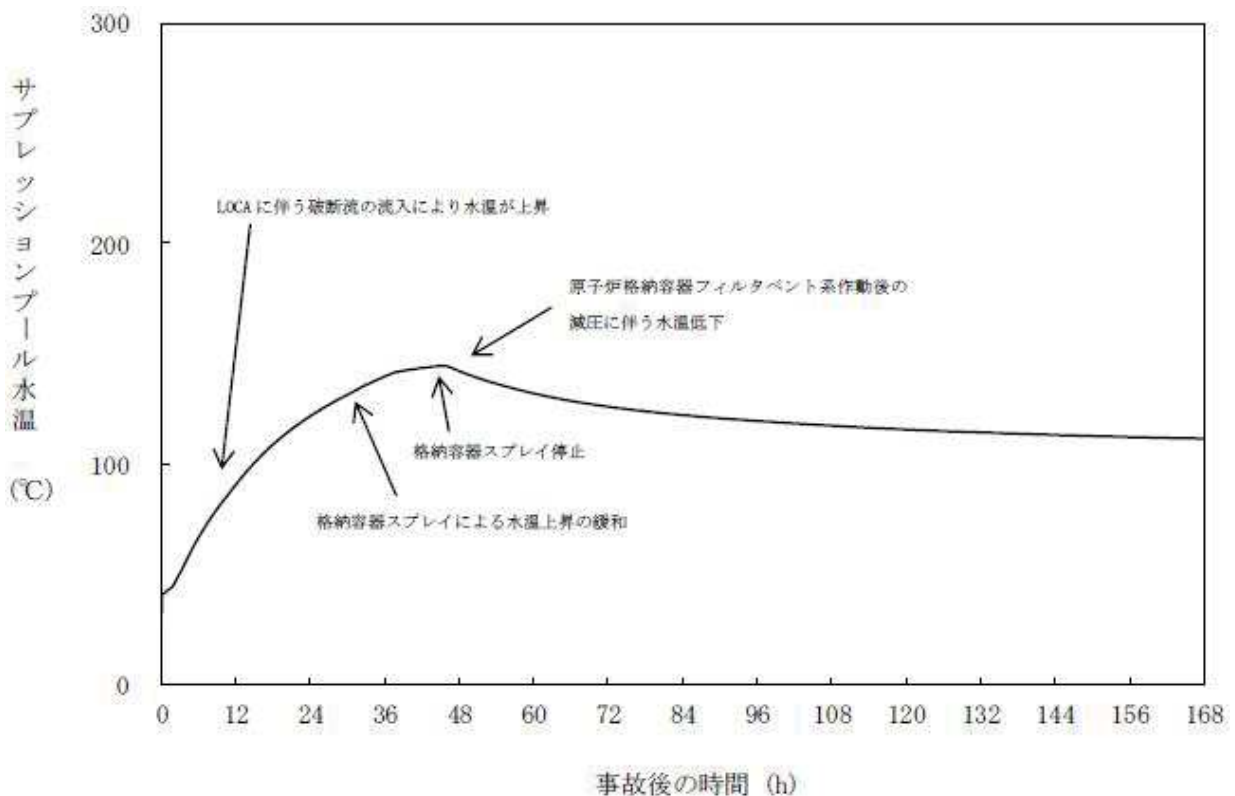
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第3図 原子炉格納容器圧力の推移  
「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)  
(代替循環冷却系を使用できない場合)」



第4図 サプレッションチェンバ水位の推移  
「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)  
(代替循環冷却系を使用できない場合)」

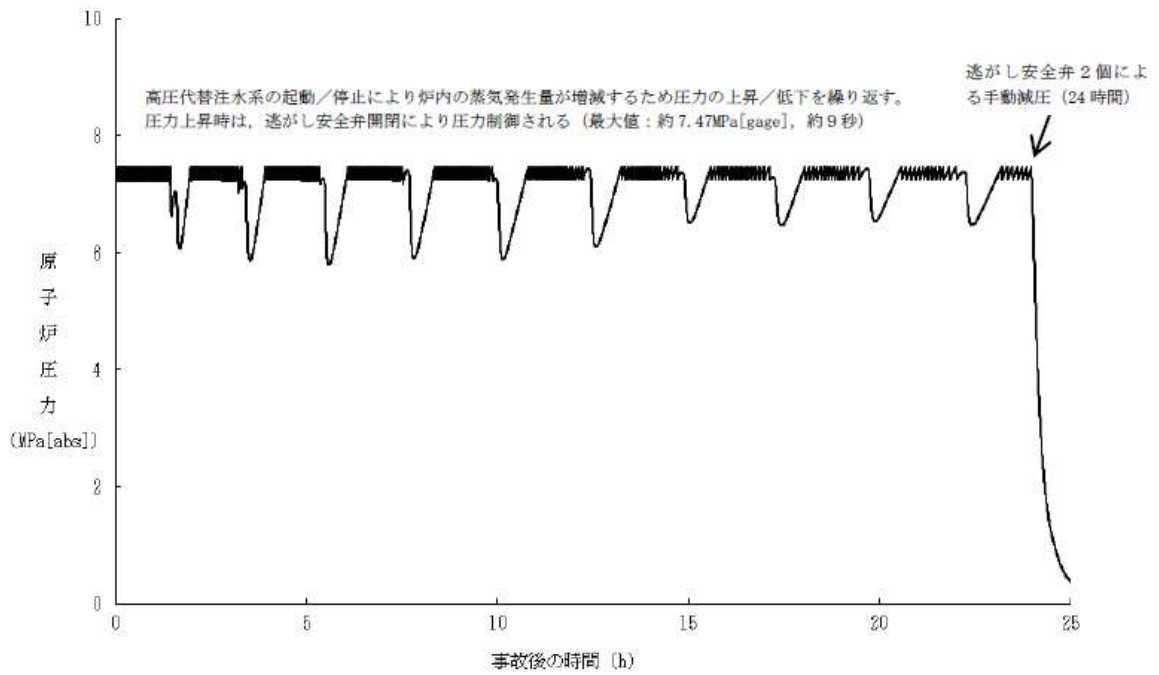


第5図 サプレッションチェンバプール水温度の推移  
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用できない場合）」

(2) 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

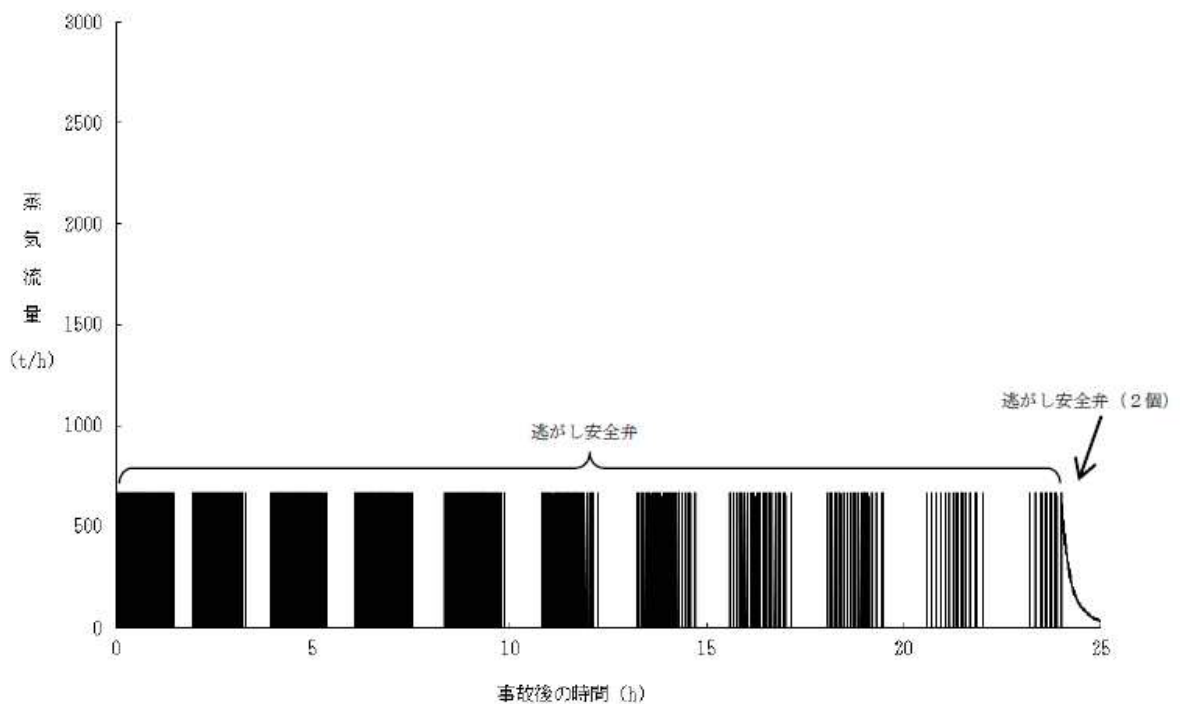
動荷重のうち主蒸気逃がし安全弁作動時荷重を考慮すべき状況は、全交流動力電源喪失時のように、原子炉が高圧状態での隔離が長時間継続し、かつ外部水源からの注水を行う場合である。全交流動力電源喪失時の原子炉圧力、蒸気流量、サプレッションチェンバプール水水位及びサプレッションチェンバプール水温度について第6～9図に示す。なお、この場合のサプレッションチェンバプール水水位の上昇はわずかであり、荷重が厳しくなることはない。

また、冷却材喪失事故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、サプレッションチェンバプール水水位が上昇した時点では、原子炉又は主蒸気逃がし安全弁排気管からの大流量の蒸気放出はなく、主蒸気逃がし安全弁作動時荷重を考慮する必要はない。



第6図 原子炉圧力容器圧力の推移

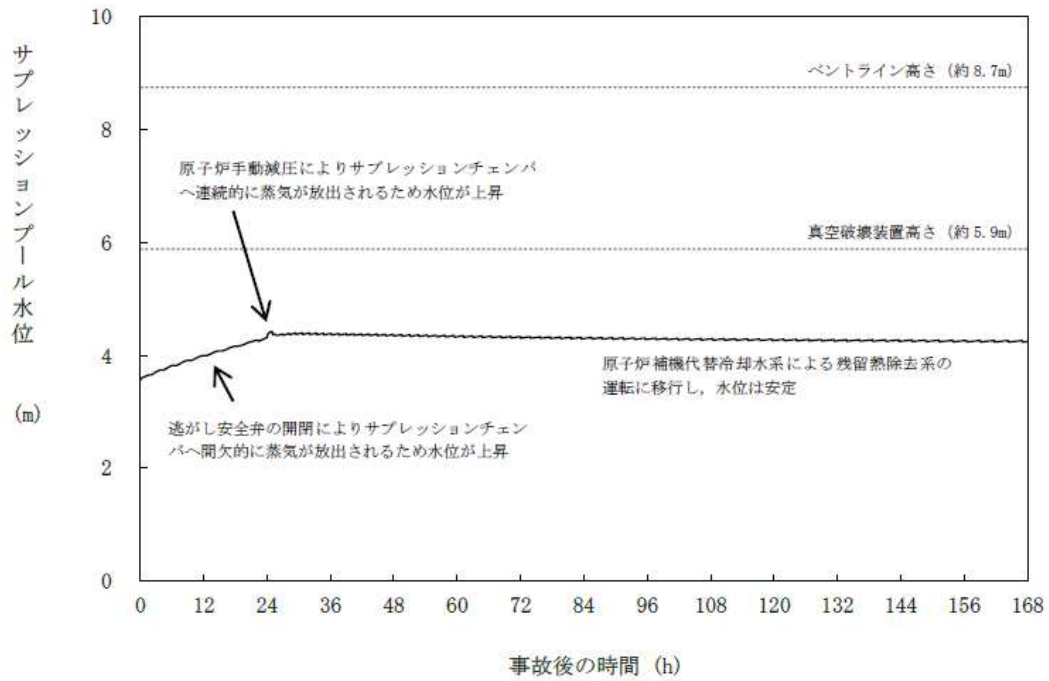
(全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + HPCS 失敗)



第7図 主蒸気逃がし安全弁からの蒸気流出量の推移

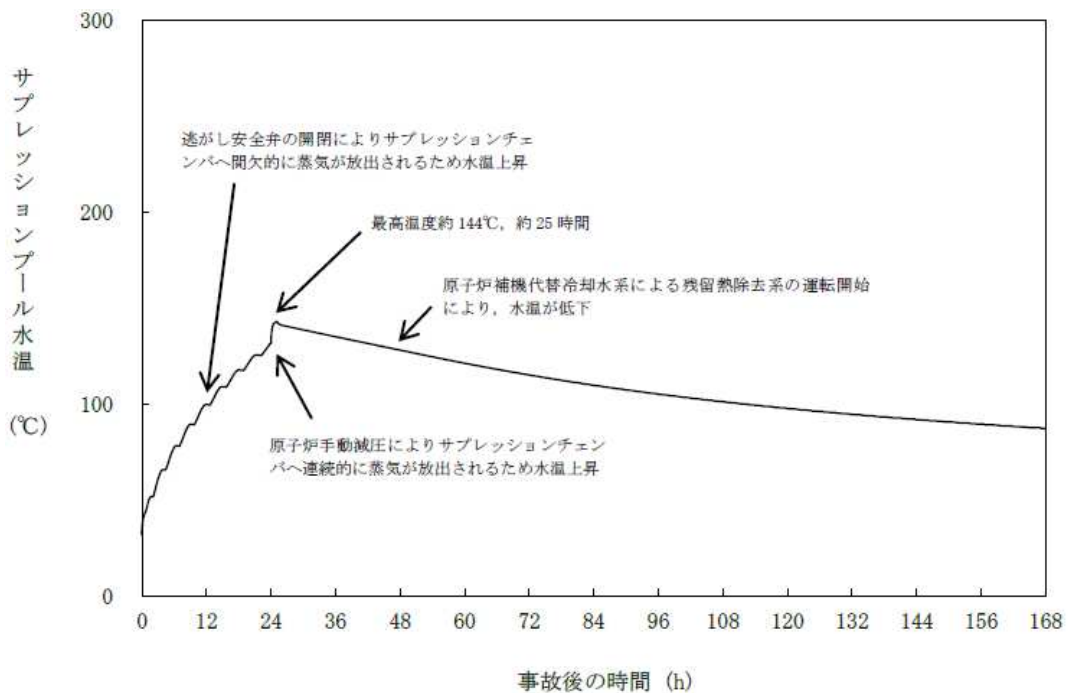
(全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + HPCS 失敗)





第8図 サプレッションチェンバール水位の推移

(全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) +HPCS失敗)



第9図 サプレッションチェンバール水温の推移

(全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) +HPCS失敗)



以上のことから、重大事故時のサプレッションチェンバプール水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による評価に包絡される。

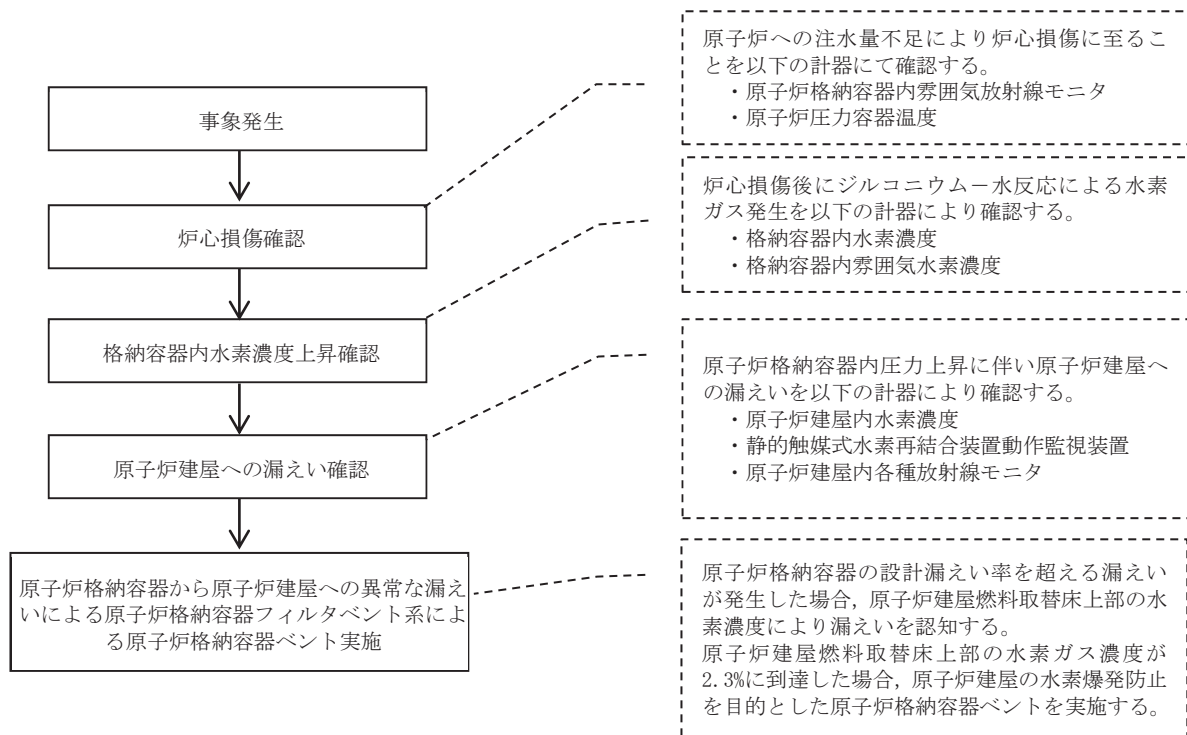
原子炉格納容器の機能喪失の検出の考え方について

原子炉格納容器の閉じ込め機能の喪失は、原子炉建屋への漏えいを検出することで確認し、原子炉格納容器圧力とともに、「原子炉建屋内水素濃度」、「静的触媒式水素再結合装置動作監視装置」、「原子炉建屋内各種放射線モニタ」の計器により検出する。

原子炉格納容器の機能喪失の検出の考え方について、事象発生から原子炉格納容器ベントを実施するまでのフローを第1図で示す。

フローに示すとおり、事象発生から原子炉格納容器ベントを実施するまでに原子炉格納容器圧力を確認するとともに、「炉心損傷確認」、「格納容器内水素濃度上昇確認」、「原子炉建屋への漏えい確認」をフローで示す計器で確認する。

原子炉格納容器の設計漏えい率を超える漏えいが発生した場合、原子炉建屋燃料取替床上部の水素濃度により確認し、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを実施する。



第1図 原子炉格納容器からの異常な漏えいによる対応

## TIP 爆発弁の構造について

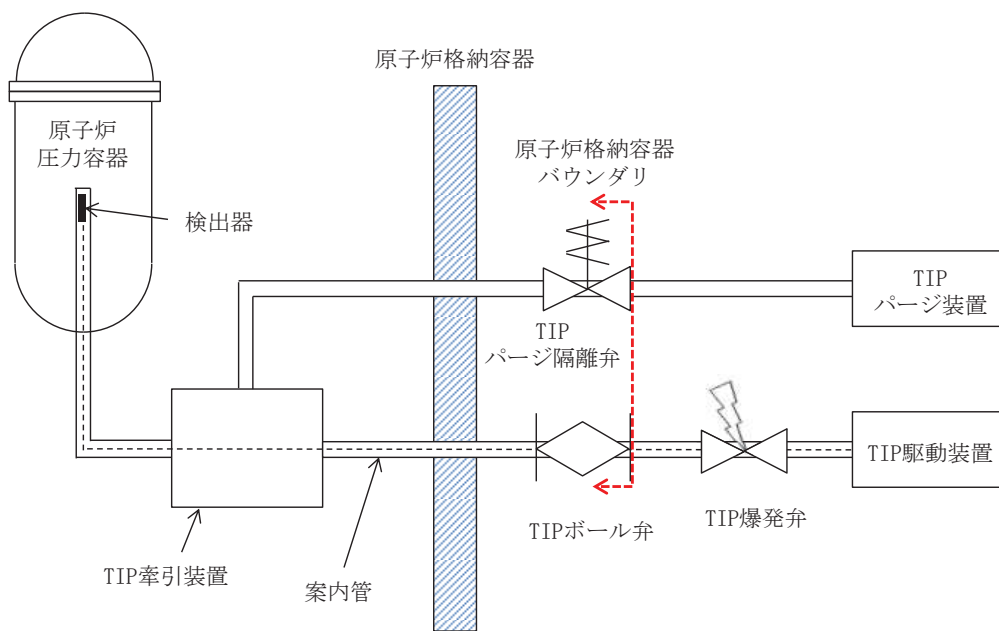
移動式炉心内計装系（TIP：Traveling In-core Probe）爆発弁は、TIP を使用中に事故が起き、駆動ケーブルを引き抜くことができない場合に、駆動ケーブルを切断して、原子炉格納容器の隔離機能を維持する。

## （1）TIP の系統概要

TIP は、原子炉圧力容器の外より検出器を原子炉炉心に挿入して、炉心の中性子束を計測し、局部出力領域モニタ（LPRM：Local Power Range Monitor）の校正を行う。

TIP は、局部出力領域系検出器集合体と一体の校正管と案内管及びその検出器を炉心への挿入と炉心からの引抜を行う駆動装置から校正される。

TIP の構成概要図を第 1 図に示す。



第 1 図 TIP 概要図

## (2) TIP 装置の機能, 動作について

### ①TIP 駆動装置

TIP 駆動装置は, TIP 検出器ケーブルを駆動装置内の歯車によって駆動し, TIP 検出器を原子炉格納容器外から炉心内に挿入, 引抜操作する。

### ②TIP ボール弁及び TIP 爆発弁

TIP ボール弁は通常運転時は全閉状態であり, 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 LPRM 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原子炉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原子炉格納容器隔離信号が入り, かつ 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。この場合, TIP 爆発弁の大きなエネルギーを利用してカッターを動作させ, TIP 検出器ケーブルを切断して隔離機能を持たせる。

### ③案内管

TIP 検出器及びケーブルを外部から保護するとともに, これらの走行のための案内となる機能を有しており, 各機器間に設置されている。

### ④TIP パージ装置

検出器ケーブル及び案内管内面の腐食を防ぐため, 案内管及び TIP 牽引装置は常時窒素ガスによりパージしている。

## (3) TIP 爆発弁の構造について

中央制御室から手動操作により TIP 爆発弁に作動信号を与えると, 爆発弁の大きなエネルギーを利用してカッターを動作させ, TIP 検出器ケーブルを切断して隔離機能を持たせる。

TIP 爆発弁の構造図を第 2 図に示す。



第2図 TIP爆発弁構造図

(4) TIP爆発弁の信頼性確認について

TIP爆発弁の信頼性を確認するため、爆発弁の起爆回路の健全性を確認することを目的として、第1表に示す検査を毎定検実施している。また、経年劣化の影響が懸念される弁駆動源の火薬の設計寿命を考慮し、弁の交換頻度を39Mと定め、定期的に交換することにより信頼性を確保している。

第1表 爆発弁の動作性能検査の内容

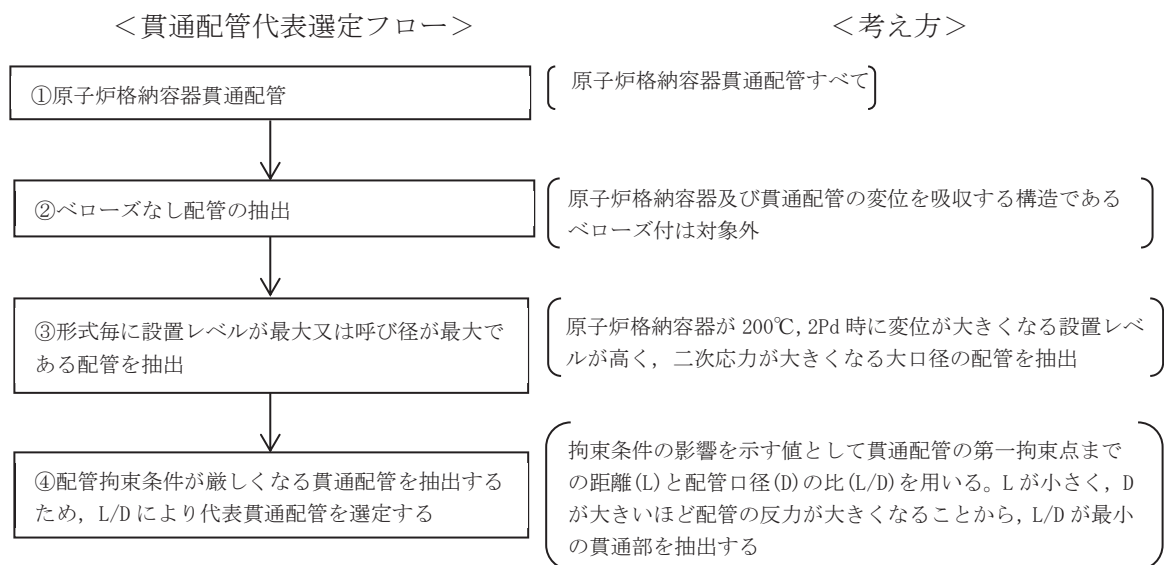
No	検査項目
1	外観点検
2	絶縁抵抗測定試験 (TIP爆発弁～中央制御室の操作ユニット間のケーブルの健全性確認)
3	導通確認試験 (TIP爆発弁の点火回路の健全性確認)
4	起爆電流測定 (起爆回路の健全性確認)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 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

原子炉格納容器貫通配管の代表選定の考え方については、添付資料 6 の別紙 6.1-1 に記載のとおり、(1)貫通部の形式(2)貫通配管の変位及び配管口径(3)配管系の拘束条件の 3 つにより選定を行っている。第 1 図に、貫通配管の代表選定のフローを示す。



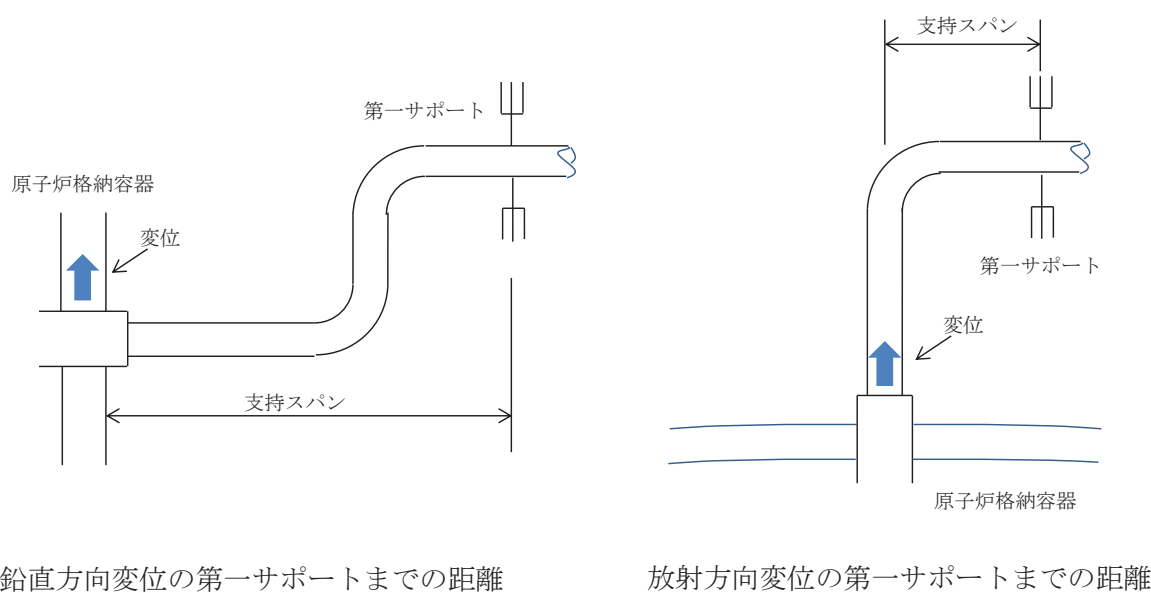
第 1 図 貫通配管の代表選定のフロー

ドライウェル基部から離れた位置にあり、貫通配管の第一拘束点までの距離が短く、かつ配管口径が大きい貫通配管の反力が最大となる X-81 (ドライウェル換気 (排気)) 貫通配管を代表評価する。

### (参考) 貫通配管反力 (モーメント) の比較

第1図の貫通配管の代表選定のフローで抽出された X-81(ドライウェル換気(排気)) 貫通配管について、L/D の比較により代表貫通配管を決定しているが、L/D を用いて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、第2図に示す通りである。

第一サポートまでのサポート距離 (支持スパン) は、貫通部からの第一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) の指標を算出して、代表配管の選定を評価した。評価結果を第1表に示しており、L/D の評価と同様に、反力 (モーメント) の評価についても X-81 が厳しい結果であり、AC 系を選定することが妥当であることが本結果からも確認できた。



### 第2図 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

第1表 貫通部反力（モーメント）の評価結果

貫通部形式	貫通部番号	系統・用途	呼び径	外径 D	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) L/D
					L1 (鉛直)	L2 (放射)	M1 (鉛直)	M2 (放射)	
				mm	mm	mm	N・mm	N・mm	
形式2 ペローズなし (二重管型)	X-63	HNCW 供給	200A	216.30			9.13E+5	7.36E+5	27.78
	X-64	HNCW 戻り	200A	216.30			1.01E+6	6.75E+5	26.45
	X-71	計装用空気	50A	60.5			1.57E+4	4.54E+4	91.49
	X-72A	ADS アキュムレ ータ(A)供給	50A	60.5			9.64E+3	2.24E+4	119.47
	X-72B	ADS アキュムレ ータ(B)供給	50A	60.5			1.83E+4	6.47E+4	86.63
	X-73	常用アキュムレ ータ供給	50A	60.5			1.34E+4	2.78E+4	101.40
形式3 ペローズなし (直結型)	X-81	ドライウエル換 気(排気)	600A	609.60			8.35E+6	5.41E+6	19.90
	X-82A	FCS 吸込(A)	100A	114.3			3.89E+5	5.45E+4	31.72
	X-82B	FCS 吸込(B)	100A	114.3			5.11E+5	2.28E+5	27.67

第1表の貫通部反力（モーメント）の評価結果からも、L/Dと同様にX-81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δが大きいほど高く、L/Dが小さいほど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δが大きいと考えられる設置レベルが高く、L/Dが小さいX-81を選定しているが、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>

$$M=3EI \delta / ZL^2 \quad (\text{式①})$$

Z : 断面係数

I : 断面二次モーメント

E : 縦弾性係数

δ : 変位の指標

L : サポートスパン

上記式①に以下の式②, ③を代入する。

$$I=\pi (D^4-d^4)/64 \quad (\text{式②})$$

$$Z=\pi (D^4-d^4)/32D \quad (\text{式③})$$

D : 配管外径

d : 配管内径

$$M=[3E \pi (D^4-d^4) \delta /64]/[\pi (D^4-d^4)L^2/32D]=(3E \delta /2)/(L^2/D) \quad (\text{式④})$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



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、かつ、D が大きいほど大きくなる傾向にある。第 1 図で示す代表配管選定フローにおいて既に大口徑配管、すなわち D が大きい配管を式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、第 2 表に L/D 及び  $L^2/D$  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小さくなると考えられるが、第 2 表で示すとおり、小口径については L/D も大きいいため、L/D は貫通部反力の傾向を示しているものとする。

よって、第 1 図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貫通部配管のうち、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。

第 2 表 L/D 及び  $L^2/D$  の整理

貫通部形式	貫通部番号	系統・用途	貫通配管			PCV からの第一拘束点までの距離 L (mm)	L/D	(参考) $L^2/D$
			呼び径	外径 D (mm)	材料			
形式 2 ベローズなし (二重管型)	X-63	HNCW 供給	200A	216.30	STS42 (STS410 相当)		27.78	1.67E+05
	X-64	HNCW 戻り	200A	216.30	STS42 (STS410 相当)		26.45	1.51E+05
	X-71	計装用空気	50A	60.50	SUS316LTP		91.49	5.06E+05
	X-72A	ADS アキュムレータ (A) 供給	50A	60.50	SUS316LTP		119.47	8.64E+05
	X-72B	ADS アキュムレータ (B) 供給	50A	60.50	SUS316LTP		86.63	4.54E+05
	X-73	常用アキュムレータ供給	50A	60.50	SUS316LTP		101.40	6.22E+05
形式 3 ベローズなし (直結型)	X-81	ドライウエル換気 (排気)	600A	609.60	SM41C (SM400C 相当)		19.90	2.41E+05
	X-82A	FCS 吸込 (A)	100A	114.30	STS42 (STS410 相当)		31.72	1.15E+05
	X-82B	FCS 吸込 (B)	100A	114.30	STS42 (STS410 相当)		27.67	8.75E+04

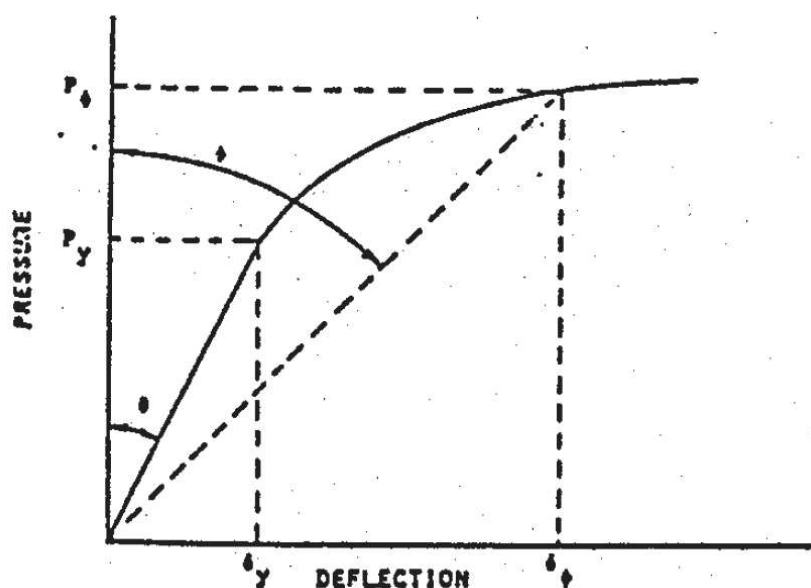
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2倍勾配法について

有限要素解析では、塑性崩壊点を越えると構造が不安定となるため計算が収束せず解析が中断してしまう。その時の荷重（塑性不安定荷重）を上限として、不安定領域に入らない範囲で崩壊荷重を判定する必要がある。

そこで、塑性崩壊の判定法として2倍勾配法を用いる。ASME CODE Sec. IIIでは、基本的応力限界を弾性解析ベースで決めているが、塑性解析の使用も認めており、崩壊荷重を2倍（弾性）勾配法で求めた上で、安全率 1.5 を考慮することとしている。2倍勾配法とは荷重－変位曲線において、弾性域の勾配の2倍の傾きを持つ直線が同じ荷重－変位曲線を横切る点の荷重を崩壊荷重と定義するものである（第1図参照）。

なお、安全率 1.5 は基本的応力限界に対する許容応力との整合性を取るためのものであり、今回の評価は設計基準を超えた限界温度・圧力の評価であることから、今回の評価では安全率は1としている。



第1図 2倍勾配法による崩壊荷重

## 黒鉛製シール材について

黒鉛製のシール材は、温度、圧力の環境に対する耐性が高いことから、原子炉格納容器隔離弁のシール部に使用している。黒鉛製シール材は、膨張黒鉛を圧縮し、シート状に加工したものであり、黒鉛製シール材の選定にあたっては、重大事故時環境下の温度 (200℃)、圧力 (2Pd) に対して十分な耐性を有することを確認している。

女川原子力発電所 2 号炉で使用する黒鉛製シール材の仕様例を第 1 表に示す。

第 1 表 黒鉛製シール材の仕様例

最高使用温度	最高使用圧力	耐放射線性
350℃	50MPa	10MGy

## 原子炉格納容器全体漏えい率検査における漏えいについて

原子炉格納容器バウンダリの構成部のうち、構造部については鋼材で構成されており連続構造であることから漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。一方、全てのフランジ部、電気配線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁のシール部については、シール材と鋼材を密着させることによりシールしており、連続構造ではないことから、漏えいが生じる可能性は否定できない。

200℃、2Pd の環境下における原子炉格納容器の閉じ込め機能の評価においては、これらのシール部のシール機能は、ガスケット等の試験結果及び材料特性によりシール機能が維持できることを確認している。一方、実際の原子炉格納容器全体漏えい率検査では漏えいが確認されているものの、判定基準を満足しており閉じ込め機能は確保されている。実機において定期検査ごとに実施している原子炉格納容器全体漏えい率検査の実績を第 1 表に示す。

第 1 表 原子炉格納容器全体漏えい率検査実績

判定基準	検査実績
0.40 %/d	約 0.04 %/d～約 0.18 %/d

原子炉格納容器全体漏えい率検査は、局部ではなく原子炉格納容器全体を対象とした大規模な体系で実施することから、漏えい箇所を特定することは困難であるものの、実際の原子炉格納容器全体漏えい率検査における漏えいは、主に以下に起因するものと推定される。

- a. 原子炉格納容器全体漏えい率検査では、個別の箇所で生じている微小な漏えいが全て合算された状態となるため、個別の漏えい試験よりも漏えいを検知しやすい。このため、個別の箇所で確認できなかった漏えいを、原子炉格納容器全体漏えい率検査で検知することが考えられること。
- b. 原子炉格納容器全体漏えい率検査時の原子炉格納容器隔離弁は、保全プログラムに基づき一部の機器の点検を行った状態であり、その他は数サイクルの運転経験を経た状態のため、弁体の経年変化による漏えいの可能性があること。なお、原子炉格納容器全体漏えい率検査において判定基準を満足していることから隔離機能への影響はない。

また、以下についても、影響は小さいと考えられるものの漏えい率として検出される要因となる可能性がある。

- c. 原子炉格納容器全体漏えい率検査では、炉水及びサブプレッションチェンバのプ

ール水への気体の溶解込みが考えられること。

なお、これらの漏えいの要因は、「原子炉格納容器の漏えい率試験規定（JEAC4203）」の判定基準※において考慮されているため、適切な保全を実施した上で検査を実施することで原子炉格納容器の気密性は担保される。

※：原子炉格納容器全体漏えい率試験（A種試験）の判定基準は、JEAC4203 2.4.4(1)に基づき算出。ここで、次のプラント停止までの期間における隔離機能の劣化による漏えいの増加を仮定した「漏えいの増加要因を考慮した余裕係数」は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に従い、0.2と設定している。

## 移動式炉心内計装系（TIP）電磁弁への改良シール部材の適用について

TIP 電磁弁は、第 1 表のとおり弁体シート及び弁ふたシールを改良 EPDM 材又は金属製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。金属製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。

第1表 TIP電磁弁シール部材について

バウンダリ箇所	部位	変更前	変更後
TIP電磁弁	弁体シート	EPDM	改良EPDM 又は金属製シート
	弁ふたシール	EPDM	改良EPDM

## 1. 改良 EPDM 材の実機適用性について

改良 EPDM 材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確認した。試験項目を第 2 表に示し、試験の概要を以下に示す。

第2表 シール機能健全性確認試験項目

No <sup>※</sup>	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，弁体シート及び弁ふたシールのシール性を確認。
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。

※：No1～6の順に試験を実施

## (1) 試験内容

改良 EPDM 材を実機適用するにあたり、改良 EPDM 材が重大事故時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により放射線量率 0.6Gy/h、温度 66℃、使用期間 6 サイクル（78 か月運転）を想定し、試験時間：943[h]（約 40 日間）とした。試験条件を第 3 表に示す。

第3表 熱・放射線劣化試験条件

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ヶ月/1サイクル) を想定し、開閉作動回数は500回 (5回/月×13ヶ月×6サイクル=390回に裕度を設けた回数とした。)

【放射線劣化試験】

重大事故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電磁弁の重大事故時における線量条件 (  MGy) に裕度を見込んだ値) とした。

【蒸気通気試験】

重大事故時環境条件による蒸気通気試験を実施し、弁体シート及び弁ふたシールのシール性の確認を実施した。試験条件を第4表に示す。

第4表 蒸気通気試験条件

試験流体	過熱蒸気
試験圧力	0.854MPa [gage]
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試験の試験条件を第5表にまとめた。

第5表 耐環境試験の試験条件まとめ

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にて重大事故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], 200℃, 168時間 (7日間) の過熱蒸気通気試験を実施。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

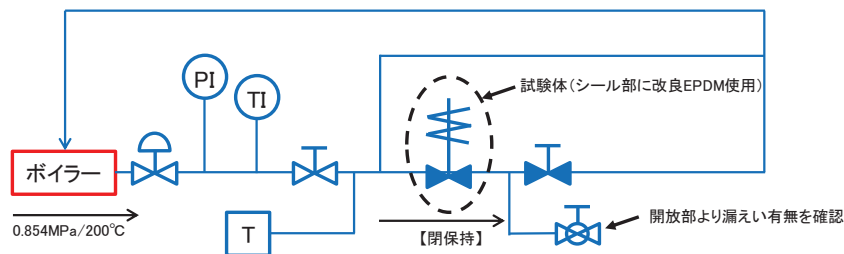
補足 20-2



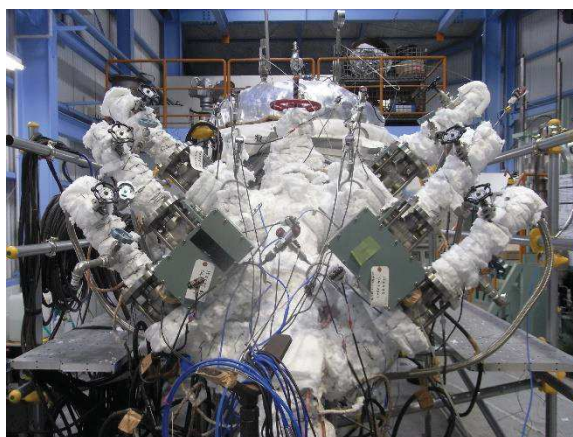
## (2) 漏えい試験結果

### a. 蒸気通気試験中

(1)に示す試験内容により蒸気通気試験を実施した結果、弁体シート及び弁ふたシールからの漏えいはなかった。試験システムの概略図を第1図、試験装置の外観写真を第2図に示す。



第1図 蒸気通気試験系統図



第2図 試験装置外観写真

### b. 蒸気通気試験後の性能試験結果

SA条件下での改良EPDM材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。蒸気通気試験後のTIP電磁弁の外観写真を第3図、試験結果を第6表に示す。結果として漏えいは確認されず、改良EPDM材の重大事故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。



第3図 TIP電磁弁外観写真



第6表 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0.854MPa×1.25）で弁座漏えい試験及び耐圧漏えい試験を実施。	漏えいなし

2. 金属製シートの実機適用性について

TIP 電磁弁の弁体シートについては、金属製シート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、重大事故環境を模擬した条件である 200℃蒸気に 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を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うえで実機適用を行う。

なお、現時点では金属製シートの実機適用性を確認している段階にあるが、第 7 表で示す試験体を用いた試験により 2Pd における弁（金属製シート）のシール機能が確認できており、温度及び放射線の影響についても第 8 表に示すとお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、重大事故環境下を模擬した条件におい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。

第7表 TIP電磁弁（金属製シート）試験弁の漏えい試験

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

第8表 TIP電磁弁（金属製シート）の温度及び放射線による影響

部位	シール部材	温度及び放射線の影響について
弁体シート	金属製シート	金属製シートであることから、温度及び放射線により劣化するものではない
弁ふたシール	改良EPDM	温度及び放射線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出ることを確認している。

## 化学薬品や核分裂生成物のシール機能への影響について

## 1. 化学薬品等のシール機能への影響

改良 EPDM 材は、エチレンとプロピレン等の共重合によって得られる合成ゴムの一種であり、同材質のゴムである EPDM は、これまでも原子炉格納容器隔離弁の弁体等に使用されてきた実績のある材料である。EPDM 材の基本特性を第 1 表に示す。

EPDM 材の基本的な特性を考慮した場合、シール機能に影響を及ぼす可能性のある物質としては、「化学薬品」と「油」が挙げられる。

プラント運転中は、原子炉格納容器内において化学薬品を使用することはない。

また、定期点検時は、原子炉格納容器内にて溶剤を使用するが、プラント起動前に資機材の置き忘れ確認を含め最終確認を行っているため、溶剤による悪影響はない。

原子炉格納容器内の油として、PLR ポンプモータの潤滑油が存在するが、原子炉格納容器バウンダリを構成するいずれのシール部からも離れており、シール部まで直接到達することは考えにくいいため、シール材に対する悪影響はないと考えられる。

また、潤滑油以外にもフランジガスケット取付部及び所員用エアロックのメカニカルシール等にグリースを使用しているが、シール材に影響を与えないものを選定して塗布するため悪影響はない。

第 1 表 EPDM 材の基本特性

耐蒸気性	A
耐水性	A
耐性（植物油）	A～B
耐性（潤滑油）	D
耐性（溶剤）	D

A：優，B：良，D：不可を示すが、配合により異なることがある

出典：日本バルカー工業（株）発行「バルカーハンドブック」より抜粋

## 2. 重大事故等時に発生する核分裂生成物や水素のシール機能への影響

炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム及びハロゲン元素であるよう素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットはアルカリ環境において劣化の影響はなく、また、EPDM 材についても耐アルカリ性を有する材料であることから、セシウムによるシール機能への化学的影響はないものとする。

一方、ハロゲン元素のよう素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットでは影響がないが、有機材料である EPDM 材では影響を生じる可能性がある。今後、使用することとしている改良 EPDM 材については、電共研による

影響の確認を行っており、炉心損傷時に想定されるよう素濃度（約  mg/m<sup>3</sup>）よりも高濃度のよう素環境下（約 1,000mg/m<sup>3</sup>）においても、圧縮永久ひずみ等のシール材としての性状に大きな変化がないことを確認している。このように、よう素環境下での性能が確認された材料を用いることにより、シール機能への影響が生じることはないものと考ええる。

重大事故等時に格納容器内で発生する水素の格納容器外への主要な放出モードとして気体分子のガスケット材料透過が考えられる。これは水素等の分子量が小さい気体の場合に起こりうる事象であるが、重大事故時の格納容器内環境条件下（温度・放射線）においてシール機能の顕著な劣化は生じないこと、及び気体分子の透過に対して十分な材料の厚みが確保されていることから、ガスケット材料透過による格納容器外への水素の放出可能性は極めて低いものと考えられる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性

## 1. 検討方針

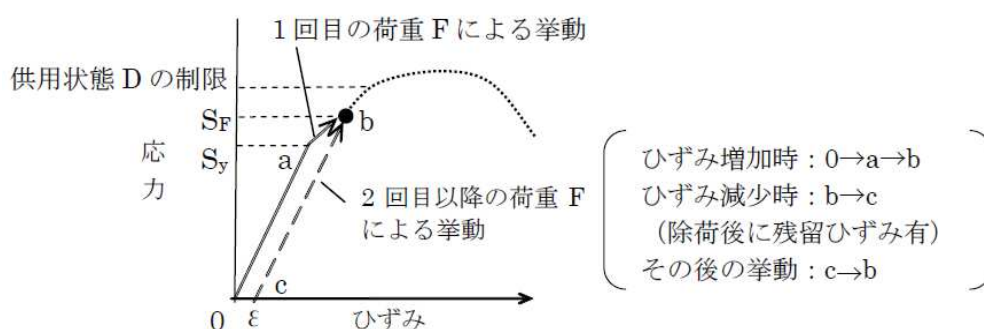
原子炉格納容器バウンダリ構成部の評価対象の各部位に対し、評価温度・圧力（200℃，2Pd）負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか、また、除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の残留ひずみの挙動により、耐震性への影響を評価する。

## 2. 検討結果

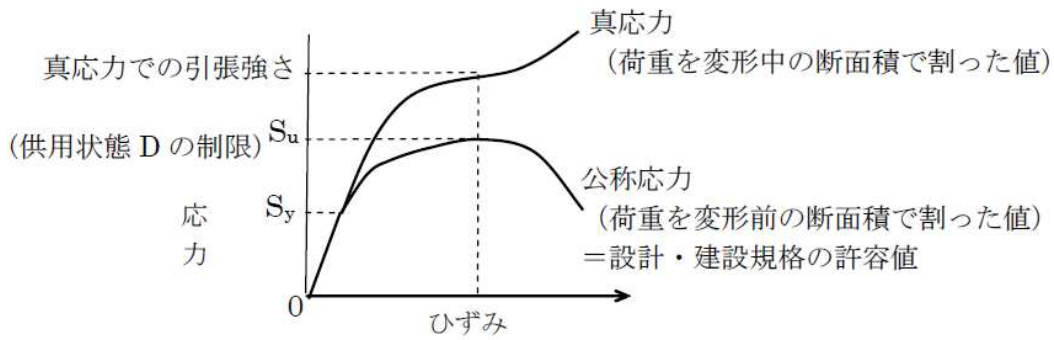
残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については、一次応力のみ考慮する部位と一次＋二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。

評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は、一次応力が  $S_y$  を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。この場合、一次応力が  $S_y$  以下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない（第1図， $0 \rightarrow a \rightarrow 0$ ）。 $S_y$  を超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる（第1図， $0 \rightarrow a \rightarrow b \rightarrow c$ ）。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、評価温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す（第1図， $c \rightarrow b$ ）。また、設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため（第2図）、設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題ない。

地震（許容応力状態IVAS）の一次応力の許容応力は、供用状態Dの許容応力の制限内で同等であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。



第1図 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次応力）



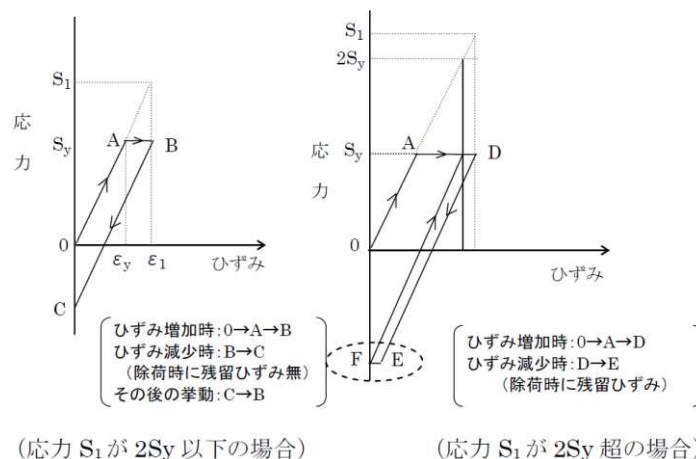
第 2 図 公称応力と真応力について

次に、評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次＋二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次＋二次応力が  $S_y$  を超えると塑性域に入るが（第 3 図（設計・建設規格解説 PVB-3112）,  $0 \rightarrow A \rightarrow B$ ）,  $2S_y$  以下の場合には除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない（第 3 図（設計・建設規格 解説 PVB-3112）,  $B \rightarrow C$ ）。また、その後の挙動は第 3 図の  $B-C$  上の弾性的挙動を示し、これは評価温度・圧力負荷前と同じである。

一次＋二次応力が  $2S_y$  を超える場合は、残留ひずみ有と判断する（第 3 図（応力  $S_1$  が  $2S_y$  超の場合））。

地震（許容応力状態 IVAS）の一次＋二次応力の許容応力は、今回の一次＋二次応力の許容応力と同等であることから、地震による外力が加わったとしても一次＋二次応力の許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。

なお、一次応力が  $S_y$  を超える部位については、残留ひずみ有と判断する。



第 3 図 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次＋二次応力）

除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価するため、一次応力が  $S_y$  以下か又は一次＋二次応力が  $2S_y$  以下かを確認した。各部位の評価温度・圧力負荷時の状況を第 1 表に示す。

原子炉格納容器本体及び配管貫通部（貫通配管）については、一次＋二次応力が  $2S_y$  以下であり、残留ひずみは生じない。

ドライウェル主フランジ、機器搬出入用ハッチ、所員用エアロック、逃がし安全弁搬出入口、配管貫通部（スリーブ、端板、フランジ部、閉止板、短管）、電気配線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁については、一次応力が  $S_y$  を超えないと考えられ、残留ひずみは生じない。伸縮継手については疲労係数が 1.0 未満であることから耐震性への影響はない。

以上より、評価温度・圧力負荷後は、負荷前と同様の挙動を示すことを確認した。

したがって、耐震評価にて考慮する許容応力に対応する地震が生じた場合、地震による外力が加わったとしても今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性への影響はないと考える。

第1表 各部位の評価温度・圧力負荷時の状況

評価部位	評価点	分類	評価値	判定値	残留ひずみ有無	
原子炉格納容器本体	基部	一次+二次		834MPa (2Sy)	無	
ドライウェル主フランジ	同左	一次		226MPa (Sy)	無	
機器搬出入用ハッチ	円筒胴	一次	0.854MPa (2Pd)		無	
所員用エアロック	隔壁部	一次		226MPa (Sy)	無	
逃がし安全弁搬出入口	鏡板	一次	0.854MPa (2Pd)		無	
配管貫通部	貫通配管	X-81	一次+二次		834MPa (2Sy)	無
	スリーブ	X-20	一次			無
	端板	X-130	一次	0.854MPa (2Pd)		無
	フランジ部	X-200	一次		213MPa (Sy)	無
	閉止板	X-130A	一次	0.854MPa (2Pd)		無
	伸縮継手	X-36	疲労累積係数は ( <input type="text"/> < 1.0 )			
	短管	X-10A	一次	0.854MPa (2Pd)		無
電気配線貫通部	アダプタ	同左	一次	0.854MPa (2Pd)		無
	ヘッド	同左	一次	0.854MPa (2Pd)		無
原子炉格納容器隔離弁	弁箱	一次	0.854MPa (2Pd)		無	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

補足 22-4



## 安定状態について

高圧・低圧注水機能喪失時の安定状態については、以下のとおり。

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

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格納容器除熱機能（原子炉格納容器フィルタベント系等、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、格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

## 【安定状態の確立について】

原子炉安定停止状態の確立について

逃がし安全弁を開維持することで、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。

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 45 時間後に原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び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、ドライウエル温度は、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、格納容器安定状態が確立される。なお、除熱機能として原子炉格納容器フィルタベント系等を使用するが、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「2.6 L O C A 時注水機能喪失」の実効線量約  $8.3 \times 10^{-2} \text{mSv}$  以下となり、燃料被覆管破裂は発生しないため、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることなく、敷地境界での実効線量評価は 5 mSv を十分に下回る。

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

## 【安定状態の維持について】

上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。

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

（別紙 1）



## 安定状態の維持について

## 1. 安定状態の維持に関する定量評価

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

## (1) サプレッションプール水温に関する長期間解析

代替循環冷却系又は格納容器ベントを使用した場合の長期的なサプレッションプール水温の挙動を確認するため、有効性評価の対象とした事故シーケンスのうち、サプレッションプール水温が高く推移する重大事故として「格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合及び代替循環冷却系を使用しない場合）」について、運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故として、格納容器ベントを行い、事象発生 168 時間後時点のサプレッションプール水温が最も高く約 112°C である「高圧・低圧注水機能喪失」について、サプレッションプール水温が約 100°C に低下するまでの長期間解析を実施した。

図 1.1 から図 1.3 に、格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器圧力、格納容器温度及びサプレッションプール水温の解析結果を示す。同様に、図 1.4 から図 1.6 に、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）の解析結果を、図 1.7 から図 1.9 に、高圧・低圧注水機能喪失の解析結果を示す。

図 1.3 に示すように格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）におけるサプレッションプール水温は事象発生 7 日後時点で最高使用温度の 104°C（格納容器設計条件を決定するための冷却材喪失事故時の解析結果での最高温度に余裕をもたせた温度）を下回っている。図 1.6 及び図 1.9 に示すように、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）及び高圧・低圧注水機能喪失の解析結果は、事象発生 7 日後時点では、サプレッションプール水温は最高使用温度の 104°C を上回っているものの、格納容器の構造部は、事象発生後の経過時間にかかわらず 200°C、2Pd において健全性を確保できることを確認している。また、ドライウェル主フランジや機器搬出入用ハッチ等のシール部についても、200°C、2Pd において 7 日間の健全性を確認しているとともに、それ以降の 150°C（シール部に用いている改良 EPDM 製シール材の一般特性としての耐熱温度）環境下におけるシール機能の維持についても試験により確認している。いずれの解析結果においても、事象発生 7 日後以降の 100°C に低下するまでの全期間にわたり 150°C を下回っていることから、格納容器の放射性物質の閉じ込め機能は維持される。

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

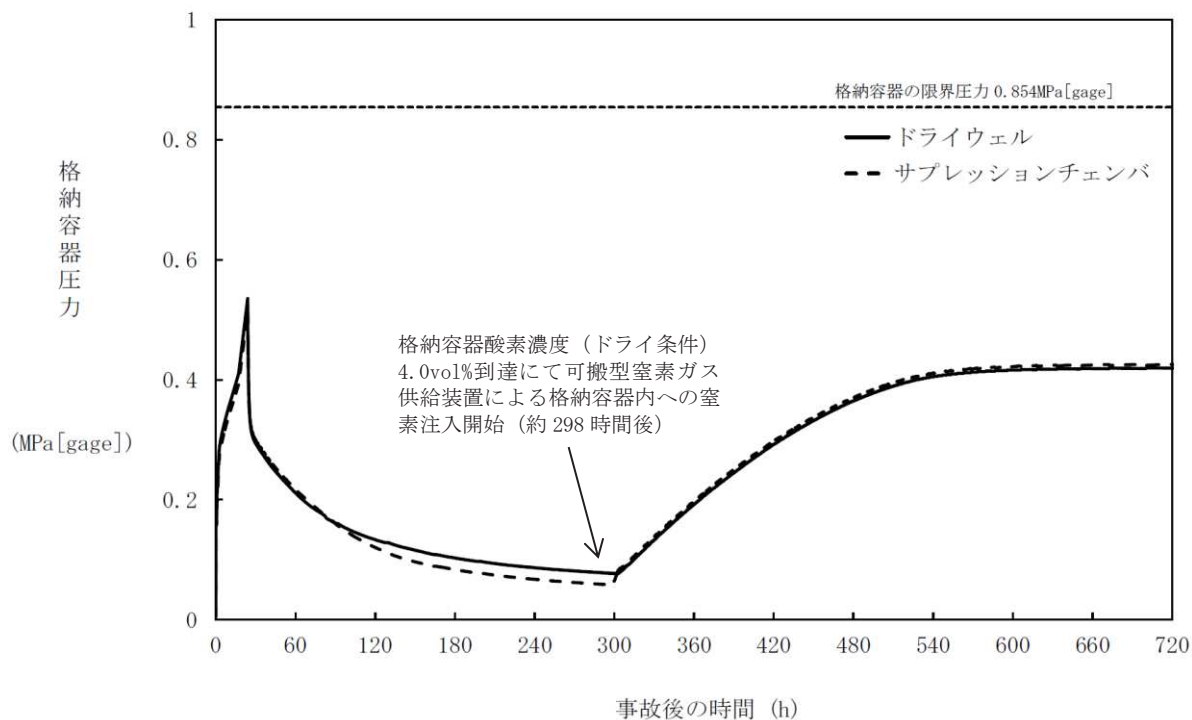


図 1.1 格納容器圧力の推移  
(格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合))

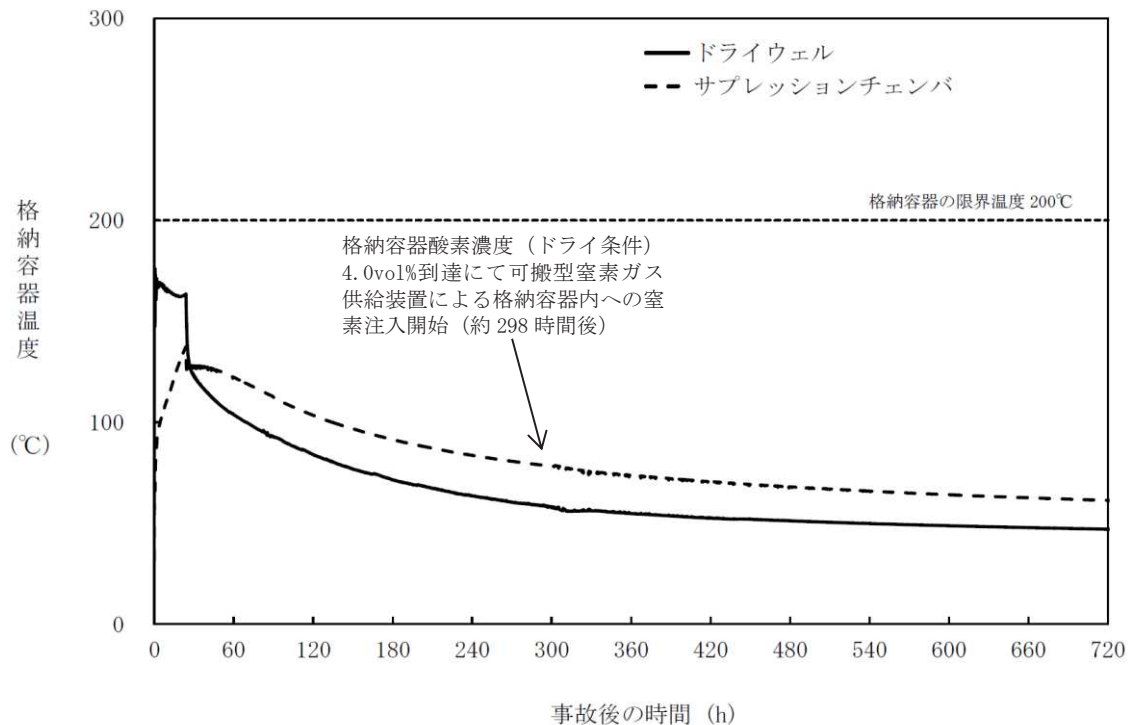


図 1.2 格納容器温度の推移  
(格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合))

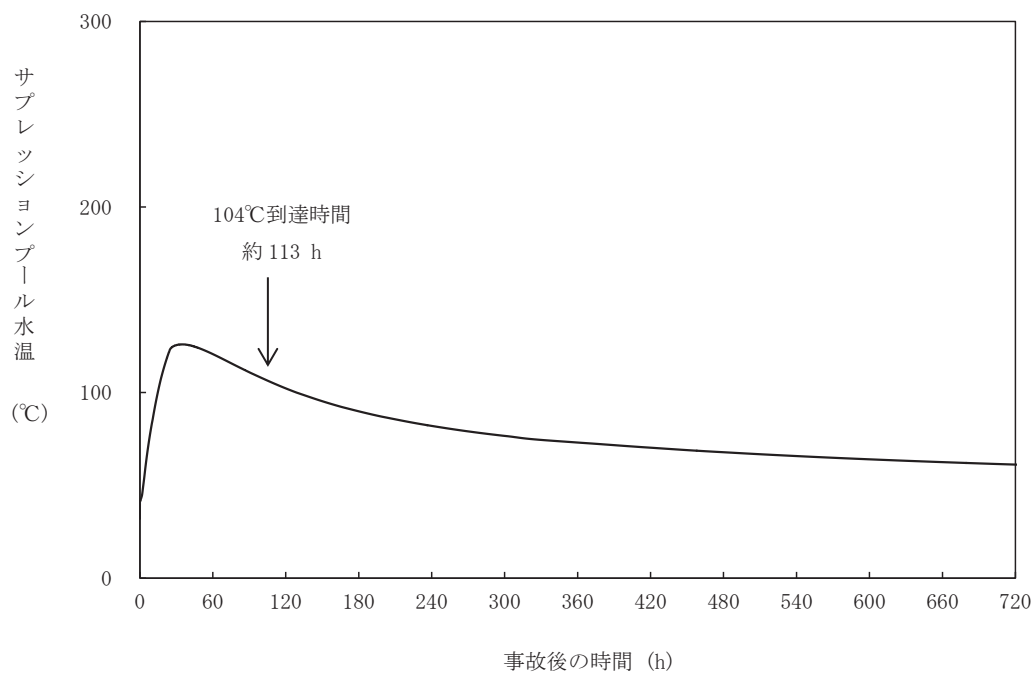


図 1.3 サプレッションプール水温の推移  
 (格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合))

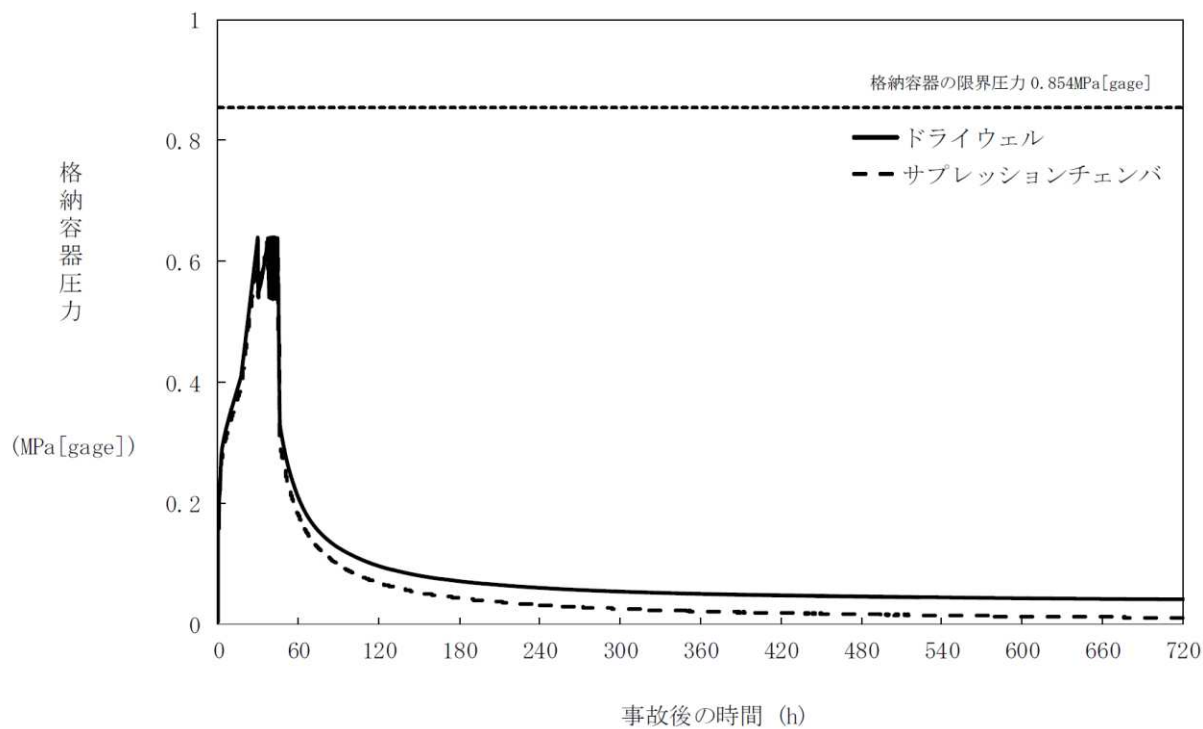


図 1.4 格納容器圧力の推移  
(格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用しない場合))

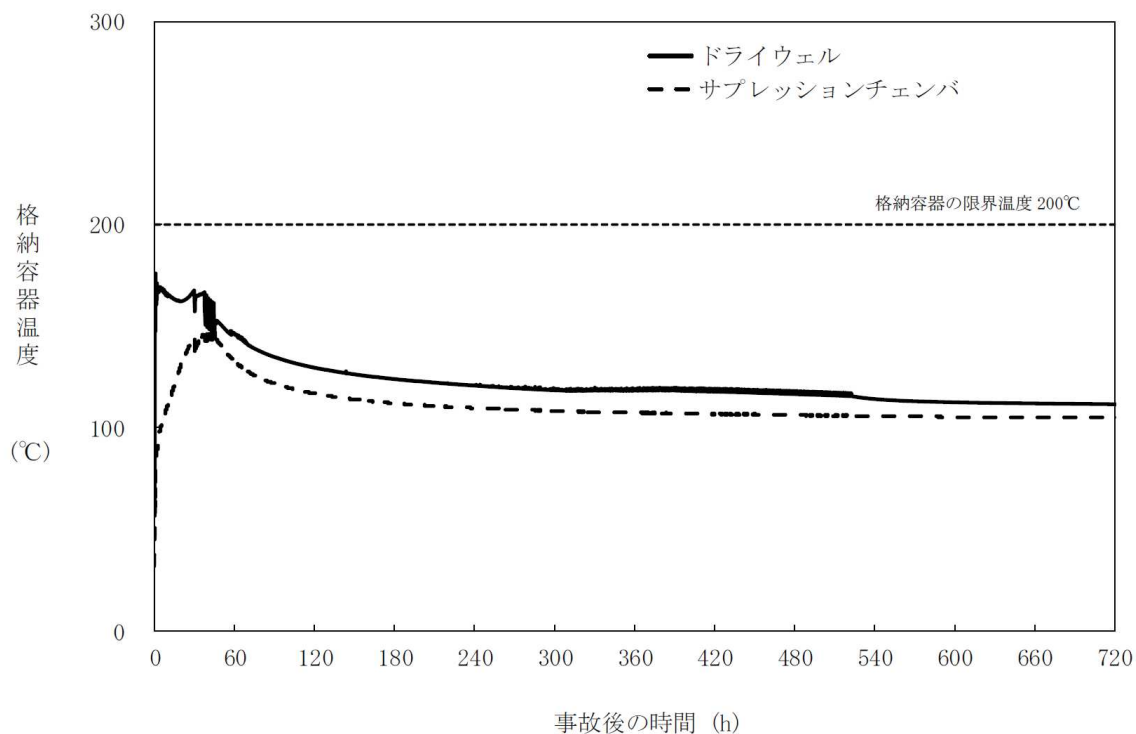


図 1.5 格納容器温度の推移  
(格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用しない場合))

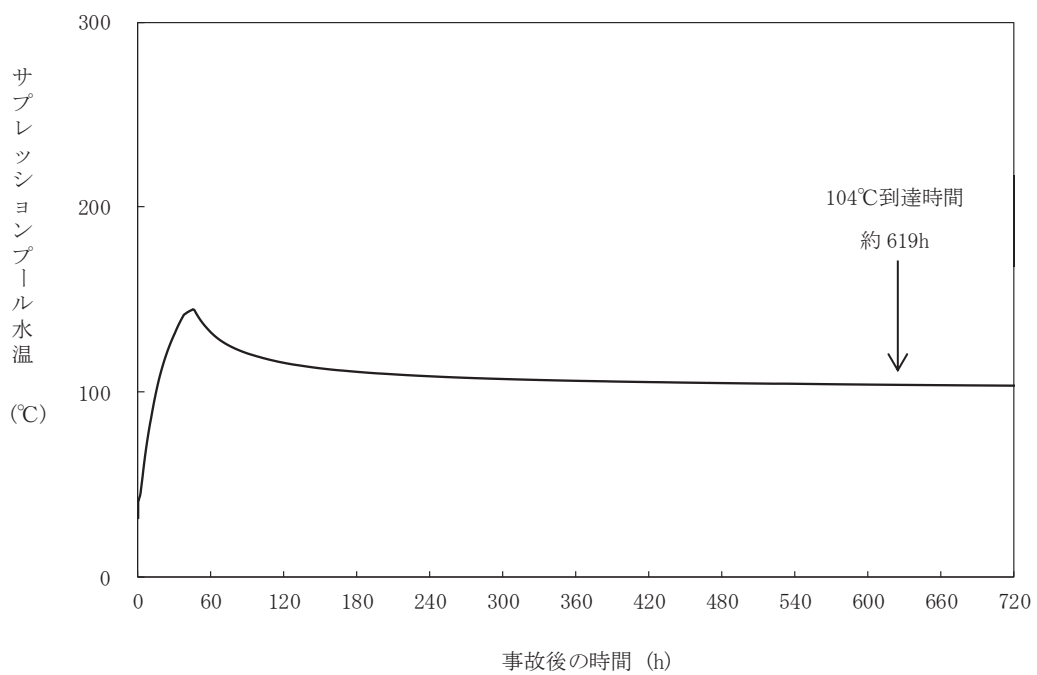


図 1.6 サプレッションプール水温の推移  
 (格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用しない場合))

