

泊発電所 3 号炉

重大事故等対策の有効性評価

— 抜粋 —

平成 2 8 年 9 月 6 日  
北海道電力株式会社

## 目 次

6. 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
  - 6.1 概要
  - 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
  - 6.3 評価にあたって考慮する事項
  - 6.4 有効性評価に使用する計算プログラム
  - 6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
  - 6.6 解析の実施方針
  - 6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
  - 6.8 必要な要員及び資源の評価方針
  - 6.9 参考文献
  
7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
  - 7.1 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
    - 7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失
    - 7.1.2 全交流動力電源喪失
    - 7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失
    - 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失
    - 7.1.5 原子炉停止機能喪失
    - 7.1.6 ECCS注水機能喪失
    - 7.1.7 ECCS再循環機能喪失
    - 7.1.8 格納容器バイパス
  
  - 7.2 重大事故
    - 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
    - 7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
    - 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
    - 7.2.4 水素燃焼
    - 7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用
  
  - 7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
    - 7.3.1 想定事故1
    - 7.3.2 想定事故2

- 7.4 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
  - 7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
  - 7.4.2 全交流動力電源喪失
  - 7.4.3 原子炉冷却材の流出
  - 7.4.4 反応度の誤投入
  
- 7.5 必要な要員及び資源の評価
  - 7.5.1 必要な要員及び資源の評価条件
  - 7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
  - 7.5.3 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

## 付録

付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

## 添付資料目次

- (6. 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 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について
- 添付資料 6.2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について
- 添付資料 6.2.2 定期検査工程の概要について
- 添付資料 6.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について
- 添付資料 6.3.2 運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定について
- 添付資料 6.4.1 シビアアクシデント解析に係る当社の関与について
- 添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ）
- 添付資料 6.5.2 原子炉停止機能喪失における有効性評価の初期条件の考え方について
- 添付資料 6.5.3 有効性評価に用いた崩壊熱について
- 添付資料 6.5.4 有効性評価におけるLOCA事象における破断位置の考え方について
- 添付資料 6.5.5 解析に使用する反応度添加曲線について
- 添付資料 6.5.6 加圧器逃がし弁／安全弁及び主蒸気逃がし弁／安全弁作動圧力の設定の考え方について
- 添付資料 6.5.7 使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価条件について
- 添付資料 6.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フローについて

(7. 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)

(7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失)

- 添付資料 7.1.1.1 フィードアンドブリード時の炉心冷却状態の確認について
- 添付資料 7.1.1.2 2次冷却系からの除熱機能喪失における長期対策について
- 添付資料 7.1.1.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(2次冷却系からの除熱機能喪失)
- 添付資料 7.1.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について
- 添付資料 7.1.1.5 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の挙動について
- 添付資料 7.1.1.6 「2次冷却系からの除熱機能喪失」における1次系保有水量の収支について
- 添付資料 7.1.1.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.1.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.1.9 フィードアンドブリード運転における高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路の模擬について
- 添付資料 7.1.1.10 2次冷却系からの除熱機能喪失におけるフィードアンドブリード運転時の高圧注入ポンプ運転台数について
- 添付資料 7.1.1.11 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(2次系冷却系からの除熱機能喪失)
- 添付資料 7.1.1.12 燃料評価結果について

(7.1.2 全交流動力電源喪失)

- 添付資料 7.1.2.1 蒸気発生器細管の健全性に係る初期判断パラメータ
- 添付資料 7.1.2.2 RCPシールLOCAが発生する場合としない場合の運転員操作等への影響
- 添付資料 7.1.2.3 代替格納容器スプレイポンプの注入先切替え操作及びB-充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水操作について
- 添付資料 7.1.2.4 2次系強制冷却における温度目標について
- 添付資料 7.1.2.5 蓄電池の給電時間評価
- 添付資料 7.1.2.6 蓄圧タンク出口弁閉止タイミングについて
- 添付資料 7.1.2.7 代替格納容器スプレイポンプの炉心注水流量の設定につ

- いて
- 添付資料 7.1.2.8 全交流動力電源喪失時の原子炉格納容器圧力及び温度の長期安定確認について
  - 添付資料 7.1.2.9 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（全交流動力電源喪失）
  - 添付資料 7.1.2.10 RCPシール部からの漏えい量の設定根拠について
  - 添付資料 7.1.2.11 RCPシール部からの漏えい量による炉心露出への影響
  - 添付資料 7.1.2.12 全交流動力電源喪失における蓄圧タンク初期条件設定の影響
  - 添付資料 7.1.2.13 全交流動力電源喪失時の蓄圧タンク出口弁閉止に関する窒素混入の影響について
  - 添付資料 7.1.2.14 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
  - 添付資料 7.1.2.15 安定停止状態について①
  - 添付資料 7.1.2.16 安定停止状態について②
  - 添付資料 7.1.2.17 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）
  - 添付資料 7.1.2.18 全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）の感度解析について
  - 添付資料 7.1.2.19 全交流動力電源喪失時の代替炉心注水操作の時間余裕について
  - 添付資料 7.1.2.20 水源、燃料、電源負荷評価結果について（全交流動力電源喪失）

（7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失）

- 添付資料 7.1.4.1 CV内漏えいにおけるCVサンプ水位上昇の時間遅れの考え方について
- 添付資料 7.1.4.2 燃料取替用水ピットの補給方法について
- 添付資料 7.1.4.3 MAAPの大破断LOCAへの適用性について
- 添付資料 7.1.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉格納容器の除熱機能喪失）
- 添付資料 7.1.4.5 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.4.6 安全停止状態について
- 添付資料 7.1.4.7 格納容器再循環ユニットの粗フィルタを撤去した場合の

#### 事象進展について

- 添付資料 7.1.4.8 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200℃到達までの時間余裕について
- 添付資料 7.1.4.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉格納容器の除熱機能喪失）
- 添付資料 7.1.4.10 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における事象初期の応答について

#### (7.1.5 原子炉停止機能喪失)

- 添付資料 7.1.5.1 ATWSにおける炉外核計測装置（NIS）追従性と運転操作について
- 添付資料 7.1.5.2 ATWS事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について
- 添付資料 7.1.5.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い
- 添付資料 7.1.5.5 「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について
- 添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における反応度フィードバックについて
- 添付資料 7.1.5.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.5.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.5.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 7.1.5.10 原子炉停止機能喪失の有効性評価における1次冷却材圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について
- 添付資料 7.1.5.11 水源、燃料評価結果について（原子炉停止機能喪失）

#### (7.1.6 ECCS注水機能喪失)

- 添付資料 7.1.6.1 「大破断LOCA+低圧注入機能喪失」に対する国内外の先進的な対策について

- 添付資料 7.1.6.2 「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について
- 添付資料 7.1.6.3 「大破断LOCA+低圧注入失敗」の有効性評価での取扱いについて
- 添付資料 7.1.6.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条 (ECCS注水機能喪失)
- 添付資料 7.1.6.5 ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンクの初期条件設定の影響
- 添付資料 7.1.6.6 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.6.7 「ECCS注水機能喪失」における注水水源の水温の影響について
- 添付資料 7.1.6.8 安定定時状態について
- 添付資料 7.1.6.9 ECCS注水機能喪失事象の破断スペクトルについて
- 添付資料 7.1.6.10 ECCS注水機能喪失時における2次系強制冷却機能操作の時間余裕について
- 添付資料 7.1.6.11 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (ECCS注水機能喪失)

(7.1.7 ECCS再循環機能喪失)

- 添付資料 7.1.7.1 大破断LOCA時における再循環運転不能の判断及びその後の操作の成立性について
- 添付資料 7.1.7.2 「中小破断LOCA+高圧再循環失敗」の取り扱いについて
- 添付資料 7.1.7.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件 (ECCS再循環機能喪失)
- 添付資料 7.1.7.4 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.7.5 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.7.6 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 (ECCS再循環機能喪失)
- 添付資料 7.1.7.7 「ECCS再循環機能喪失」におけるMAAPコードの不確かさについて
- 添付資料 7.1.7.8 ECCS再循環機能喪失時の代替再循環操作の時間余裕について



添付資料 7.1.7.9 ECCS再循環機能喪失時における事象初期の応答について

(7.1.8 格納容器バイパス)

添付資料 7.1.8.1 インターフェイスシステムLOCA時における高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替えについて

添付資料 7.1.8.2 破損側SGの隔離操作を実施の際に補助給水の停止操作の妥当性について

添付資料 7.1.8.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(格納容器バイパス)

添付資料 7.1.8.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の余熱除去系統の破断箇所及び破断面積について

添付資料 7.1.8.5 インターフェイスシステムLOCA時における蓄圧タンク初期条件設定の影響

添付資料 7.1.8.6 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

添付資料 7.1.8.7 安定停止状態について①

添付資料 7.1.8.8 蒸気発生器伝熱管破損時における長期炉心冷却について

添付資料 7.1.8.9 蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の放射性物質の放出について

添付資料 7.1.8.10 破損SGの違いによる事象収束の違いについて

添付資料 7.1.8.11 安定停止状態について②

添付資料 7.1.8.12 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における格納容器スプレイの作動について

添付資料 7.1.8.13 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)

添付資料 7.1.8.14 クールダウンアンドリサーキュレーション操作の時間余裕について

添付資料 7.1.8.15 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における1次系保有水量と加圧器水位について

(7.2 重大事故)

(7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）)

(7.2.1.1 格納容器過圧破損)

- 添付資料 7.2.1.1.1 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について
- 添付資料 7.2.1.1.2 原子炉格納容器の水素濃度測定について
- 添付資料 7.2.1.1.3 炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について
- 添付資料 7.2.1.1.4 MAAPコードでの原子炉格納容器モデルについて
- 添付資料 7.2.1.1.5 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について
- 添付資料 7.2.1.1.6 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、溶融炉心・コンクリート相互作用及び原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）
- 添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射エネルギー評価について
- 添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.9 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について
- 添付資料 7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.11 原子炉格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.12 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について
- 添付資料 7.2.1.1.14 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.2.1.1.15 Cs-137放出量評価の評価期間について
- 添付資料 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について
- 添付資料 7.2.1.1.17 安定状態について
- 添付資料 7.2.1.1.18 溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について
- 添付資料 7.2.1.1.19 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について
- 添付資料 7.2.1.1.20 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について

- 添付資料 7.2.1.1.21 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ時間の感度解析について
- 添付資料 7.2.1.1.22 格納容器過圧破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について
- 添付資料 7.2.1.1.23 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（格納容器過圧破損））
- 添付資料 7.2.1.1.24 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損）

（7.2.1.2 格納容器過温破損）

- 添付資料 7.2.1.2.1 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）及び高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）
- 添付資料 7.2.1.2.2 「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について
- 添付資料 7.2.1.2.3 加圧器逃がしタンクの解析上の取り扱いについて
- 添付資料 7.2.1.2.4 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.2.1.2.5 安定状態について
- 添付資料 7.2.1.2.6 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧時間の感度解析について
- 添付資料 7.2.1.2.7 格納容器過温破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について
- 添付資料 7.2.1.2.8 炉心部に残存する損傷燃料の冷却について
- 添付資料 7.2.1.2.9 炉心損傷後の事故影響緩和操作の考え方について
- 添付資料 7.2.1.2.10 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（格納容器過温破損））
- 添付資料 7.2.1.2.11 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過温破損）

(7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

- 添付資料 7.2.2.1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について
- 添付資料 7.2.2.2 蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について
- 添付資料 7.2.2.3 1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について
- 添付資料 7.2.2.4 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)

(7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)

- 添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の評価について
- 添付資料 7.2.3.2 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  
(原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)

(7.2.4 水素燃焼)

- 添付資料 7.2.4.1 格納容器スプレイが停止した場合における対応手順について
- 添付資料 7.2.4.2 水素燃焼評価における評価事故シーケンスの選定について
- 添付資料 7.2.4.3 GOTHICにおける水素濃度分布の評価について
- 添付資料 7.2.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (水素燃焼)
- 添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について
- 添付資料 7.2.4.6 原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式のGOTHICへの適用について
- 添付資料 7.2.4.7 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概要系統図について
- 添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について
- 添付資料 7.2.4.9 AICC評価について
- 添付資料 7.2.4.10 安定状態について
- 添付資料 7.2.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について

- 添付資料 7.2.4.12 事象初期に全炉心内の75%のジルコニウム-水反応が生じた場合のドライ水素濃度について
- 添付資料 7.2.4.13 格納容器水素イグナイタの水素濃度低減効果について
- 添付資料 7.2.4.14 格納容器水素イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置
- 添付資料 7.2.4.15 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）

#### (7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用)

- 添付資料 7.2.5.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について
- 添付資料 7.2.5.2 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）

### (7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故)

#### (7.3.1 想定事故1)

- 添付資料 7.3.1.1 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.3.1.2 使用済燃料ピットの水位低下及び遮蔽に関する評価について
- 添付資料 7.3.1.3 安定状態について
- 添付資料 7.3.1.4 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 7.4.1.5 燃料評価結果について

#### (7.3.2 想定事故2)

- 添付資料 7.3.2.1 使用済燃料ピットに接続する冷却系配管の破断時の水位低下量およびサイフォンブレーカの健全性について
- 添付資料 7.3.2.2 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.3.2.3 安定状態について
- 添付資料 7.3.2.4 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故2）

- (7.4 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)
- (7.4.1 崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.1 ミッドループ運転中の事故時におけるC/V内作業員の退避について
- 添付資料 7.4.1.2 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) )
- 添付資料 7.4.1.3 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.1.4 「崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) 」及び「全交流動力電源喪失」の挙動説明について
- 添付資料 7.4.1.5 ミッドループ運転中の線量率について
- 添付資料 7.4.1.6 運転停止中の「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」事象における未臨界性について
- 添付資料 7.4.1.7 格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について (運転停止中 崩壊熱除去機能喪失・全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.1.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.4.1.9 運転停止中における原子炉格納容器の健全性について
- 添付資料 7.4.1.10 蒸気発生器出入口ノズル蓋を設置した場合の影響について
- 添付資料 7.4.1.11 キャビティ満水時における事故影響の緩和手段について
- 添付資料 7.4.1.12 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について (崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) )
- 添付資料 7.4.1.13 運転停止中における「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」のM-RELAP5コードの不確かさについて
- 添付資料 7.4.1.14 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時または全交流動力電源喪失時の炉心注水時間の時間余裕について
- 添付資料 7.4.1.15 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 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) )
- 添付資料 7.4.1.16 水源、燃料評価結果について (崩壊熱除去機能喪失)



#### (7.4.2 全交流動力電源喪失)

- 添付資料 7.4.2.1 運転停止中の全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失時の炉心注水手段
- 添付資料 7.4.2.2 R C S への燃料取替用水ピット重力注入について
- 添付資料 7.4.2.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.4 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.2.5 安定停止状態について
- 添付資料 7.4.2.6 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.7 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)
- 添付資料 7.4.2.8 水源、燃料、電源負荷評価結果について (全交流動力電源喪失)

#### (7.4.3 原子炉冷却材の流出)

- 添付資料 7.4.3.1 ミッドループ運転中における冷却材流出の想定と対応について
- 添付資料 7.4.3.2 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.3 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.3.4 格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.5 安定停止状態について
- 添付資料 7.4.3.6 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.7 原子炉冷却材の流出時の炉心注水時間の時間余裕について
- 添付資料 7.4.3.8 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (原子炉冷却材の流出)

