

島根原子力発電所2号炉

重大事故等対策の有効性評価

令和元年12月

中国電力株式会社

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 原子炉格納容器限界温度・限界圧力に関する評価結果
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）＋高圧炉心冷却失敗
 - 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再閉失敗
＋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 残留熱代替除去系を使用する場合
 - 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合
 - 3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
 - 3.4 水素燃焼
 - 3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用
4. 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

- (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)
 - 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ごと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 島根原子力発電所 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 L O C A 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 有効性評価に用いる崩壊熱について
 - 添付資料 1.5.4 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

- (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)
 - 添付資料 2.1.1 安定状態について（高圧・低圧注水機能喪失）
 - 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（高圧・低圧注水機能喪失）
 - 添付資料 2.1.4 7 日間における水源の対応について（高圧・低圧注水機能喪失）
 - 添付資料 2.1.5 7 日間における燃料の対応について（高圧・低圧注水機能喪失）
 - 添付資料 2.1.6 常設代替交流電源設備の負荷（高圧・低圧注水機能喪失）

 - (2.2 高圧注水・減圧機能喪失)
 - 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（高圧注水・減圧機能喪失）
 - 添付資料 2.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高圧注水・減圧機能喪失）
 - 添付資料 2.2.4 7 日間における燃料の対応について（高圧注水・減圧機能喪失）

 - (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＋D G 失敗）＋H P C S 失敗)
 - 添付資料 2.3.1.1 敷地境界での実効線量評価について
 - 添付資料 2.3.1.2 蓄電池による給電時間評価結果について
 - 添付資料 2.3.1.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋H P C S 失敗時における原子炉隔離時冷却系の 8 時間継続運転が可能であることの妥当性について
 - 添付資料 2.3.1.4 逃がし安全弁に係る解析と実態の違い及びその影響について
 - 添付資料 2.3.1.5 安定状態について（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 2.3.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋H P C S 失敗）

添付資料 2.3.1.7 7日間における水源の対応について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)

添付資料 2.3.1.8 7日間における燃料の対応について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)

添付資料 2.3.1.9 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG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)+高圧炉心冷却失敗)

添付資料 2.3.2.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗時において高圧原子炉代替注水系の8時間運転継続に期待することの妥当性について

添付資料 2.3.2.2 安定状態について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)

添付資料 2.3.2.3 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(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)

添付資料 2.3.2.4 注水開始操作の時間余裕について

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

添付資料 2.3.4.1 安定状態について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)

添付資料 2.3.4.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)

添付資料 2.3.4.3 減圧・注水開始操作の時間余裕について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)

添付資料 2.3.4.4 7日間における水源の対応について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)

添付資料 2.3.4.5 7日間における燃料の対応について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)

添付資料 2.3.4.6 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+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)

添付資料 2.4.1.1 安定状態について(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))

添付資料 2.4.1.2 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日間における燃料の対応について(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))

添付資料 2.4.1.4 常設代替交流電源設備の負荷(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))

(2.4.2 残留熱除去系が故障した場合)

添付資料 2.4.2.1 安定状態について(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 2.4.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(崩壊熱除

去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))

添付資料 2.4.2.3 7日間における水源の対応について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))

添付資料 2.4.2.4 7日間における燃料の対応について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))

添付資料 2.4.2.5 常設代替交流電源設備の負荷(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))

(2.5 原子炉停止機能喪失)

添付資料 2.5.1 評価対象の炉心を平衡炉心サイクル末期とすることの妥当性

添付資料 2.5.2 P u 同位体組成による動的ボイド係数, 動的ドップラ係数への影響

添付資料 2.5.3 自動減圧系等の自動起動阻止操作の考慮について

添付資料 2.5.4 安定状態について(原子炉停止機能喪失)

添付資料 2.5.5 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(原子炉停止機能喪失)

添付資料 2.5.6 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 2.5.7 外部電源の有無による評価結果への影響

添付資料 2.5.8 初期炉心流量の相違による評価結果への影響

添付資料 2.5.9 残留熱除去系の起動操作遅れの影響について

添付資料 2.5.10 S L C 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 2.5.11 原子炉注水に使用する水源とその水温の影響

添付資料 2.5.12 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の運転可能性に関する水源の水温の影響

添付資料 2.5.13 7日間における燃料の対応について(原子炉停止機能喪失)

(2.6 L O C A 時注水機能喪失)

添付資料 2.6.1 「L O C A 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 安定状態について(L O C A 時注水機能喪失)

添付資料 2.6.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(L O C A 時注水機能喪失)

添付資料 2.6.4 減圧・注水操作の時間余裕について

添付資料 2.6.5 7日間における水源の対応について(L O C A 時注水機能喪失)

添付資料 2.6.6 7日間における燃料の対応について(L O C A 時注水機能喪失)

添付資料 2.6.7 常設代替交流電源設備の負荷 (L O C A 時注水機能喪失)

(2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A))

添付資料 2.7.1 インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応操作について

添付資料 2.7.2 インターフェイスシステム L O C A 発生時の破断面積及び現場環境等について

添付資料 2.7.3 安定状態について (格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A))

添付資料 2.7.4 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 (格納容器バイパス(インターフェイスシステム L O C A))

添付資料 2.7.5 7日間における燃料の対応について (格納容器バイパス(インターフェイスシステム L O C A))

- (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))
- 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 (残留熱代替除去系を使用する場合)
- 添付資料 3.1.2.3 原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスの影響について
- 添付資料 3.1.2.4 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
- 添付資料 3.1.2.5 原子炉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 (残留熱代替除去系を使用する場合)))
- 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 日間における水源の対応について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用する場合)
- 添付資料 3.1.2.9 7 日間における燃料の対応について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用する場合)
- 添付資料 3.1.2.10 常設代替交流電源設備の負荷 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用する場合)
- 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) 時において残留熱代替除去系を使用しない場合における格納容器フィルタベント系からの C s - 1 3 7 放出量評価について
- 添付資料 3.1.3.4 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
- 添付資料 3.1.3.5 安定状態について (残留熱代替除去系を使用しない場合)
- 添付資料 3.1.3.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合)))
- 添付資料 3.1.3.7 注水操作が遅れる場合の影響について
- 添付資料 3.1.3.8 格納容器フィルタベント系による原子炉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 日間における水源の対応について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用しない場合)
- 添付資料 3.1.3.10 7 日間における燃料の対応について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用しない場合)

添付資料 3.1.3.11 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））（残留熱代替除去系を使用しない
場合）

（3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

添付資料 3.2.1 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について

添付資料 3.2.2 格納容器破損モード「DCH」,「FCI」及び「MCCI」の評価
事故シーケンスの位置づけ

添付資料 3.2.3 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について（高圧溶
融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

添付資料 3.2.4 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日間における水源の対応について
（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

添付資料 3.2.6 7日間における燃料の対応について
（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

添付資料 3.2.7 常設代替交流電源設備の負荷
（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

（3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

添付資料 3.3.1 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原子炉格納容器の健全性への影
響評価

添付資料 3.3.3 ペDESTAL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

（3.4 水素燃焼）

添付資料 3.4.1 G値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響

添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について

添付資料 3.4.3 安定状態について（水素燃焼）

添付資料 3.4.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（水素燃焼）

添付資料 3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響

（3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用）

添付資料 3.5.1 安定状態について（溶融炉心・コンクリート相互作用）

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、ペDESTAL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

（4. 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)

- 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燃料等からの線量率」の評価について
- 添付資料 4.1.3 安定状態について (想定事故1)
- 添付資料 4.1.4 島根2号炉 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 添付資料 4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故1)
- 添付資料 4.1.6 7日間における水源の対応について(想定事故1)
- 添付資料 4.1.7 7日間における燃料の対応について(想定事故1)

(4.2 想定事故2)

- 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 燃料プールのサイフォンブレイク配管について
- 添付資料 4.2.3 安定状態について (想定事故2)
- 添付資料 4.2.4 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 4.2.5 7日間における水源の対応について(想定事故2)
- 添付資料 4.2.6 7日間における燃料の対応について(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)

- 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棒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 (運転停止中 (崩壊熱除去機能喪失))
- 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 運転停止中 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日間における燃料の対応について(運転停止中(崩壊熱除去機能喪失))

(5.2 全交流動力電源喪失)

- 添付資料 5.2.1 安定状態について (運転停止中 (全交流動力電源喪失))
- 添付資料 5.2.2 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中(全交流動力電源喪失))
- 添付資料 5.2.3 7日間における水源の対応について(運転停止中(全交流動力電源喪失))
- 添付資料 5.2.4 7日間における燃料の対応について(運転停止中(全交流動力電源喪失))
- 添付資料 5.2.5 常設代替交流電源設備の負荷(運転停止中(全交流動力電源喪失))

(5.3 原子炉冷却材の流出)

- 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（運転停止中（原子炉冷却材の流出））
- 添付資料 5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中（原子炉冷却材の流出））
- 添付資料 5.3.5 7日間における燃料の対応について（運転停止中（原子炉冷却材の流出））

（5.4 反応度の誤投入）

- 添付資料 5.4.1 反応度の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（運転停止中（反応度の誤投入））
- 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（反応度の誤投入））
- 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

（6. 必要な要員及び資源の評価）

- 添付資料 6.1.1 他号炉との同時被災時における必要な要員及び資源について
- 添付資料 6.2.1 重大事故等対策の要員の確保及び所要時間について
- 添付資料 6.2.2 重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

下線は、今回の提出資料を示す。

島根原子力発電所 2 号炉

原子炉格納容器限界温度・圧力 に関する評価結果

目 次

	頁
(本文)	
1. 評価の概要	1
(1) はじめに	1
(2) 限界温度・圧力の評価	2
(3) 健全性確認	2
(4) 結論	31
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・ハッチ類	添 1-1
1.1 概要	添 1-1
1.2 原子炉格納容器本体	添 1-2
1.3 ドライウェル主フランジ	添 1-32
1.4 機器搬入口	添 1-49
1.5 所員用エアロック	添 1-57
1.6 逃がし安全弁搬出ハッチ	添 1-67
1.7 制御棒駆動機構搬出ハッチ	添 1-70
2. 配管貫通部	添 2-1
2.1 概要	添 2-1

2.2	配管貫通部（接続配管）	添 2-2
2.3	配管貫通部（スリーブ）	添 2-11
2.4	配管貫通部（平板類）	添 2-26
2.5	配管貫通部（セーフエンド）	添 2-36
2.6	配管貫通部（ベローズ）	添 2-39
3.	電気配線貫通部	添 3-1
3.1	概要	添 3-1
3.2	電気配線貫通部（アダプタ）	添 3-3
3.3	電気配線貫通部（ヘッダ）	添 3-5
3.4	電気配線貫通部（モジュール）	添 3-7
4.	原子炉格納容器隔離弁	添 4-1
4.1	概要	添 4-1
4.2	原子炉格納容器隔離弁（窒素ガス制御系バタフライ弁）	添 4-2
4.3	原子炉格納容器隔離弁（T I P ボール弁）	添 4-4
4.4	原子炉格納容器隔離弁（T I P パージ弁）	添 4-6

- 別紙-1 原子炉格納容器貫通部リスト
- 別紙-2 ドライウェル主フランジ等の開口量評価の妥当性について
- 別紙-3 改良E P D M製シール材の実機を模擬した小型フランジ試験について
- 別紙-4 格納容器貫通部における楕円変形の影響
- 別紙-5 モデル化している各部位の耐震性について
- 別紙-6 動的荷重の影響について
- 別紙-7 実機フランジ模擬試験の概要について
- 別紙-8 SA 時のサプレッション・チェンバ構造評価における水力学的動荷重の影響について
- 別紙-9 限界温度・圧力に対する評価対象部位の裕度について
- 別紙-10 TIP パージ弁への改良シール部材適用について
- 別紙-11 200℃, 2Pd の適用可能時間を過ぎてから用いる限界温度・圧力について
- 別紙-12 経年劣化を考慮したシール機能について
- 別紙-13 原子炉格納容器隔離弁の重大事故環境下における耐性確認試験の概要について
- 別紙-14 ドライウェル主フランジ等の開口量評価について
- 別紙-15 ドライウェル主フランジシール部のガスケット増厚について
- 別紙-16 シール機能維持に対する考え方について
- 別紙-17 改良E P D M製シール材の適用性について
- 別紙-18 改良E P D M製シール材における各試験について
- 別紙-19 改良E P D M製シール材の圧縮永久ひずみ試験について
- 別紙-20 実機フランジ模擬試験の実機適用性について
- 別紙-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
- 別紙-22 扉板の変形によるシール性の影響について
- 別紙-23 T I P 火薬切断弁の信頼性について
- 別紙-24 フランジ部の永久変形の評価について
- 別紙-25 原子炉格納容器 限界温度・圧力に対する経年劣化の影響について

別紙-26 原子炉格納容器に接続される系統の健全性について

別紙-27 実機環境と改良E P D M製シール材の試験条件の比較について

別紙-28 原子炉格納容器の機能喪失の検出の考え方について

別紙-29 原子炉格納容器本体の解析評価範囲について

1. 評価の概要

(1) はじめに

島根原子力発電所2号炉（以下、「島根2号炉」という。）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（0.853MPa、Pd：最高使用圧力（0.427MPa））として評価している。以下にその根拠と妥当性を示す。

表1 原子炉格納容器の設計条件と限界温度・圧力の比較

	設計仕様 (最高使用温度・圧力)	有効性評価で使用する限界 温度・圧力
温度	171℃※ ¹	200℃
圧力	0.427MPa（1Pd） {4.35kg/cm ² }	0.853MPa※ ² （2Pd）

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

※2：4.35kg/cm²（1Pd）を2倍した後、SI単位換算した数値。

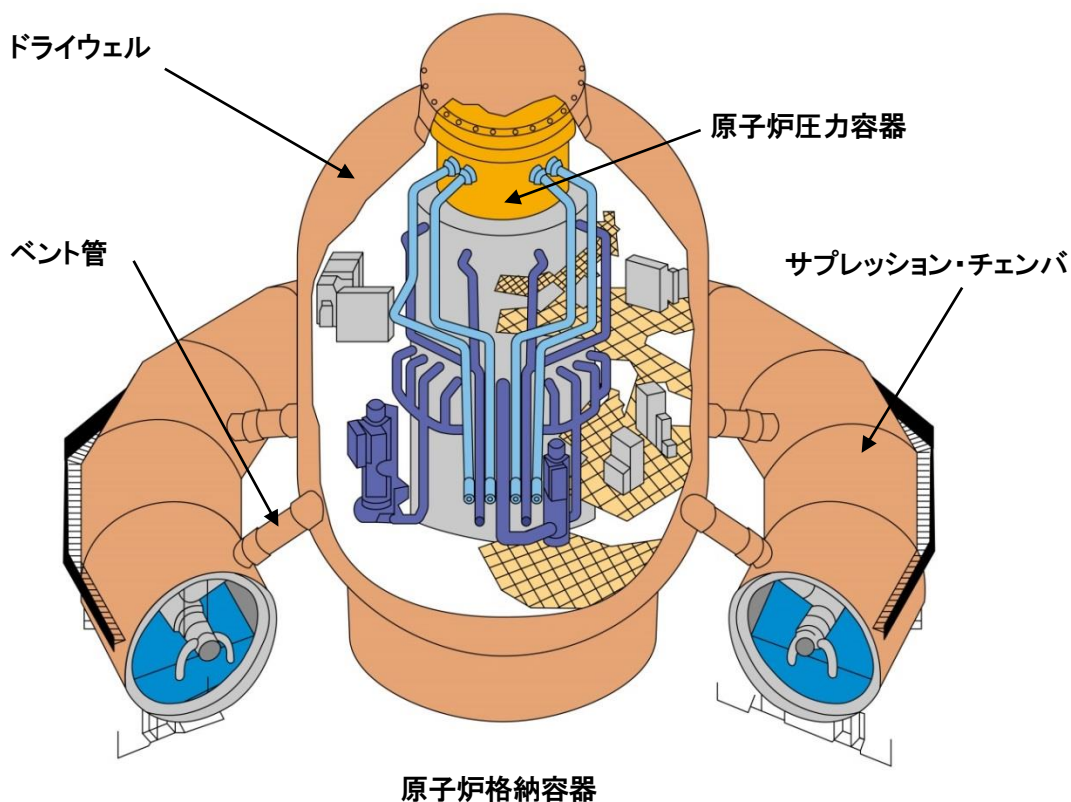


図1 原子炉格納容器全体図

(2) 限界温度・圧力の評価

原子炉格納容器の限界温度・圧力については、重大事故等時において、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、ハッチ類、電気配線貫通部等のシール部についても、200℃、2Pd の環境下での機能維持を確認する必要がある。

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

- ① 原子炉格納容器本体（ドライウエル，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 ドライウエル主フランジ
- ③ ハッチ類（機器搬入口，所員用エアロック，逃がし安全弁搬出ハッチ，制御棒駆動機構搬出ハッチ）
- ④ 配管貫通部（接続配管，スリーブ，平板類，セーフエンド，ベローズ）
- ⑤ 電気配線貫通部
- ⑥ 原子炉格納容器隔離弁

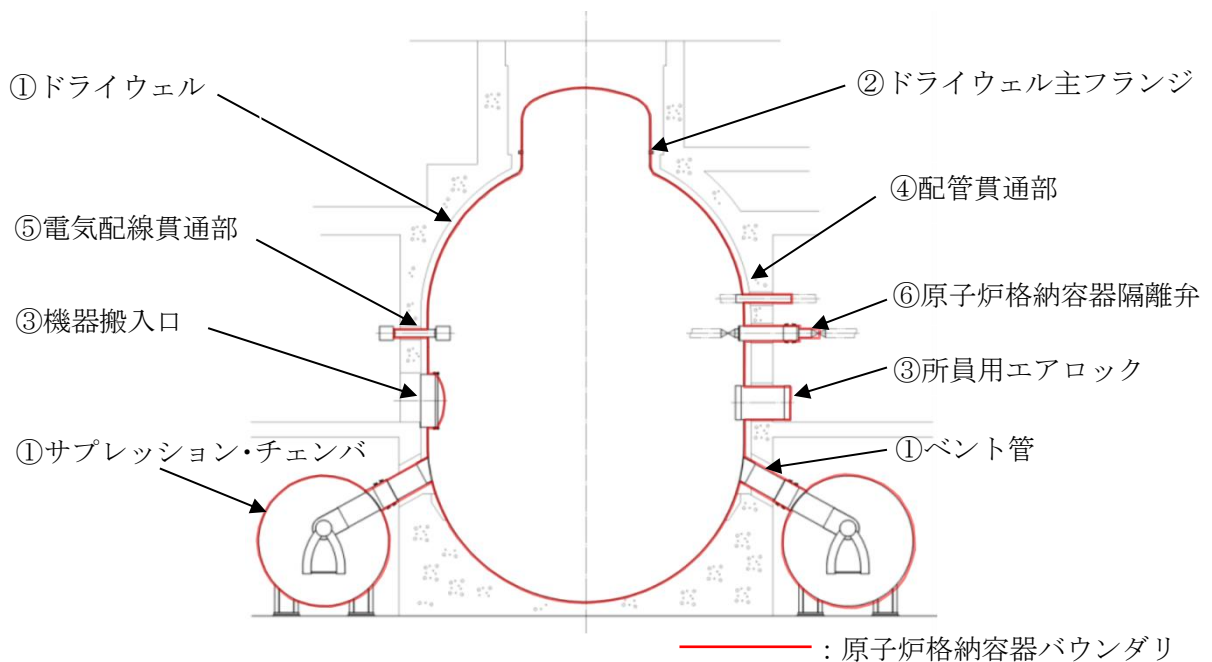


図2 原子炉格納容器バウンダリを構成する機器の概要図

b. 機能喪失要因

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

- ① 原子炉格納容器本体
延性破壊，疲労破壊
- ② ドライウェル主フランジ
延性破壊，変形，高温劣化（シール部）
- ③ ハッチ類
 - ・機器搬入口・・・・・・・・延性破壊，座屈，変形，高温劣化（シール部）
 - ・所員用エアロック・・・・・・・・延性破壊，変形，高温劣化（シール部）
 - ・逃がし安全弁搬出ハッチ・・・・・・・・延性破壊，座屈，変形，高温劣化（シール部）
 - ・制御棒駆動機構搬出ハッチ・・・・・・・・延性破壊，変形，高温劣化（シール部）
- ④ 配管貫通部
 - ・接続配管・・・・・・・・延性破壊
 - ・スリーブ・・・・・・・・延性破壊
 - ・平板類・・・・・・・・延性破壊，変形，高温劣化（シール部）
 - ・セーフエンド・・・・・・・・延性破壊
 - ・ベローズ・・・・・・・・疲労破壊
- ⑤ 電気配線貫通部
延性破壊，高温劣化（シール部）
- ⑥ 原子炉格納容器隔離弁
延性破壊，高温劣化（シール部）

c. 評価方法

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

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

評価方法による評価対象機器の分類を図3及び表2に示す。

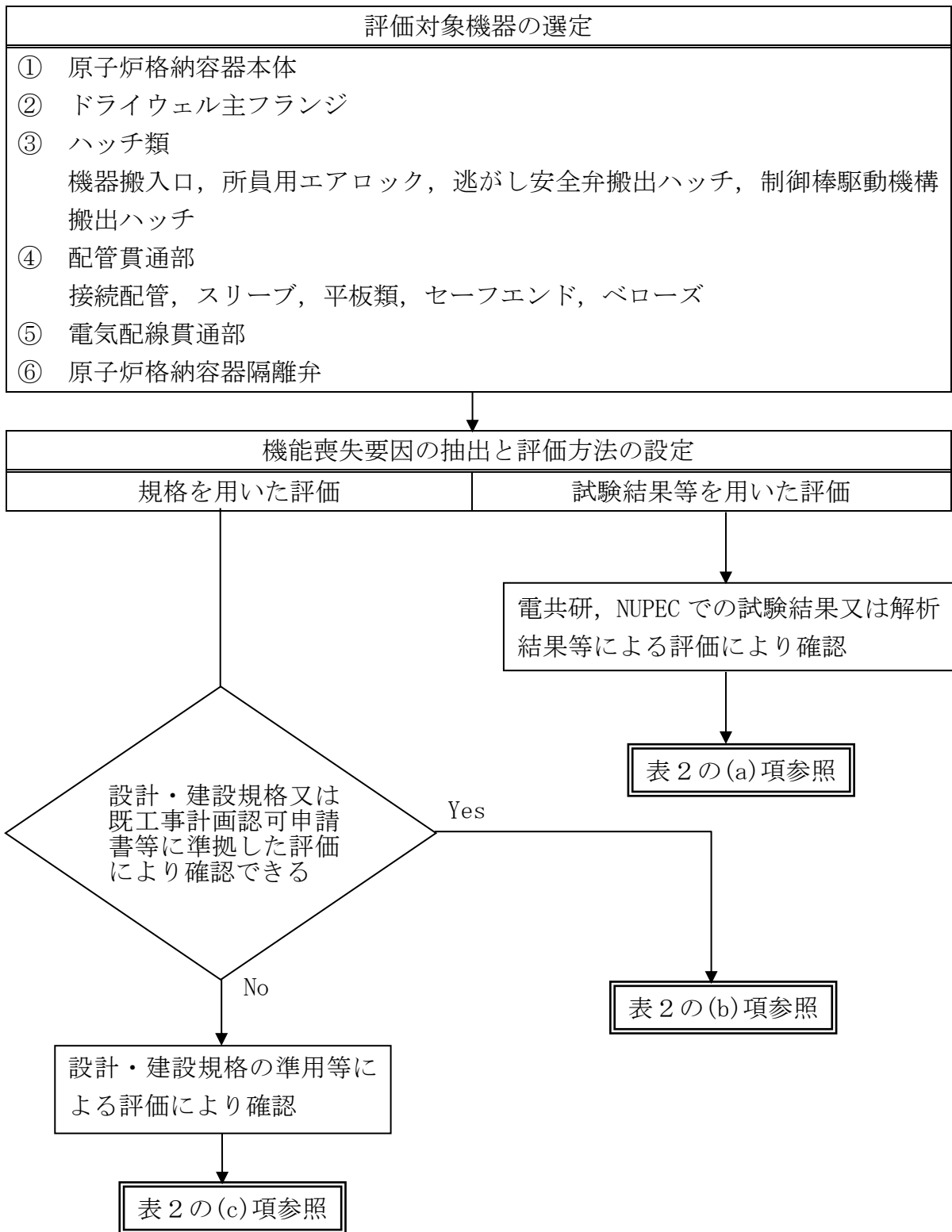


図 3 評価方法による評価対象の分類

表2 評価対象機器の分類及び評価内容 (1/2)

評価対象部位			想定される機能喪失要因	評価方法	評価方法の概要	判定基準
①	原子炉格納容器本体	胴部等	延性破壊 (一般部)	(c)	設計・建設規格 (PVE-3230 他) を準用し, 2/3Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価	2 Pd を上回ること
			延性破壊 (構造・形状不連続部)	(a)	電共研で実施した有限要素法による代表プラントでの結果を用い, 破損圧力を評価	
			延性破壊 (ドライウェル基部)	(c)	既工事計画認可申請書の評価値を用いて 200°C, 2 Pd における発生応力を評価	
		ベント管 ペローズ	疲労破壊	(b)	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し, 200°C, 2 Pd における疲労累積係数を評価	疲労累積係数 1 以下
②	ドライウェル主フランジ	延性破壊 (ボルト, フランジ)	(a)	電共研で実施した有限要素法による代表プラントの結果を用い, 破損圧力を評価	2 Pd を上回ること	
			(b)	設計・建設規格 (PVE-3700) に準拠し, JIS B8265 に基づいて 200°C, 2 Pd におけるボルト及びフランジの発生応力を評価	許容応力を下回ること	
		変形, 高温劣化 (シール部)	(a)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健全であること	
③	ハッチ類 (機器搬入口)	延性破壊 (円筒胴)	(c)	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し, 200°C における許容圧力を評価	2 Pd を上回ること	
		座屈 (鏡板)	(b)	機械工学便覧の座屈評価式に準拠し, 座屈圧力を評価	2 Pd を上回ること	
		変形, 高温劣化 (シール部)	(a)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健全であること	
	ハッチ類 (所員用エアロック)	延性破壊 (円筒胴, 隔壁)	(c)	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し, 2/3Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価	2 Pd を上回ること	
			(c)	既工事計画認可申請書の評価値を用いて, Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価	2 Pd を上回ること	
		変形, 高温劣化 (シール部)	(a)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健全であること	
	ハッチ類 (逃がし安全弁搬出ハッチ)	延性破壊 (円筒胴)	(c)	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し, 200°C における許容圧力を評価	2 Pd を上回ること	
		座屈 (鏡板)	(b)	機械工学便覧の座屈評価式に準拠し, 座屈圧力を評価	2 Pd を上回ること	
		変形, 高温劣化 (シール部)	(a)	機器搬入口 (内開き構造で貫通部径最大) で代表評価		
	ハッチ類 (制御棒駆動機構搬出ハッチ)	延性破壊 (円筒胴, 鏡板)	(c)	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し, 2/3Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価	2 Pd を上回ること	
		変形, 高温劣化 (シール部)	(a)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健全であること	

表2 評価対象機器の分類及び評価内容 (2/2)

評価対象部位	想定される機能喪失要因	評価方法	評価方法の概要	判定基準
④	配管貫通部 (接続配管)	延性破壊	(c) 代表配管について、設計・建設規格(PPC-3530)を準用し、原子炉格納容器変位に伴う発生応力を評価(許容応力評価を超える場合は、疲労累積係数を評価)	許容応力を下回ること(疲労累積係数1以下)
	配管貫通部 (スリーブ)	延性破壊 (スリーブ本体, スリーブ取付け部)	(c) 設計・建設規格(PVE-3611)を準用し、2/3Su値(200°C)に相当する許容圧力を評価	2Pdを上回ること
			(c) 原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重を考慮して、既工事計画認可申請書と同様の手法で発生応力を評価	許容応力を下回ること
	配管貫通部 (平板類)	延性破壊 (ボルト締め平版, ボルト, フランジ)	(c) 設計・建設規格(PVE-3410)を準用し、2/3Su値(200°C)に相当する許容圧力を評価	2Pdを上回ること
			(b) 設計・建設規格(PVE-3700)に準拠し、JIS B8265に基づいて200°C, 2Pdにおけるボルト及びフランジの発生応力を評価	許容応力を下回ること
	配管貫通部 (セーフエンド)	延性破壊	(c) 設計・建設規格(PVE-3230)を準用し、2/3Su値(200°C)に相当する許容圧力を評価	2Pdを上回ること
配管貫通部 (ベローズ)	疲労破壊	(b) 設計・建設規格(PVE-3810)に準拠し、200°C, 2Pdにおける疲労累積係数を評価	疲労累積係数1以下	
⑤	電気配線貫通部	延性破壊 (アダプタ, ヘッダ)	(c) 設計・建設規格(PVE-3611他)を準用し、2/3Su値(200°C)に相当する許容圧力を評価	2Pdを上回ること
		高温劣化(シール部)	(a) 電共研, NUPEC等試験等で実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果に基づき評価	シール部が健全であること
⑥	原子炉格納容器隔離弁	延性破壊(弁箱)	(b) 設計・建設規格(弁の圧力温度基準に基づく評価)に準拠し、弁箱の耐圧機能を評価	2Pdを上回ること
		高温劣化(シール部)	(a) シール部について試験結果に基づき評価	シール部が健全であること

d. 評価結果の概要

① 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体（ベント管ベローズ除く）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、圧縮力が一般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、原子炉格納容器本体（ベント管ベローズ除く）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及びドライウェル基部を固定端とした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、ベント管ベローズの 200℃、2Pd における機能喪失要因は、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。

原子炉格納容器本体（ベント管ベローズ除く）における構造健全性評価として、一般部の部材において内圧による荷重を受け止める部位のうち鏡板、円筒胴、球形胴について一次一般膜応力評価を行い、許容応力が 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毎に材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 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限界温度及び限界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 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3Su$ 値以下であれば、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ている。

この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の P_m 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（1 次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 $2/3S_u$ と規定されている。 P_m 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。

一方、電共研「事故時の格納容器耐性評価に関する研究（平成元年度）」において、代表プラントの原子炉格納容器を対象に有限要素法によるひずみ評価が実施されており、これを用いて島根2号炉での原子炉格納容器の局所の健全性を確認する。

この有限要素法による評価では、代表プラントのMARK-I改良型全体モデル解析結果より最も弱い部位と考えられる「円筒部中心部」及び構造不連続部であるハッチ取付部のうち最も弱い部位と考えられる「機器搬入口取付部」を局所評価点として選定している。この原子炉格納容器本体破損評価にあたり、寸法（胴内径、板厚等）の影響を評価し、補正を行った結果、重大事故等時の原子炉格納容器本体の破損に対する限界温度・圧力は 200°C 、 $2P_d$ 以上あることを確認した。

ドライウェル基部については、鋼材の熱膨張が拘束されることによる熱応力が発生することから、一次＋二次応力の評価を実施し、許容値を原子炉格納容器（クラスMC容器）の供用状態A、Bに対する許容値と同じ3S（S値： 200°C における値）を超えるが、設計・建設規格PVB-3300に規定される疲労評価により、疲労累積係数が1以下であることから、 200°C 、 $2P_d$ での健全性を確認した。

また、ベント管ベローズについては、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、通常運転時の疲労累積係数との合計が1以下であることから、 200°C 、 $2P_d$ での健全性を確認した。

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。

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、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、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℃、2Pd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の構造健全性評価として、フランジ及び締付ボルトの健全性を以下のとおり確認した。

電共研「事故時の格納容器耐性評価に関する研究(平成元年度)」では、代表プラントのドライウェル主フランジを対象に、有限要素法を用いた弾塑性解析が実施されている。これに基づき島根2号炉のドライウェル主フランジの破損圧力を評価した結果、200℃条件下における破損圧力は約4.3Pd～4.8Pdと考えられるため、限界温度・圧力である200℃、2Pdでの構造健全性を確認した。

また、既工事計画認可申請書と同様の評価手法である設計・建設規格PVE-3700を適用し、JIS B 8265「圧力容器の構造—一般事項」に基づいてフランジ及びボルトの発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認した。

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

一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験(引張試験)を実施した結果を基に国内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ドライウェル主フランジの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を P_m (一次一般膜応

力強さ) には 1.5, P_L+P_b (一次局部膜応力強さ+一次曲げ応力強さ) には 1.0 として評価を行う。すなわち, 部材に発生する応力 P_m が $2/3Su$ 値, P_L+P_b が Su 値以下であれば, 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ている。

この許容値の考え方は, 設計・建設規格 解説 PVB-3111 において示される供用状態Dの P_m , P_L+P_b の許容値と同等である。なお, 耐圧機能維持の観点から, 安全評価上の仮定(1次冷却材喪失事故を想定)に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は, 鋼材の究極的な強さを基に, 弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり, P_m は $2/3Su$, P_L+P_b は $1.5 \times 2/3Su (= Su)$ と規定されている。前者は, 膜応力であり断面の応力が Su に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが, 後者は, 断面表面が Su に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

- ・シール機能

- ・フランジ部

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, 島根2号炉のドライウェル主フランジをモデル化し, 有限要素法による解析を実施し, 2Pd におけるドライウェル主フランジ開口量を評価した。その結果, 200℃, 2Pd における開口量は内側ガスケット部で約 mm, 外側ガスケット部で約 mm となった。

- ・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たが, 福島第一原子力発電所事故で当該シール材が事故環境に曝されて劣化した可能性があることも踏まえ, 事故環境での性能特性に優れた改良EPDM(EPDMはエチレンプロピレンゴムを示す。)製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。

本資料のうち, 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

以上の評価結果から、ドライウェル主フランジの 200℃、2Pd に対する耐性は、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を踏まえ、高温環境下における耐性を強化した改良E P D M製シール材を用いることにより、機能を向上させる。

③ ハッチ類

・機器搬入口

機器搬入口は、フランジ付きの円筒胴が原子炉格納容器内側に突き出し、この円筒胴のフランジに鏡板の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シール溝が二重に配置されており、それぞれにガスケットを取り付け、ボルトで締め付けシールする構造である。なお、ドライウェル主フランジと異なり、原子炉格納容器加圧時は機器搬入口フランジがフランジ支持部に押し付けられる構造となっているため、フランジが開くことはない。

機器搬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、機器搬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及び鏡板部の座屈、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

機器搬入口における構造健全性評価として、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一次一般膜応力評価を行い、許容応力が 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入口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、機器搬入口に発生する応力が、 P_m が $2/3Su$ 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 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 $2/3Su$ と規定されている。 P_m 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。

また、鏡板については、外圧を受ける球殻の座屈圧力の理論式に基づき評価を行い、座屈圧力が $2Pd$ 以上であることを確認した。

- ・シール機能

- ・フランジ固定部

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、有限要素法解析を用いて島根2号炉の機器搬入口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で約 mm、外側ガスケットで約 mm となった。

- ・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たが、福島第一原子力発電所事故で当該シール材が事故環境に曝されて劣化した可能性があることも踏まえ、事故環境での性能特性に優れた改良EPDM製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°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。

以上の評価結果から、機器搬入口の 200°C 、 $2Pd$ に対する耐性は、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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

・所員用エアロック

所員用エアロックは、原子炉格納容器外側に突き出した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。この開口部に柵板（隔壁）を溶接し、柵板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。柵板の前面と扉間のシールには改良E P D M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と異なり、原子炉格納容器加圧時はエアロック扉が支持部に押し付けられる構造となっているため、扉板が開くことはない。また、扉には均圧弁に繋がる配管や扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、均圧弁、扉開閉ハンドル貫通部及び電線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 を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力が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。

したがって、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、所員用エアロックのうち内圧による荷重を受け止める部位（円筒胴、隔壁）を評価対象として一次応力評価を行い、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毎に材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 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限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5、 P_L+P_b （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3Su$ 値、 P_L+P_b が Su 値以下であれば、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ている。

この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 において示される供用状態Dの P_m 、 P_L+P_b の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（1次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 P_m は $2/3Su$ 、 P_L+P_b は $1.5 \times 2/3Su (= Su)$ と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が Su に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が Su に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

- ・シール機能

- ・扉

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。

- ・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たが、福島第一原子力発電所事故で当該シール材が事故環境に曝されて劣化した可能性があることも踏まえ、事故環境での性能特性に優れた改良 EPDM 製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°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。

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

- ①ハンドル軸貫通部Oリング・・・フッ素ゴム
- ②電線管貫通部・・・・・・・・・・・・・・・・フッ素樹脂
- ③均圧弁シート・・・・・・・・・・・・・・・・フッ素樹脂

ハンドル軸貫通部Oリングに使われているシール材（フッ素ゴム）及び均圧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、シール機能が劣化することが考えられる。

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

電線管貫通部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膨張黒鉛のシール材に変更する。

均圧弁のシール材をより耐放射線性に優れたPEEK材（PEEKはポリエーテルエーテルケトンを示す。）に変更する。

・逃がし安全弁搬出ハッチ

逃がし安全弁搬出ハッチは、フランジ付きの円筒胴が原子炉格納容器内側に突き出し、この円筒胴のフランジに鏡板の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。なお、ドライウェル主フランジと異なり、原子炉格納容器加圧時は逃がし安全弁搬出ハッチフランジがフランジ支持部に押し付けられる構造となっているため、フランジが開くことはない。

逃がし安全弁搬出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、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、安全弁搬出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延性破壊及び鏡板部の座屈、並びに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

逃がし安全弁搬出ハッチにおける構造健全性評価として、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一次一般膜応力評価を行い、許容圧力が $2Pd$ 以上であることを確認した。

また、鏡板については、外圧を受ける球殻の座屈圧力を理論式に基づき評価を行い、座屈圧力が $2Pd$ 以上であることを確認した。

- ・ シール機能

- ・ フランジ固定部

逃がし安全弁搬出ハッチ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、原子炉格納容器胴部の変形の影響を受けやすい機器搬出入口で代表評価した。

- ・ 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たが、福島第一原子力発電所事故で当該シール材が事故環境に曝されて劣化した可能性があることも踏まえ、事故環境での性能特性に優れた改良 EPDM 製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を評価した。その結果、 200°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。

以上の評価結果から、逃がし安全弁搬出ハッチの 200°C 、 $2Pd$ に対する耐性は、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。

- ・制御棒駆動機構搬出ハッチ

制御棒駆動機構搬出ハッチは、フランジ付きの円筒胴が原子炉格納容器外側に突出し、この円筒胴のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、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。

制御棒駆動機構搬出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 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、有意な圧縮力が制御棒駆動機構搬出ハッチ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。

このため、以下のとおり 200℃、2Pd の環境下での健全性を確認した。

- ・本体

制御棒駆動機構搬出ハッチにおける構造健全性評価として、内圧による荷重を受け止める部位のうち円筒胴、鏡板について一次一般膜応力評価を行い、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毎に材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 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制御棒駆動機構搬出ハッチ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 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3Su$ 値以下であれば、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ている。

この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の P_m 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（1 次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 $2/3S_u$ と規定されている。 P_m 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。

- ・シール機能

- ・フランジ固定部

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、島根2号炉の制御棒駆動機構搬出ハッチをモデル化し、有限要素法による解析を実施し、2Pdにおけるフランジ開口量を評価した。その結果、200℃、2Pdにおける開口量は内側ガスケット部で約 mm、外側ガスケット部で約 mm となった。

- ・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たが、福島第一原子力発電所事故で当該シール材が事故環境に曝されて劣化した可能性があることも踏まえ、事故環境での性能特性に優れた改良EPDM製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を評価した。その結果、200℃、2Pdの環境下において、少なくとも7日間の健全性が確保されることを確認した。

以上の評価結果から、制御棒駆動機構搬出ハッチの200℃、2Pdに対する耐性は、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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

④ 配管貫通部

・接続配管

接続配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 を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が接続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、接続配管には曲げ荷重が作用する。よって、接続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、接続配管に加えらるる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、自重等の一次応力と併せて、一次＋二次応力が制限値を満足することを確認する。

このため、接続配管に発生する反力及びモーメント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 に規定される応力の制限値を超えるが、PPB-3535 に規定される疲労評価の結果、疲労累積係数が 1 以下であることを確認した。

・スリーブ

スリーブ本体及び取付部の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、内圧を受けるスリーブに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、スリーブ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。

ここで、スリーブ本体に発生する応力が大きいと考えられる最大径の貫通部を代表として選定し、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 のとおり、延性破壊評価として一次応力の評価を行い、許容圧力が 2Pd を上回ることを確認した。

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

一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 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本体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 として評価を行う。すなわち、スリーブ本体に発生する応力 P_m が $2/3Su$ 値以下であれば、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ている。

この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態Dの P_m 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（1次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 $2/3Su$ と規定されている。 P_m 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。

スリーブ取付け部について、接続配管で選定した代表貫通部について、既工認と同様の評価手法で発生応力を評価し、許容応力以下であることを確認した。

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

- ・平板類

平板類のうち，平板，穴あき平板，フランジ，ボルト締め平板及びフルードヘッドは，スリーブまたはセーフエンドに溶接固定されている。また，フランジ部は，ボルトにより固定されており，フランジ間のシール部には，ガスケットを使用している。

平板類の設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊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から，脆性破壊，疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

したがって，平板類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。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，発生する応力が大きくなる最大径の貫通部を代表として選定し，下記のとおり， 200°C ， $2Pd$ の環境下での健全性を確認した。

- ・本体

平板類における構造健全性評価として，内圧による荷重を受け止める部位のうちボルト締め平板，ボルト，フランジについて一次応力評価を行い，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毎に材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 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平板類の限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため，上記割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5， P_L+P_b （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 として評価を行う。すなわち，平板類に発生する応力 P_m が $2/3S_u$ ， P_L+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ている。

この許容値の考え方は，設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように，供用状態 D の P_m ， P_L+P_b の許容値と同等である。なお，耐圧機能維持の観点から，安全評価上の仮定（1次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供

用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 P_m は $2/3Su$ 、 P_L+P_b は $1.5 \times 2/3Su (=Su)$ と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が Su に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率1.5を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が Su に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は1.0としている。

- ・シール機能

- ・フランジ部

ボルト締め平板のシール機能維持について、構造健全性の確認のために、フランジ固定部のフランジ強度評価及び締付ボルトの有効断面積評価並びにフランジの開口評価を行った。

フランジ部について、JIS B 8265「圧力容器の構造—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、平板類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、圧力による開口量を理論式に基づき評価した。

- ・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たが、福島第一原子力発電所事故で当該シール材が事故環境に曝されて劣化した可能性があることも踏まえ、事故環境での性能特性に優れた改良EPDM製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°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。

- ・セーフエンド

セーフエンドは、ベローズ付貫通部に用いられる短管で、スリーブ及びベローズ等に溶接固定されている。

セーフエン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°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、圧縮力がセーフエ

ン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、セーフエンドの機能喪失要因は高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

ここで、セーフエンドに発生する応力が大きいと考えられる最大径の貫通部を代表として選定し、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 のとおり、延性破壊評価として一次応力の評価を実施した。

一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 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セーフエンド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 として評価を行う。すなわち、セーフエンドに発生する応力 P_m が $2/3Su$ 値以下であれば、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ている。

この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の P_m 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（1 次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 $2/3Su$ と規定されている。 P_m 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。

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

・ベローズ

ベローズは、配管貫通部に用いられる伸縮継手であり、セーフエンドに溶接固定されている。

ベローズ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°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、ベローズ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。

ここで、既工事計画認可申請書において疲労累積係数が最も大きいベローズ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、通常運転時の疲労累積係数との合計が1以下であることから、200℃、2Pdでの健全性を確認した。

⑤ 電気配線貫通部

・電気配線貫通部本体

電気配線貫通部では、電気配線貫通部のうちスリーブ、アダプタ、ヘッダ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。なおスリーブについては④配管貫通部（スリーブ）にて評価を実施している。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力がアダプタ、ヘッダに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。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。

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

一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 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アダプタ、ヘッダ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 として評価を行う。すなわち、アダプタ、ヘッダに発生する応力 P_m が $2/3Su$ 値以下であれば、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ている。

この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の P_m 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（1 次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 $2/3Su$ と規定されている。 P_m 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。

アダプタ、ヘッダについて、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、許容圧力が 2Pd を上回ることを確認した。

- ・シール材

電気配線貫通部のシール材については、電共研「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験（昭和 62 年度）」において、実機電気配線貫通部と同等の試験体を用い、原子炉格納容器内側の電気配線貫通部端子箱部分の環境条件を 200℃、約 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、原子炉格納容器内を 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。

⑥ 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁のうちバタフライ弁、移動式炉心内計装 (Traversing Incore Probe, 以下「T I P」という。) ボール弁及びパージ弁について、事故環境下でのシール材の損傷 (変形) が想定されるため以下の通り健全性を確認する。

また、弁の耐圧部については、機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2Pd の環境下では脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、原子炉格納容器隔離弁のうちバタフライ弁、T I P ボール弁及びパージ弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な変形 (一次応力) が想定されるため、以下の通り健全性を確認する。

・原子炉格納容器隔離弁 (バタフライ弁)

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

また、隔離機能 (気密性保持) については、弁座シートの耐環境性が支配的であり、今後バタフライ弁のシート部に改良 E P D M を採用するため、改良 E P D M 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 (T I P ボール弁及びパージ弁)

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

また、従来から T I P ボール弁にはフッ素ゴム、フッ素樹脂のシール材が使われている。これらは重大事故環境下の放射線によりシール機能が劣化することが考えられるため、ドライウェル主フランジ及び機器搬入口のシール材で採用したものと同様に改良 E P D M 製シール材に変更する。

また、T I P パージ弁についても、改良 E P D M 製シール材を採用し、耐環境性を強化するため、重大事故環境下におけるシール機能は問題ない。

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

・弁箱は各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定さ

れており（耐圧性能が最小のものでも 1.03MPa）、耐圧上問題になることはない。

- ・弁のグランド部及びボンネット部のシールには、黒鉛製のパッキン、ガスケットを有しており、耐熱性上問題となることはない。
- ・弁シート部は金属製又は黒鉛製である。

(4) 結論

島根原子力発電所 2 号炉の原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（ドライウェル主フランジ、ハッチ類）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁の構造健全性について、有効性評価における限界温度・圧力として設定する 200℃、2Pd の妥当性を評価した。また、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても、同様に限界温度・圧力の妥当性を評価した。

その結果、構造健全性については、限界温度・圧力環境下において想定される損傷モードにおける評価では、表 3 に示す通り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 E P D M 製シール材、P E E K 材を用いること（別添 1 参照）により、少なくとも 7 日間の健全性を確保できることを確認した。

以上のことから、島根原子力発電所 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：0.853MPa）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。

表3 評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度 (1 / 3)

評価対象部位	想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2Pd に対する裕度 (評価結果)
① 原子炉格納容器本体	延性破壊 (一般部)	設計・建設規格 (PVE-3230 他) を準用し、2/3Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価。	約 1.2 (円筒胴の許容圧力と 2Pd との比較)
	延性破壊 (構造・形状不連続部)	電共研で実施した有限要素法による代表プラントでの結果を用い、破損圧力を評価。	約 2.0 (機器搬入口取付部の 2 倍勾配法による破損圧力と 2Pd との比較)
	延性破壊 (ドライウエル基部)	既工事計画認可申請書の評価値を用いて 200°C、2Pd における発生応力を評価。	約 13.8 (疲労累積係数と許容値 1 との比較)
② ドライウエル主フラ ンジ	疲労破壊 (ペント管ペローズ)	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し、200°C、2Pd における疲労累積係数を評価。	約 3.1 (疲労累積係数と許容値 1 との比較)
	延性破壊	電共研で実施した有限要素法による代表プラントの結果を用い、破損圧力を評価。	約 2.1 (2 倍勾配法による破損圧力と 2Pd との比較)
	開口、高温劣化 (シール部)	設計・建設規格 (PVE-3700) に準拠し、JIS B8265 に基づいて 200°C、2Pd におけるボルト及びフランジの発生応力を評価。	約 1.4 (締め付けボルトの発生応力と許容応力との比較)
③ ハッチ類 (機器搬入口)	延性破壊	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	— (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)
	座屈	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200°C における許容圧力を評価。	約 3.9 (許容圧力と 2Pd との比較)
	変形、高温劣化 (シール部)	機械工学便覧の座屈評価式を準用し、座屈圧力を評価。 シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	約 7.5 (許容圧力と 2Pd との比較)
ハッチ類 (所員用エアロック)	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、2/3Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価。 既工事計画認可申請書の評価値を用いて、Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価。	約 4.3 (許容圧力と 2Pd との比較)
	変形、高温劣化 (シール部)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	— (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)

表3 評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度 (2/3)

評価対象	想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2Pdに対する裕度 (評価結果)
③	ハッチ類 (逃がし安全弁搬出ハッチ)	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における許容圧力を評価。
		座屈	機械工学便覧の座屈評価式を準用し、座屈圧力を評価。
		変形, 高温劣化 (シール部)	機器搬入口で代表評価。
	ハッチ類 (制御棒駆動機構搬出ハッチ)	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。
		変形, 高温劣化 (シール部)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価
		延性破壊	代表配管について、設計・建設規格 PPC-3530 を準用し、原子炉格納容器変位に伴う発生応力を評価。許容応力評価を超える場合は、疲労累積係数を評価。
④	配管貫通部 (接続配管)	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。
		延性破壊	原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重を考慮して、既工事計画認可申請書と同様の手法で発生応力を評価。
	配管貫通部 (平板類)	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。
		延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3700) に準拠し、JIS B8265 に基づいて200℃, 2 Pd におけるボルト及びフランジの発生応力を評価。
	配管貫通部 (セーフエント)	変形, 高温劣化 (シール部)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価
		延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。
配管貫通部 (ベローズ)	疲労破壊	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し、200℃, 2 Pd における疲労累積係数を評価。	

表3 評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度 (3 / 3)

評価対象	想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2Pd に対する裕度 (評価結果)
④ 電気配線貫通部	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3611 他) を準用し、2/3Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価。	約 10.4 (許容圧力と 2Pd との比較) - (開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
	高温劣化 (シール部)	電共研, NUPEC 等試験等で実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果に基づき評価	
⑤ 原子炉格納容器隔離弁	延性破壊	設計・建設規格 (弁の圧力温度基準に基づき評価) に準拠し、弁箱の耐圧機能を評価	約 1.5 (許容圧力と 2Pd との比較) - (開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
	高温劣化 (シール部)	シール部について試験結果に基づき評価	

原子炉格納容器バウンダリにおけるシール材の変更について

原子炉格納容器バウンダリに使用しているシール材については、今後、下記に示すとおり重大事故時環境下で健全性が確認されたシール材に変更する。

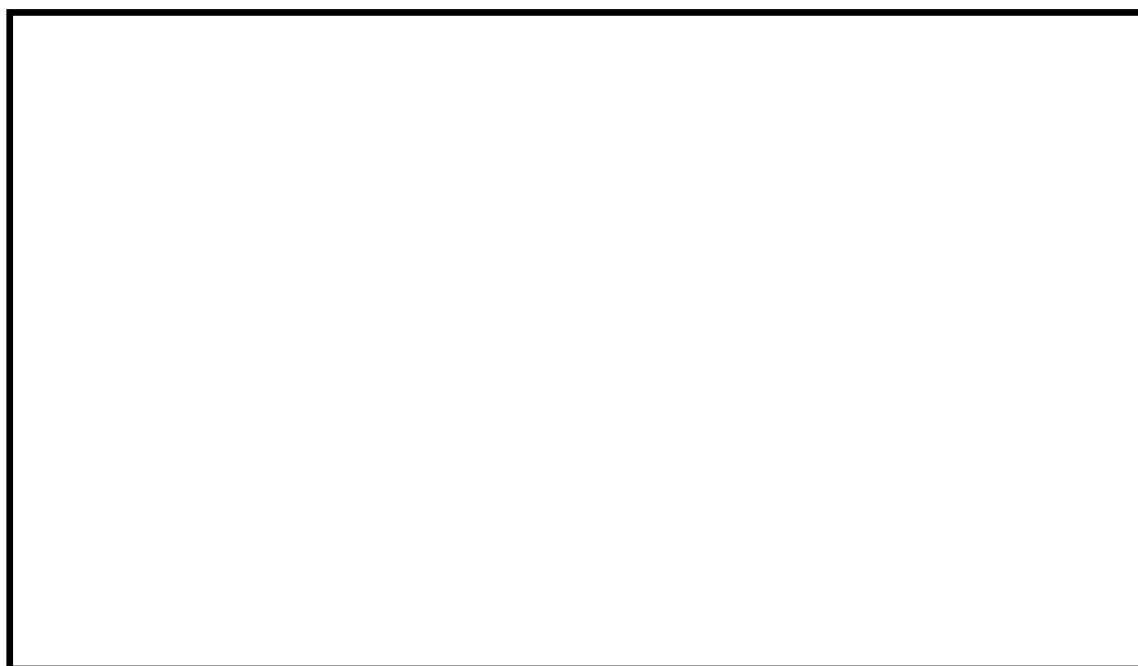
表1 原子炉格納容器バウンダリに使用されているシール材の変更

バウンダリ箇所		部品	変更前部材	変更後部材
原子炉格納容器 本体・ハッチ類	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E P D M
	機器搬入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
	所員用エアロック	扉ガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
		均圧弁シート	フッ素樹脂	P E E K材
		電線貫通部シール	フッ素樹脂	黒鉛
		ハンドル軸貫通部 Oリング	フッ素ゴム	改良E P D M
	逃がし安全弁 搬出ハッチ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
	制御棒駆動機構搬 出ハッチ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
配管貫通部	貫通部フランジ (X-7A, B)	フランジガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
	貫通部フランジ (X-23A～E)	フランジOリング	シリコンゴム	改良E P D M
	貫通部フランジ (X-107)	フランジOリング	シリコンゴム	改良E P D M
原子炉格納容器 隔離弁	窒素ガス制御系 バタフライ弁	弁座シート	E P ゴム	改良E P D M
	T I P ボール弁	弁座シート	フッ素樹脂	改良E P D M
		グラントシール	フッ素樹脂	改良E P D M
		弁ふたシール	フッ素ゴム	改良E P D M
			フッ素樹脂	
	T I P パージ弁	弁体シート	E P ゴム	改良E P D M
		グラントシール	E P ゴム	改良E P D M
		弁ふたシール	E P ゴム	改良E P D M

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・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－温度線図を図1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すると判定している範囲

図1 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。

【線(a)】原子炉格納容器構造部の破損判定境界

耐性共研の構造部の評価のうち、最も裕度が小さいドライウェル主フランジの破損限界を、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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【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、ガスケット増厚後の改良E P D M製シール材について、200℃における168時間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℃未満については、ガスケット増厚後の改良E P D M製シール材の圧縮永久ひずみ試験の結果がないため、保守的に200℃と同等とした。また、250℃については、ガスケット増厚による圧縮永久ひずみ率への影響がないことを確認していることから、ガスケット増厚前の改良E P D M製シール材の圧縮永久ひずみ試験の結果を適用した。

1. 原子炉格納容器本体・ハッチ類

1.1 概要

原子炉格納容器本体・ハッチ類の 200℃，2Pd 環境下における健全性を確認する。

原子炉格納容器本体・ハッチ類の概要図を図 1.1-1 に示す。原子炉格納容器本体・ハッチ類は，ドライウエル，サブプレッション・チェンバ及びベント管の本体部分とドライウエル主フランジ，機器搬入口，所員用エアロック，逃がし安全弁搬出ハッチのハッチ類によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。また，ドライウエル主フランジ及びハッチ類の開口部は，ボルト等により固定されており，シール部にはゴム系シール材を使用している。

上記を踏まえ，本章では以下の構成で健全性を確認する。

1.2 項では，原子炉格納容器本体の構造健全性を確認する。

1.3 項では，ドライウエル主フランジの構造健全性，シール部の機能維持を確認する。

1.4 項では，機器搬入口の構造健全性，シール部の機能維持を確認する。

1.5 項では，所員用エアロックの構造健全性，シール部の機能維持を確認する。

1.6 項では，逃がし安全弁搬出ハッチの構造健全性，シール部の機能維持を確認する。

1.7 項では，制御棒駆動機構搬出ハッチの構造健全性，シール部の機能維持を確認する。

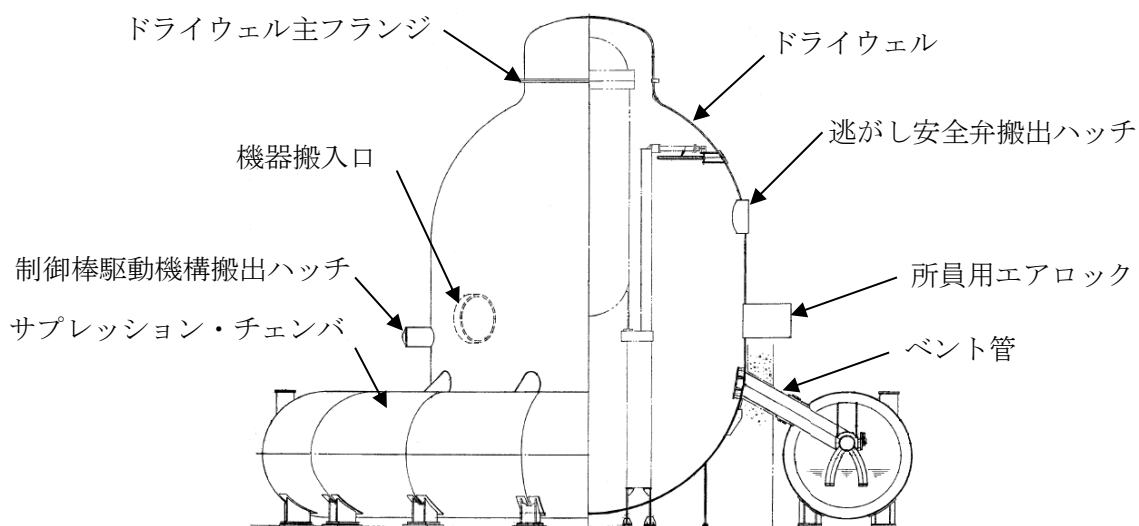


図 1.1-1 原子炉格納容器本体・ハッチ類概要図

1.2 原子炉格納容器本体

1.2.1 評価方針

原子炉格納容器本体は、ドライウエル、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）によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。

原子炉格納容器本体（ベント管ベローズ除く）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、圧縮力が一般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、原子炉格納容器本体（ベント管ベローズ除く）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及び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。

ベント管ベローズ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、ベント管ベローズの機能喪失要因は、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、200℃、2Pd での原子炉格納容器本体の健全性確認について、表 1.2-1 に示す評価方法により評価を実施する。

なお、構造不連続部であるハッチ取付部については、以下の理由から機器搬入口取付部を評価対象とする。ハッチ取付部の仕様を表 1.2-2 に示す。

- ・貫通部径が最大であり、原子炉格納容器本体側取付部に生じる応力レベルが高い。
- ・取付部の原子炉格納容器本体側形状が円筒胴形状であり、球形胴に取り付く貫通部に比べ強度的に厳しいと考えられる。
- ・取付部の原子炉格納容器本体側の径が比較的大きく内圧荷重に対して応力レベルが高い。

原子炉格納容器本体の評価対象及び評価範囲を図 1.2-1 に示す。

※：島根 2 号炉の原子炉格納容器は鋼製自立型であり、周囲を取り囲むコンクリート製の生体遮へい壁との間に適切なギャップが設けられていることから、事故時の熱による応力は固定端であるドライウエルの基部のみに発生する構造となっている。

表 1.2-1 評価対象と評価方法

	評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部	一般部 (ドライウエル上ふた他)	延性破壊	規格を用いた評価
	ベント管ベローズ	疲労破壊	
	ドライウエル基部	延性破壊	
	ドライウエル全体構造, 機器搬入口取付部	延性破壊	試験結果等を用いた評価

表 1.2-2 ハッチ取付部の仕様

ハッチの種類	貫通部径	原子炉格納容器 本体側取付部形状
機器搬入口		円筒胴
逃がし安全弁搬出ハッチ		一部球形胴
制御棒駆動機構搬出ハッチ		円筒胴
所員用エアロック		円筒胴

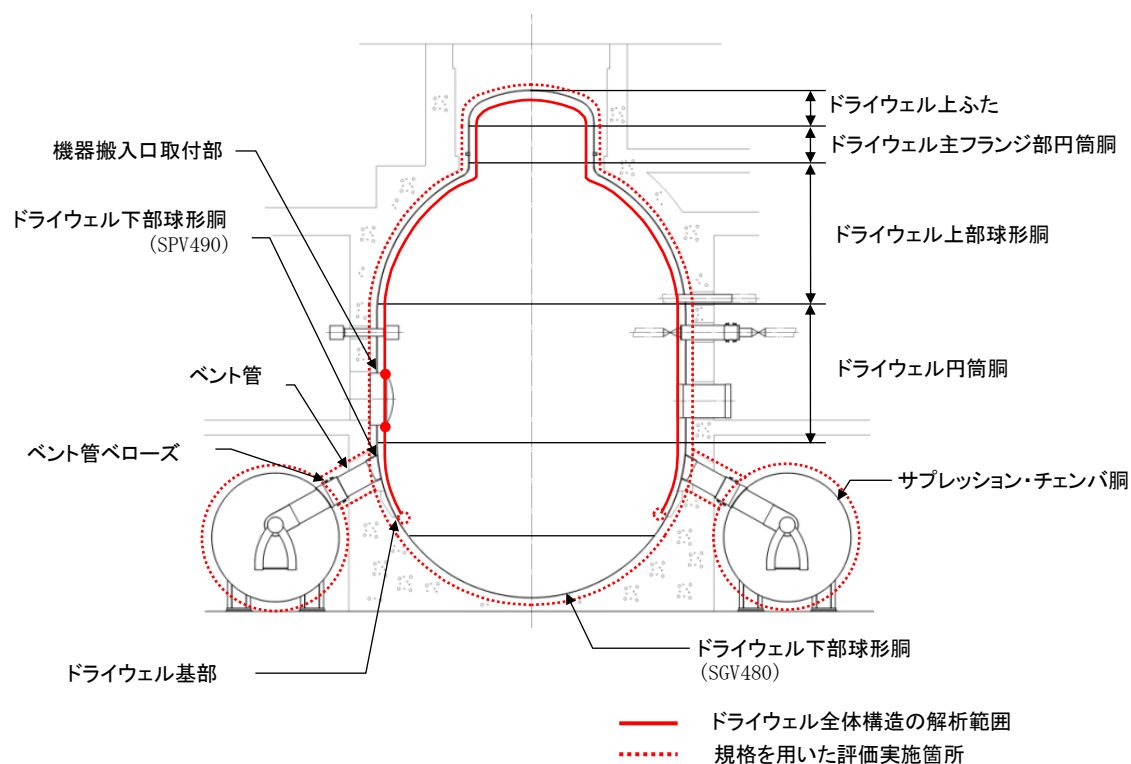


図 1.2-1 原子炉格納容器本体の評価対象及び評価範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1.2.2 評価

(1) 構造部

a. 規格を用いた評価（一般部，ベント管ベローズ）

原子炉格納容器本体の一般部について、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最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。

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、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ(S_u 値)に対する割下げ率を P_m (一次一般膜応力強さ) には 1.5 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3S_u$ 値以下であれば、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(設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照)。

S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200°C を用いる。

ベント管ベローズについては、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算出し、疲労累積係数が 1 以下であることを確認する。

縦弾性係数(E)を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200°C を用いる。

評価結果を以下に示す。

一般部の許容圧力は $2Pd$ を上回る。

また、ベント管ベローズの疲労累積係数は、1 以下である。

ドライウェル上ふた：SGV480
 許容圧力算定式：PVE-3521 を準用
 $P = 2 S \eta t / (R W + 0.2 t)$

S	設計引張強さ (MPa) (200°Cにおける 2/3Su 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	
R	ふた板の中央部における内半径 (mm)	
W	さら形ふた板の形状による係数 (-)	1.32
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	1.373
1.373 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

ドライウェル主フランジ部円筒胴：SGV480
 許容圧力算定式：PVE-3230(2)a 項を準用
 $P = 2 S \eta t / (D_i + 1.2 t)$

S	設計引張強さ (MPa) (200°Cにおける 2/3Su 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	
D_i	胴内径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	2.063
2.063 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

ドライウェル上部球形胴：SPV490
 許容圧力算定式：PVE-3230(2)e 項を準用
 $P = 4 S \eta t / (D_i + 0.4 t)$

S	設計引張強さ (MPa) (200°Cにおける 2/3Su 値を使用)	363
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	
D_i	胴内径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	2.418 2.163
2.163 MPa, 2.418 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ドライウェル円筒胴：SPV490

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a項を準用

$$P = 2 S \eta t / (D_i + 1.2 t)$$

S	設計引張強さ (MPa) (200°Cにおける 2/3Su 値を使用)	363
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	
D_i	胴内径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	1.080
1.080 MPa > 0.853 MPa (2 Pd)		

ドライウェル下部球形胴：SPV490, SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)e項を準用

$$P = 4 S \eta t / (D_i + 0.4 t)$$

S	設計引張強さ (MPa) (200°Cにおける 2/3Su 値を使用)	363	281
η	継手効率 (-)	1.0	
t	呼び厚さ (mm)		
D_i	胴内径 (mm)		
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	2.163	1.182
1.182 MPa, 2.163MPa > 0.853 MPa (2 Pd)			

サブプレッション・チェンバ胴：SPV490

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a項を準用

$$P = 2 S \eta t / (D_i + 1.2 t)$$

S	設計引張強さ (MPa) (200°Cにおける 2/3Su 値を使用)	363
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	
D_i	胴内径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	1.233
1.233 MPa > 0.853 MPa (2 Pd)		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ベント管円筒胴：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a項を準用

$$P = 2 S \eta t / (D_i + 1.2 t)$$

S	設計引張強さ (MPa) (200°Cにおける 2/3Su 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	
D_i	胴内径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	3.140
3.140 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

ベント管ベローズ：SUS304

疲労評価算定式：PVE-3810に準拠

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

$$\sigma = 1.5 E t \delta / (n \sqrt{(b h^3)}) + P h / t c$$

E	200°Cにおける縦弾性係数 (MPa)	183,000
t	ベローズの板厚 (mm)	
δ	全伸縮量 (mm) (既工認設計状態 150mm に対し、温度、 圧力変位を 200°C, 2Pd 相当に割増し した値)	
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 1 / 2 (mm)	30
h	ベローズの波の高さ (mm)	73.5
P	限界圧力 (MPa)	0.853
c	ベローズの層数	
σ	ベローズに生じる応力 (MPa)	
N_{S3}	許容繰返し回数 (回)	
N_3	設計繰返し回数 (回)	1
$N_1 / N_{S1} + N_2 / N_{S2}$	既工認における疲労累積係数	
N_3 / N_{S3}	重大事故時の疲労累積係数	
$\sum N_i / N_{Si} (i=1 \sim 3)$	疲労累積係数	< 1

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

b. 規格を用いた評価（ドライウェル基部）

ドライウェル基部については、鋼材の熱膨張が拘束されることによる熱応力が発生することから、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、許容応力を下回ることを確認する。

発生応力は、熱により発生する二次応力に分類されることから、設計・建設規格に示される一次＋二次応力の評価方法及び評価基準値に従う。

許容値は、設計・建設規格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 A, B に対する許容値と同じ 3 S（S 値:200℃における値）とする。

一次＋二次応力が制限値を超えた場合は、設計・建設規格 PVB-3300 に規定される疲労評価により、疲労累積係数が 1 以下であることを確認する。

評価結果を表 1.2-2 に示す（評価の詳細は別添 1.2-1 参照）。

発生応力は一次＋二次応力の許容値を上回ったため、疲労評価を実施した結果、疲労累積係数が 1 以下であることを確認した。

表 1.2-2 評価結果

一次＋二次応力評価 (MPa)		疲労評価	
一次＋二次応力	許容応力	疲労累積係数	許容値
671	501		1

c. 試験結果等を用いた評価

ドライウエルの全体構造及び機器搬入口取付部については、電共研「事故時の格納容器耐性評価に関する研究（平成元年度）」（以下「耐性共研」という）においてFEMによる耐性評価を実施している。この評価結果を活用し、島根2号炉の原子炉格納容器本体の破損圧力が2Pdを上回ることを確認する。

耐性共研では、MARK-I改良型の代表プラントのドライウエル及び機器搬入口取付部をモデル化し、200℃、500℃、650℃の条件で解析を行い、破損荷重の下限をASME CODE Sec. IIIの手法による2倍勾配法（別添1.2-2参照）によって求めた荷重、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）と定義し評価している。

ドライウエル全体構造解析結果として、応力値が最大となる評価点P11（円筒部中心部）の圧力及び部材温度と変位の関係を図1.2-2に示す（解析の詳細は、別添1.2-3参照）。また、機器搬入口取付部の解析結果として、応力値が最大となる評価点P1（取付部本体側）の圧力及び部材温度と変位の関係を図1.2-3に示す（解析の詳細は、別添1.2-4参照）。

200℃における破損圧力は、ドライウエル全体モデルについては約4.4～6.0Pd、機器搬入口取付部については約4.1～4.7Pdであり2Pdを上回る。なお、耐性共研の解析は、MARK-I改良型の代表プラントにおける解析モデルであり、寸法（胴内径、板厚等）の影響を評価することにより、島根2号炉（MARK-I改良型）への適用は可能である（別添1.2-5参照）。

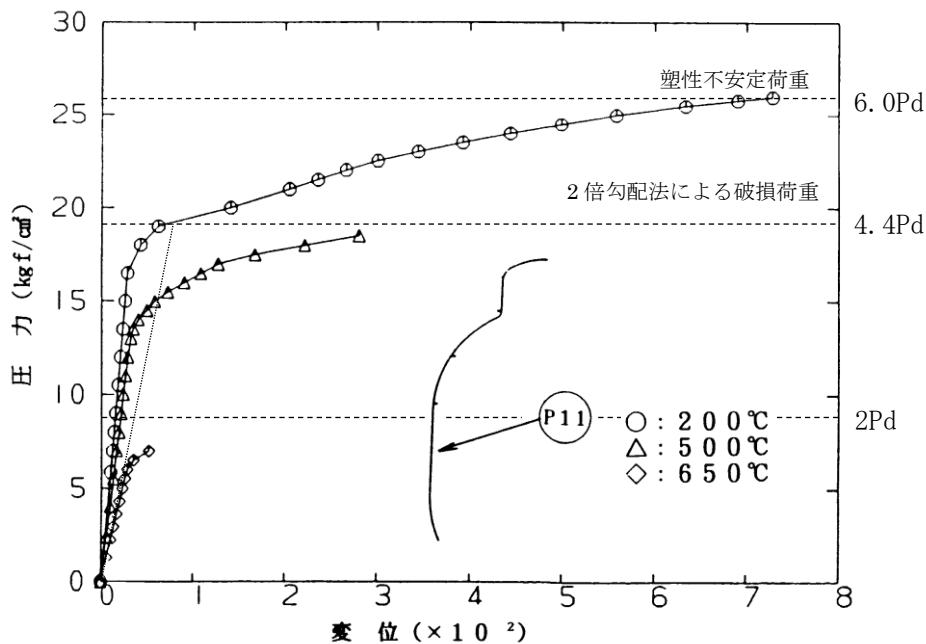


図 1.2-2 圧力及び部材温度と半径方向変位の関係（ドライウエル全体構造）

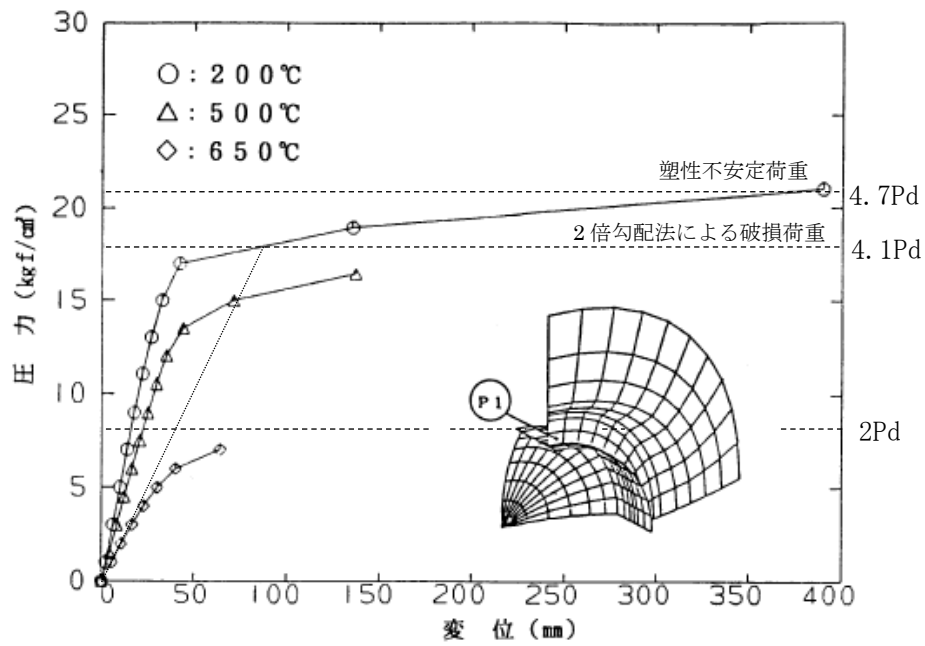


図 1.2-3 圧力及び部材温度と半径方向変位の関係 (機器搬入口取付部)

1.2.3 評価結果

原子炉格納容器本体については、200°C、2Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

原子炉格納容器本体の構造健全性評価（ドライウエル基部）

1. 概要

ドライウエル基部については、鋼材の熱膨張が拘束されることによる熱応力が発生することから、既工認で評価した応力を用いて発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認する。

2. 評価条件

(1) 圧力及び温度

評価圧力 : 0.853MPa (2Pd)

評価温度 : 200°C

(2) 材料及び許容応力

材料及び許容応力を表 1.2-1(1)に示す。

表1.2-1(1) 材料の許容応力

(単位 : MPa)

部位	材料	一次+二次応力
		$P_L + P_b + Q$
ドライウエル基部	SPV490	501 (=3S)

3. 応力計算

(1) 応力評価点

応力評価点を表 1.2-1(2)及び図 1.2-1(1)に示す。

表 1.2-1(2) 応力評価点

応力評価点 番号	応力評価点
P 8	基部

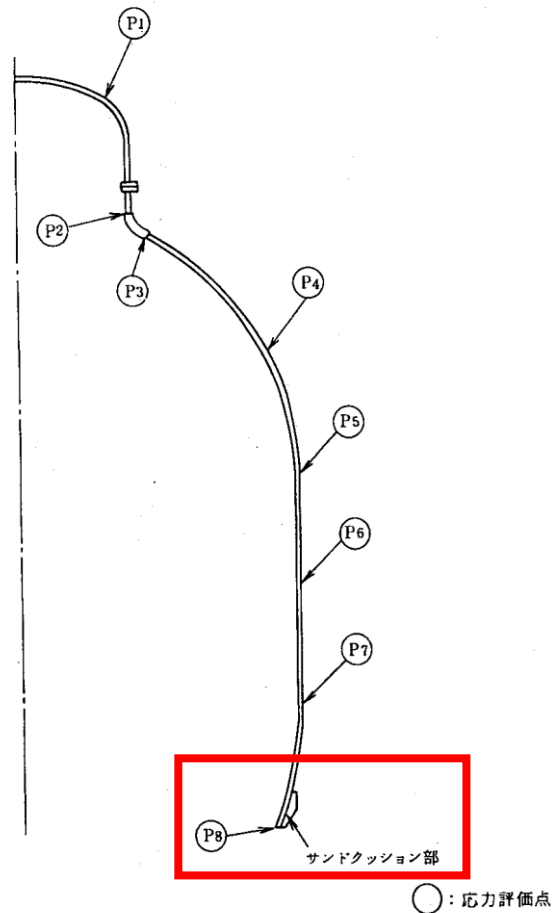


図 1.2-1(1) 応力評価点

(2) 応力評価点 P 8 の応力計算

ドライウェル基部に作用する圧力、熱応力及び死荷重による応力は、既工認で計算した応力を用い、評価荷重比の割り増しを考慮して算出する。なお、限界圧力（内圧）による一次＋二次応力については、既工認で内圧の一次＋二次応力の記載が無い場合、既工認当時の資料より割り増しを考慮して算出する。

4. 応力評価

ドライウェル基部の各荷重による応力を表 1.2-1(3)に示す。また、応力の組み合わせ結果を表 1.2-1(4)に示す。

表 1.2-1(4)に示すように、各応力評価点の発生応力は一次＋二次応力の許容値を超えたため疲労評価を実施する。疲労評価の結果を表 1.2-1(5)に示すように、疲労累積係数が 1 以下である。

表 1.2-1(3) 各荷重による応力

応力評価点 P8 (単位: kg/mm²)

荷重	一次応力						一次+二次応力								
	P _n			P _i + P _b			P _i + P _b + Q								
	σ _t	σ _r	τ	内面			外面			内面			外面		
				σ _t	σ _r	τ	σ _t	σ _r	τ	σ _t	σ _r	τ	σ _t	σ _r	τ
1 SAM圧力 (2Pd)	-	-	-												
2 鉛直荷重 (通常)	-	-	-												
3 熱荷重 (SA時: 200℃)	-	-	-												

注: σ_t: 円周方向応力, σ_r: 軸方向応力, τ: せん断応力 (r = r 方向)

表 1.2-1(4) 一次+二次応力の評価結果

応力評価点	荷重の組み合わせ	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
P8	死荷重+内圧+熱	一次+二次応力	671	501

注: 表 1.2-1(3) の各荷重による応力を組合せた後に SI 単位に換算した値

表 1.2-1(5) 疲労評価結果

S _n	発生応力 (MPa)	671
K	応力集中係数	
K _e	ピーク応力補正係数	
S _p	疲労解析によるピーク応力強さのサイクルにおいて、その極大値と極小値との差 (MPa)	
S _ℓ	繰返しピーク応力強さ (MPa)	
S _{ℓ'}	補正繰返しピーク応力強さ (MPa)	
N _a	許容繰返し回数 (回)	
N _c	重大事故時の繰返し回数 (回)	1
U	疲労累積係数	< 1

注: 設計・建設規格 PVB-3315(2)項を適用して評価した。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2倍勾配法について

ASME CODE Sec. III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倍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倍の傾きをもつ直線が同じ荷重－変位曲線を横切る点の荷重を崩壊荷重とするものである（図1.2-2(1)参照）。なお、安全率1.5倍は基本的応力限界に対する許容値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安全率は1とする。

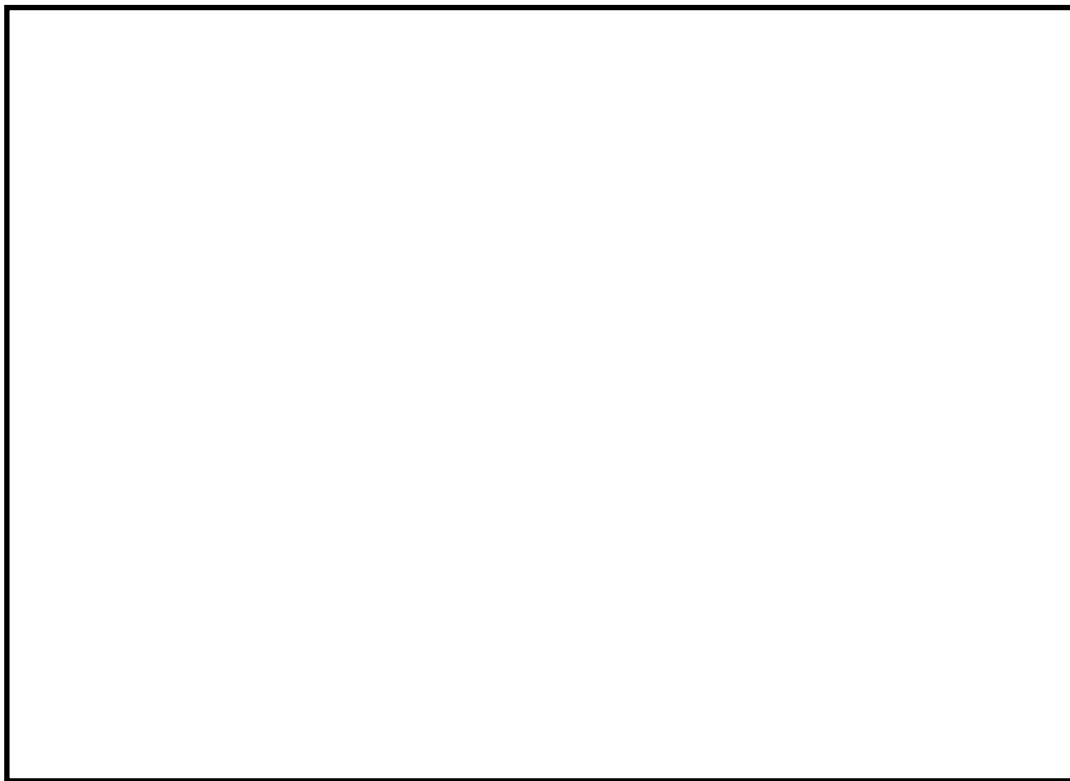


図 1.2-2(1) 2倍勾配法による崩壊荷重

ドライウエル全体構造の解析について

1. 概要

ドライウエル全体構造については、耐性共研において、軸対称FEMモデルを用いた弾塑性解析により、重大事故時環境条件に対する耐性評価を実施している。この評価結果を活用し、島根2号炉の原子炉格納容器のドライウエル全体構造の構造健全性を確認している。

2. 形状及び主要寸法

耐性共研で選定したMARK-I改良型代表プラントのドライウエルの形状及び主要寸法を図1.2-3(1)に示す。

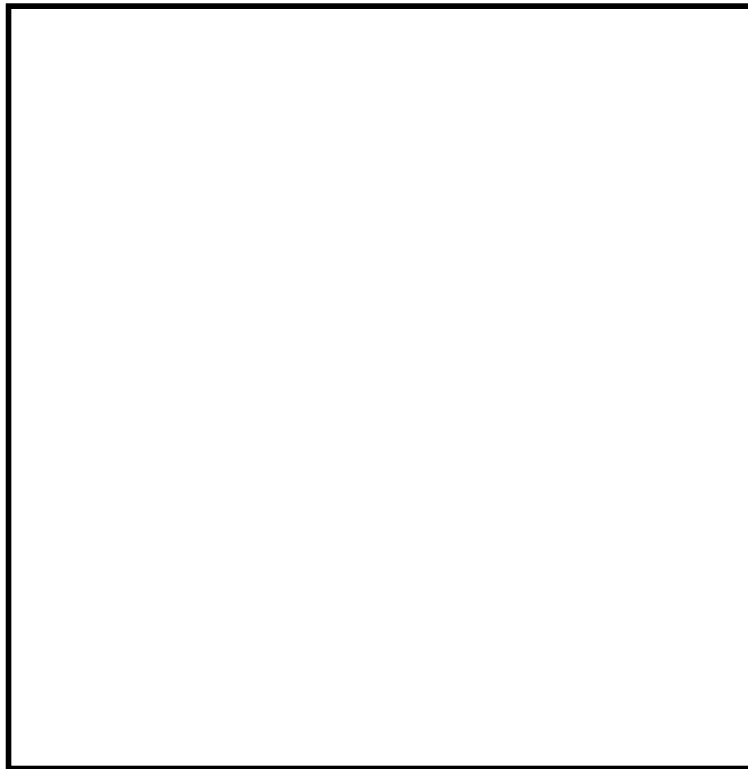


図 1.2-3(1) ドライウエルの形状及び主要寸法(代表プラント)

3. 解析条件

(1) 解析モデル

解析モデルを図 1.2-3(2)に示す。

モデル化においては、原子炉格納容器胴形状、板厚、主フランジ板厚及び補強リング剛性を考慮し、拘束条件は下端固定とした。

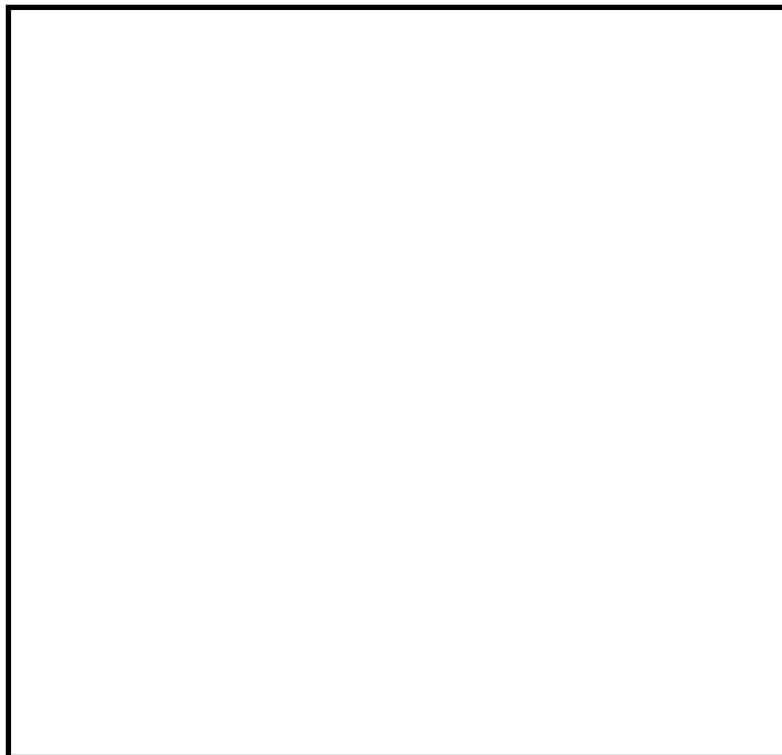


図 1.2-3(2) 解析モデル (代表プラント)

(2) 荷重条件

塑性不安定状態となるまで内圧を加えた。

(3) 応力評価点

表 1.2-3(1) 及び図 1.2-3(3) に応力評価点を示す。

表 1.2-3(1) 応力評価点 (代表プラント)

応力評価点	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	球殻材質変化部
P 9	下部スプレイ管取付部
P 1 0	上部球殻部と円筒部の接合部
P 1 1	円筒部中心部
P 1 2	円筒部と下鏡の接合部
P 1 3	サンドクッション部

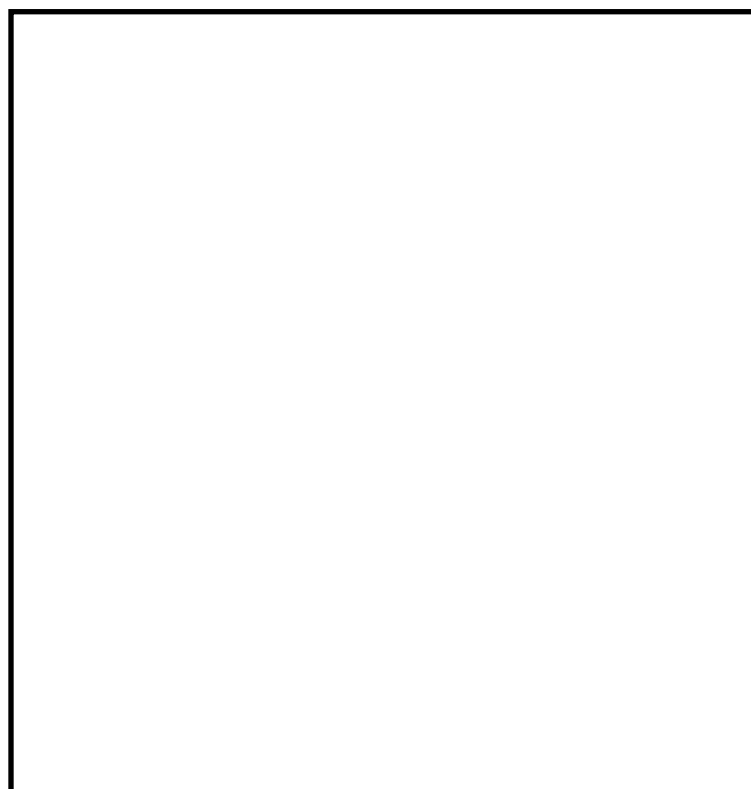


図 1.2-3(3) 応力評価点 (代表プラント)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4. 解析結果

図 1.2-3(4)に各圧力における変形図, 表 1.2-3(2)に各評価点の 200°Cにおける応力値を示す。

これらの結果から, 応力, ひずみは, 弾性域ではナックル部のような構造不連続部で最も高くなっているが塑性域に入ると応力, ひずみの再配分が生じるため, 応力, ひずみの変化が鈍化する。最終的には, 強度的に最も弱い円筒胴の応力, ひずみ, 変位が高くなる傾向となった。なお, 島根 2 号炉の一般部の評価においても, 最も弱い部位が円筒胴であった。

代表プラントの解析結果から, 破損荷重の下限を ASME CODE Sec. III の手法による 2 倍勾配法によって求めた荷重とし, 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) と定義した圧力と変位の関係の結果を図 1.2-3(5)に示す。200°Cにおける破損圧力は約 4.4~6.0Pd であり 2Pd を上回る。

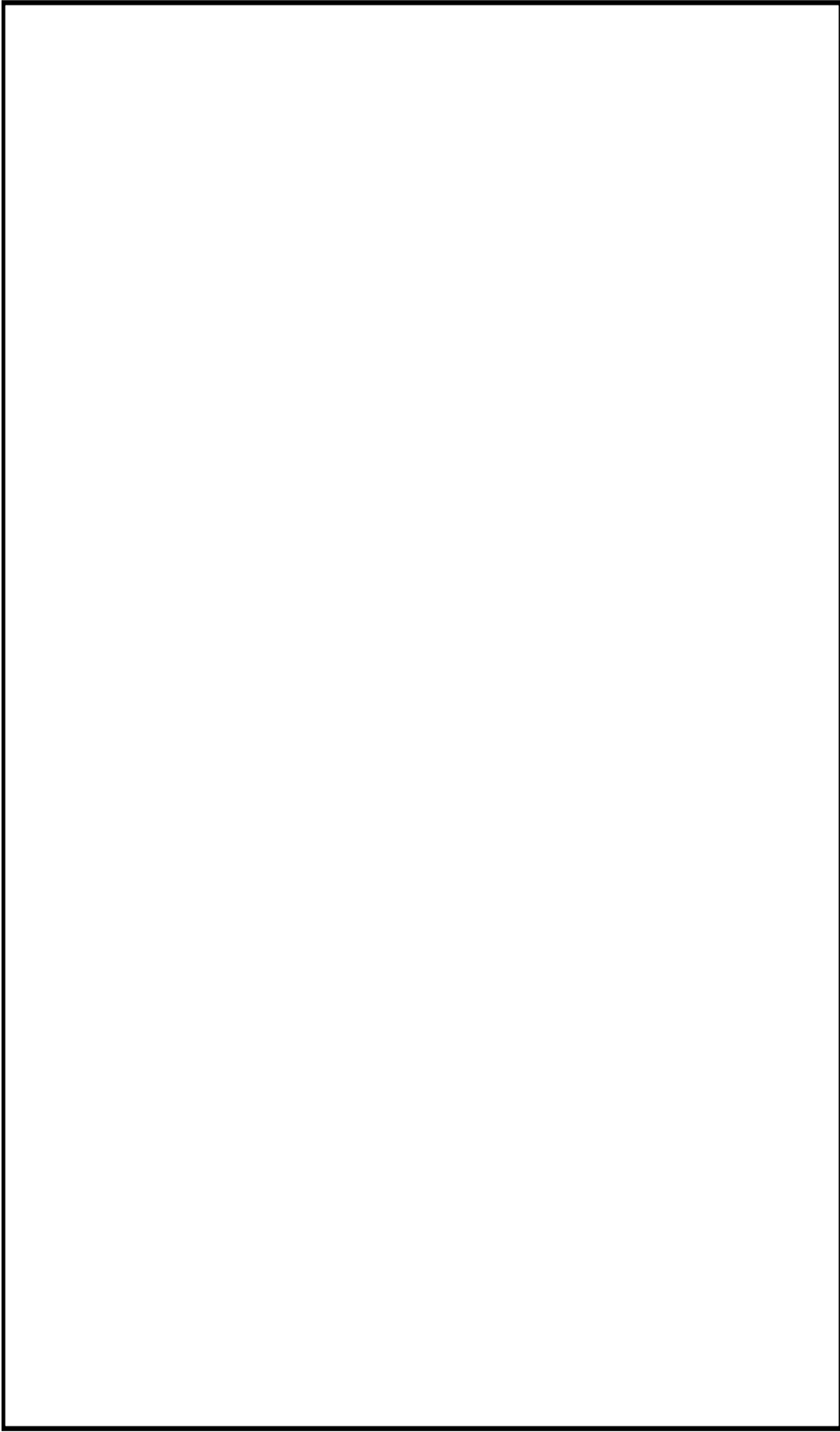
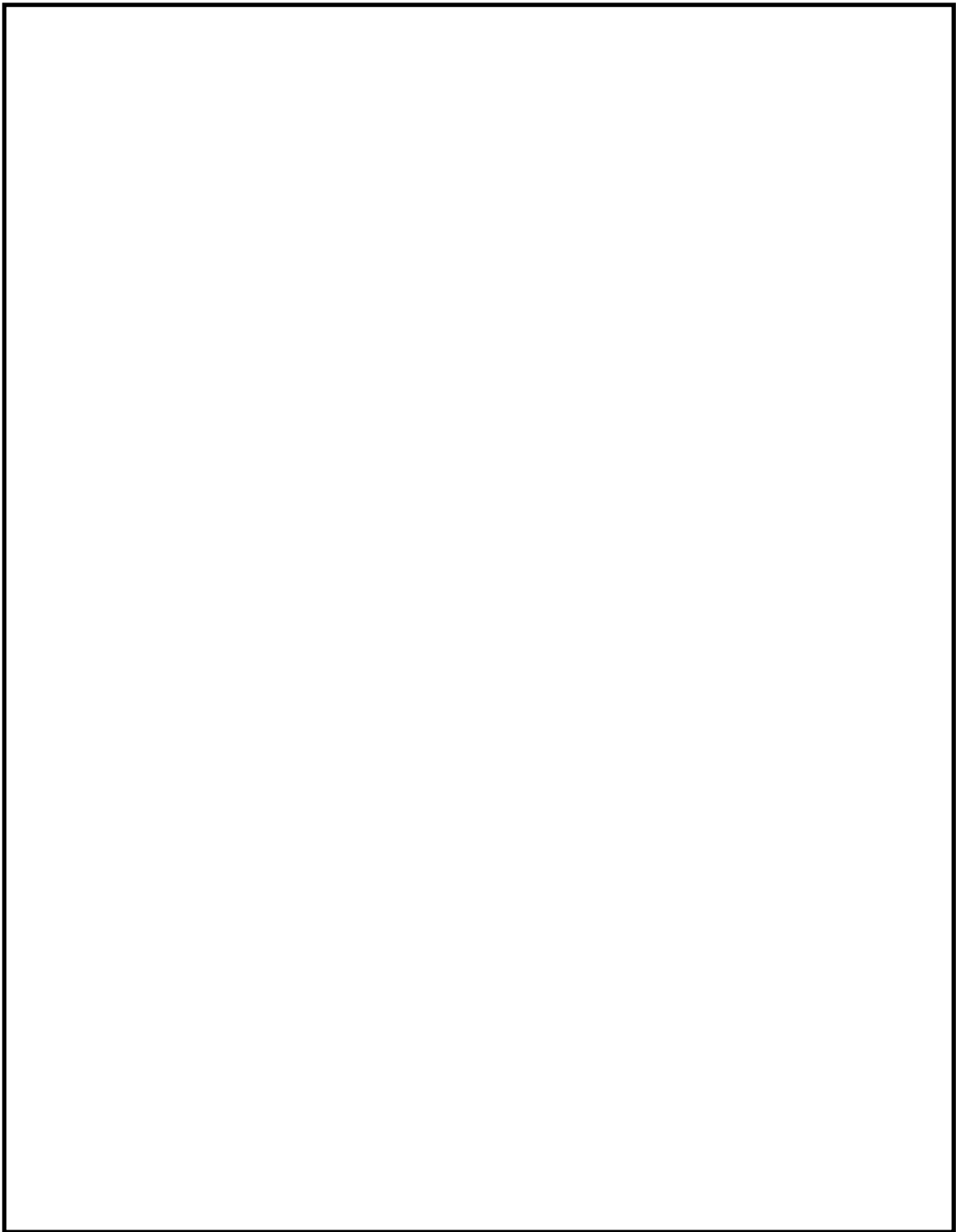


図 1.2-3(4) 変形図 (代表プラント, 200°C)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 1.2-3(2) ドライウェル全体構造解析結果 (代表プラント, 200°C)



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

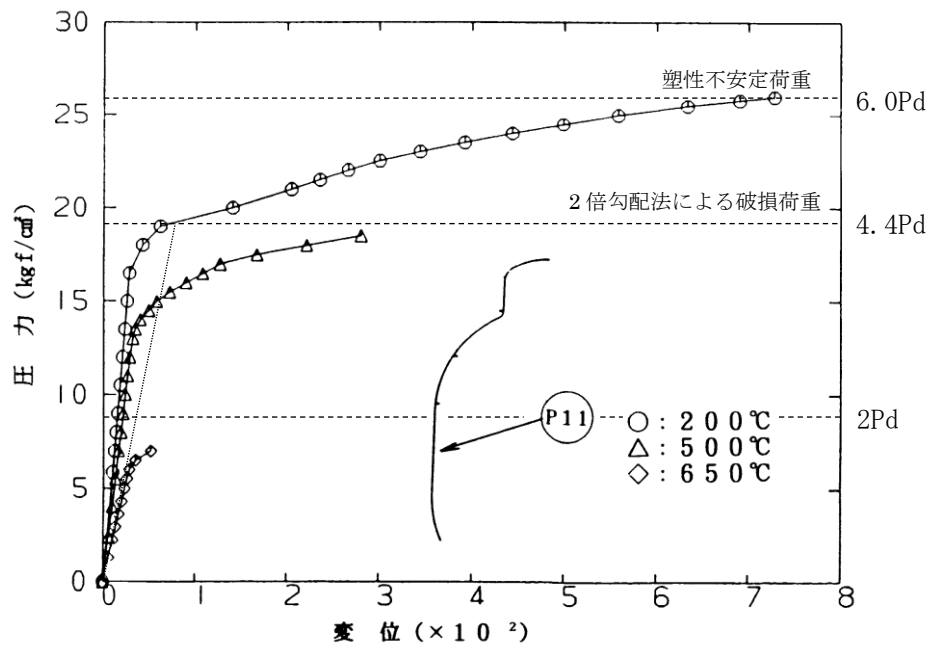


図 1.2-3(5) 圧力及び部材温度と半径方向変位の関係
(代表プラント)

機器搬入口取付部の解析について

1. 概要

機器搬入口取付部については、耐性共研において、3次元FEMモデルを用いた弾塑性解析により、重大事故時環境条件に対する耐性評価を実施している。この評価結果を活用し、島根2号炉の機器搬入口取付部の構造健全性を確認している。

2. 形状及び主要寸法

耐性共研で選定したMARK-I改良型代表プラントの機器搬入口の形状及び主要寸法を図1.2-4(1)に示す。

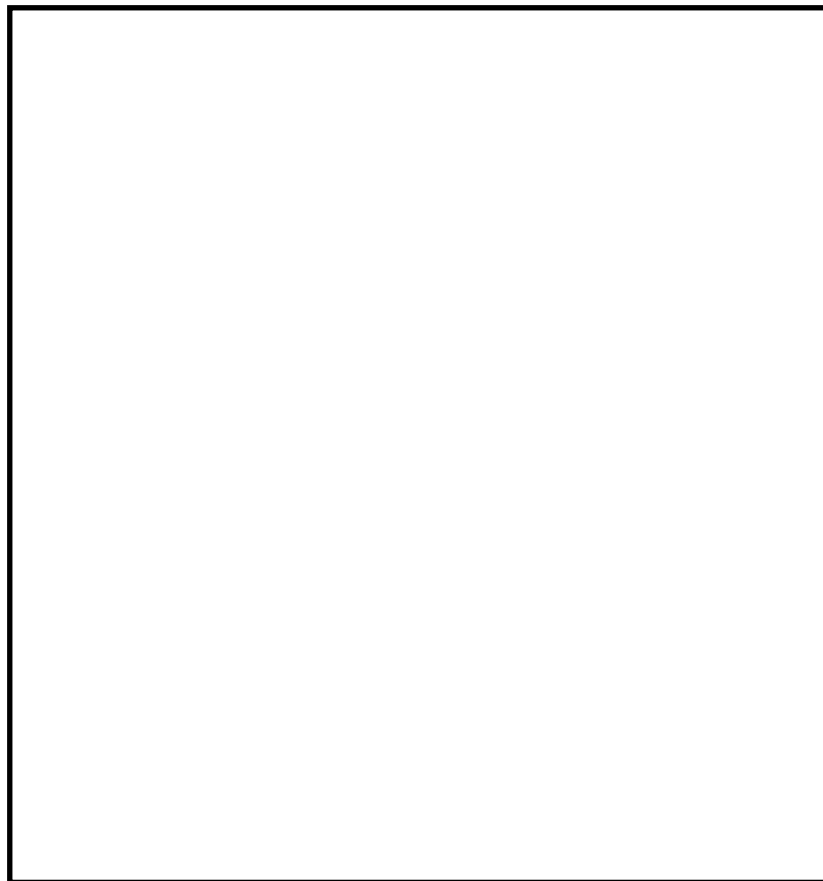


図 1.2-4(1) 機器搬入口の形状及び主要寸法(代表プラント)

3. 解析条件

(1) 解析モデル

解析モデルを図 1.2-4(2)に示す。

モデル化においては、胴及び機器搬入口の構造部分を 3次元シェルモデルにてモデル化し、フランジ及び補強板はシェルの板厚としてモデル化した。

(2) 荷重条件

最大ひずみが最大引張強さのひずみ相当まで内圧を加えた。

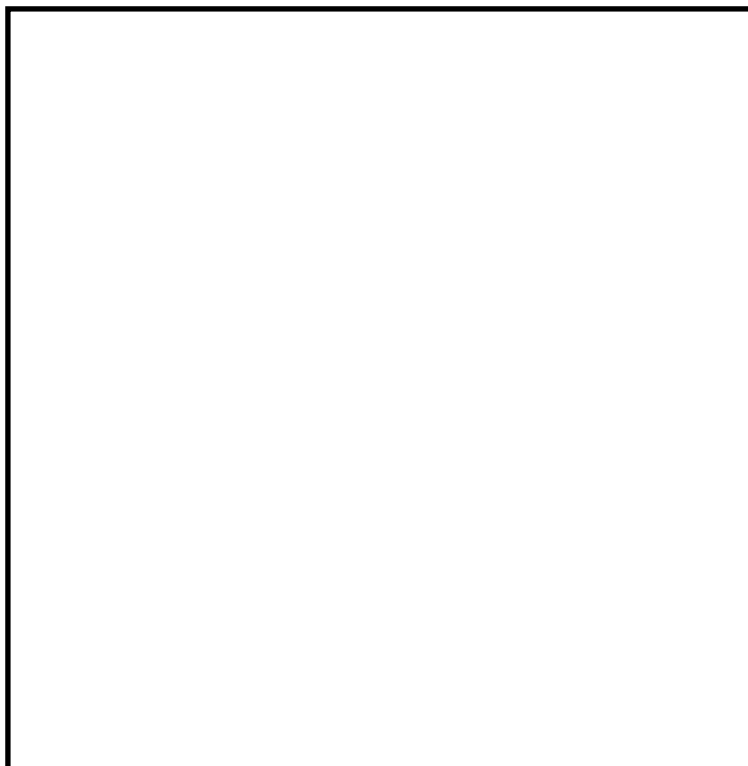


図 1.2-4(2) 解析モデル (代表プラント)

(3) 応力評価点

表 1.2-4(1) 及び図 1.2-4(3) に応力評価点を示す。

表 1.2-4(1) 応力評価点 (代表プラント)

応力評価点番号	応力評価点
P 1	取付部シェル
P 2	取付部シェル
P 3	取付部シェル
P 4	取付部スリーブ
P 5	取付部スリーブ
P 6	取付部スリーブ

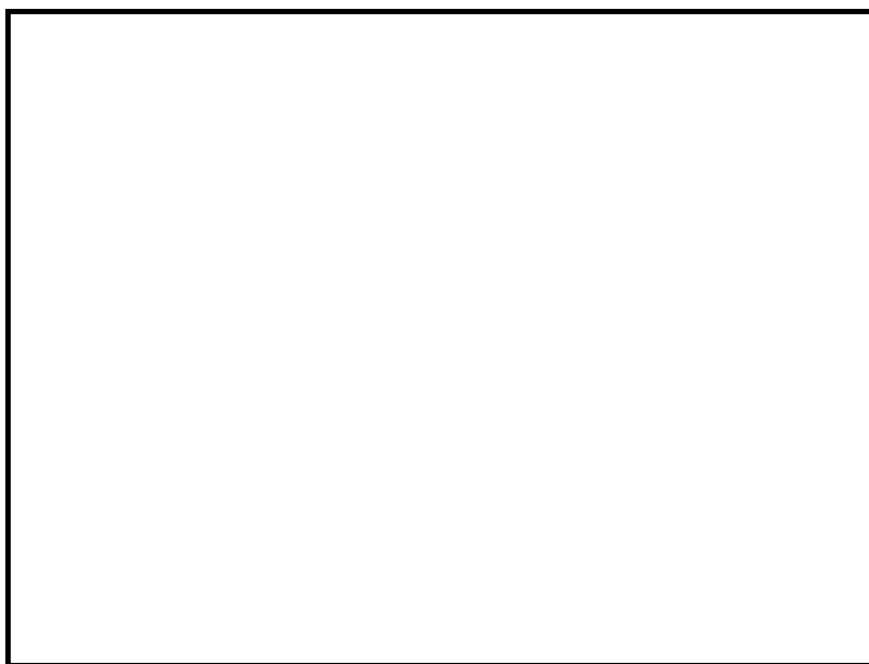


図 1.2-4(3) 応力評価点 (代表プラント)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4. 解析結果

図 1.2-4(4)に各圧力における変形図, 表 1.2-4(2)に各評価点の 200°Cにおける応力値及び図 1.2-4(5)に圧力とひずみの関係を示す。

これらの結果から, P 1 部の応力, ひずみ, 変位が高くなる傾向となった。

代表プラントの解析結果から, 破損荷重の下限を ASME CODE Sec. III の手法による 2 倍勾配法によって求めた荷重とし, 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) と定義した圧力と変位の関係の結果を図 1.2-4(6)に示す。