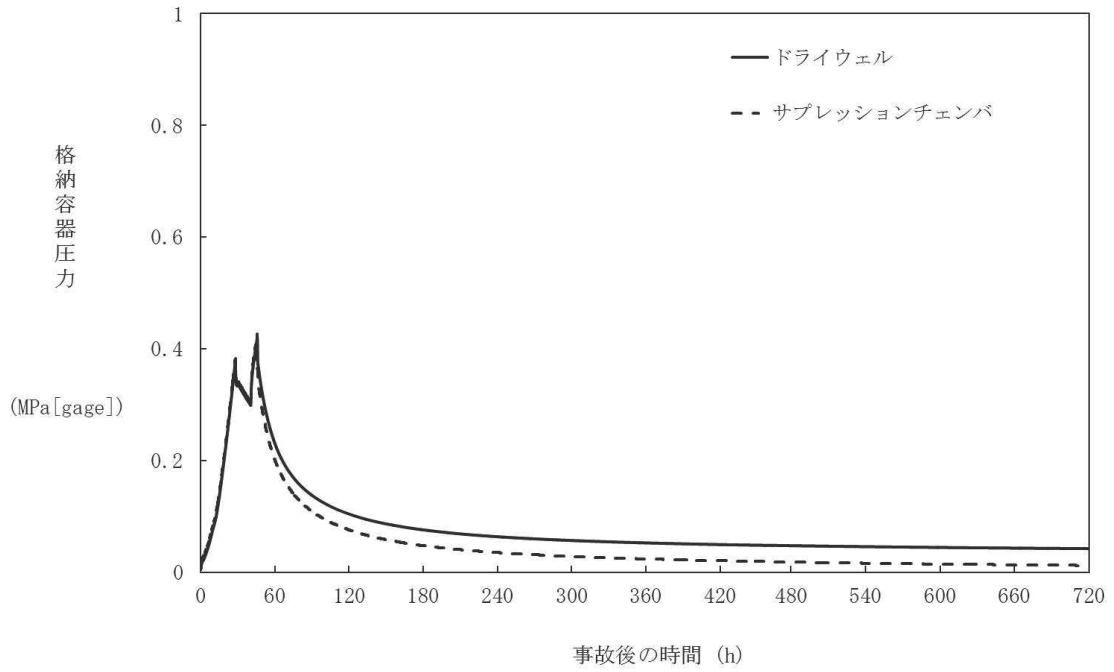


図 1.7 格納容器圧力の推移  
(高圧・低圧注水機能喪失)

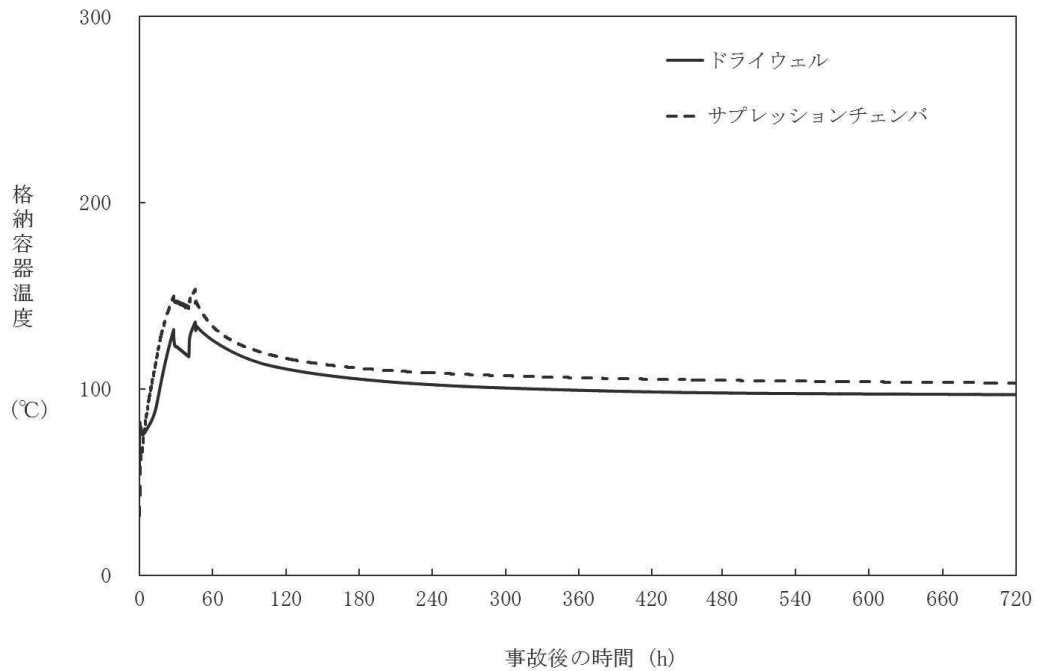


図 1.8 格納容器温度の推移  
(高圧・低圧注水機能喪失)

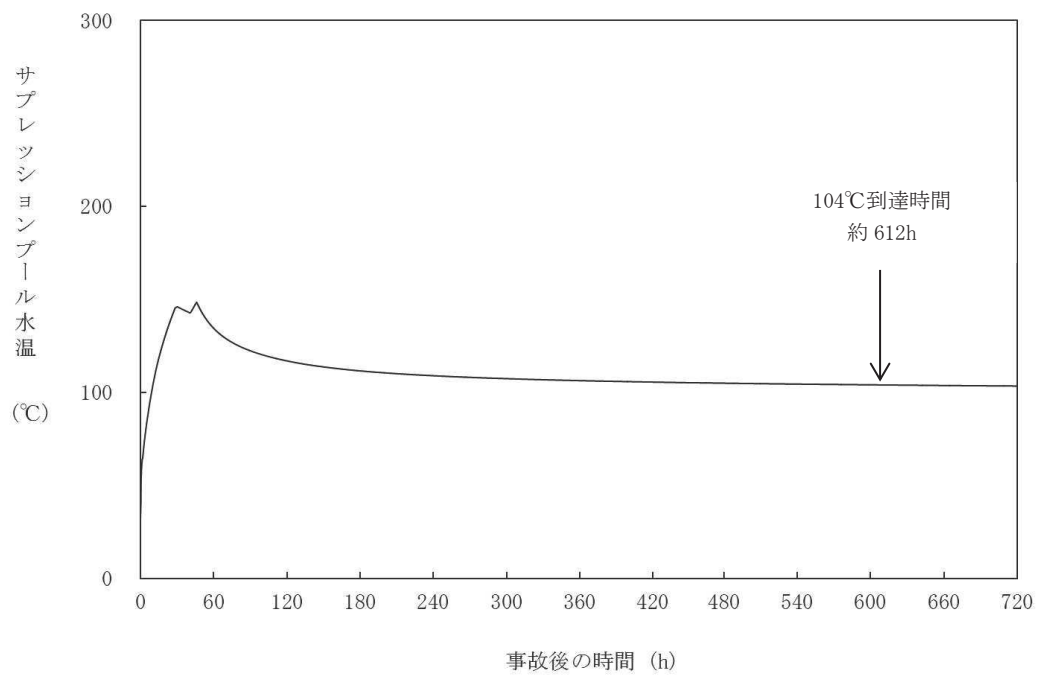


図 1.9 サプレッションプール水温の推移  
(高圧・低圧注水機能喪失)

## (2) 残留熱除去系の復旧に関する定量評価

ここでは、残留熱除去系の復旧による安定状態の評価として、安定状態は確立し、炉心の冷却は維持され、格納容器圧力及び温度は低下傾向に向かうものの、除熱容量が原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系に比べて小さい原子炉補機代替冷却水系を用いて、残留熱除去系による冷却を実施する崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）を例に評価を行った。

図 1.10 から図 1.13 に、格納容器圧力、格納容器温度、サプレッションプール水位及びサプレッションプール水温の推移を、それぞれ事象発生 14 日間について示す。

原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系による除熱により、炉心及び格納容器の冷却を行いつつ、サプレッションプール水を水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことで、図 1.12 に示すようにサプレッションプール水位の上昇は抑制される。

また、図 1.13 に示すように、サプレッションプール水温は事象発生 24 時間後に残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の運転を開始して以降、低下が継続し、事象発生 7 日後までには最高使用温度（104℃）を下回る。事象発生 7 日後に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）で運転することにより、除熱能力が改善され、図 1.10 及び図 1.13 に示すように、格納容器圧力及びサプレッションプール水温は大幅に低下する。

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



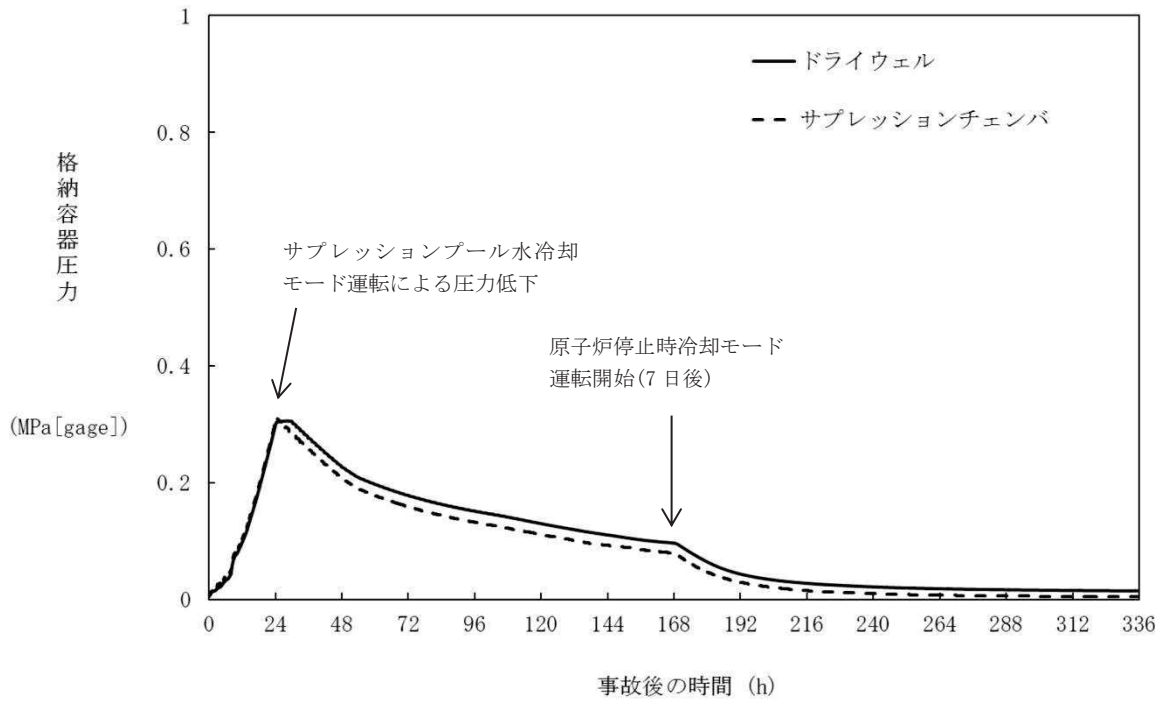


図 1.10 格納容器圧力の推移

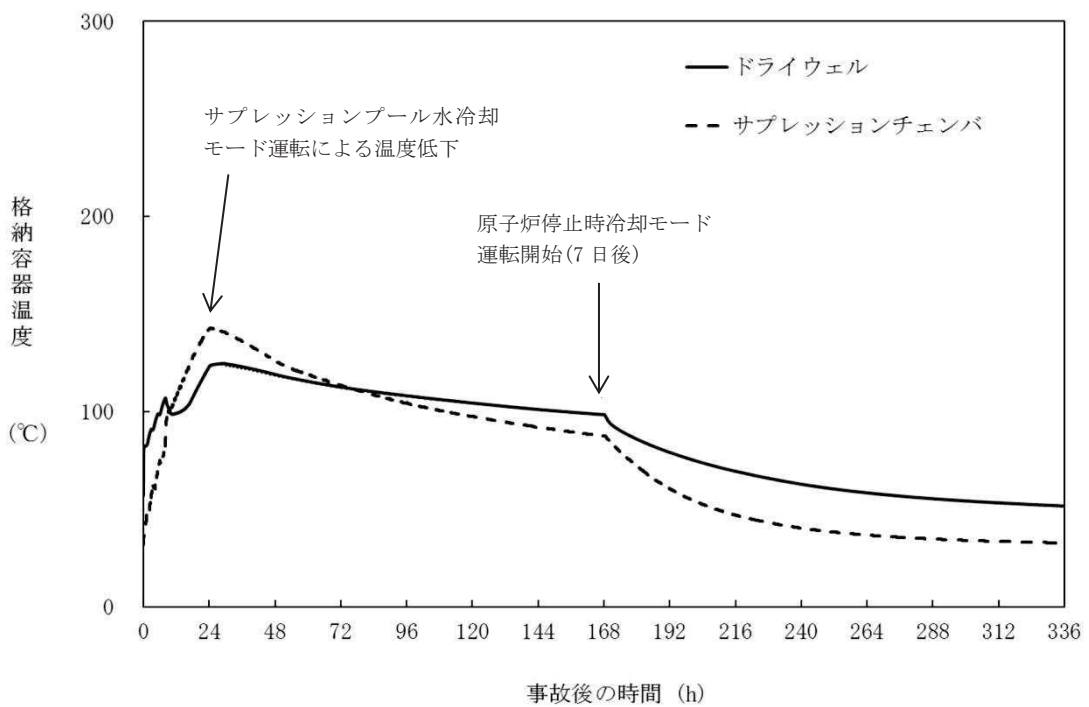


図 1.11 格納容器温度の推移

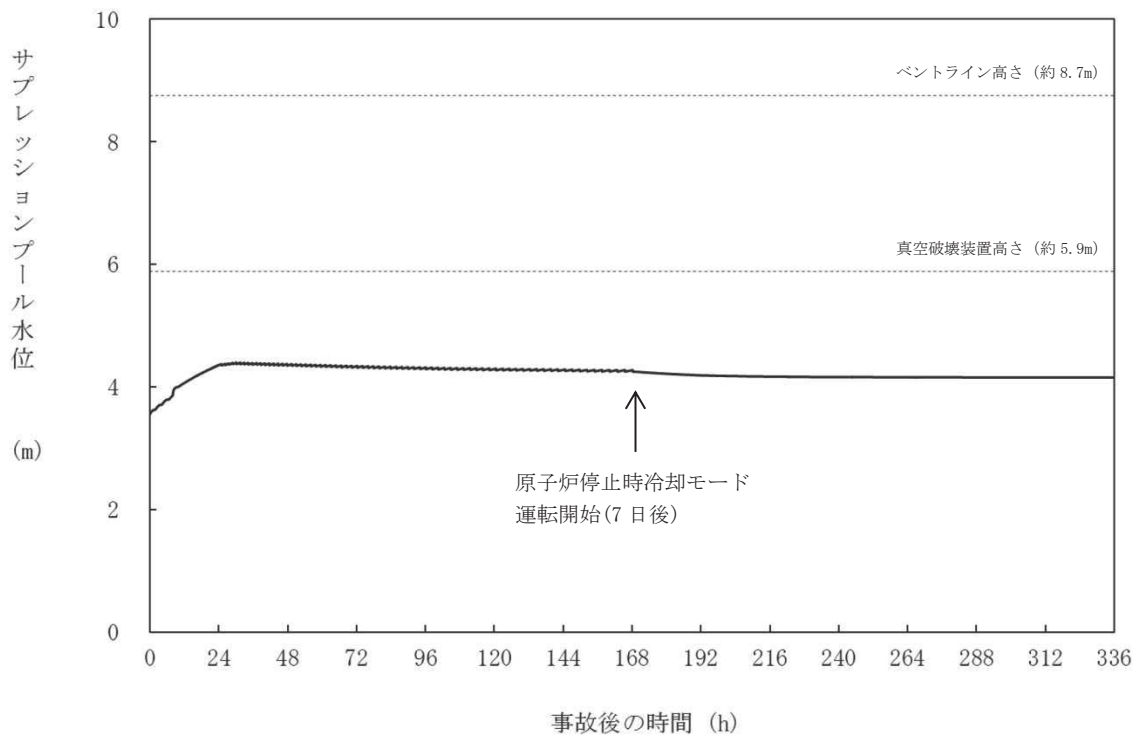


図 1.12 サプレッションプール水位の推移

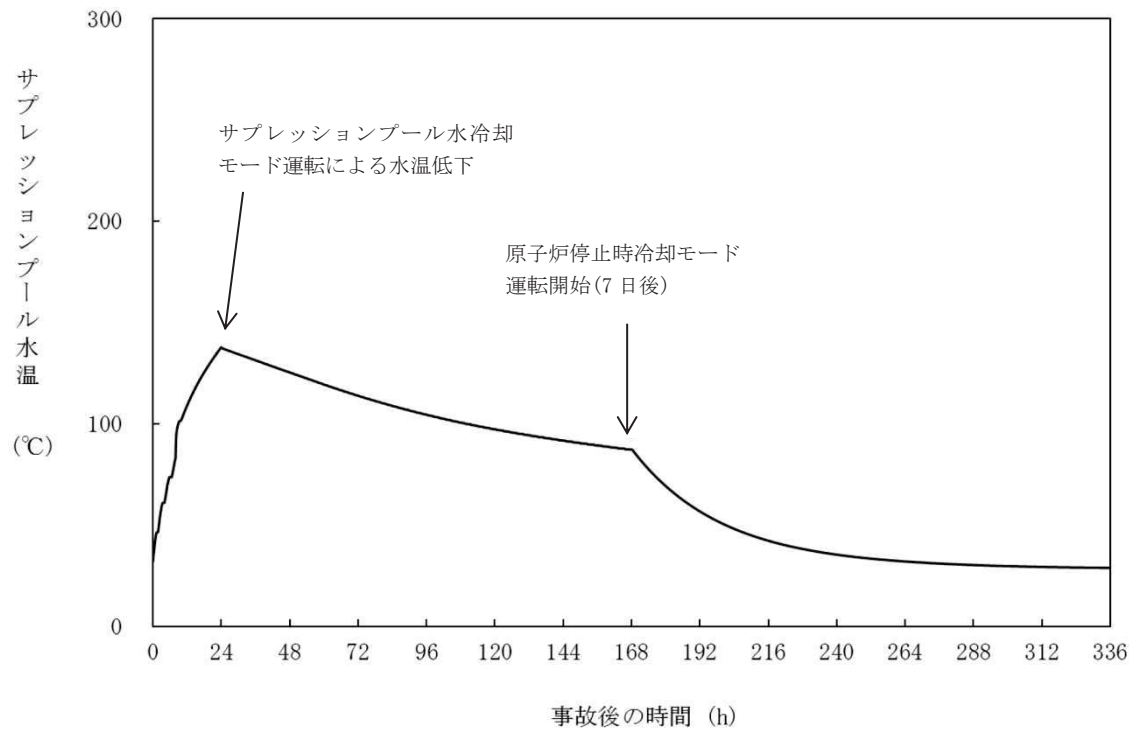


図 1.13 サプレッションプール水温の推移

## 2. 残留熱除去系の復旧について

### (1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保

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

残留熱除去系が機能喪失した場合であっても、復旧作業をより確実なものにするため、復旧に関する手順を整備するとともに、残留熱除去系、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系については、予備品を確保することで復旧までの時間が短縮でき、また、作業の成立性が高く、かつ機能回復が可能な機器として、電動機及びポンプ部品を予備品として確保する。これらの予備品は、重大事故等により同時に影響を受けない場所に保管する。

### (2) 残留熱除去系の復旧手順

炉心損傷又は格納容器破損に至る可能性のある事象が発生した場合に、重大事故等対策要員等により残留熱除去系を復旧するための手順を整備している。

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

具体的には、故障箇所の特定と対策の選択を行い、故障箇所に応じた復旧手順により作業を行う。残留熱除去系の復旧手順書の記載例を図 2.1 に示す。

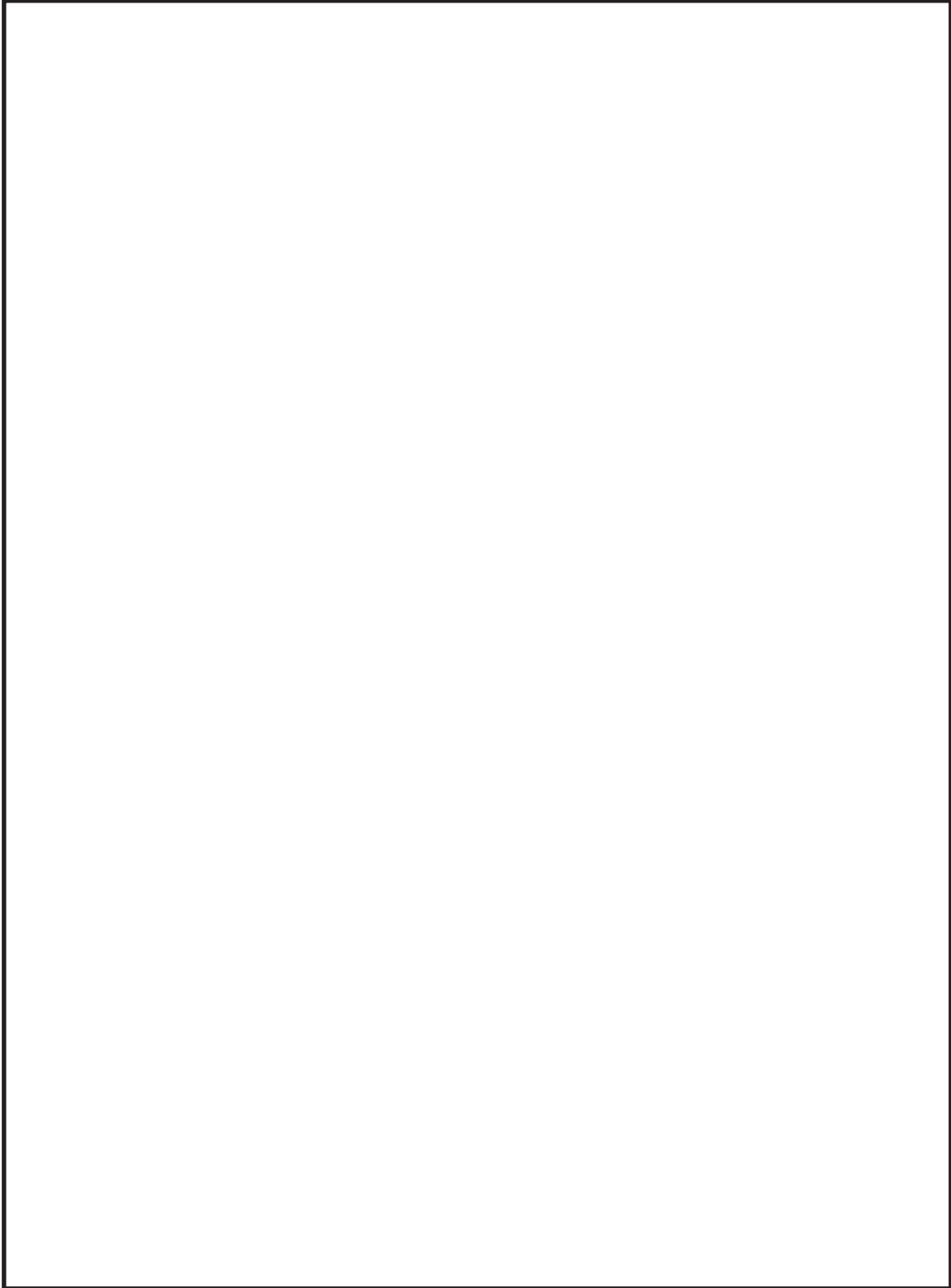


図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (1/6)

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

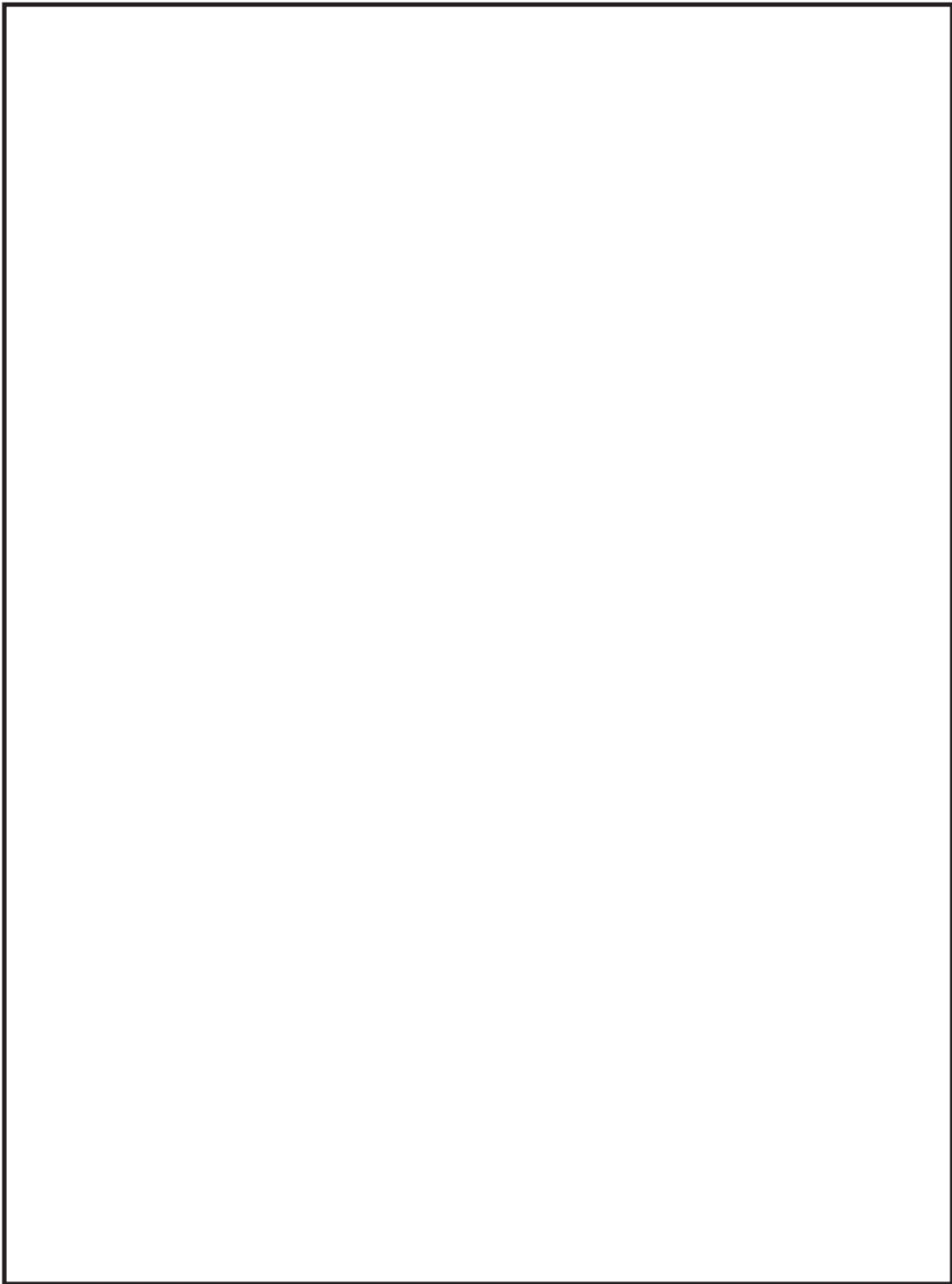


図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (2/6)

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

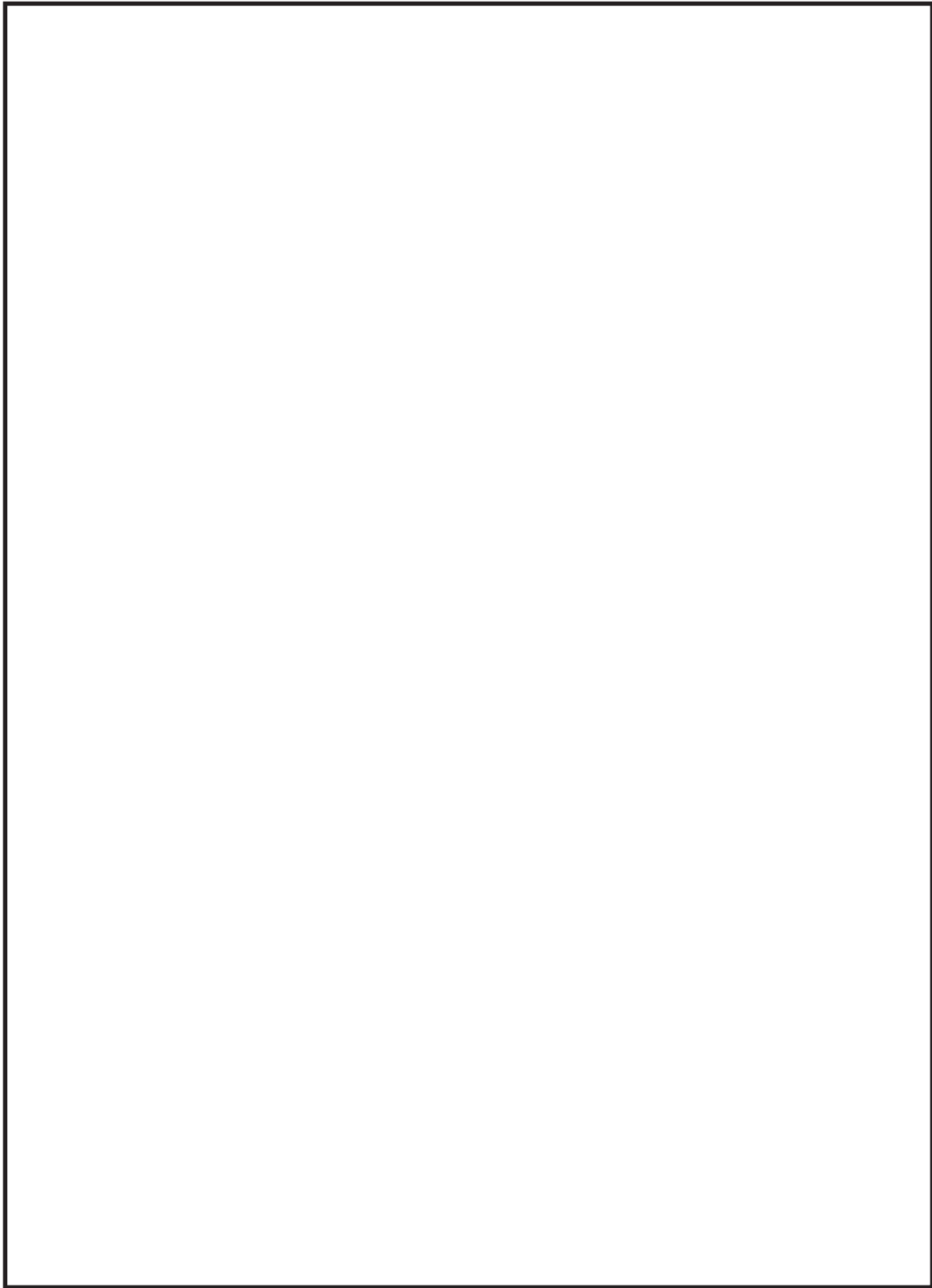


図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (3/6)

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

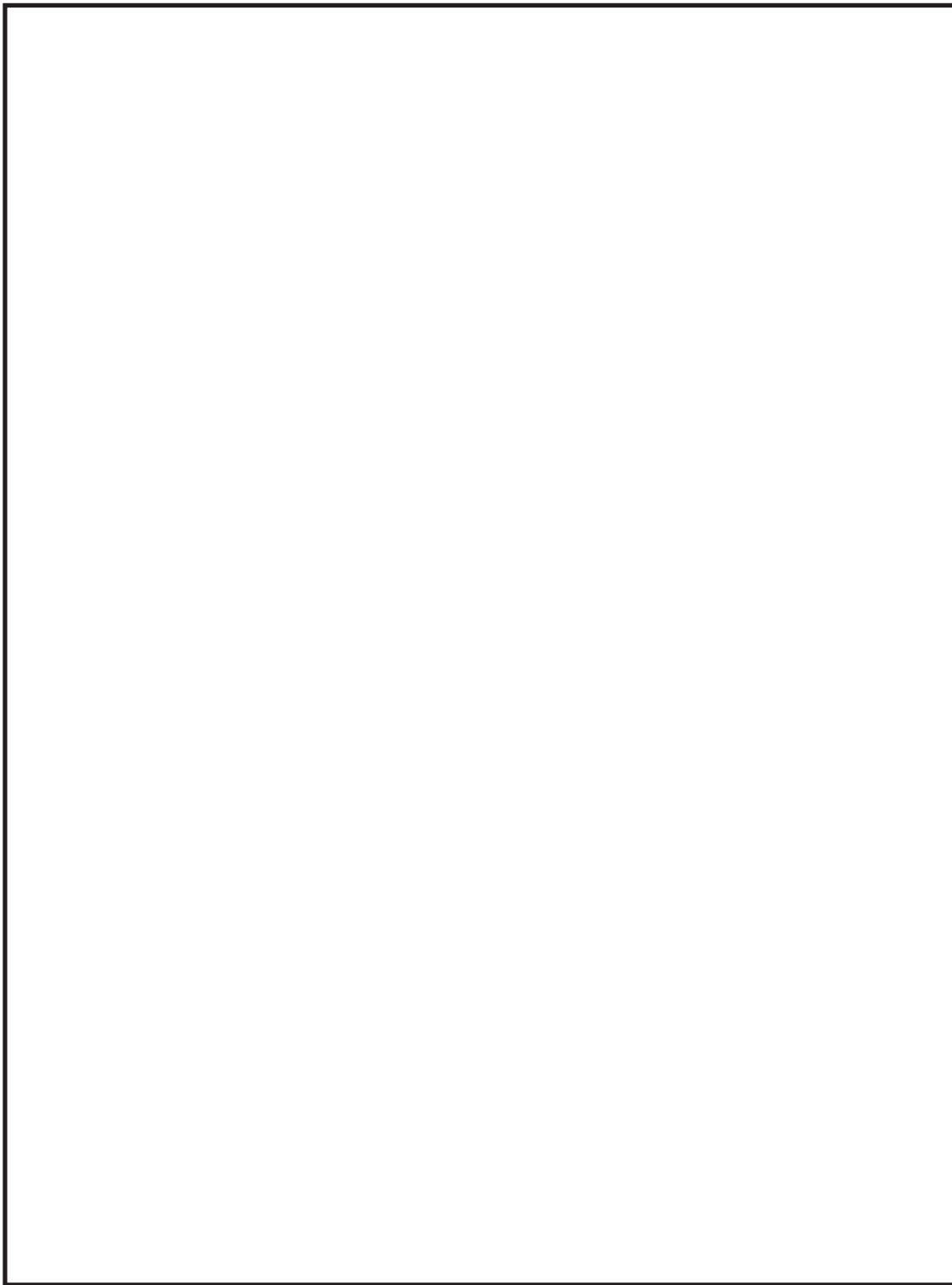


図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (4/6)

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

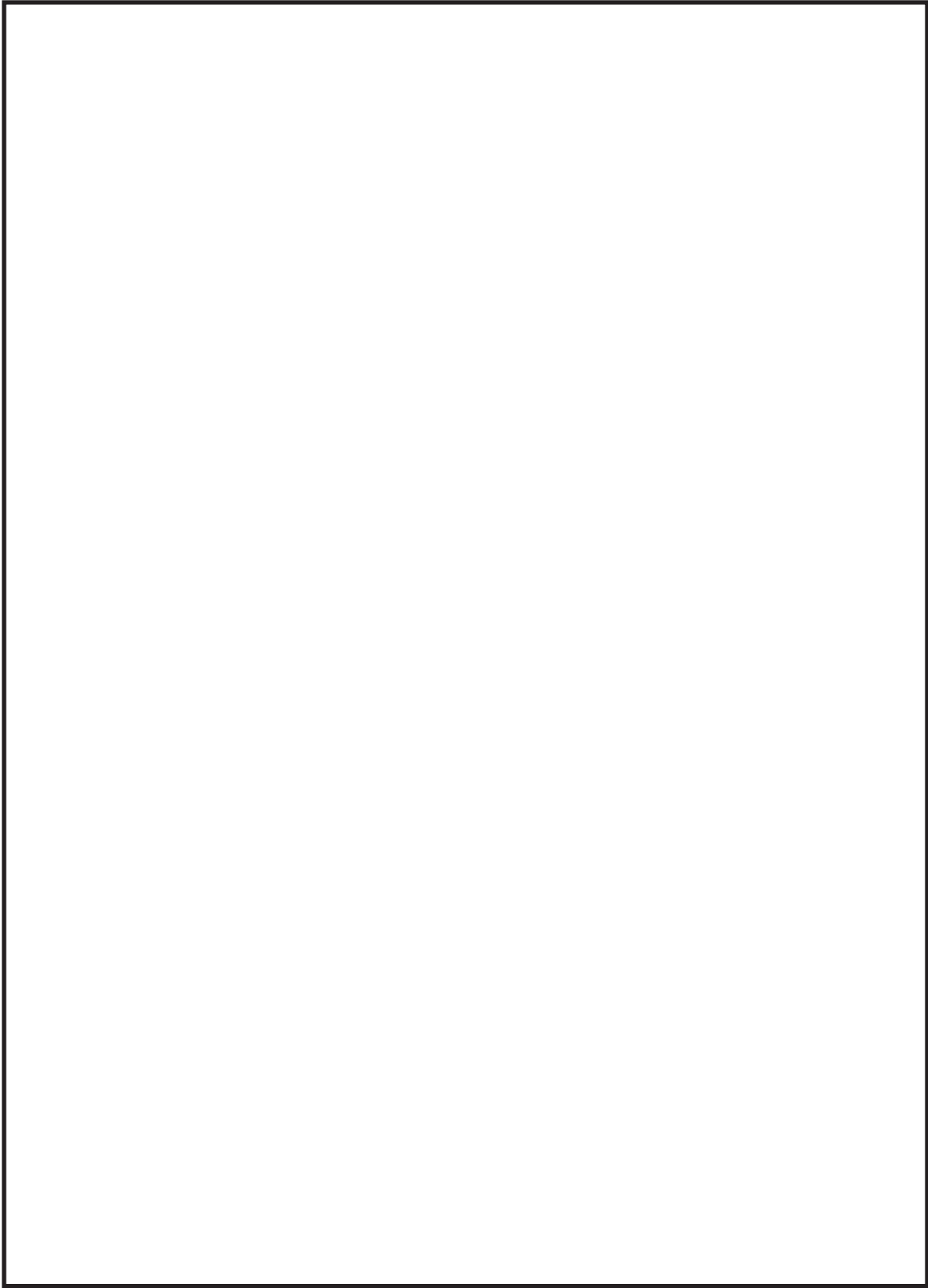


図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (5/6)

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。





図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (6/6)

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

### 3. 格納容器内の可燃性ガス濃度制御

#### (1) 格納容器ベントの場合

重大事故時において格納容器ベントにより格納容器除熱を実施している場合は、事象発生前に格納容器内に封入されていた窒素ガス等及び炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応によって発生した水素ガス等が格納容器ベント時に格納容器外に排出された後、格納容器内で発生し続ける水蒸気及び水の放射線分解等によって発生する水素ガス及び酸素ガスが継続的に排出されている状態である。このため、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能が使用可能な状態になり、長期にわたり格納容器の冷却が可能であること、格納容器内の水素ガス及び酸素ガス濃度測定が可能であること、可搬型窒素ガス供給装置を用いた格納容器内への窒素ガス封入が可能であり格納容器の負圧破損防止が可能であることが確認された場合に、格納容器ベントを停止することができる。

格納容器ベントの停止に際しては、残留熱除去系による格納容器除熱開始後の格納容器負圧破損防止並びに水素ガス及び酸素ガス濃度の上昇抑制を目的に、格納容器ベント停止前に可搬型窒素ガス供給装置による格納容器への窒素ガス注入を開始する。

なお、格納容器内への窒素ガス注入に用いる可搬型窒素ガス供給装置は格納容器ベント開始前までに準備を完了させることとしており、残留熱除去系等による格納容器除熱機能が使用可能な状態となった場合には速やかに窒素ガス注入が可能である。

格納容器ベントの停止に係る手順の概要を図 3.1 に示す。

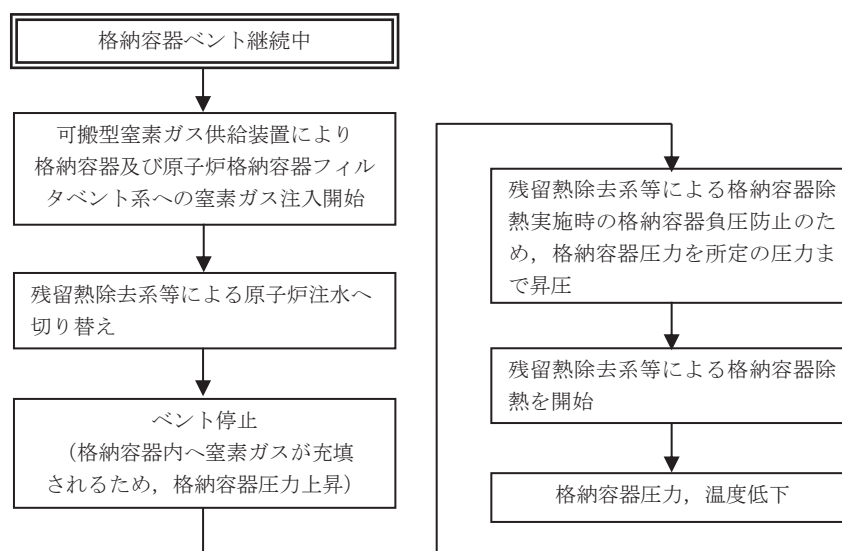


図 3.1 格納容器除熱に係る手順の概要

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

なお、格納容器スプレイを実施するような場合においては、格納容器内の急激な蒸気凝縮により格納容器圧力が負圧になることを防止するため、格納容器圧力高ス

クラム設定点を格納容器スプレイ停止設定値としている<sup>※1</sup>。運転員は格納容器スプレイ停止設定値に至らないように格納容器スプレイ流量の調整及び格納容器スプレイ停止操作を行う。残留熱除去系による格納容器スプレイは運転員の操作により実施され、自動的に動作するものではない。

※1 運転員による格納容器スプレイの停止操作時間を考慮しても格納容器圧力が負圧に至らないよう設定

格納容器ベント停止以降、長期的な傾向として格納容器内の可燃性ガス濃度が上昇する。格納容器内の可燃性ガス濃度の上昇を抑制するため、可搬型窒素ガス供給装置を用いて格納容器内への窒素ガス注入を行う。また、格納容器内への窒素ガス注入を実施しても格納容器内の水素ガス及び酸素ガス濃度が可燃限界に至る可能性がある場合は、原子炉格納容器フィルタベント系を使用し格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出する。格納容器内水素ガス濃度及び格納容器内酸素ガス濃度が十分に低下し、低下傾向が確認できなくなった時点で、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた水素ガス及び酸素ガスの排出を停止する。以上の対応により、格納容器内の可燃性ガス濃度を可燃限界未満に維持し長期安定停止状態を維持することが可能である。

なお、可燃性ガス濃度制御系が運転可能な状況においては、可燃性ガス濃度制御系により格納容器内の酸素ガス及び水素ガスを再結合することにより、格納容器内の可燃性ガス濃度を可燃限界未満に維持し長期安定停止状態を維持することが可能<sup>※2</sup>である。

※2 可燃性ガス濃度制御系の処理能力は、定格値（吸込流量 255Nm<sup>3</sup>/h、再結合率 95%）では、初期酸素濃度 2.5vol%において約  $6.1 \times 10^{-2}$  mol/s の酸素ガスを処理可能である。重大事故時において、水の放射線分解により格納容器内で発生する酸素ガスは、「3.4 水素燃焼」の条件で約  $1.4 \times 10^{-2}$  mol/s（事象発生 24 時間後）であることから、可燃性ガス濃度制御系が使用可能となった場合、格納容器内の酸素濃度の制御が可能である。

## （2）代替循環冷却系の場合

代替循環冷却系により原子炉及び格納容器の除熱を実施している場合は、格納容器過圧破損防止としての格納容器ベントを実施することはないが、可燃性ガス濃度制御系が使用できない場合には、格納容器水素爆発防止として原子炉格納容器フィルタベント系を用いた水素ガス及び酸素ガスの排出を実施する。格納容器内水素ガス濃度及び格納容器内酸素ガス濃度が十分に低下し、低下傾向が確認できなくなった時点で、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた水素ガス及び酸素ガスの排出を停止する。

代替循環冷却系による格納容器の除熱が継続し、格納容器内での水蒸気発生がなくなる状態（例えば、サプレッションプール水温 100℃未満）に対して余裕を見込んだサプレッションプール水温においては、酸素濃度可燃限界到達防止及び格納容器負圧破損防止のために窒素注入を実施する。

## （3）格納容器への窒素ガス注入について

格納容器への窒素ガス注入は、可搬型窒素ガス供給装置による窒素ガス注入により実施する。

可搬型窒素ガス供給装置による窒素ガス注入は、原子炉格納容器フィルタベント系で使用する設備と同一であり、空気中から窒素を抽出し、直接格納容器へ窒素ガスを注入する。

### 3. 運転中の原子炉における重大事故

#### 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

##### 3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

###### (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV，TQUX，長期TB，TBD，TBU，TBP，AE，S1E及びS2Eがある。

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

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では，発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，ジルコニウム－水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって，格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し，格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至る。

したがって，本格納容器破損モードでは，損傷炉心の冷却のための低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却，また，代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱によって格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。

本格納容器破損モードは，原子炉格納容器バウンダリに対する過圧・過温の観点で厳しい事象であり，代替循環冷却系の使用可否により，格納容器圧力・温度等の挙動が異なることが想定されるため，代替循環冷却系を使用する場合と使用できない場合の両者について，格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。代替循環冷却系が使用できる場合には，原子炉格納容器フィルタベント系よりも優先して使用する。

なお，本格納容器破損モードの評価では重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待しており，原子炉圧力容器破損に至ることはないが，重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待せず原子炉圧力容器破損に至る場合については，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認する。

### 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合

#### 3.1.2.1 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、初期の対策として低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水手段を整備する。また、安定状態に向けた対策として代替循環冷却系による格納容器除熱手段を整備する。

本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第 3.1.2.1 図及び第 3.1.2.2 図に、対応手順の概要を第 3.1.2.3 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.1.2.1 表に示す。

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員で構成され、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、発電課長 1 名、発電副長 1 名及び運転操作対応を行う運転員 5 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う発電所対策本部要員は 6 名及び現場操作を行う重大事故等対応要員は 17 名である。必要な要員と作業項目について第 3.1.2.4 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、30 名で対処可能である。

##### a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認

運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失事故（LOCA）が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。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。

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。

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

##### b. ECCS 等機能喪失確認

ECCS 等の安全機能の喪失を確認する。

ECCS 等機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統のポンプ出口流量である。

##### c. 炉心損傷確認

大破断 LOCA 時に ECCS 等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原



子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウェル又はサプレッションチェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の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モニタである。

(添付資料 3.1.3.1)

また、炉心損傷判断後は、格納容器内の pH 調整のため薬品注入の準備を行う。格納容器内の 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。

#### d. 水素濃度監視

炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生することから、格納容器内の水素濃度を確認する。

格納容器内の水素濃度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 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) である。

#### e. 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等の起動ができず、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、原子炉補機代替冷却水系及び低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) の準備を開始する。

#### f. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水

中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、残留熱除去系 A 系配管を用いた低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位が回復し、炉心は冠水する。

低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 等である。

なお、大破断 L O C A により格納容器温度が上昇し、ドライウェル温度が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。

水位不明判断に必要な計装設備は、原子炉圧力及びドライウェル温度である。

水位不明と判断した場合、原子炉水位は、崩壊熱及び原子炉注水量から推定して把握することができる。具体的には、原子炉底部から原子炉水位レベル 0 まで

冠水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施し、その後、崩壊熱除去に必要な注水量で原子炉注水を維持する。

#### g. 代替循環冷却系による格納容器除熱

原子炉補機代替冷却水系の準備が完了した後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱に失敗した場合に、代替循環冷却系の運転準備のため、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を残留熱除去系A系配管から残留熱除去系B系配管に切り替える。代替循環冷却系の運転準備が完了した後、原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系による格納容器除熱を開始するとともに低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を停止する。代替循環冷却系の循環流量は、代替循環冷却系ポンプ出口流量及び残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）を用いて、原子炉注入弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。

代替循環冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）であり、格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却ポンプ出口流量、ドライウエル圧力、サプレッションプール水温度等である。

また、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。

格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気酸素濃度等である。

### 3.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態をLOCAに全交流動力電源喪失事象を加えた状態とし、中小破断LOCAに比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び温度上昇の観点で厳しい大破断LOCAを起因とする、「大破断LOCA+HPCS失敗+低压ECCS失敗+全交流動力電源喪失」である。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器におけるECCS注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との



熱伝達及び原子炉圧力容器内 FP 挙動, 原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動, サプレッション・プール冷却, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達並びにスプレー冷却並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。

よって, これらの現象を適切に評価することが可能であり, 原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え, かつ, 炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉水位, 燃料最高温度, 格納容器圧力, 格納容器温度等の過渡応答を求める。

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

## (2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 3.1.2.2 表に示す。また, 主要な解析条件について, 本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

### a. 事故条件

#### (a) 起因事象

起因事象として, 大破断 L O C A が発生するものとする。破断箇所は, 原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価し, かつ, 格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点で厳しい設定として, 再循環系配管 (出口ノズル) とする。

(添付資料 1.5.2)

#### (b) 安全機能の喪失に対する仮定

全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し, 全交流動力電源が喪失するものとする。さらに高圧炉心スプレー系及び低圧注水機能が機能喪失するものとする。

#### (c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

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

#### (d) 水素ガスの発生

水素ガスの発生については, ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお, 解析コード MAAP の評価結果では水の放射線分解等による水素ガス発生は考慮していないため, 「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

### b. 重大事故等対策に関連する機器条件

#### (a) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは、ドライウェル圧力高信号によるものとする。

(b) 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能

原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低（レベル2）信号により再循環ポンプ2台全てを自動停止するものとする。

(c) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水

最大 130 m<sup>3</sup>/h にて原子炉注水し、原子炉水位回復後は炉心を冠水維持するように注水する。

(d) 代替循環冷却系による格納容器除熱

代替循環冷却系の循環流量は、全体で 150m<sup>3</sup>/h とし、原子炉注水へ 50m<sup>3</sup>/h、格納容器スプレイへ 100m<sup>3</sup>/h にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 交流動力電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作は、事象発生 25 分後から開始する。なお、原子炉注水は、代替循環冷却系の運転開始時に停止する。

(b) 代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間等を考慮し、事象発生 24 時間後から開始する。なお、原子炉補機代替冷却水系の運転操作は事象発生 23 時間後から開始する。

(3) 有効性評価（Cs-137 の放出量評価）の条件

a. 事象発生直前まで、定格出力の 100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、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、原子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、格納容器内に放出<sup>※1</sup>されるものとする。

※1 セシウムの格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コード MAAP の評価結果の方が NUREG-1465 より大きく算出する。

c. 格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレイやサブプレッションチェンバのプール水でのスクラビング等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) 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基に評価する。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捕集されることが実験的に確認されていることから、格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果 (DF=10) を考慮する。
- (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、非常用ガス処理系により原子炉建屋の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。

非常用ガス処理系は、事象発生 60 分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後 10 分間で設計負圧が達成されることを想定する。
- (c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

(添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)

#### (4) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける原子炉水位 (シュラウド内外水位)、注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.2.5 図から第 3.1.2.7 図に、燃料最高温度の推移を第 3.1.2.8 図に、格納容器圧力、格納容器温度、サブプレッションプール水位及びサブプレッションプール水温の推移を第 3.1.2.9 図から第 3.1.2.12 図に示す。

##### a. 事象進展

大破断 L O C A 時に E C C S 等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 4 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K (約 727°C) に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 10 分後に 1,200°C に到達し、また、事象発生から約 30 分後に燃料温度は約 2,500K (約 2,227°C) に到達する。事象発生から 25 分後、常設代替交流電源設備より交流電源の供給をした復水移送ポンプ 1 台を用いた低压代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位 L 0 以上まで原子炉水位は回復し、炉心は冠水する。

格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度は上昇する。

事象発生から 24 時間経過した時点で、代替循環冷却系による格納容器除熱を開

始する。代替循環冷却系により、原子炉圧力容器は破断口より原子炉冷却材が流出することで溢水状態となり、格納容器は除熱効果により格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、その後、徐々に低下する。

(添付資料 3.1.2.1)

#### b. 評価項目等

格納容器圧力は、第 3.1.2.9 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため上昇するが、代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、圧力上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.536MPa[gage]となり、格納容器の限界圧力 0.854MPa[gage]を超えない。なお、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 24 時間後において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスは、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の 1%以下<sup>\*2</sup>であるため、その影響は無視し得る程度である。

※2 格納容器圧力が最大値の約 0.536MPa[gage]を示す事象発生から約 24 時間後の格納容器内の非凝縮性ガス（水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス）の物質量は約  $6 \times 10^5 \text{mol}$  であり、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの物質量の和は約  $5 \times 10^3 \text{mol}$  以下である。これが仮にドライウエルよりも体積の小さいサプレッションチェンバの気相部に集中するものとしても、そのサプレッションチェンバでの分圧は 0.01MPa[abs]未満であることから、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスが格納容器圧力に与える影響は無視し得る程度と考えられる。

格納容器温度は、第 3.1.2.10 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため上昇し、代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、温度上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は約 178℃となり、格納容器の限界温度 200℃を超えない。

第 3.1.2.5 図に示すとおり、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、第 3.1.2.9 図及び第 3.1.2.10 図に示すとおり、24 時間後に開始する代替循環冷却系の運転により、格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。事象を通じて格納容器の限界圧力に到達せず、原子炉格納容器フィルタベント系を使用することなく、格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性



ガスの蓄積を考慮しても、格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。

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

(添付資料 3.1.2.2, 3.1.2.3, 3.1.3.2)

なお、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約  $9.9 \times 10^{-1}$  TBq (7日間) となり、100TBq を下回る。

事象発生からの7日間以降、Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約1.0TBq(30日間)及び約1.0TBq(100日間)であり、100TBqを下回る。

(添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)

### 3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（代替循環冷却系を使用する場合）では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。

また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、常設代替交流電源設備からの受電操作、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作、原子炉補機代替冷却水系運転操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作とする。

#### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

##### a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃

燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCS 等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCS 等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている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。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は 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を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び温度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。また、格納容器各領域間の流動並びに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。本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び温度を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における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を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさ

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

炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の格納容器内 FP 挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料 3.1.2.6)

#### b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析 (ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析) では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

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

析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心熔融開始時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

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

(添付資料 3.1.2.6)

## (2) 解析条件の不確かさの影響評価

### a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 3.1.2.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、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 に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び温度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。

初期条件の原子炉水位、炉心流量、サプレッションプール水位及び格納容器



圧力は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

（添付資料 3.1.2.6, 3.1.2.7）

#### (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 に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は代替循環冷却系により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉水位、炉心流量、サプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合と同程度であり、第 3.1.2.13 図及び第 3.1.2.14 図に示すとおり、格納容器圧力は 0.854MPa [gage]、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は 200°C を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、

原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の代替循環冷却系は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(添付資料 3.1.2.6, 3.1.2.7)

#### b. 操作条件

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

##### (a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作は、解析上の注水開始時間として事象発生から25分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水準備の操作時間は、常設代替交流電源設備からの受電操作完了後に実施するため、受電操作の影響を受け、原子炉への注水開始時間も早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

操作条件の原子炉補機代替冷却水系の起動操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から23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、原子炉補機代替冷却水系の準備は、事象発生10時間後に作業を開始し、作業時間に13時間を想定することで、合計23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ことから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

操作条件の代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から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、代替循環冷却系の運転は事象発生24時間後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。また、本操作の操作開始時間は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却水系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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、常設代替交流電源設備からの受電操作について、解析上の原子炉注水開始時間(25分後)は準備操作に時間余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はない。

操作条件の原子炉補機代替冷却水系の起動操作は、運転員等操作時間に与える影響として、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があり、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。

操作条件の代替循環冷却系による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、原子炉補機代替冷却水系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び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。

(添付資料 3. 1. 2. 6)

(3) 操作時間余裕の把握

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

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作については、第 3. 1. 3. 14 図から第 3. 1. 3. 16 図に示すとおり、事象発生から 50 分後(操作開始時間 25 分程度の遅れ)までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。

操作条件の原子炉補機代替冷却水系運転操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作については、原子炉補機代替冷却水系運転開始までの時間は、事象発生から 23 時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、格納容器の限界圧力に到達しないよう低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の継続及び格納容器圧力が 0.640MPa[gage]に到達した場合には原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイを行うこととなる。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイは、真空破壊装置が水没しないように外部水源注水量限界(サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m

(通常運転水位+約 2 m)) 到達時点でスプレイを停止し、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施する。外部水源注水量限界に到達するまでの時間は、事象発生から約 44 時間あり、約 21 時間の余裕があることから、時間余裕がある。

(添付資料 3.1.2.6, 3.1.3.7)

#### (4) まとめ

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

### 3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価

#### (1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における重大事故等対策時における必要な要員は、「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり 30 名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の 30 名で対処可能である。

#### (2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

(添付資料 3.1.2.8)

##### a. 水源

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水は、7日間の対応を考慮すると、合計約 890m<sup>3</sup> 必要となる。水源として、復水貯蔵タンクに約 1,192 m<sup>3</sup> の水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。

代替循環冷却系による格納容器除熱については、サブプレッションチェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはないため、7日間の注水継続実施が可能である。

##### 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の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 414kL の軽油が必要となる。大



容量送水ポンプ（タイプ I）による復水貯蔵タンクへの給水については、保守的に事象発生直後からの大容量送水ポンプ（タイプ I）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 32kL の軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却水系については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約 42kL の軽油が必要となる。

軽油タンク（約 600kL）及びガスタービン発電設備軽油タンク（約 300kL）にて合計約 900kL 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、大容量送水ポンプ（タイプ I）による復水貯蔵タンクへの給水及び原子炉補機代替冷却水系の運転について、7日間の継続が可能である。

緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの電源車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 17kL の軽油が必要となるが、緊急時対策所軽油タンク（約 18kL）の使用が可能であることから、7日間の継続が可能である。（合計使用量 約 505kL）

#### 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約 4,615kW 必要となるが、常用連続運用仕様である約 6,000kW 未満となることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、緊急時対策所への電源供給を行う電源車についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

#### 3.1.2.5 結論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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循環冷却系による格納容器除熱手段等を整備している。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンス「大破断 L O C A + H P C S 失敗 + 低圧 E C C S 失敗 + 全交流動力電源喪失」について、代替循環冷却系を使用する場合の有効性評価を行った。

上記の場合においても、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水及び代替循環冷却系による格納容器除熱を実施することにより、格納容器除熱

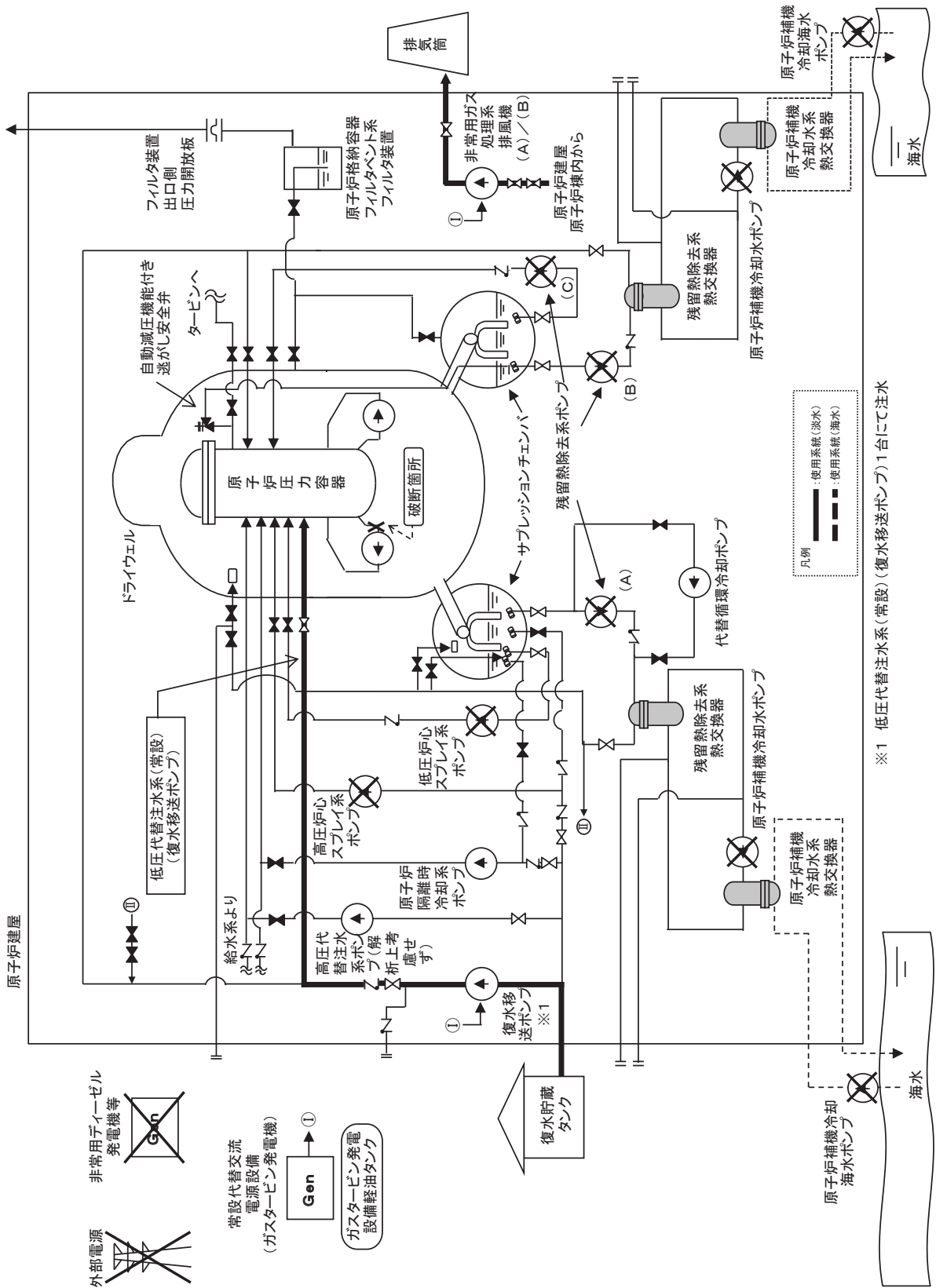
が可能である。

その結果、原子炉格納容器フィルタベント系を使用せず、事象を通じて格納容器の限界圧力に到達することはなく、ジルコニウム-水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

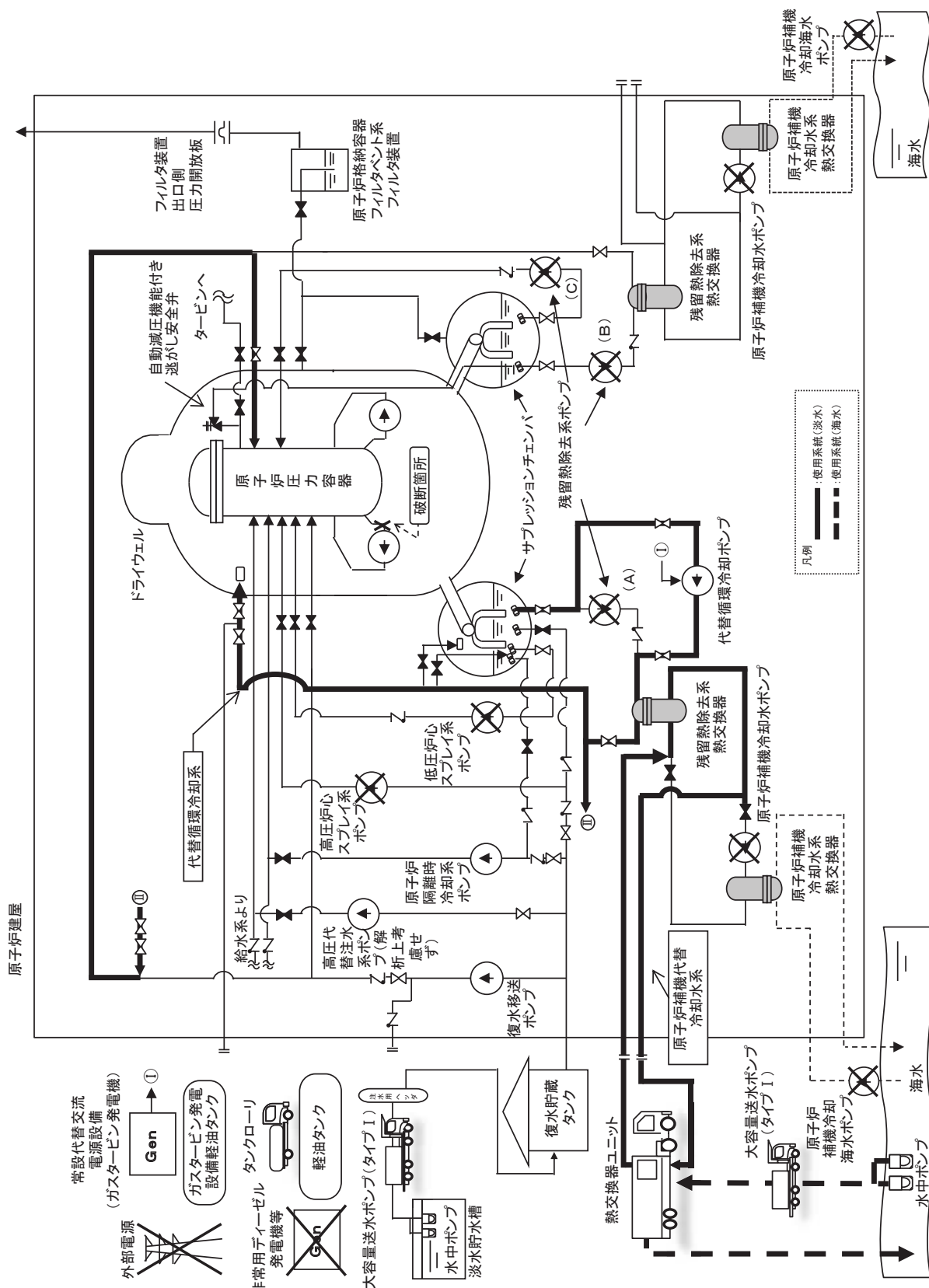
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応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、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水、代替循環冷却系による格納容器除熱等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。

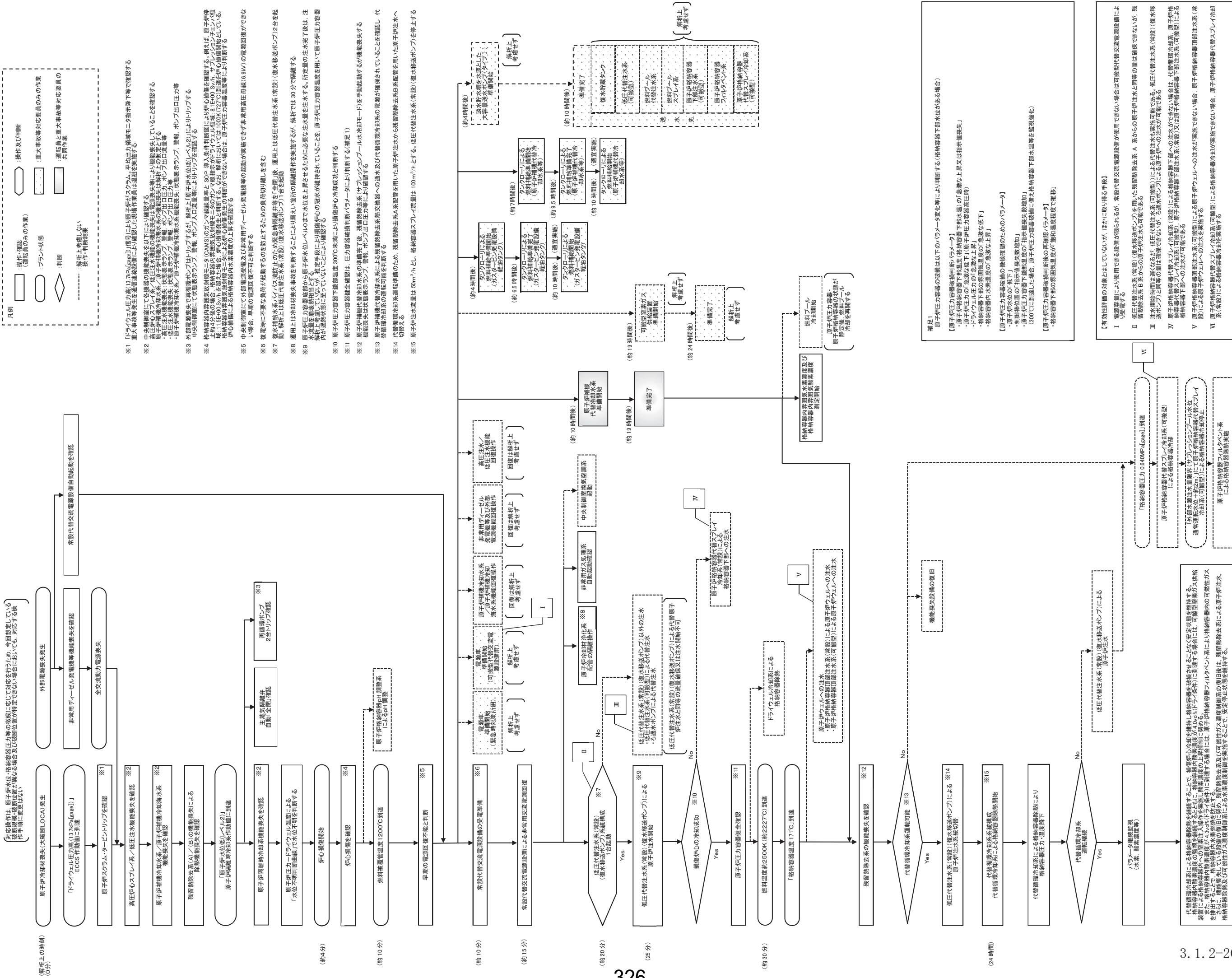


第 3.1.2.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故対策の概略系統図  
 (代替循環冷却系を使用する場合) (1/2) (原子炉注水)



第 3.1.2.2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図  
 （代替循環冷却系を使用する場合）（2/2）（原子炉注水及び格納容器除熱）





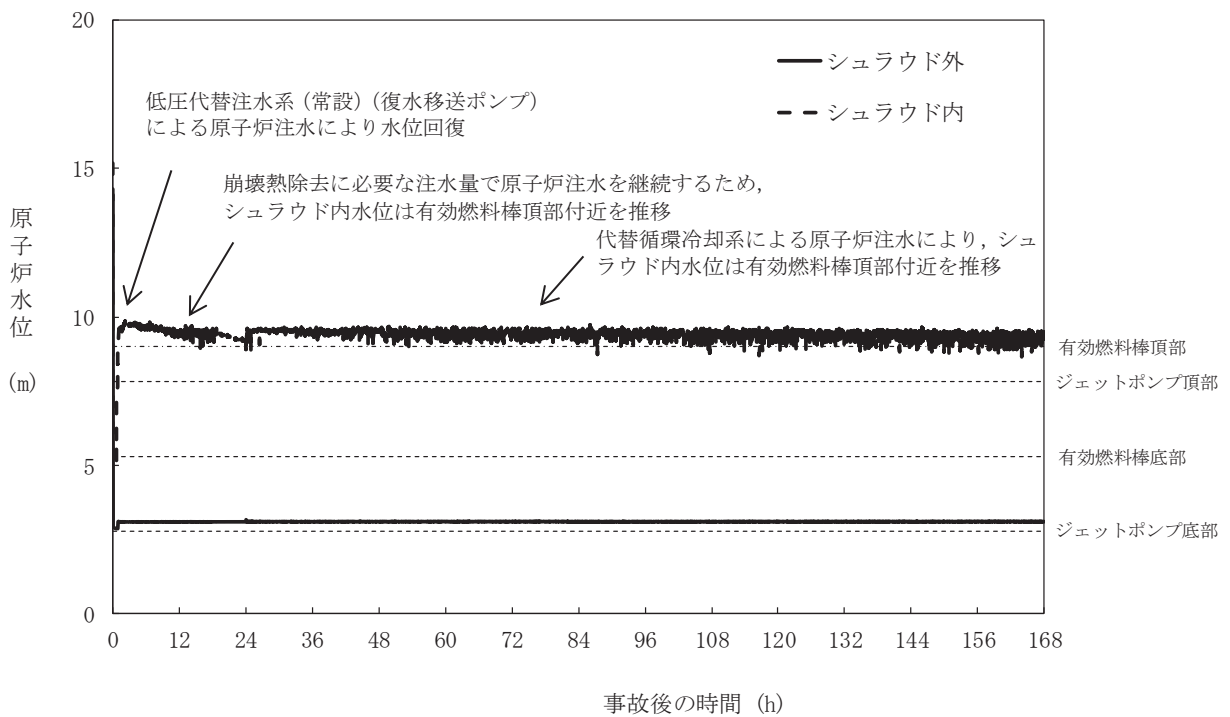
第 3.1.2.3 図 格納容器過圧・過温破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時の対応手順の概要  
(代替循環冷却系を使用する場合)