#### (7.4.4 反応度の誤投入)

- 添付資料 7.4.4.1 R C S ほう酸希釈時の交流電源喪失における反応度事故の懸念について
- 添付資料 7.4.4.2 反応度の誤投入の事象想定について
- 添付資料 7.4.4.3 反応度の誤投入における時間評価及び警報設定値の影響について
- 添付資料 7.4.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（反応度の誤投入）
- 添付資料 7.4.4.5 臨界ほう素濃度の設定について
- 添付資料 7.4.4.6 反応度の誤投入における警報設定値の影響について
- 添付資料 7.4.4.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.4.8 緊急濃縮により事象発生時のほう素濃度に戻すまでの所要時間について
- 添付資料 7.4.4.9 安定停止状態について
- 添付資料 7.4.4.10 評価条件の不確かさの影響評価について（反応度の誤投入）

#### (7.5 必要な要員及び資源の評価)

- 添付資料 7.5.2.1 重大事故等対策時の確保及び所要時間について
- 添付資料 7.5.2.2 重要事故（評価事故）シーケンス以外の事故シーケンスの要員の評価について
- 添付資料 7.5.3.1 水源、燃料、電源負荷評価結果について



泊発電所 3 号炉  
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

## 目 次

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について
  - 1.1 事故シーケンスグループの分析について
    - 1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出整理
    - 1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理
  - 1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて
  - 1.3 重要事故シーケンスの選定について
    - 1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方
    - 1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果
  
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について
  - 2.1 格納容器破損モードの分析について
    - 2.1.1 格納容器破損モードの抽出，整理
    - 2.1.2 レベル1.5PRAの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討
  - 2.2 評価事故シーケンスの選定について
    - 2.2.1 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定
    - 2.2.2 評価事故シーケンス選定の考え方
    - 2.2.3 評価事故シーケンスの選定結果
    - 2.2.4 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性
  
3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について
  - 3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について
    - 3.1.1 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの検討・整理
  - 3.2 重要事故シーケンスの選定について
  
4. 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活用したPRAの実施プロセスについて

## 表

- 第1-1表 イベントツリーにより抽出される事故シーケンス
- 第1-2表 PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討
- 第1-3表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度（内部事象，地震，津波）
- 第1-4表 重要事故シーケンスの選定について
  
- 第2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度
- 第2-2表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について
- 第2-3表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について
  
- 第3-1表 運転停止中事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度
- 第3-2表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について

## 図

- 第1-1図 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス
- 第1-2図 PRAにおけるイベントツリー
- 第1-3図 地震PRA階層イベントツリー
- 第1-4図 津波PRA階層イベントツリー
- 第1-5図 プラント全体の定量化結果
- 第1-6図 レベル1 PRAの定量化結果（事故シーケンスグループごとの寄与割合）
  
- 第2-1図 格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス
- 第2-2図 シビアアクシデントで想定される事故進展と格納容器破損モード
- 第2-3図 格納容器イベントツリー（CET）
- 第2-4図 レベル1.5PRAの定量化結果（格納容器破損モードごとの寄与割合）
  
- 第3-1図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移
- 第3-2図 停止時PRAにおけるイベントツリー
- 第3-3図 停止時PRAの定量化結果（運転停止中事故シーケンスグループごとの寄与割合）

## 別紙

- 別紙 1 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について
- 別紙 2 外部事象に特有の事故シーケンスについて
- 別紙 3 国内外の重大事故等対策に係る設備例について
- 別紙 4 事故（蒸気発生器伝熱管破損，インターフェイスシステムLOCA）時の原子炉トリップ失敗の取扱いについて
- 別紙 5 PRAにおける主要なカットセットについて
- 別紙 6 地震PRA，津波PRAにおける主要な事故シーケンスの対策等について
- 別紙 7 各事故シーケンスに対応した炉心損傷防止対策の地震，津波発生時の適用可能性について
- 別紙 8 地震レベル1.5PRAに対する考え方について
- 別紙 9 レベル1.5PRAから抽出される格納容器破損モードの取扱いについて
- 別紙10 ライナーアタックについて
- 別紙11 格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由について
- 別紙12 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について（補足）
- 別紙13 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性について
- 別紙14 停止時PRAにおいて評価対象外としたPOSの除外理由について
- 別紙15 停止時PRAにおける反応度の誤投入の想定について

## 別添

泊発電所3号炉 確率論的リスク評価（PRA）について

## レベル 1.5PRA から抽出される格納容器破損モードの取扱いについて

レベル 1.5PRA から得られるすべての格納容器破損モードについて、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき想定する格納容器破損モードとの対応を整理し、直接的に対応しない格納容器破損モードについて、新たな格納容器破損モードとして追加要否の検討を実施した。

検討に際しては、解釈に基づき、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードであるかどうかの確認を実施するが、解釈では原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）は炉心損傷防止対策の有効性を確認することとされている。

## ○規則解釈抜粋

## 解釈 1 - 2 (b)

想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。

## 解釈 2 - 1 (b)

その結果、上記 2 - 1 (a) の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。

追加要否の検討においては、頻度の観点では、レベル 1.5PRA で定量化した格納容器破損頻度（CFF）の大きさを確認した。また、影響の観点では、炉心損傷後に原子炉格納容器機能が喪失している状況を想定した場合、定量的に影響度の大小を比較することは困難であるが、国内外における各種研究や専門家による評価事例、解釈に記載の判断基準に照らして重大事故の進展により原子炉格納容器へ発生する物理的な負荷等を参考に検討を実施した。

その結果、第 1 表に示すとおり、レベル 1.5PRA から得られる格納容器破損モードのうち、解釈に基づき想定する格納容器破損モードと直接的に対応しない格納容器破損モードについて、解釈で必ず想定する格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はないものと判断した。

第1表 レベル1.5PRAの知見から得られる  
格納容器破損モードの追加要否の検討結果

格納容器破損モード		破損モード 別 CFF (/炉年)	全 CFF*への 寄与 (%)	追加 要否	判断理由
g	蒸気発生器伝熱管破損	3.9E-07	0.2	不要	・格納容器バイパス事象 【炉心損傷防止対策で対応】 (添付1参照)
	温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 (T1-SGTR)	6.3E-08	<0.1		
v	インターフェイス システム LOCA	3.0E-11	<0.1	不要	・格納容器バイパス事象 【炉心損傷防止対策で対応】
β	格納容器隔離失敗	1.1E-06	0.5	不要	・実機での運用管理状況, CFF から発生可能性が極めて低い ・重大事故により原子炉格納容器へ物理的負荷が発生するものではない。 (添付2参照)
α	原子炉容器内での 水蒸気爆発	1.7E-09	<0.1	不要	・国内外の各種研究例や CFF から発生可能性が極めて低い (添付3参照)
θ	水蒸気蓄積による 格納容器先行破損	8.2E-08	0.1	不要	・格納容器先行破損事象 【炉心損傷防止対策で対応】

※ プラント全体の CFF : 2.1E-04 (/炉年)

gモード：温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）  
に係る追加要否の検討について

gモード（蒸気発生器伝熱管破損）は、レベル 1.5PRA 上の破損モードとして抽出される格納容器バイパスに該当することから、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」にて有効性評価の対象としている。

一方、当該破損モードの 1 つの破損形態として温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）が想定される。

TI-SGTR は、炉心損傷後に 1 次系が高圧かつ 2 次系への給水がない限定的な条件下で発生する可能性が生じるものであり、ウェスチングハウス社製 4 ループ PWR プラントを検討対象とした NUREG/CR-6995 においても以下の内容が記載されている。

【NUREG/CR-6995 の記載概要】

- ・ 1 次系が高圧で 2 次系がドライで低圧の条件下、いわゆる high-dry-low 条件下でのクリープ破損による SG 伝熱管破損及び格納容器バイパスは、高圧条件の排除、ドライ条件の排除及び RCS 圧力の低減、2 次系の低圧条件の排除によって防止できる。
- ・ high-dry-low 条件においても高温側配管が先に破損することが予測されている。
- ・ 2 次系減圧を伴わないシーケンスでは、格納容器バイパスに至らず、2 次系圧力が維持されて SG 伝熱管負荷が減少すれば、高温側配管、サージ配管及び RV より先に SG 伝熱管が破損することはない。
- ・ RCP シール漏えいにより RCS 圧力が低下し、SG 伝熱管負荷が減少するため、高温側配管、サージ配管及び RV より先に SG 伝熱管破損に至ることは防げる。
- ・ タービン動補助給水作動の場合、SG 伝熱管外面がウェット状態に維持され、RCS 除熱が過熱を防ぐため、格納容器バイパスに至らない。

今回、レベル 1.5PRA の定量化結果では TI-SGTR による格納容器破損頻度(CFF) は  $6.3 \times 10^{-8}$  (／炉年) であり全 CFF への寄与も 0.03% 程度である。

レベル 1 PRA の結果からは、1 次系が高圧で 2 次系への給水がないプラント状態に該当する事故シーケンスグループは以下の 3 つの事故シーケンスグループであるが、これらに対しては、合計炉心損傷頻度の 99% 以上に対して炉心損傷防止対策の有効性が確認されており、TI-SGTR が発生する可能性は非常に小さい。

【TI-SGTR 発生の可能性を有する事故シーケンスグループ】

- (a) 2 次冷却系からの除熱機能喪失
- (b) 全交流動力電源喪失
- (c) 原子炉補機冷却機能喪失

以上より、発生する可能性が極めて低い当該破損モードを個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

なお、低頻度ではあるものの、1次系が高圧の状態において炉心損傷が発生する場合には、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」への対応と同様に加圧器逃がし弁の手動開放による1次系の減圧操作を実施することにより、TI-SGTRの発生回避を図ることが可能である。仮に、TI-SGTRが発生した場合には、破損SGの隔離操作や溶融炉心の冷却のための格納容器スプレイ等可能な対応を実施するとともに、損傷程度に応じて可搬型ポンプ・放水砲等を活用した大規模損壊対応により影響の緩和を図ることとなる。



## βモード：格納容器隔離失敗に係る追加要否の検討について

## 1. 格納容器隔離失敗に係る追加要否の検討

βモードは炉心損傷発生時点で格納容器隔離に失敗するモードであり、具体的には以下のような漏えい経路が想定されている。

## ○ 実プラントにおいて想定される格納容器隔離失敗（漏えい経路）

## ＜機械的な故障による隔離機能喪失＞

## ・ 格納容器貫通部スリーブからの漏えい

原子炉格納容器内から原子炉格納容器外（アニュラス部）への配管貫通部にはスリーブが設置されており、破損により格納容器内雰囲気漏えいする可能性がある。

## ・ アクセス部からの漏えい

機器搬入口、通常用エアロック、非常用エアロック等のアクセス部はガasketによりシールされている。このシール部及び溶接部が破損すると格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

## ・ 格納容器空調系統からの漏えい

格納容器給気系統等のバウンダリの破損により原子炉格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。これらの系統は通常運転中は隔離弁により隔離されているが、隔離弁からの漏えいがあるとアニュラス部、補助建屋等に原子炉格納容器内雰囲気が漏えいする。

## ・ 原子炉格納容器外バウンダリからの漏えい

格納容器再循環配管及び格納容器スプレイ配管は原子炉格納容器雰囲気と連通しており、これらのバウンダリが破損すると原子炉格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

## ＜人的過誤による弁・フランジの復帰忘れ＞

## ・ 漏えい試験配管からの漏えい

定期点検後格納容器漏えい試験が実施され、原子炉格納容器の健全性が確認される。その際、共通原因故障として漏えい試験配管のフランジ閉め忘れの可能性が考えられる。

## ・ 燃料移送管からの漏えい

燃料交換時、燃料移送管のフランジカバー、隔離弁が解放される。その際、ヒューマンエラーとしてこれらの閉め忘れの可能性が考えられる。

一方、実機では定期検査時及び原子炉起動前における格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作により人的過誤を防止するとともに、通常運転中及び事故時においても運用による格納容器隔離失敗の発生可能性は極めて低い。

## ○ 格納容器隔離失敗の発生確率低減が見込まれる運用

### <起動時>

- ・原子炉格納容器漏えい率検査，原子炉格納容器隔離弁機能検査
- ・起動前の系統構成確認（貫通部隔離弁等の状態確認）

### <通常運転中>

- ・格納容器圧力の確認（保安規定に基づき，12時間に1回）
- ・エアロック開放時の警報発信

### <事故時>

- ・原子炉格納容器隔離信号発信時の各弁の閉止確認（運転要領 緊急処置編）
- ・格納容器隔離弁が閉止されていない場合の手動閉止実施

（運転要領 緊急処置編）

また，格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードとしては，解釈に記載される有効性評価の判断基準からも，重大事故の進展により原子炉格納容器へ物理的な負荷が発生することで格納容器機能が喪失に至るものを対象としている。

## ○ 解釈抜粋

2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは，以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。

- (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。
- (c) 放射性物質の総放出量は，放射性物質による環境への汚染の視点も含め，環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。
- (g) 可燃性ガスの蓄積，燃焼が生じた場合においても，(a)の要件を満足すること。
- (h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

(i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

レベル 1.5PRA では、NUREG/CR-4220 に記載された米国における通常運転時の長時間の格納容器隔離機能喪失実績に基づき格納容器破損頻度の定量化を実施しているが、CFF は  $1.1 \times 10^{-6}$  (／炉年) と全 CFF への寄与は約 0.5% 程度であり、前述した格納容器隔離に係る国内プラントの運用下では格納容器隔離失敗の可能性は低いこと、格納容器破損防止対策の判断基準との整合性の観点から、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モードとして追加する必要はないものと判断した。

当該破損モードに対しては、定期検査時及び原子炉起動前における格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作による人的過誤の防止、事故時に隔離失敗が発生した場合の手動閉止手順等、すでに整備されている運用面の対策を徹底するとともに、重大事故に至るおそれのある事故発生時の炉心損傷防止対策を確実に実施することにより原子炉格納容器外への放射性物質の大規模な放出は防止可能と考える。

## 2. 格納容器の隔離失敗確率で参照した米国文献 (NUREG/CR-4220)

今回のレベル 1.5PRA では、NUREG/CR-4220 (1985 年) に記載のある大規模漏えいに至る事象の発生確率 ( $5.0 \times 10^{-3}$ ) を用いている。この確率は、LER (Licensee Event Report) データベース (データ集計期間：1965 年～1983 年) から大規模漏えいに至る事象 (4 件) を抽出し、その時の運転炉年 (740 炉年) で除して求めた値である。

LER ではエアロック関連事象が 302 件、うちエアロックドア開が 75 件あったが、これらの殆どは数秒から数時間という短時間であった。

4 時間継続したものとして第 1 表に示す 4 件が抽出され、うち 2 件は原子炉格納容器に穴が開いたもの、1 件は隔離弁開、1 件はバイパス弁開であった。

第 1 表 大規模漏えいに至る事象

Reactor	Year	Event
Oconeel	1973	Isolation Valves Open
San Onofrel	1977	Holes in Containment
Palisades	1979	By-pass Valves Open
Surry1	1980	Holes in Containment

出典：NUREG/CR-4220 (Reliability Analysis of Containment Isolation System)

(参考) 米国における最近の隔離失敗実績について

### ①最近の隔離失敗実績調査

今回のレベル 1.5PRA では、NUREG/CR-4220 (1985 年) に基づいた隔離失敗確率を用いているため、それ以降の格納容器隔離失敗実績について調査した。調査対象としては、EPRI による総合漏えい率試験 (ILRT: Integrated Leak Rate Test) の試験間隔の延長に対するリスク影響評価に関する報告書<sup>注1)</sup>

