島根原子力発電所2号炉 審査資料	
資料番号	EP-015 改 54
提出年月日	令和2年4月14日

## 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2年4月 中国電力株式会社

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。

- 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 崩壞熱除去機能喪失
  - 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 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
  - 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料 冷却材相互作用
  - 3.4 水素燃焼
  - <u>3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用</u>
- 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 崩壞熱除去機能喪失
  - 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

- (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LOCA時の破断位置及び口径設定の考え方に ついて
- 添付資料 1.5.3 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+DG失敗)+HPCS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+DG失敗)+HPCS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+DG失敗)(外部電源喪失+DG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+DG失敗)+HPCS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+HP CS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+HP CS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

### 5

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 Pu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 リウェ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 SLC起動を手動起動としていることについての整理
- 添付資料 2.5.11 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 LOCA時注水機能喪失)

- 添付資料 2.6.1 「LOCA時注水機能喪失」の事故条件の設定について
- 添付資料 2.6.2 安定状態について(LOCA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(LOCA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(LOCA時注水機能喪失)
- 添付資料 2.6.6 7日間における燃料の対応について(LOCA時注水機能喪失)
- 添付資料 2.6.7 常設代替交流電源設備の負荷(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))

- 添付資料 2.7.1 インターフェイスシステムLOCA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LOCA発生時の破断面積及び現場環境等 について
- 添付資料 2.7.3 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 LOCA))
- 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LOCA))
- 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))

<u>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</u> 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
- <u>添付資料3.1.2.4</u> 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)))
- <u>添付資料 3.1.2.7</u>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
- <u>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</u>る場合)
- <u>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</u>する場合)
- <u>添付資料 3.1.2.10</u> 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 イルタベント系からのCs-137放出量評価について
- <u>添付資料 3.1.3.4</u> 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
- <u>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</u> 限界圧力接近時とした場合の影響
- <u>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)</u>
- <u>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</u>しない場合)

<u>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</u> (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

- <u>添付資料 3.2.2 格納容器破損モード「DCH」,「FCI」及び「MCCI」の評価</u> 事故シーケンスの位置づけ
- <u>添付資料3.2.3</u>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)
- <u>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</u>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)
- <u>添付資料 3.2.7 常設代替交流電源設備の負荷</u> (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

<u>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</u> 響評価

添付資料 3.3.3 ペデスタルへの水張り実施の適切性

<u>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</u> 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とした場合の圧力スパイクへの影響

(3.4 水素燃焼)

旅付資料 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

<u>添付資料 3.4.3 安定状態について(水素燃焼)</u>

<u>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)</u> 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)

<u>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)</u>

<u>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</u> 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,ペデスタル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 崩壞熱除去機能喪失)
- 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。

- 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,ジルコニウムー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

#### 12

ため,原子炉水位は急激に低下し,炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉 心損傷の判断は,ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線 量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合とする。

炉心損傷を確認するために必要な計装設備は,格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル)及び格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッション・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LOCAにより格納容器温度が上昇し、ドライウェル温度(SA)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(SA)及びド ライウェル温度(SA)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L0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(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)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 クシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント 総合解析コードMAAPにより原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧力、格 納容器温度等の過渡応答を求める。

また,解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として,本評価 事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響,評価項目となるパラ メータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 3.1.2.2-1 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(出ロノ 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 200m<sup>3</sup>/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 150m<sup>3</sup>/h とし、原子炉注水へ 30m<sup>3</sup>/h,格納容器スプレイへ 120m<sup>3</sup>/h にて流量分配し、それぞれ連続注水 及び連続スプレイを実施する。
- (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7MW(サプレッション・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
   99.9vo1%にて 100Nm<sup>3</sup>/h (窒素 99.9Nm<sup>3</sup>/h 及び酸素 0.1Nm<sup>3</sup>/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(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. 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<sup>\*1</sup>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(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。

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 ェ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<sup>\*2</sup>であるため,その影響 は無視し得る程度である。

※2 格納容器圧力が最大値の約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6×10<sup>5</sup>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3×10<sup>3</sup>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プレッション・チェンバの気相 部に集中するものとしても、そのサプレッション・チェンバでの分圧は 10kPa[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℃となり、原子炉格納容器の限界温度200℃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、ジルコニウムー水反応等によっ 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 1.1TBq(7日間)となり、100TBq を下回 る。

事象発生からの7日間以降, Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価 を行ったところ,約1.1TBq(30日間)及び約1.1TBq(100日間)であり,100TBq を下回る。

(添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)

3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時

間に与える影響,評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評 価するものとする。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温 破損)」(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 ニウムー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,T MI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(ジルコニウムー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 器の熱水カモデル)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, 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、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現 性を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操 作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響は ない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確 かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析 により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できること を確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後の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FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作はな いことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動の不確 かさとして,核分裂生成物(FP)挙動モデルはABCOVE実験解析により 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FP挙 動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから,運転員等操作 時間に与える影響はない。

(添付資料3.1.2.6)

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化,燃料棒表面熱伝達,燃料被覆管酸化及び 燃料被覆管変形の不確かさとして,炉心ヒートアップに関するモデルは,T MI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(ジルコニウムー水反応速度の係数につ いての感度解析)では,格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認 していることから,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流の不 確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動につ いて原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価 結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保 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℃程度,格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが, BWRの格納容器内の区画とは異なる等,実験体系に起因するものと考えら れ,実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと 推定される。しかし,全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再 現できていることから,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 また,格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確か さにおいては,CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙 動は測定データと良く一致することを確認しており,その差異は小さいこと から,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱 伝達の不確かさとして,溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現 性を確認している。また,炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解 析により炉心溶融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,Excessiv eLOCA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,Excessiv eLOCA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,ジルコニウムー水 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500m<sup>3</sup>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740m<sup>3</sup>及び輪谷貯水槽(西)に約7,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより必要な水源は確保可能である。また,事象発生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352m<sup>3</sup>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11m<sup>3</sup> 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53m<sup>3</sup>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7m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。合計約423m<sup>3</sup>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450m<sup>3</sup>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8m<sup>3</sup>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45m<sup>3</sup>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、ジルコニウムー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,ジルコニウムー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)



-				備定 T
	残留熱代替除去系運転により格納容器圧力下降	可搬式窒素供給装置		【事故の起因事象判定(LOCA事象 or 過渡起因事象)】
-		による窒素供給準備	核納交器压力 640kPa[gage]到读	[原子炉圧力とドライウェル圧力の差圧が [0.25MPa[gage]以下]]
				かつ[ドライウェル圧力が「0.15MPa[gage]以上」]
-				上記の条件が満たされる場合は「LOCA事象起因」と判定する。
	可絶式な表供会社署を用いた		······	条件が満たされない場合は「過渡起因事象」と判定する。
[12時間後]	11K人当东 12K1を回る11K11 − − − − − − − − − − − − − − − − −		格納容器代替スプレイ派(回搬型)	(本シナリオでは「LOCA事象」を想定している)
	11 M J 42 49 1 3 32 2 2 2 2 2 2		による格誉称器スプレイ	【原子炉圧力容器破損判断パラメータ】
				・「過渡起因事象」時,原子炉圧力の「急激な低下」(原子炉圧力容器高圧時),
	•			ドライウェル圧力の「急激な上昇」、ペデスタル温度の「急激な上昇」、ペ
_	and the state of the			デスタル水温度の「急激な上昇」又は「指示値喪失」
_	<b>残留熱代菅除玉糸による格剥谷器除熱を継続するこ</b>	とで,損傷炉心倍却を維持し格網答器	・ サプレッション・プーラ水位 ・	・「LOCA事象」時、ペデスタル温度の「急激な低下」、サプレッション・
_	を破損させることなく安定状態を維持する。		通常水位+約1.3m 到達	プール水温度の「急激な上昇」、ペデスタル水温度の「急激な上昇」又は
_	また、格納容器内酸素濃度の監視を継続するとともに	1、可搬式窒素供給援置による格納容		「指示值喪失」
_	器内への窒素圧人は, 格閷容器圧力が 427kPa[gage]	到産にて停止し、その後、格納浴器		【原子炉圧力容器破損徴候パラメータ】
_	酸素濃度 4. 4vol%(ドライ条件)及び 1. 5vol%(ウェ	ット条件)到達にて、格納容器フィ	······································	<ul> <li>         ・「渦迹起因車象」         「IOCA車象」         にスローンは「「IOCA車象」         に、「「「IOCA車象」         ・         ・         「</li> </ul>
_	ルタベント系により格納容器内の可燃性ガスを排出	することで,格納容器内での水素燃焼	- 格納容器代替スプレイ系(可搬型)	「個は体留する」)、「こうつれする」で、がにあってはたべく)、 細御様位署の指示値車生教通知「同子后日力変異下薙温度の指示値車牛
_	を防止する。		による格納容器スプレイ停止	anderialeの言葉大変語が、がって言葉で、「この言葉で言さに大人数」で、「「「「」」の「「「」」「「「「」」」では、「」」では、「」」で、「」」で、「」」で、「」」で
_	さらに、機能喪失している設備の復旧に努め、残留熟	除去系及び可燃性ガス濃度制御系の		& 当2019、1070年1年2018年1月25日25日25日25日25日25日25日25日25日25日25日25日25日2
-	復旧後は、残留熱除去系による原子炉注水、格納容器	:除熱及び可燃性ガス濃度制御系によ		[W/1 W J = 274 = 14 (1 = 2 = 2 = 2 = 2 = 2 = 2 = 2 = 2 = 2 =
	K未表議所当個や当指センシン 存行高一式能な	生体する		<ul> <li>「画像地凶争※」は、「広士が広いて下ノイクエルに力の広にか。</li> <li>「</li></ul>
-	シルオほんにからえる してい 久たけまたほう	0.0°. ( 1.11)	故納な異フィルタベント系に下ろ	10.25MPa[gage]以下」」かつ[ペデスタル温度が「飽和温度以上」]
			「吉西山市市・「シート」としている。	・「LOCA事象」時, [ペデスタル温度が「飽和温度」]かつ
				[サプレッション・プール水温度が「 5℃以上上昇」]

「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の対応手順の概要 (残留熱代替除去系を使用する場合) 2 ا 2.1

3.1.