必要な要員と作業項目			経過時間(分)		経過時間(時間)																				備考			
作業項目	実施箇所・必要人員数			経過時間(分)		経過時間(時間)																				備考		
	責任者	発電所長	1人 中央監視 運転操作指揮 発電所対策本部連絡	10m	20m	30m	40m	50m	1h	3h	5h	7h	9h	11h	13h	15h	17h	19h	21h	23h	24h	25h	27h	29h	31h		33h	35h
	補佐	発電所副長	1人 運転操作指揮																									
	通報連絡者等	発電所対策本部要員	6人 初期での指揮 中央制御室連絡 発電所外部連絡																									
			運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	重大事故等対応要員																							
状況判断	3人 A,B,C	-	-	10分																					状況判断後も事故対応に必要なパラメータを適宜監視する			
格納容器内水素濃度監視	1人 [B]	-	-	適宜実施																								
常設代替交流電源設備 発電機・発電機	2人 [A,B]	-	-	5分																								
アクセスルート確保	-	-	6人 J,K,N-O	4時間																					作業時間が最大となるルートを設定 復旧が必要な場合は以降の作業の余裕時間となる			
緊急時対策所 (解析上考慮せず)	-	-	3人 [N+P]	2時間																								
電源確保 (解析上考慮せず)	-	2人 D,E	3人 [O-Q]	2時間																								
交流電源回復操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	2時間																					対応可能な要員により対応する			
高圧炉心スプレー系/低圧注水系 機能喪失調査、復旧操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	2時間																					対応可能な要員により対応する			
原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷 却海水系機能喪失調査、復旧操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	2時間																					対応可能な要員により対応する			
減ばね減速操作 (解析上考慮せず)	1人 [C]	-	-	15分																								
燃料プール冷却 再開 (解析上考慮せず)	1人 [B]	-	-	30分																					燃料プール水温「65℃」以下維持 要員を確保して対応する			
非常用ガス処理系自動起動確認	1人 [A]	-	-	5分																								
原子炉建屋ブローアウトバルブの閉 止操作	1人 [A]	-	-	5分																								
低圧代替注水系(常設)(復水移送ポン プ)準備操作	1人 [B]	-	-	5分																								
低圧代替注水系(常設)(復水移送ポン プ)注水操作	1人 [B]	-	-	適宜実施																								
漏えい隔離	1人 [A]	-	-	5分																								
原子炉格納容器pH調整系による pH調整(解析上考慮せず)	1人 [A]	-	-	10分																								
常設代替交流電源設備 負荷抑制操作	1人 [B]	-	-	5分																					1時間以内に実施			
格納容器頂部冷却 (解析上考慮せず)	1人 [B]	-	-	90分																								
代替注水等確保(解析上考慮せず)	-	-	8人 A~I	380分																					復水貯蔵タンクの管理値までは余裕時間あり			
大容量送水ポンプ(タイプ1)による淡 水貯水槽から復水貯蔵タンク への補給(解析上考慮せず)	-	-	2人 [B,C]	適宜実施																					復水貯蔵タンクの残量に応じて適宜補給を実施する			
原子炉補機代替冷却水系 準備操作	-	-	6人 [D~I]	9時間																								
原子炉補機代替冷却水系 運転	-	2人 [D,E]	-	50分																								
残留熱除去系 機能喪失確認	1人 [B]	-	-	5分																								
代替循環冷却系による格納容器熱 除去	1人 [B]	-	-	5分																								
格納容器内の水素濃度及び酸素濃 度監視	1人 [A]	-	-	5分																								
原子炉格納容器フィルタベント系による 格納容器脱気準備 (解析上考慮せず)	-	-	5人 [D~J,K]	5時間																					暖機時間2.5時間含む			
常設代替交流電源設備 負荷抑制操作	-	2人 [D,E]	-	45分																					27時間以内に実施			
燃料補給準備	-	-	2人 [L,M]	140分																					タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから補給			
燃料補給	-	-	2人 [O,P]	適宜実施																								
燃料補給準備	-	-	2人 [L,M]	140分																					タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから補給			
燃料補給	-	-	2人 [L,M]	適宜実施																								
必要人員数 合計	5人 A~E	-	17人 A~Q																									

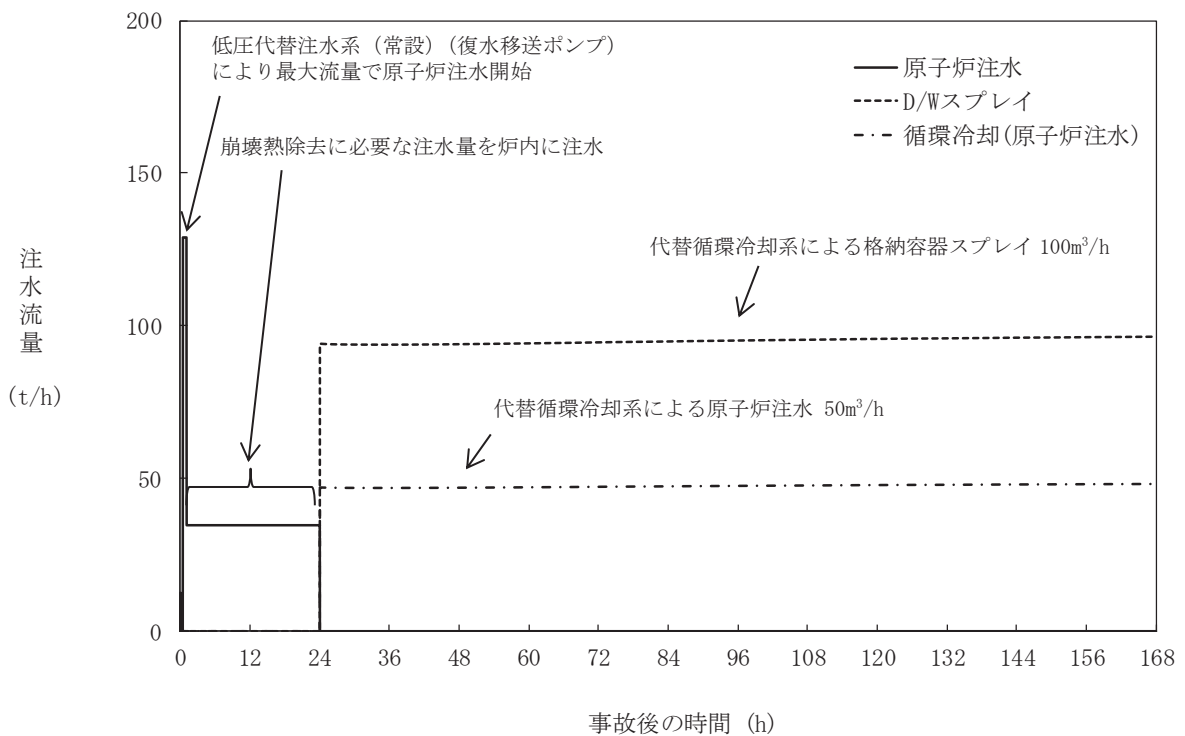
重大事故等対応要員	運転員	7
	重大事故等対応要員	17
	発電所対策本部要員	6
合計		30
発電所常駐要員		30

【】は他作業後移動してきた要員

第 3.1.2.4 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」時の作業と所要時間  
(代替循環冷却系を使用する場合)

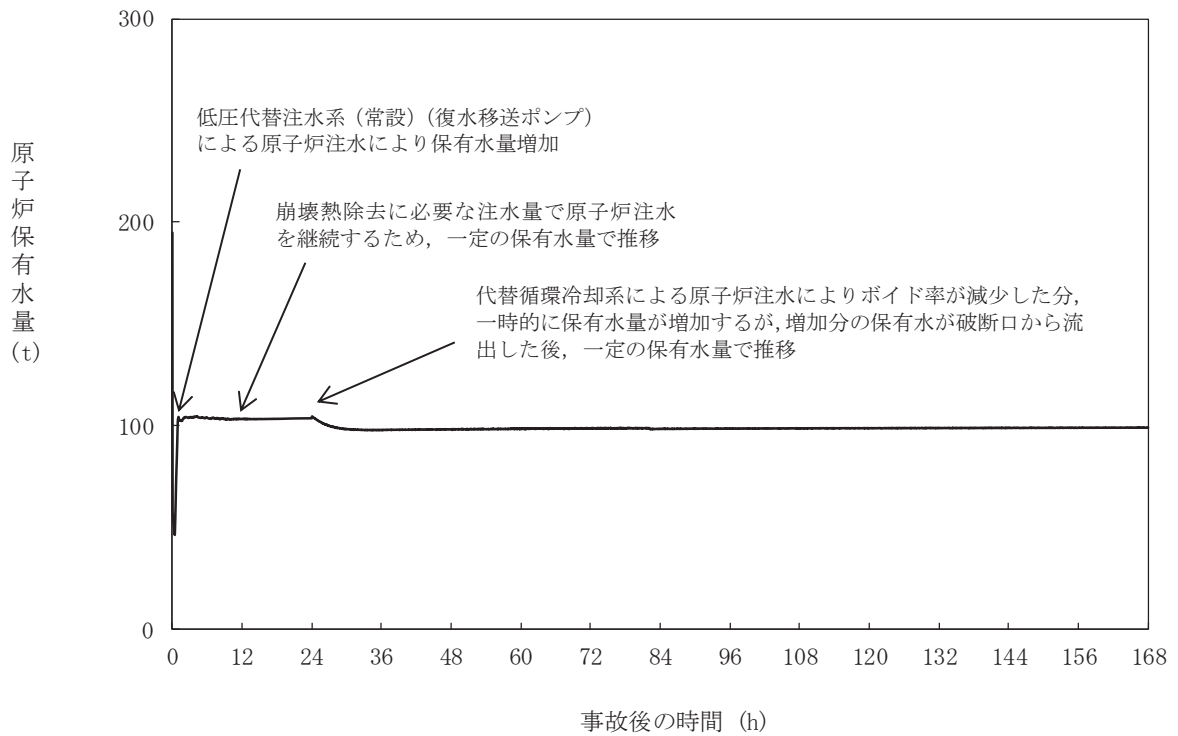


第 3. 1. 2. 5 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移

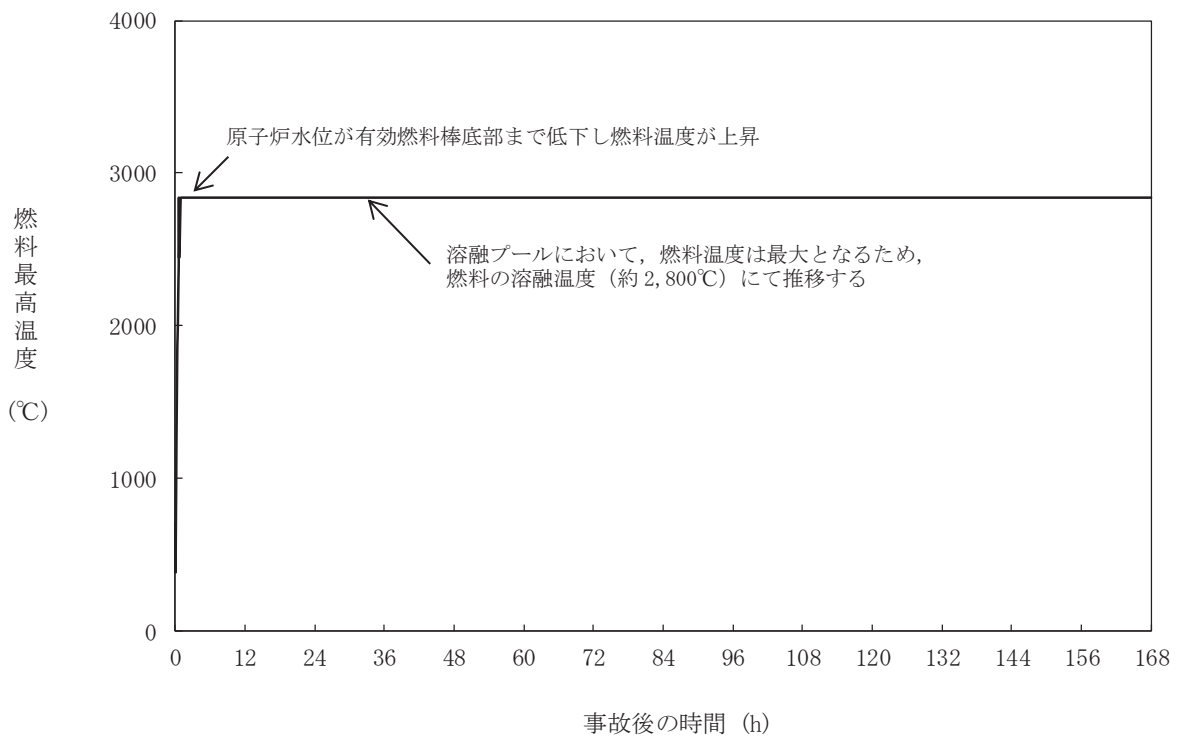


第 3. 1. 2. 6 図 注水流量の推移

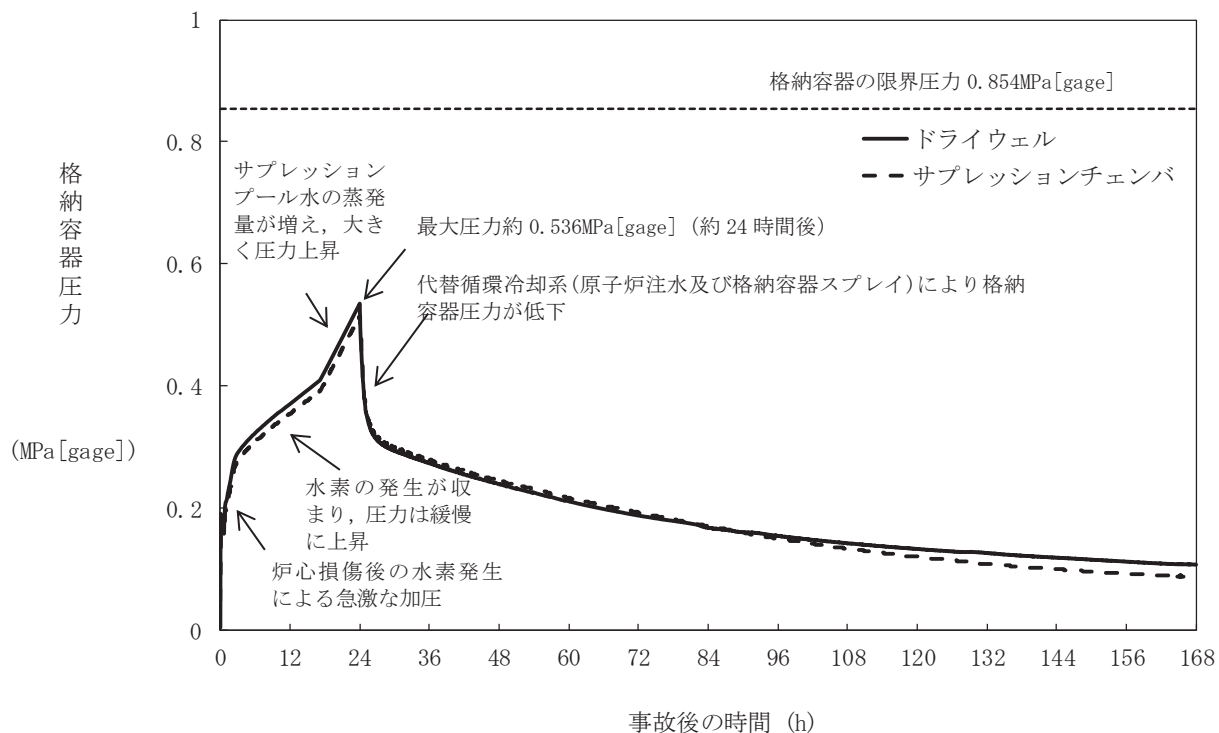
3. 1. 2-22



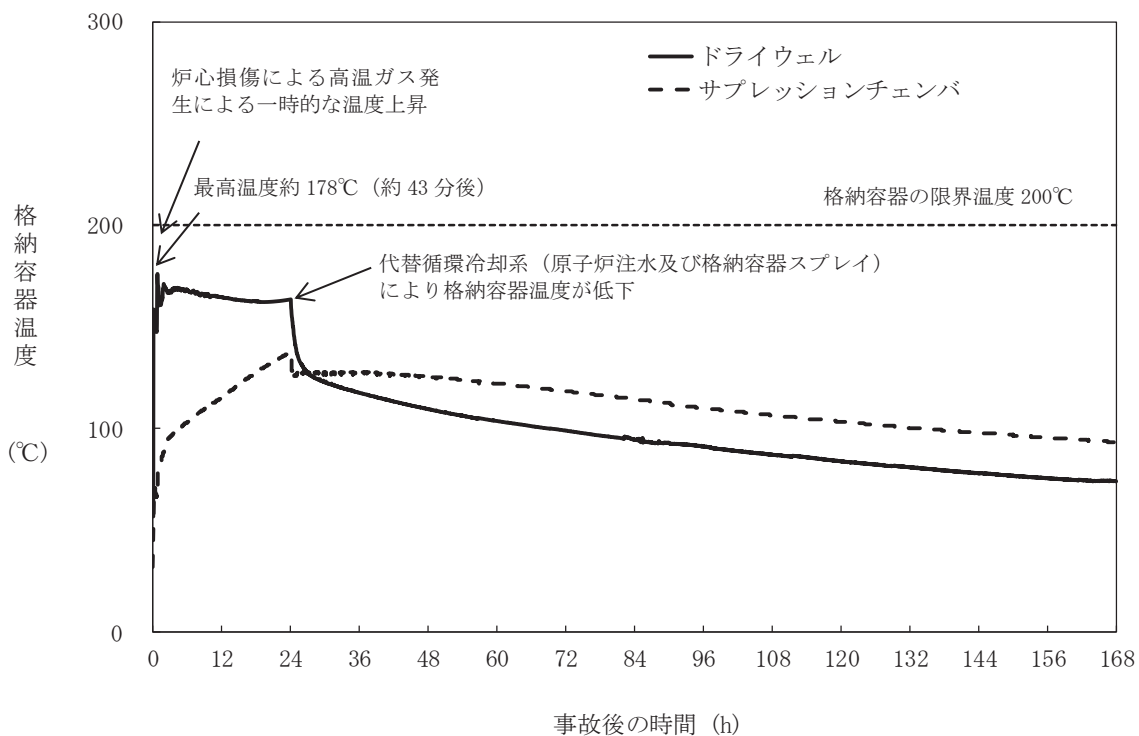
第 3. 1. 2. 7 図 原子炉内保有水量の推移



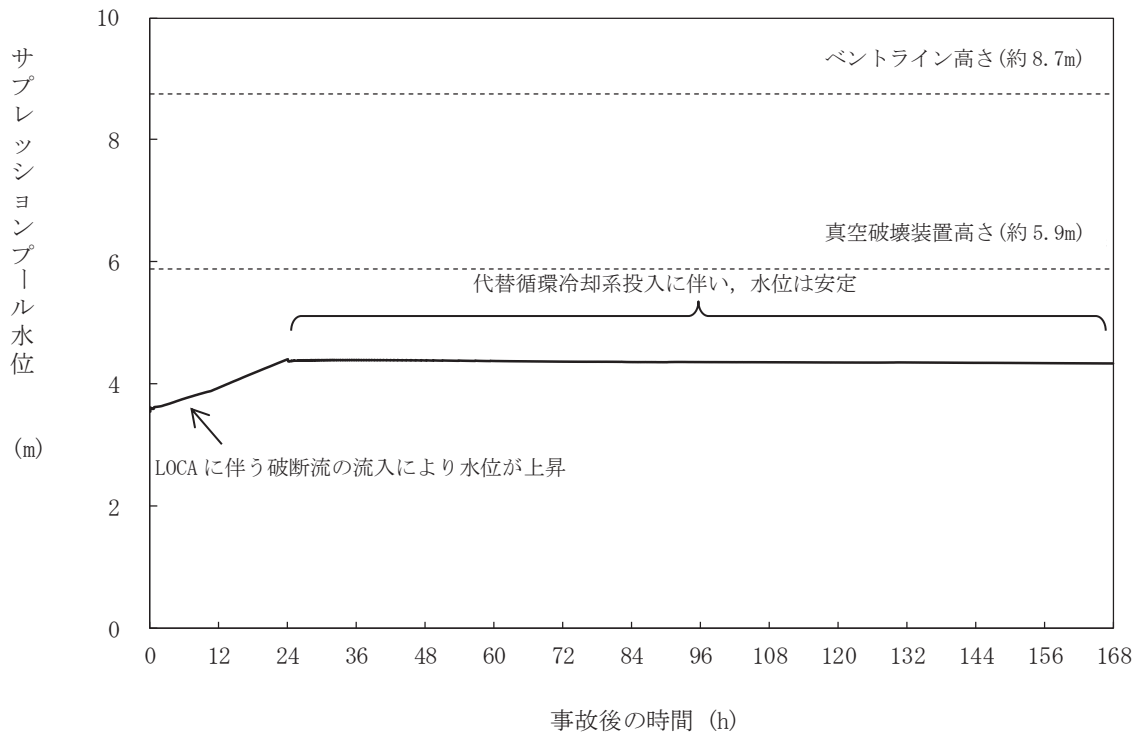
第 3. 1. 2. 8 図 燃料最高温度の推移



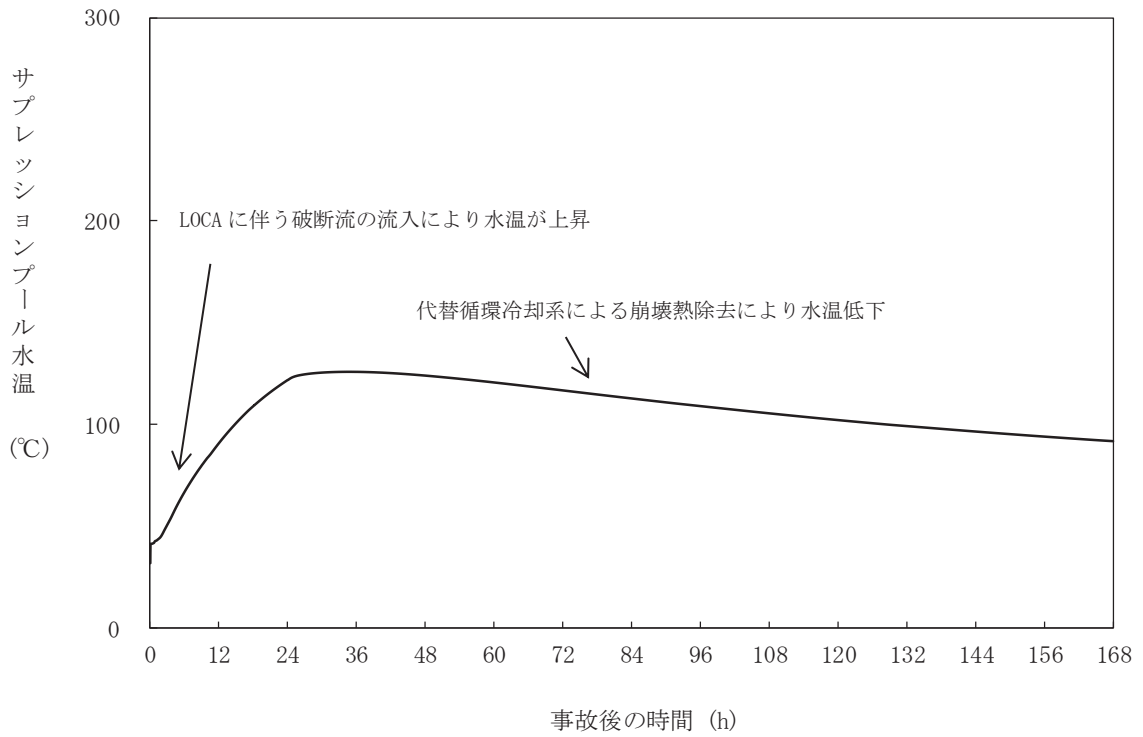
第 3. 1. 2. 9 図 格納容器圧力の推移



第 3. 1. 2. 10 図 格納容器温度の推移



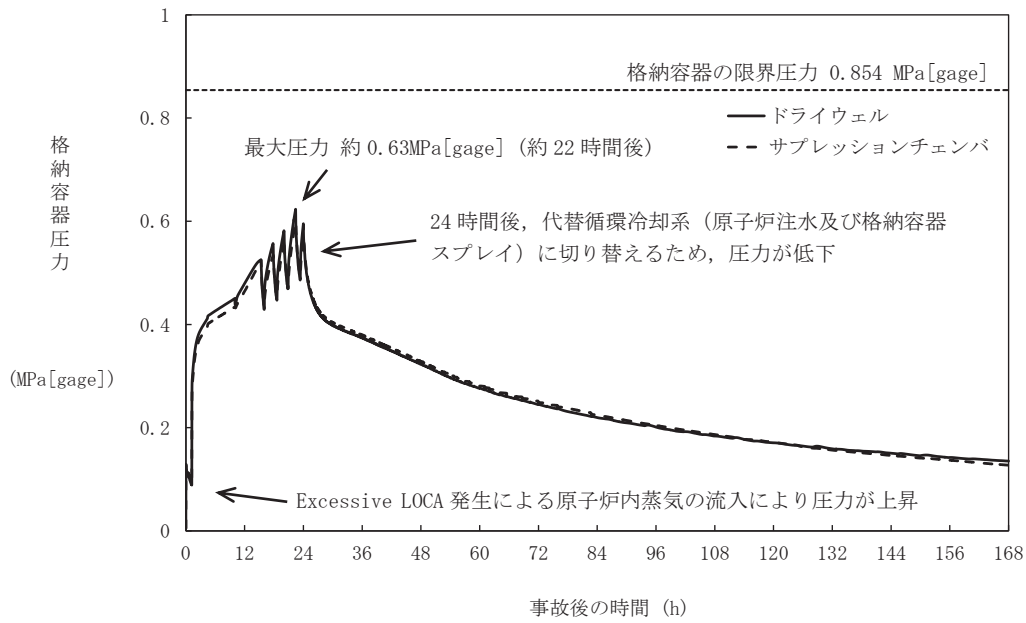
第 3. 1. 2. 11 図 サプレッションプール水位の推移



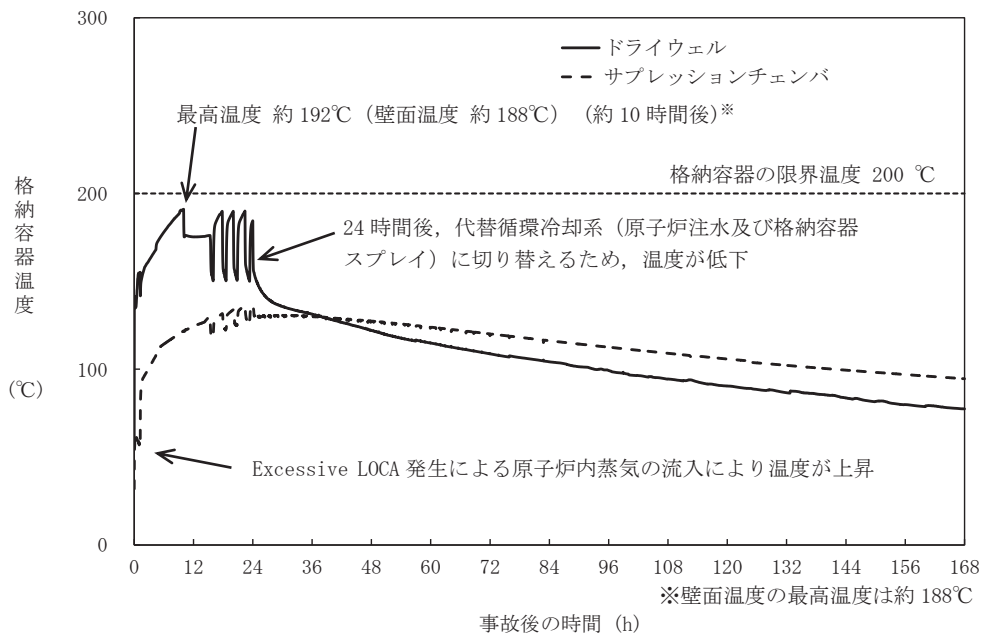
第 3. 1. 2. 12 図 サプレッションプール水温の推移

3. 1. 2-25





第 3. 1. 2. 13 図 格納容器圧力の推移 (Excessive LOCA の発生を考慮した場合)



第 3. 1. 2. 14 図 格納容器温度の推移 (Excessive LOCA の発生を考慮した場合)

第 3.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時」の重大事故等対策について  
（代替循環冷却系を使用する場合）（1/2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		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	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。外部電源が喪失するとともに非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。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。</li> </ul>	所内常設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
ECCS等機能喪失確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>ECCS及び原子炉隔離時冷却系の安全機能の喪失を確認する</li> </ul>	—	—	【原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量】 【高圧炉心スプレイスポンプ出口流量】 【残留熱除去系ポンプ出口流量】 【低圧炉心スプレイスポンプ出口流量】
炉心損傷確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA 時に ECCS 等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することや炉心損傷に至ることを格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する</li> <li>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度を確認する</li> </ul>	—	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
早期の電源回復不能判断及び対応準備	<ul style="list-style-type: none"> <li>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等の起動ができず、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、原子炉補機代替冷却水系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の準備を開始する。</li> </ul>	—	—	—
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による交流電源供給後、残留熱除去系 A 系配管を用いた低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を開始する</li> <li>ドライウエル温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断する。水位不明判断後は、原子炉水位レベル 0 まで冠水させるために必要な量の注水を実施し、その後、崩壊熱除去に必要な注水量で注水を維持する</li> </ul>	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ガスタービン発電設備 油タンク 軽油タンク	タンクローリ	原子炉圧力 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイスライン洗浄流量） 復水貯蔵タンク水位 ドライウエル温度

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）



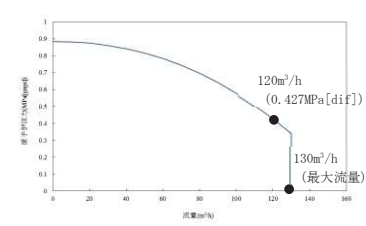
第 3.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時」の重大事故等対策について  
 （代替循環冷却系を使用する場合）（2/2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	
代替循環冷却系による格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機代替冷却水系の準備が完了した後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱に失敗した場合に、代替循環冷却系の運転準備のため、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を残留熱除去系 A 系配管から残留熱除去系 B 系配管に切り替える。代替循環冷却系の運転準備が完了した後、原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系による格納容器除熱を開始するとともに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を停止する。代替循環冷却系の循環流量は、原子炉注水弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する</li> <li>水の放射線分解により酸素ガス及び酸素濃度を発生することから、格納容器内の酸素濃度及び酸素濃度を確認する</li> </ul>	常設代替交流電源設備 代替循環冷却ポンプ ガスタービン発電設備 油タンク 軽油タンク サプレッションチェンバ	原子炉補機代替冷却水系 タンクローリ	代替循環冷却ポンプ出口流量 残留熱除去系注水ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量） 残留熱除去系注水ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量） ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力 ドライウェル温度 サプレッションポンプルール水温度 圧力抑制室水位 格納容器内雰囲気酸素濃度 格納容器内雰囲気酸素濃度 格納容器内酸素濃度 (D/W) 格納容器内酸素濃度 (S/C)

第 3.1.2.2 表 主要解析条件  
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)  
 (代替循環冷却系を使用する場合)) (1/2)

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	2,436MWt	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	6.93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
	炉心流量	35.6×10 <sup>3</sup> t/h	定格流量として設定
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+133cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
	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	平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対し、ばらつきとして 10%の保守性を考慮し、条件を設定
	格納容器容積 (ドライウエル)	7,950m <sup>3</sup>	格納容器の設計値として設定
	格納容器容積 (サブプレッションチェンバ)	7,950m <sup>3</sup>	格納容器の設計値として設定
	サブプレッションプール水位	3.55m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッションプール水位として設定
	格納容器温度 (ドライウエル)	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
	格納容器温度 (サブプレッションチェンバ)	32℃	通常運転時のサブプレッションプール水温の上限値として設定
	格納容器圧力	5.0kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
	真空破壊装置	3.4kPa (ドライウエルーサブプレッションチェンバ間差圧)	真空破壊装置の設計値として設定
外部水源の温度	40℃	復水貯蔵タンク水温の実績 (月平均値) を踏まえて設定	
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 再循環系配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積り、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系配管 (出口ノズル) における両端破断を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定
		高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能	高圧炉心スプレイ系並びに低圧注水機能として低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定 ただし、再循環ポンプは、原子炉水位低 (レベル 2) の信号でトリップするものとする
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない	

第 3.1.2.2 表 主要解析条件  
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)  
 (代替循環冷却系を使用する場合)) (2/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	ドライウェル圧力高 (遅れ時間: 1.05 秒)	事象発生と同時にスクラムせず, ドライウェル圧力高でスクラムすることにより原子炉保有水量を保守的に評価するため設定
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	原子炉水位低 (レベル 2)	原子炉再循環系のインターロックとして設定
	低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	最大 130m <sup>3</sup> /h で注水, 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	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定 <復水移送ポンプ 1 台による注水特性> 
	代替循環冷却系	循環流量は, 全体で 150m <sup>3</sup> /h とし, 原子炉注水へ 50m <sup>3</sup> /h, 格納容器スプレーへ 100m <sup>3</sup> /h にて流量を分配	代替循環冷却系の設計値として設定
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水操作	事象発生 25 分後	常設代替交流電源設備からの受電後, 事象発生から 20 分後に操作を開始し, 操作時間は 5 分として設定
	原子炉補機代替冷却水系運転操作	事象発生 23 時間後	大容量送水ポンプ (タイプ I) の準備完了後の原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定
	代替循環冷却系による格納容器除熱操作	事象発生 24 時間後	原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定

## 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）における 炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について

### 1. はじめに

有効性評価の「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスでは、事象発生から約4分後に燃料被覆管の最高温度は1,000K(約727℃)に到達し、炉心損傷が開始する。事象発生から約10分後に燃料被覆管の最高温度は1,200℃に到達し、また、事象発生から約30分後に燃料温度は約2,500K(2,227℃)に到達する。事象発生から25分経過した時点で低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水により、炉心は冠水される。上記により、溶融炉心は炉心下部プレナムに移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。ここでは、本事象における炉心の損傷状態、損傷炉心の位置及びシュラウドへの熱影響について評価結果を示す。

### 2. 評価結果

#### (1) 炉心の損傷状態

図1に事象発生約1時間後、事象発生約2日後（最大状態）及び事象発生7日後（終状態）の炉心損傷状態を示す。終状態以降には炉心損傷は拡大しない。

#### (2) 損傷炉心の位置

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

#### (3) シュラウドへの熱影響

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

### 3. まとめ

有効性評価の「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスにおいて、炉心損傷に至るものの、冠水により溶融炉心は炉心下部プレナムに移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。

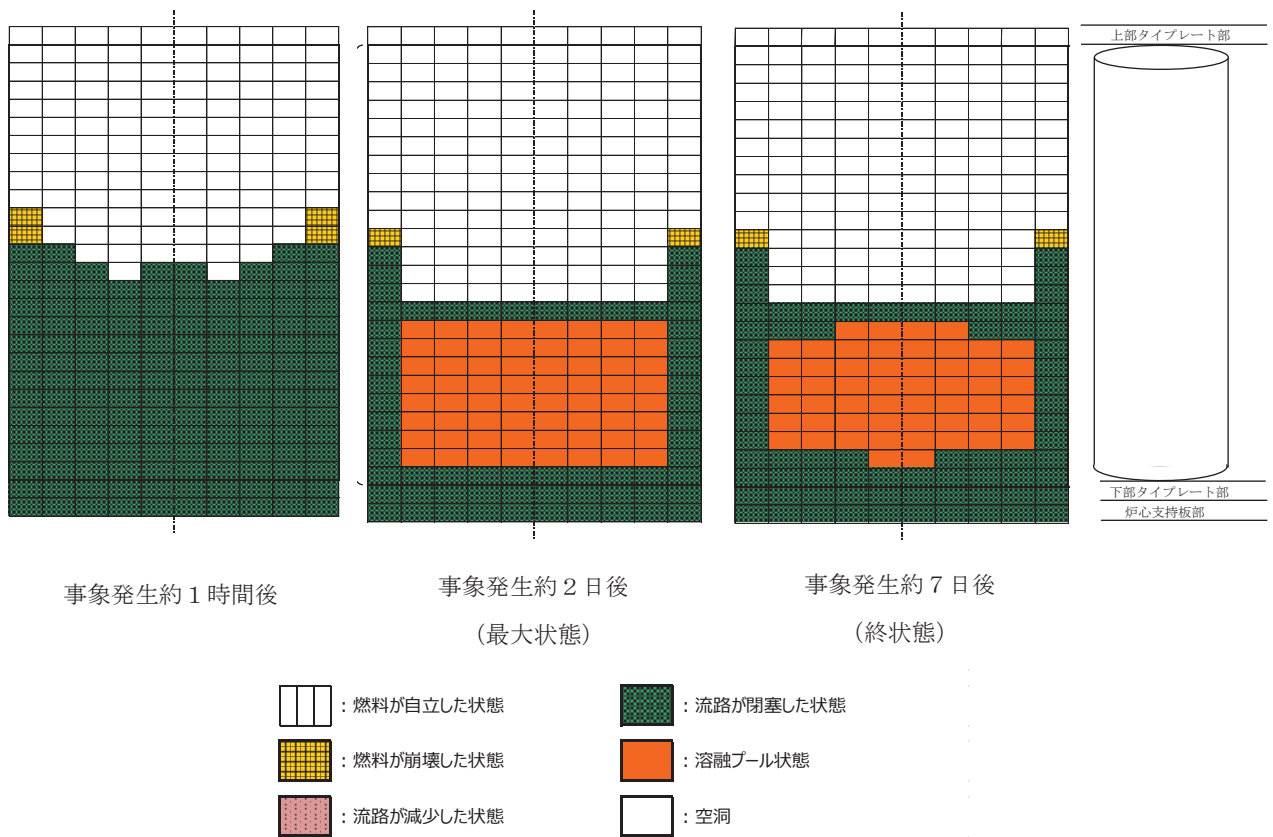


図 1 炉心の損傷状態

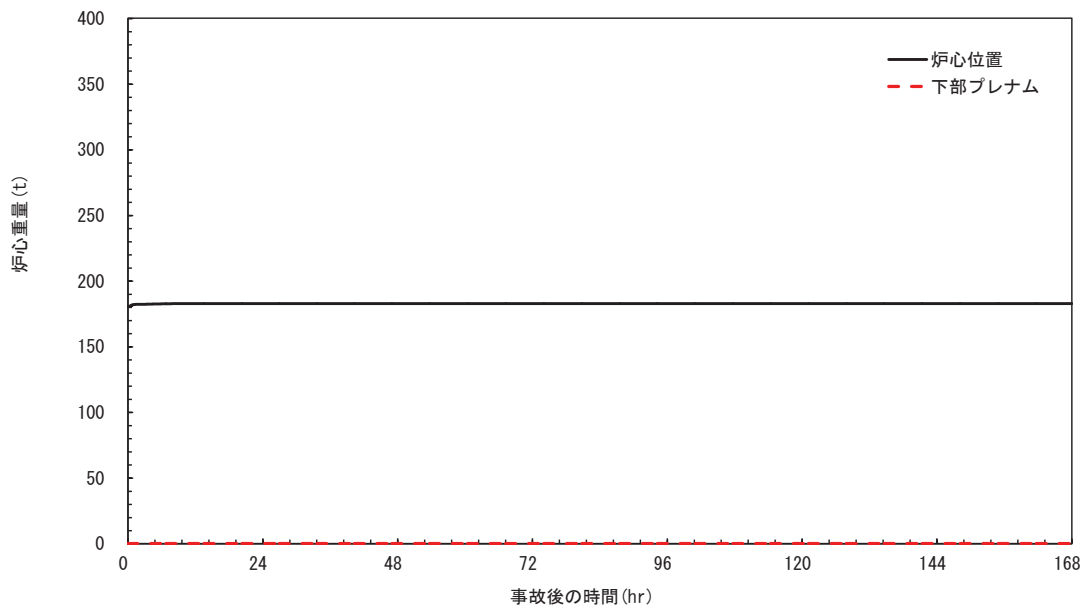


図 2 各部 (炉心位置, 炉心下部プレナム) における炉心重量の時間変化

## 安定状態について（代替循環冷却系を使用する場合）

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

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

格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能（原子炉格納容器フィルタベント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、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

## 【安定状態の確立について】

## 原子炉安定停止状態の確立について

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

## 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 24 時間後に代替循環冷却系による格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は 150℃を下回り、格納容器安定状態が確立される。

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

## 【安定状態の維持について】

上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。

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

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

（添付資料 2. 1. 1 別紙 1）

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  
発生する水素ガスの影響について

1. はじめに

格納容器内ではCRD交換機プラットフォーム等にアルミニウムを使用しており、原子炉格納容器 pH 調整系により注入される水酸化ナトリウムが格納容器内に存在するアルミニウムに被水すると化学反応により水素ガスが発生する。

また、格納容器内のグレーチングには亜鉛めっきが施されており、亜鉛も同様に水酸化ナトリウムと反応して水素ガスが発生する。

以上の化学反応が、格納容器内の水素ガス発生量及び格納容器圧力上昇に与える影響を評価する。



2. 影響評価

(1) 格納容器内のアルミニウム量及び亜鉛量

格納容器内でアルミニウムを使用している主な構造物はCRD交換機プラットフォームであり、アルミニウム重量は約 283kg である。

一方、格納容器内で亜鉛を使用している構造物はグレーチングの亜鉛めっき等であり、重量は約 3,157kg である。

(2) アルミニウム及び亜鉛と水酸化ナトリウムの化学反応による水素ガス発生量

a. アルミニウムと水酸化ナトリウムの化学反応によって発生する水素ガス量

式(1)より、アルミニウム 1 mol に対して水素ガス発生量は 1.5 mol であり、アルミニウムの原子量が 27、水素ガスの分子量が 2 であるため、アルミニウム 9 kg に対して水素ガス 1 kg が発生する。

b. 亜鉛と水酸化ナトリウムの化学反応によって発生する水素ガス量

式(2)より、亜鉛 1 mol に対して水素ガス発生量は 1 mol であり、亜鉛の原子量が 65.4、水素ガスの分子量が 2 であるため、亜鉛 32.7kg に対して水素ガス 1 kg が発生する。

以上より、格納容器内のアルミニウム及び亜鉛が水酸化ナトリウムと反応した場合、アルミニウムとの反応により約 32kg、亜鉛との反応により約 98kg の合計約 130kg の水素ガスが発生する。

3. 発生する水素ガスによる格納容器圧力上昇の影響

発生する水素ガスによる格納容器圧力上昇の影響を確認するため、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温）（代替循環冷却系を使用する場合）」シ



一ケンスにおいて、事象初期から 130kg の水素ガスが格納容器内に存在するものと保守的に仮定し、格納容器圧力を評価した。

図 1 に示すとおり、事象発生 24 時間後に代替循環冷却系の起動によって、格納容器圧力は低下し、限界圧力 0.854MPa [gage] に到達することはない。このように、事象初期における格納容器圧力の挙動は、アルミニウム及び亜鉛の化学反応により発生する水素ガスを考慮しない場合と大きな違いはない。これは、格納容器圧力が水蒸気の影響を大きく受けているためであると考えられる。このことから、アルミニウム及び亜鉛が水酸化ナトリウムと反応し発生する水素ガスによる格納容器圧力への有意な影響はない。また、炉心損傷前も影響は同様である。

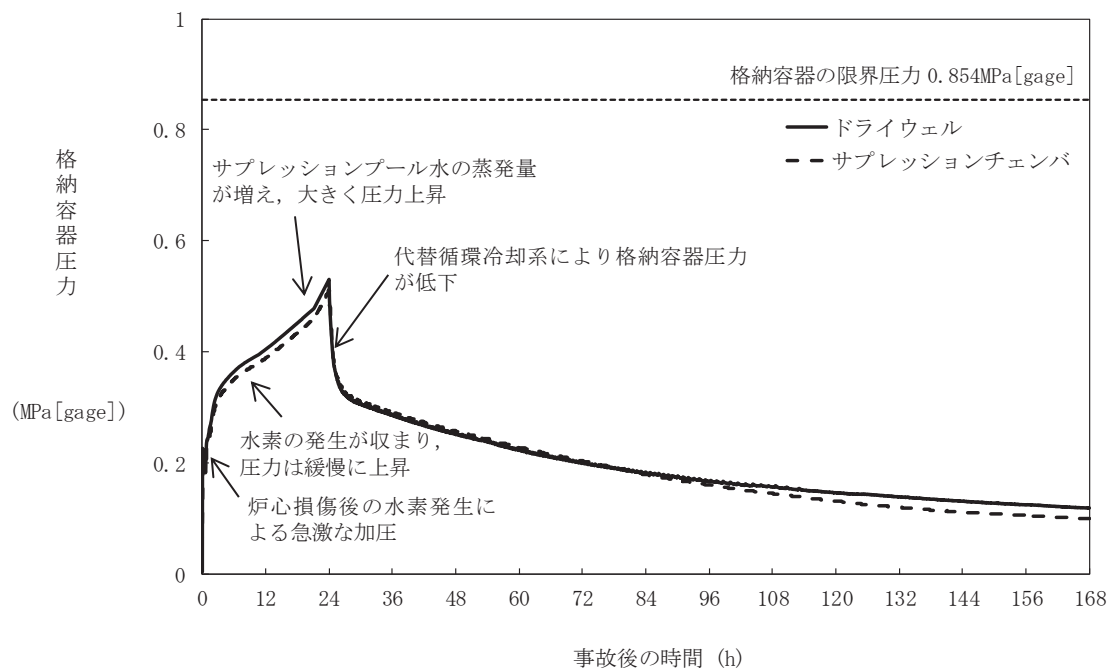


図 1 格納容器圧力の推移

#### 4. 水素燃焼への影響について

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

#### 5. まとめ

格納容器内の CRD 交換機プラットフォームに含まれるアルミニウム及びグレーチングの亜鉛めっきに含まれる亜鉛が全て反応することを想定すると、約 130kg の水素ガスが発生する可能性がある。しかし、BWR の事故時における格納容器圧力は、崩壊熱により発生する水蒸気の影響が大きいため、アルミニウム及び亜鉛の反応により発生する水素ガスは、格納容器圧力に対して有意な影響はない。



また、水素燃焼の観点においても、BWRの格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生はないことから有意な影響はない。

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

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

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

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、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。

格納容器破損防止対策の有効性評価では、通常運転時に用いている原子炉建屋内の換気空調系が全交流動力電源喪失により停止し、交流電源が回復した後に非常用ガス処理系が起動する状況を想定している。ここで、原子炉建屋内の換気空調系の停止から非常用ガス処理系が起動するまでの時間遅れを考慮し、非常用ガス処理系によって原子炉建屋の設計負圧が達成されるまで事象発生から 70 分かかると想定している。

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格納容器は健全であると評価していることから、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ほとんどないものと考えられる。さらに、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、格納容器の健全性が維持されており、原子炉建屋内の換気空調系が停止している場合は、格納容器から原子炉建屋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、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。

本評価では、上述の状況に係わらず、非常用ガス処理系が起動し、原子炉建屋の設計負圧が達成されるまでの間、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は保守的に全量原子炉建屋から大気中へ漏えいすることを想定した場合の放出量を示す。

## 1. 評価条件

- (1) 格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「大破断 LOCA + HPCS 失敗 + 低圧 ECCS 失敗 + 全交流動力電源喪失」に対し、代替循環冷却系によって格納容器除熱を実施する場合について評価する。
- (2) 格納容器からの漏えい率は、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。(添付資料 3. 1. 2. 5 参照)
 

・ 1.0Pd 以下	: 1.0Pd で 0.9%/日相当
・ 1.0Pd～1.5Pd	: 1.5Pd で 1.1%/日相当
・ 1.5Pd～2.0Pd	: 2.0Pd で 1.3%/日相当

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捕集されることが実験的に確認されていることから、格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果 (DF=10) を考慮する。

- (3) 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は、非常用ガス処理系により負圧が達成される事象発生 70 分後までは原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないこととし (換気率無限)、非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。
- (4) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉建屋内の空気を外気に放出するためフィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする (DF=1)。
- (5) 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、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漏えいする Cs-137 の評価結果を表 1 に示す。

原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 は 7 日間で約  $9.9 \times 10^{-1}$  TBq であり、基準の 100TBq を下回っている。

なお、事象発生 7 日間以降の影響を確認するため、事象発生後 30 日間、100 日間における環境への Cs-137 の放出量を確認している。

事象発生後 30 日間及び 100 日間での放出量においても 100TBq を下回る。

表 1 原子炉建屋から大気中への放射性物質 (Cs-137) の漏えい量

(単位 : TBq)

	漏えい量 (7 日間)	漏えい量 (30 日間)	漏えい量 (100 日間)
大破断 LOCA (代替循環冷却系を使用する場合)	約 $9.9 \times 10^{-1}$	約 1.0	約 1.0

## 格納容器漏えい率の設定について

中央制御室の居住性に係わる被ばく評価及び有効性評価の環境への Cs-137 漏えい評価において、格納容器からの放射性物質等の漏えいは、MAAP 内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び格納容器の圧力に応じて漏えい流量を評価している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は以下に示す格納容器圧力が 1Pd 以下の場合、1Pd～1.5Pd の場合及び 1.5Pd～2Pd の場合の 3 種類を設定する。

## 1. 格納容器圧力が 1Pd 以下の場合

格納容器圧力が 1Pd 以下の場合、427kPa[gage]で 0.9%/日となる等価漏えい面積（ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約  $5 \times 10^{-6} \text{ m}^2$ ）を設定し、MAAP 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

427kPa[gage]での 0.9%/日の設定は AEC の評価式及び GE の評価式によって評価した漏えい率の結果を基にさらに保守的な値を設定した。

## 2. 格納容器圧力が 1Pd～1.5Pd の場合

格納容器圧力が 1Pd～1.5Pd の場合、640kPa[gage]で 1.1%/日となる等価漏えい面積（ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約  $6 \times 10^{-6} \text{ m}^2$ ）を設定し、MAAP 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

640kPa[gage]での 1.1%/日の設定は AEC の評価式及び GE の評価式によって評価した漏えい率の結果を基にさらに保守的な値を設定した。

## 3. 格納容器圧力が 1.5Pd～2Pd の場合

格納容器圧力が 1.5Pd～2Pd の場合、854kPa[gage]で 1.3%/日となる等価漏えい面積（ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約  $7 \times 10^{-6} \text{ m}^2$ ）を設定し、MAAP 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

854kPa[gage]での 1.3%/日の設定は AEC の評価式及び GE の評価式によって評価した漏えい率の結果を基にさらに保守的な値を設定した。

○AEC の評価式<sup>※1</sup>

<格納容器圧力が 1Pd の場合>

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 0.873\%$$

$L$	: 事故時の格納容器漏えい率	
$L_0$	: 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd))	【0.5%/日】
$P_t$	: 事故時の格納容器内圧力	【528kPa[abs]】
$P_d$	: 設計圧力	【485kPa[abs]】
$P_a$	: 格納容器外の圧力	【101.325kPa[abs]】
$R_t$	: 事故時の気体定数 <sup>※2</sup>	【487.4J/Kg・K】
$R_d$	: 空気の気体定数	【287J/Kg・K】
$T_t$	: 事故時の格納容器内温度	【473.15K】
$T_d$	: 設計格納容器内温度 漏えい試験時の温度 (20°C)	【293.15K】

<格納容器圧力が 1.5Pd の場合>

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.069\%$$

$L$	: 事故時の格納容器漏えい率	
$P_t$	: 事故時の格納容器内圧力	【741kPa[abs]】
$R_t$	: 事故時の気体定数 <sup>※2</sup>	【487.4J/Kg・K】
$T_t$	: 事故時の格納容器内温度	【473.15K】

<格納容器圧力が 2Pd の場合>

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.235\%$$

$L$	: 事故時の格納容器漏えい率	
$P_t$	: 事故時の格納容器内圧力	【955kPa[abs]】
$R_t$	: 事故時の気体定数 <sup>※2</sup>	【487.4J/Kg・K】
$T_t$	: 事故時の格納容器内温度	【473.15K】

※1 United States Atomic Energy Commission report "reactor containment leakage testing and surveillance requirements" USAEC technical safety guide, Dec. 1966

※2 事故時の気体定数は水素ガス (2.016) : 窒素ガス (28.01) : 水蒸気 (18.02) のガス組成 16% : 16% : 68%より計算している。AEC の評価式が事故時の気体定数に依存し、水素ガス等のように気体定数が小さい気体の割合が大きい場合に漏えい率が高くなるため、燃料有効部被覆管が全てジルコニウム-水反応した場合の水素ガス量発生 (約 990kg) を考慮して設定した。

○GE の評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

<格納容器圧力が 1Pd の場合>

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.502\%$$

$L$  : 事故時の格納容器漏えい率

$L_0$  : 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd))

【0.5%/日】

$P_t$  : 事故時の格納容器内圧力

【528kPa[abs]】

$P_d$  : 設計圧力

【485kPa[abs]】

$P_a$  : 格納容器外の圧力

【101.325kPa[abs]】

<格納容器圧力が 1.5Pd の場合>

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.506\%$$

$L$  : 事故時の格納容器漏えい率

$P_t$  : 事故時の格納容器内圧力

【741kPa[abs]】

<格納容器圧力が 2Pd の場合>

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.508\%$$

$L$  : 事故時の格納容器漏えい率

$P_t$  : 事故時の格納容器内圧力

【955kPa[abs]】



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

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））（1/2）  
【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱出力モデル） 溶融炉心挙動モデル（炉心ヒートアップ）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認している。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料棒表面熱伝達		CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。		
	燃料被覆管酸化		炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響を確認した。		
	燃料被覆管変形		・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。 ・炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない。		
	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。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
気液分離（水位変化）・対向流	・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。				
原子炉圧力	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、実験体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び温度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。また、格納容器各領域間の流動並びに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。本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び温度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。	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を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導				
	気液界面の熱伝導				
	スプレー冷却	安全系モデル（格納容器スプレー）	入力値に含まれる。	スプレー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小さい。	「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。
	サブプレッション・プール冷却	安全系モデル（非常用炉心冷却系）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））（2/2）

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、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。</li> </ul>	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	構造材との熱伝達				
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	<p>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、この原因は実験における小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。</p>	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、代替循環冷却系の運転により格納容器ベントを回避できることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉格納容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	<p>ABCOVE 実験解析により、格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認した。</p>	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の格納容器内 FP 挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、代替循環冷却系の運転により格納容器ベントを回避できることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））（1/2）

項目	解析条件（初期条件、事故条件、機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	解析条件	最確条件				
初期条件	原子炉熱出力	2,436MWt	2,435MWt 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	6.93MPa[gage]	約 6.68～6.87MPa[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、解析条件で設定している圧力よりも低くなる。また、大破断 L O C A に伴い原子炉は急速に減圧され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。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している圧力よりも低くなる。また、大破断 L O C A に伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	炉心流量	35.6×10 <sup>3</sup> t/h (定格流量)	定格流量の約 87%～104% (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小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に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。
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+133cm)	通常運転水位 (セパレータスカート下端から約+129cm～約+136cm) (実測値)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、大破断 L O C A 発生後の原子炉水位の低下量は約 10 分で通常運転水位一約 11.2m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は一約 4cm であり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、大破断 L O C A 発生後の原子炉水位の低下量は約 10 分で通常運転水位一約 11.2m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は一約 4cm であり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料	9×9 燃料(A 型)	装荷炉心ごと	9×9 燃料(A 型)と 9×9 燃料(B 型)は、熱水力的な特性はほぼ同等であり、燃料棒最大線出力密度の保守性に包含されることから、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、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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	ANSI/ANS-5.1-1979 平均的燃焼度約 31GWd/t (実績値)	平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対し、ばらつきとして 10%の保守性を考慮し、条件を設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び温度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。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は代替循環冷却系により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	格納容器容積 (ドライウエル)	7,950m <sup>3</sup>	7,950m <sup>3</sup> (設計値)	格納容器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 (サブプレッションチェンバ)	7,950m <sup>3</sup>	7,950m <sup>3</sup> (設計値)	格納容器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。
	サブプレッションプール水位	3.55m	約 3.54～3.57m (実測値)	通常運転時のサブプレッション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、ゆらぎによるサブプレッション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 (3.55m) の熱容量は約 2,850m <sup>3</sup> 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分 (通常水位-0.01m 分) の熱容量は約 10m <sup>3</sup> 相当程度であり、その低下割合は通常水位時の約 1%程度と非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	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、ゆらぎによるサブプレッション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 (3.55m) の熱容量は約 2,850m <sup>3</sup> 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分 (通常水位-0.01m 分) の熱容量は約 10m <sup>3</sup> 相当程度であり、その低下割合は通常水位時の約 1%程度と非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器温度 (ドライウエル)	57℃	約 40～44℃ (実測値)	通常運転時の格納容器温度 (ドライウエル) として設定	最確条件とした場合には、解析条件で設定している温度よりも低くなるが、格納容器温度 (ドライウエル) は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、解析条件で設定している温度よりも低くなるが、格納容器温度 (ドライウエル) は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。
	格納容器温度 (サブプレッションチェンバ)	32℃	約 27～32℃ (実測値)	通常運転時のサブプレッションプール水温度の上限値を、最確条件で包絡できる条件として設定	最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器圧力上昇が遅くなるが、本評価事故シナリオでは、格納容器圧力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。	最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器の熱容量は大きくなり格納容器内温度の上昇は遅くなるが、その影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器圧力	5.0kPa[gage]	約 2.1～6.9kPa[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、本評価事故シナリオでは、格納容器圧力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。	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 20kPa (24 時間で約 0.56MPa) であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約 2kPa であり、非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	真空破壊装置	3.4kPa (ドライウエールサブプレッションチェンバ間差圧)	3.4kPa (ドライウエー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	40℃	約 20～40℃ (実測値)	復水貯蔵タンク水温の実績を踏まえて最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び温度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。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、炉心の再冠水までの挙動に影響する可能性はあるが、この顕熱分の影響は小さく、燃料被覆管温度上昇に対する影響は小さい。また、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））（2/2）

項目		解析条件（初期条件、事故条件、機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	外部水源の容量	約 1,192m <sup>3</sup>	約 1,192m <sup>3</sup> 以上	通常運転中の復水貯蔵タンクの水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合は、解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなり、水源が枯渇することはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	—
	燃料の容量	約 900kL	約 900kL 以上 (軽油タンク容量+ガスタービン発電設備軽油タンク容量)	通常時の軽油タンク及びガスタービン発電設備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、運転員等操作に対する影響はない。	—
事故条件	起回事象	大破断 LOCA 再循環系配管（出口ノズル）の破断	—	原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定	Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 (添付資料 3.1.2.7)	Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合と同程度であり、格納容器圧力は 0.85MPa [gage]、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は 200℃を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。  (添付資料 3.1.2.7)
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能	—	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧炉心スプレイ系並びに低圧注水機能として低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設定	—	—
	外部電源	外部電源なし	—	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定 ただし、再循環ポンプは、原子炉水位低（レベル2）の信号でトリップするものとする	仮に外部電源がある場合は、再循環ポンプは事象発生と同時にトリップしないため、原子炉水位の低下が早くなることが考えられるが、解析条件として考慮していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	仮に外部電源がある場合は、再循環ポンプは事象発生と同時にトリップしないため、原子炉水位の低下が早くなることが考えられるが、解析条件として考慮していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響は無く、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無く、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	ドライウェル圧力高 (遅れ時間：1.05 秒)	ドライウェル圧力高 (遅れ時間：0.65 秒)	事象発生と同時にスクラムせず、ドライウェル圧力高でスクラムすることにより原子炉保有水量を保守的に評価するため設定	最確条件とした場合には、解析条件よりもスクラム時間が早くなる。その場合、原子炉出力がより早く低下するため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び温度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。	最確条件とした場合には、解析条件よりもスクラム時間が早くなる。その場合、原子炉出力がより早く低下するため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は代替循環冷却により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	原子炉水位低（レベル2）	原子炉水位低（レベル2）	原子炉再循環系のインターロックとして設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、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。
	低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）	最大 130m <sup>3</sup> /h で注水、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	最大 199m <sup>3</sup> /h で注水、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	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。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	代替循環冷却系	循環流量は、全体で 150m <sup>3</sup> /h とし、原子炉注水へ 50m <sup>3</sup> /h、格納容器スプレイへ 100m <sup>3</sup> /h にて流量を分配	循環流量は、原子炉注水へ 50m <sup>3</sup> /h、格納容器スプレイへ 100m <sup>3</sup> /h にて流量を分配	代替循環冷却系の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。



表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））（1/4）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間						
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作	事象発生 25 分後	<p>常設代替交流電源設備からの受電後、事象発生から 20 分後に操作を開始し、操作時間は 5 分として設定</p>	<p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水準備の操作時間は、常設代替交流電源設備からの受電操作完了後に実施するため、受電操作の影響を受け、原子炉への注水開始時間も早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p>	<p>常設代替交流電源設備からの受電操作について、解析上の原子炉注水開始時間(25分後)は準備操作に時間余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はない。</p>	<p>事象発生から 50 分後（操作開始時間 25 分程度の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。</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（模擬操作含む）を取得。解析上においては、起回事象の原子炉冷却材喪失から常設代替交流電源設備の受電操作及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水開始まで 25 分を想定しているところ、訓練実績では約 14 分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。</p>

表3 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)) (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	条件設定の考え方						
操作条件	各機器への給油 (ガスタービン発電設備軽油タンク及び原子炉補機代替冷却水系)	事象発生から 10 時間以降, 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性や継続に必要な作業。各機器の使用開始時間を踏まえて設定	各機器への給油開始までの時間は, 事象発生から約 10 時間以降であり十分な時間余裕がある。	—	—	—	有効性評価では, ガスタービン発電設備軽油タンク及び原子炉補機代替冷却水系 (熱交換器ユニット (1 台) 及び大容量送水ポンプ (タイプ I) (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, ガスタービン発電設備軽油タンクへの給油準備 (現場移動開始からタンクローリへの補給完了まで) は, 所要時間 140 分のところ訓練実績等では約 120 分, 原子炉補機代替冷却水系 (熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I)) への給油準備 (現場移動開始からタンクローリへの補給完了まで) は, 所要時間 140 分のところ訓練実績等では約 120 分で実施可能なことを確認した。また, 各機器への給油作業は, 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。ガスタービン発電設備軽油タンクへの給油作業は, 許容時間 240 分のところ, 訓練実績等では約 30 分, 原子炉補機代替冷却水系への給油作業は, 熱交換器ユニットが許容時間 900 分のところ, 訓練実績等では約 30 分, 大容量送水ポンプ (タイプ I) が, 許容時間 300 分のところ, 訓練実績等では約 30 分であり, 許容時間内で意図している作業が実施可能であることを確認した。

表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））（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	条件設定の考え方					
操作条件	原子炉補機代替冷却水系の準備	事象発生 23 時間後に準備完了	大容量送水ポンプ（タイプ I）の準備完了後の原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定	原子炉補機代替冷却水系の準備は、事象発生 10 時間後に作業を開始し、作業時間に 13 時間を想定することで、合計 23 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ことから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があり、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。	原子炉補機代替冷却水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の継続及び格納容器圧力が 0.640MPa[gage]に到達した場合には原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイを行うこととなる。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイは、真空破壊装置が水没しないように外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m））到達時点でスプレイを停止し、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施する。外部水源注水量限界に到達するまでの時間は、事象発生から約 44 時間あり、約 21 時間の余裕があることから、時間余裕がある。	運転員の中央制御室からの遠隔操作による原子炉補機代替冷却水系の系統構成は、所要時間 10 分想定のとおり、訓練実績等により約 8 分で実施可能であることを確認した。原子炉補機代替冷却水系の移動、ホース敷設、大容量送水ポンプ（タイプ I）及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットの設置等を含め、所要時間 13 時間想定のところ、訓練実績等により約 8 時間で実施可能であることを確認した。また、運転員（現場）の行う空気抜き操作は所要時間 50 分間想定のところ約 32 分で実施可能であることを確認した。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。



表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））（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	代替循環冷却系による格納容器除熱操作	事象発生 24 時間後	<p>原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定</p> <p>【認知】 代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、原子炉補機代替冷却水系の準備完了後、残留熱除去系による格納容器除熱に失敗した場合に行う操作である。原子炉補機代替冷却水系の準備完了時間は解析上の想定よりも早まる可能性があることから残留熱除去系による格納容器除熱操作も早まる可能性があり、代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、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>【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おり、操作開始時間に与える影響はない。</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い。</p> <p>【操作所要時間】 代替循環冷却系による格納容器除熱の操作内容及び操作所要時間は以下のとおりであり、時間余裕を含めて 25 分間を想定していることから操作所要時間が操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>[ 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水系統切替え：5 分間（余裕含む） ]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系 B 系の LPCI 注入隔離弁及び格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の開操作に 2 分間を想定</li> <li>残留熱除去系 A 系の LPCI 注入隔離弁及びヘッドスプレイレイン洗浄流量調整弁の開操作に 2 分間を想定</li> </ul> <p>[ 代替循環冷却系による格納容器除熱：20 分間（余裕含む） ]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代替循環冷却ポンプによる原子炉注水系統構成及び起動操作（残留熱除去系 A 系配管使用）に 10 分間を想定</li> <li>代替循環冷却ポンプによる原子炉注水系統切替え（残留熱除去系 A 系配管→残留熱除去系 B 系配管）に 5 分間を想定</li> <li>代替循環冷却系による原子炉格納容器スプレイ系統構成及び起動操作に 5 分間を想定</li> </ul> <p>【他の並列操作有無】 代替循環冷却系による格納容器除熱操作時に、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>	代替循環冷却系の運転は事象発生 24 時間後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。また、本操作の操作開始時間は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却水系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	原子炉補機代替冷却水系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	原子炉補機代替冷却水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の継続及び格納容器圧力が 0.64MPa[gage] に到達した場合には原子炉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を行うこととなる。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイは、真空破壊装置が水没しないように外部水源注水量限界（サブレーションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約 2 m）到達時点でスプレ이를停止し、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施する。外部水源注水量限界に到達するまでの時間は、事象発生から約 44 時間あり、約 21 時間の余裕があることから、時間余裕がある。	中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績（模擬操作含む）を取得。残留熱除去系による格納容器除熱の失敗を確認してから代替循環冷却系による格納容器除熱操作開始まで 20 分間を想定しているところ、訓練実績では約 11 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。

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

地震により大破断LOCAを上回る規模のLOCA（以下「Excessive LOCA」という。）が発生した場合には、原子炉冷却材の流出による原子炉水位の低下が早く、かつ、ECCS等が使用できない場合は、早期に炉心損傷に至ることとなり、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。

Excessive LOCA は、原子炉冷却材圧力バウンダリとなる複数の配管が同時に破断する場合を想定するが、破断箇所により事象進展は大きく変わる。

炉心や格納容器への影響の観点から、破断箇所は、大きく以下の2通りに分類できる。

- ・注水系配管破断の有無（注水可否）

ECCS等や低圧代替注水系等による原子炉への注水が不可能となるため、原子炉水位低下による炉心損傷後は、原子炉圧力容器破損に至ることとなる。

- ・TAF 下配管破断の有無

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

上記をふまえ、事故の想定にあたり破断配管の選定を表1のとおり整理した。

表1 配管破断の選定

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

表1より、破断箇所は包絡的な条件である注水系配管及びTAF下配管の両方が同時に破断した場合を想定した評価を実施することとする。

以上のように、破断箇所が異なることで事象進展は変わると考えられるものの、原子炉圧力容器から格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであり、長期的な挙動は大破断LOCAと同等と考えられるため、「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。

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

<破断想定箇所>

注水配管 (TAF 上配管)	主蒸気配管 給水配管 高圧炉心スプレイ系配管 低圧炉心スプレイ系配管 低圧注水系配管
TAF 下配管	原子炉再循環配管 ドレン配管 計装配管



なお、本評価にて扱う Excessive LOCA は、注水系配管の破断による注水系の機能喪失のみを仮定しており、それ以外の重大事故等対処設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）等）は使用できるとの前提としている。

一方で、大規模損壊事象として整理した「圧力容器損傷」、「格納容器損傷」及び「原子炉建屋損傷」は、建屋・構造物の損壊により Excessive LOCA が発生することを考慮しており、大破断 LOCA で講じる対策に期待できず、格納容器の閉じ込め機能を維持できない場合においても、事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊するような深刻な事故の場合にも可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策により影響緩和を図ることとしている。

## 1. 解析結果について

Excessive LOCA 発生後、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 2 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K（約 727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。また、事象発生から約 0.4 時間後に燃料温度は約 2,500K（約 2,227℃）に到達する。事象発生から 25 分後、原子炉注水を開始するが、原子炉圧力容器へは入らず破断口から格納容器へ漏えいするため、原子炉水位は回復することなく、約 1.2 時間後には炉心支持板破損と同時に原子炉圧力容器が破損する。

原子炉圧力容器の破損後は、格納容器圧力及び温度上昇を抑制するための格納容器スプレイを実施する。事象発生から 24 時間後には代替循環冷却系による格納容器除熱を開始し、格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。格納容器圧力、格納容器温度並びに熔融炉心・コンクリート相互作用による格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を図 1 から図 3 に示す。

格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため、格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、限界圧力 0.854MPa [gage] を超えることはない。また、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は約 192℃ となり、限界温度 200℃ を超えない。なお、格納容器温度によって影響を受ける部位としては、フランジ部等に用いられているシール材であると考えられる。シール材は格納容器壁面温度に近い雰囲気曝されるため、格納容器壁面における温度を評価した結果、壁面温度の最高値は約 188℃ となり、限界温度 200℃ を超えない。

原子炉水位の低下が早いことから事象進展が早くなり、約 1.2 時間後に炉心支持板破損と原子炉圧力容器破損が同時に発生している。破断口から漏えいした水が格納容器下部にたまり、水位が形成されるため、熔融炉心落下時に格納容器圧力の上昇が見られるが、その影響は小さく、格納容器の健全性に影響を与えるものではない。

格納容器下部に落下した熔融炉心は、格納容器下部の初期水張りは実施していな

いが、溶融炉心落下後の格納容器下部への注水により溶融炉心は冷却され、格納容器下部壁面及び床面に有意な侵食は発生しない。

したがって、Excessive LOCA 発生時にも格納容器の健全性は確保できる。

## 2. 水素燃焼に関する考察

大破断 LOCA と Excessive LOCA の双方で、ブローダウン過程で原子炉圧力容器内の水が短時間で流出する点で変わりはない。Excessive LOCA を想定した場合、炉心損傷が早まり、露出炉心への水蒸気供給が減少するため、原子炉圧力容器内の水素ガス生成量は少なくなることが考えられるものの、炉心損傷に伴う水素ガス生成挙動にも大きな差は生じないと考えられる。

水素燃焼に係る有効性評価では、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は 13vol% を大きく上回るため、格納容器の破損を防止する上では、酸素濃度が可燃限界に到達しない、又は到達することを防止することが重要となる。水の放射線分解によって長期的に発生する酸素ガスは、その発生量は崩壊熱に依存することから「過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗」に示した発生量と同程度となると考える。なお、「水素燃焼」と同様に、G 値の不確かさにより、仮に水の放射線分解による酸素ガスの発生が増加した場合であっても、原子炉格納容器フィルタベント系を使用し、格納容器内のガスを排出することが可能である。

以上から、Excessive LOCA の場合においても格納容器の健全性を確保できる。

## 3. まとめ

感度解析結果から、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「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」において、Excessive LOCA 発生時にも格納容器の健全性が確保できることを確認した。また、「水素燃焼」についても、大破断 LOCA と Excessive LOCA で有意な差はないことから、格納容器の健全性が確保できる。