(以下「EPRI 報告書」という。)を選定した。

EPRI 報告書は、NUREG-1493(1995 年)のデータ、2007 年までの ILRT データ及び LER 等の調査結果も含まれることから最近の米国の隔離失敗事例調査に最適な文献であると判断した。なお、米国原子力規制委員会の NUREG シリーズには NUREG-1493 (1995 年)以降の新しい隔離失敗に関する文献がないことから選定していない。

この EPRI 報告書では、2007 年までの米国での 217 件の ILRT 事例を整理したとされており、その中で漏えい事象として 75 件(プラント名、漏えい率等が不明な事例を含む。)の事例が記載されている。この内訳は、機械的な破損による漏えい 71 件、人的過誤による弁・フランジの復帰忘れ 4 件となっている。

ただし、75 件の ILRT 事例のうち、格納容器隔離失敗の対象となる大規模漏えいに至る隔離失敗実績は 0 件と記載している。

なお、第 2 表に示す 3 件については設計漏えい率の 10 倍以上の事例として抽出されているが、EPRI 報告書では大規模漏えいに至るような隔離失敗の漏えい規模は保守的に考えても設計漏えい率(0.1%/day)の 35 倍、現実的には設計漏えい率の 600~6000 倍としており、抽出された 3 件は大規模漏えいの対象外としている。

また、今回の PRA で参照した NUREG/CR-4220 における大規模漏えいとした 4 件は、小規模のドリルホールから 6 インチ破断までと記載され保守的に 6 インチに想定するとしている。NUREG/CR-4220 のリーク率の計算<sup>注 2)</sup>に基づく、この 6 インチ開口では設計漏えい率の数倍以上となるため、EPRI 報告書の大規模漏えいの定義とは整合が取れたものとなっている。

#### 注 1) EPRI 報告書についての補足

- ・文献名称：EPRI 1018243, “Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals”, Revision 2-A of 1009325, October 2008
- ・EPRI 報告書において調査したデータには、①NUMARC Survey Data (1994 年)、②NEI Survey Data (2001)、③Recent ILRT Data (2007)、④補足データ (NUREG-1493, LER 等)が含まれる。

#### 注 2) NUREG/CR-4220 のリーク率の計算式は以下のとおり。

$$L = A / (2.55 \times 10^{-8} \times V)$$

L : leakage, wt%/day,

A : leak area, sq. inch.

V : Containment Volume, cubic ft.

第 2 表 大規模漏えいに至らない隔離失敗事例(参考)

Reactor	Year	Event
不明 <sup>*1</sup>	1984 年 8 月	記載なく不明
不明 <sup>*1</sup>	1985 年 11 月	記載なく不明
Dresden2 (BWR Mark I)	1990 年 12 月	真空破壊弁の漏えい

※1：ユニット名を不明とした事例は、EPRI 報告書の ILRT 事例の出典である 1994 年の NEI (当時は NUMARC) の調査データでユニット名が不明とされており、EPRI 報告書にも記載されていない。



## ②最近の隔離失敗実績を用いた感度解析

βモードは大規模漏えいに至る格納容器隔離失敗を対象としているが、EPRI 報告書による最近の格納容器隔離失敗実績の確認からは大規模漏えい事例は抽出されなかったことから、原子炉格納容器の隔離失敗件数が0件としてβモードによる格納容器破損頻度の感度評価を行った。

EPRI データは複数のデータを組み合わせており、調査対象としたプラントの範囲が不明確であることから、正確な運転期間は不明である。したがって、概略評価として隔離失敗件数を ILRT 実施回数(217件)<sup>注3)</sup>で割ることで隔離失敗確率を算出した。

その結果、算出した CFF は  $5.3 \times 10^{-7}$  (/炉年) となり、今回のレベル 1.5PRA の評価結果 ( $1.1 \times 10^{-6}$  (/炉年)) と比較してもその値は小さく、格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定に影響を及ぼすものではないと考える。

注 3) 217 件は本文献に記載の件数であるが、米国原子力産業界においては保守的に見積もっても 400 件以上の ILRT が実施されている。

(算出式)

格納容器隔離失敗確率は、発生実績 0 件 (計算上は 0.5 件として取扱う) を ILRT 実施回数で除して算出する。さらに、泊 3 号炉の炉心損傷頻度 ( $2.3 \times 10^{-4}$  (/炉年)) に格納容器隔離失敗確率を乗じて βモードによる格納容器破損頻度を算出した。

- ・原子炉格納容器の隔離失敗確率： $0.5/217=0.0023$
- ・βモードによる格納容器破損頻度： $2.3 \times 10^{-4} \times 0.0023 = 5.3 \times 10^{-7}$  (/炉年)

## αモード：原子炉容器内水蒸気爆発に係る追加要否の検討について

本破損モードは、溶融炉心が原子炉容器下部プレナムの冷却水中に落下する際に水蒸気爆発が発生し、その衝撃により発生する原子炉容器構造物破損物がミサイルとなって原子炉格納容器を破損する事象を想定したものである。

当該破損モードについては、各種研究により得られた知見から原子炉格納容器破損に至る可能性は極めて低いと評価されており (NUREG-1116, NUREG-1524), 国内においてもリスクの観点からは大きな影響がないものと認識されている。

- 日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル2 PSA 編）：2008」

## 【解説 7.4.1 項(a) 抜粋】

原子炉（圧力）容器内水蒸気爆発については、水蒸気爆発による衝撃波そのもので原子炉（圧力）容器下部壁が破損する場合と原子炉（圧力）容器下部プレナム内で発生した水蒸気爆発によって水スラグが原子炉（圧力）容器上部構造物を衝撃破損する場合が想定され、どちらにおいても原子炉（圧力）容器構造部破損物がミサイルとなって原子炉格納容器バウンダリが破損する可能性がある。WASH-1400 の評価においては、特に、後者がαモード破損として指摘され、これによって水蒸気爆発の研究が促進された。現在、これらの研究に基づき、αモード破損はリスクの観点からは解決されていると、ほとんどの専門家が認識している。

- NUREG-1116 (SERG-1), NUREG-1524 (SERG-2)

SERG-1 及び SERG-2 における米国での専門家によるレビュー結果として纏められたものであり「格納容器内水蒸気爆発はリスクの観点から無視できる」と結論付けられている。その根拠として挙げられたものは次のとおりである。<sup>注)</sup>

- ・水蒸気爆発に関与する溶融燃料の質量が限られる（溶融炉心の下部プレナムへの大量同時落下が起きにくい）。
- ・低圧で溶融燃料と飽和水が混合した場合にはボイド率が大きくなり、水が枯渇化することにより溶融燃料－冷却材相互作用の発生エネルギーが抑制される。
- ・高圧のときには、粗混合から水蒸気爆発へのトリガーが起きにくい。
- ・原子炉容器下部ヘッド内で粗混合領域全体が一斉に伝播爆発することが物理的に起きにくい。
- ・機械エネルギーへの変換を阻害するいくつかの要因（原子炉容器内構造物によるエネルギー吸収等）がある。

この結論は 1997 年の水蒸気爆発に係る専門家会議（OECD 主催）においても、変更不要であることが確認されており、米国 NRC は原子炉容器内での FCI から水蒸気爆発に至り原子炉格納容器が破損する事象（αモード破損）について、これまでの専門家による検討結果では発生可能性は非常に低く、問題は解決済と位置づけている。

注) 日本原子力学会，シビアアクシデント熱流動現象評価，平成 13 年 3 月

また、レベル 1.5PRA の定量化結果として、CFF は  $1.7 \times 10^{-9}$  (／炉年) と全 CFF への寄与は約 0.0008%程度と極めて小さいことから、当該破損モードを格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

## 停止時PRAにおいて評価対象外としたPOSの除外理由について

停止時PRAにおいて、高圧状態のPOS（POS 3，POS11及びPOS13）については、重要事故シーケンス選定の観点からは、運転モードの違いによる待機機器の状態を考慮した上であっても、出力運転時PRAに包絡できるとし、評価対象外としている。

また、原子炉キャビティが満水状態のPOS（POS 6 及びPOS 8）については、十分な時間余裕があることから評価対象外としている。以下に各々の考え方について示す。

## 1. 高圧POS（POS 3，POS11及びPOS13）を評価対象外とした理由

高圧状態のPOSにおける事故進展について、非常用炉心冷却設備の自動作動が要求されるLOCA以外の事象は、非常用炉心冷却設備作動以外の非常用炉心冷却設備等の緩和設備は出力運転時PRAと同じ状態であり、また、原子炉が停止しているため起因事象発生時の発熱量が小さく事象進展が緩やかである点を考慮すると、出力運転時PRAで包絡できると判断される（第1表参照）。

一方、LOCAについては、非常用炉心冷却設備の自動起動に期待できず、発熱量は小さいものの手動起動する必要があるため、時間余裕及び人的過誤の観点で評価は厳しくなる可能性があるが、非常用炉心冷却設備作動信号ブロック前後で使用できる設備に相違がない（第2表参照）ことから、非常用炉心冷却設備の起動方法（自動又は手動）に関わらず抽出される事故シーケンスとしては出力運転時PRAと同じものとなるため、重要事故シーケンスの抽出を目的としたPRAとしては、出力運転時PRAで包絡できる。

また、燃料損傷防止対策の有効性評価の観点では、ECCS注水機能喪失に分類される事故シーケンスは非常用炉心冷却設備による注入失敗を前提としているため、非常用炉心冷却設備作動信号のブロックの有無の影響はない。

以上より、重要事故シーケンスの抽出の観点で高圧状態のPOSであるPOS 3，POS11及びPOS13については、出力運転時PRAに含めることができると判断し、停止時PRAにおいては定量評価の対象外とした。



第1表 起因事象ごとの高圧POSの包絡性

高圧POSにおいて 評価対象候補となる起因事象	高圧POSと出力運転時との違い	停止時PRAにおける扱い
原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失	非常用炉心冷却設備作動信号がブロックされ、非常用炉心 冷却設備の自動起動に期待できず、手動起動する必要がある。	○非常用炉心冷却設備の起動方法に関わらず、抽出される事故 シナリオとしては出力運転時と同じものとなる。 ○炉心損傷防止対策の有効性評価の観点では、ECCS注水機能喪 失に分類される事故シナリオは非常用炉心冷却設備による 注入失敗を前提としているため、非常用炉心冷却設備作動信 号がブロックされているか否かは問題とならない。 以上より、重要事故シナリオの抽出の観点では、出力運転 時に含めることができると判断し、停止時の評価から除外し た。
インターフェイスシステム LOCA	基本的に同じ※1	出力運転時で包絡される。
2次冷却系の破断	基本的に同じ※1	出力運転時で包絡される。
蒸気発生器伝熱管破損	基本的に同じ※1	出力運転時で包絡される。
原子炉補機冷却機能喪失	基本的に同じ※1	出力運転時で包絡される。
主給水流量喪失	基本的に同じ※1	出力運転時で包絡される。
外部電源喪失	基本的に同じ※1	出力運転時で包絡される。
過渡事象	基本的に同じ※1	出力運転時で包絡される。

※1 事象進展としては温度、圧力、崩壊熱等の観点から出力時より緩やかとなる。

第2表 非常用炉心冷却設備作動信号ブロック前後での緩和設備の待機状況

系統	プラント状態		原子炉施設保安規定要求 (平成25年5月15日認可)
	モード1	モード3	
	定格出力 運転状態	高温停止状態(余熱除去運転 開始まで) POS-3	
ディーゼル 発電機	2基が動作可能		第72条モード 1, 2, 3及び4  (1)ディーゼル発電機2基が動作可能であること  (2)燃料油サービスタンクの貯油量が制限値内にあること
原子炉補機 冷却水系	2系統が動作可能		第67条モード 1, 2, 3及び4 2系統が動作可能であること
原子炉補機 冷却水系	2系統が動作可能		第66条モード 1, 2, 3及び4 2系統が動作可能であること
非常用炉心冷却系 (高圧注入系)	2系統が動作可能		第51条モード 1, 2及び3 (1)高圧注入系の2系統が動作可能であること (2)低圧注入系の2系統が動作可能であること
非常用炉心冷却系 (低圧注入系)	2系統が動作可能		
補助給水系	電動補助給水ポンプによる2系統及びタービン動補助給水ポンプによる1系統が動作可能であること		第64条モード 1, 2, 3及び4 (蒸気発生器が熱除去のために使用されている場合) (1)モード1, 2及び3において、電動補助給水ポンプによる2系統及びタービン動補助給水ポンプによる1系統が動作可能であること
原子炉格納容スプレイ系器	2系統が動作可能		第57条モード 1, 2, 3及び4 (1)2系統が動作可能であること (2)よう素除去薬品タンクの薬品濃度及び薬品溶液量が制限値内であること

## 2. 原子炉キャビティ満水状態 (POS 6 及びPOS 8) を評価対象除外とした理由

原子炉キャビティ満水時において、余熱除去系の故障又は電源等のサポート系の故障により冷却が停止した場合、原子炉キャビティ水の蒸発により通常水位からフランジレベルまで水位が低下するのに要する時間は、70時間以上であり、PRAで用いている使命時間（24時間）よりも十分に長い。また、機器の復旧や待機側の系統<sup>※2</sup>に期待する等のリカバリー操作にも期待できるため、燃料損傷に至る可能性は十分に小さい。

1次冷却材流出事象においても、原子炉キャビティ満水時はミッドループ運転時と比較して1次冷却材水量が多く、余熱除去系の運転が阻害される1次系水位に至るまでの時間余裕が十分に長く<sup>※3</sup>、余熱除去機能が阻害される水位（ミッドループ水位以下）に至るまでに漏えい箇所を隔離し、余熱除去運転の継続に期待できる。

なお、原子炉キャビティ満水時に特有な1次冷却材流出事象としては、原子炉キャビティからの漏えい又はキャビティシール漏えいが考えられるが、これらの事象では原子炉容器フランジ面より下に1次系冷却材水位が低下することがないため、余熱除去機能喪失には至らない。

以上より、原子炉キャビティ満水状態のPOSであるPOS 6 及びPOS 8 については、燃料損傷に至るまでの時間余裕が充分であり、ミッドループ運転時の評価に包絡されることから、停止時PRAの評価から除外している。

※2 原子炉施設保安規定では、原子炉キャビティ高水位状態では原子炉キャビティ水の残留熱除去への寄与を考慮して余熱除去系統の要求が「1系統以上が運転中であること」となっているが、実運用では原子炉キャビティ高水位状態においても余熱除去系統2系統が動作可能な状態になっている。

※3 原子炉キャビティ満水時において流出の可能性が想定され、最も配管径が大きく流出流量が大きいと考えられる充てん抽出ラインを通じた漏えいについて、最大抽出流量（約60m<sup>3</sup>/h）で冷却材が漏えいすると仮定しても、原子炉キャビティ水量は原子炉容器フランジ面より上部でも約1,000m<sup>3</sup>あるので、十分な時間余裕がある。

RCPシール部からの漏えい量の設定根拠について

1. 全交流動力電源喪失時におけるRCPシール部の挙動

(1) 通常運転時

通常運転中、RCPシール部は、充てんポンプによる封水注入ラインからの封水注入、およびサーマルバリアへの冷却水通水により、RCPシール部の熱的な防護が図られている。(図1)