200°Cにおける破損圧力は約 4.1~4.7Pd であり, 2Pd を上回る。

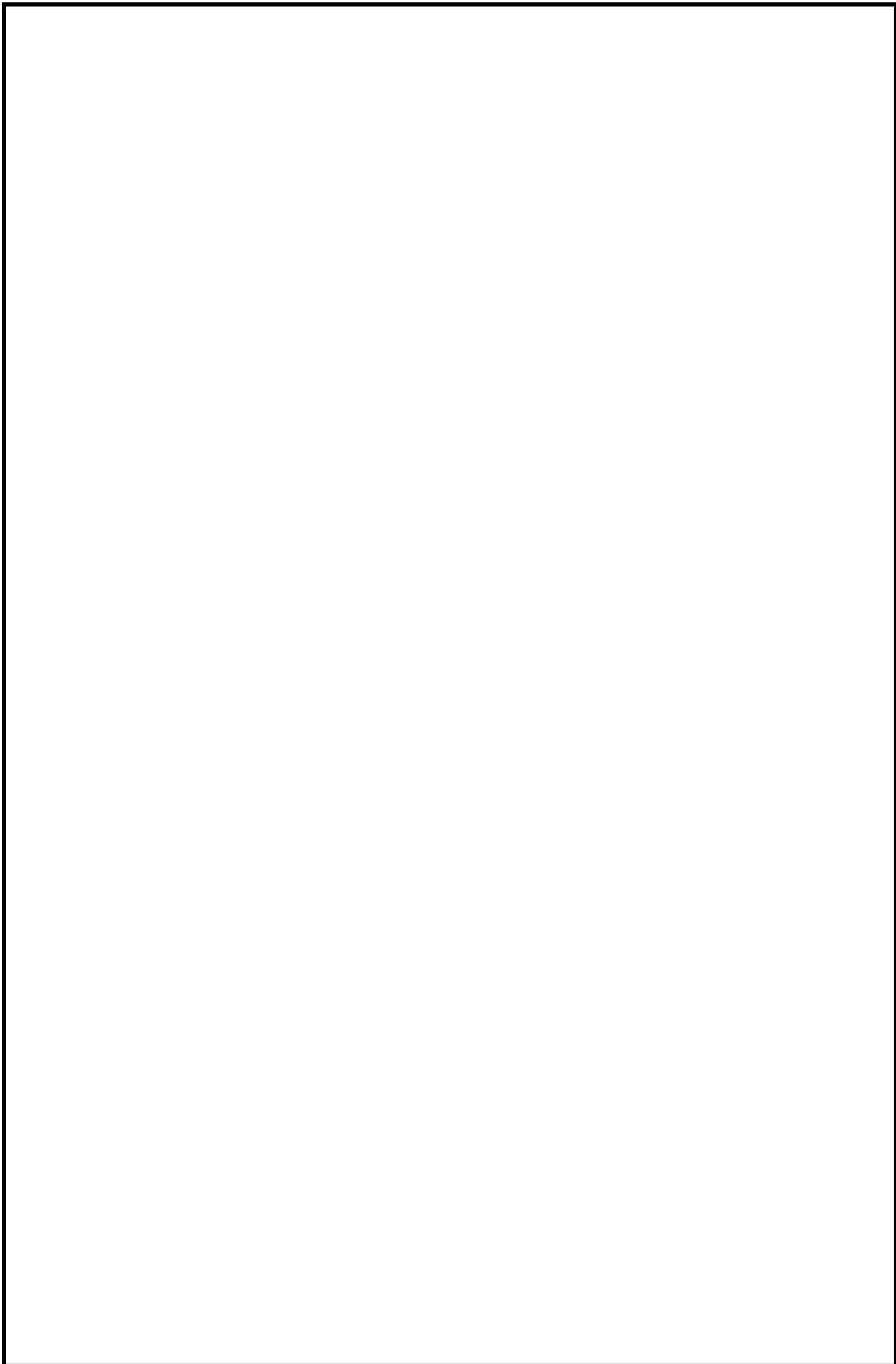
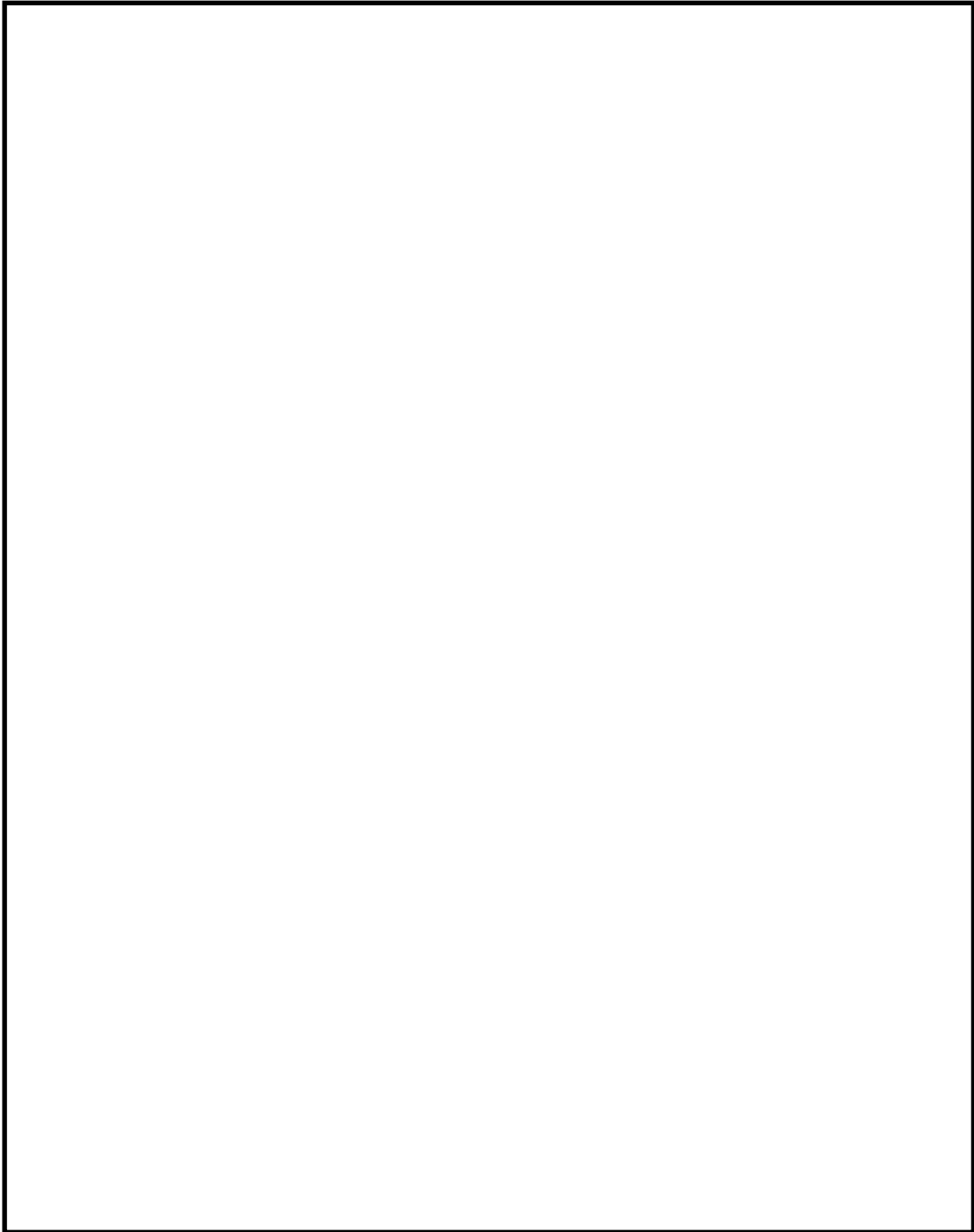


図 1.2-4(4) 変形図 (代表プラント, 200°C)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 1.2-4(2) 機器搬入口取付部解析結果 (200℃)
(代表プラント)



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

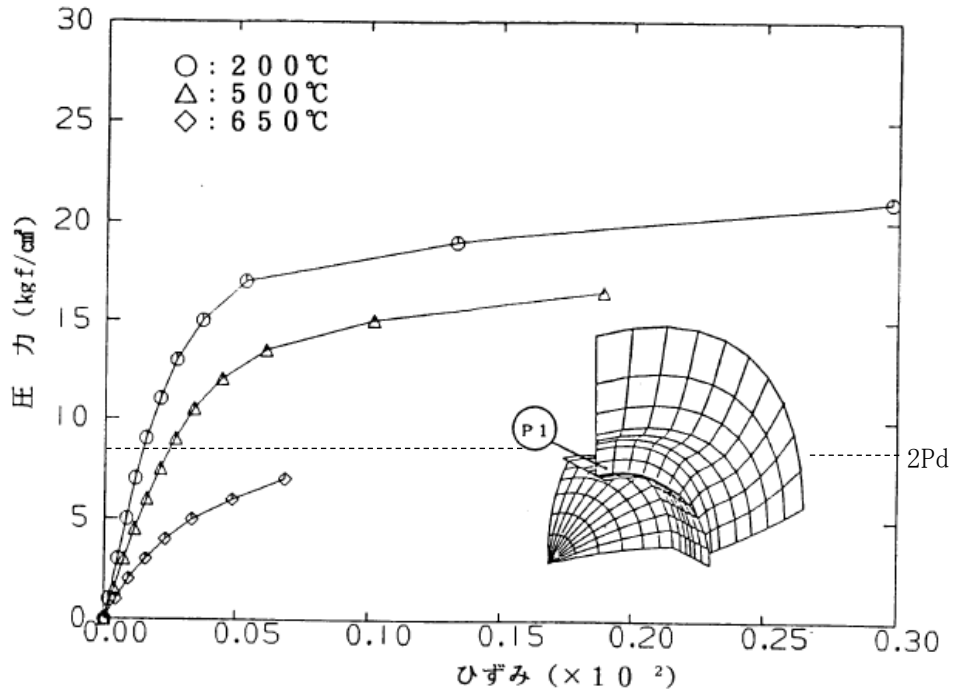


図 1.2-4(5) 圧力及び部材温度とひずみの関係 (代表プラント)

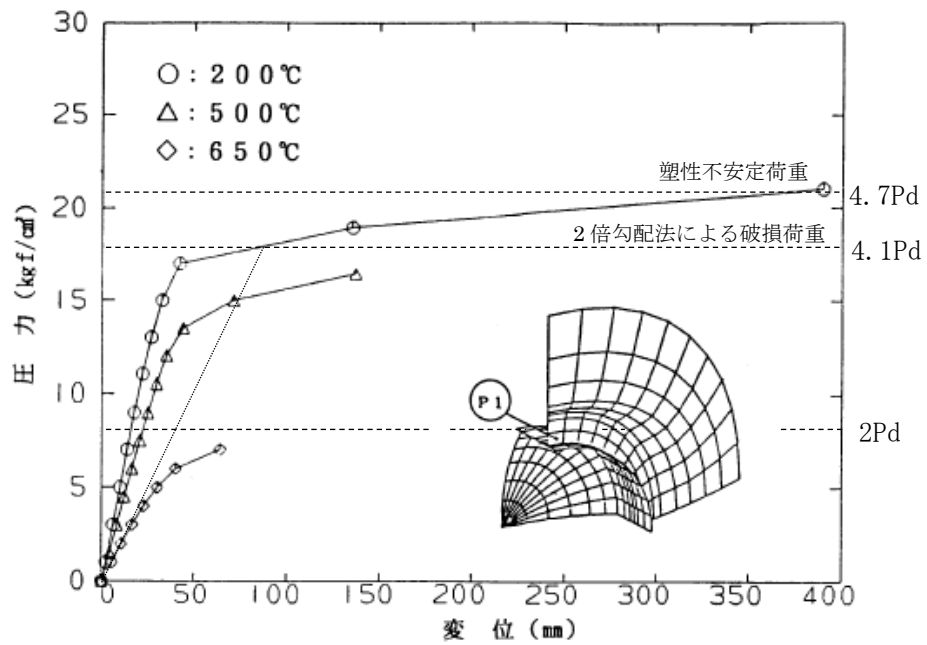


図 1.2-4(6) 圧力及び部材温度と半径方向変位の関係 (代表プラント)

代表プラントの解析結果の適用性について

耐性共研で実施したドライウェル全体モデル及び機器搬入口取付部の代表プラントの解析結果を島根2号炉の評価に適用可能であることを確認する。

1. ドライウェル全体モデル

島根2号炉と代表プラントの原子炉格納容器本体一般部の主要仕様を表1.2-5(1)に示す。 $\sigma \propto P \times R / t$ (σ :発生応力, P :圧力, R :胴内径又は内半径, t :板厚)の関係であることを踏まえ、 R/t について比較した結果、島根2号炉の円筒胴の R/t が代表プラントの0.68倍(=) ~1.07倍(=)であった。

以上から、島根2号炉の200℃における破損圧力は、代表プラントの解析結果(約4.4~6.0Pd)と同程度であり、代表プラントの解析結果は適用可能と考える。

表 1.2-5(1) 原子炉格納容器本体一般部の主要仕様比較

項 目		島根2号炉		代表プラント
最高使用圧力(MPa)		0.427		0.427
上ふた (SGV480)	t_1 :板厚(mm)	<input type="text"/>		24
	R_1 :内半径(mm)	<input type="text"/>		8,730
	R_1/t_1	310		364
主フランジ部円筒胴 (SGV480)	t_2 :板厚(mm)	<input type="text"/>		24
	R_2 :胴内径(mm)	<input type="text"/>		9,652
	円筒胴高さ(mm)	<input type="text"/>		<input type="text"/>
	R_2/t_2	272		<input type="text"/>
上部球形胴 (島根2号炉:SPV490) (代表:SGV480,SPV490)	t_3 :板厚(mm)	<input type="text"/>		<input type="text"/>
	R_3 :胴内径(mm)	<input type="text"/>		11,950
	R_3/t_3	300	336	<input type="text"/>
円筒胴 (SPV490)	t_4 :板厚(mm)	<input type="text"/>		<input type="text"/>
	R_4 :胴内径(mm)	<input type="text"/>		23,900
	円筒胴高さ(mm)	<input type="text"/>		<input type="text"/>
	R_4/t_4	671		<input type="text"/>
下部球形胴 (SPV490)	t_5 :板厚(mm)	<input type="text"/>		<input type="text"/>
	R_5 :胴内径(mm)	<input type="text"/>		11,950
	R_5/t_5	336		<input type="text"/>

注:名称は、島根2号炉の名称を記載

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 機器搬入口取付部

島根2号炉と代表プラントの機器搬入口取付部の主要仕様を表1.2-5(2)に示す。

機器搬入口は円筒部の大開口であり、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。耐性共研の解析で最弱部と評価している原子炉格納容器本体側の取付部にあたる補強板について、開口部に対する補強板の効果を確認するために、島根2号炉と代表プラントでの補強に有効な面積を比較する。

表1.2-5(3)に島根2号炉と代表プラントでの機器搬入口の補強に有効な面積の比較を示す。表より、島根2号炉と代表プラントは、開口に対して同等の補強がなされており、機器搬入口取付部には同程度の局部応力が発生すると考えられる。

以上から、島根2号炉の200℃における破損圧力は、代表プラントと同程度(約4.1～4.7Pd)であり、代表プラントの解析結果は適用可能と考える。

表 1.2-5(2) 機器搬入口の主要仕様比較

項目	島根2号炉	代表プラント
最高使用圧力(MPa)	0.427	0.427
胴内径 d_1 (mm)	[図]	3,660
胴板厚 t_1 (mm)		80
補強板板厚 t_2 (mm)		[図]
鏡板板厚 t_3 (mm)		30
胴突出し長さ(格納容器内側) l_1 (mm)		[図]
鏡板フランジ長さ l_2 (mm)		
胴長さ l_3 (mm)		
本体胴部内径 R_i (mm)	11,400	11,950
鏡板半球径 R_h (mm)	[図]	[図]
耐圧部材質	SGV480	SGV480
寸法概要図		

注：名称は、島根2号炉の名称を記載

表 1.2-5(3) 機器搬入口の補強に有効な面積の比較

項目	島根2号炉	代表プラント
補強に必要な面積 (mm ²)	[図]	[図]
補強に有効な面積 (mm ²)		
補強に有効な面積/補強に必要な面積		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1.3 ドライウェル主フランジ

1.3.1 評価方針

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、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

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

また、シール部については、内圧が低い段階ではボルトの締め付けにより開口は抑制されるが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏洩経路を形成する。ただし、フランジ部が開口してもフランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏洩を防止することができる。しかしながら、重大事故環境に晒されると、シール材が高温劣化し、フランジの開口に追従できなくなりシール機能の低下が想定される。さらに、フランジの開口が進むと、ボルト及びフランジが破損（延性破壊）に至ることが想定される。

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、200℃、2 Pd でのドライウェル主フランジの健全性確認について、表 1.3-1 に示す評価方法により評価を実施する。シール部については、改良 E P D M による評価を実施する。

ドライウェル主フランジの評価対象と評価方法を図 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部 (ボルト、フランジ)	延性破壊	試験結果等を用いた評価
シール部 (フランジ、ガスケット)	変形、高温劣化	試験結果等を用いた評価

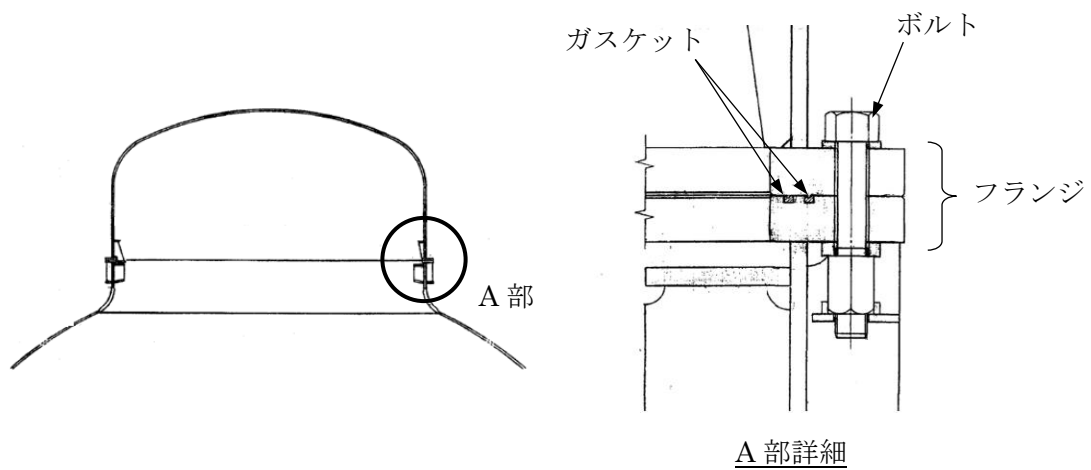


図 1.3-1 ドライウェル主フランジの評価対象

1.3.2 評価

(1) 構造部

a. 試験結果等を用いた評価

ドライウェル主フランジについては、耐性共研において、FEMによる耐性評価を実施している。この評価結果を活用し、島根2号炉のドライウェル主フランジの破損圧力が2Pdを上回ることを確認する。

耐性共研評価では、代表プラントとしてMARK-II改良型のドライウェル主フランジをモデル化し、200℃、500℃、650℃の条件で解析を行い、破損荷重の下限をASME CODE Sec. IIIの手法による2倍勾配法（別添1.2-2参照）によって求めた荷重、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）と定義し評価している。

解析結果として圧力及び部材温度と開口量を図1.3-2に示す（解析の詳細は、別添1.3-1参照）。ドライウェル主フランジ部では、締付ボルトの破損が支配的であり、200℃における破損圧力は約3.9~4.4Pdであった。

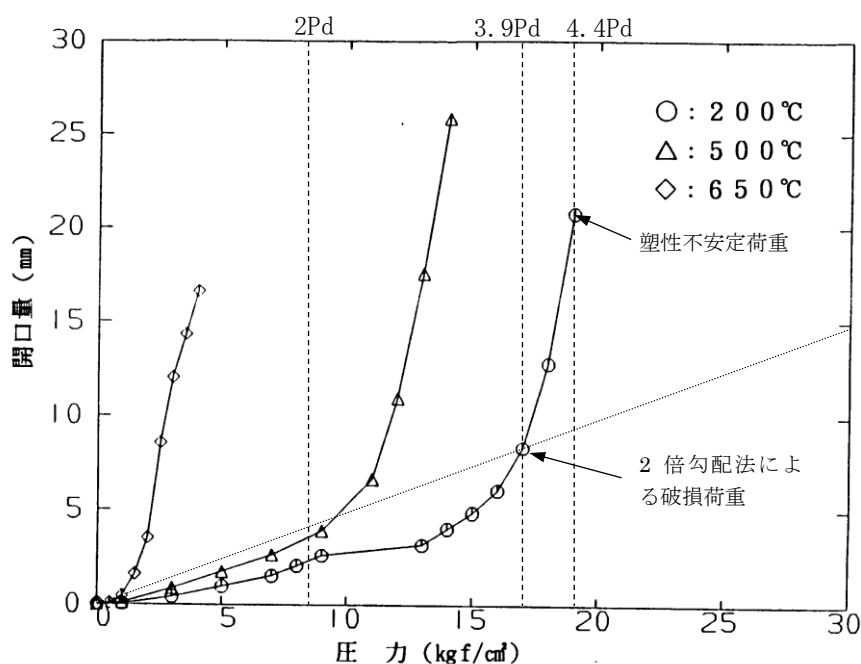


図 1.3-2 圧力及び部材温度と開口量の関係（代表プラント）

耐性共研での解析は、代表プラントにおける解析モデルであることから、寸法（胴内径、板厚等）の影響を評価することにより、島根2号炉への適用について評価した。表 1.3-2 に島根2号炉と代表プラントのドライウェル主フランジ部の仕様比較を示す。

フランジの開口に支配的な因子は、①ドライウェル上ふた部に作用する内圧と②ボルトの締付力と考え、①と②の面積比を剛性比として下記の式で算出する。

$$\alpha = (\pi / 4 \times D_o^2) / (n \times \pi / 4 \times D_b^2)$$

表 1.3-2 ドライウェル主フランジ部の仕様及び剛性比較

項目	島根2号炉	代表プラント
Do:フランジ部内径(mm)		
Db:ボルト呼び径		
n:ボルト本数(本)		
α :剛性比		
剛性比の割合	約 1.10 (=)

表 1.3-2 より、剛性比の割合は約 1.10 倍であることから、島根2号炉のフランジ部の破損圧力は約 4.3~4.8Pd になるものと考えられる。

なお、ドライウェル主フランジ部については、既工認と同様の評価手法で規格を用いた評価を実施しており、2Pd における発生応力が許容応力を下回ることを合わせて確認している（別添 1.3-2 参照）。

(2) シール部

a. 試験結果等を用いた評価

(a) 島根2号炉モデルによる解析評価

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、島根2号炉のドライウェル主フランジ部をモデル化し、FEMによる解析を実施し、2Pdにおけるドライウェル主フランジ部の開口量が、許容開口量を下回ることを確認する。

シール材については、改良EPDMを使用することとする。

許容開口量の設定に使用する改良EPDMの圧縮永久ひずみ試験結果を表1.3-3に示す。

表 1.3-3 圧縮永久ひずみ試験^{※1}結果 (改良EPDM)

試験温度	200℃
放射線照射量	□
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168h
ひずみ率 ^{※2}	□ ^{※3}

※1：JIS K 6262に従い実施。

※2：試料を圧縮し完全に回復した状態が0%、全く回復しない状態が100%。

※3：□□□の平均値。

ここで、許容開口量の設定について説明する。

図1.3-4に開口量とシール材のシール性関係図を示す。島根2号炉のドライウェル主フランジは、タング(突起)がガスケットを押し込む構造であり、フランジの定格締付量(タング押込量)は□mmである。圧力の増加に伴いフランジ部は開口するが、ひずみ率が□であればガスケットは□mm(=□mm×(100%-□))まで回復するため、開口量が□mm以下であればシール機能は維持できる。

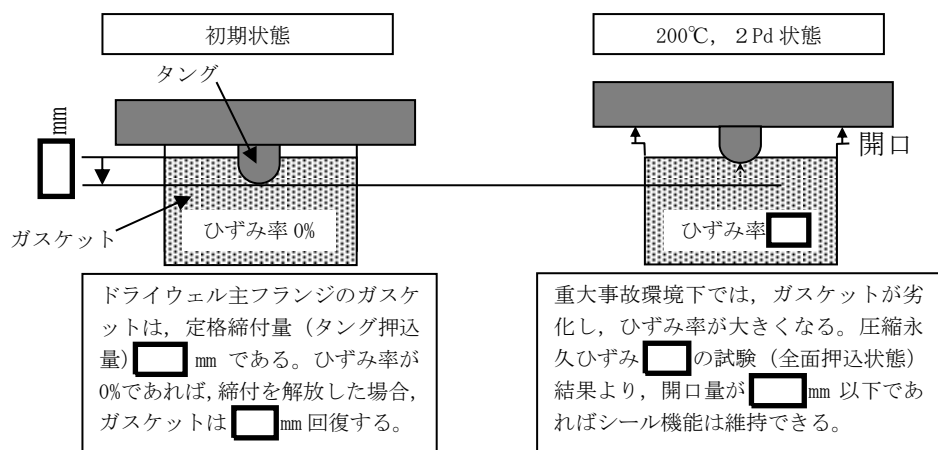


図 1.3-4 ひずみ率と許容開口量関係図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

本評価に用いる許容開口量は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シーケンスのベント実施タイミング(事故後約 32h)における環境条件を包絡する 168h 後における圧縮永久ひずみ試験結果(ひずみ率) から mm としている。

解析結果を図 1.3-5 に示す（解析の詳細は、別添 1.3-3 参照）。

2Pd (0.853MPa) における開口量は、内側ガスケット部で約 mm、外側ガスケット部で約 mm であり、許容開口量 mm を下回る。

なお、ドライウェル主フランジ部の開口速度に対してシール材が追従し、シール機能が維持されることについても確認している。（詳細は、別紙 - 6 参照）



図 1.3-5 圧力と開口量の関係（島根 2 号炉モデル，200°C）

1.3.3 評価結果

ドライウェル主フランジについては、200°C，2Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ドライウェル主フランジ部の解析について

1. 概要

ドライウェル主フランジについては、耐性共研において、軸対称FEMモデルを用いて弾塑性解析を実施し、重大事故時環境条件に対する耐性評価を実施している。この評価結果を活用し、島根2号炉のドライウェル主フランジにおけるシール機能が維持されることを確認している。

2. 形状、主要寸法及び材料

図 1.3-1(1)に、代表構造として選定したMARK-II改良型プラントのフランジ形状、主要寸法及び材料を示す。

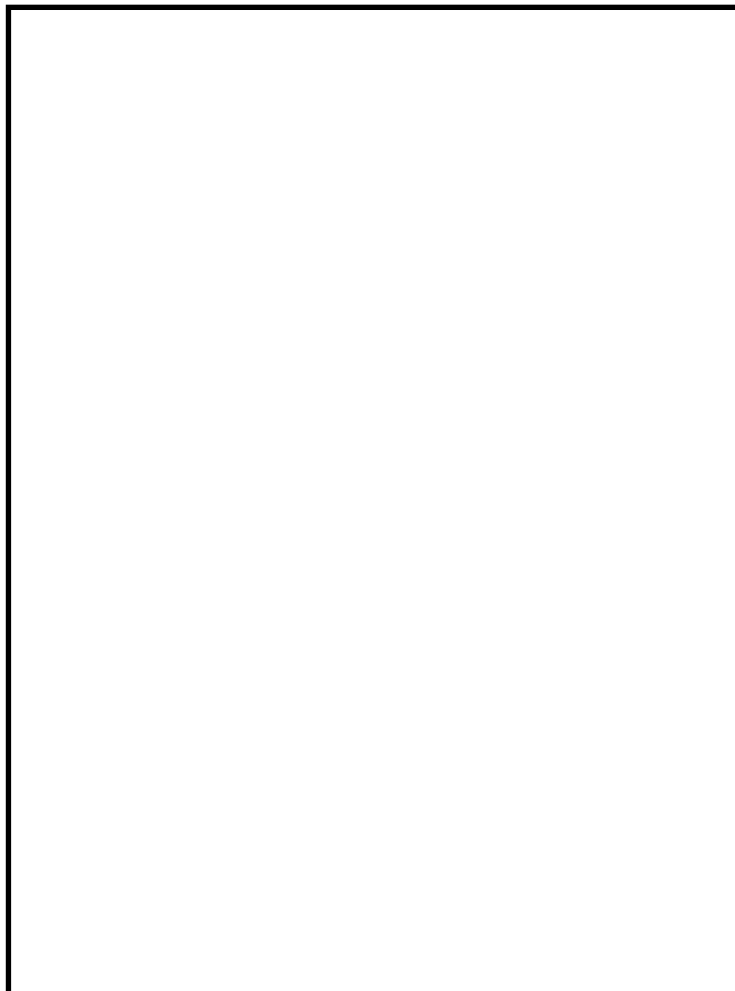


図 1.3-1(1) フランジ部の形状及び主要寸法（代表プラント）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. 解析

(1) 解析モデル

図 1.3-1(2)に解析モデルを示す。モデル化においては、原子炉格納容器胴、フランジ等の構造部分を軸対称モデルにて、ボルト部分は剛性等価な軸対称構造にてモデル化した。なお、フランジシール面には、接触要素等の非線形要素は用いているが、シール材材料物性のモデル化は行っていない。



図 1.3-1(2) 解析モデル (代表プラント)

(2) 荷重条件

塑性不安定状態まで内圧を加えた。

(3) 応力評価点

表 1.3-1(1)及び図 1.3-1(3)に応力評価点を示す。

表 1.3-1(1) 応力評価点 (代表プラント)

応力評価点番号	応力評価点
P 1	円筒部
P 2	フランジリング取付部
P 3	フランジ
P 4	ガスケット位置
P 5	ボルト

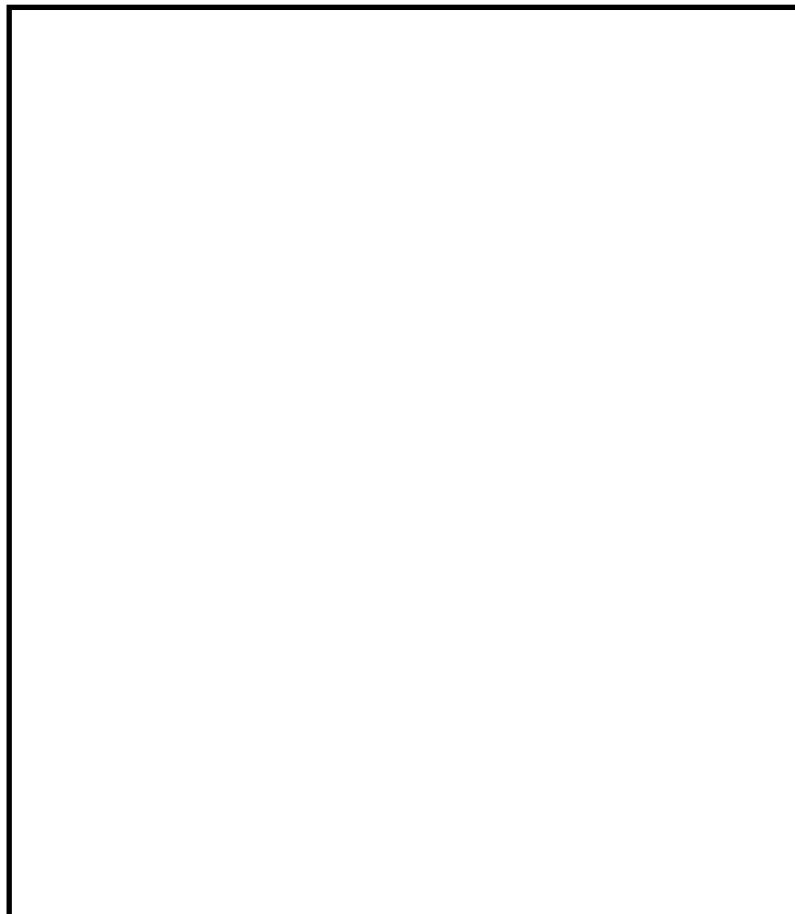


図 1.3-1(3) 応力評価点 (代表プラント)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4. 解析結果

図 1.3-1(4)に各圧力における変形図, 表 1.3-1(2)に各評価点の 200℃における応力値を示す。

これらの結果から, 過大な圧力がかかったときの変形挙動は, 内圧による軸力でフランジが開こうとするのをフランジの外周部が支点となり締付ボルトの締付力で押さえ込む荷重バランスになる。この変形挙動の結果として, 弾性域及び塑性域において常に締付ボルトに最も負荷が集中し, 締付ボルトの破損がフランジ部の破損を支配すると考えられる。

図 1.3-1(5)に圧力と開口量の関係の結果を示す。

破損荷重の下限を ASME CODE Sec. III の手法による 2 倍勾配法によって求めた荷重, 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) と定義し評価している。

200℃における破損圧力は約 3.9~4.4Pd であり 2Pd を上回る。

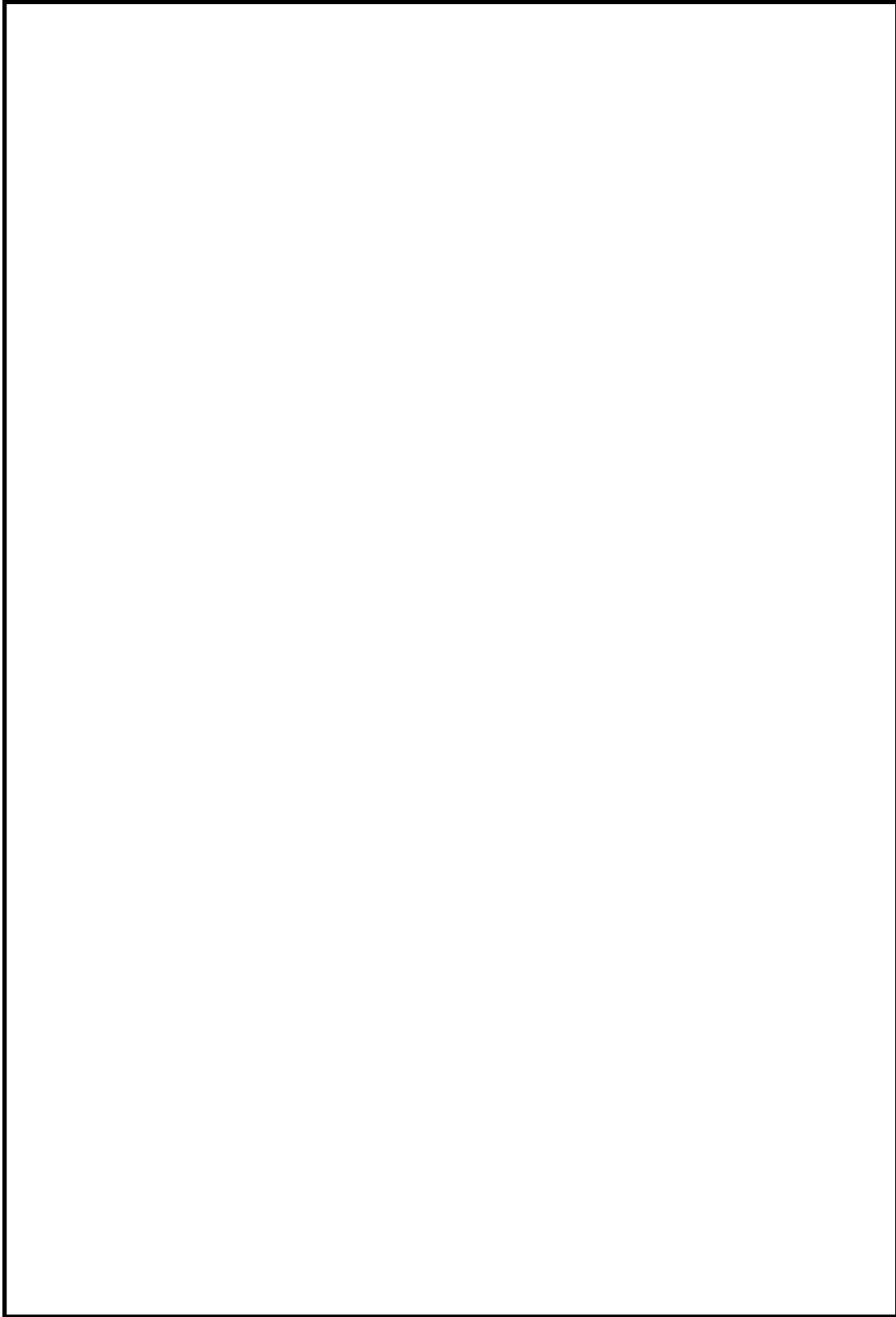
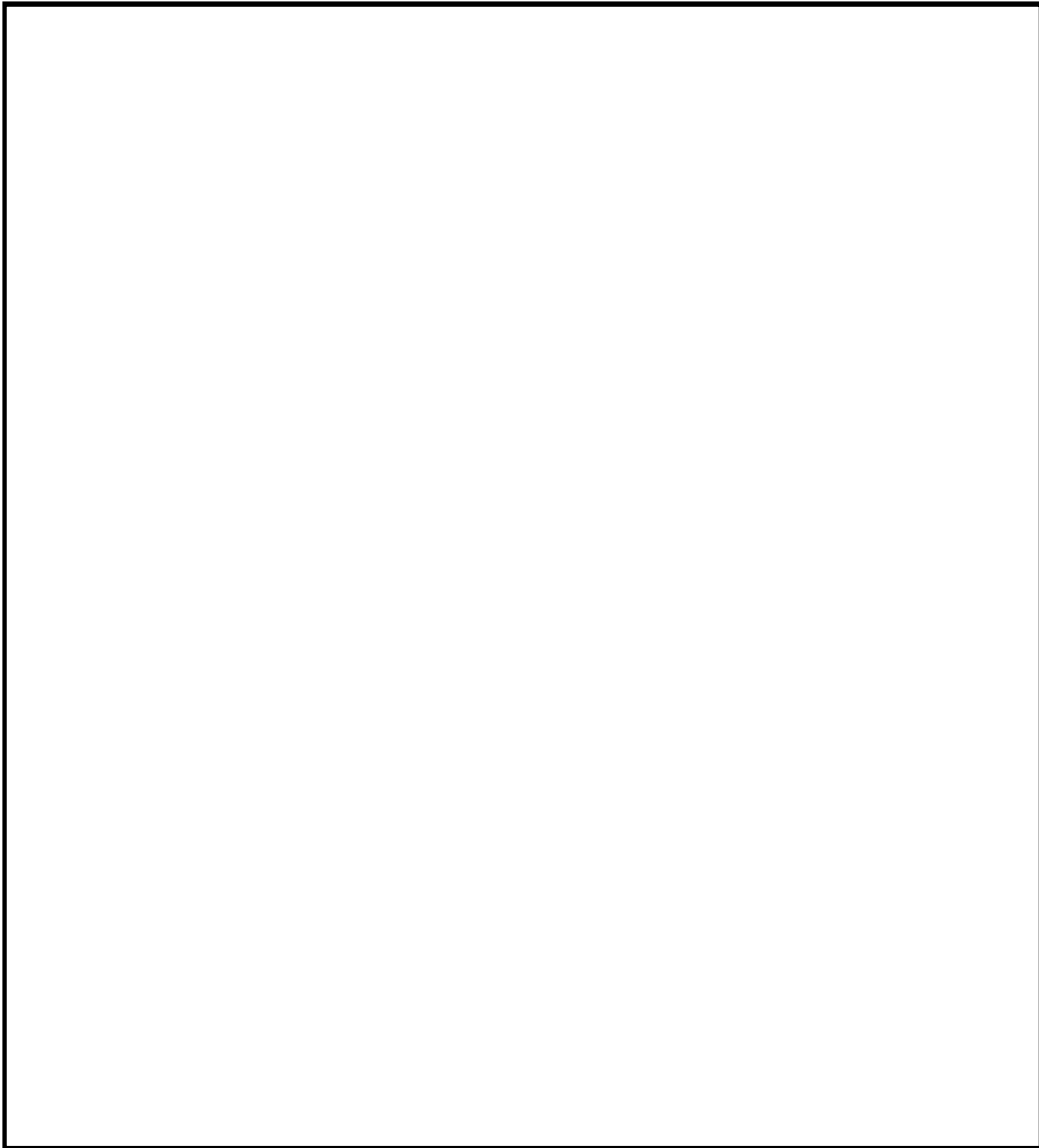


図 1.3-1(4) 変形図 (200℃, 代表プラント)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 1.3-1(2) ドライウェル主フランジ部解析結果 (200°C, 代表プラント)



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

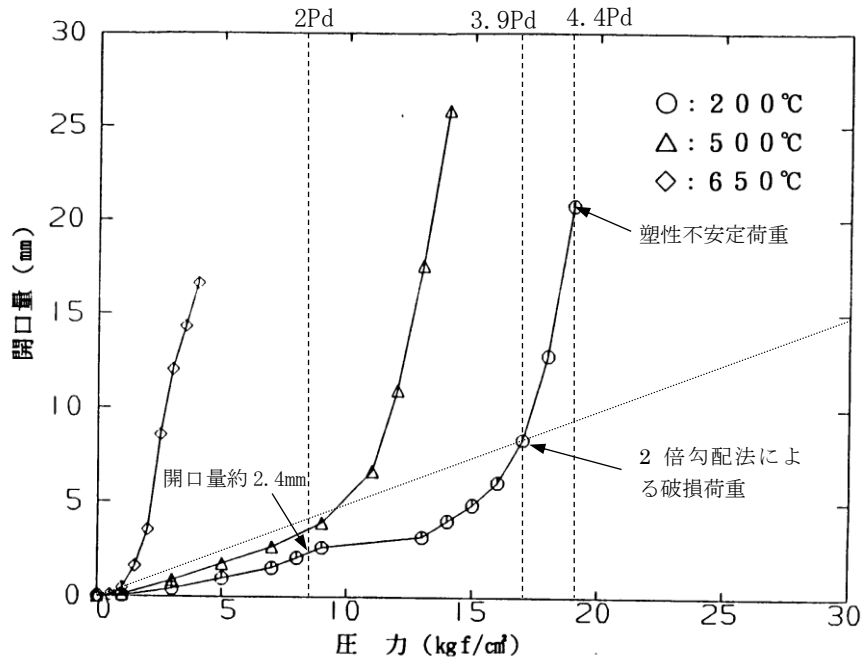


図 1.3-1(5) 圧力及び部材温度と開口量の関係 (代表プラント)

ドライウェル主フランジ部の規格を用いた評価について

1. 概要

ドライウェル主フランジについて、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格 PVE-3700 に準拠し、JIS B 8265「压力容器の構造—一般事項」に基づいてフランジ及びボルトの発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認する。

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、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（Su 値）に対する割下げ率を 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 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3Su$ 値、 $PL+P_b$ が Su 値以下であれば、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（設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照）。

Su 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200℃を用いる。

2. 応力計算

応力計算に用いるドライウェル主フランジの主要寸法を図 1.3-2(1)に示す。

3. 応力算出結果

応力算出結果を表 1.3-2(1)に示す。

各発生応力とも許容応力を下回る。

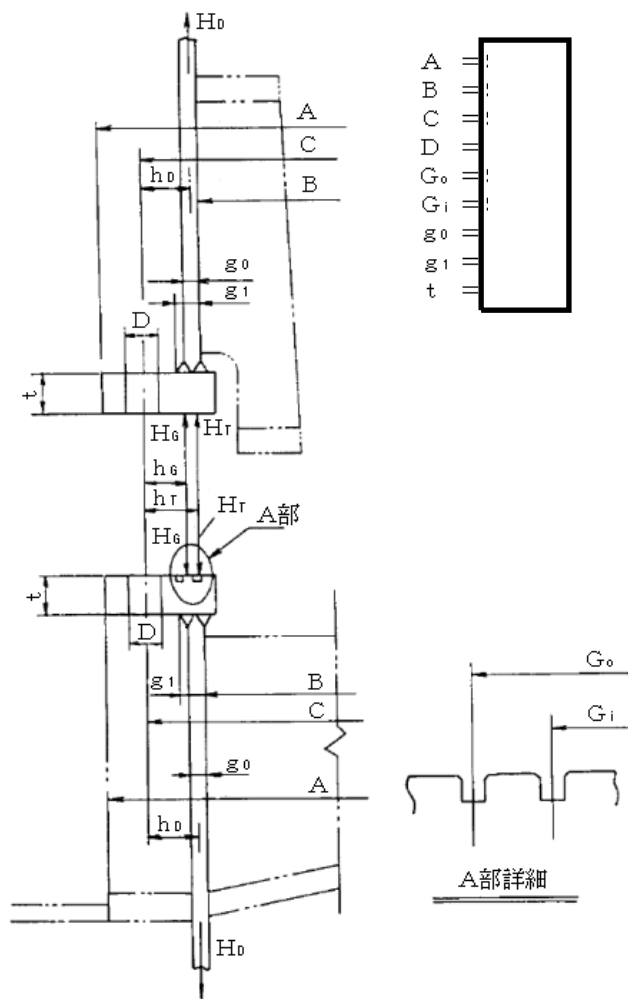


図 1.3-2(1) ドライウェル主フランジの形状及び主要寸法（単位：mm）

表 1.3-2(1) 応力算出結果（単位：MPa）

荷重	応力			許容応力
2Pd	ハブの軸方向応力	σ_H	37	422
	ボルト穴の中心円における フランジの半径方向応力	σ_R'	185	281
	フランジの半径方向応力	σ_R	6	281
	フランジの周方向応力	σ_T	1	281
	組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_R}{2}$	22	281
		$\frac{\sigma_H + \sigma_T}{2}$	19	281
使用状態でのボルトの応力	σ_{b0}	397	576	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ドライウェル主フランジの解析について（島根2号炉モデル）

1. 概要

ドライウェル主フランジについて、2Pdにおけるフランジ面の開口量が許容開口量を下回ることを確認するため、三次元FEMモデルを用いて弾塑性解析を実施する。

2. 解析

(1) 解析モデル

図1.3-3(1)に解析モデルを示す。本解析では、フランジの他、圧力作用面であるドライウェル上ふた及び原子炉格納容器胴部（ドライウェル主フランジ部円筒胴、ドライウェル球形胴及びドライウェル円筒胴）をモデル化する。また、フランジシール部を構成する各種部材（フランジ、ボルト、ナット等）の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため、ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性を考慮してボルト1ピッチ分（円周の1/120）をモデル化している。

(2) 荷重条件

0から発散するまで内圧を加えた。

3. 解析結果

解析結果として200℃における圧力と開口量の関係を図1.3-3(2)に示す。

2Pdにおける内側ガスケット部の開口量は約 mm, 外側ガスケット部は約 mm であった。



図 1.3-3(1) ドライウェル主フランジの解析モデル
(左：全体図 右：フランジ部拡大図)

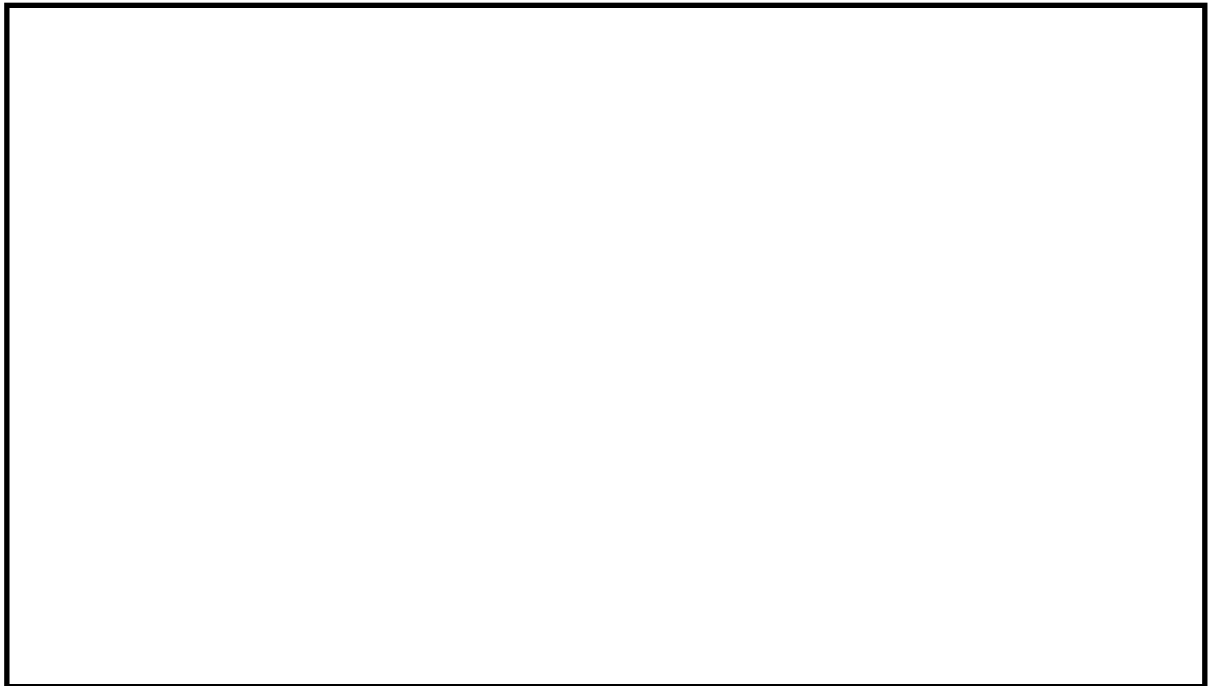


図 1.3-3(2) 圧力と開口量の関係（島根 2 号炉モデル，200°C）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1.4 機器搬入口

1.4.1 評価方針

機器搬入口は、フランジ付きの円筒胴が原子炉格納容器内側に突き出し、この円筒胴のフランジに鏡板の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シール溝が二重に配置されており、それぞれにガスケットを取り付け、ボルトで締め付けシールする構造である。なお、ドライウェル主フランジと異なり、原子炉格納容器加圧時は機器搬入口フランジがフランジ支持部に押し付けられる構造となっているため、フランジが開くことはない。

機器搬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 の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

したがって、機器搬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及び鏡板部の座屈が考えられる。

また、シール部については、原子炉格納容器内の圧力が上昇した際に、鏡板は円筒胴側に押し付けられる構造であるため、圧力により鏡板が開くことはないが、原子炉格納容器本体の変形に伴う円筒胴の変形、変形による開口及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

このため、200℃、2Pd での機器搬入口の健全性確認について、表 1.4-1 に示す評価方法により評価を実施する。シール部については、改良 E P D M による評価を実施する。

機器搬入口の評価対象を図 1.4-1 に示す。

表 1.4-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部 (円筒胴, 鏡板)	延性破壊, 座屈	規格を用いた評価
シール部 (フランジ, ガスケット)	変形, 高温劣化	試験結果等を用いた評価

原子炉格納容器内側

原子炉格納容器外側

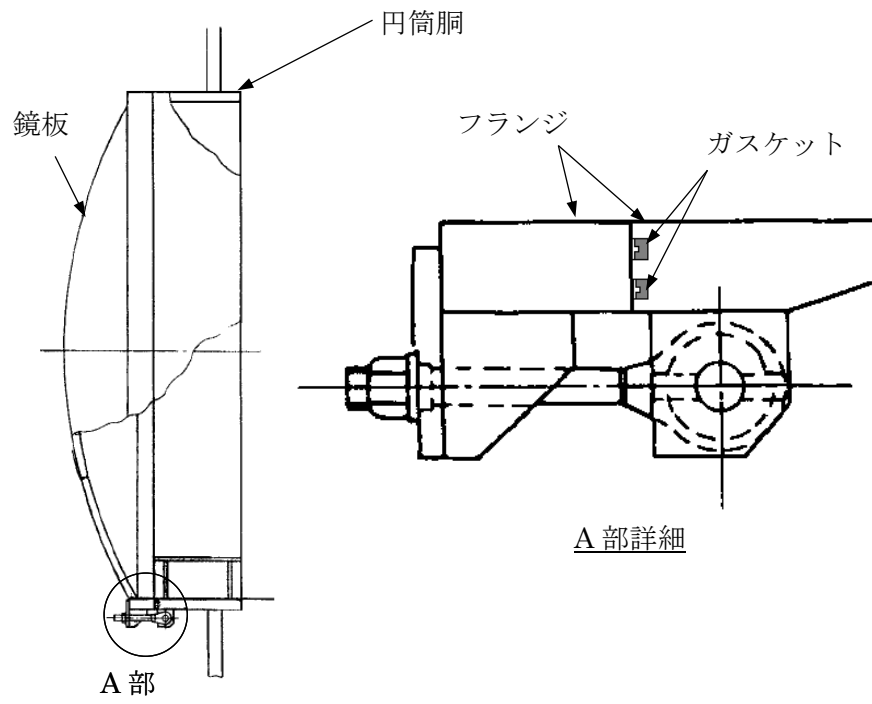


図 1.4-1 機器搬入口の評価対象

1.4.2 評価

(1) 構造部

a. 規格を用いた評価

円筒胴については、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最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。

鏡板については、機械工学便覧を参照し、外圧を受ける球殻の座屈圧力の算出式を用いて許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。

B 値及び縦弾性係数(E)を設定する際の温度は、限界温度として設定した 200°C を用いる。

評価結果を以下に示す。

各構造部とも許容圧力は $2Pd$ を上回る。

円筒胴：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)c項を準用

$$P_e = 4Bt / 3D_o$$

B	付録材料図表による値 (200°C における値を使用)	119.8
t	板厚 (mm)	
D_o	外径 (mm)	
P_e	200°C における許容圧力 (MPa)	3.345
$3.345 \text{ MPa} > 0.853 \text{ MPa} (2Pd)$		

鏡板：SGV480

座屈圧力算定式：機械工学便覧

$$P_{cr} = 16.70E(t / 2R)^{2.5}$$

E	縦弾性係数 (MPa) (200°C における値を使用)	191,000
t	板厚 (mm)	
R	内半径 (mm)	
P_{cr}	座屈圧力 (MPa)	6.454
$6.454 \text{ MPa} > 0.853 \text{ MPa} (2Pd)$		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) シール部

a. 試験結果等を用いた評価

機器搬入口フランジ部の複雑な変形挙動について、三次元FEMモデルを用いてドライウェル及び機器搬入口をモデル化し、高温条件下の材料物性に基づき、弾塑性解析を実施し、2Pdにおけるフランジ部の開口量が、許容開口量を下回ることを確認する。

シール材については、改良EPDMを使用することとする。

許容開口量の設定に使用する改良EPDMの圧縮永久ひずみ試験結果を表1.4-2に示す。

表 1.4-2 圧縮永久ひずみ試験^{※1}結果 (改良EPDM)

試験温度	200℃
放射線照射量	□
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168h
ひずみ率 ^{※2}	□ ^{※3}

※1 : JIS K 6262 に従い実施。

※2 : 試料を圧縮し完全に回復した状態が0%, 全く回復しない状態が100%。

※3 □ □ □ の平均値。

許容開口量は、1.3.2(2)a項のドライウェル主フランジ部の設定の考え方と同様、168hのひずみ率□と機器搬入口フランジ部の定格締付量□mmを踏まえ□mm(=定格締付量□mm×(100%-□))とする。

解析結果を図1.4-2に示す(解析の詳細は、別添1.4-1参照)。

2Pdにおける最大開口量は、内側ガスケット部で約□mm、外側ガスケット部で約□mmであり、許容開口量□mmを下回る。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

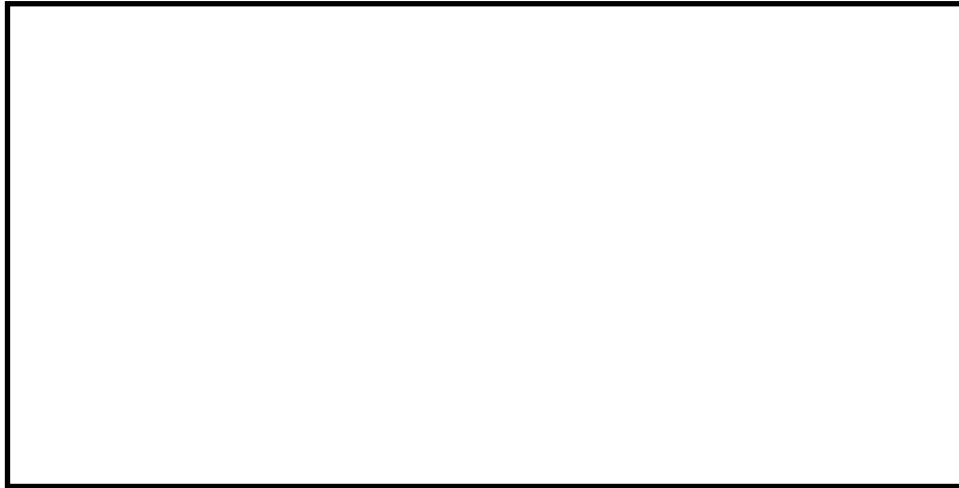


図 1.4-2 機器搬入口の 2Pd における開口量

1.4.3 評価結果

機器搬入口については、200℃、2Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

機器搬入口の解析について

1. 概要

機器搬入口について、2Pdにおけるフランジ面の開口量が許容開口量を下回ることを確認するため、三次元FEMモデルを用いて弾塑性解析を実施する。

2. 解析

(1) 解析モデル

図 1.4-1(1)に解析モデルを示す。本解析は、原子炉格納容器胴部の変形とそれに伴う機器搬入口フランジ部の変形挙動を確認することから、原子炉格納容器本体と機器搬入口をモデル化する。また、機器搬入口フランジ部は一般的なボルト締結フランジとは異なり、ヒンジボルトを用いた締結構造であることから、フランジシール部を構成する各種部材（ボルト、ブラケット、ナット等）の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため、ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化している。

(2) 荷重条件

0から2Pdまで内圧を加えた。

3. 解析結果

解析結果に表記するフランジ角度を図 1.4-1(2)に示す。

図 1.4-1(3)に1Pd及び2Pdにおける開口量解析結果を示す。

2Pdにおける最大開口量は、内側ガスケット部で約 mm, 外側ガスケット部で約 mmであった。

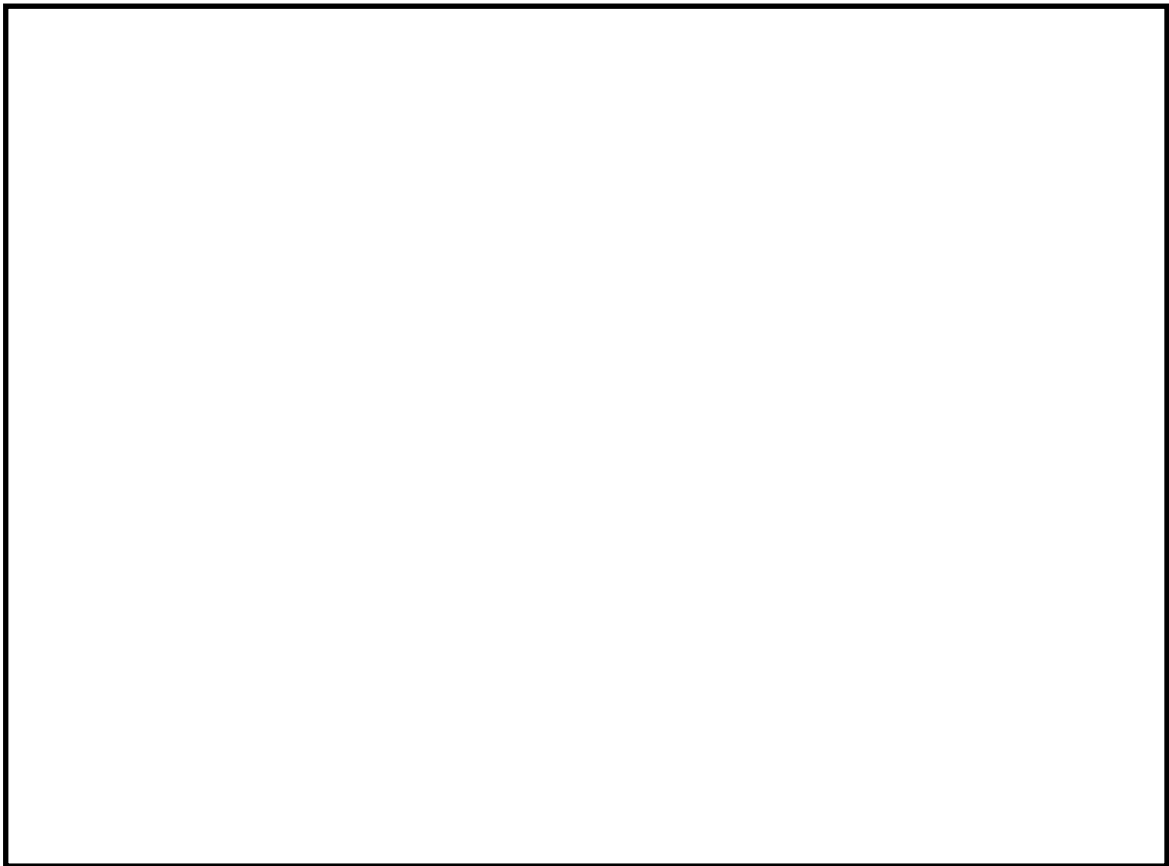


図 1.4-1(1) 解析モデル

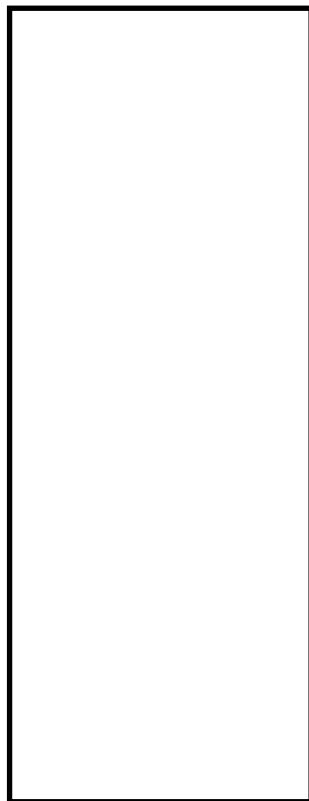


図 1.4-1(2) 解析結果に表記するフランジ角度

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

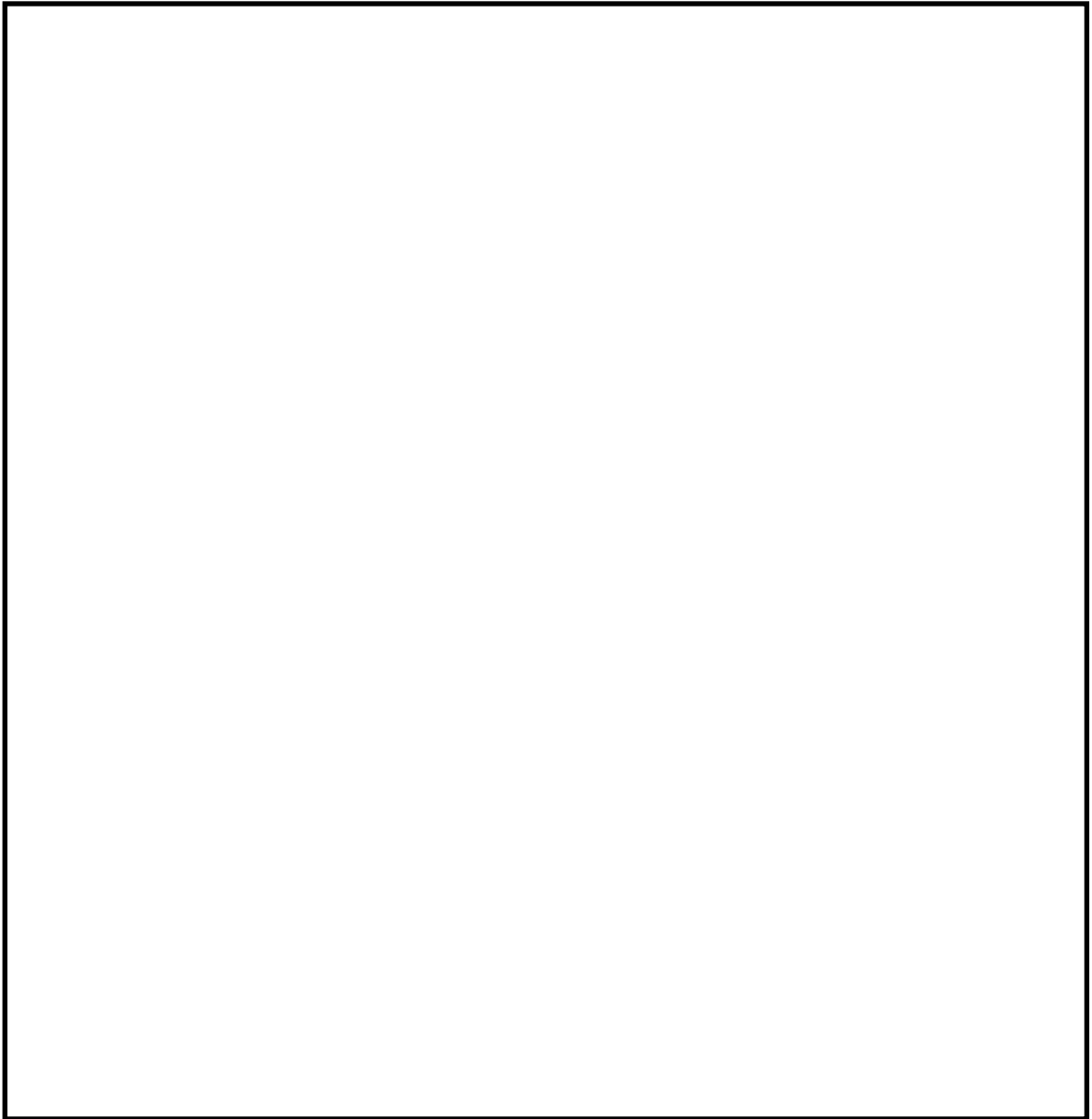


図 1.4-1(3) 開口量解析結果（上から 1 Pd, 2 Pd）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1.5 所員用エアロック

1.5.1 評価方針

所員用エアロックは、原子炉格納容器外側に突き出した円筒胴の両端に平板（隔壁）を溶接し、人が出入りできる開口部を設けている。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。なお、ドライウェル主フランジと異なり、原子炉格納容器加圧時はエアロック扉が支持部に押し付けられる構造となっているため、扉板が開くことはない。

また、扉には均圧弁に繋がる配管や扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、均圧弁、扉開閉ハンドル貫通部及び電線管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℃、2 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、繰り返し荷重が作用しないこと、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。

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延性破壊が機能喪失要因として想定される。

また、シール部のうち扉板部については、原子炉格納容器内の圧力が上昇した際に、扉板は所員用エアロック本体側に押し付けられる構造であるため、圧力により扉が開くことはないが、高温状態で内圧を受けることによる扉板のわずかな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想定される。その他シール部についても高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

このため、200℃、2 Pd での所員用エアロックの健全性確認について、表 1.5-1 に示す評価方法により評価を実施する。隔壁と扉板とのシール部および扉開閉ハンドル貫通部については、改良 E P D M による評価を実施する。

なお、均圧弁には、P E E K 材、電線貫通部には、黒鉛製のシール材を使用することとしており、耐熱性上問題にならないことを確認している。その仕様を表 1.5-2 に示す。

所員用エアロックの評価対象を図 1.5-1 に示す。

表 1.5-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部 (円筒胴, 隔壁)	延性破壊	規格を用いた評価
シール部	扉板 (扉板部, ガスケット)	規格を用いた評価
	扉開閉ハンドル貫通部	試験結果等を用いた評価

表 1.5-2 扉シート部以外の評価対象とシール材の仕様

評価対象	シール材	耐熱温度	最高使用圧力	耐放射線性
均圧弁	P E E K材	250℃ (連続使用可能温度) 約 340℃ (融点)	0.9MPa	約 10MGy
電線貫通部	黒鉛	400℃程度	68.6MPa	15MGy

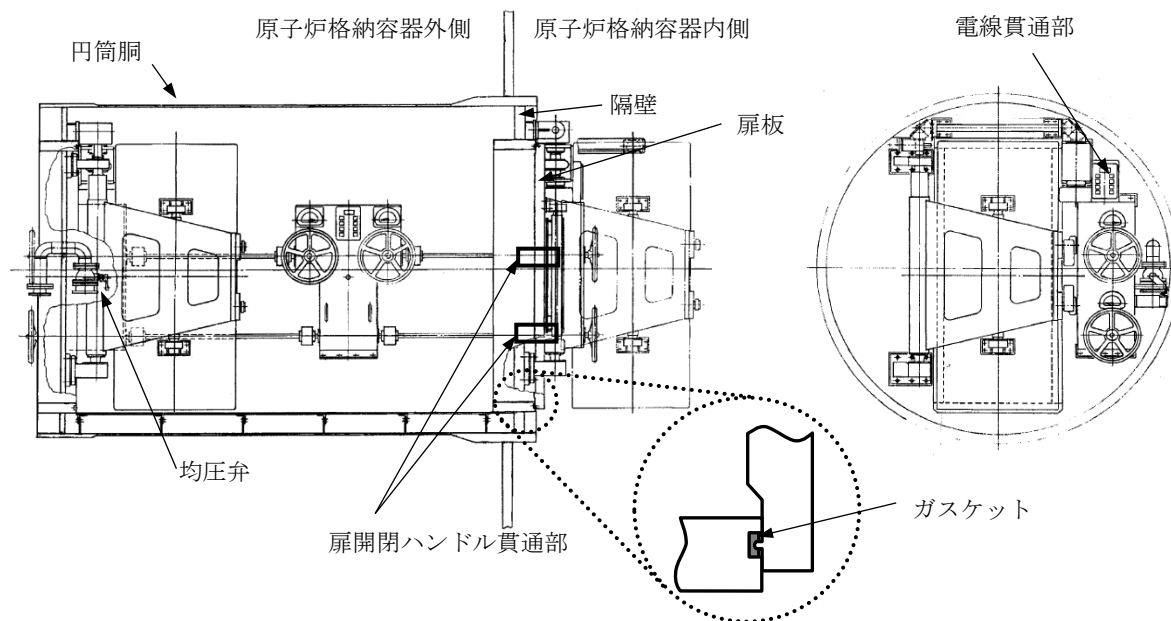


図 1.5-1 所員用エアロックの評価対象

1.5.2 評価

(1) 構造部

a. 規格を用いた評価

円筒胴については、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最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。

隔壁については、既工認において最も厳しい応力点を代表評価点として、既工認で算出した応力に基づき許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。（その他の応力評価点については別添 1.5-1 参照）

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、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ (S_u 値) に対する割下げ率を 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 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3S_u$ 値, $PL+P_b$ が S_u 値以下であれば、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(設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照)。

S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200°C を用いる。

評価結果を以下に示す。

各構造部とも許容圧力は $2Pd$ を上回る。

円筒胴 : SGV480

許容圧力算定式 : PVE-3230(2) a 項を準用

$$P = 2 S \eta t / (D_i + 1.2 t)$$

S	設計引張強さ (MPa) (200°Cにおける 2/3Su 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	
D_i	胴内径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	3.716
3.716 MPa > 0.853 MPa (2 Pd)		

隔壁 : SGV480

$$P = S \times P_D / \sigma$$

S	設計引張強さ (MPa) (200°Cにおける Su 値を使用)	422
P_D	最高使用圧力 (MPa)	0.427
σ	既工認での発生応力 (MPa)	155
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	1.162
1.162 MPa > 0.853 MPa (2 Pd)		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) シール部

a. 規格を用いた評価

所員用エアロック扉板の変形について、機械工学便覧のはりのたわみ計算式を用い2Pdにおける開口量を求め、許容開口量を下回ることを確認する。

シール材については、改良E PDMを使用することとする。

許容開口量の設定に使用する改良E PDMの圧縮永久ひずみ試験結果を表1.5-3に示す。

表 1.5-3 圧縮永久ひずみ試験^{※1}結果 (改良E PDM)

試験温度	200℃
放射線照射量	
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168h
ひずみ率 ^{※2}	※3

※1 : JIS K 6262 に従い実施。

※2 : 試料を圧縮し完全に回復した状態が0%, 全く回復しない状態が100%。

※3 : の平均値。

許容開口量の設定に使用する試験結果は、1.3.2(2)a項のドライウェル主フランジ部の設定の考え方と同様、168hのひずみ率 とする。また、扉板シール部の定格押込量が mmであることを踏まえ、許容開口量は mm (= 定格締付量 mm × (100% -) とする。

評価結果を以下に示す。

2Pdにおける扉板シール部の開口量は約 mmであり、許容開口量 mmを下回る。

なお、扉板のたわみにより変形支点の変位が発生するが、たわみによるタンクの移動量はわずかであり、ガスケット溝(グループ側面)とタンクが干渉しないことから、所員用エアロックのシール性に影響しないことを合わせて確認している。

評価式：機械工学便覧

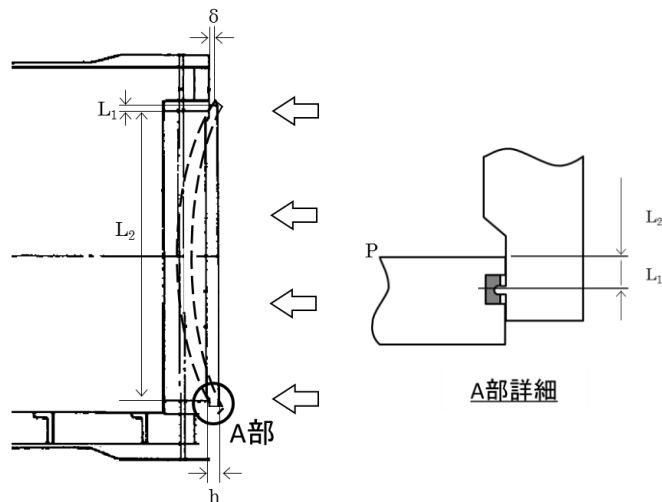
$$\delta y = w \times L_1 / (24 \times E \times I) \times (3L_1^3 + 6L_1^2 \times L_2 - L_2^3)$$

$$w = P \times b \quad (w : \text{単位荷重})$$

$$I = b \times h^3 / 12 \quad (I : \text{断面二次モーメント})$$

P	圧力 (MPa)	0.853
b	扉板の幅 (mm)	
L ₁	支点からシール部までの長さ (mm)	
E	縦弾性係数 (MPa)	191,000
h	扉板の厚さ (mm)	
L ₂	支点間の長さ (mm)	
δ y	変位量 (mm)	

(所員用エアロック扉変形概念図)



(評価モデル)

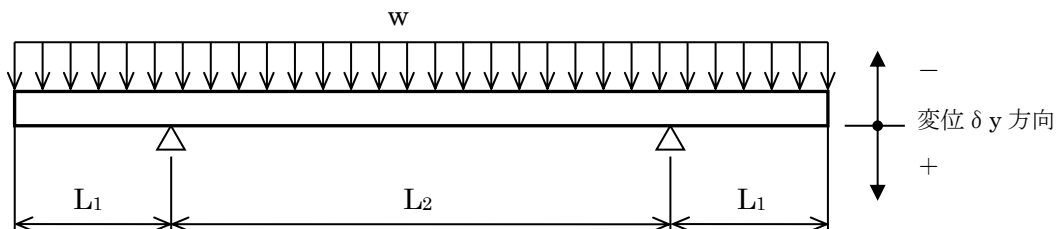


図 1.5-2 所員用エアロック扉変形概念図及び評価モデル図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

b. 試験結果等を用いた評価

所員用エアロック扉板シール部以外の評価対象である扉開閉ハンドル貫通部に対して評価を実施する。

扉開閉ハンドル貫通部に適用する改良EPDMについては、表 1.5-3 の圧縮永久ひずみ試験結果に示すとおり、200℃の耐熱性、耐放射線性能を確認している。

以上から、扉板シール部以外のシール材は、200℃において耐性を有しており、シール機能は維持できる。

1.5.3 評価結果

所員用エアロックについては、200℃、2Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

所員用エアロックの隔壁部の評価について

所員用エアロックの隔壁について、既工認で算出した応力に基づき、許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。

所員用エアロックの応力評価点を図 1.5-1(1)に、所員用エアロックの各応力評価点における評価結果を表 1.5-1(1)に示す。

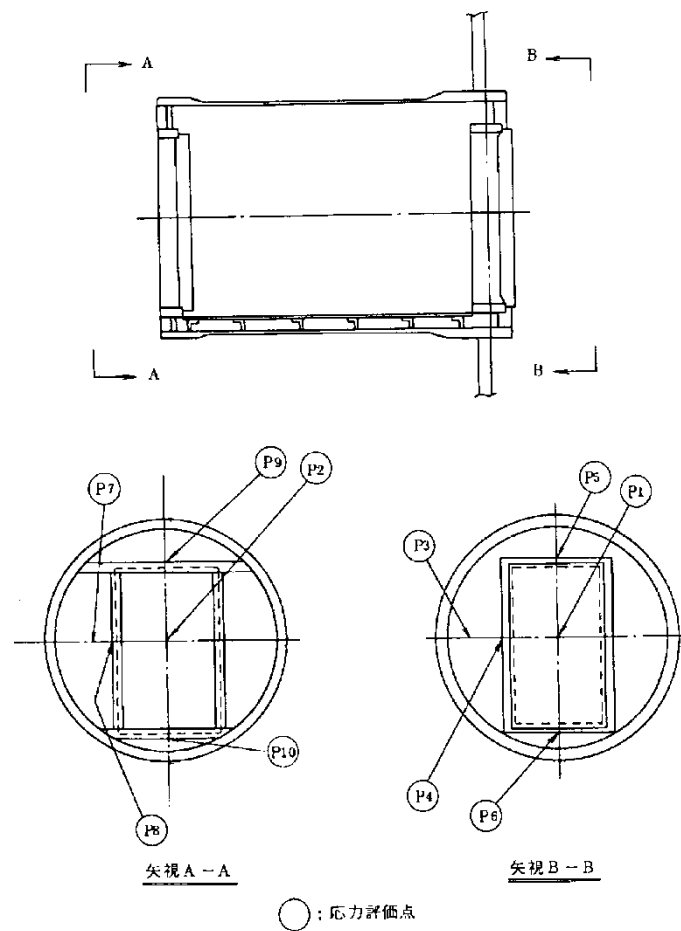


図 1.5-1(1) 所員用エアロックの応力評価点

表 1.5-1(1) 所員用エアロック隔壁部の評価結果

評価点	既工認における 応力強さ (MPa)	許容応力 (MPa)	最高使用圧力 (MPa)	200℃における 許容圧力 (MPa)
P 1	29	422	0.427	6.213
P 2	29	422	0.427	6.213
P 3	83	422	0.427	2.171
P 4	128	422	0.427	1.407
P 5	18	422	0.427	10.010
P 6	16	422	0.427	11.262
P 7	74	422	0.427	2.435
P 8	155	422	0.427	1.162
P 9	21	422	0.427	8.580
P 1 0	19	422	0.427	9.483

均圧弁の改良について

均圧弁シートについて、耐環境性に優れたシール材に変更することとしており、PEEK材（PEEK：ポリエーテルエーテルケトン）を用いた弁シートにすることで実機適用性を確認した。以下に、実機適用を確認した概要を示す。

PEEK材の一般的な仕様を表 1.5-2(1)、適用箇所を図 1.5-2 に示す。従来品に使用されている均圧弁のシール材であるフッ素樹脂に対し、優れた耐放射線性を有している。

表 1.5-2(1) 扉シート部以外の評価対象とシール材の仕様

評価対象	シール材	耐熱温度	耐放射線性
均圧弁	PEEK材	250℃ (連続使用可能温度) 約 340℃ (融点)	約 10MGy

また、均圧弁に相当する弁を使用して、SA時の格納容器内環境を模擬した表 1.5-2(2)に示す試験条件で曝露し、その後、2Pdを超える0.9MPaで漏えい試験を行い、気密性が確保できることを確認した。よって、本均圧弁は格納容器限界温度・圧力（200℃，2Pd）において健全性に問題ないことを確認した。

表 1.5-2(2) 均圧弁の耐環境試験条件

放射線照射	800kGy
熱劣化	200℃，168 時間

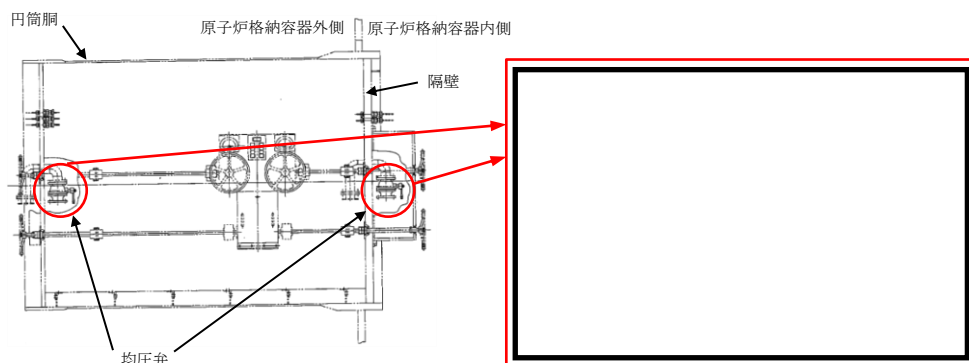


図 1.5-2 PEEK材適用箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1.6 逃がし安全弁搬出ハッチ

1.6.1 評価方針

逃がし安全弁搬出ハッチは、原子炉格納容器内側に突き出した円筒胴及び鏡板によって原子炉格納容器バウンダリを構成しており、原子炉格納容器の内圧が円筒胴及び鏡板に対して外圧として作用する。また、フランジ部はボルトにより固定されており、シール部はシール溝が内外二重に配置され、それぞれにシリコンゴムのガスケットを使用している。

逃がし安全弁搬出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 の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

したがって、逃がし安全弁搬出ハッチの機能喪失要因は、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延性破壊及び鏡板部の座屈が想定される。

また、シール部については、原子炉格納容器内の圧力が上昇した際に、鏡板は円筒胴側に押し付けられる構造であるため、圧力により鏡板が開くことはないが、原子炉格納容器本体の変形による円筒胴の変形、変形による開口及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

逃がし安全弁搬出ハッチは、1.4 項の機器搬入口と同じ内開きのハッチであり、想定される機能喪失要因も同じである。また、以下の理由から逃がし安全弁搬出ハッチのシール部の評価については、機器搬入口で代表評価できるものとする。

- ・貫通部径が機器搬入口の方が大きく、フランジに作用する圧力荷重が大きい。
- ・原子炉格納容器本体円筒胴に取り付く機器搬入口は、球形胴に取り付く逃がし安全弁搬出ハッチに比べ変形が生じやすい。
- ・原子炉格納容器内側への突き出し長さが機器搬入口の方が短く、原子炉格納容器胴部の変形の影響を受けやすい。
- ・シール部のガスケットについては、機器搬入口と同様、改良 E P D M による評価を実施することとしている。

このため、200℃、2Pd での逃がし安全弁搬出ハッチの健全性確認について、表 1.6-1 に示す評価方法により評価を実施する。ハッチの仕様を表 1.6-2 に示す。

逃がし安全弁搬出ハッチの評価対象を図 1.6-1 に示す。

表 1.6-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部 (円筒胴, 鏡板)	延性破壊, 座屈	規格を用いた評価
シール部 (フランジ, ガasket)	変形, 高温劣化	(機器搬入口で代表評価)

表 1.6-2 ハッチの仕様

ハッチの種類	貫通部径	原子炉格納容器 内側への突き出し長さ
機器搬入口	□ mm	□ mm
逃がし安全弁搬出ハッチ	□ mm	□ mm

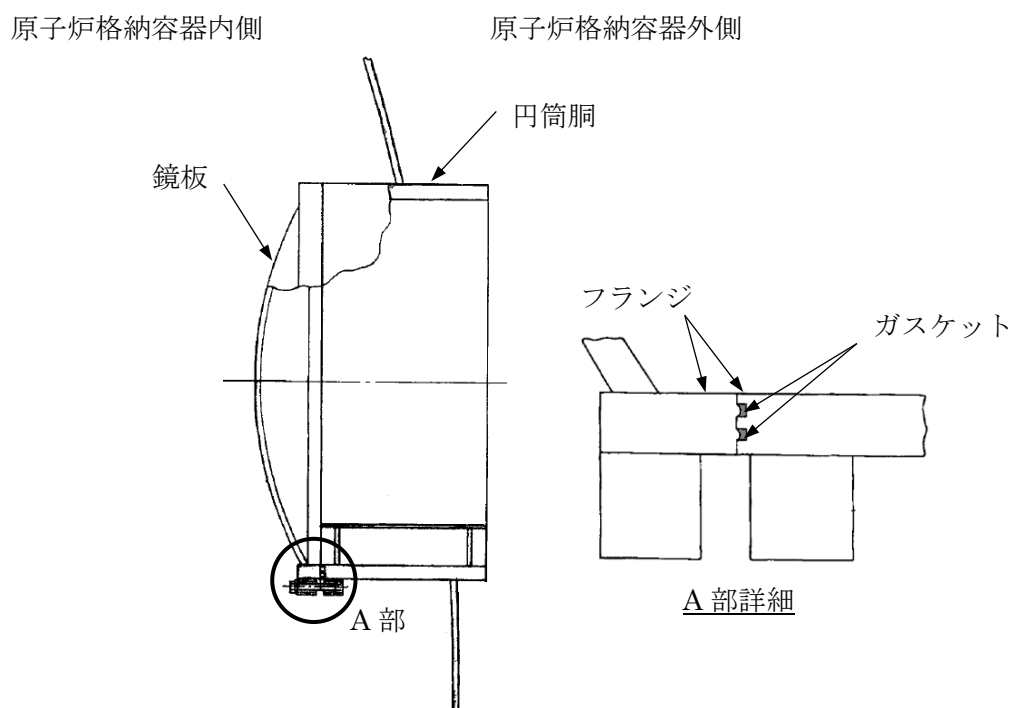


図 1.6-1 逃がし安全弁搬出ハッチの評価対象

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1.6.2 評価

(1) 構造部

a. 規格を用いた評価

円筒胴については、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最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。

鏡板については、機械工学便覧を参照し、外圧を受ける球殻の座屈圧力の算出式を用いて許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。

B 値及び縦弾性係数(E)を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200°C を用いる。

評価結果を以下に示す。

各構造部とも $2Pd$ を上回る。

円筒胴：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)c 項を準用

$$P_e = 4Bt / 3D_o$$

B	付録材料図表による値 (200°C における値を使用)	119.8
t	板厚 (mm)	
D_o	外径 (mm)	
P_e	200°C における許容圧力 (MPa)	5.763
$5.763 \text{ MPa} > 0.853 \text{ MPa} (2Pd)$		

鏡板：SGV480

座屈圧力算定式：機械工学便覧

$$P_{cr} = 16.70E (t / 2R)^{2.5}$$

E	縦弾性係数 (MPa) (200°C における値を使用)	191,000
t	板厚 (mm)	
R	内半径 (mm)	
P_{cr}	座屈圧力 (MPa)	14.865
$14.865 \text{ MPa} > 0.853 \text{ MPa} (2Pd)$		

1.6.3 評価結果

逃がし安全弁搬出ハッチについては、 200°C 、 $2Pd$ 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1.7 制御棒駆動機構搬出ハッチ

1.7.1 評価方針

制御棒駆動機構搬出ハッチは、原子炉格納容器外側に突き出した円筒胴及び鏡板によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。また、フランジ部はボルトにより固定されており、シール部はシール溝が内外二重に配置されており、それぞれにシリコンゴムのガスケットを使用している。

制御棒駆動機構搬出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℃、2 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、繰り返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力が制御棒駆動機構搬出ハッチ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、制御棒駆動機構搬出ハッチの機能喪失要因は、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。

また、シール部については、高温状態で内圧を受け、シール部が変形することによる開口及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が想定される。さらに、シール部の開口が進むとボルトに応力が作用し、破損に至ることが想定される。

このため、200℃、2 Pd での制御棒駆動機構搬出ハッチの健全性確認について、表 1.7-1 に示す評価方法により評価を実施する。シール部のガスケットについては、改良 E P D M による評価を実施する。

制御棒駆動機構搬出ハッチの評価対象を図 1.7-1 に示す。

表 1.7-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部 (円筒胴, 鏡板)	延性破壊	規格を用いた評価
シール部 (フランジ, ガスケット)	変形, 高温劣化	試験結果等を用いた評価

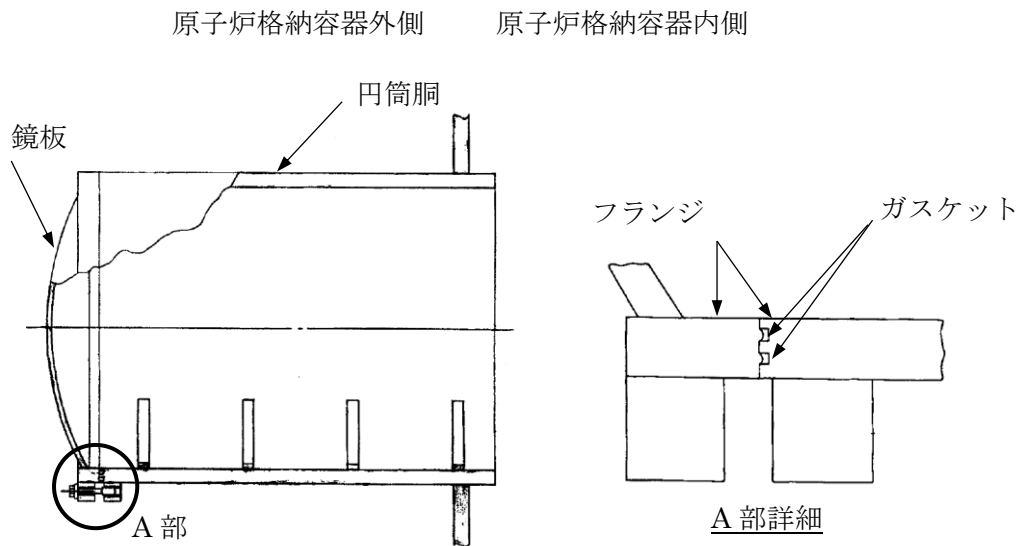


図 1.7-1 制御棒駆動機構搬出ハッチの評価対象

1.7.2 評価

(1) 構造部

a. 規格を用いた評価

円筒胴及び鏡板について、設計・建設規格に定められている円筒胴及び鏡板の内圧に対する必要厚さの算出式を用いて許容圧力を求める。

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、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ(Su 値)に対する割下げ率を P_m (一次一般膜応力強さ) には 1.5 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3Su$ 値以下であれば、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(設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照)。

Su 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200°C を用いる。評価結果を以下に示す。

各構造部とも $2Pd$ を上回る。

円筒胴：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)a項を準用

$$P = 2 S \eta t / (D_i + 1.2 t)$$

S	設計引張強さ (MPa) (200°Cにおける 2/3Su 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	
D_i	胴内径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	28.424
28.424 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

鏡板：SGV480

許容圧力算定式：PVE-3230(2)e項を準用

$$P = 4 S \eta t / (D_i + 0.4 t)$$

S	設計引張強さ (MPa) (200°Cにおける 2/3Su 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	
D_i	胴内径 (mm)	
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	11.195
11.195 MPa > 0.853 MPa (2Pd)		

(2) シール部

a. 試験結果等を用いた評価

(a) 島根2号炉モデルによる解析評価

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、島根2号炉の制御棒駆動機構搬出ハッチをモデル化し、FEMによる解析を実施し、2Pdにおける制御棒駆動機構搬出ハッチの開口量が、許容開口量を下回ることを確認する。

シール材については、改良EPDMを使用することとする。

許容開口量の設定に使用する改良EPDMの圧縮永久ひずみ試験結果を表1.7-2に示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 1.7-2 圧縮永久ひずみ試験^{※1}結果 (改良EPDM)

試験温度	200℃
放射線照射量	□
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168h
ひずみ率 ^{※2}	□ ^{※3}

※1 : JIS K 6262 に従い実施。

※2 : 試料を圧縮し完全に回復した状態が 0%, 全く回復しない状態が 100%。

※3 : □ □ □ の平均値。

許容開口量は、1.3.2(2)a 項のドライウェル主フランジ部の設定の考え方と同様、168h のひずみ率 □ と制御棒駆動機構搬出ハッチフランジ部の定格締付量 □ mm を踏まえ □ mm (= 定格締付量 □ mm × (100% - □)) とする。

解析結果を図 1.7-2 に示す (解析の詳細は、別添 1.7-1 参照)。

2Pd (0.853MPa) における開口量は、内側ガスケット部で約 □ mm, 外側ガスケット部で約 □ mm であり、許容開口量 □ mm を下回る。



図 1.7-2 圧力と開口量の関係 (島根 2 号炉モデル, 200℃)

1.7.3 評価結果

制御棒駆動機構搬出ハッチについては、200℃, 2Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

制御棒駆動機構搬出ハッチの解析について（島根 2 号炉モデル）

1. 概要

制御棒駆動機構搬出ハッチについて、2Pdにおけるフランジ面の開口量が許容開口量を下回ることを確認するため、三次元FEMモデルを用いて弾塑性解析を実施する。

2. 解析

(1) 解析モデル

図 1.7-3(1)に解析モデルを示す。本解析では、フランジの他、圧力作用面である制御棒駆動機構搬出ハッチスリーブ及び鏡板をモデル化する。また、フランジシール部を構成する各種部材（フランジ、ボルト、ナット等）の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため、ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性を考慮してボルト 1/2 ピッチ分（円周の 1/32）をモデル化している。

(2) 荷重条件

0 から発散するまで内圧を加えた。

3. 解析結果

解析結果として 200℃における圧力と開口量の関係を図 1.7-3(2)に示す。

2Pdにおける内側ガスケット部の開口量は約 mm, 外側ガスケット部は約 mm であった。



図 1.7-3(1) 制御棒駆動機構搬出ハッチの解析モデル
(左：全体図 右：フランジ部拡大図)

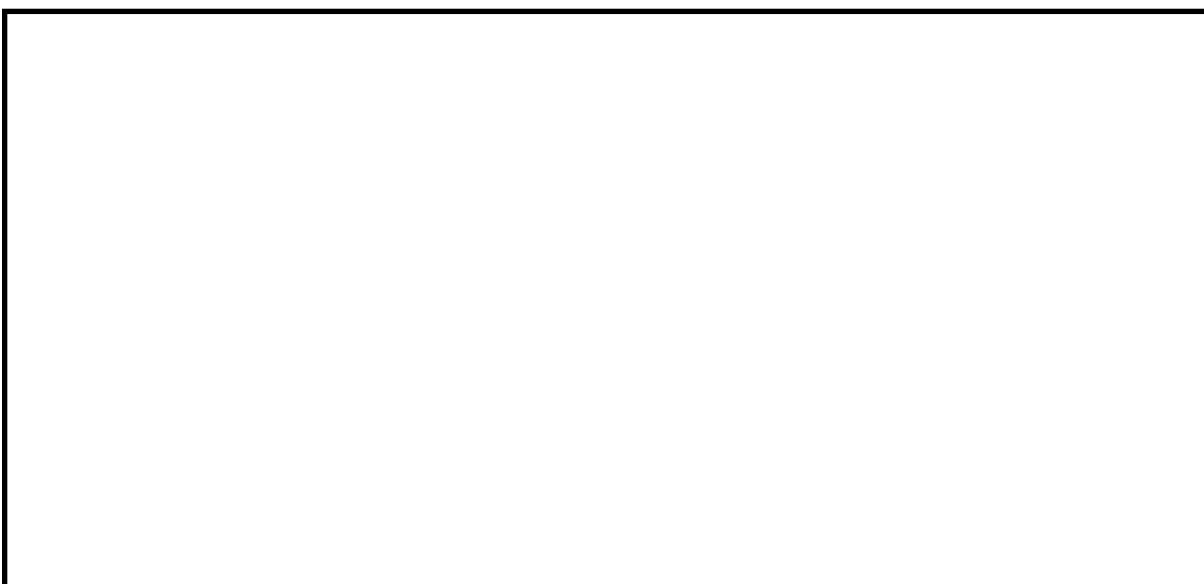


図 1.7-3(2) 圧力と開口量の関係（島根 2 号炉モデル，200℃）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 配管貫通部

2.1 概要

配管貫通部の 200℃， 2Pd 環境下における健全性を確認する。

代表的な配管貫通部の概要図を図 2.1-1 に示す。配管貫通部は，スリーブと平板類（平板，穴あき平板，フランジ，ボルト締め平板及びフルードヘッド），セーフエンド，ベローズとスリーブ等に接続する配管（接続配管）によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。また，フランジ部はボルトにより固定されており，シール部にはシリコンゴムを使用している。上記を踏まえ，本章では以下の構成で健全性を確認する。

2.2 項では，配管貫通部（接続配管）の構造健全性を確認する。

2.3 項では，配管貫通部（スリーブ）の構造健全性を確認する。

2.4 項では，配管貫通部（平板類）の構造健全性，シール部の機能維持を確認する。

2.5 項では，配管貫通部（セーフエンド）の構造健全性を確認する。

2.6 項では，配管貫通部（ベローズ）の構造健全性を確認する。

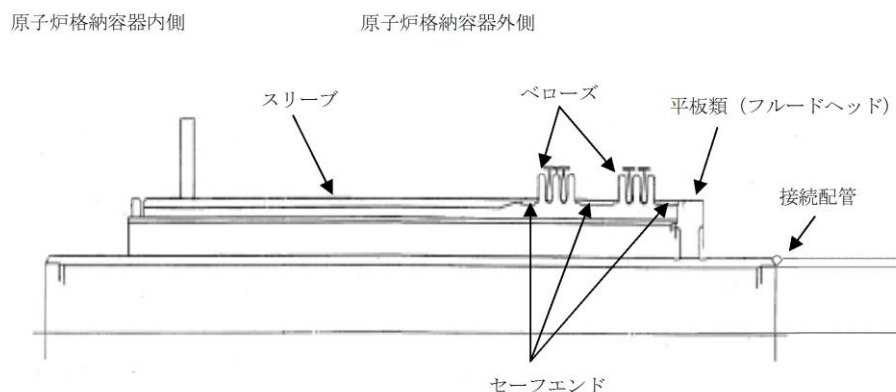


図 2.1-1 配管貫通部概要図

2.2 配管貫通部（接続配管）

2.2.1 評価方針

接続配管は、スリーブ等を介して原子炉格納容器と接続している。

接続配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、圧縮力が接続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。

従って、接続配管の機能喪失要因は、原子炉格納容器の変形により生じる過度な曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。

このため、200℃、2Pd での接続配管の健全性確認について、表 2.2-1 に示す評価方法により評価を実施する。

接続配管は原子炉格納容器貫通部の変位が支持構造物により拘束されることにより、反力及びモーメントが発生し、応力が発生することから、変位による反力及びモーメントが最大となる貫通部 X-81 の接続配管を代表として評価する（別添 2.2-1 参照）。

表 2.2-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部 (接続配管)	延性破壊	規格を用いた評価 (X-81 で代表評価)

2.2.2 評価

(1) 接続配管

a. 規格を用いた評価

貫通部 X-81 に接続する接続配管について、3次元梁モデルを用いた配管解析にて発生応力を算出し、許容値を満足することを確認する。

評価に用いる縦弾性係数及び熱膨張係数は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、200℃における値を用いる。

許容値は、設計・建設規格 PPC-3530 に規定される一次＋二次応力の制限値を満足することを確認する。

当該部に発生する一次＋二次応力が許容値を超えた場合は、設計・建設規格 PPB-3535 に規定される疲労評価により、疲労累積係数が1以下であることを確認する。

(a) 解析条件

解析条件を表 2.2-2 に示す。また、原子炉格納容器貫通部の変位を表 2.2-3 に示す。

表 2.2-2 解析条件

名称	単位	スリーブ	接続配管
材料	—	STS410	SM400C
外径	mm	508.0	609.6
厚さ	mm	26.2	9.5
縦弾性係数	$\times 10^5$ MPa	1.91 ^{※1}	1.91 ^{※1}
熱膨張係数	$\times 10^{-6}$ mm/mm℃	12.09 ^{※1}	12.09 ^{※1}
温度	℃	200	200
圧力	MPa	0.853	0.853

※1：200℃における値

表 2.2-3 原子炉格納容器貫通部の変位

貫通部 番号	温度	変位 (mm)	
		水平 (外向き)	鉛直 (上向き)
X-81	200℃		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(b) 強度計算に使用する記号の定義

管の応力計算に用いる記号について以下に説明する。

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	計算圧力
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 ³	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

(c) 材料の許容応力[設計・建設規格 PPC-3530]

ここでは、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。

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

$$S_n = P \cdot D_0 / 4t + (0.75 \cdot i_1 \cdot M_a + i_2 \cdot M_c) / Z$$

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

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

- ・疲労累積係数[設計・建設規格 PPB-3535]

上記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 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。

(d) 解析結果

解析モデルを図 2.2-1, 解析結果を表 2.2-4 に示す。

貫通部 X-81 に接続する配管は, 200°C, 2Pd において一次+二次応力の許容応力を超えるが, 疲労評価を行った結果, 疲労累積係数が 1 以下であり, 疲労評価の許容値を満足する。

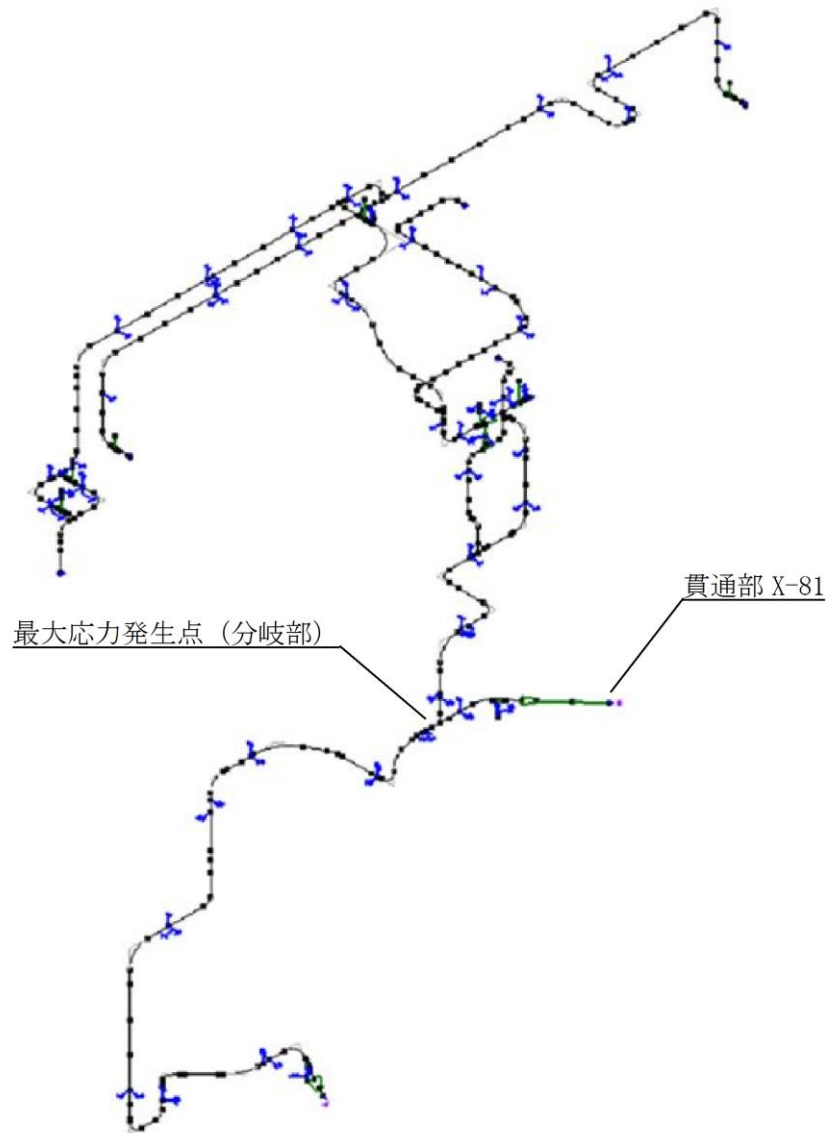


図 2.2-1 解析モデル図 (SGT-R-1)

表 2.2-4 貫通部 X-81 に接続する配管の解析結果 (最大応力発生点)

解析モデル	一次応力評価 (MPa)		一次+二次応力評価 (MPa)		疲労評価
	計算応力	許容応力	計算応力	許容応力	疲労累積係数
SGT-R-1	52	150	591	250	

本資料のうち, 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.2.3 評価結果

接続配管については、200℃、2Pd環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

接続配管（貫通部 X-81）の代表性について

本評価では、接続配管の代表として貫通部 X-81 に接続する配管を選定している。200℃、2Pd の環境下において、配管貫通部は、原子炉格納容器の熱膨張に伴い、変位が発生するが、接続配管は支持構造物により拘束されることから、反力及びモーメントが発生する。このため、以下のように反力及びモーメントが最大となる接続配管を評価部位とした。

1. 配管貫通部の形式

配管貫通部の構造は図 2.2-1(1) に示すとおり、以下の 3 つに区分される。

形式 1：二重管タイプ(ベローズ付)

形式 2：二重管タイプ(ベローズ無)

形式 3：直結タイプ

形式 1 のベローズ付タイプの貫通部は配管の相対変位をベローズで吸収する構造であるため、配管反力及びモーメントは貫通部に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、変位による配管反力及びモーメントが貫通部に作用し、これにより接続配管と貫通部に応力が発生する。このことから、形式 2（二重管タイプ(ベローズ無)）及び形式 3（直結タイプ）の貫通部より評価部位を選定する。

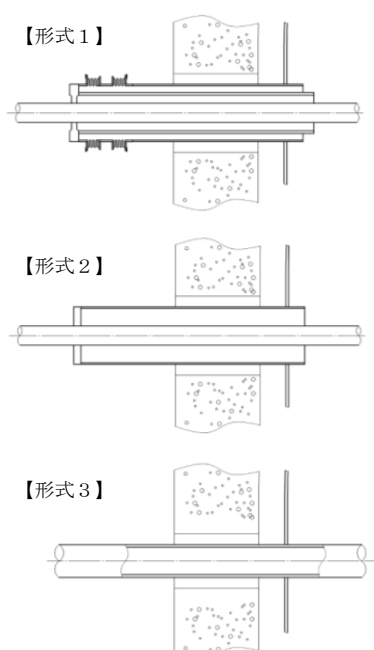


図 2.2-1(1) 配管貫通部の構造

2. 反力及びモーメントの算出

各接続配管について、配管貫通部の変位により発生する反力及びモーメントを以下のようにモデル化して算出する。

配管貫通部に変位が発生すると、接続する配管の第1拘束点で変位が拘束されることにより、貫通部に反力及びモーメントが作用することとなる(図2.2-1(2))。これを図2.2-1(3)のような梁によりモデル化する。

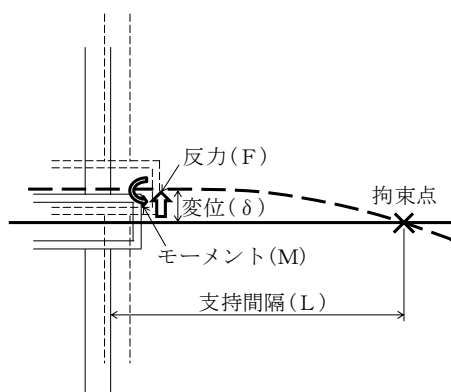


図 2. 2-1(2) 配管貫通部

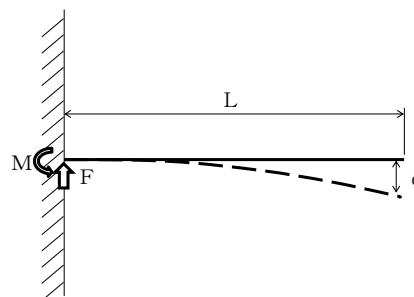


図 2. 2-1(3) 梁によるモデル化

図2.2-1(3)において梁の自由端側に変位 δ を与えた際に発生する反力 F 及びモーメント M は次式のとおりとなる。

$$F = 3 \cdot E \cdot I \cdot \delta / L^3$$

$$M = F \cdot L = 3 \cdot E \cdot I \cdot \delta / L^2$$

E : 縦弾性係数

I : 断面二次モーメント

δ : 貫通部変位 (a 項参照)