箫

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)

経過時間(時間 経過時間(分 経過時間() 必要な要員と作業項目 50 60 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 21 22 23 24 25 26 27 28 29 30 10 20 30 40 ▼ 事象発生 原子却スクラム ▼ が5分 炉心損傷 ▼ ブラント状況判断 ▼ 約5分 燃料機器管温度1200℃到速 実施箇所・必要人員数 中央制御室監視 運転操作指揮 (急時対策本部連 当直長 責任者 1人 操作項目 補佐 当直副長 運転操作指揮補佐 操作の内容 初動での指揮 示者 1人 責任者 . 報連絡等を行 要員 発電所內外連絡 4人 貝比·6 担当者 10時間 残留熱代物給主系 運転開始 低圧原子が代替注木系 (常設)停止 又 12時間 可搬式室素供給装置による格納容器室素供給開始 ▼ 約1時間40分 中央制御室換気系 運転開始 運転員 (中央制御室) 運転員 (現場) 復旧班要員 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 1人 A 非常用ディーゼル発電機等起動失敗確認 判断 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 1心損傷確認 早期の電源回復不能判断 ・ 非常用ディーゼル発電機等 機能回復 流電源回復操作 外部電源 回復 高圧,低圧注水機能喪: 調查,復旧操作 給木・復木系、高圧炉心スプレイ系、 残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系 機能回復 常設代替交流電源設備 起動操作 常設代替交流電源設備起動,受電操作 10分 (1人) A D系非常用高圧母線受電準備(中央制御室) 条非常用高圧母線受電 放射線防護具準備/装備 10分 2人 B,C D系非常用高圧母線受電準備(現場) D系非常用高圧母線受電操作(中央制御室) 5分 系非常用高圧母線受電操作 D系非常用高圧母線受電操作(現場) 2 C系非常用高圧母線受電準備(中央制御室) 系非常用高圧母線受電準( C系非常用高圧母線受電準備(現場) 4 C系非常用高圧母線受電操作(中央制御室) 系非常用高圧母線受電操 A C系非常用高圧母線受電操作(現場) 非常用ガス処理系 自動起動確認
 原子炉連物差圧監視
 原子炉連物差圧監視 (1人) 適宜実施 非常用ガス処理系 運転確認 まう酸水注入系による原刊 E力容器へのほう酸水注J ・ ほう酸水注入系 起動 格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)起動操作
 格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA) システム起動,酸気 水素濃度及び酸素濃度監視 設備の起動 (1人) A | - 格納容器水素濃度及び酸素濃度の監視 適宜監視 5.絵樓市 9 央制御室換気系起動 • 中央制御室換気系 系統構成 P (2人) D, E • 中央制御室換気系 加圧運転操作 中央制御室待避室準備 (2人) D,E 中央制御室待避室系統構成 サブレッション・ブール水 p H制御系起動 サブレッション・ブール; p H制御系起動操作 放射線防護具準備/装備 2人 D, E 6. 圧原子炉代替注水系 (常設)起動操作 注水弁電源切替操作 ・低圧原子炉代替注水系(常設)起動/運転確認/系統構成/漏えい隔離操作 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)注水弁操作 注水開始30分は最大流量とし、その後は崩壊熱相当量で注水継続 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 放射線防護具準備/装備 \_\_\_\_\_14人 a~n 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給準備 (大量送水車配置,ホース展張・接続) 輪谷貯水槽(西)から低圧 子炉代替注水槽への補給 適宜実施 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 (2人) **4** a, b 原子炉ウェル代替注水系 注水操作 上部ドライウェル内雰囲気温度低下を確認 蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水 大量送水車による原子炉ウェルへの注水 (12人) a~1 資機材配置及びホース敷設、系統水張り、起動 7時間20分 子炉補機代替冷却系準備 放射線防護具準備/装備 3人 o, p, q ・ 電源ケーブル接続 1時間30分 原子炉補機代替冷却系 系統構成 1時間40分 ا له 原子炉補機代替冷却系 運転状態監視 適宜実施 子炉補機代替冷却系運転 原子炉補機代替冷却系 冷却水流量調整 格納容器內雰囲気計装起動 格納容器内雰囲気計装によ 水素濃度及び酸素濃度監視 (1人) A 格納容器内水素濃度及び酸素濃度の監視 適宜実施 放射線防護具準備/装備 10分 科褚給準備 2人 r,s ・ 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 燃料補給作業 大量送水車、大型送水ボンブ車への補給 《留熱代替除去系 準備操作 残留熟代替除去系 中央制御室系统構成 医雷热代替除去系 運転開始 残留熱代替除去ポンプ起動
 原子炉注水弁,格納容器スプレイ弁操作 (1人) A 残留熱代特除玉系 運転状態監視 可搬式窒素供給装置による4 納容器内窒素供給漆置による4 可搬式窒素供給漆置による4 納容器内窒素供給 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 適宜実施 可搬式查素供給装置準備 (2人) e,f 可搬式窒素供給装置起動 適宜状態監視 10分 ・燃料ブール冷却水ボンブを再起動し燃料ブールの冷却 ・必要に応じてスキマサージタンクへの補給を実施する 燃料プール冷却 再開 ・ 燃料ブール冷却系再起動 19人 a~s 必要人員数 合計 4人 B, C, D, E 作業該了後 致動

> 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)

A 丸の数字け線

対応する人員数

)	
	備考
	冊町エ弓鹿ゼ子 対応可能な要員により対応する
	解析上考慮せず 対応可能な要員により対応する
-	
	解析上考慮せす
	解析上考慮せず
	解析上考慮せず
_	
	解析上考慮せず
	解析上考慮せず
	タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから補給
	Contract of the second se
	原子炉格納容器状態監視には水素・酸素濃度の継続 監視を含む
	解析上考慮せず 燃料ブール水温66℃以下維持



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(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)
「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) 第3.1.2.1-1表

<b>坟等</b> 対処設備	計 法設備	平均出力領域計装	原子炉水位(SA) 原子炉水位(SA) 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】		【 】:重大事故等对処設備(設計基準拡張) [ 右効性評価 - 差慮1_かい地/
重大事	可搬型設備	I	1	I	
	常設設備	所内常設蓄電式直流電源 設備	所內常設蓄電式直流電源 設備 常設代替直流電源設備	所內常設蓄電式直流電源 設備 常設代替直流電源設備	
手順		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。	非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認す る。	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。	
判断及び操作		原子炉スクラム確認	非常用炉心冷却系機能喪失確認	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	

<sup>37</sup> 

重大事故等对処設備	常設設備可搬型設備計法設備	<ul> <li>小油系の機能及</li> <li>松約容器雰囲気放射線モニタ</li> <li>め、原子炉水位は</li> <li>防内常設蓄電式直流電源設備</li> <li>とで炉心損傷に</li> <li>たの中プレッション・チェンバ)</li> </ul>	流電源供給後,低 広る原子炉注水を 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タ かっ かっ たの飽和温度を超 ガスタービン発電機用軽油タ がっ ケービン発電機用軽油タ 大量送水車 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(燃料域) 低圧原子炉代替注水希(常設) 低圧原子炉代替注水槽 原子炉水位(燃料域) 低圧原子炉代替注水槽 (原子炉水位(燃料域) 低圧原子炉代替注水槽 (常子が水位(燃料域) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1	<ul> <li>ウムー水反応等</li> <li>         な射線分解により ることから、中央 ガスタービン発電機用軽油タ</li> <li>         よ濃度及び酸素 シカ</li> <li>         よ納容器的の水素     </li> </ul>
	手順 常設計	大破断LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及 び全交流動力電源が喪失するため,原子炉水位は 急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に 至ることを確認する。	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。 ドライウェ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 使圧原子炉代替注 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。	<b>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウムー水反応等</b> 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 前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。
	判断及び操作	<b>炉心損傷確認</b>	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	水素濃度及び酸素濃度 監視設備の起動

「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)

第3.1.2.1-1表

 <sup>:</sup> 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

「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) 第3.1.2.1-1表

			重大事故等对処部	(備
判断及び操作	単生	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 万格納容器除熱	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 原子炉イ流量を用いて,原子炉注水弁と格納容器 スプレイ 許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。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整油タ ンク とう 発音 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	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系格納容器スプレイ 流量 ドライウェル温度(SA) ドライウェル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA) 中プレッション・プール水温度(SA) 格納容器酸素濃度(SA) 格納容器酸素濃度(SA)
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(SA)
				: 重大事故等対処設備(設計基準拡張)

	第3.1.2.2-1表 〕	<ul><li>三要解析条件(雰囲気圧力・温)</li><li>(残留熱代替除去系を使)</li></ul>	度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)) 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. $6 \times 10^3 t/h$	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	
初期《	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (然焼度 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	
<del>Κ</del> 件	格納容器空間体積 (ドライウェル)	7, 900m <sup>3</sup>	ドライウェル内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)	
	格納容器空間体積(サプレッション・ チェンバ)	空間部:4, 700 <sup>m3</sup> 液相部:2, 800 <sup>m3</sup>	サプレッション・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)	
	真空破壞弁	3.43kPa(ドライウェルーサプ レッション・チェンバ間差圧)	真空破壊弁の設定値	
	サプレッション・プール水位	3.61m (NWL)	通常運転時のサプレッション・プール水位として設定	
	サプレッション・プール水温度	35°C	通常運転時のサプレッション・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°C	通常運転時の格納容器温度として設定	
	外部水源の温度	35°C	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	

<sup>3. 1. 2-29</sup> 

<sup>40</sup> 

筆3199-13

<sup>41</sup> 

	第3.1.2.2-1	表 主要解析条件(雰囲気圧力・¾) (残留熱代替除去系を(	<b>昰度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))</b> 吏用する場合)(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)の設計値として設定
			2.0
₩			/
€₹		$\frac{900m^3}{L}$ (1 00MB $\left[\frac{mmm}{mm}\right]$ $\left[\frac{1}{2}$	9 T
<b>(</b> 掛)	年に両く后は株させる(売売)	ZOUm/h(I.ONIFa[gage]にわいて) C よす そんないせにいかはす 統計目的な	[ogag] a <sup>4</sup>
故笔	11511111111111111111111111111111111111	<u>注</u> 水,ての夜は沢いと西水維持り貼ば 注水豊に制御	0 1 0 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
* 本 #		「エン」」」「二」「「「」」」」	中于中 0.5 ·
Rに			
関連			0.0 0 100 200 300 400 光儀 (ボ/h)
for No		循環流量は, 全体で 150m <sup>3</sup> /h とし, 原	
襚	残留熱代替除去系	子炉注水へ 30m³/h, 格納容器スプレ	残留熱代替除去系の設計値として設定
器		イへ120m³/h に流量を分配	
条件		残留熱代替除去系から原子炉補機代	
-	<u> 百                                   </u>	替冷却系への伝熱容量:約7MM	百乙后捕線体裁冷却のの記卦値として記む
		(サプレッション・プール水温度:	水丁が油(城)へ宣行44.水シ政司   直く して政に
		100℃, 海水温度 30℃において)	
		総注入流量:100Nm <sup>3</sup> /h	亭碇子「1 皇梁谷亜 次 1) 唐明 昌 1 少 単 筆 鯉 少 中 話 必 時 教 れ 冒 楽 ℓ 北 淡
	可意力有主义	・ 窒素 : 99. 9Nm <sup>3</sup> /h	witt/ハル重はイカルリ弁研トカヘノ政治彼友シノ土ナナカールリに少安なハル重こして以た 悪地汁1 が車は徐市 ロロ ロ0/ むみあし /辞 D る/む愚まし、 /聖小
	り渡込金糸状や炎風	・酸素:0.1Nm <sup>3</sup> /h	既米住人仉里は肥皮 âa.a.のとも思ししだり出して既米こして取たまっ 道中は自在な 伊む妻香し とむむ
		ガス温度:35℃	<i>りへ</i> 値及はXX系示計でろ悪して政化