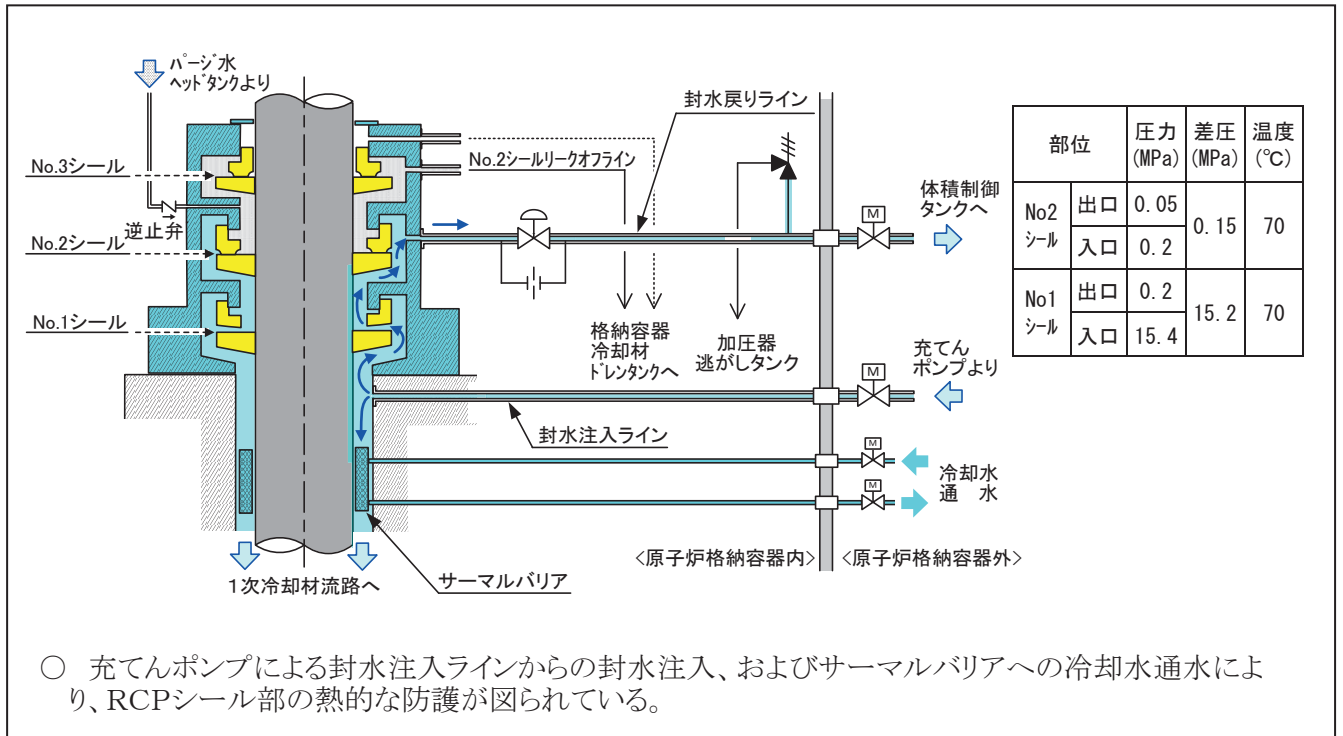


図1 RCPシールの状況 (通常運転時)

(2) 全交流動力電源喪失時

全交流動力電源喪失時 (以下、「SBO」という) には、充てんポンプおよび原子炉補機冷却水ポンプが停止し、封水の注入、サーマルバリアへの冷却水通水が停止するため、シール部は高温の1次冷却材にさらされる。

対応操作として、封水注入ライン弁および封水戻りライン弁を閉止することに伴い、封水戻りライン内部の圧力上昇により逃がし弁が作動し、RCPシール部へ到達した1次冷却材は加圧器逃がしタンク側へと導かれる。

加圧器逃がしタンクにはラブチャディスク (破壊板) が設置されており、規定圧力まで内圧が上昇するとラブチャディスクを通じて1次冷却材が格納容器内へ流出する。

また、SBO時は、封水戻りラインに設置されている止め弁が自動的に閉止し、当該弁をバイパスする形で設置されているバイパスオリフィスを経由することになり、封水戻り流量は制限される。

これに伴い、No.2シール入口の圧力が上昇し、No.2シールからの漏えい量増加が想定される。(図2)

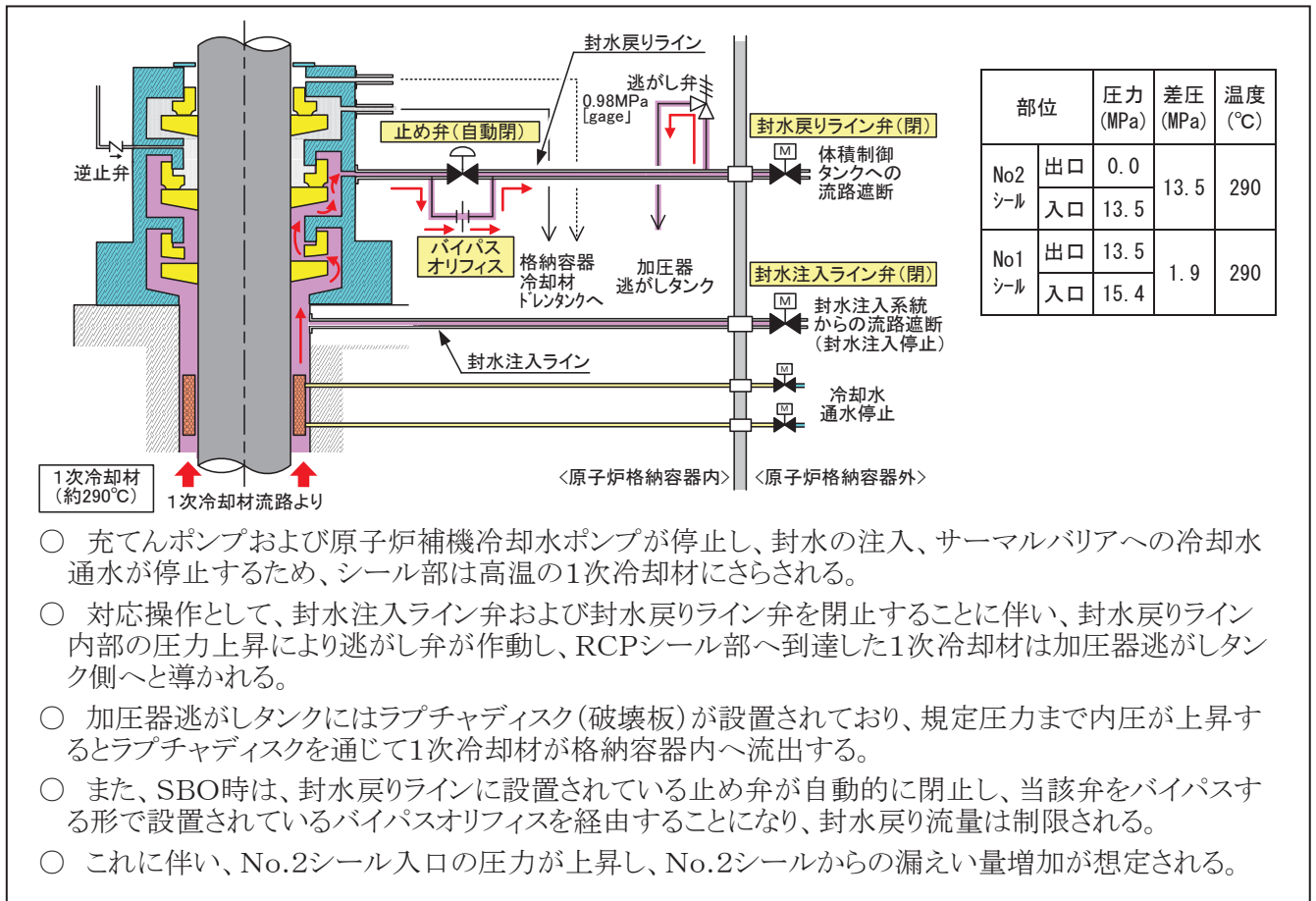


図2 RCPシールの状況 (SBO時)

## 2. RCPシール部からの漏えい量

### 2-1. シール部の機能が喪失している場合「RCPシールLOCAあり」における

#### 1次冷却材漏えい量

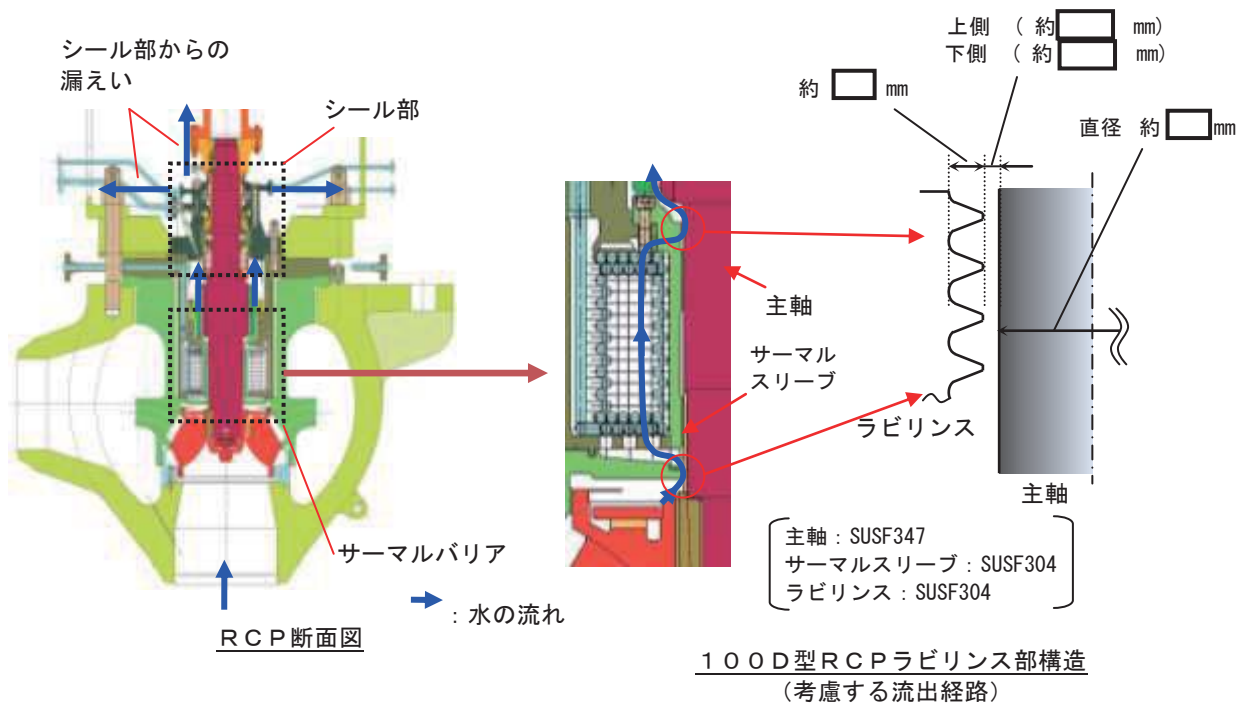
「RCPシールLOCAあり」の有効性評価における100D型RCPシール部からの漏えい量については、シール部が機能喪失した場合の最大の値として、約109m<sup>3</sup>/h (480gpm 相当) を設定している。

以下に漏えい量の算出方法及び有効性評価における使用値について説明する。

#### (1) 漏えい量評価方法

RCPシールLOCA時に漏えい量が最大となる全シール (No. 1、2、3) の機能喪失時の流出流量は、シール部や配管等の流出経路の構造によって決まるが、保守的に、シール部や配管等の抵抗は考慮せず、それ以外で最も狭い流路であるサーマルバリア付近のラビリンス部の抵抗のみ考慮して評価を行う。下図の通り、ラビリンス2箇所の抵抗で流量が制限される。なお、ラビリンス部の抵抗のみ考慮をした場合においても、ラビリンス部の構造健全性が維持されることを確認している。(別紙1)

枠囲みの内容は機密情報に属します  
 ますので公開できません。



評価手順は以下の通りである。(別紙2, 3)

- ①ラビリンス部の圧損係数を評価
- ②ラビリンス出口で臨界流となることを確認
- ③Henry Fauske の式を用いて、臨界流量を算出し、漏えい量を評価

(2) 評価結果

入力条件として、泊3号機の100D型RCPのラビリンス部隙間形状(ラビリンス2箇所の抵抗で流量が制限)および出入口条件(入口:290℃、15.4MPa[gage]、出口:0MPa[gage])を与え、上記評価手順にて算出した結果、100D型RCPシールの漏えい量は約99m<sup>3</sup>/h/台(約436gpm/台)となる。

(3) 米国RCPシールリークモデル

米国WH社においては、RCPシールリークに係るリスクを評価するモデルとして、WOG2000モデルを開発し、トピカルレポートをNRCに提出した。(2000年12月)

NRCはこれに対し、安全評価書(SER: Safety Evaluation Report)を発行(2003年5月)し、その中で確率論的安全評価に用いるRCPシールリークモデルが示されており、シール機能喪失時の漏えい量を、480gpm/台と設定している。

TIMING AFTER LOSS OF ALL RCP SEAL COOLING		
0-13minutes	13minutes-2hours	>2hours
gpm/RCP (probability)	gpm/RCP (probability)	gpm/RCP (probability)
21 (1.0)	21 (0.79)	21 (0.79)
	76 (0.01)	76 (0.01)
	182 (0.1975)	182 (0.1975)
	480 (0.0025)	480 (0.0025)

(出展)

Safety Evaluation By The Office Of Nuclear Reactor Regulation WCAP-15603, Revision 1, "WOG2000 Reactor Coolant Pump Seal Leakage Model For Westinghouse PWRs" Westinghouse Owners Group Project No.694

#### (4) 漏えい量の設定

RCPシール部の漏えい量の評価結果(約 99m<sup>3</sup>/h/台(約 436gpm/台))と米国のシールリークモデルを参照した漏えい量(約 109 m<sup>3</sup>/h/台(480gpm/台))から、有効性評価においてはシール機能喪失時漏えい量として約 109m<sup>3</sup>/h/台(480gpm/台)を設定した。

なお、WH社が設定した漏えい量 480gpm/台は、泊3号機における評価方法と同様に、ラビリンス部の抵抗のみを考慮して算出されたものである。



2-2. シール部の機能が維持されている場合「RCPシールLOCAなし」における  
1次冷却材漏えい量

(1) 評価方法

SBO時は、タービン動補助給水ポンプ等を用いて炉心を冷却することにより、1次冷却材温度・圧力が低下するため、シールが機能することを確認している。従って、RCPシールリーク量の評価では、No. 1、No. 2シールが機能していることを前提としている。SBO時におけるRCPシール部からの漏えい量（封水戻りラインバイパスオリフィス（以下、「バイパスオリフィス」と言う。）およびNo. 2シールからの漏えい量）を以下の手順により評価した。（図3）

① 差圧-流量特性評価

1次冷却材温度 290℃における各要素（No. 1シール/No. 2シール/バイパスオリフィス）の“差圧-流量特性”を評価する。

- ・No. 1シール（—）※単相流として評価（別紙4）
- ・No. 2シール（.....）※シール出口における減圧沸騰を考慮して評価（別紙5）
- ・バイパスオリフィス（-.-.-.-）※オリフィス通過時の減圧沸騰を考慮して評価（別紙6）