L : 支持間隔 (b 項参照)

a. 貫通部変位

貫通部変位 δ は次式のとおりとなる。

$$\delta = \alpha \cdot \varrho \cdot \Delta T$$

α : 熱膨張係数

ϱ : 基準点からの距離

ΔT : 基準温度との温度差

基準点からの距離 ϱ は図2.2-1(4)に示すとおり、鉛直方向基準点からの距離と半径方向基準点からの距離の二乗和平方根により求める。

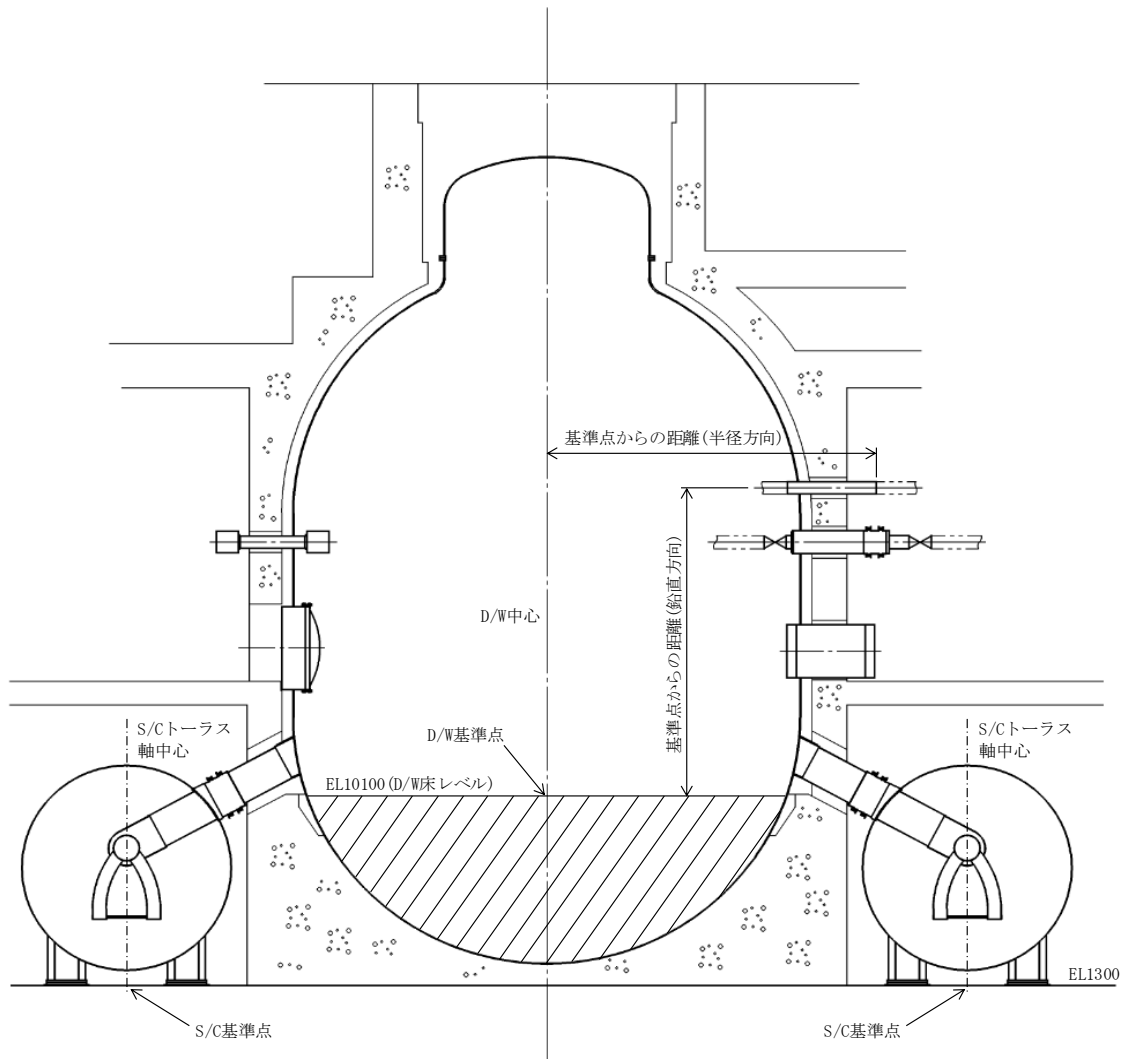


図 2.2-1(4) 貫通部の基準点からの距離

b. 支持間隔

配管貫通部から第1拘束点までの距離を図面にて確認し、これを支持間隔Lとする。

3. 選定結果

前項に基づき、各配管貫通部の接続配管口径、設置レベル、支持間隔等を整理し、貫通部に作用する反力及びモーメントを算出した結果を表 2.2-1(1)に示す。

貫通部 X-81 に作用する反力及びモーメントが最大となることを確認し、当該貫通部を代表として選定している。

表 2.2-1(1) 主要な接続配管の反力及びモーメントの計算結果

貫通部 タイプ	貫通部 番号	用途	基準点 からの 距離	接続配管仕様				支持 間隔	計算値*	
				呼び径	外径	厚さ	縦弾性 係数		反力	モーメント
				ℓ	D	t	E		F	M
			mm	mm	mm	MPa	mm	-	-	
[形式2] 二重管型 (ハース無)	X-60	MUW 補給水	12882.6	100A	114.3	6.0	183000		0.01	0.01
	X-68A	ADS ガス供給 (A)	18646.6	50A	60.5	3.9	183000		0.01	0.01
	X-132	主蒸気流量	15230.6	20A	27.2	3.9	183000		0.02	0.01
	X-136	PLR 系	15981.3	20A	27.2	3.9	183000		0.01	0.01
	X-141B	RCIC 系	15230.6	20A	27.2	3.9	183000		0.04	0.01
[形式3] 直結型	X-30A	PCV スプレイ (D/W)	18508.4	350A	355.6	15.1	191000		0.82	0.56
	X-30B	PCV スプレイ (D/W)	15772.5	350A	355.6	15.1	191000		0.79	0.52
	X-80	D/W 換気 (送気)	11209.0	600A	609.6	9.5	191000		0.34	0.40
	X-81	D/W 換気 (排気) 及び第 1FV	20732.1	600A	609.6	9.5	191000		1.00	1.00
	X-240	S/C 換気 (送気)	9504.0	600A	609.6	9.5	191000		0.45	0.45

※：反力及びモーメントは最大値となる貫通部 X-81 の値との比を示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.3 配管貫通部（スリーブ）

2.3.1 評価方針

スリーブは、原子炉格納容器本体胴を貫通する円筒形の部材で、原子炉格納容器本体胴に溶接固定されている。

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、繰り返し荷重が作用しないこと、内圧を受けるスリーブには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。

従って、スリーブの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊^{*}が想定される。

このため、200℃、2Pd でのスリーブの健全性確認について、表 2.3-1 に示す評価方法により評価を実施する。

スリーブ本体の評価は、内圧による発生応力が大きくなる最大径の貫通部 X-244A～H を代表評価し、その他のスリーブについては、別添 2.3-1 に結果を記載する。また、スリーブ取付部については、前項の接続配管の代表選定理由（別添 2.2-1）同様、貫通部 X-81 のスリーブ取付部を代表として評価する。

スリーブの評価対象を図 2.3-1 に示す。

※事故時に外圧を受ける一部のスリーブについては座屈を想定。

表 2.3-1 評価対象と評価方法

	評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部	スリーブ本体	延性破壊	規格を用いた評価 (X-244A～H で代表評価)
	スリーブ取付部 (スリーブ側, 胴側)	延性破壊	規格を用いた評価 (X-81 で代表評価)

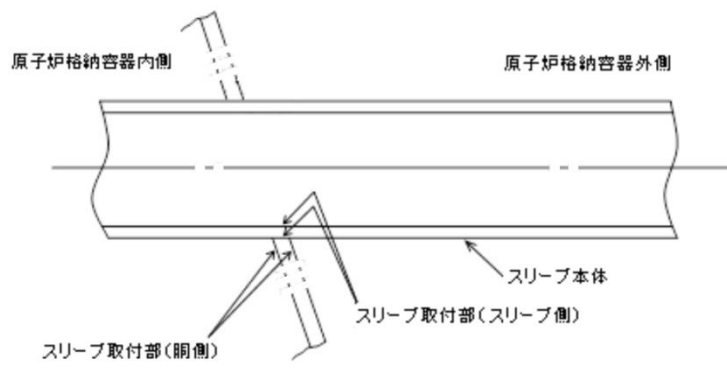


図 2.3-1 スリーブの評価対象

2.3.2 評価

(1) 構造部

a. 規格を用いた評価

(a) スリーブ本体

貫通部 X-244A～H のスリーブ本体については、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最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。

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、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ (S_u 値) に対する割下げ率を P_m (一次一般膜応力強さ) には 1.5 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3S_u$ 値以下であれば、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 (設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照)。

S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200°C を用いる。評価結果を以下に示す。

貫通部 X-244A～H のスリーブ本体は、 $2Pd$ を上回る。

スリーブ (貫通部 X-244A～H) : SGV480

許容圧力算定式 : PVE-3611 を準用

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

S	設計引張強さ (MPa) (200°C における $2/3S_u$ 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	
D_o	管台の外径 (mm)	
P	200°C における許容圧力 (MPa)	2.796
$2.796 \text{ MPa} > 0.853 \text{ MPa} (2Pd)$		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(b) スリーブ取付部

貫通部 X-81 の貫通配管解析の結果で得られた配管反力に基づき、スリーブ取付部について、既工認と同様の評価手法で発生応力を算出し、許容値を満足することを確認する。

発生応力は、熱膨張に伴う配管反力により発生する二次応力として分類されることから、設計・建設規格に示される一次+二次応力の評価方法及び評価基準値に従う。

許容値は、設計・建設規格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A，Bに対する許容値と同じ3S（S値:200℃における値）とする。

7. 貫通部の形状及び主要寸法

貫通部の形状及び主要寸法を図 2.3-2 及び表 2.3-2 に示す。

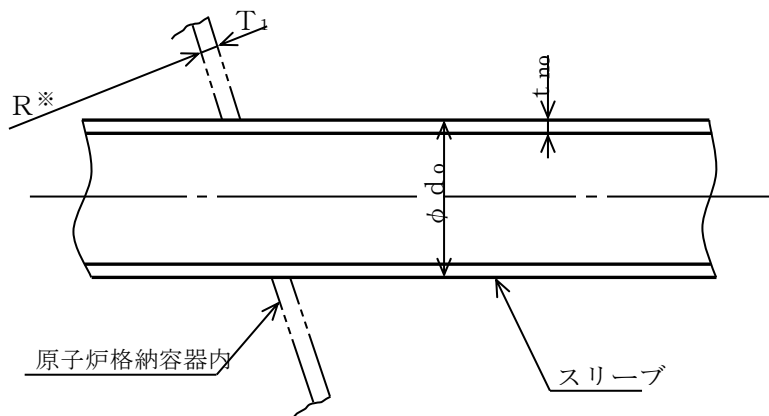


図2.3-2 スリーブの形状

表2.3-2 スリーブの主要寸法（貫通部X-81）
（単位：mm）

貫通部番号	T1	do	t no	R*
X-81				

※：原子炉格納容器中心から原子炉格納容器内側までの距離

イ. 記号の説明

貫通部の応力計算に用いる記号について以下に説明する。

記号	記号の説明	単位
A	断面積	mm ²
d o	直径	mm
MC	水平方向モーメント	N・mm
ML	鉛直方向モーメント	N・mm
P	内圧, 軸方向荷重	kPa, MPa, N
P b	一次曲げ応力	MPa
PL	一次局部膜応力	MPa
Q	二次応力	MPa
R	半径	mm
S	許容引張応力	MPa
T 1	原子炉格納容器胴の厚さ	mm
t no	スリーブの厚さ	mm
Z	断面係数	mm ³
ν	ポアソン比	—
σl	軸方向応力	MPa
σt	円周方向応力	MPa
τ	せん断応力	MPa

ウ. 評価条件

配管解析から得られた取り合い部の反力に基づき設定した評価荷重を表 2.3-3 に、作用方向を図 2.3-3 に示す。材料及び許容応力を表 2.3-4 に示す。

表 2.3-3 評価荷重のまとめ

貫通部 番号	荷重の種類	軸力(N)			モーメント(N・mm)		
		P	M_c	M_L	M_c	M_L	
X-81	死荷重	1.219×10^3	3.822×10^6	3.596×10^6			
	熱荷重	1.317×10^5	1.176×10^8	3.278×10^8			

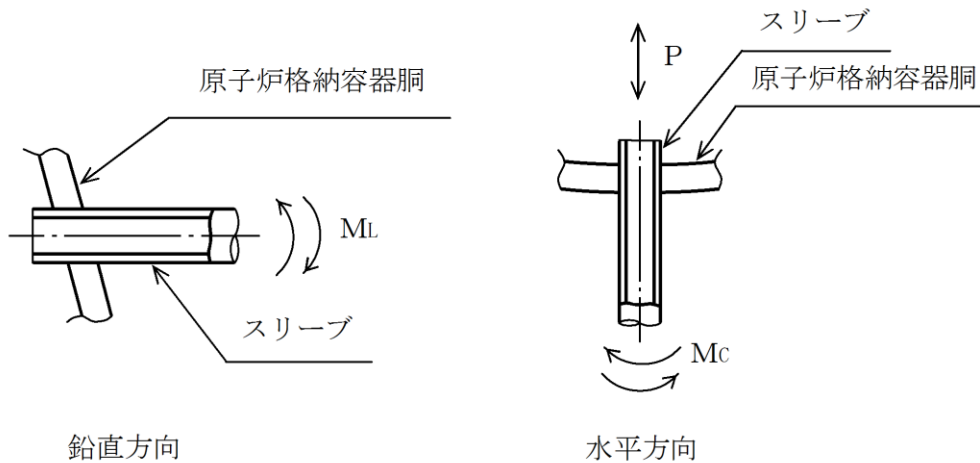


図 2.3-3 荷重の作用方向

表2.3-4 材料の許容応力(単位 : MPa)

部位	材料	一次+二次応力
		$PL + Pb + Q$
スリーブ取付部 (胴側)	SPV490	501 (= 3 S)
スリーブ取付部 (スリーブ側)	STS410	342 (= 3 S)

エ. 応力評価点

応力評価点を表 2.3-5 及び図 2.3-4 に示す。

表 2.3-5 応力評価点

応力評価点番号	応力評価箇所
P 1 - A, B, C	貫通部 X-81 取付部胴側
P 2 - A, B, C	貫通部 X-81 取付部スリーブ側

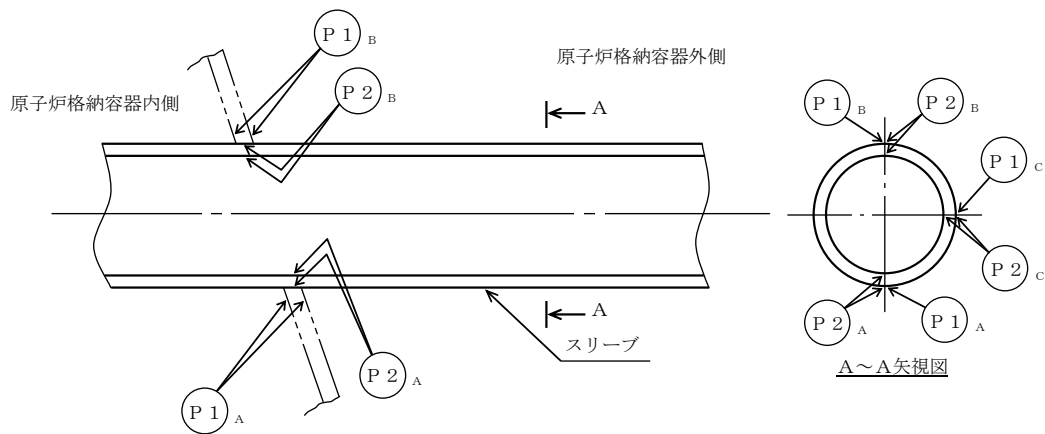


図 2.3-4 貫通部の応力評価点 (○ : 応力評価点)

(ア) 応力評価点 P 1 の応力計算

原子炉格納容器胴に作用する限界圧力(内圧)及び死荷重による応力は、既工認で計算した応力を用い、評価荷重比の割り増しを考慮して算出する。なお、限界圧力(内圧)による一次+二次応力については、既工認で内圧の一次+二次応力の記載が無いため、既工認当時の資料より割り増しを考慮して算出する。

また、貫通部に作用する荷重(配管反力)により貫通部近傍に発生する応力は、図 2.3-5 に示す F E M モデルを用いて計算する。



図 2.3-5 貫通部 X-81 の計算モデル

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(イ) 応力評価点 P 2 の応力計算

原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部(スリーブ側)の各荷重による応力は、以下に示す計算式より求める。

限界圧力(内圧) P による応力

円周方向

$$\sigma_t = \frac{P \cdot (d_o - 2 \cdot t_{no})}{2 \cdot t_{no}}$$

軸方向

$$\sigma_\ell = \frac{P \cdot (d_o - 2 \cdot t_{no})}{4 \cdot t_{no}}$$

死荷重及び熱荷重による応力

軸方向 (荷重 P)

$$\sigma_\ell = \frac{P}{A}$$

ここに、

$$A = \frac{\pi}{4} \cdot \{d_o^2 - (d_o - 2 \cdot t_{no})^2\}$$

モーメント M による応力

$$\sigma_\ell = \frac{M}{Z}$$

ここに、

M : MC 又は ML

$$Z = \frac{\pi}{32} \cdot \frac{\{d_o^4 - (d_o - 2 \cdot t_{no})^4\}}{d_o}$$

ホ. 応力評価

貫通部 X-81 の各荷重による応力を表 2.3-6, 2.3-7 に示す。

また、組み合わせた結果を表 2.3-8 に示す。

表 2.3-8 に示すように、各応力評価点の 200℃, 2Pd における発生応力は、一次+二次応力の許容値を下回る。

表 2.3-6 各荷重による応力

(単位:MPa)

応力評価点 P1-A		一 次 応 力									一 次 + 二 次 応 力					
		P _m			P _L + P _b						P _L + P _b + Q					
		σ _t	σ _ℓ	τ	内 面			外 面			内 面			外 面		
					σ _t	σ _ℓ	τ	σ _t	σ _ℓ	τ	σ _t	σ _ℓ	τ	σ _t	σ _ℓ	τ
1	SA圧力 (内圧: 2Pd)	-	-	-												
2	P C V鉛直荷重 (通常)	-	-	-												
3	鉛直荷重 P	-	-	-												
4	鉛直荷重 Mc	-	-	-												
5	鉛直荷重 ML	-	-	-												
6	熱荷重P	-	-	-												
7	熱荷重Mc	-	-	-												
8	熱荷重ML	-	-	-												

注 : σ_t:円周方向応力, σ_ℓ:軸方向応力, τ:せん断応力 (t - ℓ 方向)

(単位:MPa)

応力評価点 P1-B		一 次 応 力									一 次 + 二 次 応 力					
		P _m			P _L + P _b						P _L + P _b + Q					
		σ _t	σ _ℓ	τ	内 面			外 面			内 面			外 面		
					σ _t	σ _ℓ	τ	σ _t	σ _ℓ	τ	σ _t	σ _ℓ	τ	σ _t	σ _ℓ	τ
1	SA圧力 (内圧: 2Pd)	-	-	-												
2	P C V鉛直荷重 (通常)	-	-	-												
3	鉛直荷重 P	-	-	-												
4	鉛直荷重 Mc	-	-	-												
5	鉛直荷重 ML	-	-	-												
6	熱荷重P	-	-	-												
7	熱荷重Mc	-	-	-												
8	熱荷重ML	-	-	-												

注 : σ_t:円周方向応力, σ_ℓ:軸方向応力, τ:せん断応力 (t - ℓ 方向)

(単位:MPa)

応力評価点 P1-C		一 次 応 力									一 次 + 二 次 応 力					
		P _m			P _L + P _b						P _L + P _b + Q					
		σ _t	σ _ℓ	τ	内 面			外 面			内 面			外 面		
					σ _t	σ _ℓ	τ	σ _t	σ _ℓ	τ	σ _t	σ _ℓ	τ	σ _t	σ _ℓ	τ
1	SA圧力 (内圧: 2Pd)	-	-	-												
2	P C V鉛直荷重 (通常)	-	-	-												
3	鉛直荷重 P	-	-	-												
4	鉛直荷重 Mc	-	-	-												
5	鉛直荷重 ML	-	-	-												
6	熱荷重P	-	-	-												
7	熱荷重Mc	-	-	-												
8	熱荷重ML	-	-	-												

注 : σ_t:円周方向応力, σ_ℓ:軸方向応力, τ:せん断応力 (t - ℓ 方向)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 2.3-7 各荷重による応力

応力評価点 P2-A (単位:MPa)

荷重	一次応力									一次+二次応力																			
	P _a			P _L + P _b						P _L + P _b + Q																			
	σ _t	σ _ℓ	τ	内面			外面			内面			外面																
				σ _t	σ _ℓ	τ	σ _t	σ _ℓ	τ	σ _t	σ _ℓ	τ	σ _t	σ _ℓ	τ														
1 SAE力 (内圧: 2Pd)																													
2 鉛直荷重 P																													
3 鉛直荷重 Mc																													
4 鉛直荷重 Mℓ																													
5 熱荷重 P																-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
6 熱荷重 Mc																-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
7 熱荷重 Mℓ																-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

注 : σ_t:円周方向応力, σ_ℓ:軸方向応力, τ:せん断応力 (t-ℓ方向)

応力評価点 P2-B (単位:MPa)

荷重	一次応力									一次+二次応力																			
	P _a			P _L + P _b						P _L + P _b + Q																			
	σ _t	σ _ℓ	τ	内面			外面			内面			外面																
				σ _t	σ _ℓ	τ	σ _t	σ _ℓ	τ	σ _t	σ _ℓ	τ	σ _t	σ _ℓ	τ														
1 SAE力 (内圧: 2Pd)																													
2 鉛直荷重 P																													
3 鉛直荷重 Mc																													
4 鉛直荷重 Mℓ																													
5 熱荷重 P																-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
6 熱荷重 Mc																-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
7 熱荷重 Mℓ																-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

注 : σ_t:円周方向応力, σ_ℓ:軸方向応力, τ:せん断応力 (t-ℓ方向)

応力評価点 P2-C (単位:MPa)

荷重	一次応力									一次+二次応力																			
	P _a			P _L + P _b						P _L + P _b + Q																			
	σ _t	σ _ℓ	τ	内面			外面			内面			外面																
				σ _t	σ _ℓ	τ	σ _t	σ _ℓ	τ	σ _t	σ _ℓ	τ	σ _t	σ _ℓ	τ														
1 SAE力 (内圧: 2Pd)																													
2 鉛直荷重 P																													
3 鉛直荷重 Mc																													
4 鉛直荷重 Mℓ																													
5 熱荷重 P																-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
6 熱荷重 Mc																-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
7 熱荷重 Mℓ																-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

注 : σ_t:円周方向応力, σ_ℓ:軸方向応力, τ:せん断応力 (t-ℓ方向)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 2.3-8 応力評価結果（単位：MPa）

貫通部 番号	荷重の組 み合わせ	応力分類	応力評価点	発生 応力	許容 応力
X-81	死荷重＋ 内圧＋熱	一次＋二次 応力	P 1－A	347	501
			P 1－B	366	
			P 1－C	294	
			P 2－A	82	342
			P 2－B	74	
			P 2－C	35	

2.3.3 評価結果

スリーブについては、200℃、2Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

スリーブの構造健全性評価

スリーブは、原子炉格納容器内に開口しており事故時に内面に圧力を受けるスリーブと原子炉格納容器内突出し部が閉止しており事故時に外面に圧力を受けるスリーブに分類される。また、スリーブの種類は、外径と板厚により分類される。既工認では、圧力を受ける面ごとに外径と板厚の組み合わせに分類し、最高使用圧力に基づく必要最小板厚を計算していることから、本評価においても分類ごとに許容圧力を求める。

なお、スリーブの評価のうち、既工認の評価で最高使用圧力が $2Pd$ 以上で評価を行っているものについては、以下の理由により評価対象外としている。

- ・既工認における許容引張応力（S 値）が、本評価における許容値（ $2/3Su$ 値）より小さく保守的な設定であること。
- ・最高使用温度（ 171°C ）と限界温度（ 200°C ）において材料物性に大きな差がないこと。

1. 事故時に内圧を受けるスリーブ
 評価結果を表 2.3-1(1)に示す。

表 2.3-1(1) 評価結果

外径 [mm]	板厚 [mm]	材料	設計引張強さ※ [MPa]	許容圧力 [MPa]
		SUS316LTP	271	87.782
		SUS304TP	268	86.810
		SUS316LTP	271	80.230
		SUS304TP	268	79.342
		STS410	269	79.638
		STS410	269	61.630
		STS410	269	52.745
		STS410	269	26.415
		STS410	269	33.505
		STS410	269	33.145
		STS410	269	31.818
		STS410	269	12.035
		STS410	269	25.987
		STS410	269	8.942
		STS410	269	9.015
		SGV480	281	7.743
		SGV480	281	22.845
		SGV480	281	20.605
		SGV480	281	20.473
		SGV480	281	16.874
SGV480	281	2.796		

注：継手効率 η は、既工認同様 $\eta = 1$ とする。

※：200℃における $2/3S_u$ 値を使用。

2. 事故時に外圧を受けるスリーブ

外面に圧力を受けるスリーブの必要厚さは、設計・建設規格 PVE-3612 を用いる。当該規定に示す通り、管台の厚さと管台の外径を基に、図 PVE-3612-1 から外面に受けることのできる最大の圧力を算出する。

上述に従い算出した許容圧力の算出結果を表 2.3-1(2) に示す。

表 2.3-1(2) 評価結果

外径 [mm]	板厚 [mm]	板厚／外径 [-]	材質	許容引張応力 [MPa]	許容圧力 [MPa]
		0.08	SUS304TP	123	9.603
		0.16	SUS304TP	123	20.789
		0.13	SUS304TP	123	16.562
		0.06	STS410	114	5.116

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.4 配管貫通部（平板類）

2.4.1 評価方針

平板類のうち、平板、穴あき平板、フランジ、フルードヘッドは、スリーブ又はセーフエンドに溶接固定されている。また、フランジ部はボルトにより固定されており、シール部にはシリコンゴムのガスケットを使用している。

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

従って、平板類の機能喪失要因は、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。

また、シール部については、高温状態で内圧を受け、フランジ部が変形することによる開口及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が想定される。さらに、シール部の開口が進むとボルトに引張応力が作用し、ボルト破損に至ることが想定される。

このため、200℃、2Pd での平板類の健全性確認について、表 2.4-1 に示す評価方法により評価を実施する。シール部については、改良 EPDM による評価を実施する。

平板類は、内圧による発生応力が大きくなる最大径の貫通部 X-7A, B を代表評価し、その他の平板類については別添 2.4-1 に結果を記載する。

平板類（X-7A, B）の評価対象を図 2.4-1 に示す。

表 2.4-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部 (ボルト締め平板, ボルト, フランジ)	延性破壊	規格を用いた評価 (X-7A, B で代表評価)
シール部 (フランジ, ガスケット)	変形, 高温劣化	規格を用いた評価 (X-7A, B で代表評価)

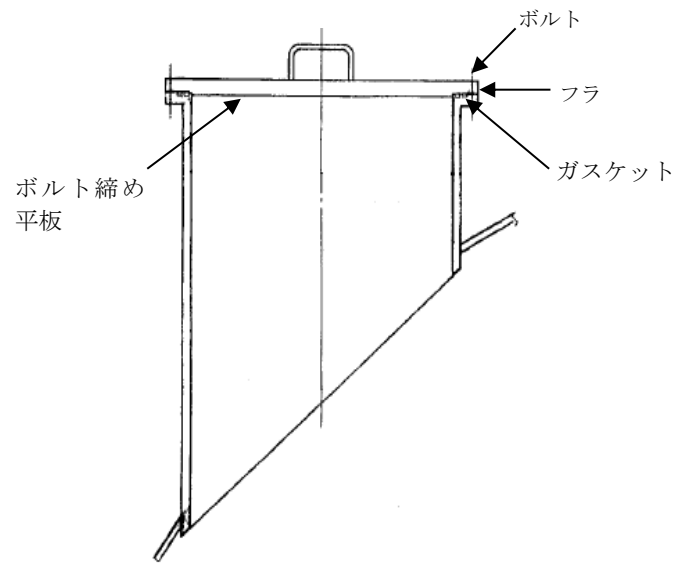


図 2.4-1 平板類 (X-7A, B) の評価対象

2.4.2 評価

(1) 構造部

a. 規格を用いた評価（ボルト締め平板）

貫通部 X-7A, B のボルト締め平板について、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最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2Pd$ を上回ることを確認する。

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、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ (S_u 値) に対する割下げ率を P_m (一次一般膜応力強さ) には 1.5 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3S_u$ 値以下であれば、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 (設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照)。

S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200°C を用いる。評価結果を以下に示す。

貫通部 X-7A, B のボルト締め平板の許容圧力は、 $2Pd$ を上回る。

ボルト締め平板 (貫通部 X-7A, B) : SGV480

許容圧力算定式 : PVE-3410 を準用

$$P = S / K \times (t / d)^2$$

S	設計引張強さ (MPa) (200°C における $2/3S_u$ 値を使用)	281
K	係数	0.30
t	呼び厚さ (mm)	
d	平板の径 (mm)	
P	200°C における許容圧力 (MPa)	1.697
1.697 MPa > 0.853 MPa ($2Pd$)		

b. 規格を用いた評価（ボルト，フランジ）

貫通部 X-7A, B のフランジ部について，既工認と同様の評価手法である設計・建設規格 PVE-3700 に準拠し，JIS B 8265「圧力容器の構造—一般事項」に基づいて 2Pd におけるボルト荷重を算出し，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する。また，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，圧力の評価であることを踏まえ，設計引張強さ (Su 値) に対する割下げ率を 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 として評価を行う。すなわち，部材に発生する応力 Pm が 2/3Su 値，PL+Pb が Su 値以下であれば，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（設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照）。

Su 値を算出する際の温度は，限界温度として設定した 200℃を用いる。

評価条件を表 2.4-2 に示す。貫通部 X-7A, B のフランジ主要寸法を図 2.4-2 に示す。

ボルトの評価結果を表 2.4-3，フランジの評価結果を表 2.4-4 に示す。貫通部 X-7A, B のボルトに発生する荷重に対し十分なボルト断面積を有する。また，フランジ部に発生する応力は許容応力を下回る。

表 2.4-2 評価条件（貫通部 X-7A, B）

項目	仕様及び値
評価圧力	0.853MPa
評価温度	200℃
フランジ材質	SGV480
フランジ内径	
フランジ板厚(最小厚さ)	
ボルト呼び径	
ボルト本数	

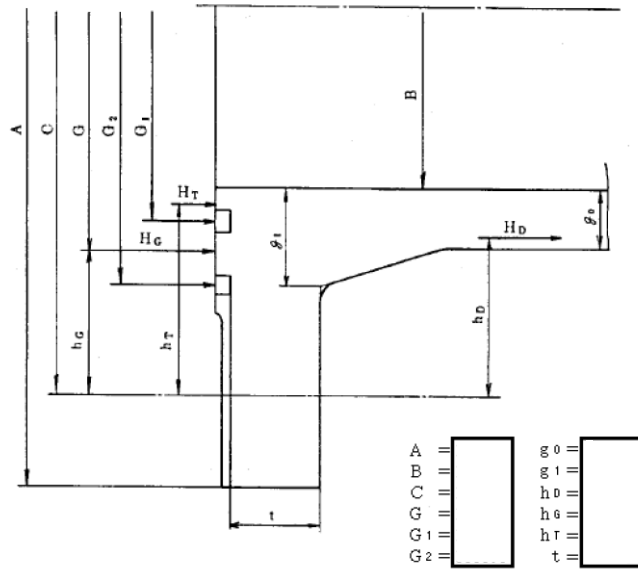


図 2.4-2 フランジの主要寸法（貫通部 X-7A, B）（単位：mm）

表 2.4-3 ボルト評価結果（貫通部 X-7A, B）（単位：mm²）

荷重	必要総有効断面積 A_m	総有効断面積 A_b
2 Pd	5.255×10^3	9.470×10^3

表 2.4-4 応力評価結果（貫通部 X-7A, B）（単位：MPa）

荷重	応力			許容応力	
	項目	計算式	値		
2 Pd	ハブの軸方向応力	σ_H	82	422	
	フランジの半径方向応力	σ_R	106	281	
	フランジの周方向応力	σ_T	13	281	
	組合せ応力		$\frac{\sigma_H + \sigma_R}{2}$	94	281
			$\frac{\sigma_H + \sigma_T}{2}$	48	281

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) シール部

a. 規格を用いた評価

貫通部 X-7A, B のフランジ部について、文献の理論式を用いて 2Pd における開口量を求め、許容開口量を下回ることを確認する。

シール材については、改良 E P D M を使用することとする。

許容開口量の設定に使用する改良 E P D M の圧縮永久ひずみ試験結果を表 2.4-5 に示す。

表 2.4-5 圧縮永久ひずみ試験^{※1}結果 (改良 E P D M)

試験温度	200℃
放射線照射量	□
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168h
ひずみ率 ^{※2}	□ ^{※3}

※1 : JIS K 6262 に従い実施。

※2 : 試料を圧縮し完全に回復した状態が 0%, 全く回復しない状態が 100%。

※3 : □ □ □ の平均値。

許容開口量は、1.3.2(2)a 項のドライウェル主フランジ部の設定の考え方と同様、168h のひずみ率 □ と貫通部 X-7A, B のフランジ部の定格締付量 □ mm を踏まえ □ mm (= 定格締付量 □ mm × (100% - □)) とする。

図 2.4-3 に示すモデルを用いた開口量の評価結果を表 2.4-6 に示す。

2Pd における開口量は □ mm であり、許容開口量 □ mm を下回る。

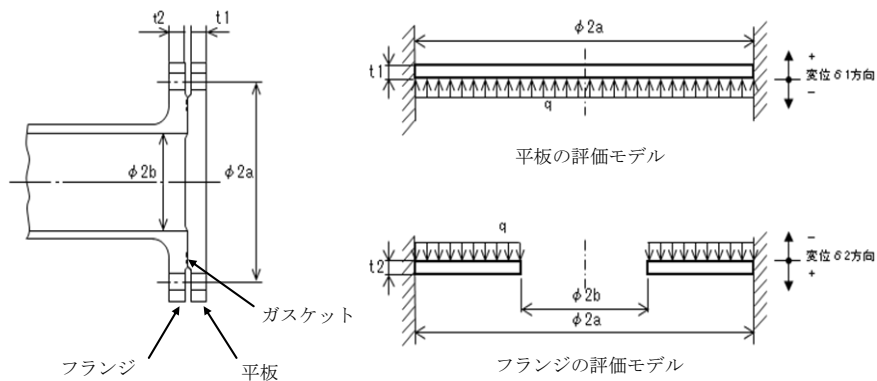


図 2.4-3 評価モデル

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 2.4-6 フランジ部開口量評価結果 (貫通部 X-7A, B)

a	ボルトピッチ円半径	
b	フランジ内半径	
D_1	$= \frac{Et_1^3}{12(1-\nu^2)} \quad \text{※1}$	
D_2	$= \frac{Et_2^3}{12(1-\nu^2)} \quad \text{※1}$	
E	縦弾性係数	191000 MPa
K_{yb}	b/a から定まる係数 ※1	-1.373×10^{-4}
q	評価圧力	0.853 MPa
t_1	閉止板板厚	
t_2	フランジ部板厚	
ν	ポアソン比	0.3
δ_1	$= \frac{qa^4}{64D_1} \quad \text{※1, ※2}$	
δ_2	$= \frac{-K_{yb} \cdot qa^4}{D_2} \quad \text{※1, ※2}$	
$\delta_1 + \delta_2$	開口量合計	
δ_{ac}	許容開口量	

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

※2 : 保守的に、はりの最大変位量をシール部の変位量とみなす

2.4.3 評価結果

平板類については、200°C、2Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

平板類の構造健全性評価

1. 平板, 穴あき平板, ボルト締め平板及びフルードヘッド

平板, 穴あき平板, ボルト締め平板及びフルードヘッドは, 貫通部 X-7A, B の評価と同様の算定式にて評価する。評価結果を表 2.4-1(1)~2.4-1(4)に示す。

表 2.4-1(1) 評価結果 (平板)

貫通部 番号	平板の径 または 最小内のり [mm]	板厚 [mm]	材質	設計引張 強さ* [MPa]	係数	許容 圧力 [MPa]
X-90A, B, X-92			SGV480	281	0.33	4.887
X-91			SGV480	281	0.33	2.015
X-106, 110, 111			SGV480	281	0.33	3.474
X-162A, B			SGV480	281	0.33	11.238
X-250, 251, 253, 254, 255, 256			SGV480	281	0.33	6.120
X-505A, B, C, D			SPV490	363	0.50	3.876

※：200℃における 2/3Su 値を使用。

表 2.4-1(2) 評価結果 (穴あき平板)

貫通部 番号	ガスケット 平均径 [mm]	板厚 [mm]	材質	設計引張 強さ* [MPa]	係数	許容 圧力 [MPa]
ドライウェル計装 用スリーブ平板			SUS304	268	0.33	5.619
			SUS304	268	0.33	27.598

※：200℃における 2/3Su 値を使用。

表 2.4-1(3) 評価結果 (ボルト締め平板)

貫通部 番号	ガスケット 平均径 [mm]	板厚 [mm]	材質	設計引張 強さ* [MPa]	係数	許容 圧力 [MPa]
X-7A, B			SGV480	281	0.30	1.697
X-107			SGV480	281	1.33	2.101

※：200℃における 2/3Su 値を使用。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 2.4-1(4) 評価結果 (フルードヘッド)

貫通部 番号	平板の径 または 最小内のり [mm]	板厚 [mm]	材質	設計引張 強さ* [MPa]	係数	許容 圧力 [MPa]
X-10A, B, C, D			SFVC2B	292	0.33	8.044
X-11			SFVC2B	292	0.33	15.269
X-12A, B			SFVC2B	292	0.33	12.374
X-13A, B			SUSF304	248	0.33	29.585
X-22			SUSF304	248	0.33	10.533
X-31A, B, C			SFVC2B	292	0.33	10.506
X-32A, B			SFVC2B	292	0.33	10.506
X-33			SFVC2B	292	0.33	12.374
X-34			SFVC2B	292	0.33	10.506
X-35			SFVC2B	292	0.33	10.506
X-38			SFVC2B	292	0.33	13.267
X-39			SFVC2B	292	0.33	13.267
X-50			SUSF304	248	0.33	8.923
X-60			SUSF304	248	0.33	12.968
X-67			SUSF304	248	0.33	12.968
X-68A, B, C			SUSF304	248	0.33	12.968
X-83			SFVC2B	292	0.33	12.402
X-84			SFVC2B	292	0.33	12.402

※：200℃における 2/3Su 値を使用。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. ボルト，フランジ

評価結果を表 2. 4-1 (5)～2. 4-1 (7) に示す。

表 2. 4-1 (5) ボルト評価結果 (単位 : mm²)

	X-7A, B	X-23A～E	X-107
必要総有効断面積 A_m	5.255×10^3	1.177×10^1	1.011×10^2
総有効断面積 A_b	9.470×10^3	3.209×10^2	6.417×10^2

表 2. 4-1 (6) 応力評価結果 (単位 : MPa)

応力	記号	X-7A, B		X-23A～E		X-107	
		発生値	許容値	発生値	許容値	発生値	許容値
ハブの 軸方向応力	σ_H	82	422	51	422	132	422
フランジの 半径方向応力	σ_R	106	281	69	281	71	281
フランジの 周方向応力	σ_T	13	281	36	281	39	281
組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_R}{2}$	94	281	60	281	102	281
組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_T}{2}$	48	281	44	281	86	281

表 2. 4-1 (7) フランジ部開口量評価結果 (単位 : mm)

貫通部番号	X-7A, B	X-23A～E	X-107
開口量			
許容開口量			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.5 配管貫通部（セーフエンド）

2.5.1 評価方針

セーフエンドは、ベローズ付貫通部に用いられる短管で、スリーブ及びベローズ等に溶接固定されている。

セーフエン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、圧縮力がセーフエン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。

従って、セーフエンドの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

このため、200℃、2Pd でのセーフエンドの健全性確認について、表 2.5-1 に示す評価方法により評価を実施する。

セーフエンドは、内圧による発生応力が大きくなる最大径の貫通部 X-10A～D を代表評価し、その他のセーフエンドについては別添 2.5-1 に結果を記載する。

セーフエンドの評価対象を図 2.5-1 に示す。

表 2.5-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	規格評価
構造部 (セーフエンド)	延性破壊	規格を用いた評価 (X-10A～D で代表評価)

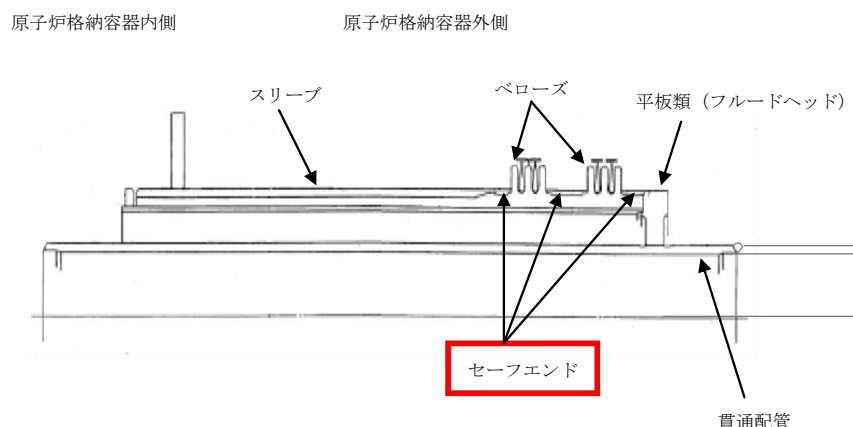


図 2.5-1 セーフエンドの評価対象

2.5.2 評価

(1) 構造部

a. 規格を用いた評価

貫通部 X-10A～D のセーフエンドについて、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最小板厚の式を用い許容圧力を求め、 $2 Pd$ を上回ることを確認する。

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圧力・限界温度の評価であることを踏まえ、設計引張強さ (S_u 値) に対する割下げ率を P_m (一次一般膜応力強さ) には 1.5 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3 S_u$ 値以下であれば、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 (設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照)。

S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200°C を用いる。評価結果を以下に示す。

貫通部 X-10A～D のセーフエンドの許容圧力は、 $2 Pd$ を上回る。

セーフエンド (貫通部 X-10A～D) : SGV480

許容圧力算定式 : PVE-3230 (2) a 項を準用

$$P = 2 S \eta t / (D_i + 1.2 t)$$

S	設計引張強さ (MPa) (200°C における $2/3 S_u$ 値を使用)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	呼び厚さ (mm)	
D_i	胴内径 (mm)	
P	200°C における許容圧力 (MPa)	4.773
$4.773 \text{ MPa} > 0.853 \text{ MPa} (2 Pd)$		

2.5.3 評価結果

セーフエンドについては、 200°C 、 $2 Pd$ 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

セーフエンドの構造健全性評価

セーフエンドの評価結果を表 2.5-1(1)に示す。

表 2.5-1(1) 評価結果 (セーフエンド)

貫通部 番号	内径 [mm]	板厚 [mm]	材質	設計引張 強さ※ [MPa]	許容 圧力 [MPa]
X-10A~D			SGV480	281	4.773
X-11			STS410	269	12.035
X-12A, B			SGV480	281	5.906
X-13A, B			STS410	269	23.596
X-22			STS410	269	14.385
X-31A~C			SGV480	281	7.743
X-32A, B			SGV480	281	7.743
X-33			SGV480	281	5.906
X-34			SGV480	281	7.743
X-35			SGV480	281	7.743
X-38			STS410	269	9.668
X-39			STS410	269	9.668
X-50			SGV480	281	7.743
X-60			STS410	269	12.035
X-67			STS410	269	12.035
X-68A~C			STS410	269	12.035
X-83			STS410	269	14.385
X-84			STS410	269	14.385

注：継手効率は、既工認同様 $\eta = 1$ とする。

※：200℃における $2/3S_u$ 値を使用。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.6 配管貫通部（ベローズ）

2.6.1 評価方針

ベローズは、配管貫通部に用いられる伸縮継手で、セーフエンドに溶接固定されている。

ベローズ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°C、2 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。

従って、ベローズの機能喪失要因は、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、200°C、2 Pd でのベローズの健全性確認について、表 2.6-1 に示す評価方法により評価を実施する。既工認で通常運転時の疲労累積係数が最も大きい貫通部 X-10A～D のベローズを代表として評価し、その他のベローズについては別添 2.6-1 に結果を記載する。

ベローズの評価対象を図 2.6-1 に示す。

表 2.6-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	規格評価
構造部 (ベローズ)	疲労破壊	規格を用いた評価 (X-10A～D で代表評価)

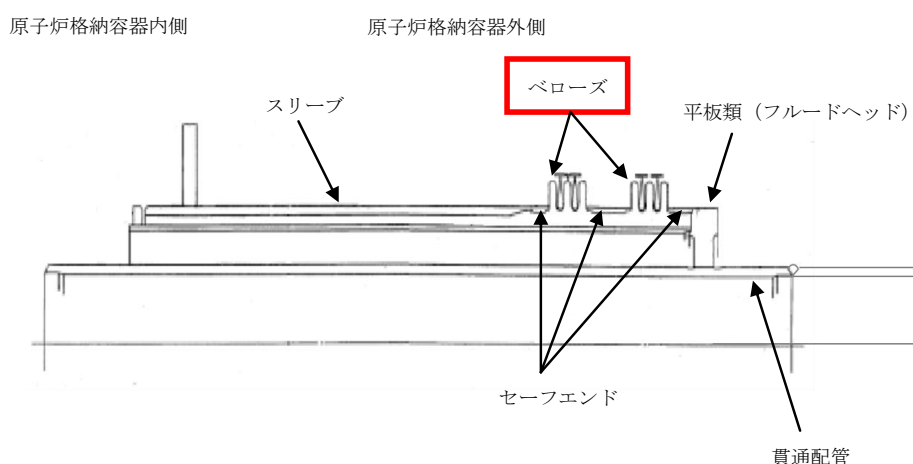


図 2.6-1 ベローズの評価対象

2.6.2 評価

(1) 構造部

a. 規格を用いた評価

貫通部 X-10A～D のベローズについて、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算出し、疲労累積係数が 1 以下であることを確認する。重大事故時の繰り返し回数は 1 回とする。また、重大事故時のベローズの全伸縮量は、設計状態 (171°C, 1Pd) の変位量に対し、温度、圧力変位を 200°C, 2Pd 相当に割増した値とする。

縦弾性係数(E)を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200°C を用いる。

評価結果を以下に示す。

疲労累積係数は 1 以下である。

ベローズ (貫通部 X-10A～D) : SUS304

疲労評価算定式 : PVE-3810 に準拠

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

$$\sigma = 1.5 E t \delta / (n \sqrt{(b h^3)}) + P h / t c$$

E	200°Cにおける縦弾性係数 (MPa)	183,000
t	ベローズの板厚 (mm)	
δ	全伸縮量 (mm) (既工認設計状態 <input type="text"/> mm に対し、温度、圧力変位を 200°C, 2Pd 相当に割増した値 ^{*1,*2} , 地震変位を 2 倍にした値)	
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 1 / 2 (mm)	
h	ベローズの波の高さ (mm)	
P	限界圧力 (MPa)	0.853
c	ベローズの層数	
σ	ベローズに生じる応力 (MPa)	
N _{S3}	許容繰り返し回数 (回)	
N ₃	設計繰り返し回数 (回)	
N ₁ / N _{S1} + N ₂ / N _{S2}	既工認における疲労累積係数	
N ₃ / N _{S3}	重大事故時の疲労係数	
Σ N _i / N _{Si} (i=1~3)	疲労累積係数	<input type="text"/> < 1

※ 1 : 圧力変位は限界圧力 2Pd と最高使用圧力 1Pd との比で 2 倍とする。

※ 2 : 温度変位は基準温度 10°C に対する限界温度 200°C と最高使用温度 171°C の温度差の比に、200°C と 171°C における線膨張係数の比を乗じた値。

$$(200^\circ\text{C} - 10^\circ\text{C}) / (171^\circ\text{C} - 10^\circ\text{C}) \times 1.03 \doteq 1.3$$

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.6.3 評価結果

ベローズについては、200℃、2Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

ベローズの構造健全性評価

評価結果を表 2.6-1(1)に示す。

表 2.6-1(1) 評価結果

貫通部番号	疲労累積係数	許容値
X-10A～D		1
X-11		
X-12A, B		
X-31A～C		
X-32A, B		
X-33		
X-34		
X-35		
X-38		
X-39		
X-50		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. 電気配線貫通部

3.1 概要

電気配線貫通部の 200℃， 2Pd 環境下における健全性を確認する。

電気配線貫通部は，構造上，高圧用と低圧用の 2 種類に大別される。高圧用電気配線貫通部の構造図を図 3.1-1，低圧用電気配線貫通部の構造図を図 3.1-2 に示す。

高圧用電気配線貫通部は，モジュールがヘッドに溶接されており，モジュール内に封入された EP ゴム，スリーブ及びアダプタにより気密性を維持する構造となっている。

低圧用電気配線貫通部は，ヘッドとモジュール固定部の Oリング（EP ゴム），モジュール内に封入されたエポキシ樹脂，スリーブ及びアダプタにより気密性を維持する構造となっている。

上記を踏まえ，本章では以下の構成で健全性を確認する。

スリーブについては，2.3 項の配管貫通部（スリーブ）の評価において評価している。

3.2 項では，電気配線貫通部（アダプタ）の構造健全性を確認する。

3.3 項では，電気配線貫通部（ヘッド）の構造健全性を確認する。

3.4 項では，電気配線貫通部（モジュール）のシール部の機能維持を確認する。

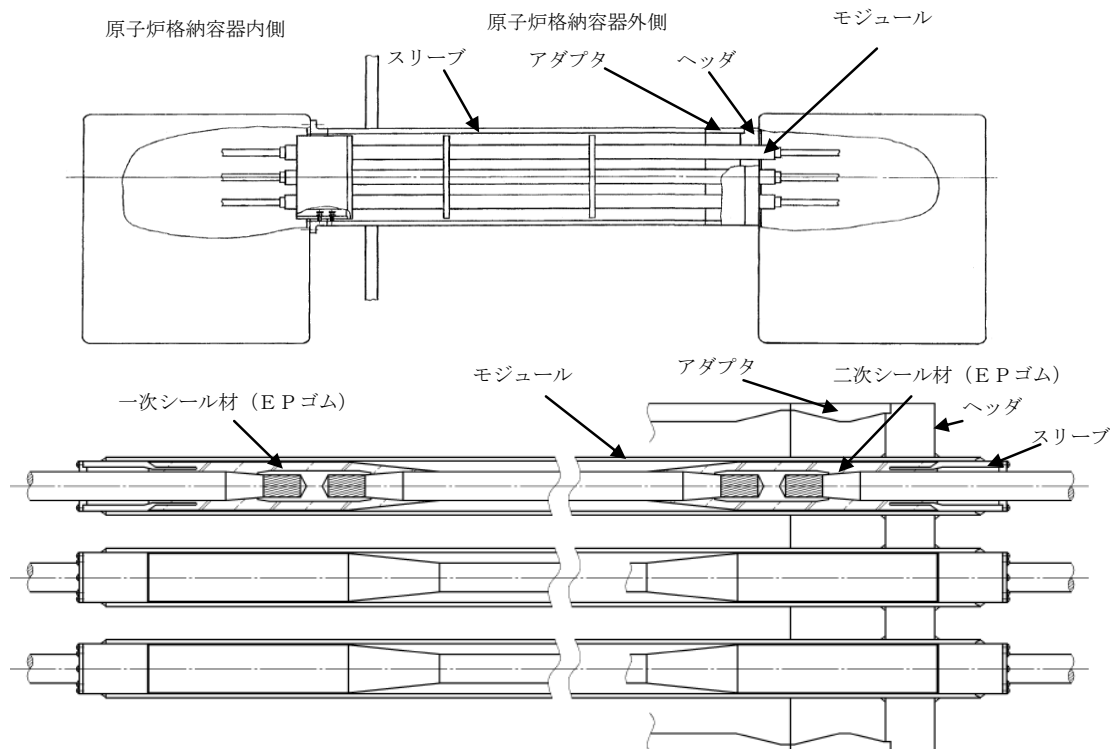


図 3.1-1 高圧用電気配線貫通部構造図

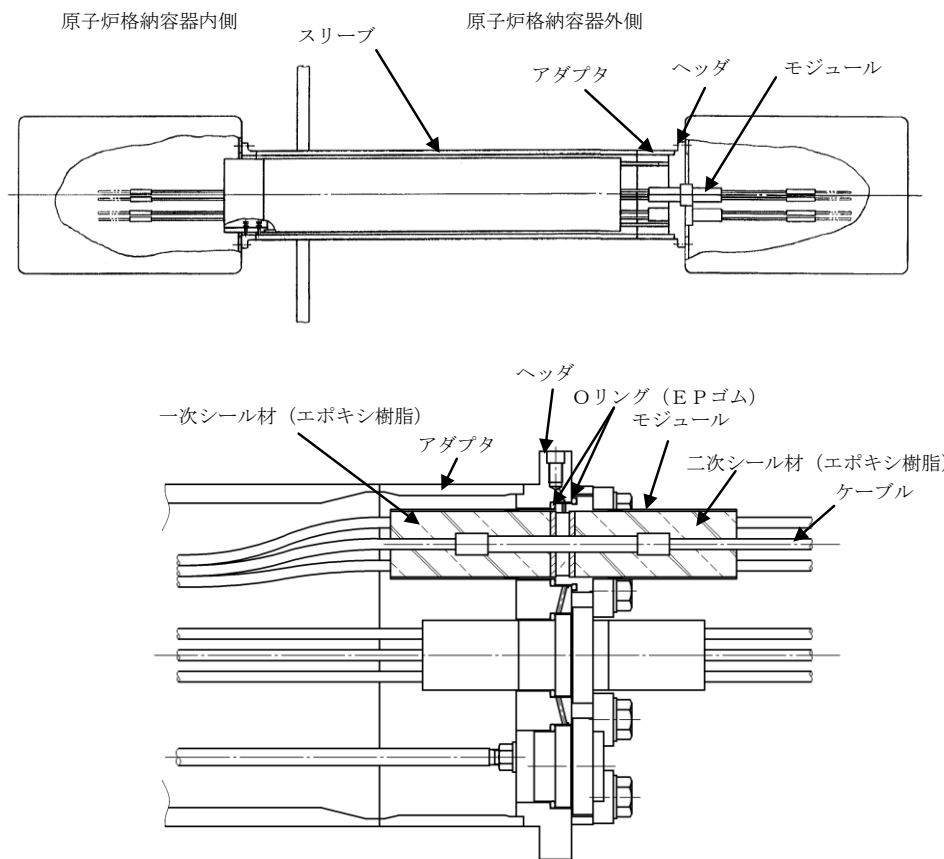


図 3.1-2 低圧用電気配線貫通部構造図

3.2 電気配線貫通部（アダプタ）

3.2.1 評価方針

アダプタ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、圧縮力がアダプタに生じないことから、脆性破壊及び疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

従って、アダプタの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形による延性破壊が想定される。

このため、200℃、2Pd でのアダプタの健全性評価について、表 3.2-1 に示す評価方法により評価を実施する。

アダプタの評価対象を図 3.2-1 に示す。

表 3.2-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部	延性破壊	規格を用いた評価

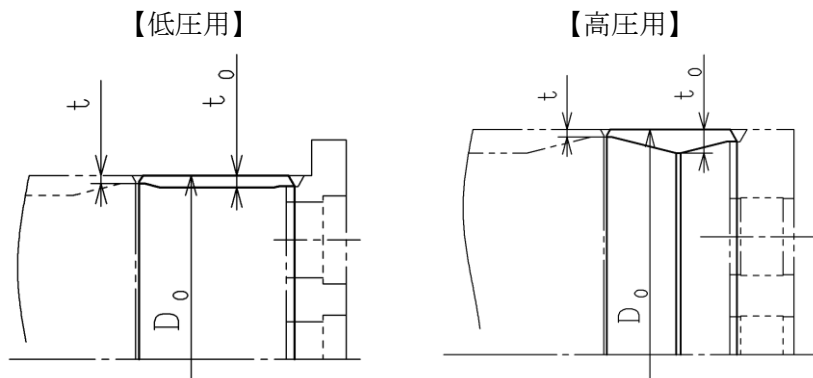


図 3.2-1 アダプタの評価対象

3.2.2 評価

(1) 構造部

a. 規格を用いた評価

アダプタについて、設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、2Pdを上回ることを確認する。

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、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ(Su 値)に対する割下げ率をPm(一次一般膜応力強さ)には1.5として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力Pmが2/3Su 値以下であれば、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(設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照)。

Su 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した200℃を用いる。評価結果を以下に示す。

アダプタの許容圧力は2Pdを上回る。

アダプタ : STS410

許容圧力算定式 : PVE-3611 を準用

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

		低圧用 X-101A~D, X-102A~E X-103A~C, X-104A~D X-105A~D, X-300A, B	高圧用 X-100A~D
S	許容引張応力 (MPa) (200℃における 2/3Su 値を使用)	269	269
η	継手効率 (-)	1.0	1.0
t	板厚 (mm)		
D _o	アダプタ外径 (mm)		
P	200℃における許容圧力 (MPa)	12.035	8.942
低圧用 : 12.035 MPa > 0.853 MPa (2Pd) 高圧用 : 8.942 MPa > 0.853 MPa (2Pd)			

3.2.3 評価結果

アダプタについては、200℃、2Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3.3 電気配線貫通部（ヘッド）

3.3.1 評価方針

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。

従って、ヘッドの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形による延性破壊が想定される。

このため、200°C，2Pd でのヘッドの健全性評価について、表 3.3-1 に示す評価方法により評価を実施する。

ヘッドの評価対象を図 3.3-1 に示す。

表 3.3-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部	延性破壊	規格を用いた評価

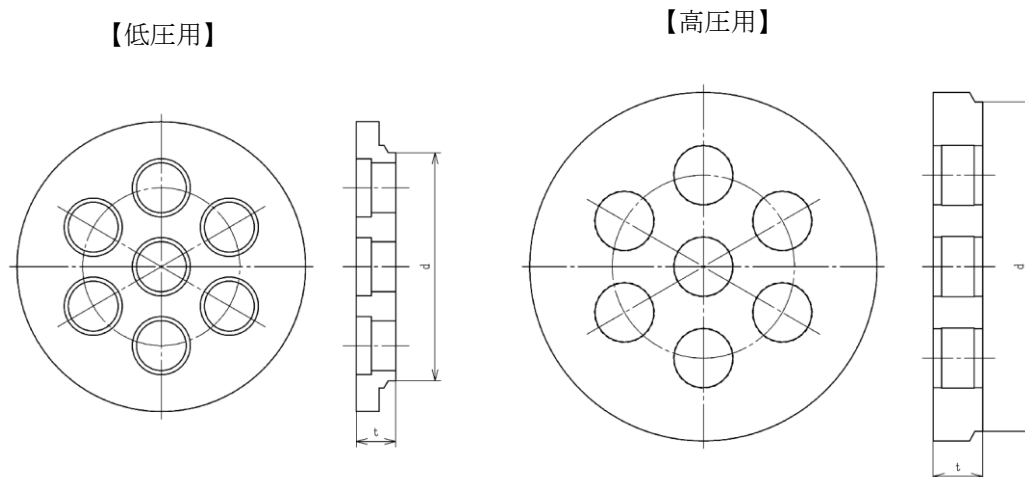


図 3.3-1 ヘッドの評価対象

3.3.2 評価

(1) 構造部

a. 規格を用いた評価

ヘッドについて、設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、2Pdを上回ることを確認する。

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、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ(Su 値)に対する割下げ率を Pm (一次一般膜応力強さ) には 1.5 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 Pm が 2/3Su 値以下であれば、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(設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照)。

Su 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200°Cを用いる。

評価結果を以下に示す。

ヘッドの許容圧力は 2Pd を上回る。

電気配線貫通部(ヘッド) : SUS304

許容圧力算定式 : PVE-3410 を準用

$$P = S / K \times (t / d)^2$$

		低圧用 X-101A~D, X-102A~E X-103A~C, X-104A~D X-105A~D, X-300A, B	高圧用 X-100A~D
S	許容引張応力 (MPa) (200°Cにおける 2/3Su 値を使用)	268	268
K	平板の取り付け方法による係数	0.33	0.33
t	公称板厚 (mm)		
d	平板の径または最小内のり (mm)		
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	24.563	18.368
		低圧用 : 24.563 MPa > 0.853 MPa (2Pd)	
		高圧用 : 18.368 MPa > 0.853 MPa (2Pd)	

3.3.3 評価結果

ヘッドについては、200°C、2Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3.4 電気配線貫通部 (モジュール)

3.4.1 評価方針

モジュールのシール材として、高圧用モジュールにはEPゴム、低圧用モジュールにはエポキシ樹脂及びEPゴムを使用しているため、高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

なお、モジュールの接合部は、原子炉格納容器貫通部付け根から十分距離を確保し、原子炉格納容器胴側の変形影響が減衰する位置に設けていることから、200℃、2Pdによる格納容器胴側の不均一な変形に伴う影響は及ばない。

このため、200℃、2Pdでのモジュールの健全性確認について、表3.4-1に示す評価方法により評価を実施する。

モジュールの評価対象を図3.4-1に示す。

表 3.4-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
シール部 (モジュール)	高温劣化	試験結果等を用いた評価

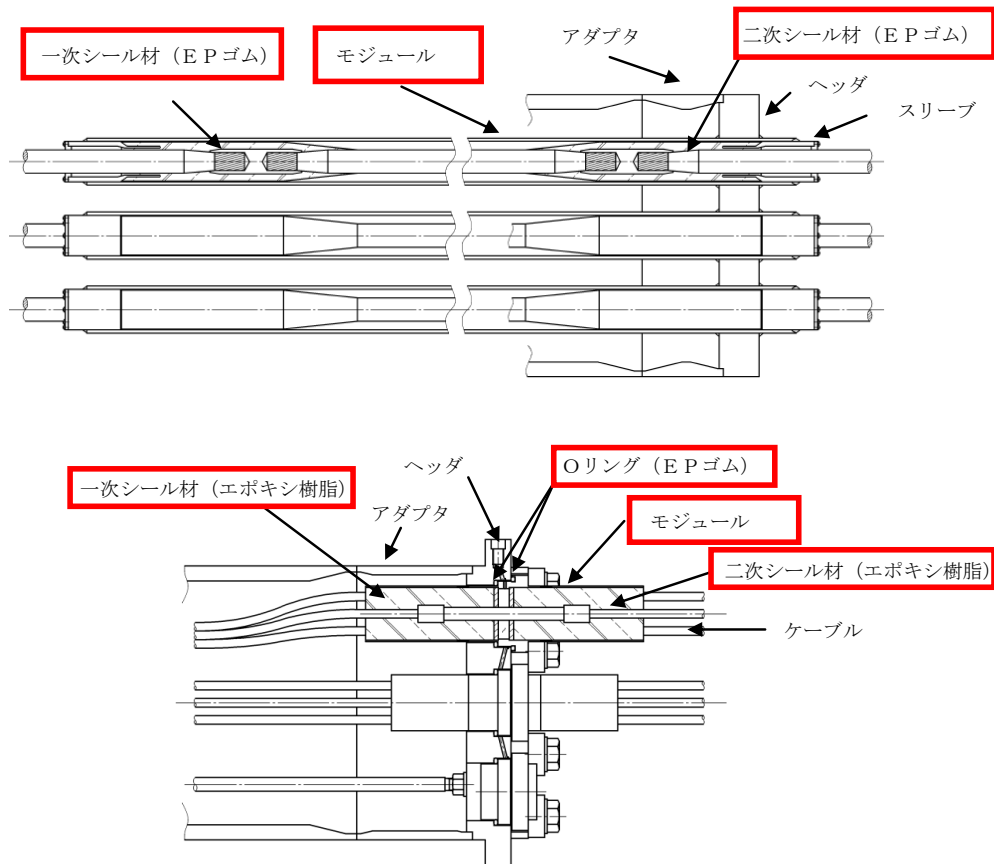


図 3.4-1 モジュールの評価対象 (上図：高圧用，下図：低圧用)

3.4.2 評価

(1) シール部

a. 試験結果等を用いた評価

(a) 電気ペネ共研の試験結果

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)」(以下、「電気ペネ共研」という。)において、LOCA時の圧力、温度条件を超える条件下での、電気配線貫通部の知見を得るため、島根2号炉を含む国内BWR電力実機の電気配線貫通部の構造を反映した試験体を用い、電気配線貫通部モジュールの気密性能について検証を行っている。図3.4-2に電気ペネ共研の試験概要図を、表3.4-2に試験結果を示す。

試験結果より、高圧用モジュールのEPゴムシール部は194℃/62時間、低圧用モジュールの樹脂シール部は137℃/62時間の熱劣化に対して、漏洩がないことが確認できている。

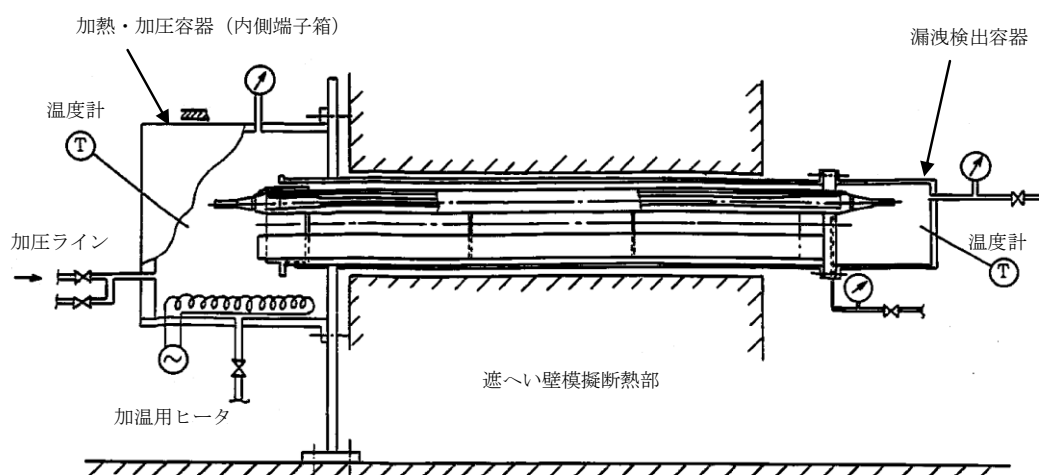


図3.4-2 電気ペネ共研の試験概要図

表3.4-2 電気ペネ共研試験結果

種類	試験条件					シール部温度(℃)/漏洩有無	
	雰囲気	温度(℃)	圧力(MPa)	放射線照射	時間(h)	一次シール	二次シール
高圧	乾熱	200(220)*	(0.61~0.79)*	なし	62	194/漏洩なし	44/漏洩なし
低圧	乾熱	200(230)*	(0.60~0.81)*	なし	62	137/漏洩なし	68/漏洩なし

※：()内は記録グラフからの読み取り値

また、試験結果の二次シール部の温度(高圧用44℃、低圧用68℃)に対して、余裕を考慮し保守的に100℃と想定した場合においても、一次シール部の熱劣化条件(高圧用194℃/62時間、低圧用137℃/62時間)に

対してアレニウス式により活性化エネルギー（15kcal/mol）を用いて換算評価を行うと、高圧用 3,640 時間、低圧用 384 時間となり、168 時間を上回った。

(b) 過去の環境試験結果

過去の電気配線貫通部の環境試験では、低圧用電気配線貫通部及び高圧用電気配線貫通部を対象として、LOCA時の蒸気環境を模擬した性能確認試験が実施されており、シール機能の健全性を確認している。各電気配線貫通部の二次シール部の温度、環境試験温度を図 3.4-3 に示す。

図 3.4-3 に示す試験結果は、原子炉格納容器内を模擬した電気ペネ共研の試験（二次シール部において高圧用 44℃、低圧用 68℃）よりも厳しい温度条件の下で、13 日間の健全性が確認できたことを示している。なお、当該環境試験は、経年劣化を考慮した試験体を用いて実施したものであり、劣化を考慮して表 3.4-3 に示す試験を実施している。

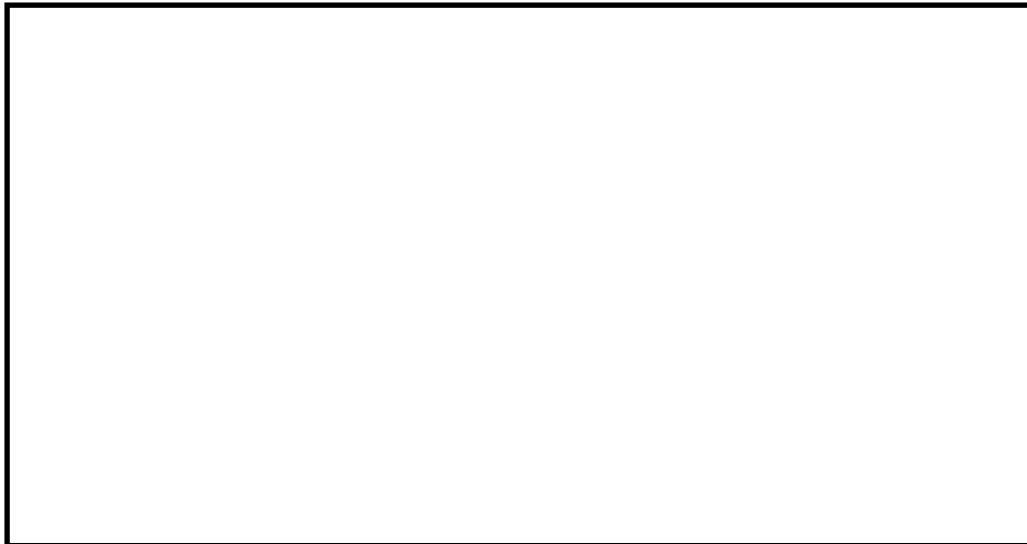


図 3.4-3 モジュール型電気配線貫通部の既往環境試験

表 3.4-3 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、60 サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前後2回実施。1 サイクル [] を [] 時間で変化させる。
2	放射線照射試験	ペネトレーションが40年間の運転期間およびLOCA時に受ける放射線を考慮し、照射線量 [] として試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進により、40年間に相当する加速熱劣化として、[] を加える。

(c) NUPEC試験の試験結果

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）（以下、「NUPEC試験」という。）において、実機を模擬したモジュール試験体を使用して、高温時におけるシール部の漏洩確認試験が行われている。表3.4-4に試験結果、図3.4-4に漏洩発生温度の圧力依存性を示す。

漏洩発生温度は、圧力が0.4MPa～1.0MPaの範囲においては、圧力に依存せず、ほぼ一定となることが報告されている。

また、放射線照射の影響については、エポキシ樹脂に800kGyの放射線照射を行った場合においても、放射線照射を行わなかった場合に比べ、シート部からの漏洩発生温度が著しく低くなることはなかった。

表 3.4-4 漏洩発生条件確認試験結果

種類	雰囲気	圧力 (MPa)	放射線照射 (kGy)	漏洩発生温度 (°C)
高圧	蒸気	0.8	800	400°Cまで漏洩なし
低圧	蒸気	0.4	800	284
	蒸気	0.8	800	284～303
	蒸気	0.8	なし	285
	蒸気	1.0	なし	266

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

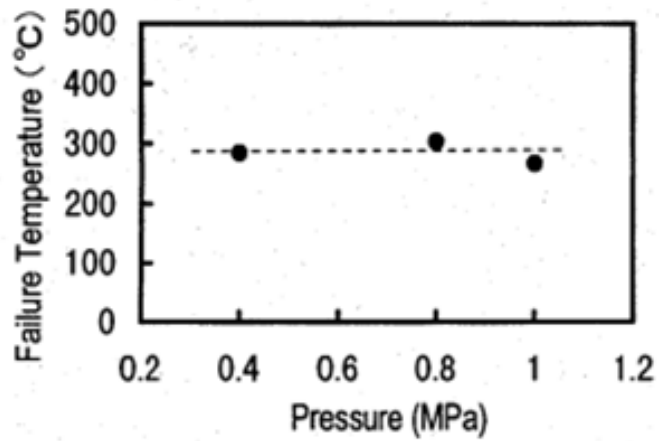


図 3.4-4 低圧モジュールの漏洩発生温度の圧力依存性

3.4.3 評価結果

モジュールについては、200°C，2Pd 環境下でも，放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

アレニウス則による評価について

電気配線貫通部のシール機能の評価については、「①冷却材喪失事故時の環境試験」及び「②電共研試験結果に基づくアレニウス則評価」を行い、表 1 に示すとおり、いずれの評価においても重大事故環境下で 7 日間以上の健全性を確認しているが、安全側に評価する観点から、「①冷却材喪失事故時の環境試験」の試験結果（13 日間）を健全性が確保される期間として採用することとする。

表 1 各評価におけるシール部の健全性確認期間

	高圧用	低圧用
①冷却材喪失事故時の環境試験	13 日間 (312 時間)	13 日間 (312 時間)
②電共研試験結果に基づくアレニウス則評価	3,640 時間	384 時間

電気配線貫通部のシール材などの有機系材料の熱劣化については、文献^{※1,2}を基に評価を実施しており、温度 T_2 [K] の雰囲気 に時間 t_2 [Hr] さらされる材料を温度 T_1 [K] の雰囲気 で加速するための時間 t_1 [Hr] は次の式により求められる。

$$\frac{t_1}{t_2} = \exp \left[\frac{\varphi}{R} \left(\frac{1}{T_1} - \frac{1}{T_2} \right) \right]$$

ここで、

φ : 活性化エネルギー [J/mol]

R : 気体定数 [J/(K·mol)]

なお、活性化エネルギーについては、62.8kJ/mol (15kcal/mol)^{※2}を用いている。

※1 : IEEE Std 323 TM-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)

4. 原子炉格納容器隔離弁

4.1 概要

原子炉格納容器隔離弁の 200℃、2Pd 環境下における健全性を確認する。

弁の耐圧部は、弁箱、弁ふた、弁体等で構成している。また、弁体、グランド部及び弁ふた部等には、シール材を使用している。

原子炉格納容器隔離弁のうち、窒素ガス制御系バタフライ弁、T I P ボール弁及び T I P パージ弁には、ゴム系又は樹脂系のシール材を使用しており、高温劣化による機能低下が想定される。

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、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2Pd の環境下では、脆性破壊が生じる温度域ではないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、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られる。

したがって、原子炉格納容器隔離弁のうち、窒素ガス制御系バタフライ弁、T I P ボール弁及び T I P パージ弁の機能喪失要因として、高温状態で内圧を受け、過度な変形（一次応力）が想定されるため、以下の構成で健全性を確認する。

4.2 項では、窒素ガス制御系バタフライ弁の機能維持を確認する。

4.3 項では、T I P ボール弁の機能維持を確認する。

4.4 項では、T I P パージ弁の機能維持を確認する。

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 の環境下で健全性を有している。

- ・弁箱の圧力クラス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（圧力クラス：1.03MPa 以上）、耐圧上問題とならない。
- ・グランドシール部及び弁ふたシール部には、黒鉛製のパッキン、ガスケットを有しており、耐熱性上問題とならない。
- ・弁シート部は金属製又は黒鉛製である。

4.2 原子炉格納容器隔離弁（窒素ガス制御系バタフライ弁）

4.2.1 評価方針

窒素ガス制御系バタフライ弁の構造概略図を図 4.2-1 に示す。弁シート部にはEPゴムを使用しているため、シール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。なお、グランドシール部及び弁ふたシール部においては黒鉛製のシール材を使用しており、耐熱性上問題にならないことを確認している。

このため、200℃、2Pd環境下における弁シート部の隔離機能を確認する。また、弁耐圧部の構造健全性についても確認する。弁シート部のシール材については、改良EPDMによる評価を実施する。

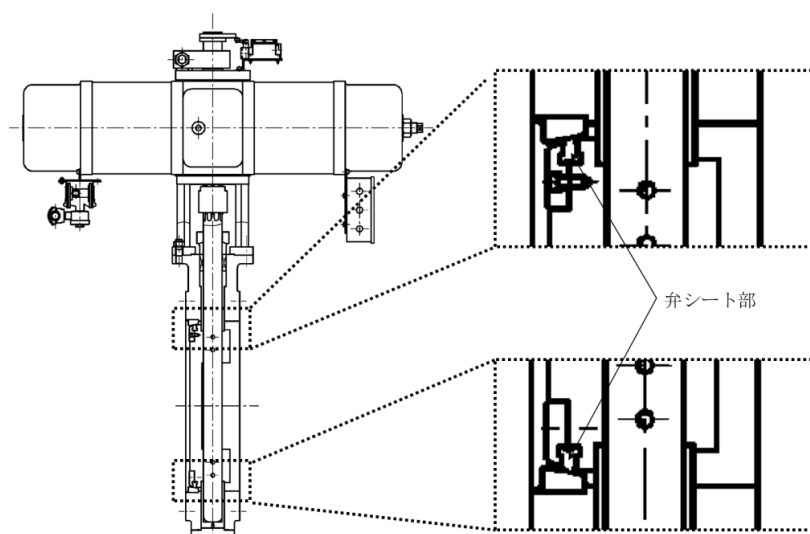


図 4.2-1 窒素ガス制御系バタフライ弁構造概略図

4.2.2 評価

(1) 隔離機能

隔離機能は、弁シート材の耐環境性が支配的であるため、200℃、2Pdの環境下での弁シート部への影響を600Aのバタフライ弁供試体による蒸気加熱漏洩試験により確認する。試験条件を表 4.2-1 に示す。

表 4.2-1 蒸気加熱漏洩試験条件

試験圧力	0.853MPa 以上 (2Pd 以上)
試験温度	200℃
試験時間	168hr
積算放射線量	300kGy

- (2) 弁耐圧部の構造健全性
弁箱の耐圧機能の評価を行う。

4.2.3 評価結果

(1) 隔離機能

蒸気加熱漏洩試験を実施した結果、200℃、2Pd 環境下において、弁シート部からの漏洩はなく、弁シート部の隔離機能が維持することを確認している。

(2) 弁耐圧部の構造健全性

当該弁の圧力クラス（圧力温度基準）が1.03MPa（150LB）であることから、弁耐圧部の200℃における許容圧力1.40MPaは2Pd（0.853MPa）を上回る。これにより、弁耐圧部については、200℃、2Pd 環境下において健全性が維持することを確認した。

圧力クラス1.03MPaの弁の温度－許容圧力を図4.2-2に示す。

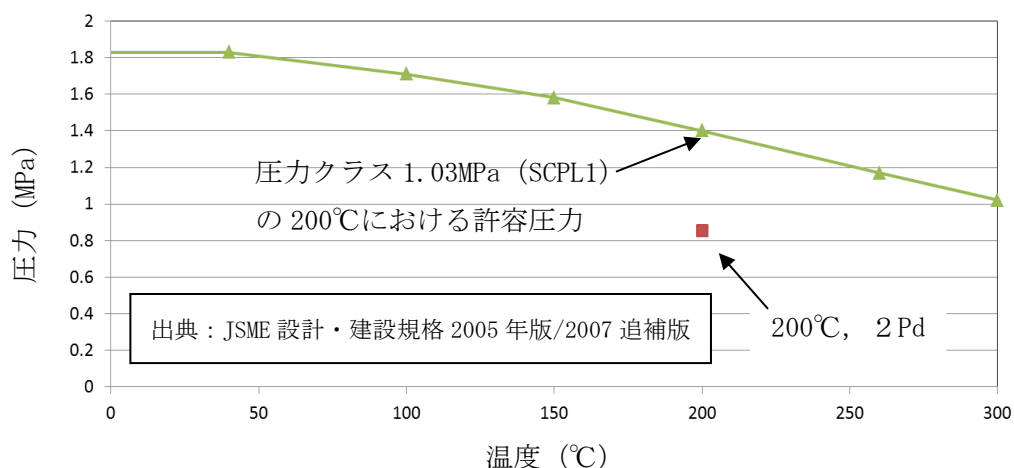


図 4.2-2 窒素ガス制御系バタフライ弁（圧力クラス 1.03MPa）の温度－許容圧力

4.3 原子炉格納容器隔離弁（T I P ボール弁）

4.3.1 評価方針

T I P ボール弁の構造概略図を図 4.3-1 に示す。弁シート部，グランドシール部，弁ふたシール部にはフッ素樹脂，弁ふたシール部にはフッ素ゴムを使用しているため，シール材の放射線劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため，200℃，2Pd 環境下におけるシール部の隔離機能を確認する。また，弁耐圧部の構造健全性についても確認する。弁シート部，グランドシール部及び弁ふたシール部のシール材については，変更後の改良 E P D M による評価を実施する。

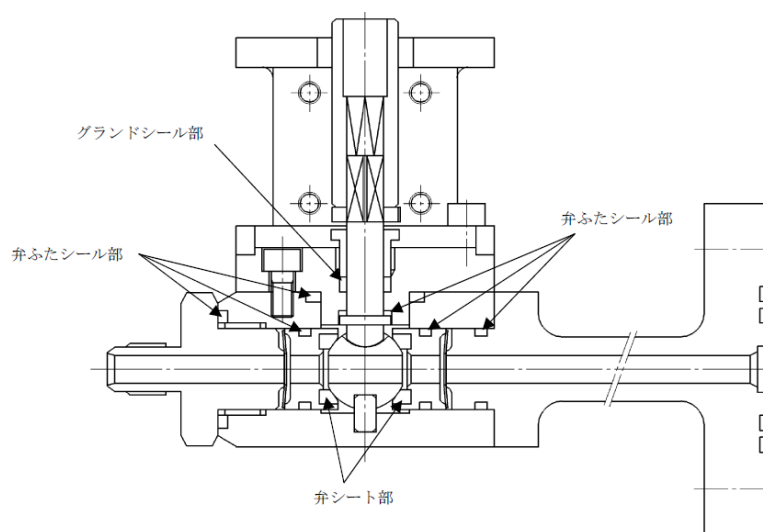


図 4.3-1 T I P ボール弁構造概略図

4.3.2 評価

(1) 隔離機能

隔離機能は，シール材の耐環境性が支配的であるため，200℃，2Pd 環境下においてシール材の耐性があることを確認する。

(2) 弁耐圧部の構造健全性

弁箱の耐圧機能の評価を行う。

4.3.3 評価結果

(1) 隔離機能

弁シート部、グランドシール部及び弁ふたシール部に使用する改良EPDMについては、圧縮永久ひずみ試験結果（表4.3-1）から、200℃、2Pd環境下においても、耐性を有している。

以上により、シール材は、200℃、2Pd環境下において耐性を有していることを確認した。

表 4.3-1 圧縮永久ひずみ試験^{※1}結果（改良EPDM）

試験温度	200℃
放射線照射量	
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168h
ひずみ率 ^{※2}	□ ^{※3}

※1：JIS K 6262 に従い実施。

※2：試料を圧縮し完全に回復した状態が0%，全く回復しない状態が100%。

※3：□ □ □ の平均値。

(2) 弁耐圧部の構造健全性

当該弁の圧力クラス（圧力温度基準）が1.03MPa（150LB）であり、弁耐圧部の200℃における許容圧力1.32MPaは2Pd（0.853MPa）を上回る。これにより、弁耐圧部については、200℃、2Pd環境下において健全性が維持されることを確認した。

圧力クラス1.03MPaの弁の温度－許容圧力を図4.3-2に示す。

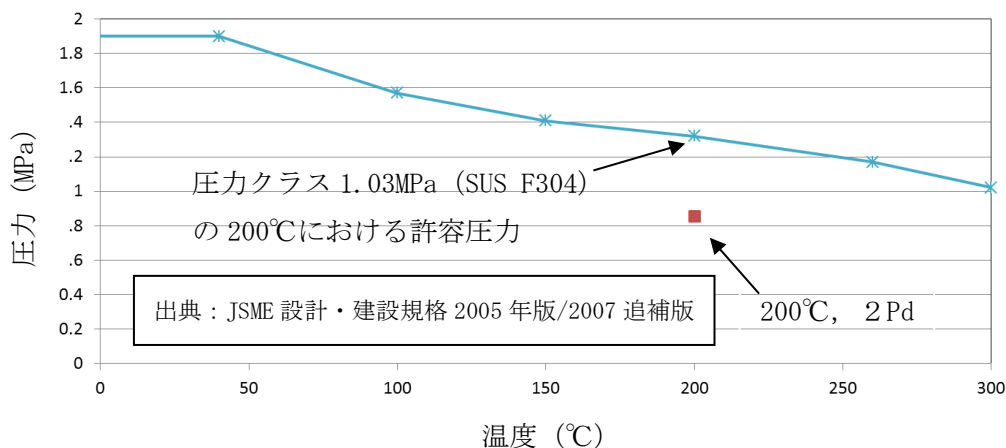


図 4.3-2 T I P ボール弁（圧力クラス 1.03MPa）の温度－許容圧力

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4.4 原子炉格納容器隔離弁（T I P パージ弁）

4.4.1 評価方針

T I P パージ弁の構造概略図を図 4.4-1 に示す。弁シート部，グランドシール部及び弁ふたシール部にはE P ゴムを使用しているため，シール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため，200℃，2Pd 環境下におけるシール部の隔離機能を確認する。また，弁耐圧部の構造健全性についても確認する。弁シート部，グランドシール部及び弁ふたシール部については，改良E P D Mによる評価を実施する。

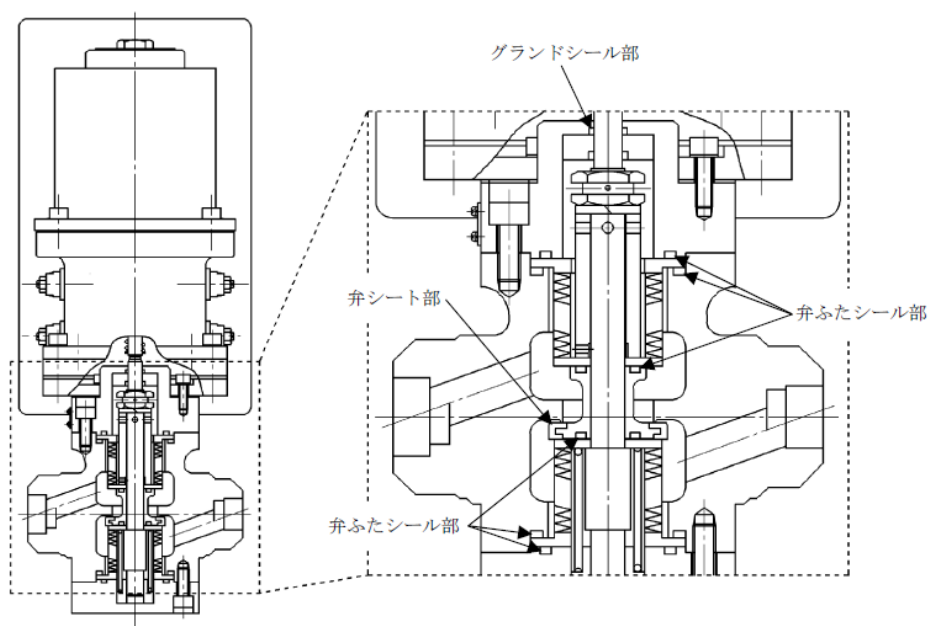


図 4.4-1 T I P パージ弁構造概略図

4.4.2 評価

(1) 隔離機能

隔離機能は，シール材の耐環境性が支配的であるため，200℃，2Pd 環境下においてシール材の耐性があることを確認する。

(2) 弁耐圧部の構造健全性

弁箱の耐圧機能の評価を行う。

4.4.3 評価結果

(1) 隔離機能

改良E P D Mについて、圧縮永久ひずみ試験結果(表 4.4-1)から、200℃、2Pd 環境下においても、十分な耐性を有している。

以上により、シール材は、200℃、2Pd 環境下において耐性を有していることを確認した。

表 4.4-1 圧縮永久ひずみ試験^{※1}結果 (改良E P D M)

試験温度	200℃
放射線照射量	
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168h
ひずみ率 ^{※2}	※3

※1 : JIS K 6262 に従い実施。

※2 : 試料を圧縮し完全に回復した状態が0%, 全く回復しない状態が100%。

※3 : の平均値。

(2) 弁耐圧部の構造健全性

当該弁の圧力クラス (圧力温度基準) が 1.03MPa (150LB) であり、弁耐圧部の 200℃における許容圧力 1.32MPa は 2Pd (0.853MPa) を上回る。これにより、弁耐圧部については、200℃、2Pd 環境下において健全性が維持されることを確認した。

圧力クラス 1.03MPa の弁の温度-許容圧力を図 4.4-2 に示す。

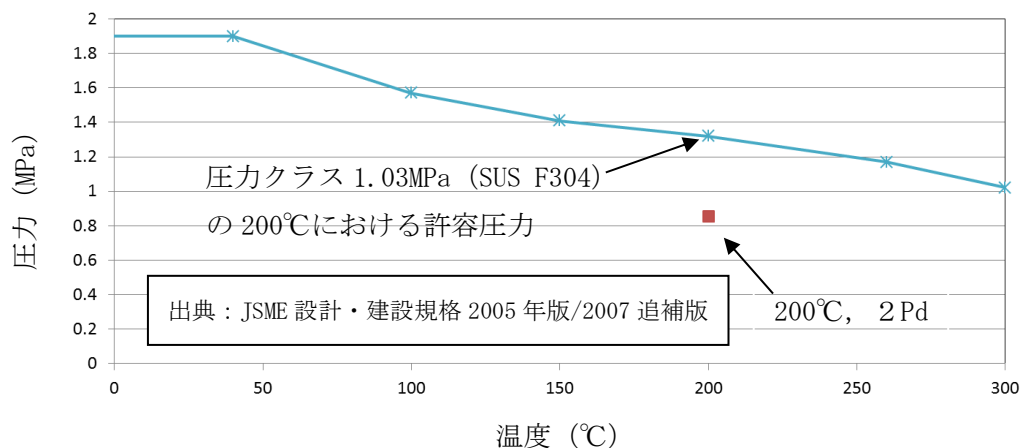


図 4.4-2 T I P パージ弁 (圧力クラス 1.03MPa) の温度-許容圧力

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

原子炉格納容器隔離弁の抽出について

原子炉格納容器隔離弁について、原子炉格納容器限界温度、圧力 (200°C, 2 Pd) の健全性を確認するため、図 4-1(1)に従ったフローで弁を抽出した。弁設計圧力が 2 Pd 以下のものは無かったため、200°Cで最も影響を受けると考えられるシート部及びシール部に着目して、ゴム材が使われている弁を抽出し「窒素ガス制御系バタフライ弁」と「T I P ボール弁及びパージ弁」が抽出された。

抽出した結果を表 4-1(1)に示す。

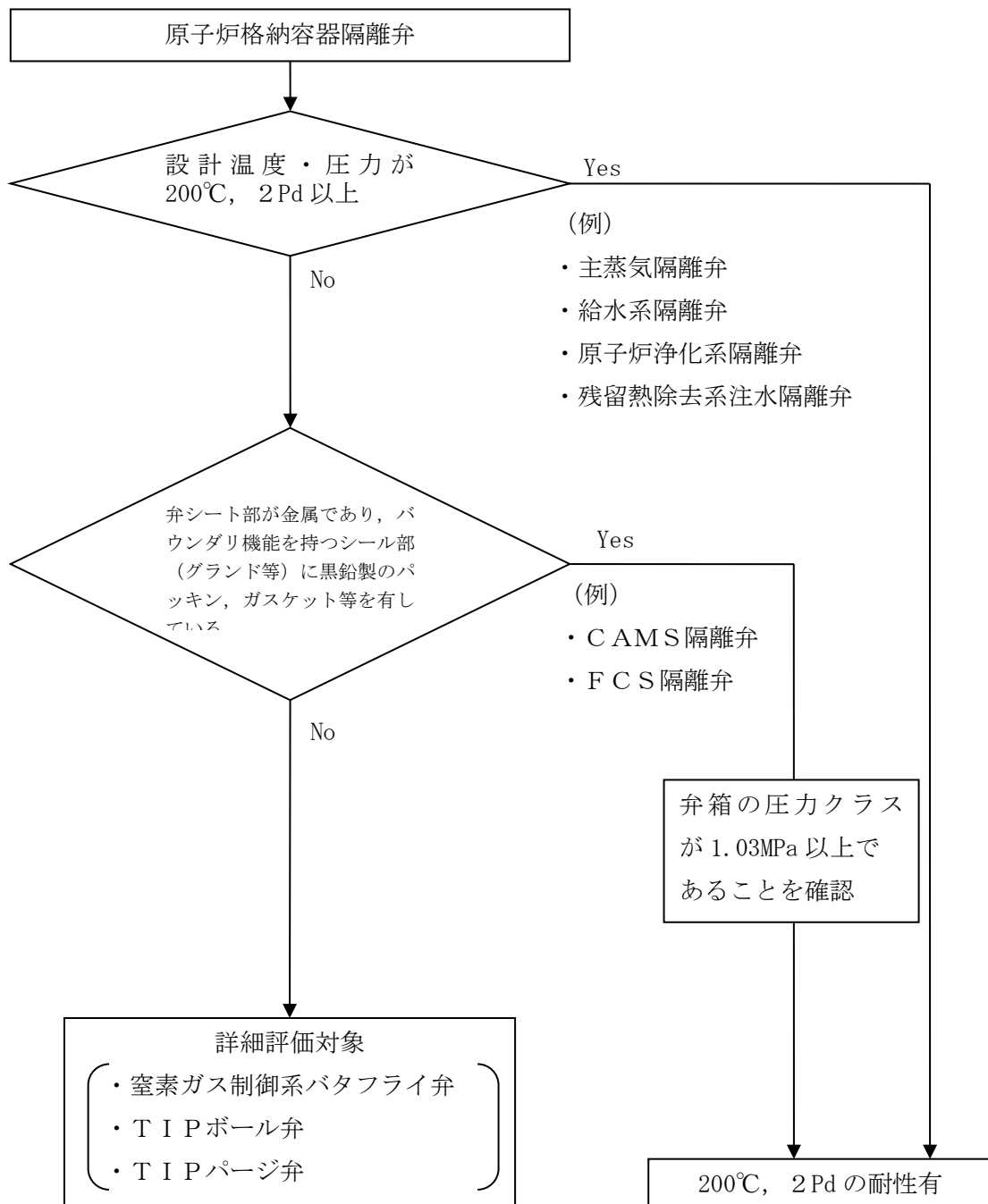


図 4-1(1) 200°C, 2Pd における原子炉格納容器隔離弁の評価フロー

表 4-1 (1) 200℃, 2Pd における原子炉格納容器隔離弁の詳細評価対象弁リスト

弁番号	弁名称	呼び径 (A)	呼び圧力 (LB)	弁箱 材質	最高使用圧力 (Mpa)	最高使用温度 (°C)	弁シート部 材質	グラントシート部 材質	弁ふたシート部 材質
AV217-2	NGC N2ドライヴ エル 入口隔離弁	600	150	SCPL1	0.427	171	改良EPDM	黒鉛	黒鉛
AV217-3	NGC N2トータル ス入口隔離弁	600	150	SCPL1	0.427	171	改良EPDM	黒鉛	黒鉛
AV217-10A	NGC A-トータル ス真空破壊 隔離弁	600	150	SCPL1	0.427	104	改良EPDM	黒鉛	黒鉛
AV217-10B	NGC B-トータル ス真空破壊 隔離弁	600	150	SCPL1	0.427	104	改良EPDM	黒鉛	黒鉛
MV294-2A	A-TIPボール弁	7.5	150	SUSF304	0.427	171	改良EPDM	改良EPDM	改良EPDM
MV294-2B	B-TIPボール弁	7.5	150	SUSF304	0.427	171	改良EPDM	改良EPDM	改良EPDM
MV294-2C	C-TIPボール弁	7.5	150	SUSF304	0.427	171	改良EPDM	改良EPDM	改良EPDM
MV294-2D	D-TIPボール弁	7.5	150	SUSF304	0.427	171	改良EPDM	改良EPDM	改良EPDM
PSV294-9	TIPバレージ弁	15	150	SUSF304	0.427	171	改良EPDM	改良EPDM	改良EPDM

島根2号炉 原子炉格納容器貫通部リスト (1/12)

分類	貫通部 番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径 (mm)	厚さ (mm)	高さ (mm)	角度
ハッチ類 (D/W)	X-3	逃がし安全弁搬出ハッチ				
	X-4A	機器搬入口				
	X-4B	機器搬入口				
	X-5	所員用エアロック				
	X-6	制御棒駆動機構搬出ハッチ				

※：内径を意味する。

分類	貫通部 番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径 (mm)	厚さ (mm)	高さ (mm)	角度
プロセス配管用貫通部 (D/W)	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 ポンプメカシール パージ水供給 (A)				
	X-13B	PLR ポンプメカシール パージ水供給 (B)				
	X-22	ほう酸水注入系				
	X-30A	格納容器スプレイ (ド ライウエル)				
	X-30B	格納容器スプレイ (ド ライウエル)				

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根2号炉 原子炉格納容器貫通部リスト (2/12)

分類	貫通部 番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径 (mm)	厚さ (mm)	高さ (mm)	角度
プロセス配管用貫通部 (D/W)	X-31A	低圧注水 (LPCI, RHR)				
	X-31B	低圧注水 (LPCI, RHR)				
	X-31C	低圧注水 (LPCI, RHR)				
	X-32A	RHR 戻り				
	X-32B	RHR 戻り				
	X-33	RHR 給水				
	X-34	低圧炉心スプレイ (LPCS)				
	X-35	高圧炉心スプレイ (HPCS)				
	X-38	RCIC 蒸気				
	X-39	RPV ヘッドスプレイ (RHR)				
	X-50	CUW 給水				
	X-60	MUW 補給水				
	X-61	原子炉補機冷却系供給				
	X-62	原子炉補機冷却系戻り				
	X-67	計装用空気供給				
	X-68A	ADS ガス供給 (A)				
	X-68B	ADS ガス供給 (B)				
	X-68C	ADS ガス供給 (C)				
	X-69	所内用圧縮空気				
	X-80	ドライウェル換気 (送 気)				
X-81	ドライウェル換気 (排 気)					
X-82A	FCS 吸入 (A)					

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根2号炉 原子炉格納容器貫通部リスト (3/12)

分類	貫通部 番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径 (mm)	厚さ (mm)	高さ (mm)	角度
プロセス配管用貫通部 (D/W)	X-82B	FCS 吸入 (B)				
	X-83	ドライウエル床ドレン				
	X-84	ドライウエル機器ドレン				
	X-85A	PCV ベント管				
	X-85B	PCV ベント管				
	X-85C	PCV ベント管				
	X-85D	PCV ベント管				
	X-85E	PCV ベント管				
	X-85F	PCV ベント管				
	X-85G	PCV ベント管				
	X-85H	PCV ベント管				
	X-90A	予備				
	X-90B	予備				
	X-91	予備				
	X-92	予備				
	X-98	除湿用冷水供給				
	X-99	除湿用冷水戻り				
	X-106	予備				
	X-107	ISI 用				
	X-110	予備				
X-111	予備					

※：内径を意味する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根2号炉 原子炉格納容器貫通部リスト (4/12)

分類	貫通部 番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径 (mm)	厚さ (mm)	高さ (mm)	角度
電気配線用貫通部 (D/W)	X-100A	再循環ポンプ動力				
	X-100B	再循環ポンプ動力				
	X-100C	再循環ポンプ動力				
	X-100D	再循環ポンプ動力				
	X-101A	低圧動力				
	X-101B	低圧動力				
	X-101C	低圧動力				
	X-101D	低圧動力				
	X-102A	制御				
	X-102B	制御				
	X-102C	制御				
	X-102D	制御				
	X-102E	制御				
	X-103A	計測				
	X-103B	計測				
	X-103C	計測				
	X-104A	制御棒位置表示				
	X-104B	制御棒位置表示				
	X-104C	制御棒位置表示				
	X-104D	制御棒位置表示				
	X-105A	中性子計装				
	X-105B	中性子計装				
	X-105C	中性子計装				
	X-105D	中性子計装				

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根2号炉 原子炉格納容器貫通部リスト (5/12)

分類	貫通部 番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径 (mm)	厚さ (mm)	高さ (mm)	角度
計測配管用貫通部 (D/W)	X-14	再循環系サンプリング				
	X-20A	CRD そう入				
	X-20B	CRD そう入				
	X-20C	CRD そう入				
	X-20D	CRD そう入				
	X-21A	CRD 引抜				
	X-21B	CRD 引抜				
	X-21C	CRD 引抜				
	X-21D	CRD 引抜				
	X-23A	TIP ドライブ				
	X-23B	TIP ドライブ				
	X-23C	TIP ドライブ				
	X-23D	TIP ドライブ				
	X-23E	TIP ドライブ (パー ジ ライン)				
	X-36	ドライウェル冷却器サ ンプリング				
	X-130	主蒸気流量				
	X-131	主蒸気流量				
X-132	主蒸気流量					
X-133	主蒸気流量					

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根2号炉 原子炉格納容器貫通部リスト (6/12)

分類	貫通部 番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径 (mm)	厚さ (mm)	高さ (mm)	角度
計測配管用貫通部 (D/W)	X-134	原子炉再循環系				
	X-135	原子炉再循環系				
	X-136	原子炉再循環系				
	X-137	原子炉再循環系				
	X-138A	残留熱除去系				
	X-138B	残留熱除去系				
	X-140	高压炉心スプレイ系				
	X-141A	原子炉隔離時令却系				
	X-141B	原子炉隔離時冷却系				
	X-142A	原子炉水位及び圧力				
	X-142B	原子炉水位及び圧力				
	X-142C	原子炉水位及び圧力				
	X-142D	原子炉水位及び圧力				
	X-143A	原子炉水位及び圧力				
	X-143B	原子炉水位及び圧力				
	X-143C	原子炉水位及び圧力				
	X-143D	原子炉水位及び圧力				
	X-144A	原子炉水位及び圧力				
	X-144B	原子炉水位及び圧力				
	X-144C	原子炉水位及び圧力				
	X-144D	原子炉水位及び圧力				
	X-145A	ジェットポンプ流量				
	X-145B	ジェットポンプ流量				
	X-145C	ジェットポンプ流量				
	X-145D	ジェットポンプ流量				
	X-145E	ジェットポンプ流量				
	X-145F	ジェットポンプ流量				
	X-146A	ドライウェル圧力				
X-146B	ドライウェル圧力					

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根2号炉 原子炉格納容器貫通部リスト (7/12)

分類	貫通部 番号	用途	スリーブ		位置	
			口径 (mm)	厚さ (mm)	高さ (mm)	角度
計測配管用貫通部 (D/W)	X-146C	ドライウエル圧力				
	X-146D	ドライウエル圧力				
	X-147	原子炉水位 (水張用)				
	X-160	格納容器内漏えい検出 モニタ				
	X-162A	CAMS (電離箱)				
	X-162B	CAMS (電離箱)				
	X-164A	CAMS (PCV 内 H2/O2 分析 用)				
	X-164B	CAMS (PCV 内 H2/O2 分析 用)				
	X-165	格納容器内漏えい検出 モニタ (戻り)				
	X-170	格納容器内ガスサンプ リング (露点計用)				
	X-180	予備				
	X-181	予備				
	X-182	格納容器内ダストモニ タサンプリング				
X-183	格納容器雰囲気監視					

分類	貫通部 番号	用途	スリーブ		位置	
			口径 (mm)	厚さ (mm)	PCV 方位	S/C 角度
ハッチ類 (S/C)	X-7A	サブプレッションチェン バアクセスハッチ				
	X-7B	サブプレッションチェン バアクセスハッチ				

※：内径を意味する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根2号炉 原子炉格納容器貫通部リスト (8/12)

分類	貫通部 番号	用途	スリーブ		位置	
			口径 (mm)	厚さ (mm)	PCV 方位	S/C 角度
プロセス配管用貫通部 (S/C)	X-200A	格納容器スプレイ (圧力抑制室)				
	X-200B	格納容器スプレイ (圧力抑制室)				
	X-201	A-RHR ポンプ給水				
	X-202	B-RHR ポンプ給水				
	X-203	C-RHR ポンプ給水				
	X-204	A-RHR ポンプテスト				
	X-205	B, C-RHR ポンプテスト				
	X-208	LPCS ポンプ給水				
	X-209	LPCS ポンプテスト				
	X-210	HPCS ポンプ給水				
	X-212A	MSIV 漏えい制御系				
	X-212B	格納容器雰囲気監視				
	X-213	RCIC タービン排気				
	X-214	RCIC ポンプ給水				
	X-215	RCIC 真空ポンプ排気				
	X-233	CUW 逃がし弁排気				

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根2号炉 原子炉格納容器貫通部リスト (9/12)

分類	貫通部 番号	用途	スリーブ		位置	
			口径 (mm)	厚さ (mm)	PCV 方位	S/C 角度
プロセス配管用貫通部 (S/C)	X-240	サプレッションチェン バ換気 (送気)				
	X-241	サプレッションチェン バ換気 (排気)				
	X-242A	FCS 戻り (A 系)				
	X-242B	FCS 戻り (B 系)				
	X-244A	PCV ベント管				
	X-244B	PCV ベント管				
	X-244C	PCV ベント管				
	X-244D	PCV ベント管				
	X-244E	PCV ベント管				
	X-244F	PCV ベント管				
	X-244G	PCV ベント管				
	X-244H	PCV ベント管				
	X-245A	ベントラインドレン				
	X-245B	ベントラインドレン				
	X-245C	ベントラインドレン				
	X-245D	ベントラインドレン				
	X-245E	ベントラインドレン				
	X-245F	ベントラインドレン				
	X-245G	ベントラインドレン				
	X-245H	ベントラインドレン				
	X-250	予備				
X-251	予備					

※：内径を意味する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根2号炉 原子炉格納容器貫通部リスト (10/12)

分類	貫通部 番号	用途	スリーブ		位置	
			口径 (mm)	厚さ (mm)	PCV 方位	S/C 角度
プロセス配管用貫通部 (S/C)	X-253	予備				
	X-254	予備				
	X-255	予備				
	X-256	予備				
	X-260A	真空破壊装置ノズル				
	X-260B	真空破壊装置ノズル				
	X-260C	真空破壊装置ノズル				
	X-260D	真空破壊装置ノズル				
	X-260E	真空破壊装置ノズル				
	X-260F	真空破壊装置ノズル				
	X-260G	真空破壊装置ノズル				
	X-260H	真空破壊装置ノズル				
	X-270	PCV リークテスト用				
	X-280A	SRV 排気管ノズル				
	X-280B	SRV 排気管ノズル				
	X-280C	SRV 排気管ノズル				
	X-280D	SRV 排気管ノズル				
	X-280E	SRV 排気管ノズル				
	X-280F	SRV 排気管ノズル				
	X-280G	SRV 排気管ノズル				

※：内径を意味する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根2号炉 原子炉格納容器貫通部リスト (11/12)

分類	貫通部 番号	用途	スリーブ		位置	
			口径 (mm)	厚さ (mm)	PCV 方位	S/C 角度
プロセス配管用貫通部 (S/C)	X-280H	SRV 排気管ノズル				
	X-280J	SRV 排気管ノズル				
	X-280K	SRV 排気管ノズル				
	X-280L	SRV 排気管ノズル				
	X-280M	SRV 排気管ノズル				
	X-505A	建設用				
	X-505B	建設用				
	X-505C	建設用				
	X-505D	建設用				

分類	貫通部 番号	用途	スリーブ		位置	
			口径 (mm)	厚さ (mm)	PCV 方位	S/C 角度
電気配線用貫通部 (S/C)	X-300A	圧力抑制室 (制御, 計測)				
	X-300B	圧力抑制室 (制御, 計測)				

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根2号炉 原子炉格納容器貫通部リスト (12/12)

分類	貫通部 番号	用途	スリーブ		位置	
			口径 (mm)	厚さ (mm)	PCV 方位	S/C 角度
計測配管用貫通部 (S/C)	X-320A	真空破壊装置駆動用				
	X-320B	真空破壊装置駆動用				
	X-321A	サブプレッションチェン バ圧力				
	X-321B	サブプレッションチェン バ圧力				
	X-322A	サブプレッションプール 水位				
	X-322B	サブプレッションプール 水位				
	X-322C	サブプレッションプール 水位				
	X-322D	サブプレッションプール 水位				
	X-322E	サブプレッションプール 水位				
	X-322F	サブプレッションプール 水位				
	X-332A	CAMS (H2/O2 分析用戻 り)				
	X-332B	CAMS (H2/O2 分析用戻 り)				
	X-340	格納容器内ガスサンプ リング (露点計用戻り)				
	X-350	予備				
	X-351	予備				

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ドライウェル主フランジ等の開口量評価の妥当性について

本文では、有効性評価での限界温度、圧力の設定の妥当性の確認のため、有限要素法（FEM）解析を用いてドライウェル主フランジ及び機器搬入口（以下「ドライウェル主フランジ等」という。）の開口量を評価している。本資料は、ドライウェル主フランジ等の開口評価の妥当性について示すものである。

今回、実施したドライウェル主フランジ等の開口量評価には、FEM解析を用いている。今回の評価では、開口量に影響を及ぼす可能性のあるボルト等の構造は、実機の寸法等を模擬して解析モデルに反映している。また、フランジ部の開口の挙動への影響が大きいと考えられる上下フランジ面同士の接触の影響も考慮し、三次元ソリッド要素を用いて弾塑性大変形解析を実施することで、高い精度での開口量評価が可能である。その評価モデルを図1に示す。

以上のような解析手法を用いることにより、高い精度で開口量の評価が可能である。図2は、NUPECで実施された機器搬入用ハッチフランジの圧力と開口量の関係である。この開口量は、図3に示すハッチモデル試験体のフランジ部にひずみゲージを取り付けて、漏洩が生じるまで内圧を加えて計測されたものである。この試験結果に対して、当社解析と同様に精度を向上させた解析手法を適用し、同等のメッシュ分割を用いて評価を行っている（図4及び表1参照）。図2の試験結果と解析結果の比較に示すように、解析結果は、圧力の上昇に伴って増加するフランジ部の開口量を精度よく評価できていることがわかる。なお、この評価手法は、J S M E 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、ドライウェル主フランジの全体をモデル化している。そのため、内圧の増加により、ボルト部にモーメントが生じて、フランジ部の開口が発生する。フランジ部に生じるモーメントが増加すると、同時にドライウェル主フランジ全体の幾何学形状も変化するため、ボルトへの荷重のかかり方が逐次的に変化し、結果として、内圧の増加に対する開口挙動が曲線的に変化する。また、図5に当社ドライウェル主フランジ開口量評価における2Pd時の相当塑性ひずみ分布図を示す。材料の降伏点の低いワッシャとナットについて、内圧の増加に伴って局所的に塑性領域に入ることも、開口挙動の曲線的な変化に寄与するものと考えられるが、2Pd時にワッシャとナットで生じる塑性ひずみは最大でも 程度と小さく、発生個所も局所的であるため、内圧変動時の開口評価に及ぼす影響は小さい。フランジやボルトについては、材料の降伏点が高く、内圧が2Pdまで増加しても、開口量に影響しないフランジの端部が概ね 程度塑性変形するのみで、ほぼ弾性変形の範囲内にある。同様の評価結果が、原子力安全・保安院による評価[1]でも示されているように、フランジ部の開口評価において、2Pdまでの圧力範囲ではフランジやボルトの塑