<sup>3. 1. 2-31</sup> 

てる静的負荷(格納容器過圧・過温破損)) 易合)(4 / 4 )	条件設定の考え方	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の準備時間を考慮して設定	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
○解析条件(雰囲気圧力・温度により (残留熱代替除去系を使用する場)	主要解析条件	事象発生から 30 分後	事象発生から 10 時間後	事象発生から 12 時間後
第3.1.2.2-1表 主要	項目	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 容器内窒素供給操作
		重大事故	等対策に関連す	る操作条件

<sup>3. 1. 2-32</sup> 

<sup>43</sup> 

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℃)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,溶融プールは炉心の外周部に至っておらず,シュラウドへの熱影響はない(シュラウドの最高温度は約500℃であり,融点(1400℃ 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。

添 3.1.2.1-1



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

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)

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(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)

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 :3,135m<sup>2</sup>
- ・サプレッション・チェンバ グレーチング表面積:930m<sup>2</sup>

・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/cm<sup>3</sup>(JIS H8641-2007 記載値)

b.評価結果

<亜鉛量>

原子炉格納容器内のグレーチングに用いられる亜鉛量は,約2,350 kgとなる。

- ・ドライウェル部:約1,806 kg (=3,135m<sup>2</sup>×80 $\mu$ m×7.2g/cm<sup>3</sup>)
- ・サプレッション・チェンバ部:約 536 kg (=930m<sup>2</sup>×80 $\mu$  m×7.2g/cm<sup>3</sup>)

<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。

- ・Zn +  $H_20$  → Zn0 +  $H_2$ ↑ (亜鉛-水蒸気反応)
- Zn + NaOH +  $H_20$  → NaHZn $O_2$  +  $H_2$ ↑ (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(≒56+17), 水素ガス体積(標準状態)は約 803Nm<sup>3</sup>(≒619+184)となる。

ドライウェル部:
56kg(=1,806,000g/65.4g/mol×2.016g/mol)
619Nm<sup>3</sup>(=1,806,000g/65.4g/mol×0.0224Nm<sup>3</sup>/mol)
・サプレッション・チェンバ部:
17kg(=536,000g/65.4g/mol×2.016g/mol)
184Nm<sup>3</sup>(=536,000g/65.4g/mol×0.0224Nm<sup>3</sup>/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 イウェルクーラー (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0.5843m<sup>3</sup>
- ・アルミニウム密度:2.7g/cm<sup>3</sup>
- ・DWC に含まれるアルミニウムの質量:約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3,339kgとなる。

・保温材:約1,578 kg (=0.5843m<sup>3</sup>×2,700kg/m<sup>3</sup>)

・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。

• A1 + NaOH +  $H_20$  → NaA10<sub>2</sub> + 3/2 $H_2$  ↑ (金属腐食反応)

添 3.1.2.3-2

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 4,156Nm<sup>3</sup> とな る。

374kg ( $\approx$ 3, 339, 000g/27g/mo1×2. 016g/mo1×3/2) 4, 156Nm<sup>3</sup> ( $\approx$ 3, 339, 000g/27g/mo1×0. 0224Nm<sup>3</sup>/mo1×3/2)

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

添 3. 1. 2. 3-3

(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4vol%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考える。

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<sup>[1]</sup>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 ムー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

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))

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 LOCA)+ECCS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、MAAP解析上で格納容器圧力に応じ て漏えい率が変化するものとし、開口面積は以下のように設定する。(添付 資料 3.1.2.5 参照)

- 1 Pd 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)<sup>\*1</sup>。
- (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能量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。
- ※1 「原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定 について」 東北電力株式会社,東京電力ホールディング、ス株式会社,中部電力株 式会社,北陸電力株式会社,中国電力株式会社,日本原子力発電株式会社, 電源開発株式会社,2019 年 12 月
- 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	約 1.1	約 1.1	約1.1
用する場合)			

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(ドライウェル及びウェットウェルの総面積は約 3.2 ×10<sup>-6</sup>m<sup>2</sup>)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(ドライウェル及びウェットウェルの総面積は約8.5×10<sup>-6</sup>m<sup>2</sup>)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

$$\mathbf{L} = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.28\%/ \exists$$

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)

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.508\% / \Box$$

- 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ー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(残留熟代替除去系を使用する場合)))(1/2)

[MAA	Р]				
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壞熱	炉心モデル (原 子炉出力及び崩 壊熱)	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価 項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評 価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	燃料棒内 温度変化		TMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水 素ガス発生、炉心領域での溶融進展状態につい   て、TMI事故分析結果と良く一致することを確	去田田 ラインク 4年 手にす たっぽちょ 子田 パン・グレー といむ	
	燃料 椿表 面熱伝達	「 「 「 「 」 「 」 」 → 」 → 」 → 」 → → → → → →	BDC/	デモロードノッノに図りるモノノには、TMTキ政についての特分は及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ビートアップの感度解析(ジルコニウムー水反応速度の係教についての感度解析)では、炉心溶解問に与える影響は小ないことを確認して	炉心ヒートアップに関するモデルは、LML事故についての再現 - 性及びORA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(ジルコニウムー水反応速度の係款について
	燃料被覆 管酸化	容麗行 いの 争関 ルゾン ( 行 心 ヒ ー ト ア ップ)	がいビートノッノ速度の増加(被積官酸化の)用 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-木反応速度の係数を2倍とし た感度解析により影響を確認した。	いる。原子が注水線作については、BC5による原子が一の注水磁 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 (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	の感度解析)では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料被覆 管変形	_	・TqUV, 大破酢 TocA シーケンスともに炉心容融の開始時刻への影響は小さい。 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。	練作はないことから,連転貞等操作時間に与える影響はない。	
	沸騰・ボイ ド率変化		TqUXシーケンス及び中小破断TQUAシーケンス に対して、MAAPコードとSAFERコードの比較を 行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAPコードで+ SAFERコードで考慮してい	原子伊水位挙動について原子伊圧力容器内のモデルが精緩である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードNAAP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	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
	気 液分 (水 で が に)・ が に が が 派	<b>炉心モデル (炉心</b> 水位計算モデル)	る CEFL を取り扱っていないこと等から水位変 んに注異が生じたものの水位低下幅は MAP コ ードの方が保守的であり、その後の注水操作に よる有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両 コードで同等である。	の差異は小さいことを確認している。 原子炉注水操作については、ECCS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。	解析コードNAAP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権頂部までの水位回復時刻は解析コードSAFBR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 王 昭 伊 名	石 C C S 注 木 (約 X ま・代 椿 浜 ま 御 注	安全系モデル (非常用炉心冷 却系) 安全&キデル	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価 項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評 価項目となるバラメータに与える影響」にて確認。
	が 映 m ロ む)	《土茶 上》 (代替注水設備)			

# 添付資料 3.1.2.6

添 3.1.2.6-1

[MAAP]

T 7 T 7 T AT					
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
<b>原格器</b> 子納 炉容	格 物価値 物価値 で の を が の が が が の の が の の の の の の の の の の	格納容器 モデル (格納容器の熱 水力 モデル)	HDR実験解析では、格納容器圧力及び温度につ いて、温度成層化を含めて傾向を良く再現でき ることを確認した。格納容器雰囲気温度を十 数で程度高めに、格納容器雰囲気温度を十 数で程度高めに、格納容器部田方記」実験体系に起 因するものと考えられ、実験体系においてはこ の種の不確かさは小さくなるものと考えられ る。また、非確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。 の指部熱伝導の不確かさにおいては、GSTF 漢 酸解析では、格納容器温度及び非範縮性ガス 濃度の挙動について、解析結果が測定データ と良く一致することを確認した。	HDR実験解析では区面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 の格納容器内の区面とは異なる等,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 度を操作時間にとしている運転員等操作はないことから通 転員等操作時間によりしている運転員等操作はないことから通 転員等操作時間によりをいる運転している道転員等操作はないことから通 にデータと良く一致することを確認してまり、その差異はかさい 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。	IDR実験解析では区面によって格納容器温度を十数で程度,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、 BMRの格納容器内の区面とは異なる等,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 稼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。
	スプレイ 冷却	安全系モデル (格納容器スプレイ) 安全系モデル (代替注水設備)	入力値に含まれる(スプレイ注入特性) 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 ない。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価 項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評 価項目となるバラメータに与える影響」にて確認。
	サフ <sup>。レッショ</sup> ン・フ <sup>°</sup> ーN谷 払	安 全 系 モ デ ル (非常用炉 心冷 却系)	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価 項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評 価項目となるバラメータに与える影響」にて確認。
ぼ 王 王 子 子 力 子 御後) い	<ul> <li>リロケー</li> <li>ション</li> <li>・</li> <li>・</li></ul>	溶融行心の準動 + バル (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、原本断LOCAシーケンスともに、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。	溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認してい る。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開 始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える 影響はない。	溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融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。
	原子炉压 力容器内 FP举動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	PHEBUS-FP実験解析により、FP放出の開始時間 を良く再現できているものの、燃料被覆管温度 を高めに評価することにより、急激なFP放出を 示す結果となった。ただし、この原因は実験に おけるかり規模な存心体系の模擬によるもので あり、実機の大規模な体系においてこの種の不 確かさは小さくなると考えられる。	核分裂生成物(FP)挙動モデルは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、燃料破覆管破裂後のFP 放出については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を推測され、実機の大規模な体 系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価 事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP放出を操 作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等 操作時間に与える影響はない。	核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃計破覆管破裂後のFP放出については実験結果」の急激な放出を示す結果が確認されたい、小規模体系の実験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いさくなると推定されるな不能がさないとなるが手続いたよの運転により格納容器ペ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。
厨 本 物 物 約 ( 心 の ( 次 の ( ) ( )	原子炉格 参容器内 印举動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	ABCOVE実験解析により、格納容器内のエアログ ル沈着挙動を適正に評価できることを確認し た。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルはABCOVE実験解析により,格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは,炉心損傷後の格納容器内FPを操作開始の起点としている運転員等操作はないことから,運転員等操作時間に与える影響はない。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは、ABC0UE実験解析により原子 炉格納容器内のエアログル沈著挙動を適正に評価できること が確認されている。本評価事故シーケンスでは、残留熟代替除 去系の運転により格納容器ペ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 3.1.2.6-2