② No. 2シールおよびバイパスオリフィスの“差圧-流量特性”を合成する。（—）

③ No. 1シール通過流量（ $Q_1$ ）が、（No. 2シール通過流量（ $Q_2$ ））+（バイパスオリフィス通過流量（ $Q_3$ ））に一致することから、各要素の前後差圧を評価する。

④ ③の評価結果により各要素の流量を算定する。

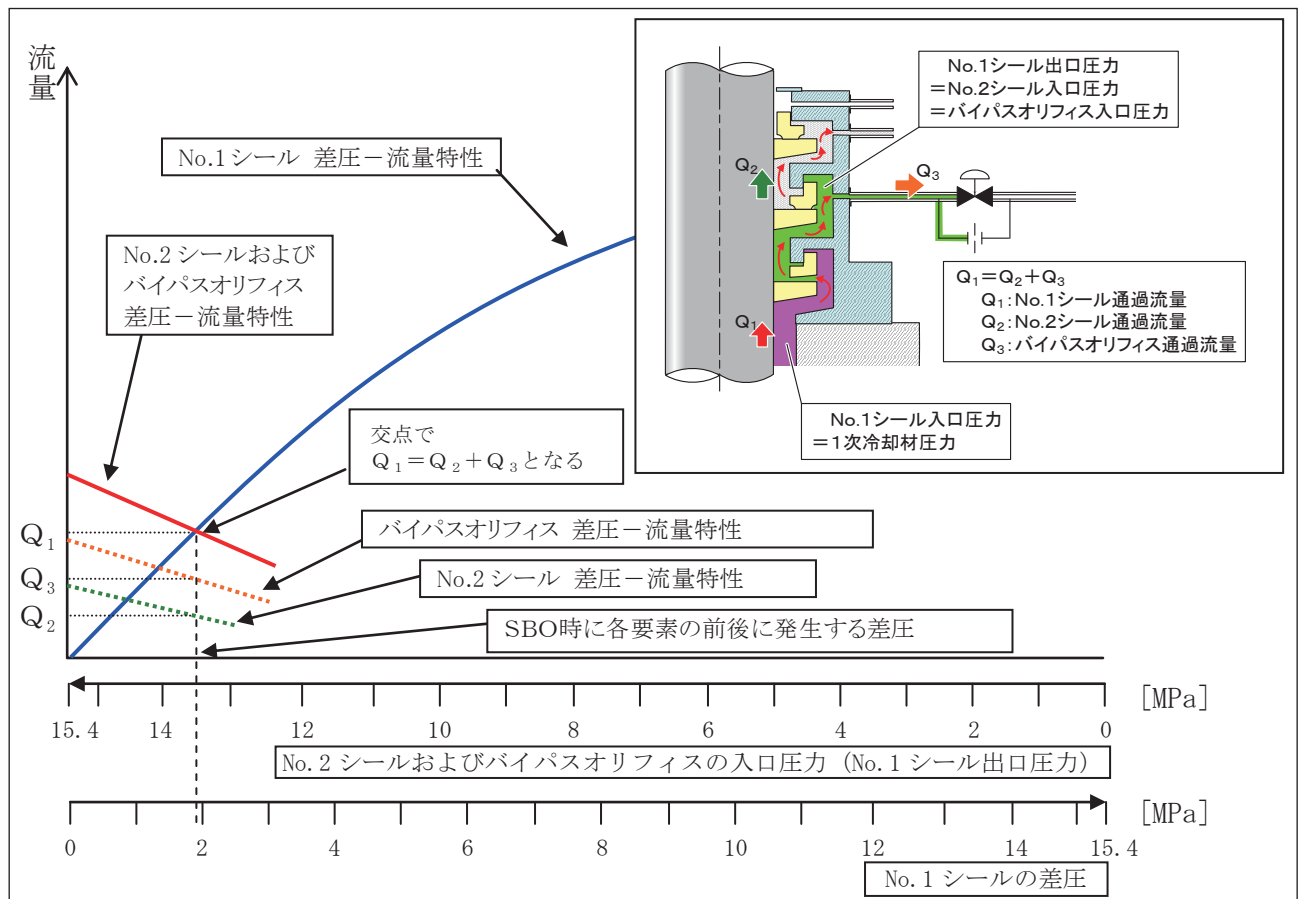


図3 RCPシール部からの漏えい量算定方法



## (2) 評価結果及び漏えい量の設定

(1) の手順に基づく評価を実施した結果、SBO環境条件となる1次冷却材圧力15.4MPa、1次冷却材温度290℃において、封水戻りライン（バイパスオリフィス）を通じた1次冷却材漏えい量（ $Q_3$ ）は約0.8m<sup>3</sup>/h、No.2シールからの漏えい量（ $Q_2$ ）は約0.4m<sup>3</sup>/hであり、シール部からの漏えい量（ $Q_1=Q_2+Q_3$ ）は合計で約1.2m<sup>3</sup>/h/台である。

なお、漏えい量の評価においては、No.2シール出口の圧力を大気圧、封水戻りライン（バイパスオリフィス）出口の圧力を封水戻りライン逃がし弁（吹出し圧力:0.98MPa、吹止り圧力:0.83MPa）の吹出し圧力（0.98MPa）として評価しており、実機と同等条件である。

有効性評価においては、上記の漏えい量に余裕を見込んだ値として、保守的に約1.5m<sup>3</sup>/h/台に相当する口径約0.2cm（約0.07inch/台）の開口を設定し解析している。ここで、口径の設定にあたっては、開口部の出口圧力は大気圧としたうえで、初期漏えい量が約1.5m<sup>3</sup>/h/台となるように設定している。

また、有効性評価においては、RCP封水戻りライン逃がし弁が1次冷却材圧力の低下により吹き止まった後は、封水戻りライン（バイパスオリフィス）及びNo.2シールともに漏えいが止まる（0m<sup>3</sup>/h）として評価している。

ここで、封水戻りライン（バイパスオリフィス）は、RCP封水戻りライン逃がし弁が吹き止まれば流出経路がなくなり漏えいは止まる。RCP封水戻りライン逃がし弁の吹き止まりについては、定期的に分解点検を実施し、吹き出し圧力を確認するとともに、吹き止まり圧力設定値以上の圧力にて漏えい量が判定基準  :窒素ガス)以下であることを確認しており、信頼性を有している。

また、No.2シールについては、接触式であり、RCP封水戻りライン逃がし弁が吹き止まる圧力（0.83MPa）においては、シール面の接触状態が維持され、十分な押し付け荷重（閉止荷重）がかかることから、漏えいはにじみ程度と考えられる。なお、差圧0.83MPaで漏えい量の評価に用いた式\*1により漏えい量を算定した結果、0.001m<sup>3</sup>/h以下であり\*2有効性評価上無視できる。

\*1：別紙5 No.2シール 差圧—流量特性評価方法における（1）式

\*2：低差圧状態でのNo.2シール漏えい量算定にあたっては、シールの工場試験の実績から求められる摺動面間  を設定している。なお、1.2m<sup>3</sup>/hのシール漏えい量評価におけるNo.2シール漏えい量算定においては、保守的にNo.2シール入口圧力を15.4MPa、出口部では沸騰減圧し臨界流になると想定し、別紙5 No.2シール 差圧—流量特性評価方法における（1）式、（2）式を用いて求めた摺動面隙間  を設定している。

ラビリンスシールの健全性評価について

RCP シール LOCA 時に漏えい量が最大となる全シール (No. 1、2、3) の機能喪失時の流出流量は、シール部や配管等の流出経路の構造によって決まるが、保守的に、シール部や配管等の抵抗は考慮せず、それ以外で最も狭い流路であるサーマルバリア付近のラビリンス部の抵抗のみ考慮して評価を行っている。

ラビリンス部の通過流量は、出入口条件 (入口温度 : 290°C、圧力 : 15.4MPa、出口圧力 : 0MPa) を与えて評価しているが、ラビリンス部に対し温度・圧力による影響、通過流体によるラビリンスの侵食が考えられる。それらにより、漏えい量の評価に有意な影響を及ぼさないことについて、以下の通り確認した。

1. 圧力差によるラビリンスの強度評価

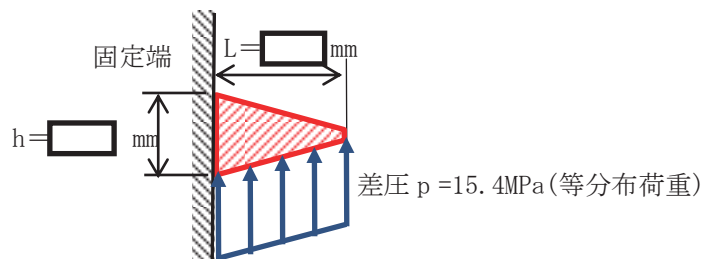
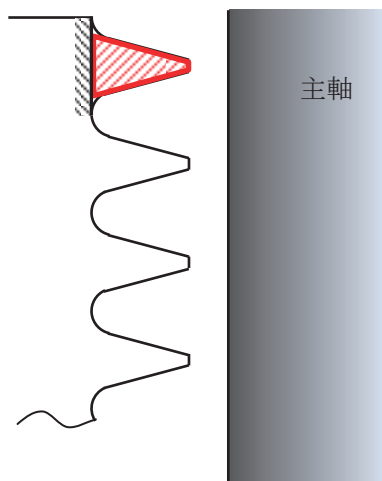
ラビリンス突起部の入口/出口の圧力差により発生する応力を評価する。漏えい量評価においては、ラビリンス入口に圧力 15.4MPa の 1 次冷却材が侵入し、複数のラビリンス突起部を通過し、徐々に減圧されることとなる。本評価においては、リング状のラビリンス部の断面を下図の通り、2 次元の片持ち梁としてモデル化し、保守的に 1 つの溝山に差圧 15.4MPa が等分布荷重として作用することとして評価を行った。

本形状での片持ち梁における最大曲げ応力発生部は、固定端付け根部となるため、付け根部の応力を右下の最大発生曲げ応力の  $\sigma_{max}$  の計算式に基づき評価した。

評価の結果、ラビリンス付け根部に発生する最大応力は、290°Cにおける SUSF304 の降伏点以下の値となり、強度上健全であり、塑性変形は生じない。なお、ラビリンス突起先端部に発生する応力は、上記の  $\sigma_{max}$  より小さいことから、先端部がかかることはない。

差圧	最大発生応力 $\sigma_{max}$	SUSF304 の降伏点 $S_y$ (290°C)	発生応力の降伏点に対する比率 $\sigma_{max}/S_y$
15.4MPa	121MPa	128.6MPa	0.94

ラビリンス (材料 : SUSF304)



計算モデル (片持ち梁)

曲げモーメント :  $M = p \cdot L^2/2$

断面係数 :  $Z = h^2/6$

最大発生曲げ応力  $\sigma_{max}$  計算式 :

$\sigma_{max} = M/Z = 3pL^2/h^2$

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 温度及び圧力差によるラビリンスと主軸の隙間への影響

ラビリンスへの高温 (290℃) の1次冷却材の侵入に伴い、流路構成部材の温度が上昇する。この時の熱膨張差による主軸とラビリンスの隙間の広がり量を計算した結果、隙間の広がり量は、0.5%以下 (上側：約  \*1、下側：約  \*1) であり、算出流量に与える影響も 0.5%以下となり、漏えい量の評価に与える影響はごくわずかである。

\* 1 : 直径分の広がり量

[計算式]

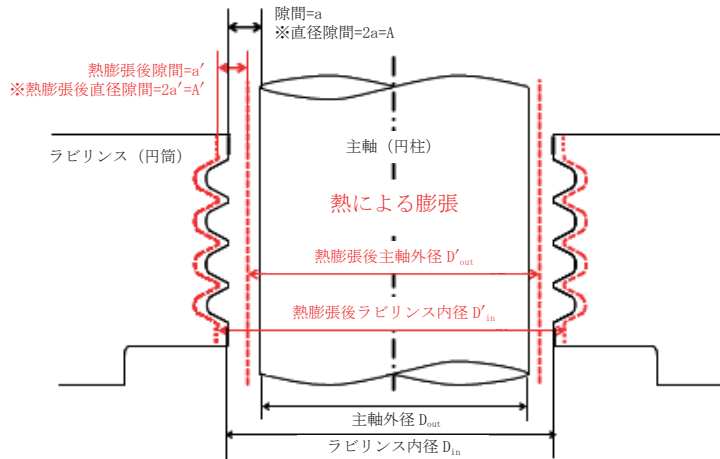
$$\text{熱膨張量 (mm)} = \alpha \times D \times (T_{\text{SBO}} - T_{\text{RT}})$$

$\alpha$  : 線膨張係数 (mm/mm℃)     $D$  : ラビリンス内径 or 主軸外径 (mm)

$T_{\text{SBO}}$  : 290℃

$T_{\text{RT}}$  : 20℃

[計算モデル]



[ラビリンス熱膨張計算]

			上側	下側
ラビリンス内径	$D_{in}$	mm		
主軸外径	$D_{out}$	mm		
直径隙間	$A = D_{in} - D_{out}$	mm		
熱膨張後ラビリンス内径	$D'_{in}$	mm		
熱膨張後主軸外径	$D'_{out}$	mm		
熱膨張後直径隙間	$A' = D'_{in} - D'_{out}$	mm		
隙間の広がり量	$B = A' - A$	mm		
変化率	$B/A$	%		

SUSF304 の線膨張係数	$\times 10^{-6} \text{mm/mm}^\circ\text{C}$	17.018
SUSF347 の線膨張係数	$\times 10^{-6} \text{mm/mm}^\circ\text{C}$	17.554

上記の熱膨張差に加え、1次系圧力 15.4MPa がラビリンス部に作用した際に発生する変位に伴う隙間の広がり評価する。保守的に、前記 1. 項で求めたラビリンス部付け根部に発生する最大応力  $\sigma_{max}$  が、山の圧縮方向全体に発生すると仮定して、ラビリンス隙間の広がりを計算した結果、熱膨張差による変位との合計で 1.0%以下（上側：約 \*1、下側：約 \*1）であり、算出流量に与える影響も 1.0%以下となり、漏えい量の評価に与える影響はごくわずかである。

\* 1 : 直径分の広がり量

$$\begin{aligned} \text{＜計算式＞ 差圧による変位量 (mm)} &= (L \times \sigma_{max} / E) \\ &= \text{} \times 121 / 176400 \\ &\approx \text{} \text{ mm} \end{aligned}$$

L : ラビリンス長さ (mm)

$\sigma_{max}$  : ラビリンス付け根部の発生応力 (MPa) [ 1. 参照 ]

E : 縦弾性係数 (MPa)

### 3. 流体によるラビリンス形状への影響

漏えい量評価においては最終段ラビリンス部で臨界流となると評価しているが、臨界流の条件下ではラビリンス先端部の浸食が想定される。しかしながら、以下のことから、ラビリンス部の有意な侵食は生じないと考えられる。

- ・材料として耐浸食性に比較的優れた SUSF304 を使用している。
- ・事象発生後、1次系温度・圧力は速やかに減温・減圧され、ラビリンス部の通過流束も速やかに制限される。
- ・臨界流となるのは、最終段ラビリンス部の出口であり、ラビリンス本体に液滴が高速で衝突する割合は小さい。
- ・昭和 54 年の(財)発電熱機関協会「蒸気発生器信頼性実証試験 伝熱管破断試験」において、伝熱管の破断開口部を模擬した円孔、またはスリットより、1次系サブクール水（約 320℃、15.4MPa）を臨界流で噴出させ、開口部（材質：インコネル 600）のエロージョン状況を調査している。同調査によると、20 時間の噴出においても開口部の浸食は認められず、開口面積（流量）の変化は生じないことが確認されている。なお、エロージョン影響に対して支配的因子である材質の硬度は、インコネル 600 より RCP ラビリンス部材である SUSF304 の方が高い。