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

性変形は生じないことから、内圧が 2Pd までの圧力範囲で変動しても開口挙動に影響を及ぼすような顕著な構造の変形は生じないと考えられる。

以上より、FEM解析を用いて実施したドライウェル主フランジ等のフランジ部の開口量評価により、実機の挙動を適切に評価することが可能である。

[1] 原子力安全・保安院 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について（平成 24 年 3 月）



図1 ドライウェル主フランジの解析モデル
(左：全体図 右：フランジ部拡大図)

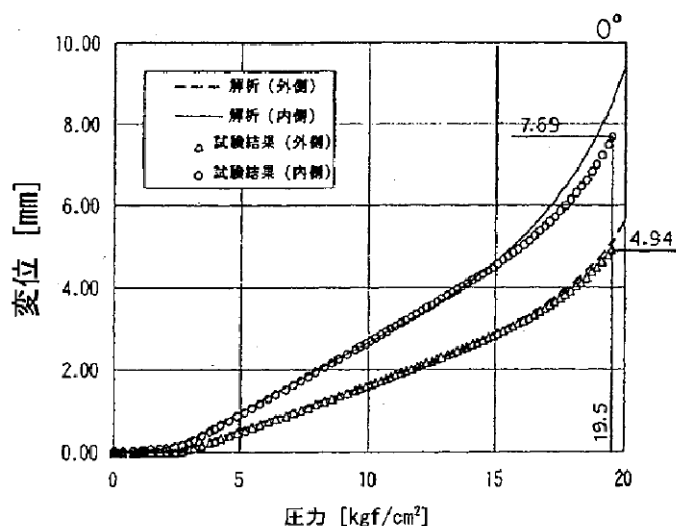


図2 NUPERC機器搬入用ハッチフランジの圧力-開口量関係

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

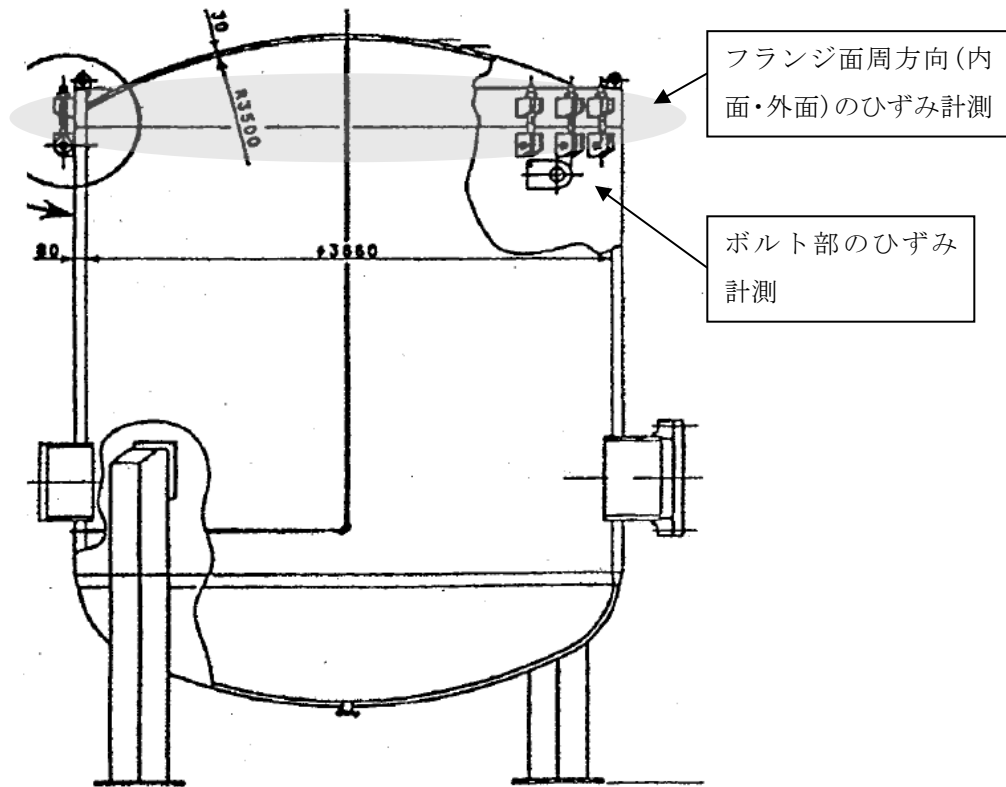


図3 NUPECハッチモデル試験体

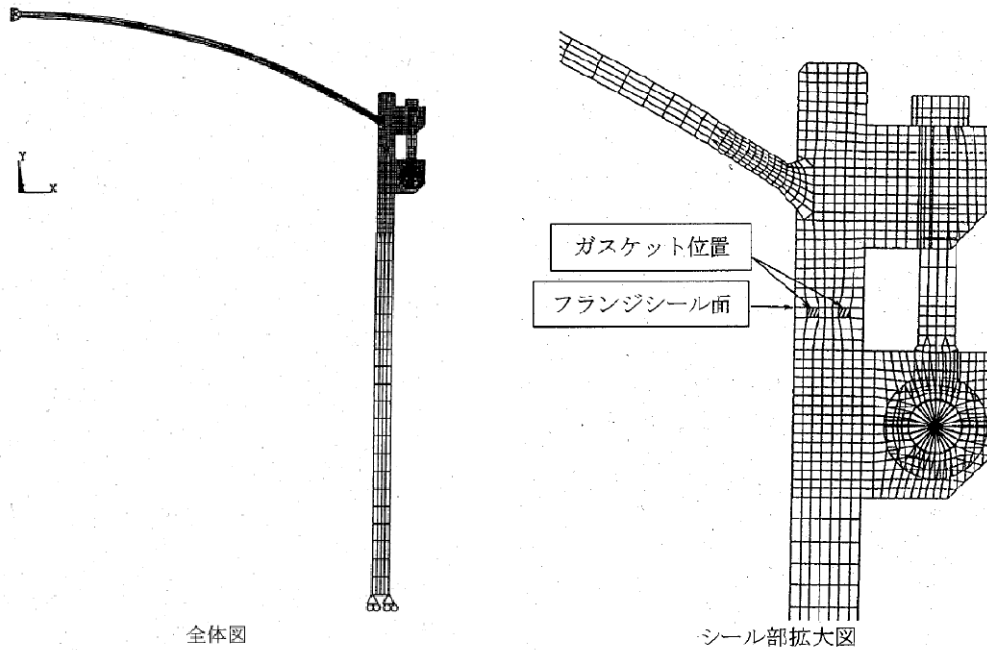


図4 NUPECハッチモデル試験解析モデル

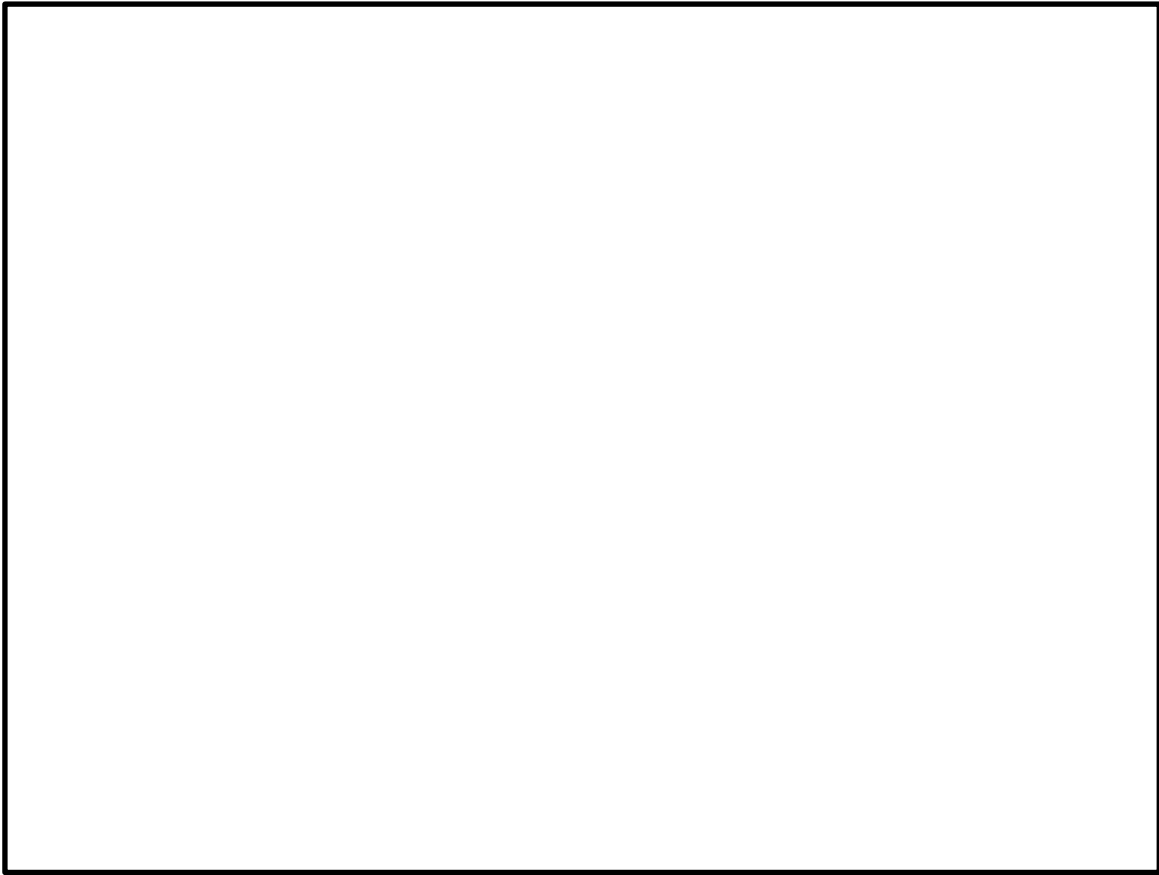


図5 当社ドライウェル主フランジ開口量評価での
相当塑性歪み分布（2Pd, 200℃時）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表1 NUPEC解析モデルと当社解析モデルの比較

解析項目	NUPEC解析モデル	当社解析モデル
解析コード	ANSYS	ABAQUS
モデル化範囲	胴部, 上鏡部: 軸対称ソリッド 要素ボルト, ブラケット: 平面応力要素 フランジシール面: 接触要素	格納容器胴部 (円筒胴, 球形胴), 上鏡部, フランジシール部構成部品 (フランジ, ボルト, ナット等): ボルト1ピッチ分をセクタとした周期対称ソリッド要素 フランジシール面: 接触要素
材料定数	試験体の材料の引張試験から得られた物性値を用いた。応力ひずみ関係は, 真応力-真ひずみ関係を多直線で近似して用いた。	設計・建設規格に基づく物性値を用いた。応力ひずみ関係は, ASME B & PV Code Sec. VIII (2013) Div. 2 ANNEX 3-D による真応力-真ひずみ関係を多直線で近似して用いた。
境界条件	上鏡中央は, 軸対称性から X 方向に拘束, Y 方向を自由。胴板下端は X 方向に自由, Y 方向を拘束。	モデル下端を固定。端部は対称条件を設定。
ボルト初期締め付け荷重	実機で設定している値を用いた。	実機で設定している値を用いた。
荷重条件	内圧を段階的に負荷し, 1.96MPa となるまで解析を実施した。	内圧を段階的に負荷し, 発散するまで解析を実施した。

改良EPDM製シール材の実機を模擬した小型フランジ試験について

改良EPDMシール材について、耐高温性、耐蒸気性を確認するために、800kGyの γ 線照射を行った材料を用いて、高温曝露又は蒸気曝露を行った後、気密確認試験を実施して漏えいの有無を確認した。また、試験後の外観観察、FT-IR分析及び硬さ測定を行い、曝露後のシール材の状況を確認した。本試験に使用した試験治具寸法を図1、試験治具及びシール材外観を図2に示す。シール材の断面寸法は実機の1/2とし、内側の段差1mmに加えて外側からも高温空気又は蒸気に曝露されることとなる。

なお、治具に使用されている鉄鋼材料と改良EPDM製シール材とでは、改良EPDM製シール材の方が線膨張係数は大きく、温度を低下させた場合には改良EPDM製シール材の方が治具と比較して収縮量が大きくなるため、試験治具溝内でのタンク等との密着性は低下する方向となり、気密試験は高温状態より室温での試験の方が厳しくなると考えられる。また、改良EPDMシール材の健全性については、蒸気曝露後もほとんど劣化していないことが確認できており、気密試験温度による材料への影響はほとんどない。

このことから、本試験のオートクレーブでの蒸気曝露及び室温でのHe気密確認試験の条件は、実プラントで想定される重大事故等時条件と比較して保守的な条件となると想定される。試験の詳細と結果を以下に記載する。

①高温曝露

熱処理炉を使用して200℃、168hの高温曝露を実施した。

②蒸気曝露

東京電力技術開発センター第二研究棟の蒸気用オートクレーブを使用して、1MPa、250℃の蒸気環境下で168時間曝露を実施した。蒸気用オートクレーブの系統図を図3に、試験体設置状況を図4に示す。

③He気密確認試験

高温曝露及び蒸気曝露後の試験体について、Heを用いて気密試験を実施した。負荷圧力は0.3MPa、0.65MPa、0.9MPaとし、スヌープでのリーク確認と、0.3MPaは保持時間10分、0.65MPa及び0.9MPaは保持時間30分で圧力降下の有無を確認した。また、0.8mmの隙間ゲージを用いて開口変位を模擬した気密確認試験も実施した（実機1.6mm相当の変位）。試験状況を図5、6に、試験結果を表1に示す。いずれの条件下でもリーク及び圧力降下は認められなかった。

④試験後外観観察

デジタルマイクロスコープを用いてHe気密確認試験後のシール材表面を観察した。観察結果を図7に示す。シール材表面に割れ等の顕著な劣化は認められなかった。



図1 試験治具寸法

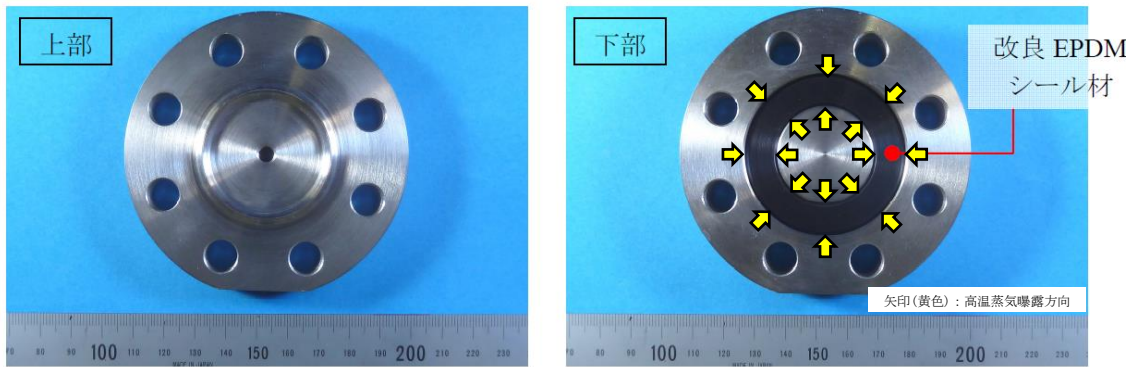


図2 試験治具及びシール材外観

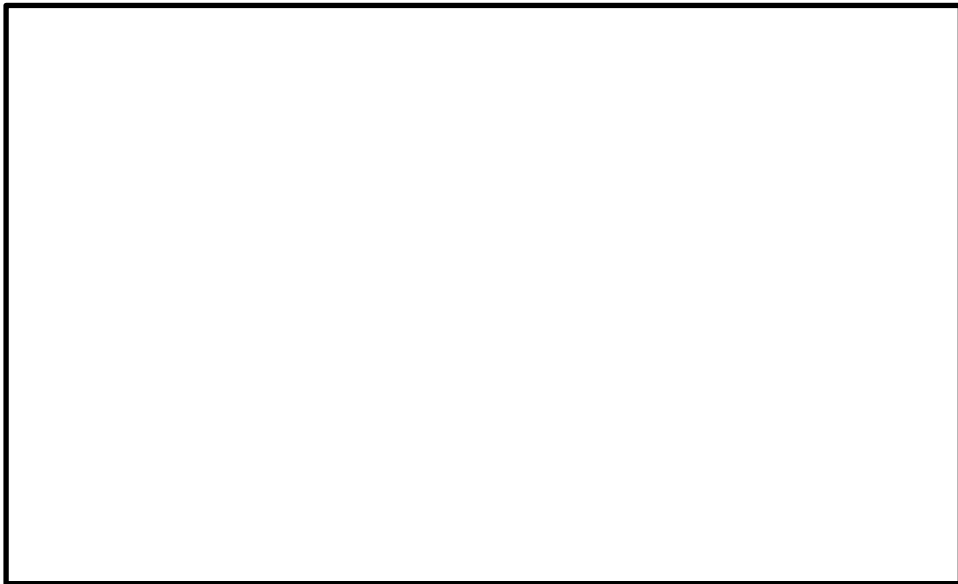


図3 蒸気用オートクレーブ系統図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図4 蒸気曝露試験体設置状況



図5 He 気密確認試験状況

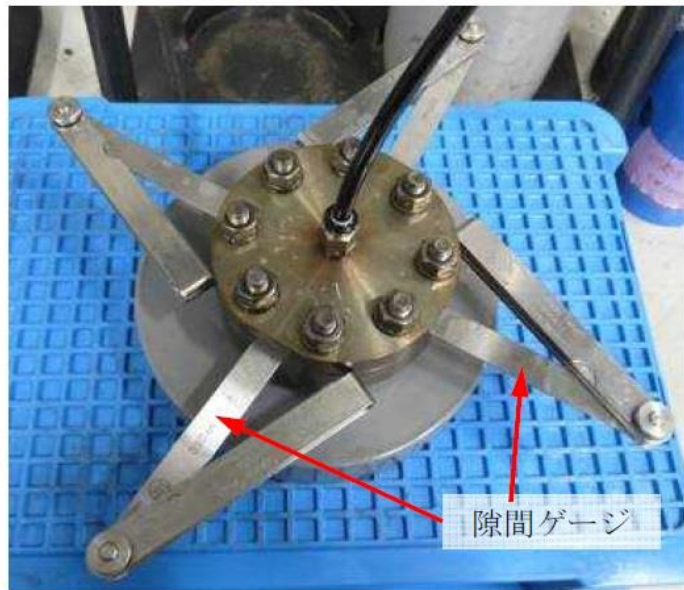


図6 He 気密試験時開口模擬
(隙間ゲージ使用)

表 1 He 気密試験確認状況

No.	曝露条件	γ 線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200°C, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa, 250°C, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa, 250°C, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

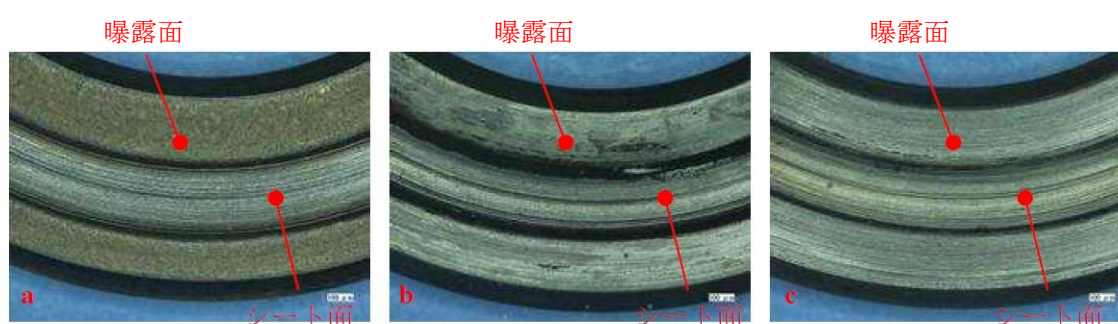


図 7 試験後外観観察結果

(a:乾熱 200°C, 168h, b, c:蒸気 250°C, 168h)

⑤ FT-IR 分析

試験後のシール材の FT-IR 分析結果を図 8, 9 に示す。FT-IR は赤外線が分子結合の振動や回転運動のエネルギーとして吸収されることを利用して、試料に赤外線を照射して透過または反射した光量を測定することにより分子構造や官能基の情報を取得可能である。高温曝露中に空気が直接接触する位置（曝露面）では、ベースポリマーの骨格に対応するピークが消失していたが、その他の分析位置、曝露条件では顕著な劣化は認められなかった。



図8 FT-IR 分析結果 (曝露面)

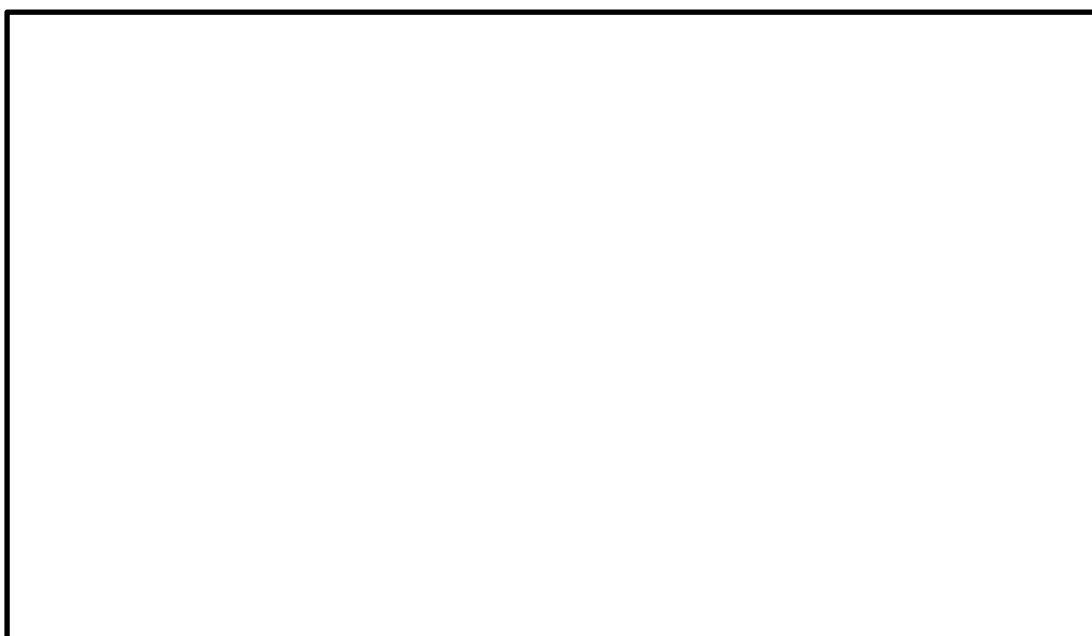


図9 FT-IR 分析結果 (シート面)

⑥硬さ測定

試験後のシール材の硬さ測定結果を図10に示す。曝露面, シート面, 裏面, 断面の硬さを測定した。曝露面において, 乾熱 200°C, 168h 条件では酸化劣化によって硬さが顕著に上昇していた。その他の部位, 条件では, 蒸気 250°C, 168h 条件の曝露面で若干の軟化が確認された以外, 硬さは初期値近傍であり, 顕著な劣化は確認されなかった。

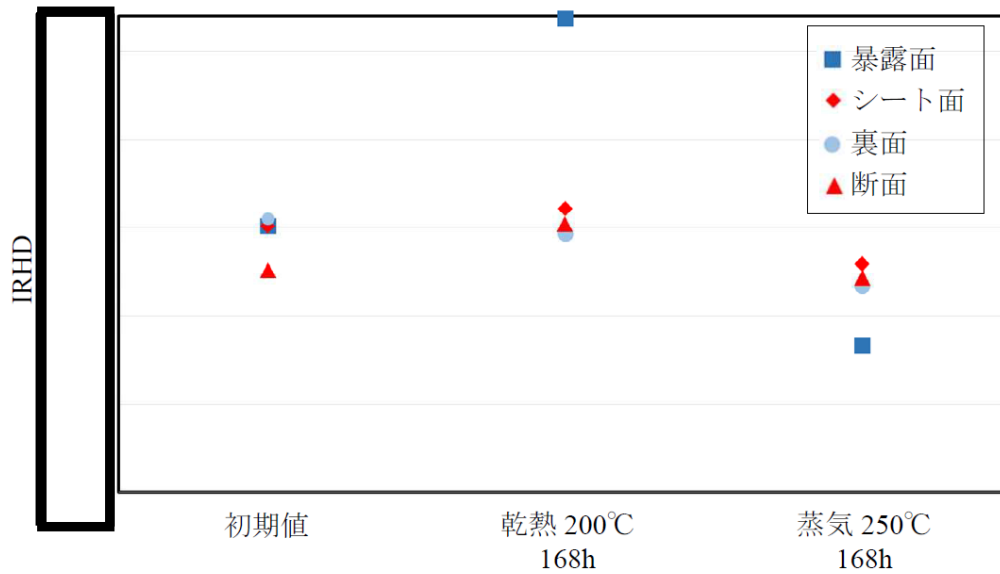


図 10 硬さ測定結果

以上の試験結果から、200°C、2Pd、168h の条件下では、改良EPDMシール材を使用した場合は、圧力上昇時のフランジ部の開口を勘案しても原子炉格納容器フランジ部の気密性は保たれると考えられる。

格納容器貫通部における楕円変形の影響

原子炉格納容器の貫通部は、事故条件下において、圧力上昇や温度上昇により貫通部が楕円変形する可能性がある。この影響について、下記のとおり検討を行った。

島根2号炉の原子炉格納容器の貫通部の中で、楕円変形による影響が大きいのは、ドライウェル胴部に取り付けられており、口径が最も大きく、貫通部長さが最も短い、機器搬入口である。

機器搬入口フランジ部の複雑な変形挙動について、図1のとおり原子炉格納容器本体と機器搬入口をモデル化し、三次元モデルを用いて弾塑性解析を実施した。その結果、図2のとおり2Pdにおけるフランジ部の開口量が、許容開口量 \square mmを下回ることを確認した。

また、ハッチ等の貫通部の蓋は、フランジボルトにより貫通部に固定され、フランジボルト以外に拘束力を作用させるものが存在しないため、フランジ面が内圧以外の要因で開口することはない。

このため、貫通部が変形することにより開口が生じることはないものとする。

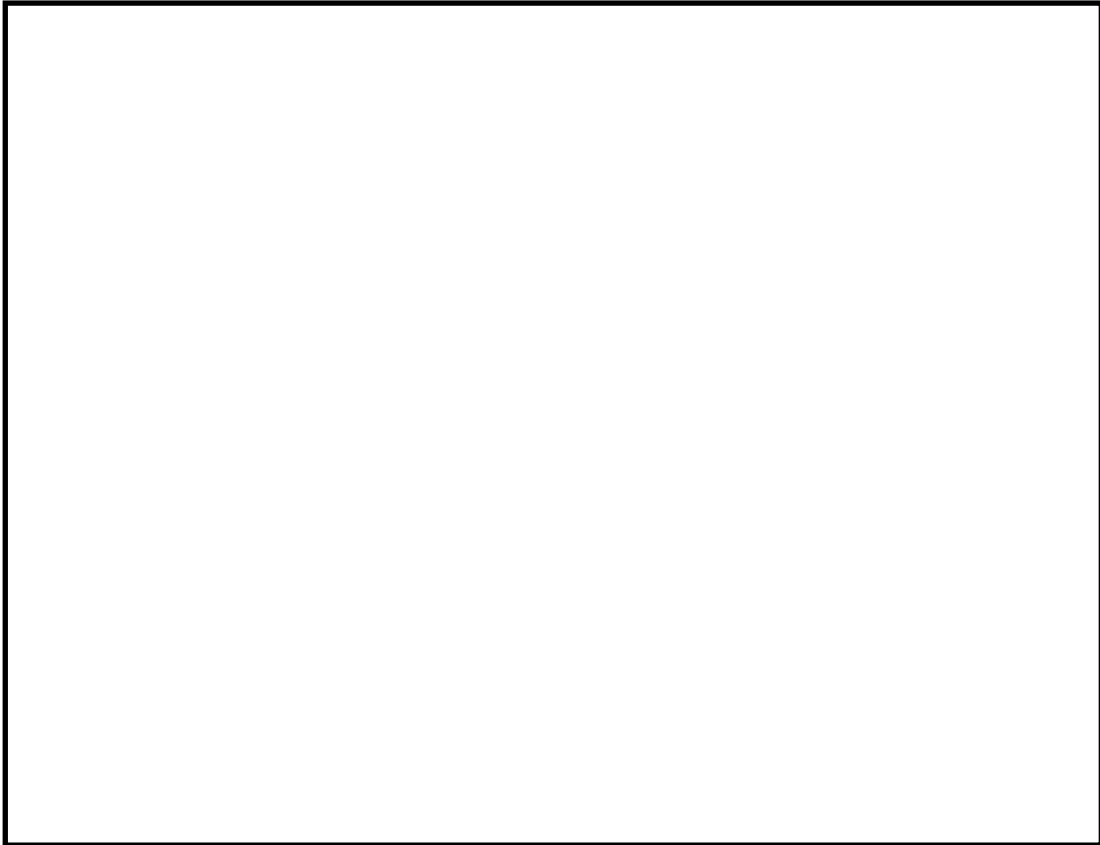


図1 解析モデル

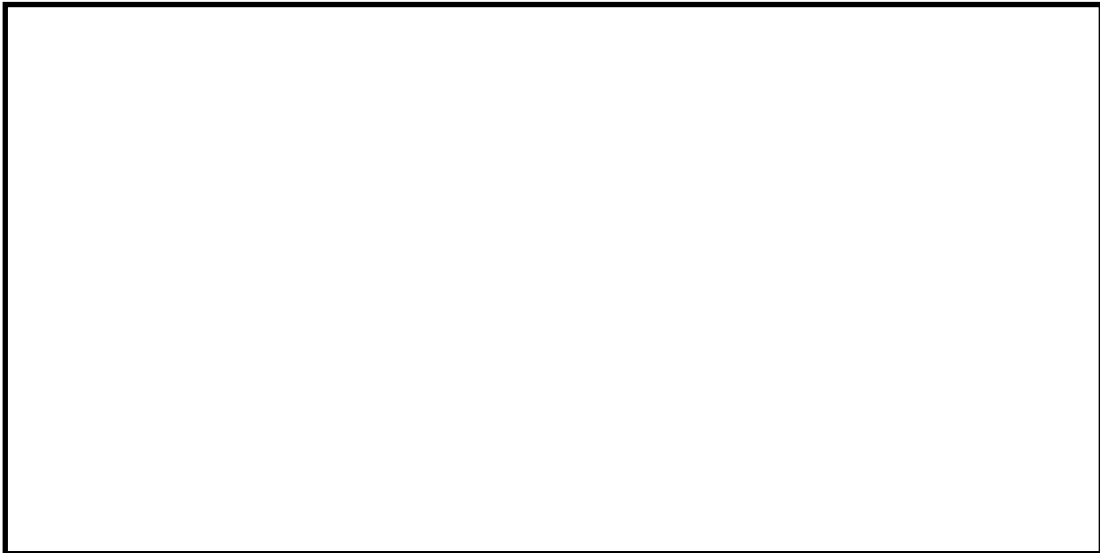


図2 開口量解析結果

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

モデル化している各部位の耐震性について

格納容器バウンダリを構成する各機器（ドライウエル，サプレッション・チェンバ，ベント管，機器搬入口，所員用エアロック，逃がし安全弁機器ハッチ，制御棒駆動機構搬出ハッチ，原子炉格納容器配管貫通部及び原子炉格納容器電気配線貫通部）について，基準地震動 S_s に対する耐震性を示すため，地震時の発生応力を算出し，供用状態 D_s の評価基準値と比較した。その結果，表1に示すとおり，全ての評価部位において評価基準値を満足しており，評価対象部位は地震に対して健全性を有していると考ええる。

なお，フランジ部については，フランジ面がボルトにより固定されており，地震時にはフランジ接合された部位同士が一体として加振されるため，地震によってフランジ部応力は発生しないと考えられる。

表1 地震時の原子炉格納容器における発生応力及び評価基準値

評価機器	一次応力		
	応力分類	発生応力 (MPa)	供用状態Dsにおける評価基準値 (MPa)
ドライウエル	一次局部膜＋ 一次曲げ応力		
サプレッション・ チェンバ	一次局部膜＋ 一次曲げ応力		
ベント管	一次局部膜＋ 一次曲げ応力		
機器搬入口	一次局部膜＋ 一次曲げ応力		
所員用エアロック	一次局部膜＋ 一次曲げ応力		
逃がし安全弁 搬出ハッチ	一次局部膜＋ 一次曲げ応力		
制御棒駆動機構 搬出ハッチ	一次局部膜＋ 一次曲げ応力		
原子炉格納容器 配管貫通部	一次一般膜応力		
原子炉格納容器 電気配線貫通部	一次局部膜＋ 一次曲げ応力		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

動的荷重の影響について

1. はじめに

原子炉格納容器については、事故時に動的な荷重が発生する可能性がある。ここでは、評価温度・圧力（200℃、2Pd）において考慮すべき動的荷重を抽出し、その影響を評価した。

2. 考慮すべき動的荷重の抽出

原子炉格納容器内における動的な荷重は、以下によって生じうる。

- (1) 高温の炉心（熔融デブリを含む）と水との接触に伴う蒸気発生
 - ① 損傷炉心等のヒートアップした炉心への注水時の蒸気発生
 - ② 下部プレナムへの熔融炉心の移行（リロケーション）時の蒸気発生
 - ③ 原子炉圧力容器破損に伴う F C I 発生時の蒸気発生

- (2) 原子炉冷却材バウンダリ内に内包された高エネルギー流体の格納容器への放出
 - ① L O C A ブローダウン時の高温水・蒸気の放出
 - ② 逃がし安全弁の作動に伴うサプレッション・プールへの蒸気放出

これらのうち、原子炉格納容器圧力の上昇率が最も大きく、フランジ等の開口量の変化速度が速い事象は、(1)③の F C I 発生時の蒸気発生である。この影響について、3. に示す。

また、(2)②については、原子炉格納容器圧力の上昇率は大きくないものの、サプレッション・チェンバ内で動的な荷重が発生する。加えて、(2)①についても、ダウンコマからの高温水・蒸気の吹き出しによってサプレッション・チェンバ内に動的な荷重が発生する。これらの影響について、4. に示す。

3. 原子炉圧力容器破損に伴う F C I 発生時の蒸気発生の影響について

有効性評価に関する事故シナリオにおいて、溶融炉心がペDESTALに落下した際に格納容器内圧力がスパイク上に上昇する。フランジ等のシール部に用いるシール材は、フランジ等の開口量に合わせて形状が変化することによりシール性能を確保しているが、フランジ等の開口量の変化する速度にシール材の形状の変化が追従できない場合には、漏えいが生じる可能性がある。

このため、シール材の形状が変化するために必要な時間（復元速度）を確認し、フランジ部の開口量の変化速度との比較を行った。

3.1. シール材の形状変化速度

フランジ部において採用する改良 E P D M シール材について、復元速度を評価するため、JIS K 6254 に基づく試験を行った。

当社が評価している有効性評価に関する事故シナリオにおいて、原子炉格納容器内圧力の変化速度が最も早くなるのは、溶融炉心がペDESTAL内に落下した際の圧力上昇時（F C I 評価）である。この場合における開口量の変化速度は $3.4 \times 10^{-3} \text{mm/sec}$ 程度であることがわかっているため、 $3.4 \times 10^{-3} \text{mm/sec}$ を上回る 300mm/min (5mm/sec) 及び 500mm/min (8.33mm/sec) を試験速度とした。

試験では、常温下で全条件劣化前寸法の 30% (約 3.75mm) 押し込むまで一定速度 (300mm/min 及び 500mm/min) で圧縮後、初期位置まで一定速度 (300mm/min 及び 500mm/min) で荷重を開放し、この際に改良 E P D M に加わる圧縮応力を測定する試験を実施した (図 1 参照)。本試験装置では、シール材の荷重を開放するとき、シール材の復元速度が試験装置の開放速度より大きい場合には圧縮応力が計測されることから、これにより、復元速度を測定することができる。

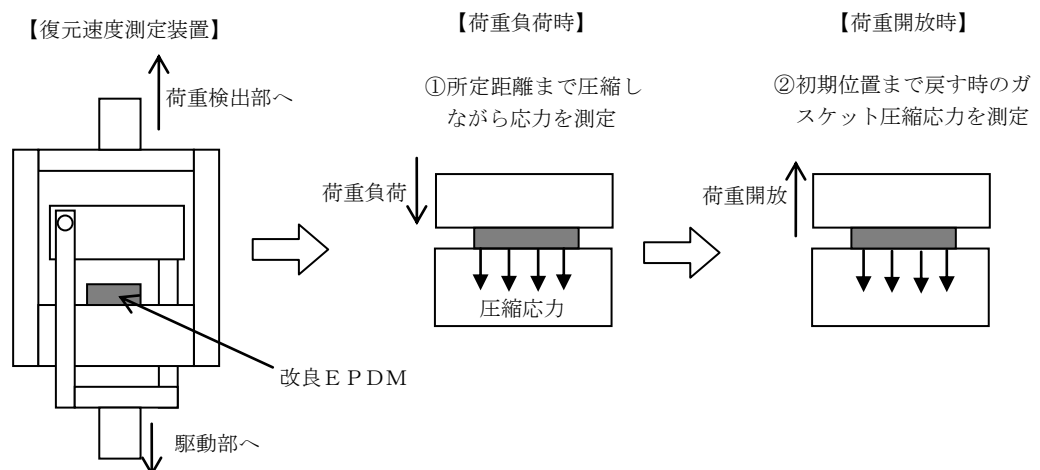


図 1 復元速度測定試験の概要

試験においては、表 1 に示す劣化を付与した試験体を用いて復元速度測定を行った。

表 1 試験体に与えた劣化条件

ケース	材料	照射量	曝露媒体	曝露温度	試験体数
1	改良 E P D M	1MGy	蒸気	200°C (168 時間)	3
2	改良 E P D M	1MGy	蒸気	200°C (168 時間) +150°C (168 時間)	3

3.2 試験結果

試験結果を図 2, 3 に示す。この図に示すように、荷重開放時の各計測点において圧縮応力が測定されたことから、改良 E P D M シール材の復元速度は 500mm/min (8.33mm/s) 以上であることを確認した。前述の通り、フランジ開口量の変化速度が最も早くなるのは、溶融炉心がペDESTAL 内に落下した際の圧力上昇時 (F C I 評価) であるが、その時のフランジ開口変化速度は 3.4×10^{-3} mm/sec 程度であり、以下の通りシール材復元速度は十分な追従性を有しているものであり、急速な開口に対してもシール機能を維持できるものと考えている。

シール材復元速度 500mm/min (8.33mm/sec) 以上 >

フランジ開口変化速度 3.4×10^{-3} mm/sec

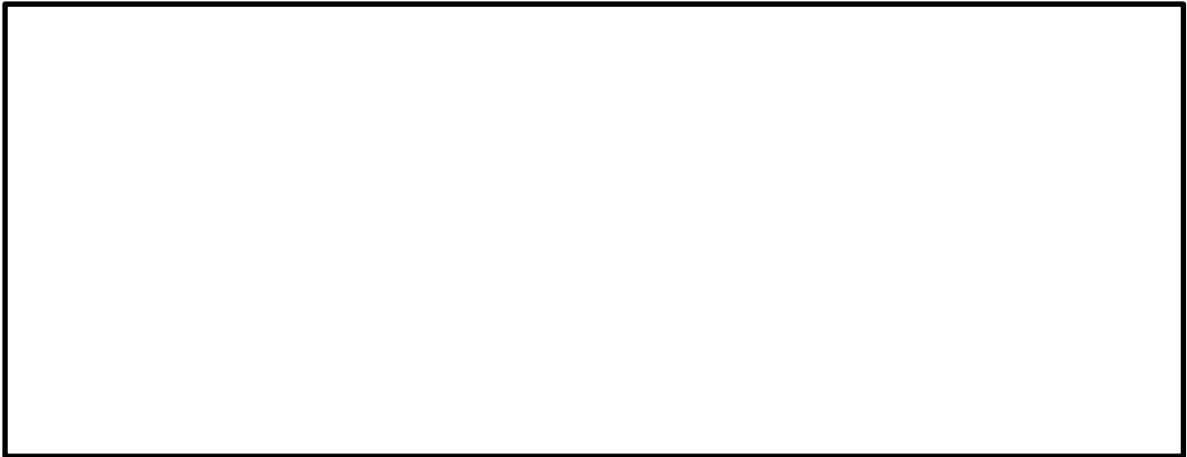


図2 復元速度測定試験（試験数：各3）
（劣化条件＜ケース1＞：放射線 1MGy, 蒸気 200℃, 168h）
（左：300mm/min, 右：500mm/min）



図3 復元速度測定試験（試験数：各3）
（劣化条件＜ケース2＞：放射線 1MGy, 蒸気 200℃, 168h⇒150℃, 168h）
（左：300mm/min, 右：500mm/min）

4. 逃がし安全弁の作動に伴うサプレッション・プールへの蒸気放出の影響について

サプレッション・チェンバに作用する水力学的動荷重は大別して次の 2 種類がある。

- (1) ドライウェルとサプレッション・チェンバを繋ぐベント管からの吹き出しによる荷重
- (2) 主蒸気逃がし安全弁の作動時に、サプレッション・プール水中の排気管端部に設置されたクエンチャからの蒸気吹き出しによる荷重

このうち(1)については、格納容器圧力が低い L O C A 発生直後で支配的となる現象であるため、その後、格納容器が限界温度・圧力に近づいた状態においては評価不要と考える。したがって、(2)のクエンチャからの蒸気吹き出しによる荷重の影響について検討を行った。

クエンチャからの蒸気吹き出しに伴う荷重には、次の 2 種類がある。

(a) 気泡振動荷重

主蒸気逃がし安全弁作動時に排気管内の空気が圧縮され、クエンチャから水中に放出される際に、気泡の膨張・収縮の繰り返しにより生じる荷重。

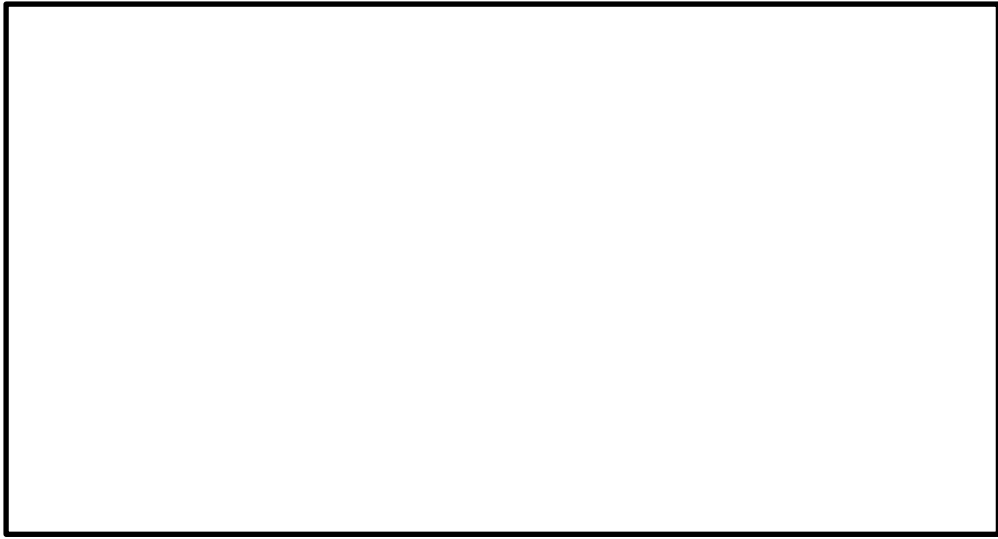
(b) 蒸気凝縮振動荷重

原子炉圧力容器からの蒸気が、クエンチャから水中に放出される際に生じる凝縮振動。

このうち、(a)の気泡振動荷重については、荷重の大きさがガス量とそのエネルギーに支配され、プラント設計においては主蒸気逃がし安全弁排気管の吹き出し圧力を考慮した荷重を設定している。重大事故時における排気管内のガス量や吹き出し圧力は、設計基準事故時と同等か、温度上昇に伴う排気管内のガス密度の低下によって低下する傾向にあると考えられるため、気泡振動荷重がプラント設計条件よりも厳しくなることはない。

(b)の蒸気凝縮振動荷重については、排気管に設置されているクエンチャの効果により安定した蒸気凝縮が行われることから、気泡振動荷重と比較しても十分小さく、また、サプレッション・プール水のサブクール度の変化によっても不安定凝縮が発生しない事が、過去の試験において確認されている。(第 5 図参照)

これらの検討結果から、重大事故等時におけるサプレッション・チェンバ動荷重の影響は、プラント設計時に考慮している動荷重の影響と同等レベルであると考える。



第4図 蒸気凝縮時の圧力変動と水温の関係

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

実機フランジ模擬試験の概要について

改良EPDM製のシール機能の性能確認として、実機フランジモデルを用いて、実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を行った。試験フローを図1に示し、試験の概要を以下に示す。

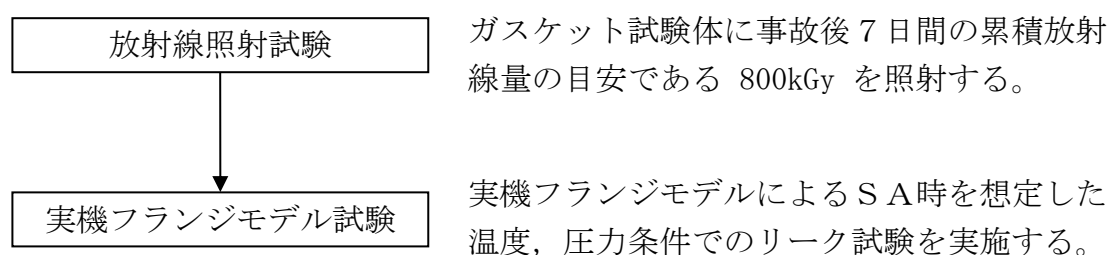


図1 実機フランジ模擬試験の試験フロー

1. 試験装置

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

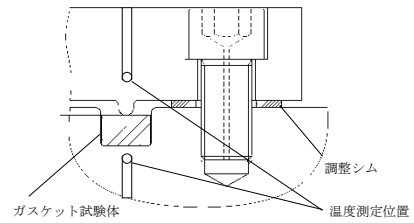
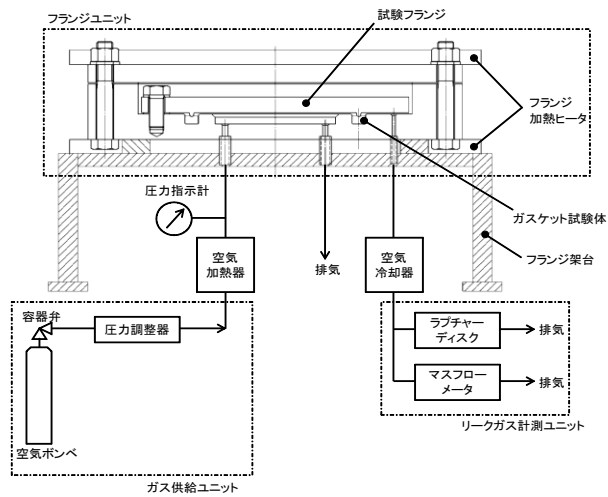
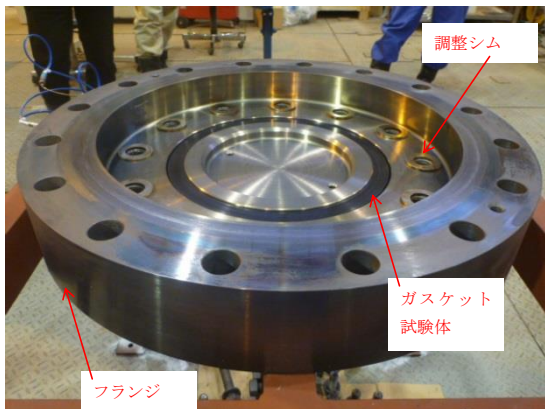
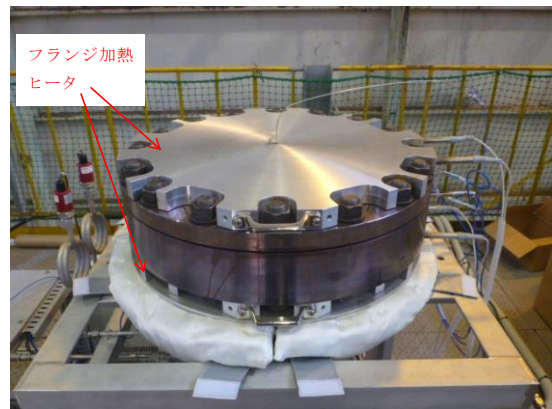


図2 試験装置概要図

図3 T&G型の溝断面拡大図



試験装置外観 (フランジ開放時)



試験装置外観 (フランジ密閉時)

図4 試験装置外観写真

2. 試験条件

試験条件を表1に示す。事故条件を模擬するために、放射線照射量は、フランジガスケット部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGyを予め照射したシール材を用いる。放射線による劣化と熱による劣化は、逐次法(放射線→熱)により付与した。

一般に有機材料の放射線劣化挙動には、酸素が影響を及ぼすことが知られているが、環境に酸素が存在しない場合においては放射線と熱の同時法と逐次法(放射線→熱)の劣化はほぼ等しいことが知られている。格納容器内は、通常時は窒素環境下、事故時は蒸気環境下であり、酸素が常に供給される環境では無いことから、放射線と熱の同時曝露の影響は十分小さいものと考えられるため、逐次法による劣化の付与は妥当であると考ええる。なお、「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」において、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定められた温度条件下に曝露することが定められており、このことから逐次法による劣化の付与は妥当であると考ええる。

また、改良EPDM製の劣化は、一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、加圧雰囲気は蒸気ではなく高温空気(乾熱)を用いる。また、温度については、格納容器限界温度である200℃、さらに余裕を見た250℃、300℃とし、加圧圧力は格納容器限界圧力2Pd(0.853MPa)を包絡する圧力で気密確認を実施する。また、内圧上昇後の実機フランジの開口を模擬するため、フランジによるガスケット試験体の押込量を最小限(0mm)で設定する。ガスケットの押込量は、設計押込量に対し、予備試験によりリークしない最小の押込量に設定する。なお、予備試験の結果、何れの試験ケースともリークしない最小押込量は0mmであった。

3. 試験結果

試験結果を表1に示す。フランジによるガスケット試験体の押込量が最小限(0mm)であっても有意な漏えいは発生せず、200℃・168hr、250℃・96hr、300℃・24hrの耐性が確認された。図5に200℃・168hrの試験ケースにおける試験体の外観を示す。図5より、フランジとガスケット試験体との接触面を境界として劣化(表面のひび割れ)は内周側で留まり、外周側に有意な劣化が見られないことから、フランジ接触面でシール機能を維持できていることが確認された。また、断面形状より、劣化(表面のひび割れ)はガスケット試験体の表面層のみで留まっているため、有意な劣化が進行していないことが確認された。

表1 シビアアクシデント条件での試験結果※

No.	試験体	温度	継続時間	押込量	漏洩
1	改良E PDM(A)	200℃	168hr	0mm	無
2	改良E PDM(A)	250℃	96hr	0mm	無
3	改良E PDM(B)	250℃	96hr </td <td>0mm</td> <td>無</td>	0mm	無
4	改良E PDM(A)	300℃	24hr	0mm	無
5	改良E PDM(B)	300℃	24hr	0mm	無

※下記条件は全ケース共通である。

試験圧力：2 Pd 以上，照射量：800kGy ，過圧媒体：乾熱(空気)

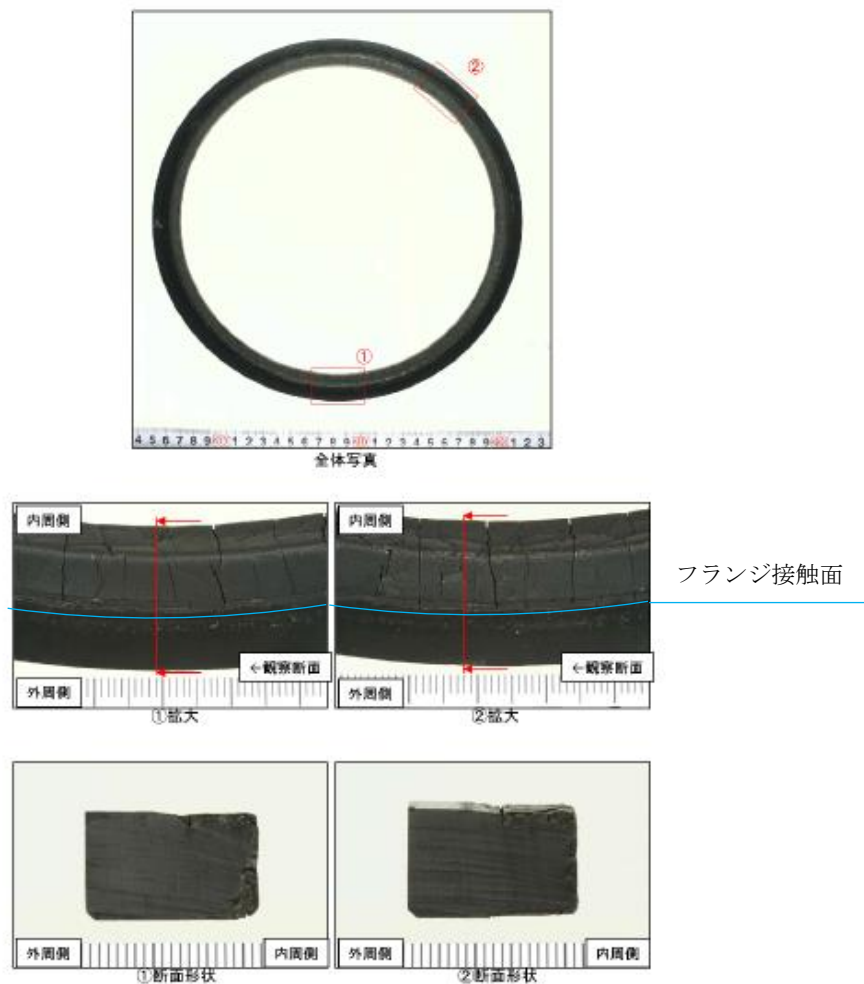


図5 200℃・168hr 試験後の試験体外観

(※)日本原子力学会 2015年秋の大会投稿

SA 時のサブプレッション・チェンバ構造評価における水力的動荷重の影響について

本章では、SA 時のサブプレッション・プール水位上昇を踏まえた水力的動荷重の影響について説明する。SA 時のサブプレッション・プール水位上昇する時間帯でサブプレッション・チェンバに作用する可能性がある水力的動荷重は、以下に示す通り、ダウンコマ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）及び逃がし安全弁作動時におけるクエンチャからの吹き出しによる荷重（逃がし安全弁作動時気泡振動荷重）が考えられる。これ以外の水力的動荷重については、図 1 で示す通り事故後初期に起きる事象であり、サブプレッション・プール水位が上昇する時間帯に考慮する必要はないと考えている。

- (1) ドライウェルとサブプレッション・チェンバを繋ぐダウンコマからの蒸気吹き出しによる荷重
 - ・ 蒸気凝縮振動荷重
 - ・ チャギング荷重
- (2) 逃がし安全弁作動時におけるプール水中の逃がし安全弁排気管端部に設置されたクエンチャからの気泡吹き出しによる荷重
 - ・ 逃がし安全弁作動時気泡振動荷重

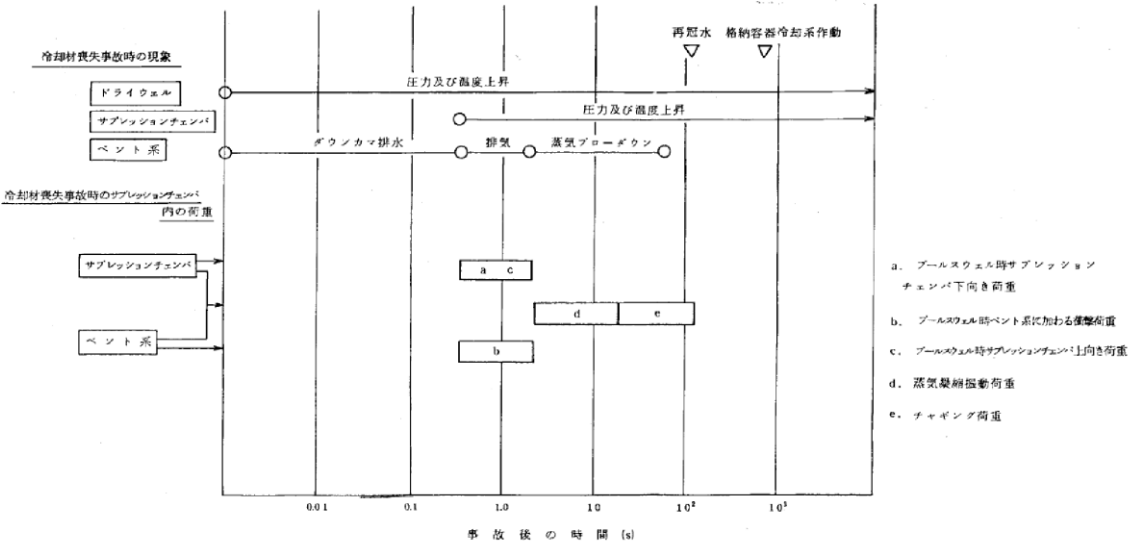
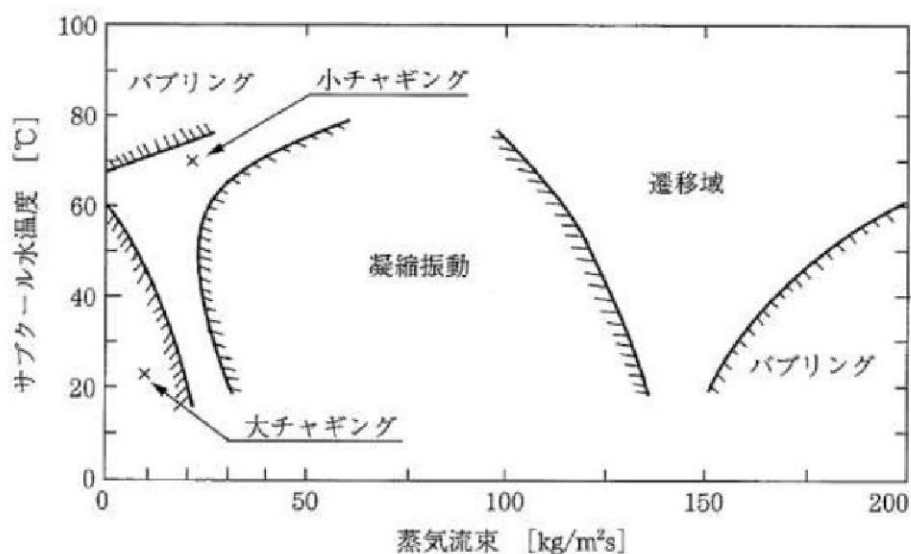


図 1 冷却材喪失事故時荷重の時間履歴（既工認図書 抜粋）

以上のことから、蒸気凝縮振動荷重・チャギング荷重・逃がし安全弁動作時気泡振動荷重について、SA 時のサプレッション・プール水位上昇時における影響を検討したところ、いずれも建設時に考慮している動荷重で設計していれば影響を与えないレベルであることを確認した。以下に、その検討内容について示す。

- (1) ドライウェルとサプレッション・チェンバを繋ぐダウンコマからの蒸気吹き出しによる荷重
- ・ 蒸気凝縮振動荷重
 - ・ チャギング荷重

SA 時サプレッション・プール水位が高い状況に考慮すべき動荷重について検討を行った。蒸気凝縮に伴う動荷重には、高蒸気流量域で生じる蒸気凝縮振動 (Condensation Oscillation) と、蒸気流量が小さい領域で生じるチャギング (Chugging) があり、前者は水温が高くなると荷重が増大し、後者は逆に水温が高くなると荷重は小さくなることが知られている。これらの関係を整理したものを図 2 に示す。



藤井 他「気液二相流の動的配管計画」日刊工業新聞社(1999)をもとに作成

図 2 蒸気凝縮の様態

ここで、SA 時のサプレッション・プール水位が高い状況における格納容器ベント時の蒸気凝縮振動、チャギングについて考えるため、大 LOCA (ベント) シナリオの図 3 格納容器内圧力、図 4 サプレッション・プール水位、図 5 サプレッション・プール水温度を参照する。

格納容器ベント時のダウンコマにおける蒸気流量は、格納容器圧力が 0.853MPa [gage] における最大排出流量 [] kg/s からダウンコマ流路面積 [] m² を踏まえて算出すると約 0.99kg/m²s であり、LOCA 発生直後の蒸気流量約 90kg/m²s に比べて十分に小さいため、蒸気凝縮振動は発生しないものと考えている。

また、チャギングについても、チャギングが発生すると思われる蒸気流量よりも十分低いこと（安定なバブリング領域）、かつ、仮に発生したとしてもサプレッション・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。

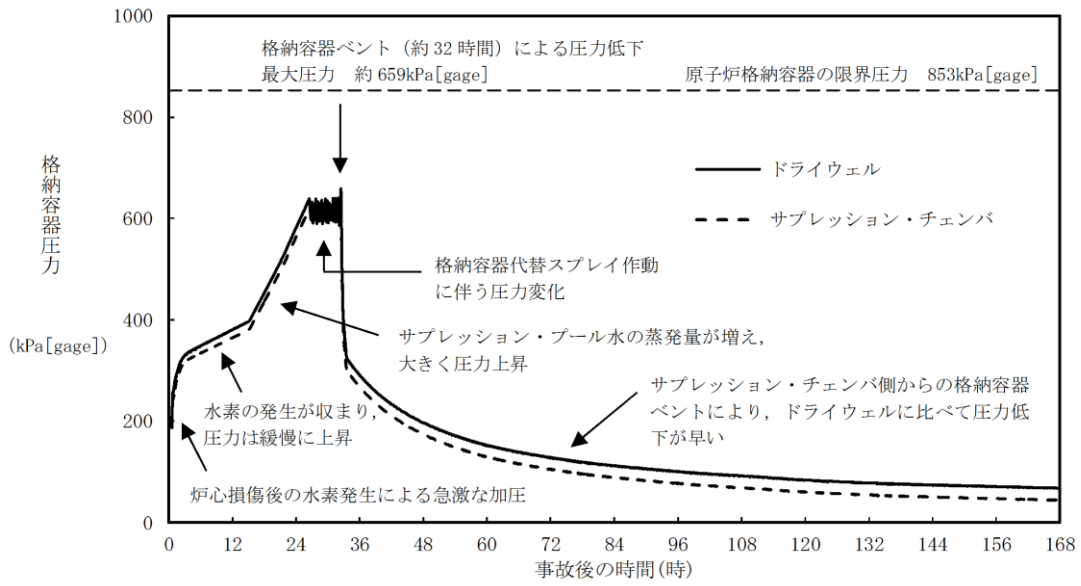


図 3 格納容器圧力の推移 (大 LOCA)

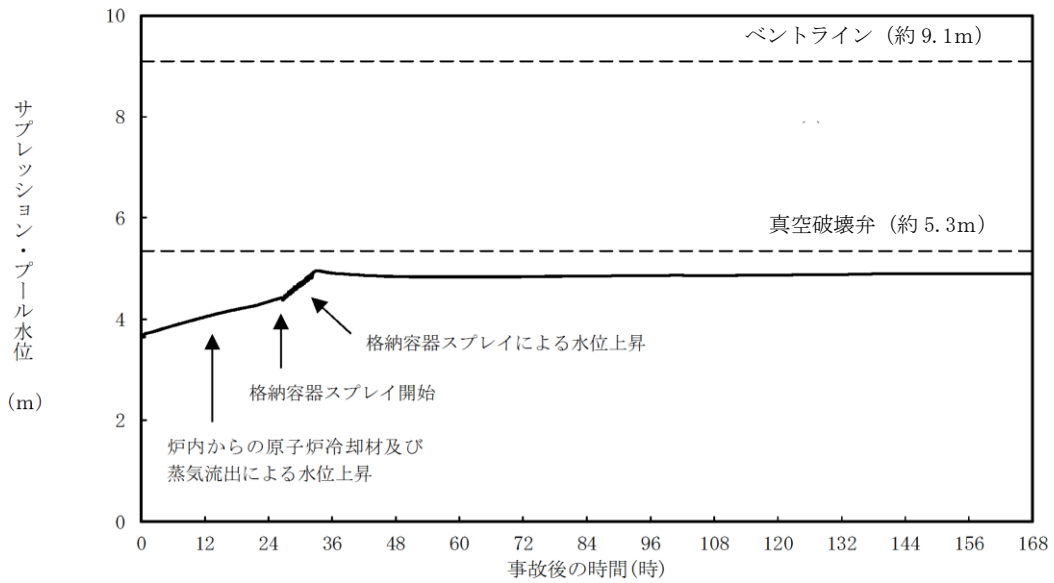


図 4 サブプレッション・プール水位の推移 (大 LOCA)

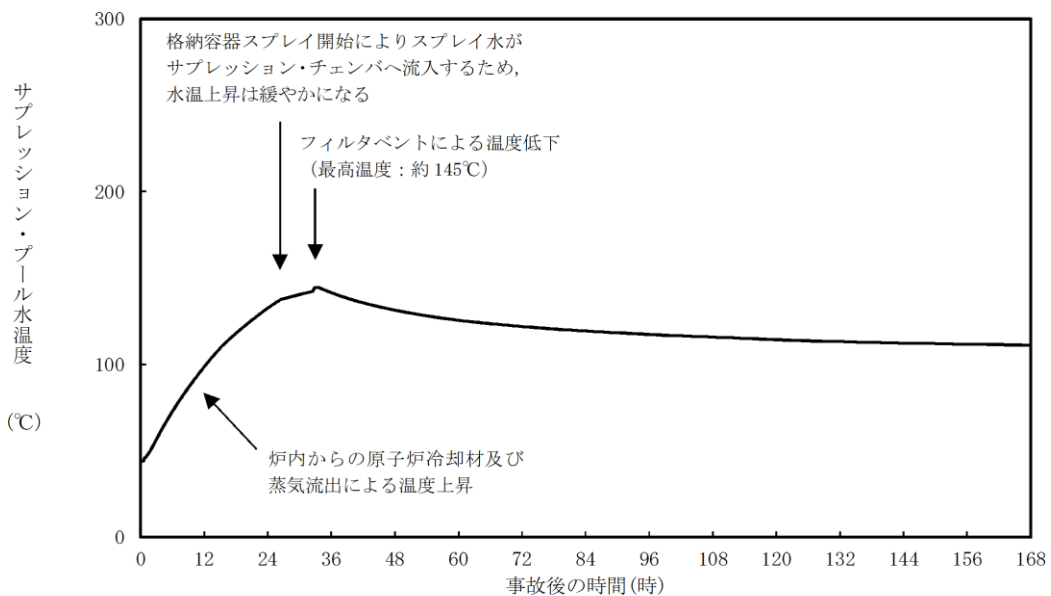


図5 サプレッション・プール水温度の推移 (大 LOCA)

- (2) 逃がし安全弁作動時におけるプール水中の逃がし安全弁排気管端部に設置されたクエンチャからの気泡吹き出しによる荷重
- ・ 逃がし安全弁作動時気泡振動荷重

逃がし安全弁作動時荷重を考慮すべき状況は、SB0 時のように、原子炉が高圧状態での隔離が長時間継続する場合であり、その場合は逃がし安全弁作動時荷重が生じ得る。

SB0 時の原子炉圧力、蒸気流量、サブプレッション・プール水位、サブプレッション・プール水温度を図6～9に示すが、この場合のサブプレッション・プール水位は真空破壊弁高さよりも十分に低い。

また、LOCA 時やその他のシーケンス時には、原子炉は短時間で減圧されるため、その後サブプレッション・プール水位が上昇した時点では、原子炉又は逃がし安全弁排気管からの大流量の蒸気放出はなく、逃がし安全弁作動時荷重を考慮する必要はないと考えている。

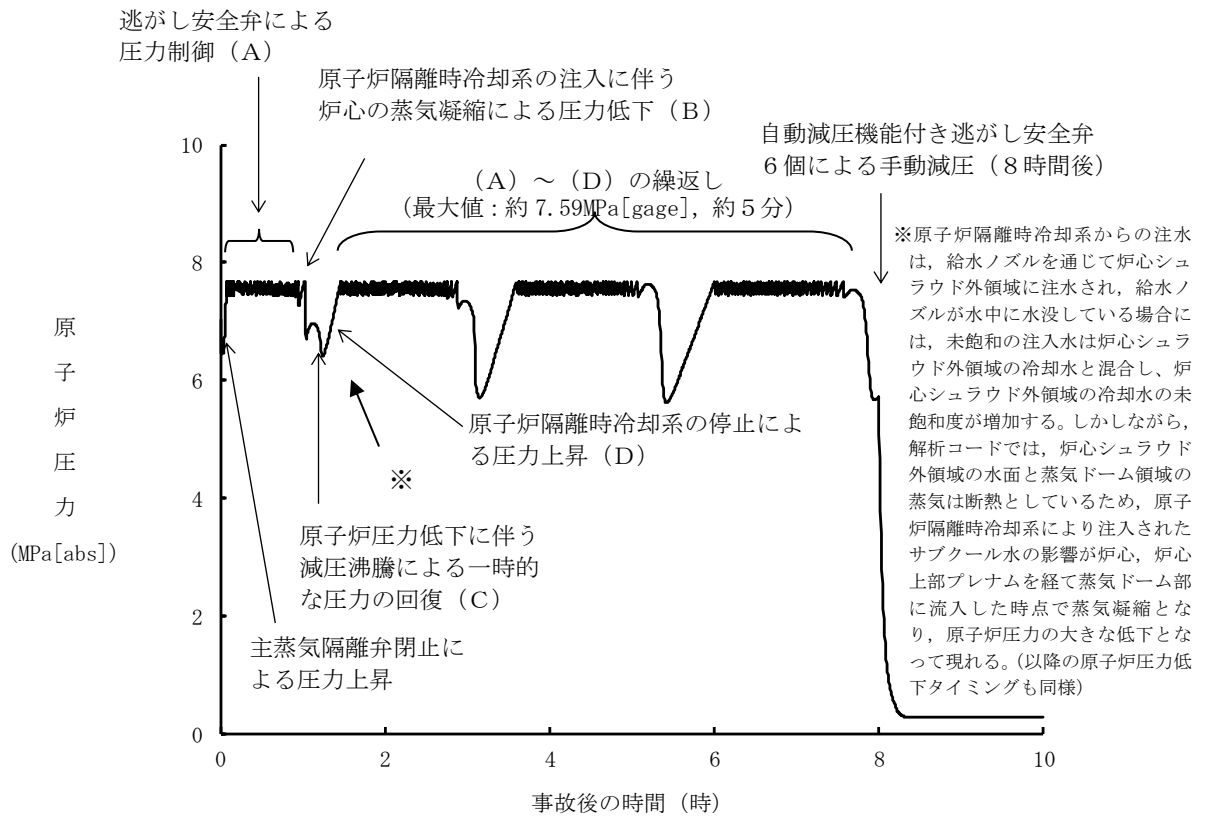


図6 原子炉圧力の推移 (SB0)

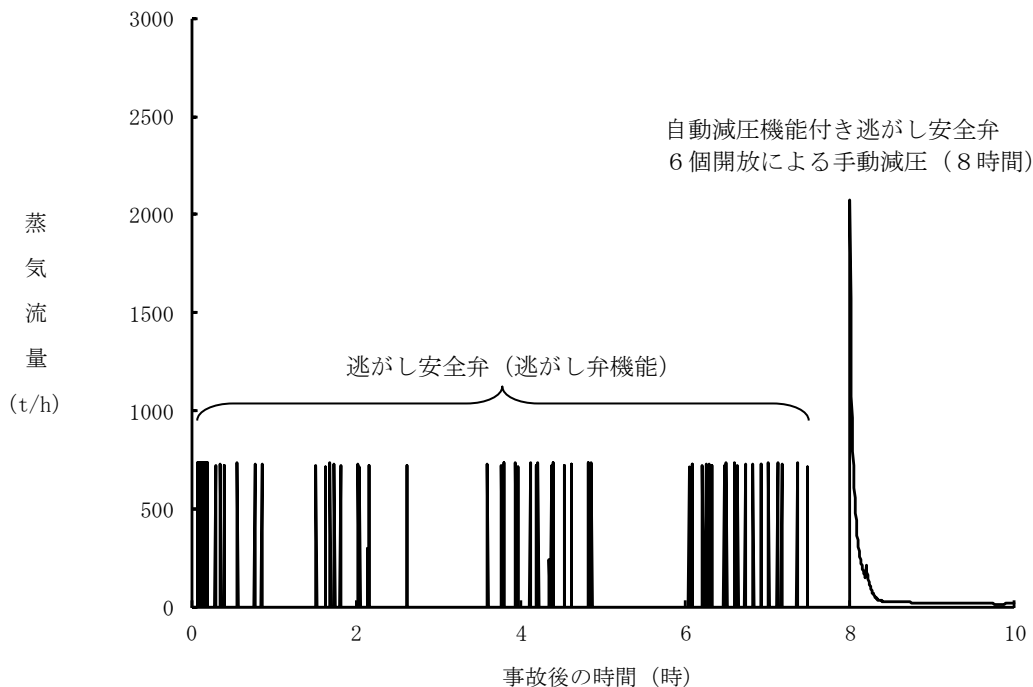


図7 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移 (SB0)

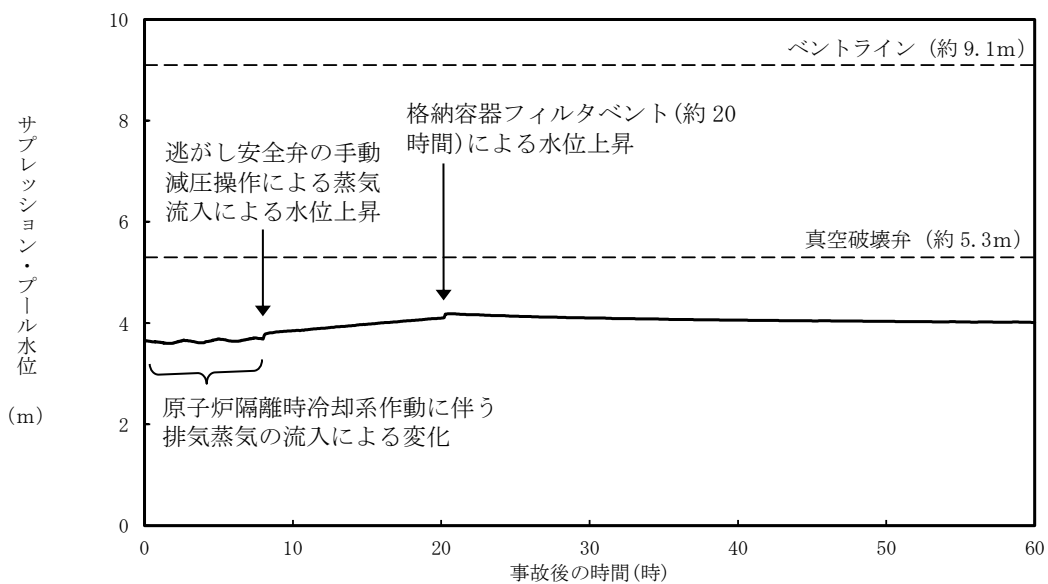


図 8 サプレッション・プール水位の推移 (SB0)

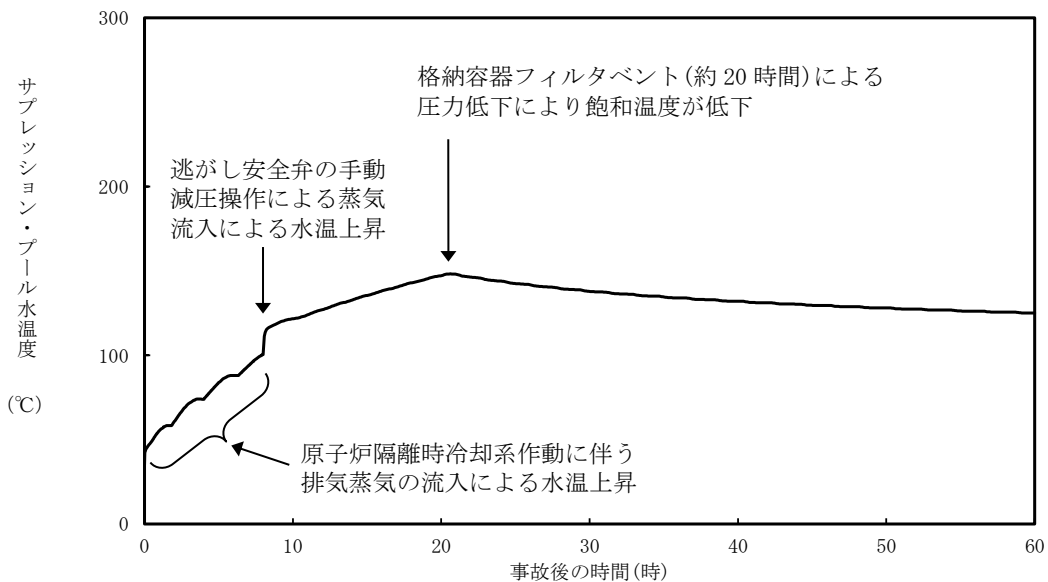


図 9 サプレッション・プール水温度の推移 (SB0)

以上のことから、SA 時サプレッション・プール水位上昇時のダウンカムによる蒸気凝縮荷重及びチャギング荷重、逃がし安全弁作動時における逃がし安全弁作動時荷重については考慮する必要はないと考えており、建設時に設計考慮した動荷重で評価していることで十分と考えている。

ここで、SA 時に逃がし安全弁作動時荷重が最も大きく発生する状況として、保守的な評価を実施するため、炉心損傷しながらも原子炉压力容器バウンダリが破損しておらず、高圧注水系が作動している場合を考える。この場合には、逃がし安全弁の作動によって DBA 時の想定と同程度の動的荷重が発生するとともに、格納容器圧力も最高使用圧力（1Pd）程度まで上昇していると考えられる。

そこで、最高使用圧力（1Pd）＋死荷重＋逃がし安全弁作動時荷重を組合せた場合の一次応力評価及び各荷重による応力発生値の内訳を表 1 に示す。

表 1 に示す通り、SA 時に逃がし安全弁作動によってサプレッション・チェンバ胴部に発生する応力値は、保守的な条件を想定した場合においても、評価基準値を下回ることを確認した。

表 1 サプレッション・チェンバ胴部の強度評価結果

評価部位	応力分類	発生応力 [MPa]			合計	評価基準値* [MPa]
		内訳				
		最高使用圧力 (1Pd)	死荷重	逃がし安全弁 作動時 荷重		
胴一般部 (P2)	P_m					327
	P_L+P_b					490

※：保守的に 200°C として設定した評価基準値

限界温度・圧力に対する評価対象部位の裕度について

原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備に関して、重大事故時に放射性物質の閉じ込め機能を喪失する要因として、原子炉格納容器内の温度・圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴い、構造健全性が失われる場合と、シール部の耐漏えい機能が失われる場合が想定される。

- ① 原子炉格納容器本体
 - 延性破壊，疲労破壊
- ② ドライウェル主フランジ
 - 延性破壊，変形，高温劣化（シール部）
- ③ ハッチ類
 - ・機器搬入口・・・・・・・・延性破壊，座屈，変形，高温劣化（シール部）
 - ・所員用エアロック・・・・・・・・延性破壊，変形，高温劣化（シール部）
 - ・逃がし安全弁搬出ハッチ・・・・・・・・延性破壊，座屈，変形，高温劣化（シール部）
 - ・制御棒駆動機構搬出ハッチ・・・・・・・・延性破壊，変形，高温劣化（シール部）
- ④ 配管貫通部
 - ・接続配管・・・・・・・・延性破壊
 - ・スリーブ・・・・・・・・延性破壊
 - ・平板類・・・・・・・・延性破壊，変形，高温劣化（シール部）
 - ・セーフエンド・・・・・・・・延性破壊
 - ・ベローズ・・・・・・・・疲労破壊
- ⑤ 電気配線貫通部
 - 延性破壊，高温劣化
- ⑥ 原子炉格納容器隔離弁
 - 延性破壊，高温劣化

これら機能確保のために評価を行う必要のある機器に関し、構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定して評価を行ったが、判断基準に対する各機器の裕度について、表1に示す。

裕度の考え方は部位ごとに異なっており、破損限界を評価することができるものについては、200℃、2Pdにおける状態と破損限界との比較を行っている。一方、破損限界が確認できていないものについては、200℃、2Pdの状態における健全性を確認した際の判定基準に対する裕度を評価した。

その結果、構造部材について裕度が最小となるものは、配管貫通部（ベローズ）であり、裕度は約1.1であった。ただし、本評価においては、評価基準として、規格等に定められている許容値を用いて評価しているものであり、許容値が保守的に設定されているものであることから、実際の構造部材としての実力ではさらに裕度を有しているものと考えられる。

一方、シール部については、シール材が事故条件下において時間的に劣化していくことが確認されている。このため、構造部材と異なり、現在の評価において健全性が確認されている7日間の期間を超えて200℃、2Pdの状態が長時間継続した場合には、シール材の機能が低下する。よって、フランジ構造であるドライウエル主フランジ、機器搬入口などは、長期間の200℃、2Pdによるフランジ部への影響に加え、シール材の機能低下も相俟って、漏えいが生じやすくなると考えられる。

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、ドライウエル主フランジ、ハッチ類等が最も少ないと考える。

以上

表 1 評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度 (1 / 3)

評価対象部位		想定される 機能喪失要因	裕度の考え方	2Pd に対する裕度 (評価結果)
①	原子炉 格納容 器本体	延性破壊 (一般部)	設計・建設規格 (PVE-3230 他) を準用し、2/3Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価。	約 1.2 (円筒胴の許容圧力と 2Pd との比較)
		延性破壊 (構造・形状不連続部)	電共研で実施した有限要素法による代表ブランチでの結果を用い、破損圧力を評価。	約 2.0 (機器搬入口取付部の 2 倍勾配法による破損圧力と 2Pd との比較)
		延性破壊 (ドライウェル基部)	既工事計画認可申請書の評価値を用いて 200°C、2Pd における発生応力を評価。	約 13.8 (疲労累積係数と許容値 1 との比較)
②	ドライウェル主フラ ンジ	疲労破壊	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し、200°C、2Pd における疲労累積係数を評価。	約 3.1 (疲労累積係数と許容値 1 との比較)
		延性破壊 (ボルト、フランジ)	電共研で実施した有限要素法による代表ブランチの結果を用い、破損圧力を評価。	約 2.1 (2 倍勾配法による破損圧力と 2Pd との比較)
		開口、高温劣化 (シール部)	設計・建設規格 (PVE-3700) を準拠し、JIS B8265 に基づいて 200°C、2Pd におけるボルト及びフランジの発生応力を評価。	約 1.4 (締め付けボルトの発生応力と許容応力との比較)
③	ハッチ類 (機器搬入口)	延性破壊 (円筒胴)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	— (圧力の上昇により開口量が増加することに、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
		座屈 (鏡板)	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200°C における許容圧力を評価。	約 3.9 (許容圧力と 2Pd との比較)
		変形、高温劣化 (シール部)	機械工学便覧の座屈評価式を準用し、座屈圧力を評価。 シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	約 7.5 (許容圧力と 2Pd との比較) — (圧力の上昇により開口量が増加することに、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
④	ハッチ類 (所員用エアロック)	延性破壊 (円筒胴、隔壁)	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、2/3Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価。 既工事計画認可申請書の評価値を用いて、Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価。	約 4.3 (許容圧力と 2Pd との比較)
		変形、高温劣化 (シール部)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	約 1.3 (許容圧力と 2Pd との比較) — (圧力の上昇により開口量が増加することに、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)

表1 評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度 (2 / 3)

評価対象	想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2Pdに対する裕度 (評価結果)	
③	ハッチ類 (逃がし安全弁搬出ハッチ)	延性破壊 (円筒胴) 座屈 (鏡板) 変形, 高温劣化 (シール部)	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し, 200°C における許容圧力を評価。 機械工学便覧の座屈評価式を準用し, 座屈圧力を評価。 機器搬入口で代表評価。	
	ハッチ類 (制御棒駆動機構搬出ハッチ)	延性破壊 (円筒胴, 鏡板) 変形, 高温劣化 (シール部)	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し, 2/3Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価。 シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	
	配管貫通部 (接続配管)	延性破壊	代表配管について, 設計・建設規格 PPC-3530 に準拠し, 原子炉格納容器変位に伴う発生応力を評価。許容応力評価を超える場合は, 疲労累積係数を評価。	
	配管貫通部 (スリーブ)	延性破壊 (スリーブ本体, スリーブ取付け部)	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し, 2/3Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価。 原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重を考慮して, 既工事計画認可申請書と同様の手法で発生応力を評価。	
	④	配管貫通部 (平板類)	延性破壊 (ボルト締め平板, ボルト, フランジ) 変形, 高温劣化 (シール部)	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し, 2/3Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価。 設計・建設規格 (PVE-3700) を適用し, JIS B8265 に基づいて 200°C, 2 Pd におけるボルト及びフランジの発生応力を評価。 シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価
		配管貫通部 (セーフエンド)	延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し, 2/3Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価。
配管貫通部 (ベローズ)	疲労破壊	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し, 200°C, 2 Pd における疲労累積係数を評価。	約 6.7 (許容圧力と 2 Pd との比較) 約 17.4 (許容圧力と 2 Pd との比較) 約 13.1 (許容圧力と 2 Pd との比較) — (圧力の上昇により開口量が増加することに加え, シール材が経時的に劣化するため, 裕度の評価は困難) 約 2500 (疲労累積係数と許容値 1 との比較) 約 3.2 (許容圧力と 2 Pd との比較) 約 1.3 (発生応力と許容応力との比較) 約 1.9 (許容圧力と 2 Pd との比較) 約 2.6 (締め付けボルトの発生応力と許容応力との比較) — (圧力の上昇により開口量が増加することに加え, シール材が経時的に劣化するため, 裕度の評価は困難) 約 5.5 (許容圧力と 2 Pd との比較) 約 1.1 (疲労累積係数と許容値 1 との比較)	

表 1 評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度 (3 / 3)

評価対象	想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2Pd に対する裕度 (評価結果)
④ 電気配線貫通部	延性破壊 (アダプタ, ヘッド)	設計・建設規格 (PVE-3611 他) を準用し, 2/3Su 値 (200°C) に相当する許容圧力を評価。	約 10.4 (許容圧力と 2Pd との比較) - (開口は生じないが, シール材が経時的に劣化するため, 裕度の評価は困難)
	高温劣化 (シール部)	電共研, NUPEC 等試験等で実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果に基づき評価	
⑤ 原子炉格納容器隔離弁	延性破壊 (弁箱)	設計・建設規格 (弁の圧力温度基準に基づき評価) に基づき, 弁箱の耐圧機能を評価	約 1.5 (許容圧力と 2Pd との比較) - (開口は生じないが, シール材が経時的に劣化するため, 裕度の評価は困難)
	高温劣化 (シール部)	シール部について試験結果に基づき評価	

T I P パージ弁への改良シール部材適用について

T I P パージ弁は、表 1 の通り弁座シート、グラウンドリング及び弁ふたシールを改良 E P D M に変更したものを適用する。改良 E P D M については既に試験が完了し、適用は可能である。

表 1 T I P パージ弁シール部材について

バウンダリ箇所	部位	変更前部材	シール部材
TIP パージ弁	弁シート	EP ゴム	改良 E P D M
	グラウンドシール	EP ゴム	改良 E P D M
	弁ふたシール	EP ゴム	改良 E P D M

<改良 E P D M の実機適用性について>

改良 E P D M の実機適用にあたっては、重大事故時環境を模擬した条件で試験を行い、シール機能が健全であることを評価した。試験項目を表 2 に示し、試験の概要を以下に示す。

表 2 シール機能健全性確認試験項目

No	試験項目	備考
1	弁性能試験	耐圧漏えい試験，弁座漏えい試験，作動試験を実施。
2	熱・放射線同時劣化試験	通常運転時の弁座の経年劣化を模擬し，加速劣化試験を実施。
3	機械的劣化試験	通常運転時の弁座の経年劣化を模擬し，機械的劣化試験を実施。
4	放射線劣化試験	S A 時の放射線による劣化を模擬。
5	蒸気通気試験	S A 時における蒸気条件を模擬し，弁シート，グラウンドシール，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。

※No. 1 ～ 6 の順に試験を実施

1. 試験内容

改良EPDMを実機適用するにあたり、改良EPDMがSA環境に耐えることを検証するため耐環境試験を実施した。各耐環境性試験の詳細については以下に示す。

【熱/放射線同時劣化試験】

通常時経年劣化を模擬し、加速劣化を行った。通常運転時の環境・使用条件は、原子炉格納容器内の環境条件により放射線量率 0.6Gy/h、温度 66℃、使用期間 6 サイクル(78 ヶ月運転)(メンテナンス周期)を想定し、試験時間:943 [h] (約 40 日)とした。試験条件を表 3 に示す。

表 3 熱/放射線同時劣化試験条件

照射線量	100Gy/h
試験温度	100℃
試験時間	943h (約 40 日)

【機械的劣化試験】

本体部の通常時経年劣化を模擬し、作動試験を行った。通常時の使用期間は 6 サイクル(13 ヶ月/1 サイクルとする)を想定し、開閉作動回数は 500 回とした。(月 5 回×13 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】

SA時の放射線による劣化を模擬した試験を実施した。照射線量は、0.86MGy (TIP ページ弁の重大事故時における線量条件 () に裕度を見込んだ値) とした。

【蒸気通気試験】

SA環境条件による蒸気通気試験を実施し、弁シート、グランドシール、弁ふたシールのシール性の確認を実施した。試験条件を表 4 に示す。

表 4 蒸気通気試験条件

試験流体	過熱蒸気
試験圧力	0.854MPa
試験温度	200℃
試験時間	168 時間 (7 日間)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【試験条件まとめ】

これまでに示した耐環境性試験の試験条件を表5 にまとめた。

表5 耐環境性試験条件まとめ

No	試験項目	試験条件
1	熱・放射線同時劣化試験	放射線量率 100Gy/h, 温度 100°C, 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 S A 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°C, 168 時間 (7 日間) の過熱蒸気通気試験を実施。

2. 漏えい試験結果

2.1 蒸気通気試験中

1 項に示す試験内容により蒸気通気試験を行った結果, 弁シート, グランドシール, 弁ふたシールからの漏えいはなかった。蒸気通気試験後の T I P パージ弁の外観写真を図 1, 試験系統の概略図を図 2, 試験装置の外観写真を図 3 に示す。



図1 T I P パージ弁外観写真

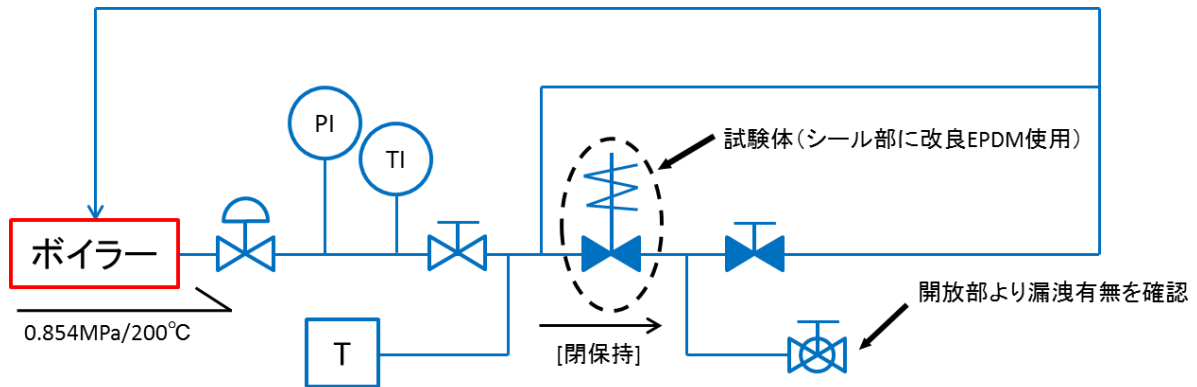


図 2 蒸気通気試験系統図

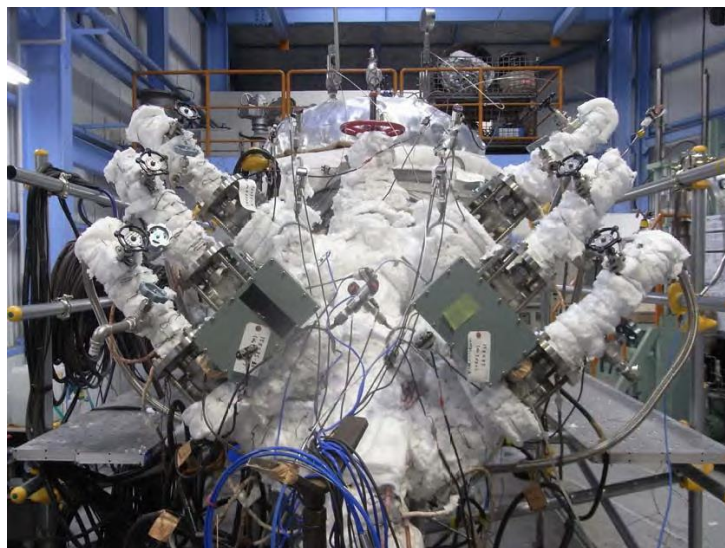


図 3 試験装置外観写真

2.2 蒸気通気試験後の弁性能試験結果

S A条件下での改良E P D M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。試験結果を表 6 に示す。結果として漏えいは確認されず、改良E P D MのS A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。

表 6 試験結果まとめ

試験項目	試験条件	試験結果
蒸気通気後性能試験	弁閉状態で、乾燥空気 1.07MPa(最高使用圧力 0.854MPa×1.25 に余裕を見込んだ値)で弁座漏えい試験及び耐圧漏えい試験を実施。	漏えい無

200℃， 2Pd の適用可能時間を過ぎてから用いる限界温度・圧力について

有効性評価における原子炉格納容器限界温度・圧力は 200℃， 2Pd と設定しており，200℃， 2Pd について時間経過を考慮した評価が必要な部位はシール部と考えている。このため，シール部については 200℃， 2Pd の状態が 7 日間（168 時間）継続した場合でもシール機能に影響ないことを確認することで限界温度・圧力における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，200℃， 2Pd を適用可能な 7 日間（168 時間）以降においても，有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し，格納容器の閉じ込め機能を示す。

また，上記に加えて，7 日間（168 時間）以降の累積放射線照射量についても，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する。

表 1 事故発生後の経過時間と原子炉格納容器圧力・温度の関係

事故発生後の経過時間	0～168 時間	168 時間以降
原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器限界圧力として 2Pd (853kPa) を設定	有効性評価シナリオで最大 427kPa[gage]となる(図 1)
原子炉格納容器温度	原子炉格納容器限界温度として 200℃を設定	有効性評価シナリオで 150℃を下回る(図 2)

7 日間（168 時間）以降において，格納容器圧力が最も高くなるのは，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用する場合のシーケンス及び「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定されるシーケンスである。これらのシーケンスは，残留熱代替除去系による格納容器除熱を開始した時点で，格納容器内酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため，427kPa[gage]までサプレッション・チェンバへの窒素注入を行う手順としており，表 1 で示すとおり，7 日間（168 時間）以降の格納容器圧力は最大で 427kPa[gage]となる。代表的に，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用する場合のシーケンスにおける格納容器圧力の推移を図 1 に示す。

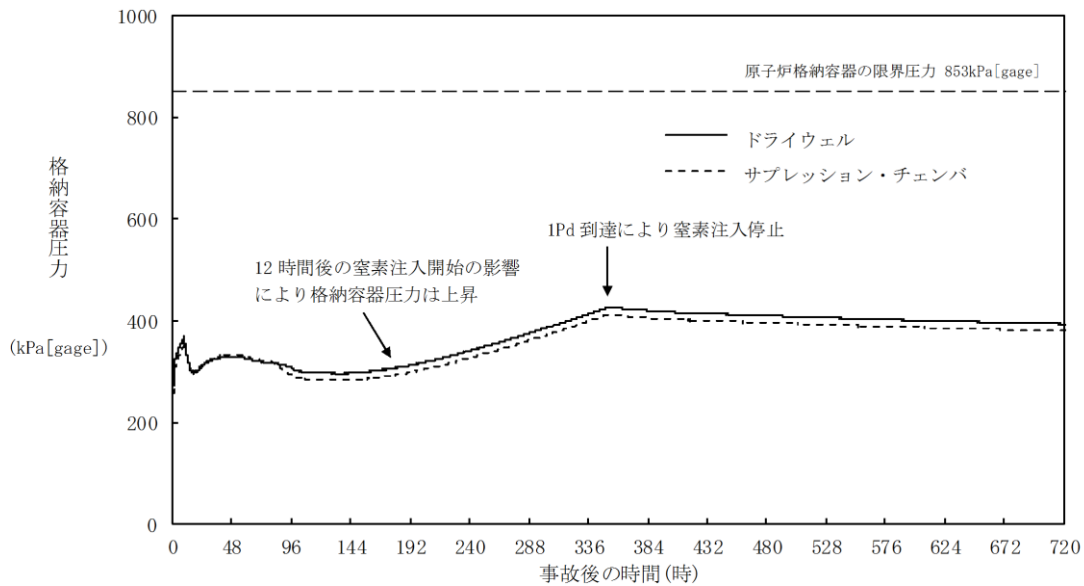


図1 原子炉格納容器圧力の推移（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用する場合）

7日間（168時間）以降の格納容器雰囲気温度が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用できない場合のシーケンスである。このシーケンスの格納容器雰囲気温度の推移を図2に示すが、7日間（168時間）時点で150℃未満であり、その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため、7日間（168時間）以降は150℃を下回る。また、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度[※]）についても、事象発生後約10時間後に生じる最高値は約181℃であるが、7日間以降は150℃を下回る。

※：評価に用いているMAAPコードは、FP沈着に伴う発熱を考慮したものとなっている。格納容器内のFP挙動については、原子力安全基盤機構（JNES）の「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり、格納容器全体に飛散することがないことが確認されており、健全性が維持されたシール部等の貫通部への局所的なFP沈着は発生しにくく、MAAPコードによる壁面温度の結果は妥当と考える。

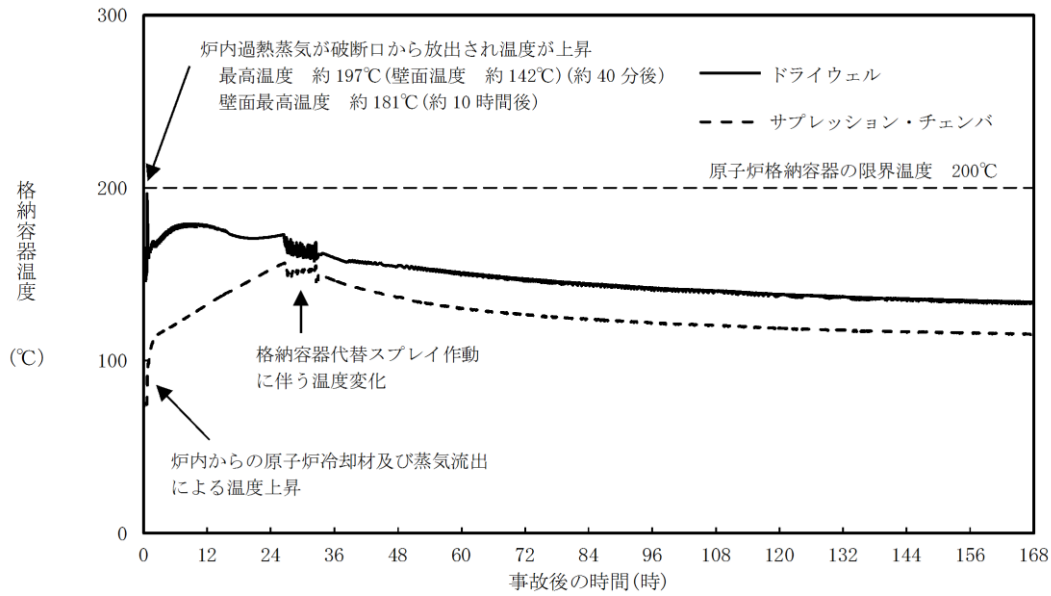


図2 原子炉格納容器温度の推移（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において残留熱代替除去系を使用しない場合）

① 長期（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について

時間経過により健全性に影響を及ぼす部位はシール材である。シール部の機能維持は、図3の模式図に示す通り、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、シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり、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168h時の原子炉格納容器圧力が高い残留熱代替除去系運転ケースを評価しても、原子炉格納容器圧力は約0.3MPaであり開口量は小さい（表2参照）。

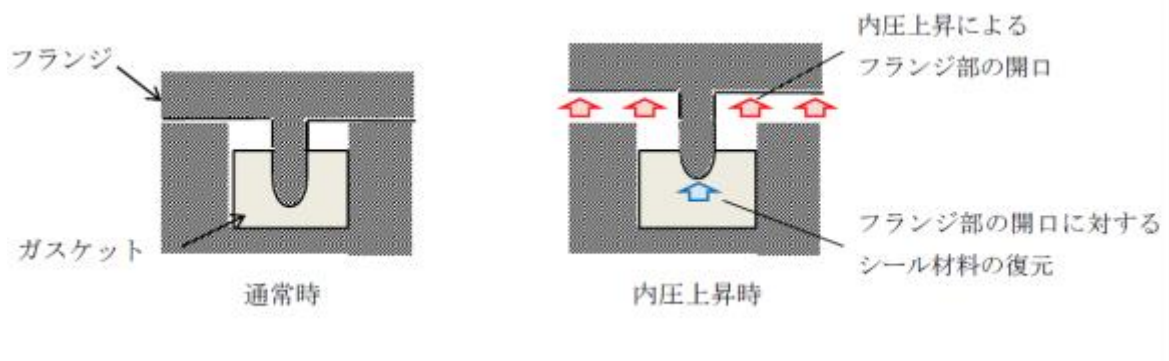


図3 シール部の機能維持確認の模式図

表2 原子炉格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	残留熱代替除去系 運転ケースの168h 時 (0.3MPa)	2 Pd (0.853MPa)
ドライウェル 主フランジ	内側		
	外側		
機器搬入口	内側		
	外側		

② 長期（168 時間以降）の原子炉格納容器温度と閉じ込め機能の関係について
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）な影響を調査する。ここでは、ドライウェル主フランジや機器搬
入口等に使用されている改良E P D M製シール材を用いて、168 時間以降の温
度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実
施した。試験結果を表3に示す。

表3 改良E P D M製シール材の基礎特性データの経時変化

試験時間	0 日～7 日	7 日～14 日	14 日～30 日
試験温度	200℃	150℃	150℃
圧縮永久ひずみ率[%]			
硬度変化			
質量変化率[%]			

注記：γ線 1.0MGy 照射済の試験体を用い、飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

表3に示すように、168 時間以降、150℃の環境下においては、改良E P D M製
の基礎特性データには殆ど変化はなく、経時劣化の兆候は見られない。したがっ
て、SA 後 168 時間以降における原子炉格納容器の温度を 150℃と設定した場合で
も、シール部の機能は十分維持される。なお、E P D Mは一般特性としての耐温
度性は 150℃であり、表3の結果は改良E P D M製シール材が 200℃条件を 7 日間
経験しても、一般特性としての耐熱温度まで低下すれば、それ以降は有意な劣化
傾向は見られないことを示していると考えている。また、表3の結果から圧縮永
久ひずみ率は 時の改良E P D M製シール材復元量とフランジ開口量のイ

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

メージを図4に示しており、表2で示す168時間以降の原子炉格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。

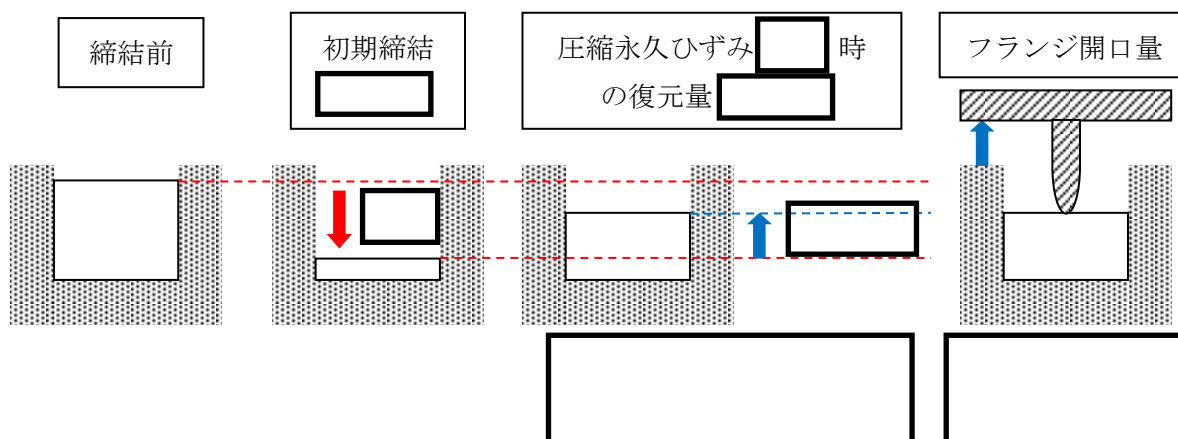


図4 圧縮永久ひずみ [] 時のシール材復元量とフランジ開口量

<時間を踏まえた限界温度・圧力の考え方>

有効性評価結果からも、7日間（168時間）以降は原子炉格納容器温度がEPDMの一般特性としての耐熱温度である150℃を下回ることが判っている。また、原子炉格納容器圧力についても1Pd到達時に窒素注入を停止した以降、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。なお、残留熱代替除去系を使用するシーケンスの場合、中長期的には、水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが、酸素濃度がドライ条件で4.4vol%に到達した場合にはベントを実施することとしていることから、格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。

よって、当社としては、限界温度・圧力（200℃・2Pd）が7日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで、長期の原子炉格納容器閉じ込め機能を確保できると考えている。

<168時間以降の考え方>

前述の結果を踏まえ、168時間以降については、原子炉格納容器温度・圧力は低下していること、及び残留熱代替除去系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生寄与も大きくないことから、最初の168時間に対して限界温度・圧力を超えないよう管理することで、長期的な格納容器閉じ込め機能は維持され则认为している。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、168時間以降の領域においては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に