	-
₺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	(東田気圧力・泪車によら鵜的角帯(枚加容異過圧・過调砕損(建の熱伏秩除主をを雇田去と担公)))(1
表	

	評価項目となるパラメータに与える影響	条件とした場合は, 原子炉停止後の崩壊熱が緩 れる。最確条件とした場合の評価項目となるパ ーダに与える影響は, 原子炉停止後の崩壊熱に 引する。	条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件にて変動を与え得るが、大破断 LocA に伴い原子急速に減圧されるため事象進展に与える影響いことから、評価項目となるバラメータに与え 響はない。	条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に て変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後 位低下重に対して非常に小さい。例えば、大破 CA 発生後の原子伊水位の低下量に約 8 秒で通 転水位一約 6mであるのに対してゆらぎによる木 転光位12 auであるのに対してゆらぎによる木 野鬱はたく、評価項目とたるバラメータに与 影響はかとい。	の反応度補償のため初期値は変化するが、事象 後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心 が事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評 目となるパラメータに与える影響は小さい。	条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は 炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料は る9×9燃料(A型),9×9燃料(B型),M00 のうち,9×9燃料(A型),9×9燃料(B ま熱水力的な特性は同等であり、事象進展に及 影響は小さいことから,評価項目となるバラメ に与える影響は小さいことから,評価項目となるバラメ に与える影響は小さいことから、評価項目となる 利(B型)の評価に包給され,評価項目となる メークに対する余裕は大きくなる。	条件とした場合は, 解析条件で設定している崩 よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少な り, 原子炉水位の低下は緩和され, それに伴う 炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容 力及び温度の上昇が遅くなるが, 格納容器圧力 温度の上昇は残留熱代替除去系により抑制さ ことから, 評価項目となるパラメータに対する ご大さくなる。
<b>ヨ温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)))(1 / 4)</b>	運転員等操作時間に与える影響	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 る。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、 ラメ・ 原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。 て第6	最確条件とした場合には、ゆらざにより解析条件に対して 変動を与え得るが、大破断 TOCA に伴い原子炉は急速に減 「たされるため事象進展に与える影響はないことから、運転 はない 員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、ゆらざにより解析条件に対して 最確 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 の水 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であるの に対してゆらぎによる水位変動幅は約2 cmである。したが 位変到 らえる影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが,事象発生後 何心 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 発生; 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 流量; は小さい。	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 最確 心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9 であ 燃料 (A型),9×9燃料(B型),MOX燃料について、9 燃料 ×9燃料(A型),9×9燃料(B型)は熟水力的な特性 型)( は同等であり、また,MOX燃料の評価は9×9燃料(A型) の評価に包絡され、事条進展に及ぼす影響は小さいことか 6、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崩壊熱よ 最確 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 器圧: 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 集操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響は わる. ない。
る静的負荷(格納容器過圧・追	条件設定の考え方	定格原子炉熱出力として設定	定格原子炉圧力として設定	通常運転時の原子炉水位として設定	定格炉心流量として設定	9×9燃料(A型),9×9燃料(B型)は熟水力的な特性は 同業であり,その相違に熟水力的な特性は 最大線出力密度の保守性に包 給されること,また,9×9燃 約が大きく,MOX燃料りりも崩壊 熟が大きく,MOX燃料りりも崩壊 熟が大きく,MOX燃料の評価に 9×9燃料(A型)の評価に包 給されることを考慮し,代表的 に9×9燃料(A型)を設定	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
(雰囲気圧力・温度によ	事故条件)の不確かさ	2,435MW 以下 (実純値)	約 6. 77 ~6. 79MPa[gage] (実績値)	通常運転水位 (気水分離器下 端から約+83cm~約+85 cm) (実績値)	定格流量の 85~104% (実測値)	装荷炉心角	ANSI/ANS-5.1-1979 炉心平均燃焼度約30GWd/t (実績值)
	解析条件(初期条件, 解析条件	2, 436MW	6.93MPa[gage]	通常水位 (気水分離器下端か ら+83 cm)	$35.6  imes 10^3 t/h$	9 × 9 燃料(A型)	ANSI/ANS-5.1-1979 (然焼度 33GWd/t)
	項目	原子炉熱出力	原子炉圧力	原子炉水位	炉心流量	体游	原子炉停止後の 崩壊熱
					初期条件		

添 3.1.2.6-3

<sup>57</sup> 

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)))(2/4)

						11 1 2 1 4 1
	項目	解析条件(初期条件, 解析条件	事故条件)の不確かさ 最確条件	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
	格納容器空間体 積(ドライウェル )	7, 900m <sup>3</sup>	7,900m <sup>3</sup> (設計値)	ドライウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積 を除いた値)	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,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,事象進展に与える 影響はなく,評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器空間体 積(サプレッショ ン・チェンバ)	空間部:4, 700 <sup>m³</sup> 液相部:2, 800m <sup>3</sup>	空間部:4, 700 <sup>m3</sup> 液相部:2, 800 <sup>m3</sup> (設計値)	サプレッション・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)	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、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,事象進展に与える 影響はなく,評価項目となるバラメータに与える影響はない。
	真空破壞弁	3. 43kPa (ドライウェル ーサプレッション・チ ェンバ間差圧)	3.43kPa(ドライウェルー サプレッション・チェン べ間差圧)(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、事象進展に影 響はなく,運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから,事象進展に影響は なく,評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	サプレッショ ン・プール水位	3.61m (NWL)	約3. 59m~約3. 63m (実測値)	通常運転時のサプレッショ ン・プール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、ゆらぎによるサプレッション・プール水 位低下分の熟容量は通常水位に対して非常に小さい。例え ば、通常水位の熟容量は約280m省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)の熟容量は 約20m省度でおり、その低下割合は通常時の約0.7%程度と 非常に小とい。したがって、事参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、ゆらぎによるサプレッション・プール水位低下分 の熟容量は通常水位に対して非常に小さい。例えば、通常水位 の熟容量は約2800.4組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)の熟容量は約20m3程度であり,そ の低下分(通常水位-0.02m分)の熟容量は約20m3程度であり,そ の低下分(通常水位-0.02m分)の熟容量は約20m3程度であり,そ の低下銀(通常水位-0.02m分)の熟容量は約20m3程度であり,そ の低下銀(重要用に与える影響は小さい。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。
Ц¥	サプ レッション ・プール水温度	35°C	約19℃~約35℃ (実測値)	通常運転時のサプレッション ・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。	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。
5期条件	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 助ビーク値に到達するまでの圧力上昇率(平均)は時間 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量は約2kPaであり非常に小さい。し たがって、事象進限に与える影響は小さく、運転員等操作 時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、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ビーク値に 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 量は約2kPaであり非常に小さい。したがって、事象進展に与え る影響は小さい。
	格納容器温度	2,29	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°C	31℃以下 (実績値)	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。	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, 740 <sup>m°</sup> 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く,運転員等 操作時間に与える影響はない。	1
	燃料の容量	$1, 180m^3$	1,180 <sup>m3</sup> 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, 最確条件を包給できる条件を設定	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く,運転員等操 作時間に与える影響はない。	I

添 3.1.2.6-4

		(雰囲気圧力・	温度による静的負荷(格納容詞	<b>器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)</b>	))) (3/4)	
	解析条件(初期条件,	事故条件)の不確かさ	早ぐ柔の声晴州女	<b>鎃                                    </b>	討所百日 マなん パユメー カフ ロッス製業	
	解析条件	最確条件	米庁政定ジラヘル	<b>進転見ず探世時間にすん<i>つ</i>旅音</b>	計画項目のようペイントナイン影響	
₩	大破断1.0CA 再循環配管(出 <i>ロノズ</i> ル)の破断	T	原子炉圧力容器から原子炉格 納容器への冷却材活量を大き 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職 点から厳しい設定として、原子 方面質のうら、口径が長 ある再確環配管(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(速やかにさ水手段を準備すること)に変わりはないこ とから、運転員等操作時間に与える影響はない。 (添付資料3.1.2.7)	Excessive LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、原子炉格納容器へ放出されるエネルギは大破断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、評価項目となるバラメータに与える影響は小さい。(統付資料3.1.2.7)	
機能の喪失 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	I	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 諸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。低圧注水 機能として低圧炉心スプレイ 系及び低圧注水系の機能喪失	L	I	
5電源	外部電源なし	I	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L し、オラント損傷状態であるL OCA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。	
ミガスの発生	ジルコニウム-水反応 を考慮	ジルコニウムー水反応 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,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。	

<sup>59</sup> 

	(4)
	(4)
运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	各納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)))(
表2 解析条件を最確条件とした場合の運動	(雰囲気圧力・温度による静的負荷(株

	項日	解析条件(初期条件,	事故条件)の不確かさ	冬年豊富の考え古	運む目空地化は問とにシス影響	部価面日となるパリュータに占って影響
	1月日	解析条件	最確条件	木庁政定が与んり	<b>進転見寺!%  戸町  にすん'2)が音</b>	計画な口てよるハイノイ・ノルナムの影響
	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、評価項目となるバ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、評価項目となるバ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 <sup>3</sup> /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 <sup>2</sup> /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。
機器条件	残留熱代替除去 系	循環流量は、全体で 150m <sup>3</sup> /hとし、原子炉へ 30m <sup>3</sup> /h、格納容器スプレ イヘ120m <sup>3</sup> /h/にて流量を 分配	循環流量は、全体で 150m <sup>3</sup> /hとし、原子炉へ 30m <sup>3</sup> /h,格納容器スプレ イヘ120m <sup>3</sup> /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、評価項目となるバ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 (サプレッション・プー ル水温度:100°C, 海水 温度30°C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7加 (サプレッション・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,評価項目となるバラメータに与える影響はな い。
	可搬式窒素供給 装置	窒素ガス 99. 9Nm <sup>3</sup> /h 及び酸素ガス 0. 1Nm <sup>3</sup> /hの流量で窒素供給 ガス温度:35°C	総注入流量:100/lm <sup>3</sup> /h ・窒素:99/lm <sup>3</sup> /h ・酸素:11/lm <sup>3</sup> /h ガス温度:0~60°C	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 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	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 に与える影響にない。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かとい。	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,格納容器温度ぶ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℃太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。