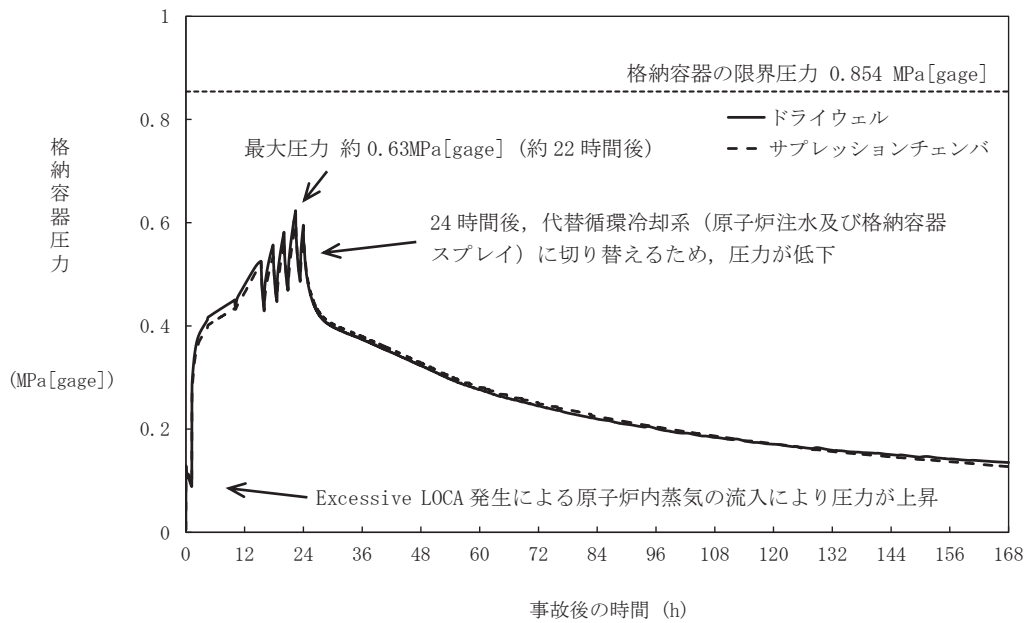


図1 格納容器圧力の推移

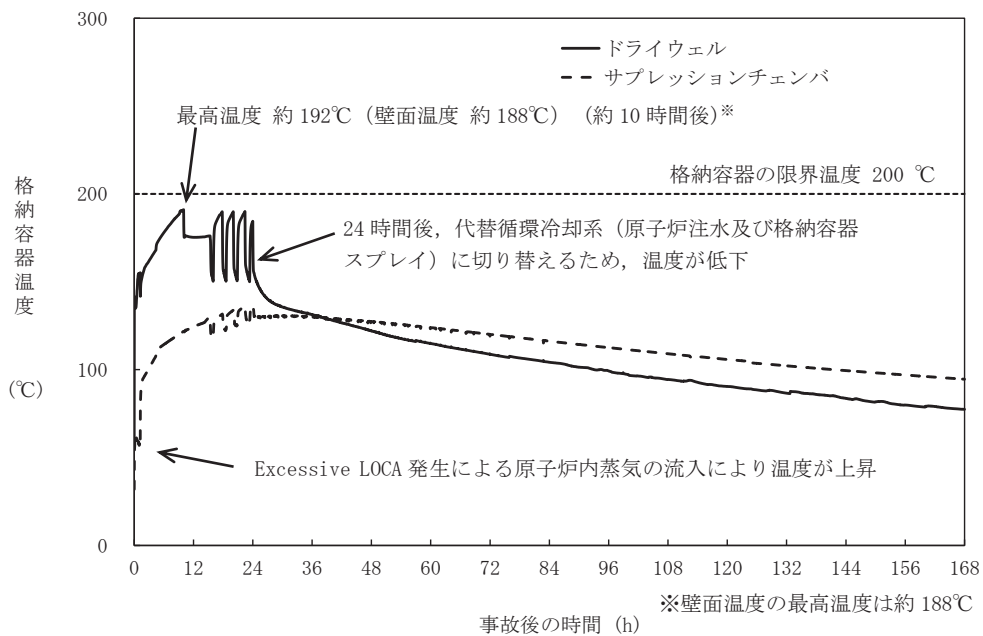


図2 格納容器温度の推移

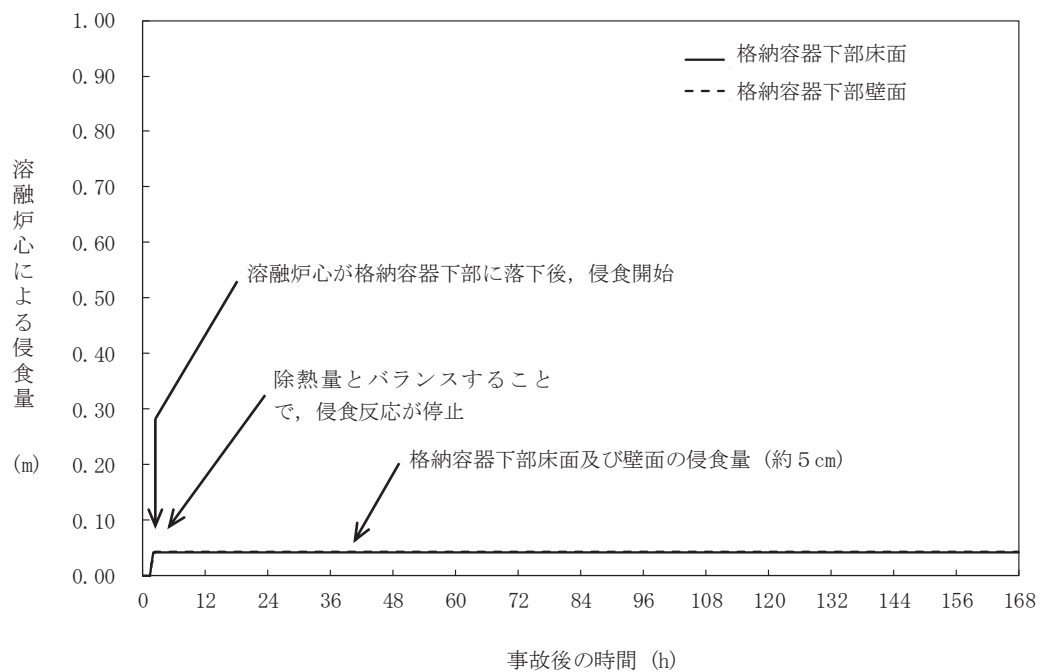


図3 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移

7日間における水源，燃料，電源負荷評価結果について  
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)  
 (代替循環冷却系を使用する場合))

1. 水源に関する評価

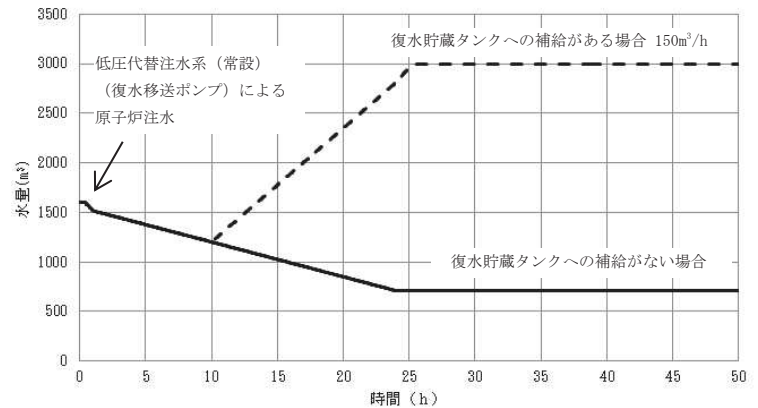
○水源

- ・復水貯蔵タンク水量  
 : 約 1,192m<sup>3</sup>

○水使用パターン

- ① 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水

事象発生 25 分後から復水貯蔵タンクを水源とする低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水を実施する。原子炉水位回復後は崩壊熱相当を注水する。



○時間評価 (右上図)

復水貯蔵タンクを水源として原子炉注水を実施するため，復水貯蔵タンクの水量は減少する。事象発生 24 時間後に，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による原子炉注水及び格納容器除熱を実施するため，低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水を停止する。これにより，事象発生 24 時間後に復水貯蔵タンク水量の減少は停止する。

○評価結果

時間評価の結果から復水貯蔵タンクが枯渇することはない。また，7日間の対応を考慮すると，合計約 890m<sup>3</sup> 必要となる。復水貯蔵タンクで約 1,192m<sup>3</sup> の水を保有することから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。

## 2. 燃料消費に関する評価

プラント状況：2号炉運転中。1，3号炉停止中（炉内に燃料無し）

事象：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2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。

### 2号炉

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)	常設代替交流電源設備 2台起動 (常用連続運用仕様(約3,000kW/台)時の燃料消費量) $1,230\text{L/h} \times 2\text{台} \times 168\text{h} = \text{約} 414\text{kL}$
		大容量送水ポンプ(タイプI) 1台起動 (定格負荷時の燃料消費量) $188\text{L/h} \times 1\text{台} \times 168\text{h} = \text{約} 32\text{kL}$
		原子炉補機代替冷却水系 (定格負荷時の燃料消費量) (1) 熱交換器ユニット 1台起動 $56\text{L/h} \times 1\text{台} \times 168\text{h} = \text{約} 10\text{kL}$ (2) 大容量送水ポンプ(タイプI) 1台起動 $188\text{L/h} \times 1\text{台} \times 168\text{h} = \text{約} 32\text{kL}$ <p style="text-align: right;">7日間合計 約42kL</p>
		電源車 1台起動(緊急時対策所用) (定格負荷時の燃料消費量) $100\text{L/h} \times 1\text{台} \times 168\text{h} = \text{約} 17\text{kL}$
合計	7日間の軽油消費量 約505kL	
判定	常設代替交流電源設備の運転継続に必要な軽油(約414kL)、大容量送水ポンプ(タイプI)及び原子炉補機代替冷却水系の運転継続に必要な軽油(約74kL)に対して軽油タンク(約600kL)及びガスタービン発電設備軽油タンク(約300kL)(合計約900kL)の軽油が使用可能。電源車の運転継続に必要な軽油(約17kL)に対して緊急時対策所軽油タンク(約18kL)の軽油が使用可能であり、7日間対応可能	

3. 電源に関する評価  
 女川2号炉 常設代替交流電源設備の負荷 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合))

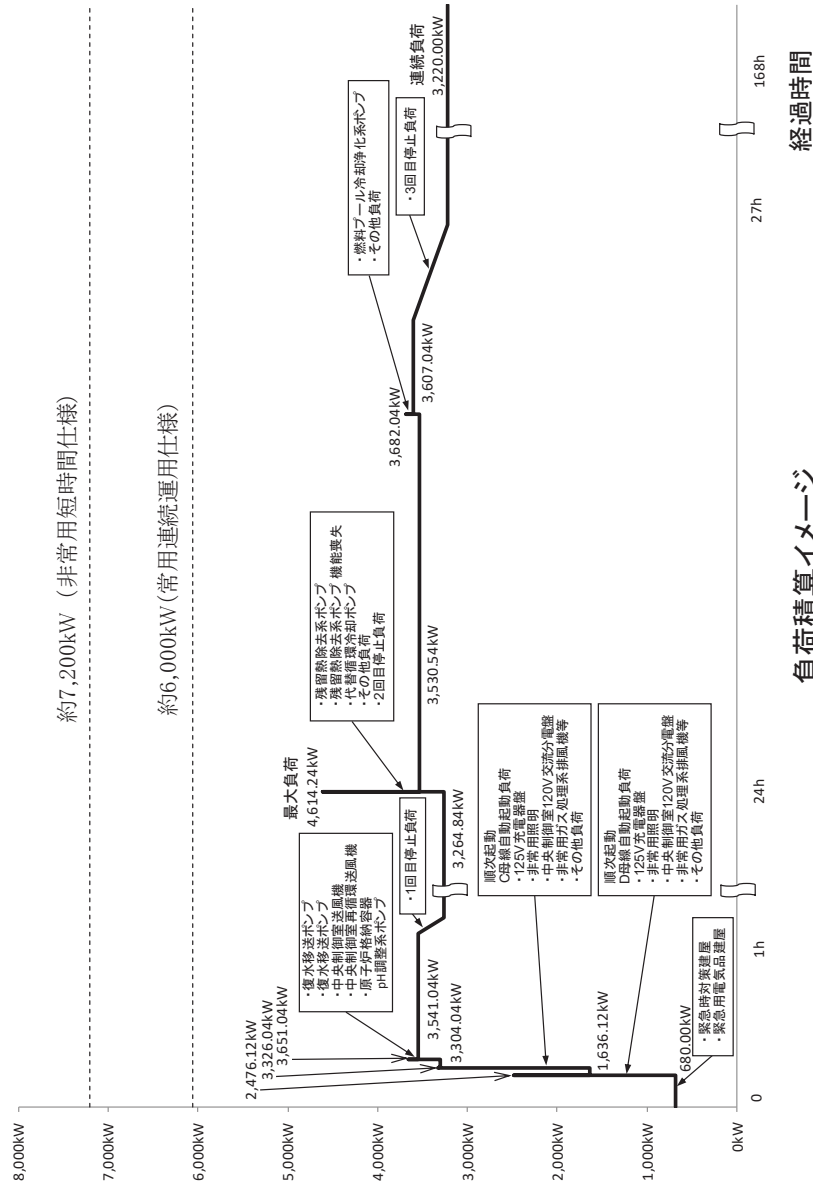
### 主要負荷リスト

主要機器名称	容量(kW) (停止負荷容量)
緊急時対策建屋	305.00
緊急用電気品建屋	375.00
D母線自動起動負荷	
・125V充電器盤	105.00
・非常用照明	180.00
・中央制御室120V交流分電盤	52.50
・非常用ガス処理系排風機等 <sup>(1)</sup>	35.00
・その他負荷	583.62
・1回目停止負荷	(49.70)
・3回目停止負荷	(104.02)
C母線自動起動負荷	
・125V充電器盤	105.00
・非常用照明	180.00
・中央制御室120V交流分電盤	52.50
・非常用ガス処理系排風機等 <sup>(1)</sup>	35.00
・その他負荷	1295.42
・1回目停止負荷	(226.50)
・3回目停止負荷	(283.02)
復水移送ポンプ	45.00
復水移送ポンプ	45.00
中央制御室送風機	110.00
中央制御室再循環送風機	15.00
原子炉格納容器pH調整系ポンプ	22.00
残留熱除去系ポンプ <sup>(2)</sup>	511.60
代替循環冷却ポンプ	90.00
その他負荷	179.40
2回目停止負荷	(3.70)
燃料プール冷却浄化系ポンプ	75.00
その他負荷	1.50
連続負荷	3220.00
最大負荷	4614.24

(1)非常用ガス処理系空気乾燥装置を含む

(2)起動時負荷 1,080kW

### 負荷容量



### 負荷積算イメージ



### 3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合

#### 3.1.3.1 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、代替循環冷却系を使用できない場合を想定し、代替循環冷却系以外の設備による格納容器破損防止対策の有効性を評価する。

本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第 3.1.3.1 図から第 3.1.3.3 図に、対応手順の概要を第 3.1.3.4 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.1.3.1 表に示す。

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員で構成され、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、発電課長 1 名、発電副長 1 名及び運転操作対応を行う運転員 5 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う発電所対策本部要員は 6 名及び現場操作を行う重大事故等対応要員は 17 名である。必要な要員と作業項目について第 3.1.3.5 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、30 名で対処可能である。

#### a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認

全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認については、「3.1.2.1 a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認」と同じ。

#### b. ECCS 等機能喪失確認

ECCS 等機能喪失確認については、「3.1.2.1 b. ECCS 等機能喪失確認」と同じ。

#### c. 炉心損傷確認

炉心損傷確認については、「3.1.2.1 c. 炉心損傷確認」と同じ。

#### d. 水素濃度監視

水素濃度監視については、「3.1.2.1 d. 水素濃度監視」と同じ。

#### e. 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等の起動ができず、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、大容量送水ポンプ



(タイプ I), 原子炉補機代替冷却水系及び低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) の準備を開始する。

- f. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水

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

- g. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却

格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇する。格納容器の雰囲気冷却するため、大容量送水ポンプ (タイプ I) による格納容器冷却 (間欠運転) を実施する。

圧力抑制室圧力又はドライウエル圧力を用いて格納容器圧力が 0.640MPa [gage] 到達を確認した場合、又はドライウエル温度を用いてドライウエル温度が 190℃ 以上に上昇した場合は、中央制御室からの遠隔操作にて格納容器へのスプレイ開始に必要な電動弁 (残留熱除去系格納容器スプレイ隔離弁) の開操作及び屋外での手動操作にて格納容器へのスプレイ流量調整に必要な手動弁 (格納容器スプレイ弁) の流量調整操作により大容量送水ポンプ (タイプ I) を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却を実施する。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却時に、格納容器圧力が 0.540MPa [gage] まで降下した場合、又はドライウエル温度が 150℃ 以下に低下した場合、中央制御室からの遠隔操作により格納容器冷却を停止する。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却 (間欠運転) を確認するために必要な計装設備は、ドライウエル圧力、原子炉格納容器代替スプレイ流量等である。

格納容器スプレイを継続することにより外部水源注水量限界 (サブプレッションプール水位が通常運転水位 + 約 2 m) に到達した場合は、中央制御室からの遠隔操作により格納容器冷却を停止する。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の停止を確認するために必要な計装設備は、圧力抑制室水位等である。

- h. 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱

原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱の準備として、格納容器圧力 0.640MPa [gage] (1.5Pd) 到達により格納容器二次隔離弁を中央制御室か

らの遠隔操作により開する。

外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が通常運転水位＋約 2 m）に到達し原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を停止後、格納容器一次隔離弁を中央制御室からの遠隔操作によって開操作することで、サブプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施する。

原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、圧力抑制室圧力等である。

サブプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器フィルタベント系の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、圧力抑制室水位である。

以降、損傷炉心の冷却は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水により継続的に行い、また、格納容器除熱は、原子炉格納容器フィルタベント系により継続的に行う。

### 3.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態を L O C A に全交流動力電源喪失事象を加えた状態とし、中小破断 L O C A に比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び温度上昇の観点で厳しい大破断 L O C A を起因とする、「大破断 L O C A + H P C S 失敗 + 低圧 E C C S 失敗 + 全交流動力電源喪失」である。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における E C C S 注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達及び原子炉圧力容器内 FP 挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却並びに格納容器ベント並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事

故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

## (2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 3.1.3.2 表に示す。また，主要な解析条件について，本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

### a. 事故条件

#### (a) 起因事象

起因事象として，大破断 L O C A が発生するものとする。破断箇所は，原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価し，かつ，格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点で厳しい設定として，再循環系配管（出口ノズル）とする。

（添付資料 1.5.2）

#### (b) 安全機能の喪失に対する仮定

全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し，全交流動力電源を喪失するものとする。さらに高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能が機能喪失するものとする。なお，代替循環冷却系は使用できないものとする。

#### (c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

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

#### (d) 水素ガスの発生

水素ガスの発生については，ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお，解析コード MAAP の評価結果では水の放射線分解等による水素ガス発生は考慮していないため，「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

### b. 重大事故等対策に関連する機器条件

#### (a) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは，ドライウェル圧力高信号によるものとする。

#### (b) 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能

原子炉水位の低下に伴い，原子炉水位低（レベル 2）信号により再循環ポンプ 2 台全てを自動停止するものとする。

#### (c) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水

最大 130 m<sup>3</sup>/h にて原子炉注水し，原子炉水位回復後は炉心を冠水維持するように注水する。

#### (d) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却

格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し，88 m<sup>3</sup>/h にて格納容器内にスプレイする。

(e) 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱

流路特性 (0.427MPa[gage]において、10.0kg/s の流量) に対して、格納容器一次隔離弁の中央制御室からの遠隔操作による全開操作にて格納容器除熱を実施する。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- (a) 交流動力電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水操作は、事象発生 25 分後から開始する。
- (b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却操作は、格納容器圧力 0.640MPa[gage]到達した場合に開始する。なお、真空破壊装置が水没しないように外部水源注水量限界 (サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m (通常運転水位+約 2 m)) に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。
- (c) 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作は、サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m (通常運転水位+約 2 m) 到達から 5 分後に実施する。

(3) 有効性評価 (Cs-137 の放出量評価) の条件

- a. 事象発生直前まで、定格出力の 100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高 50,000 時間とする。
- b. 原子炉格納容器フィルタベント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、原子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、格納容器内に放出<sup>※1</sup>され、サプレッションチェンバ又はドライウエルのベントラインを通じて原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置に至るものとする。

原子炉格納容器フィルタベント系に到達した核分裂生成物は、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置によって除去された後、原子炉格納容器フィルタベント系排気管から放出される。

※1 セシウムの原子炉格納容器内への放出割合については、本評価事故シナリオにおいては解析コード MAAP の評価結果の方が NUREG-1465 より大きく算出する。

- c. 原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合の Cs-137 放出量は、以下の式

3.1.3-5

で計算される。

$$\text{Cs-137 の放出量(Bq)} = f_{\text{Cs}} \times \text{Bq}_{\text{Cs137}} \times (1 / \text{DF})$$

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

$f_{\text{Cs}}$	: 格納容器からのセシウムの放出割合
$f_{\text{CsI}}$	: 格納容器からの CsI の放出割合 (MAAP コードでの評価値)
$f_{\text{CsOH}}$	: 格納容器からの CsOH の放出割合 (MAAP コードでの評価値)
$M_{\text{I}}$	: ヨウ素の初期重量(kg)
$M_{\text{Cs}}$	: セシウムの初期重量(kg)
$W_{\text{I}}$	: ヨウ素の分子量(kg/kmol)
$W_{\text{Cs}}$	: セシウムの分子量(kg/kmol)
$\text{Bq}_{\text{Cs137}}$	: Cs-137 の炉内内蔵量(Bq)
DF	: 原子炉格納容器フィルタベント系の除染係数

d. 格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレイやサプレッションチェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。

e. 原子炉格納容器フィルタベント系による粒子状放射性物質に対する除染係数は 1,000 とする。

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

(a) 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基に評価する。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捕集されることが実験的に確認されていることから、格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果 (DF=10) を考慮する。

(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、非常用ガス処理系により原子炉建屋の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。

非常用ガス処理系は、事象発生 60 分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後 10 分間で設計負圧が達成されることを想定する。



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

(添付資料 3.1.3.3, 3.1.3.4)

#### (4) 有効性評価の結果

本評価事故シナリオにおける原子炉水位（シュラウド内外水位）、注水流量及び原子炉内保有水量の推移を第 3.1.3.6 図から第 3.1.3.8 図に、燃料最高温度の推移を第 3.1.3.9 図に、格納容器圧力、格納容器温度、サブプレッションプール水位及びサブプレッションプール水温の推移を第 3.1.3.10 図から第 3.1.3.13 図に示す。

##### a. 事象進展

大破断 L O C A 時に E C C S 等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 4 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K(約 727°C)に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 10 分後に 1,200°Cに到達し、また、事象発生から約 30 分後に燃料温度は約 2,500K(約 2,227°C)に到達する。事象発生から 25 分後、常設代替交流電源設備より交流電源の供給をした復水移送ポンプ 1 台を用いた低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位 L 0 以上まで原子炉水位は回復し、炉心は冠水する。

格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度は上昇する。そのため、格納容器スプレイを間欠的に実施することによって、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

真空破壊装置が水没しないように事象発生から約 44 時間後に外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約 2 m））に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。

格納容器スプレイを停止後、事象発生から約 45 時間後に原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施し、格納容器圧力及び温度を低下させる。

格納容器温度は、格納容器ベントによる格納容器温度低下後、熔融炉心からの放熱によって数時間は上昇傾向となるが、崩壊熱の減少に伴い低下傾向に転じて、その後は徐々に低下する。格納容器圧力については格納容器ベントによる格納容器圧力低下後、徐々に低下する。

なお、格納容器除熱時のサブプレッションプール水位は、約 5.5m であり、真空破壊装置（約 5.9m）及びベントライン（約 8.7m）に対して、低く推移するため、真空破壊装置の健全性は維持される。

(添付資料 3.1.2.1)

## b. 評価項目等

格納容器圧力は第 3.1.3.10 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却及びサブプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約 2 m）に到達し格納容器冷却を停止した場合に原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.640MPa[gage]となり、格納容器の限界圧力 0.854MPa[gage]を超えない。なお、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 44 時間後（最も遅く最大値に到達する時間）において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスは、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の 2%以下であるため、その影響は無視し得る程度である。

格納容器温度は第 3.1.3.11 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は約 178℃となり、格納容器の限界温度 200℃を超えない。

サブプレッションチェンバのベントラインを経由した場合の原子炉格納容器フィルタベント系による大気中への Cs-137 の総放出量は約  $8.0 \times 10^{-4}$  TBq（7 日間）であり、100TBq を下回る。

ドライウエルのベントラインを経由した場合の原子炉格納容器フィルタベント系による大気中への Cs-137 の総放出量は約  $3.2 \times 10^{-1}$  TBq（7 日間）であり、100TBq を下回る。

なお、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約  $9.9 \times 10^{-1}$  TBq（7 日間）となる。原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量に、ドライウエルのベントラインを経由した原子炉格納容器フィルタベント系による Cs-137 の放出量を加えた場合でも、約 1.4TBq（7 日間）であり、100TBq を下回る。

事象発生からの 7 日間以降、Cs-137 の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、サブプレッションチェンバのベントラインを経由した原子炉格納容器フィルタベント系による総放出量は、約  $8.8 \times 10^{-4}$  TBq（30 日間）及び約  $2.5 \times 10^{-3}$  TBq（100 日間）である。ドライウエルのベントラインを経由した場合には、約  $3.6 \times 10^{-1}$  TBq（30 日間）及び約  $3.6 \times 10^{-1}$  TBq（100 日間）である。原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量にドライウエルのベントラインを経由した原子炉格納

容器フィルタベント系による Cs-137 の放出量を加えた場合でも、約 1.4TBq (30 日間) 及び約 1.4TBq (100 日間) であり、100TBq を下回る。

(添付資料 3.1.3.3, 3.1.3.4)

第 3.1.3.6 図に示すとおり、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、第 3.1.3.12 図に示すとおり、約 44 時間後にサプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m (通常運転水位+約 2 m) に到達した時点で、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却を停止し、事象発生から約 45 時間後に原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)及び(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

(添付資料 3.1.3.5)

### 3.1.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」(代替循環冷却系を使用できない場合)では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。

また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から 12 時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、常設代替交流電源設備からの受電操作、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水操作、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却操作及び原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作とする。

#### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

##### a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析 (ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析) では、炉



心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCS等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、格納容器スプレイ操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCS等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている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。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は 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を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、格納容器圧力を操作開始の起点としている原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力を操作開始の起点としている原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容

器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シナリオでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シナリオでは、炉心損傷後の格納容器内 FP 挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料 3.1.3.6)

#### b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析 (ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析) では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

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並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル) は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数°C程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは、PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。したがって、大気中への Cs-137 の総放出量の観点で評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器フィルタベント系による大気中への Cs-137 の総放出量は、評価項目 (100TBq を下回っていること) に対して、サブプレッションチェンバのベントラインを経由した場合は約  $8.0 \times 10^{-4}$  TBq (7 日間)、ドライウエルのベントラインを経由した場合は約  $3.2 \times 10^{-1}$  TBq (7 日間) であり、評価項目に対して余裕がある。

(添付資料 3.1.3.6)

## (2) 解析条件の不確かさの影響評価

### a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 3.1.3.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、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 に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、操作手順 (格納容器圧力に応じて格納容器スプレイを実施すること) 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。

初期条件の原子炉水位、炉心流量、サプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

（添付資料 3.1.3.6, 3.1.2.7）

#### (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 に対応したのものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31Gwd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器スプレイ及び格納容器ベントにより抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉水位、炉心流量、サプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合と同程度であり、第 3.1.2.13 図及び第 3.1.2.14 図に示すとおり、格納容器圧力は 0.854MPa [gage]、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は 200℃を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価



項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料 3. 1. 3. 6, 3. 1. 2. 7)

#### b. 操作条件

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

##### (a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作は、解析上の注水開始時間として事象発生から25分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水準備の操作時間は、常設代替交流電源設備からの受電操作完了後に実施するため、受電操作の影響を受け、原子炉への注水開始時間も早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による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「0.640MPa[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後の格納容器代替スプレイの実施基準（格納容器圧力0.640MPa[gage]）に到達するのは、事象発生約29時間後であり、運転員が格納容器圧力の上昇を認知できる時間があることから、実態の操作開始時間は、解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作は、外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が通常運転水位+2m）到達から5分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が通常運転水位+2m）に到達するのは、事象発生から約44時間後である。また、格納容器ベントの準備操作はサプレッションプール水位の上昇傾向を監視しながらあらかじめ操作可能であり、格納容器ベント操作の操作所要時間は時間余裕を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が通常運転水位+2m）到達時に速やかに格納容器除熱

操作をすることが可能であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

(添付資料 3.1.3.6)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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、常設代替交流電源設備からの受電操作について、解析上の原子炉注水開始時間（25分後）は準備操作に時間余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はない。

操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、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。

操作条件の原子炉格納容器フィルタベント系による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。

(添付資料 3.1.3.6)

(3) 操作時間余裕の把握

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

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作については、第 3.1.3.14 図から第 3.1.3.16 図に示すとおり、事象発生から 50 分後（操作開始時間の 25 分程度の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。なお、格納容器ベント時における Cs 放出量は炉心損傷の程度の影響を受けるが、格納容器ベント開始時間はほぼ同等であることから、放出量に与える影響は小さい。

操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作については、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の運転開始までの時間は、仮にアクセスルートの被害があった場合の仮復旧操作を考慮しても、

事象発生から 10 時間あり，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作開始までの時間は事象発生から約 29 時間あり，準備時間が確保されるため，時間余裕がある。

操作条件の原子炉格納容器フィルタベント系による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 45 時間後の操作であり，準備時間が確保できるため，時間余裕がある。

（添付資料 3.1.3.6，3.1.3.7，3.1.3.8）

#### (4) まとめ

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

### 3.1.3.4 必要な要員及び資源の評価

#### (1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における重大事故等対策時における必要な要員は，「3.1.3.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり 30 名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している，中央制御室の運転員，発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の 30 名で対処可能である。

#### (2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において，必要な水源，燃料及び電源は，「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い，その結果を以下に示す。

（添付資料 3.1.3.9）

##### a. 水源

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイは，7 日間の対応を考慮すると，合計約 3,480m<sup>3</sup> 必要となる。水源として，復水貯蔵タンクに約 1,192m<sup>3</sup> 及び淡水貯水槽に約 10,000m<sup>3</sup> の水を保有している。これにより，必要な水源は確保可能である。また，事象発生約 10 時間以降に淡水貯水槽の水を大容量送水ポンプ（タイプ I）により復水貯蔵タンクへの給水することで，復水貯蔵タンクを枯渇させることなく復水貯蔵タンクを水源とした 7 日間の注水継続実施が可能である。

#### 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日間の運転継続に約414kLの軽油が必要となる。大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの給水及び格納容器代替スプレイについては、保守的に事象発生直後からの大容量送水ポンプ（タイプI）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約32kLの軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却水系については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約42kLの軽油が必要となる。

軽油タンク（約600kL）及びガスタービン発電設備軽油タンク（約300kL）にて合計約900kL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、大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの給水及び原子炉補機代替冷却水系の運転について、7日間の継続が可能である。

緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの電源車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約17kLの軽油が必要となるが、緊急時対策所軽油タンク（約18kL）の使用が可能であることから、7日間の継続が可能である。（合計使用量 約505kL）

#### 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、約4,525kW必要となるが、常用連続運用仕様である約6,000kW未満となることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、緊急時対策所への電源供給を行う電源車についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

#### 3.1.3.5 結論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却手段及び原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱手段を整備している。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破



損)」の評価事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」について、代替循環冷却系を使用できない場合を想定し、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合の有効性評価を行った。

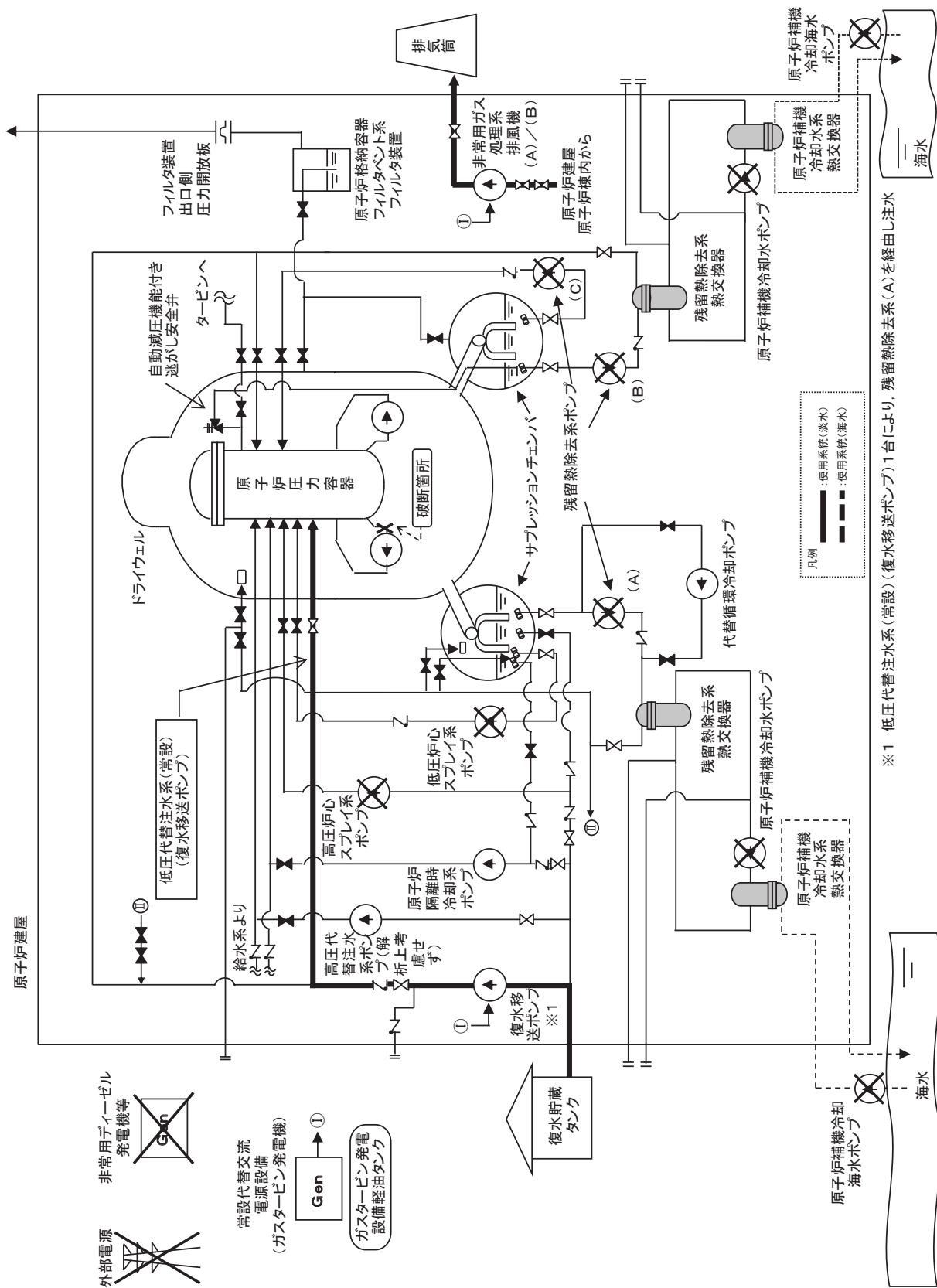
上記の場合においても、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施することにより、格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。

その結果、ジルコニウム-水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

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

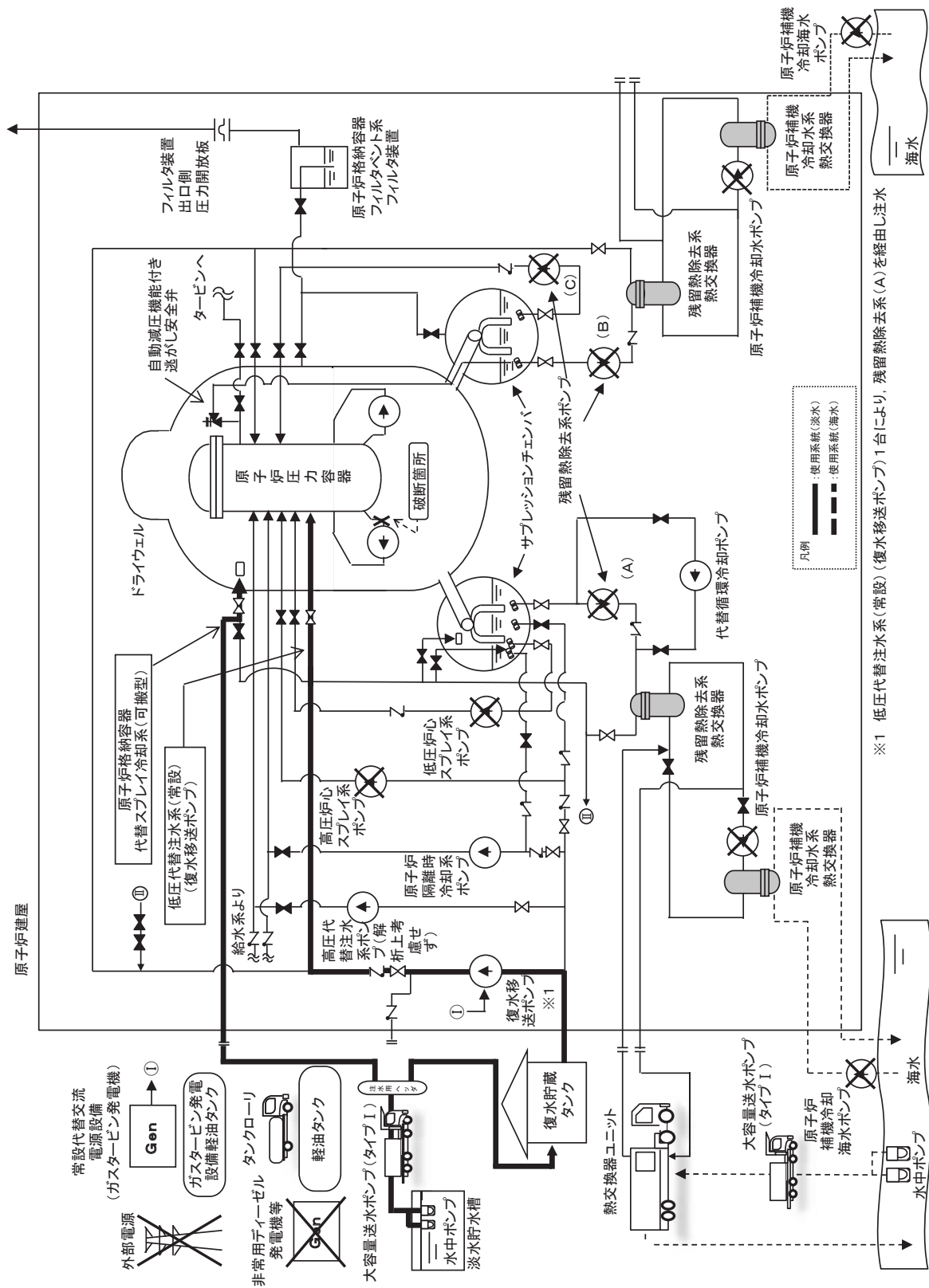
重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。

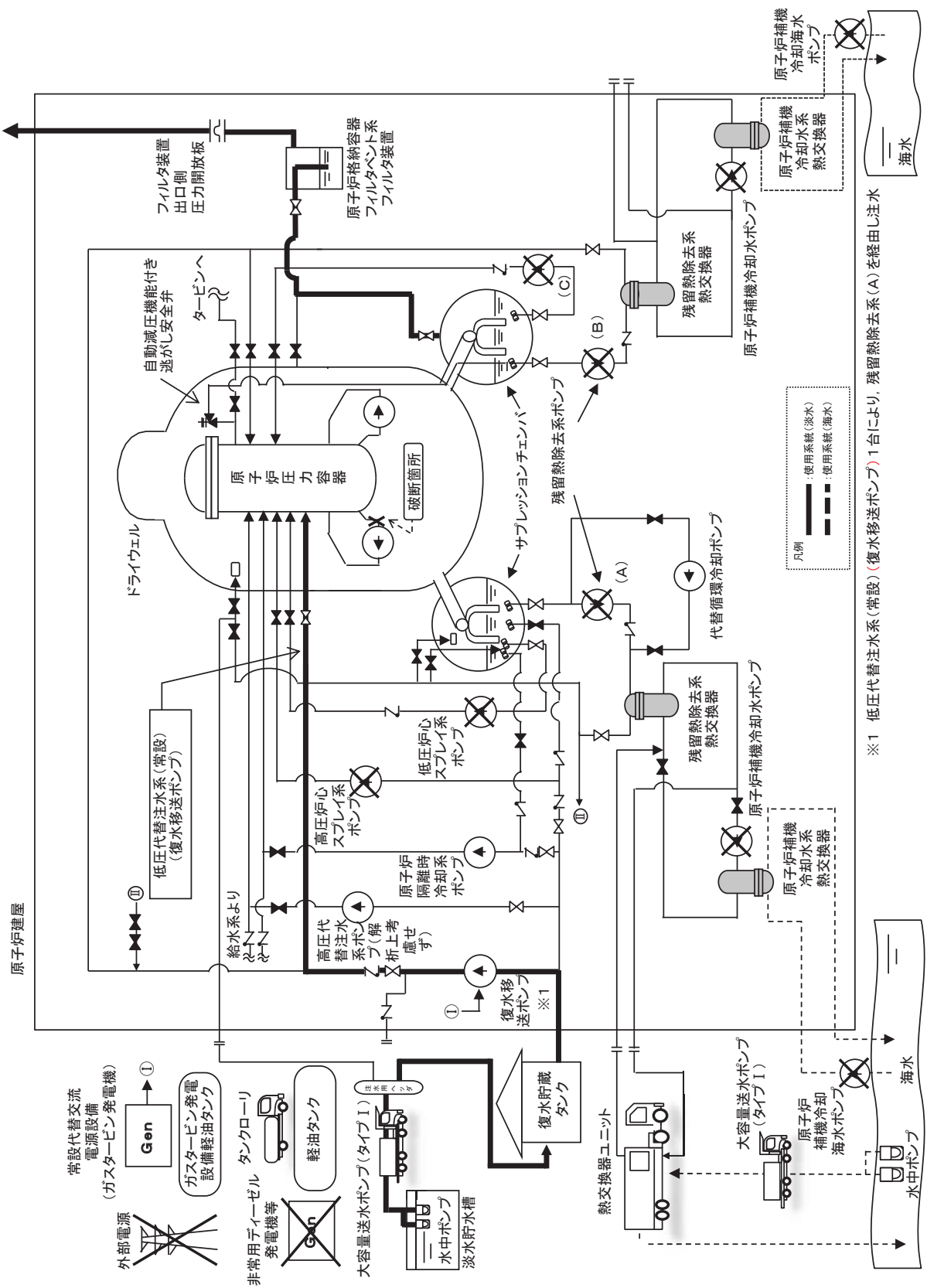


第3.1.3.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図(1/3)

(代替循環冷却系を使用できない場合) (原子炉注水)

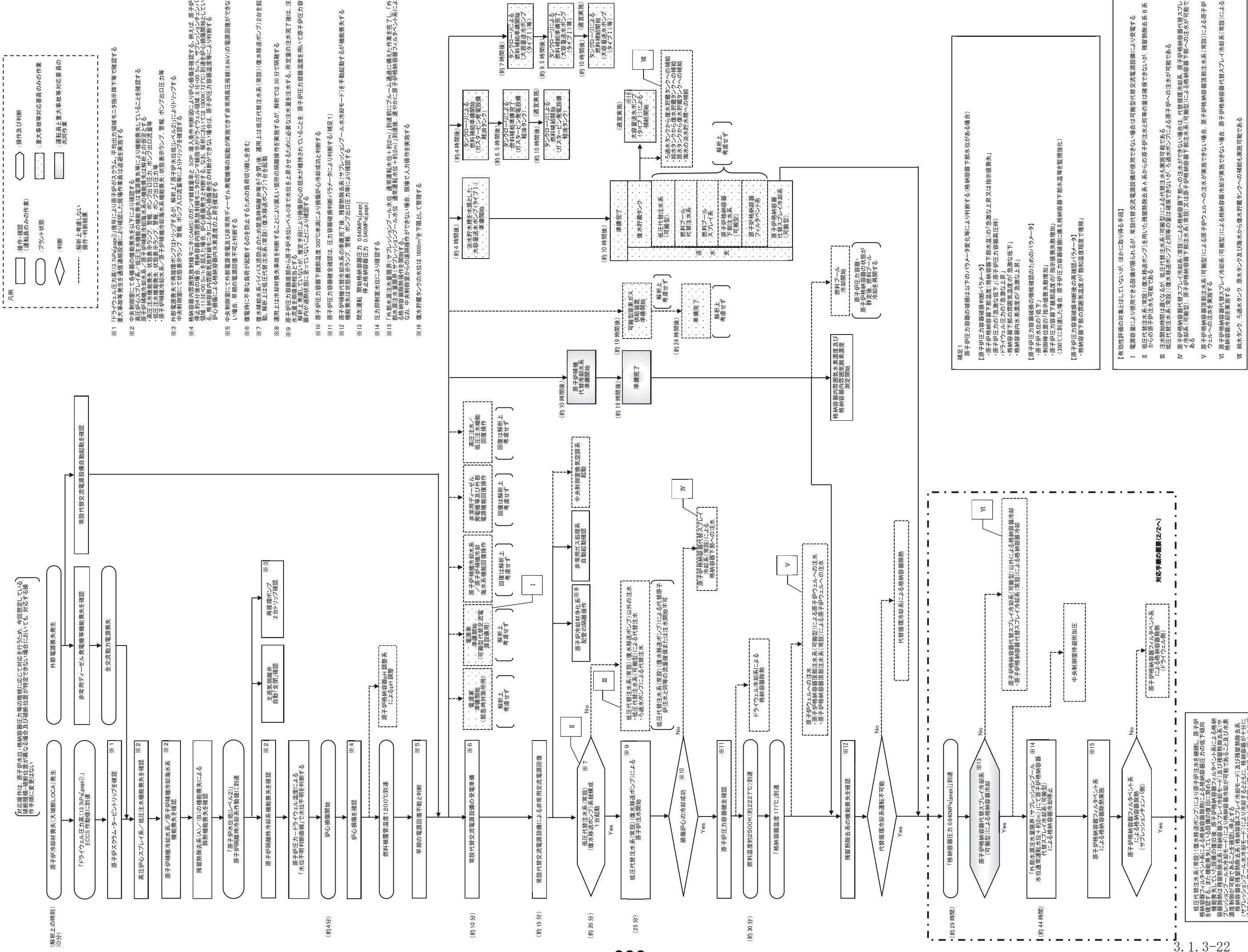


第 3.1.3.2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図 (2/3)  
 (代替循環冷却系を使用できない場合) (原子炉注水及び格納容器冷却)



第 3.1.3.3 図 「零囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図 (3/3)  
 (代替循環冷却系を使用できない場合) (原子炉注水及び格納容器除熱)

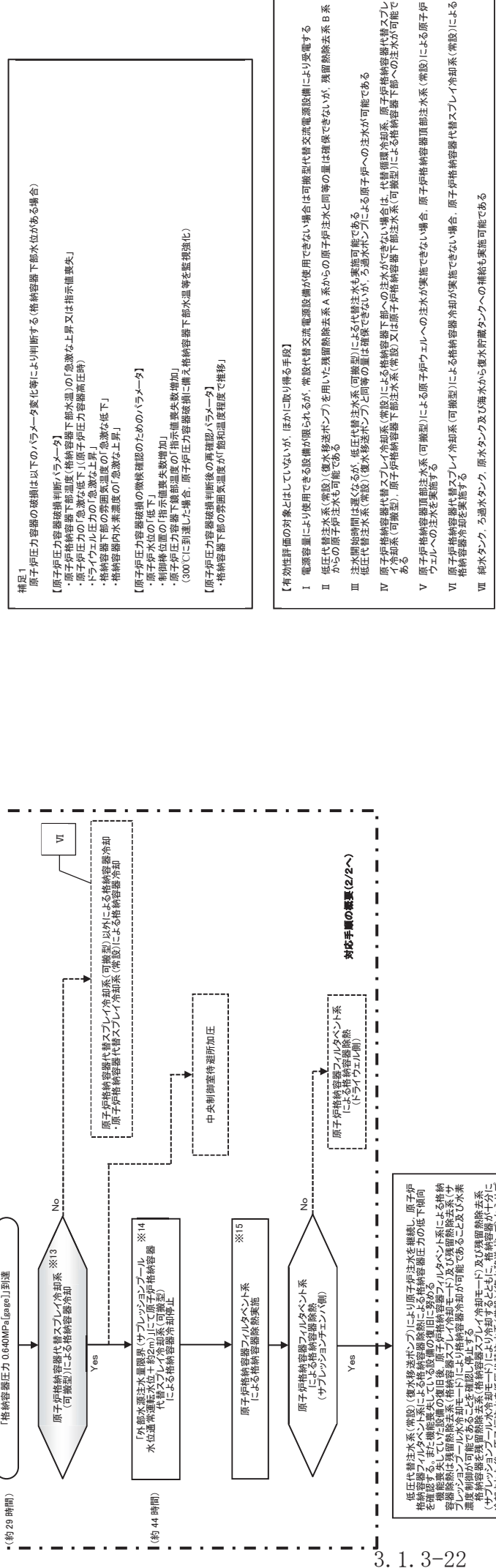
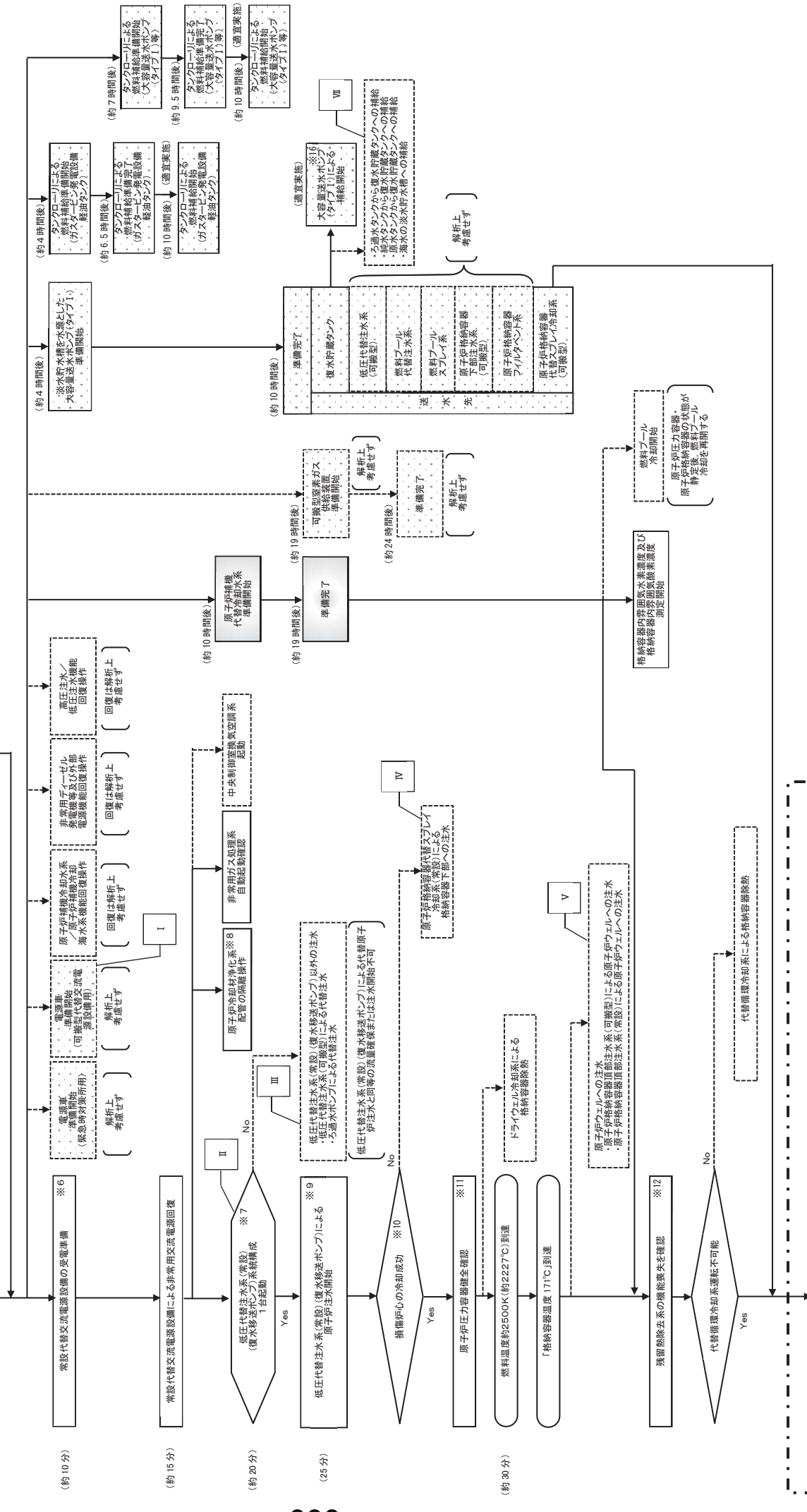


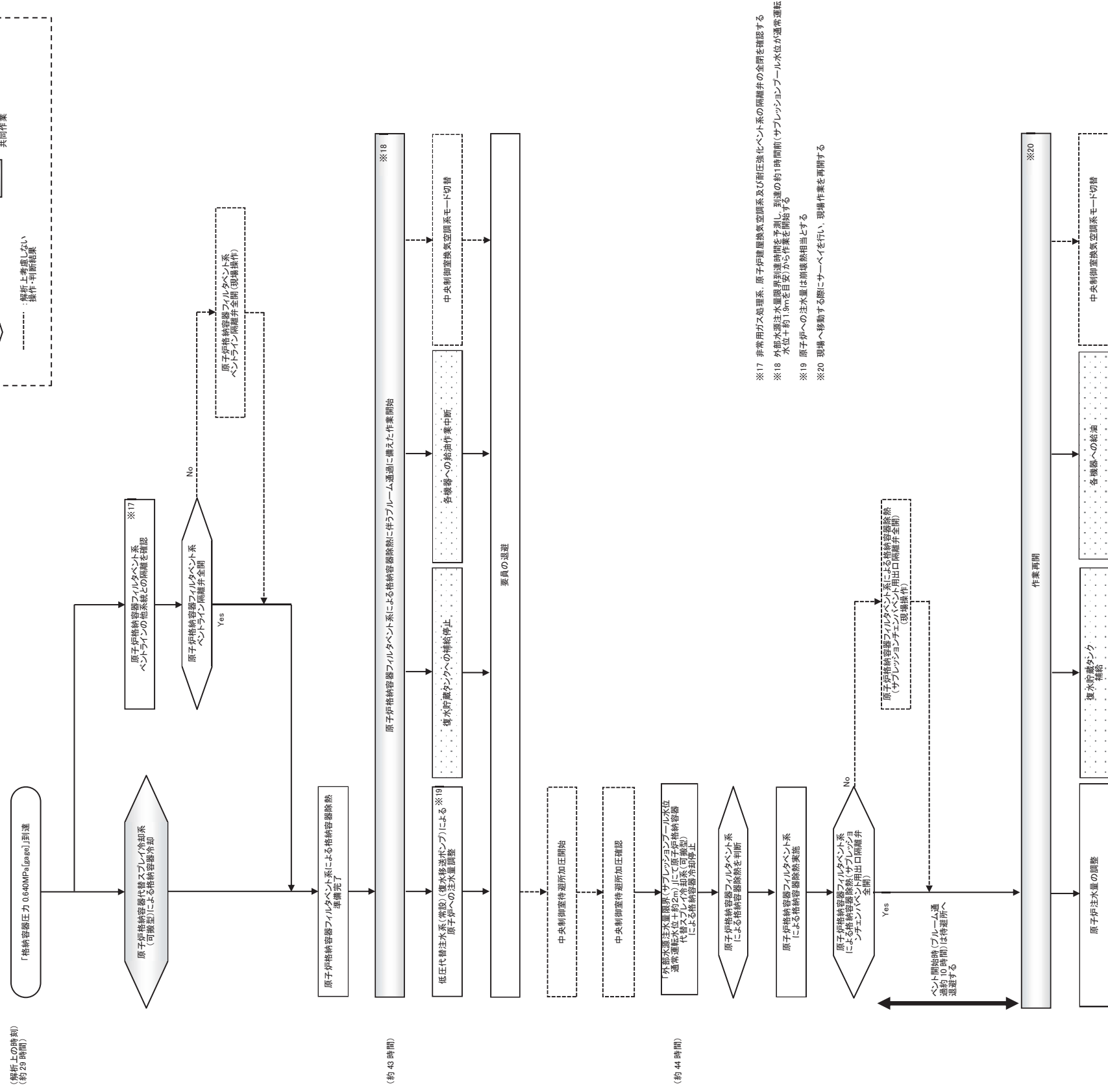
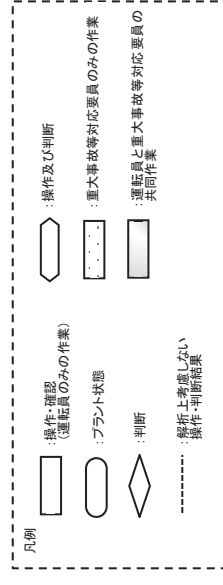


第 3.1.3.4 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時の対応手順の概要  
(代替循環冷却系を使用できない場合) (1/2)

- 凡例
- 操作・確認 (運転員のみ作業)
  - 操作及び判断 (運転員のみ作業)
  - 重大事故等対応要員の作業
  - 運転員と重大事故等対応要員の共同作業
  - 判断
  - 解析上考慮しない操作・判断結果
  - 解析上考慮しない操作・判断結果

- ※1 ドライウエル圧力高(13.7kPa[gage])が発生し、原子炉圧力クラム、平均出力領域モニタ指示降下等々確認する
- ※2 中央制御室にて各機器の機能喪失を以下により確認する  
 原子炉冷却材喪失(大破損LOCA)発生  
 「ドライウエル圧力高(13.7kPa[gage])」 ECGS 作動値に到達  
 原子炉スクラム・タム-ドセントロップを確認  
 ※3 高圧炉心スプレィ系、低圧注水機能喪失を確認  
 原子炉側循環冷却水系、原子炉側循環冷却水系機能喪失を確認  
 現置熱除去系(A/B)の機能喪失による熱負荷増大を確認  
 「原子炉水位低レベル2」原子炉側循環冷却水動作値に到達  
 原子炉側循環冷却水機能喪失を確認  
 ※4 原子炉側循環冷却水機能喪失を確認  
 原子炉側循環冷却水機能喪失を確認  
 「水位不明状態」による炉心損傷開始  
 炉心損傷を確認  
 ※5 燃料温度約2500K(約227℃)到達  
 燃料温度約2500K(約227℃)到達  
 ※6 早期の電源回復不能と判断  
 常設代替交流電源設備の受電準備  
 ※7 常設代替交流電源設備の受電準備  
 常設代替交流電源設備の受電準備  
 ※8 燃料温度約2500K(約227℃)到達  
 燃料温度約2500K(約227℃)到達  
 ※9 燃料温度約2500K(約227℃)到達  
 燃料温度約2500K(約227℃)到達  
 ※10 燃料温度約2500K(約227℃)到達  
 燃料温度約2500K(約227℃)到達  
 ※11 燃料温度約2500K(約227℃)到達  
 燃料温度約2500K(約227℃)到達  
 ※12 燃料温度約2500K(約227℃)到達  
 燃料温度約2500K(約227℃)到達  
 ※13 燃料温度約2500K(約227℃)到達  
 燃料温度約2500K(約227℃)到達  
 ※14 燃料温度約2500K(約227℃)到達  
 燃料温度約2500K(約227℃)到達  
 ※15 燃料温度約2500K(約227℃)到達  
 燃料温度約2500K(約227℃)到達  
 ※16 燃料温度約2500K(約227℃)到達  
 燃料温度約2500K(約227℃)到達



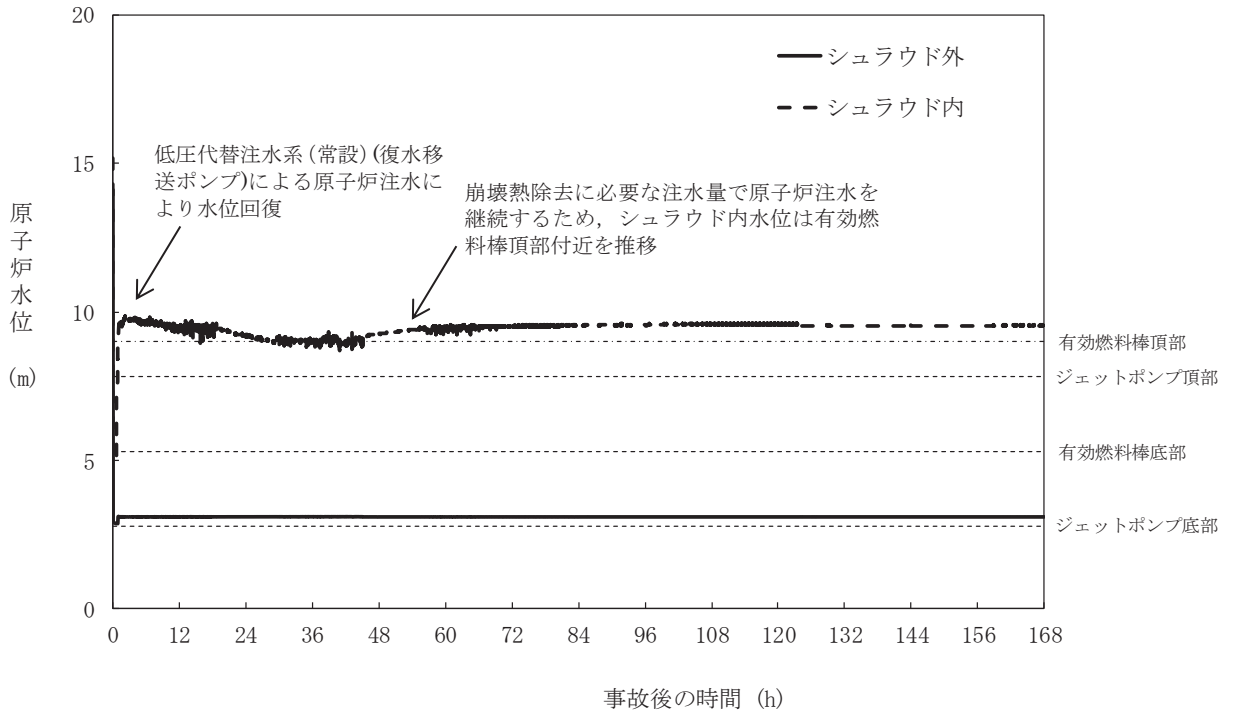


※17 非常用ガス処理系、原子炉建屋換気空調系及び耐圧強化ベント系の隔離弁の全開を確認する  
 ※18 外部代注注水系 (サブプレシヤ) 到達時間を予測し、到達の約 1 時間前 (サブプレシヤ) フルーム水位が通常運転水位 + 約 1.5m を目安に作業を開始する  
 ※19 原子炉への注水量は崩壊熱相当とする  
 ※20 現場へ移動する際にサーベイを行い、現場作業を再開する

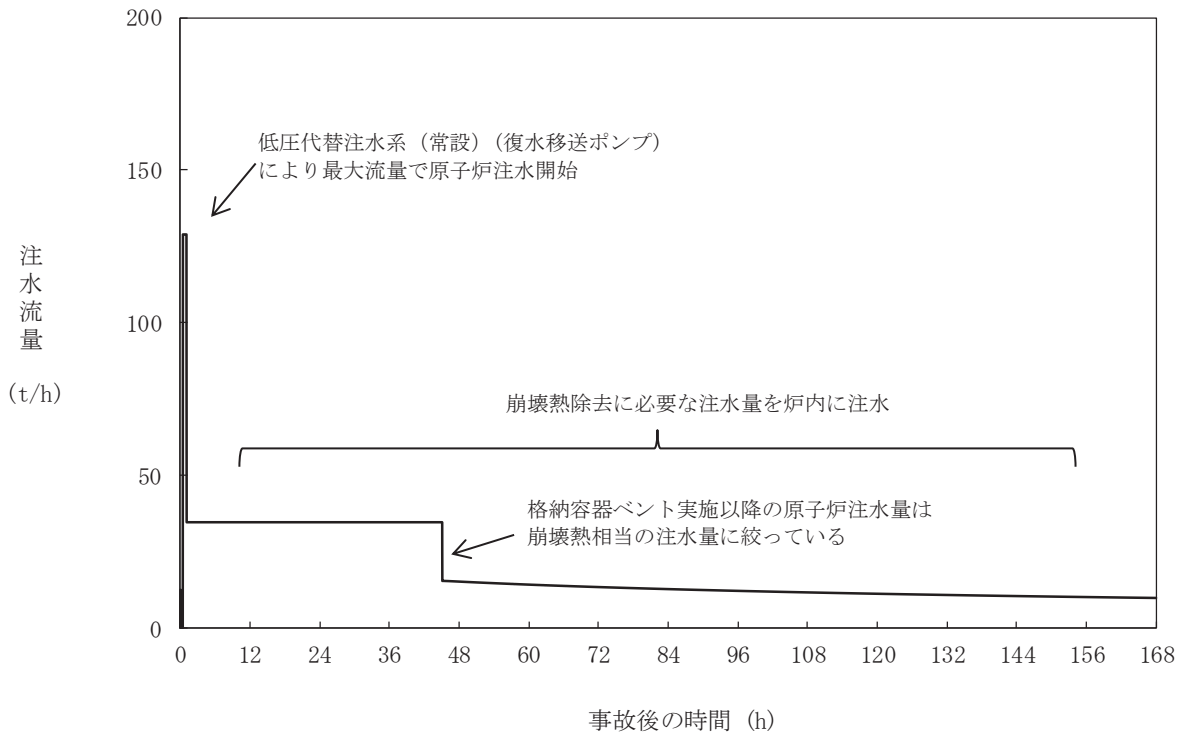
第 3.1.3.4 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」時の対応手順の概要 (代替循環冷却系を使用できない場合) (2/2)

作業項目	必要要員と作業項目			経過時間(分)																																																備考
	責任者	実施要員	人数	10m	20m	30m	40m	50m	1h	3h	5h	7h	9h	11h	13h	15h	17h	19h	21h	23h	25h	27h	29h	31h	33h	35h	37h	39h	41h	43h	45h	47h	49h	51h	53h	55h	57h	59h	61h	63h	65h	67h	69h	71h	73h	75h	経過時間(日)					
作業内容	責任者	実施要員	人数	作業内容																																																
状況判断	3人 A,B,C	-	-	-冷却材喪失確認 -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 -原子炉補給冷却水/原子炉補給冷却水系統喪失確認 -非常用ディーゼル発電機等機能喪失確認 -常設代替交流電源設備自動起動確認 -高圧炉心スプレィ高/低圧注水系統喪失確認 -残留熱除去系(A)/(B)機能喪失確認 -原子炉隔離冷却水系統喪失確認 -主蒸気隔離弁全閉確認 -高圧炉心スプレィ高/低圧注水系統喪失確認 -早期の電源回復不能判断																																																
格納容器内水素濃度監視	1人 [G]	-	-	-格納容器内水素濃度監視																																																
常設代替交流電源設備 受電線・受電機	2人 [A,B]	-	-	-非常用交流電源受電準備 -非常用交流電源受電機操作																																																
アクセスルート確保	-	-	8人 J,K,N-O	-アクセスルート確保(復旧が必要な場合)																																																
緊急時対策所 (解析上考慮せず)	-	-	3人 [N-P]	-電源車設置(緊急時対策用)																																																
電源確保 (解析上考慮せず)	-	2人 [O-Q]	3人 [O-Q]	-電源車設置(可搬型代替交流電源設備用)																																																
交流電源回復操作 (解析上考慮せず)	1人 [A]	-	-	-非常用ディーゼル発電機等 機能回復 -外部電源 回復																																																
高圧炉心スプレィ高/低圧注水系統 機能喪失調査・復旧操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-高圧炉心スプレィ高/低圧注水系統 機能回復																																																
原子炉補給冷却水/原子炉補給冷却水系統 機能喪失調査・復旧操作(解析上考慮せず)	-	-	-	-原子炉補給冷却水/原子炉補給冷却水系統 機能回復																																																
排ば(低減操作) (解析上考慮せず)	1人 [C]	-	-	-中央制御室換気空調系起動(事故時運転モード) -中央制御室換気空調系モード切替え																																																
燃料プール冷却 再開 (解析上考慮せず)	1人 [G]	-	-	-スキマサージタンク水位調整 -燃料プール冷却浄化系 系統構成・再起動																																																
非常用ガス処理系自動起動確認	1人 [A]	-	-	-非常用ガス処理系自動起動確認 (原子炉建屋ブローアウトバルブ閉鎖状態確認含む) -原子炉建屋原子炉建屋圧調整 -原子炉建屋原子炉建屋圧調整																																																
原子炉建屋ブローアウトバルブの閉 止操作	1人 [A]	-	-	-原子炉建屋ブローアウトバルブの閉止操作																																																
低圧代替注水系統(常設)(復水移送ポン プ)準備操作	1人 [G]	-	-	-低圧代替注水系統(常設)(復水移送ポンプ)系統構成 -低圧代替注水系統(常設)(復水移送ポンプ)起動/運転確認																																																
低圧代替注水系統(常設)(復水移送ポン プ)注水操作	1人 [G]	-	-	-低圧代替注水系統(常設)(復水移送ポンプ)による水位制御																																																
漏えい抑制	1人 [A]	-	-	-原子炉冷却浄化水配管の閉鎖																																																
原子炉格納容器pH調整系による pH調整(解析上考慮せず)	1人 [A]	-	-	-原子炉格納容器pH調整系によるpH調整																																																
常設代替交流電源設備 負荷制御操作	1人 [G]	-	-	-交流電源負荷切離し(中央制御室)																																																
格納容器頂部冷却 (解析上考慮せず)	1人 [G]	-	-	-原子炉格納容器頂部注水系統(常設)による 原子炉冷却水注水 -可搬型設備保管場所への移動 -大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置・ホースの敷設・接続 -大容量送水ポンプ(タイプ1)監視																																																
代替注水準備	-	-	9人 A~I	-大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置・ホースの敷設・接続 -大容量送水ポンプ(タイプ1)監視																																																
大容量送水ポンプ(タイプ1)による涼 水貯水槽から復水貯水タンク への供給	-	-	2人 [G,H]	-復水貯水タンク補給																																																
原子炉補給冷却水/原子炉補給冷却水系統 準備操作	-	-	8人 [G~I]	-原子炉補給冷却水系統 系統構成 -可搬型設備保管場所への移動 -原子炉補給冷却水系統準備 (熱交換ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置・ホース敷設・接続) -原子炉補給冷却水系統接続後の原子炉補給冷却水系統空充																																																
原子炉補給冷却水/原子炉補給冷却水系統 運転	-	-	2人 [G,H]	-熱交換ユニットの起動・監視																																																
残留熱除去系 機能喪失確認	1人 [G]	-	-	-残留熱除去系 自動起動操作/機能喪失確認																																																
格納容器内の水素濃度及び酸素濃度 監視	1人 [A]	-	-	-格納容器内水素濃度及び酸素濃度測定開始 -格納容器内水素濃度及び酸素濃度測定による水素濃度及び酸素濃度 監視																																																
常設代替交流電源設備 負荷制御操作	-	2人 [G,H]	-	-交流電源負荷切離し(現場)																																																
原子炉格納容器代替スプレィ冷却系 (可搬型)による格納容器冷却	1人 [G]	-	2人 [G,H]	-大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 系統構成 -大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 系統構成・冷却開始(閉水運転)																																																
原子炉格納容器フィルタベント系による 格納容器除熱準備	1人 [A]	-	5人 [D~F,J,K]	-可搬型緊急ガス供給装置の設置(解析上考慮せず) -原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 系統構成 (格納容器ベントライン/層扉及び格納容器二次隔離弁操作)																																																
原子炉格納容器フィルタベント系による 格納容器除熱操作	-	2人 [G,H]	-	-原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 系統構成(現場操作)(格納容器二次 隔離弁操作)(解析上考慮せず)																																																
原子炉格納容器フィルタベント系による 格納容器除熱準備	1人 [A]	-	-	-中央制御室待避所加圧(解析上考慮せず)																																																
原子炉格納容器フィルタベント系による 格納容器除熱準備	1人 [G]	-	-	-原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱後の状態監視 (格納容器一次隔離弁操作)																																																
原子炉格納容器フィルタベント系による 格納容器除熱準備	-	2人 [A,E]	-	-放射線防護準備/設備(解析上考慮せず) -原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 (現場操作)(格納容器一次隔離弁操作)(解析上考慮せず)																																																
原子炉格納容器フィルタベント系による 格納容器除熱準備	-	-	1人 [G]	-可搬型緊急ガス供給装置により緊急ガス供給																																																
燃料補給準備	-	-	2人 L,M	-可搬型設備保管場所への移動 -軽油タンクからタンクローリーの移送(ガスタービン発電機軽油タンクへの補給準備)																																																
燃料補給	-	-	2人 [O,P]	-ガスタービン発電機軽油タンクへの給油																																																
燃料補給準備	-	-	2人 [L,M]	-可搬型設備保管場所への移動 -軽油タンクからタンクローリーの移送(大容量送水ポンプ(タイプ1)等への補給準備)																																																
燃料補給	-	-	2人 [L,M]	-大容量送水ポンプ(タイプ1)への給油 -原子炉補給冷却水/原子炉補給冷却水系統への給油																																																
必要人員数 合計	5人 A~E	-	17人 A~Q																																																	

第 3.1.3.5 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」時の作業と所要時間(代替循環冷却系を使用できない場合)