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

については1Pd程度（1Pd+数十kPa^{*}）以下でプラント状態を運用する。

※酸素濃度をドライ換算で4.4vol%以下とする運用の範囲

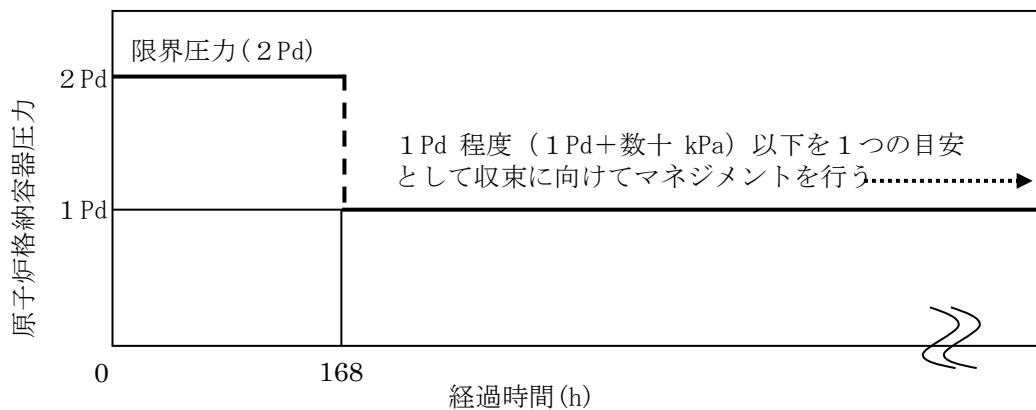


図5 原子炉格納容器圧力の168時間以降の考え方

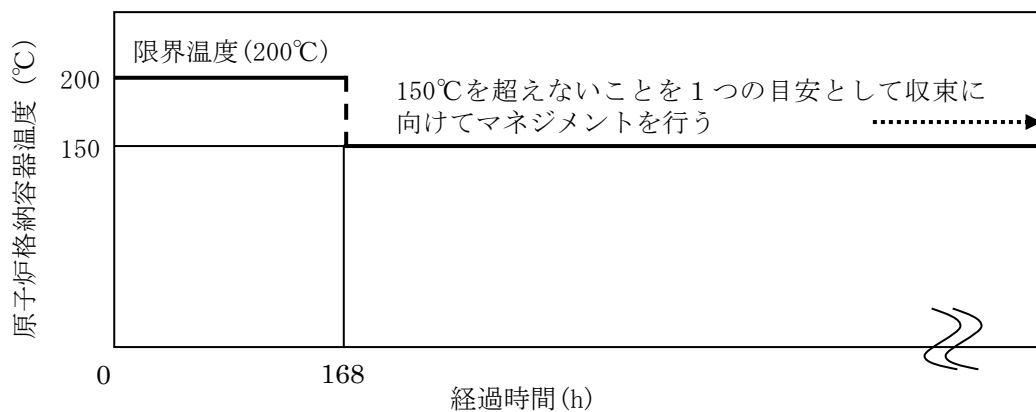


図6 原子炉格納容器温度の168時間以降の考え方

<7日間（168時間）以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関係について>

時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。ここでは、ドライウェル主フランジや機器搬入口等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の累積放射線照射量・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を表4に示す。累積放射線照射量による影響は、試験結果より、有意な変化がないことから、7日間以降のシール機能は、維持できる。

表 4 改良 E P D M 製シール材の累積放射線照射量とひずみ率の関係

累積放射線照射量	ひずみ率

試験条件

雰囲気：蒸気環境

温度・劣化時間：200℃・168 時間＋150℃・168 時間

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

経年劣化を考慮したシール機能について

本章では、シール材の経年劣化を考慮したシール機能の健全性について示す。

原子炉格納容器のシール材に使用する改良E P D M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E P D Mは、通常運転中に想定される温度環境を踏まえても劣化はほとんどしないものと考えていること、かつ、原子炉格納容器の開口部に用いられているシール材については、全て、プラントの定期検査において取替を行っており、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考えられる。

また、長期間シール材を継続使用する電気配線貫通部については、過去の電気配線貫通部の環境試験において、電気配線貫通部（低電圧用）及び電気配線貫通部（高電圧用）を対象として、通常運転中の劣化を考慮した上で冷却材喪失事故模擬試験が実施されており、健全性が確認されている（表1参照）

これらのことから、原子炉格納容器に使用されているシール材は、運転中の環境を考慮しても事故時に耐漏えい性能を確保されるものと考えられる。

表1 劣化を考慮した試験方法

No.	試験項目	試験方法
1	サーマルサイクル試験	ペネトレーションを冷熱装置内に設置し、60 サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前後2回実施。1 サイクルは [] を [] 時間で変化させている。
2	放射線照射試験	ペネトレーションが40年間の運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射量 [] として試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進により、40年間に相当する加速熱劣化として [] , [] を加える。

原子炉格納容器隔離弁の重大事故環境下における耐性確認試験の概要について

原子炉格納容器隔離弁のうち、バタフライ弁の弁座ゴムシートに対し、重大事故環境における耐性向上のため、より耐熱性、耐放射線性に優れたシール材である改良EPDMを選定し、耐性確認試験を実施した。試験の概要を以下に示す。

1. 試験内容

試験フロー及び試験内容を表1に示す。また、図1に蒸気通気試験装置の概要図、図2に常温弁座漏えい試験の概要図を示す。600A バタフライ弁を供試弁とし、弁座シール材に改良EPDMを適用して、初期性能確認、劣化処理を行った後、200℃における飽和蒸気環境下(BWRの原子炉格納容器の設計圧力の2倍(2Pd)以上)で168時間蒸気通気試験を実施する。さらに常温復帰後、窒素を媒体とした常温弁座漏えい試験を実施する。重大事故環境における格納容器の閉じ込め機能を確認する観点から、供試弁は閉弁状態で実施する。重大事故環境における放射線による劣化と熱による劣化は、逐次法(放射線→熱)により付与する。一般に有機材料の放射線劣化挙動には、酸素が影響を及ぼすことが知られているが、環境に酸素が存在しない場合においては放射線と熱の同時法と逐次法の劣化はほぼ等しいことが知られている。バタフライ弁のシール材は酸素が常に供給される環境ではないことから、放射線と熱の同時暴露のシール機能への影響は十分小さいものと考えられる。

表1 試験フロー及び試験内容

試験フロー	試験内容
熱・放射線同時劣化処理	通常運転中に負荷される温度、線量を供試体に加える。
初期機能試験	初期状態における閉じ込め機能等を確認する。
機械的劣化処理(弁開閉)	負荷試験機を用いて、弁の開閉操作を実施する。
放射線照射劣化 (重大事故環境条件)	重大事故環境で想定される放射線量(0.3MGy)を供試体に照射する。
蒸気通気試験	図1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	図2に示す試験装置で供試弁一次側を0.854MPaの窒素加圧環境下とし、二次側からの漏えいがないことを確認する。

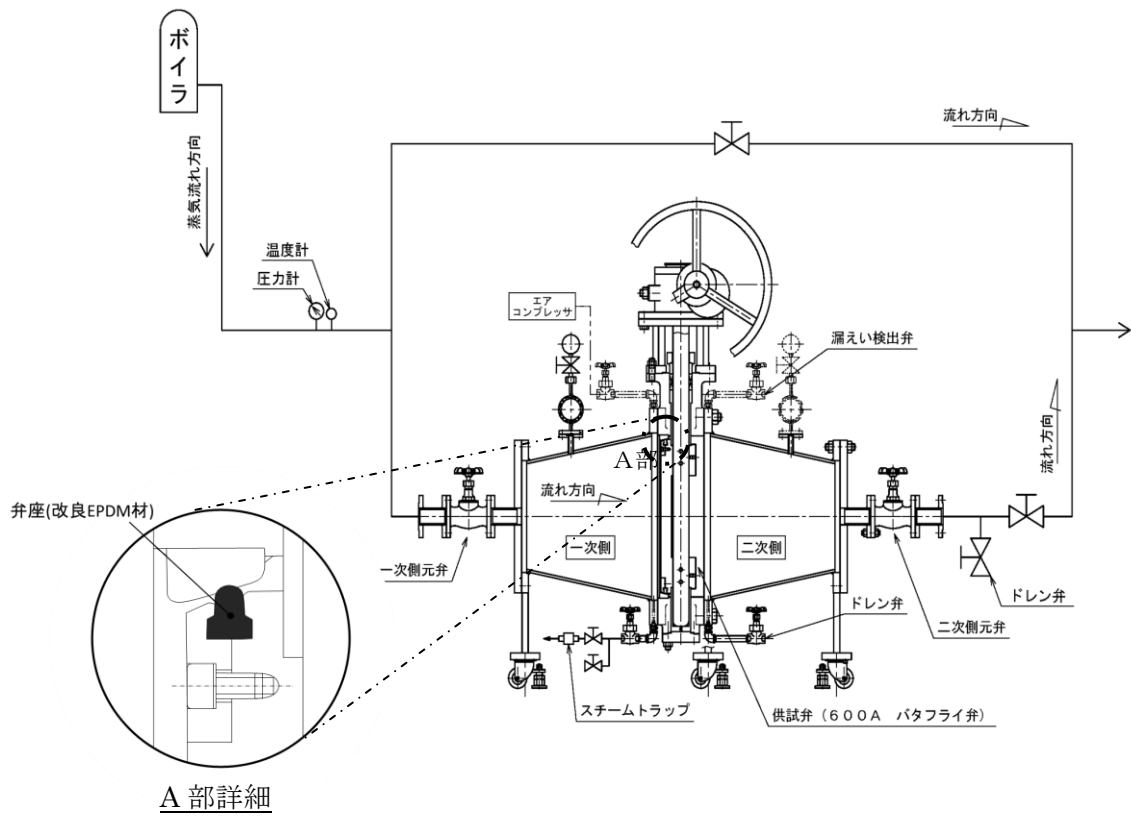


図1 蒸気通気試験装置概要図

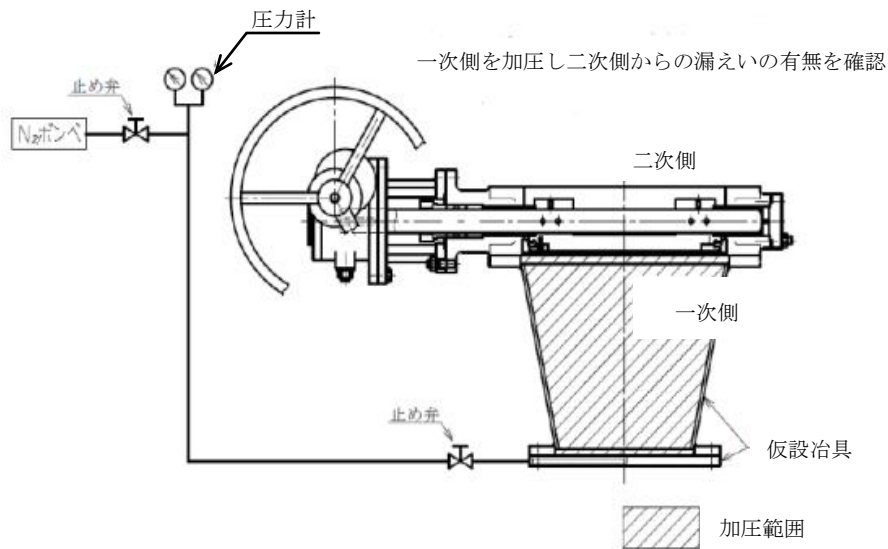


図2 常温弁座漏えい試験概要図

2. 試験結果

蒸気通気試験の試験結果を表2に、常温弁座漏えい試験の試験結果を表3に示す。蒸気通気試験の温度、圧力チャートを図3に示す。蒸気通気試験中に漏えいは確認されず、また常温復帰後の常温弁座漏えい試験においても閉じ込め機能を維持できることを確認した。

表2 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E PDM	0.854MPa 以上	200℃	蒸気	168 時間	0.3MGy	無

表3 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E PDM	0.854MPa	常温	窒素	無

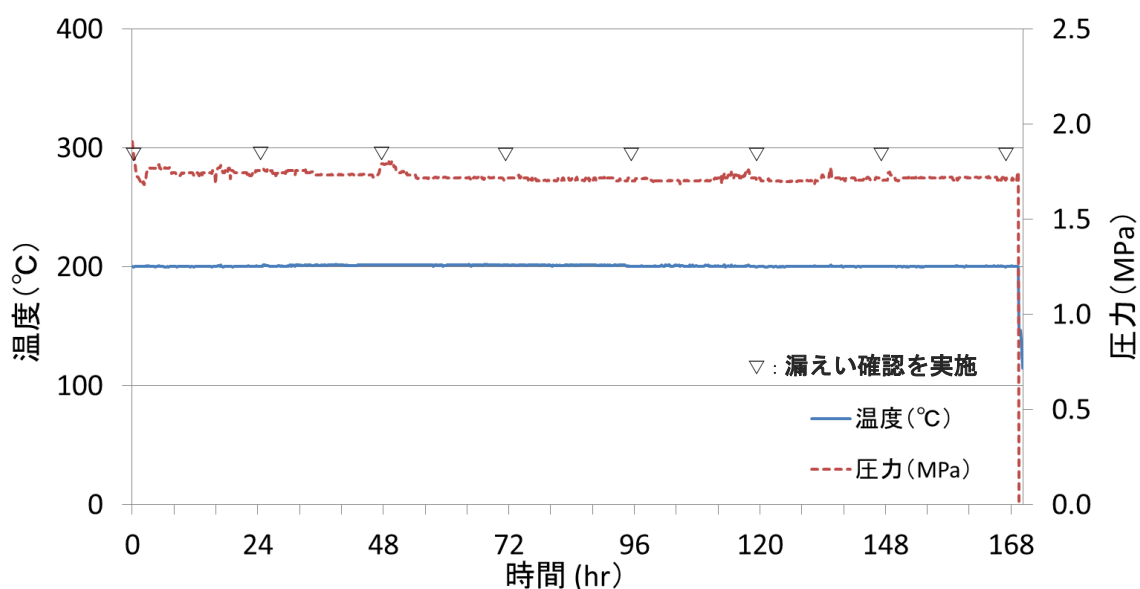


図3 蒸気通気試験温度、圧力チャート

(※)日本原子力学会 2015年秋の大会投稿

ドライウェル主フランジ等の開口量評価について

1. ドライウェル主フランジの開口量評価における製作公差等の影響について

原子炉格納容器フランジ部の閉じ込め機能評価については、フランジ開口量評価と改良E P D M製シール材の圧縮永久ひずみ特性を組み合わせることで評価している。ドライウェル主フランジの開口量評価を図1，改良E P D M製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果を表1に示す。

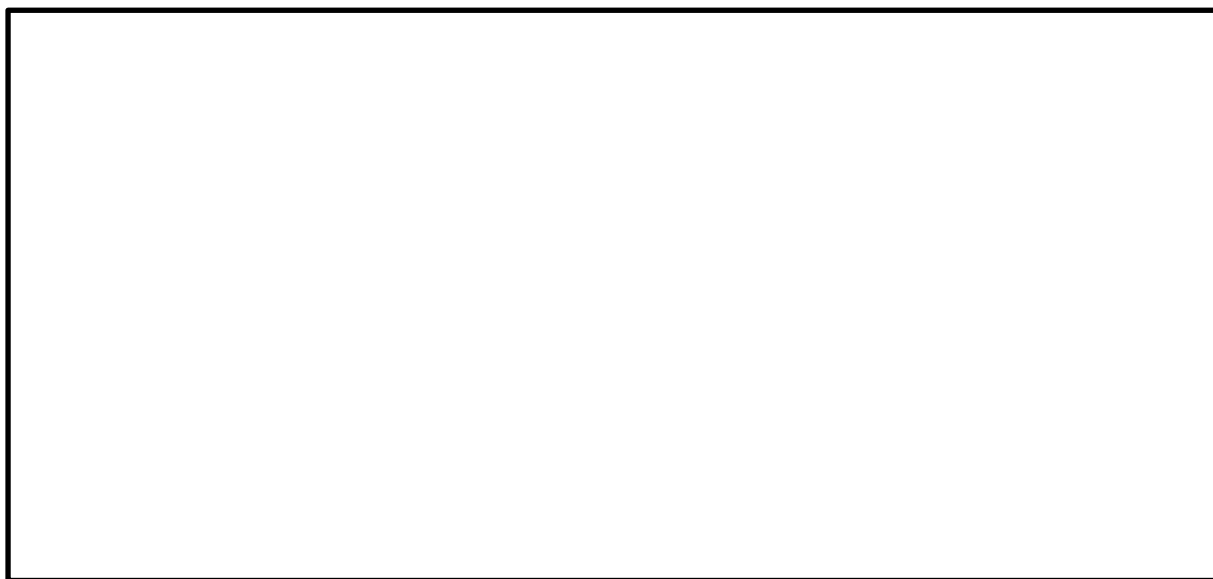


図1 ドライウェル主フランジの圧力と開口量の関係

表1 圧縮永久ひずみ試験^{※1} 結果 (改良E P D M)

試験温度	200℃
構造部放射線照射量	□
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168h
ひずみ率 ^{※2}	□ ※3

※1 JIS K 6262 に従い実施

※2 試料を圧縮し完全に回復した状態が0%，全く回復しない状態が100%

※3 □，□，□ の平均値

図1の開口量評価線図で設定している許容開口量は、格納容器内温度200℃の状態を7日間経過した際のシール材復元量が、フランジ開口量に追従できなくなる限界であり、格納容器限界温度・圧力である200℃，2Pdに対して、シール材機能は余裕があることを示している。なお、原子炉格納容器のドライウェル主フランジについては、技術基準規則第44条に要求される単体の漏えい試

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

験を可能とするように、内側ガスケットと外側ガスケットの間に加圧空間を有した二重シール構造を採用している。

格納容器バウンダリに要求される事故時の閉じ込め機能維持の観点からは、内外どちらかのシール部の機能が保たれていればよく、さらに一方のシール機能が喪失するまではもう一方のシール部は直接事故時環境に晒されるものでない。このため、本評価ではフランジの内側シール材の追従性が失われた時を機能喪失とみなした評価であるが、実際には外側シール材の追従性が失われるまでは閉じ込め機能を確保できる。しかしながら、外側シール材部の開口量は内側シール材部と比較して小さいこともあり、本評価では保守的に格納容器の内側シール部の閉じ込め機能を評価した。

開口量評価については、フランジ開口量とシール材復元量を比較しているが、シール部を構成する部位の製作公差（フランジの製作公差，シール材の製作公差等），シール部の構成材料の熱膨張，材料物性のばらつきを考慮したひずみ率を踏まえ、保守的な評価を次に示す。なお，製作公差のうち，ガスケットの寸法公差は，最小側を0と設計変更し，製作公差を考慮しても，公称値以上の寸法となるように管理する。

以上の考え方を表2に整理する。

表2 シール部の構造，寸法及び材料のばらつきを考慮した評価の考え方

評価項目	評価内容	考え方
シール部を構成する部位の製作公差	二乗和平方根の採用	・機器の寸法公差は，一般的に独立した値を組み合わせ使用する場合，各々の寸法公差の二乗和平方根を用いて，算出する。
ガスケットの製作公差	ガスケット設計の変更	・ドライウェル主フランジ部のガスケットについて，製作公差の最小側を0と設計変更し，製作公差を考慮しても，公称値以上の寸法となるように管理するため，上記のシール部の公差に反映する。
シール部の構成材料の熱膨張	材料の熱膨張を考慮	・開口量評価は，200℃におけるシール部の評価であることから，構成材料の熱膨張を考慮した。
ガスケットのひずみ率	材料物性のばらつきを考慮したひずみ率を採用	・JIS K 6262の結果に基づき，ひずみ率 <input type="text"/> をより厳しい値とするため，圧縮永久ひずみ試験の結果に，統計学的なばらつきを考慮したひずみ率の設定

ひずみ率は，表2の考え方に記載の通り，圧縮永久ひずみ試験の結果に，統計学的なばらつきを考慮したひずみ率を設定する。設定方法は，JIS K 6262の結果に基づき，ひずみ率 と類似の条件にて実施した試験結果を抽出し，

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

試験片数を増やして統計学的なばらつきを考慮した圧縮永久ひずみ率を算出した。

抽出したデータを追加した統計学的なばらつきの評価結果を表3に示す。追加抽出したデータはNo.2~4の3回分(9個)であり、雰囲気、温度・劣化時間、照射時間を変えて実施した試験のうち、雰囲気、温度・劣化時間が同一であるものを選定した。なお、試験No.1は、ひずみ率 を設定した試験データである。

表3に示すとおり、試験回数4回分、合計12個の試験データに基づく統計学的なばらつきを考慮したひずみ率を算出した結果、圧縮永久ひずみ率の最大値は であった。

表3 統計学的に算出した圧縮永久ひずみ率

試験 No.	ひずみ率	平均値	標準偏差 σ	平均値+2 σ
1				
2				
3				
4				

注記：試験条件は以下の通り

雰囲気：蒸気環境（試験No.1~4）

温度・劣化時間：200℃・168時間（試験No.1~4）

照射線量：

圧縮永久ひずみ試験：JIS K 6262 に基づき実施（試験No.1~4）

本評価における圧縮永久ひずみ率のばらつきは、重大事故環境を考慮したひずみ率を確認するため、原子力プラント特有の条件として の放射線量を照射した後、圧縮状態で200℃の飽和蒸気環境にて168時間劣化させた状態での測定値であり、改良型EPDM製シール材の使用温度範囲外で実施した過酷な環境下での試験であることから、ひずみ率のばらつきの幅が大きく出たものと考えられる。なお、改良EPDM製のメーカーカタログ値として記載されている圧縮永久ひずみ (試験条件) の試験時は、測定値の

ばらつきが 程度であり，重大事故環境における試験で生じたばらつきと有意な差はない。

ここで，表3に示す圧縮永久ひずみ率のデータ群における外れ値の有無について棄却検定法を用いて評価する。

棄却検定法として，原子力発電所内の安全系に係る計器類を対象とし，多点データの統計的処理に係る手法を定めた指針である「安全保護系計器のドリフト評価指針」(JEAG 4621-2007 日本電気協会)を参考とし，グラブス・スミルノフ検定を採用した。

統計学的に算出した圧縮永久ひずみ率は，正規分布に従う場合， (平均値 $\pm 2\sigma$)の値が全ケース内に含まれる確率は約95%である。

したがって，全ケースから外れる確率5%を検定水準としてグラブス・スミルノフ検定を行い，表4及び表5に示す試験データ群の中に外れ値は存在するか確認を実施した。

表4 試験データ群

X ₁	X ₂	X ₃	X ₄	X ₅	X ₆	X ₇	X ₈	X ₉	X ₁₀	X ₁₁	X ₁₂
<input type="text"/>											

表5 試験データのまとめ

項目	データ数	最大値	最小値	平均値 μ	不偏標準 偏差 s
値	12	<input type="text"/>			

グラブス・スミルノフ検定とは，任意の検査値に対し検定統計量 t (式(1))を求め，この検定統計量 t がある検定水準における臨界値 τ (式(2))よりも大きい場合，その検査値を異常値とみなす判定法である。

$$t_i = \frac{|x_i - \mu|}{s} \quad (\text{式(1)})$$

ここで，

x_i : 検査値 ($i=1, 2, \dots, 12$)

μ : 標本平均

s : 不偏標準偏差

t_i : 検定統計量 ($i=1, 2, \dots, 12$)

$$\tau = (n-1) \sqrt{\frac{t_{\alpha/n}^2}{n(n-2) + nt_{\alpha/n}^2}} \quad (\text{式(2)})$$

ここで、

n : データ数

$t_{\alpha/n}$: 自由度 (n-2) の t 分布の上側 100 α/n % 値

($\alpha=0.05$ として t 分布表より算出)

表5の試験データのまとめから、データ群の平均値 μ 及び標準偏差 s (不偏標準偏差) はそれぞれ $\mu = \square$, $s = \square$ となる。また、検査値 x_i は平均値から最も離れた値とし、 $x_4 = \square$ とする。

このときの検定統計量 t は以下のとおりである。

$$t_4 = \frac{|x_4 - \mu|}{s} = \square = \square$$

これに対し、臨界値 τ は、標本数 n=12, 有意水準 α を 5% と設定し、 $t_{\alpha/n}$ を自由度 n-2 の t 分布の上側 100 α/n % 値としたとき、

$$\tau = (n-1) \sqrt{\frac{t_{\alpha/n}^2}{n(n-2) + nt_{\alpha/n}^2}} = (12-1) \sqrt{\frac{3.28^2}{12 \times (12-2) + 12 \times 3.28^2}} = 2.29$$

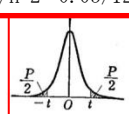
となる。

ここで、 $t_{\alpha/n}$ は、下図に示す t 分布表から算定した値である。

t 表

$2 \cdot \alpha/n = 2 \cdot 0.05/12$

$\phi, P \rightarrow t$
(自由度 ϕ と両側確率 P とから t を求める表) $P = 2 \int_t^\infty \frac{\Gamma(\frac{\phi+1}{2}) dv}{\sqrt{\phi\pi} \Gamma(\frac{\phi}{2}) (1 + \frac{v^2}{\phi})^{\frac{\phi+1}{2}}}$



$\phi \backslash P$	0.50	0.40	0.30	0.20	0.10	0.05	0.02	0.01	0.001	$P \backslash \phi$
1	1.000	1.376	1.963	3.078	6.314	12.706	31.821	63.657	636.619	1
2	0.816	1.061	1.386	1.886	2.920	4.303	6.965	9.925	31.598	2
3	0.756	0.978	1.250	1.638	2.353	3.182	4.541	5.841	12.941	3
4	0.741	0.941	1.190	1.533	2.132	2.776	3.747	4.604	8.610	4
5	0.727	0.920	1.156	1.476	2.015	2.571	3.365	4.032	6.859	5
6	0.718	0.906	1.134	1.440	1.943	2.447	3.143	3.707	5.959	6
7	0.711	0.896	1.119	1.415	1.895	2.365	2.998	3.499	5.405	7
8	0.706	0.889	1.108	1.397	1.860	2.306	2.896	3.355	5.041	8
9	0.703	0.883	1.100	1.383	1.833	2.262	2.821	3.250	4.781	9
10	0.700	0.879	1.093	1.372	1.812	2.228	2.764	3.179	4.571	10
11	0.697	0.876	1.088	1.363	1.796	2.201	2.718	3.106	4.437	11
12	0.695	0.873	1.083	1.356	1.782	2.179	2.681	3.055	4.318	12
13	0.694	0.870	1.079	1.350	1.771	2.160	2.650	3.012	4.221	13
14	0.692	0.868	1.076	1.345	1.761	2.145	2.624	2.977	4.140	14
15	0.691	0.866	1.074	1.341	1.753	2.131	2.602	2.947	4.073	15
16	0.690	0.865	1.071	1.337	1.746	2.120	2.583	2.921	4.015	16
17	0.689	0.863	1.069	1.333	1.740	2.110	2.567	2.898	3.965	17
18	0.688	0.862	1.067	1.330	1.734	2.101	2.552	2.878	3.922	18
19	0.688	0.861	1.066	1.328	1.729	2.093	2.539	2.861	3.883	19
20	0.687	0.860	1.064	1.325	1.725	2.086	2.528	2.845	3.850	20
21	0.686	0.859	1.063	1.323	1.721	2.080	2.518	2.831	3.819	21
22	0.686	0.858	1.061	1.321	1.717	2.074	2.508	2.819	3.792	22
23	0.685	0.858	1.060	1.319	1.714	2.069	2.500	2.807	3.767	23
24	0.685	0.857	1.059	1.318	1.711	2.064	2.492	2.797	3.745	24
25	0.684	0.856	1.058	1.316	1.708	2.060	2.485	2.787	3.725	25
26	0.684	0.856	1.058	1.315	1.706	2.056	2.479	2.779	3.707	26
27	0.684	0.855	1.057	1.314	1.703	2.052	2.473	2.771	3.690	27
28	0.683	0.855	1.056	1.313	1.701	2.048	2.467	2.763	3.674	28
29	0.683	0.854	1.055	1.311	1.699	2.045	2.462	2.756	3.659	29
30	0.683	0.854	1.055	1.310	1.697	2.042	2.457	2.750	3.646	30
40	0.681	0.851	1.050	1.303	1.684	2.021	2.423	2.704	3.551	40
60	0.679	0.848	1.046	1.296	1.671	2.000	2.390	2.660	3.460	60
120	0.677	0.845	1.041	1.289	1.658	1.980	2.358	2.617	3.373	120
∞	0.674	0.842	1.036	1.282	1.645	1.960	2.326	2.576	3.291	∞

n-2=12-2

(出典：推計学入門演習 (産業図書株式会社))

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

以上より、平均値から最も離れた検定値である $x_4 = \square$ に対する検定統計量 t は \square であり、臨界値 $\tau = 2.29$ よりも小さいため、異常値とは判定されない。

したがって、表 3 に示す圧縮永久ひずみ値のデータ群において外れ値と判定されるものではなく、これらの値のばらつきを考慮して統計学的に算出した圧縮永久ひずみ率 \square を評価に用いることは妥当である。

なお、本評価において使用したグラブス・スミルノフ検定手法は、対象とするデータ群が正規分布に従うことを適用の前提条件としている。ここでは、改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験のデータ (12 点) に対して、正規性の検討を実施する。

正規性の検討に用いる手法として、原子力発電所内の安全系に係る計器類を対象とし、多点データの統計的処理に係る手法を定めた指針である「安全保護系計器のドリフト評価指針」(JEAG 4621-2007 日本電気協会) を参考とし、 χ^2 (カイ 2 乗) 適合度検定を採用した。

χ^2 適合度検定は、仮定された理論上の確率分布に対して、標本から求められた度数が適合するか否かを検証する手法として一般的に知られたものである。 χ^2 検定の対象データを表 6 に示す。表 6 のデータは、蒸気環境で 200°C/168 時間劣化させた試料の圧縮永久ひずみ試験データ (12 個) である。

表 6 試験データ群

X_1	X_2	X_3	X_4	X_5	X_6	X_7	X_8	X_9	X_{10}	X_{11}	X_{12}
平均値 : \square / 不偏標準偏差 : \square											

χ^2 適合度検定は、表 6 に示す標本データと正規分布を仮定した期待値とを比較し、適合度を検定するものであり、データ数と関係なく一般的に使用される。表 6 に示すデータを階級ごとに分割して整理した結果を表 7 に基づき作成したヒストグラムを図 2 に示す。

表7 圧縮永久ひずみデータの度数分布表

階級	度数 O _i	期待度数 E _i	(O _i -E _i) ² /E _i

階級：12（自由度：9）

χ²値：



図2 圧縮永久ひずみデータのヒストグラム

χ² 値は、標本データの度数と正規分布を仮定した場合の期待度数との差分の積算として下式で求められる。

$$\chi^2 = \sum \frac{(O_i - E_i)^2}{E_i} = \text{$$

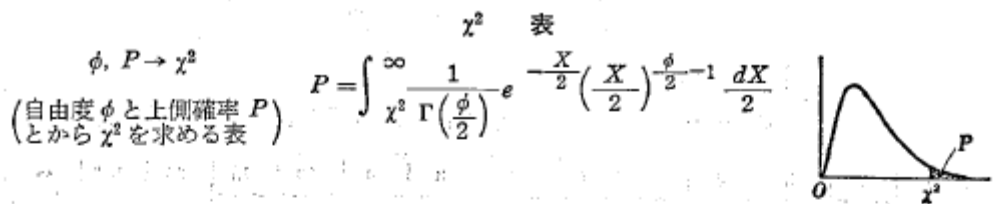
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ここで、

O_i : ある階級に含まれるデータ数

E_i : ある階級の期待度数

χ^2 適合度検定では、標本データより求めた χ^2 値が、データの自由度（階級数－制約数）に対する χ^2 分布表の値よりも小さければ、正規分布に従っている（正規性がある）と判定される。自由度 9, 上側確率 5% に対する χ^2 分布表の値は 16.92 であり、12 個のデータに基づく χ^2 値 16.92 は 16.92 よりも小さいため、表 6 に示す圧縮永久ひずみデータに対する正規性を示すとの仮定は棄却されなかった。



$\phi \backslash P$.995	.99	.975	.95	.90	.75	.50	.25	.10	.05	.025	.01	.005	$P \backslash \phi$
1	0.00393	0.00157	0.00082	0.003	0.0158	0.102	0.455	1.323	2.71	3.84	5.02	6.63	7.88	1
2	0.0100	0.0201	0.0506	0.109	0.211	0.575	1.386	2.77	4.61	5.99	7.38	9.21	10.60	2
3	0.0717	0.115	0.216	0.352	0.584	1.213	2.37	4.11	6.25	7.81	9.35	11.34	12.84	3
4	0.207	0.297	0.484	0.711	1.064	1.923	3.36	5.39	7.78	9.49	11.14	13.28	14.86	4
5	0.412	0.554	0.831	1.145	1.610	2.67	4.35	6.63	9.24	11.07	12.83	15.09	16.75	5
6	0.676	0.872	1.237	1.635	2.20	3.45	5.35	7.84	10.64	12.59	14.45	16.81	18.55	6
7	0.989	1.239	1.680	2.17	2.83	4.25	6.35	9.04	12.02	14.07	16.01	18.48	20.3	7
8	1.344	1.645	2.18	2.73	3.49	5.07	7.34	10.22	13.36	15.51	17.53	20.1	22.0	8
9	1.735	2.09	2.70	3.33	4.17	5.90	8.34	11.39	14.68	16.92	19.02	21.7	23.6	9
10	2.16	2.56	3.25	3.94	4.87	6.74	9.34	12.55	15.99	18.31	20.5	23.2	25.2	10
11	2.60	3.05	3.82	4.57	5.58	7.58	10.34	13.70	17.28	19.68	21.9	24.7	26.8	11
12	3.07	3.57	4.40	5.23	6.30	8.44	11.34	14.85	18.55	21.0	23.3	26.2	28.3	12
13	3.57	4.11	5.01	5.89	7.04	9.30	12.34	15.98	19.81	22.4	24.7	27.7	29.8	13
14	4.07	4.66	5.63	6.57	7.79	10.17	13.34	17.12	21.1	23.7	26.1	29.1	31.3	14
15	4.60	5.23	6.26	7.26	8.55	11.04	14.34	18.25	22.3	25.0	27.5	30.6	32.8	15
16	5.14	5.81	6.91	7.96	9.31	11.91	15.34	19.37	23.5	26.3	28.8	32.0	34.3	16
17	5.70	6.41	7.56	8.67	10.09	12.79	16.34	20.5	24.8	27.6	30.2	33.4	35.7	17
18	6.26	7.01	8.23	9.39	10.86	13.68	17.34	21.6	26.0	28.9	31.5	34.8	37.2	18
19	6.84	7.63	8.91	10.12	11.65	14.56	18.34	22.7	27.2	30.1	32.9	36.2	38.6	19
20	7.43	8.26	9.59	10.85	12.44	15.45	19.34	23.8	28.4	31.4	34.2	37.6	40.0	20
21	8.03	8.90	10.28	11.59	13.24	16.34	20.3	24.9	29.6	32.7	35.5	38.9	41.4	21
22	8.64	9.54	10.98	12.34	14.04	17.24	21.3	26.0	30.8	33.9	36.8	40.3	42.8	22
23	9.26	10.20	11.69	13.09	14.85	18.14	22.3	27.1	32.0	35.2	38.1	41.6	44.2	23
24	9.89	10.86	12.40	13.85	15.66	19.04	23.3	28.2	33.2	36.4	39.4	43.0	45.6	24
25	10.52	11.52	13.12	14.61	16.47	19.94	24.3	29.3	34.4	37.7	40.6	44.3	46.9	25
26	11.16	12.20	13.84	15.38	17.29	20.8	25.3	30.4	35.6	38.9	41.9	45.6	48.3	26
27	11.81	12.88	14.57	16.15	18.11	21.7	26.3	31.5	36.7	40.1	43.2	47.0	49.6	27
28	12.46	13.56	15.31	16.93	18.94	22.7	27.3	32.6	37.9	41.3	44.5	48.3	51.0	28
29	13.12	14.26	16.05	17.71	19.77	23.6	28.3	33.7	39.1	42.6	45.7	49.6	52.3	29
30	13.79	14.95	16.79	18.49	20.6	24.5	29.3	34.8	40.3	43.8	47.0	50.9	53.7	30
40	20.7	22.2	24.4	26.5	29.1	33.7	39.3	45.6	51.8	55.8	59.3	63.7	66.8	40
50	28.0	29.7	32.4	34.8	37.7	42.9	49.3	56.3	63.2	67.5	71.4	76.2	79.5	50
60	35.5	37.5	40.5	43.2	46.5	52.3	59.3	67.0	74.4	79.1	83.3	88.4	92.0	60
70	43.3	45.4	48.8	51.7	55.3	61.7	69.3	77.6	85.5	90.5	95.0	100.4	104.2	70
80	51.2	53.5	57.2	60.4	64.3	71.1	79.3	88.1	96.6	101.9	106.6	112.3	116.3	80
90	59.2	61.8	65.6	69.1	73.3	80.6	89.3	98.6	107.6	113.1	118.1	124.1	128.3	90
100	67.3	70.1	74.2	77.9	82.4	90.1	99.3	109.1	118.5	124.3	129.6	135.8	140.2	100
$\chi^2 \backslash P$	-2.58	-2.33	-1.96	-1.64	-1.28	-0.674	0.000	0.674	1.28	1.645	1.960	2.33	2.58	$\chi^2 \backslash P$

(出典：推計学入門演習 (産業図書株式会社))

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

次に表2に基づき、シール部を構成する部位の製作公差等を考慮したドライウェル主フランジの開口量評価を実施する。

製作公差がドライウェル主フランジの開口量評価に影響する箇所は、シール材を締め付ける部位の開口方向の製作公差であるため、ガスケット溝深さ、タング部高さ及びガスケット高さが該当する（図3参照）。これらの製作公差を表8に示す。

表8 製作公差を考慮したガスケットの押し込み量

部位	公称値	公差（絶対値）
フランジ溝高さ		
タング部高さ		
ガスケット高さ		
ガスケット押し込み量		

表8より、製作公差を考慮したガスケットの押し込み量は、 mm（公称値）
 - mm（公差） = mmと評価できる。

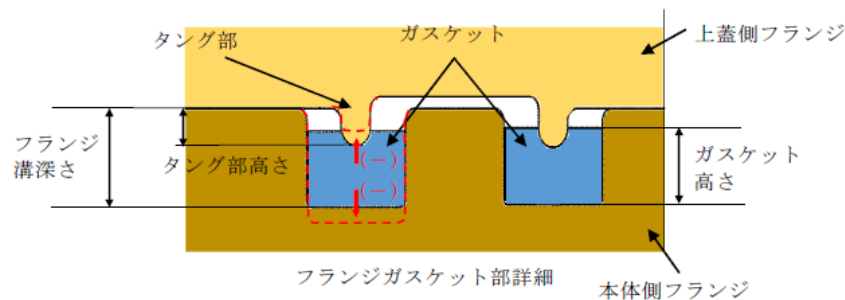


図3 製作公差の概要（赤点線：製作公差のイメージ）

更に、各部位の熱膨張を考慮した寸法を表9に示す。これらの熱膨張変位の概要を図4に示す。

表9 各部位の熱膨張を考慮した寸法

部位	基準寸法	熱膨張変位
フランジ溝高さ		
タング部高さ		
ガスケット高さ		
熱膨張変位合計		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

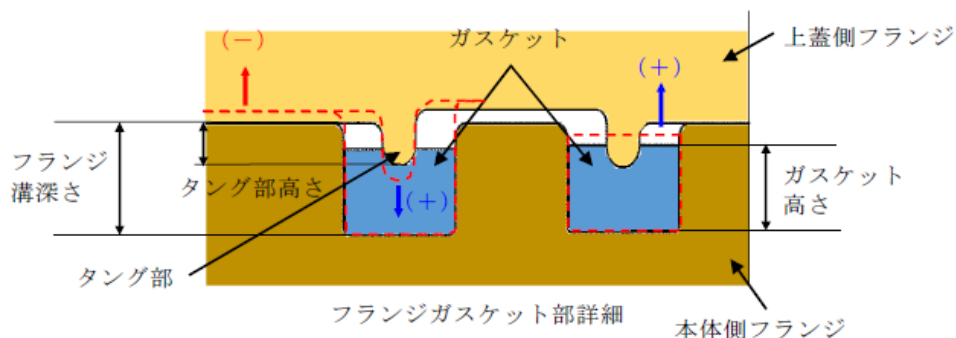


図4 熱膨張変位の概要 (赤点線：熱膨張のイメージ)

熱膨張量 ΔL の評価式は以下の通り

$$\Delta L = L \times \alpha \times \Delta t$$

ここに、

L：基準寸法 (mm)

α ：材料の熱膨張係数 (mm/mm \cdot °C)

鋼材 = 11.85×10^{-6} , ガスケット =

Δt ：据付状態から評価温度までの温度差 (°C) (= $200 - \text{} = \text{$)

表9より、熱膨張を考慮したガスケットの押し込み量は、製作公差を考慮したガスケットの押し込み量より、 mm + mm = mm と評価できる。

また、実機フランジ模擬試験においては、高温での試験を実施する前段階として、予備加圧にて徐々に調整シム量を少なくしていき、ガスケットからの漏えいが起こらない状態を押し込み量 0mm と定義していることから、漏えいが起こらなくなった時点においては、調整シムの最小厚さである mm のガスケット押し込み量が発生する恐れがある。

上記より、実機フランジ模擬試験で想定されるガスケット押し込み量は、製作公差及び熱膨張を考慮したガスケットの押し込み量より、 mm - mm = mm と評価できる。

以上の結果から、シール部の構造、寸法及び材料のばらつきを考慮した評価は表10の通りとなり、ばらつきを保守側に積み上げて評価した場合においても、内側・外側ともシール機能は維持されることを確認した。

表 10 シール部の構造，寸法及び材料のばらつきを考慮した評価結果

評価		押し込み量	ひずみ率	許容開口量	開口量	評価結果
公称値	内側					○
	外側					○
評価値	内側					○
	外側					○

2. ドライウェル主フランジの施工管理について

ドライウェル主フランジにおいては，定期検査におけるドライウェル主フランジ閉鎖時に，決められたトルクでボルトを締め付けることが要領書で定められていること，異物の噛み込みや予期せぬフランジの変形等による隙間が生じていないことを mm の隙間ゲージが挿入できないことをもって確認していることから，作業者の技量によってガスケットの押し込み量の変動することは考え難く，作業管理における品質は維持できると考える。ドライウェル主フランジ部の構造を図5に示す。上ふた側フランジと本体側フランジのフランジ面を隙間が無いように据え付けることで，タング（突起）によるガスケット押し込み量 mm が確保出来る構造となっている。

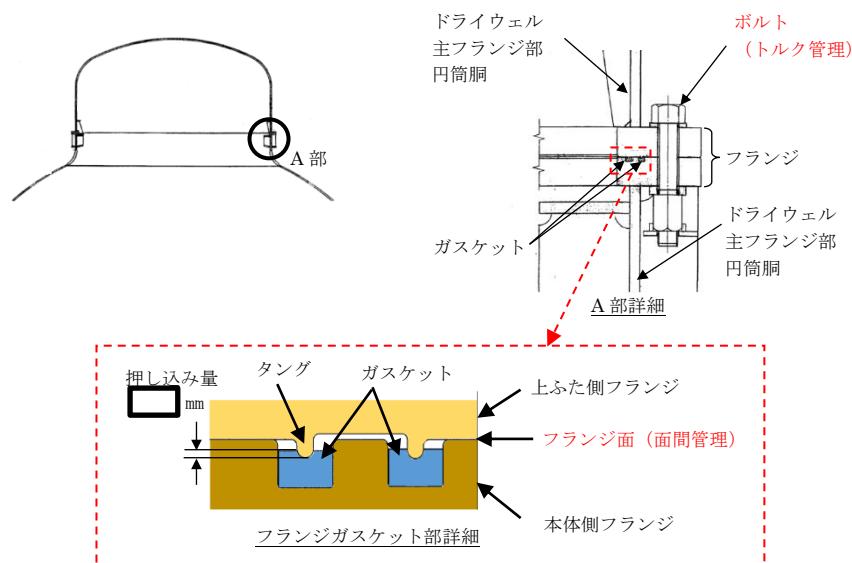


図5 ドライウェル主フランジ部の構造

また，ドライウェル主フランジの溝及びタング（突起）については，定期検査の開放時に手入れを実施しているが，溝やタングを傷つけないような素材で手入れを行っていること，外観目視点検を開放の都度行い傷や変形がないことを確認していること，定期検査毎に原子炉格納容器全体の漏えい率検査及びドライウェル主フランジ部のみのリークテストを実施しており，有意な変動のないことを確認していることから，ドライウェル主フランジの溝及びタングは気

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

密性を維持していると考える。原子炉格納容器全体漏えい率検査実績及びドライウェル主フランジ部リークテスト実績を図6，図7に示す。

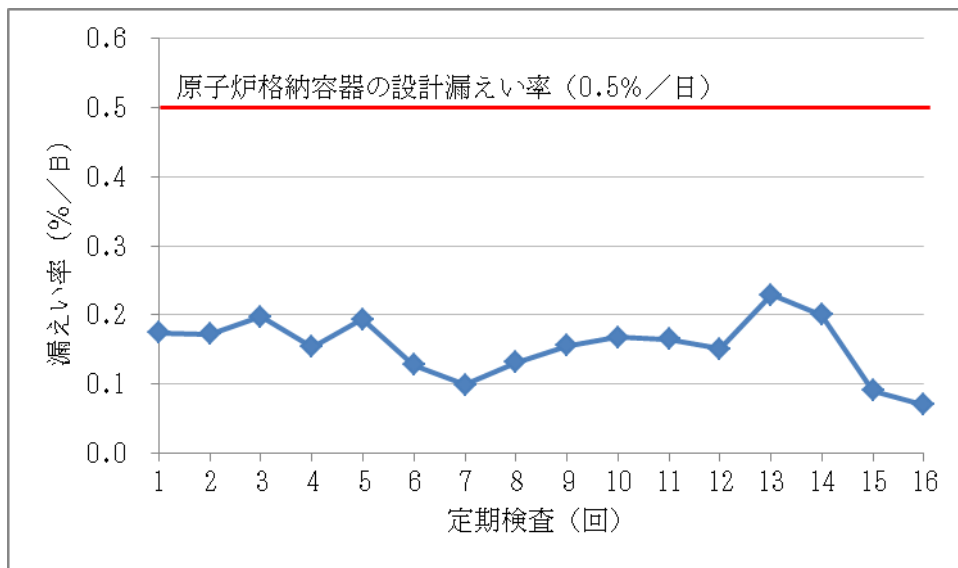


図6 原子炉格納容器の全体漏えい率検査実績

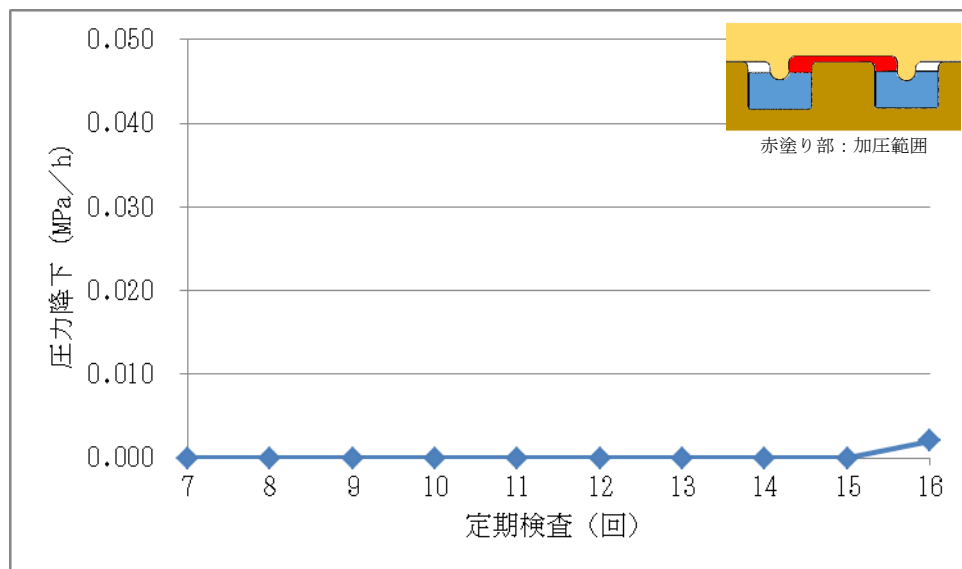


図7 ドライウェル主フランジ部のリークテスト実績

3. ドライウェル主フランジ以外の開口量評価における製作公差等の影響について

ドライウェル主フランジの開口量評価と同様に、原子炉格納容器バウンダリ構成部として、評価対象としている機器搬入口、所員用エアロック、制御棒駆動機構搬出ハッチ、X-7A, Bについても開口量評価を実施する。評価結果は、表 11 から表 22 の通りであり、製作公差を考慮しても閉じ込め機能が維持できる。

表 11 機器搬入口のガスケット押し込み量

部位	公称値	公差（絶対値）
フランジ溝高さ		
タング部高さ		
ガスケット高さ		
ガスケット押し込み量		

表 12 機器搬入口の各部位の熱膨張を考慮した寸法

部位	基準寸法	熱膨張変位
フランジ溝高さ		
タング部高さ		
ガスケット高さ		
熱膨張変位合計		

表 13 機器搬入口の開口量評価結果

評価		押し込み量	ひずみ率	許容開口量	開口量	評価結果
公称値	内側					○
	外側					○
評価値	内側					○
	外側					○

表 14 所員用エアロックのガスケットの押し込み量

部位	公称値	公差（絶対値）
フランジ溝高さ		
タング部高さ		
ガスケット高さ		
ガスケット押し込み量		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 15 所員用エアロックの各部位の熱膨張を考慮した寸法

部位	基準寸法	熱膨張変位
フランジ溝高さ		
タング部高さ		
ガスケット高さ		
熱膨張変位合計		

表 16 所員用エアロックの開口量評価結果

評価	押し込み量	ひずみ率	許容開口量	開口量	評価結果
公称値					○
評価値					○

表 17 制御棒駆動機構搬出ハッチのガスケットの押し込み量

部位	公称値	公差（絶対値）
フランジ溝高さ		
タング部高さ		
ガスケット高さ		
ガスケット押し込み量		

表 18 制御棒駆動機構搬出ハッチの各部位の熱膨張を考慮した寸法

部位	基準寸法	熱膨張変位
フランジ溝高さ		
タング部高さ		
ガスケット高さ		
熱膨張変位合計		

表 19 制御棒駆動機構搬出ハッチの開口量評価結果

評価	押し込み量	ひずみ率	許容開口量	開口量	評価結果
公称値	内側				○
	外側				○
評価値	内側				○
	外側				○

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 20 貫通部 (X-7A, B) のガスケットの押し込み量

部位	公称値	公差 (絶対値)
フランジ溝高さ		
タング部高さ		
ガスケット高さ		
ガスケット押し込み量		

表 21 貫通部 (X-7A, B) の各部位の熱膨張を考慮した寸法

部位	基準寸法	熱膨張変位
フランジ溝高さ		
タング部高さ		
ガスケット高さ		
熱膨張変位合計		

表 22 貫通部 (X-7A, B) の開口量評価結果

評価		押し込み量	ひずみ率	許容開口量	開口量	評価結果
公称値	内側					○
	外側					○
評価値	内側					○
	外側					○

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ドライウェル主フランジシール部のガスケット増厚について

1. 経緯

原子炉格納容器のシール部の健全性については、限界温度・圧力における開口量を FEM 弾塑性解析にて算出し、許容開口量と比較することにより、確認している。

開口量評価において、FEM 弾塑性解析の物性値に耐性共研の値を用いていたが、JSME 設計・建設規格の物性値の方が、以下に示すとおり解析評価に用いる物性値としては、JSME 設計・建設規格の方が、より開口量が大きくなると判断したため、JSME 設計・建設規格の物性値を用いて再評価することとした。(表 1 参照)

- ・開口量評価を実施する上で最も影響の大きい降伏応力および設計引張強さについては、数値的に全ての材質において耐性共研よりも小さく、評価上厳しい値である。
- ・線膨張係数および縦弾性係数については、数値的に耐性共研の方が厳しいものはあるが、それぞれ温度上昇および弾性ひずみによる開口量は小さく、評価にはほとんど影響しない。

なお、JSME 設計・建設規格の物性値を用いた評価については、既往論文^{※1}にて NUPEC 試験^{※2}(1/10 縮尺モデル試験)を対象としたベンチマーク解析としての適用実績があり、実機の挙動を適切に評価できる。

※1：日本機械学会 M&M2013 材料力学カンファレンス「原子炉格納容器試験体の弾塑性 FEM を用いた解析評価」(平成 25 年度)

※2：重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)(平成 14 年度)

再評価の結果、ドライウェル主フランジの限界温度・圧力(200℃, 2Pd)における開口量が、許容開口量を満足しないことが確認されたため、ドライウェル主フランジのガスケットを増厚し、許容開口量の裕度を確保することとした。

表 1 200℃における物性値の比較

	耐性共研				JSME 設計・建設規格			
	SGV480	SPV490	SNCM439	SUS304	SGV480	SPV490	SNCM439	SUS304
Sy 値 (MPa)					226	417	754	144
Su 値 (MPa)					422	545	865	402
縦弾性係数 (MPa)					191000	191000	192000	183000
線膨張係数 ($\times 10^{-6}$ mm/mm \cdot ℃)					11.85	12.09	12.54	16.52

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 検討結果

ドライウェル主フランジの許容開口量が十分な裕度をもつよう、表1のとおり、従来の厚さ mm から mm (mm の増厚) に変更する。

表2 ガasket増厚量の設定

ガスケット厚さ	許容開口量	内側開口量	裕度
<input type="text"/> mm (<input type="text"/> mm 増厚)	<input type="text"/> mm ^{※1}	<input type="text"/> mm	<input type="text"/> mm

※1：製造公差等を考慮し、圧縮永久ひずみ率を と仮定した値

ガスケットを増厚することにより、ガスケットの圧縮率が従来よりも大きくなるため、圧縮永久ひずみ率及びガスケットの健全性へ影響を与える可能性があることから、その影響を確認するため、圧縮永久ひずみ試験を実施する。

ガスケットの圧縮率については、ガスケット厚さの製造公差 (+ mm) を考慮した圧縮率 (公称の圧縮率) を包絡した圧縮率 にて試験を行う。

圧縮永久ひずみ試験の試験条件を表2、試験結果を表3に示す。

表3 試験条件

材料	個数	試験温度	放射線照射量	試験雰囲気	試験時間	圧縮率
改良E PDM	32	200℃	<input type="text"/>	蒸気	168h	<input type="text"/>

表4-1 試験データ群

X ₁	X ₂	X ₃	X ₄	X ₅	X ₆	X ₇	X ₈	X ₉	X ₁₀	X ₁₁	X ₁₂
<input type="text"/>											

X ₁₃	X ₁₄	X ₁₅	X ₁₆	X ₁₇	X ₁₈	X ₁₉	X ₂₀	X ₂₁	X ₂₂	X ₂₃	X ₂₄
<input type="text"/>											

X ₂₅	X ₂₆	X ₂₇	X ₂₈	X ₂₉	X ₃₀	X ₃₁	X ₃₂
<input type="text"/>							

表4-2 試験データのまとめ

項目	データ数	最大値	最小値	平均値
値	32	<input type="text"/>		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ガスケットの増厚による圧縮永久ひずみ率への影響については、圧縮率 \square で実施した場合の圧縮永久ひずみ率の平均値 \square と同等の結果が得られたことから、影響がないことを確認した。

これより、増厚したガスケットを使用した場合のドライウェル主フランジの開口量評価は、従来厚さのガスケットを使用した場合と同様に、圧縮永久ひずみ率： \square （製作公差等を踏まえた評価においては \square ）を適用し、許容開口量を算出した。その結果、表4に示すとおり、開口量は許容開口量以下であり、裕度を確保していることを確認した。

なお、増厚によるガスケットの健全性への影響については、外観に異常がなかったことから、影響がないことを確認した。

表5 増厚検討の試験結果を踏まえた開口量評価結果

項目	シール部	ガスケット 厚さ	押し込み量	圧縮永久 ひずみ率	許容 開口量	開口量	裕度
公称値	内側	\square	\square	\square	\square	\square	\square
評価値 ^{※2}	内側	\square	\square	\square	\square	\square	\square

※2：製作公差等を考慮した値

押し込み量=(ガスケット押し込み量)-(シール部公差)+(熱膨張)

許容開口量=[(押し込み量)-(調整シムの最小厚さ)]×[1-(圧縮永久ひずみ率)/100]

シール機能維持に対する考え方について

原子炉格納容器のハッチ類，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判定基準を定め，200℃，2Pd の環境下においてシール機能が維持できることを確認している。シール機能維持の考え方を表1に示す。

表1 シール機能維持の考え方

対象箇所	判定基準	シール機能維持の考え方
<ul style="list-style-type: none"> ・ドライウェル主フランジ ・機器搬入口 ・所員用エアロック（扉板シール部） ・配管貫通部（平板類） ・逃がし安全弁搬出ハッチ ・制御棒駆動機構搬出ハッチ 	許容開口量以下	<p>開口量評価で得られた開口量^{※1}が，ガスケットの試験結果^{※2}に基づき設定した許容開口量（シール機能が維持できる開口量）以下であることを確認することにより，シール機能が維持できることを確認</p> <p>※1 フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出</p> <p>※2 圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験による漏えい試験結果</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・電気配線貫通部（モジュール） ・原子炉格納容器隔離弁（バタフライ弁） 	設計漏えい量以下	試験における漏えい量が設計漏えい量以下であることを確認することにより，シール機能が維持できることを確認
<ul style="list-style-type: none"> ・所員用エアロック（扉板以外シール部） ・原子炉格納容器隔離弁（TIP ボール弁） 	200℃以上	圧力により開口が生じる部位ではないため，試験結果及び材料仕様によりシール材の高温環境下における耐性を確認することにより，シール機能が維持できることを確認

また，ハッチ類，電気配線貫通部（モジュール）及び原子炉格納容器隔離弁（バタフライ弁）については，シール材の漏えい試験結果に基づき設定した判定基準を基にシール機能の維持を確認している。このことから，各漏えい試験において判定基準として設定した漏えい量より，判定基準を満たした場合に実機において想定される漏えい量を推定したところ，格納容器全体の設計漏えい率に比べても十分小さい値であり，シール機能は維持されると判断している。漏えい量の推定結果を表2に示す。

表 2 判定基準を満たした場合に想定される漏えい量の推定結果 (1/2)

対象箇所	判定基準	判定基準を満たした場合に想定される漏えい量
<ul style="list-style-type: none"> ・ドライウェル主フランジ ・機器搬入口 ・所員用エアロック (扉板シール部) ・配管貫通部 (平板類) [貫通部 X-7A, B]^{※1} ・逃がし安全弁搬出ハッチ ・制御棒駆動機構搬出ハッチ <p>※1 貫通部 X-7A, B 以外の, ガスケット径が 200mm 以下の配管貫通部 (平板類) については, 他の大開口部と比較して漏えい量に対する影響が小さいため, 対象外とする。</p>	<p>許容開口量以下</p>	<p>実機フランジ模擬試験において, 開口量=許容開口量となる状態を模擬したリーク試験を実施しており, 本試験において判定基準として設定した漏えい量から格納容器ハッチ類の実機相当に換算した漏えい量は, 格納容器設計漏えい率である 0.5 %/day に比べ, 十分に小さい値であることを確認している。</p> <p>○漏えい有無の判定基準 漏えい量: 1cc/min 以下</p> <p>○実機相当換算値 0.001 %/day 以下 (PCV 空間容積に対する割合)</p>

表2 判定基準を満たした場合に想定される漏えい量の推定結果 (2/2)

対象箇所	判定基準	判定基準を満たした場合に想定される漏えい量
<ul style="list-style-type: none"> ・電気配線貫通部 (モジュール) ・原子炉格納容器隔離弁 (バタフライ弁) 	設計漏えい量以下	<p>試験における判定基準として設定した漏えい量から電気配線貫通部 (モジュール) 及び原子炉格納容器隔離弁 (バタフライ弁) の実機相当に換算した漏えい量は, 格納容器設計漏えい率である 0.5 %/day に比べ, 十分に小さい値であることを確認している。</p> <p><電気配線貫通部 (モジュール)></p> <ul style="list-style-type: none"> ○漏えい有無の判定基準 (設計漏えい量) <li style="padding-left: 20px;">$1 \times 10^{-7} \text{Pa} \cdot \text{m}^3/\text{s}$ 以下 ○実機相当換算値 <li style="padding-left: 20px;">$1 \times 10^{-7} \text{/day}$ 以下 (PCV 空間容積に対する割合) <p><原子炉格納容器隔離弁 (バタフライ弁)></p> <ul style="list-style-type: none"> ○漏えい有無の判定基準 (設計漏えい量) <li style="padding-left: 20px;">240cc/min 以下 / 600A ○実機相当換算値 <li style="padding-left: 20px;">0.02 %/day 以下 (PCV 空間容積に対する割合)
<ul style="list-style-type: none"> ・所員用エアロック (扉板以外シール部) ・原子炉格納容器隔離弁 (TIP ボール弁) 	200°C以上	<p>圧力により開口が生じる部位でなく, また, 高温環境下での耐性を確認していることから格納容器内の 200°Cの環境条件であってもシール機能に影響を及ぼすものでない。</p>

改良E P D M製シール材の適用性について

島根2号炉では、改良E P D M製シール材として [] を採用する計画である。

改良E P D M製シール材の開発経緯を以下に示す。

- ・従来、格納容器のシール材（ガスケット）として使用していたシリコンゴムは、使用温度範囲が -60°C ～ $+200^{\circ}\text{C}$ であり、従来のE P D M製シール材の使用温度範囲 -50°C ～ $+150^{\circ}\text{C}$ よりも耐熱性は若干高いものの、既往の試験結果から高温蒸気環境での劣化が確認されていた。
- ・従来のE P D M製シール材はシリコンゴムに比較して高温蒸気に強い材料であったが、更なる耐熱性向上を目的に材料の改良を進め、改良E P D M製シール材を開発した。

改良E P D M製シール材については、ガスケットメーカーにおいて、耐熱性、耐高温蒸気性及び耐放射線性の確認を目的に、事故時環境を考慮した条件 [] [] にて圧縮永久ひずみ試験が実施されており、耐性が確認されている。

島根2号炉で採用予定の改良E P D M製シール材 [] については、ガスケットメーカーで実施された試験と同様に圧縮永久ひずみ試験を実施するとともに、重大事故等時の温度及び放射線による劣化特性がシール機能に影響を及ぼすものでないことを実機フランジ模擬試験にて確認している。

また、改良E P D M製シール材は、ガスケットメーカーにて材料や特長に応じ定めている型番品 [] として管理されているものであり、当該品を特定可能であることから、メーカー型番を指定することにより今回シール機能が確認されたものを確実に調達することが可能である。

なお、今後の技術開発により、より高い信頼性があるシール材が開発された場合は、今回と同様に圧縮永久ひずみ試験等を実施し、事故時環境におけるシール機能評価を行うことで、実機フランジへの適用性について確認する。

改良E P D M製シール材における各試験について

改良E P D M製シール材の適用にあたり、「改良E P D M製シール材の圧縮永久ひずみ試験」及び「実機フランジ模擬試験」の2種類の試験を実施している。本資料では、各試験の位置付けを明確化するとともに、「実機フランジ模擬試験」の試験条件がシビアアクシデント環境を適切に模擬できているかを確認するため「高温曝露の方法」及び「放射線試験の方法」について適切性を確認した。

1. 各試験の位置付けについて

1) 改良E P D M製シール材の圧縮永久ひずみ試験

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がセットされている。フランジはフランジボルトを締め付けることによりシール材を圧縮し、シール機能を発揮する構造となっている。

このため、フランジ部からの漏えいは「内部圧力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、シール材がセットされるフランジが「圧力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」を確認することが必要となる（表1参照）。

表1 フランジ部の開口量評価と圧縮永久ひずみ試験の位置付け

フランジ部からの漏えい要因	確認事項	試験（及び評価）の位置付け
圧力の上昇によりフランジ部が開口することによる漏えい	フランジ部の圧力上昇による開口量	解析による開口量評価
開口量がシール材の復元特性を超えることによる漏えい	熱等により劣化したシール材の復元量	圧縮永久ひずみ試験によるシール材の復元量評価

圧縮永久ひずみ試験で得られるひずみ率がフランジ構造によらず、一様に適用できる理由を整理する。

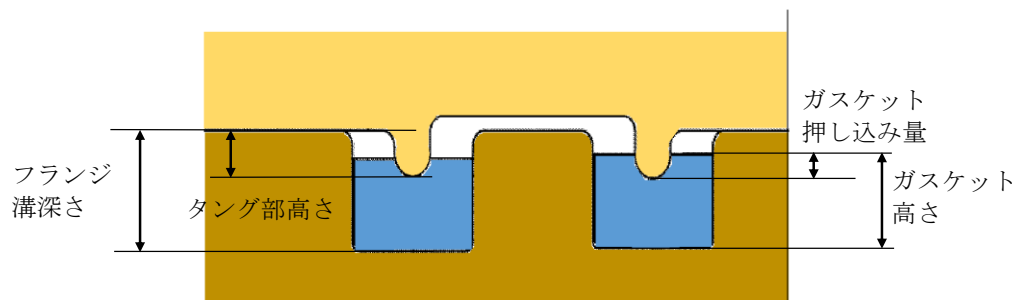
- ・原子炉格納容器の限界温度・圧力である 200℃、2Pd で評価しているため、圧力上昇による影響は、フランジ構造によらず同等である。
- ・本試験は、フランジ構造に関わらず、圧縮状態で使用される静的シール部におけるシール材単体の劣化度（ひずみ率）から復元量を確認するものであることから、フランジ構造の違いはフランジ構造の解析による開口量計算において評価している。

- ・本試験におけるシール材試験片の圧縮率は、 または としており、改良型E PDM製シール材を適用する「角型断面ガスケットを用いるボルト締めフランジのガスケットの圧縮率」とほぼ同等である（表2参照）。

よって、島根原子力発電所2号炉の原子炉格納容器の限界温度・圧力の評価では、フランジ部の開口量と圧縮永久ひずみ試験結果を用いることでシール部の健全性を評価できる。

表2 角型断面ガスケットを用いるボルト締めフランジのガスケットの圧縮率

設備名	フランジ溝深さ	タング部高さ	ガスケット高さ	ガスケット押し込み量	圧縮率
ドライウェル主フランジ					
機器搬入口					
逃がし安全弁搬出入口					
貫通部 X-7A, B					
制御棒駆動機構搬出入口					



- ・ガスケット押し込み量 = (ガスケット高さ + タング部高さ) - フランジ溝深さ
- ・圧縮率 = (ガスケット押し込み量 / ガスケット高さ) × 100%

2) 実機フランジ模擬試験

圧縮永久ひずみ試験結果を用いた開口量評価では、内圧によるフランジの構造部の変形は模擬しているが、実機フランジ溝にガスケットをセットした状態におけるシール材の変形は模擬していないため、実機にセットした状態におけるシール材の変形による気密性を確認する必要がある。また、1)項で記述したシール機能の評価では、ガスケットの復元量とフランジの

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

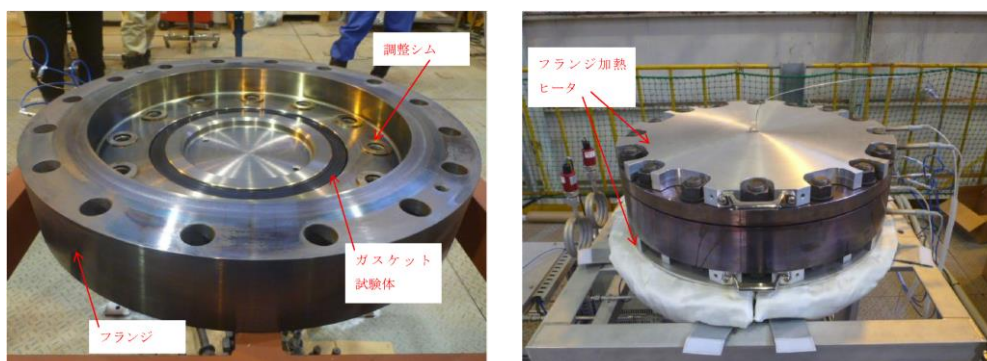
開口量が等しい状態（ガスケット押し込み量が 0mm で接している状態）までをシール機能維持のクライテリアとしており，その状態においても気密性を有することを確認する必要がある。

実機フランジ模擬試験は，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する試験をすることで，開口量評価の妥当性を確認するために実施している。（表 3 参照）

表 3 実機フランジ模擬試験の位置付け

開口量評価における未確認事項	確認事項	実機フランジ模擬試験の位置付け
実機フランジガスケット溝にガスケットをセットした状態における内圧や熱膨張によりシール材が変形した状態における気密性	内圧，熱膨張でシール材がガスケット溝内で変形した状態で気密性を有すること	ガスケット溝内でのシール材の変形を考慮するため，実機フランジを模擬した試験装置※により気密性を有していることを確認
ガスケットに対するタングの押し込み量が 0 mm で接している状態（開口量＝許容開口量）における気密性	ガスケットに対するタングの押し込み量が 0 mm で接している状態で気密性を有すること	ガスケットに対するタングの押し込み量が 0 mm で接している状態で試験を実施することにより気密性を有していることを確認

※試験装置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等，中心径のみ縮小した試験装置（図 1 参照）。



試験装置外観（フランジ開放時） 試験装置外観（フランジ密閉時）

図 1 試験装置外観写真

実機フランジ模擬試験で得られた結果がフランジ構造によらず、一様に適用できる理由を整理する。

- ・原子炉格納容器の限界温度・圧力である 200℃, 2Pd で評価しているため、圧力上昇による影響は、フランジ構造によらず同等である。
- ・内圧上昇後にフランジが開口した状態を想定し、ガスケットの復元量とフランジの開口量が等しい状態（押し込み量が 0mm で接している状態）でのシール性を確認しているものであり、フランジ構造による開口の違いはフランジ部の解析による開口量計算において評価している。

実機フランジ模擬試験によって、ガスケットに対するタンクの押し込み量が 0mm で接している状態を再現しており、圧縮永久ひずみ試験の結果を用いた開口量評価において、最も厳しい状態である。よって、島根原子力発電所 2 号炉の原子炉格納容器の限界温度・圧力の評価では、フランジ部の解析による開口量評価において、開口量が許容開口量以内であることを確認することで、シール部の健全性を評価できる。

2. 実機フランジ模擬試験の高温曝露の方法について

改良 EPDM 製シール材の劣化は、一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、実機フランジ模擬試験では蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し、シビアアクシデント環境より保守的な条件で試験を実施している。また、温度については格納容器限界温度 200℃が 7 日間継続する条件であり、シビアアクシデント環境よりも厳しい条件で曝露しており、それに加え、さらに余裕をみた 250℃, 300℃をそれぞれ定める期間を一定温度で高温に曝露した試験を実施している。

よって、本試験は高温曝露時に、蒸気環境よりも厳しい乾熱曝露、シビアアクシデント環境よりも保守的な温度条件により、シビアアクシデント環境を適切に模擬できていると考える。

3. 実機フランジ模擬試験の放射線照射の方法について

放射線照射量については、シビアアクシデント条件を模擬するために、有効性評価におけるフランジガスケット部における事故後 7 日間の累積放射線量の目安である 800kGy を用いて試験している。

また、放射線照射と高温曝露の順序について「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」に事故時環境評価試験の試験実施方法として放射線照射をした後に定められた温度条件下に曝露することが定められていることから、この考え方を参考にし、放射線照射後に高温曝露を行う順序で試験を実施している。

改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験について

改良EPDM製シール材の事故時環境における劣化特性を確認するために、JIS K 6262「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じた圧縮永久ひずみ試験を実施した。

試験装置を図1に示す。試験片として、予めγ線照射したシール材を用いている。放射線量は、事故時条件を模擬するために、フランジガasket部の事故後7日間の累積放射線量を包絡する を用いて実施している。試験は、試験片を圧縮板ではさみボルトを締付けることにより圧縮させる。試験片の圧縮量はスペーサの厚さで調整している。

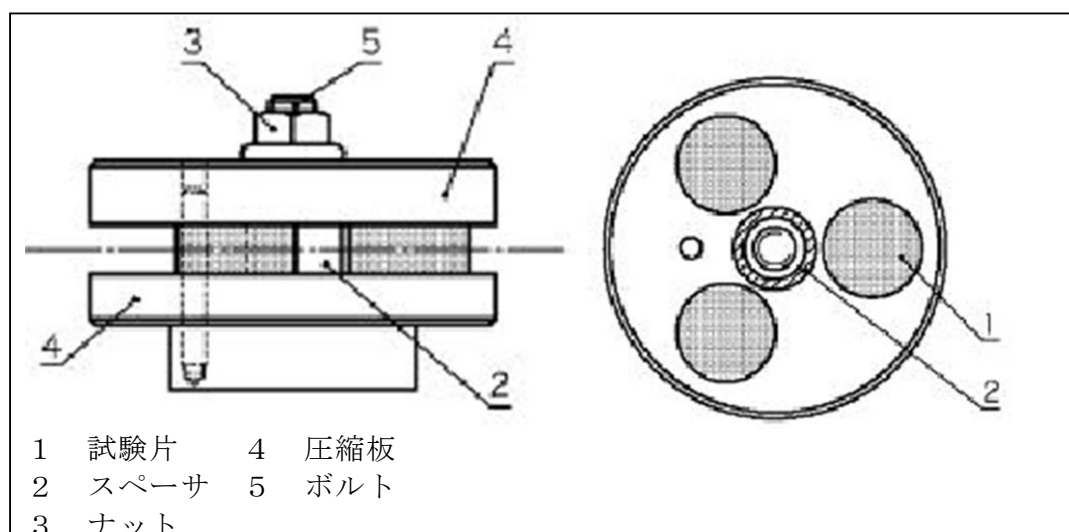


図1 圧縮永久ひずみ試験装置

試験では、加圧試験容器を用いて高温蒸気で曝露し、試験温度は、格納容器限界温度である 200℃、試験期間は7日間（168時間）とし、一定温度で高温曝露している。

圧縮永久ひずみ率は、試験片の初期厚みと試験後の試験片の厚さを測定し、次の式(1)により算出する。各試験片の中心を0.01mmの単位まで厚さ測定し、3個の試験片で得られた値の平均値を算出する。圧縮永久ひずみの算出概念図を図2に示す。

$$C_S = \frac{(t_0 - t_1)}{(t_0 - t_2)} \times 100 \quad \dots \dots \dots (1)$$

- C_S : 圧縮永久ひずみ率
- t_0 : 試験片の初期厚み
- t_1 : 試験後の試験片の厚み
- t_2 : スペーサ厚さ



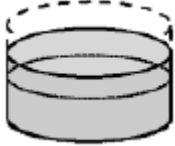



初期状態	試験状態	圧縮開放
		
厚さ t_0	厚さ t_2 (25%圧縮)	厚さ t_1 $C_S = \frac{(t_0 - t_1)}{(t_0 - t_2)} \times 100$

図2 圧縮永久ひずみの算出概念図

圧縮永久ひずみ試験の結果を表1に示す。

表1 圧縮永久ひずみ試験^{※1}結果 (改良E P D M製)

材料	試験温度	構造部放射線照射量	試験雰囲気	試験時間	ひずみ率 (%) ^{※2}	
					各試験片	平均
改良E P D M 	200℃		蒸気	168 時間		

※1 JIS K 6262 に従い実施。

※2 試料を圧縮し完全に回復した状態が0%，全く回復しない状態が100%。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

実機フランジ模擬試験の実機適用性について

改良E PDM製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て、実機フランジを模擬した試験装置（「実機フランジ模擬試験装置」という。）を用いてシール機能を確認している。

実機フランジ模擬試験装置のフランジ断面形状は実機と同形状、ガスケット及び溝寸法は幅・高さともに実機と同等であり、中心径のみを縮小した試験装置としており、フランジ部は実機と同様な変形を模擬できる。

また、実機フランジ模擬試験ではガスケット試験体の押し込み量を0mm（ガスケットとタンクが接している状態）に設定し、実機が2Pd時の開口量以上を模擬した条件で試験を実施している。

1. 実機と実機フランジ模擬試験装置の比較

実機フランジ模擬試験装置及び実機（ドライウェル主フランジ）のフランジ部の断面形状及び寸法を図1、表1に示す。

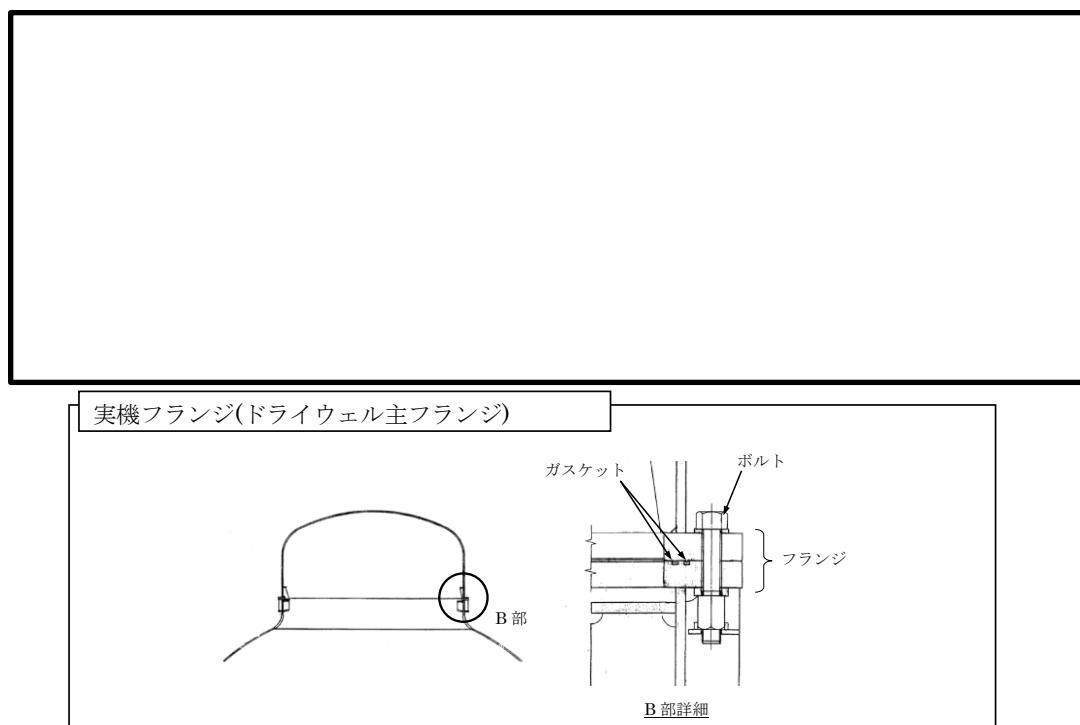


図1 実機フランジ模擬試験装置図及び実機フランジ図

表 1 実機フランジ模擬試験装置と実機フランジの寸法比較

	ガスケット寸法(mm)				溝寸法(mm)			
	内径 d_i	外径 d_o	幅	高さ	内径 d_i	外径 d_o	幅	高さ
実機フランジ模擬試験装置								
実機フランジ (ドライウェル主フランジ内側)								

図 1 及び表 1 に示すとおり、実機フランジ模擬試験装置は、フランジの断面形状が実機と同形状、ガスケット及び溝寸法は幅・高さとも実機と同等であり、中心径のみを縮小した試験装置である。

実機フランジ模擬試験では、漏えい有無の判定基準として、1cc/min 以上の漏えい量が 30 分以上継続した場合に漏えい有と判断することとしている。ここで、試験の判定基準として設定した 1cc/min の漏えい量を実機フランジでの漏えい量に換算し、格納容器の設計漏えい率との比較を行った結果は以下のとおりである。

ガスケットの内径 d_i 、外径 d_o とすると、JIS B 2490 よりガスケットからの漏えい量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。

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

表 1 より実機フランジ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、フランジ部からの漏えい量はガスケット内径 d_i に比例する。また、実機フランジ模擬試験では押し込み量を 0mm に設定し、実機の 2Pd 時の開口量以上の開口量を模擬した条件で試験を実施している。

本試験で判定基準として設定した漏えい量 (1 cc/min) よりガスケット径比で補正して、実機フランジでの漏えい量を推定したところ、格納容器全ハッチ類からのリーク量は 0.001%/day 程度であり、格納容器の設計漏えい率 (0.5%/day) の 1/500 以下となる。実機フランジのガスケット径を表 2 に、実機フランジにおける漏えい量の推定結果を表 3 に示す。

このように、事故時条件を模擬した改良E PDM製シール材の試験結果は、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E PDM製シール材の実機への適用は可能であると考えます。

表2 実機フランジのガスケット径

対象	ガスケット径 ^{※1※3}
ドライウェル主フランジ	
機器搬入口 ^{※4}	
逃がし安全弁搬出入口	
所員用エアロック ^{※2}	
貫通部 X-7A,B ^{※4}	
制御棒駆動機構搬出入口	
合計	

[注記]

※1: 二重ガスケットについては保守的に外側ガスケットの中心径を用いる

※2: エアロックはガスケット周長が等価となる等価直径とする。

※3: ガスケット径が 200mm 以下の閉止フランジ付貫通部については、他の大開口部と比較して影響が小さいため対象外とする。

※4: 機器搬入口及び貫通部 X-7A,B については、ハッチ及び貫通部 2 個分のガスケット径の合計値とする。

表3 実機フランジにおける漏えい量の推定結果

試験での漏えい判定基準(L_1)	
試験フランジガスケット径(D_1)	
格納容器フランジガスケット径合計(D_0)	
ガスケット径比($\alpha = D_0/D_1$)	
格納容器フランジでの漏えい量($L_0 = L_1 \times \alpha$)	
格納容器空間容積(V_0)	
格納容器空間容積に対する割合(L_0/V_0)	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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

島根2号炉のシール材として適用する改良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EPゴムは、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。

EPゴムの基本的な特性を考慮した場合、シール機能に悪影響を及ぼす可能性がある物質としては、「溶剤」と「潤滑油」が挙げられる。表1にEPゴムの基本特性を示す。

洗い油やベンゼン等の溶剤は管理区域内への持ち込み管理を行っており、プラント運転中においては格納容器内に存在しないため、シール材に悪影響を及ぼすことはない。

「潤滑油」は、PLRポンプのモータの潤滑油等が挙げられるが、シール材を使用しているドライウェル主フランジ等のハッチ類、隔離弁のフランジからは十分離れており、仮に上述の機器から何らかの要因で油が漏洩したとしても、機器設置床はグレーチング構造であることから、シール材に直接到達することは考えにくいため、悪影響を及ぼす可能性はないと考える。原子炉格納容器内の位置関係を図1に示す。

表1 EPゴムの基本特性

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

凡例 A：優 B：良 D：不可（ただし配合による。）

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

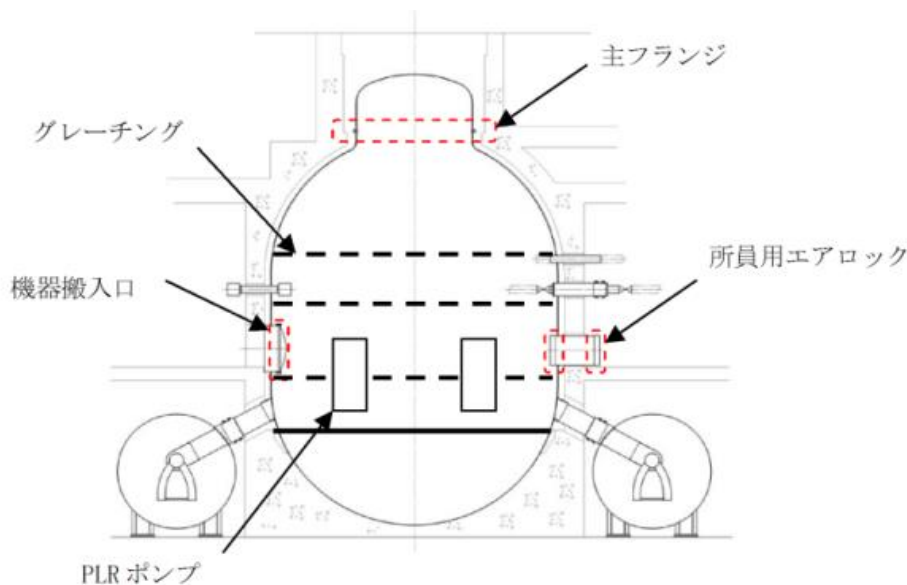


図1 原子炉格納容器内の位置関係

2. 重大事故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、E P D M材は耐アルカリ性を有する材料であることから、セシウムによるシール機能への化学的影響はないものと考ええる。

一方、ハロゲン元素のよう素については、有機材料であるE P D M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E P D M製シール材については、電力共同委託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 $620\text{mg}/\text{m}^3$ ）よりも高濃度のよう素環境下（約 $1,000\text{mg}/\text{m}^3$ ）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。

扉板の変形によるシール性の影響について

1. はじめに

所員用エアロックのシール部の評価について、原子炉格納容器内圧による扉の変形に伴うシール部の開口量（Y方向の変位）評価を実施しているが、ここでは、変形支点の変位（X方向の変位）の影響について評価する。図1に所員用エアロックのシール部の構造を示す。

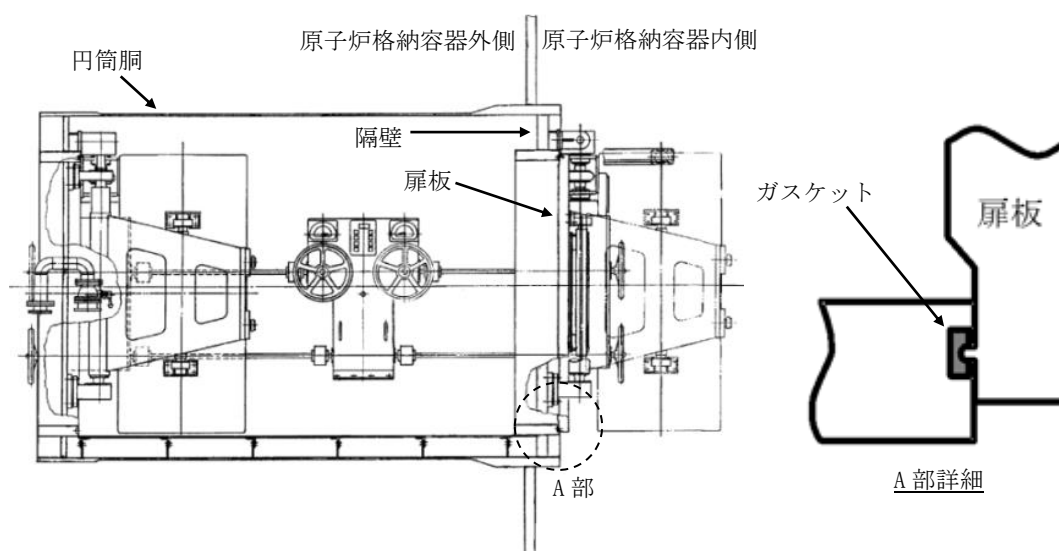


図1 所員用エアロックのシール部構造

(1) 扉の変形（たわみ等）について

図2及び3に示すように、2点支持はりモデルで扉板の変形を評価する。なお、扉板形状は平板であり、剛性を考慮したはりモデルで評価を実施していることから、はりモデルとして妥当であると考ええる。また、本はりモデルでは変位量が大きくなる扉板長辺側をモデル化していることに加え、実機においては扉板の上下左右に支点があるところを、本はりモデルでは上下支点のみで支持するはりモデルとして評価していることから、保守的に評価していると考ええる。

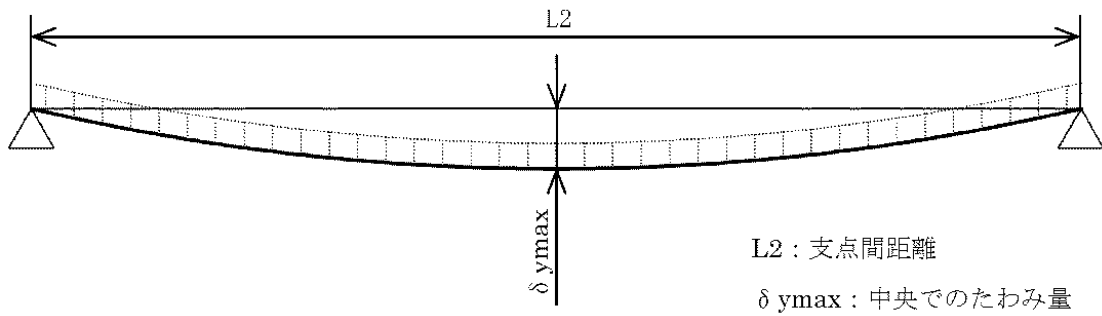
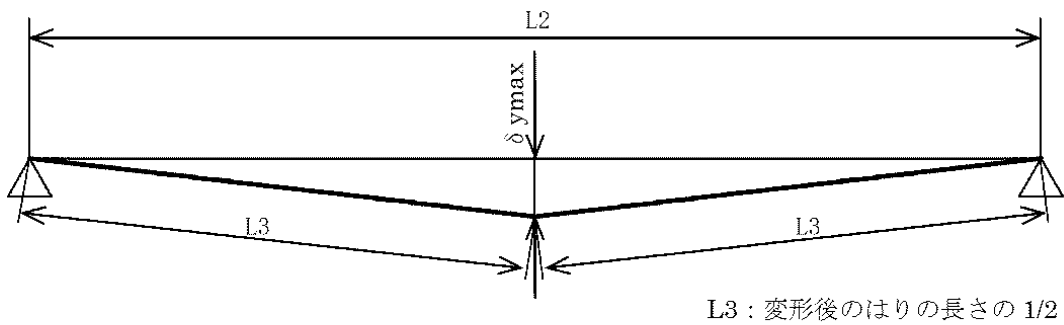


図2 2点支持はりモデル



※ X 方向変位量 $\delta x = 2 \times L3 - L2$ として算出

図3 三角形モデル

図4にエアロック扉板シール部の変形挙動のイメージを示す。所員用エアロックの変形によって生じる扉板の X 方向変位量 δx を評価した結果、0.4mm 程度である。扉板の X 方向変位に伴いシール部であるタングも X 方向へわずかに移動 (0.2mm 程度) するが、ガスケット幅 30mm と比較した場合、タングの移動量は十分小さくグループ側面と干渉しないため、所員用エアロックのシール性に影響しないことを確認した。

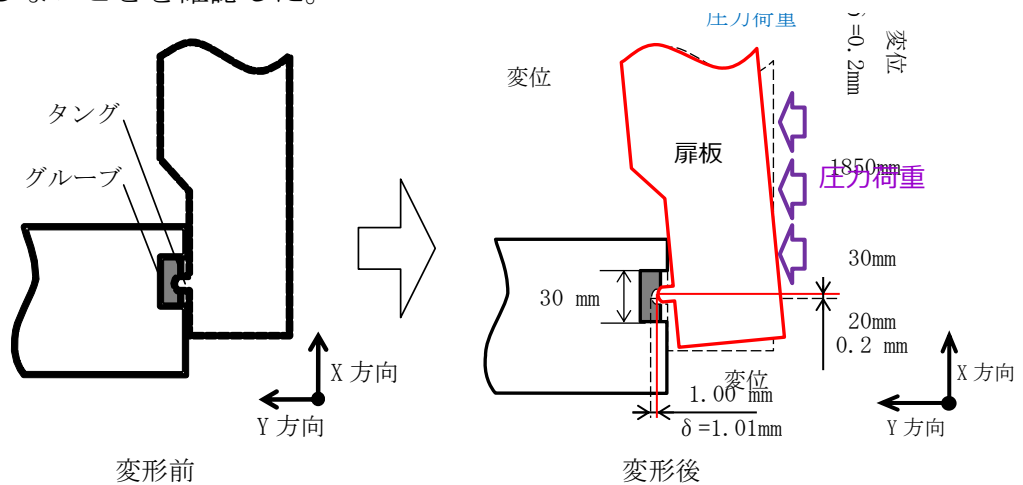


図4 所員用エアロック扉板シール部の変形挙動のイメージ

(2) 変形支点の変位について

上記で示した扉の軸方向へのすべり $\delta_x = 0.4\text{mm}$ の場合について、所員用エアロック扉を図5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開口量を評価した。その結果、扉シール部の開口量は 1.00mm となり、扉板の変形による支点の移動を考慮しない場合の開口量 \square mm より小さくなり、保守側の結果となる。

扉板の変形による支点の移動を考慮した場合の所員用エアロック扉板シール部の開口量 1.00mm は、許容開口量 \square mm 以下であることから、シール機能は維持される。

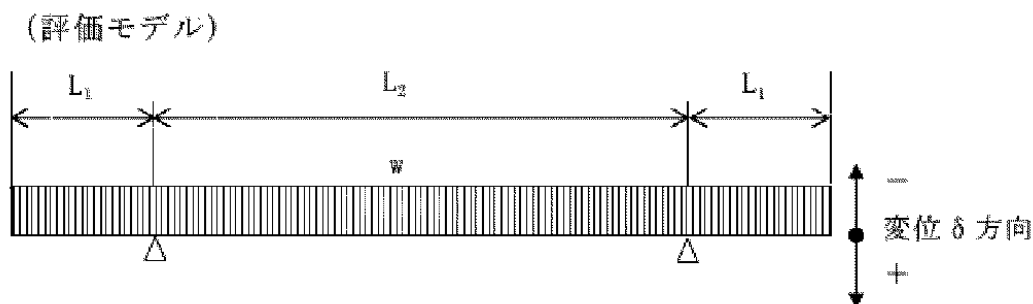


図5 評価モデル

$$\delta = \left\{ w \times L_1 / (24 \times E \times I) \right\} \times (3L_1^3 + 6L_1^2 \times L_2 - L_2^3) = -1.00 \text{ mm}$$

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

T I P 火薬切断弁の信頼性について

1. TIP システム概要

TIP (Traversing In-core Probe) は、移動式の炉心内の核計装装置であり、全体概要構成は LPRM (Local Power Range Monitor : 局部出力領域モニタ) を校正するための検出器と、その検出器を炉心内への挿入と炉心からの引抜を行う駆動関連装置、及び検出器を炉心内にガイドするための校正用導管で構成される。校正用導管は LPRM 検出器に隣接して 1 体配置されており、LPRM 全 31 座標と同じ員数となっている。TIP システムの概略構成図を図 1 に示す。

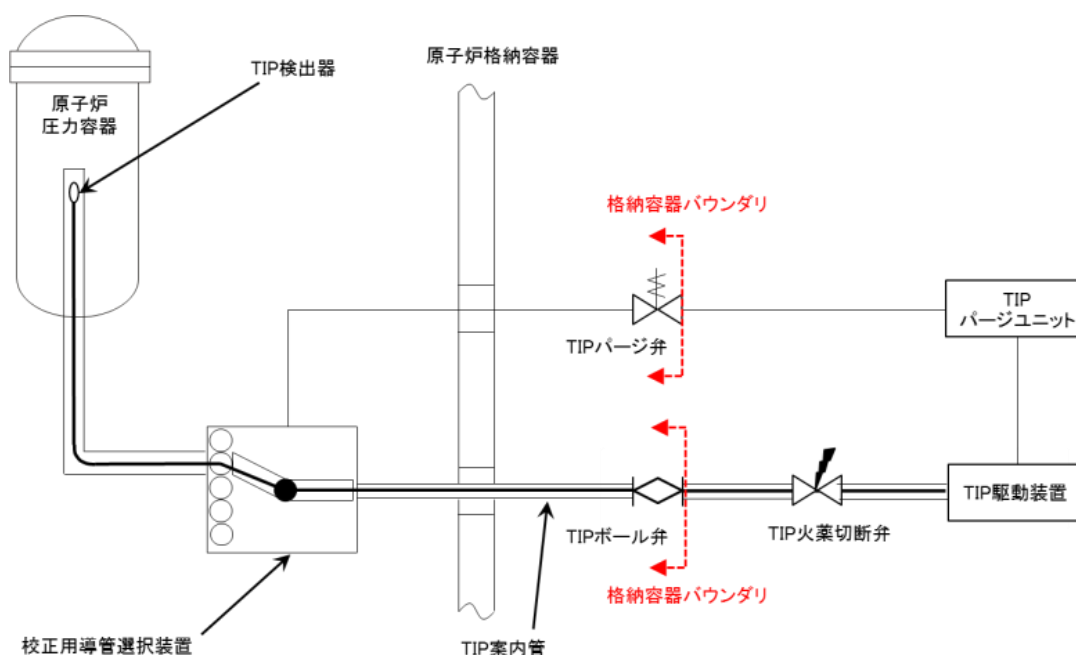


図 1 TIP システム構成図

2. TIP 装置の機能、動作について

① TIP 駆動装置

TIP 駆動装置は、TIP 検出器ケーブルを TIP 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。

② TIP ボール弁及び TIP 火薬切断弁

TIP ボール弁は通常運転時に全閉状態であり、隔離機能を維持している。TIP ボール弁が開状態となるのは、通常運転時の局部出力領域モニタの校正のため TIP 検出器を炉心内に挿入・引抜する期間である。TIP 検出器を炉心内に挿入している間に格納容器隔離信号が入った場合には、TIP 検出器が自動引抜され、TIP ボール弁が自動閉止する。また、TIP 検出器を炉心内に挿入している間に格納容器隔離信号が入り、かつ TIP ボール弁が正常に閉止

しない場合、TIP 火薬切断弁にて閉止を行う。この場合、TIP 火薬切断弁の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 校正用導管

校正用導管は駆動関連装置を構成する各機器間に接続されており、TIP 検出器並びに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いる。

④ TIP パージユニット

TIP パージユニットは、校正用導管の内面にコーティングされている潤滑剤（校正用導管と TIP 検出器ケーブルの摩擦力低減を目的としている）の湿分吸収による潤滑効果の低下防止を目的とし、TIP 駆動装置に乾燥空気をパージし、校正用導管選択装置に窒素をパージする。

⑤ 校正用導管選択装置

校正を必要とする LPRM 座標に TIP 検出器を案内するために、校正用導管を選択する装置である。本装置内の校正用導管を回転させることで、各座標の校正用導管を選択する機能をもつ。

3. TIP 火薬切断弁の構造について

TIP 火薬切断弁の構造を図 2 に示す。中央制御室の操作パネルにより運転員が手動操作により TIP 火薬切断弁に作動信号を与えると、爆発によるエネルギーによりカッターが飛び出し、TIP 検出器ケーブルを内蔵している校正用導管を切断した後、カッターは所定の位置に停止する。その時にカッターと TIP 火薬切断弁のパッキンによりシールし、隔離する。



図 2 TIP 火薬切断弁構造

4. TIP 火薬切断弁の信頼性確認について

TIP 火薬切断弁の信頼性を確認するため、TIP 火薬切断弁の起爆回路の健全性を確認することを目的として、定検毎で表 1 に示す検査を実施している。経年劣化の影響が懸念される弁駆動源である火薬については、交換頻度を 65 ヶ月としており、TIP 火薬切断弁ごと交換することとしている。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

また、火薬切断弁の交換の際には、同一ロットの試供品にて爆破試験等を実施することで、動作信頼性を確保している。

なお、パッキンについては、PEEK 材を使用しており、表 2 に示す試験条件で暴露し、その後、2Pd を超える 1.5MPa で漏えい試験を行い、シール性を確保できることを確認している。

表 1 TIP 火薬切断弁の検査項目

No.	検査項目
1	外観検査
2	絶縁抵抗測定試験 (TIP 火薬切断弁コネクタ部～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 火薬切断弁の点火回路の健全性確認試験)

表 2 試験条件

放射線照射	800kGy
蒸気通気試験	200℃×0.853MPa 以上×168 時間

フランジ部の永久変形の評価について

原子炉格納容器バウンダリの健全性評価のうち、開口評価を行っているものに対して、事故時の原子炉格納容器過圧状態における開口により、永久変形が生じないことを示す。

開口影響がある部位の評価として、200℃、2 Pd におけるフランジ部の変形によるフランジ部の発生応力を算出し、供用状態 C における評価基準値と比較した。その結果、全てのフランジ部の発生応力が供用状態 C における評価基準値を下回っており、永久変形が生じないことを確認した。

<評価対象>

- ・ドライウェル主フランジ
- ・機器搬入口
- ・所員用エアロック
- ・逃がし安全弁搬出ハッチ
- ・制御棒駆動機構搬出ハッチ
- ・配管貫通部（平板類）

① ドライウェル主フランジ

ドライウェル主フランジについて、既工認と同様の評価手法を用いて算出したフランジ及びボルトの発生応力が、供用状態 C における評価基準値を下回ることを確認する。

ドライウェル主フランジの主要寸法を図 1，評価結果を表 1 に示す。発生応力は供用状態 C における評価基準値を下回っており、永久変形は生じない。

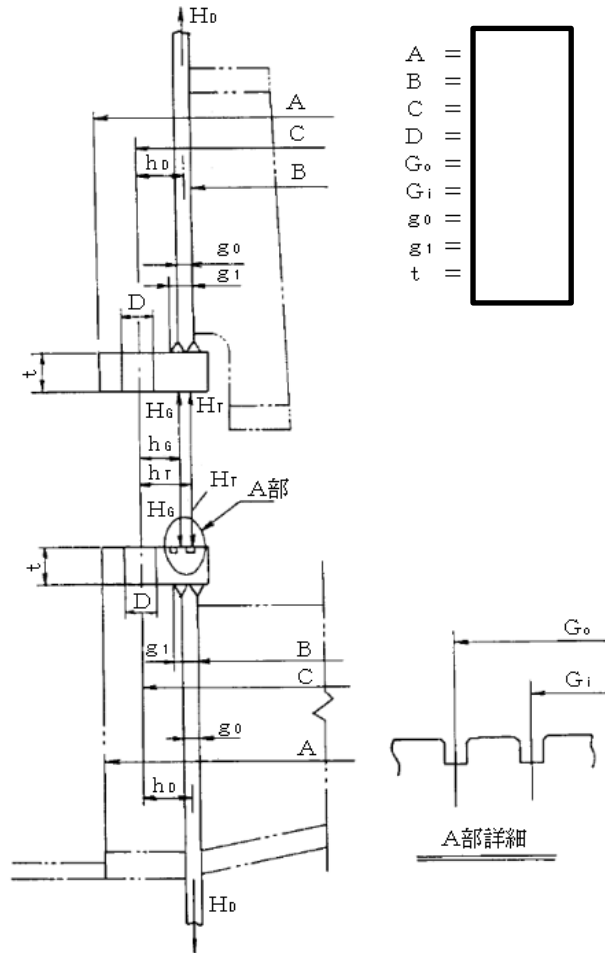


図1 ドライウェル主フランジの形状及び主要寸法（単位：mm）

表1 ドライウェル主フランジの評価結果（単位：MPa）

荷重	応力			供用状態Cにおける評価基準値*
2Pd	ハブの軸方向応力	σ_H	37	339
	ボルト穴の中心円におけるフランジの半径方向応力	$\sigma_{R'}$	185	226
	フランジの半径方向応力	σ_R	6	226
	フランジの周方向応力	σ_T	1	226
	組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_R}{2}$	22	226
		$\frac{\sigma_H + \sigma_T}{2}$	19	226
使用状態でのボルトの応力	σ_{b0}	397	502	

※200°Cでの供用状態Cにおける評価基準値

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

② 機器搬入口

機器搬入口のフランジ部について、既工認と同様の評価手法を用いて算出したフランジの発生応力が、供用状態Cにおける評価基準値を下回ることを確認する。

機器搬入口の主要寸法を図2，フランジの主要寸法を図3，評価結果を表2に示す。発生応力は供用状態Cにおける評価基準値を下回っており，永久変形は生じない。

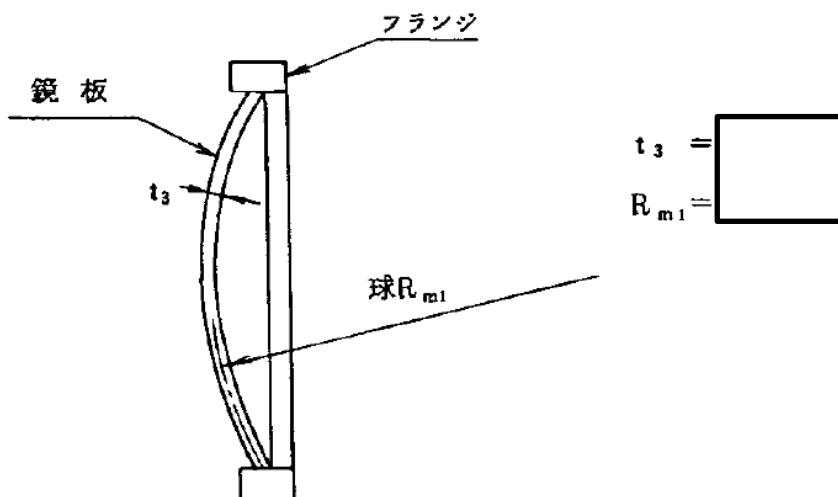


図2 機器搬入口の形状及び主要寸法（単位：mm）

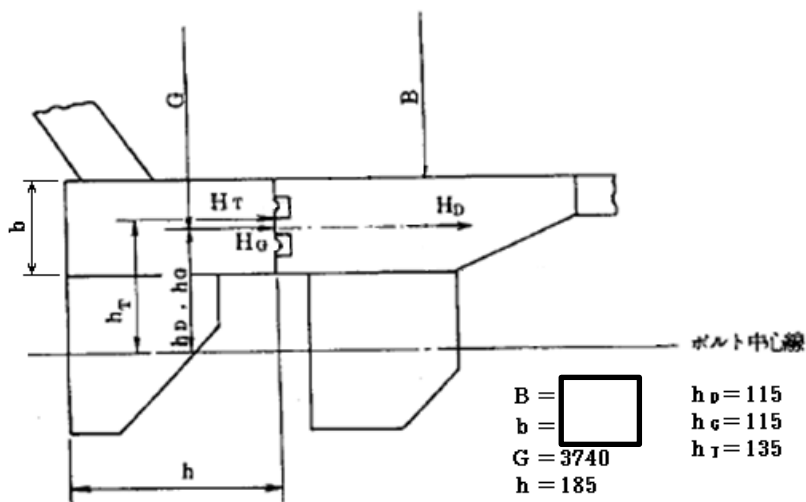


図3 機器搬入口フランジの形状及び主要寸法（単位：mm）

表2 機器搬入口の評価結果（単位：MPa）

荷重	応力強さ	供用状態Cにおける評価基準値*
2Pd	54	339

※200℃での供用状態Cにおける評価基準値

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

③ 所員用エアロック

所員用エアロックの隔壁部は、既工認において、最も厳しい応力点（P 8）を代表評価点として、発生応力を算出している。それに基づき供用状態Cの評価基準値との比を算出し、設計圧力に対する裕度を求め、その比を設計圧力に乗ずることで、所員用エアロック部の許容圧力が求まる。この許容圧力が2Pdを上回ることを確認する。

応力評価点を図4、応力評価結果を表3に示す。許容圧力は2Pdを上回り、永久変形は生じない。

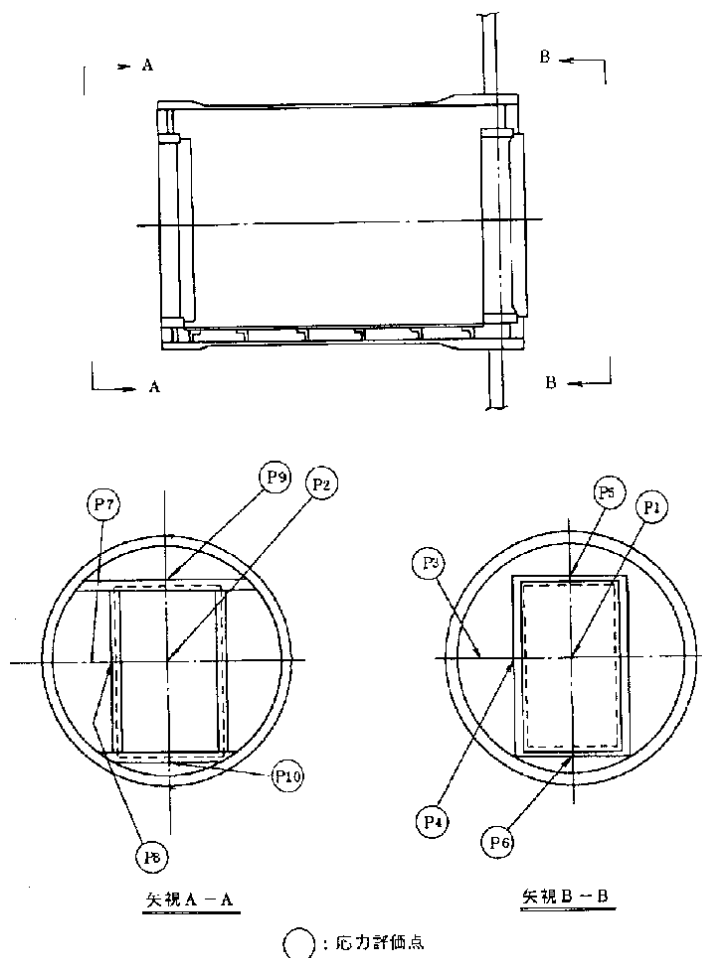


図4 応力評価点

表3 所員用エアロックの評価結果（応力評価点P 8）

S	供用状態Cにおける評価基準値(MPa)	339
P_D	最高使用圧力(MPa)	0.427
σ	既工認での発生応力 (MPa)	155
α	許容応力と発生応力との比	2.19
P	200°Cにおける許容圧力 (MPa)	0.935
$0.935 \text{ MPa} > 0.853 \text{ MPa} (2Pd)$		