# RCPシール漏えい量評価におけるラビリンス通過流量算出方法

## 1. 計算の考え方

ラビリンスを通過する流れは、入口では水単相流であるが、圧力損失によって圧力が低下し、ラビリンス最下段手前では出口との圧力差の関係で臨界流となる(図1)。計算では、水単相流または臨界流となるかを判別して流量を計算する。

## 2. 計算方法

計算フローを図2に示す。各計算式は以下の通りである。

2.1 ラビリンス通過時の圧力損失(水単相流)(文献1)

$$\xi = \frac{\Delta P}{\rho u^2 / 2} = 1 + \xi' + z \cdot (a + \xi' \cdot b) \quad (1)$$

式(1)右辺の'はラビリンス隙間幅が十分小さい場合、0.5となる。また、係数a, bは図3に示す線図から求める。

## 2.2 臨界流流量

臨界流流量は次式の Henry-Fauske の式(文献2)を用いて計算する。

$$\left(\frac{Q_C}{A}\right)^2 = \frac{x_0 v_g + (v_g - v_{f0})}{nP} \left[ \frac{(1-x_0)N ds_{gE}}{s_{gE} - s_{fE}} - \frac{dP}{P(s_{g0} - s_{f0})} \right] \left[ \frac{1}{n} - \frac{1}{\gamma} \right] \quad (2)$$

ここで、 $N = \frac{x_0 \rho_g}{0.14}$ である。

### 記号

- A : 流路断面積[m<sup>2</sup>]
- g : 重力加速度[m/s<sup>2</sup>]
- P : 圧力[Pa]
- u : ラビリンス通過流速[m/s]
- S<sub>g</sub> : 蒸気の熱平衡エントロピー[J/kgK]
- S<sub>0</sub> : 液の液み点エントロピー[J/kgK]
- v<sub>g</sub> : 気相の比体積[m<sup>3</sup>/kg]
- v<sub>f</sub> : 液相の比体積[m<sup>3</sup>/kg]
- x : 蒸気質量[-]
- ξ : 抵抗係数[-]
- n : polytropic exponent[-]

### 文献

- 1 : I. E. Idelchik, "Handbook of Hydraulic Resistance, 4<sup>th</sup> Edition", pp.655-656.
- 2 : Henry, R. E. and Fauske, H. K., "The Two-Phase Critical Flow of One-Component Mixtures in Nozzles, Orifices and Short

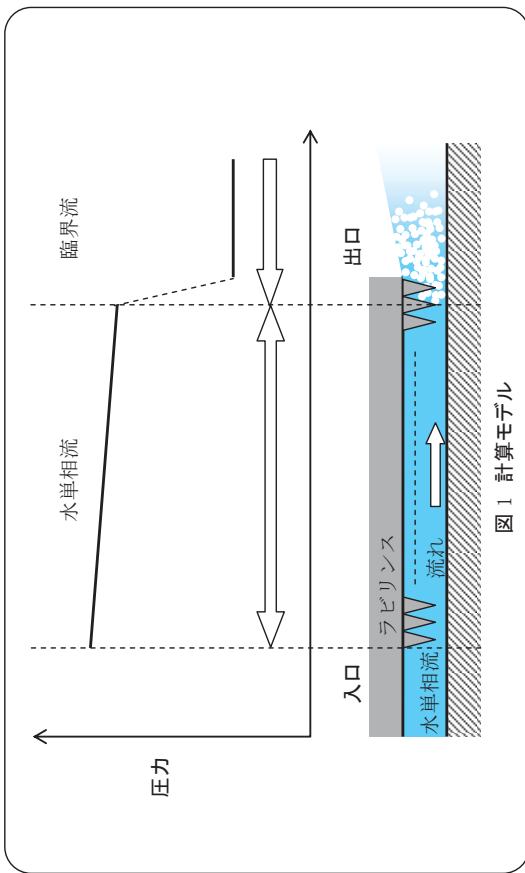


図1 計算モデル

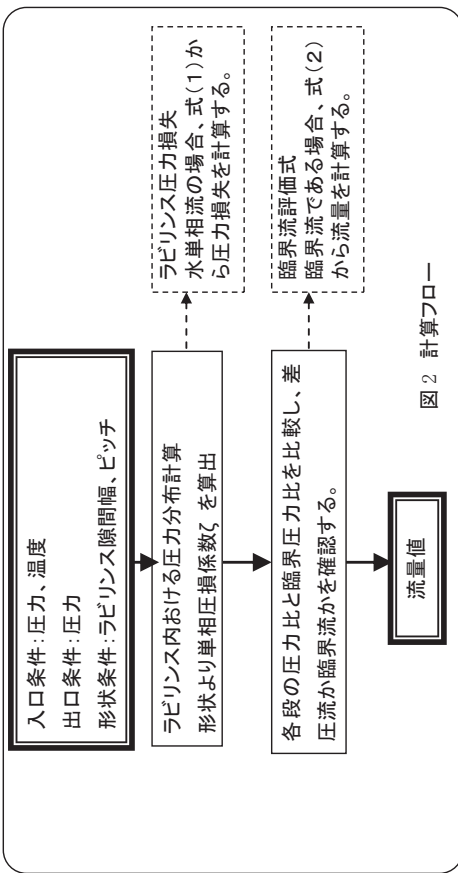


図2 計算フロー

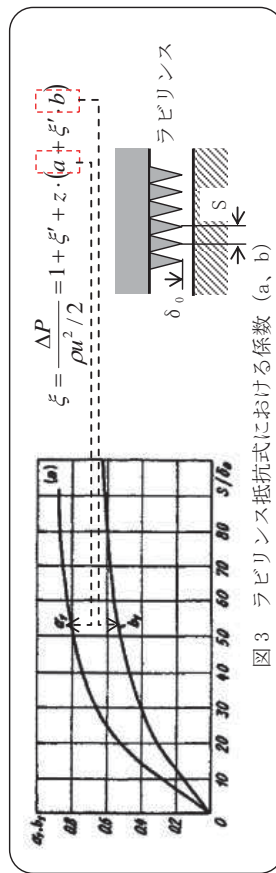


図3 ラビリンス抵抗式における係数(a, b)

## 1 次冷却材ポンプシール部からの漏えい率の評価における Henry-Fauske の式の適用性について

### 1. はじめに

1 次冷却材ポンプ（以下「RCP」という。）シール部からの漏えい率の評価においては、最終段のラビリンス部の通過流量を Henry-Fauske の式を適用して算出している。

ラビリンス部の流路断面は、図 1 の通り、幅の狭い円環形状であるが、そのような形状に対し Henry-Fauske の式を適用することの妥当性について次に示す。

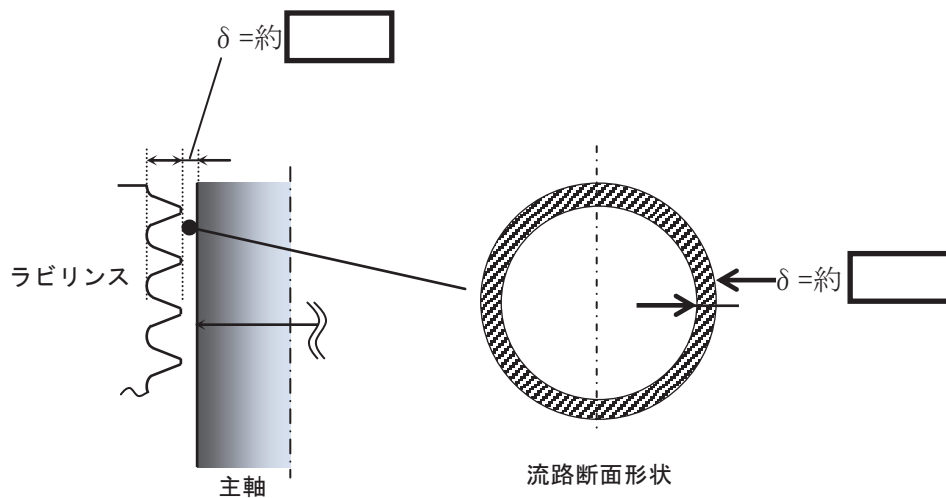


図 1 RCP ラビリンス部流路の断面形状

### 2. Henry-Fauske の式の適用性

#### (1) プラントメーカーにおける試験

平成 14 年にプラントメーカーにおいて、社内試験として、アングル弁下流の噴流挙動調査を目的にアングル弁の弁開度と通過流量（臨界流）の関係を試験・調査している。

図 2 に示すとおり、アングル弁を通過する流路は円環形状であり、弁開度を小さくすると流路面積が小さくなるとともに RCP シール部と同様に幅の狭い円環形状となる。同調査によると、アングル弁の流路面積と流量（試験値）の関係について図 3 の結果を得るとともに、Henry-Fauske の式を用いて算定した流量が試験値とよく一致することが確認されている。

また、図 3 には、横軸のアングル弁の流路面積に加え、隙間寸法（最小ギャップ： $\delta$ ）を今回付加して示しているが、RCP ラビリンス部の隙間寸法は試験範囲に包絡されている。

以上のことから、RCPシール部からの漏えい率評価において、Henry-Fauskeの式を適用することは妥当といえる。

なお、同調査におけるアングル弁の流路面積は、RCPラビリンス部より小さいが、ごく小さい流路面積に Henry-Fauske の式を適用することの妥当性も示しているといえる。

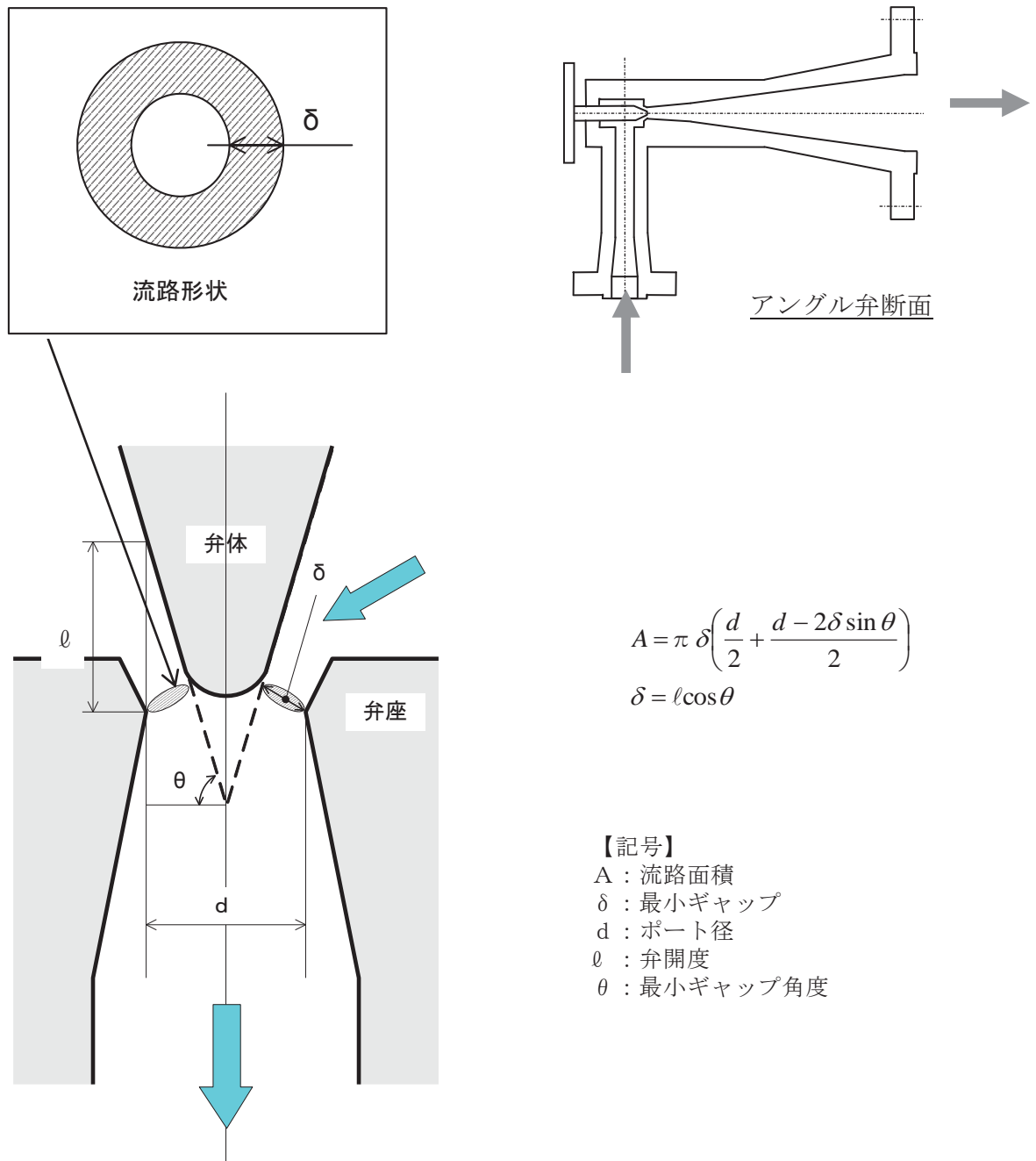


図2 流路形状模式図(アングル弁)

添 7. 1. 2. 10-12



枠囲みの内容は機密情報に属します  
ので公開できません。



図 3 アンクル弁流路面積とすきま流量の関係

## (2) 公開文献における検証試験

Henry-Fauske の式については、公開文献<sup>※1</sup>において、PWR における LOCA による配管の微小隙間からの漏えい量の評価手法確立を目的に、直径 4 mm 及び 16 mm のノズルを通過する臨界流量の試験データとの検証を行った結果が示されている。それによると複数の温度・圧力ケースにおいて、Henry-Fauske の式より求められる臨界流量は、試験流量とよく一致することが確認されている。その面積は RCP ラビリンス部より小さい面積であり、(1) と同じく、ごく小さい流路面積に Henry-Fauske の式を適用することの妥当性を示しているといえる。

※1 : Lin J. C., Gruen G. E., Quapp W. J. "Critical flow in small nozzles for saturated and subcooled water at high pressure" ASME winter annual meeting, 1980

CRITICAL FLOW IN SMALL NOZZLES FOR  
SATURATED AND SUBCOOLED WATER AT HIGH PRESSURE

J. C. Lin, G. E. Gruen, W. J. Quapp

EG&G Idaho, Inc.

Idaho Falls, Idaho 83415

TABLE 3  
TEST CONDITIONS FOR WYLE AND LTSF SMALL NOZZLE CALIBRATION TESTS

TEST	PRESSURE	TEMPERATURE	NOZZLE SIZE
	(Test Section)	(Test Section)	
	MPa	K	mm
LOSI-IRRR	9.6	543	16
LOSI-2	6.20	543	16
LOSI-3	4.60	538	16
LOS2-1A	13.44	552	4
LOS2-2	10.5	550	4
LOS2-3	7.2	551	4
Wyle 3R	14.7	557	16
Wyle 06	14.7	557	4

LOSI and LOS2: Test Series 1 and 2 for LTSF small nozzle calibration tests.