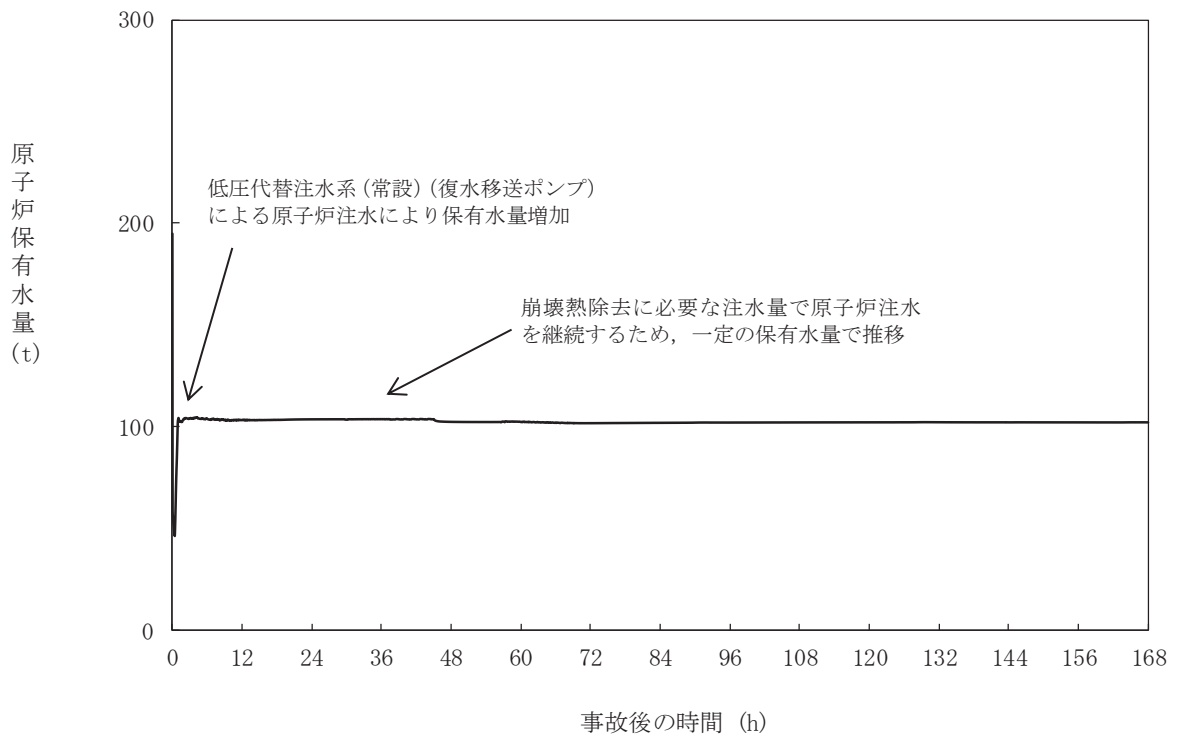
第 3. 1. 3. 6 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



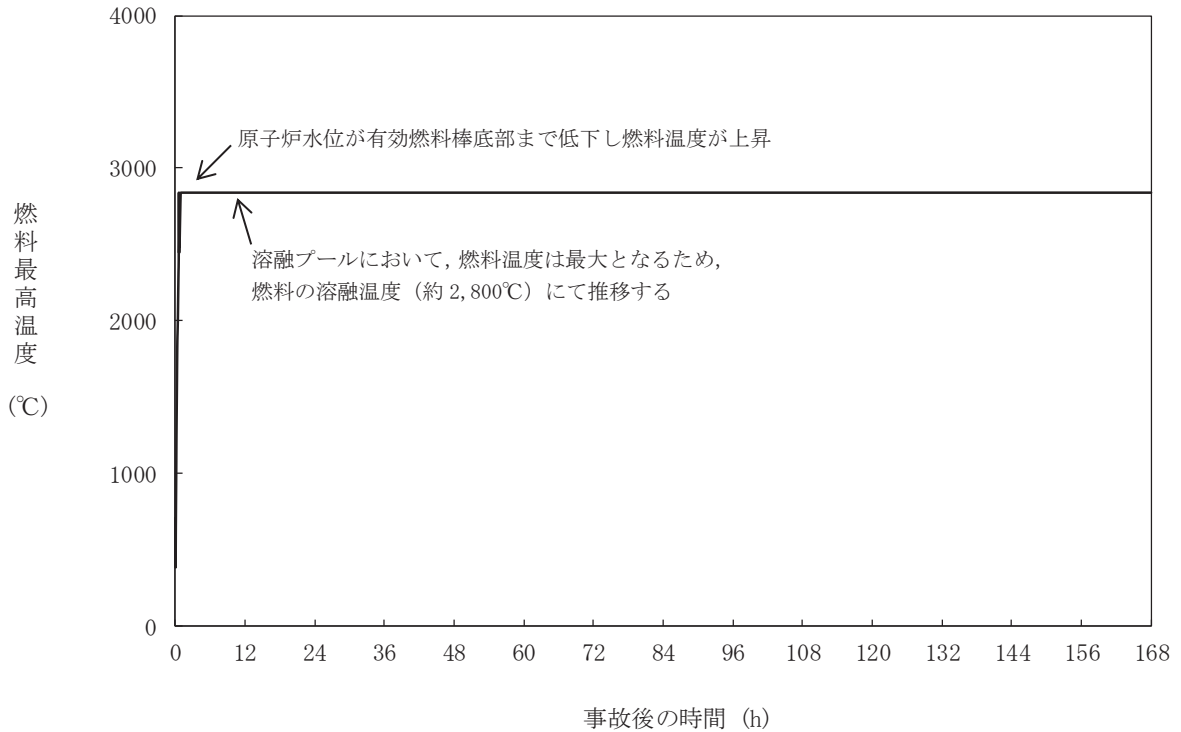
第 3. 1. 3. 7 図 注水流量の推移

3. 1. 3-25

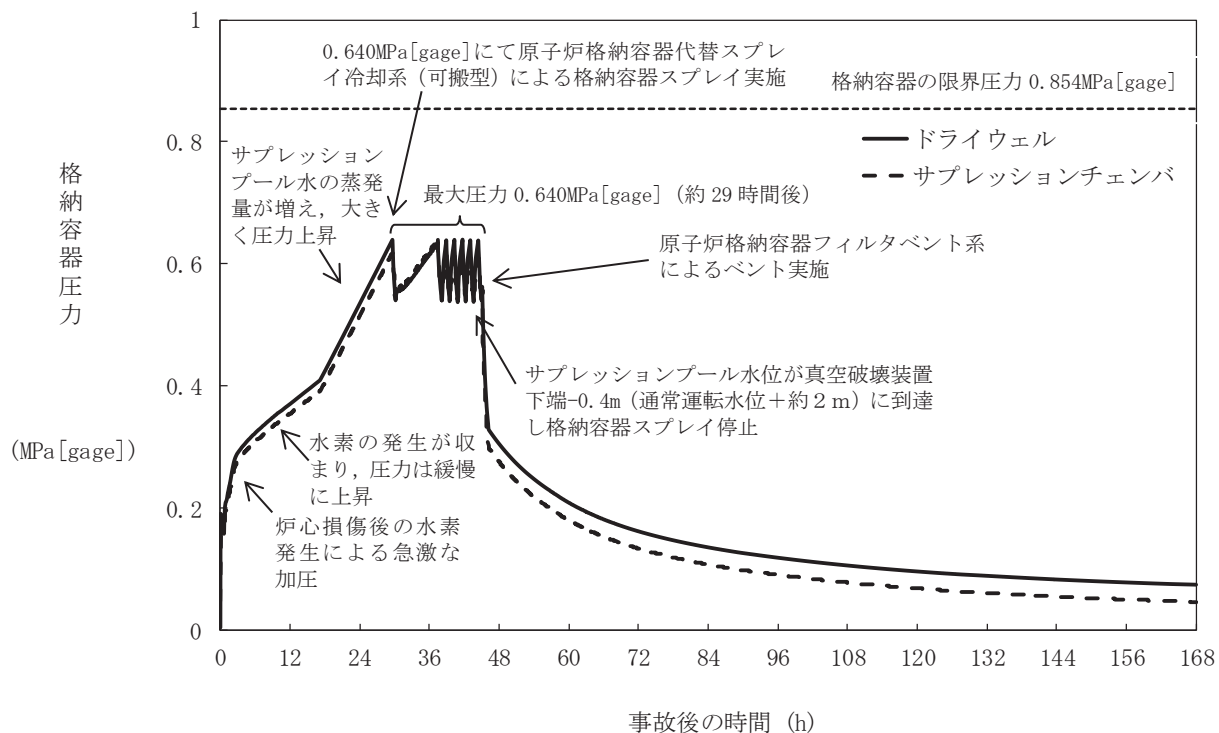




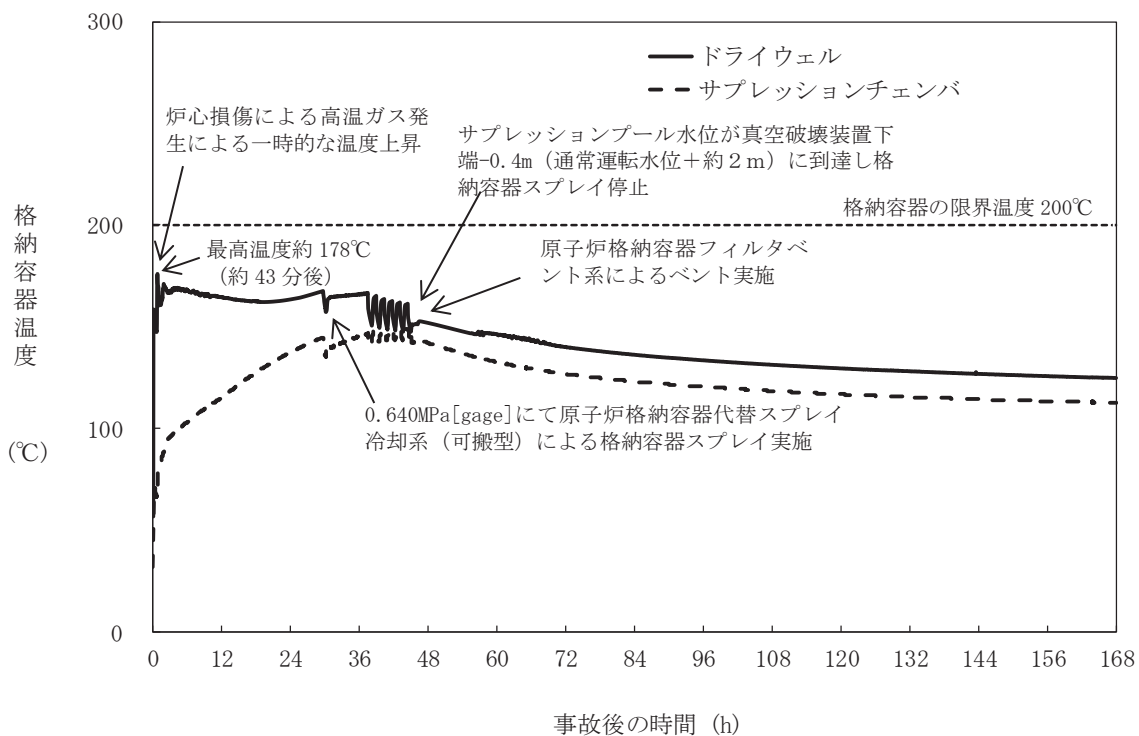
第 3. 1. 3. 8 図 原子炉内保有水量の推移



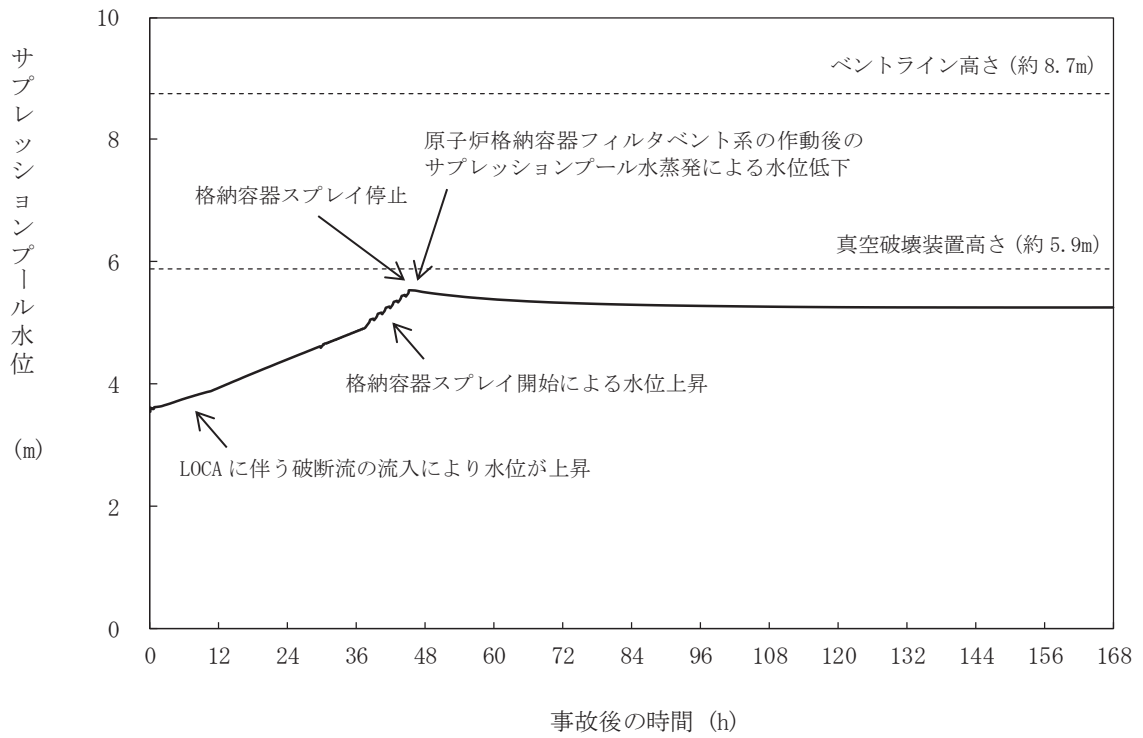
第 3. 1. 3. 9 図 燃料最高温度の推移



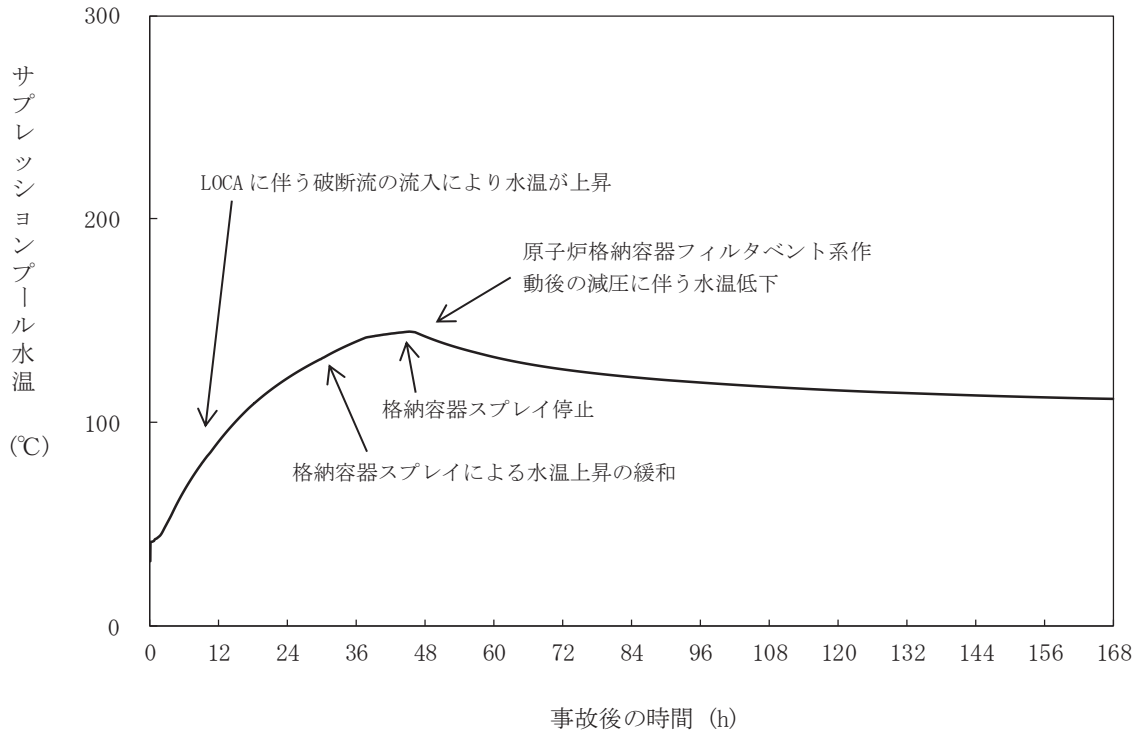
第 3. 1. 3. 10 図 格納容器圧力の推移



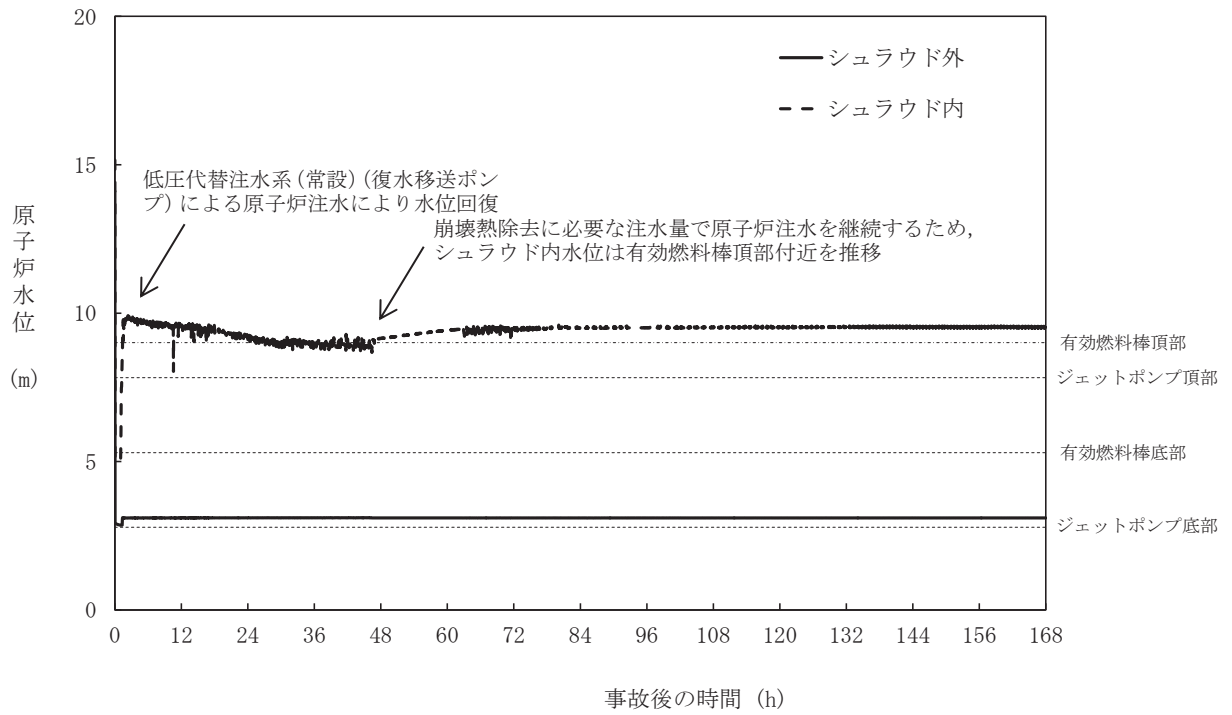
第 3. 1. 3. 11 図 格納容器温度の推移



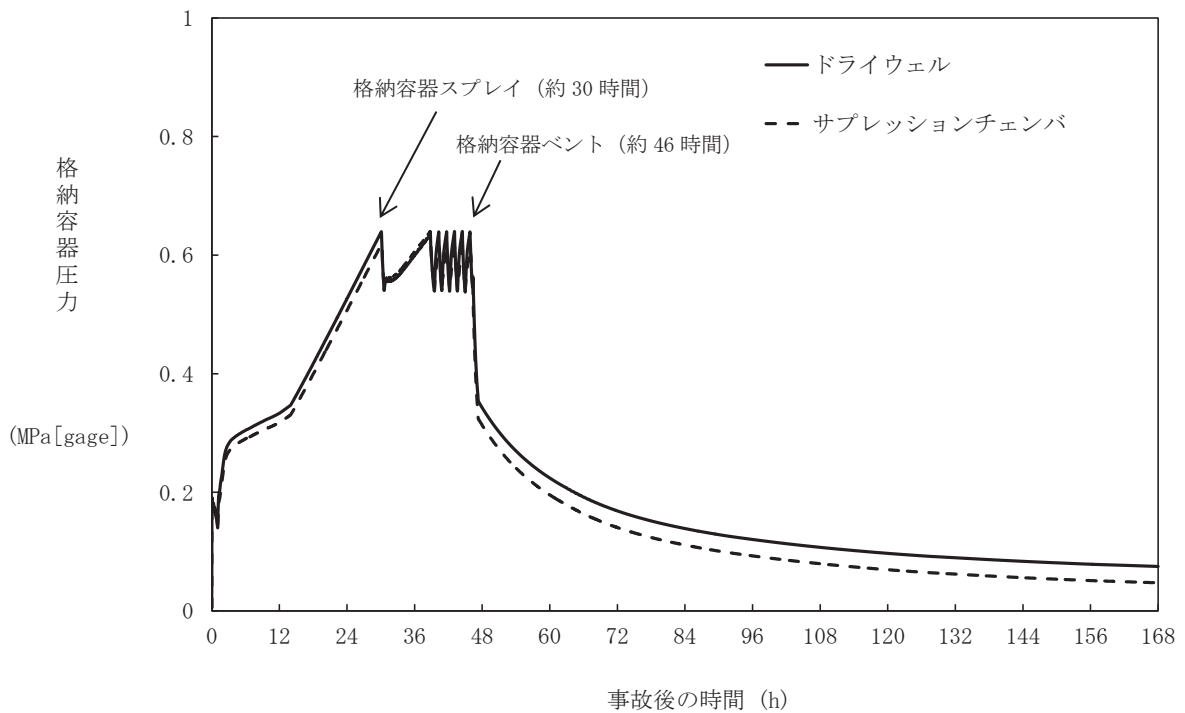
第 3. 1. 3. 12 図 サプレッションプール水位の推移



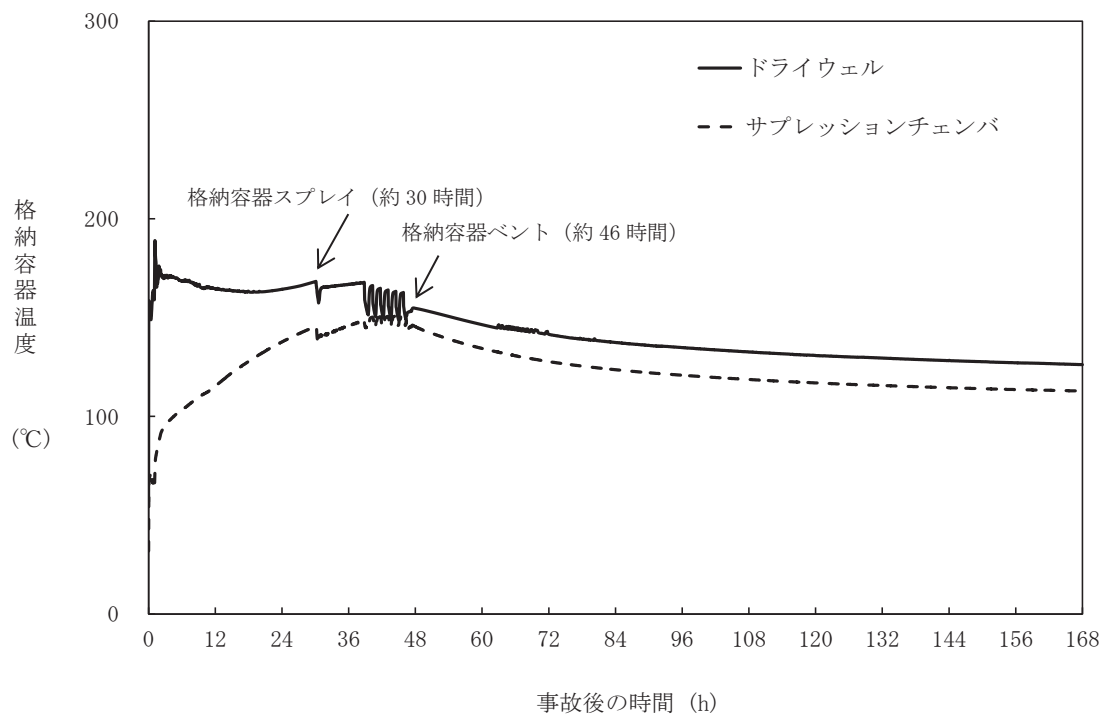
第 3. 1. 3. 13 図 サプレッションプール水温の推移



第 3. 1. 3. 14 図 操作開始時間 25 分遅れのケースにおける原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



第 3. 1. 3. 15 図 操作開始時間 25 分遅れのケースにおける格納容器圧力の推移



第 3. 1. 3. 16 図 操作開始時間 25 分遅れのケースにおける格納容器温度の推移

第 3.1.3.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時」の重大事故等対策について  
（代替循環冷却系を使用できない場合）（1/2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		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	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。外部電源が喪失するとともに非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。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</li> </ul>	所内常設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
ECCS等機能喪失確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>ECCS及び原子炉隔離時冷却系の安全機能の喪失を確認する</li> </ul>	—	—	【原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量】 【高圧炉心スプレイスポンプ出口流量】 【残留熱除去系ポンプ出口流量】 【低圧炉心スプレイスポンプ出口流量】
炉心損傷確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA 時に ECCS 等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することにより炉心損傷に至ることを格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する</li> <li>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度を確認する</li> </ul>	—	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
早期の電源回復不能判断及び対応準備	<ul style="list-style-type: none"> <li>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等の起動ができず、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、原子炉補機代替冷却水系及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の準備を開始する。</li> </ul>	—	—	—
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による交流電源供給後、残留熱除去系 A 系配管を用いた低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を開始する</li> <li>ドライウエル温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断する。水位不明判断後は、原子炉水位レベル 0 まで冠水させるために必要な量の注水を実施し、その後、崩壊熱除去に必要な注水量で注水を維持する</li> </ul>	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ガスタービン発電設備 油タンク 軽油タンク	大容量送水ポンプ（タイプ I） タンクローリ	原子炉圧力 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイスライン洗浄流量） 復水貯蔵タンク水位 ドライウエル温度

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第 3.1.3.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時」の重大事故等対策について  
 （代替循環冷却系を使用できない場合）（2/2）

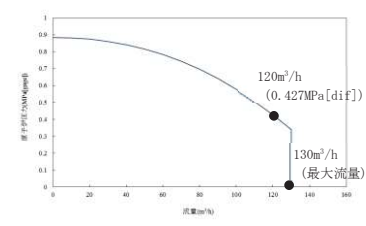
判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力が0.640MPa [gage]に到達した場合、大容量送水ポンプ（タイプI）を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器冷却を実施する</li> <li>格納容器圧力が0.540MPa [gage]まで低下した場合、又は外部水源注水量限界（サブレッションポンプ）が通常運転水位+約2m）に到達した場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を停止する</li> </ul>	軽油タンク	大容量送水ポンプ（タイプI） タンクローリ	ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 原子炉格納容器代替スプレイ流量 圧力抑制室水位
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部水源注水量限界（サブレッションポンプ）が通常運転水位+約2m）に到達後、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施する</li> </ul>	常設代替交流電源設備 原子炉格納容器フィルタベント系 ガスタワービン発電設備 油タンク 軽油タンク	タンクローリ	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) 圧力抑制室水位 フィルタ装置水位（広帯域） フィルタ装置入口圧力（広帯域） フィルタ装置出口圧力（広帯域） フィルタ装置出口放射線モニタ

第 3.1.3.2 表 主要解析条件  
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)  
 (代替循環冷却系を使用できない場合)) (1/2)

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	2,436MWt	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
	炉心流量	35.6×10 <sup>3</sup> t/h	定格流量として設定
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカー卜下端から+133cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
	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	平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対し、ばらつきとして10%の保守性を考慮し、条件を設定
	格納容器容積 (ドライウェル)	7,950m <sup>3</sup>	格納容器の設計値として設定
	格納容器容積 (サブプレッションチェンバ)	7,950m <sup>3</sup>	格納容器の設計値として設定
	サブプレッションプール水位	3.55m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッションプール水位として設定
	格納容器温度 (ドライウェル)	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
	格納容器温度 (サブプレッションチェンバ)	32℃	通常運転時のサブプレッションプール水温の上限値として設定
	格納容器圧力	5.0kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
	事故条件	真空破壊装置	3.4kPa (ドライウェル-サブプレッションチェンバ間差圧)
外部水源の温度		40℃	復水貯蔵タンク水温の実績 (月平均値) を踏まえて設定
起因事象		大破断 LOCA 再循環系配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積り、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系配管 (出口ノズル) における両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定		全交流動力電源喪失 高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧炉心スプレイ系並びに低圧注水機能として低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定 ただし、再循環ポンプは、原子炉水位低 (レベル2) の信号でトリップするものとする	
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。	



第 3.1.3.2 表 主要解析条件  
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)  
 (代替循環冷却系を使用できない場合)) (2/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	ドライウエル圧力高 (遅れ時間: 1.05 秒)	事象発生と同時にスクラムせず, ドライウエル圧力高でスクラムすることにより原子炉保有水量を保守的に評価するため設定
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	原子炉水位低 (レベル 2)	原子炉再循環系のインターロックとして設定
	低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	最大 130m <sup>3</sup> /h で注水, 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	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定 <復水移送ポンプ 1 台による注水特性> 
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)	88m <sup>3</sup> /h にて格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定
	原子炉格納容器フィルタベント系	流路特性 (0.427MPa [gage] において 10.0 kg/s の流量) に対して, 格納容器一次隔離弁を全開操作にて格納容器除熱	原子炉格納容器フィルタベント系の設計値として設定
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水操作	事象発生 25 分後	常設代替交流電源設備からの受電後, 事象発生から 20 分後に操作を開始し, 操作時間は 5 分として設定
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.640MPa [gage] 到達時	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定
	原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作	外部水源注水量限界 (サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端 -0.4m (通常運転水位 + 約 2 m) ) に到達から 5 分後	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定

## 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異について

## 1. 炉心損傷の判断基準

## 1. 1 炉心損傷の判断基準について

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

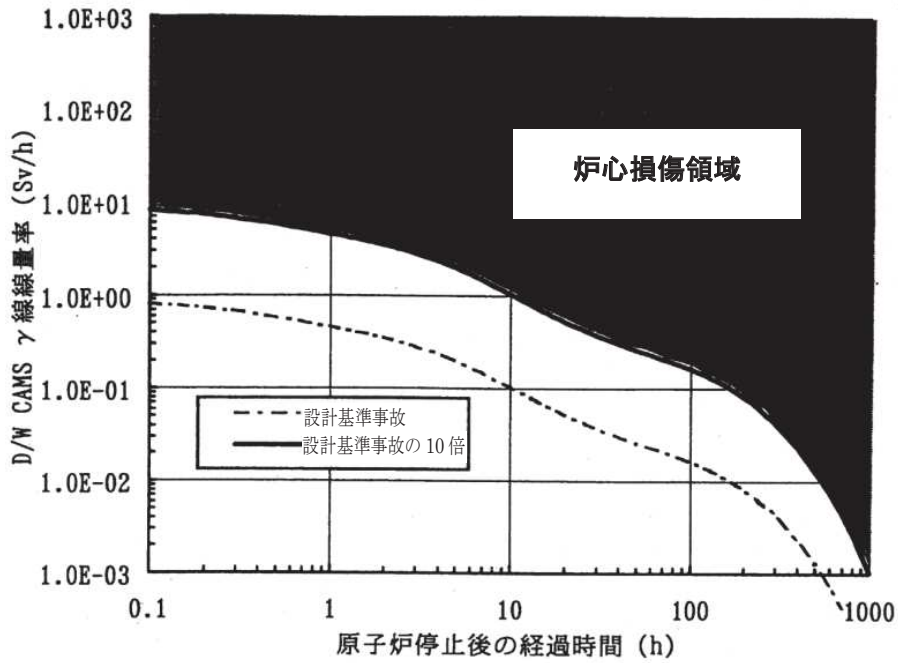
非常時操作手順書（徴候ベース）では、原子炉への注水系統を十分に確保できず原子炉水位がT A F未満となった際に、格納容器内雰囲気放射線モニタ（C A M S）を用いて、ドライウェル内又はサプレッションチェンバ内のガンマ線線量率の状況を確認し、図1に示す設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合を、炉心損傷開始の判断としている。

炉心損傷等により燃料被覆管から原子炉内に放出される希ガス等の核分裂生成物が、逃がし安全弁等を介して格納容器内に流入する事象進展を捉まえて、格納容器内のガンマ線線量率の値の上昇を、運転操作における炉心損傷の判断及び炉心損傷の進展割合の推定に用いているものである。

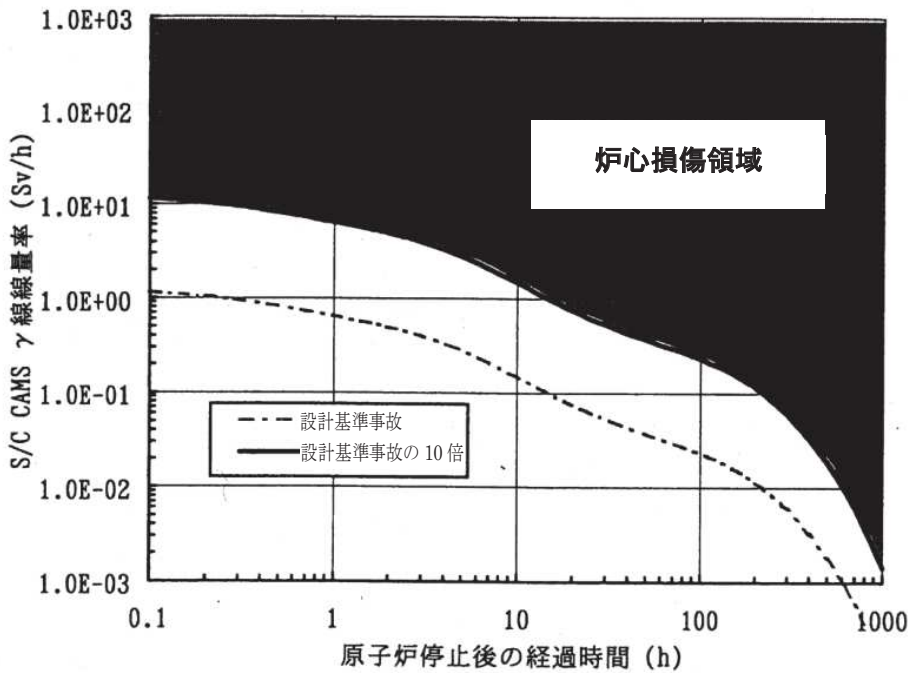
また、格納容器内雰囲気放射線モニタの使用不能の場合は、「原子炉压力容器表面温度：300℃以上」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する。

原子炉压力容器表面温度は、炉心が冠水している場合には、S R V動作圧力（安全弁機能の最大8.24MPa[gage]）における飽和温度約298℃を超えることはなく、300℃以上にならない。一方、原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和温度を超えて上昇するため、300℃以上になると考えられる。上記より、炉心損傷の判断基準を300℃以上としている。

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



(1) ドライウェル内のガンマ線線量率



(2) サプレッションチェンバ内のガンマ線線量率

図1 シビアアクシデント導入条件判断図

### 1. 2 炉心損傷の判断基準の根拠について

炉心損傷の判断基準は、設計基準事故時の格納容器内雰囲気放射線モニタガンマ線線量率（追加放出時）以上でなければならない。一方、基準を高めを設定すると判定が遅れることが懸念されるため、高すぎる設定値は判断基準として適さない。

炉心損傷開始の判断は、上述のとおり格納容器内雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率が設計基準事故（追加放出）の10倍を超えた場合であり、この設定値は、全燃料中に含まれる希ガスの0.1%相当が格納容器内に放出された場合のガンマ線線量率よりも低い、余裕のある値となっている。

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

### 1. 3 格納容器内雰囲気放射線モニタについて

格納容器内雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率の測定レンジは、 $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$ であり、この測定レンジにおいて、「設計基準事故における燃料からの追加放出による放射線線量率」、「重大事故時の炉心損傷の判断目安（追加放出の10倍）」及び「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失のシーケンスにおける最大放射線量率」を測定可能である。（表1参照）

格納容器内雰囲気放射線モニタは、連続計測しており、計装設備の指示値は換算不要で図1の炉心損傷の判断目安と対比可能であるため、指示値が上昇すれば、すぐに炉心損傷を判断可能と考える。格納容器内雰囲気放射線モニタの検出器は、ドライウエルの対角位置に2ヶ所、サブプレッションチェンバの気相部の対角位置に2ヶ所の、合計4ヶ所に設置している。炉心損傷後の核分裂生成物の原子炉内から格納容器への移行は、大破断LOCA等、直接ドライウエル側に放出される場合と、原子炉圧力容器が健全で逃がし安全弁を介してサブプレッションチェンバ側に放出される場合があるが、いずれの場合においても、炉心損傷時は希ガス等が急激に放出されるため、格納容器内雰囲気放射線モニタにて炉心損傷に伴うガンマ線線量率の上昇を測定可能と考える。

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

表 1 格納容器内雰囲気放射線モニタによる炉心損傷の判断

検出パラメータ及び検出方法		炉心損傷の判断
設計基準事故の追加放出	$10^{-2} \sim 10^0$ Sv/h 程度 [ 原子炉停止後の経過時間が, 0.1 時間後から 100 時間後の値 ]	CAMS※ 無
炉心損傷の判断目安 (設計基準事故の 10 倍)	$10^{-1} \sim 10^1$ Sv/h 程度 [ 原子炉停止後の経過時間が, 0.1 時間後から 100 時間後の値 ]	CAMS※ 有
審査ガイドによる制限	敷地境界での実効線量を評価し, 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと (発生事故あたり概ね 5mSv 以下)	—
CAMS 使用不能時の炉心損傷判断の基準	300°C 以上	R P V 表面温度 有
「大破断 L O C A + H P C S 失敗 + 低圧 E C C S 失敗 + 全交流動力電源喪失」のシナケンスにおける最大放射線量率 (早期に炉心損傷したほうが核分裂生成物の減衰が少なく放射線線量率は高くなる傾向にあり, 重大事故の中でも早期に炉心損傷する例)	$10^4$ Sv/h 程度 (事故後の最大値)	CAMS※ 有

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

## 2. 炉心損傷前後における運転操作の差異

### 2. 1 原子炉への注水について

BWRの場合、事故時の対応は、原子炉注水が最優先であり、炉心損傷の判断の前後でその対応のマネジメントが大きく変わるものではない。原子炉に注水することで、炉心損傷前であれば、冷却による炉心損傷の発生防止が図られ、また、炉心損傷後であれば、冷却による炉心損傷の進展の抑制及び原子炉圧力容器破損防止が図られる。

### 2. 2 格納容器ベント及び格納容器代替スプレイについて

炉心損傷後の格納容器ベントは、その実施の判断基準は、炉心損傷前の0.427MPa[gage]（格納容器最高使用圧力）到達に対し、炉心損傷後はサプレッションプール水位が通常運転水位＋約2 m到達により格納容器スプレイを停止した時点に変更となり、0.854MPa[gage]（格納容器限界圧力）到達前となる。炉心損傷前は環境へ放出される核分裂生成物の放出量が低く、格納容器の健全性を確保することを目的に設計上の最高使用圧力到達前を実施基準としているが、炉心損傷後は、燃料に何らかの破損が生じ、設計基準事故の追加放出量相当を超える核分裂生成物が格納容器内に移行している可能性が高く、より長く格納容器内で核分裂生成物を保持した方が減衰により環境へ放出する放射エネルギーを低減できることから、0.854MPa[gage]（格納容器限界圧力）到達前であるサプレッションプール水位が通常運転水位＋約2 mに到達した時点を実施基準としているためである。

また、格納容器ベントの実施基準が変わることで、格納容器スプレイの判断基準も変更となる。炉心損傷の前後の格納容器ベント及び格納容器スプレイの実施基準の差異を表2に示す。



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

	炉心損傷前	炉心損傷後
格納容器スプレイ	<p>(圧力基準)</p> <p>炉心損傷前の格納容器スプレイは、格納容器最高使用圧力 (1 Pd) の 0.427MPa [gage] 以下に制御することを目的に、格納容器圧力が 0.384MPa [gage] (0.9Pd) に到達した時点で開始し、0.284MPa [gage] に低下した場合、又は外部水源注水量限界 (サブレーションプール水位が通常運転水位+約 2 m) に到達した時点で停止する。</p> <p>間欠運転とするのは、格納容器スプレイにより格納容器内の水位を上昇させることで格納容器の空間容積を減少させ、圧力の上昇を早めることから、結果として、格納容器ベントに至る時間が早まるためである。</p> <p>(温度基準)</p> <p>ドライウエルの最高使用温度は 171°C であり、空間温度がこの温度に到達する前に格納容器スプレイを開始し、空間温度が 150°C 以下に低下した場合、又は外部水源注水量限界 (サブレーションプール水位が通常運転水位+約 2 m) に到達した時点で停止する。</p>	<p>(圧力基準)</p> <p>炉心損傷後の格納容器スプレイは、格納容器限界圧力 (2 Pd) の 0.854MPa [gage] 以下に制御することを目的に、格納容器圧力が 0.640MPa [gage] (1.5Pd) に到達した時点で開始し、0.540MPa [gage] まで低下した場合、又は外部水源注水量限界 (サブレーションプール水位が通常運転水位+約 2 m) に到達した時点で停止する。</p> <p>間欠運転とするのは、格納容器スプレイにより格納容器内の水位を上昇させることで格納容器の空間容積を減少させ、圧力の上昇を早めることから、結果として、格納容器ベントに至る時間が早まるためである。</p> <p>(温度基準)</p> <p>格納容器限界温度の 200°C に至らないように、ドライウエルの空間温度が 190°C 以上となった場合に、格納容器スプレイを開始し、空間温度が 150°C 以下に低下した場合、又は外部水源注水量限界 (サブレーションプール水位が通常運転水位+約 2 m) に到達した時点で停止する。</p>
格納容器ベント	<p>外部水源注水量限界 (サブレーションプール水位が通常運転水位+約 2 m) に到達により格納容器代替スプレイを停止することで、格納容器圧力を 0.384MPa [gage] 以下に維持できなくなり、さらに格納容器の圧力が上昇し、格納容器最高使用圧力の 0.427MPa [gage] に到達する場合には、格納容器の健全性を維持するために、サブレーションベント系等により格納容器ベントを行う。</p>	<p>外部水源注水量限界 (サブレーションプール水位が通常運転水位+約 2 m) に到達により格納容器代替スプレイを停止することで、格納容器圧力を 0.640MPa [gage] 以下に維持できない場合には、格納容器の過圧による破損を防止することを目的に、サブレーションベント系からのベントを優先として原子炉格納容器フィルタバントにより格納容器ベントを行う。</p>

### 3. MAAP 解析における炉心損傷の開始と運転操作における炉心損傷判断基準について

有効性評価のうち、シビアアクシデント総合解析コード MAAP を用いた解析においては、炉心損傷の開始を、1,000K (727°C) に到達した時点としており、有効性評価の評価項目（「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を踏まえた要件）の 1,200°C (1,473K) よりも低い温度としている。

この 1,000K は、PHEBUS-FPT0 実験で、燃料被覆管温度が約 1,000K に達したときに核分裂生成物 (FP) の放出開始が観察されたことを踏まえ、被覆管温度が 1,000K に到達すると、被覆管の破裂により FP が放出され、物理現象モデルにより FP 挙動の計算が開始される温度である。なお、燃料温度上昇によるヒートアップ・熱水力モデルの内部処理切替え等の特段の処置は行われるわけではない。

一方、実際の運転操作においては、炉心損傷の状況を直接的に監視可能な計装設備は原子炉内に設置されておらず、このため、燃料の損傷により放出される希ガス等のガンマ線線量率の上昇を、格納容器内雰囲気放射線モニタによって監視し、運転操作における炉心損傷の判断に用いている。

よって、解析において炉心損傷の開始を 1,000K (727°C) に到達した時点としていることは、運転操作の炉心損傷の判断に影響を与えるものではない。



(補足) 炉心損傷の判定時間に係る解析結果について

「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」における事象発生後の燃料被覆管温度推移の解析結果を表3に示す。

MAAP解析において、約727℃(MAAP解析における炉心損傷判定温度)から1,200℃(審査ガイドにおける炉心の著しい損傷の評価項目における要件)に上昇するまでの時間は6分程度であり、炉心損傷判断の時間に有意な差異が生じることはない。

また、格納容器破損防止対策の有効性評価における炉心損傷判断はMAAP解析によって行っているが、参考的に炉心損傷防止対策の有効性評価で使用しているSAFERにて解析を実施した。表3のとおり、MAAP解析による炉心損傷の判定時間は約4分であるが、これはSAFER解析の結果と比較しても、炉心損傷の判定時間として早期すぎる結果とはなっていない。

表3 炉心損傷の判定時間に係る解析結果

燃料被覆管 温度	事象発生後の時間		備考
	MAAP解析	SAFER解析 (参考)	
約727℃ (1,000K)	約4分	約1分	MAAP解析における炉心損傷判定 温度 (PHEBUS-FPT0実験にて核分裂 生成物が放出された温度)
—	約4～10分 (参考)	約1～4分 (参考)	手順書上の炉心損傷判断 (CAMSのガンマ線線量率が 設計基準事故相当の10倍を超 えた場合)
1,200℃	約10分	約4分	審査ガイドにおける炉心の著し い損傷の評価項目における要件
約2,227℃ (2,500K)	約0.5時間 (約30分)	—※	炉心溶融

※高出力燃料集合体において、燃料被覆管温度が1,200℃を大きく超過するため、SAFERでは計算ができない。

## 非凝縮性ガスの影響について

## 1. はじめに

格納容器過圧・過温破損を防止するための対策の確認においては、MAAP コードを使用して「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を仮定したシナリオにて評価を実施している。

MAAP コードの水素ガス発生量に関する妥当性については、TMI 及び PHEBUS 試験により確認しており、当該解析に MAAP コードを用いることは妥当である<sup>[1]</sup>。

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

## 2. 解析条件

流体が流路減少部分を通過できなくなるとするノードの空隙率（ポロシティ）：  
：0.0（申請解析ではポロシティ：0.1以下）

図1に示すように、炉心内でデブリの移行が発生し、それが冷却材流路に堆積して流路が減少した場合、MAAP 解析では流路減少を起こしたノードの空隙率（ポロシティ）が0.1以下になるとそのノードは閉塞したものとみなされ、それ以降は流体が閉塞部分を通過することができなくなる。一方、MELCOR 解析の場合、流路減少を起こしたノードの空隙率の最小値は0.05に設定されており、閉塞は発生しない。

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

## 3. 解析結果

図2から図6に評価結果を示す。図2より、申請解析でのジルコニウム-水反応による水素ガス発生量が約282kgに対して感度解析では約311kgと水素ガス発生量は約11%増加しているが、図3から図6に示すとおり、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウェル及びサプレッションチェンバの気相濃度に与える影響は小さく、また、図3に示すとおり格納容器圧力の制御は可能であり、保守的な条件として非凝縮性ガスが増加するような場合においても、評価結果に対する当該操作に大きな影響はない。

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

以上

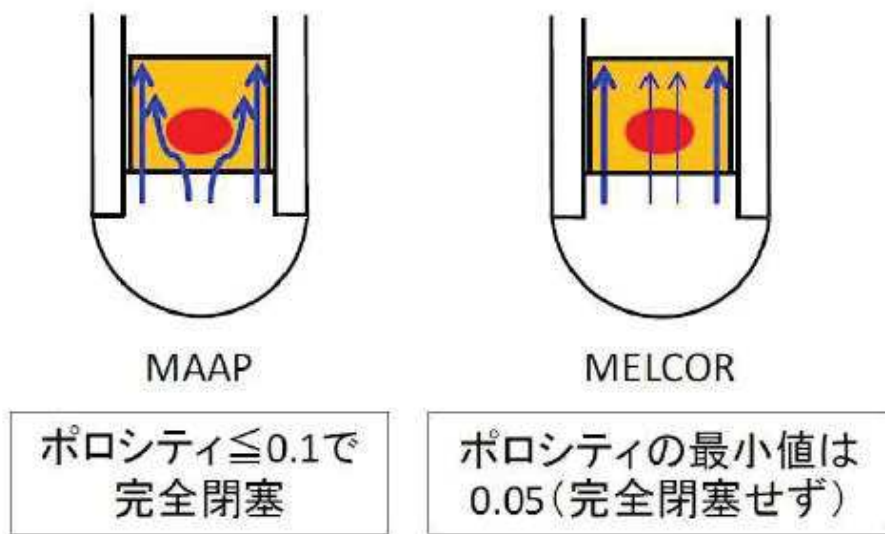
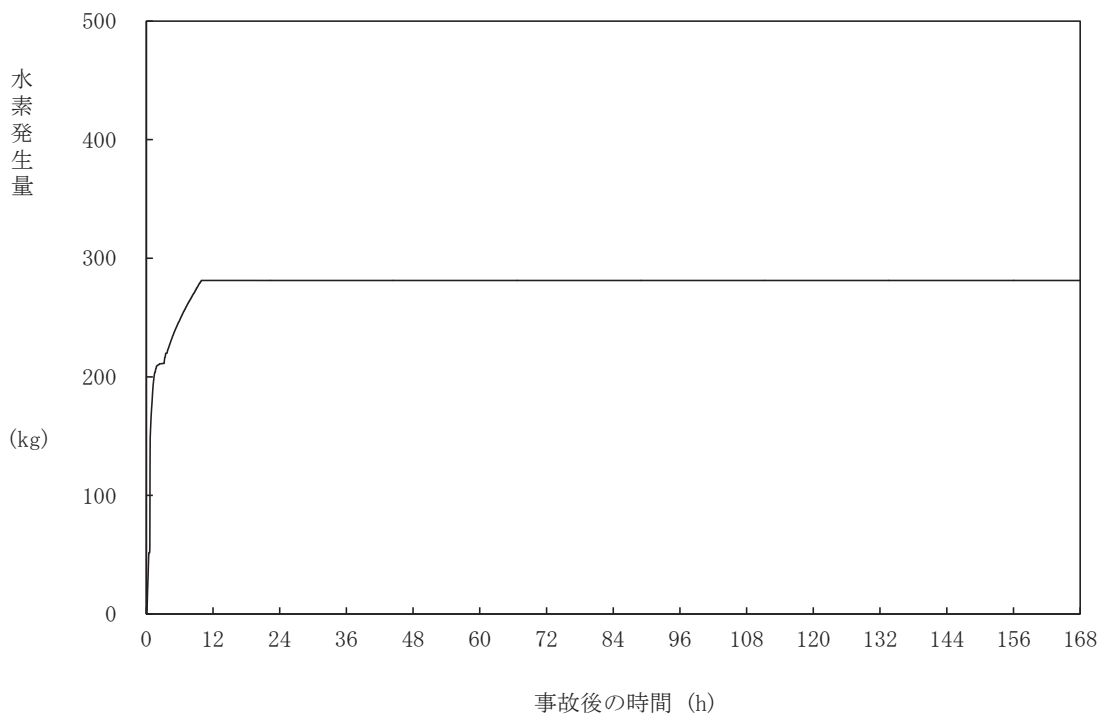
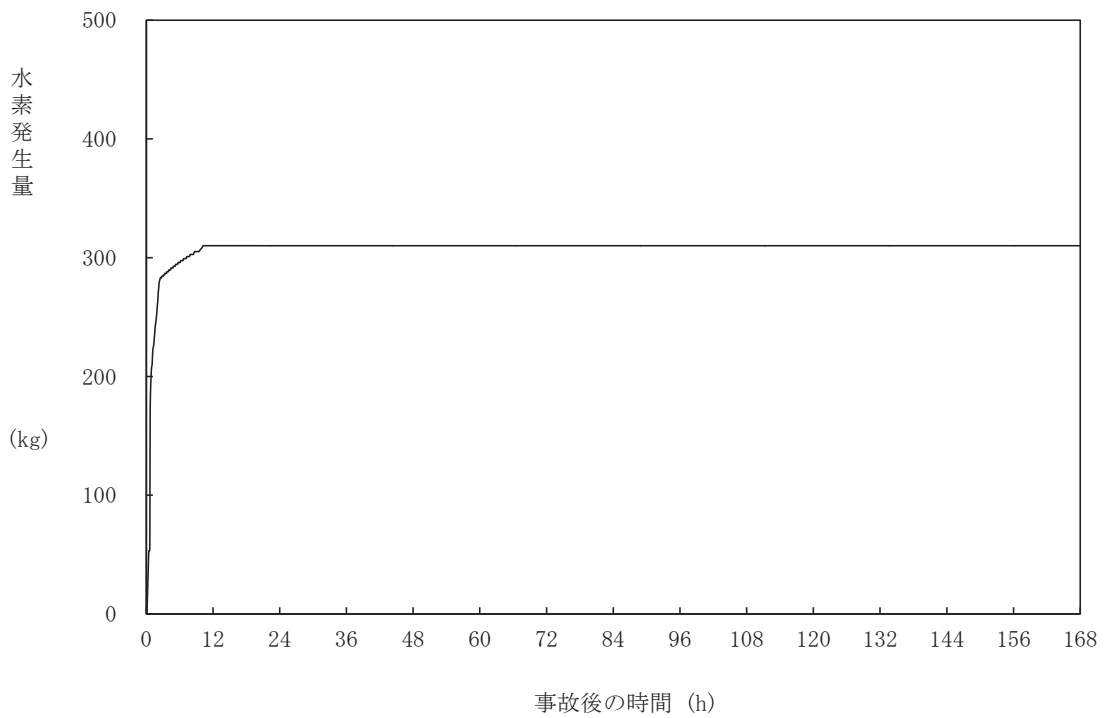


図1 炉心内流路閉塞モデルの概念図  
 (「MAAP5.01 及び MELCOR2.1 を用いた軽水炉代表プラントの過酷事故解析」,  
 電力中央研究所, 平成 26 年 6 月 抜粋)

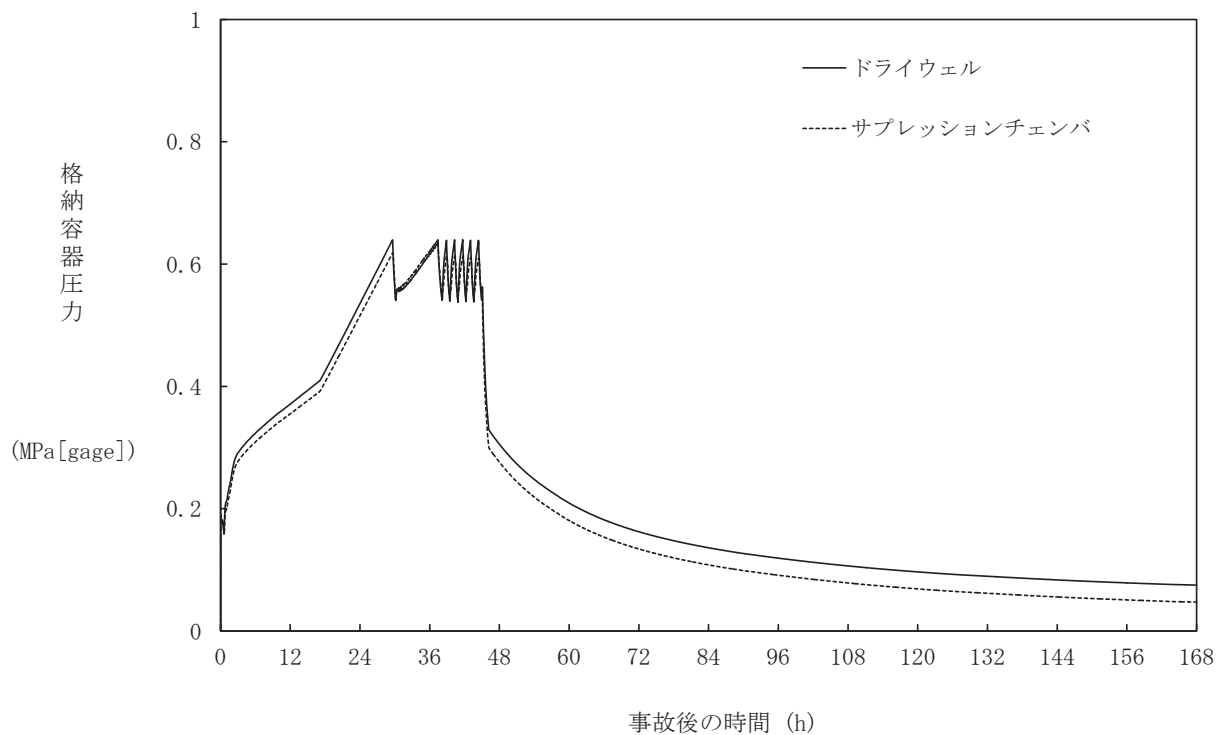


大破断LOCA (申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞)

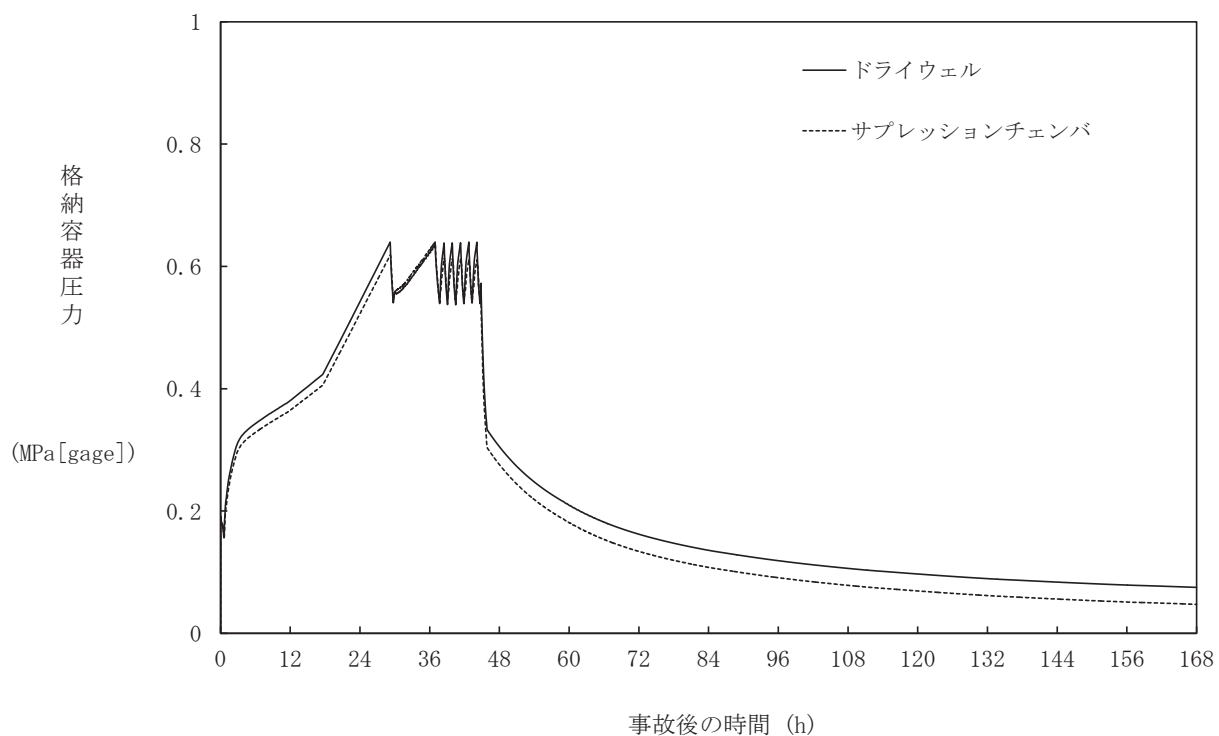


大破断LOCA (感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞)

図2 水素ガス発生量比較

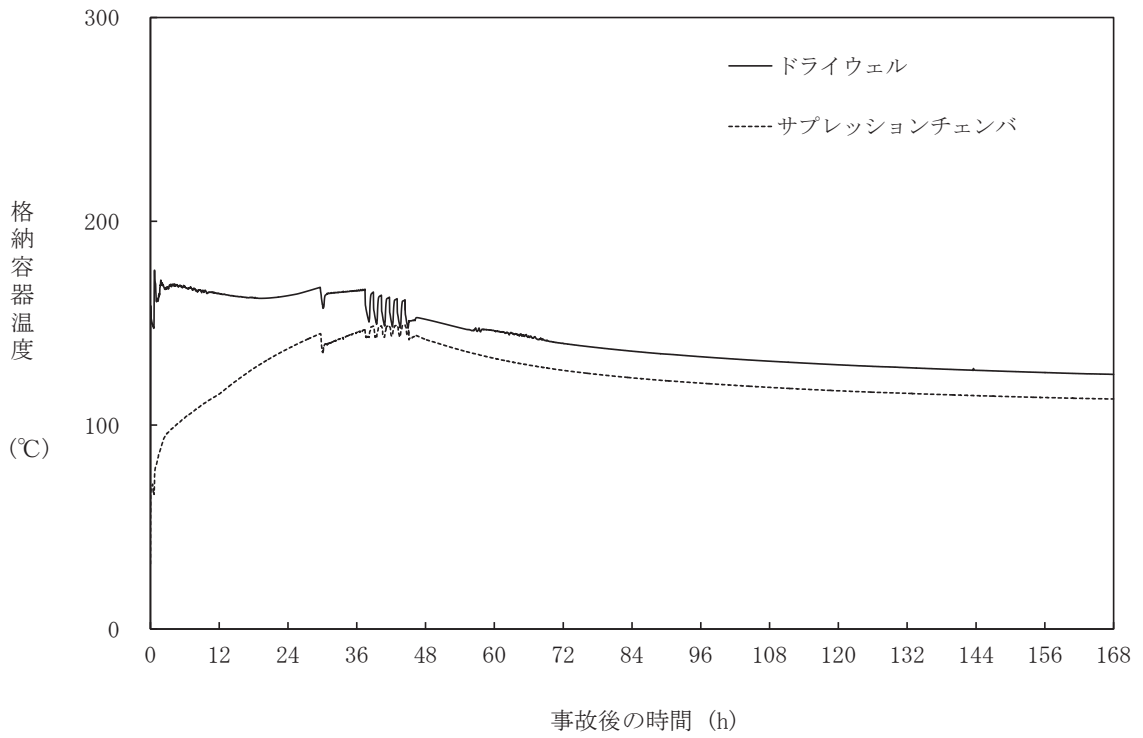


大破断LOCA（申請解析：空隙率0.1以下で完全閉塞）

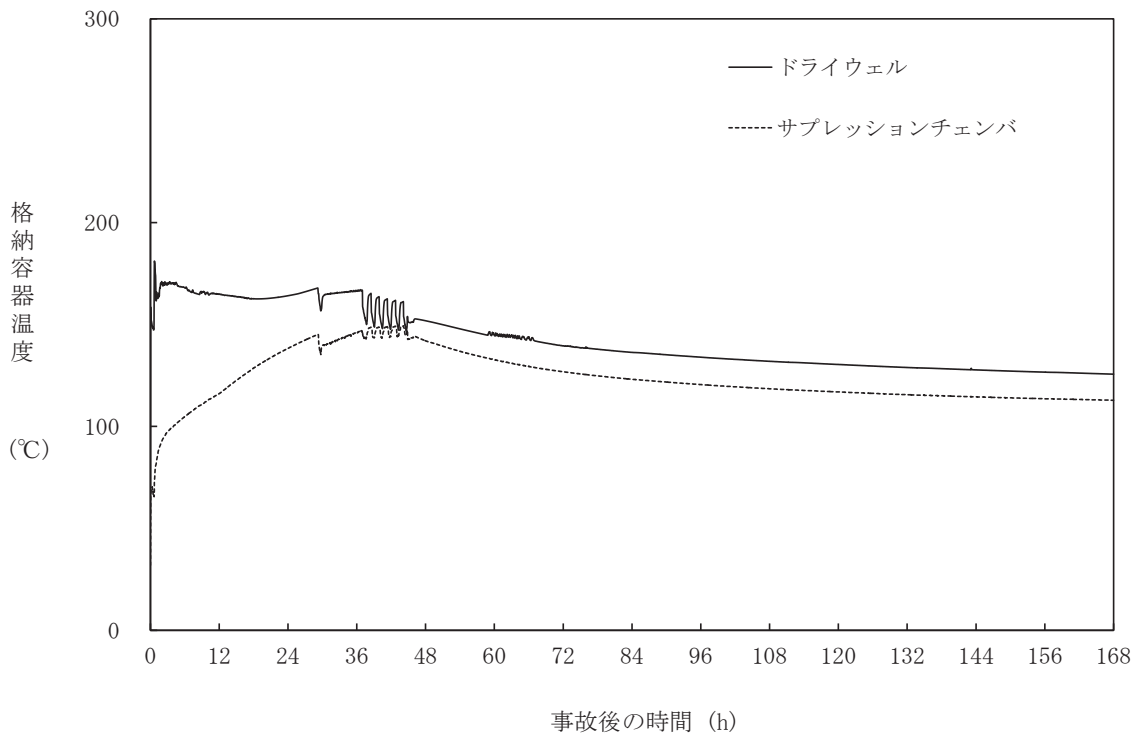


大破断LOCA（感度解析：空隙率0.0で完全閉塞）

図3 格納容器圧力の比較

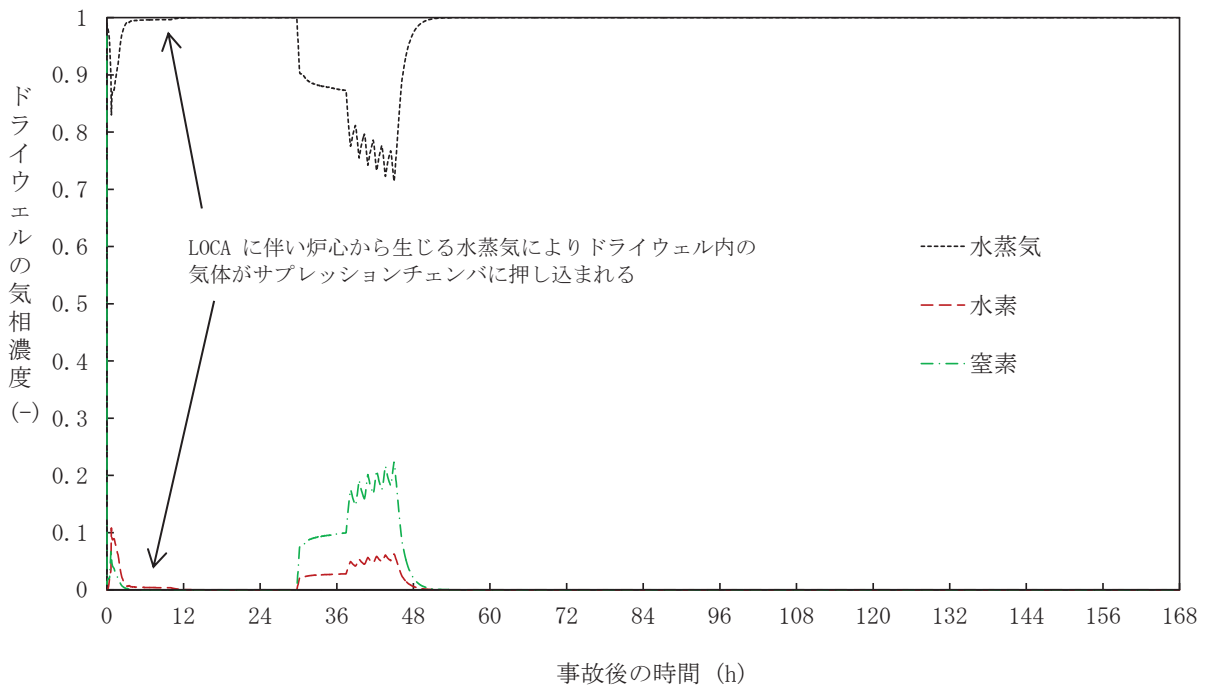


大破断LOCA（申請解析：空隙率0.1以下で完全閉塞）

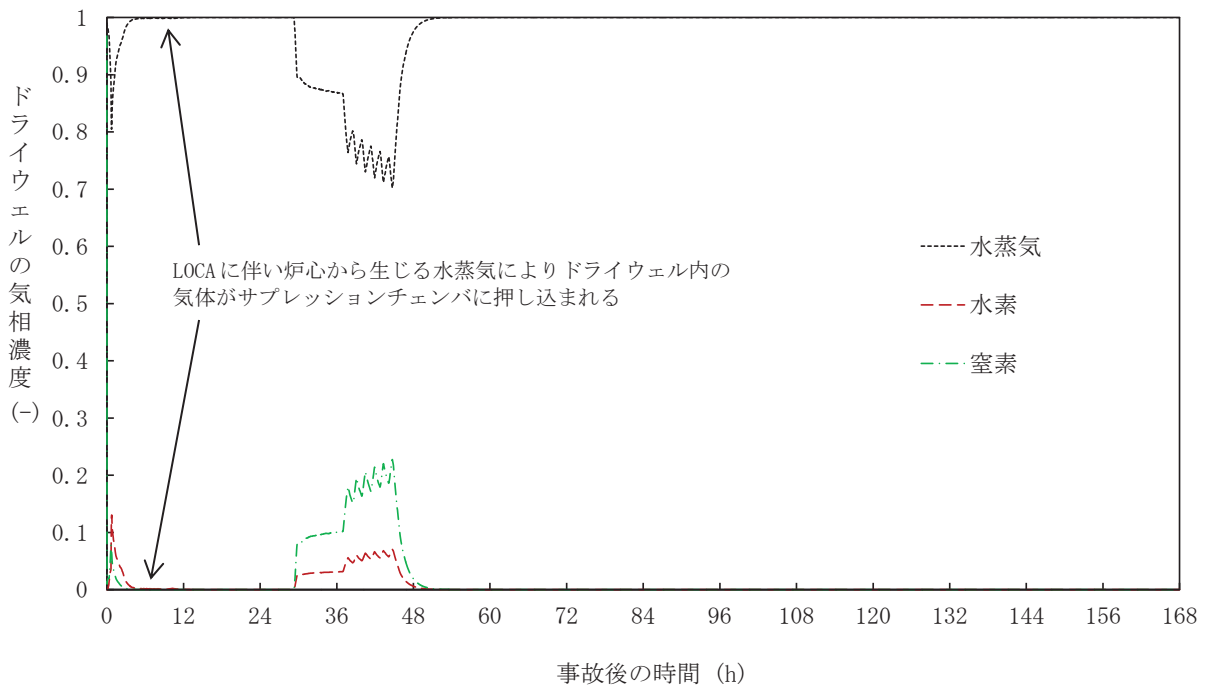


大破断LOCA（感度解析：空隙率0.0で完全閉塞）

図4 格納容器温度の比較

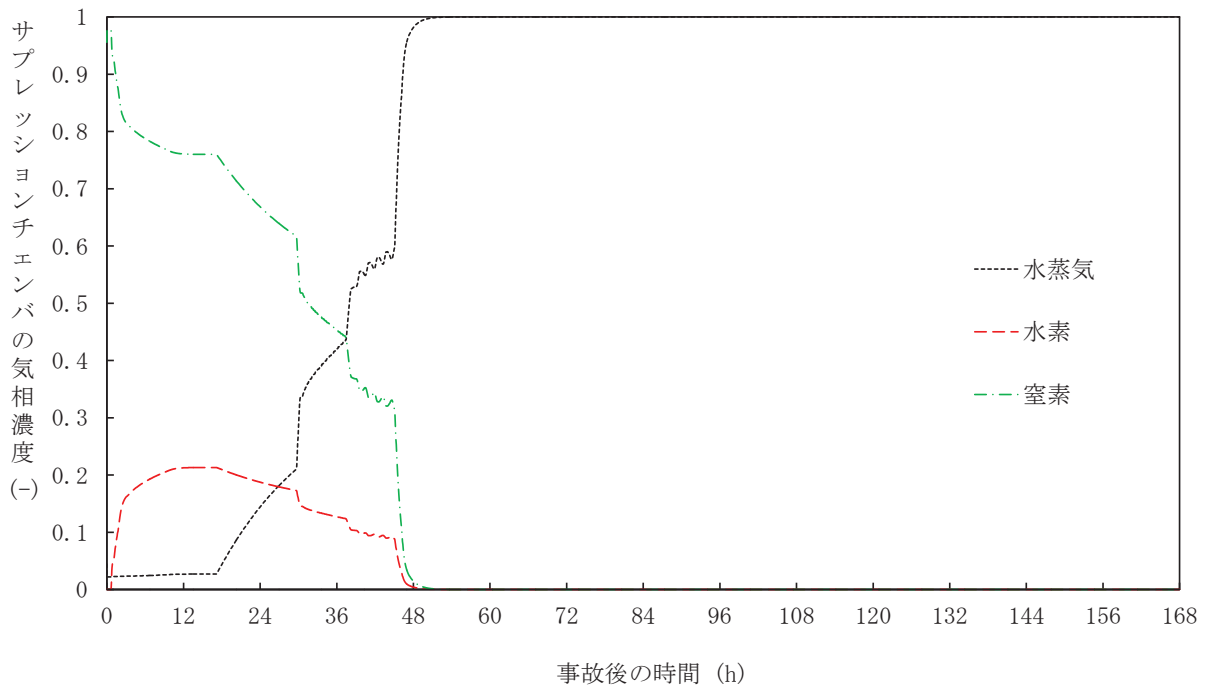


大破断LOCA（申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

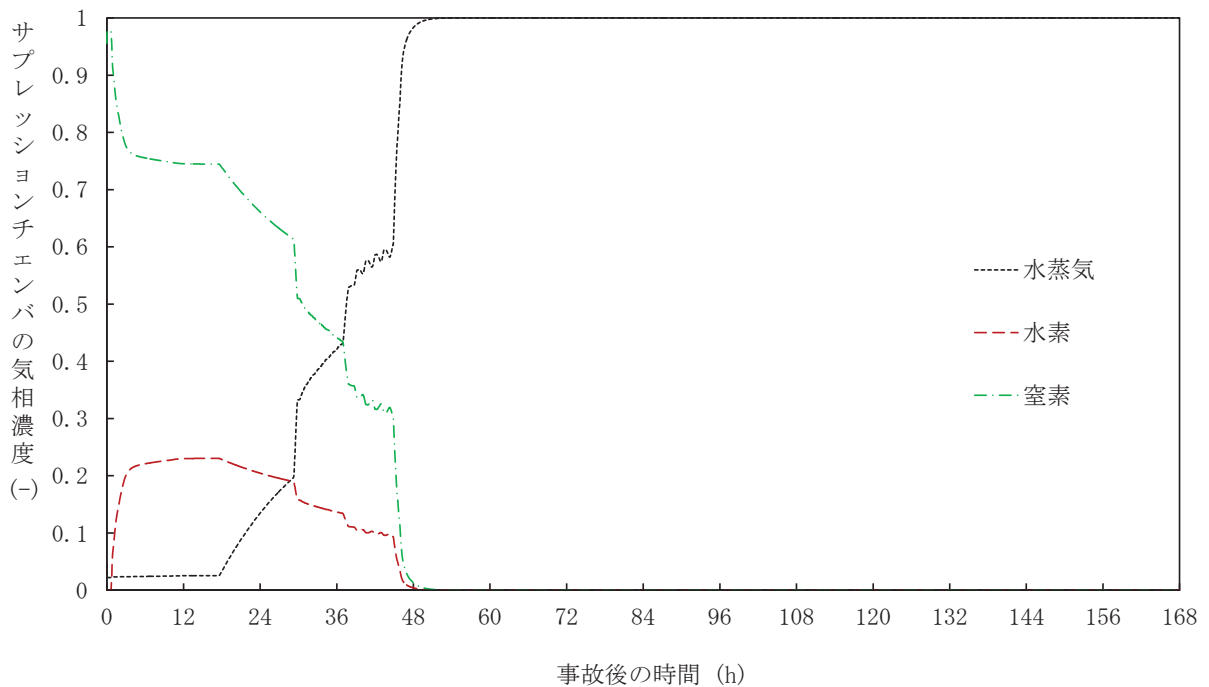


大破断LOCA（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

図5 ドライウエルの気相濃度の比較



大破断LOCA（申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）



大破断LOCA（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

図6 サプレッションチェンバの気相濃度の比較



雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において  
 代替循環冷却系を使用できない場合における  
 原子炉格納容器フィルタベント系からの Cs-137 放出量評価について