④ 逃がし安全弁搬出ハッチ

逃がし安全弁搬出ハッチのフランジ部について、既工認と同様の評価手法を用いて算出したフランジの発生応力が、供用状態Cにおける評価基準値を下回ることを確認する。

逃がし安全弁搬出ハッチの主要寸法を図5，フランジの主要寸法を図6，応力評価結果を表4に示す。発生応力は供用状態Cにおける評価基準値を下回っており，永久変形は生じない。

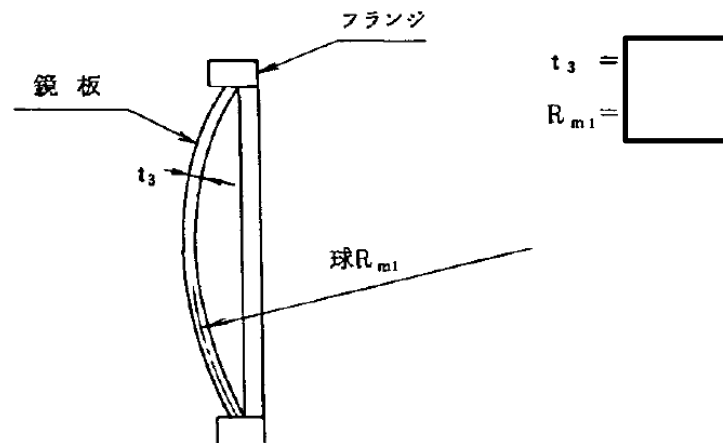


図5 逃がし安全弁搬出ハッチの形状及び主要寸法（単位：mm）

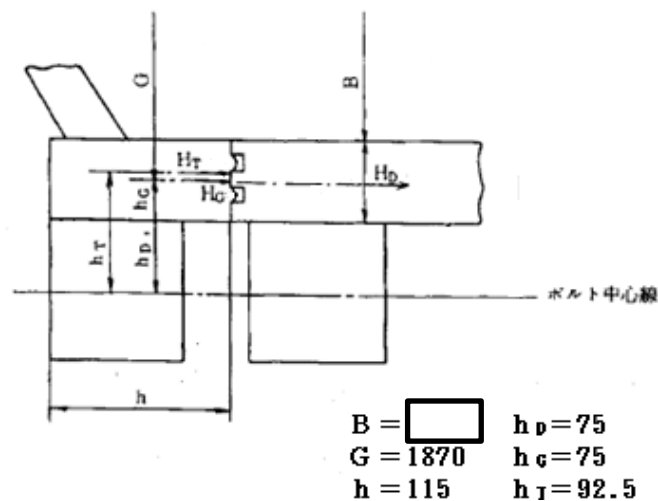


図6 逃がし安全弁搬出ハッチフランジの形状及び主要寸法（単位：mm）

表4 逃がし安全弁搬出ハッチの評価結果（単位：MPa）

荷重	応力強さ	供用状態Cにおける評価基準値※
2Pd	33	339

※200℃での供用状態Cにおける評価基準値

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

⑤ 制御棒駆動機構搬出ハッチ

制御棒駆動機構搬出ハッチのフランジ部について、既工認と同様の評価手法を用いて算出したフランジ、ブラケット及びボルトの発生応力が、供用状態Cにおける評価基準値を下回ることを確認する。

制御棒駆動機構搬出ハッチの主要寸法を図7、フランジの主要寸法を図8、ブラケットとボルトの寸法を図9に、ブラケット溶接部の寸法を図10、応力評価点を表5及び図11、応力評価結果を表6～8に示す。発生応力は供用状態Cにおける評価基準値を下回っており、永久変形は生じない。

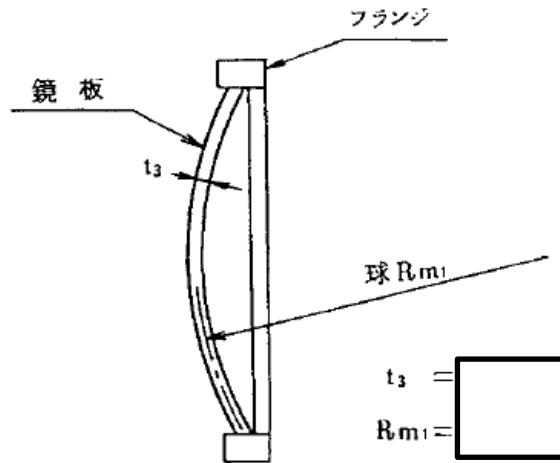


図7 制御棒駆動機構搬出ハッチの形状及び主要寸法（単位：mm）

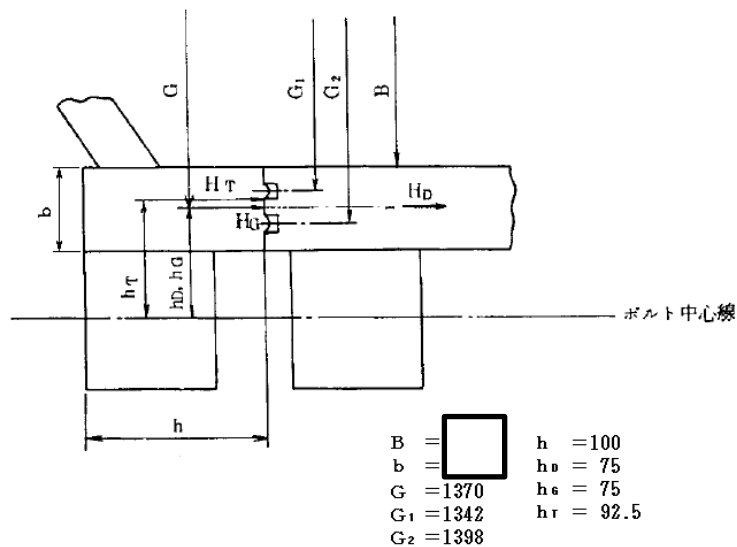


図8 フランジの形状及び主要寸法（単位：mm）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

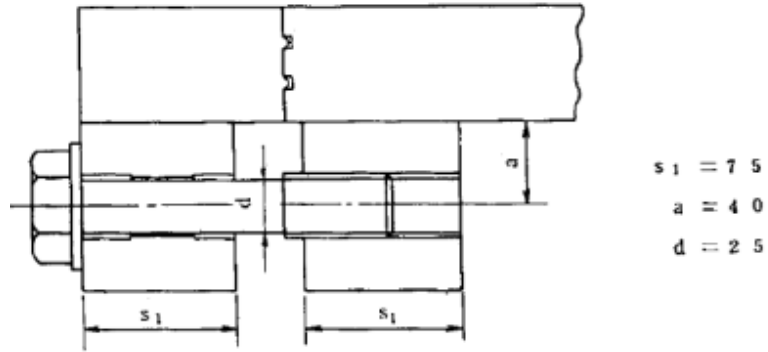


図9 ブラケットとボルトの形状及び寸法（単位：mm）

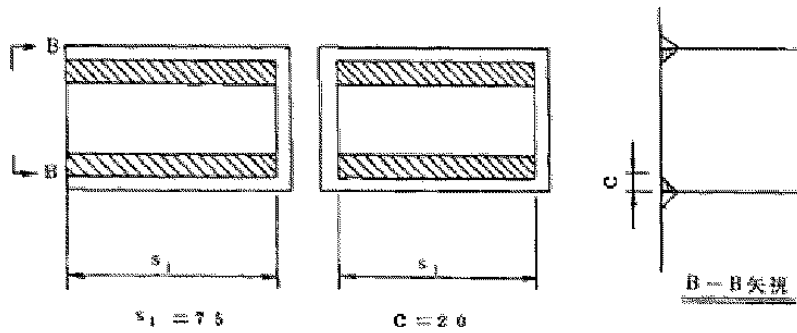


図10 ブラケット溶接部の寸法（単位：mm）

表5 応力評価点

応力評価点番号	応力評価点
P 2	フランジ
P 3	ブラケットとフランジとの接合部
P 4	ブラケットと円筒胴との接合部
P 5	ボルト

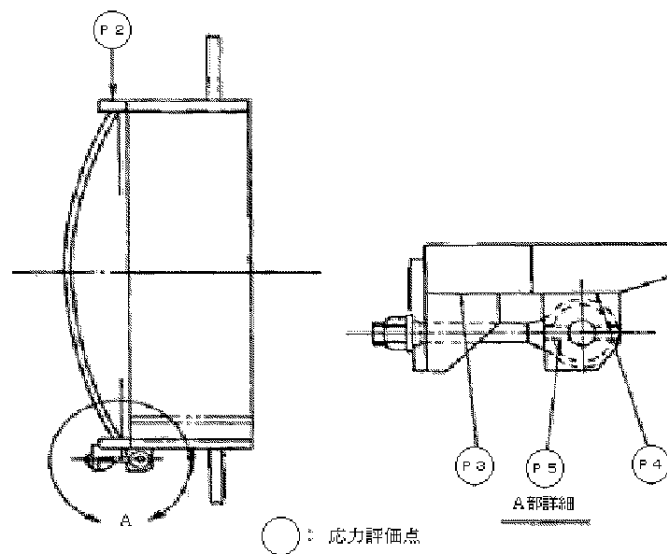


図11 制御棒駆動機構搬出ハッチの応力評価点

表6 フランジの応力評価結果（単位：MPa）

応力評価点	荷重	応力強さ	供用状態Cにおける評価基準値*
P 2	2Pd	177	339

※200℃での供用状態Cにおける評価基準値

表7 ブラケットの応力評価結果（単位：MPa）

応力評価点	荷重	垂直応力	せん断応力	応力強さ	供用状態Cにおける評価基準値*
P 3	2Pd	102	32	121	339
P 4	2Pd	102	32	121	339

※200℃での供用状態Cにおける評価基準値

表8 ボルトの応力評価結果（単位：MPa）

応力評価点	荷重	応力強さ	供用状態Cにおける評価基準値*
P 5	2Pd	194	502

※200℃での供用状態Cにおける評価基準値

⑥ 配管貫通部（平板類）

配管貫通部のフランジ部について、既工認と同様の評価手法を用いて算出したフランジの発生応力が、供用状態Cにおける評価基準値を下回ることを確認する。

応力評価結果を表9に示す。発生応力は供用状態Cにおける評価基準値を下回っており、永久変形は生じない。

表9 配管貫通部（平板類）の評価結果（単位：MPa）

応力	記号	X-7A, B		X-23A～E		X-107	
		発生応力	供用状態Cにおける評価基準値*	発生応力	供用状態Cにおける評価基準値*	発生応力	供用状態Cにおける評価基準値*
ハブの軸方向応力	σ_H	82	339	51	339	132	339
フランジの半径方向応力	σ_R	106	226	69	226	71	226
フランジの周方向応力	σ_T	13	226	36	226	39	226
組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_R}{2}$	94	226	60	226	102	226
組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_T}{2}$	48	226	44	226	86	226

※200℃での供用状態Cにおける評価基準値

原子炉格納容器 限界温度・圧力に対する経年劣化の影響について

1. はじめに

原子炉格納容器の限界温度・圧力に関する評価における評価対象部位について、放射性物質の閉じ込め機能が、経年劣化により低下していないことを確認し、今回の限界温度・圧力に関する評価結果に影響しないことを確認する。なお、考慮する経年劣化事象については、島根2号炉において実施した高経年化技術評価を参考に検討する。

2. 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体については、経年劣化事象として腐食が考えられるが、原子炉格納容器本体は、鋼板表面に防食塗装を施すとともに、保全計画に基づく外観点検において表面の腐食、塗膜等の異常があれば、補修塗装を実施していることから、有意な劣化はないと考えられる。なお、原子炉格納容器本体に対して、一般社団法人 日本電気協会 電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（J E A C 4203）」（以下、「J E A C 4203」という。）に基づく、全体漏えい率試験（1回/1定検）を実施し、放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

3. 原子炉格納容器本体以外

原子炉格納容器本体以外の評価部位について、考慮する経年劣化事象は以下のとおり。

- ・ステンレス鋼配管については、塩分付着による外面の応力腐食割れが考えられるが、建設時から、空調設備に中性能フィルタが設置されていること及び工場出荷前における配管養生等の塩害対策が実施されていること、また、計画的に目視確認または漏えい試験を実施していることから、有意な劣化はないと考えられる。
- ・炭素鋼配管については、流れ加速型腐食による減肉が考えられるが、社内規定に基づき計画的な肉厚測定を実施し、基準を満足しない場合は、計画的に取り替えを行うなど、適切な管理を行っている。
- ・原子炉格納容器隔離弁については、保全計画に基づく、計画的な分解点検、目視・表面検査を実施していることから、有意な劣化はないと考えられる。
- ・電気配線貫通部については、経年劣化事象として樹脂等の劣化が考えられる。これらの部位の経年劣化については、長期健全性試験により、健全性を確認している。
- ・機器搬入口等に使用しているガスケットについては、保全計画に基づく定期的な取り替えを実施していることから、経年劣化事象とはならない。

- ・ J E A C 4203 に基づく，全体漏えい率検査（1 回／1 定検）を実施し，放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

以上のことから，経年劣化による原子炉格納容器の限界温度・圧力への影響はないと考える。

原子炉格納容器に接続される系統の健全性について

1. はじめに

200℃、2Pd の条件下において、原子炉格納容器に接続される系統の健全性が維持できることを以下の通り確認した。

2. 格納容器破損防止対策に使用される系統について

格納容器破損防止対策としては、下記条項に係る設備が使用され、各々発生する事象に応じて使用される設備が異なる。

第 49 条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）

対策：格納容器代替スプレイ系（常設及び可搬型）により、残留熱除去系の格納容器スプレイ機能が喪失した場合でも、格納容器内雰囲気冷却・減圧・放射性物質の低減機能を維持する。

第 50 条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）

対策：残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系により格納容器内の圧力及び温度を低下させることで、残留熱除去系が機能喪失した場合でも、格納容器の過圧破損を防止する。

第 51 条（原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備）

対策：ペDESTAL 代替注水系（常設及び可搬型）により、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する。

第 52 条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）

対策：格納容器内の不活性化、水素濃度計による格納容器水素濃度の監視及び格納容器フィルタベント系による水素ガスの格納容器外への排出により、格納容器内の水素爆発を防止する。

上記のうち、第 49 条、第 51 条、第 52 条に関連する系統については原子炉格納容器バウンダリ外より冷却水や不活性ガスをバウンダリ内へ注入する（押し込む）対策がとられるのに対し、第 50 条ではバウンダリ外へ内包ガスを放出、あるいは同バウンダリを跨いで系統を構成（PCV バウンダリを拡大）し、原子炉格納容器内包流体を循環させる対応がとられる。

ここでは、第 50 条に関連する設備（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）について 200℃、0.853MPa [gage] (2Pd) 環境下での使用における影響を検討する。

3. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（第50条）の健全性について

3.1 格納容器フィルタベント系

格納容器フィルタベント系については、系統を構成する第1ベントフィルスクラバ容器や弁・配管等については、いずれも最高使用温度 200℃、最高使用圧力 0.853MPa [gage] (2Pd) で設計することとしている。したがって、原子炉格納容器が 200℃、2Pd の環境にあっても、系統設備の健全性に問題はない。

格納容器フィルタベント系の概要図を第1図に示す。

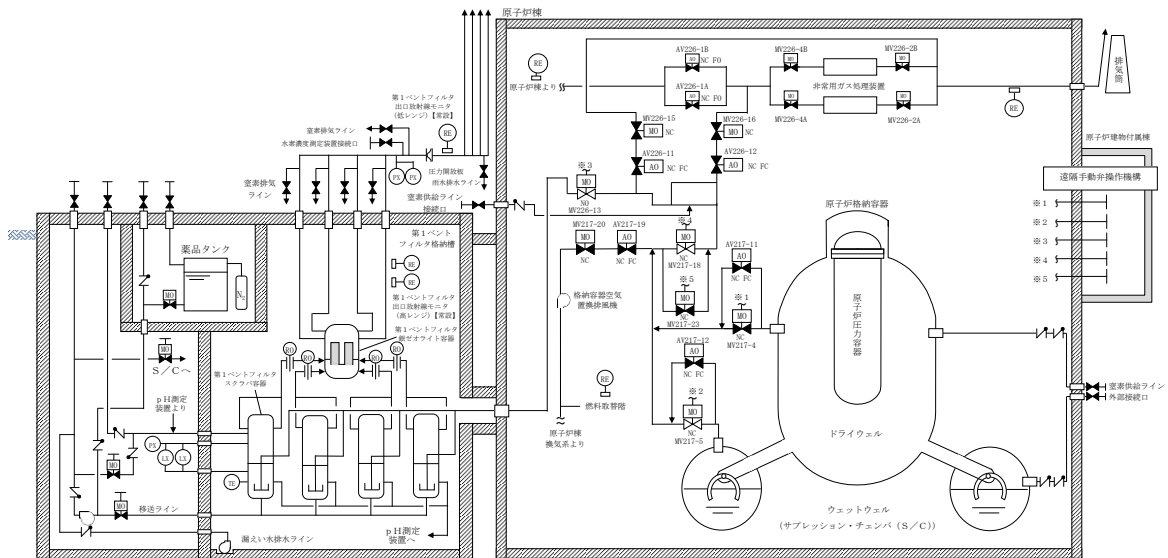


図1 格納容器フィルタベント系 概要図

3.2 残留熱代替除去系

残留熱代替除去系は、サプレッション・チェンバを水源とし、残留熱代替除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器を使用してサプレッション・チェンバのプール水を昇圧・冷却して原子炉圧力容器へ注水するとともに、格納容器内にあるスプレイヘッドよりドライウエル内にプール水をスプレーするものである。なお、残留熱除去系熱交換器は原子炉補機代替冷却系により冷却する。

主要機器の仕様を 3.2.1 項に、残留熱代替除去系概要図を図2に示す。

3.2.1 主要機器の仕様

(1) 残留熱代替除去ポンプ

- 型式：ターボ型
- 台数：1 (予備 1)
- 容量：約 150m³/h/個
- 全揚程：約 70m
- 最高使用圧力：2.50MPa [gage]
- 最高使用温度：185℃

(2) 残留熱除去系熱交換器

型式：たて置U字管式

基数：2

最高使用圧力：3.92MPa [gage]

最高使用温度：185℃

伝熱容量：約 9MW/基

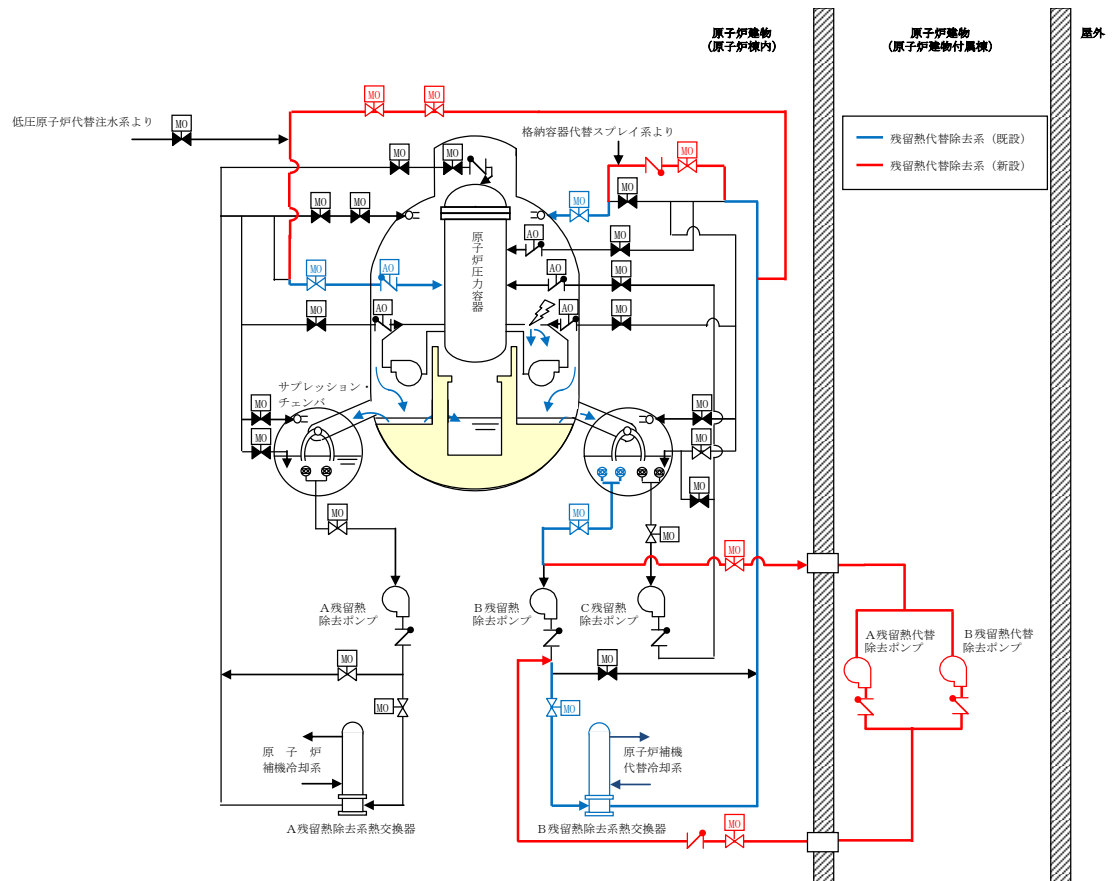


図2 残留熱代替除去系 概要図

3.2.2 残留熱代替除去系の健全性

残留熱代替除去系の健全性については、「残留熱代替除去ポンプの健全性」、「残留熱除去系熱交換器の健全性」、「シール材の信頼性」の観点から評価する。

(1) 残留熱代替除去ポンプおよび残留熱除去系熱交換器の健全性

0.853MPa [gage] (2Pd) においては、サプレッション・チェンバのプール水の温度は0.853MPa [gage] (2Pd) における飽和温度 178℃となる。残留熱代替除去

ポンプ及び残留熱除去系熱交換器の最高使用温度は 185℃であるため、健全性に問題はない。

(2) シール材の健全性について

残留熱代替除去系を使用する場合に、系統内の弁、配管及びポンプのバウンダリに使用されているシール材について高温環境による影響、放射線影響及び化学種による影響によって材料が劣化し漏えいが生じる可能性がある。これらの影響について下記のとおり評価を行った。

①高温環境及び放射線による影響

残留熱代替除去系は、重大事故等時に炉心損傷した状況で系統を使用することとなる。このため、高温環境下であること及び系統内を高放射能の流体が流れることから、高温及び放射線による劣化が懸念される。

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

残留熱代替除去ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）のシール材には、200℃までの耐熱性を持ち、耐放射線性を向上させた改良フッ素ゴムを用いることから、シール性能が維持されるものとする。

②核分裂生成物による化学的影響

炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム及びハロゲン元素であるよう素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットはアルカリ環境において劣化の影響はなく、また、改良フッ素ゴム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はない。有機材料であるフッ素ゴムについても、よう素に対する耐性をガスケットメーカーで確認しており、第 1 表に示すとおり、5 段階評価（ランク 1 が最も耐性がある）のうち、ランク 1 に位置づけられており、よう素に対する耐性があるものとする。

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

表1 フッ素ゴムの特性

薬品	耐性ランク
ヨウ素	1

＜耐性ランクの凡例＞

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

出典：日本バルカー工業（株）発行「バルカーハンドブック」より抜粋

炉心損傷した際、サプレッション・チェンバのプール水の酸性化を防止すること及びサプレッション・チェンバのプール水中の核分裂生成物由来のよう素を捕捉することにより、格納容器フィルタベント系を使用した際のような素の放出量の低減を図るため、サプレッションプール水 pH 制御系とドライウェル内に常備するアルカリ薬剤を自主的な取り組みとして設ける計画である。サプレッション・プール水 pH 制御系及びアルカリ薬剤の使用により、アルカリ薬液である水酸化ナトリウムがサプレッション・プールを含む格納容器内に存在するが、耐アルカリ性を有する改良フッ素ゴムを使用することにより、残留熱代替除去系及び格納容器バウンダリのシール機能に影響はない。

4. まとめ

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（第50条）について、200℃、2Pdの条件における設備の健全性について評価した。

格納容器フィルタベント系については、200℃、2Pdを系統の設計温度、設計圧力とするため、設備上の問題はない。

残留熱代替除去系については、残留熱代替除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器の最高使用温度は185℃であるが、0.853MPa [gage] (2Pd)の飽和温度より高い温度で設計されている。また、ガスケットやシール材については、黒鉛系ガスケットや改良フッ素ゴム等を用いており、200℃、2Pdの条件下であっても健全性は維持可能であると評価された。

実機環境と改良EPDM製シール材の試験条件の比較について

改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験は、想定される重大事故等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。重大事故等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、実機を模擬した小型フランジ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表1に示す。

表1 実機環境と試験条件の比較（1／2）

	重大事故等時実機環境 (原子炉格納容器内)	圧縮永久 ひずみ試験	実機フランジ 模擬試験 ^{※1}	実機を模擬した 小型フランジ試験 ^{※2}
シール材の 放射線環境	金属に 囲まれている	直接曝露	直接曝露	直接曝露
積算放射線量			800kGy	800kGy
温度	200℃以下	200℃	200℃	200℃
放射線と熱の 付与順序	同時	放射線→熱	放射線→熱	放射線→熱

※1：日本原子力学会 2015 年秋の大会「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」

※2：日本機械学会 第20回動力・エネルギー技術シンポジウム「BWRの格納容器ベントにおける総合的な放射性物質放出抑制について」
2015年 電気学会 電力・エネルギー部門大会「原子炉格納容器(PCV)フランジ・ハッチ部シール材の気密試験」

表1 実機環境と試験条件の比較（2／2）

	重大事故等時実機環境 (原子炉格納容器外)	原子炉格納容器隔離弁 模擬試験(バタフライ弁) ^{※3}	原子炉格納容器隔離弁 模擬試験(TIPページ弁)
シール材の 放射線環境	金属に 囲まれている	直接曝露	直接曝露
積算放射線量		300kGy	860kGy
温度	200℃以下	200℃	200℃
放射線と熱の 付与順序	同時	放射線→熱	放射線→熱

※3：日本原子力学会 2015 年秋の大会「改良 EPDM 材料の格納容器バタフライ弁への適用性 (1)実機バタフライ弁模擬試験の実施」

上表のとおり、各試験は重大事故等時の実機環境を包絡した条件にて実施している。

なお、文献^{※4}において、改良EPDM等の有機系材料の放射線照射と熱劣化の付与の順序については、放射線照射後に熱劣化を付与することが保守的であると評価されている。

また、文献^{※5}において、文献^{※6}に放射線照射後の熱劣化(逆逐次劣化)が最大になると評価されていることを踏まえ、事故時環境試験の試験方法として、放射線照射後に熱劣化を付与することが指定されている。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

以上より、改良E PDM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、重大事故等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。

- ※4：NUREG/CR-6384, BNL-NUREG-52480 “Literature Review of Environmental Qualification of Safety-Related Electric Cables” Brookhaven National Laboratory, NRC, April 1996
- ※5：原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド（JNES-RE-2013-2049）
- ※6：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）

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、原子炉棟への水素ガスの漏えいを検出することで確認する。事故発生後、原子炉格納容器の圧力を確認するとともに、原子炉建物水素濃度、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度により原子炉棟への水素ガスの漏えいを検出する。

事故発生から格納容器ベントを実施するまでのフローを図1に示す。原子炉棟への水素ガスの漏えいの有無については、「原子炉格納容器内の水素濃度確認」及び「原子炉棟への漏えい確認」の各ステップにおいて、フローに示す計器にて確認する。なお、原子炉格納容器の設計漏えい率を超える漏えいにより、原子炉建物水素濃度が2.5%に到達した場合は、原子炉建物の水素爆発防止を目的とした格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施する。

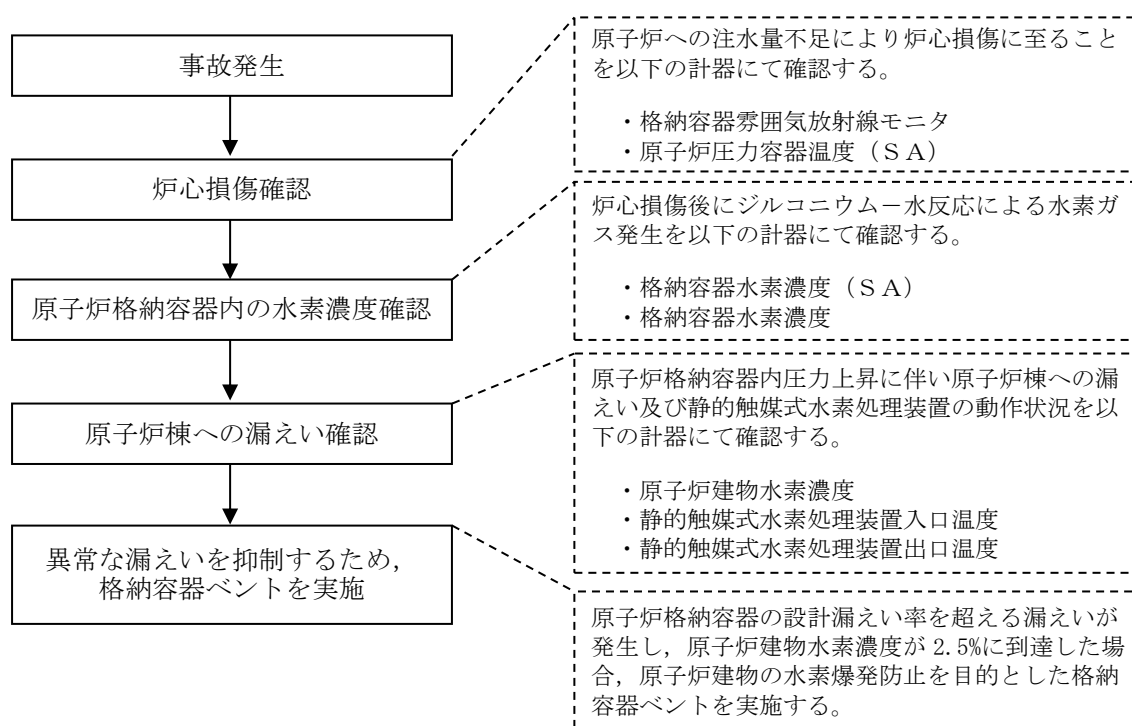


図1 原子炉格納容器からの異常な漏えいによる対応

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、表1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。

更に、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、配管貫通部、機器搬入口及び制御棒駆動機構搬出ハッチについては、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を求めている。

表1 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		
			設計・建設規格に基づく評価	全体構造解析による評価	部分解析
ドライウエル	上ふた	SGV480	○	○	○(ドライウエル主フランジ)
	主フランジ部 円筒胴	SGV480	○	○	
	上部球形胴	SPV490	○	○	○(配管貫通部)
	円筒胴	SPV490	○	○	○(機器搬入口, 制御棒駆動機構 搬出ハッチ)
	下部球形胴	SPV490, SGV480	○	○	—
サプレッション・チェンバ	胴	SPV490	○	—	—
ベント管	円筒胴	SGV480	○	—	—
	ベローズ	SUS304	○	—	—

設計・建設規格に示される式を用いた評価対象部を図1に示す。

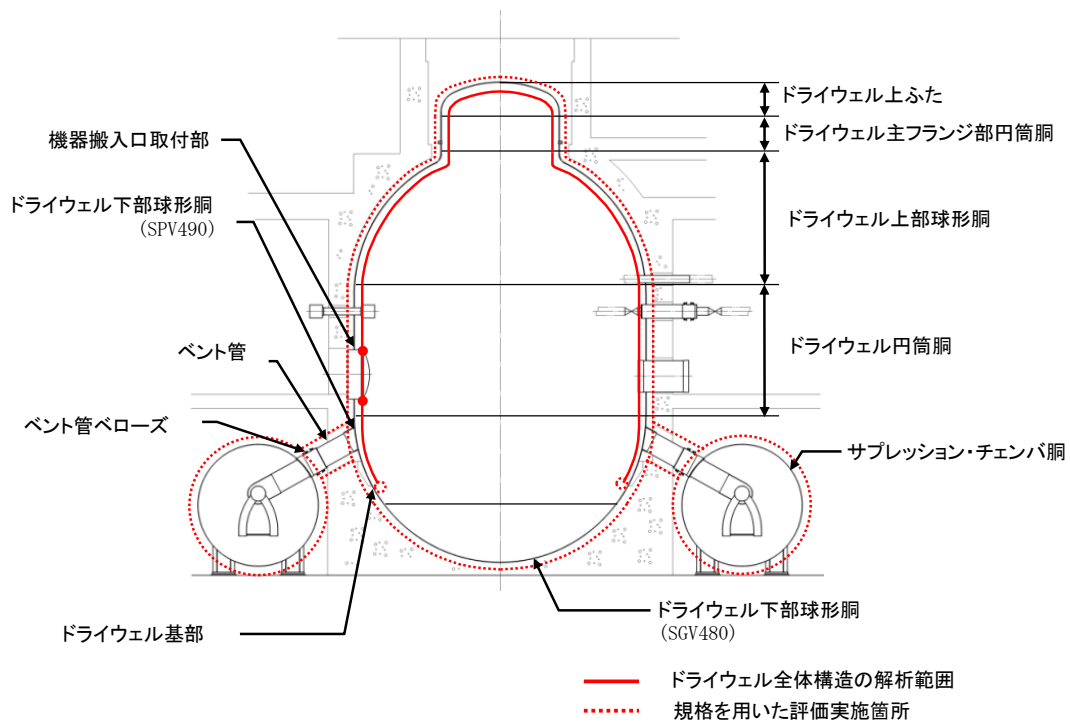


図1 設計・建設規格の式に基づく評価部位

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ことから、内圧による応力はドライウェル側の方が厳しくなるため、ドライウェル側を代表として評価している。

- 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, LOCA, 長期TB, TBU, TBP及びTBDである。

- (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、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，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，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，原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し，原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至る。

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原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水，格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却，また，残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱によって原子炉格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。また，原子炉格納容器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ために，原子炉格納容器内へ窒素を注入することによって，原子炉格納容器内における水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。

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，残留熱代替除去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，残留熱代替除去系を使用する場合と使用しない場合の両者について，格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。残留熱代替除去系が使用できる場合には，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 残留熱代替除去系を使用する場合

3.1.2.1 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、初期の対策として低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水手段を整備する。また、安定状態に向けた対策として残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱手段及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入手段を整備する。

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 3.1.2.1-1(1)図及び第 3.1.2.1-1(2)図に、対応手順の概要を第 3.1.2.1-2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.1.2.1-1 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、緊急時対策要員 31 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名、当直副長 1 名、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、通報連絡等を行う要員は 5 名、復旧班要員は 19 名である。必要な要員と作業項目について第 3.1.2.1-3 図に示す。

なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、31 名で対処可能である。

a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系等機能喪失確認

運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域計装である。

非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。

非常用炉心冷却系等の機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各ポンプの出口流量等である。

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. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備

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

中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、低圧原子炉代替注水系（常設）及び原子炉補機代替冷却系の準備を開始する。

c. 炉心損傷確認

大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失する

ため、原子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウエル又はサブプレッション・チェンバ内の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、格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）である。

（添付資料 3.1.3.1）

また、炉心損傷判断後は、原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入の準備を行う。サブプレッション・チェンバのプール水の pH を7以上に制御することで、分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境中への有機よう素の放出量を低減させることができる。なお、有効性評価においては、pH 制御には期待しない。

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

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

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、代替注水流量（常設）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、ドライウエル温度（S A）の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。

水位不明判断に必要な計装設備は、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）及びドライウエル温度（S A）である。

水位不明と判断した場合、原子炉水位は、崩壊熱及び原子炉注水流量から推定して把握することができる。具体的には、原子炉底部から原子炉水位 L O まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。

e. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動

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し、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、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。

原子炉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、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）である。

f. 残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱

原子炉補機代替冷却系の準備が完了し、残留熱代替除去系を起動した後、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を停止し、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を開始する。残留熱代替除去系の循環流量は、残留熱代替除去系原子炉注水流量及び残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を用いて、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。

残留熱代替除去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、残留熱代替除去系原子炉注水流量等であり、原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量、ドライウェル圧力（SA）、サブプレッション・プール水温度（SA）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、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。

原子炉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、格納容器酸素濃度（SA）等である。

g. 可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入

残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を実施した場合、可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。

可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入を確認するために必要な計装設備は、格納容器酸素濃度（SA）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、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器におけるECCS注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内FP挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、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挙動が重要事象となる。

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

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

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第3.1.2.2-1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. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として、大破断LOCAが発生するものとする。破断箇所は、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価するため、再循環配管（出口ノズル）とする。

（添付資料 1.5.3）

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

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。さらに非常用炉心冷却系等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、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、事象発生と同時に発生するものとする。

(b) 主蒸気隔離弁

主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。

(c) 再循環ポンプ

再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。

(d) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

200m³/h（原子炉圧力 1.00MPa [gage]において）にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。

(e) 残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱

残留熱代替除去系の循環流量は、全体で 150m³/h とし、原子炉注水へ 30m³/h、格納容器スプレーへ 120m³/h にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレーを実施する。

(f) 原子炉補機代替冷却系

残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき約 7 MW（サブプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 30℃において）とする。

(g) 可搬式窒素供給装置

可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、ガス温度 35℃、純度 99.9vol%にて 100Nm³/h（窒素 99.9Nm³/h 及び酸素 0.1Nm³/h）で原子炉格納容器内に注入する。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- (a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生 30 分後から開始する。原子炉への注水量は、注水開始後 30 分までは最大流量とし、その後は炉心を冠水維持するように注水する。なお、原子炉注水は、残留熱代替除去系の運転開始時に停止する。
- (b) 原子炉補機代替冷却系の運転操作及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は、原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系の準備時間等を考慮し、事象発生約 10 時間後から開始する。
- (c) 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入操作は、原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置の準備時間等を考慮し、約 12 時間後からドライウェル内へ窒素注入を開始する。

(3) 有効性評価（Cs-137 の放出量の評価）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. 残留熱代替除去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、原子炉格納容器内に放出^{※1}されるものとする。

※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. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレイやサプレッション・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. 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。

- (a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。なお、エアロゾル粒子は原子炉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、原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果(D F = 10)を考慮する。

- (b) 原子炉建物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物の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建物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 1.0 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) 原子炉建物内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物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 3.1.2.2-1(1) 図から第 3.1.2.2-1(3) 図に、燃料最高温度の推移を第 3.1.2.2-1(4) 図に、格納容器圧力、格納容器温度、サプレッション・プール水位及び水温の推移を第 3.1.2.2-1(5) 図から第 3.1.2.2-1(8) 図に示す。

a. 事象進展

大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。

水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 5 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K（約 727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 10 分後に 1,200℃に到達し、また、事象発生から約 28 分後に燃料温度は約 2,500K（約 2,227℃）に到達する。事象発生から 30 分後、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位は回復し、炉心は再冠水する。

原子炉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徐々に上昇する。

事象発生から 10 時間経過した時点で、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を開始する。残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱により、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。

また、事象発生から 12 時間後に、可搬式窒素供給装置を用いたドライウエルへの窒素供給を実施するため、窒素供給を実施している期間においては格納容器圧力の低下は抑制される。

(添付資料 3.1.2.1)

b. 評価項目等

格納容器圧力は、第 3.1.2.2-1(5) 図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を行うことによって、圧力上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は原子炉格納容器の限界圧力 853kPa[gage]を超えることはない。なお、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 10 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、原子炉格納容器内の非凝縮ガスに占める割合の 1%以下^{*2} 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 370kPa[gage]を示す事象発生から約 10 時間後の原子炉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 $3 \times 10^3 \text{ mol}$ 以下である。これが仮にドライウェルよりも体積の小さいサブプレッション・チェンバの気相部に集中するものとしても、そのサブプレッション・チェンバでの分圧は 10 kPa [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3.1.2.2-1(6)図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を行うことによって、温度上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は約 197°C となり、原子炉格納容器の限界温度 200°C を超えない。

第3.1.2.2-1(1)図に示すとおり、低圧原子炉代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、第3.1.2.2-1(5)図及び第3.1.2.2-1(6)図に示すとおり、10時間後に開始する残留熱代替除去系の運転により、原子炉格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。事象を通じて原子炉格納容器の限界圧力に到達せず、格納容器フィルタベント系を使用することなく、原子炉格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」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、原子炉格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。

また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「3.4 水素燃焼」において、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、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から原子炉建物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、原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建物内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着すると考えられるためである。原子炉建物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、原子炉建物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 1.1 TBq （7日間）となり、 100 TBq 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 1.1 TBq （30日間）及び約 1.1 TBq （100日間）であり、 100 TBq 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）」（残留熱代替除去系を使用する場合）では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や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、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作、原子炉補機代替冷却系運転操作及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORAM実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融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、非常用炉心冷却系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、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）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の評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系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、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）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、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

現できているが、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから運転員等操作時間に与える影響はない。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、C S T F 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいが、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはT M I 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F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物(F P)挙動モデルはP H E B U S - F P 実験解析により原子炉圧力容器内へのF P 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。P H E B U S - F P 実験解析では、燃料被覆管破裂後のF P 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内F P 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物(F P)挙動モデルはA B C O V E 実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉格納容器内F P 挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料3.1.2.6)

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、T M I 事故についての再現性及びC O R A 実験についての再現性を確認している。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S A F E R の評価結果との比較により水位低下幅は解析コードM A A P の評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードS A F E R の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容

器の熱水力モデル) はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数°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実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、残留熱代替除去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3.1.2.2-1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与え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30Gwd/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。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、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。

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

機器条件の残留熱代替除去系は、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）

機器条件の可搬式窒素供給装置は、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。35℃より高い場合は、格納容器温度が上昇する可能性があるが、本評価事故シーケンスでは、格納容器温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。35℃未満の場合は、注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、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小さい。

(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 30GWd/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残留熱代替除去系により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、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 3.1.2.2-1(9) 図及び第 3.1.2.2-1(10) 図に示すとおり、格納容器圧力は 853kPa[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。

機器条件の低圧原子炉代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び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。

機器条件の残留熱代替除去系は、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、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）

機器条件の可搬式窒素供給装置は、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。35℃より高い場合は、格納容器温度が上昇する可能性があるが、窒素温度は格納容器温度よりも低いことから、窒素注入によって格納容器温度が上昇することはなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。35℃未満の場合は、注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、操作手順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。

b. 操作条件

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

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 30 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、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作について、早期の電源回復不可の判断、常設代替交流電源設備の起動、受電操作、低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成を、実態の運転操作時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作開始時間に与える影響はない。

操作条件の原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 10 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系の操作開始は、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作開始時間に与える影響はない。また、本操作の操作開始時間は、原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、残留熱代替除去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。

操作条件の可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作は、解析

上の操作開始時間として事象発生から 12 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、可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作開始は、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作開始時間に与える影響はない。また、本操作の操作開始時間は、原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、残留熱代替除去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。

(添付資料3.1.2.6)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作について、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定している。実態の操作開始時間が解析上の設定よりも早くなった場合に、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。

操作条件の原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、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。

操作条件の可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作は、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(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。

操作条件の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、第 3.1.3.3-1(1) 図から第 3.1.3.3-1(3) 図に示すとおり、事象発生から 60 分後（操作開始時間 30 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原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。

操作条件の原子炉補機代替冷却系運転操作及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作については、原子炉補機代替冷却系運転開始までの時間は、事象発生から 10 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、原子炉格納容器の限界圧力に到達しないよう低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の継続及び格納容器圧力が 640kPa[gage]に到達した場合には格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイを行うこととなる。格納容器代替ス

プレイ系（可搬型）による格納容器スプレイは、サブプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m 到達時点で格納容器スプレイを停止し、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。サブプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達するまでの時間は、事象発生から約 32 時間あり、約 22 時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。

操作条件の可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給開始までの時間は、事象発生から 12 時間あり、準備時間が確保できることから、本操作には時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、酸素濃度が可燃限界に到達しないよう監視し、酸素ベント基準に到達した場合には格納容器ベントにより水素ガス及び酸素ガスの排出を行うこととなる。

(添付資料3.1.2.6, 3.1.3.6)

(4) まとめ

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

3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、重大事故等対策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 31 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」で説明している緊急時対策要員の 42 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。

a. 水源

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水については、7 日間の対応を考慮すると、約 500m³の水が必要となる。水源として、低圧原子炉代替注水槽に約 740 m³及び輪谷貯水槽（西）に約 7,000m³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 2 時間 30 分以降に輪谷貯水槽（西）の水を大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ給水することで、低圧原子炉代替注水槽を枯渇させることなく低圧原子炉代替注水槽を水源とした 7 日間の注水継続実施が可能となる。

残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉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。

(添付資料 3.1.2.8)

b. 燃料

常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約 352m³の軽油が必要となる。大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水については、保守的に事象発生直後からの大量送水車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 11m³の軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車については、保守的に事象発生直後からの大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 53m³の軽油が必要となる。

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入については、保守的に事象発生直後からの可搬式窒素供給装置の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 7m³の軽油が必要となる。合計約 423m³の軽油が必要となる。ガスタービン発電機用軽油タンクにて約 450m³の軽油を保有しており、こ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、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水、原子炉補機代替冷却系の運転、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入について、7日間の運転継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約 9m³の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約 45m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

(添付資料 3.1.2.9)

c. 電源

常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、約 1,905kW 必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が約 4,800kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

(添付資料 3.1.2.10)

3.1.2.5 結論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や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によって、格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器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、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱手段、長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬式窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給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「冷却材喪失（大破断 L O C A）+ E C C S 注水

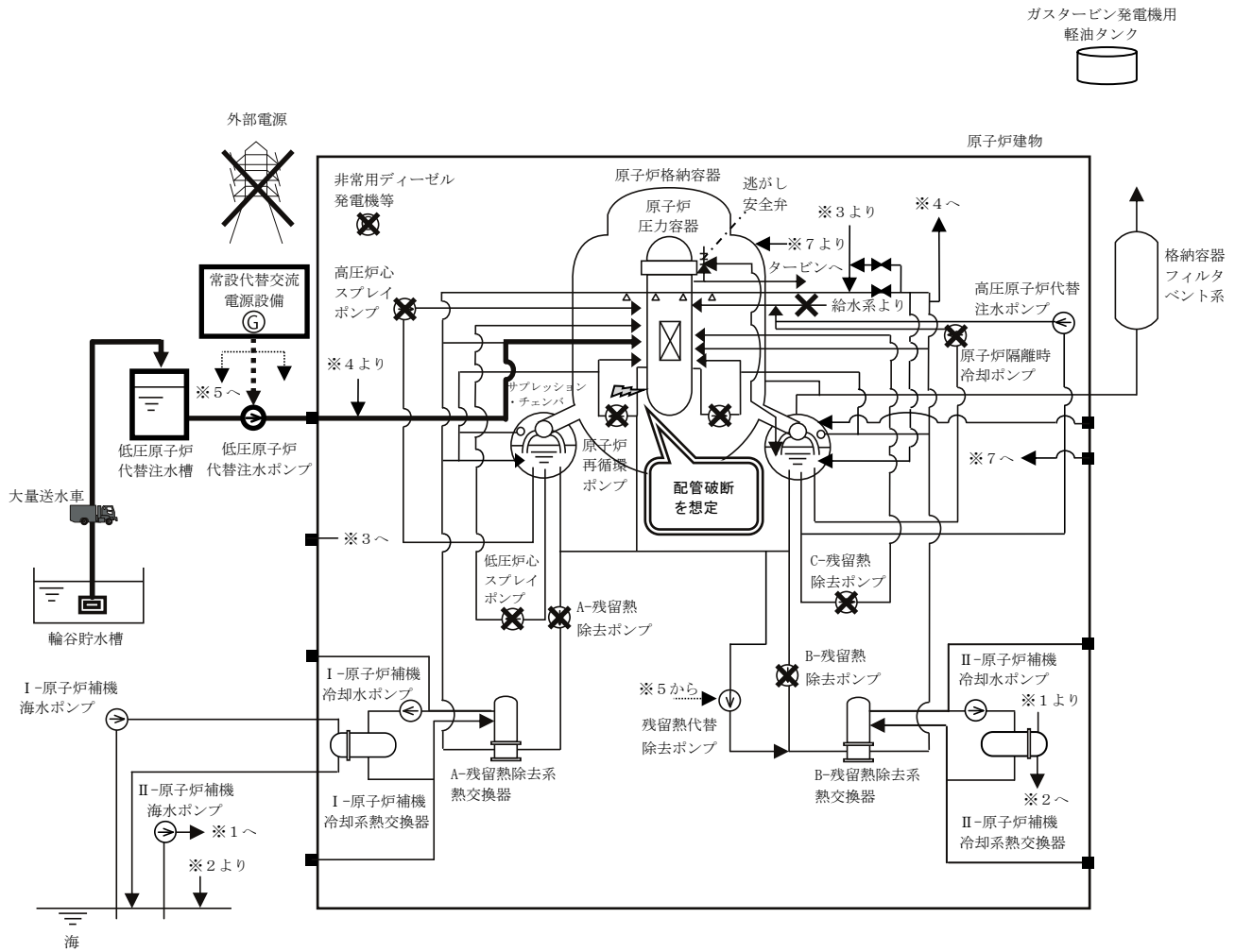
機能喪失＋全交流動力電源喪失」について、残留熱代替除去系を使用する場合の有効性評価を行った。

上記の場合においても、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入を実施することにより、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制しつつ、原子炉格納容器冷却及び除熱が可能である。

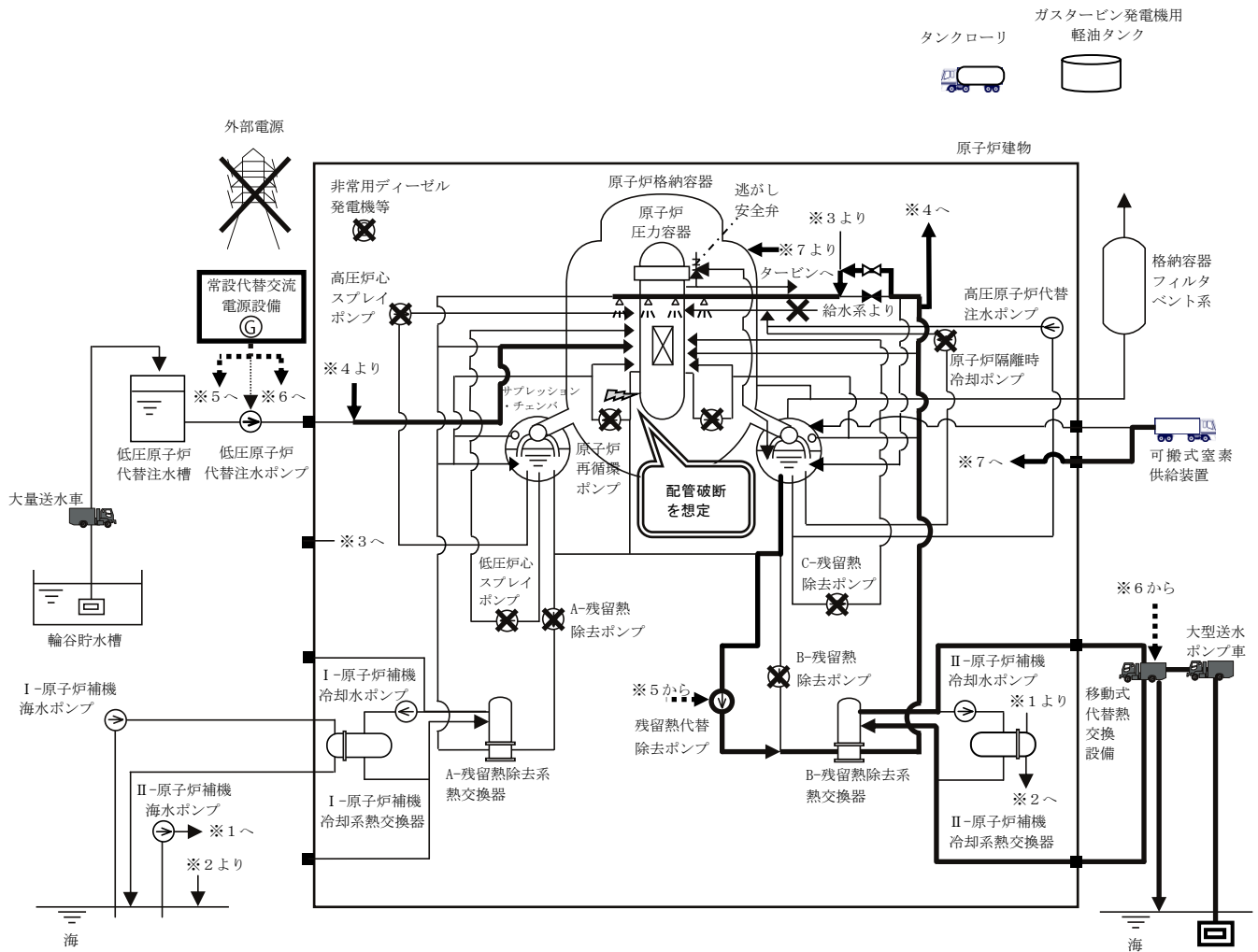
その結果、格納容器フィルタベント系を使用せず、事象を通じて原子炉格納容器の限界圧力に到達することはなく、ジルコニウム－水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源も供給可能である。

以上のことから、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱、可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素供給手段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. 1-1(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
 （残留熱代替除去系を使用する場合）（1/2）（原子炉注水）



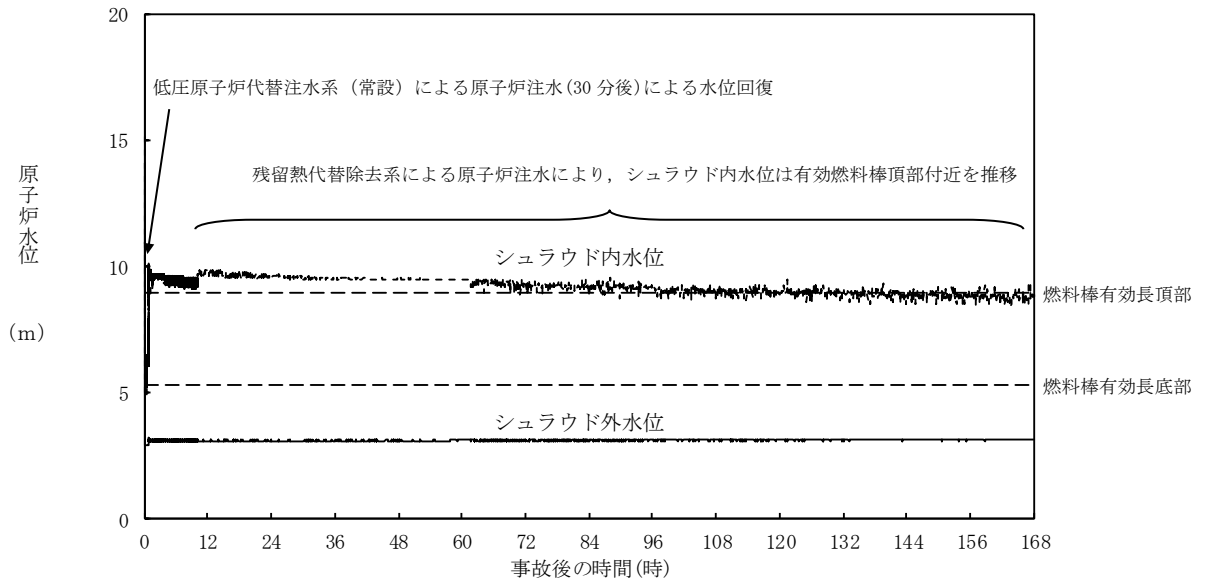
第 3. 1. 2. 1-1(2) 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図
 （残留熱代替除去系を使用する場合）（2/2）
 （原子炉格納容器除熱及び可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内窒素供給）

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）

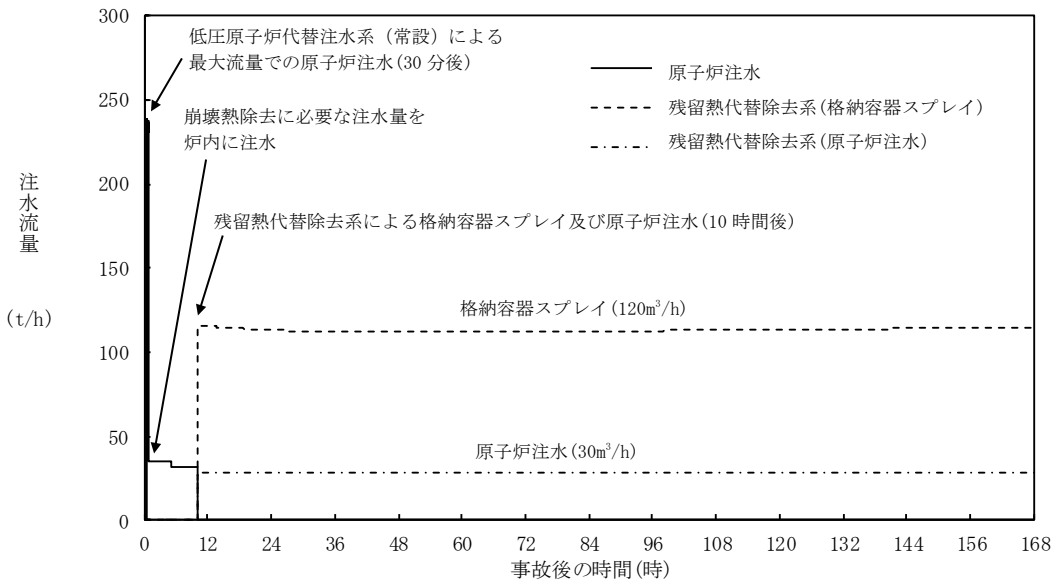
必要な要員と作業項目				経過時間（分）		経過時間（時間）																												経過時間（日）			備考						
実施箇所・必要人員数				10	20	30	40	50	60	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27		28	29	30	31	0	1
操作項目	責任者	当直長	1人	操作の内容	<ul style="list-style-type: none"> 事故発生 原子炉スクラム 約5分 炉心積塵 約10分 プラント状況確認 約10分 燃料温度監視120°C到達 約20分 常設代替交流電源設備による給電 約25分 燃料温度200K(222°C)到達 約30分 低圧原子炉代替注水系(常設) 原子炉注水開始 約1時間 非常用ガス処理系 運転開始 約1時間40分 中央制御室機気系 運転開始 10時間 残留熱代替除去系 運転開始 低圧原子炉代替注水系(常設) 停止 12時間 可搬式蒸発供給装置による格納容器蒸発供給開始 																																						
	副責任者	当直副長	1人		運転操作監視																																						
	連絡調整等を行う要員	指示者	1人		初期での指揮																																						
	連絡調整等を行う要員	連絡責任者	4人		発電所内外連絡																																						
運転員(中央制御室)	運転員(現場)	復旧要員																																									
状況判断	1人 A			<ul style="list-style-type: none"> LOCA発生確認 外部電源喪失確認 給水流量の全喪失確認 原子炉スクラム確認、タービントリップ確認 非常用ディーゼル発電機等起動失敗確認 再循環ポンプトリップ確認 原子炉への注水機能喪失を確認 主蒸気隔離弁全閉確認 炉心積塵確認 早期の電源回復不能判断 																																							
交流電源回復操作				非常用ディーゼル発電機等 機能回復																																解放上考慮せず 対応可能な要員により対応する							
高圧・低圧注水機能喪失 調査・実行操作				給水・復水系、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系 機能回復																																解放上考慮せず 対応可能な要員により対応する							
格納容器内蒸発供給装置 起動操作	(1人) A			常設代替交流電源設備 起動操作																																							
D系非常用高圧母線受電準備	(1人) A			D系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)																																							
		2人 B,C		放射線防護具準備/装着																																							
D系非常用高圧母線受電準備	(1人) A			D系非常用高圧母線受電準備(現場)																																							
		(2人) B,C		D系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)																																							
C系非常用高圧母線受電準備	(1人) A			C系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)																																							
		(2人) B,C		C系非常用高圧母線受電準備(現場)																																							
C系非常用高圧母線受電準備	(1人) A			C系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)																																							
		(2人) B,C		C系非常用高圧母線受電準備(現場)																																							
非常用ガス処理系 運転確認	(1人) A			非常用ガス処理系 自動起動確認 原子炉種物量圧監視 原子炉種物量圧調整																																適宜実施							
注水機注水系による原子炉炉心冷却への注水機注水	(1人) A			注水機注水系 起動																																解放上考慮せず							
水素濃度及び酸素濃度監視 設備の起動	(1人) A			水素濃度(SA)及び酸素濃度(SA)監視設備の起動操作																																							
				水素濃度(SA)及び酸素濃度(SA)監視設備のシステム起動、検知 水素濃度及び酸素濃度の監視																																適宜監視							
中央制御室機気系 起動	(1人) A			系統構成 中央制御室機気系 起動操作																																							
		(2人) D,E		中央制御室機気系 系統構成 中央制御室機気系 加圧運転操作																																							
中央制御室待機室準備		(2人) D,E		中央制御室待機室系統構成																																							
サブシステムサンプル水 H制御系 起動操作	(1人) A			サブシステムサンプル水 H制御系 起動																																解放上考慮せず							
低圧原子炉代替注水系(常設) 起動操作		2人 D,E		放射線防護具準備/装着																																							
	(1人) A			注水弁電源切替操作																																							
低圧原子炉代替注水系(常設) 注水操作	(1人) A			低圧原子炉代替注水系(常設) 起動/運転確認/系統構成/漏れ/隔離操作																																							
輸送貯水槽(西)から低圧原子炉代替注水機への補給				放射線防護具準備/装着																																							
				大量送水車による低圧原子炉代替注水機への補給準備(大量送水車配置、ホース展開・接続) 大量送水車による低圧原子炉代替注水機への補給																																適宜実施							
原子炉冷却代替注水系 注水操作		(2人) a,b		大量送水車による原子炉冷却への注水																																解放上考慮せず							
原子炉補機代替冷却系準備 操作		(12人) a~l		資機材配置及びホース敷設、系統水張り、起動																																7時間20分							
		3人 a,b,c		放射線防護具準備/装着 電源ケーブル接続																																1時間30分							
原子炉補機代替冷却系運転		(2人) B,C		原子炉補機代替冷却系 系統構成																																1時間40分							
	(1人) A			原子炉補機代替冷却系 運転状態監視 原子炉補機代替冷却系 冷却水流量調整																																適宜実施							
格納容器内蒸発供給装置による水素濃度及び酸素濃度監視	(1人) A			格納容器内蒸発供給装置 起動																																解放上考慮せず							
				格納容器内水素濃度及び酸素濃度の監視																																適宜監視							
燃料補給準備		2人 F,G		放射線防護具準備/装着																																							
燃料補給作業				ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給 大量送水車、大型送水ポンプ車への補給																																適宜実施							
残留熱代替除去系 準備操作	(1人) A			残留熱代替除去系 中央制御室系統構成																																20分							
残留熱代替除去系 運転開始	(1人) A			残留熱代替除去ポンプ起動 原子炉注水機、格納容器スプレイス機操作																																10分							
残留熱代替除去系 運転状態監視	(1人) A			残留熱代替除去系による原子炉圧力容器、原子炉格納容器の状態監視																																適宜監視							
低圧原子炉代替注水系(常設) 停止操作	(1人) A			低圧原子炉代替注水系(常設) 停止																																10分							
可搬式蒸発供給装置による格納容器内蒸発供給準備		(2人) e,f		可搬式蒸発供給装置準備																																1時間40分							
可搬式蒸発供給装置による格納容器内蒸発供給				可搬式蒸発供給装置 起動																																適宜監視							
燃料プール冷却 再開	(1人) A			燃料プール冷却系再起動																																10分							
必要人員数 合計	1人 A	4人 B,C,D,E	19人 a~s																																	10分			<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール冷却水ポンプを再起動し燃料プールの冷却を再開する。 必要に応じてスキマージタンクへの補給を実施する。 解放上考慮せず 燃料プール温度66°C以下維持				

(1) 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

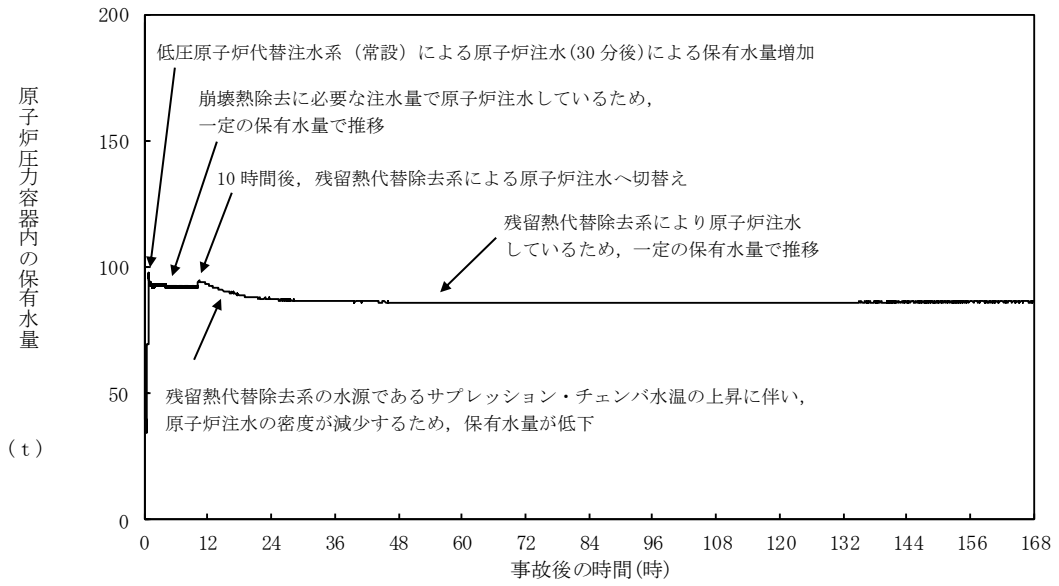
第3.1.2.1-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の作業と所要時間（残留熱代替除去系を使用する場合）



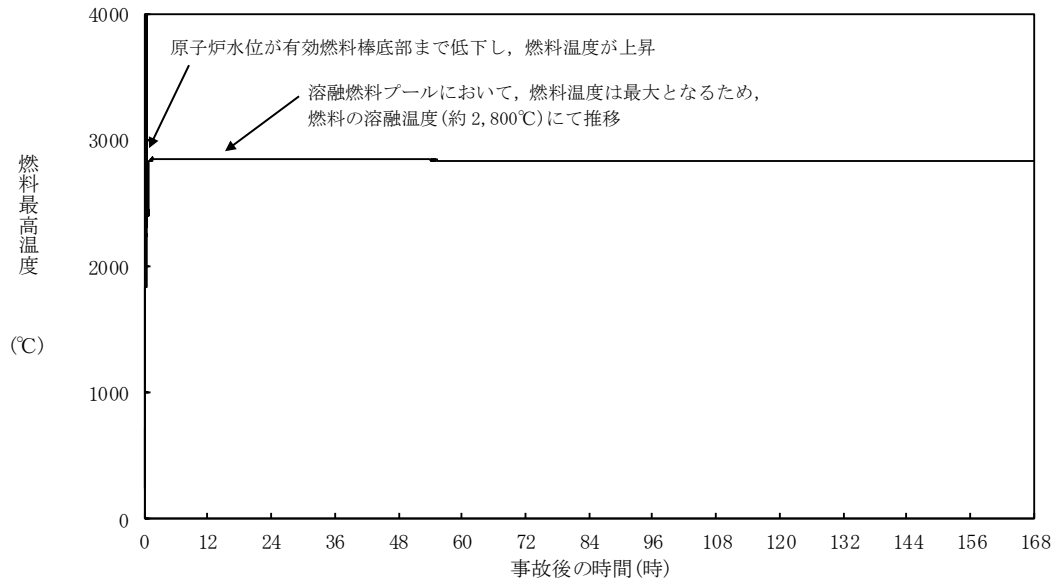
第 3. 1. 2. 2-1(1) 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



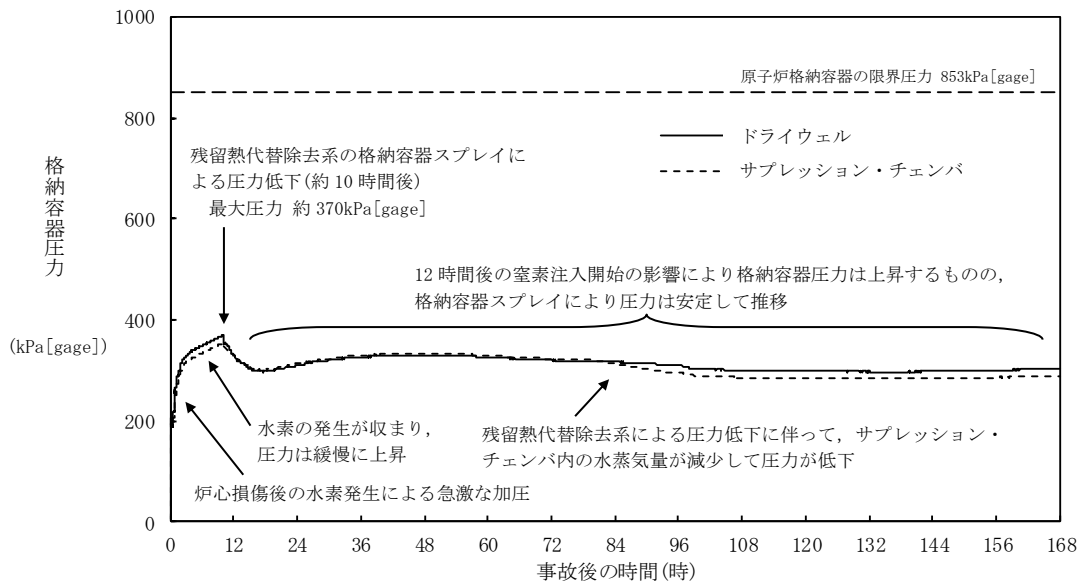
第 3. 1. 2. 2-1(2) 図 注水流量の推移



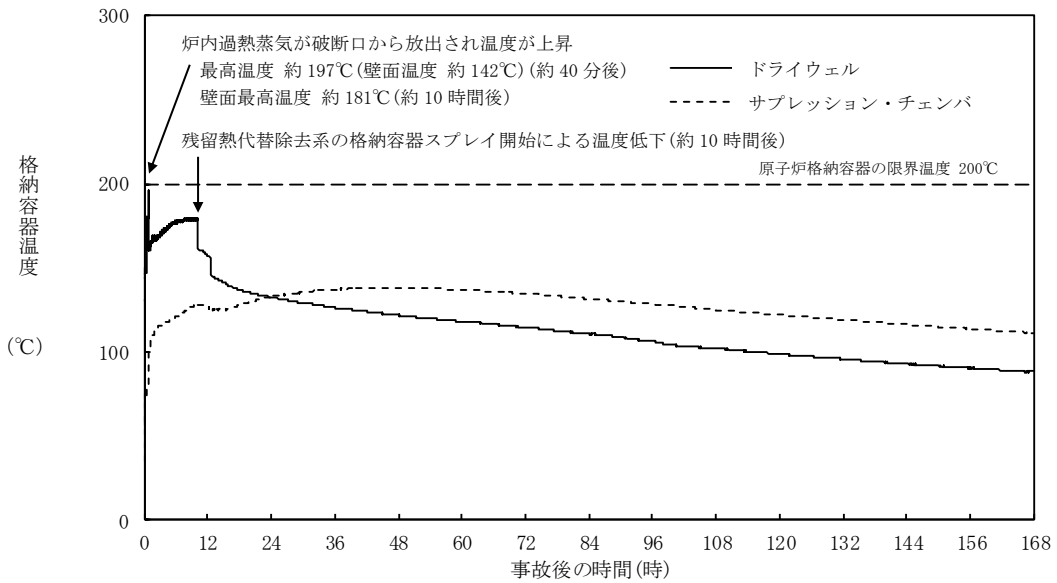
第 3. 1. 2. 2-1 (3) 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



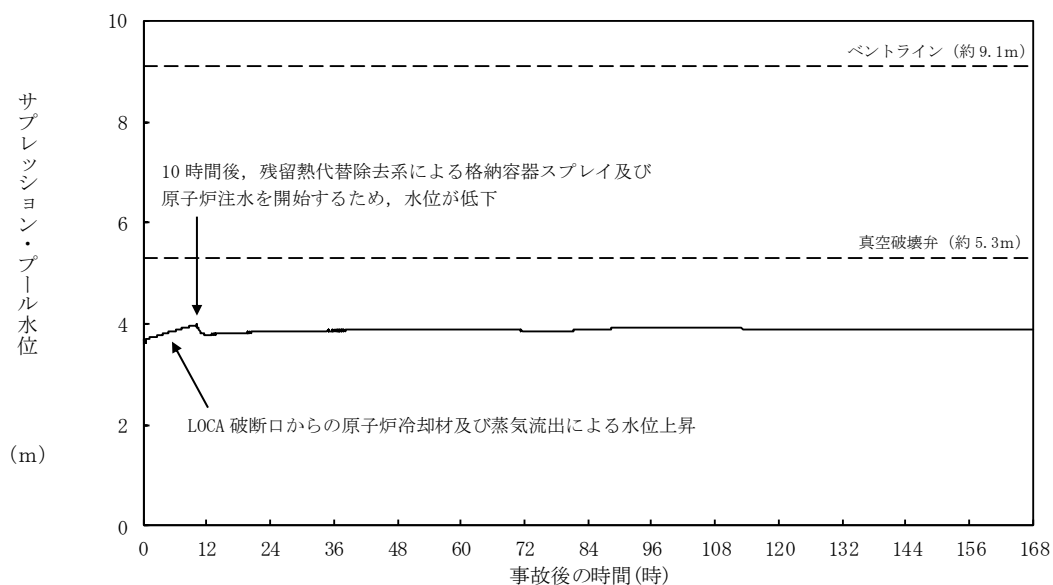
第 3. 1. 2. 2-1 (4) 図 燃料最高温度の推移



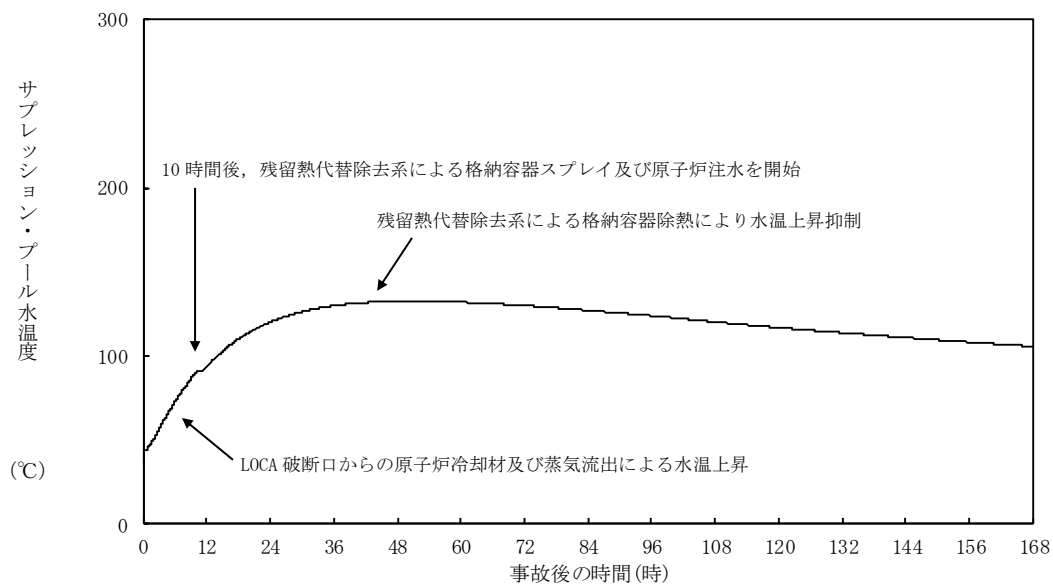
第3.1.2.2-1(5)図 格納容器圧力の推移



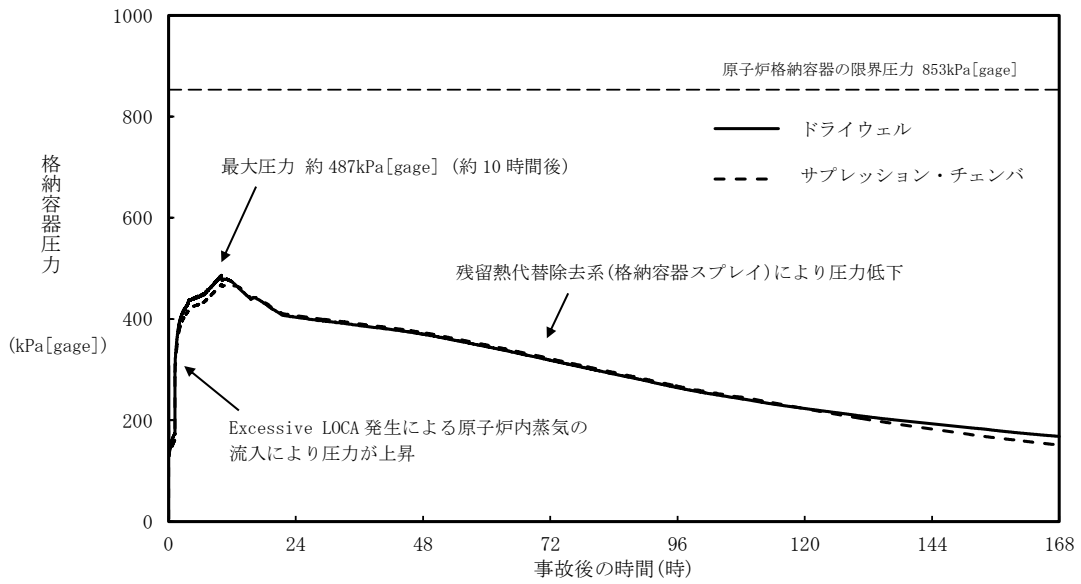
第3.1.2.2-1(6)図 格納容器温度の推移



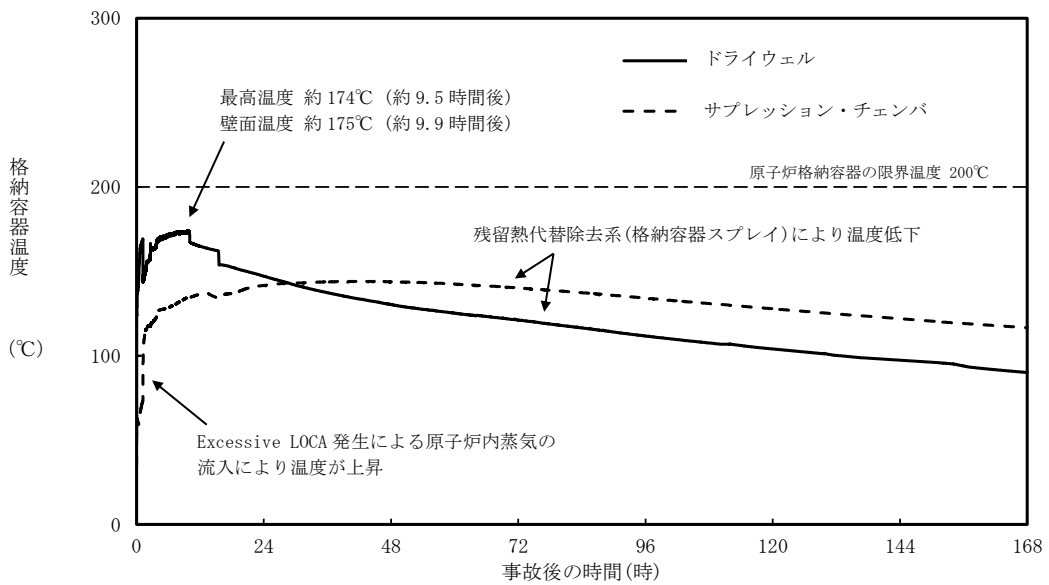
第 3. 1. 2. 2-1 (7) 図 サプレッション・プール水位の推移



第 3. 1. 2. 2-1 (8) 図 サプレッション・プール水温度の推移



第 3.1.2.2-1(9) 図 格納容器圧力の推移
(Excessive LOCA の発生を考慮した場合)



第 3.1.2.2-1(10) 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. 1-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
 （残留熱代替除去系を使用する場合）（1 / 3）

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備	
		常設設備	可搬型設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。	所内常設蓄電式直流電源設備	平均出力領域計装
非常用炉心冷却系機能喪失確認	非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	原子炉水位（S A） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】 【残留熱除去ポンプ出口流量】 【低圧炉心スプレイポンプ出口流量】
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより非常用高圧母線（6. 9kV）が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、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、低圧原子炉代替注水系（常設）及び原子炉補機代替冷却系の準備を開始する。	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	—

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
 []：有効性評価上考慮しない操作

第 3.1.2.1-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
（残留熱代替除去系を使用する場合）（2 / 3）

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
炉心損傷確認	大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に至ることを確認する。	所内常設蓄電式直流電源設備	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を開始する。 ドライウエル温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し、原子炉底部から原子炉水位 L 0 まで冠水させるために必要な注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽	大量送水車 タンクローリー	原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウエル温度 (S A)
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	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し、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、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク	—	格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A)

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
有効性評価上考慮しない操作

第 3.1.2.1-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
 （残留熱代替除去系を使用する場合）（3／3）

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱	原子炉補機代替冷却系の準備が完了し、残留熱代替除去系を起動した後、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を停止し、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を開始する。残留熱代替除去系の循環流量は、残留熱代替除去系原子炉注水流量及び残留熱代替除去系格納容器スプレー流量を用いて、原子炉注水弁と格納容器スプレー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ーに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレーを実施する。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、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 残留熱代替除去系 サプレッション・チェンバ	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 タンクローリ	残留熱代替原子炉注水流量 残留熱代替除去系格納容器スプレー流量 ドライウェル温度（S A） ドライウェル圧力（S A） サプレッション・チェンバ圧力（S A） サプレッション・プール水温度（S A） 格納容器水素濃度（S A） 格納容器酸素濃度（S A）
可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入	残留熱代替除去系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施した場合、可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク	可搬式窒素供給装置 タンクローリ	格納容器酸素濃度（S A）

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
 []：有効性評価上考慮しない操作

第3.1.2.2-1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))
(残留熱代替除去系を使用する場合) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	2,436MW	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
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型), 9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり, その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること, また, 9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく, 燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため, MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡されることを考慮し, 代表的に9×9燃料 (A型) を設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮して設定
格納容器空間体積 (ドライウエル)	7,900m ³	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器空間体積 (サブレシジョン・チェンバ)	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³	サブレシジョン・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊弁	3.43kPa (ドライウエル-サブ レシジョン・チェンバ間差圧)	真空破壊弁の設定値
サブレシジョン・プール水位	3.61m (NWL)	通常運転時のサブレシジョン・プール水位として設定
サブレシジョン・プール水温度	35℃	通常運転時のサブレシジョン・プール水温度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
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	35℃	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定

第3.1.2.2-1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))
 (残留熱代替除去系を使用する場合) (2 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断LOCA 再循環配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり、原子炉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配管 (出口ノズル) の両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	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与える影響が軽微であることから考慮していない

事故条件

第 3.1.2.2-1 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))
(残留熱代替除去系を使用する場合) (3 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧原子炉代替注水系 (常設)	200m ³ /h (1.00MPa [gage]) においてで注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定
残留熱代替除去系	循環流量は, 全体で 150m ³ /h とし, 原子炉注水へ 30m ³ /h, 格納容器スプレイへ 120m ³ /h に流量を分配	残留熱代替除去系の設計値として設定
原子炉補機代替冷却系	残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量: 約 7 MW (サプレッション・プール水温度: 100°C, 海水温度 30°C において)	原子炉補機代替冷却系の設計値として設定
可搬式窒素供給装置	総注入流量: 100Nm ³ /h ・窒素: 99.9Nm ³ /h ・酸素: 0.1Nm ³ /h ガス温度: 35°C	総注入流量は格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度 99.9% を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定

重大事故等対策に関連する機器条件

第3.1.2.2-1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))
(残留熱代替除去系を使用する場合) (4 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	事象発生から 30 分後	常設代替交流電源設備の起動, 受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作	事象発生から 10 時間後	原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮して設定
可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内窒素供給操作	事象発生から 12 時間後	原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置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、事象発生約 5 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。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 28 分後に燃料温度は約 2,500K (約 2,227°C) に到達する。事象発生 30 分後からの低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水により、炉心は再冠水される。上記により、炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉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 30 分後、事象発生約 100 分後（最大状態）及び終状態（事象発生 7 日後）の炉心損傷状態を示す。終状態以降には炉心損傷は拡大しない。

(2) 損傷炉心の位置

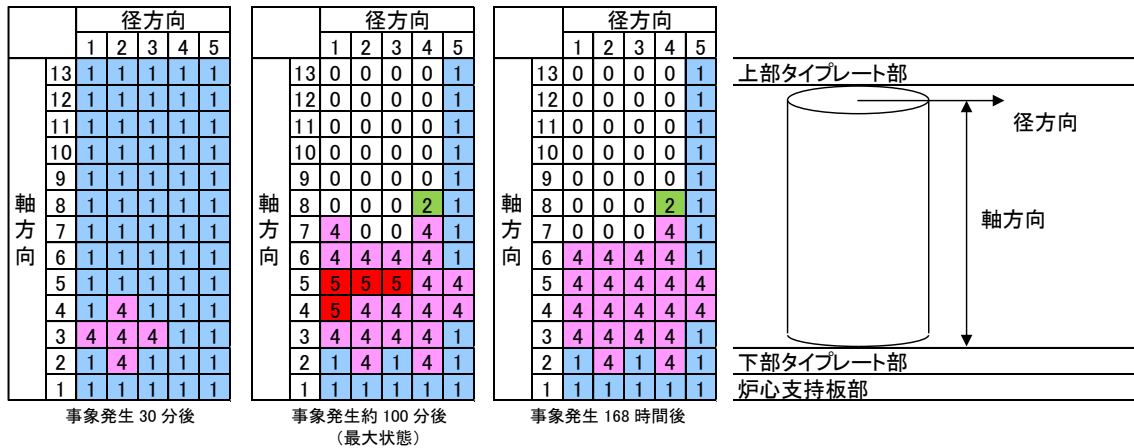
図 2 に各部（炉心位置、下部プレナム）における炉心重量の時間変化の推移を示す。図 2 に示すとおり、損傷炉心は炉心位置に保持される。

(3) シュラウドへの熱影響

終状態においても、熔融プールは炉心の外周部に至っておらず、シュラウドへの熱影響はない（シュラウドの最高温度は約 500°C であり、融点（1400°C 程度）を下回る）。

3. まとめ

有効性評価の「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスにおいて、炉心損傷に至るものの、再冠水により炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。



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

図1 炉心の損傷状態

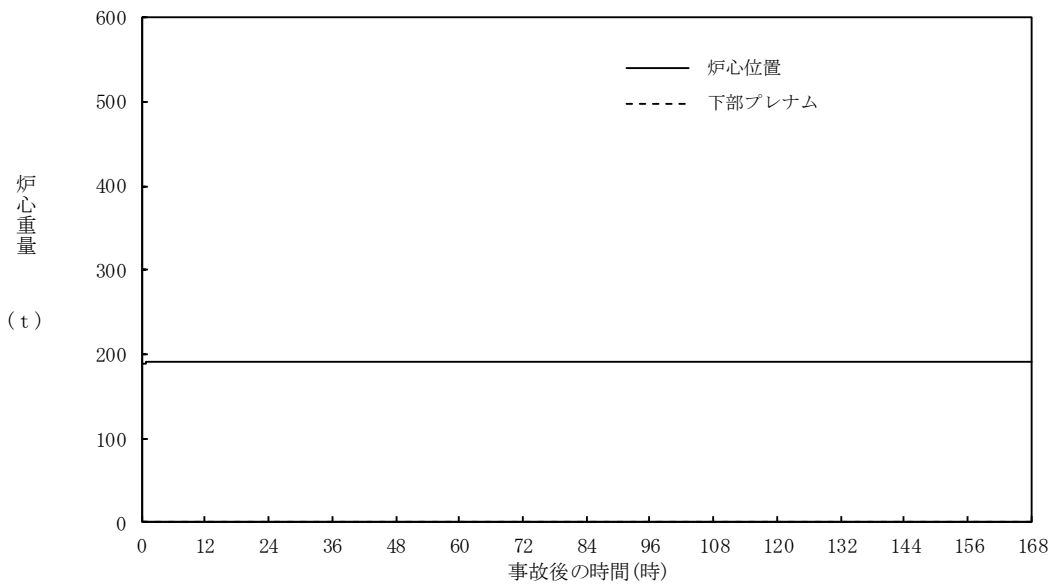


図2 各部（炉心位置，下部プレナム）における炉心重量の時間変化

安定状態について（残留熱代替除去系を使用する場合）

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において残留熱代替除去系を使用する場合における安定状態については以下のとおり。

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

原子炉格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に，重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系）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

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

原子炉格納容器安定状態の確立について

炉心冷却を継続し，事象発生から 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を開始することで，格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり，格納容器温度は 150℃を下回り，原子炉格納容器安定状態が確立される。格納容器圧力については，原子炉格納容器内の水素燃焼の防止のため原子炉格納容器内への窒素封入を実施する運用としていることから，低下傾向とならないが，上記の除熱機能により最高使用圧力以下に維持される。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。

残留熱代替除去系を用いて又は残留熱除去系を復旧させ，除熱を行うことにより，安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。

- ① 原子炉格納容器除熱機能として残留熱代替除去系の使用又は残留熱除去系の復旧による冷却への移行
- ② 原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び原子炉格納容器内への窒素ガス注入（ページ）
- ③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源），冷却水系等の復旧
- ④ 長期的に維持される原子炉格納容器の状態（温度・圧力）に対し，適切な地震力に対する原子炉格納容器の頑健性の確保

（添付資料 2.1.2 別紙 1 参照）

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

1. はじめに

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

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

ここでは、島根原子力発電所2号炉において、上記事象により水素ガスが発生した場合の影響評価を実施する。

2. 影響評価

2.1 亜鉛の反応による水素ガスの発生について

原子炉格納容器内のグレーチングの亜鉛めっきの反応により、水素ガスが発生する可能性がある。前述のよう素の環境への放出低減のための水酸化ナトリウム注入によりサプレッション・チェンバのpHは約11程度となると考えられるが、金属腐食反応はpH依存性があることから、保守的にグレーチングの亜鉛めっきが全て反応することを想定して、水素ガス発生総量を概略評価した。

a. 亜鉛量の計算条件

- ・ドライウェル グレーチング表面積 :3,135m²
 - ・サプレッション・チェンバ グレーチング表面積:930m²
 - ・亜鉛めっき膜厚:80μm
- (JISH8641-2007 記載の溶融亜鉛めっき厚判定基準値(最大値)76μmより設定、島根原子力発電所2号炉においても本JISに基づき亜鉛めっきを実施)
- ・亜鉛密度:7.2g/cm³(JIS H8641-2007 記載値)

b. 評価結果

<亜鉛量>

原子炉格納容器内のグレーチングに用いられる亜鉛量は、約2,350kgとなる。

- ・ドライウエル部：約 1,806 kg ($=3,135\text{m}^2 \times 80\ \mu\text{m} \times 7.2\text{g}/\text{cm}^3$)
- ・サプレッション・チェンバ部：約 536 kg ($=930\text{m}^2 \times 80\ \mu\text{m} \times 7.2\text{g}/\text{cm}^3$)

<水素ガス発生量>

亜鉛は、以下の化学反応によって水素ガスを発生する可能性がある。

- ・ $\text{Zn} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{ZnO} + \text{H}_2 \uparrow$ (亜鉛-水蒸気反応)
- ・ $\text{Zn} + \text{NaOH} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{NaHZnO}_2 + \text{H}_2 \uparrow$ (金属腐食反応)

亜鉛-水蒸気反応及び亜鉛の金属腐食反応のいずれにおいても、亜鉛 1mol より水素ガスが 1mol 発生するため、発生する水素ガス量は約 73kg ($\equiv 56+17$)、水素ガス体積(標準状態)は約 803Nm³ ($\equiv 619+184$)となる。

・ドライウエル部：

56kg ($=1,806,000\text{g}/65.4\text{g}/\text{mol} \times 2.016\text{g}/\text{mol}$)

619Nm³ ($=1,806,000\text{g}/65.4\text{g}/\text{mol} \times 0.0224\text{Nm}^3/\text{mol}$)

・サプレッション・チェンバ部：

17kg ($=536,000\text{g}/65.4\text{g}/\text{mol} \times 2.016\text{g}/\text{mol}$)

184Nm³ ($=536,000\text{g}/65.4\text{g}/\text{mol} \times 0.0224\text{Nm}^3/\text{mol}$)

2.2 アルミニウムの反応による水素ガスの発生について

原子炉格納容器内の主なアルミニウムの使用箇所は、保温材の外装材やドライウエルクーラー (DWC) のアルミフィンである。前述のよう素の環境への放出低減のための水酸化ナトリウム注入によりサプレッション・チェンバの pH は約 11 程度となると考えられるが、金属腐食反応は pH 依存性があることから、保守的にアルミニウムの全量が全て反応することを想定して、水素ガス発生総量を概略評価した。

a. アルミニウム量の計算条件

- ・保温材に含まれるアルミニウムの体積：約 0.5843m³
- ・アルミニウム密度：2.7g/cm³
- ・DWC に含まれるアルミニウムの質量：約 1,761kg

b. 評価結果

<アルミニウム量>

原子炉格納容器内に存在するアルミニウム量は、約 3,339 kgとなる。

- ・保温材：約 1,578 kg ($=0.5843\text{m}^3 \times 2,700\text{kg}/\text{m}^3$)
- ・DWC：約 1,761 kg

<水素ガス発生量>

アルミニウムは、以下の化学反応によって水素ガスを発生する。

- ・ $\text{Al} + \text{NaOH} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{NaAlO}_2 + 3/2\text{H}_2 \uparrow$ (金属腐食反応)

アルミニウム 1mol より水素ガスが 3/2mol 発生するため、以下のとおり、発生する水素ガス量は約 374kg、水素ガス体積(標準状態)は約 4,156Nm³ となる。

$$374\text{kg} \quad (\cong 3,339,000\text{g}/27\text{g/mol} \times 2.016\text{g/mol} \times 3/2)$$

$$4,156\text{Nm}^3 \quad (\cong 3,339,000\text{g}/27\text{g/mol} \times 0.0224\text{Nm}^3/\text{mol} \times 3/2)$$

なお、格納容器過圧・過温破損シナリオにて発生する水素ガス量は約 198kg であり、これと比較すると、原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムにより発生する水素ガス量の合計約 450kg は 2 倍程度の値である。

2.3 亜鉛及びアルミニウムによる水素ガス発生による影響について

(1) 格納容器圧力への影響について

発生する水素による格納容器圧力上昇の影響を確認するため、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温)(残留熱代替除去系を使用する場合)」シーケンスにおいて、事象初期から 450kg の水素が格納容器内に存在するものと保守的に仮定し、格納容器圧力を評価した。

図 1 に示すとおり、事象発生 10 時間後に残留熱代替除去系の起動によって、格納容器圧力は降下し、限界圧力 853kPa[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、亜鉛及びアルミニウムの化学反応により発生する水素を考慮しない場合と大きな違いはない。これは、格納容器圧力が水蒸気の影響を大きく受けているためであると考えられる。このことから、アルミニウム及び亜鉛が水酸化ナトリウムと反応し発生する水素による格納容器圧力への有意な影響はない。また、炉心損傷前も影響は同様である。

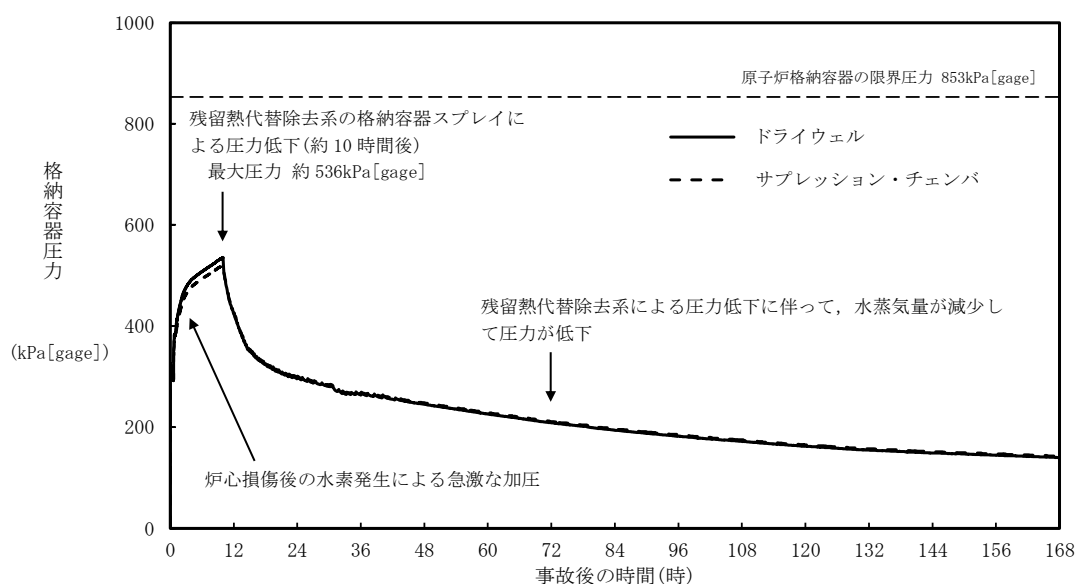


図 1 格納容器圧力の推移

(2) 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の原子炉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ものとする。

3. まとめ

原子炉格納容器内のグレーチングの亜鉛めっきに含まれる亜鉛が全て反応することを想定すると約 73kg の水素ガス、アルミニウムが全て反応することを想定すると約 374kg の水素ガス（合計約 450kg 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、ほぼ窒素ガスと崩壊熱により発生する蒸気の影響に左右されるため、亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスは、格納容器圧力に対して有意な影響はないと考えられる。

また、水素燃焼の観点においても、BWRの原子炉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と考えられる。

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が有意な影響を与えることはないと考えられる。

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

原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では、厳しい事象を想定した場合でも、原子炉格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建物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棟の換気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、原子炉棟の換気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物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。

本格納容器破損モードの重大事故対策の有効性評価では原子炉格納容器は健全であると評価していることから、原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建物内で凝縮され、原子炉建物空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建物内の換気系は停止しているため、原子炉建物内空間部と外気との圧力差が生じにくく、原子炉建物内外での空気のやりとりは殆どないものと考えられる。さらに、原子炉格納容器内から原子炉建物に漏えいした粒子状放射性物質は、原子炉建物内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着するものと考えられる。

これらのことから、原子炉格納容器の健全性が維持されており、原子炉棟の換気系が停止している場合は、原子炉格納容器から原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、原子炉建物内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。

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、原子炉建物の設計負圧が達成されるまでの間、原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質は、保守的に全量原子炉建物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) 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「冷却材喪失（大破断 L O C A）+ E C C S 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」に対し、残留熱代替除去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) 原子炉格納容器からの漏えい量は、M A A P 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）

- ・ 1Pd 以下 : 0.9Pd で 0.5%/日 相当
 - ・ 1 ~ 2Pd : 2.0Pd で 1.3%/日 相当
- (3) エアロゾル粒子は原子炉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原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果を考慮する (DF=10)。
- (4) 原子炉建物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物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 1 回/日相当を考慮する。
- (5) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉棟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)。
- (6) 原子炉建物内での放射エネルギーの時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物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

原子炉建物から大気中へ漏えいする Cs-137 の評価結果を表 1 に示す。

原子炉建物から大気中へ漏えいする Cs-137 は 7 日間で約 1.1TBq であり、基準の 100TBq を下回っている。

また、事象発生 7 日間以降の影響を確認するため評価した、事象発生 30 日間、100 日間における大気中への Cs-137 の漏えい量はともに約 1.1TBq であり、いずれの場合においても 100TBq を下回っている。

表 1 原子炉建物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(残留熱代替除去系を使用する場合)	約 1.1	約 1.1	約 1.1

以上

原子炉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、原子炉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原子炉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最高使用圧力以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の2種類を設定する。

1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率（0.9Pd で0.5%/日）をもとに算出した等価漏えい面積（ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約 $3.2 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、MAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、853kPa[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 $8.5 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、

1. と同様にMAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

853kPa[gage]での1.3%/日の設定は以下の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包絡する値として設定した。

○AECの評価式※1

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.28\% / \text{日}$$

L : 事故時の格納容器漏えい率

L0 : 設計漏えい率（圧力Pd に対して（ここでは0.9Pd）） 【0.5%/日】

Pt : 事故時の格納容器内圧力 【954.325kPa[abs]】

Pd : 設計圧力 【485.625kPa[abs]】

Pa : 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】

Rt : 事故時の気体定数 ※2 【523.7J/Kg・K】

Rd : 空気の気体定数 【287J/Kg・K】

Tt : 事故時の格納容器内温度 【473.15K】

Td : 設計格納容器内温度 【293.15K】

○GEの評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

$$L=L_0 \sqrt{\frac{1-\left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1-\left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}}=0.508\%/日$$

L : 事故時の格納容器漏えい率

L0 : 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd)) 【0.5%/日】

Pt : 事故時の格納容器内圧力 【954.325kPa[abs]】

Pd : 設計圧力 【485.625kPa[abs]】

Pa : 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】

※1 United States Atomic Energy Commission report "reactor containment leakage testing and surveillance report USAEC technical safety guide Dec. 1996"

※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 34% : 33% : 33%より計算している。AECの評価式は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大き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発生量(約 1,000kg)を考慮して保守的に設定している。

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（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）））
 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（残留熱代替除去系を使用する場合）））（1/2）

【MAAP】		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 炉出力及び崩壊熱	入力値に含まれる。	「解析条件を最悪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。	「解析条件を最悪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)	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、CORAX実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びピッチャネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORAX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）では、炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合は、速やかに低圧原子炉代替注水（常設）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CORAX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）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	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	燃料被覆管の温度変化は、燃料被覆管、制御棒及びピッチャネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。	炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定し、仮想的な激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。	原子炉注水操作については、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合は、速やかに低圧原子炉代替注水（常設）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CORAX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）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。
	燃料被覆管酸化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	燃料被覆管の温度変化は、燃料被覆管、制御棒及びピッチャ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。	燃料被覆管の温度変化は、燃料被覆管、制御棒及びピッチャ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。	原子炉注水操作については、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合は、速やかに低圧原子炉代替注水（常設）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CORAX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）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。
	燃料被覆管変形	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	燃料被覆管の温度変化は、燃料被覆管、制御棒及びピッチャ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。	燃料被覆管の温度変化は、燃料被覆管、制御棒及びピッチャ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。	原子炉注水操作については、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合は、速やかに低圧原子炉代替注水（常設）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CORAX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）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。
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	燃料被覆管の温度変化は、燃料被覆管、制御棒及びピッチャ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。	燃料被覆管の温度変化は、燃料被覆管、制御棒及びピッチャ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。	原子炉注水操作については、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合は、速やかに低圧原子炉代替注水（常設）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CORAX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）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。
原子炉压力容器	気液分離（水位変化）・対向流	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	沸騰・ボイド率変化は、燃料被覆管の温度変化は、燃料被覆管、制御棒及びピッチャ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。	原子炉注水操作については、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合は、速やかに低圧原子炉代替注水（常設）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。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であり、注水操作による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。
	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。	「解析条件を最悪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。	「解析条件を最悪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(残留熱代替除去系を使用する場合)) (2/2)

【MAAP】		重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉格納容器	格納容器各領域間の流動	HDR実験解析では、格納容器圧力及び温度について、温度成層化を含め傾向を良く再現できていることを確認した。格納容器雰囲気温度を十数°C程度高めに、格納容器内区画に起因するものと考へられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさを小さくする傾向が確認されたが、実機体系に起因するものと考へられ、実機体系におい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と考へられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル)	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、実機体系に起因するものと考へられ、実機体系においては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているが、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認している。	運転員等操作時間に与える影響	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、実機体系に起因するものと考へられ、実機体系におい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と考へられる。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。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガスの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。	安全系モデル (格納容器/レイ安全系モデル (代替注水設備))	入力値に含まれる(スプレイ注入特性)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低い。	運転員等操作時間に与える影響	格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認している。
	気液界面の熱伝達	安全系モデル (格納容器/レイ安全系モデル (代替注水設備))	入力値に含まれる(スプレイ注入特性)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低い。	運転員等操作時間に与える影響	運転員等操作時間に与える影響	運転員等操作時間に与える影響
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)	・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、TM事故分析結果と一致することを確認した。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・TQUV、大破断LOCAシケンスともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。	運転員等操作時間に与える影響	運転員等操作時間に与える影響	運転員等操作時間に与える影響
	構造材との熱伝達	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	溶融炉心の挙動 モデル(リロケーション)	運転員等操作時間に与える影響	運転員等操作時間に与える影響	運転員等操作時間に与える影響
原子炉格納容器(炉心損傷後)	原子炉格納容器内PP挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル
	原子炉格納容器内PP挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル

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を与える影響
(零風気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)))(1/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件)		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響		評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件		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には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	
原子炉熱出力	2,436MW	2,435MW以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	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には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、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6.77~6.79MPa[gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約8秒で通常運転水位(約6m)である。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約8秒で通常運転水位(約6m)である。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約8秒で通常運転水位(約6m)である。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
原子炉水位	通常水位(気水分離器下端から+83cm)	通常運転水位(気水分離器下端から約+83cm~約+85cm) (実績値)	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得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約8秒で通常運転水位(約6m)である。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約8秒で通常運転水位(約6m)である。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約8秒で通常運転水位(約6m)である。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格流量の85~104% (実績値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、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したが、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したが、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。
燃料	9×9燃料(A型)	装荷炉心毎	9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大輸出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方が MOX 燃料よりも崩壊熱が大きく、MOX 燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料(A型)を設定	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等であり、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。MOX燃料の評価は9×9燃料(B型)の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等であり、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。MOX燃料の評価は9×9燃料(B型)の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等であり、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。MOX燃料の評価は9×9燃料(B型)の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 炉心平均燃焼度約30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定	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、格納容器圧力及び温度の上昇は残留熱代替除去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、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残留熱代替除去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、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残留熱代替除去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(残留熱代替除去系を使用する場合))) (2/4)

項目	解析条件(初期条件)		事故条件(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	解析条件	最確条件			
格納容器空間体積(ドラライウエル)	7,900m ³	7,900m ³ (設計値)	7,900m ³ (設計値)	7,900m ³ (設計値)	ドラライウエル内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。
格納容器空間体積(サブレーション・チェンバ)	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³ (設計値)	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³ (設計値)	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³ (設計値)	サブレーション・チェンバ内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。
真空破棄弁	3.43kPa(ドラライウエル-サブレーション・チェンバ間差圧)	3.43kPa(ドラライウエル-サブレーション・チェンバ間差圧)	3.43kPa(ドラライウエル-サブレーション・チェンバ間差圧)	3.43kPa(ドラライウエル-サブレーション・チェンバ間差圧)	真空破棄弁の設定値	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。
サブレーション・プール水位	3.61m(NWL)	約3.59m~約3.63m(実測値)	約3.59m~約3.63m(実測値)	約3.59m~約3.63m(実測値)	通常運転時のサブレーション・プール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎによりサブレーション・プール水位低下分を与え得るが、ゆらぎによるサブレーション・プール水位低下分の熱容量は通常水位に対して非常に小さい。例えば、通常水位の熱容量は約2800m ³ 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-0.02m分)の熱容量は約20m ³ 程度であり、その低下割合は通常時の約0.7%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は、ゆらぎによりサブレーション・プール水位低下分を与え得るが、ゆらぎによるサブレーション・プール水位低下分の熱容量は通常水位に対して非常に小さい。例えば、通常水位の熱容量は約2800m ³ 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-0.02m分)の熱容量は約20m ³ 程度であり、その低下割合は通常時の約0.7%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。
サブレーション・プール水温度	35℃	約19℃~約35℃(実測値)	約19℃~約35℃(実測値)	約19℃~約35℃(実測値)	通常運転時のサブレーション・プール水温度の上限値として設定	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5kPa[gage]~約7kPa[gage](実測値)	約5kPa[gage]~約7kPa[gage](実測値)	約5kPa[gage]~約7kPa[gage](実測値)	通常運転時の格納容器圧力として設定	最確条件とした場合は、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到達するまでの圧力上昇率(平均)は1時間あたり約40kPa(約10時間で約370kPa)であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇率が約370kPa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。	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到達するまでの圧力上昇率(平均)は1時間あたり約40kPa(約10時間で約370kPa)であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇率が約370kPa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。
格納容器温度	57℃	約45℃~約54℃程度(実測値)	約45℃~約54℃程度(実測値)	約45℃~約54℃程度(実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、格納容器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は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、格納容器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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
外部水源の温度	35℃	31℃以下(実測値)	31℃以下(実測値)	31℃以下(実測値)	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定	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可能性があり、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は、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、炉心の再冠水までの挙動に影響する可能性はあるが、この顕熱分の影響は小さく、燃料被覆管温度の上昇に与える影響は小さい。また、格納容器の熱容量が大きくなり、格納容器圧力・温度上昇が遅くなるが、その影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
外部水源の容量	7,740m ³	7,740m ³ 以上(合計貯水量)	7,740m ³ 以上(合計貯水量)	7,740m ³ 以上(合計貯水量)	低圧原子炉代替注水槽及び輪谷貯水槽の水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなるため、水源が枯渇することはない。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、解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなるため、水源が枯渇することはない。運転員等操作時間に与える影響はない。
燃料の容量	1,180m ³	1,180m ³ 以上(合計貯蔵量)	1,180m ³ 以上(合計貯蔵量)	1,180m ³ 以上(合計貯蔵量)	発電所構内に貯蔵している合計容量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも燃料容量の余裕が大きくなるため、燃料が枯渇することはない。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、解析条件よりも燃料容量の余裕が大きくなるため、燃料が枯渇することはない。運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件