添 3.1.2.6-6

用する場合) (1/4)	到此合計中的	型家大调寺	解踏分う替分実るるな、新路分の替分実でのない、 「おきの、操作後、予定なす」、 「ないの様想」、 「ない」ででにない、 していた」で、 「ないので」という、 「ない」ので、 「ない」ので、 」を 「ない」、 「、 「、 「、 」、 「、 」、 「、 」、 「、 」、 「、 」、 「、 」、 「」、 「
良留熱代替除去系を使	掘佐へ松詰間	[张]下次附时]]	後 御務 ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) (
王・過温破損)) (死	評価項目となる	バントーットナントの影響	実時析をる開上早にのるがムよ加が納温きこ項メ影態間上設。始のく、回可、19寸あ容度など目一響感に立設。はのく、回可、19寸あ容度なと目一響換基想」態間定っ子は性ル反熱等た正上異らなに小作っ定しのがよた炉早が コ位重の 方昇は、る与さ聞き時で聴解り場水くあっ重が影、及にな評べえい。
的負荷(格納容器過D	運転員等操作時間に 与える影響		母の 報報に 「 「 市 の 構築 に に 市 に 市 に 市 に 市 に 市 に 市 に に に に に に に に に に に に に
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・温度による書	머프소수학자승관가	NillFOJY#Pi-C No	1 世界制備室にて今部電源受電及び非常用ディーセル客電機等の非常用高圧系統の電源し、原子がたメージンないしとを確認して始かにはおかい場合、早期の電源して近いことを確認して常設って活動力に加速すない、電力の協力に伝える影響にない。 市業に与える影響にない。 のの認知に係る時間にして、10分間を通信している。この全交流動力電源異体等の認知に係る時間にした。 市業に「大きびたい場合、早期の電源してている。この全交流動力電源異体等の認知に係る時間にした。 の認知に係る時間にして、10分間を通信している。この全交流動力電源具体等 の認知に係る時間にして、10分間を通信している。この金交流動力電源具体等 の認知に低いる。 現象にすって、20分間を通信している。そのため、認知感れ等により操作 体を行っているがにいる。 現象にするの影響はなし。 している。この全なのので、中央および現場にて常設代帯 な流電源設備の起動、受電及び低圧原子が代替だ水系(常設)の系統構成をしたの。 現象にて行うなが可いる。 現象にて行うな非常に低いでいない。このため、要見配置が操作期時 市たれるの影響はなし。 ・中央制御室にてたいない。このため、要見配置が操作期時 などが電源設備の起動、受電、加入、本のため、認知識れ等によれで たまたがかいです。 のの認知時に不会な非常な活電調設備の起動、受電、10分程度、満たいで のが、中央制御室にてたれな非の電源の目整体をすることにより原子が代替だれ系( 市成のでの第二次からか)、また、操作時間が超いして、中央制御室にてたれな非常 しているのが、本体では、 のの症効制線に否定して行える操作者交流電源設備の起動、受電に10分程度、満たいの になった、認知時間の差徴でして、事象発生から30分低に同一がなどの 作になり のが、中央制御室での適能に可要保存交流電源設備の起動、受電に10分程度、満たいの ためのが効果では、素数化音変のの影響を使っるの なったいの たれたい。また、一般作用が確認のできならい。 たれたれたの になったの、非常能のでしたのの。 本体でになり 電信のは思い。また、一般作用が確定してい。 たれた時間を算いている でたれたれたの でたれたれたの でたれたれたの信前の定例、受電して、事象発生かる。 して、1.4000000条のにに用たの定義でにない。 本体でになり 電信のののの たれたい、また、一般作用が確定してい。 たれたれたの でたれたれたの でたれたれたの ににたいの。また、 したののの。 たれたれたの してたい。 なったの ににたい。 たれたれたの ににため、 したのの したの たれたい。 たれたれたの ににたいる にたい たれたれたの たれたれたの ににたい たれたれたの ににたいる なったの ににたい たれたれたの たれたい。 たれたい たれたい たれたい たれたい たれたい たれた たれた
]に与える影響,評価	件(操作条件)の 不確かさ	条件設定の考え方	全失施断で、2棟間がなる時事、20棟間がある時事令の、20棟間が間象後時しか得に要認に置する時間を必要に置て力認、を整開は記でした。 電後事者生的2 記載
等操作時間	解析条	解析上の 操作開始 時間	事。 象分 路後 土
表3 運転員	Ц Ц	ц	作件常交設動及原替(起統設備)び子注常動構体で受低炉水設・成者の受低炉水設・成替源起電圧代系)系
			·····································

使用する場合)(2/4)	型油油		評価上は存業成立在を 踏まえ事象発生から2 時間30分後としており, にのうち、輸発的水積か にの日期子炉代替注体 値への補給の余請構成 は、所要時間2時間 10 分類だのところ、訓練実 満っに約1時間 33 分で ある。徳だで美図してい めた業が実施可能なし とや確認した。	評価上は存業成立柱を踏まえ事象発生から約路まえ事象発生から約2時間 30 分後としており、このうち、大量送水り、このうち、大量送水車「への給油存業は、所要しておいな。 時間1時間 40 分類だの 時間1時間 40 分類だの 日時間 20 分類だの に可ご 約案後後では約 1時間 20 つている作業 約実施可能ないとや離 認した。
<b>美留熱代替除去系を</b> ~	揭作今衸咭閒		I	Ι
E・過温破損)) (列	評価項目となる パラメータに F	える影響	I	I
角荷(格納容器過E	運転員等操作時間に	与える影響		
<b> 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</b>	操作の不確かさ要因		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 圧原子炉代替注水槽の水源枯渇までに実施すれば良い作業であり、低圧原子炉代替 注水槽の保有水のみで事象発生から約21時間後まで注水可能であることから十分 な時間余裕がある。	評価上は作業成立性を略まえ事象発生から2時間30分後から開始としているが、低 圧原子炉代替注水槽の水源枯渇までに実施すれば良い作業であり、低圧原子炉代替 注水槽の保有水のみで事象発生から約21時間後まで注水可能であることから十分 な時間余裕がある。
こ与える影響、評価	(操作条件)の <確かさ	条件設定の考え 方	低 た が が が が が で し の が が が 等 に が が が が が が が が が が が が が が が	送料住住、大学校、大学学校、大学学校、大学学校、大学学校、大学学校、大学学校、学校、大学学校、学校、大学学校、学校、大学学校、学校、大学学校、大学学校、大学学校、大学学校、大学学校、大学学校、大学学校、大学学
員等操作時間に	解析条件 予	解析上の操 作開始時間	事象発生2 時間30分後	事 事 第 第 30 分後
表3 運転員	田町	Ĭ	をよります。 をより 低者へ給 子注の 子注の できる できる できる できる できる できる できる できる	★ 低炉水水行送へ補 氏代増補う水の給 原替へ給大車燃 子注のを量等料
			極々	Ν

<b>吏用する場合) (3/4)</b>	訓練実績等	舞鹿 御田 御子 子子 御田 後谷 春秋 御田 御子 子子 御子 かり かい かり かう
良留熱代替除去系を使	操作余裕時間	原却の生り保間おに癒も器達原、子びは達納イよレな替搬容サブ水達スしルる実ッ水約る事時間る余子系時か、で余、遅に、のし子常炉格20」容系るイるス型器ブー位時ブ,タ格施シ位「ま象間以こ裕柿飯は「備る緑春れな原限な炉設注納的た器、格を。ブ(スレル+点)格べ納すョが60で移る上とが補転は「備るが操みって界い代(水餐」場代可納行格レにプッ水約で「納く客るン酒」の生りのかね機開、01時たあ作よた炉正よ替にの器略合替搬容う納イよレン位1格人容ト器。・常に船かりのなど為性時間のるが3場格力ら注よ継圧「にく型器こ客系るイョが60部家体サブ水到間ら約64.0%。大な合納に低水る続力にはブ(スと器)格はン通血客停フに熱ブー位達は約23が時待で発み確時な幅車で容到圧系原及が到格レにプと代可納、・常到器止イよをレル+す。20時お間
王・過温破損)) (死	評価項目となる パラメータに与 える影響	運間と操解はこ項メ影転にし作析ぼと目一響転にし作所ぼと目一響員与て開上同かとタは強え、始の等らなにハ操る実時設で、る与さなない。操作影態間定あ評パえい。
的負荷(格納容器過/	運転員等操作時間に 与える影響	解問して時し時と作者を考慮を解した。 「「」」に、「」、「」、」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」」」」、「」」、「」」」、「」」、「」」、「」」、「」、「
<b> 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</b>	操作の不確かさ要因	【認知】 田央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーセル発電機の非常用高压母線の電 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーセル発電機の非常用高压母線の電 市共制御室にて外部電源受電及び非常用ディーセル発電機の非常用高压母線の電 市地容及び吸留熱代替除士系の準備を用かっち再属としているため、認知違れによ 現留無代音除士系及び原子炉補機代替希知系による格納容器除熱のために、中央 調査に図った。 現金にの多能存成辺場にてみず能保た者行う認定にとれた対応動水供給のから、市地 成品が変換を行う後の調査にされている。ホース教育のため、認知違れによ 就能力学者がでの操作が辺場にて本律能力な活動水供着が知道での熟慮に、から 動いた行わない。ここととなるが、本操作を行う認真に、大型法水式で加い 後期、性能行わない。ここととなるが、本操作を行う認真に、大型法水式で加い 後期、性能子和などの第二で一般で確認で不必必要に、現まで 後期、代替除活力ない。こととなるが、本操作を行う認真に、大型法水式でしい 後期、代替除活力のに、したり、電源の構成で引い、 化化化学なご能源設備による電源確保、明子中補機代替が出気になる (特別・実行業権保護のため)、本操作を行う認真に下から (特別・特定にため移動式代替報源での前水補給、移動式代替報にするか がすまたにため移動式代替報告知のための予想大学が電能 にたため移動式代替報告知の能力の第一定の 使動操作を行う。ことにより、確認のため、補償の起動、受電機 ではいうが、実活用限による電源確保 (市会)を完成して (市会)を注意して (市会)を注意して (市会)を注意して (市会)を注意した。 (市会)を注意した。 (市会)を注意した。 (市会)を注意した。 (市会)を注意した。 (市会)を注意した。 (市会)を注意した。 (市会)を注意した。 (市会)を注意した。 (市会)を注意した。 (市会)を注意した。 (市会)を注意した。 (市会)を注意した。 (市会)を注意した。 (市会)を注意した。 (市会)を注意した。 (市会)を注意した。 (市会) (市会)を注意した。 (市会) (市会) (市会)を注意した。 (市会) (市会) (市会) (市会) (市会) (市合) (市会) (市合) (市会) (市会) (市合) (市合) (市合) (市合) (市合) (市合) (市合) (市合
こ与える影響、評価	(操作条件) の <確かさ 条件設定の考え 方	原名間子対を 子対を 炉采考 後進し 代書設 を時間
等操作時間、	解析条件 月 月 第析上の操 作開始時間	專 時 後 名 子
表3 運転員	項目	原権却残替に子客操 不代系留除よ炉器作 が替及熱去る格除 補治び代系原納熱
		操余