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時における Cs-137 の放出量は以下の通りとなる。

なお、Cs-137 の炉内内蔵量の評価の前提条件を表 1 に示す。

(1) Cs-137 の放出量(TBq)の算出

Cs-137 の放出量は、以下の式により算出される。

$$\text{大気中への Cs-137 の放出量(Bq)} = f_{\text{Cs}} \times \text{Bq}_{\text{Cs137}} \times (1/\text{DF}) \quad \dots (1)$$

一方、格納容器からのセシウムの放出割合( $f_{\text{Cs}}$ )は、CsI 及び CsOH の放出割合より、以下の式により算出される。

なお、Cs-137 の炉内内蔵量は ORIGEN コード、格納容器からの CsI 及び CsOH の放出割合は MAAP コードにて算出している。

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

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

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

(2)～(4)式より

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

$f_{\text{Cs}}$  : 格納容器からのセシウムの放出割合

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

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

$M_{\text{CsI}}$  : CsI に含まれる Cs 量

$M_{\text{CsOH}}$  : CsOH に含まれる Cs 量

$M_{\text{I}}$  : ヨウ素の初期重量 = 18.7 (kg)

$M_{\text{Cs}}$  : セシウムの初期重量 = 234.1 (kg)

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

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

$\text{Bq}_{\text{Cs137}}$  : Cs-137 の炉内内蔵量 =  $3.22 \times 10^{17}$  (Bq)

DF : 原子炉格納容器フィルタベント系の除染係数 = 1000

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

(2) 計算結果

サプレッションチェンバのラインを經由し、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合の7日間のCs-137の放出量は、(1)，(5)式より以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned}f_{Cs} &= f_{Cs0H} + (M_I/M_{Cs}) \times (W_{Cs}/W_I) \times (f_{CsI} - f_{Cs0H}) \\f_{Cs} &= 2.46 \times 10^{-6} + (18.7/234.1) \times (133/131) \times (2.58 \times 10^{-6} - 2.46 \times 10^{-6}) \\&= 2.47 \times 10^{-6}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\text{Cs-137の放出量(Bq)} &= f_{Cs} \times Bq_{Cs-137} \times (1/DF) \\&= 2.47 \times 10^{-6} \times 3.22 \times 10^{17} \times (1/1000) \\&= \text{約 } 8.0 \times 10^{-4} \text{ TBq (7日間)}\end{aligned}$$

ドライウエルのラインを經由し、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合の7日間のCs-137の放出量は、(1)，(5)式より以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned}f_{Cs} &= f_{Cs0H} + (M_I/M_{Cs}) \times (W_{Cs}/W_I) \times (f_{CsI} - f_{Cs0H}) \\f_{Cs} &= 9.92 \times 10^{-4} + (18.7/234.1) \times (133/131) \times (1.02 \times 10^{-3} - 9.92 \times 10^{-4}) \\&= 9.95 \times 10^{-4}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\text{Cs-137の放出量(Bq)} &= f_{Cs} \times Bq_{Cs-137} \times (1/DF) \\&= 9.95 \times 10^{-4} \times 3.22 \times 10^{17} \times (1/1000) \\&= \text{約 } 3.2 \times 10^{-1} \text{ TBq (7日間)}\end{aligned}$$

同様に、30日間及び100日間のCs-137の放出量は(1)，(5)式より以下のとおりとなる。

サプレッションチェンバのラインを經由し、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合

$$\text{Cs-137の放出量(Bq)} = \text{約 } 8.8 \times 10^{-4} \text{ TBq (30日間)}$$

$$\text{Cs-137の放出量(Bq)} = \text{約 } 2.5 \times 10^{-3} \text{ TBq (100日間)}$$

ドライウエルのラインを經由し、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合

$$\text{Cs-137の放出量(Bq)} = \text{約 } 3.6 \times 10^{-1} \text{ TBq (30日間)}$$

$$\text{Cs-137の放出量(Bq)} = \text{約 } 3.6 \times 10^{-1} \text{ TBq (100日間)}$$

表1 主要解析条件

項目	評価条件	選定理由
運転時間	1 サイクル：10,000h(416日) 2 サイクル：20,000h 3 サイクル：30,000h 4 サイクル：40,000h 5 サイクル：50,000h	1 サイクル13ヶ月(395日)を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229 2 サイクル：0.229 3 サイクル：0.229 4 サイクル：0.229 5 サイクル：0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定

大破断 LOCA 時における放射性物質の格納容器内への放出割合について

大破断 LOCA 時における環境中へのセシウムの放出量の評価では、格納容器内へのセシウム放出割合として MAAP 解析結果を適用している。

格納容器内への放射性物質の放出割合は米国の代表的なソースタームである NUREG-1465<sup>※1</sup> においても整理されており、NUREG-1465 で整理された値を使用することでも環境中へのセシウムの放出量を評価することができると考えられる。

以下では、格納容器内へのセシウムの放出割合について MAAP 解析結果と NUREG-1465 を比較し、MAAP 解析結果の適用性を検討した。

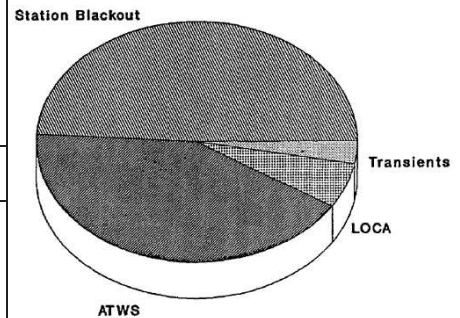
※1 NUREG-1465 では、NUREG-1150 (米国の代表プラントの PRA) で検討された全ての事故シーケンスについてレビューを行い、更にいくつかのシーケンスに対するソースタームコードパッケージ (STCP) や MELCOR コードによる追加解析が行われて、ソースタームが検討されている (表 1 参照)。検討された事故シーケンスは、本評価で対象としている「大破断 LOCA + HPCS 失敗 + 低圧 ECCS 失敗 + 全交流動力電源喪失」シナリオと同様、炉心が溶融し原子炉圧力容器が低圧で破損する事故シーケンスである。

また、NUREG-1465 では、当該文章中に示された格納容器への放出割合は、保守的に選ばれた損傷燃料からの放射性物質の初期放出を除いて、低圧での炉心溶融事故に関する保守的又は限界的な値を意図しているものではなく、代表的又は典型的な値を意図しているものとしている。

表 1 NUREG-1465 で検討された事故シーケンス (BWR)

プラント	シーケンス	説明
Peach Bottom	TC1	ATWS (原子炉減圧なし)
	TC2	ATWS (原子炉減圧あり)
	TC3	TC2 (ウェットウェルベントあり)
	TB1	SBO (バッテリー枯渇)
	TB2	TB1 (ベッセル破損時に格納容器破損)
	S2E1	LOCA (2 <sup>nd</sup> ), ECCS 及び ADS 不作動
	S2E2	S2E1, 玄武岩系コンクリート
	V	格納容器外 RHR 配管破断
	TBUX	SBO (全 DC 電源喪失)
La Salle	TB	SBO (後期格納容器破損)
GRAND GULF	TC	ATWS (早期格納容器破損による ECCS 故障)
	TB1	SBO (バッテリー枯渇)
	TB2	TB1, H <sub>2</sub> 燃焼による格納容器破損
	TBS	SBO (ECCS 不作動, 原子炉減圧あり)
	TBR	TBS, ベッセル破損後の AC 復旧

SBO	全交流電源喪失
RCP	原子炉冷却系ポンプ
ADS	自動減圧系
LOCA	冷却材喪失事故
RHR	残留熱除去系
ATWS	スクラム失敗



Peach Bottom の内的事象の炉心損傷頻度平均値の内訳 (NUREG-1150)

### (1) NUREG-1465 との比較

放射性物質の格納容器内への放出割合について、NUREG-1465 に示された値（BWRプラント、Gap Release と Early In-Vessel の和）と、「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」シナリオのMAAP解析<sup>※2</sup>を図1に示す。

※2 放射性物質の格納容器内への放出割合は、代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合と格納容器ベントを実施する場合とでほとんど同じ MAAP 解析結果となる。図1では、格納容器ベントを実施する場合のMAAP解析結果を代表として示した。

図1より、セシウム及びヨウ素の格納容器内への放出割合については、MAAP解析とNUREG-1465ともに数割程度となっており、MAAP解析結果の方が大きくなっている。また、希ガスについては両者に差はあまりなく、NUREG-1465では全量、MAAP解析結果においてもほぼ全量となっている。

仮にセシウムの格納容器内への放出割合としてNUREG-1465の値を参照した場合、セシウムの放出量として代表的又は典型的な値が評価されると考えられるが、本評価では、評価対象とする事故シナリオ「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」シナリオのMAAP解析結果が得られており、また、その値がNUREG-1465と比べて大きいことから、MAAP解析結果を参照することは適切であると考えられる。

なお、MAAP解析においては、格納容器内に放出された放射性物質は、希ガスを除き、格納容器スプレイやサプレッションチェンバのプール水でのスクラビング等により除去される。サプレッションチェンバのプール水でのスクラビングDFの推移について図2に示す。

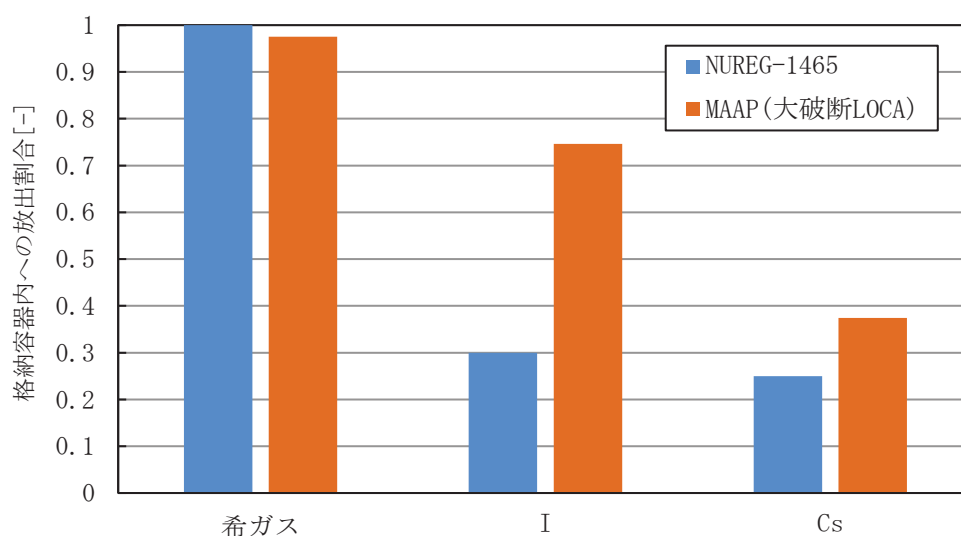


図1 格納容器内への放出割合の比較  
(MAAP解析結果は格納容器ベントを実施する場合のものを参照)

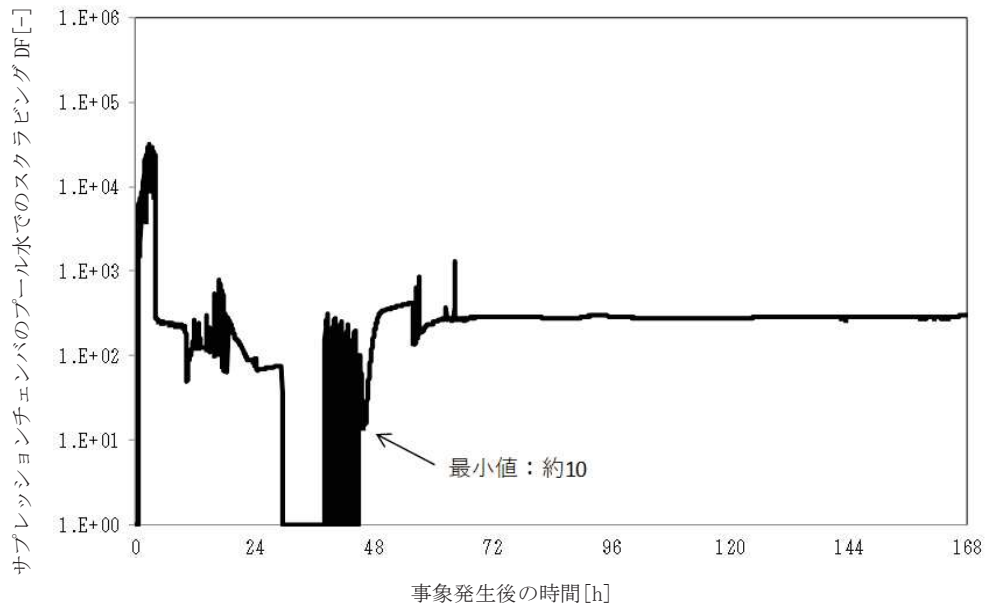


図 2 サプレッションチェンバのプール水でのスクラビング DF の推移

## 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

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、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。

格納容器破損防止対策の有効性評価では、通常運転時に用いている原子炉建屋内の換気空調系が全交流動力電源喪失により停止し、交流電源が回復した後に非常用ガス処理系が起動する状況を想定している。ここで、原子炉建屋内の換気空調系の停止から非常用ガス処理系が起動するまでの時間遅れを考慮し、非常用ガス処理系によって原子炉建屋の設計負圧が達成されるまで事象発生から 70 分かかると想定している。

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格納容器は健全であると評価していることから、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ほとんどないものと考えられる。さらに、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、格納容器の健全性が維持されており、原子炉建屋内の換気空調系が停止している場合は、格納容器から原子炉建屋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、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。

本評価では、上述の状況に係わらず、非常用ガス処理系が起動し、原子炉建屋の設計負圧が達成されるまでの間、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は保守的に全量原子炉建屋から大気中へ漏えいすることを想定した場合の放出量を示す。

## 1. 評価条件

- (1) 格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「大破断 L O C A + H P C S 失敗 + 低圧 E C C S 失敗 + 全交流動力電源喪失」に対し、原子炉格納容器フィルタベント系によって格納容器除熱を実施する場合について評価する。
- (2) 格納容器からの漏えい率は、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。(添付資料 3. 1. 2. 5 参照)



- ・ 1.0Pd 以下                   : 1.0Pd で 0.9%/日相当
- ・ 1.0Pd～1.5Pd               : 1.5Pd で 1.1%/日相当
- ・ 1.5Pd～2.0Pd               : 2.0Pd で 1.3%/日相当

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捕集されることが実験的に確認されていることから、格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果 (DF=10) を考慮する。

- (3) 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は、非常用ガス処理系により負圧が達成される事象発生 70 分後までは原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないこととし (換気率無限)、非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。
- (4) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉建屋内の空気を外気に放出するためフィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする (DF=1)。
- (5) 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、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漏えいする Cs-137 の評価結果を表 1 に示す。

原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 は 7 日間で約  $9.9 \times 10^{-1}$  TBq であり、原子炉格納容器フィルタベント系によって大気中へ放出される Cs-137 の 7 日間の最大約  $3.2 \times 10^{-1}$  TBq (ドライウエルのライン経由) とあわせても約 1.4TBq と基準の 100TBq を下回っている。

なお、事象発生 7 日間以降の影響を確認するため、事象発生後 30 日間、100 日間における大気への Cs-137 の放出量を確認している。原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量に原子炉格納容器フィルタベント系 (ドライウエルのライン経由) から大気中へ放出する Cs-137 の放出量を加えた場合でも、約 1.4TBq (30 日間) 及び約 1.4TBq (100 日間) であり、放出量も 100TBq を下回る。

表 1 原子炉建屋から大気中への放射性物質 (Cs-137) の漏えい量

(単位: TBq)

	漏えい量 (7 日間)	漏えい量 (30 日間)	漏えい量 (100 日間)
大破断 LOCA (代替循環冷却系 を使用できない場合)	約 $9.9 \times 10^{-1}$	約 1.0	約 1.0



## 安定状態について（代替循環冷却系を使用できない場合）

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において代替循環冷却系を使用できない場合における安定状態については以下のとおり。

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

格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に，重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能（原子炉格納容器フィルタベント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，除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定状態が確立されたものとする。

## 【安定状態の確立について】

原子炉安定停止状態の確立について

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水継続により損傷炉心が冠水し，損傷炉心の冷却が維持され，原子炉安定停止状態が確立される。

格納容器安定状態の確立について

炉心冷却を継続し，格納容器圧力 0.854MPa[gage]到達までに原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を開始することで，格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり，格納容器温度は 150℃を下回り，格納容器安定状態が確立される。

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

## 【安定状態の維持について】

上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。

残留熱除去系機能を復旧して除熱を行い，格納容器を隔離することによって，安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。

- ①格納容器除熱機能として残留熱除去系の復旧による冷却への移行
- ②格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び格納容器内への窒素ガス注入
- ③上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源），冷却水系等の復旧
- ④長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）に対し，適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保

（添付資料 2. 1. 1 別紙 1）

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

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

【MAAP】		解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響		
炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。		
	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル） 溶融炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCS 等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はしないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、格納容器スプレイ操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。		
	燃料棒表面熱伝達		CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。				
	燃料被覆管酸化		炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響を確認した。				
	燃料被覆管変形		・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 ・炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない				
	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。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCS 等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作はしないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。		
気液分離（水位変化）・対向流	・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						
原子炉圧力	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）	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。	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を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、格納容器圧力を操作開始の起点としている原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力を操作開始の起点としている原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）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温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。		
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		格納容器温度を十数℃程度高めに、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。				
	気液界面の熱伝導		格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。				
	スプレイ冷却	安全系モデル（格納容器スプレイ）	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。

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
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、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。</li> </ul>	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	構造材との熱伝達				
原子炉圧力容器（炉心損傷後）	原子炉圧力容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	<p>PHEBUS-FP 実験解析により、FP 放出の開始時間を良く再現できているものの、燃料被覆管温度を高めに評価することにより、急激な FP 放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。</p>	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは、PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉格納容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	<p>ABCOVE 実験解析により、格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認した。</p>	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の格納容器内 FP 挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。したがって、大気中への Cs-137 の総放出量の観点で評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器フィルタベント系による大気中への Cs-137 の総放出量は、評価項目（100TBq を下回っていること）に対して、サブプレッションチェンバのベントラインを経由した場合は約 $8.0 \times 10^{-4}$ TBq（7 日間）、ドライウエルのベントラインを経由した場合は約 $3.2 \times 10^{-1}$ TBq（7 日間）であり、評価項目に対して余裕がある。



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（代替循環冷却系を使用できない場合）（1/2）

項目	解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	解析条件	最確条件				
初期条件	原子炉熱出力	2,436MWt	2,435MWt 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は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	約 6.68 MPa[gage] ～約 6.87MPa[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は、解析条件で設定している圧力よりも低くなる。また、大破断LOCAに伴い原子炉は急速に減圧されることから事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している圧力よりも低くなる。また、大破断LOCAに伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	炉心流量	35.6×10 <sup>3</sup> t/h (定格流量)	定格流量の約 87%～約 104% (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いことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+133cm)	通常運転水位 (セパレータスカート下端から約+129cm～約+136cm) (実測値)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、大破断LOCA発生後の原子炉水位の低下量は約 10 分で通常運転水位一約 11.2m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は一約 4cm であり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、大破断LOCA発生後の原子炉水位の低下量は約 10 分で通常運転水位一約 11.2m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は一約 4cm であり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	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、熱力学的特性はほぼ同等であり、燃料棒最大線出力密度の保守性に包含されることから、代表的に 9×9 燃料(A 型)を設定	最確条件とした場合は、9×9 燃料の A 型又は B 型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に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。
	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 31Gwd/t (実績値)	平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対し、ばらつきとして 10%の保守性を考慮し、条件を設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、操作手順（格納容器圧力に応じて格納容器スプレイを実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器スプレイ及び格納容器ベントにより抑制されることから、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)	7,950m <sup>3</sup>	7,950m <sup>3</sup> (設計値)	格納容器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 (サブプレッションチェンバ)	7,950m <sup>3</sup>	7,950m <sup>3</sup> (設計値)	格納容器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。
	サブプレッションプール水位	3.55m	約 3.54m～約 3.57m (実測値)	通常運転時のサブプレッションプール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッション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 (3.55m) の熱容量は約 2,850m <sup>3</sup> 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分 (通常水位-0.01m 分) の熱容量は約 10m <sup>3</sup> 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約 1%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いことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッション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 (3.55m) の熱容量は約 2,850m <sup>3</sup> 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分 (通常水位-0.01m 分) の熱容量は約 10m <sup>3</sup> 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約 1%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。
	格納容器温度 (ドライウエル)	57℃	約 40℃～約 44℃ (実測値)	通常運転時の格納容器温度(ドライウエル)として設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している温度よりも低くなるが、格納容器温度は格納容器スプレイにより飽和温度となり、初期温度が事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している温度よりも低くなるが、格納容器温度は格納容器スプレイにより飽和温度となることから、初期温度が事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器温度 (サブプレッションチェンバ)	32℃	約 27℃～約 32℃ (実測値)	通常運転時のサブプレッションプール水温度の上限値を、最確条件で包絡できる条件として設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器圧力上昇が遅くなり、格納容器スプレイの開始が遅くなるが、その影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器の熱容量は大きくなりベントに至るまでの時間が長くなるが、その影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器圧力	5.0kPa[gage]	約 2.1 kPa[gage] ～約 6.9kPa[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は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇量が格納容器スプレイの運転開始時間に与える影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が初期ピーク値に達するまでの圧力上昇率(平均)は 1 時間あたり約 20kPa (24 時間で約 0.56MPa) であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約 2kPa であり、非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇量が格納容器スプレイの運転開始時間に与える影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が初期ピーク値に達するまでの圧力上昇率(平均)は 1 時間あたり約 20kPa (24 時間で約 0.56MPa) であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約 2kPa であり、非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	真空破壊装置	3.4kPa (ドライウエルーサブプレッションチェンバ間差圧)	3.4kPa (ドライウエルー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	40℃	約 20℃～約 40℃ (実測値)	復水貯蔵タンク水温の実績を踏まえて最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、格納容器圧力上昇及び温度上昇に対する格納容器スプレイによる圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなり、間欠スプレイの間隔に影響するが、スプレイ間隔は格納容器圧力に依存していることから運転員等操作に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、炉心の再冠水までの挙動に影響する可能性はあるが、この顕熱分の影響は小さく、燃料被覆管温度上昇に対する影響は小さい。また、格納容器圧力及び温度上昇に対する格納容器スプレイによる圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなり、原子炉格納容器フィルタベント系の操作開始時間が遅くなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	

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（代替循環冷却系を使用できない場合）（2/2）

項目		解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	外部水源の容量	約 11,192m <sup>3</sup>	約 11,192m <sup>3</sup> 以上 (淡水貯水槽+復水貯蔵タンク)	淡水貯水槽及び通常運転中の復水貯蔵タンクの水量を参考に、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10時間後からは大容量送水ポンプ（タイプI）による補給により復水貯蔵タンクは枯渇しないことから、運転員等操作に対する影響はない。	—
	燃料の容量	約 900kL	約 900kL以上 (軽油タンク容量+ガスタービン発電設備軽油タンク容量)	通常時の軽油タンク及びガスタービン発電設備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、運転員等操作に対する影響はない。	—
事故条件	起因事象	大破断LOCA再循環系配管（出口ノズル）の破断	—	原子炉压力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定	Excessive LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 (添付資料3.1.2.7)	Excessive LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断LOCAの場合と同程度であり、格納容器圧力は0.854MPa[gage]、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は200℃を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料3.1.2.7)
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高压炉心スプレィ系及び低圧注水機能	—	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高压炉心スプレィ系並びに低圧注水機能として低圧注水系及び低圧炉心スプレィ系の機能喪失を設定	—	—
	外部電源	外部電源なし	—	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定 ただし、再循環ポンプは、原子炉水位低（レベル2）の信号でトリップするものとする	仮に外部電源がある場合は、再循環ポンプは事象発生と同時にトリップしないため、原子炉水位の低下が早くなることが考えられるが、解析条件として考慮していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	仮に外部電源がある場合は、再循環ポンプは事象発生と同時にトリップしないため、原子炉水位の低下が早くなることが考えられるが、解析条件として考慮していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響は無く、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無く、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	ドライウェル圧力高 (遅れ時間：1.05秒)	ドライウェル圧力高 (遅れ時間：0.65秒)	事象発生と同時にスクラムせず、ドライウェル圧力高でスクラムすることにより原子炉保有水量を保守的に評価するため設定	最確条件とした場合は、解析条件よりもスクラム時間が早くなる。その場合、原子炉出力がより早く低下するため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、操作手順（格納容器圧力に応じて格納容器スプレィを実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、解析条件よりもスクラム時間が早くなる。その場合、原子炉出力がより早く低下するため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、格納容器の圧力及び温度の上昇は格納容器スプレィ及び格納容器ベントにより抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	原子炉水位低（レベル2）	原子炉水位低（レベル2）	原子炉再循環系のインターロックとして設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、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。
	低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）	最大130m <sup>3</sup> /hで注水、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	最大199m <sup>3</sup> /hで注水、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	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。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉格納容器代替スプレィ冷却系（可搬型）	88m <sup>3</sup> /hにて格納容器内へスプレィ	88m <sup>3</sup> /h以上でスプレィ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し、設定	スプレィ流量は運転員による調整が行われ、その増減により圧力及び温度上昇の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。	スプレィ流量は運転員による調整が行われ、その増減により圧力及び温度上昇の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。
	原子炉格納容器フィルタベント系等	流路特性（0.427MPa[gage]において10.0kg/sの流量）に対して、格納容器一次隔離弁を全開操作にて格納容器除熱	流路特性（0.427MPa[gage]において、10.0kg/sの流量）に対し、格納容器一次隔離弁を全開操作にて格納容器除熱	原子炉格納容器フィルタベント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に与える影響及び操作時間余裕（代替循環冷却系を使用できない場合）（1/5）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間						
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作	事象発生 25分後	<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等の非常用高圧母線の電源回復ができず全交流動力電源喪失を確認した場合、常設代替交流電源設備からの受電を開始する手順としている。また、中央制御室制御盤にて状態表示ランプ、機器故障警報等にて原子炉隔離時冷却系及びECCSの機能喪失を確認した場合、常設代替交流電源設備からの電源供給後、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を開始する手順としている。全交流動力電源、原子炉隔離時冷却系及びECCSの機能喪失の確認については、詳細に以下に示すとおり、ECCS機能喪失の確認まで約8分を想定している。これに余裕を含めて10分間を全交流動力電源喪失等の確認時間と想定していることから、操作開始時間は早まる可能性がある [全交流動力電源、原子炉隔離時冷却系及びECCSの機能喪失確認：10分間（余裕含む）] ・ 原子炉スクラム後の状態確認（外部電源喪失確認含む）に1分間を想定 ・ 原子炉隔離時冷却系及び非常用ディーゼル発電機等の機能喪失の確認に2分間を想定 ・ ECCS機能喪失の確認に5分間を想定</p> <p>【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はない。</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い。</p> <p>【操作所要時間】 常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作については、いずれも制御盤の操作スイッチによる操作であり、時間余裕を含めて合計10分間の操作所要時間を想定している。よって、操作所要時間が操作開始時間に与える影響はない。常設代替交流電源設備からの受電の操作内容及び操作所要時間は以下のとおり、受電準備及び受電操作に5分間を想定している。 [受電準備及び受電操作：5分間] ・ 常設代替交流電源設備の受電準備として、負荷抑制のための操作スイッチの引き保持等の所要時間に3分間を想定 ・ 常設代替交流電源設備からの受電操作として、受電に必要な遮断器操作の所要時間として2分間を想定</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の操作内容及び操作所要時間は以下のとおり、時間余裕を含めて操作所要時間5分を想定している。 [低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水：5分間（余裕含む）] ・ 復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の開操作、緊急時隔離弁等の閉操作及び操作した弁の動作確認に2分間を想定 ・ 復水移送ポンプの起動に1分間を想定 ・ 残留熱除去系弁の開操作に1分間を想定</p> <p>【他の並列操作有無】 常設代替交流電源設備からの受電操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はない。また、常設代替交流電源設備からの電源供給後、運転員は冷却材確保としての原子炉注水を最優先に実施するため、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>	低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水準備の操作時間は、常設代替交流電源設備からの受電操作完了後に実施するため、受電操作の影響を受け、原子炉への注水開始時間も早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	常設代替交流電源設備からの受電操作について、解析上の原子炉注水開始時間(25分後)は準備操作に時間余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はない。	事象発生から50分後（操作開始時間の25分程度の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。なお、格納容器ベント時におけるCs放出量は炉心損傷の程度の影響を受けるが、格納容器ベント開始時間はほぼ同等であることから、放出量に与える影響は小さい。 (添付 3.1.3.7)	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（模擬操作含む）を取得。解析上においては、起因事象の原子炉冷却材喪失から常設代替交流電源設備の受電操作及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水開始まで25分を想定しているところ、訓練実績では約14分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（代替循環冷却系を使用できない場合）（2/5）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等	
	解析上の操作開始時間							
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方						
操作条件	大容量送水ポンプ（タイプI）の準備（復水貯蔵タンクへの補給、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型））	事象発生から10時間後に準備完了	大容量送水ポンプ（タイプI）の準備時間を踏まえて設定	<p>【認知】 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の非常用高圧母線の電源回復ができず全交流動力電源喪失を確認した場合、大容量送水ポンプ（タイプI）の準備を開始する手順としている。そのため、認知遅れによる操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 大容量送水ポンプ（タイプI）の準備は、大容量送水ポンプ（タイプI）の設置、ホースの敷設等を行う専任の重大事故等対応要員が配置されている。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 重大事故等対応要員は、可搬型重大事故等対処設備の保管場所まで、徒歩での移動を想定しており、移動時間としては余裕を含めて20分を想定していることから、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 大容量送水ポンプ（タイプI）は車両であることから自走で作業現場へ移動することを想定しており、ホース及び注水用ヘッダの設置はホース延長回収車により、自走にて作業現場へ移動しながら実施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、ブルドーザにて必要なアクセスルートを仮復旧できる常駐体制としており、仮復旧作業として4時間（要員はこの間に可搬型重大事故等対処設備の保管場所まで移動）を想定している。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプI）の準備の作業項目及び操作所要時間等は以下のとおりであり、操作所要時間は合計6時間を想定している。各作業には十分な時間余裕を含んでいることから、操作開始時間は早まる可能性がある。</p> <p>【大容量送水ポンプ（タイプI）の準備：6時間（余裕含む）】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>大容量送水ポンプ（タイプI）の設置、ホースの敷設、接続等に5時間を想定</li> <li>格納容器代替スプレイに使用するホース等の水張り（接続弁の開操作（原子炉建屋外からの遠隔人力操作）含む）に30分間を想定。また、並行して復水貯蔵タンクへの補給に使用するホースの水張り（想定所要時間30分間）を実施</li> </ul> <p>【他の並列操作有無】 格納容器代替スプレイに使用するホース等の水張り操作及び復水貯蔵タンクへの補給に使用するホースの水張り操作は、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、並列操作が操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 重大事故等対応要員の現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため1組2人以上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>	大容量送水ポンプ（タイプI）の準備操作は、仮にアクセスルートの被害があった場合の仮復旧操作として4時間、その後の作業に6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り、復水貯蔵タンクへの補給操作の操作開始時間が早まる可能性があることから、復水貯蔵タンクの保有水量が早期に回復する。また、格納容器代替スプレイの操作開始時間が早まる可能性があるが、格納容器代替スプレイは格納容器圧力を基準に格納容器代替スプレイ操作を実施することとしていることから、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より早まる可能性があるが、復水貯蔵タンクの水位低下は緩やかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器代替スプレイは、格納容器圧力を基準に格納容器代替スプレイ操作を実施することとしていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の運転開始までの時間は、仮にアクセスルートの被害があった場合の仮復旧操作を考慮しても、事象発生から10時間あり、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作開始までの時間は事象発生から約29時間あり、準備時間が確保されるため、時間余裕がある。	大容量送水ポンプ（タイプI）の準備は、仮にアクセスルートの仮復旧作業（4時間）を考慮した場合の所要時間10時間想定のところ、訓練実績等により約9時間であり、想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。
	復水貯蔵タンクへの補給操作	事象発生から10時間以降、適宜	復水貯蔵タンクへの補給は、解析条件ではないが、解析で想定している操作の成立性や継続に必要な作業。大容量送水ポンプ（タイプI）の準備完了時間を踏まえ設定	復水貯蔵タンクへの補給までの時間は、事象発生約10時間以降から補給が可能であるが、復水貯蔵タンクの水源枯渇までに実施すればよい操作であり、復水貯蔵タンクの保有水のみで約32時間注水可能であることから、十分な時間余裕がある。	—	—	—	復水貯蔵タンクへの補給は、淡水貯水槽から大容量送水ポンプ（タイプI）を用いて実施する。大容量送水ポンプ（タイプI）の準備は、仮にアクセスルートの仮復旧作業（4時間）を考慮した場合の所要時間10時間想定のところ、訓練実績等により約9時間であり、想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。

表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（代替循環冷却系を使用できない場合）（3/5）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等	
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方						
操作条件	各機器への給油（ガスタービン発電設備軽油タンク、大容量送水ポンプ（タイプI）及び原子炉補機代替冷却水系）	事象発生から10時間以降、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性や継続に必要な作業。各機器の使用開始時間を踏まえて設定	各機器への給油開始までの時間は、事象発生から約10時間以降であり十分な時間余裕がある。	—	—	—	有効性評価では、ガスタービン発電設備軽油タンク、淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給等に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）（1台）、原子炉補機代替冷却水系（熱交換器ユニット（1台）及び大容量送水ポンプ（タイプI）（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、ガスタービン発電設備軽油タンクへの給油準備（現場移動開始からタンクローリへの補給完了まで）は、所要時間140分のところ訓練実績等では約120分、大容量送水ポンプ（タイプI）及び原子炉補機代替冷却水系（熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI））への給油準備（現場移動開始からタンクローリへの補給完了まで）は、所要時間140分のところ訓練実績等では約120分で実施可能なことを確認した。 また、各機器への給油作業は、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。 ガスタービン発電設備軽油タンクへの給油作業は、許容時間240分のところ、訓練実績等では約30分、大容量送水ポンプ（タイプI）への給油作業は、許容時間300分のところ、訓練実績等では約30分、原子炉補機代替冷却水系への給油作業は、熱交換器ユニットが許容時間900分のところ、訓練実績等では約30分、大容量送水ポンプ（タイプI）が、許容時間300分のところ、訓練実績等では約30分であり、許容時間内で意図している作業が実施可能であることを確認した。



表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（代替循環冷却系を使用できない場合）（4/5）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間						
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.640MPa[gage] （約29時間後）	格納容器限界圧力 到達防止を踏まえて設定	<p>【認知】 炉心損傷後の格納容器代替スプレイの実施基準（格納容器圧力0.640MPa[gage]）に到達するのは、事象発生約29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、認知遅れによる操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、現場にて原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の系統構成及び冷却開始操作を行う重大事故等対応要員と、中央制御室にて原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の系統構成及び間欠運転を行う運転員が配置されている。本操作を行う重大事故等対応要員は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の系統構成及び冷却開始操作を行っている期間、他の作業を担っていない。また、本操作を行う中央制御室の運転員は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の系統構成及び間欠運転を行なっている期間、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い。</p> <p>【移動】 現場で行う原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の系統構成及び冷却開始操作は、原子炉建屋外部接続口近傍で行う作業である。現場操作を行う重大事故等対応要員は大容量送水ポンプ（タイプI）設置完了後、同じく原子炉建屋外部接続口近傍に設置される注水用ヘッダ付近に配置されていることから、移動時間は不要である。また、作業に伴う作業エリア内の移動を含んだ操作所要時間を想定していることから、操作開始時間に与える影響はない。また、中央制御室における原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の系統構成及び間欠運転は、中央制御室内での操作のみであるため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作の操作項目及び操作所要時間等は以下のとおりであり、系統構成及び冷却開始に5分間を想定している。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による間欠スプレイ操作は、制御盤の操作スイッチによる操作であり簡易な操作であるため、操作所要時間は特に設定していない。いずれの操作も、格納容器の緩やかな圧力上昇に対して操作所要時間は十分に短い。 〔原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の系統構成及び冷却開始操作：5分間（余裕含む）〕</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転員による残留熱除去系弁の状態確認及び開操作（中央制御室での遠隔操作）に1分間を想定</li> <li>・ 重大事故等対応要員による格納容器代替スプレイの流量調整弁の開操作（注水用ヘッダでの手動操作）に3分間を想定</li> </ul> <p>【他の並列操作有無】 現場では、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の系統構成及び冷却開始操作を行っている期間、当該作業に対応する重大事故等対応要員に他の並列操作はない。中央制御室では、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作時に、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い。</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1組2人以上で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。また、中央制御室操作は、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>	炉心損傷後の格納容器代替スプレイの実施基準（格納容器圧力0.640MPa[gage]）に到達するのは、事象発生約29時間後であり、運転員が格納容器圧力の上昇を認知できる時間があることから、実態の操作開始時間は、解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。	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。	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の運転開始までの時間は、仮にアクセスルートの被害があった場合の復旧操作を考慮しても、事象発生から10時間あり、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作開始までの時間は事象発生から約29時間あり、準備時間が確保されるため、時間余裕がある。	訓練実績等では、中央制御室における運転員の残留熱除去系弁の状態確認及び開操作は約1分、重大事故等対応要員による格納容器代替スプレイの流量調整弁の開操作については約1分の操作時間を要した。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（代替循環冷却系を使用できない場合）（5/5）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間						
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作	外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m）に到達から5分後（約45時間後）	格納容器圧力到達防止を踏まえて設定	<p>【認知】 炉心損傷後の格納容器ベントの実施基準は、格納容器圧力が0.854MPa[gage]としており、格納容器ベントに必要な操作時間を考慮しても格納容器圧力が0.854MPa[gage]を超えないよう、外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が通常運転水位+約2m）到達により格納容器ベント操作を開始する手順としている。外部水源注水量限界に到達するのは事象発生約44時間後であり、サブプレッションプール水位の上昇については運転員が十分に認知できる時間があるため、認知遅れにより操作時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントは中央制御室における操作であり、運転員は中央制御室に常駐している。また、中央制御室からの遠隔操作に失敗した場合は現場での弁操作を行うが、中央制御室操作を行う運転員とは別の運転員（現場）を配置している。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 中央制御室における格納容器ベント操作は、中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はない。また、現場操作の場合、中央制御室から現場である原子炉建屋内の手動弁まで通常4分程度で移動可能であるが、それに時間余裕を加えて操作所要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、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 中央制御室における格納容器ベント操作は操作スイッチによる電動弁1個の操作に5分の操作所要時間を想定しており、時間余裕を確保している。遠隔操作に失敗した場合には、現場にて格納容器ベントを行うこととしており、格納容器ベントの信頼性を向上しているが、この場合、手動弁1個の操作に移動時間を含めて1.5時間の操作所要時間を想定しており、格納容器圧力0.854MPa[gage]に接近する事象発生約51時間後までは時間余裕を確保している。よって操作所要時間が操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【他の並列操作有無】 格納容器ベントの操作時に、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。なお、遠隔操作に失敗した場合の現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が通常運転水位+2m）に到達するのは、事象発生から約44時間後である。また、格納容器ベントの準備操作はサブプレッションプール水位の上昇傾向を監視しながらあらかじめ操作可能であり、格納容器ベント操作の操作所要時間は時間余裕を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が通常運転水位+2m）到達時に速やかに格納容器除熱操作をすることが可能であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。	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。	格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約45時間後の操作であり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。	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（模擬操作含む）を取得。中央制御室におけるベント操作は、操作スイッチによる電動弁1個の操作に約2分の操作時間を要した。また、ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は現場操作にて対応するが、訓練実績等では、移動時間を含め約58分の操作時間を要した。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。

## 注水操作が遅れる場合の影響について

## 1. はじめに

評価事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」では、大破断LOCA時に高圧炉心スプレイ系、低圧注水機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低下により炉心は露出し、事象発生約4分後に燃料被覆管の最高温度は1,000K(727°C)に到達し、炉心損傷が開始する。有効性評価では、事象発生から25分経過した時点で、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位は回復し、炉心は再冠水する評価結果となっている。

本事象進展について、運転員による原子炉注水操作が有効性評価よりも遅れた場合の評価項目への影響について評価した。

## 2. 評価項目への影響

操作遅れを想定し、注水開始時間を有効性評価における設定よりも25分遅延(事象発生50分後に原子炉注水を開始)した場合について、原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性に係る感度解析を行った。

## (1) 原子炉圧力容器の健全性への影響

原子炉圧力容器の健全性の観点から、炉心内でのデブリの移行(リロケーション)<sup>\*</sup>の発生有無を評価した。表1に感度解析の評価結果を示す。また、操作25分遅れのケースの原子炉水位及び注水流量の推移を図1及び図2に示す。

操作25分遅れの場合においても、損傷炉心は炉心位置に保持され、リロケーションは発生しないことから、原子炉圧力容器の健全性は確保される。

※ここで言うリロケーションとは、炉心損傷後、溶融炉心が炉心下部プレナムに移行した状態を指す。

## (2) 格納容器破損防止対策の有効性への影響

格納容器破損防止対策の有効性の観点から、格納容器スプレイ開始時間及び格納容器限界圧力・限界温度の到達時間を評価した。表2に感度解析の評価結果を示す。また、操作25分遅れのケースにおける格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図3及び図4に示す。

操作25分遅れの場合において、原子炉注水開始の遅れに伴い格納容器スプレイの開始時間は遅くなるが、図3及び図4に示すとおり、格納容器スプレイ開始後は格納容器圧力及び温度は制御され、評価項目となる格納容器限界圧力・限界温度に到達することはない。また、外部水源注水量限界(サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m(通常運転水位+約2m))に到達する時間は、有効性評価のケースの約44時間に対し、操作25分遅れのケースでは約46時間とほぼ同程度であり、格納容器圧力及び温度の上昇傾向への影響はほぼない。

### 3. まとめ

操作 25 分遅れの場合においても、有効性評価のケースと同様に、原子炉压力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性は維持される。したがって、原子炉注水操作は、有効性の確認された申請解析ケースに対して 25 分程度の遅れの余裕がある。

表 1 原子炉压力容器の健全性に関する感度解析結果

ケース	損傷炉心の位置
有効性評価のケース (事象発生 25 分後に原子炉注水開始)	炉心位置に保持 (リロケーションは発生しない)
操作 25 分遅れのケース (事象発生 50 分後に原子炉注水開始)	炉心位置に保持 (リロケーションは発生しない)

表 2 格納容器破損防止対策の有効性に関する感度解析結果

ケース	格納容器スプレイ 開始時間	外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約 2 m））到達時間
有効性評価のケース (事象発生 25 分後に 原子炉注水開始)	約 29 時間後	約 44 時間後
操作 25 分遅れのケース (事象発生 50 分後に 原子炉注水開始)	約 30 時間後	約 46 時間後

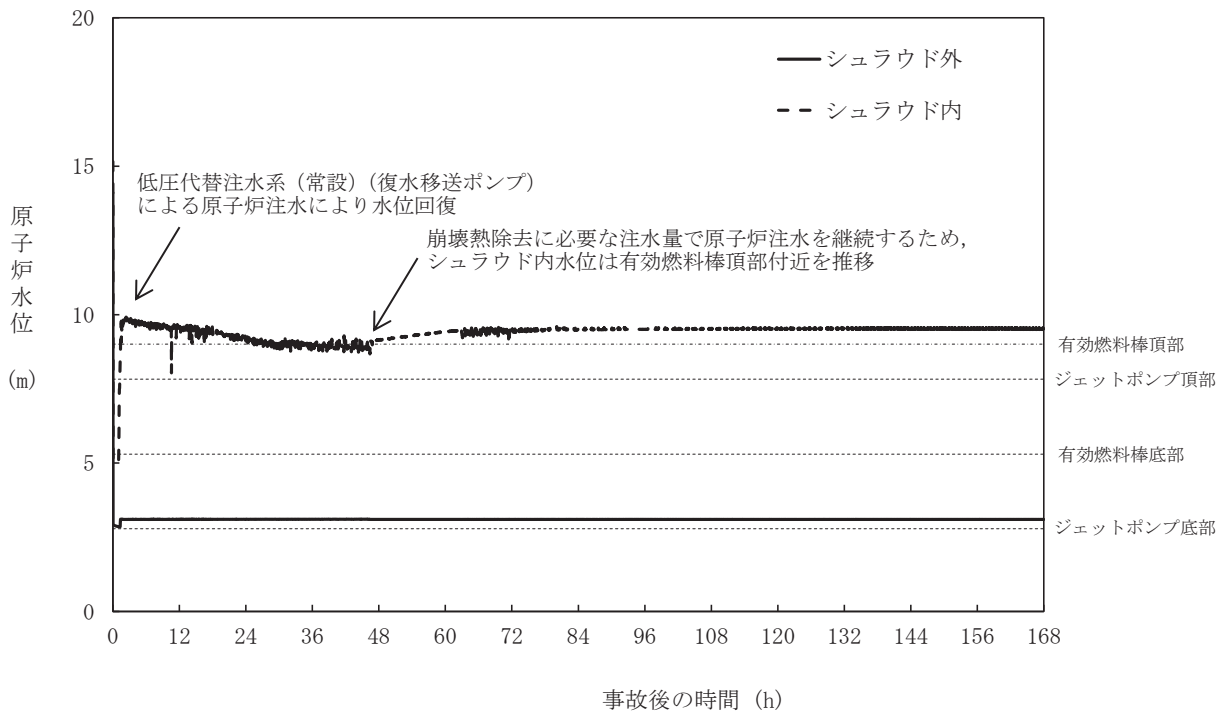


図1 操作 25 分遅れのケースにおける原子炉水位の推移

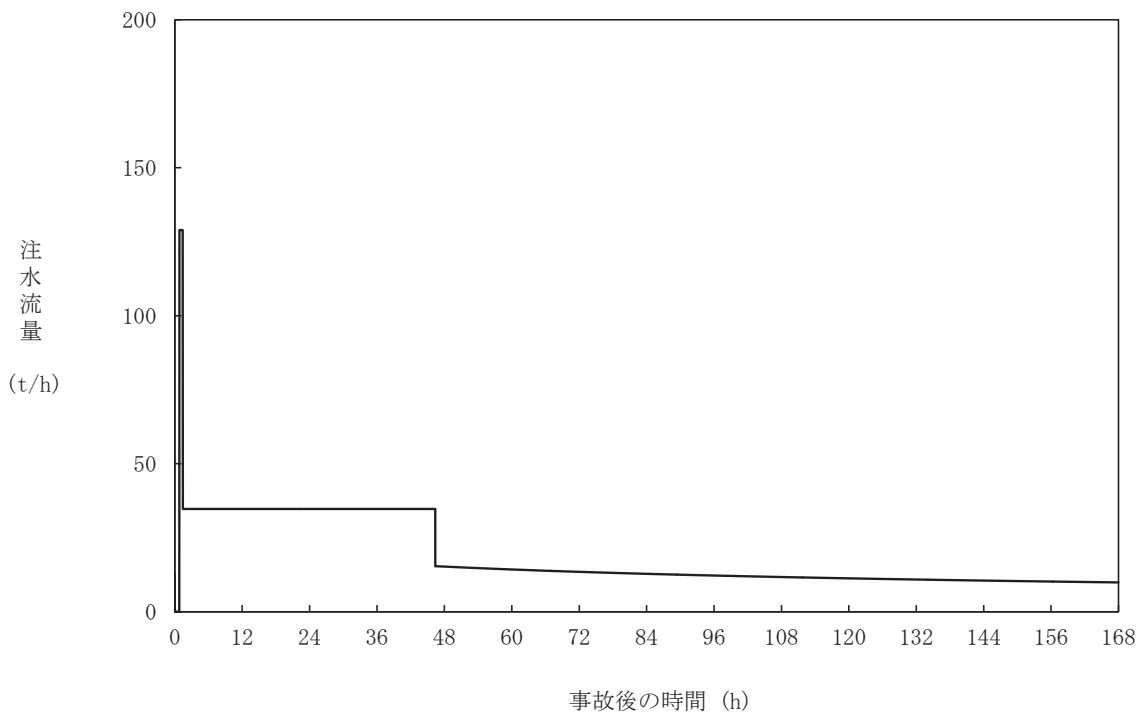


図2 操作 25 分遅れのケースにおける注水流量の推移

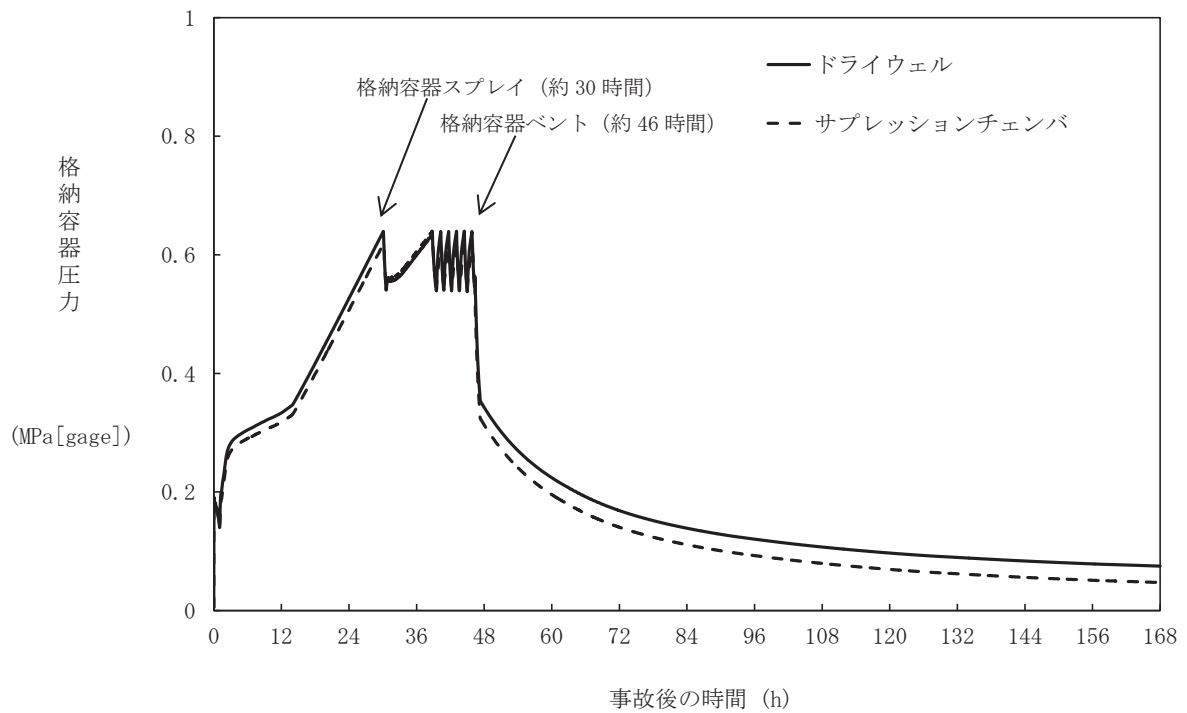


図3 操作 25 分遅れのケースにおける格納容器圧力の推移

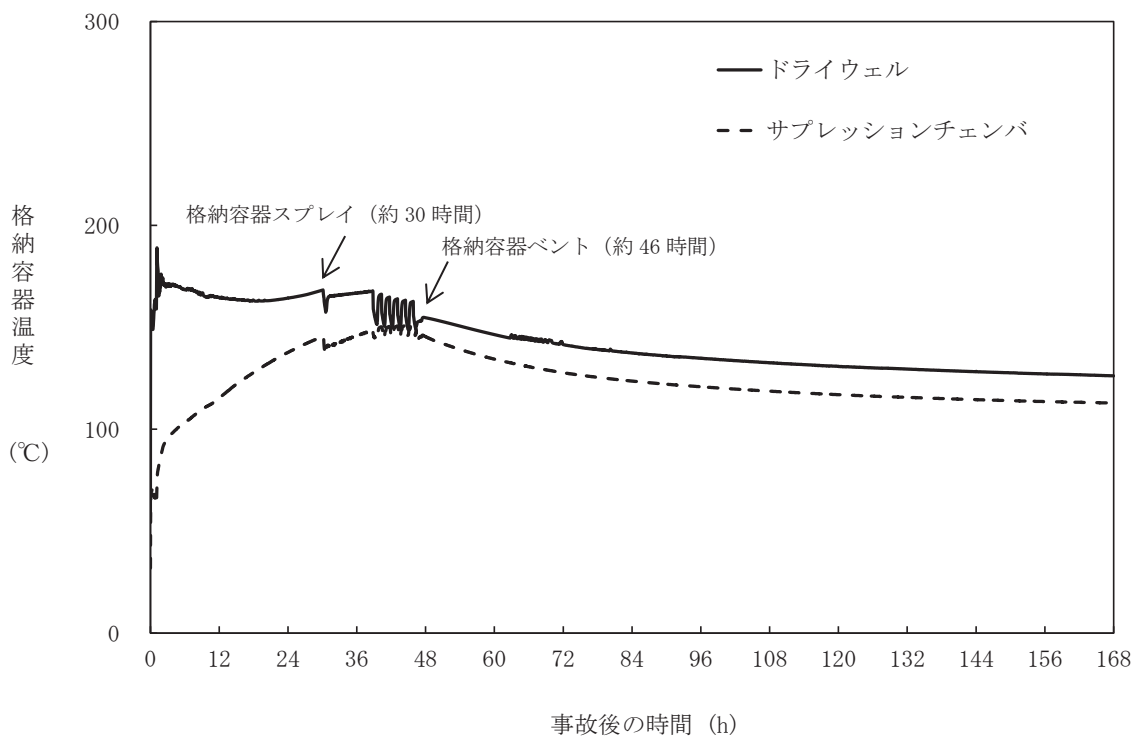


図4 操作 25 分遅れのケースにおける格納容器温度の推移



## 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作開始を 限界圧力接近時とした場合の影響

### 1. はじめに

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、事象発生約 44 時間後に外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約 2 m））に到達する。手順上、外部水源注水量限界到達により原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作を実施することから、格納容器一次隔離弁の中央制御室からの遠隔操作にかかる時間を踏まえ、外部水源注水量限界到達から 5 分後に原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作を実施している。

ここでは、格納容器圧力が限界圧力 0.854MPa[gage]に近接した場合に原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作を実施しても、格納容器過圧及び過温破損にかかる評価項目が判断基準を満足することを以下のとおり確認した。

### 2. 評価条件

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

- ・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が限界圧力 0.854MPa[gage]に接近した場合に実施する。

### 3. 評価結果

図 1 から図 3 に格納容器圧力、格納容器温度及びサプレッションプール水位の推移を示す。

事象発生約 44 時間後に外部水源注水量限界に到達し、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイを停止することから、格納容器圧力は上昇する。その後、事象発生約 51 時間後に格納容器圧力が限界圧力 0.854MPa[gage]に接近したときに、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作を実施することで格納容器圧力は低下するため、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は格納容器の限界圧力 0.854MPa[gage]を超えない。また、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は約 178℃となり、格納容器の限界温度 200℃を超えない。

以上により、格納容器圧力が限界圧力 0.854MPa[gage]に近接した場合に原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作を実施しても、格納容器過圧及び過温破損にかかる評価項目が判断基準を満足することを確認した。

以上



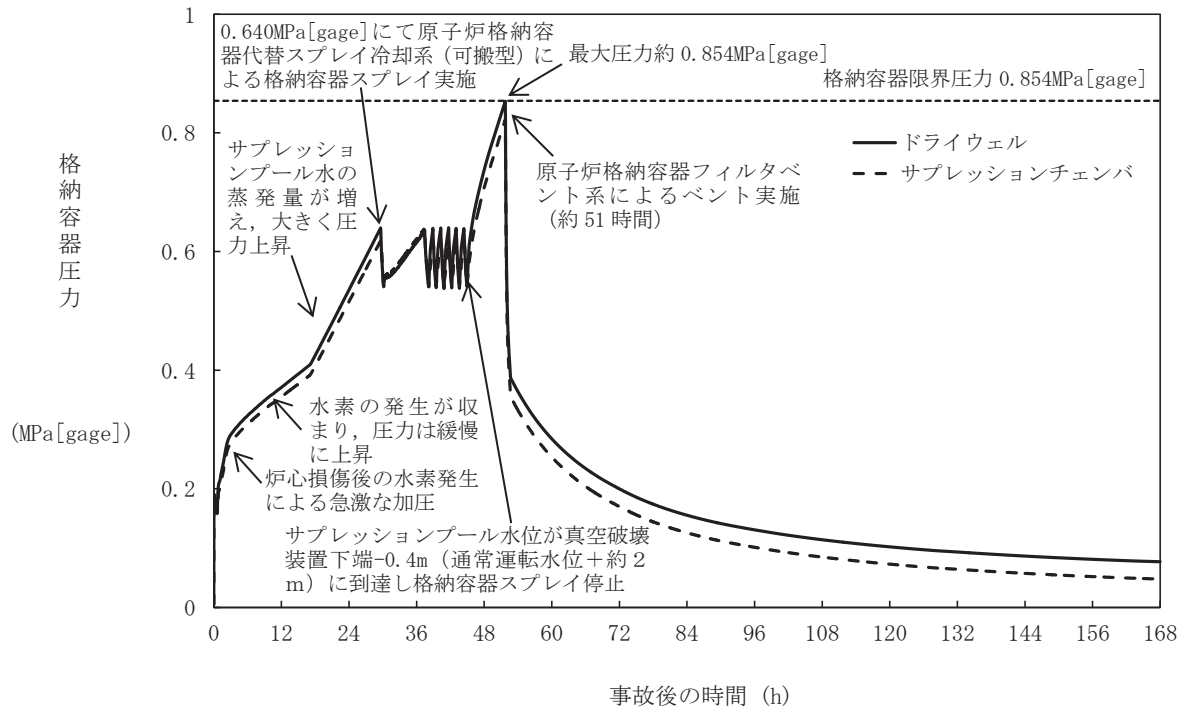


図1 格納容器圧力の推移

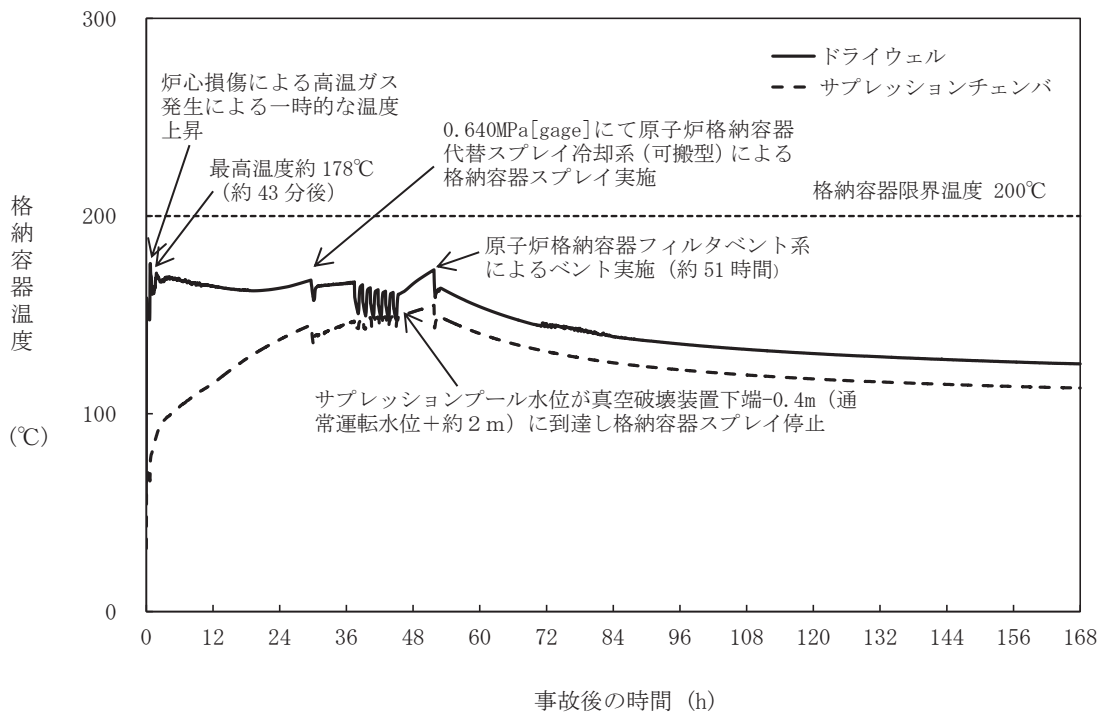


図2 格納容器温度の推移

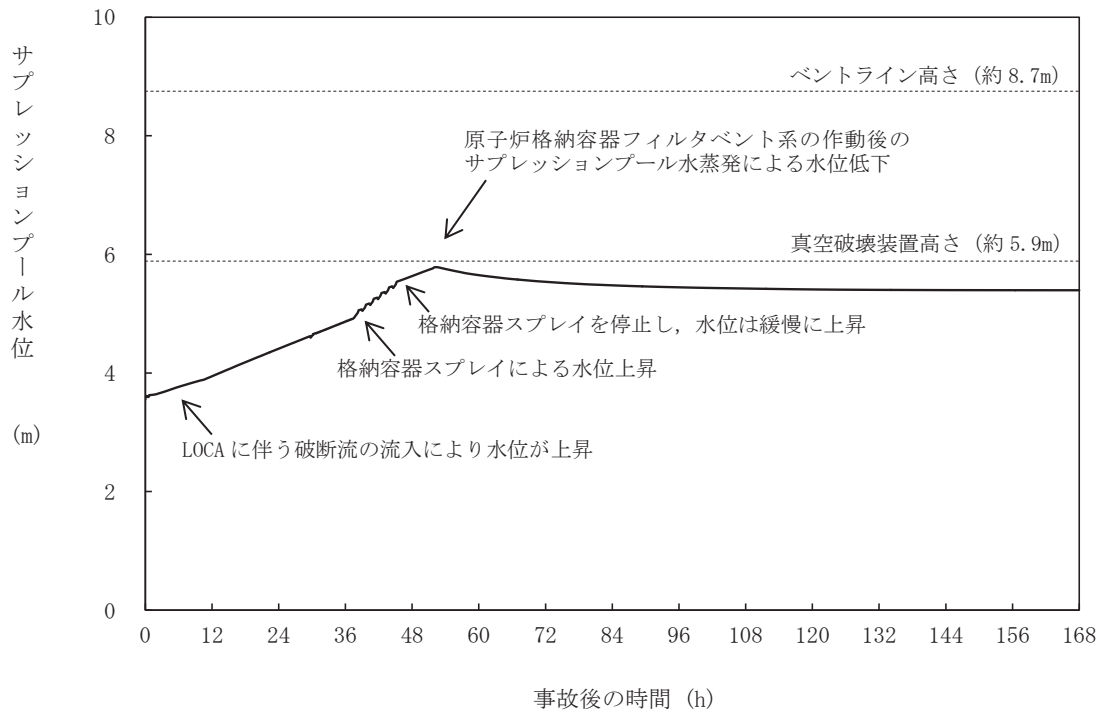


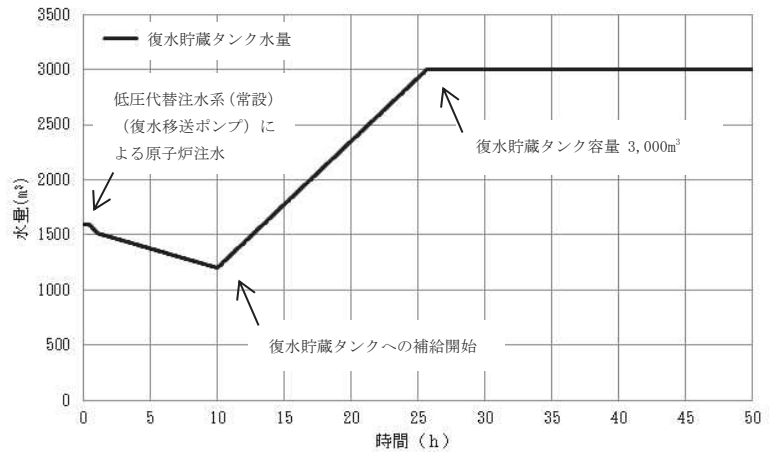
図3 サプレッションプール水位の推移

7 日間における水源、燃料、電源負荷評価結果について  
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)  
 (代替循環冷却系を使用できない場合))

1. 水源に関する評価

○水源

- ・復水貯蔵タンク水量  
     : 約 1,192m<sup>3</sup>
- ・淡水貯水槽 : 約 10,000m<sup>3</sup>  
     (約 5,000m<sup>3</sup> × 2)



○水使用パターン

① 低压代替注水系 (常設)

(復水移送ポンプ) による原子炉注水

事象発生 25 分後から復水貯蔵タンクを水源とする低压代替注水系 (常設)

(復水移送ポンプ) による原子炉注水を実施する。原子炉水位回復後は崩壊熱相当を注水する。

② 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器スプレイ

格納容器圧力が 0.640MPa[gage] に到達する事象発生約 29 時間以降、淡水貯水槽を水源とする原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器スプレイ (間欠運転) を実施する。外部水源注水量限界 (サブプレッションプール水位が通常運転水位から約 2m 上) 到達後、格納容器スプレイを停止する。

③ 淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給

事象発生 10 時間後から、淡水貯水槽の水を復水貯蔵タンクへ 150m<sup>3</sup>/h の流量で補給する。

○時間評価 (右上図)

事象発生 10 時間後までは、復水貯蔵タンクを水源として原子炉注水を実施するため、復水貯蔵タンクの水量は減少する。事象発生 10 時間後から復水貯蔵タンクへの補給を開始するため、復水貯蔵タンクの水量は回復し、以降安定して冷却が可能である。

○評価結果

時間評価の結果から復水貯蔵タンクが枯渇することはない。また、7 日間の対応を考慮すると、合計約 3,480m<sup>3</sup> 必要となる。復水貯蔵タンク及び淡水貯水槽で合計約 11,192m<sup>3</sup> の水を保有することから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。

## 2. 燃料消費に関する評価

プラント状況：2号炉運転中。1，3号炉停止中（炉内に燃料無し）

事象：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2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。

### 2号炉

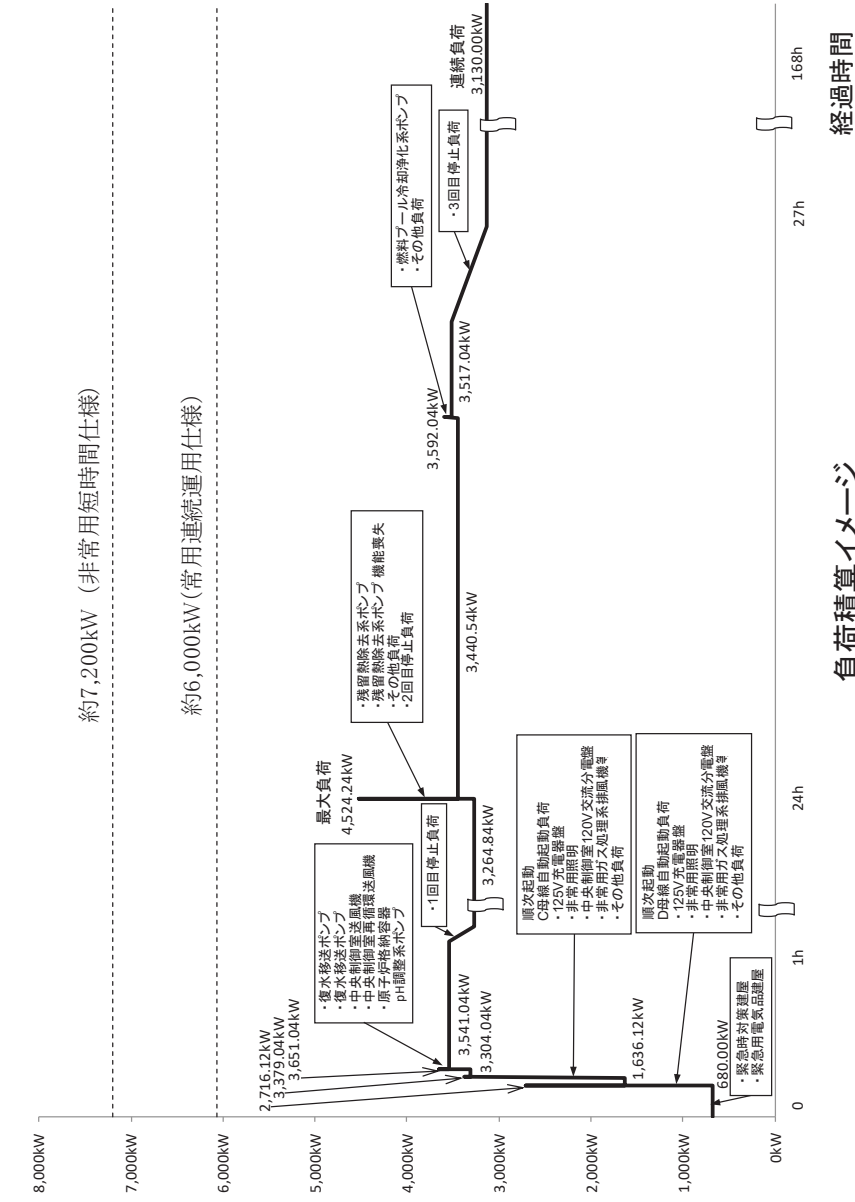
燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)	常設代替交流電源設備 2台起動 (常用連続運用仕様(約3,000kW/台)時の燃料消費量) $1,230\text{L/h} \times 2\text{台} \times 168\text{h} = \text{約} 414\text{kL}$
		大容量送水ポンプ(タイプI) 1台起動 (定格負荷時の燃料消費量) $188\text{L/h} \times 1\text{台} \times 168\text{h} = \text{約} 32\text{kL}$
		原子炉補機代替冷却水系 (定格負荷時の燃料消費量) (1) 熱交換器ユニット 1台起動 $56\text{L/h} \times 1\text{台} \times 168\text{h} = \text{約} 10\text{kL}$ (2) 大容量送水ポンプ(タイプI) 1台起動 $188\text{L/h} \times 1\text{台} \times 168\text{h} = \text{約} 32\text{kL}$ <p style="text-align: right;">7日間合計 約42kL</p>
		電源車 1台起動(緊急時対策所用) (定格負荷時の燃料消費量) $100\text{L/h} \times 1\text{台} \times 168\text{h} = \text{約} 17\text{kL}$
合計		7日間の軽油消費量 約505kL
判定		常設代替交流電源設備の運転継続に必要な軽油(約414kL)、大容量送水ポンプ(タイプI)及び原子炉補機代替冷却水系の運転継続に必要な軽油(約74kL)に対して軽油タンク(約600kL)及びガスタービン発電設備軽油タンク(約300kL)(合計約900kL)の軽油が使用可能。電源車の運転継続に必要な軽油(約17kL)に対して緊急時対策所軽油タンク(約18kL)の軽油が使用可能であり、7日間対応可能