(出典)

Lin J.C., Gruen G.E., Quapp W.J. "Critical flow in small nozzles for saturated and subcooled water at high pressure" ASME winter annual meeting, 1980

TABLE 4 SUBCOOLED FLOW MASS FLOW MASS FLUX L1SF AND WYLE CALIBRATION DATA

TEST	PRESSURE	DENSITY	STAGNATION QUALITY	DISCHARGE MASS FLUX	HENRY-FAUSKE MASS FLUX	MODIFIED BURNELL MASS FLUX	GE DATA
	MPa	kg/m <sup>3</sup>	---	kg/s-m <sup>2</sup> x10 <sup>4</sup>	kg/s-m <sup>2</sup> x10 <sup>4</sup>	kg/s-m <sup>2</sup> x10 <sup>4</sup>	kg/s-m <sup>2</sup> x10 <sup>4</sup>
LOS1-1RRR <sup>a</sup>	9.60	770	-0.008	0.2±0.4	6.4	8.6	--
LOS1-2	6.20	740	0.001	3.9±0.2	4.4	3.7	4.1
LOS1-3	4.60	700	0.004	3.0±0.15	3.7	3.3	--
LOS2-1A <sup>a</sup>	13.44	737	-0.022	11.7±3.2	10.9	11.4	--
LOS2-2	10.59	719	-0.005	7.8±1.6	8.5	8.5	--
LOS2-3	7.27	727	0.0006	6.0±1.2	5.2	5.3	5.6
WYLE 3R <sup>b</sup>	6.50	700	0.0033	4.7±0.4	4.6	3.6	4.6
WYLE 06 <sup>b</sup>	6.85	815	-0.0044	7.4±0.4	7.7	8.3	7.6
WYLE 06	6.66	821	-0.0044	7.0±0.4	7.8	8.2	7.6

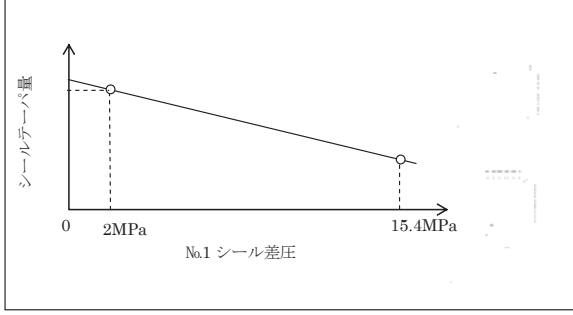
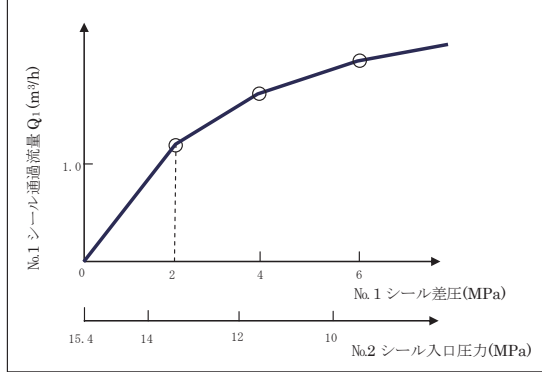
a. LOS1 and LOS2: L1SF 16 mm and 4 mm nozzles test data, respectively.

b. WYLE 3R and WYLE 06: WYLE 16 mm and 4 mm nozzle test data, respectively.

(出典)

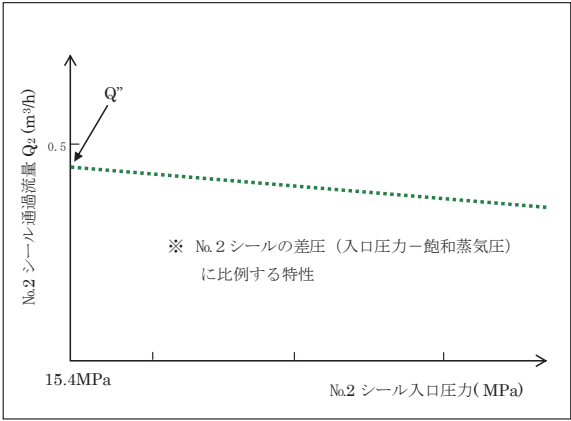
Lin J.C., Gruen G.E., Quapp W.J. "Critical flow in small nozzles for saturated and subcooled water at high pressure" ASME winter annual meeting, 1980

No. 1 シール 差圧－流量特性評価方法

評価フロー	算出過程	入力値
<p>変形解析を実施し、No.1 シール差圧毎のテーパ量 <math>e</math> を求める。</p>		<ul style="list-style-type: none"> <li>シール構造データ</li> <li>部材の物性値等</li> </ul>
<p>シール差圧を 0MPa から 2MPa ピッチ設定し、No.1 シール流量を求める。</p>	<p>シール差圧を仮定し <math>W_L = W_S</math> となる <math>h0</math> を設定</p> $W_L = 2\pi \cdot \int_{R1}^{R2} pr dr$ $W_S = \pi \cdot (R2^2 - R1^2) \cdot P1$ $W_L = W_S$ $h = h0 + e \cdot \frac{r - Rm}{R2 - Rm}$ $Q = \frac{\pi \cdot r \cdot h^3}{6 \cdot \mu} \frac{dp}{dr} = \frac{\pi \cdot (P1 - P0)}{6 \cdot \mu \cdot \int_{Rm}^{R2} \frac{dr}{r \cdot h^3}} = \frac{\pi \cdot (P1 - P0)}{6 \mu \left\{ \int_{Rm}^{R2} \frac{dr}{r \cdot h^3} + \frac{1}{h0^3} \ln \left( \frac{Rm}{R1} \right) \right\}}$	<ul style="list-style-type: none"> <li><math>p</math>: 圧力 [Pa]</li> <li><math>Q</math>: 流量 [m<sup>3</sup>/s]</li> <li><math>h</math>: 隙間 (<math>h0</math>: バランスする隙間) [m]</li> <li><math>r</math>: 半径位置 [m]</li> <li><math>W_L</math>: リフトイングフォース [N]</li> <li><math>W_S</math>: シーティングフォース [N]</li> <li><math>\mu</math>: 粘性係数 [Pa/s]</li> <li><math>e</math>: テーパ量 [m]</li> <li><math>P1</math>: 高圧側圧力 [Pa]</li> <li><math>P0</math>: 低圧側圧力 [Pa]</li> <li><math>Rm</math>: テーパー開始部の半径寸法 [m]</li> <li><math>Rn</math>: 半径寸法 (<math>n=1, 2, 3</math>) [m]</li> </ul>
<p>差圧毎に求められた通過流量を元にプロットし、差圧－流量特性を求める。</p>		

(出典)  
 機械工学便覧 (流体力学) : 日本機械学会

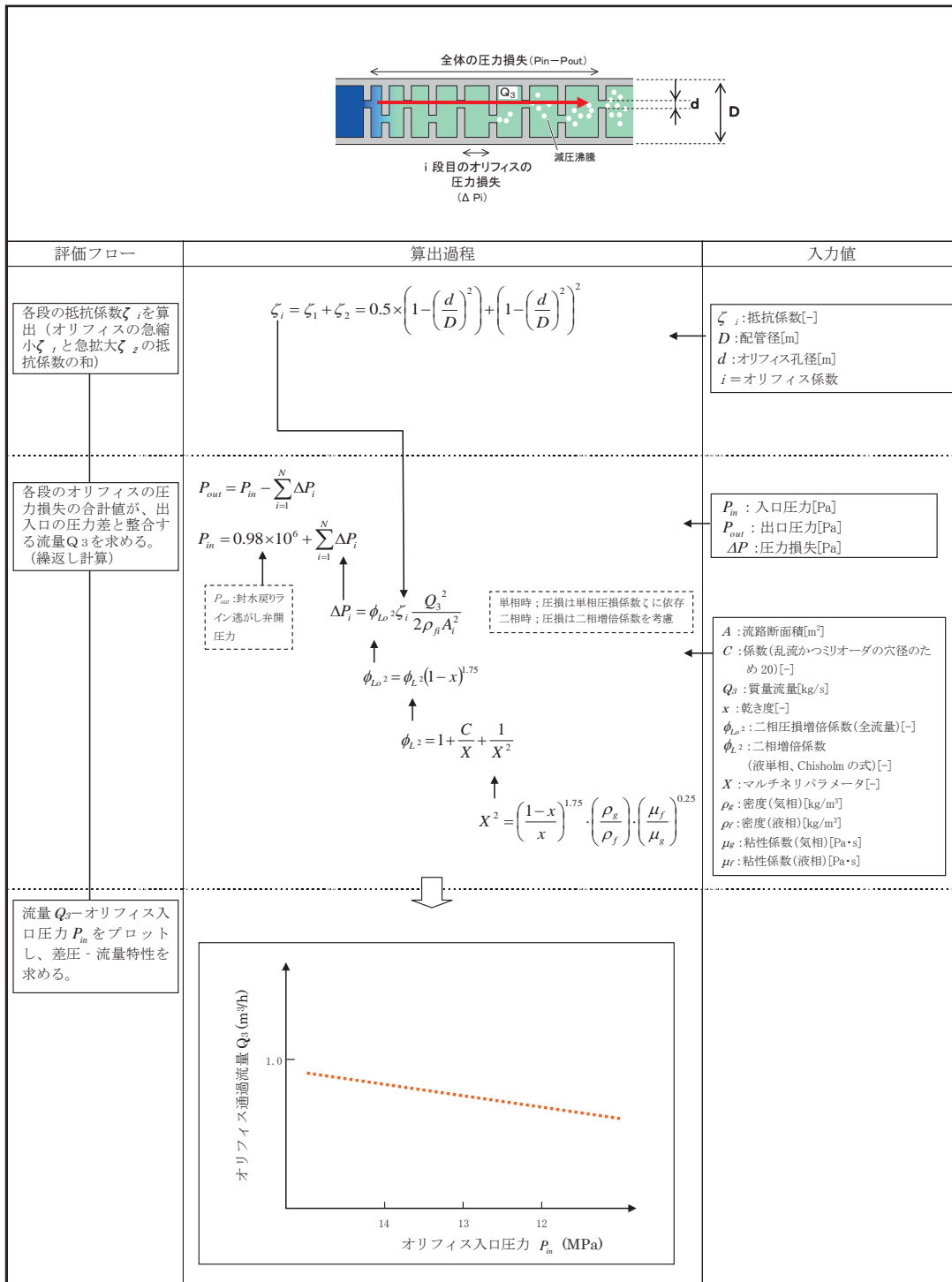
No. 2 シール 差圧－流量特性評価方法

評価フロー	算出過程	入力値
<p>No.2 シール入口圧力 15.4MPa における <math>Q_2=Q_2'</math> となる <math>h</math> を繰返し計算により求める。</p>	$Q_2 = \frac{bh^3}{12 \cdot \mu \cdot l} \Delta P$ $b = 2\pi \cdot r$	<p><math>Q_2</math> : 摺動面通過流量[m<sup>3</sup>/s]  <math>Q_2'</math> : 減圧沸騰時の摺動面通過流量[m<sup>3</sup>/s]  <math>b</math> : 摺動部の長さ[m]  <math>l</math> : 摺動部の幅[m]  <math>h</math> : 摺動部隙間[m]  <math>\mu</math> : 水の粘性率[Pa·s]  <math>r</math> : シール摺動部の内半径[m]  <math>\Delta P</math> : No.2シール差圧[Pa]                      (No.2シール入口圧力－飽和蒸気圧)</p>
	$Q_2' = A \times C \times \frac{\rho'}{\rho''}$ $A = 2\pi \times r \times h$	<p><math>A</math> : 摺動部出口面積  <math>C</math> : 水蒸気の音速[m/s]  <math>\rho'</math> : 水蒸気の密度[kg/m<sup>3</sup>]  <math>\rho''</math> : 水の密度[kg/m<sup>3</sup>]</p>
	<p><math>Q_2 = Q_2'</math>                      となる <math>h</math> を求める</p>	
<p>No.2 シール入口圧力 15.4MPa の通過流量 <math>Q^*</math> を元に No.2 シールの差圧－流量特性を求める。</p>	<p style="text-align: center;">↓</p> 	

(出典)

機械工学便覧 (流体工学) : 日本機械学会

バイパスオリフィス 差圧ー流量特性評価方法



(出典)

管路・ダクトの流体抵抗：日本機械学会  
 気液二相流技術ハンドブック：日本機械学会



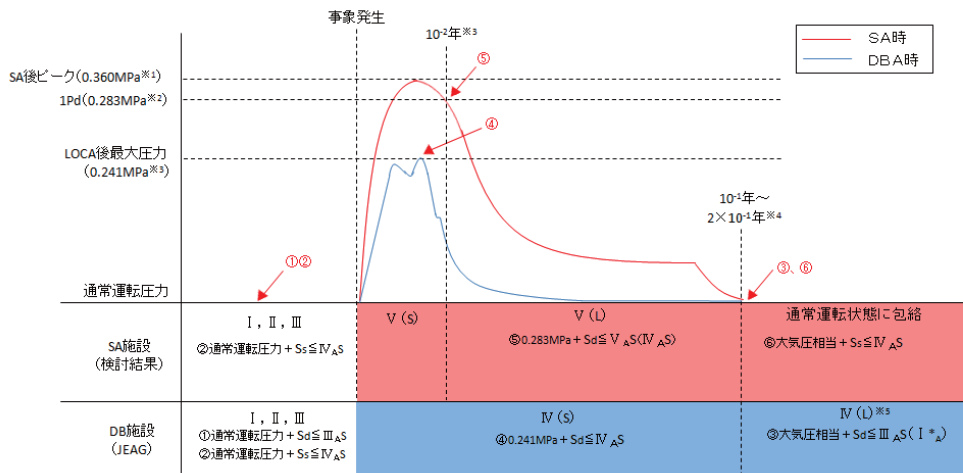
泊 3 号機 格納容器内冠水時の耐震性評価について

炉内残存溶融デブリの冷却を目的として格納容器内冠水操作を行った場合を想定し、格納容器内に溜まった水の水頭圧に加え、地震によるスロッシングを考慮した格納容器の耐震性評価を実施した。

(1) 評価条件

評価においては

- ・ 格納容器内の水位は格納容器炉心発熱有効長上端が水没する T.P. 21.172m とし
- ・ 耐震性評価に用いる地震力と他の事象の組み合わせについては、「重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組み合わせ」の考え方と同様に、重大事故後の格納容器内温度・圧力と基準地震動 Sd による地震荷重と組み合わせることとした。



- ※ 1: 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故のうち、原子炉格納容器圧力が最も高くなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の評価結果
- ※ 2: 原子炉格納容器の最高使用圧力
- ※ 3: 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故のうち、原子炉格納容器圧力の最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の評価結果
- ※ 4: 事象の継続時間については、解析結果等より保守的に設定している。
- ※ 5: SA施設としてのCVIについても確認する。

図 1 SA 施設と DB 施設の荷重条件に対する C/V の許容応力状態の比較 (概念図)

耐震性評価にて考慮する荷重は以下の通りとした。

- ① 自重 (ポーラクレーン重量含む)
- ② 格納容器内圧 (最高使用圧力)
- ③ 地震荷重 (Sd)
- ④ 格納容器内の水による荷重 (水頭圧+地震時)