添 3.1.2.6-9

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))(残留熟代替除去系を使用する場合)(4/4)

訓練実績等	群鹿田 市工は 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市
操作佘裕時間	可置内で発み確ら問おに癒も燃い素達称の素う概に窒の生り保、余、遅に、限よべし容水ガニ型:素時か、で本裕本れな酸界うンた器素スと強し、「「備る保護な人」に、「你のとない」」であるような、「ななな」」「 素格給は「「備るの素に監ト場べガのと 茶格給は「信のあき様が操る「素に監ト場べガのと 無格給は」にのある保定に転する。 一番こにるがら考度達し進にト及出る 法器主象間がい時な幅事で可な酸到格上酸行。
評価項目となる パラメータに与 える影響	運間と操解ほこ項メ影転にし作祈ぼと目」響点、「所」同かとタは「「「「」」」であるなに、「」」」であるなに、操る実時設で、るなさか作影態間定あ評パえい。
運転員等操作時間に 与える影響	解社工の操作用の操作用の操作用の構成上の操作開かれたの意味用でした。124年代の操作題を115年代の操作題を出たした。通航後を設定する。通航後を設定する。通航後を設備した。近日には近年後の強権になる。通転回転転にはなっなの。 本種にするの意味ですべきで、 市場にはなる影響を 市場にはなる影響を た時にはなる影響を のようない。市た、の海礁など、 市市の構造はは目になったの が構成ではない。 にないない。 には、近十位中にの のでのしい。 には、近十位中にの には、 のでのしい。 には、 にしたの に に に に に に に に た の の の の の に に た の の の の
操作の不確かさ要因	【認知】 原子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いるため,認知違 形により操作開始時間に与える影響はなし。 【要員配置】 【要員配置】 「要員配置」 「要員配置」 可搬型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 素置の準備,起動を行う復旧班要員が配置されている。現場にて可搬式窒素供給 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。 私知知知能作 現場での復旧班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存むかい。 「あっから」要員配が操作開始時期に与える影響はなし。 現場での復旧班要員によるホース敷設等の格納容器内窒素供給準備 開等を含め1時間40分で行うことにより,事象発生から11時間40分で窒素供給準 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40分で窒素供給準 間等を含め1時間40分で汚っことにより,事象発生から11時間40分で窒素供給準 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。 現場にて復旧班要員による格納容器内窒素供給のための準 確認時で加益する」 当場にて復旧班要員になるにより,非象発生から11時間40分で窒素供給消費 信頼作用の確実合う復用班要員に含素供給開始時に他の並列操作はなく,操 情報応報告にのもの。当該操作を行う復旧班要員に窒素供給開始時にしるが必要は給加たり。 (操作の確美さ】 (操作の確美さ) (現在の能要員の現場操作は、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) 該操作は起こりにくく,該操作等により操作時間が長くな る可能性は低い。
(操作条件) の F離かさ 条件設定の考え 方	原右式の慮 子科蜜弾し 炉系素舗て 権役伏時設 後び給間定 を推測を
<ul> <li>解析条件</li> <li>第析条件</li> <li>第析上の操</li> <li>作開始時間</li> </ul>	事 事 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御
通目	作 作 作 作 作 作 作 作 作 作 で 素 置 裕 内 索 置 裕 内 索 置 裕 内 索 個 裕 内 索 の 索 四 森 た の 物 録 氏 い 命 室 聞 森 た ひ の 物 録 氏 い 命 索 聞 森 た ひ の の 歌 読 た ひ の の 歌 読 た ひ の の 歌 ひ の の 歌 ひ の 歌 歌 ひ の 歌 歌 ひ の の 歌 ひ の の 歌 ひ の の 歌 ひ の の 歌 ひ の の の の の の の の の の の の の

# 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「Excessiv e 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。

	<	ΤΑF下	配管破断	
	$\searrow$	無	有	
		炉心の冠水を維持するためのバ	炉心の冠水を維持するためのバウ	
		ウンダリは喪失しないため	ンダリは喪失するが,Excessive	
		Excessive LOCA 発生後の原子炉	LOCA 発生後の原子炉への注水を	
	無	への注水が行われると、大破断	考慮すると、冠水するまでに要す	
注		LOCA と同等程度の事象進展にな	る時間は左記に比べて長くなるも	
水		ると考えられる。	のの,大破断LOCA と同等程度の	
配			事象進展になると考えられる。	
管		原子炉水位の低下は早まるが,	原子炉水位の低下は早まり、原子	
破		「過渡事象+高圧炉心冷却失敗	炉注水による炉心冷却もできず,	
断		+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷	かつ、炉心の冠水を維持するため	
	有	後の原子炉注水 (重大事故等対策	のバウンダリが喪失するため、事	
		を含む)失敗+デブリ冷却失敗」	象進展は極端に早くなる。	
		と同等程度の事象進展になると		
		考えられる。		

表1 配管破断の選定

表1より,破断箇所は包絡的な条件である注水系配管及びTAF下配管の両方 が同時に破断した場合を想定した評価を実施することとする。

以上のように,破断箇所が異なることで事象進展は変わると考えられるものの, 原子炉圧力容器から原子炉格納容器内へ放出されるエネルギは同じであり,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LO CA)+ECCS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+ECCS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	主蒸気配管
(TAF上配管)	給水配管
	高圧炉心スプレイ系配管
	低圧炉心スプレイ系配管
	低圧注水系配管
TAF下配管	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℃)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℃)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デスタル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溶融炉心・コンクリート相互作用によるペデスタル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℃となり,限界温度200℃を超えない。

原子炉水位の低下が早いことから事象進展が早くなり,約1.2時間後に炉心支 持板破損と原子炉圧力容器破損が同時に発生している。このため、ペデスタルの 初期水張りは実施できず、溶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。

ペデスタルに落下した溶融炉心は、ペデスタルの初期水張りは実施していない が、溶融炉心落下後のペデスタルへの注水により溶融炉心は冷却され、ペデスタ ル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。Excessi ve 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溶融燃料ー冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において,Excessive LOC A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 ペデスタル床面及び壁面の侵食量の推移



添付資料 3.1.2.8

# 7日間における燃料の対応について

# (雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)) (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) 2.09m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1 台=351.12m <sup>3</sup>		
大量送水車 1 台起動 0.0652m <sup>3</sup> /h×24h×7 日×1 台=10.9536m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量	ガスタービン発 電機用軽油タン クの容量は約
大型送水ポンプ車 1 台起動 0.31m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1 台=52.08m <sup>3</sup>	新 423m <sup>3</sup>	450m <sup>3</sup> であり,7 日間対応可能
可搬式窒素供給装置 1 台起動 0.036 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1 台=6.048m <sup>3</sup>		
緊急時対策所用発電機 1台 0.0469 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=7.8792m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約8m <sup>3</sup>	緊急時対策所用 燃料地下タンク の容量は約45m <sup>3</sup> 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

却毛		<b>卢</b> 士 宗 县	負荷起動時の	定常時の
起動	主要機器	須何谷重 (1 w)	最大負荷容量	最大負荷容量
順庁		(KW)	(kW)	(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
$\bigcirc$	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
(1)	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
	出力(k\))		ガスタービン発電機	



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, 「3.1.2.1a. 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、「3.1.2.1b. 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、「3.1.2.1d.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、「3.1.2.1e.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

## 74

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。ドライウェル温度(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ェル圧力(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、ドライウェル圧力(SA)、格納容器代替スプレ イ流量等である。

格納容器スプレイを継続することによりサプレッション・プール水位が上 昇するため、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 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、サプレッション・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、ドライウェル圧力(SA)等である。

サプレッション・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,サプレッショ 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(出ロノ 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

200m<sup>3</sup>/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 m<sup>3</sup>/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(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.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<sup>\*1</sup>され、サプレッション・チェンバ又はドライウェルのベントラインを通じて格納容器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 ーケンスにおいては解析コードMAAPの評価結果の方がNURE G-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Cs-137放出量は,以下の式 で計算される。

# 77

- C s 137の放出量 (Bq) = f\_Cs×Bq\_Cs-137× (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C s I の放出割合 (MAAPコードでの評価値) :原子炉格納容器からのC s OHの放出割合 f\_CsOH (MAAPコードでの評価値) ΜI :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) :セシウムの分子量 (kg/kmol) W Cs Bq\_Cs137 : C s -137の炉内内蔵量(Bq) : 格納容器フィルタベント系の除染係数 DF
- 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を介して大気中へ放出されるCs-137の放出 量評価条件は以下のとおりとする。
  - (a) 格納容器内から原子炉建物への漏えいはないものとする。
  - (b) 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(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)

# 78

#### (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<sup>-3</sup>TBq(7日間)であり、100TBqを下回る。

ドライウェ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, 100TBg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、ドライウェ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<sup>-3</sup>TBq (30日間)及び約  $6.5 \times 10^{-3}$ TBq (100日間)である。ドライウェ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ェ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溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気,ジル コニウム - 水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴であ る。

また,不確かさの影響を確認する運転員等操作は,事象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,T MI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(ジルコニウムー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 器の熱水カモデル)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)に係る運転員等操作時間に与える影響は小 さい。また,格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導の 不確かさにおいては,CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガ スの挙動は測定データと良く一致することを確認しており,その差異は小さ いことから,格納容器圧力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)に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱 伝達の不確かさとして,溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現 性を確認している。本評価事故シーケンスでは,炉心の損傷状態を起点に操 作開始する運転員等操作はないことから,運転員等操作時間に与える影響は ない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確 かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析 により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できること を確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後の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FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作はな いことから、運転員等操作時間に与える影響はない。炉心損傷後の原子炉格 納容器における原子炉格納容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP)挙動モデルはABCOVE実験解析により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FPを操作開始の起点としている 運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料3.1.3.6)