3. 電源に関する評価  
 女川2号炉 常設代替交流電源設備の負荷 (券囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合))

### 主要負荷リスト

主要機器名称	容量(kW) (停止負荷容量)
緊急時対策建屋	305.00
緊急用電気品建屋	375.00
D母線自動起動負荷	
・125V充電器盤	105.00
・非常用照明	180.00
・中央制御室120V交流分電盤	52.50
・非常用ガス処理系排風機等 <sup>(1)</sup>	35.00
・その他負荷	583.62
・1回目停止負荷	(49.70)
・3回目停止負荷	(104.02)
C母線自動起動負荷	
・125V充電器盤	105.00
・非常用照明	180.00
・中央制御室120V交流分電盤	52.50
・非常用ガス処理系排風機等 <sup>(1)</sup>	35.00
・その他負荷	1295.42
・1回目停止負荷	(226.50)
・3回目停止負荷	(283.02)
復水移送ポンプ	45.00
復水移送ポンプ	45.00
中央制御室送風機	110.00
中央制御室再循環送風機	15.00
原子炉格納容器pH調整系ポンプ <sup>(2)</sup>	22.00
残留熱除去系ポンプ <sup>(2)</sup>	511.60
その他負荷	179.40
2回目停止負荷	(3.70)
燃料プールの冷却浄化系ポンプ	75.00
その他負荷	1.50
連続負荷	3130.00
最大負荷	4524.24

### 負荷容量



### 負荷積算イメージ

(1)非常用ガス処理系空気乾燥装置を含む  
 (2)起動時負荷 1,080kW

### 3.4 水素燃焼

#### 3.4.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

##### (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、確率論的リスク評価の結果からは抽出されない。このため、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定する。

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

格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食、熔融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素ガスによって格納容器内の水素濃度が上昇し、水の放射線分解によって発生する酸素ガスによって格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため、緩和措置がとられない場合には、ジルコニウム-水反応等によって発生する水素ガスと格納容器内の酸素ガスが反応することによって激しい燃焼が生じ、格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードは、窒素ガス置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することにより、格納容器の破損を防止する。また、熔融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生に対しては「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」のとおり、格納容器下部注水によって水素ガス発生を抑制する。

なお、2号炉において重大事故が発生した場合、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は13vol%<sup>\*1</sup>を大きく上回る。このため、本格納容器破損モードによる格納容器の破損を防止する上では、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要であるが、特に酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要である。また、水の放射線分解、金属腐食、熔融炉心・コンクリート相互作用等による水素ガス発生の影響は小さい。

※1 格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断される。

##### (3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して、窒素ガス置換による格納容器内雰囲気の不活性化により、水素燃焼による格納容器の破損を防止する。

「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとおり、格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、格納容器破損防止対策は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。

### 3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」である。

この事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シーケンスを「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」では原子炉格納容器フィルタベント系に期待することで、格納容器内の気体が排出され、水素ガス及び酸素ガスの絶対量が減少し、水素ガス及び酸素ガスの分圧が低下するとともに、サプレッションチェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気とともに格納容器外に排出され続けることで、水素ガス及び酸素ガスの分圧並びに水素濃度及び酸素濃度が低く維持され、格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流、原子炉圧力容器におけるECCS注水(給水系・代替注水設備含む)、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生及び原子炉圧力容器内FP挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サプレッション・プール冷却、スプレイ冷却及び放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動が重要現象となる。

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより格納容器圧力、格納容器温度、格納容器内の気相濃度等の過渡応答を求める。

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

#### (2) 有効性評価の条件



本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の条件は「3.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第3.4.1表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 酸素濃度

格納容器の初期酸素濃度並びに水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスを考慮することとする。格納容器の初期酸素濃度は、運転上許容される上限の2.5vol%とする。

b. 事故条件

(a) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量

炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析コードMAAPの評価結果から得られた値を用いた。これは、窒素ガス置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の格納容器内の酸素濃度が低く管理されていること及び解析コードMAAPの評価結果で水素濃度が13vol%を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点から厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応し、水素ガスが発生した場合、格納容器内の水素濃度が増加するため、相対的に水の放射線分解で発生する酸素ガスの濃度は低下する。

(b) 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合

水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの発生量は、解析コードMAAPで得られる崩壊熱を基に評価する。ここで、水素ガス及び酸素ガスの発生割合（G値（100eV当たりの分子発生量）、以下「G値」という。）は、それぞれ0.06、0.03とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、原子炉圧力容器内については、ベータ線、ガンマ線ともに0.1、原子炉圧力容器外の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに1とする。

（添付資料3.4.1）

(c) 金属腐食等による水素ガス発生量

格納容器内の亜鉛等の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素ガスの発生量は、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に比べて少なく、また、水素ガスの発生は、格納容器内の水素濃度を上昇させ、酸素濃度を低下させると考えられることから、金属腐食等による水素ガス発生量は考慮しない。

（添付資料3.1.2.3）

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の結果は「3.1.2.2(4) 有効性評価の結果」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウエル及びサプレッションチェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）の推移を第3.4.1図から第3.4.6図に、事象発生から7日後（168時間後）の酸素濃度を第3.4.2表に示す。

#### a. 事象進展

事象進展は「3.1.2.2(4)a. 事象進展」と同じである。

上記の事象進展に伴い、主に炉心の露出から炉心冠水までの間に、全炉心内のジルコニウム量の約13%が水と反応して水素ガスが発生する。また、炉心冠水に伴い、事象発生から約9.9時間後にジルコニウム-水反応は停止する。発生した水素ガスは原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに、破断口からドライウエルに流入する。また、原子炉圧力容器内及び格納容器内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生する。代替循環冷却系による格納容器除熱の開始後は、サプレッションチェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。

#### b. 評価項目等

格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から13vol%を上回るが、ウェット条件における酸素濃度は、事象発生から7日後までの間、格納容器の初期酸素濃度である2.5vol%を上回ることなく、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約2.4vol%であり、可燃限界を下回る。

ドライ条件では、事象発生約11時間後から約24時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である5vol%を上回る。この間、ウェット条件では、LOCA後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサプレッションチェンバに送り込まれ、破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となり、そのウェット条件での濃度は1vol%未満（約0.007vol%）である。また、ドライウエル内の非凝縮性ガス（水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス）の分圧の和は大気圧よりも低く、0.01MPa[abs]未満（水素及び酸素の分圧の和は0.01MPa[abs]未満）である。この間のサプレッションチェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約2.7vol%であり、サプレッションチェンバ内の全圧が約0.35MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス（水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス）の分圧は少なくとも約0.34MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、

ドライウェル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サブプレッショ  
ンチェンバから酸素濃度が 5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間に  
おいてドライウェルの酸素濃度が現実に可燃限界である 5vol%を上回ること  
はない。事象発生の約 24 時間以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は 5.0vol%未  
満で推移し、事象発生から 7 日後の酸素濃度は、ドライウェルにおいて約 2.8vol%、  
サブプレッションチェンバにおいて約 3.4vol%である。したがって、格納容器スプ  
レイの誤動作などにより水蒸気量が低下しても、可燃限界である 5vol%に達する  
ことはない。

その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、格納容器内の水素及び酸素濃度が可  
燃領域に至る場合については、格納容器ベントによって、その水素濃度及び酸素  
濃度を低減することで、安定状態を維持できる。

また、格納容器内は、原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされ  
るため、格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。なお、事象発生の 168  
時間後における崩壊熱は約 7.2MW であるが、これに相当する水蒸気発生量は約  
 $1.0 \times 10^4 \text{Nm}^3/\text{h}$  である。このため、水素燃焼の可能性の有無は、ウェット条件にお  
ける気相濃度において判断することが妥当であると考えられる。

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の  
評価項目について、酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また、  
(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評  
価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、「3.1  
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代  
替循環冷却系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。

なお、本評価は選定された評価事故シーケンスに対する、「1.2.2.2 有効性を確  
認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について対策の有効性を評価  
するものであり、格納容器下部に熔融炉心が落下しない場合の評価であるが、溶  
融炉心が格納容器下部に落下した場合の熔融炉心・コンクリート相互作用による  
水素ガス発生の影響については、「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」におい  
て、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評  
価項目について対策の有効性を確認できる。

(添付資料 3.4.2)

### 3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過  
圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであるこ  
とから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「3.1.2.3 解析コード及  
び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器破損  
モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「3.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、「3.1.2.3(2)

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件」と同様であるが、本評価事故シーケンスを評価する上で、事象進展に有意な影響を与え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

初期条件の酸素濃度は、解析条件の2.5vol%に対して最確条件は2.5vol%以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点とし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。

事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約13%が水と反応して発生する水素ガス量に対して、最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シーケンスにおいては水素ガス発生量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

事故条件の金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点とし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。

事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水素ガス：0.06、酸素ガス：0.03に対して最確条件は同じであるが、G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、原子炉格納容器フィルタベント系を使用し、格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、原子炉格納容器フィルタベント系に係る運転員等の操作については、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」において、成立性を確認している。

(添付資料 3.4.3)



(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の酸素濃度は、解析条件の 2.5vol%に対して最確条件は 2.5vol%以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 13%が水と反応して発生する水素ガス量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、運転員等操作である低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の操作開始時間については、「3.1.2.3(2) b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。仮に低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、第 3.4.7 図及び第 3.4.8 図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 16.7%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は 3 割程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 2.3vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、仮に低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、第 3.4.9 図及び第 3.4.10 図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 8.3%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は 4 割程度減少するが、ウェット条件における 7 日間の酸素濃度の最高値は約 2.7vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の水の放射線分解による G 値は、解析条件の水素ガス：0.06、酸素ガス：0.03 に対して最確条件は同じであるが、G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、原子炉格納容器フィルタベント系を使用し、格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合について、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている G 値（沸騰状態の場合、水素ガス：0.4，酸素ガス：0.2，非沸騰状態の場合、水素ガス：0.25，酸素ガス：0.125）を使用した感度解析を実施した。評価結果を第 3.4.11 図から第 3.4.15 図に示す。第 3.4.12 図及び第 3.4.13 図に示すとおり、格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から 13vol%を上回るが、ウェット条件における 7 日間の酸素濃度の最高値は約 3.8vol%であり、可燃限界を下回る。

ドライ条件では、第 3.4.14 図及び第 3.4.15 図に示すとおり、事象発生の約 3 時間後から約 24 時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である 5vol%を上回る。この間、LOCA 後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサプレッションチェンバに送り込まれ、破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ 100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となり、そのウェット条件での濃度は 1 vol%未満（約 0.05vol%）である。また、ドライウエル内の非凝縮性ガス（水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス）の分圧の和は大気圧よりも低く、0.01MPa[abs]未満（水素及び酸素の分圧の和は 0.01MPa[abs]未満）である。この間のサプレッションチェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約 2.4vol%であり、サプレッションチェンバ内の全圧が 0.28MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス（水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス）の分圧は少なくとも 0.27MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウエル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サプレッションチェンバから酸素濃度が 5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウエルの酸素濃度が現実に可燃限界である 5vol%を上回ることはない。事象発生から約 48 時間後に格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達し、可搬型窒素ガス供給装置による格納容器内への窒素注入操作を実施することで、格納容器内酸素濃度の上昇は抑制され、7 日間の酸素濃度の最高値は、ドライ条件を仮定してもドライウエルにおいて約 4.1vol%、サプレッションチェンバにおいて約 4.0vol%であり、可燃限界を下回る。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界である 5vol%に達することはない。

その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ベントによってその水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる。

原子炉格納容器フィルタベント系による対応が生じる場合、その対応フローは「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、

「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」と同じであり、原子炉格納容器フィルタベント系の操作が必要となる時間は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」よりも、本感度解析による評価結果の方が遅いことから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中へのCs-137の総放出量の観点でも、本感度解析による評価結果の方が、事象発生から格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」の評価結果である約 $3.2 \times 10^{-1}$ TBqを超えることはなく、評価項目である100TBqを十分に下回る。

(添付資料 3.4.3, 3.4.4, 3.4.5)

#### b. 操作条件

本評価事故シーケンスにおける操作条件は、「3.1.2.3(2) b. 操作条件」と同様である。

#### (3) 操作時間余裕の把握

本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は「3.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」と同様である。

#### (4) まとめ

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

#### 3.4.4 必要な要員及び資源の評価

本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。

#### 3.4.5 結論

格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素ガスと、水の放射線分解によって発生した酸素ガスが格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、窒素ガス置換による格納容器内雰囲気の不活性化を実施している。

格納容器破損モード「水素燃焼」では、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも



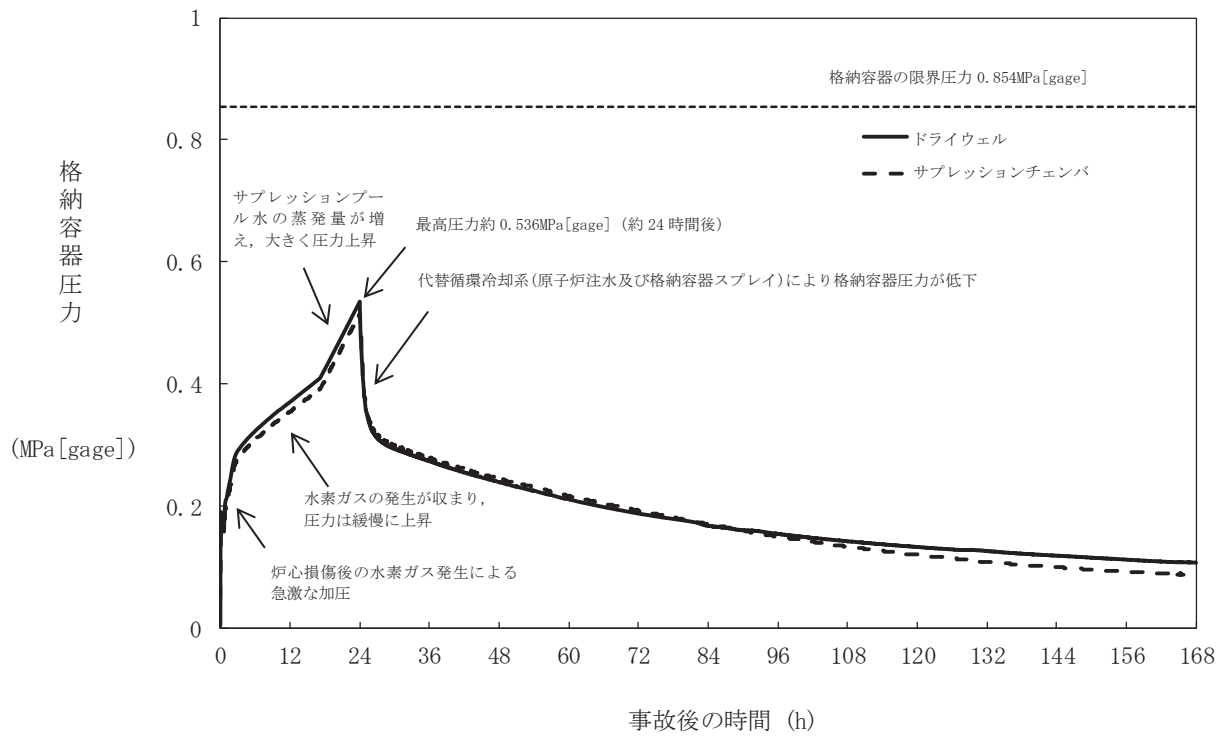
相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている評価事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」について、有効性評価を行った。

上記の場合においても、窒素ガス置換による格納容器内雰囲気の不活性化により、酸素濃度が可燃限界である5vol%以下となることから、水素燃焼に至ることはなく、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

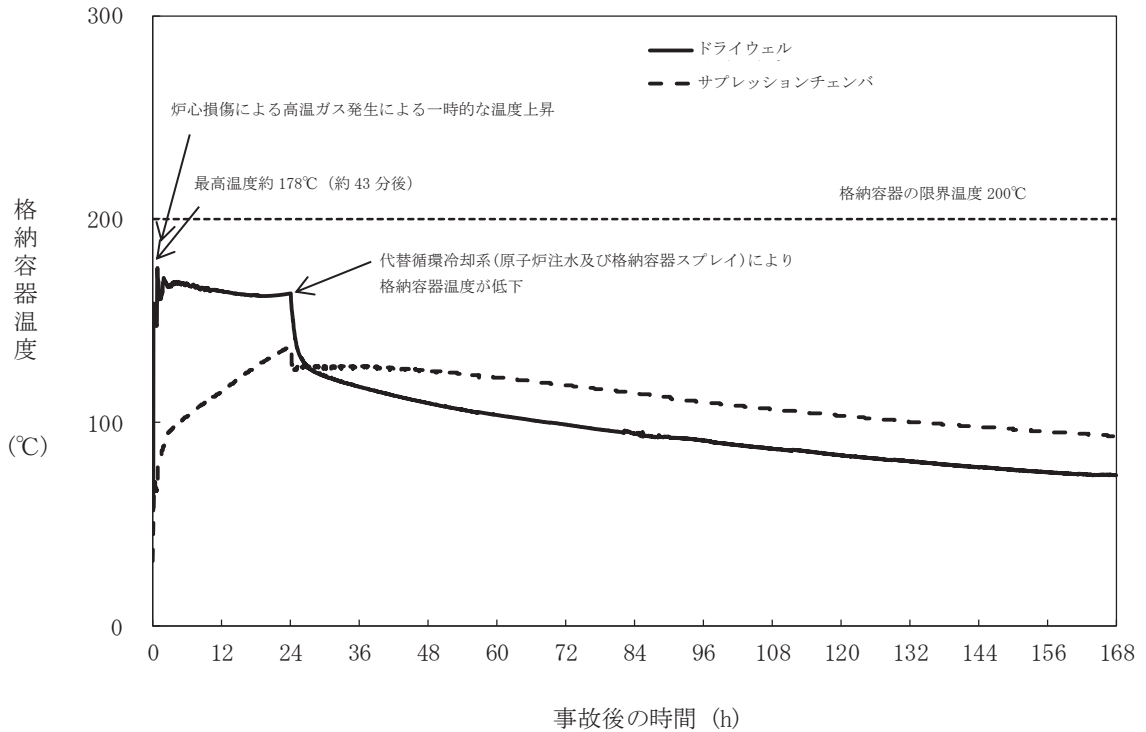
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応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。

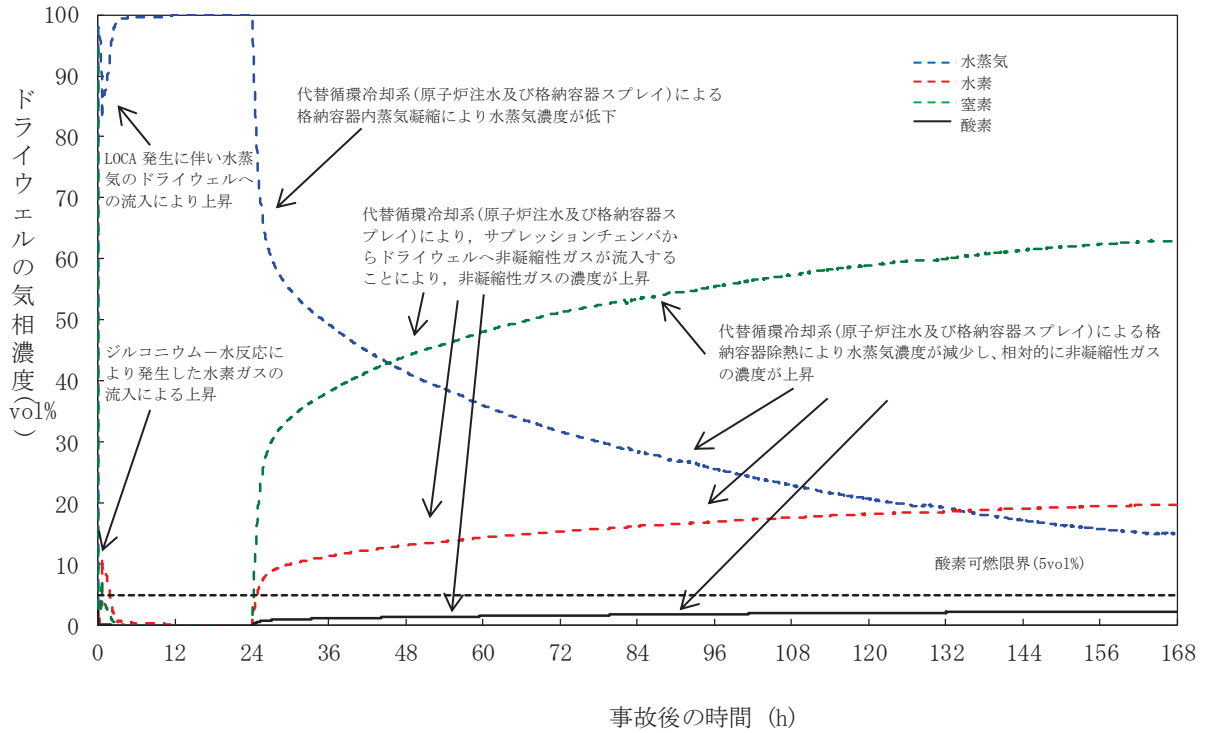
以上のことから、窒素ガス置換による格納容器内雰囲気の不活性化等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。



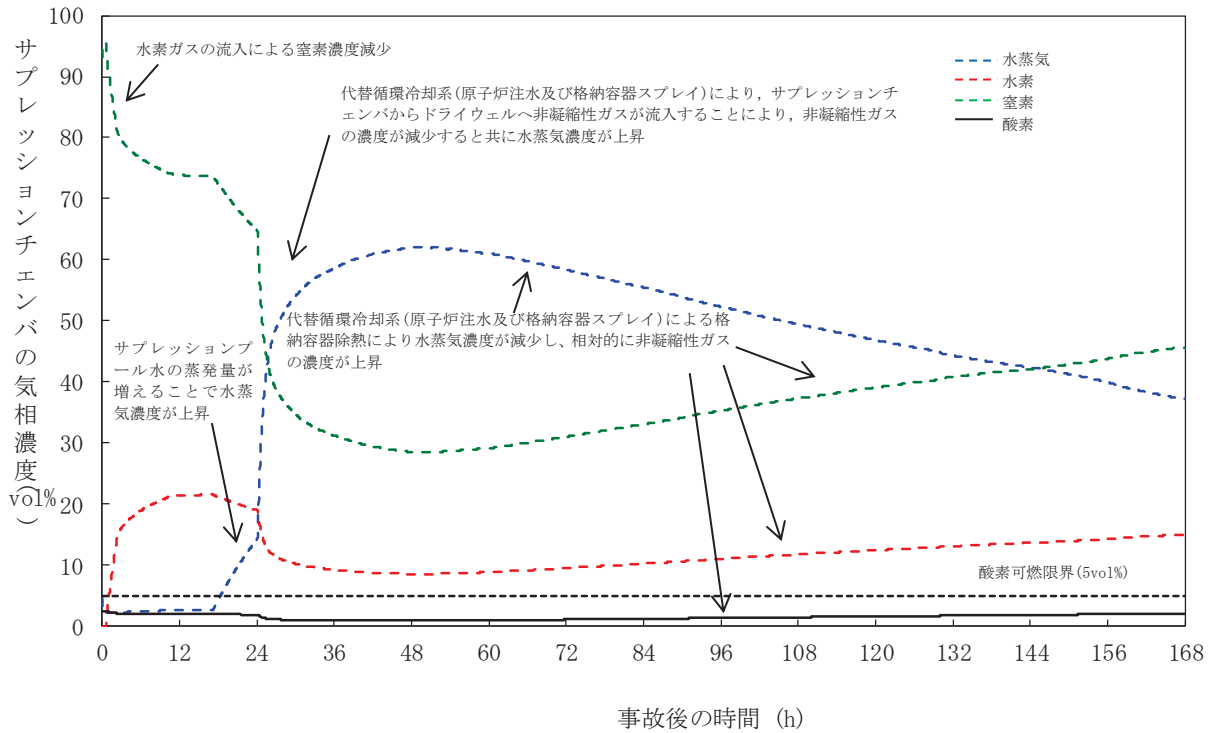
第 3. 4. 1 図 格納容器圧力の推移



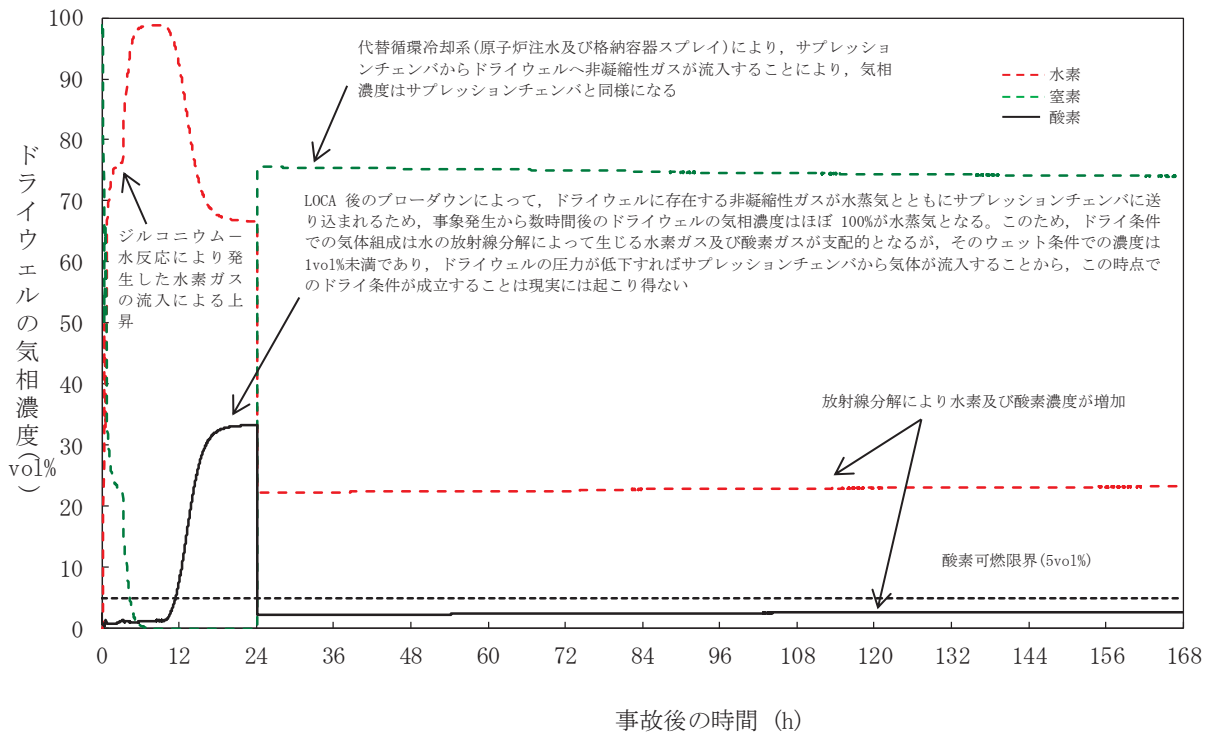
第 3. 4. 2 図 格納容器温度の推移



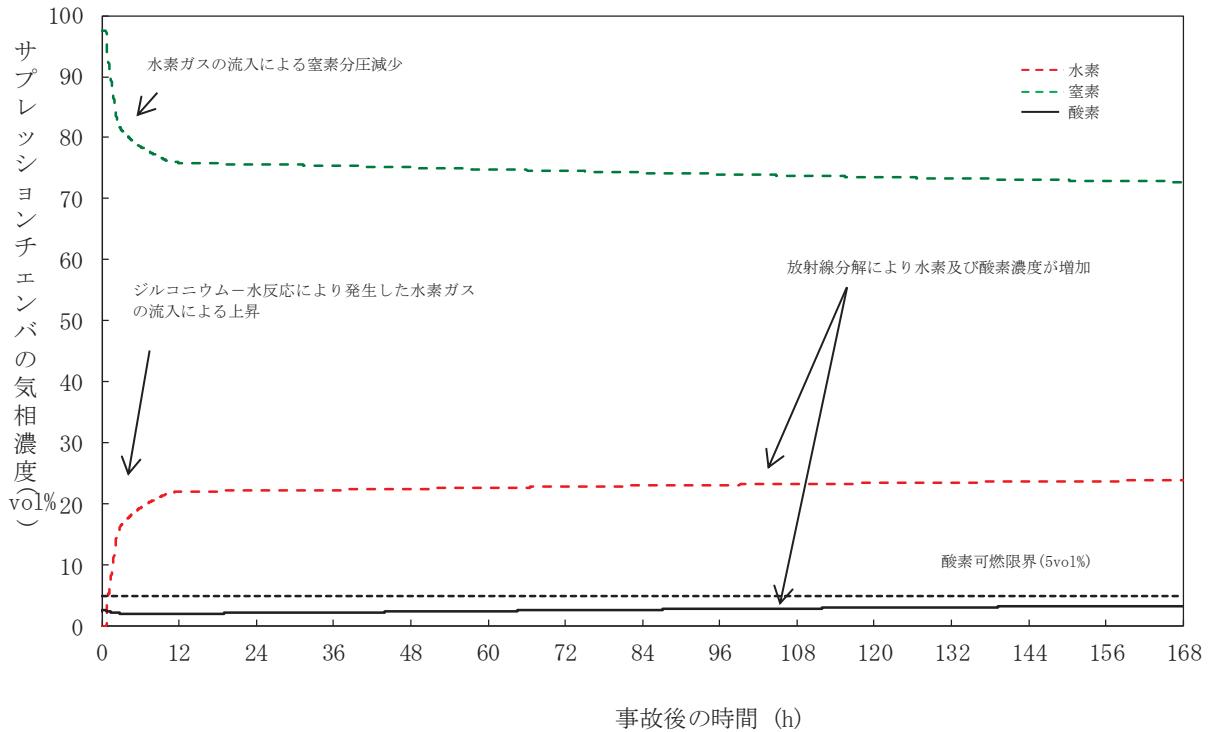
第 3.4.3 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



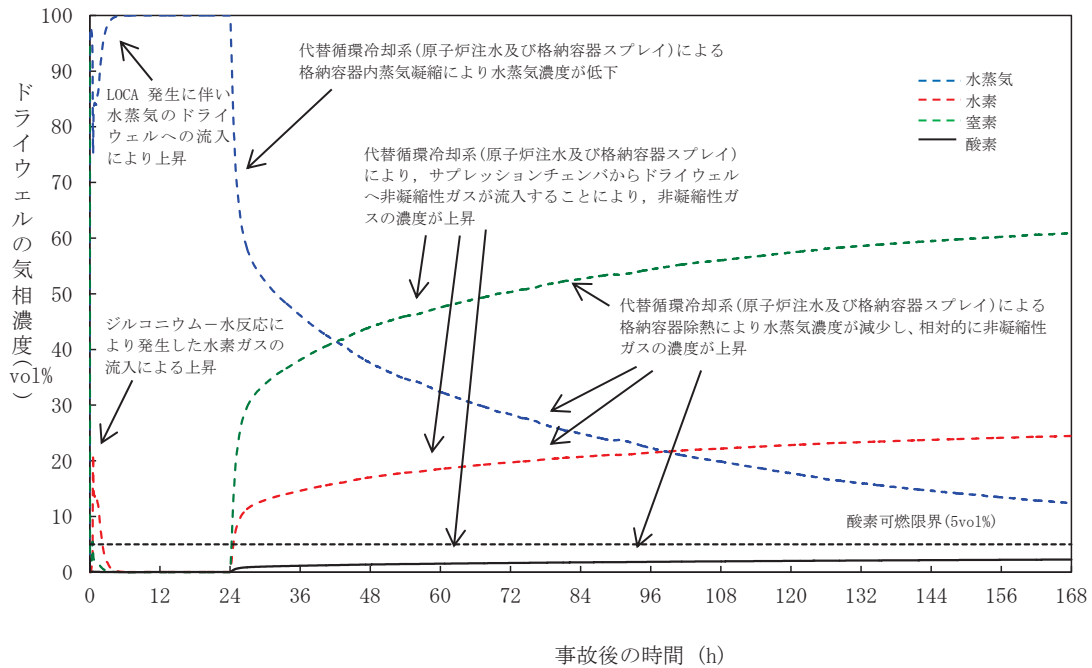
第 3.4.4 図 サプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)



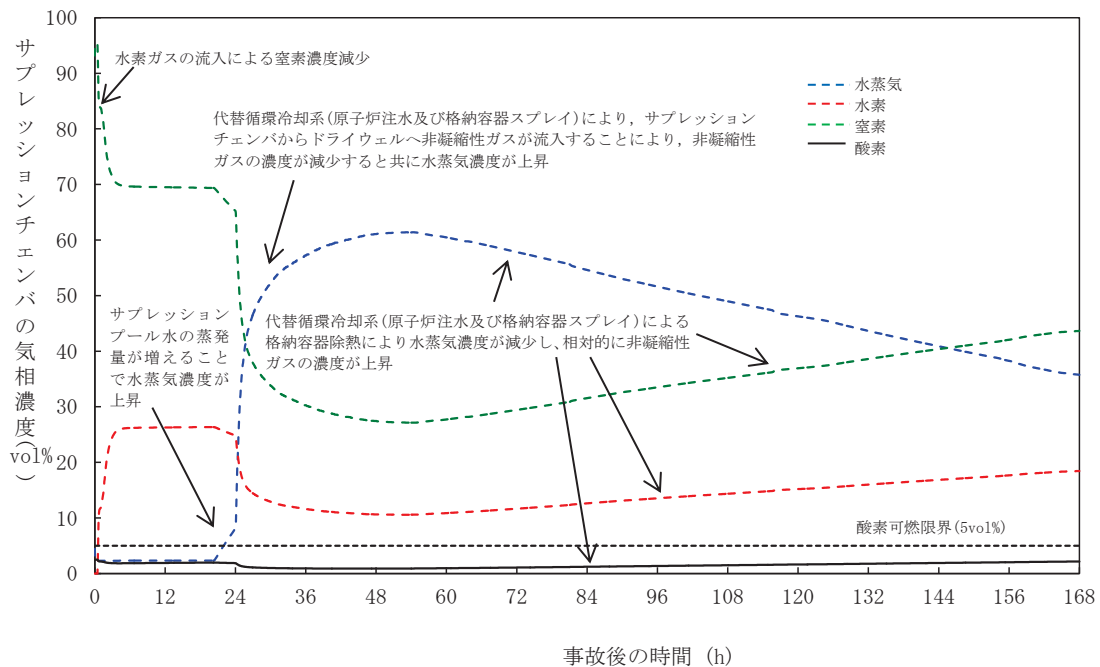
第 3.4.5 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



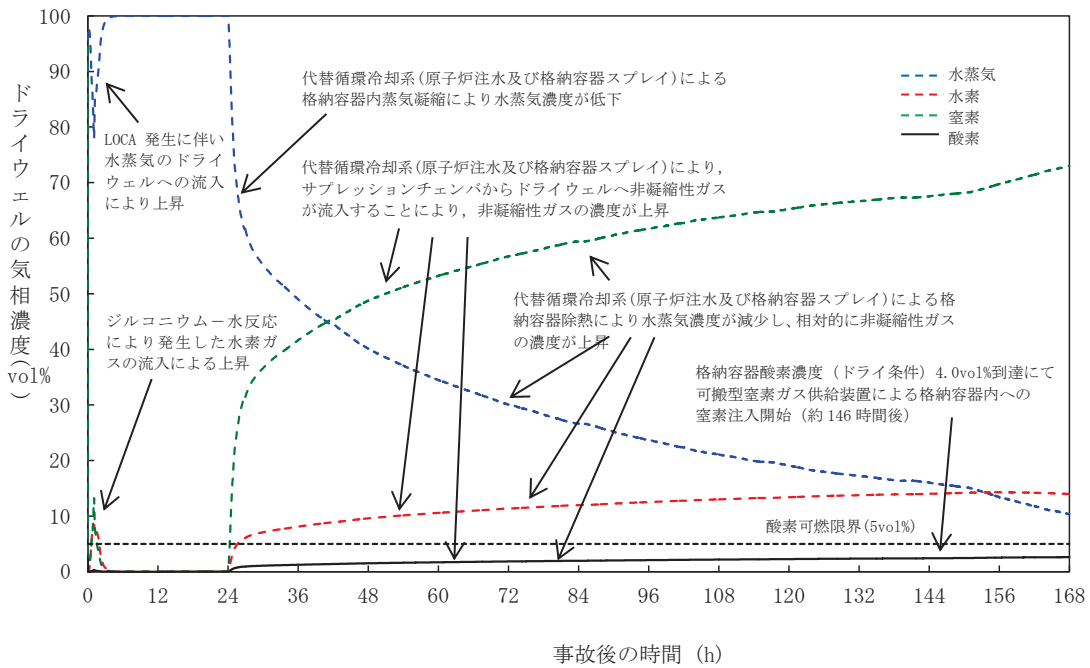
第 3.4.6 図 サプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



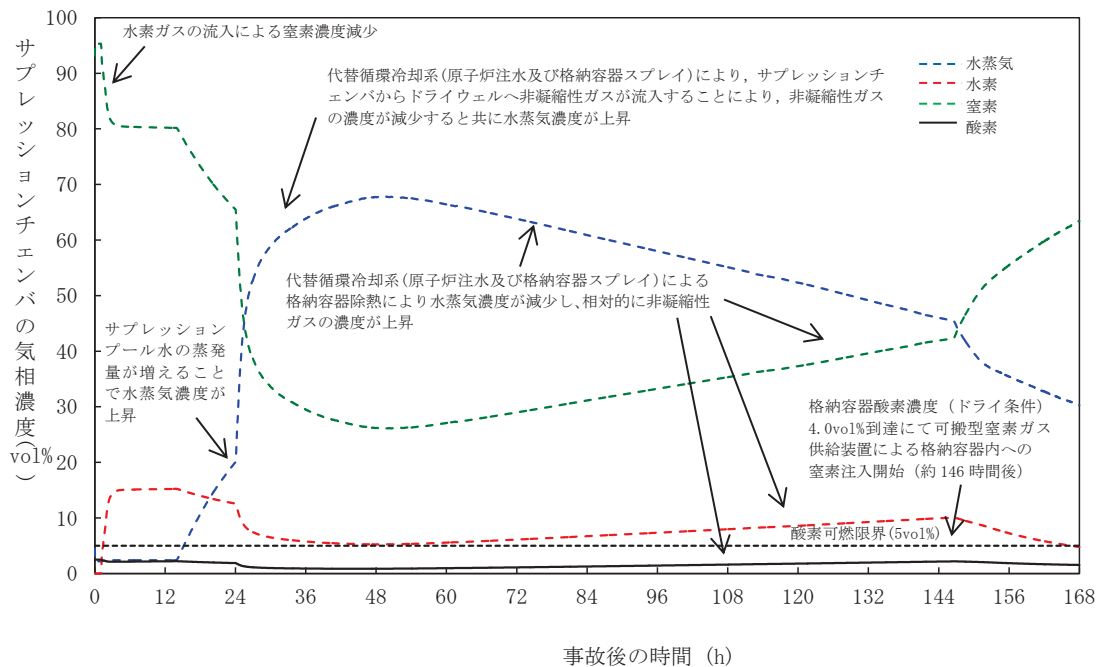
第 3. 4. 7 図 事象発生から 15 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



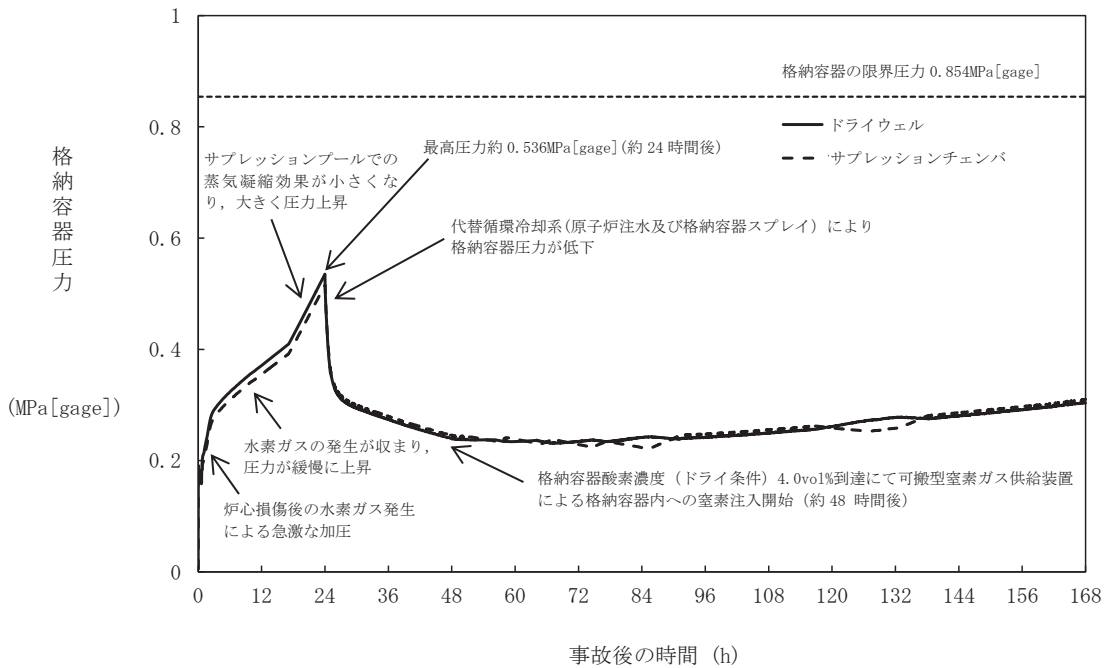
第 3. 4. 8 図 事象発生から 15 分後に注水を開始した場合のサブプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)



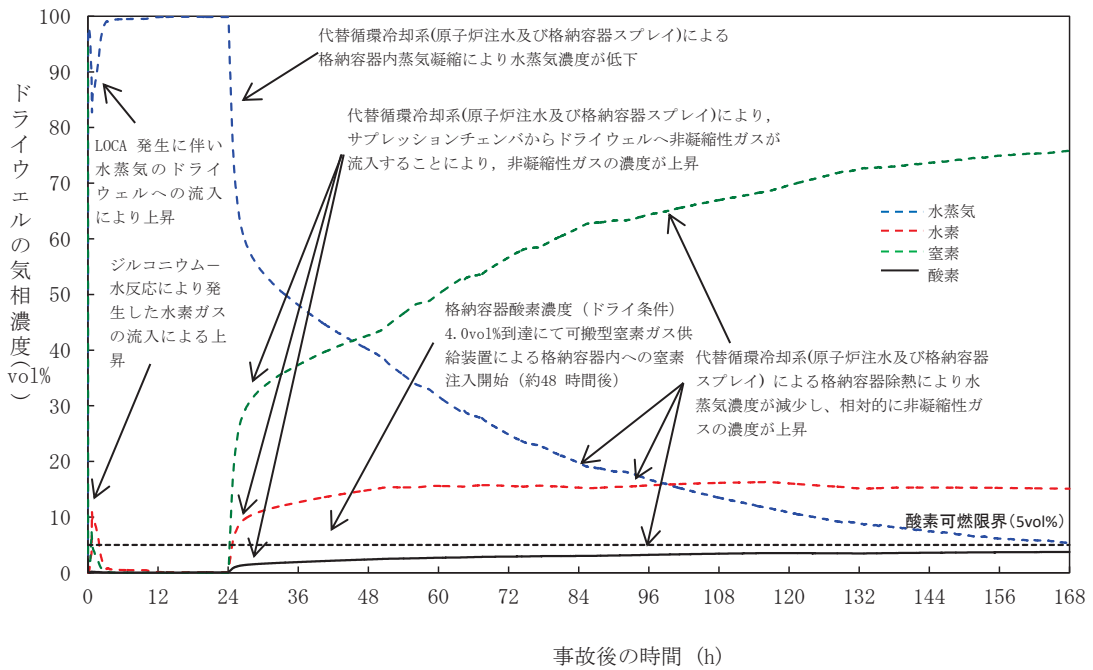
第 3. 4. 9 図 事象発生から 50 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



第 3. 4. 10 図 事象発生から 50 分後に注水を開始した場合のサブプレッションチェンパの気相濃度の推移 (ウェット条件)

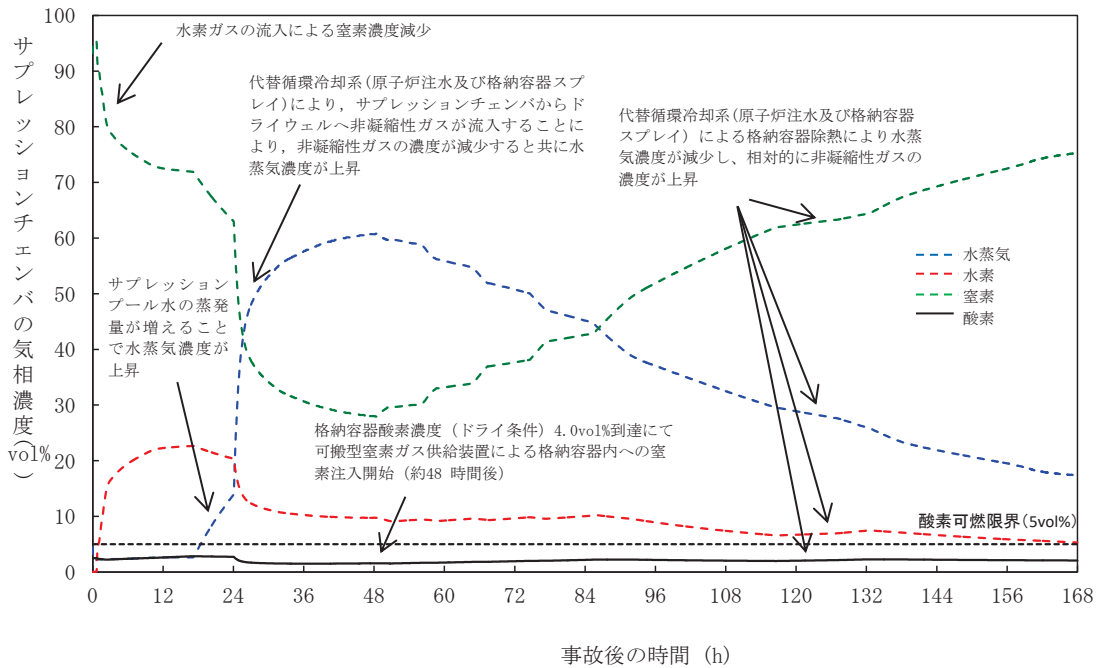


第 3. 4. 11 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移

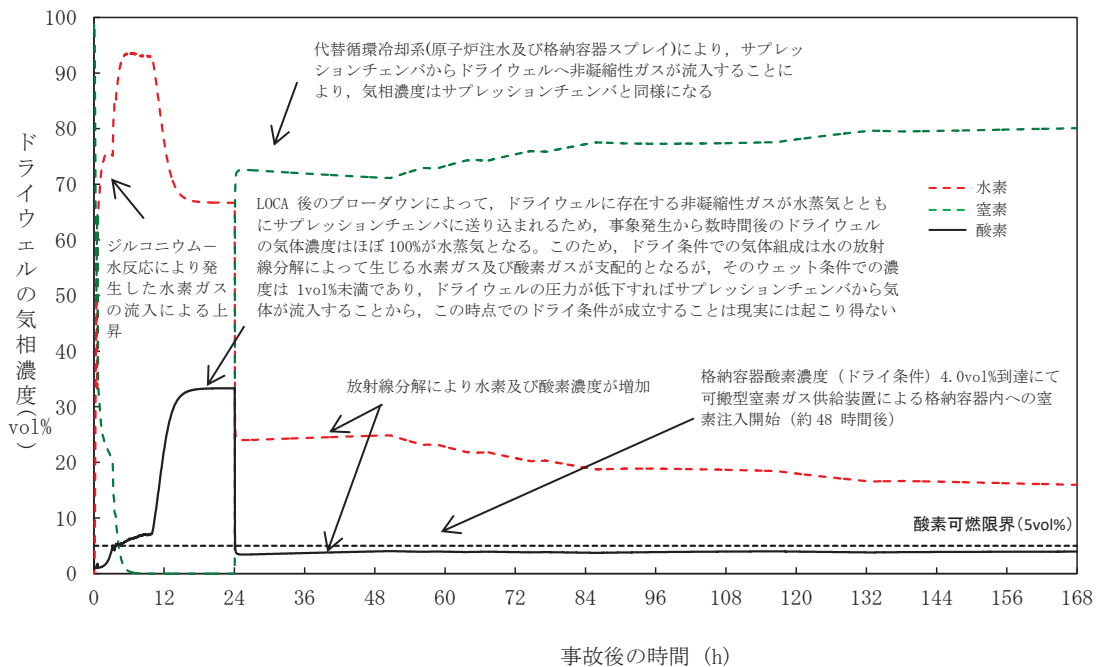


第 3. 4. 12 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

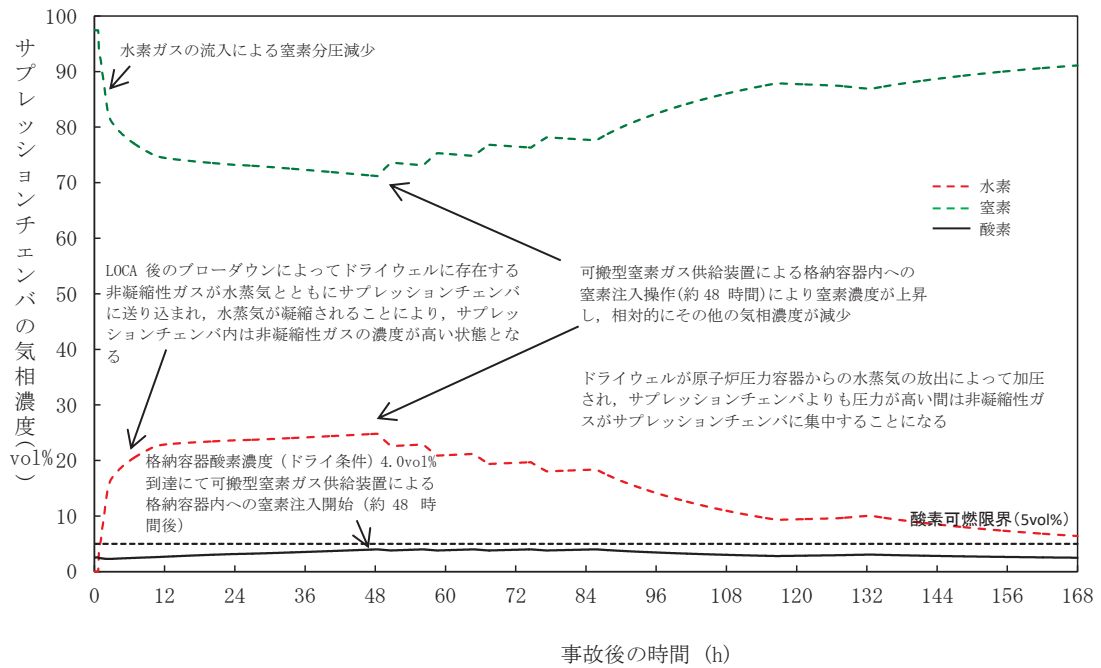




第 3. 4. 13 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)



第 3. 4. 14 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第 3.4.15 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

第 3.4.1 表 主要解析条件 (水素燃焼)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	酸素濃度	2.5vol%	酸素濃度 4.3vol% (ドライ条件) 到達を防止可能な初期酸素濃度として設定 (運転上許容される値の上限)
事故条件	炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	全炉心のジルコニウム量の約 13% が水と反応して発生する水素ガス量	解析コード MAAP による評価結果
	金属腐食等による水素ガス発生量	考慮しない	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定
	水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合	水素ガス : 0.06 分子/100eV 酸素ガス : 0.03 分子/100eV	重大事故時における格納容器内の条件を考慮して設定

第 3.4.2 表 事象発生から 7 日後 (168 時間後) の酸素濃度\*

	ウェット条件 (vol%)	ドライ条件 (vol%)
ドライウエル	約 2.4	約 2.8
サプレッションチェンバ	約 2.1	約 3.4

※全炉心のジルコニウム量の約 13%が反応した場合

## 水の放射線分解の評価について

## 1. 水の放射線分解の考慮

水が $\gamma$ 線等の放射線エネルギーを吸収すると非常に短時間の間に水の放射線分解が起こり、H（水素原子）、OHラジカル、 $e_{aq}^+$ （水和電子）、 $HO_2$ ラジカル、 $H^+$ （水素イオン）及び分子生成物の $H_2$ 、 $H_2O_2$ （過酸化水素）を生じる。また、これら反応と並行して以下の化学反応が生じ、 $H_2$ がOHラジカルと反応して水に戻る等の再結合反応が起こる。なお、酸素ガスは過酸化水素の分解等によって生成される。



格納容器破損モード「水素燃焼」における重大事故等対策の有効性評価では、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの生成をモデル化している。

女川2号炉は、運転中、格納容器内が窒素ガスで置換されている。炉心損傷に至った場合及びその後の原子炉圧力容器破損後には、ジルコニウム-水反応やコア・コンクリート反応等、水素ガスについては多量に放出されるメカニズムが考えられるものの、酸素ガスに関しては水の放射線分解が支配的な生成プロセスである。水素ガスに関しては上記の反応によって比較的短時間で可燃限界の濃度を超えることから、格納容器内の気体の濃度を可燃限界以下に維持する観点では酸素濃度を低く維持することが重要となる。

以下では、この酸素ガスの支配的な生成プロセスである水の放射線分解について、本評価で用いた考え方を示す。

## 2. 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス量の計算

水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの生成量は以下の式(1)で算出している。

$$\Delta n = Q_{decay} \times \frac{E}{1.60 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times \Delta t \quad (1)$$

式(1)のパラメータは以下のとおり。

$\Delta n$  : 水の放射線分解による水素（酸素）ガス発生量[mo1]

$Q_{decay}$  : 崩壊熱[W]

E : 放射線吸収割合[-]

—炉内 :  $\beta$ 線,  $\gamma$ 線共に 10%

—炉外のFP :  $\beta$ 線,  $\gamma$ 線共に 100%

G : 実効G値[分子/100eV]

—水素 :  $G(H_2) = 0.06$

—酸素 :  $G(O_2) = 0.03$

$\Delta t$  : タイムステップ[sec]

放射線吸収割合は、炉内については、炉心から放出される放射線が水に吸収される割合を解析によって評価した結果、約1%となったことから、これを保守的に考慮して10%とした。また、炉外のFPについては水中に分散していることを考慮し、保守的に放射線のエネルギーの100%が水の放射線分解に寄与するものとした<sup>[1]</sup>。

今回は $\beta$ 線及び $\gamma$ 線を考慮の対象とし、 $\alpha$ 線については考慮の対象としていない。 $\alpha$ 線については飛程が短いため、大部分が熔融炉心等に吸収されるものと考え、 $\alpha$ 線による水の放射線分解への寄与は無視できるものとした。また、本評価では電力共同研究(以下「電共研」という。)において求めたG値を用いているが、これは $\gamma$ 線源による照射によって得られた実験結果である。 $\beta$ 線は $\gamma$ 線に比べて飛程が短いことから熔融炉心等に吸収され易く、 $\gamma$ 線源による実験結果のG値を $\beta$ 線に対して適用することは、放射線分解に伴う水素及び酸素濃度を多く見積もる点で保守的な取り扱いと考えられる。

放射線の吸収エネルギー100eV当りに生成する原子・分子数をG値と呼ぶ。G値には水の放射線による分解作用のみを考慮した初期G値と、これに加えて放射線分解による生成物が再結合して水分子等に戻る等の化学反応の効果を検討した実効G値がある。

照射が始まり、放射線分解による生成物が増加すると、その生成物の濃度に応じて生成物が再結合して水に戻る等の化学反応も増加するため、水素分子及び酸素分子の生成割合は照射初期から徐々に低下する。水素濃度や酸素濃度と水の吸収線量との関係の傾向は、一時的に水素濃度や酸素濃度の上昇ピークが現れるのではなく、水素濃度や酸素濃度の上昇が徐々に抑制されていく形の曲線となる。格納容器内の濃度上昇というマクロな現象を評価する観点では再結合等の化学反応の効果を含めた実効G値を用いることが適切と考えられるため、本評価では実効G値を用いる。また、実効G値には電共研の実験結果<sup>[2]</sup>に基づく値を用いた。これについては次項に示す。

### 3. 実効G値の設定について

#### 3.1 実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果<sup>[2]</sup>

本評価における実効G値の設定根拠とした電共研「事故時放射線分解に関する研究」<sup>[2]</sup>の実験結果を図1に示す。電共研の実験では、重大事故の際の格納容器内の環境を想定した。図1は、非沸騰条件において、よう素イオン濃度を炉心インベントリの50%に相当する濃度とし、ジルコニウム-水反応割合は5.5%とした場合の吸収線量と酸素濃度の相関を示している。

実効G値は吸収線量が $1 \times 10^4 \text{Gy}$ での傾きから求めた。この吸収線量は事象発生から約2.1時間後までのサプレッションプールでの吸収線量に相当する。実効G値は吸収線量の増加とともに傾きが小さくなる傾向にあることから、事象発生から約

2.1 時間後の実効 G 値を本評価で用いることは保守的であり妥当と考える。

### 3.2 実効 G 値に影響を及ぼす因子

水の放射線分解によって生成した水素ガスや過酸化水素は、OH ラジカルを介した再結合反応によって水に戻るが、このとき OH ラジカルと反応し易い物質の存在や、沸騰等による生成物の気相への移行があると、再結合反応が阻害され、水素分子及び酸素分子が生成される。このため、実効 G 値はこれらの因子によって変化する。

実効 G 値に影響を及ぼす因子としては、よう素等の不純物濃度、液相中の水素分子の濃度といった化学的因子の他に、ガスの気液移行速度（沸騰、非沸騰の違い）といった物理的因子がある。

本評価における実効 G 値の設定根拠とした電共研の実験結果に対して上記の因子の影響を考慮する際に参照した電共研の実験結果を次に示す。また、電共研の実験結果と本評価における各因子の相違と影響をまとめた結果を表 1 に示す。

#### (1) よう素の影響

体系中によう素等の不純物が存在すると、以下の反応が生じ、OH ラジカルが OH<sup>-</sup>となるため、OH ラジカルを介した式①の再結合反応を阻害し、水素分子の増加と同時に水素原子の生成が減少する。水素原子の減少により式②の反応が減少することで過酸化水素の加水分解が促進され、酸素ガスの生成量が増大するものと考えられる。



水中のよう素濃度を変化させた場合の酸素ガスの発生割合を図 2 に示す。液相単相条件下において、よう素イオン濃度は炉心インベントリの 0~100%に相当する濃度とした。図 2 のとおり、水中のよう素イオン濃度が高いほど、吸収線量に対する酸素ガスの発生割合が高い。

よう素以外の不純物として、ほう素、鉄、銅を添加した場合の酸素ガスの発生割合を図 3 に示す。図 3 のとおり、不純物の添加による酸素ガスの発生割合への影響は見られない。

以上の結果から、よう素濃度に関して本評価における条件とほぼ同等の実験の結果から求めた実効 G 値を用いることは妥当と考える。

#### (2) 溶存水素濃度の影響

液相中の水素濃度が増加すると、OH ラジカルを介した再結合反応が進み、その結果、水素ガスと酸素ガスの生成量が減少すると考えられる。

水中の水素濃度を変化させた場合の酸素ガスの発生割合を図 4 に示す。液相単相条件下において、初期水素濃度はジルコニウム-水反応割合が 0~50%で生成した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度とした。図 4 のとおり、水中



の水素濃度が高いほど、吸収線量に対する酸素ガスの発生割合が低い。

したがって、水の放射線分解が進行し、液相中の水素濃度が上昇すると実効 G 値は徐々に減少すると考えられる。また、ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスが液相中に溶解し、液相中の水素濃度が上昇する場合にも実効 G 値は減少すると考えられる。

よって、炉心損傷事故の状況としては比較的少ないと考えられるジルコニウム-水反応割合 5.5%に相当する溶存水素濃度の実験結果から求めた実効 G 値を用いることは妥当と考える。

### (3) 初期酸素濃度の影響

初期酸素濃度を変化させた場合の酸素ガスの発生割合を図 3 に示す。図 3 からは、初期酸素濃度が酸素ガスの実効 G 値に与える影響は確認できない。このことから、初期酸素濃度は少なくとも数 vol%程度では、初期酸素濃度は酸素の実効 G 値に影響を及ぼすものではないと考える。

### (4) 沸騰、非沸騰状態の影響

非沸騰の場合には、水素ガス及び酸素ガスが比較的長時間液相に滞在できるため、再結合反応が起こりやすく、水素ガスと酸素ガスの生成量が減少すると考えられる。一方、液相が沸騰している場合には、生成された水素ガス及び酸素ガスがボイドに移行し短時間で気相に放出されるため、再結合反応が非沸騰状態に比べ起こりにくく、水素ガスと酸素ガスの生成量が増加すると考えられる。

沸騰状態における酸素濃度の変化を図 5 に示す。よう素イオン濃度を炉心インベントリの 50%に相当する濃度とし、初期水素濃度はジルコニウム-水反応割合が 5.0%で生成した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度とした。図 5 のとおり、沸騰状態であっても、吸収線量に対する酸素ガスの発生割合は極めて低い。

上記の結果に加え、本評価条件では、大部分の領域・期間が非沸騰状態であると考えられることから、非沸騰状態の実効 G 値を採用することは妥当と考える。

### (5) 温度の影響

温度を室温(25°C)から 45°Cまで変化させた場合の酸素濃度の変化を図 6 に示す。図 6 のとおり、温度が高くなるほど再結合反応が促進されるため、実効 G 値は小さくなる傾向となっている。また、オークリッジ国立研究所(ORNL)による照射試験<sup>[2]</sup>でも、図 7 のとおり、温度依存性について同様の傾向が示されている。

本評価条件では、温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効 G 値を用いることは保守的であり妥当と考える。

### (6) pH の影響



pH を 4, 6.5, 10 とした場合の酸素濃度の変化を図 8 に示す。図 8 からは、中性環境下で酸素ガスの実効 G 値は僅かに小さい傾向を示していることが分かる<sup>[2]</sup>。しかしながら、その傾きの違いは僅かであることから、中性条件下の試験で求めた実効 G 値を用いることに問題はないと考える。

### 3.3 実効 G 値への不純物の影響についての電共研の追加実験結果<sup>[1]</sup>

電共研「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」<sup>[1]</sup>では、電線被覆材等に起因する有機物の影響について追加実験を行っており、有機物をエタノールで模擬して液相中に添加し、酸素濃度の変化を測定している。実験結果は図 9, 10 のとおり、実効 G 値を低減する効果があることが確認されている。これは、エタノールは放射線場では OH ラジカルと反応してエタノールラジカルとなり、還元剤として働いて酸素ガスを消費する反応に寄与するためである。



その他の不純物と合わせて影響をまとめた結果を表 2 に示す。なお、通常の想定濃度範囲では、OH ラジカルの反応速度の観点から、実効 G 値への影響はヨウ素イオンが支配的となることから、ヨウ素イオンで不純物を代表させている。

## 4. 格納容器内の酸素・水素濃度の評価方法

放射線分解を考慮した格納容器内の酸素・水素濃度の評価方法は次のとおり。また、格納容器内の酸素・水素濃度の評価の流れを図 11 に示す。

- ・MAAP コードによる解析から得られる各コンパートメントの窒素ガスモル数から、格納容器の初期酸素濃度を 2.5vol%としたときの酸素ガスモル数と窒素ガスモル数を計算する。
- ・各コンパートメントにおける崩壊熱から、水の放射線分解による酸素ガス発生量と水素ガス発生量を計算する。
- ・上記を重ね合わせるにより、格納容器内の気相濃度を計算する。

## 5. 参考文献

- [1] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」BWR 電力共同研究 平成 12 年 3 月
- [2] 「事故時放射線分解に関する研究」BWR 電力共同研究 昭和 63 年 3 月
- [3] Zittel, H.E., “Boiling water reactor accident radiolysis studies”, ORNL-TM- 2412 Part VIII (1970).
- [4] Przewski, K.I., et.al., “Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWR’ s”, U.S. NRC Joint ANS/ASME Conference, Aug. (1984).