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(残留熱代替除去系を使用する場合))) (3/4)

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			
起因事象	大破断LOCA 再循環配管(出口ノズル)の破断	-	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり、原子炉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グダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環配管(出口ノズル)の面端破断を設定	Excessive LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、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、原子炉格納容器圧力は853kPa [gage]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)	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、原子炉格納容器圧力は853kPa [gage]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、設定高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系の機能喪失を、低圧注水系及び低圧注水系の機能喪失を設定	-	-
外部電源	外部電源なし	-	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、フラント損傷状態であるLOCAに全交流電源喪失を重量することから、外部電源が喪失するものとして設定	仮に、外部電源がある場合は、注水開始時間が早くなり、格納容器圧力・温度の挙動は低く推移することから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	仮に、外部電源がある場合は、注水開始時間が早くなり、格納容器圧力・温度の挙動は低く推移することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない	解析条件と最確条件は同様であり、運転員等操作時間に与える影響はないことから、運転員等操作時間に対する余裕は大きい。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表2 解析条件と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を与える影響
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)))(4/4)

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	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉スクラム信号	事象発生と同時にスクラム	事象発生と同時にスクラム	事象発生と同時にスクラムするものとして設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉水位低(レベル2)	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
低圧原子炉代替注水系(常設)	200m ³ /h(1.00MPa[gage]において)で注水、その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	200m ³ /h(1.00MPa[gage]において)で注水、その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	低圧原子炉代替注水系(常設)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。
残留熱代替除去系	循環流量は、全体で150m ³ /hとし、原子炉へ30m ³ /h、格納容器スプレイトへ120m ³ /hにて流量を分配	循環流量は、全体で150m ³ /hとし、原子炉へ30m ³ /h、格納容器スプレイトへ120m ³ /hにて流量を分配	残留熱代替除去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、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。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系	残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量:約7MW(サブプレッション・プール水温度:100℃、海水温度30℃において)	残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量:約7MW(サブプレッション・プール水温度:100℃、海水温度30℃において)	原子炉補機代替冷却系の設計値として設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。
可搬式薬素供給装置	薬素ガス 99.9Nm ³ /h及び酸素ガス 0.1Nm ³ /hの流量で薬素供給ガス温度:35℃	総注入流量:100Nm ³ /h ・薬素:99Nm ³ /h ・酸素:1Nm ³ /h ガス温度:0~60℃	総注入量は格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定 薬素注入流量は純度99.9%を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定	機器条件の可搬式薬素供給装置は、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。35℃より高い場合は、格納容器温度が上昇する可能性があるが、薬素温度は格納容器温度よりも低いことから、薬素注入による格納容器温度が上昇することはない。35℃未満の場合は、注入される薬素の密度が大きくなり薬素注入開始後の格納容器圧力の上昇が遅くなるが、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小さい。	機器条件の可搬式薬素供給装置は、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。35℃より高い場合は、格納容器温度が上昇する可能性があるが、薬素温度は格納容器温度よりも低いことから、薬素注入による格納容器温度が上昇することはない。35℃未満の場合は、注入される薬素の密度が大きくなり薬素注入開始後の格納容器圧力の上昇が遅くなるが、操作手順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。

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）（残留熱代替除去系を使用する場合）（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	操作余裕時間	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 低圧代替への給水補給	事象発生2時間30分後	低圧代替への給水補給条件で解析は想定しているが、連続的な作業を踏まえ作業成立性を踏まえ設定	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から2時間30分後から開始としているが、低圧代替への給水補給条件で解析は想定しているが、連続的な作業を踏まえ作業成立性を踏まえ設定	-	-	-	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から2時間30分後としており、このうち、輪谷貯水槽から低圧代替への給水補給の系統構成は、所要時間2時間10分想定のところ、訓練実績では約1時間33分である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。
	事象発生2時間30分後	送水車等への燃料補給が、解析で想定しているが、連続的な作業を踏まえ作業成立性を踏まえ設定	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から2時間30分後から開始としているが、低圧代替への給水補給条件で解析は想定しているが、連続的な作業を踏まえ作業成立性を踏まえ設定	-	-	-	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から約2時間30分後としており、このうち、大量送水車への給油作業は、所要時間1時間40分想定のところ、訓練実績では約1時間29分である。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）（残留熱代替除去系を使用する場合）（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	操作余裕時間	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え					
可搬式室内窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作条件	解析上の操作開始時間 事象発生12時間後	原炉補機代替冷却系及び可搬式窒素供給装置の準備時間の考慮	<p>操作の不確かさ要因</p> <p>【認知】 原炉補機代替冷却系の準備が完了後準備を開始する手順として、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。 【要員配置】 可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給のために、現場にて可搬式窒素供給装置の準備、起動を行う対策要員が配置されている。現場にて対策要員が実施することとなるが、本操作を行う要員は、操作が終わるまで他の操作は行わない。このため、要員配置が操作開始時期に与える影響はなし。 【移動・操作所要時間】 現場での対策要員によるホース敷設等の格納容器内窒素供給準備操作は移動時間等を含め1時間40分で行うことにより、事象発生から11時間で窒素供給準備を完了することを想定している。以上より、移動・操作所要時間が操作開始時間に与える影響はなし。 【他の並列操作】 現場にて対策要員が可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給のための準備操作を行ったのち、現場にて対策要員が弁操作を行うことにより窒素供給は開始される。当該操作を行う対策要員に窒素供給開始時に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 対策要員の現場操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>解析上の操作開始時間として、事象発生から12時間後を想定している。運転員等操作開始時間には、実態の操作開始時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。また、本操作の操作開始時間は、原炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり、原炉補機代替冷却系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性がある。残留熱代替除去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。</p>	<p>評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>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とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>可搬式室内窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作の発生から12時間後、事象発生から12時間後、準備時間が確保できると仮定し、本操作には時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になつた場合でも、酸素濃度が可燃限界に到達しないよう監視し、酸素レベル基準に到達した場合には格納容器ベントにより酸素ガス及び酸素ガスの排出を行うこととなる。</p>	<p>訓練実績等</p> <p>評価上は作業成立性を踏まえ12時間後としており、このうち、可搬式室内窒素供給装置による原炉補機代替格納容器内窒素供給準備は、所要時間1時間40分想定のとおり、28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運転操作が実施可能なことを確認した。</p>

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、非常用炉心冷却系が使用できない場合は、早期に炉心損傷に至ることとなり、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。

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。

炉心や原子炉格納容器への影響の観点から、破断箇所は、大きく以下の2通りに分類できる。

- ・注水系配管破断の有無（注水可否）

非常用炉心冷却系や低圧原子炉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

		T A F 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+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗+デブリ冷却失敗」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T A F 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原子炉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、「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ E C C S 注水機能喪失+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、原子炉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+E C C S 注入機能喪失+全交流動力電源喪失+炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗+デブリ冷却失敗」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 (T A F 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
T A F 下配管	再循環配管 底部ドレン配管 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

(格納容器代替スプレイ系(常設)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「格納容器・圧力容器損傷」及び「原子炉建物損傷」は、建物・構築物の損壊により 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、原子炉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、建物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 18 秒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。また、事象発生から約 21 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 30 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原子炉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、原子炉注水を停止してペDESTAL への注水に切り替え、格納容器圧力及び温度上昇を抑制するための格納容器代替スプレイを実施する。事象発生から 10 時間後には残留熱代替除去系による原子炉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ペDESTAL 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。

原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、格納容器スプレイによる原子炉格納容器冷却及び残留熱代替除去系による原子炉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 853kPa [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(壁面温度)の最高値は約 175°C となり、限界温度 200°C 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。このため、ペDESTAL の初期水張りは実施できず、熔融炉心落下時に格納容器圧力の上昇は見られるが、その影響は小さく、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。

ペDESTAL に落下した熔融炉心は、ペDESTAL の初期水張りは実施していないが、熔融炉心落下後のペDESTAL への注水により熔融炉心は冷却され、ペDESTAL 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 発生時にも原子炉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、原子炉格納容器の破損を防止する上では、酸素濃度が可燃限界に到達しない、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+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生」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、格納容器フィルタベント系を使用し、原子炉格納容器内のガスを排出することが可能である。

以上から、Excessive LOCAの場合においても原子炉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熔融燃料-冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、Excessive LOCA発生時にも原子炉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、原子炉格納容器の健全性が確保できる。

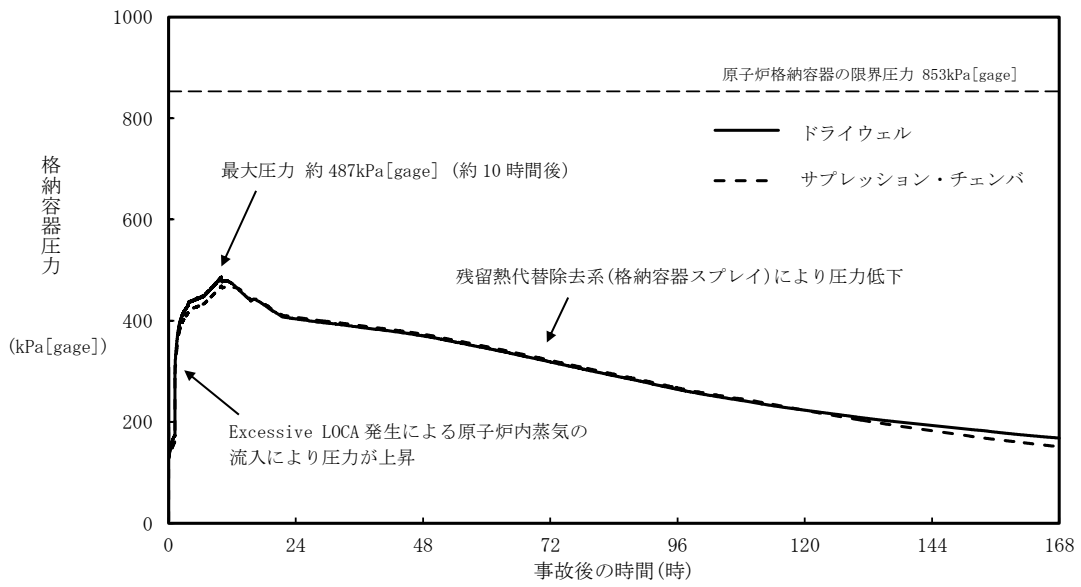


図1 格納容器圧力の推移

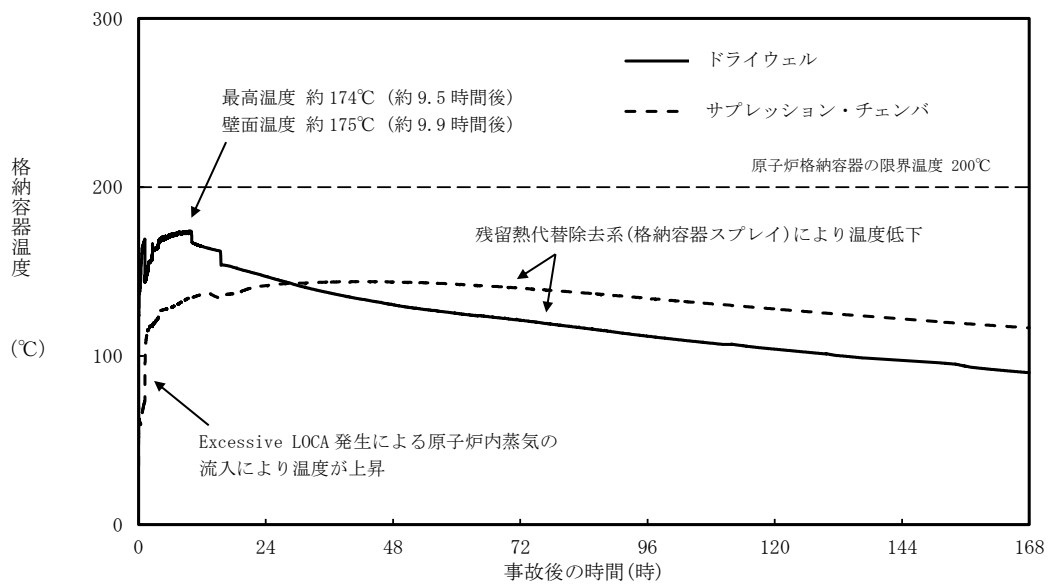


図2 格納容器温度の推移

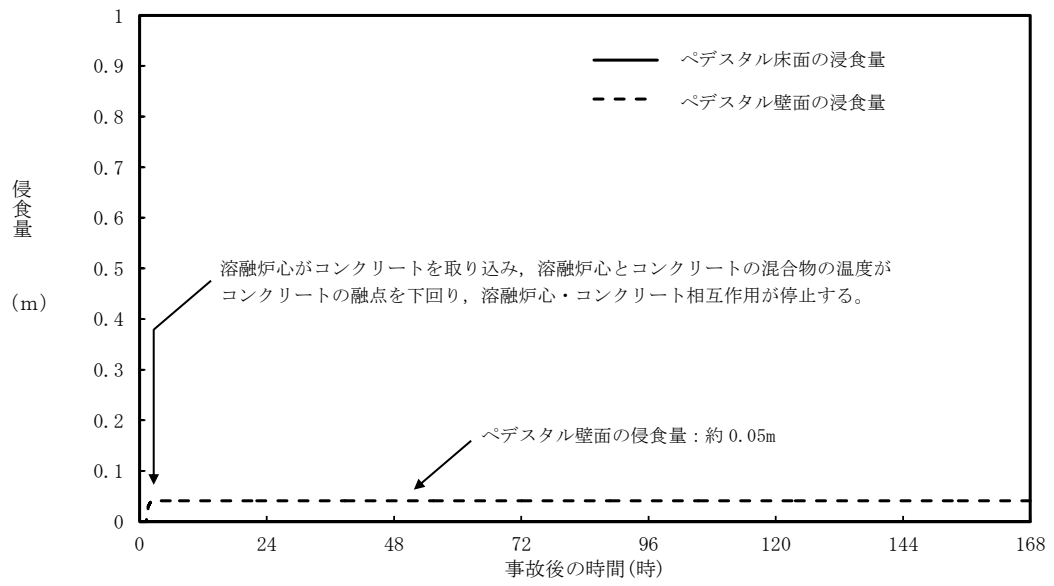


図3 ペDESTAL床面及び壁面の侵食量の推移

7日間における水源の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（残留熱代替除去系を使用する場合）

○水源

低圧原子炉代替注水槽：740m³

輪谷貯水槽（西）※：7,000 m³

※設置許可基準規則 56 条【解釈】 1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

○水使用パターン

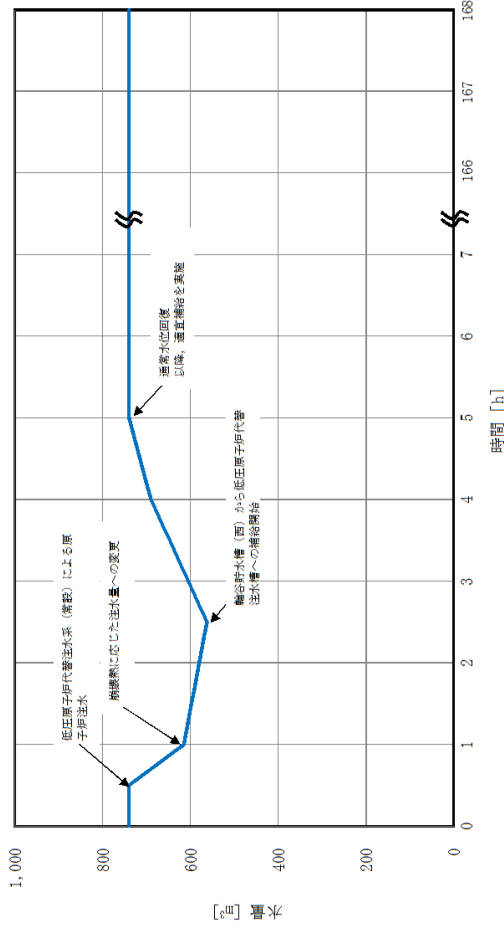
①低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

事象発生後、最大流量（250m³/h）で注水する。

冠水後は、崩壊熱に応じた注水量で注水する。

②輪谷貯水槽（西）から低圧原子炉代替注水槽への移送

事象発生 2 時間 30 分後から大量送水車を用いて 120m³/h で低圧原子炉代替注水槽へ移送する。



○時間評価（右上図）

事象発生後 2 時間 30 分までは低圧原子炉代替注水槽を水源として原子炉注水を実施するため、低圧原子炉代替注水槽水量は減少する。事象発生 2 時間 30 分後から低圧原子炉代替注水槽への補給を開始するため水量は回復する。事象発生後約 10 時間後から、残留熱代替除去系の運転を開始し、以降は原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱により安定して冷却することが可能である。

○水源評価結果

時間評価の結果から低圧原子炉代替注水槽が枯渇することはない。また、7日間の対応を考慮すると、約 500m³ 必要となる。低圧原子炉代替注水槽に約 740m³ 及び輪谷貯水槽（西）に約 7,000m³ の水を保有することから、必要水量は確保可能であり、安定して冷却を継続することが可能である。

7日間における燃料の対応について
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
 (残留熱代替除去系を使用する場合)

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

時系列	合計	判定
ガスタービン発電機 1台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) $2.09\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 351.12\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 423m^3	ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は約 450m^3 であり、7日間対応可能
大量送水車 1台起動 $0.0652\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 10.9536\text{m}^3$		
大型送水ポンプ車 1台起動 $0.31\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 52.08\text{m}^3$		
可搬式窒素供給装置 1台起動 $0.036\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 6.048\text{m}^3$		
緊急時対策所用発電機 1台 $0.0493\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 8.2824\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 9m^3	緊急時対策所用燃料地下タンクの容量は約 45m^3 であり、7日間対応可能

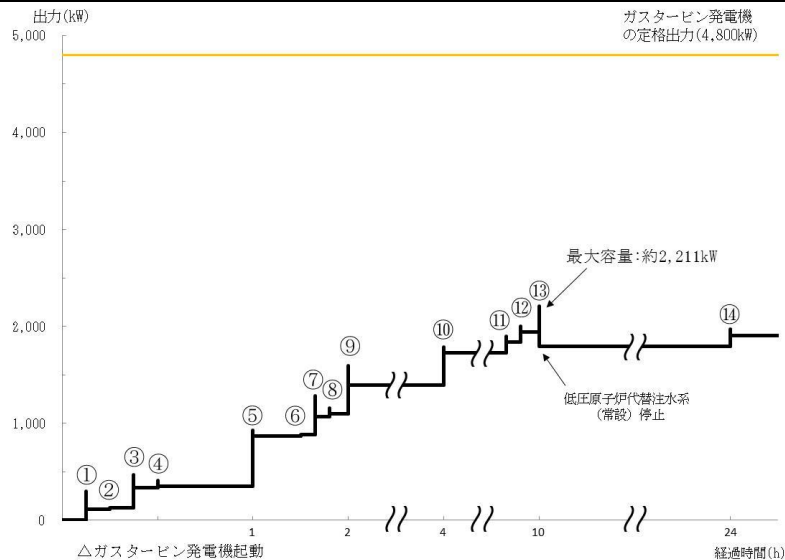
常設代替交流電源設備の負荷
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
 (残留熱代替除去系を使用する場合)

主要負荷リスト

電源設備：ガスタービン発電機

定格出力：4,800kW

起動順序	主要機器	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の最大負荷容量 (kW)
①	ガスタービン発電機付帯設備	約 111	約 300	約 111
②	代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷)	約 18	約 129	約 129
③	低圧原子炉代替注水ポンプ	約 210	約 471	約 339
④	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機	約 15	約 409	約 354
⑤	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (D系高圧母線自動投入負荷)	約 512	約 932	約 866
⑥	格納容器水素濃度 (SA), 格納容器酸素濃度 (SA) 監視設備	約 20	約 886	約 886
⑦	A-中央制御室送風機	約 180	約 1,281	約 1,066
⑧	A-中央制御室非常用再循環送風機	約 30	約 1,158	約 1,096
⑨	A-中央制御室冷凍機	約 300	約 1,598	約 1,396
⑩	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (C系高圧母線自動投入負荷)	約 329	約 1,787	約 1,725
⑪	A-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約 110	約 1,895	約 1,835
⑫	B-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約 110	約 2,005	約 1,945
⑬	残留熱代替除去ポンプ	約 75	約 2,211	約 1,795
⑭	B-燃料プール冷却水ポンプ	約 110	約 1,970	約 1,905



常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ

3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

3.1.3.1 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、残留熱代替除去系を使用しない場合を想定し、残留熱代替除去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 3.1.3.1-1(1)図から第 3.1.3.1-1(3)図に、対応手順の概要を第 3.1.3.1-2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.1.3.1-1 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、緊急時対策要員 31 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名、当直副長 1 名、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、通報連絡等を行う要員は 5 名、復旧班要員は 19 名である。必要な要員と作業項目について第 3.1.3.1-3 図に示す。

なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、31 名で対処可能である。

a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認

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

b. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備

全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備については、「3.1.2.1 b. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備」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. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

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

e. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動

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

f. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却

原子炉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。原子炉格納容器の雰囲気
を冷却するため、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器冷却を
実施する。ドライウエル温度（SA）を用いて格納容器温度が約190℃超過
を確認した場合又はドライウエル圧力（SA）等を用いて格納容器圧力が
640kPa[gage]に到達を確認した場合、格納容器代替スプレイ系（可搬型）に
より格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力640kPa[gage]到達によっ
て開始した場合、格納容器圧力が588kPa[gage]以下となった時点で停止する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却を確認する
ために必要な計装設備は、ドライウエル圧力（SA）、代替注水流量（可搬
型）等である。

格納容器スプレイを継続することによりサブプレッション・プール水位が上
昇するため、サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m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スプレイを停止する。

格納容器スプレイの停止を確認するために必要な計装設備は、サブプレシ
ョン・プール水位（SA）である。

g. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱の準備として、NG
C非常ガス処理入口隔離弁を中央制御室からの遠隔操作により開する。

サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した場合、NG
C N₂ トーラス出口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、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を確認するために
必要な計装設備は、ドライウエル圧力（SA）等である。

サブプレッション・チェンバ側からの格納容器フィルタベント系のベントラ
インが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、サブプレシ
ョン・プール水位（SA）である。

以降、損傷炉心の冷却は、低圧原子炉代替注水系（常設）による注水によ
り継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、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、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能
喪失+全交流動力電源喪失」である。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料
棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液
分離（炉心水位）・対向流、原子炉圧力容器におけるECCS注水（給水系・
代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、
構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内FP挙動、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動，気液界面の熱伝達，スプレイ冷却，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F P挙動が重要事象となる。

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原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え，かつ，炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉水位，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3.1.3.2-1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. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として，大破断LOCAが発生するものとする。破断箇所は，原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価するため，再循環配管（出口ノズル）とする。

（添付資料 1.5.3）

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

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。さらに非常用炉心冷却系等が機能喪失するものとする。なお，残留熱代替除去系は使用しないものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

送電系統又は所内主発電設備の故障等によって，外部電源が喪失するとともに，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の解析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，事象の発生と同時に発生するものとする。

(b) 主蒸気隔離弁

主蒸気隔離弁は，事象発生と同時に閉止するものとする。

(c) 再循環ポンプ

再循環ポンプは，事象発生と同時に停止するものとする。

(d) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

200m³/h（原子炉圧力 1.00MPa[gage]において）にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。

- (e) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却
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、120 m³/h にて原子炉格納容器内にスプレイする。
- (f) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱
格納格納容器フィルタベント系により、格納容器圧力 427kPa[gage]における最大排出流量 9.8 kg/s に対して、格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- (a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生 30 分後から開始する。原子炉への注水量は、注水開始後 30 分までは最大流量とし、その後は炉心を冠水維持するように注水する。
- (b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が最高使用圧力 427kPa[gage]の 1.5 倍である 640kPa[gage]に到達した場合に開始し、640kPa[gage]以下になるよう制御（640～588kPa[gage]の範囲で維持）する。サプレッション・プール水位が通常運転水位＋約 1.3m に到達した以降は格納容器スプレイを停止する。
- (c) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m 到達から 10 分後に実施する。

(3) 有効性評価（C s -137 の放出量の評価）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. 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、原子炉格納容器内に放出^{*1}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格納容器フィルタベント系に至るものとする。

格納容器フィルタベント系に到達した核分裂生成物は、格納容器フィルタベント系内のフィルタによって除去された後、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. 格納容器フィルタベント系を用いた場合のC s -137放出量は、以下の式で計算される。

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

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

f_{Cs} : 原子炉格納容器からのセシウム放出割合
 f_{CsI} : 原子炉格納容器からの CsI の放出割合
(MAAPコードでの評価値)

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

M_I : よう素の初期重量 (kg)

M_{Cs} : セシウムの初期重量 (kg)

W_I : よう素の分子量 (kg/kmol)

W_{Cs} : セシウムの分子量 (kg/kmol)

Bq_{Cs137} : $Cs-137$ の炉内内蔵量 (Bq)

DF : 格納容器フィルタベント系の除染係数

d. 原子炉格納容器内に放出された $Cs-137$ については、格納容器スプレイやサプレッション・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. 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. 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについても考慮する。
漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。

(a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。なお、エアロゾル粒子は原子炉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、原子炉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) 原子炉建物から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積るため、非常用ガス処理系により負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建物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1回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系ガス処理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、事象発生後 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) 原子炉建物内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

(添付資料3.1.3.3, 3.1.3.4)

(4) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける原子炉水位 (シュラウド内外水位)、注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.3.2-1(1) 図から第

3.1.3.2-1(3)図に、燃料最高温度の推移を第3.1.3.2-1(4)図に、格納容器圧力、格納容器温度、サプレッション・プール水位及び水温の推移を第3.1.3.2-1(5)図から第3.1.3.2-1(8)図に示す。

a. 事象進展

大破断LOCA時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。

水位低下により炉心は露出し、事象発生から約5分後に燃料被覆管の最高温度は1,000K(約727℃)に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約10分後に1,200℃に到達し、また、事象発生から約28分後に燃料温度は約2,500K(約2,227℃)に到達する。事象発生から30分後、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位は回復し、炉心は再冠水する。

原子炉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徐々に上昇する。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。

事象発生から約32時間後にサプレッション・プール水位が通常運転水位+約1.3m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、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施し、格納容器圧力及び温度を低下させる。

格納容器圧力及び温度は、格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱実施後、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3.1.3.2-1(5)図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却及びサプレッション・プール水位が通常運転水位+約1.3mに到達し原子炉格納容器冷却を停止した場合に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は、原子炉格納容器の限界圧力853kPa[gage]を超えない。なお、原子炉格納容器圧力が最大となる事象発生約32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、原子炉格納容器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3.1.3.2-1(6)図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は約197℃となり、原子炉格納容器の限界温度200℃を超えない。

サプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合の格納容器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 2.1×10^{-3} TBq(7

日間) であり, 100TBq を下回る。

ドライウエルのベントラインを経由した場合の格納容器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3.4TBq(7日間)であり, 100TBqを下回る。

なお, 原子炉格納容器が健全であるため, 原子炉格納容器から原子炉建物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, 原子炉建物内に漏えいした放射性物質は, 原子炉建物内で時間減衰し, また, 粒子状放射性物質は, 原子炉建物内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い, 原子炉建物内に沈着すると考えられるためである。原子炉建物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, 原子炉建物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1.4TBq(7日間)となる。原子炉建物から大気中へのCs-137の漏えい量に, ドライウエルからのベントラインを経由した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4.8TBq(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, サプレッション・チェンバのベントラインを経由した格納容器フィルタベント系による総放出量は, 約 4.0×10^{-3} TBq(30日間)及び約 6.5×10^{-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5.3TBq(30日間)及び約5.4TBq(100日間)である。原子炉建物から大気中へのCs-137の漏えい量にドライウエルのベントラインを経由した格納容器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6.8TBq(30日間)及び約6.9TBq(100日間)であり, 100TBqを下回る。

(添付資料3.1.3.3, 3.1.3.4)

第3.1.3.2-1(1)図に示すとおり, 低圧原子炉代替注水系(常設)による注水継続により炉心が冠水し, 炉心の冷却が維持される。その後は, 第3.1.3.2-1(5)図に示すとおり, 約32時間後にサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で, 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却を停止し, 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し, また, 安定状態を維持できる。

本評価では, 「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」のうち, (1), (2)及び(3)の評価項目について対策の有効性を確認した。

(添付資料3.1.3.5)

3.1.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

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)」(残留熱代替除去系を使用しない場合)では, 原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気, 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、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作、格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析)では、炉心溶融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、非常用炉心冷却系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、速やかに低圧原子炉代替注水系(常設)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の評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系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、速やかに低圧原子炉代替注水系(常設)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、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、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ(可搬型)及び格納容器圧力又はサプレッション・プール水位を操作開始の起点としている格納容器フィルタベント系に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構

造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、C S T F 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと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、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ（可搬型）及び格納容器圧力又はサプレッション・プール水位を操作開始の起点としている格納容器フィルタベント系に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはT M I 事故についての再現性を確認している。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F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物(F P)挙動モデルはP H E B U S - F P 実験解析により原子炉圧力容器内へのF P 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。P H E B U S - F P 実験解析では、燃料被覆管破裂後のF P 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内F P 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物(F P)挙動モデルはA B C O V E 実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉格納容器内F P 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、T M I 事故についての再現性及びC O R A 実験についての再現性を確認している。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）では、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードS A F E R の評価結果との比較により水位低下幅は解析コードM A A P の評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードS A F E R の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はH D R 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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、C S T F 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉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時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内F P挙動の不確かさとして、核分裂生成物(F P)挙動モデルはPHEBUS-F P実験解析により原子炉圧力容器内へのF P放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-F P実験解析では、燃料被覆管破裂後のF P放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。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F P挙動の不確かさとして、核分裂生成物(F P)挙動モデルはABCove実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。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格納容器フィルタベント系によるCs-137の総放出量は、評価項目(100TBqを下回っていること)に対して、サブレーション・チェンバのベントラインを経由した場合は約 2.1×10^{-3} TBq(7日間)、ドライウェルのベントラインを経由した場合は約3.4TBq(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3.1.2.1-1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与え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、その最確条件は炉心平均燃焼度約30GWd/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（格納容器スプレイを格納容器圧力が640kPa[gage]以下になるよう制御（640～588kPa[gage]の範囲で維持）すること）に変わりはないことから運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、E x c e s s i v e L O C Aを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順（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。

機器条件の低圧原子炉代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量を制御するが、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 に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/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。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、E x c e s s i v e L O C Aを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 L O C A の場合と同程度であり、第 3.1.2.2-1(9) 図及び第 3.1.2.2-1(10) 図に示すとおり、格納容器圧力は 853kPa[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。

機器条件の低圧原子炉代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び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、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から30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、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作について、早期の電源回復不可の判断、常設代替交流電源設備の起動、受電操作、低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成を、実態の運転操作時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力が640kPa[gage]に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器圧力の上昇は緩慢であり、継続監視していることから、操作開始の起点である格納容器圧力640kPa[gage]到達時点で速やかに操作を実施可能であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作開始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。

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間としてサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達から10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、サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達するのは、事象発生から約32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が可能であり、格納容器ベント操作の操作所要時間は時間余裕を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達時に確実に原子炉格納容器除熱操作をすることが可能であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、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が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

操作条件の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作について、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定している。実態の操作開始時間が解析上の設定よりも早くなった場合に、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ことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力が 640kPa [gage] に到達時となり、実態の操作開始時間は解析上の設定時間とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料3.1.3.6)

(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原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、第 3.1.3.3-(1) 図から第 3.1.3.3-(3) 図に示すとおり、事象発生から 60 分後（操作開始時間 30 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、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。なお、格納容器ベント時における Cs 放出量は炉心損傷の程度の影響を受けるが、格納容器ベント開始時間はほぼ同等であることから、放出量に与える影響は小さい。

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作については、格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約 27 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。

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約 32 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)」において、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 31 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」で説明している緊急時対策要員の 42 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。

a. 水源

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイについては、7日間の対応を考慮すると、合計約 3,200m³の水が必要となる。水源として、低圧原子炉代替注水槽に約 740 m³及び輪谷貯水槽（西）に約 7,000m³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2時間30分以降に輪谷貯水槽（西）の水を、大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ給水することで、低圧原子炉代替注水槽を枯渇させることなく低圧原子炉代替注水槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。

(添付資料 3.1.3.9)

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 352m³の軽油が必要となる。大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水及び格納容器スプレイについては、保守的に事象発生直後からの大量送水車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 11m³の軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車については、保守的に事象発生直後からの大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 53m³の軽油が必要となる。

合計約 416m³の軽油が必要となる。ガスタービン発電機用軽油タンクにて約 450m³の軽油を保有しており、こ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、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水及び格納容器スプレイ、原子炉補機代替冷却系の運転について、7日間の運転継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約 9m³の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約 45m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

(添付資料 3.1.3.10)

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 2,055kW 必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が約 4,800kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

(添付資料 3.1.3.11)

3.1.3.5 結論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や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によって、格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器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）」に対する原子炉格納容器破損防止対策としては、初期の対策として低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却手段及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱手段を整備している。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について、残留熱代替除去系を使用しない場合を想定し、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。

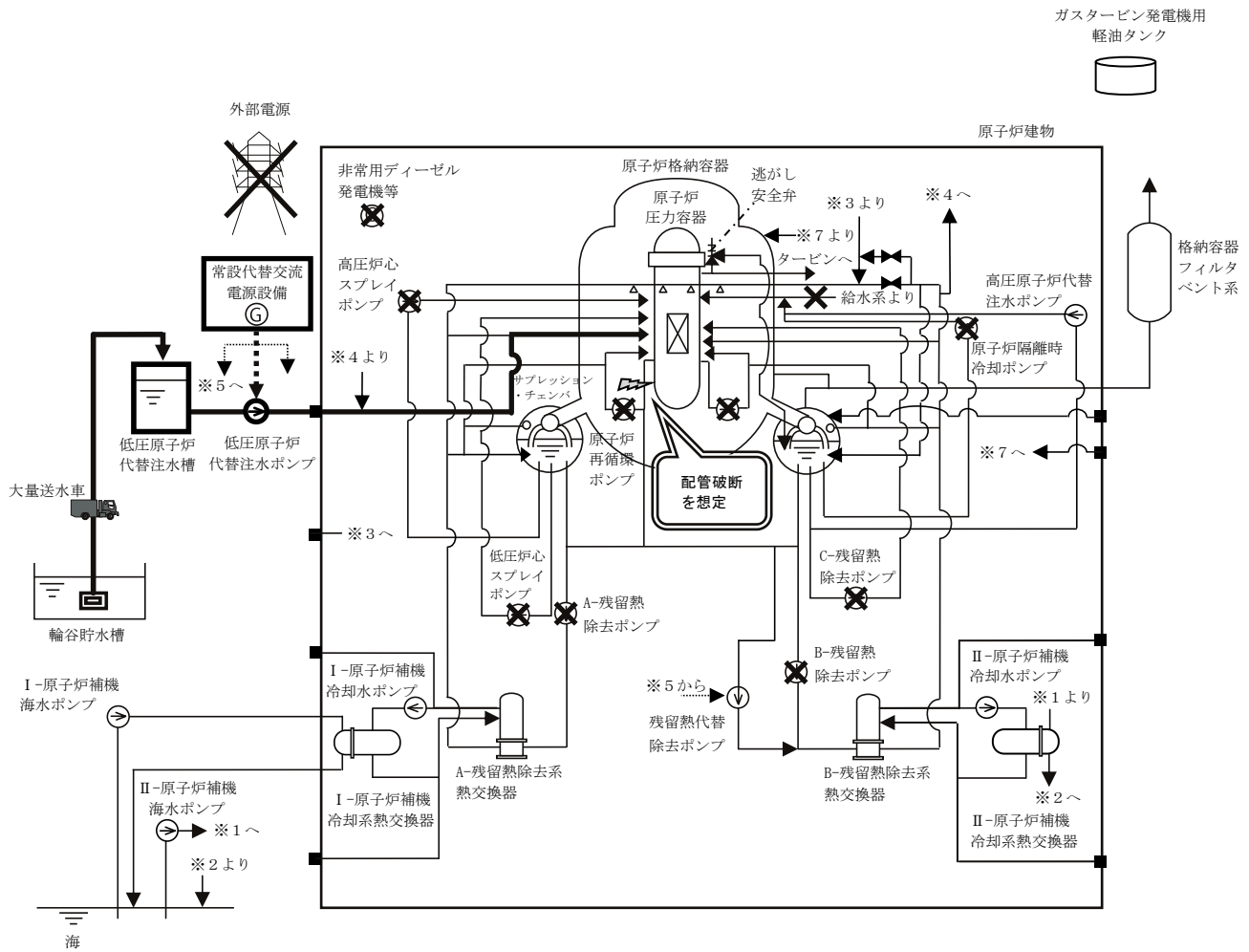
上記の場合においても、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施することにより、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

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。

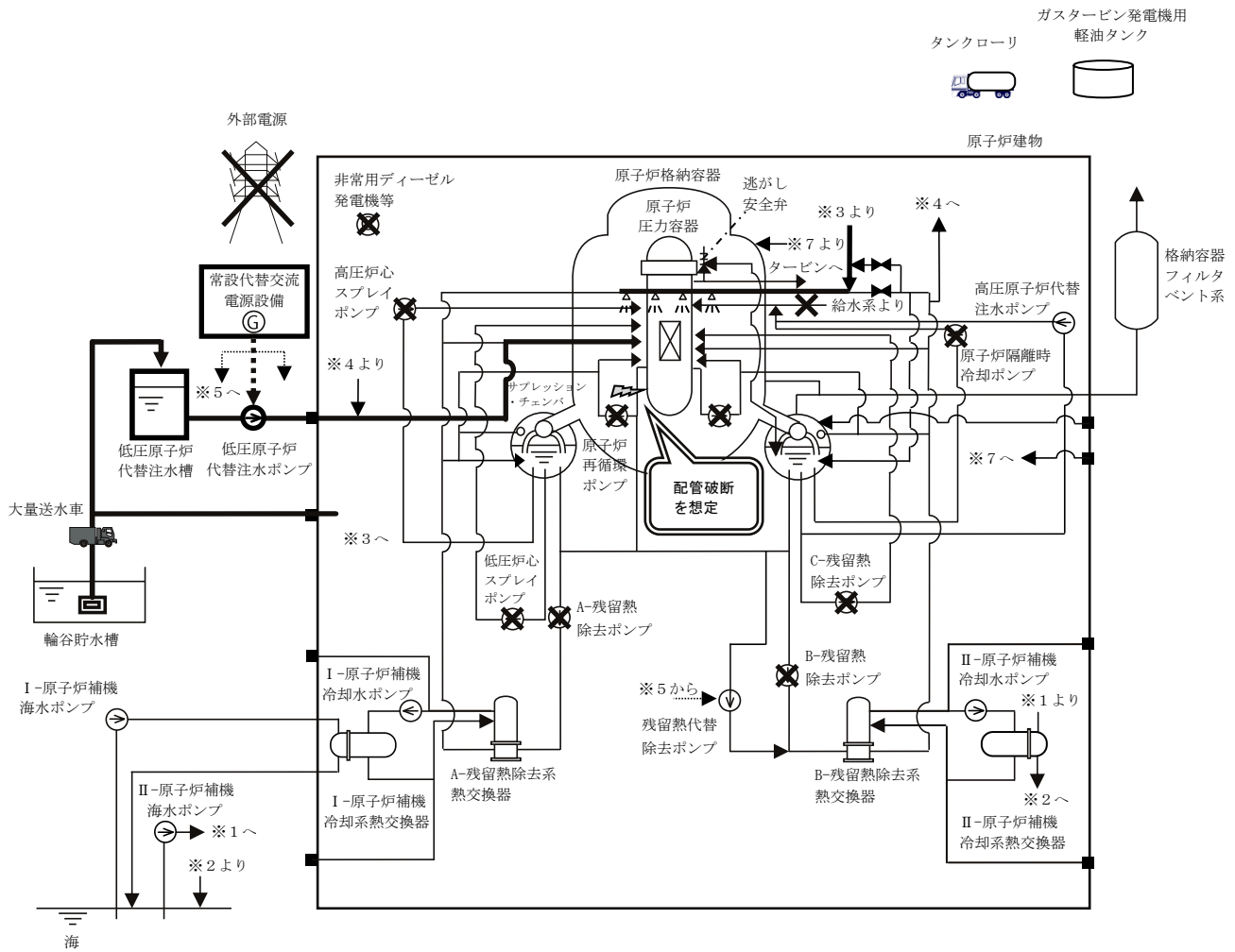
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

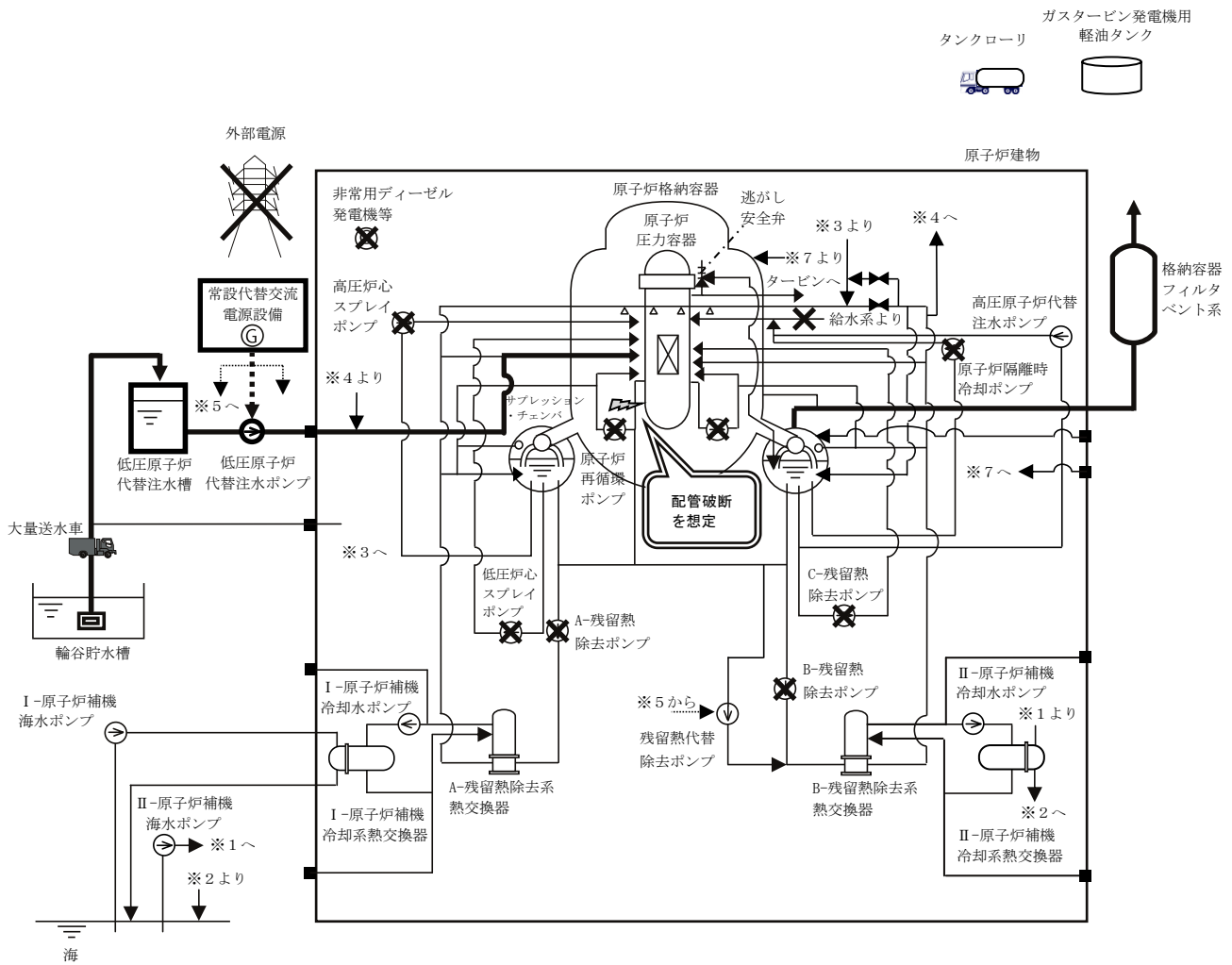
以上のことから、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱等による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。



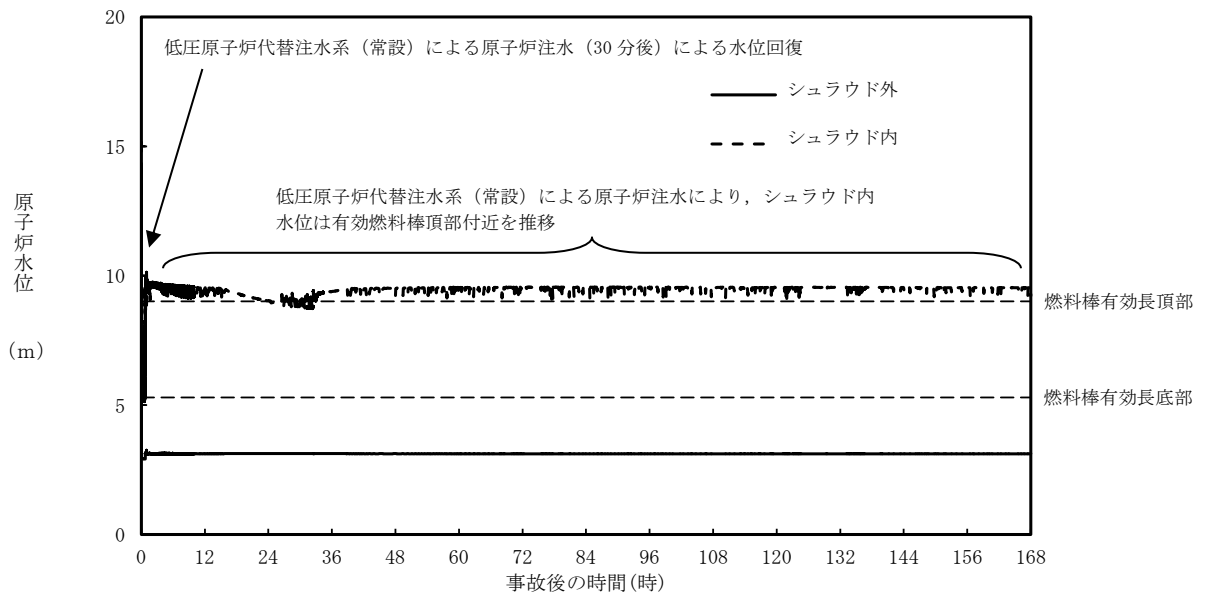
第 3.1.3.1-1(1) 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策概略系統図 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (1/3) (原子炉注水)



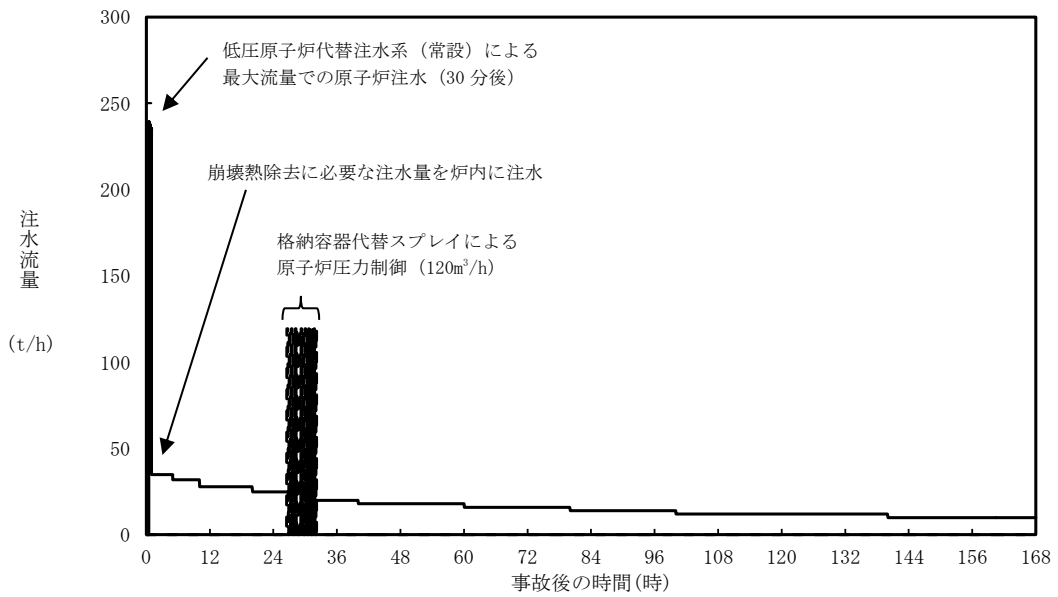
第 3. 1. 3. 1-1(2) 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策概略系統図 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (2/3) (原子炉注水及び格納容器冷却)



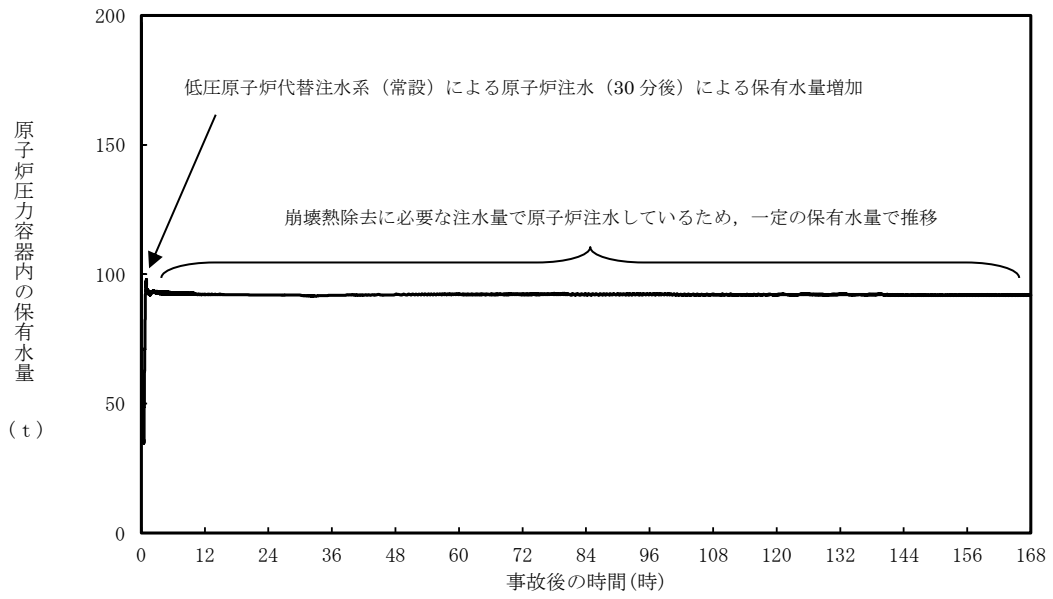
第 3. 1. 3. 1-1(3) 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策概略系統図
 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (3/3)
 (原子炉注水及び格納容器除熱)



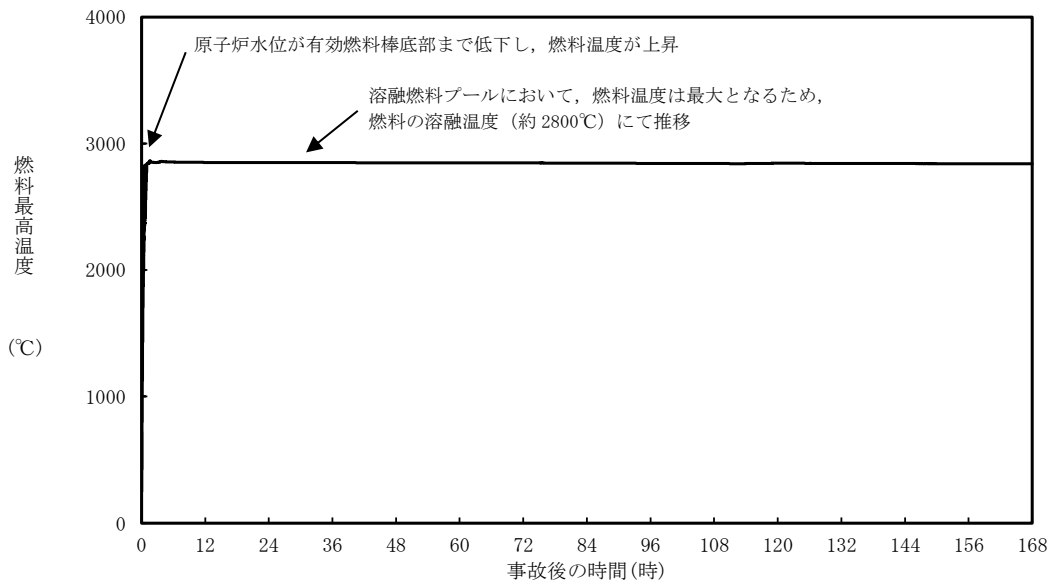
第 3. 1. 3. 2-1(1) 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



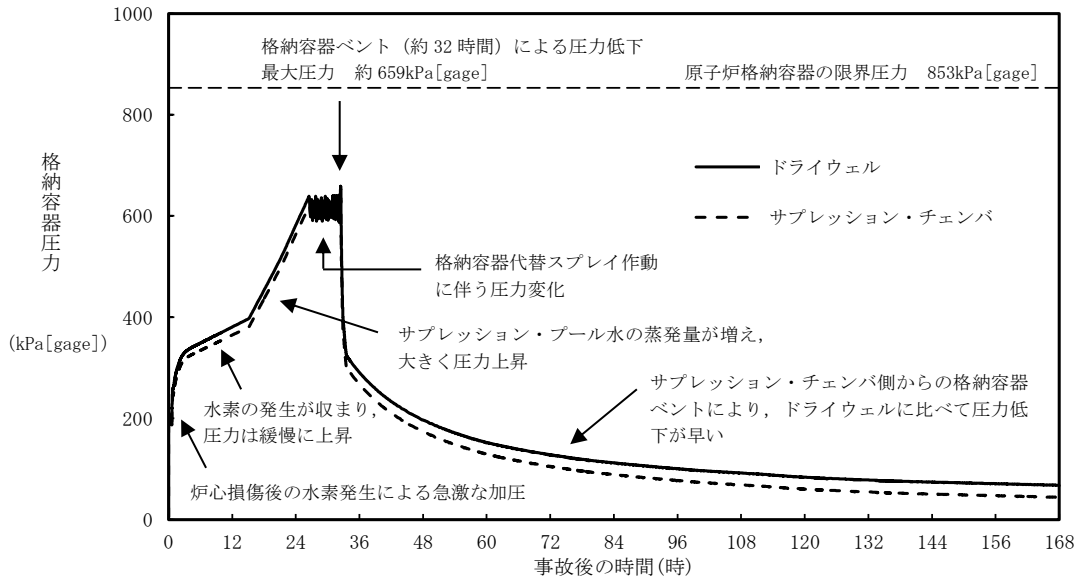
第 3. 1. 3. 2-1(2) 図 注水流量の推移



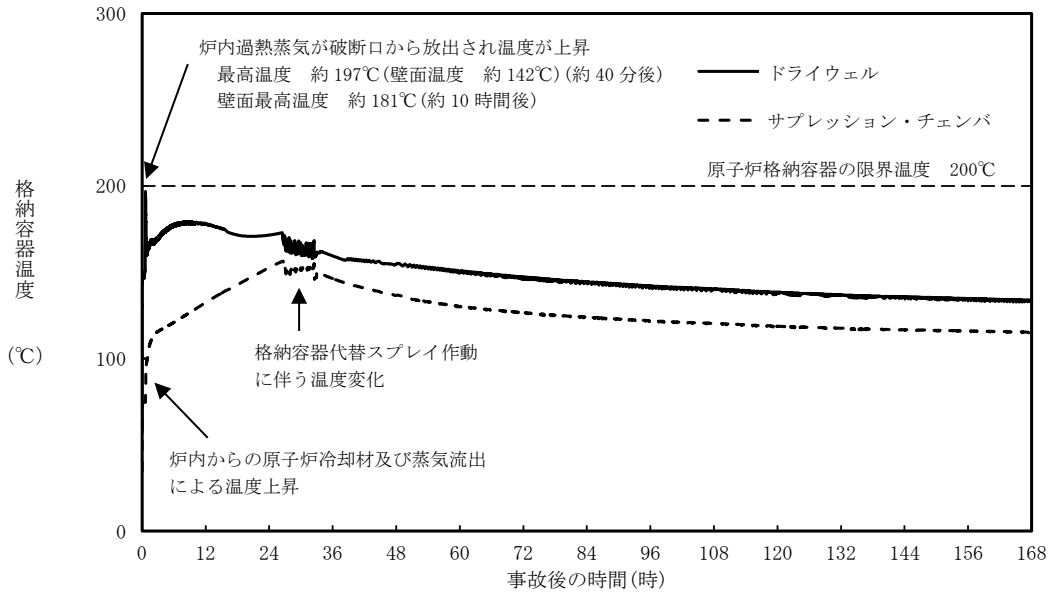
第 3. 1. 3. 2-1 (3) 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



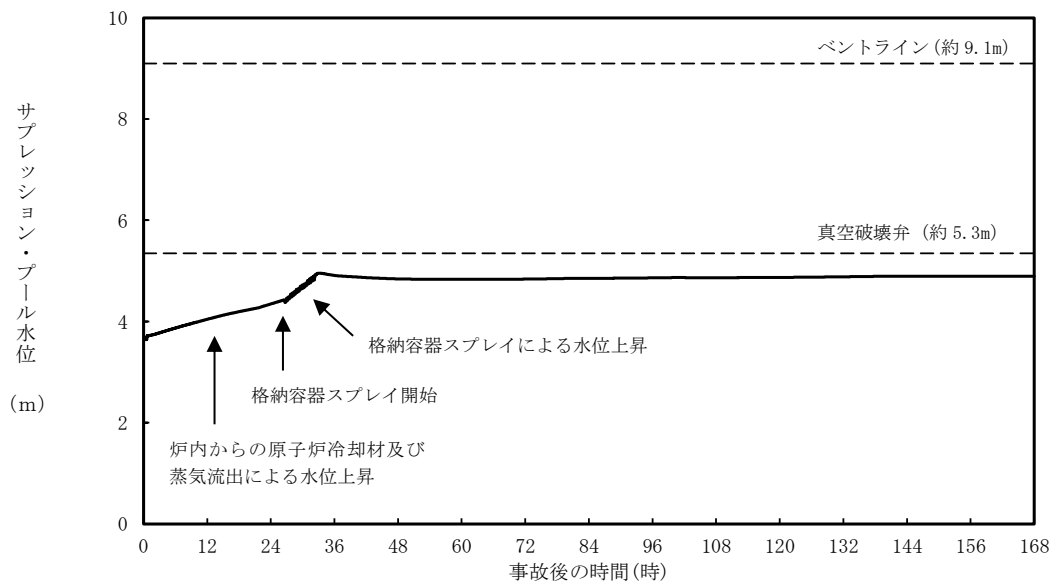
第 3. 1. 3. 2-1 (4) 図 燃料最高温度の推移



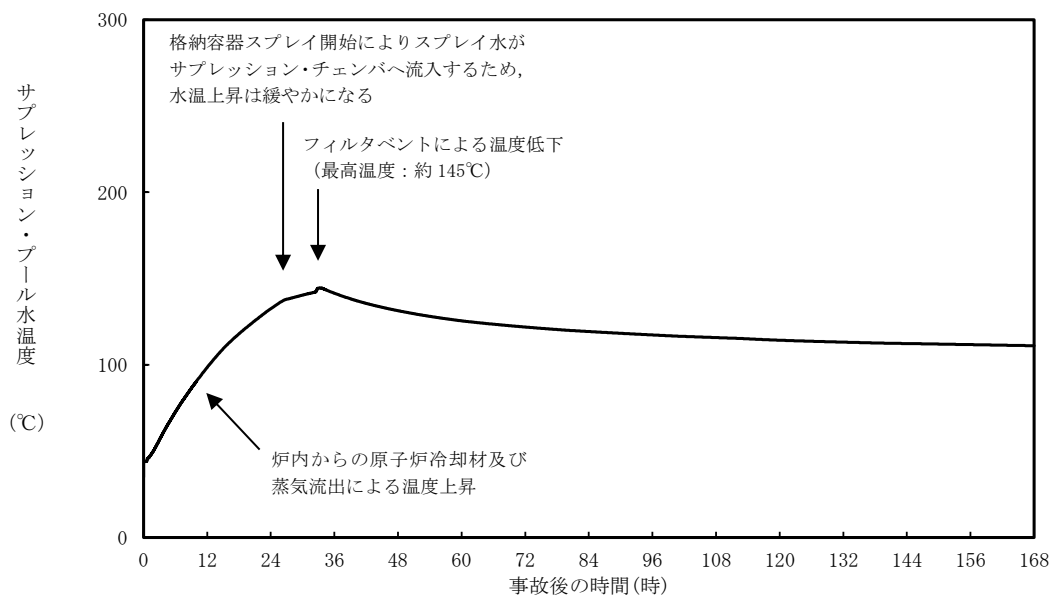
第 3. 1. 3. 2-1 (5) 図 格納容器圧力の推移



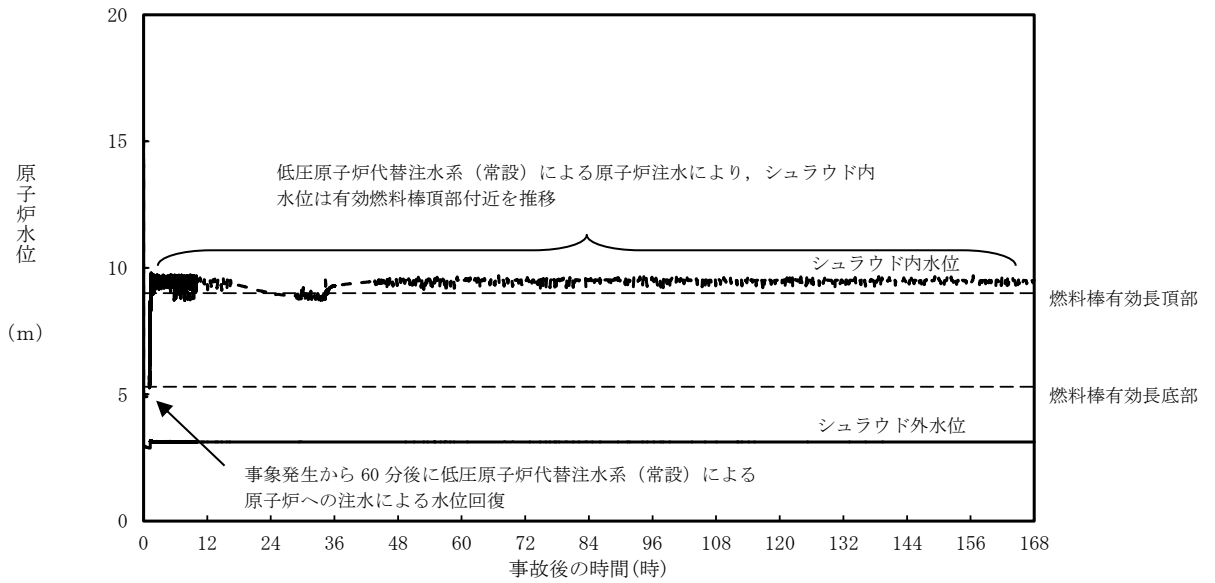
第 3. 1. 3. 2-1 (6) 図 格納容器温度の推移



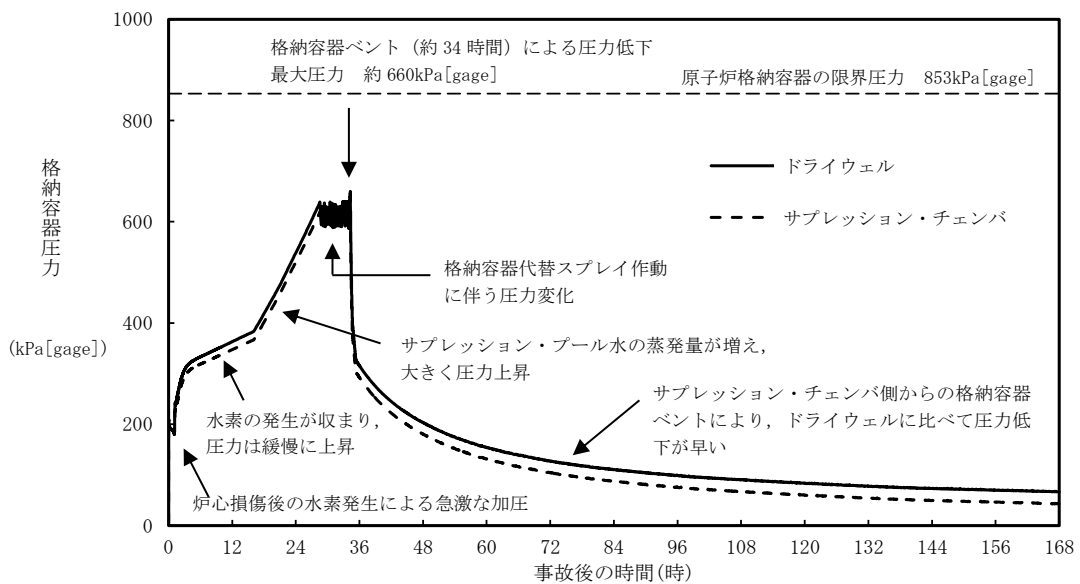
第 3. 1. 3. 2-1 (7) 図 サプレッション・プール水位の推移



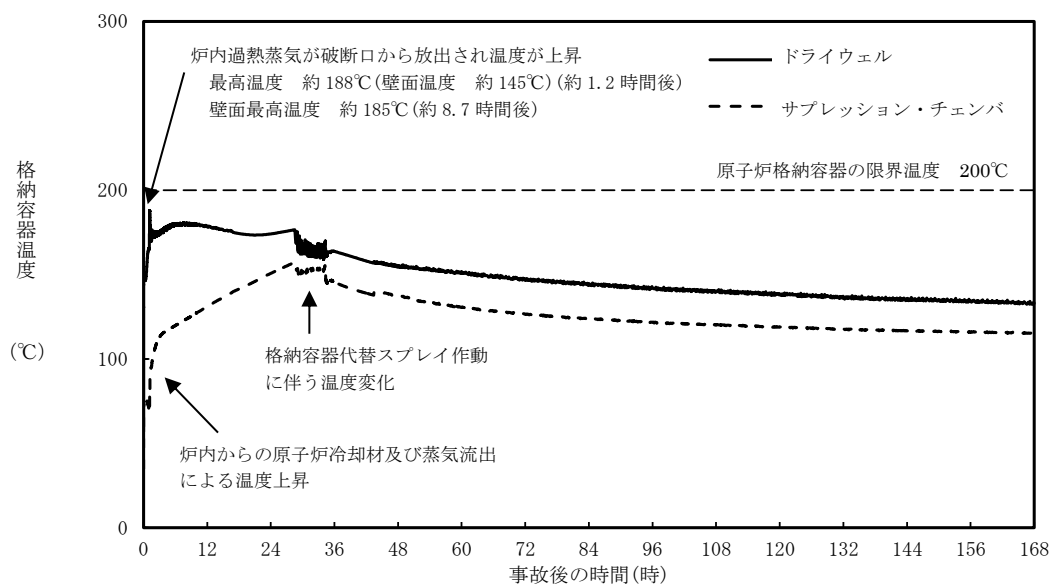
第 3. 1. 3. 2-1 (8) 図 サプレッション・プール水温度の推移



第 3. 1. 3. 3-1(1) 図 操作開始時間 30 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. 3-1(2) 図 操作開始時間 30 分遅れのケースにおける格納容器圧力の推移



第 3. 1. 3. 3-1(3) 図 操作開始時間 30 分遅れのケースにおける格納容器温度の推移

第 3.1.3.1-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (1 / 3)

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備	
		常設設備	可搬型設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。	所内常設蓄電式直流電源設備	平均出力領域計装
非常用炉心冷却系機能喪失確認	非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】 【残留熱除去ポンプ出口流量】 【低圧炉心スプレイポンプ出口流量】
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより非常用高圧母線 (6.9kV) が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、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、低圧原子炉代替注水系 (常設) 及び原子炉補機代替冷却系の準備を開始する。	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	—

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
 []：有効性評価上考慮しない操作

第 3.1.3.1-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (2 / 3)

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
炉心損傷確認	大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に至ることを確認する。	所内常設蓄電式直流電源設備	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を開始する。 ドライウエル温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し、原子炉底部から原子炉水位 L O まで冠水させるために必要な注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウエル温度 (S A)
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	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及び酸素ガスが発生し、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、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク	—	格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A)

【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
 []：有効性評価上考慮しない操作

第 3.1.3.1-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (3 / 3)

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が約190℃超過を確認した場合又は格納容器圧力が640kPa[gage]到達を確認した場合、格納容器代替スプレイス系(可搬型)により原子炉格納容器冷却を実施する。 格納容器圧力が588kPa[gage]まで降下した場合、又はサブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した場合は、格納容器代替スプレイス系(可搬型)による格納容器スプレイスを停止する。	ガスタービン発電機用軽油タンク	大量送水車 タンクローリ	ドライウエル温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 代替注水流量 (可搬型) サブプレッション・プール水位 (SA)
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱	サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した場合、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。	格納容器フィルタベント系	-	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) サブプレッション・プール水位 (SA) スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第1ベントフィルタタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

【 】 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
 [] : 有効性評価上考慮しない操作

第3.1.3.2-1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))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (1/4)

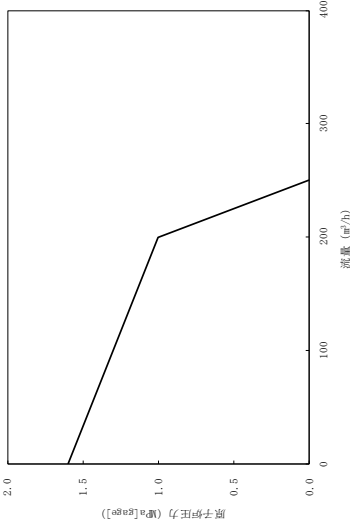
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型), 9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり, その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること, また, 9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく, 燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため, MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡されることを考慮し, 代表的に9×9燃料 (A型) を設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮して設定
格納容器空間体積 (ドライウエル)	7,900m ³	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器空間体積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³	サブプレッション・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊弁	3.43kPa (ドライウエル・サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊弁の設定値
サブプレッション・プール水位	3.61m (NWL)	通常運転時のサブプレッション・プール水位として設定
サブプレッション・プール水温度	35℃	通常運転時のサブプレッション・プール水温度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
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	35℃	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定

第3.1.3.2-1 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))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (2/4))

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断LOCA 再循環配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり, 原子炉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配管 (出口ノズル) の両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し, 設定高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を, 低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から, プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから, 外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	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与える影響が軽微であることから考慮していない

事故条件

第3.1.3.2-1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))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
重大事故等対策に関連する機器条件 低圧原子炉代替注水系 (常設)	200m ³ /h (1.00MPa [gage]において) で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	 <p>低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定</p>
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)	120 m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の設計値として設定
格納容器フィルタベント系	格納容器圧力 427kPa [gage]における最大排出流量 9.8kg/s に対して, 格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱	格納容器フィルタベント系の設計値として設定

第3.1.3.2-1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))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	事象発生から 30 分後	常設代替交流電源設備の起動, 受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 640kPa [gage] 到達時 640～588kPa [gage] の範囲で維持	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作	サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達から 10 分後	原子炉格納容器の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燃料棒有効長頂部（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。

事故時操作要領書（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、格納容器雰囲気放射線モニタを用いて、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、図2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原子炉格納容器内に流入する事象進展を踏まえて、原子炉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、東京電力福島第一原子力発電所の事故時に原子炉水位計、格納容器雰囲気放射線モニタ等の計装設備が使用不能となり、炉心損傷を迅速に判断できなかったことに鑑み、格納容器雰囲気放射線モニタに頼らない炉心損傷の判断基準について検討しており、その結果、格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能の場合は、「原子炉圧力容器表面温度：300℃以上（1点以上）」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する。なお、300℃以上の判断に当たっては、近接の原子炉圧力容器表面温度との比較、炉心への注水状況により、計器の単一故障による指示値の上昇でないことを確認する。

原子炉圧力容器表面温度は、炉心が冠水している場合には、逃がし安全弁の動作圧力（安全弁機能の最大8.35MPa [gage]）における飽和温度約299℃を超えることはなく、300℃以上にはならない。一方、原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和温度を超えて上昇するため、300℃以上になると考えられる。上記より、炉心損傷の判断基準を300℃以上としている。なお、炉心損傷判断は格納容器雰囲気放射線モニタが使用可能な場合は、当該の計装設備にて判断を行う。

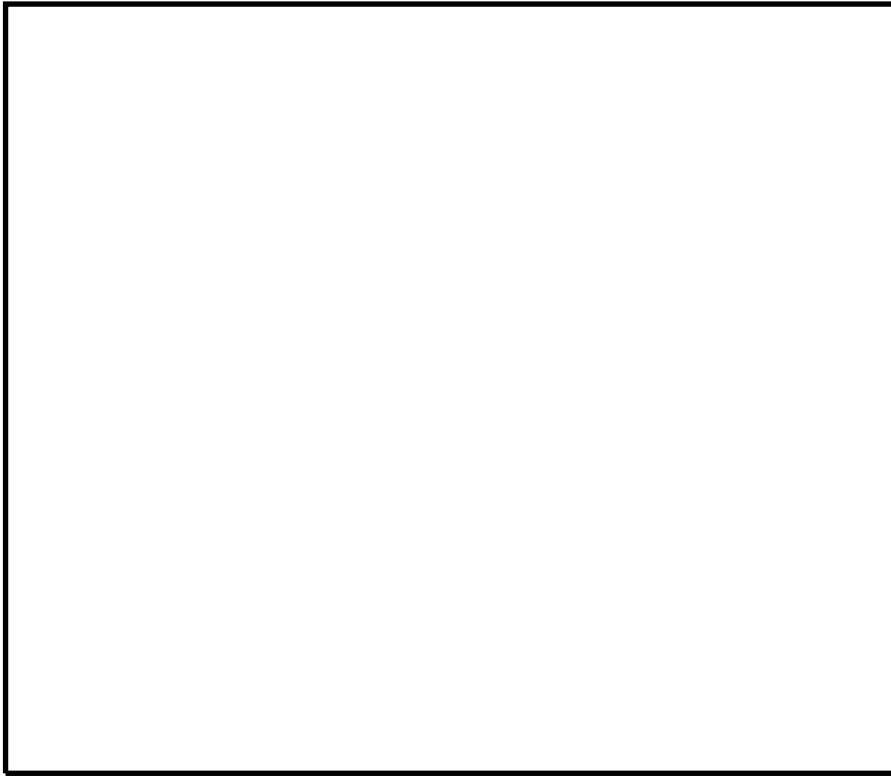


図1 ドライウェルのガンマ線線量率

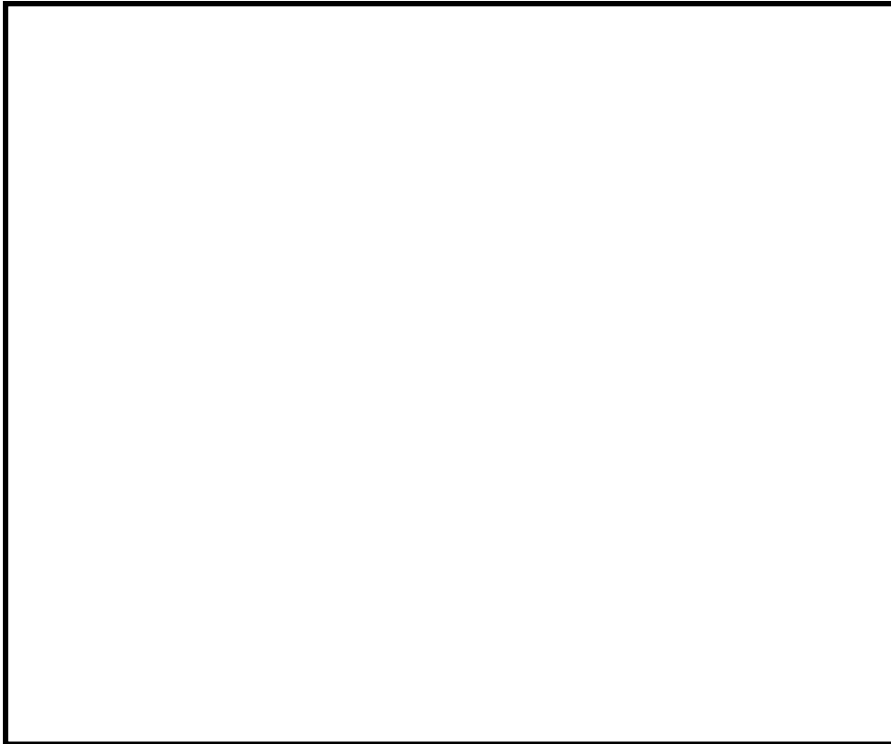


図2 サプレッション・チェンバのガンマ線線量率

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率（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倍を越えた場合であり、この設定値は、全燃料中に含まれる希ガスの0.1%相当が原子炉格納容器内に放出された場合の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、設計基準事故を超える事象について、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。

なお、設計基準事故としては原子炉冷却材喪失を想定しており、破裂の発生する燃料棒はない。D/WとW/Wの設計基準事故時の格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率（追加放出時）は、燃料棒から追加放出される希ガスがD/WおよびW/Wに各100%移行すると仮定し、時間による減衰を考慮して算出した。

1. 3 格納容器雰囲気放射線モニタについて

格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率の測定レンジは、 10^{-2} ～ 10^5 Sv/hであり、この測定レンジにおいて、「設計基準事故における燃料からの追加放出による放射線量率」、「重大事故時の炉心損傷の判断目安（追加放出の10倍）」及び「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失のシーケンスにおける最大放射線量率」を測定可能である。（表1参照）

格納容器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。格納容器雰囲気放射線モニタの検出器は、ドライウェル内の対角位置に2箇所、サプレッション・チェンバ内の気相部の対角位置に2箇所の合計4箇所に設置している。炉心損傷後の核分裂生成物の原子炉内から原子炉格納容器への移行は、大破断LOCA等、直接ドライウェ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		格納容器 ベント	炉心損傷 の判断	格納容器 ベント
設計基準事故の追加放出	$10^{-2} \sim 10^0$ 程度 [Sv/h] 〔原子炉停止後の経過時間が, 0 時間後から 100 時間後の値〕	427kPa [gage]	無	427kPa [gage]
炉心損傷の判断目安 (設計基準事故の 10 倍)	$10^{-1} \sim 10^1$ 程度 [Sv/h] 〔原子炉停止後の経過時間が, 0 時間後から 100 時間後の値〕	格納容器雰囲気 放射線モニタ※	有	サブプレッショ ン・プール通常 水位 + 約 1.3m
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 5 mSv 以下)	—	—	—
格納容器雰囲気放射線モニタ使用不能時の炉心 損傷判断の基準	300°C 以上	原子炉圧力容器 表面温度	有	サブプレッショ ン・プール通常 水位 + 約 1.3m
「冷却材喪失 (大破断 LOCA) + ECCS 注水 機能喪失 + 全交流動力電源喪失」のシーケンスに おける最大放射線量率 (早期に炉心損傷した方が 核分裂生成物の減衰が少なく放射線量率は高く なる傾向) にあり, シビアアクシデントの中でも早 期に炉心損傷する例)	1.5×10^4 Sv/h 程度 (事故後の最大値)	格納容器雰囲気 放射線モニタ※	有	サブプレッショ ン・プール通常 水位 + 約 1.3m

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

2. 炉心損傷判断前後における運転操作の差異

2. 1 原子炉への注水について

BWRの場合、事故時の対応は、原子炉注水が最優先であり、炉心損傷の判断の前後でその対応のマネ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427kPa[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・プール水位が通常水位+約1.3m到達により格納容器スプレイを停止した時点に変更となり、格納容器ベントのタイミングは853kPa[gage]（原子炉格納容器の限界圧力）到達前に変更となる。炉心損傷前は環境へ放出される核分裂生成物の放出量が低く、原子炉格納容器の健全性を確保することを目的に設計上の最高使用圧力到達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、より長く原子炉格納容器内で核分裂生成物を保持した方が減衰により環境へ放出する放射エネルギーを低減できることから、853kPa[gage]（原子炉格納容器の限界圧力）到達前であるサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点を実施基準としている。

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

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

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

	炉心損傷前	炉心損傷後
格納容器スプレイ	<p>(圧力基準) 炉心損傷前の格納容器スプレイは、原子炉格納容器最高使用圧力の427kPa[gage]以下に制御することを目的に、原子炉格納容器圧力が384kPa[gage]^{※2}に到達した時点で開始し、334kPa[gage]^{※2}に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。間欠運転とするのは、格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の水位を上昇させることで、原子炉格納容器の空間容積を減少させ圧力の上昇を早めることから、結果として、格納容器ベントに至る時間が早まるためである。</p> <p>(温度基準) 格納容器最高使用温度は、ドライウェル：171℃であり、空間温度がこれらの温度に到達する前に格納容器スプレイを行い、150℃以下に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。</p> <p>なお、炉心損傷前に格納容器スプレイを実施することにより、炉心損傷後の格納容器ベントの遅延時間が短くなることが考えられる。このため、格納容器代替スプレイは格納容器ベントを回避するために残留熱除去系又は残留熱代替除去系の復旧見込みがある場合に実施する。</p>	<p>(圧力基準) 炉心損傷後の格納容器スプレイは、原子炉格納容器限界圧力の853kPa[gage]未満に制御することを目的に、原子炉格納容器圧力が640kPa[gage]^{※1}に到達した時点で開始し、588kPa[gage]^{※1}に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。間欠運転とするのは、格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の水位を上昇させることで、原子炉格納容器の空間容積を減少させ圧力の上昇を早めることから、結果として、格納容器ベントに至る時間が早まるためである。</p> <p>(温度基準) 原子炉格納容器の限界温度の200℃に至らないように、ドライウェル及びサプレッション・チェンバの空間温度が190℃以上となった場合に開始し、171℃以下に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。</p>
格納容器ベント	<p>原子炉格納容器圧力が384kPa[gage]（格納容器圧力制限値）以下に維持できなければ、格納容器空間部へ直接放出される熱を抑制することを目的に、原子炉を満水とし、さらに原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器最高使用圧力の427kPa[gage]に到達する場合には、原子炉格納容器の健全性を維持するために、ウェットウェルベントを優先として格納容器フィルタベント系により格納容器ベントを行う。</p>	<p>サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達により格納容器スプレイを停止した時点で、格納容器の過圧による破損を防止することを目的に、ウェットウェルベントを優先として格納容器フィルタベント系により格納容器ベントを行う。</p>

※1 炉心損傷後における格納容器スプレイの間欠運転幅は外部水源注水量の抑制及び運転操作間隔を考慮（約30分）し設定

※2 炉心損傷前における格納容器スプレイの間欠運転幅は炉心損傷後と同等な圧力差を設定

3. MAA P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MAA Pを用いた解析においては、炉心損傷の開始を、1,000K (約 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 (約 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 (約 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

「冷却材喪失(大破断LOCA) + ECCS注水機能喪失 + 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5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、MAAP解析による炉心損傷の判定時間は約5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	
約727℃ (1,000K)	約5分	約2分	MAAP解析における炉心損傷判定温度 (PHEBUS-FPTO実験にて核分裂生成物が放出された温度)
—	約5～10分 (参考)	約2～4分 (参考)	手順上の炉心損傷判断 (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	審査ガイド上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28分	—*	炉心溶融

*高出力燃料集合体集合体において、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「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を仮定したシナリオにて評価を実施している。MAAPコードの水素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^[1]。

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に解析結果を示す。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198kgに対して感度解析では約283kgと水素ガス発生量は約43%増加しているが、図3に示すとおり格納容器圧力の制御は可能であり、保守的な条件として非凝縮性ガスが増加するような場合においても、評価結果に対する当該操作に大きな影響はない。

[1]「沸騰水型原子力発電所 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(MAAP)について」, 東芝エネルギーシステムズ株式会社, TLR-094, 日立GEニュークリア・エナジー株式会社, HLR-123, 平成30年5月
以上

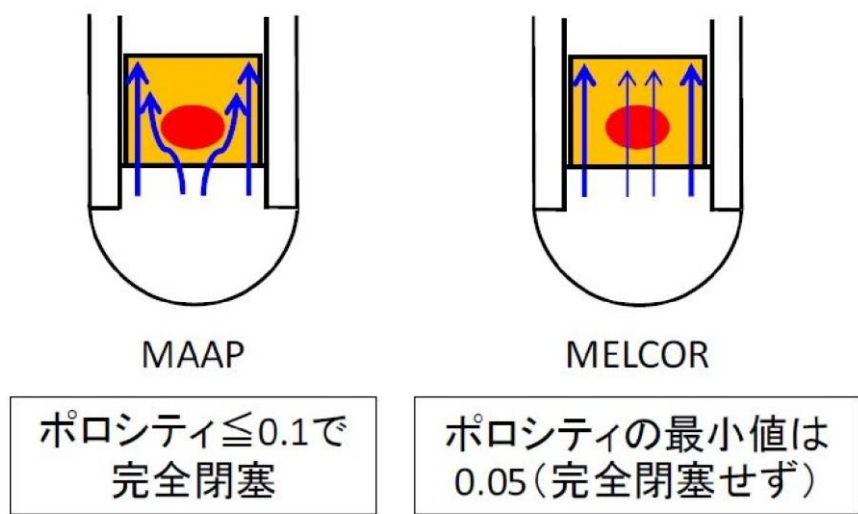
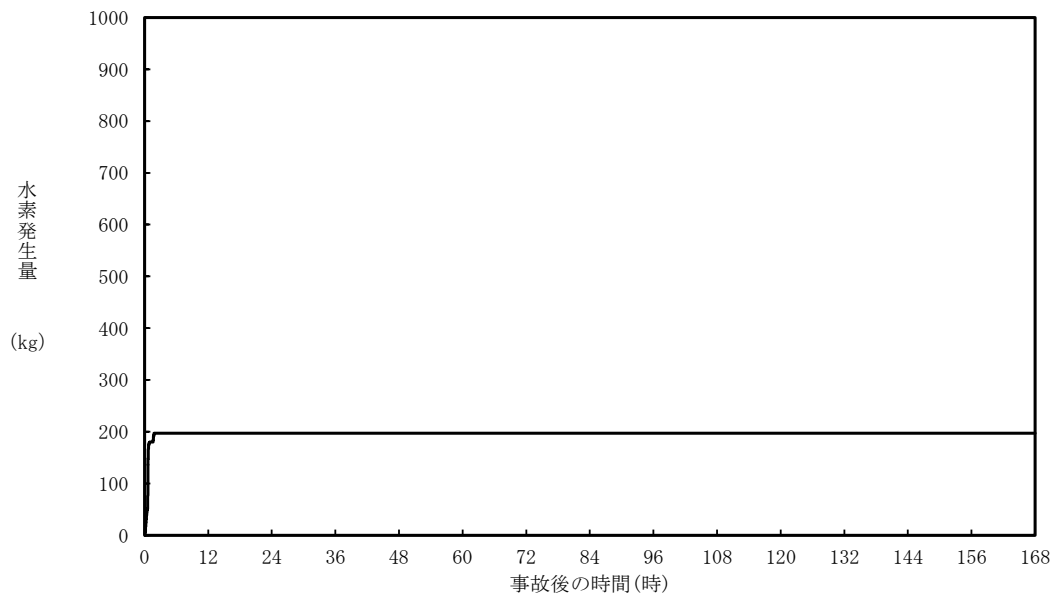
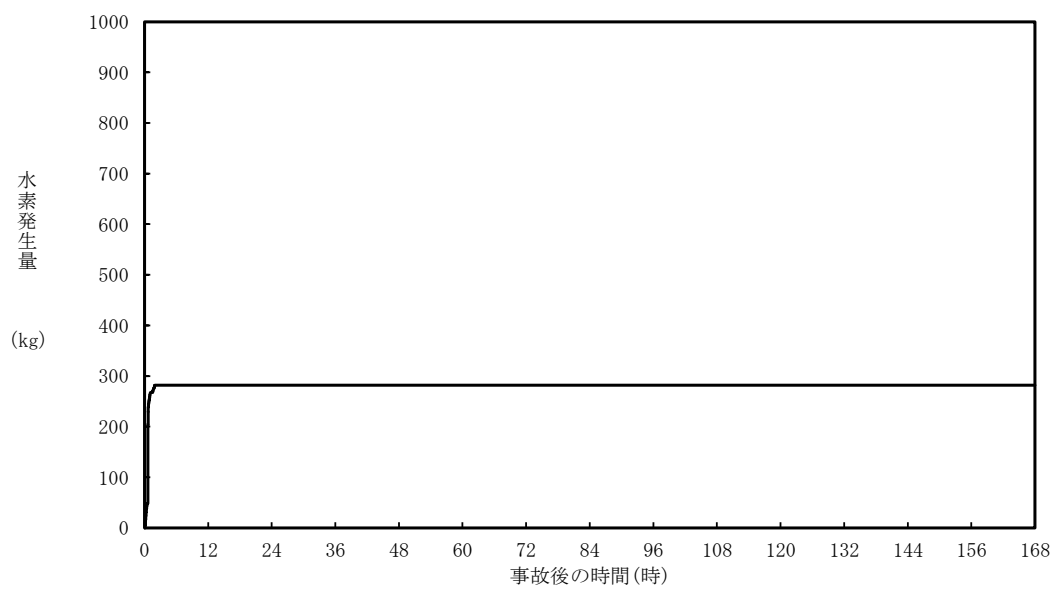


図1 炉心内流路閉塞モデルの概念図
 (「MAAP5.01 及び MELCOR2.1 を用いた軽水炉代表プラントの過酷事故解析」,
 電力中央研究所, 平成 26 年 6 月 抜粋)

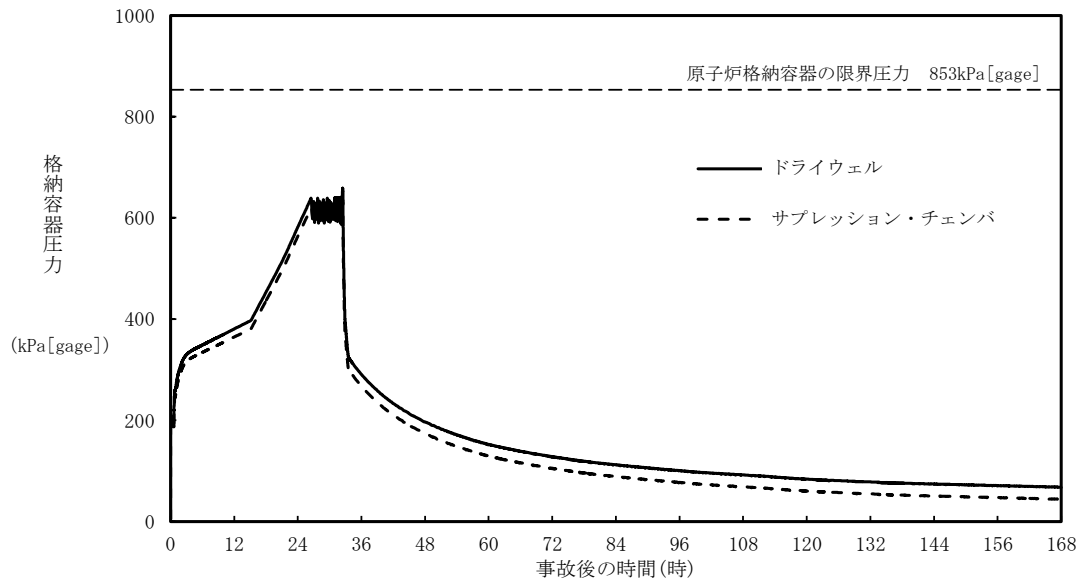


大破断LOCA (申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞)

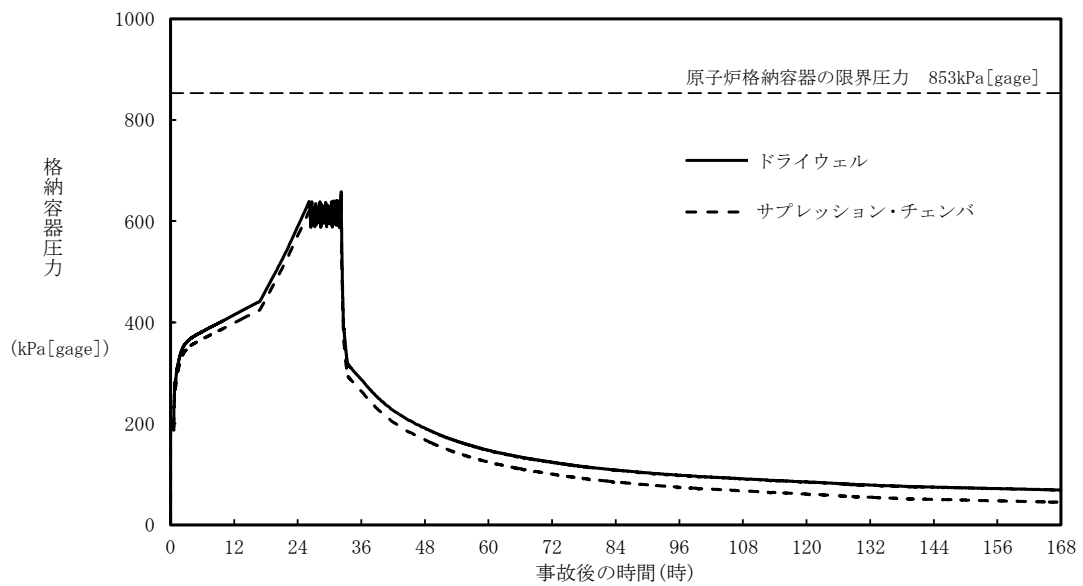


大破断LOCA (感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞)

図2 水素発生量比較

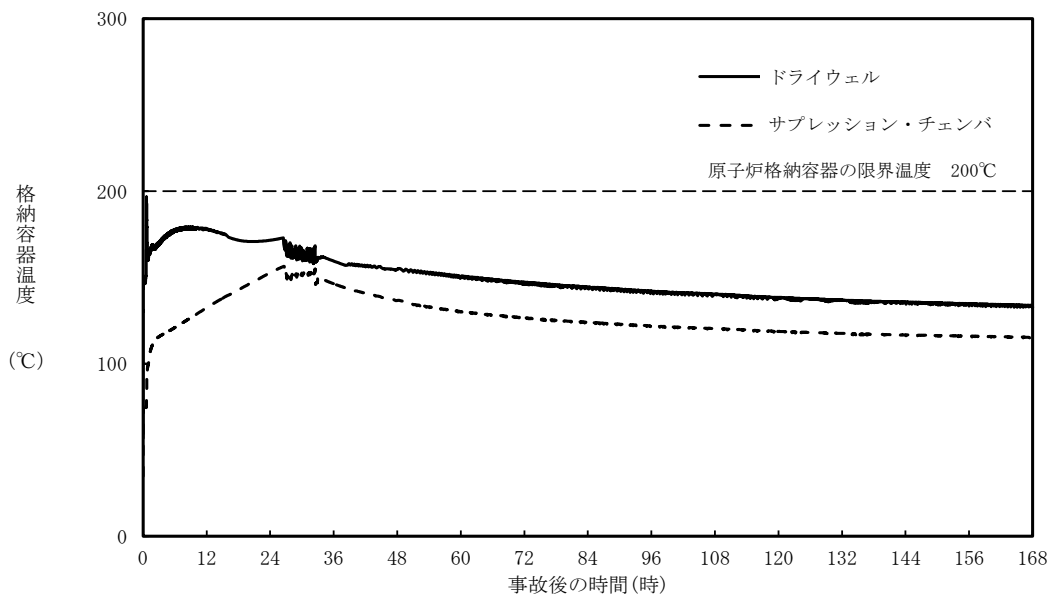


大破断LOCA（申請解析：空隙率0.1以下で完全閉塞）

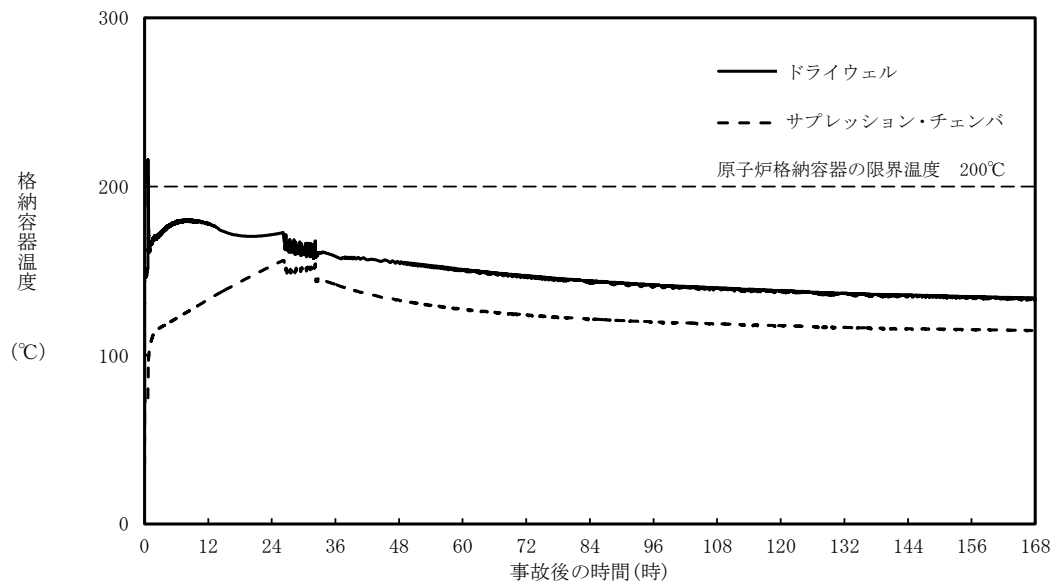


大破断LOCA（感度解析：空隙率0.0で完全閉塞）

図3 格納容器圧力の比較

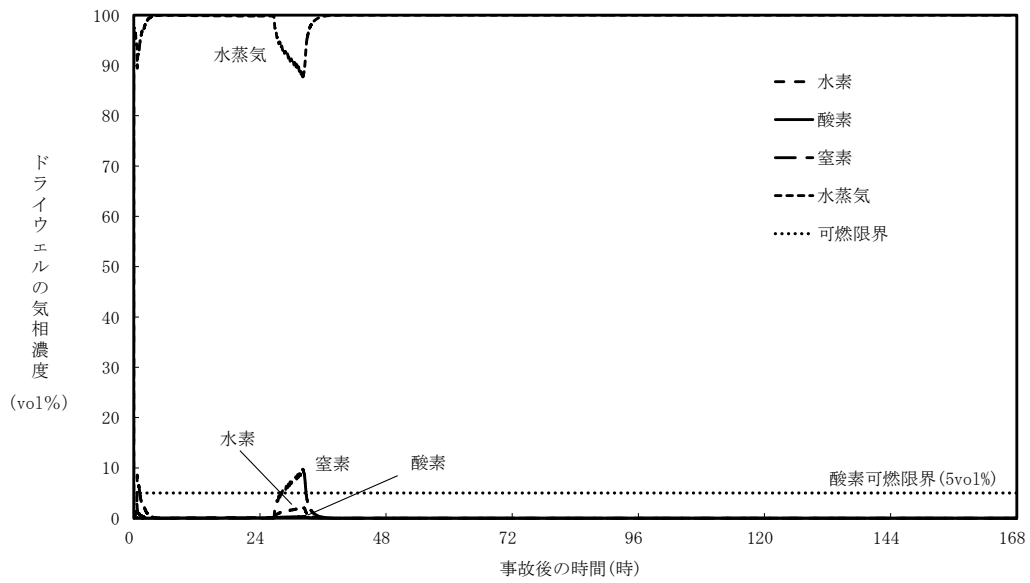


大破断LOCA（申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

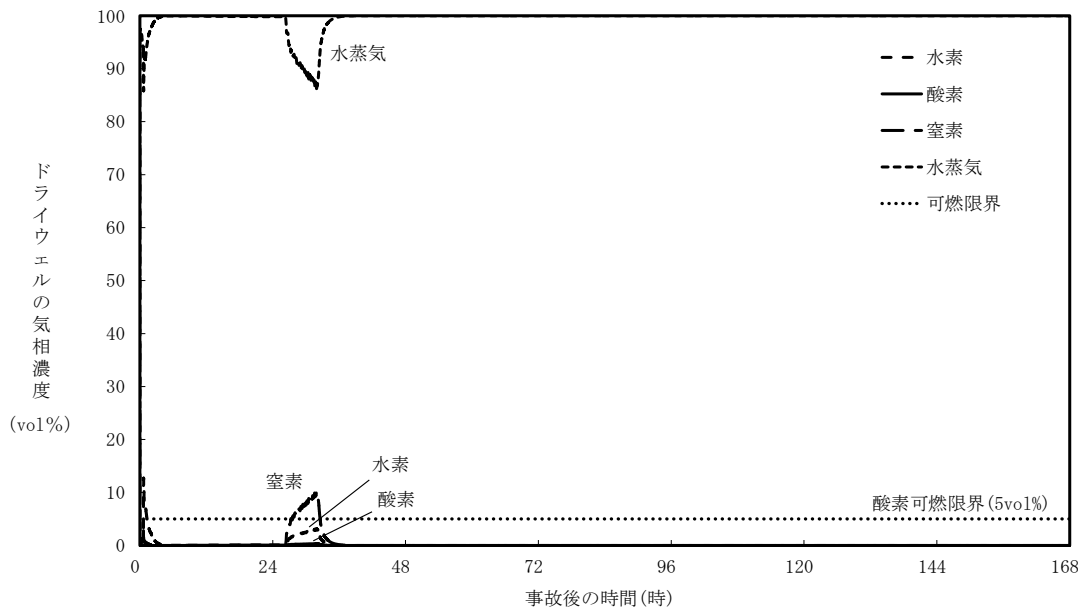


大破断LOCA（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

図4 格納容器温度の比較

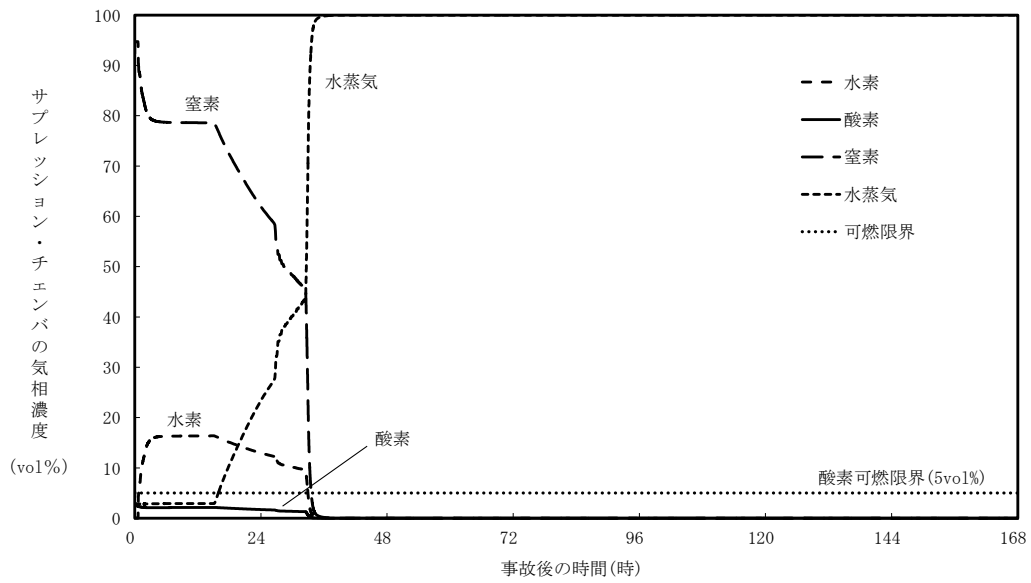


大破断LOCA（申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

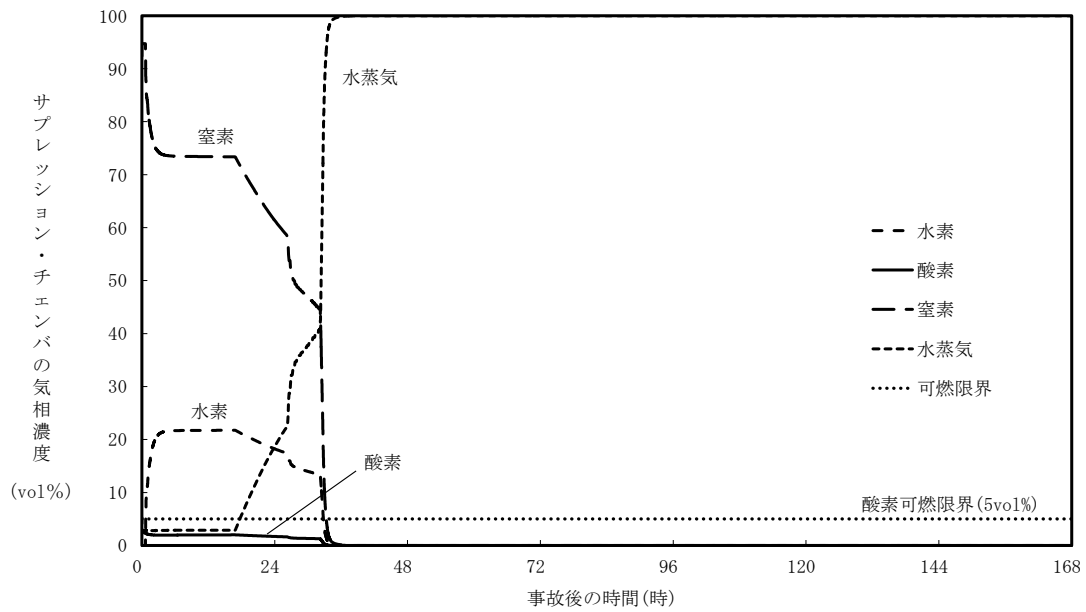


大破断LOCA（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

図5 ドライウェル気相濃度の比較



大破断LOCA（申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）



大破断LOCA（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

図6 サプレッション・チェンバ気相濃度の比較

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

なお、Cs-137の炉内内蔵量の評価の前提条件を第1表に示す。

1. Cs-137の放出量 (TBq) の算出

Cs-137の放出量は、以下の式により算出される。

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

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

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

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

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

(2) ~ (4) 式より

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

f_{Cs} : 格納容器からのセシウムの放出割合

f_{CsI} : 格納容器からのCsIの放出割合*

f_{CsOH} : 格納容器からのCsOHの放出割合*

M_{CsI} : CsIに含まれるCs量

M_{CsOH} : CsOHに含まれるCs量

M_{I} : よう素の初期重量 = 18.1 (kg)

M_{Cs} : セシウムの初期重量 = 237.6 (kg)

W_{I} : よう素の分子量 = 131 (kg/kmol)

W_{Cs} : セシウムの分子量 = 133 (kg/kmol)

Bq_{Cs137} : Cs-137の原子炉圧力容器内内蔵量 = 3.22×10^{17} (Bq)