### b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化,燃料棒表面熱伝達,燃料被覆管酸化及び 燃料被覆管変形の不確かさとして,炉心ヒートアップに関するモデルは,T MI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(ジルコニウムー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℃程度,格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが, BWRの格納容器内の区画とは異なる等,実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと 推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再 現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確か さにおいては、CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙 動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいこと から、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱 伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現 性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解 析により炉心溶融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。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-1 37の総放出量は、評価項目(100TBgを下回っていること)に対して、サプ レッション・チェンバのベントラインを経由した場合は約2.1×10<sup>-3</sup>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3.4TBg(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、Excessiv e 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 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、Excessiv e 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 操作は格納容器圧力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

(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,ジルコニウムー水 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

## 86

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3,200m<sup>3</sup>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740m<sup>3</sup>及び輪谷貯水槽(西)に約7,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより必要な水源は確保可能である。また,事象発生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352m<sup>3</sup>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11m<sup>3</sup>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53m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。

合計約416m<sup>3</sup>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450m<sup>3</sup>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8m<sup>3</sup>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45m<sup>3</sup>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

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、ジルコニウムー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)



福齢容器フィンタベント%による     本齢容器スント(W/W) <sup>18,18</sup> 本齢容器スント(W/W) <sup>18,18</sup> 本齢容器スント(W/W) <sup>18,18</sup> たどとからした。     たんで、     たんでので、     たんで、     たんで、     たんで、     たん	・「LOCA事象」時、ペデスタル温度の「急激な近下」、サプレッション・ブール 永温度の「急激な上昇」又は「指示値喪失」 ルタ レタ レク し、「過速位国事象」」「LOCA事象」時、原子炉水位低下(喪失)、制御棒位置の 指示値喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡温度の指示値喪失数増加、制御棒駆動機構 (D/W)
中央制御室待継室内 への待避 <sup>40,17</sup> 停止条件不成立 <sup>40,18</sup>	<ul> <li></li></ul>
Yes Yes	【有効性評価の対象とはしていないが、他に取り得る手段】 1: 常設代替交流電源設備が使用できない場合は、号炉間電力融通又は高圧発電機車により電源を供給する。 /************************************
低圧原子炉代替注水系(常設)により原子炉水位を維持し,格納容器ペントに よる格納容器圧力の低下傾向を確認する。また,機能喪失している設備の復旧 に努め,残留熟除去系又は残留熱代替除去系及び可燃性ガス濃度制御系の復旧 後は,残留熟除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱及び可燃性ガス 濃度制御系による水素濃度制御を実施するとともに,格納容器に効いを停止し, 安定停止状態を維持する。	(電販谷軍により使用できる)配舗つゆられる。) 11.低圧原子炉代替注水系(常設)と同意や前量は確保できないが,復水輸送系,消火系による代替注水も実施可能である。 注水開始時間は遅くなるが,低圧原子炉代替注水系(可搬型)による代替注水も実施可能である。 11.突留熱代替除去系運転以外に除熟機能が回復しないことを確認し残留熱代替除去系運転を開始する。 12.ドライウェル冷却系による格納容器除熱を実施する。 13.ドライウェル冷却系による格納容器な気を加くしないまでもないが、復水輸送系,消火系による格納容器スプレイあ(実施可能である。 14.ドライウェル合約4000000000000000000000000000000000000
第3.1.3.1-2図 「雰囲気圧力・温度による]	

「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の対応手順の概要 (残留熱代替除去系を使用しない場合) 3.1.3.1-2 🖾

					雰	囲気圧力・温度によ	る静的負	(荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱件)	<b>は</b> 替除去系を使	吏用しない場合)						
					经通时	間 (分)				経過時間(時間)					経過時間(日)	
			必要な要員と作業項	B	10 20	30 40 50 60 1	2	3 4 5 6 7 8 9	10 11 12	22 23 24 25 26	27 28 29 30 31	3	2 33 34 40 41	42 43	5 6 7	
	責任者	実施箇所・必要人員: 当直長 1人	中央制御室監視 運転操作指揮 緊急時対策本部連絡		<ul> <li>本条発生</li> <li>原子炉スクラム</li> <li>○ 約5分 炉心損售</li> <li>○ ブラント状i</li> <li>○ 約10分 燃</li> </ul>	著 況判断 料被獲管温度1200°C到建										
操作项目	補佐	当直副長 1人	運転操作指揮補佐	操作の内容	▼ 10分 常設	代替交流電源設備による給電 ▽ 約28分 燃料温度2500K ▽ 30分 低圧原子炉代替注	(2227℃)到6 水系(常設)	·座 孩子你注太猫给								
	通報連絡等を行う 要員	指示者         1人           連絡責任者         4人	初動での指揮 発電所内外連絡			Υ	約1時間	非常用ガス処理系 運転開始								
	運転員 (中央制御家)	連續但当客 運転員 (現場)	復旧班要員				Y 約1#	特問40分 中央制御室換気系 運転開始			▼ 約27時間 格納容器圧力6404Pa	≋[****]¥  7	達 7 約33時間 サブレッション・ブールオ	位		
				<ul> <li>外部電源喪失確認</li> </ul>									治常水位+約1.3%纠连			
				<ul> <li>         ・ 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     </li> </ul>												
状况判断	1人	-	_	<ul> <li>非常用ディーゼル発電機等機能喪失確認</li> <li>再循環ボンプトリップ確認</li> </ul>	10分		_									
				<ul> <li>原子炉への注水機能喪失を確認</li> <li>主気を隔離や全用確認</li> </ul>								_				
				-								_				
交流電源回復操作	-	-	-	<ul> <li>・ 牛肉の電話回致であり用め</li> <li>・ 非常用ディーゼル発電機等 機能回復</li> </ul>												解析上考慮せず 対応可能な専員により対
高任 · 低圧注水機能喪失 調查, 復旧操作	-	-	-	<ul> <li>・ 外泌電源 回復</li> <li>・ 絵木・復木系、高圧炉心スプレイ系、 残留熟絵主系、低圧炉心スプレイ系 機能回復</li> </ul>												解析上考慮せず 対応可能な要員により対
常設代替交流電源設備 起動操作	(1人) 人 (1人)	-	-	<ul> <li>常設代替交流電源設備起動,受電操作</li> </ul>	10分											
D系非常用高压母線受電準備	A	2.5	-	<ul> <li>D系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)</li> <li>b計線防護具準備/装備</li> </ul>	10分	2559	+									
	- (1人)	B,C	-	<ul> <li>D系非常用高圧母級受邀準備(現場)</li> <li>- スカカロークジョン・クライン・クライン・クライン・クライン・クライン・クライン・クライン・クライ</li></ul>		35分										
D系非常用高圧母線受電操作		- (2人) B,C	-	<ul> <li>Dネホネ市向上は株交電操作(IT大利荷重)</li> <li>D系非常用高圧母線受電操作(現場)</li> </ul>		0分 5分						-				
C系非常用高压母線受電準備	(1人) A	- (2人)	-	<ul> <li>C系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)</li> <li>C系非常用本に母途の考測曲(明亮)</li> </ul>				25.jj								
C系非常用高圧母線受電操作	(1人) A	- B,C	-	<ul> <li>C系非常用高压硅線受電操作(中央制御室)</li> </ul>				5 <del>/</del> 9								
********	- (1人)	(2, K) B, C	-	<ul> <li>C系非常用或圧硅線受電操作(現場)</li> <li>非常用ガス処理系 自動起動確認</li> <li>第2.70時時 第7.70月</li> </ul>				5分				_				
FFB用メイル注示 逆転編約 ほう酸水注入系による原子炉 にカ実施へのける離本注1	A (1人)	-	-	<ul> <li>原子/2%物第三日進展</li> <li>日子前秋水注入所 起動</li> </ul>			10分	1 ALL 74						_		解析上考慮せず
大主演官及75般主演官管理	(14)	-	-	<ul> <li>格納客福水素濃度(SA)及び格納客福酸素濃度(SA)起動操作</li> <li>路納室福水素濃度(SA)万び格納客福酸素濃度(SA)</li> </ul>		5分	Ľ									
設備の起動	Å	-	-	システム起動, 吸気           ・格納客福水素濃度及び酸素濃度の監視		405	9	適宜監視		$\langle \rangle$			}			
	(1人) A	-	-	<ul> <li>. 系統構成</li> <li>中央創御室換気系起動操作</li> </ul>		20分				v						
中央制御里換気糸起動	- (1人)	D,E	-	<ul> <li>中央制御室換気系 系統構成</li> <li>中央制御室換気系 加圧運転操作</li> </ul>		105	99 9					_				
中央制御室待避室準備	-	(2人) D,E	-	<ul> <li>中央創御室待道室系統構成</li> </ul>			30分	2								
	(1人) A (5名)	-	-	<ul> <li>中央制御室待道室加圧操作</li> </ul>								_	59			
中大初御玉行班 サプレッション・プール木	当世代, 当世剧 長, 運転員んD.E (1人)	-	_	<ul> <li>         ・         ・         ・</li></ul>			20-97					-	8 ayısı			解析上考慮仕ず
p H制御系起動操作	A 	24	-	<ul> <li>放射線防護具準備/装備</li> </ul>	10分											199 91 001 2 900 91 7
低压原子炉代替往水系 (常設)起動操作	-	D, E	-	<ul> <li>注水步電源切替操作</li> </ul>	20分											
低正原子炉代替注水系	(1人) A (1人)	-	-	<ul> <li>・ 低圧原子炉代替注水系(常設)起動/運転確認/系統構成/漏えい隔離操作</li> </ul>	10分	27 ± 00 £6 10.	A 42 8 1.361	医丁丁 大元位法国新知业医元计上领领		1			27 ± 100 m		de star filte	中央制御室待避室に退避
(常設) 注水操作	A	_	-	<ul> <li>吃出原十些代替让水水(第22)注水甲操作</li> <li>放射線防護具準備/装備</li> </ul>	10分	(江水)時94300	刀は取入(4)	風こし、てい彼は朋友が知日風では小憩院		_(		1059	江水植筑	×4.	1. 朱元	壊熱相当に調整する。
輪谷貯水槽(西)から低圧原 子炉代替注水槽への補給	-	-		<ul> <li>大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給準備 (大量送水車配置,ホース展張・接続)</li> </ul>		2時間10分				0		4				
百子切り、ル代物洋太系	-	-	(2,λ) a, b ◆	<ul> <li>大量送水車による低圧原子炉代替注木槽への補給</li> </ul>			_	道宜実施	· ~ 確認			行避時間待避	現場作案中新 (一時待避中) 現場作案中新	行動時間	道立实施	特別存得ヘジト前に低出 し、緊急時対策所へ待避 にすることにより待避中 待避解除は作業エリアの
注水操作 格納容器代替スプレイ系 (可搬型)系統構成	(1,L) A	-	-	<ul> <li>大量送水車による原子即ウェルへの往木</li> <li>務納容器代替スプレイ系(可敷型)系統構成</li> </ul>				県発による水位転下を考慮して定期	的に注水	10分		心時間	(一時待進中)	//吟 問	道立实地	解析上考慮せず
格納容器代替スプレイ系 (可樂型)スプレイ操作	-	-	(2,L) a, b	<ul> <li>務納容器代替スプレイ系(可敷型)スプレイ弁操作(現場)</li> </ul>							诸主夹笔	待避時間				
	A	-	• (12.1.)	<ul> <li>1988年後代登スフレイ糸(可衆型)スプレイ介操作</li> </ul>							通江実施					
		-		<ul> <li>         ・</li></ul>				7時間20分						_		解析上考慮せず
原子炉補稿代替沿却系準備 操作	_	-	3人 o, p, q	<ul> <li>取引用の級矢中期/ 表面</li> <li>電源ケーブル接続</li> </ul>				1時間30分				_				解析上考慮せず
	-	(2人) B,C ←	-	<ul> <li>原子如補機代替冷却系 系統構成</li> </ul>				1時間40分		1		50	1	0		解析上考慮せず
原子炉補機代替治却系運転	-	-	→ (2人) c, d	<ul> <li>原子如補機代替冷却系 運転状態監視</li> </ul>						迪立实电		行避時間	現場確認中断 (一時待避中)	6 新 助 問	建立实施	解析上考慮せず
	(1人) A	-	-	<ul> <li>原子炉捕模代替冷却系 冷却水流量调整</li> </ul>					10分							解析上考慮せず
格納容器内雰囲気計装による 水素濃度及び酸素濃度監視	(1人) A	-	-	<ul> <li>         ・         ・         ・</li></ul>					59	诸立夹车						解析上考慮せず
燃料抽盐净偏	-	-		• 放射線防護具準備/装備	10分											
燃料補給作業	-	-	2人 r.s	<ul> <li>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</li> <li>大量送水車、大型送水ボンブ車への補給</li> </ul>		1時間40分	1	建立末地				待避時間	現場作業中断 (一時待避中)	移動時間	建立实施	格納容器ペント前に可能 緊急時対策所へ待避。 待避解除は作業エリアの なお、大型送水ポンプ車 においても実施する。
ドライウェルも田和福祉	(1人)	-	-	・ ドライウェル p 出制御 系統構成					20分			- 14	. <u>I</u> L	1.55		解析上考慮せず
	(1人)	-	-	- ドライウェル p 出制御 起動					10分							解析上考慮せず
		(2人) D.E ←	-	<ul> <li>* mm+#ポンド準備(NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作)</li> <li>* 格納容器ペント準備(NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作)</li> </ul>							1時間20分					解析上考慮せず
格納容器ペント準備操作	-	-	(2人) o, p	<ul> <li>水素濃度測定装置準備</li> </ul>							1時間40分					解析上考慮せず
	-	- (2,k)	(2, (2, f) e, f	<ul> <li>可療式窒素供給装置準備</li> <li>緊急時対策所への待避</li> </ul>							1時間40分 25分					解析上考慮せず
	(1人) A	B, C	-	<ul> <li>椿納吉穏ペント操作(NGC N2トーラス出口隔離弁操作)</li> </ul>					遠隔操作に失敗 操作に + 明明	した場合は、現場操作にて格納容器フィルタベント系 の発動を含め、約140日からと開始がかった。	による格納容器除熱を行う。 PKTけ約1時間98公281	ר	10分			
格納容器ペント操作	-	(2人) D,E	-	<ul> <li>格納容器ペント操作(NGC N2トーラス出口隔離弁操作)</li> </ul>					東中は、現場へ	→1978年にきが、約140万氏の中2周期可応である。(操作 法は、連届手動介操作機構により、原子が建物付属検	-7.,,,487,04710,007(夜) 内から操作を行う。	₹	1時間30分			解析上考慮せず
総料ブール治却 再開	(1人) A 1人	- 4Å	— 19人	<ul> <li>燃料ブール冶却系再起動</li> </ul>						<ul> <li>10分</li> <li>・燃料プール冷却木</li> <li>・必要に応じてスキ</li> </ul>	ホンプを再起動し燃料プールの冷 マサージタンクへの補給を実施す	却を再  る。	用する。			解析上考慮せず 巻料ブール水温66℃以下
必要人員数 合計	A	B, C, D, E	2~2	1												