以上

表 1 各種パラメータが酸素ガスの実効 G 値に与える影響

パラメータ	過去の実験	今回申請における評価	酸素ガスの実効 G 値への影響と保守性
吸収線量	～ $1 \times 10^4$ Gy	サプレッションプールでの吸収線量は事象発生から約 2.1 時間後に $1 \times 10^4$ Gy を超える。	水素の実効 G 値は吸収線量が多いほど小さくなる傾向があり <sup>[2,3]</sup> , 酸素ガスの実効 G 値についても同様の傾向であることを確認している <sup>[2]</sup> 。酸素濃度の長期(7日間)の推移を見る観点では, 事象進展を考えた上で事象発生から約 2.1 時間後の吸収線量に相当する( $1 \times 10^4$ Gy)で求めた実効 G 値を用いることは, 保守的であり妥当と考える。(図 1 参照)
よう素放出割合	50% (立地審査指針における仮想事故条件を設定)	約 75%	水素ガスの実効 G 値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾向があり <sup>[2,4]</sup> , 酸素ガスの実効 G 値についても同様の傾向であることを確認している <sup>[2]</sup> 。しかしながら, 図 2 を参照すると, 左記の程度の割合の相違であれば, G 値(測定データの傾き)に大きな違いは表れないと考えられることから, 今回申請における評価において, 電共研の実験結果に基づく実効 G 値を用いることは妥当と考える。
ジルコニウム-水反応割合(溶存水素濃度)	5.5%	約 13%	水素ガスの実効 G 値は溶存水素濃度が高いほど小さくなる傾向があり <sup>[2,4]</sup> , 酸素ガスの実効 G 値についても同様の傾向であることを確認している <sup>[2]</sup> 。このことから, ジルコニウム-水反応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効 G 値を用いることは妥当と考える。(図 4 参照)
初期酸素濃度	1.5vol%	2.5vol%	少なくとも初期酸素濃度数 vol%程度では, 初期酸素濃度は酸素ガスの実効 G 値に影響を及ぼすものではないと考える。(図 3 参照) <sup>[2]</sup>
沸騰・非沸騰	非沸騰状態	炉内: 沸騰状態 サプレッションプール: 非沸騰状態	沸騰状態では酸素ガスの実効 G 値はほぼ 0 となる傾向がある。このことから, 非沸騰状態での電共研の実験結果に基づく実効 G 値を用いることは妥当と考える。(図 5 参照) <sup>[2]</sup>
温度	室温	室温以上	温度が高いほど, 再結合反応が促進されるため実効 G 値は小さくなる傾向がある。事故時には温度は室温を上回るため, 室温での電共研の実験結果に基づく実効 G 値を用いることは保守的であり妥当と考える。(図 6, 7 参照) <sup>[2,3]</sup>
pH	中性	事故対応の中で変動する可能性がある	中性環境下では酸素の実効 G 値は僅かに小さい傾向を示すが, その差は小さい。このため, 中性条件下の試験で求めた電共研の実験結果に基づく実効 G 値を用いることに問題はないと考える。(図 8 参照) <sup>[2]</sup>

表2 よう素以外の不純物が酸素ガスの実効G値に与える影響

物質	発生原因	シビアアクシデント環境下における発生量	酸素ガスの実効G値への影響
金属イオン等 (Fe, Cu, B)	炉内構造物等	0 ~ 2 ppm (TMI-2 事故時の冷却材中不純物濃度や BWR プラント通常運転時における金属濃度等の評価を参考に設定)	よう素存在条件下において、金属イオン等(Fe, Cu, B)が添加された場合の結果からは、実効G値へ影響は見られない <sup>[2]</sup> 。(図3参照)
ホウ酸	制御棒材の酸化, MCCI 時の化学反応	約 $1 \times 10^{-3}$ mol/l (格納容器内での想定発生量と S/C 液相体積から概算)	水の pH に影響するが、pH の違いによる実効G値への影響は小さい <sup>[2]</sup> 。
コンクリート	主成分の SiO <sub>2</sub> , CaO, Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , MgO などが MCCI 時に放出	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けない	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けないので、放射線分解への影響は小さい。また、MCCI 時に CO <sub>2</sub> が発生し水の pH に影響するが、pH の変化による G 値への影響は小さい <sup>[1, 2]</sup> 。
有機物	電線被覆材などの熱分解や放射線分解	約 $1.1 \times 10^{-6}$ mol/l (格納容器内での想定発生量と S/C 液相体積から概算)	酸素ガスを消費する反応に寄与し、実効G値を低減する <sup>[1]</sup> 。(図9, 10参照)

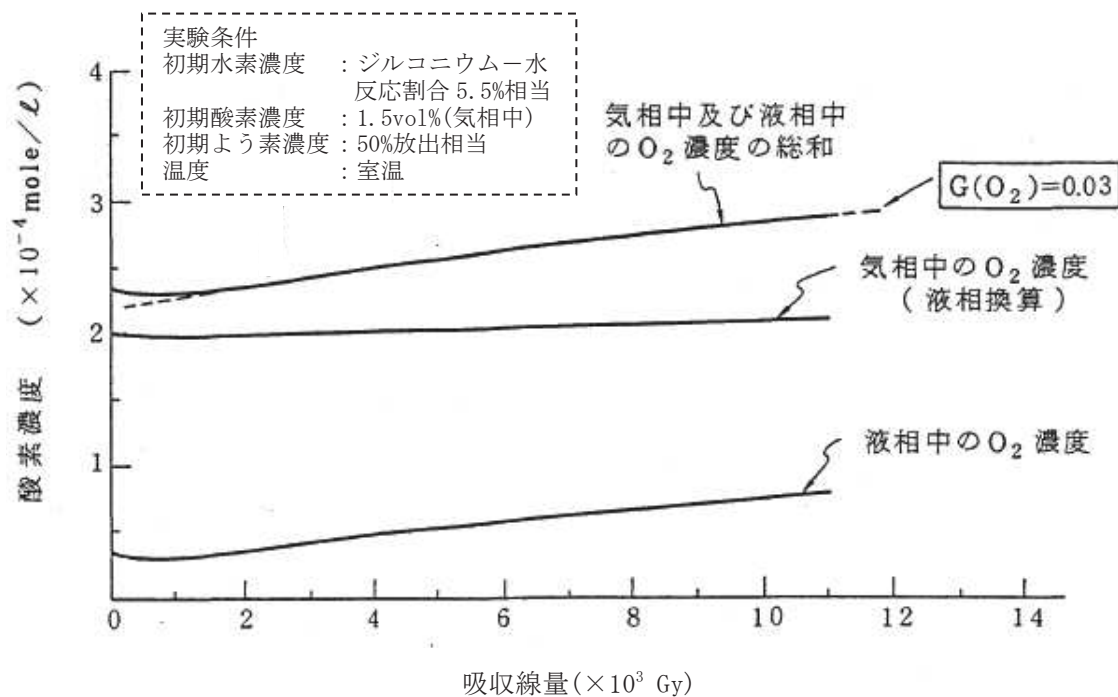


図1 本評価における実効G値の設定根拠とした過去の実験結果

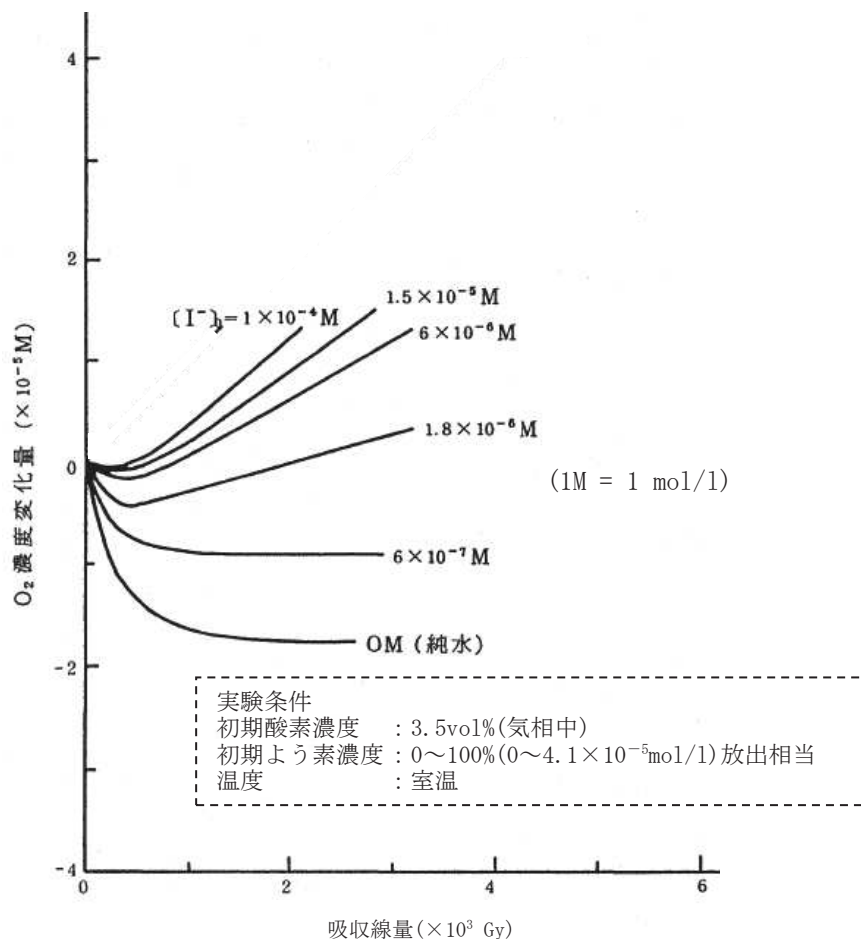


図2 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (よう素濃度を変化させた場合)

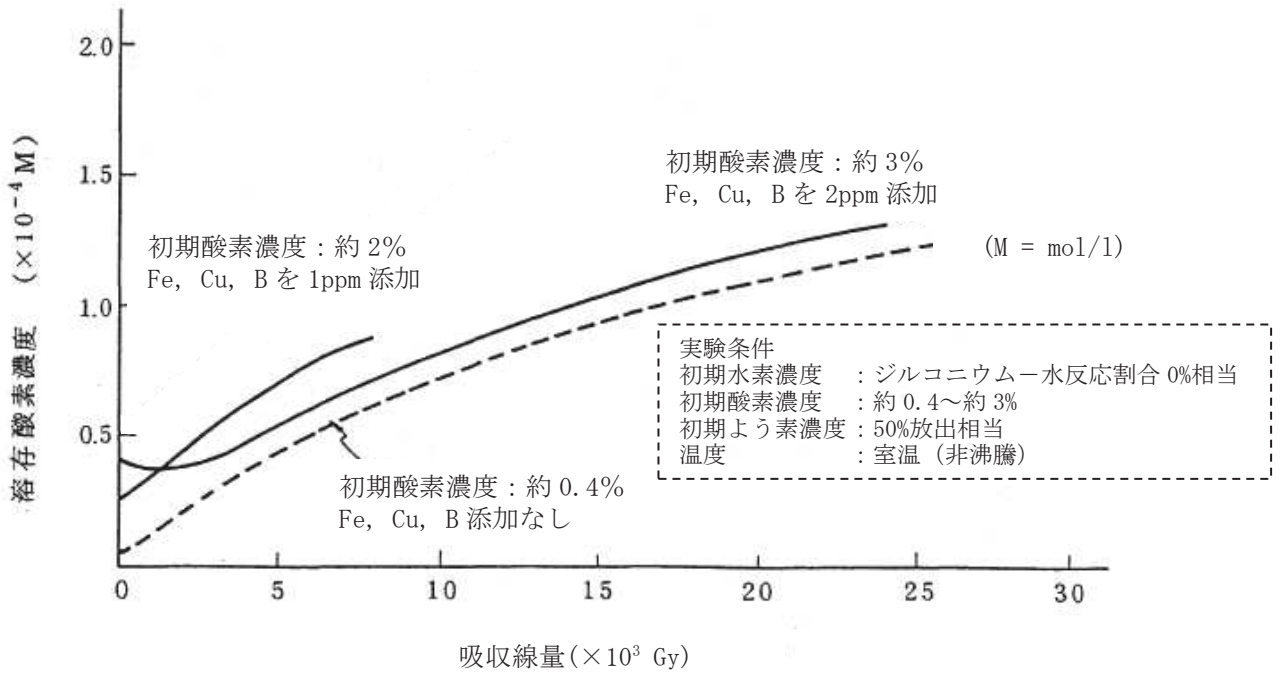


図 3 溶存酸素濃度及び不純物 (Fe, Cu, B) の有無と吸収線量の関係 (酸素濃度及び不純物 (Fe, Cu, B) の添加量を変化させた場合)

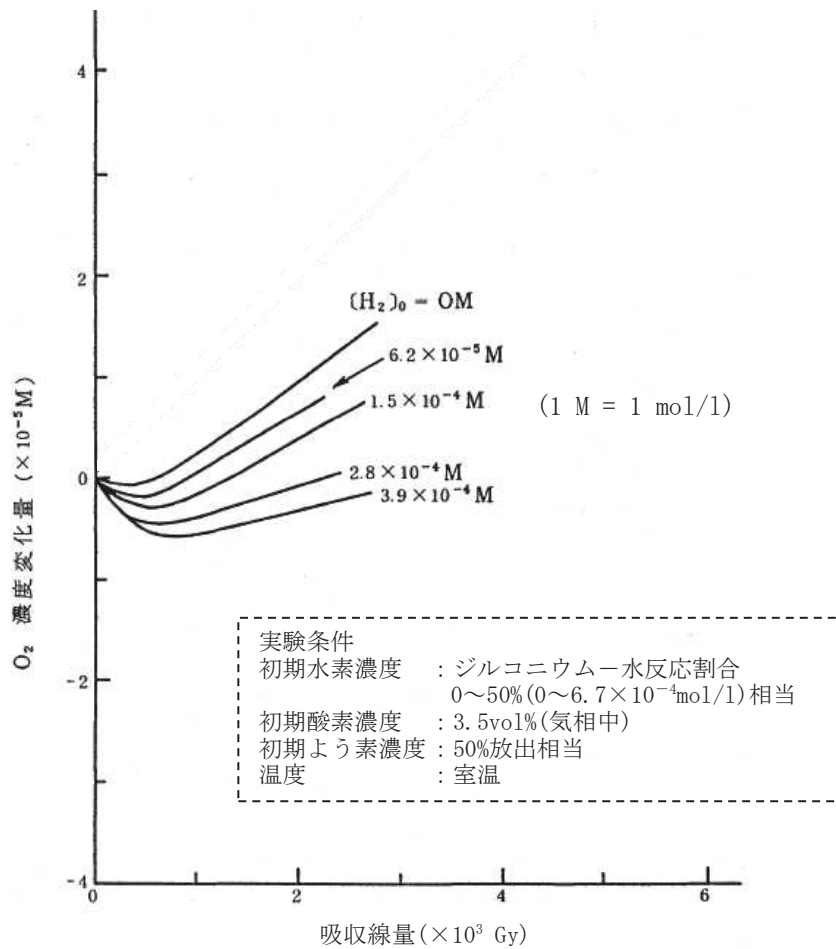


図 4 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (溶存水素濃度を変化させた場合)

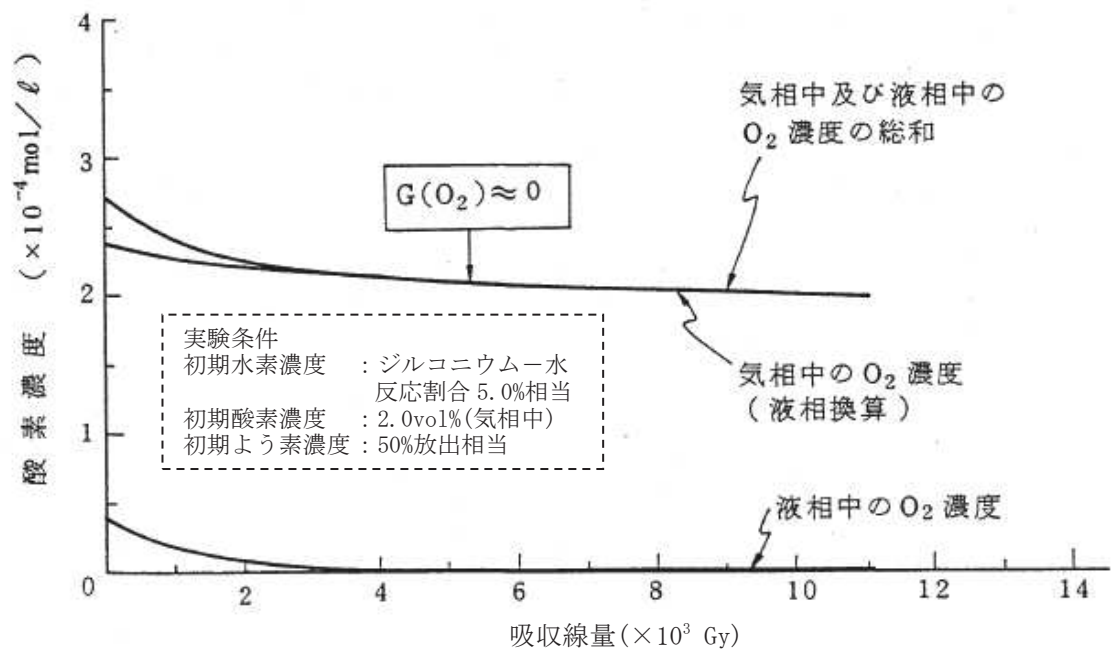


図5 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (沸騰状態)

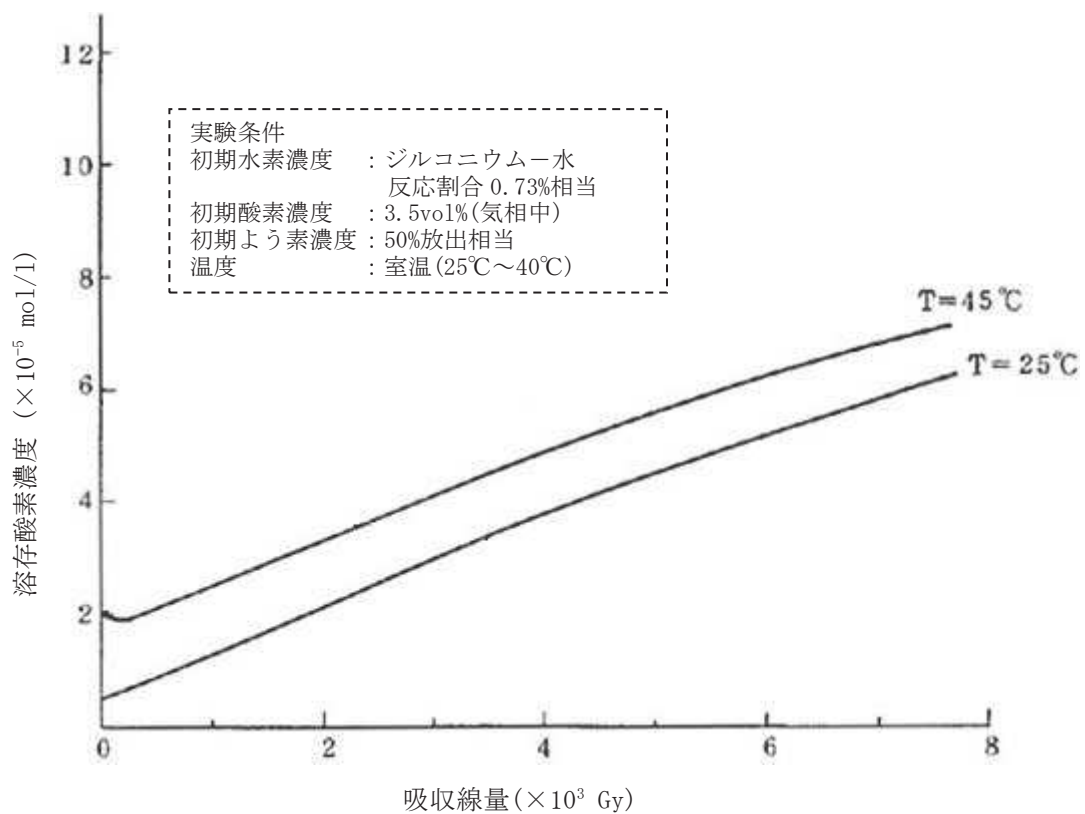


図6 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (温度を変化させた場合)

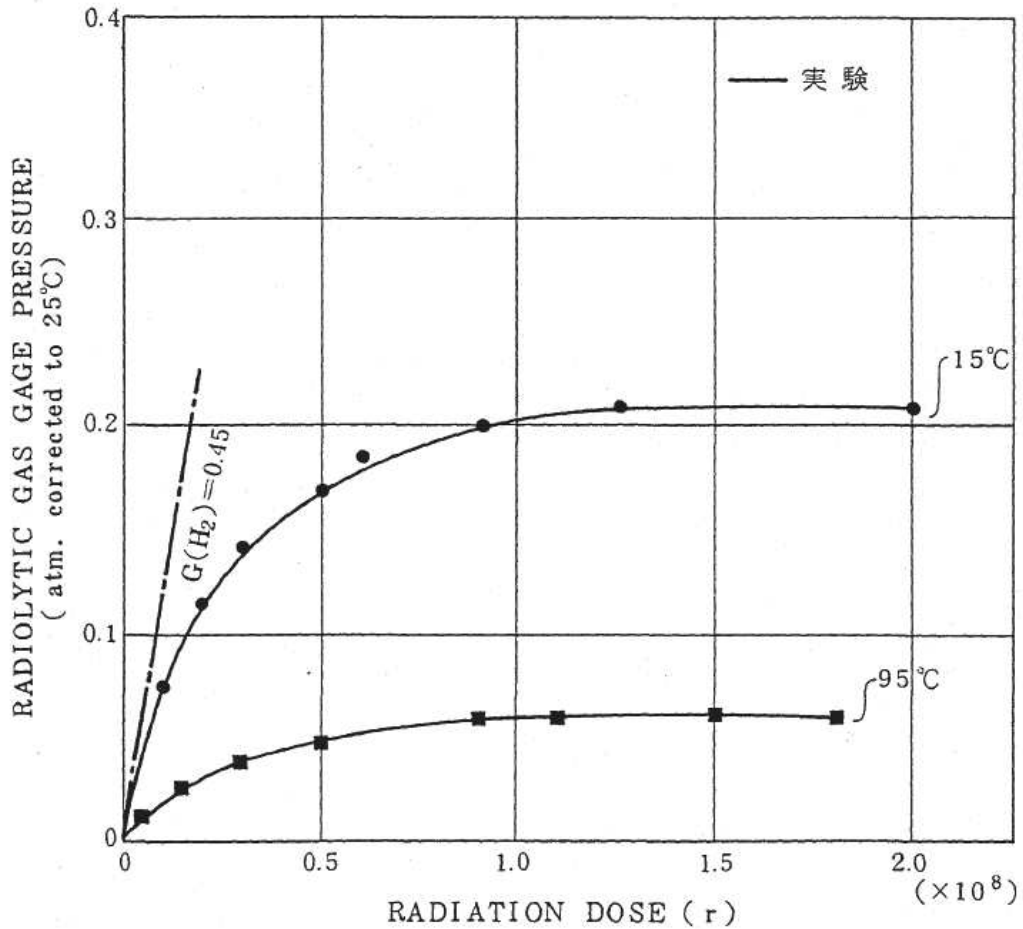


図7 水素ガス発生量と吸収線量の関係 (温度を変化させた場合) -ORNLによる試験

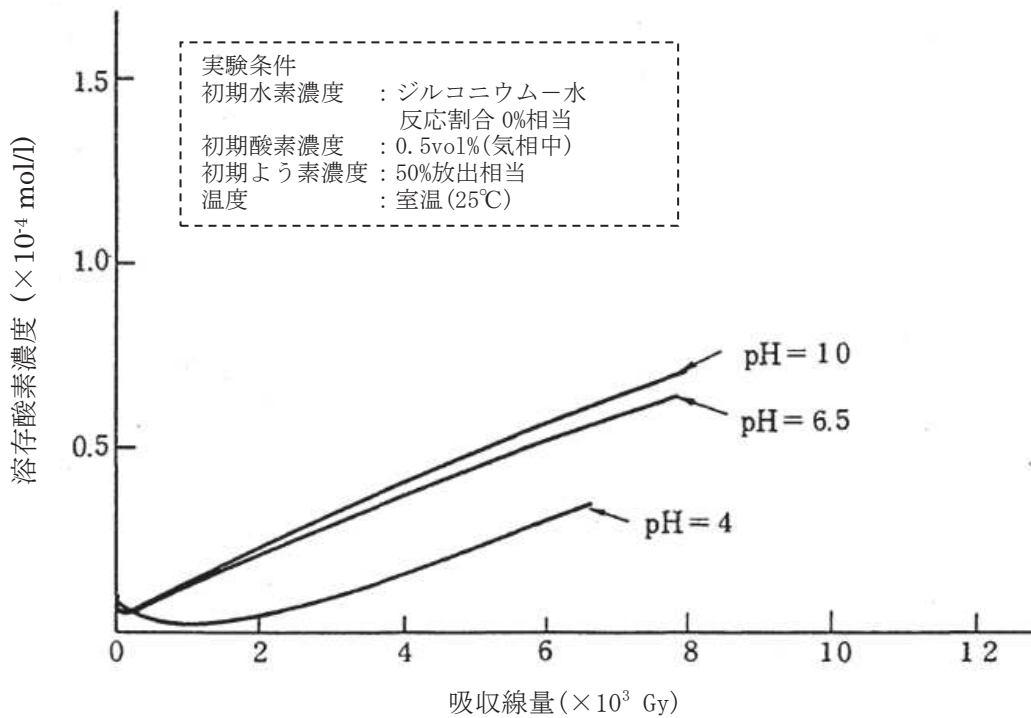


図8 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (pHを変化させた場合)



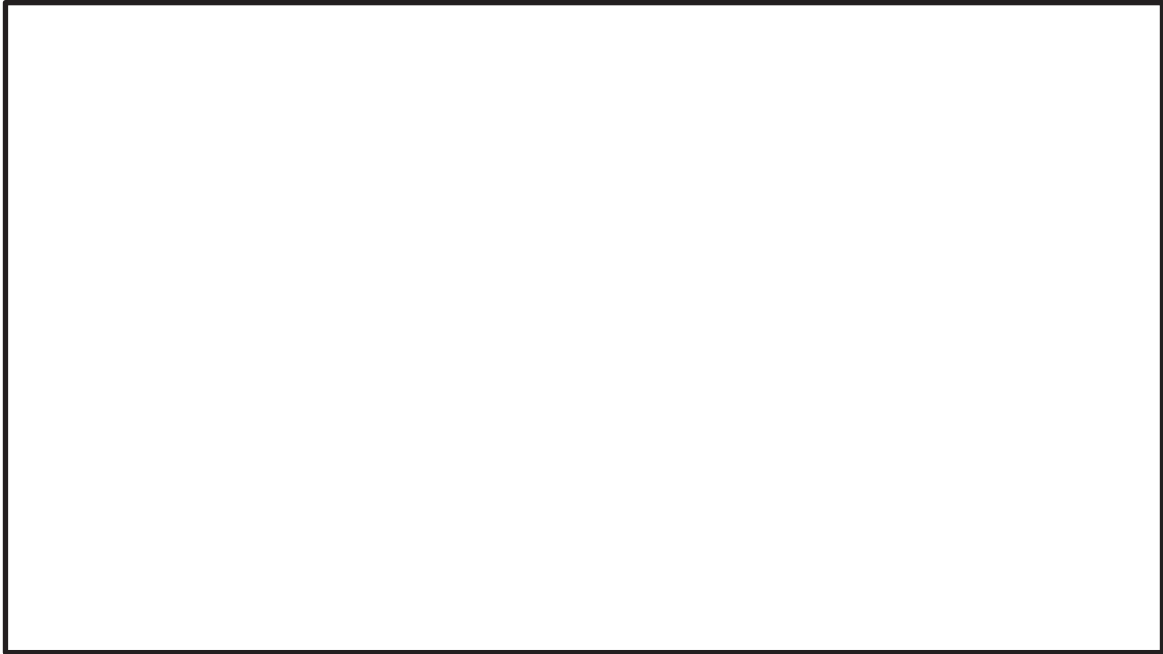


図9 溶存酸素濃度と吸収線量の関係（エタノール添加なし）

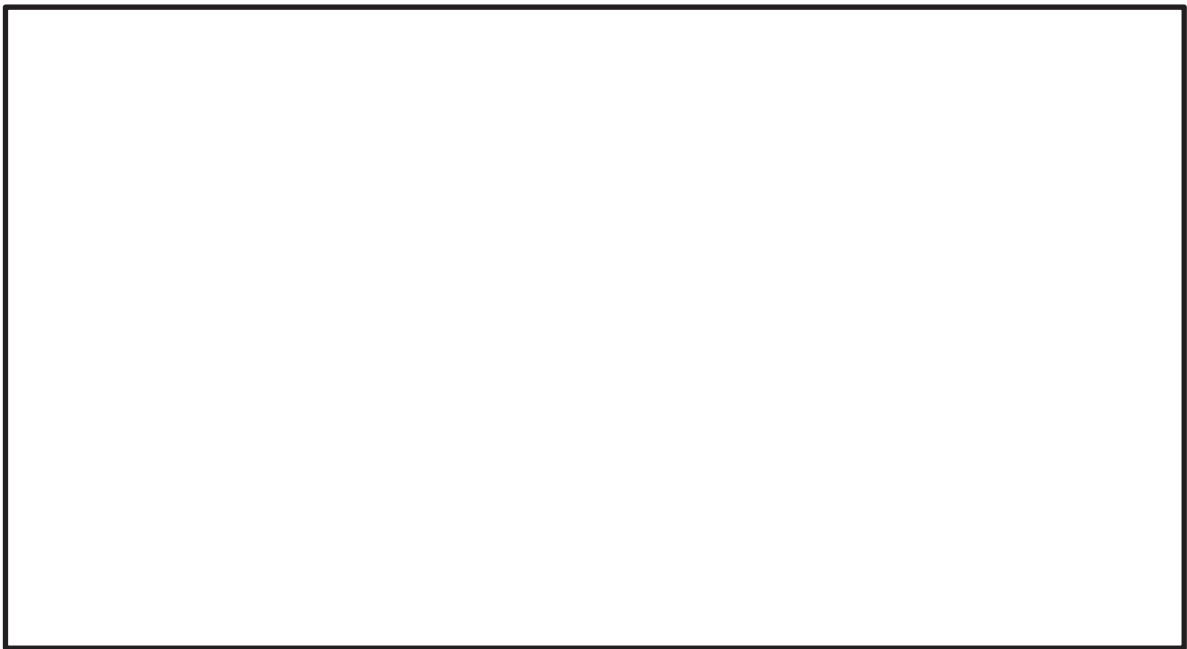


図10 溶存酸素濃度と吸収線量の関係（エタノール添加あり）

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

添付 3.4.1-12

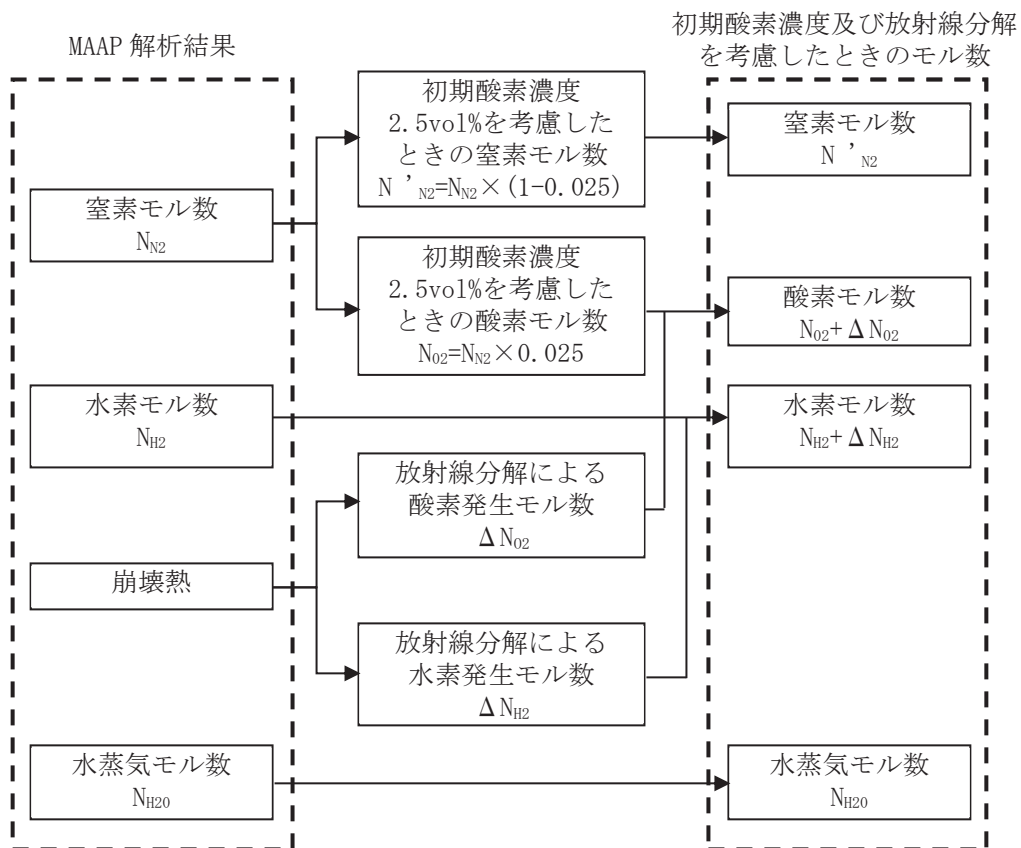


図 11 水素・酸素濃度の評価フロー図

## 安定状態について

格納容器破損モード「水素燃焼」時の安定状態については、以下のとおり。

格納容器安定状態：本評価では、事象発生から約 23 時間で原子炉補機代替冷却系を接続し、代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。これにより、7 日後まで格納容器ベントを実施しない状態で格納容器の機能を維持可能な事象進展となっている。

**【安定状態の維持について】**

本評価における格納容器ベントを実施しない状態を 7 日以降も継続する場合、事象発生から 100 日後時点における酸素濃度はドライ条件を仮定した場合であってもドライウエルで約 2.7vol%，サプレッションチェンバで約 2.0vol%であり、5vol%に到達していないことから、可燃限界に到達するのは事象発生から 100 日以降である。

このため、事象発生から 7 日間が経過した以降も水素濃度及び酸素濃度を監視するとともに、状況に応じて酸素濃度の低減（可燃性ガス濃度制御系の運転等）を行い、格納容器内が可燃限界の濃度に到達することを防止する。また、重大事故等対処設備以外の設備の機能の復旧等も考慮し、格納容器圧力及び温度の低下操作や格納容器内の窒素ガス置換を試みる。これらの対応が困難であり、格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界に到達する場合については、格納容器ベントにより、その水素及び酸素濃度を低減することにより安定状態を維持できる。

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（水素燃焼）

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

項目	解析条件（初期条件、事故条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
初期条件 酸素濃度	2. 5vol1%	2. 5vol1%以下	酸素濃度 4. 3vol1% (ドライ条件) 到達を防止可能な初期酸素濃度として設定 (運転上許容される値の上限)	最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シナリオにおける格納容器内の酸素濃度が低く抑えられるが、本評価事故シナリオにおいては格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はしないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シナリオにおける格納容器内の酸素濃度が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
事故条件 炉心内のジルコニウム-水素反応による水素ガス発生量	全炉心のジルコニウム量の約 13% が水と反応して発生する水素ガス量		解析コード MAAP による評価結果	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シナリオにおいては水素ガス発生量を操作開始の起点としている運転員等操作はしないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水素反応による水素ガス発生量は、運転員等操作である低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の操作開始時間については、「3. 1. 2. 3(2) b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実際の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水素反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。
	金属腐食等による水素ガス発生量	考慮しない	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シナリオにおける格納容器内の酸素濃度が低く抑えられるが、本評価事故シナリオにおいては格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はしないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シナリオにおける格納容器内の酸素濃度が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合	水素ガス：0. 06 分子 / 100eV 酸素ガス：0. 03 分子 / 100eV	水素ガス：0. 06 分子 / 100eV 酸素ガス：0. 03 分子 / 100eV	重大事故時ににおける格納容器内の条件を考慮して設定	G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、原子炉格納容器フィルタペント系を使用し、格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、原子炉格納容器フィルタペント系を使用し、格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(添付資料 3. 4. 4)

## G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響

## 1. はじめに

今回の評価では、電力共同研究<sup>[1][2]</sup>の結果を踏まえ、水の放射線分解における水素ガス及び酸素ガスの G 値を  $G(\text{H}_2)=0.06$ ,  $G(\text{O}_2)=0.03$  としている。今回の評価で用いた G 値は過去の複数回の実験によって測定した値であり、重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値と考えるが、実験においても G 値にはばらつきが確認されたこと及び事故時の格納容器内の環境には不確かさがあることを考慮すると、G 値については不確かさを考慮した取り扱いが特に重要となる。

実際の事故対応において、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合、事象発生から 7 日が経過する前に酸素濃度が 5vol% を上回る可能性が考えられる。ここでは何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合を想定し、酸素濃度の上昇速度の変化が評価結果及び事故対応に与える影響を確認した。

なお、基本的に、炉心損傷を伴う事故シーケンスでは、原子炉水位の低下や損傷炉心への注水により多量の水蒸気が発生するため、格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。このため、水素燃焼の可能性の有無は、ウェット条件における気相濃度によって判断した。

## 2. 評価条件

今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）の評価条件に対する変更点は以下のとおり。その他の評価条件は、ベースケースと同等である。

- 水の放射線分解における水素ガス及び酸素ガスの G 値を、沸騰状態においては  $G(\text{H}_2)=0.4$ ,  $G(\text{O}_2)=0.2$ 、非沸騰状態においては  $G(\text{H}_2)=0.25$ ,  $G(\text{O}_2)=0.125$  とした。この値は設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値であり、設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有する値である。設計基準事故環境下に比べ、重大事故環境下では G 値が低下する傾向にあることから、重大事故環境下における G 値の不確かさとして考慮するには十分に保守的な値である。
- 格納容器内の酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達する場合には、可搬型窒素ガス供給装置を用いたサプレッションチェンバ側への窒素供給操作を実施する。窒素供給量は図 1 に示すとおり、最大  $220\text{m}^3/\text{h}$  [normal] であり、窒素 99%、酸素 1% の割合で窒素供給する。
- 格納容器内への窒素注入手順としては、基本的にサプレッションチェンバ側へ注入するが、ドライウエルの酸素濃度が 4.0vol% 以上かつサプレッションチェ

ンバの酸素濃度が 3.8vol%以下となった場合はドライウエル側へ注入先を切り替える。その後、ドライウエルの酸素濃度が 3.8vol%以下又はサブプレッションチェンバの酸素濃度が 4.0vol%以上に到達した場合は、サブプレッションチェンバ側へ注入先を切り替える。

### 3. 評価結果

評価結果を図 2 から図 7 に示す。また、評価結果のまとめを表 1 及び表 2 に示す。

図 4 及び図 5 に示すとおり、格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から 13vol%を上回るが、ウェット条件における 7 日間の酸素濃度の最高値は約 3.8vol%であり、可燃限界を下回る。

ドライ条件では、図 6 及び図 7 に示すとおり、事象発生約 3 時間後から約 24 時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である 5vol%を上回る。この間、LOCA 後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッションチェンバに送り込まれ、破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ 100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となり、そのウェット条件での濃度は 1 vol%未満（約 0.05vol%）である。また、ドライウエル内の非凝縮性ガス（水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス）の分圧の和は大気圧よりも低く、0.01MPa[abs]未満（水素及び酸素の分圧の和は 0.01MPa[abs]未満）である。この間のサブプレッションチェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約 2.4vol%であり、サブプレッションチェンバ内の全圧が 0.28MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス（水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス）の分圧は少なくとも 0.27MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウエル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サブプレッションチェンバから酸素濃度が 5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウエルの酸素濃度が現実に可燃限界である 5vol%を上回ることはない。事象発生から約 48 時間後に格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達し、可搬型窒素ガス供給装置による格納容器内への窒素注入操作を実施することで、格納容器内酸素濃度の上昇は抑制され、7 日間の酸素濃度の最高値はドライ条件を仮定してもドライウエルにおいて約 4.1vol%、サブプレッションチェンバにおいて約 4.0vol%であり、可燃限界を下回る。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界である 5vol%に達することはない。

その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ベントによってその水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる。

#### 4. まとめ

何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合の評価結果への影響を確認した結果においても、評価項目となる酸素濃度は事象発生から7日が経過する前に5vol%に到達することはない。

今回の感度解析に用いたG値は十分に保守的と考えられる値を用いたことから、仮に事故に至った場合でも、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇速度は今回の感度解析の結果を十分下回るものと考えられるが、仮に酸素濃度の上昇速度が今回の感度解析の結果のとおりであっても、原子炉格納容器フィルタベント系による環境中への格納容器内の気体の排出までに7日以上の間余裕があることを確認した。

原子炉格納容器フィルタベント系による対応が生じる場合、その対応フローは大破断LOCA後に原子炉格納容器フィルタベント系を使用するケースと同じであり、前述のケースよりも原子炉格納容器フィルタベント系による環境中への格納容器内の気体の排出までの時間余裕が確保されることから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能と考える。環境中に放出される核分裂生成物(Cs-137)の観点でも、大破断LOCA後により短い時間(事象発生から約45時間)で原子炉格納容器フィルタベント系による排出を実施する場合について評価し、評価項目である100TBqを十分に下回ることを確認していることから、原子炉格納容器フィルタベント系による対応は可能と考える。

#### 5. 参考文献

- [1] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」 BWR 電力共同研究 平成12年3月
- [2] 「事故時放射線分解に関する研究」 BWR 電力共同研究 昭和63年3月

以上



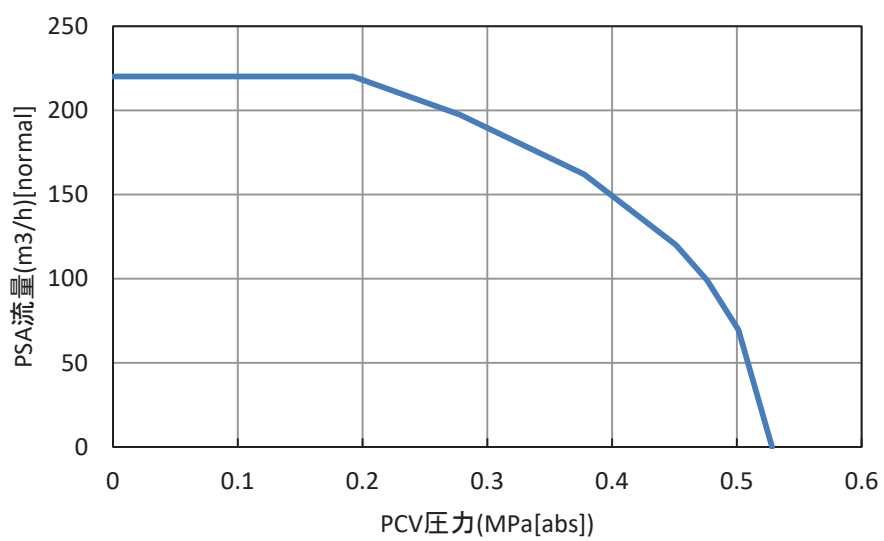


図1 可搬型窒素ガス供給装置の注入特性

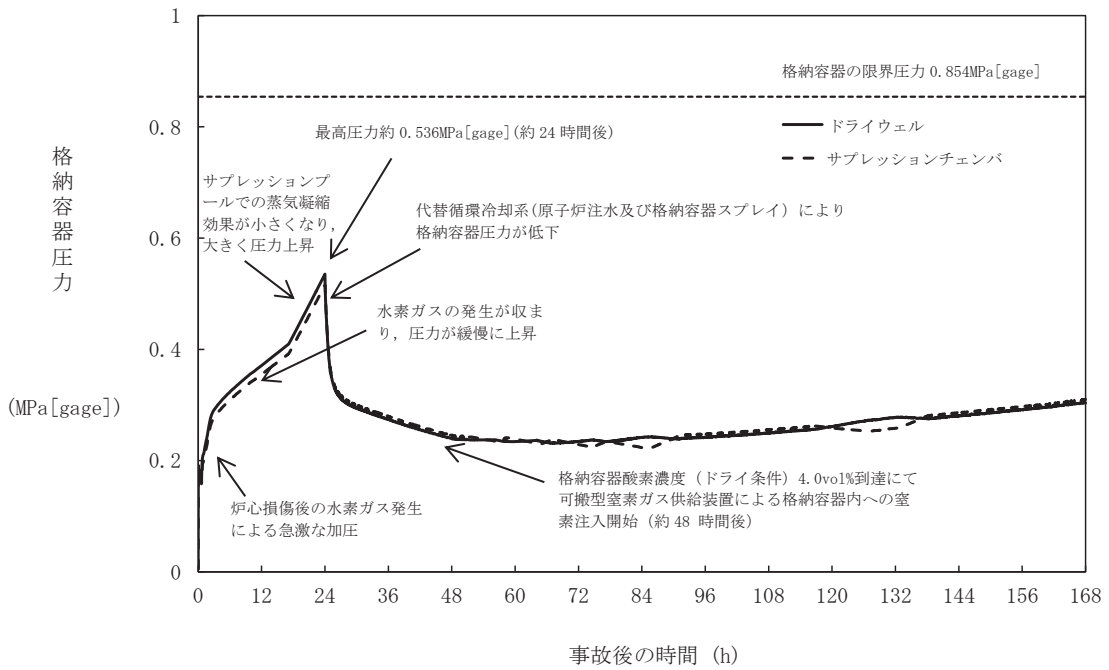


図2 格納容器圧力の推移

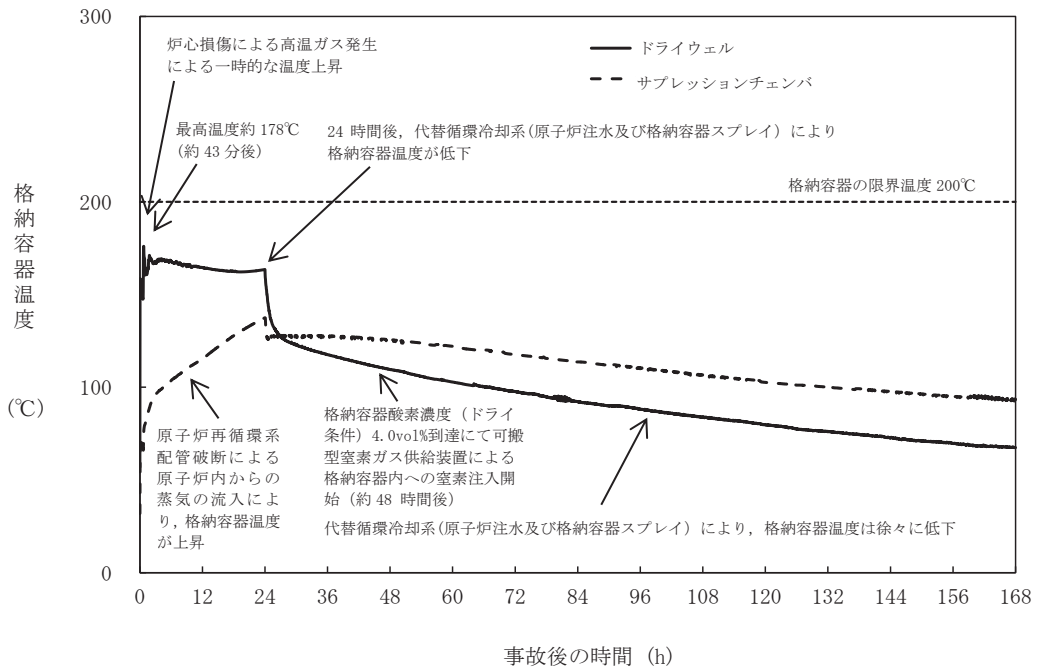


図3 格納容器温度の推移

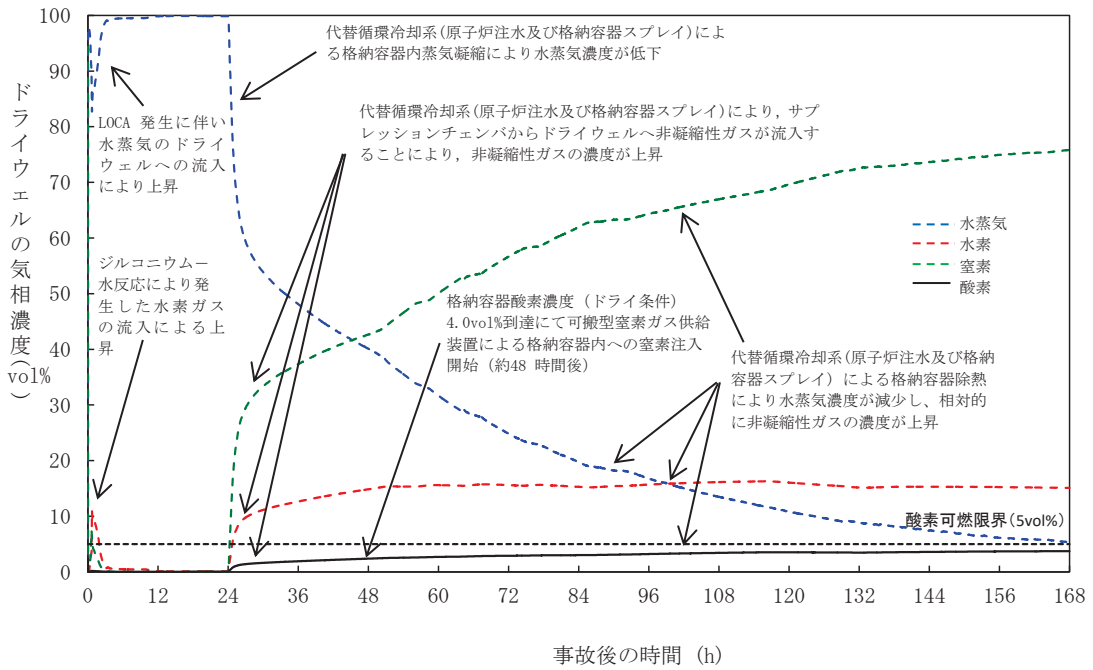


図4 ドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

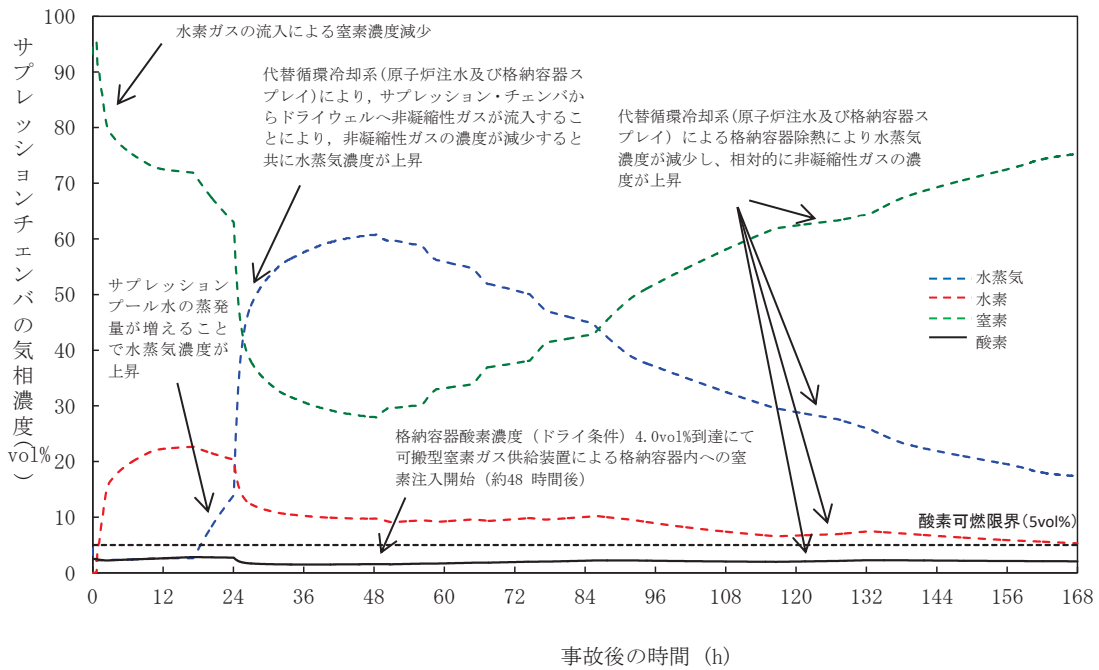


図5 サプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

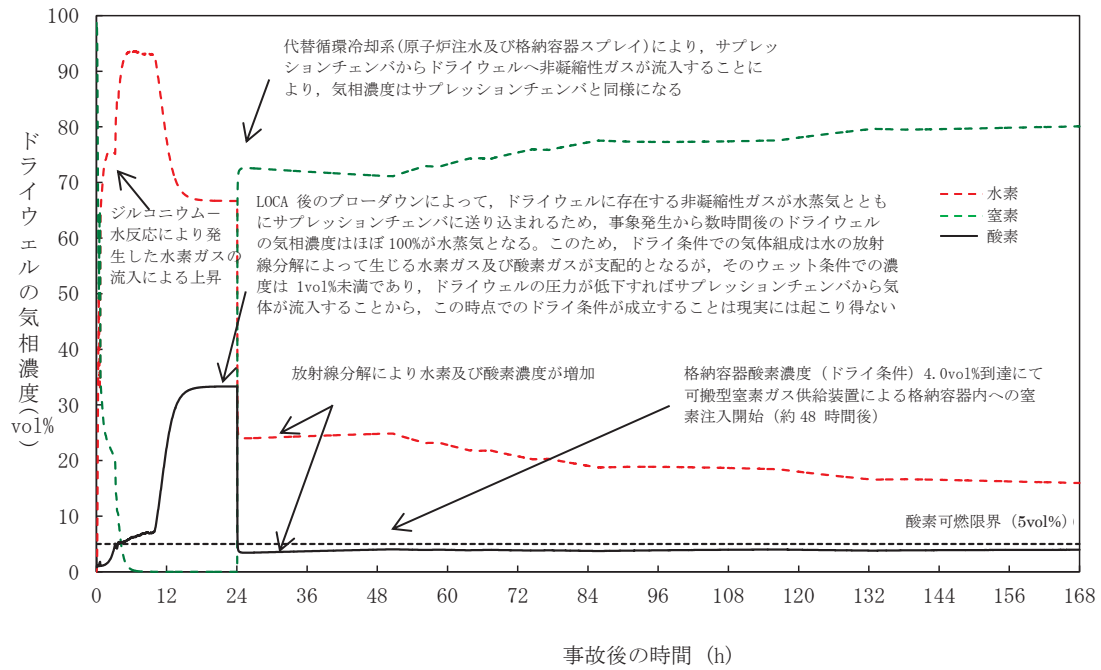


図6 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

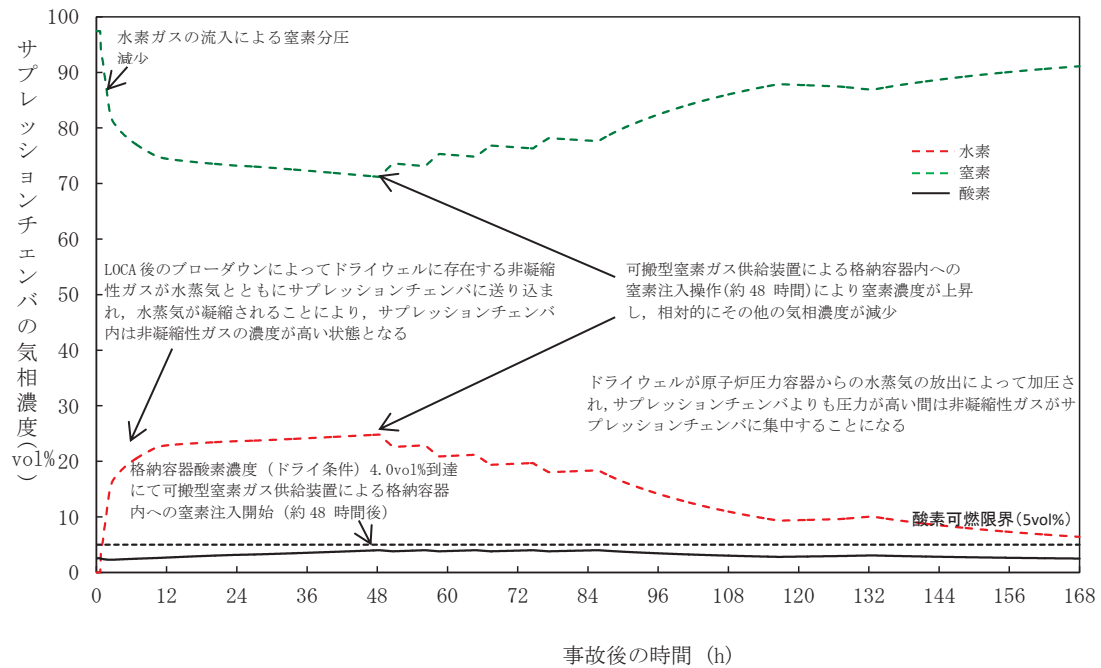


図7 サプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

表1 酸素濃度の最高値及び到達時間（ウェット条件）

項目	感度解析 (沸騰 : G(H2)=0.4, G(O2)=0.2 非沸騰 : G(H2)=0.25, G(O2)=0.125)	ベースケース (G(H2)=0.06, G(O2)=0.03)	評価項目
酸素濃度 (ドライウエル)	約 3.8vol% (事象発生から 約 167 時間後)	約 2.4vol% (事象発生から 168 時間後)	5vol% 未満
酸素濃度 (サプレッション チェンバ)	約 2.9vol% (事象発生から 約 17 時間後)	約 2.1vol% (事象発生から 168 時間後)	

表2 酸素濃度の最高値及び到達時間（ドライ条件）

項目	感度解析 (沸騰 : G(H2)=0.4, G(O2)=0.2 非沸騰 : G(H2)=0.25, G(O2)=0.125)	ベースケース (G(H2)=0.06, G(O2)=0.03)	評価項目
酸素濃度 (ドライウエル)	約 4.1vol% (事象発生から 約 50 時間後)	約 2.8vol% (事象発生から 168 時間後)	5vol% 未満
酸素濃度 (サプレッション チェンバ)	約 4.0vol% (事象発生から 約 48 時間後)	約 3.4vol% (事象発生から 168 時間後)	

## 原子炉注水開始時間の評価結果への影響

## 1. はじめに

今回の評価では、運転操作手順書等を踏まえ、原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から 25 分後としている。実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる可能性も想定される。水素燃焼のリスクの観点では、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量が抑制され、相対的に酸素濃度が高くなることで水素濃度及び酸素濃度がともに可燃領域に至る可能性が考えられる。一方で、注水時点の炉心の状態によっては、ジルコニウム-水反応が促進され、水素ガス発生量が増加する場合も考えられる。この場合には、増加した水素ガスによって相対的に酸素濃度が低下すると考えられる。

ここでは原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる場合を想定し、原子炉圧力容器への注水開始時刻が評価結果に与える影響を確認した。

## 2. 評価条件

今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）の評価条件に対する変更点は以下のとおり。その他の評価条件は、ベースケースと同等である。

## (1) 感度解析 1（注水開始時刻が早まる場合）

- ・原子炉圧力容器への注水開始時刻をベースケースより 10 分早くし、事象発生から 15 分後とした。15 分は今後の更なる事故対応能力の改善を見据えて設定した値である。

## (2) 感度解析 2（注水開始時刻が遅れる場合）

- ・原子炉圧力容器への注水開始時刻をベースケースから 25 分遅延することとし、事象発生から 50 分後とした。25 分は、原子炉圧力容器への注水が遅れたとしても、溶融炉心が炉心下部プレナムに移行しない時間であることを確認し、設定した値である。
- ・格納容器内の酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達する場合には、添付資料 3.4.1 と同様に可搬型窒素ガス供給装置を用いたサプレッションチェンバ側への窒素供給操作を実施する。

## 3. 評価結果

評価結果を図 1 から図 8 に示す。また、評価結果のまとめを表 1 に示す。

感度解析 2 では事象発生から約 146 時間後に酸素濃度が 4vol%（ドライ条件）に到達するため、可搬型窒素ガス供給装置を用いた窒素供給操作を実施するものの、感度解析 1 及び感度解析 2 とともに事象発生から 7 日間の酸素濃度は 5vol%未満であり、可燃限界に至らない。

#### 4. まとめ

原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れることによる評価結果への影響を確認した結果、評価項目となるパラメータである酸素濃度は判定基準を満足することを確認した。このことから、実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まった又は遅れる場合においても水素燃焼のリスクの観点での事故対応への影響はない。

以 上



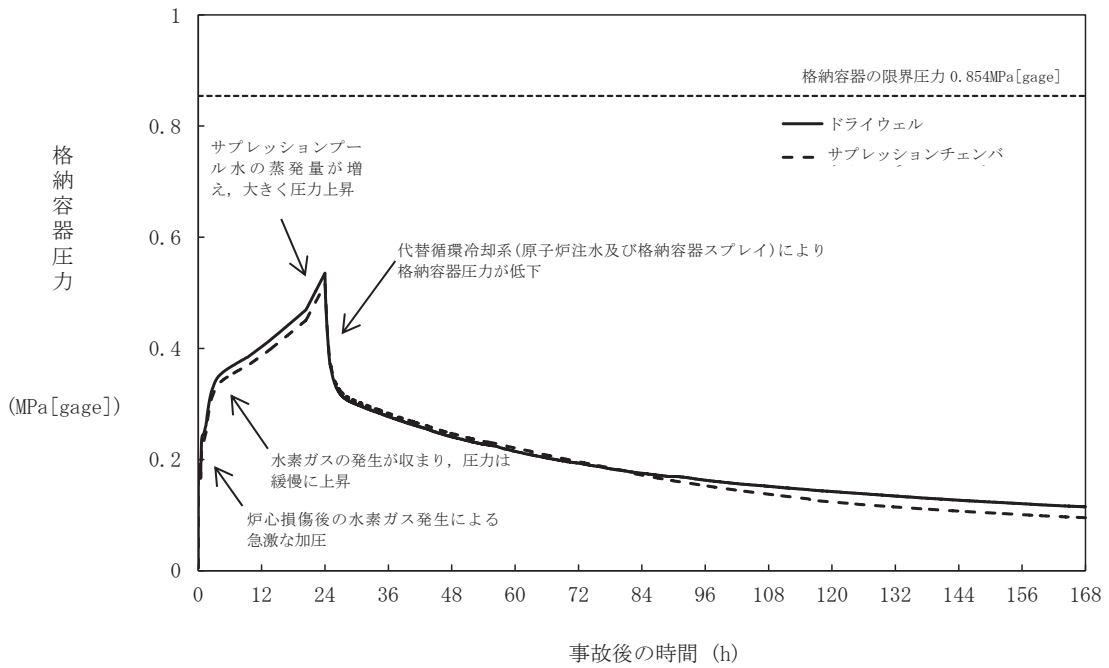


図1 格納容器圧力の推移（感度解析1）

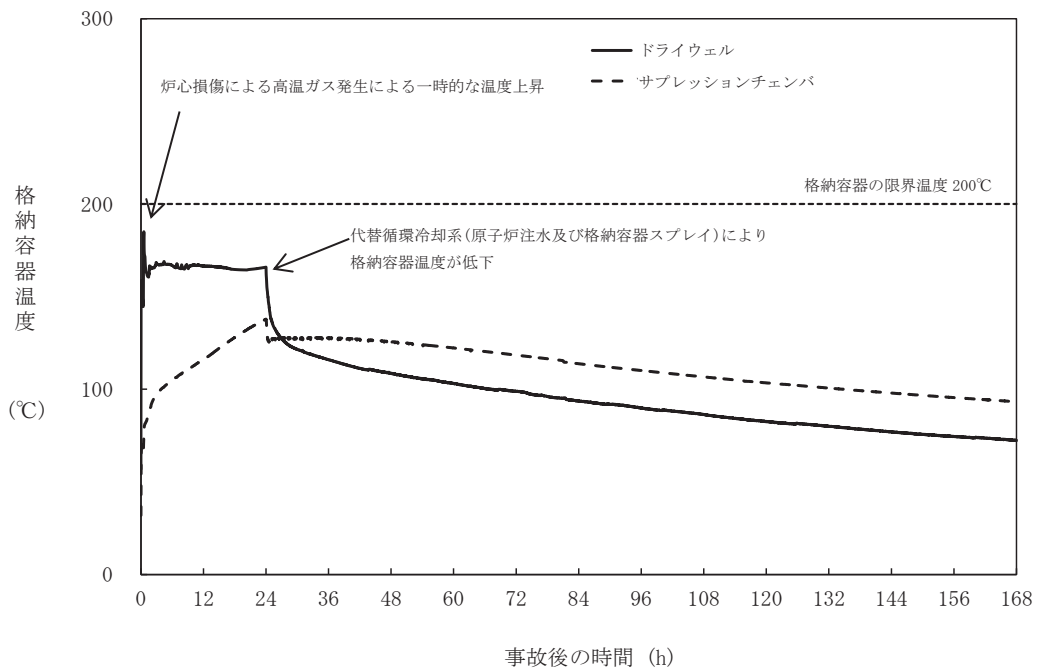


図2 格納容器温度の推移（感度解析1）

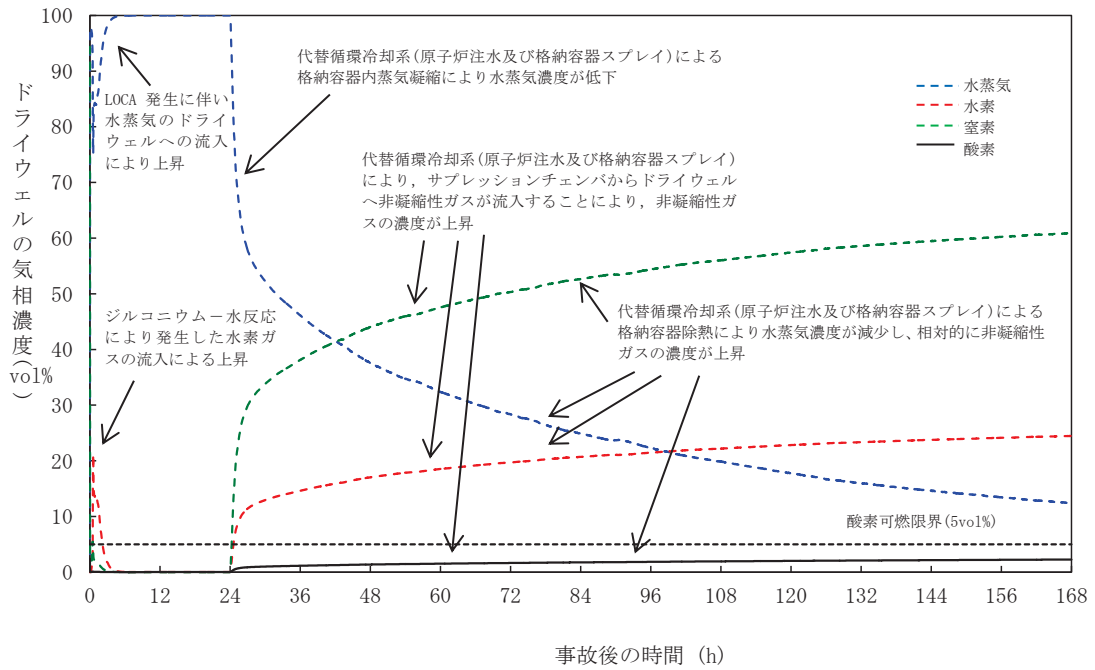


図3 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析1)

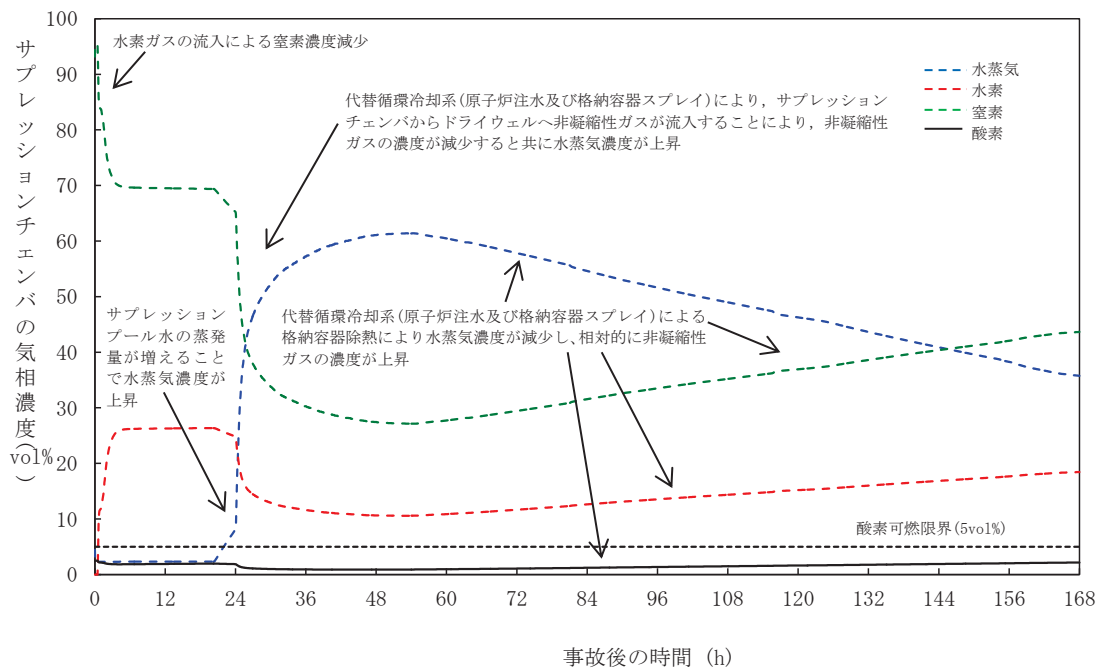


図4 サプレッションチェンバの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析1)

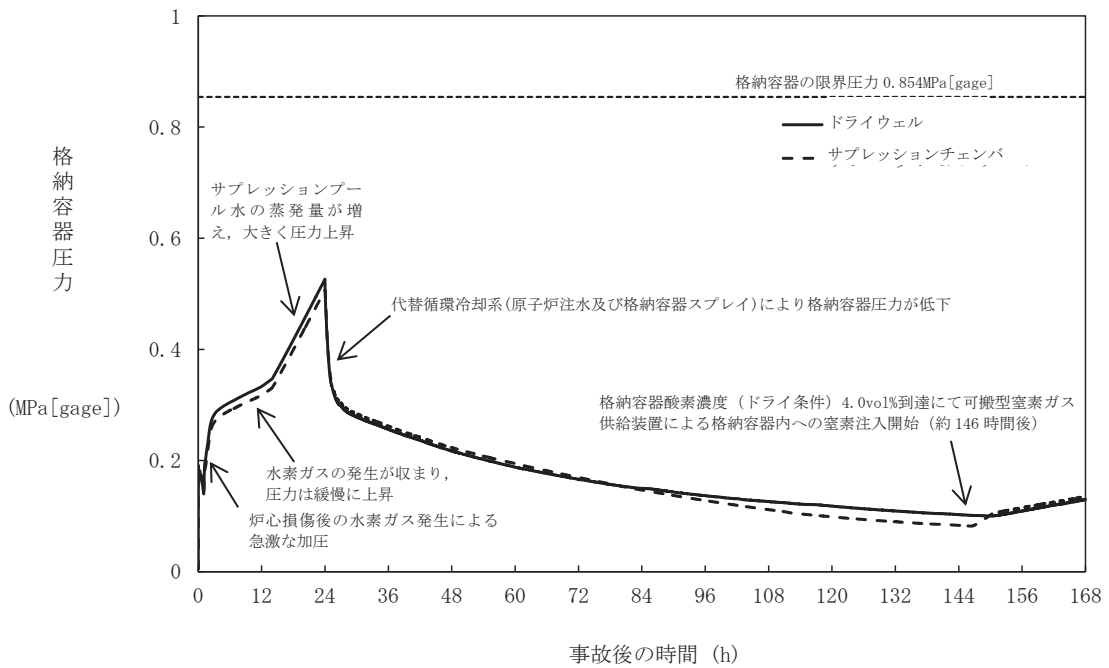


図5 格納容器圧力の推移 (感度解析2)

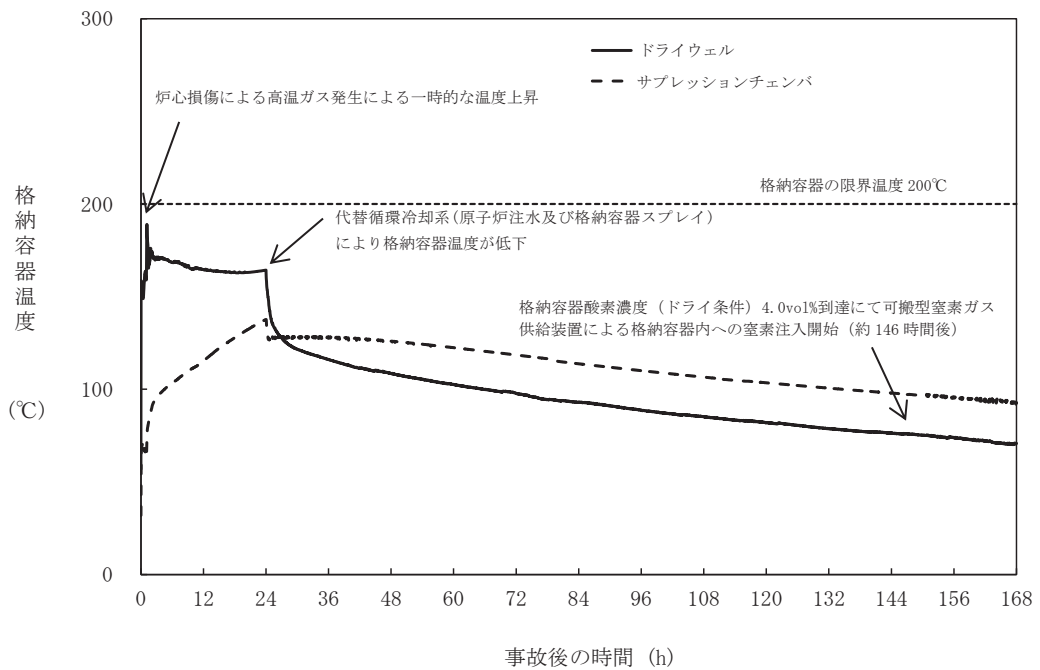


図6 格納容器温度の推移 (感度解析2)

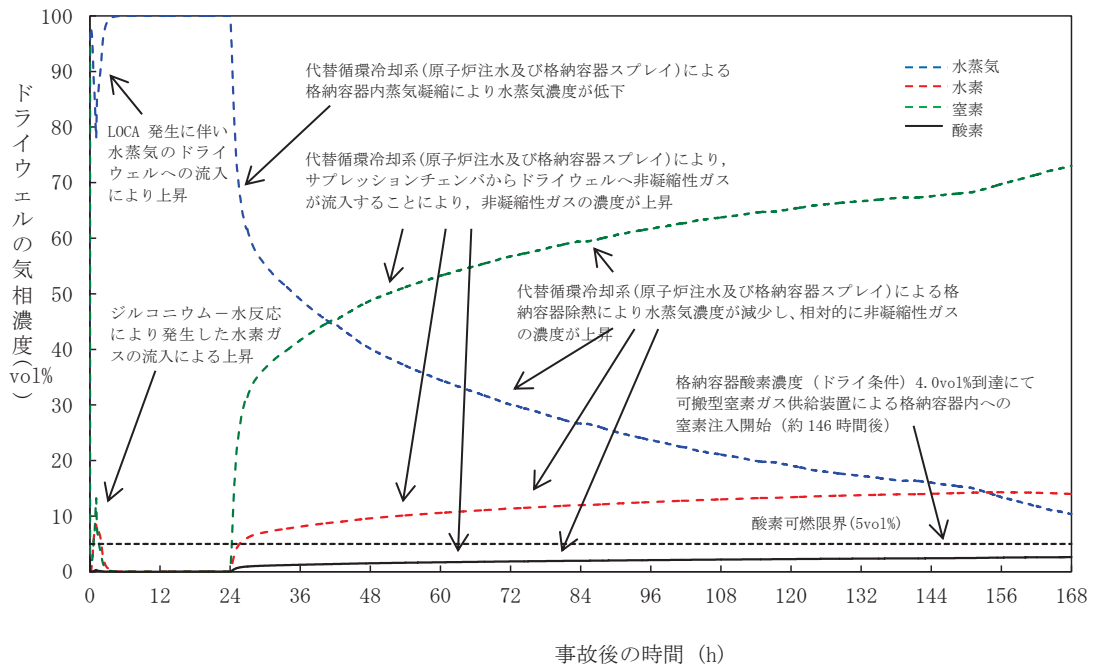


図7 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析 2)

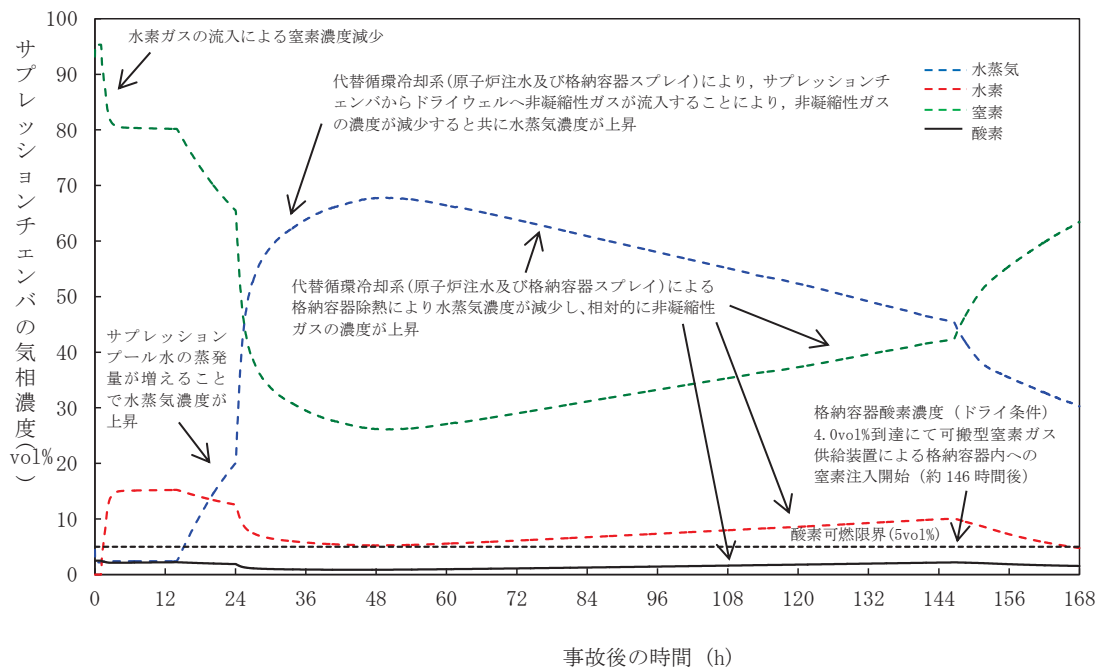


図8 サプレッションチェンバの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析 2)

表1 原子炉圧力容器への注水開始時刻の変更に伴う評価項目への影響

項目	原子炉圧力容器への注水開始時刻			評価項目
	感度解析1 (事象発生から 15分後)	感度解析2 (事象発生から 50分後)	ベースケース (事象発生から 25分後)	
全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合	約 16.7%	約 8.3%	約 12.8%	—
ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	約 367kg	約 182kg	約 282kg	
ドライウエル酸素濃度 (ウェット条件)	約 2.3vol% (事象発生から 168時間後)	約 2.7vol% (事象発生から 約 167時間後)	約 2.4vol% (事象発生から 168時間後)	5vol% 以下
サプレッションチェンバ酸素濃度 (ウェット条件)	約 2.2vol% (事象発生から 168時間後)	約 2.2vol% (事象発生から 約 146時間後)	約 2.1vol% (事象発生から 168時間後)	