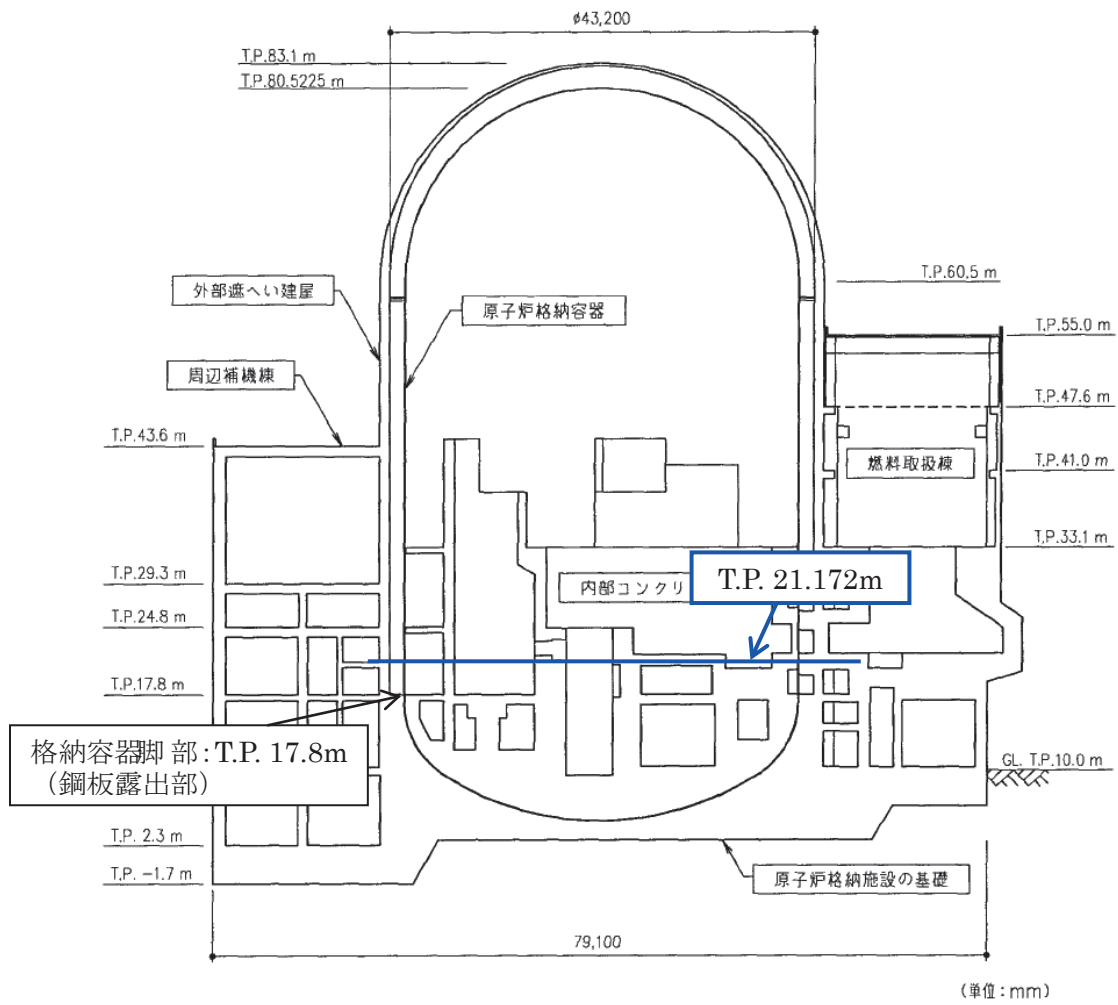


図2 原子炉格納容器断面図

(2) 格納容器内の水による荷重

格納容器内に溜まった水が、基準地震動  $S_d$  により格納容器脚部へ作用する場合の荷重を検討した。

荷重 ( $F$ ) は、水頭圧 ( $F_g$ ) に加え、円筒容器に水が溜まった状態でスロッシングした場合の荷重 ( $F_{sd}$ ) を算定する。

・算定条件及び検討結果

格納容器内の諸元及び入力条件を表 1 に示す。設計確認用の荷重条件は、保守的に格納容器を矩形として簡略化した形状について、Housner の理論の矩形タンクの式により算出する。Housner の理論式については添付に示す。

なお、水深については再下階の床面 (T.P. 17.8m) から T.P. 21.172m まで水が満ちているものと考えて評価を実施する。実際は内部コンクリートによる障害物があるため、動圧は低減されるものと考えられるが、保守的に無いものとして算定した。算定結果を図 4 に示す。

表 1 容器諸元及び入力条件

水深 (m)	平面形状 (m)	スロッシング周期 (sec)	衝撃圧算定用加速度 ( $m/s^2$ )	揺動圧算定用加速度 ( $m/s^2$ )
3.37	40 (直径)	約 14 秒	3.8 (質点 IC46)	0.98 注

注) 保守的に 5 秒の応答加速度とした

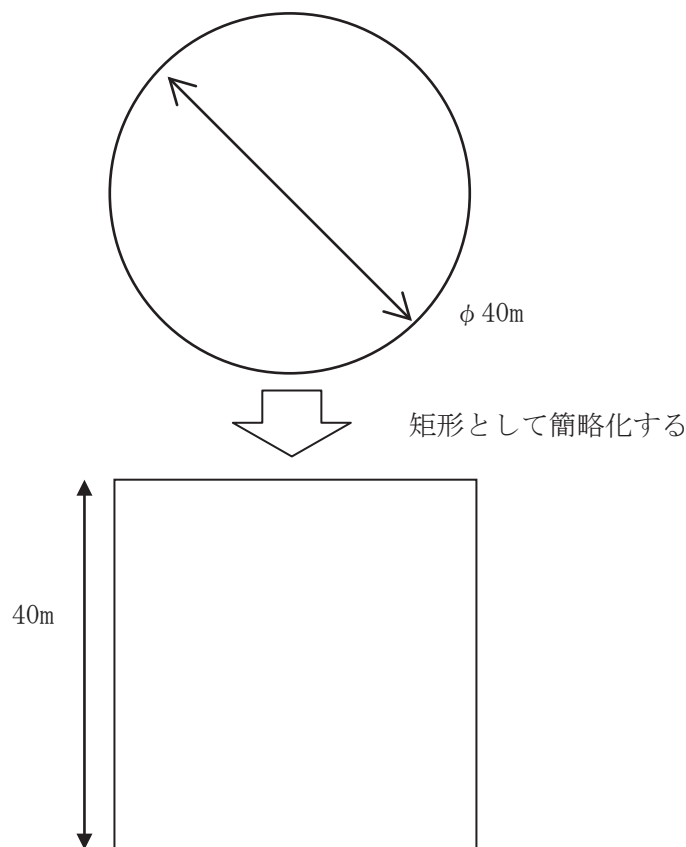


図 3 格納容器内スロッシング荷重算出用概略図

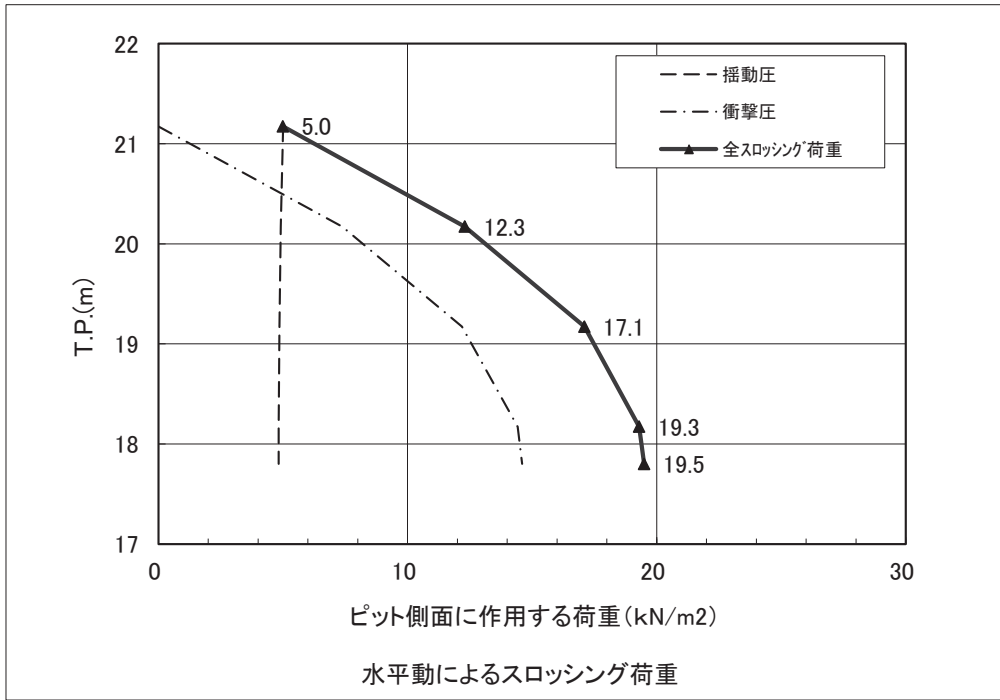


図4 Sd地震動における水平動によるスロッシング荷重

$$F_g = 1 \times 10^3 (\text{kg/m}^3) \times 9.80665 (\text{m/s}^2) \times 3.37 (\text{m}) \approx 0.034 (\text{MPa}) \quad (\text{水頭圧})$$

$$F_{Sd} = 19.5 (\text{kN/m}^2) \approx 0.020 (\text{MPa}) \quad (\text{スロッシング荷重})$$

$$F = F_g + F_{Sd} = 0.054 (\text{MPa})$$

(3) 格納容器本体への影響評価

重大事故後（格納容器内圧  $1P_d:0.283\text{MPa}$  の状態）に格納容器脚部へ作用する（1）に示した荷重に対し、格納容器の応力評価を実施した。

「原子力発電所耐震設計技術指針」（JEAG4601・補-1984）の第2種容器の許容応力状態  $IV_A S$  の値を用いる。算出温度は  $132^\circ\text{C}$ （最高使用温度）とする。概略評価の位置づけとして、評価応力は一次一般膜応力とする。

表2 荷重の組合せ及び応力強さの限界

荷重の組合せ	応力強さの限界（許容応力状態 $IV_A S$ ）	
① 自重（ポーラクレーン重量含む） ② 格納容器内圧（最高使用圧力） ③ 地震荷重（ $S_d$ ） ④ 格納容器内の水による荷重（水頭圧+地震時）	温度 ( $^\circ\text{C}$ )	一次一般膜 応力強さ (MPa)
		$S_y$
	132	234*

※設計・建設規格（JSME S NC1-2005/2007）による。

表3に示すとおり、発生する応力強さは基準値を満足する。

表3 応力強さの評価結果

地震ケース	自重+CV内圧 <sup>注1)</sup>			地震 <sup>注2)</sup>			水圧(地震分含む) <sup>注3)注4)</sup>			合計		
	一次一般膜応力強さ			一次一般膜応力強さ			一次一般膜応力強さ			一次一般膜応力強さ		
	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$
S <sub>d</sub>	-69.3	127.6	-58.3	-30.4	0	30.4	-24.4	24.4	0	-125	152	-28
応力強さの限界												S <sub>y</sub> = 234

注1) CV内圧は最高使用圧力としている。

注2) 金ヶ崎のSd地震動による結果

注3) Sd地震水平動によりCV脚部(T.P. 17.8m)のスロッシング荷重が、冠水深さに一様に作用するとして応力を算出。

注4) 水圧により生じる応力各成分は次の通り。  $\sigma_x = -0.1\text{MPa}$ ,  $\sigma_y = 24.3\text{MPa}$ ,  $\sigma_z = -0.1\text{MPa}$

## 添付

### 1. 動水圧算出式

動水圧の算出には、Housner の矩形タンクの式を用いる。本計算式は動水圧を衝撃圧 (Impulsive Pressure) と揺動圧 (Convective Pressure) に分けて求める。以下に計算式を示す。

#### (1) 衝撃圧 (Impulsive Pressure)

自由水と固定水に分けて計算を行う。(ただし、 $h < 1.5L$  の場合は全て自由水として計算を行う。)

##### (i) 自由水 ( $y < 1.5L$ )

$$P_I = \gamma A_0 h \sqrt{3} \left\{ \frac{y}{h} - \frac{1}{2} \left( \frac{y}{h} \right)^2 \right\} \tanh \left( \frac{\sqrt{3}L}{h} \right)$$

(1)

##### (ii) 固定水 ( $1.5L \leq y \leq h$ )

$$P_I = \gamma A_0 L \tag{2}$$

$P_I$  : 衝撃圧 (Impulsive Pressure) [ $\text{N}/\text{m}^2$ ]

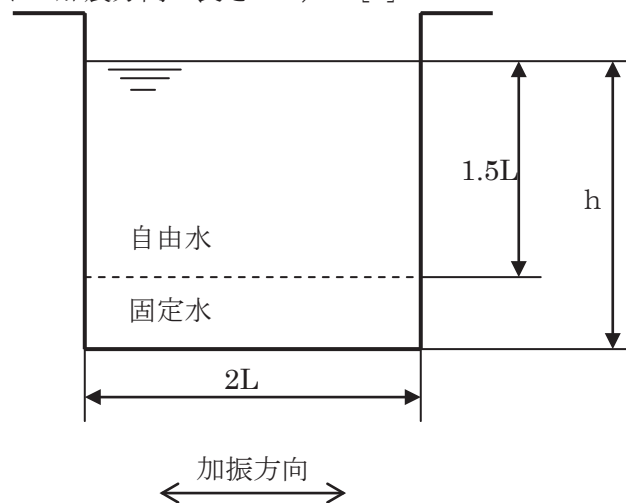
$\gamma$  : 液体 (水) の比重量 [ $\text{kg}/\text{m}^3$ ]

$A_0$  : 入力 (床) 加速度 [ $\text{m}/\text{s}^2$ ]

$h$  : 水深 [m] ( $h > 1.5L$  の細長いピットの場合  $h = 1.5L$ )

$y$  : 水面からの深さ [m]

$L$  : ピットの加震方向の長さの  $1/2$  [m]





(2) 揺動圧 (Convective Pressure)

揺動圧の計算は、 $h$  の値にかかわらず“全深さ”を基として計算を行う。

$$P_c = \gamma \frac{L^2}{3} \sqrt{\frac{5}{2}} \frac{\cosh\left(\sqrt{\frac{5}{2}} \frac{h-y}{L}\right)}{\sinh\left(\sqrt{\frac{5}{2}} \frac{h}{L}\right)} \omega^2 \theta_h \sin(\omega t) \quad (3)$$

$$\omega^2 = \sqrt{\frac{5}{2}} \frac{g}{L} \tanh\left(\sqrt{\frac{5}{2}} \frac{h}{L}\right) \quad (4)$$

$$\theta_h = \sqrt{\frac{5}{2}} \frac{S_D}{L} \tanh\left(\sqrt{\frac{5}{2}} \frac{h}{L}\right) \quad (5)$$

$P_c$  : 揺動圧 (Convective Pressure) [ $\text{N}/\text{m}^2$ ]

$\omega$  : ピット水の固有円振動数 [ $\text{rad}/\text{s}$ ]

$\theta_h$  : ピット水の自由振角度 [—]

$S_D$  :  $\omega$  における変位応答スペクトル値 [ $\text{m}$ ]

cf.  $S_D \doteq S_V/\omega \doteq S_A/\omega^2$

$S_V$  : 速度応答スペクトル値 [ $\text{m}/\text{s}$ ]

$S_A$  : 加速度応答スペクトル値 [ $\text{m}/\text{s}^2$ ]