DF : 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 = 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経由し、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。

$$\begin{aligned}f_{\text{Cs}} &= f_{\text{CsOH}} + (M_{\text{I}}/M_{\text{Cs}}) \times (W_{\text{Cs}}/W_{\text{I}}) \times (f_{\text{CsI}} - f_{\text{CsOH}}) \\f_{\text{Cs}} &= 6.54 \times 10^{-6} \\&\quad + (18.1/237.6) \times (133/131) \times (3.51 \times 10^{-6} - 6.54 \times 10^{-6}) \\&= 6.31 \times 10^{-6}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\text{Cs-137の放出量 (Bq)} &= f_{\text{Cs}} \times \text{Bq}_{\text{Cs137}} \times (1/\text{DF}) \\&= 6.31 \times 10^{-6} \times 3.22 \times 10^{17} \times (1/1000) \\&= 2.03 \times 10^9 [\text{Bq}] \\&= \text{約 } 2.1 \times 10^{-3} [\text{TBq}]\end{aligned}$$

ドライウエルのラインを経由し、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。

$$\begin{aligned}f_{\text{Cs}} &= f_{\text{CsOH}} + (M_{\text{I}}/M_{\text{Cs}}) \times (W_{\text{Cs}}/W_{\text{I}}) \times (f_{\text{CsI}} - f_{\text{CsOH}}) \\f_{\text{Cs}} &= 1.11 \times 10^{-2} \\&\quad + (18.1/237.6) \times (133/131) \times (2.62 \times 10^{-3} - 1.11 \times 10^{-2}) \\&= 1.05 \times 10^{-2}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\text{Cs-137の放出量 (Bq)} &= f_{\text{Cs}} \times \text{Bq}_{\text{Cs137}} \times (1/\text{DF}) \\&= 1.05 \times 10^{-2} \times 3.22 \times 10^{17} \times (1/1000) \\&= 3.38 \times 10^{12} [\text{Bq}] \\&= \text{約 } 3.4 [\text{TBq}]\end{aligned}$$

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経由し、格納容器フィルタベント系を用いた場合

$$\text{Cs-137の放出量 (Bq)} = \text{約 } 4.0 \times 10^{-3} \text{TBq (30日間)}$$

$$\text{Cs-137の放出量 (Bq)} = \text{約 } 6.5 \times 10^{-3} \text{TBq (100日間)}$$

ドライウエルのラインを経由し、格納容器フィルタベント系を用いた場合

$$\text{Cs-137の放出量 (Bq)} = \text{約 } 5.3 \text{TBq (30日間)}$$

$$\text{Cs-137の放出量 (Bq)} = \text{約 } 5.4 \text{TBq (100日間)}$$

第1表 Cs-137の炉内内蔵量の評価の前提条件

項目	値	設定根拠
運転時間 (h)	1 サイクル : 10,000h (416 日) 2 サイクル : 20,000h 3 サイクル : 30,000h 4 サイクル : 40,000h 5 サイクル : 50,000h	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル : 0.229 (200 体) 2 サイクル : 0.229 (200 体) 3 サイクル : 0.229 (200 体) 4 サイクル : 0.229 (200 体) 5 サイクル : 0.084 (72 体)	取替炉心の燃料装荷割合に基づく

大破断LOCA時における放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合について

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、原子炉格納容器内へのセシウムの放出割合としてMAAP解析結果を適用している。

原子炉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^{※1}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、原子炉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(第1表参照)。検討された事故シーケンスは、本評価で対象としている「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+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、当該文書中に示された原子炉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。

第1表 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"), 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)
	LaSalle	TB
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 ₂ 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

Total Mean Core Damage Frequency: 4.5E-6
Peach Bottomの内の事象の炉心損傷頻度平均値の内訳(NUREG-1150)

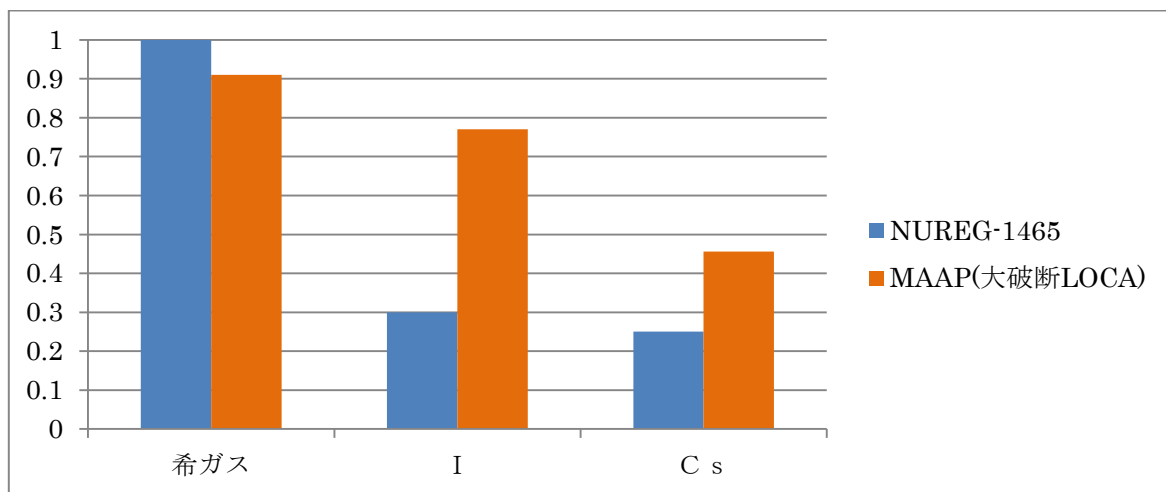
(1) NUREG-1465 との比較

放射性物質の原子炉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、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオのMAAP解析結果^{※2}を第1図に示す。

※2 放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合は、残留熱代替除去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。第1図では、格納容器フィルタベント系を用いて事象収束に成功する場合のMAAP解析結果を代表として示した。

第1図より、セシウム及びヨウ素の原子炉格納容器内への放出割合については、MAAP解析とNUREG-1465 と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。

仮にセシウムの原子炉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「冷却材喪失（大破断LOCA）+ ECCS注水機能喪失+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。



第1図 原子炉格納容器内への放出割合の比較（MAAP解析結果は格納容器フィルタベント系を用いて事象収束に成功する場合のものを参照）

原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では、厳しい事象を想定した場合でも、原子炉格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建物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棟の換気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、原子炉棟の換気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物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。

本格納容器破損モードの重大事故対策の有効性評価では原子炉格納容器は健全であると評価していることから、原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建物内で凝縮され原子炉建物空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建物内の換気系は停止しているため、原子炉建物内空間部と外気との圧力差が生じにくく、原子炉建物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、原子炉格納容器内から原子炉建物に漏えいした粒子状放射性物質は、原子炉建物内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着するものと考えられる。

これらのことから、原子炉格納容器の健全性が維持されており、原子炉棟の換気系が停止している場合は、原子炉格納容器から原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、原子炉建物内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。

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、原子炉建物の設計負圧が達成されるまでの間、原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質は、保守的に全量原子炉建物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) 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「冷却材喪失（大破断 L O C A）+ E C C S 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」に対し、格納容器ベントによって原子炉格納容器除熱を実施する場合について評価する。
- (2) 原子炉格納容器からの漏えい量は、M A A P 解析上で原子炉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 3.1.2.6 参照）

- ・ 1Pd 以下 : 0.9Pd で 0.5%/日 相当
- ・ 1 ~ 2Pd : 2.0Pd で 1.3%/日 相当

- (3) エアロゾル粒子は原子炉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原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果を考慮する (DF = 10)。
- (4) 原子炉建物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物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 1 回/日相当を考慮する。
- (5) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉棟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)。
- (6) 原子炉建物内での放射エネルギーの時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物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

「格納容器フィルタベント系を用いて大気中へ放出される Cs-137」及び「原子炉建物から大気中へ漏えいする Cs-137」の放出量評価結果を表 1 に示す。

原子炉建物から大気中への Cs-137 の漏えい量 (約 1.4TBq) にサプレッション・チェンバのラインを経由した場合の格納容器フィルタベント系から大気への放出量 (約 2.1×10^{-3} TBq) を加えた場合の放出量は約 1.4TBq であり、評価項目である 100TBq を下回っている。なお、ドライウエルのラインを経由した場合の格納容器フィルタベント系から大気への放出量 (約 3.4TBq) を加えた場合でも約 4.8TBq であり、100TBq を下回っている。

また、事象発生 7 日間以降の影響について、原子炉建物から大気中への Cs-137 の漏えい量に格納容器フィルタベント系 (サプレッション・チェンバのライン経由) から大気中へ放出する Cs-137 の放出量を加えた場合の放出量は、事象発生 30 日間で約 1.5TBq、事象発生 100 日間で約 1.5TBq であり、いずれの場合においても 100TBq を下回っている。

表 1 大気中への放射性物質 (Cs-137) の放出量

(単位 : TBq)

	事象発生 7 日間	事象発生 30 日間	事象発生 100 日間
建物漏えい	約 1.4	約 1.5	約 1.5
ベント放出 ^{*1}	約 2.1×10^{-3} (約 3.4)	約 4.0×10^{-3} (約 5.3)	約 6.5×10^{-3} (約 5.4)
合計	約 1.4 (約 4.8)	約 1.5 (約 6.8)	約 1.5 (約 6.9)

- ※1 ベント放出量においては、保守的に格納容器からの漏えいをしない場合のMAAP解析により算出している。
- ※2 サプレッションチェンバのラインを經由した場合の評価結果
- ※3 ドライウエルのラインを經由した場合の評価結果

安定状態について（残留熱代替除去系を使用しない場合）

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において残留熱代替除去系を使用しない場合における安定状態については以下のとおり。

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

原子炉格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に，重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系）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

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

原子炉格納容器安定状態の確立について

炉心冷却を継続し，格納容器圧力 853kPa [gage] 到達までに格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を開始することで，格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり，格納容器温度は 150℃ を下回り，原子炉格納容器安定状態が確立される。

また，重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり，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。

残留熱代替除去系又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行い，原子炉格納容器を隔離することによって，安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。

- ① 原子炉格納容器除熱機能として残留熱代替除去系又は残留熱除去系の復旧による冷却への移行
- ② 原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び原子炉格納容器内への窒素ガス注入（パージ）
- ③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源），冷却水系等の復旧
- ④ 長期的に維持される原子炉格納容器の状態（温度・圧力）に対し，適切な地震力に対する原子炉格納容器の頑健性の確保

（添付資料 2.1.2 別紙 1 参照）

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と与える静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (1/3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
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と与える影響」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と与える影響」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)	TMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心傾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CORAX実験及びCORAX実験の係数についての感度解析では、炉心ヒートアップの再現性及びCORAX実験についての再現性を確認している。また、炉心ヒートアップの感度解析 (ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析) では、格納容器圧力及び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と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CORAX実験についての再現性を確認している。また、炉心ヒートアップの感度解析 (ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析) では、格納容器圧力及び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と与える影響は小さい。
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	燃料棒ボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。	炉心ヒートアップ速度の増加 (燃料被覆管酸化の促進) 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。	炉心ヒートアップ速度の増加 (燃料被覆管酸化の促進) 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。
	燃料被覆管酸化	炉心モデル (炉心ヒートアップ)	・TQUV、大破断LOCAシナリオにも炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。	・下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない。	・TQUV、大破断LOCAシナリオにも炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。
	燃料被覆管変形	炉心モデル (炉心ヒートアップ)	・TQUV、大破断LOCAシナリオにも炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。	・下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない。	・TQUV、大破断LOCAシナリオにも炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。
原子炉圧力容器	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	TQUSシナリオ及び中破断LOCAシナリオに対して、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MAAPの結果と一致している。解析コードSAFERの結果と異なるのは、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水 (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時間については、運転員等操作時間と与える影響は小さい。	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MAAPの結果と一致している。解析コードSAFERの結果と異なるのは、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水 (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時間については、運転員等操作時間と与える影響は小さい。
	気液分離 (水位変化) ・対向流	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	・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ることから、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MAAPの結果と一致している。解析コードSAFERの結果と異なるのは、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水 (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時間については、運転員等操作時間と与える影響は小さい。	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MAAPの結果と一致している。解析コードSAFERの結果と異なるのは、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水 (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時間については、運転員等操作時間と与える影響は小さい。
	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と与える影響」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と与える影響」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））(2/3)

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)	HDR実験解析では、格納容器圧力及び温度について、温度成層化を含めて傾向を良く再現できることを確認した。	HDR実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数°C程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価しているが、BWRの原子炉格納容器内の区画とは異なる等、実験系に起因するものと考えられる。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ(可搬型)及び格納容器圧力を操作開始の起点としている格納容器フィルタメント系に属す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起点として、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ(可搬型)及び格納容器圧力を操作開始の起点としている格納容器フィルタメント系に属する運転員等操作時間に与える影響は小さい。	HDR実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数°C程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価しているが、BWRの原子炉格納容器内の区画とは異なる等、実験系に起因するものと考えられる。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ(可搬型)及び格納容器圧力を操作開始の起点としている格納容器フィルタメント系に属する運転員等操作時間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		格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)	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、CSIF実験解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	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、CSIF実験解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認している。また、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ(可搬型)及び格納容器圧力を操作開始の起点としている格納容器フィルタメント系に属する運転員等操作時間に与える影響は小さい。
原子炉压力容器(炉心損傷後)	冷却	安全系モデル(格納容器スプレイ)安全系モデル(代替注水設備)	入力値に含まれる。スプレイの水滴温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさは小さい。	「解析条件を最悪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。	「解析条件を最悪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。	「解析条件を最悪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。	「解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目」となるパラメータに与える影響」にて確認。
原子炉压力容器(炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル(リロケーション)	・TMI事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認した。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・TQW、大破断LOCAシナシナケンスとともに、炉心溶融時刻、原子炉压力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。	溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融時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。	溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融時に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	構造材との熱伝達	核分裂生成物(FP)挙動モデル	PHEBUS-FP実験解析により、FP放出の開始時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、実機の大規模な炉心体系においてこの種の不確かさは小さく考えられる。	核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉压力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できてい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、小規模体系の不確かさは小さく考えられる。本評価項目では、炉心損傷後の原子炉压力容器内FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作時間と与える影響はない。	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压力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できてい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放出について急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の不確かさは小さく考えられる。本評価項目では、炉心損傷後の原子炉压力容器内FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作時間と与える影響はない。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (3/3)

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉格納容器内PP拳動	核分裂生成物 (FP) 拳動モデル	ABCOVE実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着拳動を適正に評価できていることを確認した。	核分裂生成物 (FP) 拳動モデルはABCOVE実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着拳動を適正に評価できていることを確認している。本評価項目は、炉心損傷後の原子炉格納容器内PP拳動を操作開始の起点としている運転員等操作時間等から、運転員等操作時間に与える影響はない。	核分裂生成物 (FP) 拳動モデルは、ABCOVE実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着拳動を適正に評価できていることが確認されている。したがって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、本評価項目は、事故シナリオにおける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、サブレーション・チェンバのベントラインを結ぶ場合は、約 2.1×10^3 TBq (7日間)、ドライウェルのベントラインを結ぶ場合は約3.4TBq (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評価項目となるパラメータと与える影響
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (1/4)

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と与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉熱出力	2,436MW	2,435MW以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	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、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6.77~ 6.79MPa [gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	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、大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から約+83cm) 下端から+83cm)	通常水位 (気水分離器下端から約+83cm~約+85cm) (実績値)	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は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約8秒で通常運転水位-約4mであるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2cm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は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約8秒で通常運転水位-約4mであるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2cm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。
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格流量の85~104% (実績値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、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したが、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。
燃料	9×9燃料 (A型)	装荷炉心毎	9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方が燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため、MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料 (A型) を設定	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、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。MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、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。MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度336Wd/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 炉心平均燃焼度約30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定	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。格納容器圧力及び温度上昇が速くなるが、格納容器スプレイトにより抑制されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、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、原子炉冷却材の放出も少なくなる。格納容器圧力及び温度上昇が速くなるが、格納容器スプレイトにより抑制されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。
格納容器空間体積 (ドライウエル)	7,900m ³	7,900m ³ (設計値)	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。
格納容器空間体積 (サブレーション・チェンバ)	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³ (設計値)	サブレーション・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展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となるパラメータとなる静的負荷 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (2/4)

項目	解析条件 (初期条件)		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	事故条件の不確かさ 最確条件			
真空破壊弁	3.43kPa (ドラライヴェル ル・サプレッション・チェ ン・チェンバ間差圧)	3.43kPa (ドラライヴェル ル・サプレッション・チェ ン・チェンバ間差圧) (設計値)	真空破壊弁の設定値	解析条件と最確条件が同様であることから、現象進展に影 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が同様であることから、現象進展に影響 はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
サブレーション ・プール水位	3.61m (NWL)	約3.59m～約3.63m (実測値)	通常運転時のサブレーション・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、ゆらぎによりサブレーション・プール水位 低下分の熱容量は通常水位に対して非常に小さい。例え ば、通常水位の熱容量は約2800m ³ 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-0.02m分) の熱容量は 約20m ³ 程度であり、その低下割合は通常時の約0.7%程度と 非常に小さい。したがって、現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、ゆらぎによりサブレーション・プール水位 低下分の熱容量は通常水位に対して非常に小さい。例え ば、通常水位の熱容量は約2800m ³ 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-0.02m分) の熱容量は 約20m ³ 程度であり、その低下割合は通常時の約0.7%程度と 非常に小さい。したがって、現象進展に与える影響は小 さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
サブレーション ・プール水温度	35℃	約19℃～約35℃ (実測値)	通常運転時のサブレーション・プ ール水温度の上限値として設定	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 スプレイ及び格納容器ベントの操作開始が遅くなるが、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5kPa [gage]～約 7kPa [gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力とし て設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇量が 格納容器ベント時間に与える影響は小さい。例えば、事 象発生から格納圧力が初期ピーク値 (約640kPa [gage]) に達 するまでの圧力上昇率 (平均) は1時間あたり約 24kPa [gage] (約27時間で640kPa [gage]) であるのに対し て、ゆらぎによる圧力上昇率は約2kPa [gage] であり非常に小 さい。したがって、現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 容器ベント時間に与える影響は小さい。例えば、事象発生か ら格納圧力が初期ピーク値 (約640kPa [gage]) に達するま での圧力上昇率 (平均) は1時間あたり約24kPa [gage] (約27 時間で640kPa [gage]) であるのに対して、ゆらぎによる圧力 上昇率は約2kPa [gage] 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。
格納容器温度	57℃	約45℃～約54℃程度 (実測値)	通常運転時の格納容器温度とし て設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与え得るが、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、初期温度が現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、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、初期温度が現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。
外部水源の温度	35℃	31℃以下 (実測値)	屋外貯水槽の水源温度として実 測値及び夏季の外気温度を踏ま えて設定	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 も低くなる可能性があり、格納容器圧力及び温度の上昇に 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、格納容器フィルター系の操作開 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。
外部水源の容量	7,740m ³	7,740m ³ 以上 (合計貯水量)	低圧原子炉代替注水槽及び輪谷 貯水槽の水量を参考に、最確条件 を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも水源容量の余裕 が大きくなるため、水源が枯渇することはない。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、解析条件よりも水源容量の余裕 が大きくなるため、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、格納容器フィルター系の操作開 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。
燃料の容量	1,180m ³	1,180m ³ 以上 (合計貯蔵量)	発電所構内に貯蔵している合計 容量を参考に、最確条件を包絡で きる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも燃料容量の余裕が 大きくなる。また、事象発生直後から最大負荷運転を想定 しても燃料が枯渇しないことから、運転員等操作時間に与 える影響はない。	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 しても燃料が枯渇しないことから、評価項目となるパラメータ に与える影響は小さい。

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))(3/4)

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			
起因事象	大破断LOCA 再循環配管(出口ノズル) の破断	—	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり、原子炉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配管(出口ノズル)の両端破断を設定	Excessive LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順(速やかに注水手段を準備すること)により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853kPa[gage]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)	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853kPa[gage]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)
事故条件 安全機能の喪失 に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	—	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 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイスの機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイス及び残留熱除去系(低圧注水モード)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	仮に、外部電源がある場合は、注水開始時間が早くなり、格納容器圧力・温度の差動は低く推移することから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	仮に、外部電源がある場合は、注水開始時間が早くなり、格納容器圧力・温度の差動は低く推移することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度による影響が軽微であることから考慮していない	解析条件と最確条件は同様であり、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、運転員等操作時間に与える影響はない。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (4/4)

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			
原子炉スクラム信号	事故発生と同時に原子炉スクラム	事故発生と同時に原子炉スクラム	事故発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
主蒸気隔離弁	事故発生と同時に閉止	原子炉水位低(レベル2)	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、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小さい。	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
再循環ポンプ	事故発生と同時に停止	事故発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。
機器条件 低圧原子炉代替注水系(常設)	200m ³ /h (1.00MPa[gage])において注水、その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	200m ³ /h (1.00MPa[gage])において注水、その後炉心を冠水維持可能な注水量に制御	低圧原子炉代替注水系(常設)の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の流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。
格納容器代替スプレイ系(可搬型)	120m ³ /hにて原子炉格納容器内へスプレイ	120m ³ /hにて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器代替スプレイ系(可搬型)の設計値として設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。
格納容器フィルタベント系	格納容器圧力427kPa[gage]における最大排出流量9.8kg/sに対して、格納容器隔離弁を全開操作にて格納容器除熱	格納容器圧力427kPa[gage]における最大排出流量9.8kg/sに對して、格納容器隔離弁を全開操作にて格納容器除熱	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が同様であり、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。

表3 運転員等操作時間による影響、評価項目となるパラメータを与える影響及び操作時間余裕（禁閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））(3/3)

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間による影響	評価項目となるパラメータを与える影響	操作余裕時間	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え					
操作条件	サプレッション・プールの水位が通常水位+約1.3mから10分後	炉心損傷後の格納容器ベントの実施基準（サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m）に到達する時間は、事象発生から約32分後であり、それまでに格納容器圧力の上昇を十分に認知できる時間があるため、認知遅れにより操作時間に与える影響はなし。	【認知】 炉心損傷後の格納容器ベントの実施基準（サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m）に到達するのは、事象発生から約32分後であり、それまでに格納容器圧力の上昇を十分に認知できる時間があるため、認知遅れにより操作時間に与える影響はなし。 【要員配置】 格納容器フィロタレント系による格納容器ベント操作は、中央制御室での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。 【移動・操作所要時間】 格納容器フィロタレント系による格納容器ベント操作は、格納容器圧力640kPa[Lgage]到達時に操作対象弁（1弁）の開操作を行い、格納容器ベント実施基準（サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m）到達時には隔離弁1弁のみの開操作を行う。隔離弁開操作を開始することでベントを開始し、それまでに十分な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と与える影響はなし。 【他の並列操作】 格納容器ベント操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 中央制御室における操作は、制御室で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。なお、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は現場にて格納容器ベントを行うこととしており、格納容器ベント操作の信頼性を向上して格納容器ベントと移動を含めて約1時間30分、合計約1時間40分の時間の増分が発生する。	実態の運転操作においては、炉心損傷後の格納容器ベントの操作基準（サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m）に到達する時間は、事象発生から約32分後であり、格納容器圧力の上昇傾向を監視しながら操作を行うことが可能である。また、格納容器ベント操作の操作時間を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間とほぼ同等であり、操作開始時間と与える影響は小さい。ただし、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗したと見られる場合、約1時間40分程度操作時間が遅れる可能性があるが、格納容器ベント操作後に格納容器圧力を停止するため、ベント操作遅れによる格納容器の健全性という点では問題とならない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間が遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。なお、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合においても現場操作にて対応することから、他の操作に与える影響は小さい。	ベント開始は事象発生から約32分間後の操作であり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。	訓練実績等より、中央制御室における格納容器ベント準備操作は操作スイッチによる1弁の操作に約8分の操作時間を要し、格納容器ベント操作は、格納容器ベントによる1弁の操作に約3分の操作時間を要した。また、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は現場操作にて対応するが、運転員（現場）の遠隔手動操作機構を用いた格納容器一次隔離弁の手動操作は、移動時間を全め約1時間8分で完了する見込みを得た。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。	

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「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」では、大破断LOCA時に非常用炉心冷却系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。原子炉水位低下により炉心は露出し、事象発生約5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。有効性評価では、事象発生から30分経過した時点で、常設代替交流電源設備による電源供給を開始し、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位は回復し、炉心は再冠水する評価結果となっている。

本事象進展について、運転員による原子炉注水操作が有効性評価よりも遅れた場合の評価項目への影響について評価した。

2. 評価項目への影響

操作遅れを想定し、注水開始時間を有効性評価における設定よりも30分遅延（事象発生60分後に原子炉注水を開始）した場合について、原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性に係る感度解析を行った。

(1) 原子炉圧力容器の健全性への影響

原子炉圧力容器の健全性の観点から、炉心内でのデブリの移行（リロケーション）*の発生有無を評価した。表1に感度解析の評価結果を示す。また、操作30分遅れのケースの原子炉水位及び注水流量の推移を図1、2に示す。

操作30分遅れの場合においても、損傷炉心は炉心位置に保持され、リロケーションは発生しないことから、原子炉圧力容器の健全性は確保される。

※ここで言うリロケーションとは、炉心損傷後、熔融炉心が炉心下部プレナムに移行した状態を指す。

(2) 格納容器破損防止対策の有効性への影響

格納容器破損防止対策の有効性の観点から、格納容器スプレイ開始時間及び格納容器ベント開始時間を評価した。表2に感度解析の評価結果を示す。また、操作30分遅れケースにおける格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図3、4に示す。

操作30分遅れの場合においても、原子炉注水開始の遅れに伴い格納容器スプレイの開始時間は遅くなるが、図3、4に示すとおり、格納容器スプレイ開始後は原子炉格納容器の圧力及び温度は制御される。また、操作30分遅れの場合においても、サプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3mに到達する時間は、約34時間後であり、格納容器圧力及び温度の上昇傾向への影響はほぼない。

3. まとめ

操作 30 分遅れの場合においても、有効性評価のケースと同様に、原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性は維持される。したがって、原子炉注水操作は、有効性の確認された申請解析ケースに対して 30 分程度の遅れの余裕がある。

表 1 原子炉圧力容器の健全性に関する感度解析結果

ケース	損傷炉心の位置
有効性評価のケース (事象発生 30 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 30 分遅れのケース (事象発生 60 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	格納容器代替 スプレイ開始時間	格納容器ベント開始時間 (サブプレッション・プール水位 が通常水位+1.3m 到達)
有効性評価ケース (事象発生 30 分後に原 子炉注水開始)	約 27 時間後	約 32 時間後
操作 30 分遅れのケース (事象発生 60 分後に原 子炉注水開始)	約 29 時間後	約 34 時間後

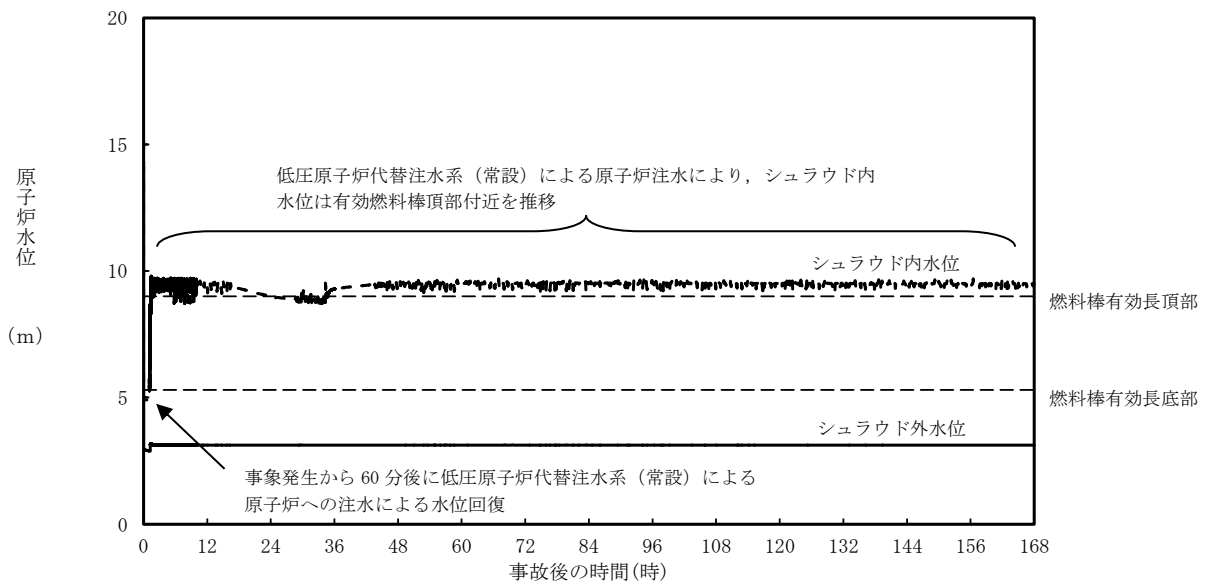


図 1 操作 30 分遅れのケースにおける原子炉水位の推移

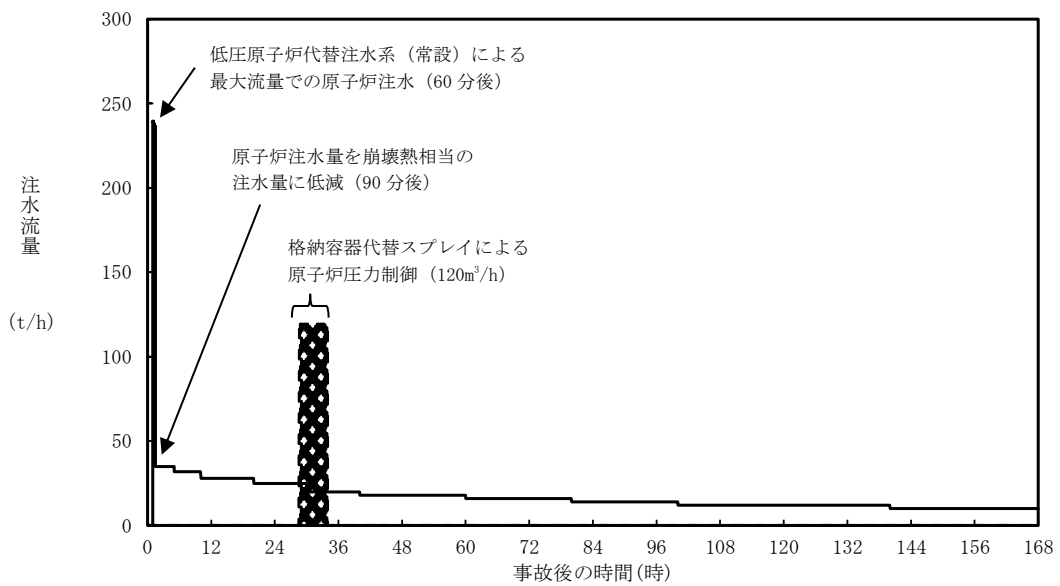


図 2 操作 30 分遅れのケースにおける注水流量の推移

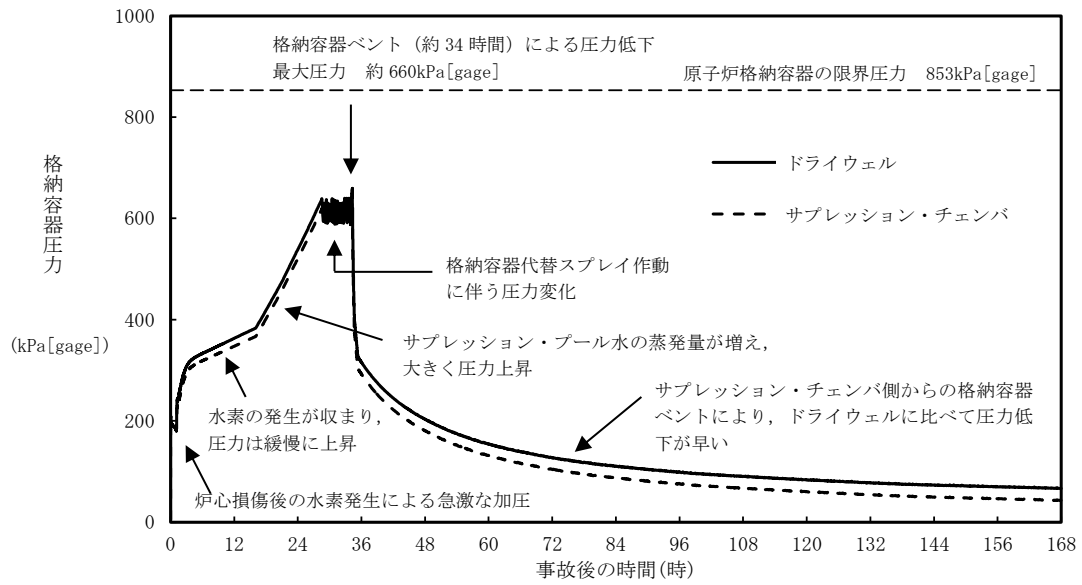


図3 操作30分遅れのケースにおける格納容器圧力の推移

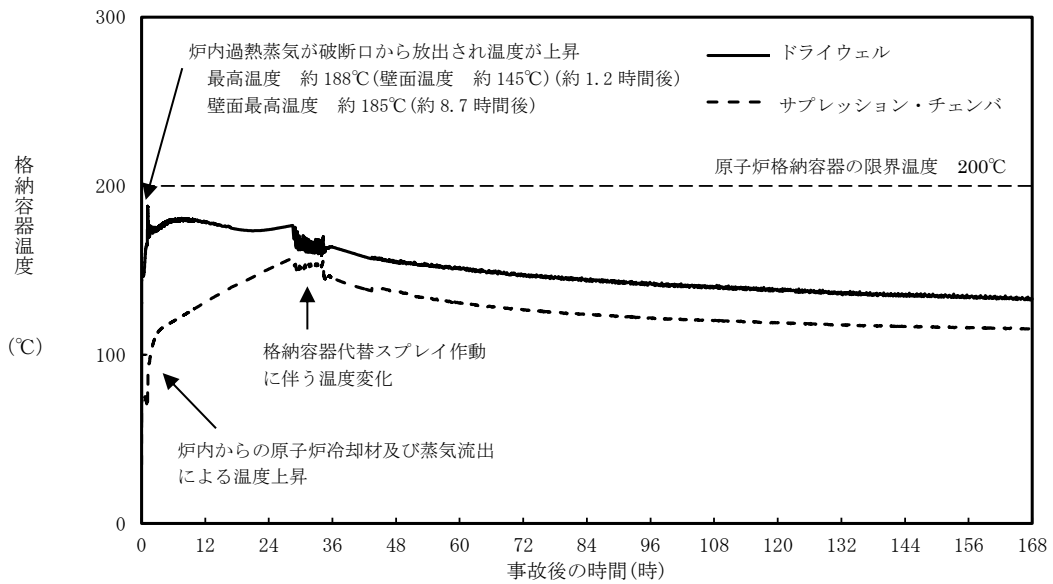


図4 操作30分遅れのケースにおける格納容器温度の推移

格納容器フィルタベント系による原子炉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 32 時間後にサプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達する。手順上、サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m 到達により格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施することから、ベースケースではサプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m 到達時に格納容器フィルタベント系による原子炉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 853kPa[gage]に近接した場合に格納容器フィルタベント系による原子炉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。

- ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が限界圧力 853kPa[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 32 時間後にサプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達し、格納容器代替スプレイ系（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 35 時間後に格納容器圧力が限界圧力 853kPa[gage]に接近したときに、格納容器フィルタベント系による原子炉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原子炉格納容器の限界圧力 853kPa[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 197℃となり、原子炉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 853kPa[gage]に近接した場合に格納容器フィルタベント系による原子炉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。

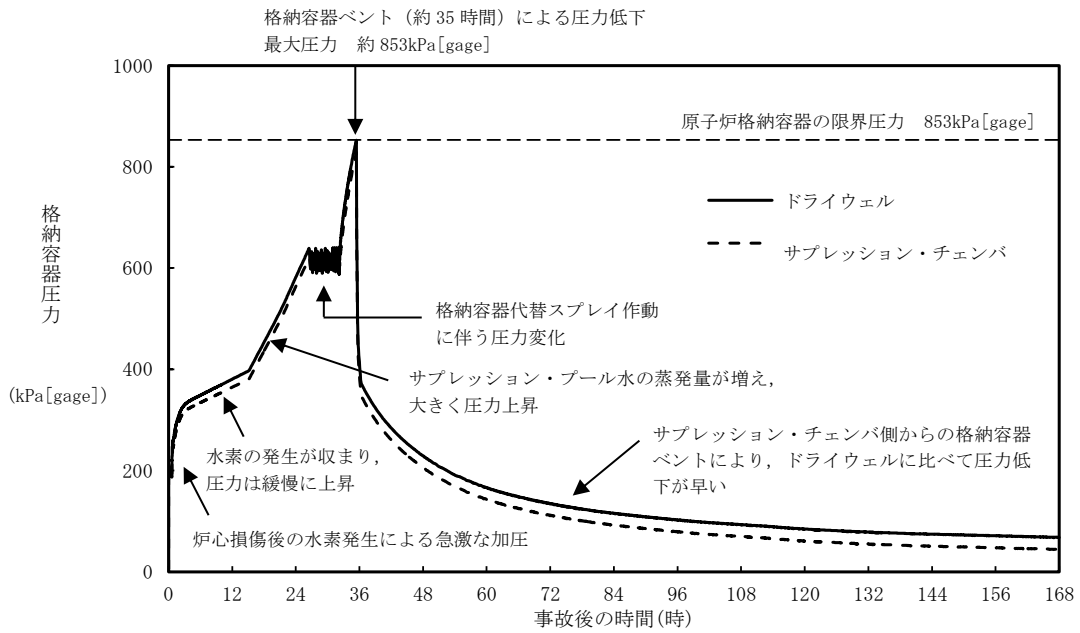


図1 格納容器圧力の推移

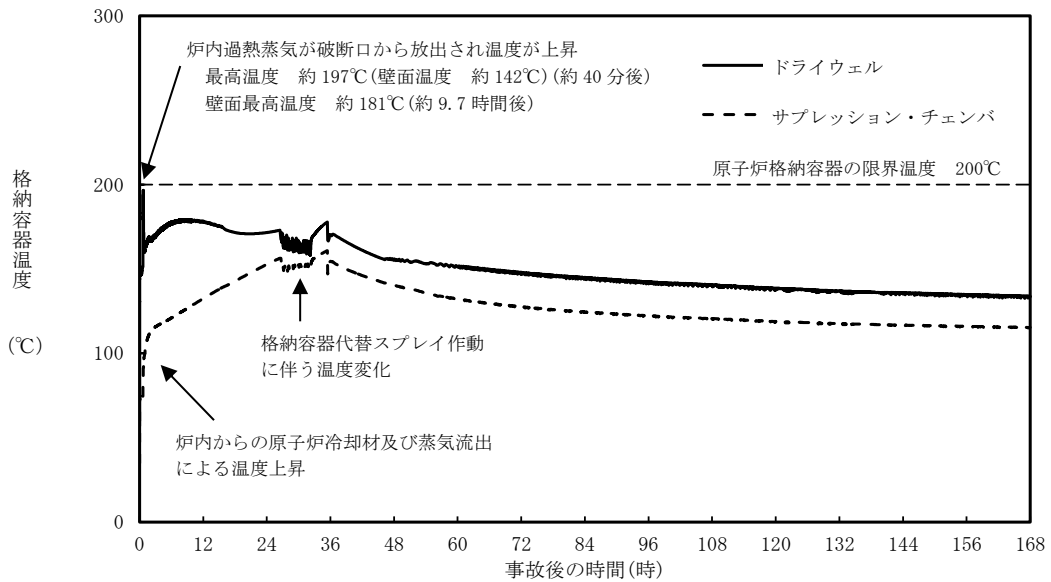


図2 格納容器温度の推移

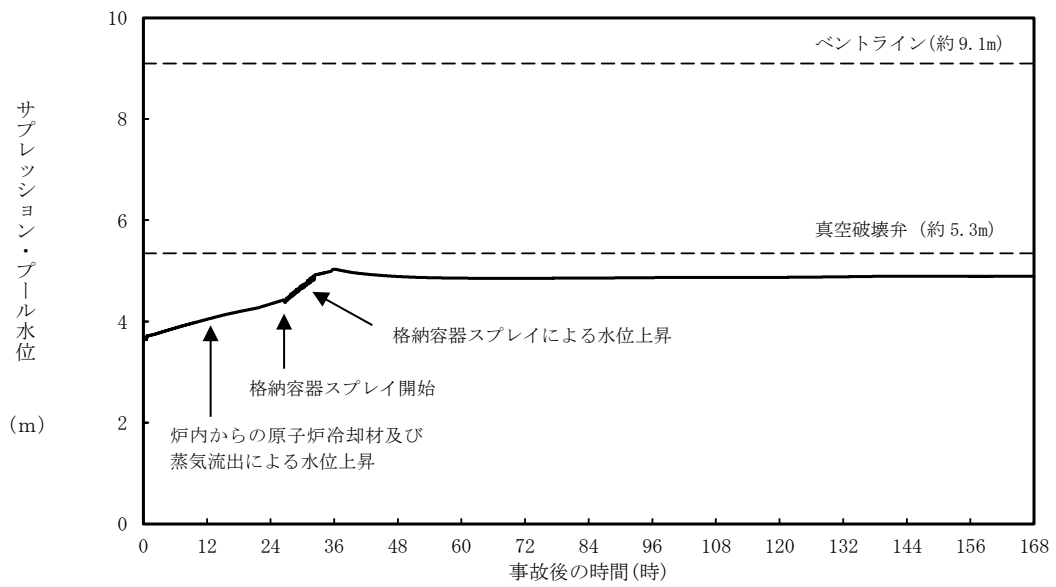


図3 サプレッション・プール水位の推移

7日間における水源の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（残留熱代替除去系を使用しない場合）

○水源

低圧原子炉代替注水槽：740m³

輪谷貯水槽（西）※：7,000 m³

※設置許可基準規則 56 条【解釈】 1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

○水使用パターン

①低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

事象発生後，最大流量（250m³/h）で注水する。

冠水後は，崩壊熱に応じた注水量で注水する。

②輪谷貯水槽（西）から低圧原子炉代替注水槽への移送

事象発生 2 時間 30 分後から大量送水車を用いて 120m³/h で

低圧原子炉代替注水槽へ移送する。

③代替格納容器スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ

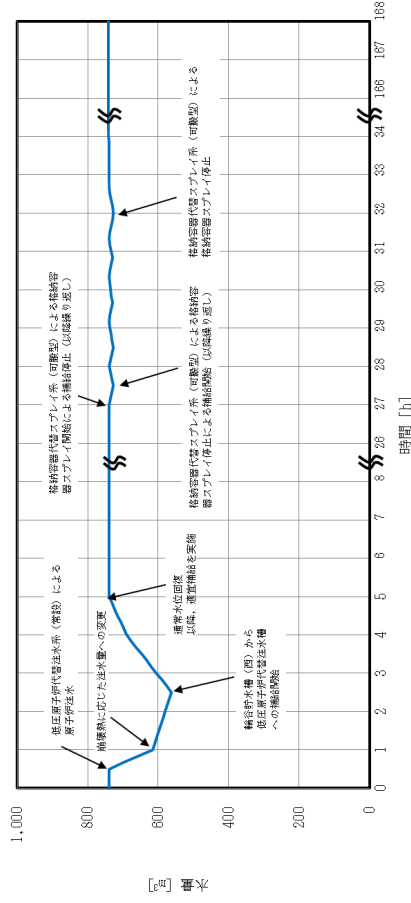
事象発生 27 時間後から格納容器圧力に応じ，120 m³/h で間欠運転を実施。

○時間評価（右上図）

事象発生後から 2 時間 30 分までは低圧原子炉代替注水槽を水源として原子炉注水を実施するため，低圧原子炉代替注水槽水量は減少する。事象発生 2 時間 30 分後から低圧原子炉代替注水槽への補給を開始するため水量は回復する。事象発生 27 時間後から格納容器圧力に応じた格納容器スプレイを実施するため，低圧原子炉代替注水槽への移送を一旦停止するが，格納容器スプレイは間欠運転であるため，格納容器スプレイ停止後は低圧原子炉代替注水槽への移送を再開し，以降，安定して冷却が可能である。

○水源評価結果

時間評価の結果から低圧原子炉代替注水槽が枯渇することはない。また，7 日間の対応を考慮すると，約 3,200m³ 必要となる。低圧原子炉代替注水槽に約 740m³ 及び輪谷貯水槽（西）に約 7,000m³ の水を保有することから，必要水量は確保可能であり，安定して冷却を継続することが可能である。



7日間における水源の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
 （残留熱代替除去系を使用しない場合）

○水源

低圧原子炉代替注水槽：740m³

輪谷貯水槽（西）※：7,000 m³

※設置許可基準規則 56 条【解釈】 1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

○水使用パターン

①低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

事象発生後、最大流量（250m³/h）で注水する。

冠水後は、崩壊熱に応じた注水量で注水する。

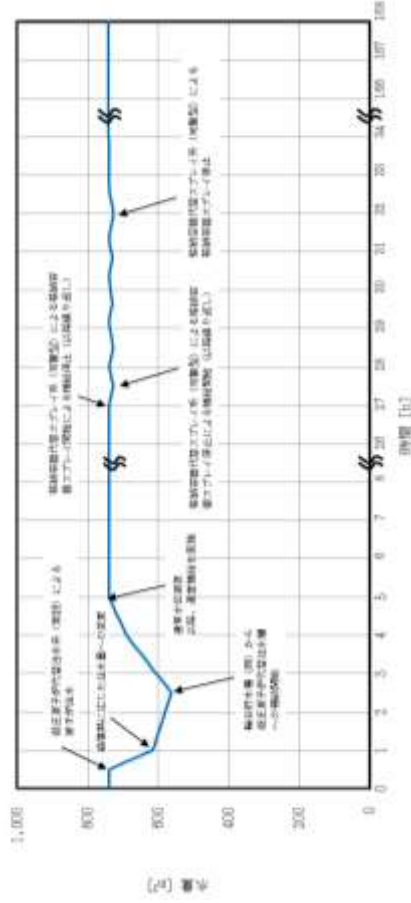
②輪谷貯水槽（西）から低圧原子炉代替注水槽への移送

事象発生 2 時間 30 分後から大量送水車を用いて 120m³/h で

低圧原子炉代替注水槽へ移送する。

③代替格納容器スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ

事象発生 27 時間後から格納容器圧力に応じ、120 m³/h で間欠運転を実施。



○時間評価（右上図）

事象発生後から 2 時間 30 分までは低圧原子炉代替注水槽を水源として原子炉注水を実施するため、低圧原子炉代替注水槽水量は減少する。事象発生 2 時間 30 分後から低圧原子炉代替注水槽への補給を開始するため水量は回復する。事象発生 27 時間後から格納容器圧力に応じた格納容器スプレイを実施するため、低圧原子炉代替注水槽への移送を一旦停止するが、格納容器スプレイは間欠運転であるため、格納容器スプレイ停止後は低圧原子炉代替注水槽への移送を再開し、以降、安定して冷却が可能である。

○水源評価結果

時間評価の結果から低圧原子炉代替注水槽が枯渇することはない。また、7 日間の対応を考慮すると、約 3,200m³ 必要となる。低圧原子炉代替注水槽に約 740m³ 及び輪谷貯水槽（西）に約 7,000m³ の水を保有することから、必要水量は確保可能であり、安定して冷却を継続することが可能である。

7日間における燃料の対応について
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
 (残留熱代替除去系を使用しない場合)

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

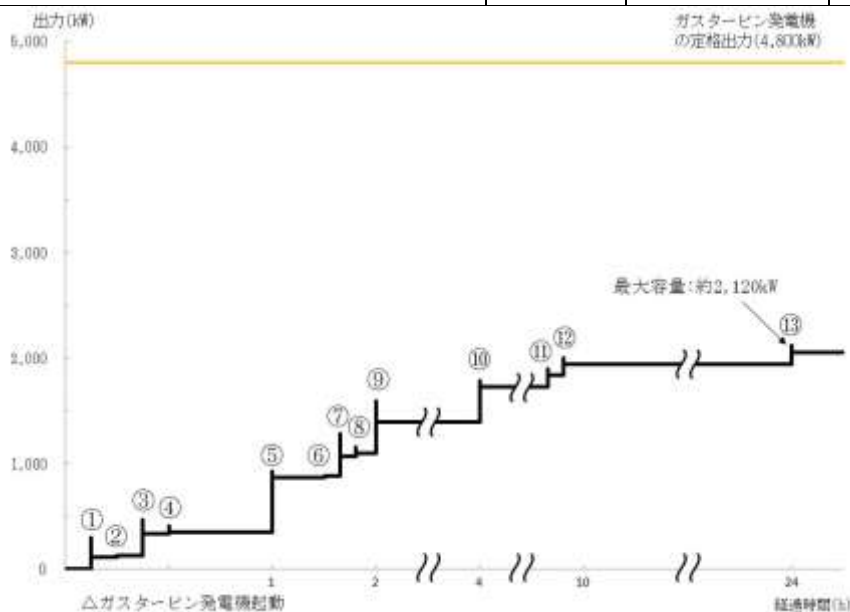
時系列	合計	判定
ガスタービン発電機 1台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) $2.09\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 351.12\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 416m^3	ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は約 450m^3 であり、7日間対応可能
大量送水車 1台起動 $0.0652\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 10.9536\text{m}^3$		
大型送水ポンプ車 1台起動 $0.31\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 52.08\text{m}^3$		
緊急時対策所用発電機 1台 $0.0493\text{ m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 8.2824\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 9m^3	緊急時対策所用燃料地下タンクの容量は約 45m^3 であり、7日間対応可能

常設代替交流電源設備の負荷
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
 (残留熱代替除去系を使用しない場合)

主要負荷リスト

電源設備：ガスタービン発電機 定格出力：4,800kW

起動順序	主要機器	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の最大負荷容量 (kW)
①	ガスタービン発電機付帯設備	約 111	約 300	約 111
②	代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷)	約 18	約 129	約 129
③	低圧原子炉代替注水ポンプ	約 210	約 471	約 339
④	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機	約 15	約 409	約 354
⑤	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (D系高圧母線自動投入負荷)	約 512	約 932	約 866
⑥	格納容器水素濃度 (SA), 格納容器酸素濃度 (SA) 監視設備	約 20	約 886	約 886
⑦	A-中央制御室送風機	約 180	約 1,281	約 1,066
⑧	A-中央制御室非常用再循環送風機	約 30	約 1,158	約 1,096
⑨	A-中央制御室冷凍機	約 300	約 1,598	約 1,396
⑩	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (C系高圧母線自動投入負荷)	約 329	約 1,787	約 1,725
⑪	A-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約 110	約 1,895	約 1,835
⑫	B-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約 110	約 2,005	約 1,945
⑬	B-燃料プール冷却水ポンプ	約 110	約 2,120	約 2,055



常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ

安定状態について（高圧・低圧注水機能喪失）

高圧・低圧注水機能喪失時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により，炉心冠水が維持でき，また，冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定停止状態が確立されたものとする。

原子炉格納容器安定状態：炉心冠水後に，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（格納容器フィルタベント系，残留熱除去系又は残留熱代替除去系）により，格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ，また，原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定状態が確立されたものとする。

【安定状態の確立について】

原子炉安定停止状態の確立について

逃がし安全弁を開維持することで，低圧原子炉代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し，炉心の冷却が維持され，原子炉安定停止状態が確立される。

原子炉格納容器安定状態の確立について

炉心冷却を継続し，事象発生から約 24 時間後に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を開始することで，格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり，格納容器温度は 150℃を下回るとともに，ドライウェル温度は，低圧注水継続のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている 126℃を上回ることなく，原子炉格納容器安定状態が確立される。なお，除熱機能として格納容器フィルタベント系を使用するが，本事象より使用までの時間が短く放射性物質の減衰効果が少ない「2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗」での約 2.2×10^{-2} mSv 以下となり，燃料被覆管破裂は発生しないため，周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく，敷地境界での実効線量評価は 5 mSv を十分に下回る。

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

【安定状態の維持について】

上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。

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

安定状態の維持について

1. 安定状態の維持に関する定量評価

サブプレッション・プール水温度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・プール水温度に関する長期間解析

残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系を使用した場合のサブプレッション・プール水温度の挙動を確認するため、有効性評価の対象とした事故シーケンスのうち、サブプレッション・プール水温度が高く推移する重大事故として「格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）」及び「格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去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う事故シーケンスのサブプレッション・プール水温度最大値は同程度となることから、代表的に「高圧・低圧注水機能喪失」について、サブプレッション・プール水温度が約 100℃に低下するまでの長期間解析を実施した。

図 1.1 から図 1.3 に、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）における格納容器圧力・温度及びサブプレッション・プール水温度の解析結果を示す。同様に、図 1.4 から図 1.6 に、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去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、図 1.6 及び図 1.9 に示すように、いずれの解析結果においても事故後 7 日時点では、サブプレッション・プール水温度は最高使用温度の 104℃（原子炉格納容器設計条件を決定するための冷却材喪失事故時の解析結果での最高温度に余裕をもたせた温度）を上回っているが、事故発生 7 日以降は、100℃に低下するまでの全期間にわたって 150℃を下回っている。トップヘッドフランジや機器搬入用のハッチに使用されている改良 E P D M 製シール材は一般特性として耐温度性は 150℃であることから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能は維持される。

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

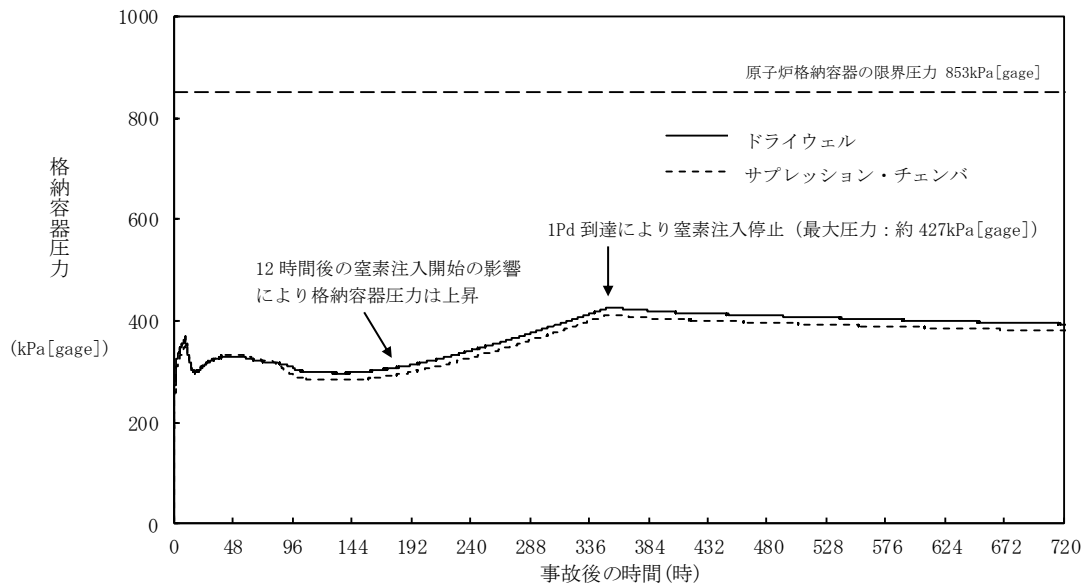


図 1.1 格納容器圧力の推移（格納容器過圧・過温破損）
（残留熱代替除去系を使用する場合）

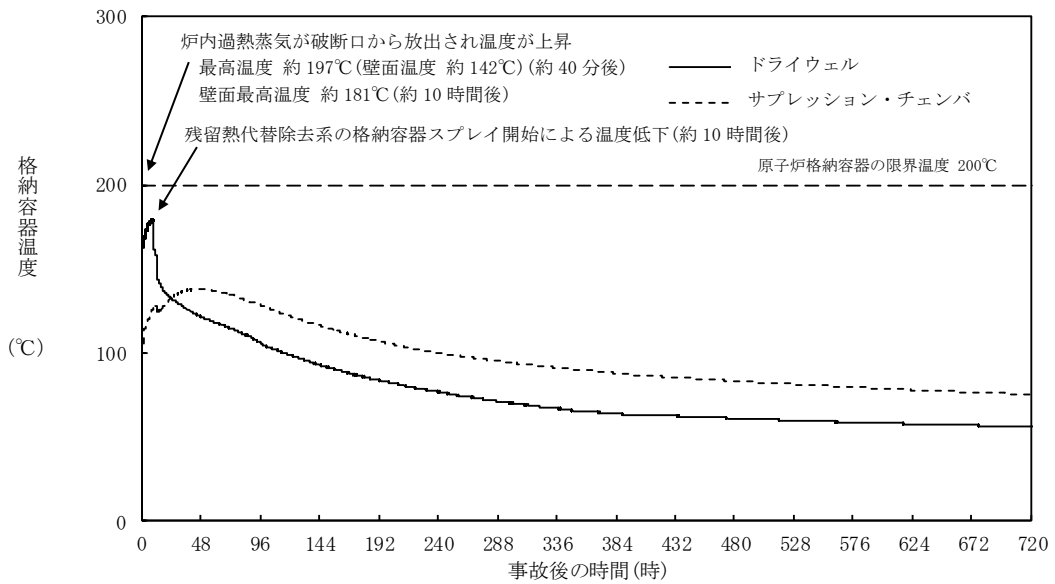


図 1.2 格納容器温度の推移（格納容器過圧・過温破損）
（残留熱代替除去系を使用する場合）

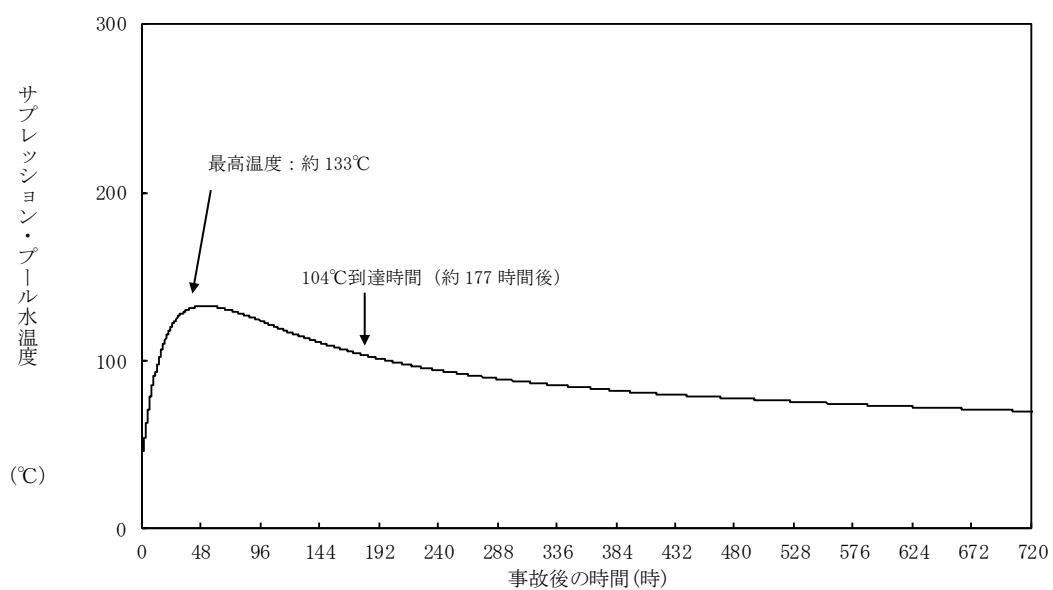


図 1.3 サプレッション・プール水温度の推移（格納容器過圧・過温破損）
（残留熱代替除去系を使用する場合）

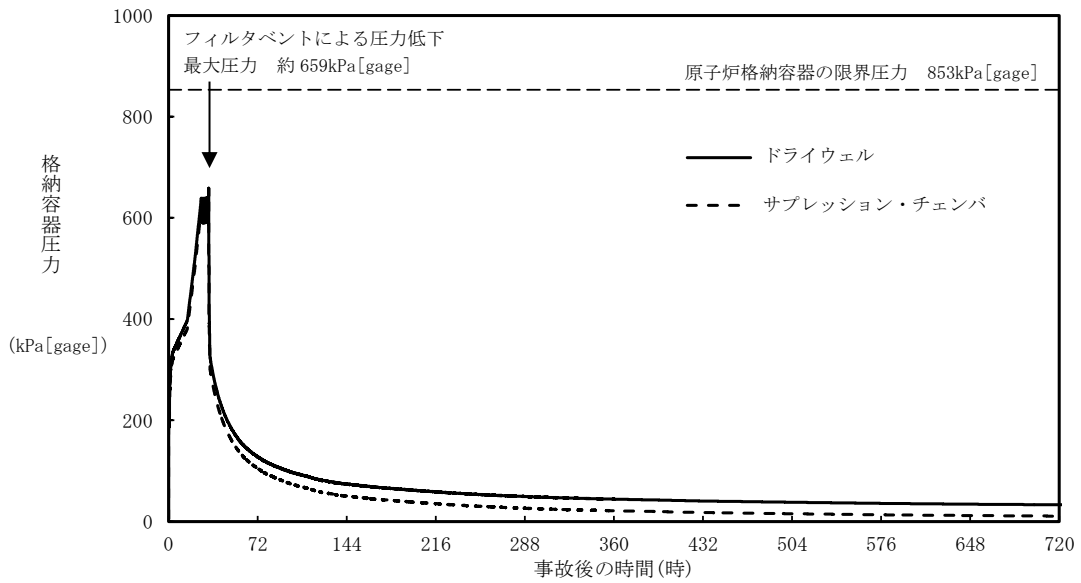


図 1.4 格納容器圧力の推移（格納容器過圧・過温破損）
（残留熱代替除去系を使用しない場合）

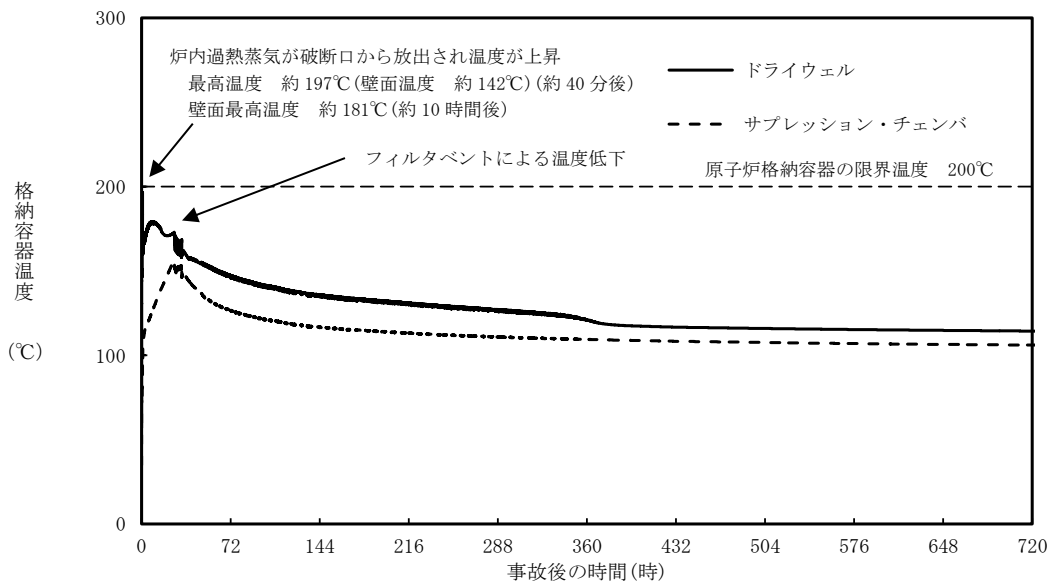


図 1.5 格納容器温度の推移（格納容器過圧・過温破損）
（残留熱代替除去系を使用しない場合）

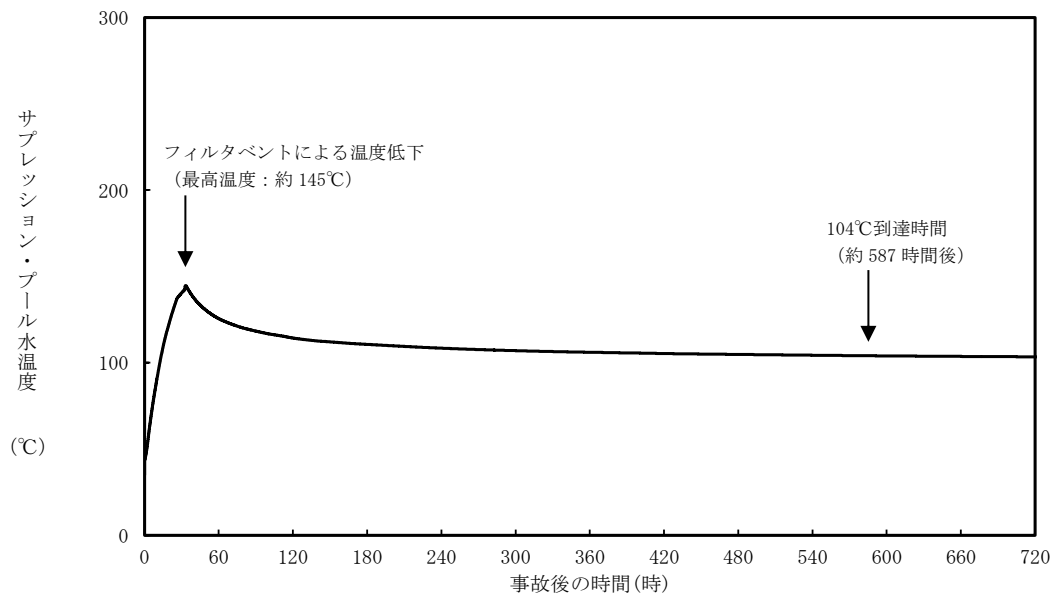


図 1.6 サプレッション・プール水温度 (格納容器過圧・過温破損)
(残留熱代替除去系を使用しない場合)

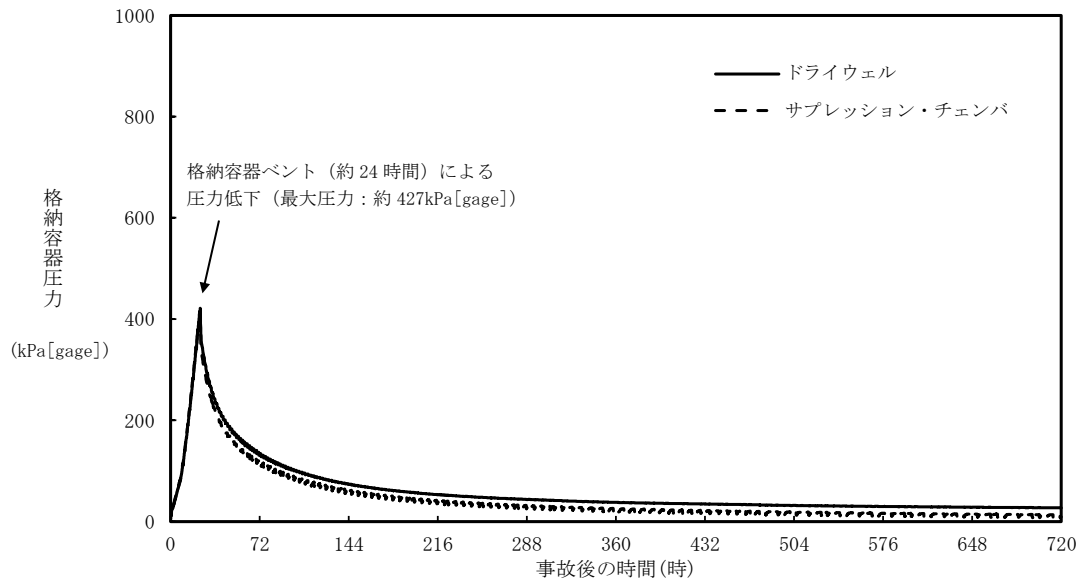


図 1.7 格納容器圧力の推移 (高圧・低圧注水機能喪失)

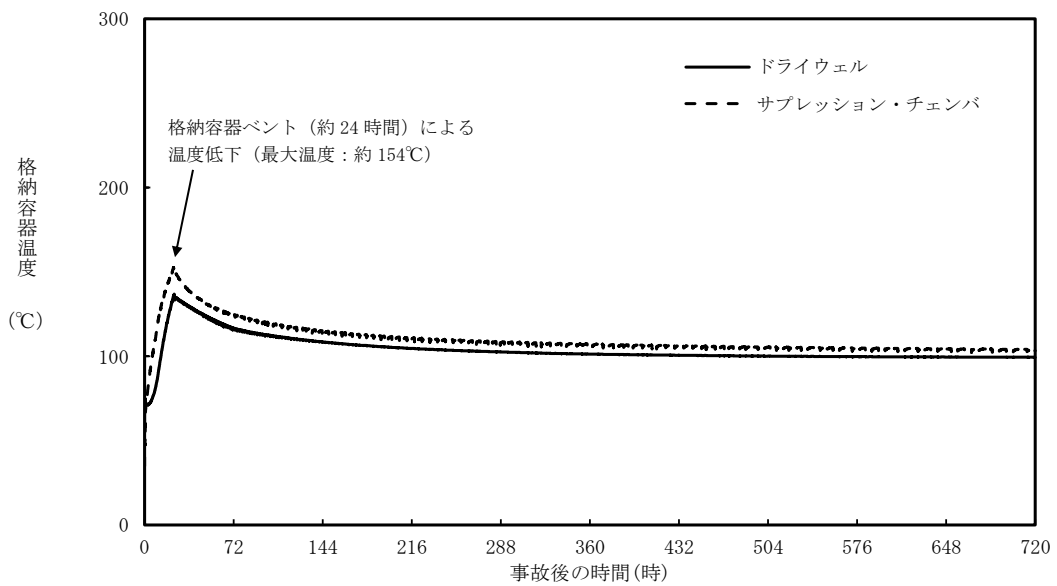


図 1.8 格納容器気相部温度の推移 (高圧・低圧注水機能喪失)

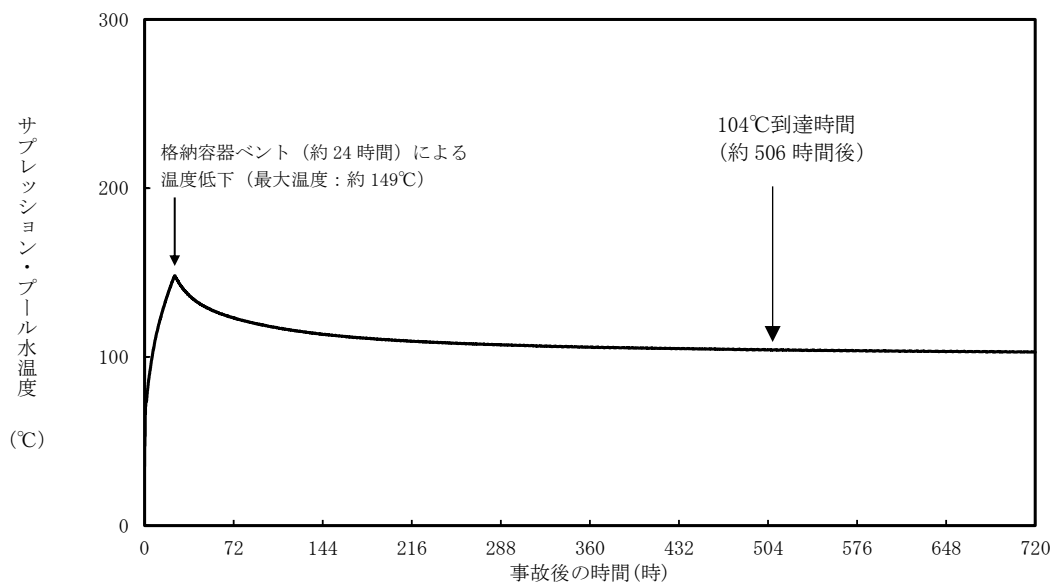


図 1.9 サプレッション・プール水温度の推移
(高圧・低圧注水機能喪失)

(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が低下傾向に向かう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 1.12 に、格納容器圧力、格納容器温度及びサプレッション・プール水温度の時間変化を、図 1.13 及び図 1.14 に、注水流量及びサプレッション・プール水位の時間変化を、それぞれ事故発生後 14 日間について示す。

原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系による除熱により、原子炉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低圧炉心スプレイ系による原子炉注水を行うことで、図 1.14 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 1.12 に示すように、サプレッション・プール水温度は事象発生 8 時間後に残留熱除去系のサプレッション・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、事故発生 7 日後までには最高使用温度(104℃)を下回る。事故発生 7 日後に残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)で運転することにより、除熱能力が改善され、図 1.10 及び図 1.12 に示すように、格納容器圧力及びサプレッション・プール水温度は大幅に低下する。

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。

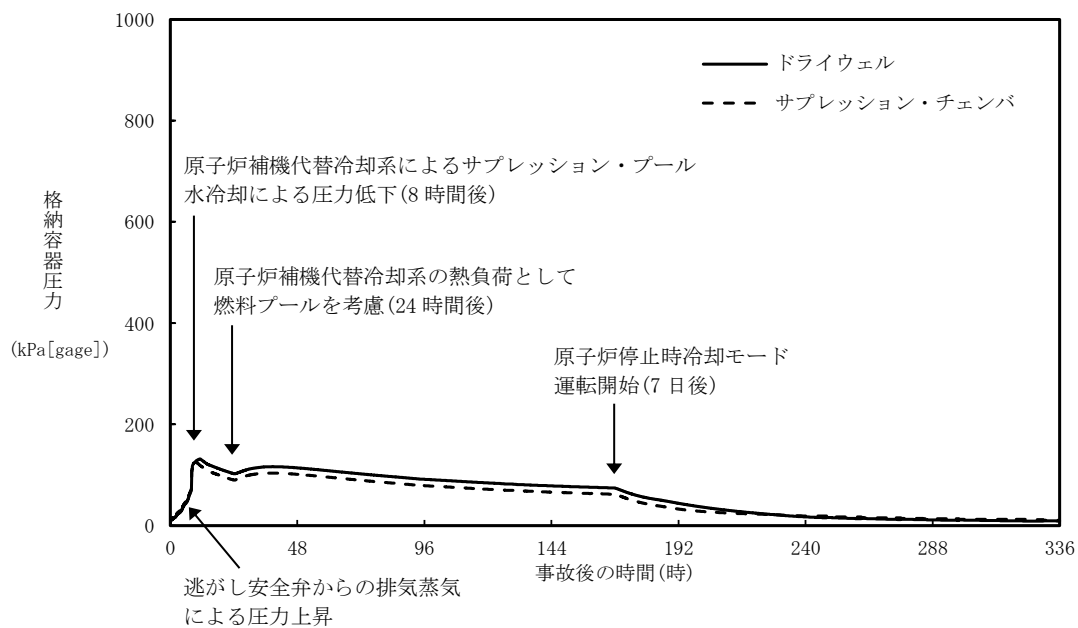


図 1.10 格納容器圧力の推移

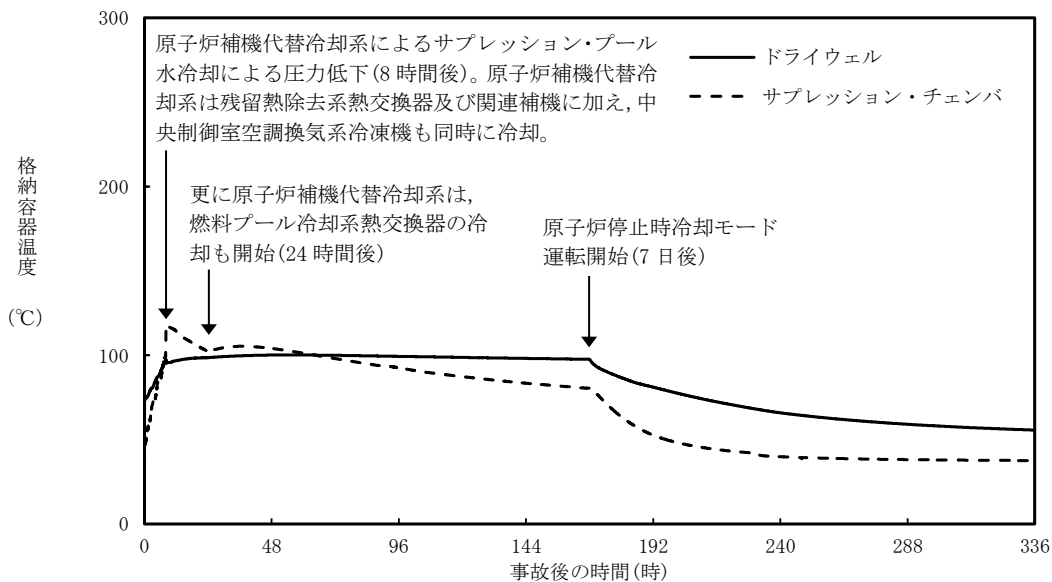


図 1.11 格納容器温度の推移

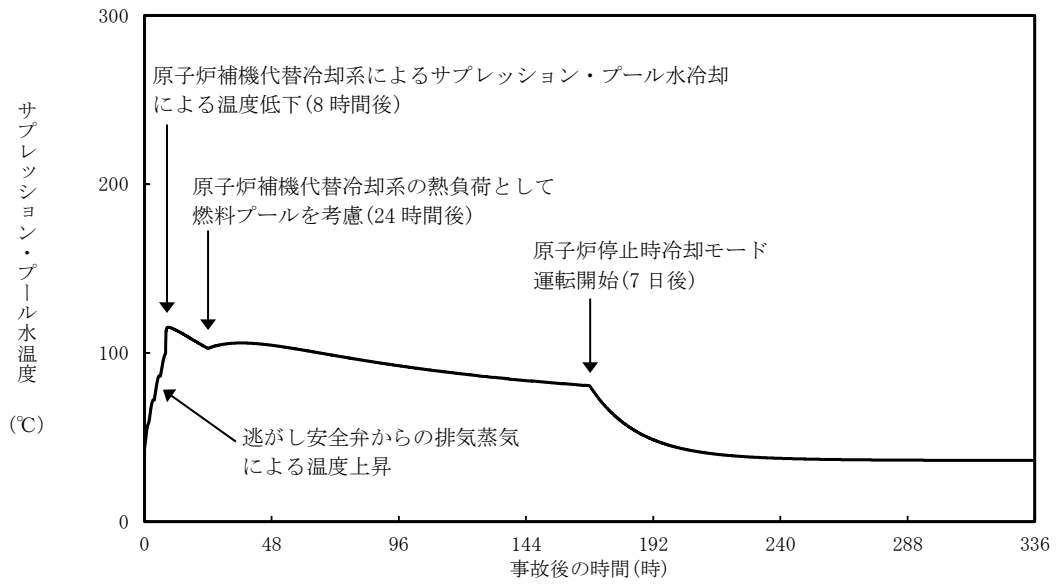


図 1.12 サプレッション・プール水温度の推移

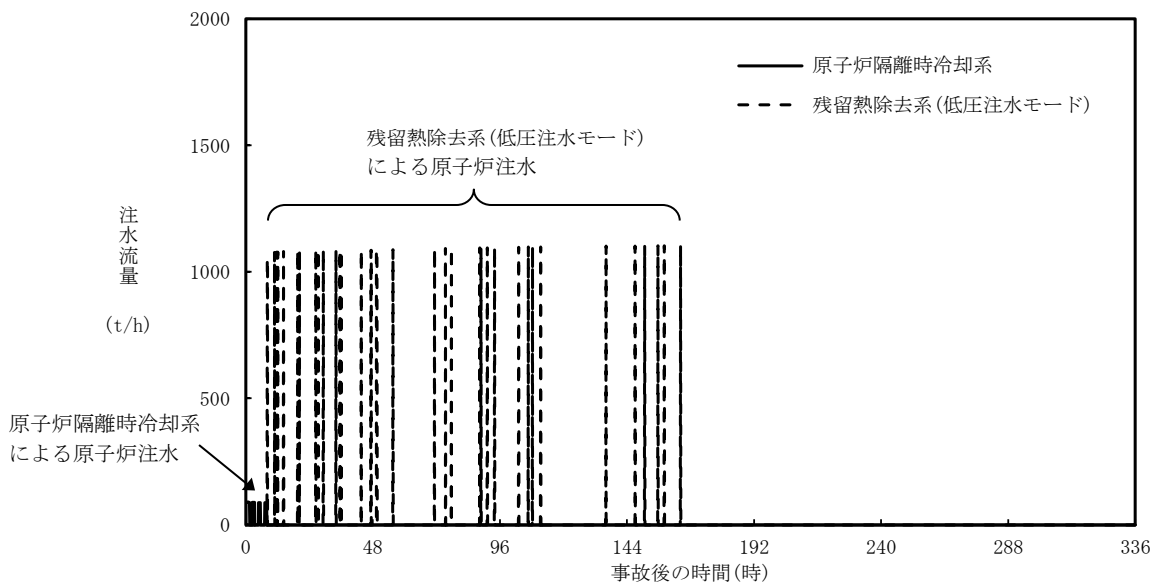


図 1.13 注水流量の推移

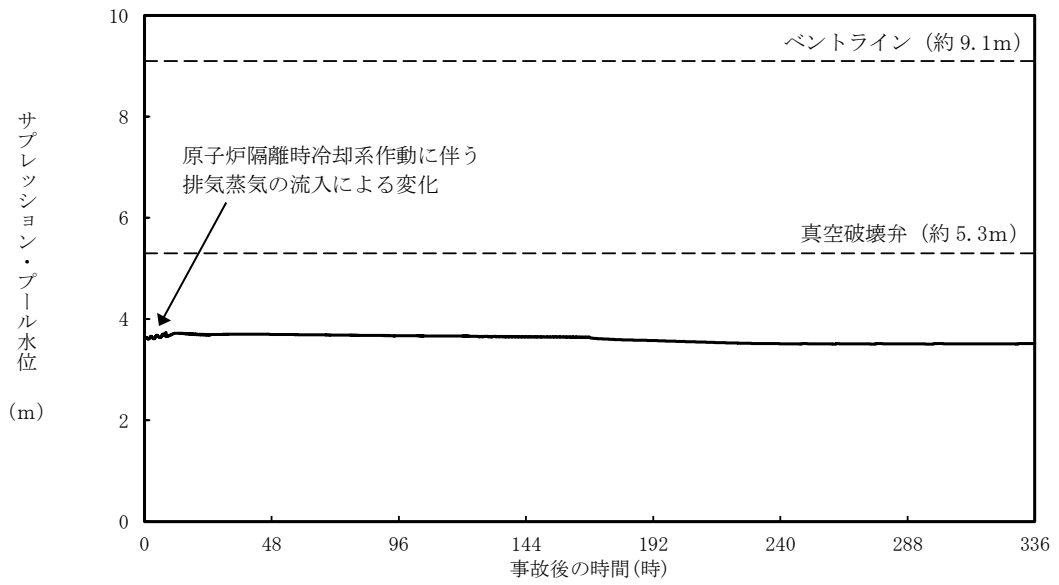


図 1.14 サプレッション・プール水位の推移

2. 残留熱除去系の復旧方法について

(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について

残留熱除去系の機能喪失の原因によっては、大型機器の交換が必要となり復旧に時間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などを考慮すれば、1ヶ月程度で残留熱除去系を復旧させることが可能であると考えられる。

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

一方、残留熱を除去する機能を有する残留熱除去系は2系統（残留熱除去系3系統のうち1系統は注水機能のみ）あり、防波壁等の津波対策及び原子炉建物内の内部溢水対策により区分分離されていることから、東日本大震災のように複数の残留熱除去系が同時浸水により機能喪失することはないと考えられる。

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

(2) 残留熱除去系の復旧手順について

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

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

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

恒久対策の例（1 / 3）



図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（1 / 8）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

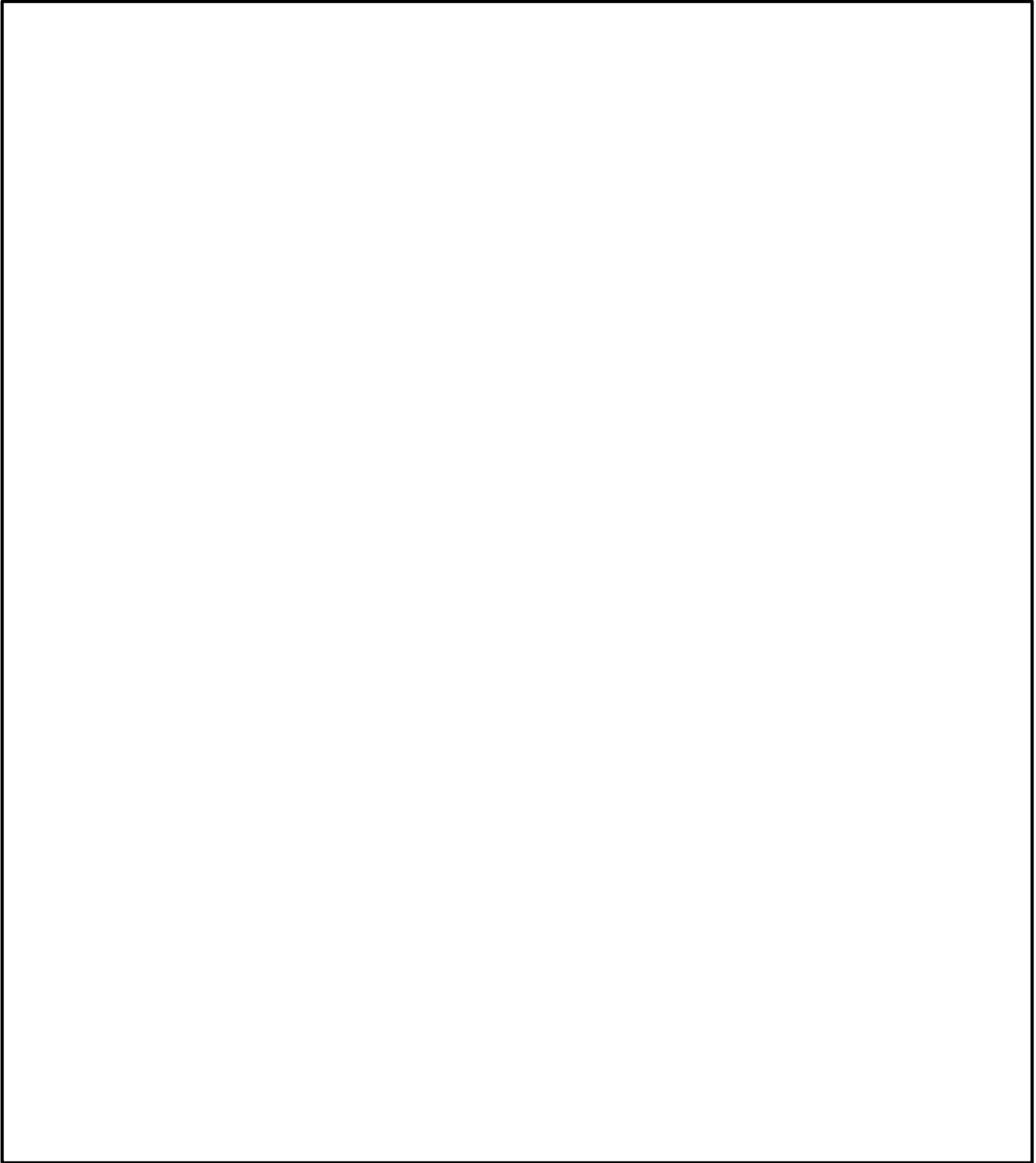


図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（2 / 8）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

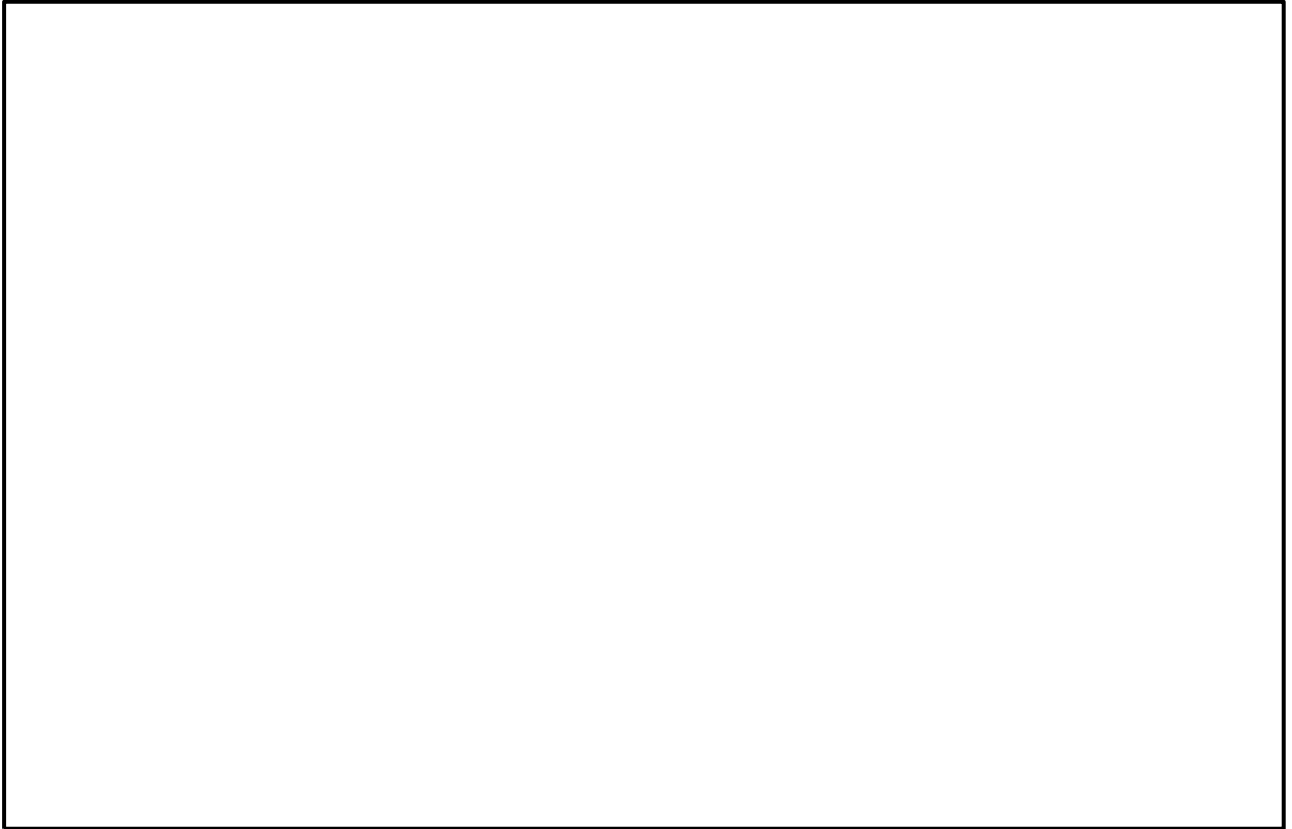


図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（3 / 8）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

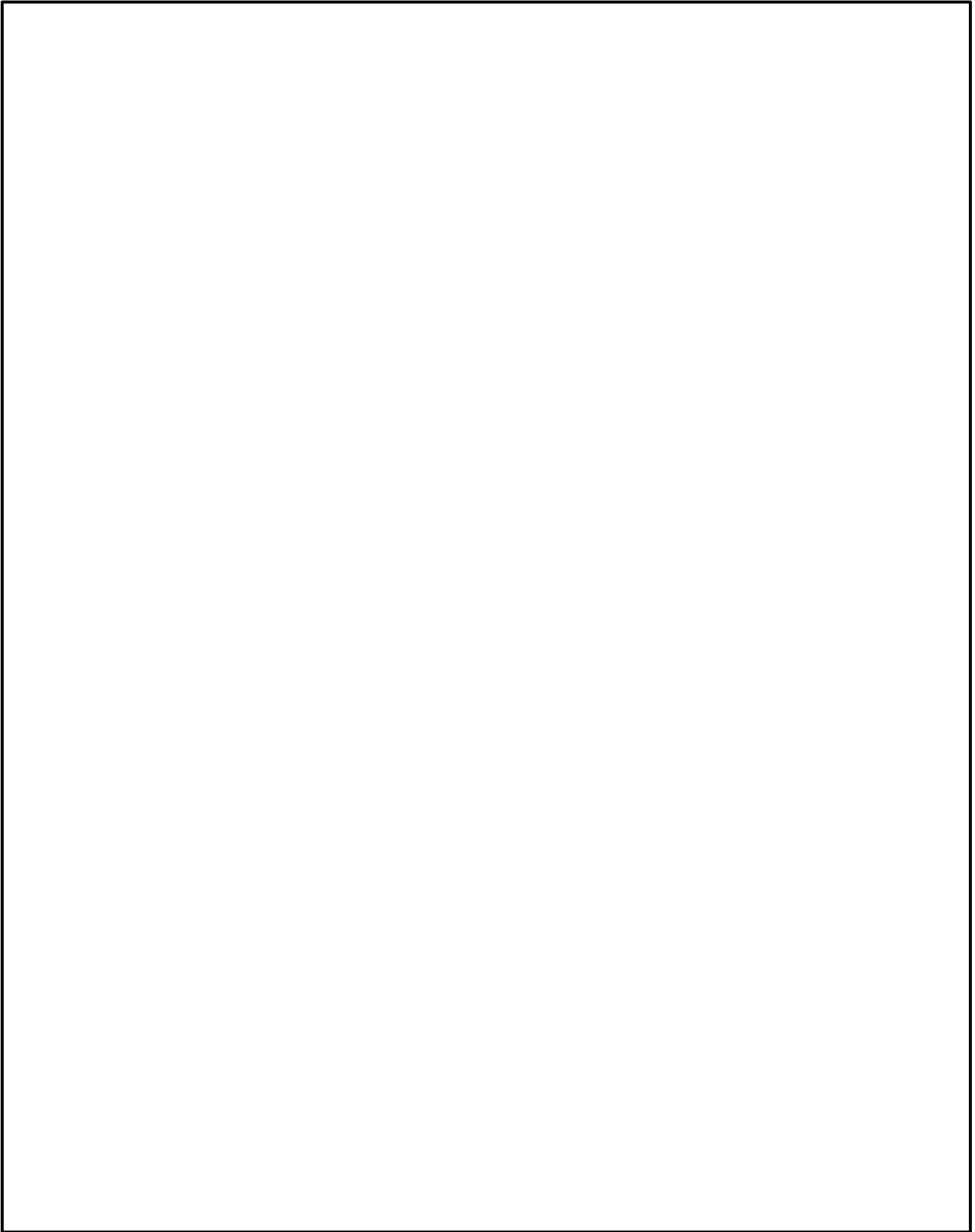


図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（4 / 8）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

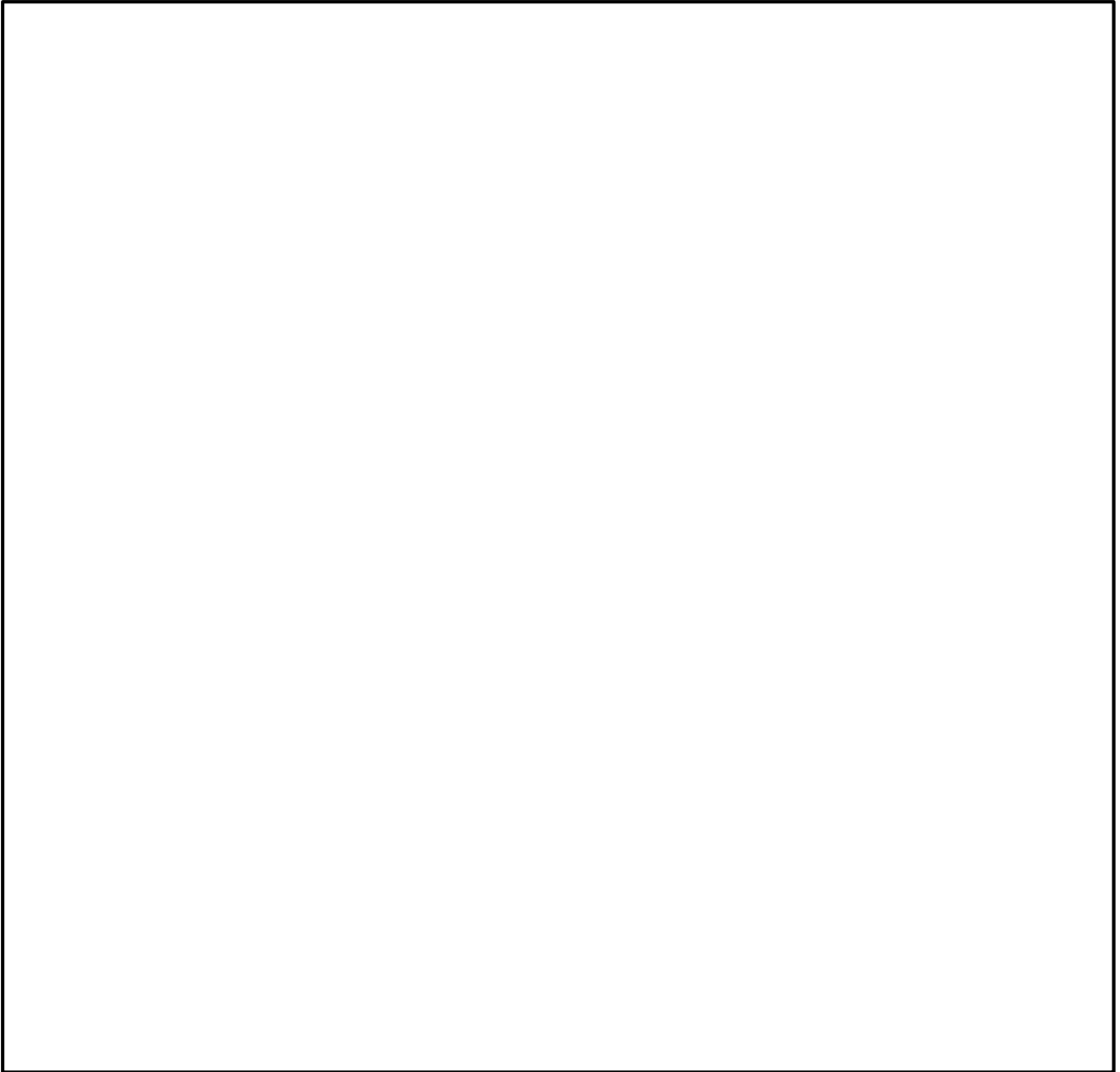


図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（5 / 8）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

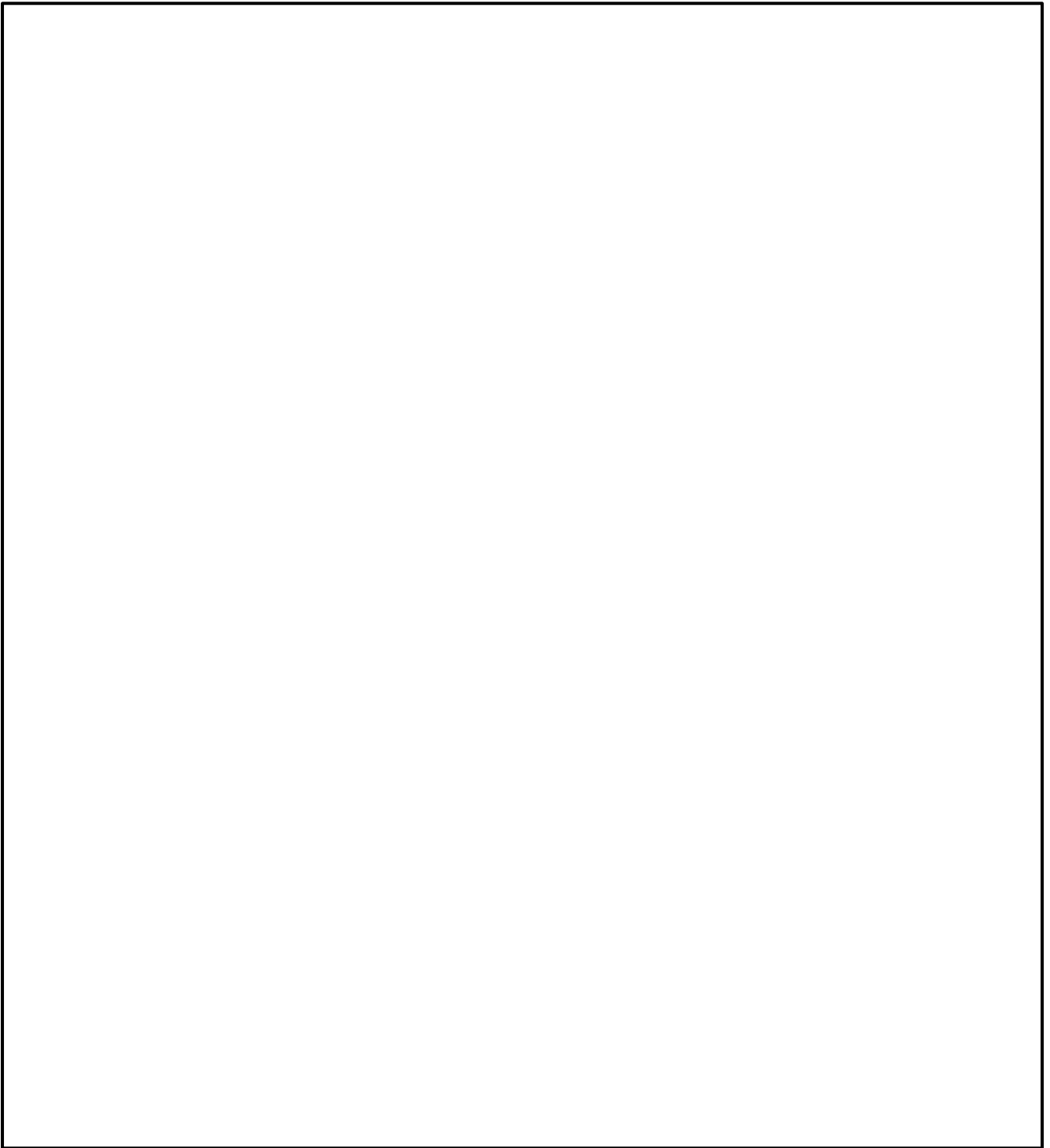


図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（6 / 8）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

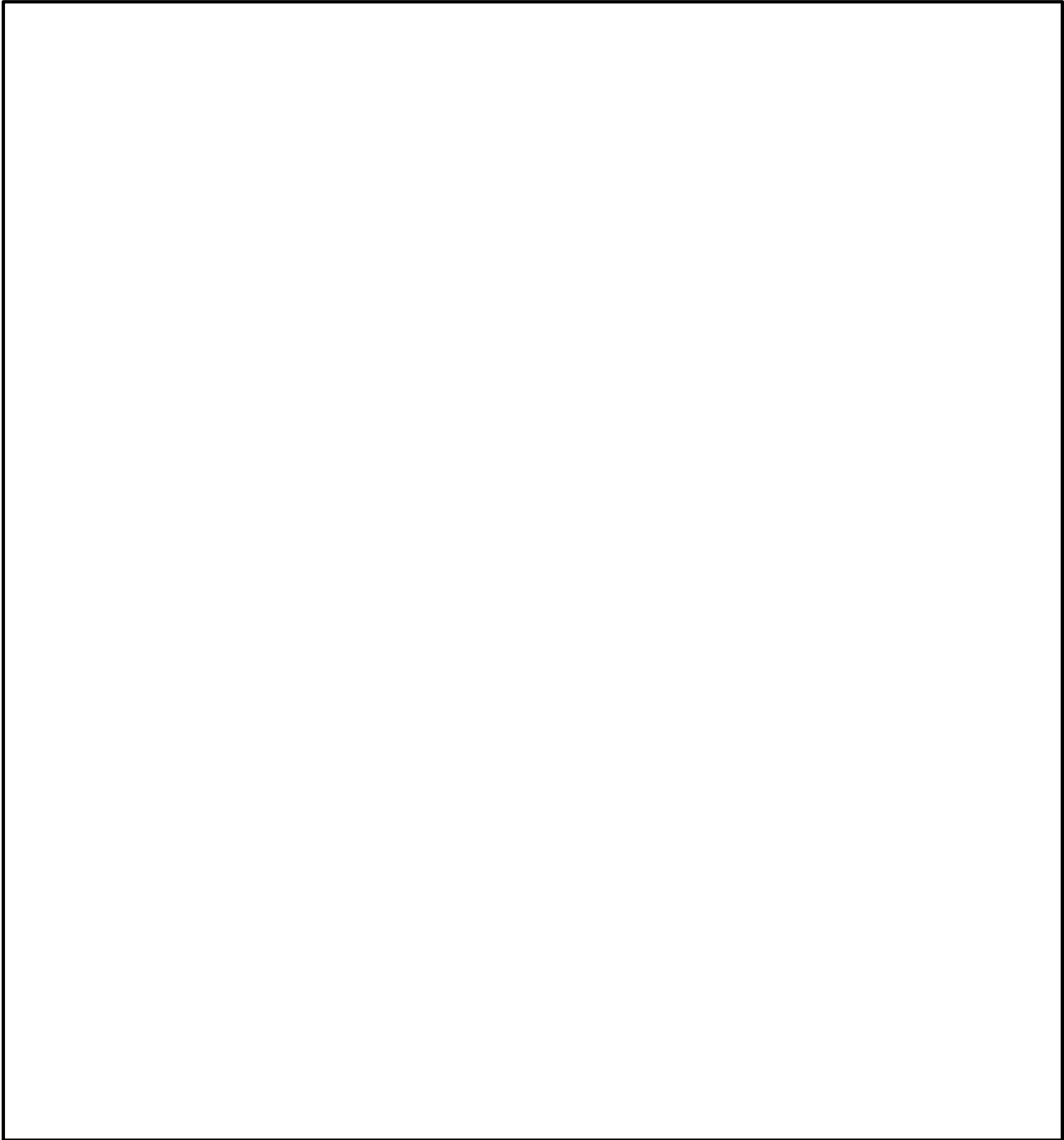


図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（7 / 8）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（8 / 8）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. 原子炉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、事象発生前に原子炉格納容器内に封入されていた窒素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等が格納容器ベント時に原子炉格納容器外に排出された後、原子炉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、長期にわたり原子炉格納容器の冷却が可能であること、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度測定が可能であり、可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容器内の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を可燃限界濃度に到達することなく制御が可能である*ことが確認された場合に、格納容器ベントを停止することができる。

*可燃性ガス濃度制御系の処理能力は、定格値（吸込流量 255m³/h[normal]、再結合率 95%）では、初期酸素濃度 2.5vol%において 0.06mol/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原子炉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 0.02mol/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、原子炉格納容器内の酸素濃度の制御が可能である。

残留熱除去系による格納容器除熱は、格納容器スプレー又はサプレッション・プール水冷却運転により実施する。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、格納容器スプレーを実施するような場合においては、原子炉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ー停止設定値としている。運転員は格納容器スプレー停止設定値に至らないように格納容器スプレー流量の調整及び格納容器スプレー停止操作を行う。残留熱除去系による格納容器スプレーは運転員の操作により実施され、自動的に動作するものではない。

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

残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱が継続し、原子炉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・プール水温度 100℃以下）に対して余裕を見込んだサプレッション・プール水温度においては、格納容器負圧破損防止のために窒素注入を実施する。

(2) 残留熱代替除去系の場合

残留熱代替除去系により原子炉及び原子炉格納容器の除熱を実施している場合は、格納容器過圧破損防止としての格納容器ベントを実施することはないが、可燃性ガス濃度制御系が使用できない場合には、格納容器水素爆発防止として格納容器フィルタベント系を用いた可燃性ガス（水素ガス及び酸素ガス）の排出を

実施する。可燃性ガス排出時は残留熱代替除去系運転継続のために急激な圧力低下を招かないように格納容器圧力を制御する。格納容器内水素ガス濃度及び格納容器内酸素ガス濃度が十分に低下し、低下傾向が確認できなくなった時点で、格納容器フィルタベント系を用いた可燃性ガスの排出を停止する。

残留熱代替除去系による原子炉格納容器の除熱が継続し、原子炉格納容器内の水蒸気発生がなくなる状態（例えば、サプレッション・プール水温度 100℃以下）に対して余裕を見込んだサプレッション・プール水温度においては、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) 原子炉格納容器への窒素ガス注入について

原子炉格納容器への窒素ガス注入は、可搬式窒素供給装置又は窒素ガス制御系による窒素ガス注入により実施する。

可搬式窒素供給装置による窒素ガス注入は、格納容器フィルタベント系で使用する設備と同様に空気中から窒素を抽出し、直接原子炉格納容器へ窒素ガスを注入する。

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