第3.1.3.1-3 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しない場合)

偏考
により対応する
により対応する
窓に退避する前に原子が注水満量を崩 か?
室に退産する前に原子が注水成量を崩 する。
室に選連する前に原子伊往木流最を崩 する。
第二項握する前に原子炉住木茂量を用 する。
室に進過する前に原子炉注木洗量を崩 する。 前に低江原子炉代替注水槽を満水 所一時端、低江原子代替注水槽を満水
第二連巻する前に原子が住た成素を得 する。 前に低に原子が住た成素を得あれ、 所一得違。低に原子や代替に九種を含成るに のう種類でも洗えを読得できる。 コンプな技術業者優定ならな。
第二級選ずる前に原子が住た炭農を備 する。 前に私に原子が代替は糸槽を備系に 何一時編、転送原子代替は糸槽を備系 のつかけ物産農剤変良をその。
第二該通する際に原子が住た家庭を備 すする。 第二該応募子が代替点素様を満点に 「不一時週」を認定が代替点素様を消点し、 「不一時間をしたを含意れた」。 - 7つり抜け様義規定数となる。
車に設置する前に原子が住た液度を崩 する。 前に低に回うが代替れた様を満点して の内容がしたならなかできる。 ニコアの放料機業期間発くなら。
第二連進すぐ前に原子が注水炭業を備 する。
第二通過する前に原子炉注水炭泉を損 する。 前に抵立原子炉代替注水槽を損水に 用べ時間、起送原代特注水槽を損水に 用水時間、起送原代特注水槽を損水 中等がし込むを見たり注水槽を発水 ・ 5 707021横着用定なとなら。
第に議員する際に原子が住た変異を指 すする。 前に認定親子が代替点者様を満れた。 所べ得遇、低温原子代替点者様を満れた。 所べ得遇、低温原子代替点者様である。 = 770 営村権 最適定要となる。
生に過源する前に原子が注水波泉を得 する。
第二連載する部に原子护信夫提業を構 する。 前に既正原子が代替は未構を連系に 「二・時間」、既正原子代授は未構を連系に 「二・サブの純粋編集開度長をなら。
第二通過する前にボテキロ未成業を用 する。 前に認知ボチャパや日本様を満たこ ボー特徴、認認式代替に発生を換 キッチアクジロ技術者を定める。
第に議員する際にポテナP協会変異を構 すです。 前に認知能学中代教会構造者を構成していた。 用べ得職者も認知者を解除する。 - 5 7 7 2 法特徴重要でならな。
第二連進する前に原子が注水満業を得 する。 前にに知道・2007年間に大勝を通承に の可能量やした後を通常できる。 - 77の時時番間できるか。
第二連載する部に原子中信水環業を構 する。 前に数正原子中代や信水環を構えに 用小数構成に原子中代や信水環を通えに 中小時間、数に原子件で見てある意味。 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
第に過避する前にボテキ四本式業を得 する。 前に低にボチャベヤロ本様を満本に ボー特徴、低が多く開き、考えを満本に 「一」「「「「「「「」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」
第二通過する前に原子が注水満業を得 する。 第二にににロシングの時期の時間を通知できる。 第二にににロシングの時期の時間を通知できる。 97時間を「江本をお除てきる。 97の時期後週間間となる。
第二連連ずる前に原子が注水環象を備 する。 前に低加原子が代替は大博を増水に 小小時間、低加多子が代替は大博を進水に 小小時間、低加多子が代替さられ。 ファン油料構造期度を2000、
第二法書する部に原子中信水満業を得 する。 前に私工原子中代や信水満を得え、 の一時間、私工原子や代替は水満を含めた、 ー・ラフクの抽動量調定長となる。 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
生に過避する前に原子が注水環境を得 する。 ににには原子や代きた場所を通知。 りを用き、注水をお押ができる。 ・ つう該対応機能できるくの。
東に過避する前に原子が注水液象を得 する。 和に4時間、10分割で使用大量を通承に の一部間を1点をを終わてきる。 
第二連載する前に属子が代表式業を得 する。 前に転に属子が代表式業を得 点、転換まれた物である。 二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、
第に読ますらめにボチナリた大変素を用 すであ。 前に低なボチナリた大変素を用 のためにボートをした。 前に低なボナレビンクターを発表。 に のために、 のため、 のため、 のため、 のため、 のため、 のため、 のため、 のため
第二通過すぐの前に原子が注水満業を得 する。 第二ににに回うかりた時にある。 第二ににに回うかりた時にある。 第二の中の時期、前になる法則できる。 第一アクル時時最終度できる。 第一アクル時時最終度できる。 第二の時時最終度できる。 第二の時時最終度できる。 第二の時時最終度できる。 第二の時時最終度できる。 第二の時時最終度できる。 第二の時時最終度できる。 第二の中の時期には、一時時時間、この時時最終度できる。
第二連連ずら前に原子が決決演業を得 する。 前に数に原子が代替に大博を増えば、 のつ時間、延知多くれらできる。 二二二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、
第二法律するに原子中信水満業を得 前に低加原子中代や信水満を使用、 の一部であり、低加原子中代や信水満を使用、 の一部であり、低加原子中代や信水満を使用、 の一部であり、 の一での一部であり、 の一での一部であり、 の一での一部であり、 の一での一部であり、 の一での一部であり、 の一での一部であり、 の一での一部であり、 の一での一部であり、 の一での一部であり、 の一での一部であり、 の一での の一での の一での の一での の一での の一での の一での の一で
第二通過すぐ前に原子が注点演奏を得 する。 第二位に原子が行き為考定為考え、 97時7年、日本の学校、日本の学校、日本の学校、 97時7年、日本の学校、日本の学校、 97時7年、日本の学校、日本の学校、 97時7年、日本の学校、日本の学校、 97日、日本の学校、日本の学校、 97日、日本の学校、日本の学校、 97日、 97日、 97日、 97日、 97日、 97日、 97日、 97日
第二通過すぐのに尽テナビは未満変を得 する。 第二項目に「「「」」」」」」「「」」」」」」「「」」」」」」「「」」」」」」」「「」」」」
第二連載する前に原子が作用ま業を得 す。。 前二茲正原子が代替は大博を通えに、 一川小時間、紅瓜県子が代替は多くの。 二 コブの原料機構開催を見るの。 目 二 コブの原料機構開催を見るの。 第二三、二、二、二、二、二、二、一、作用を引 する。
生に過避する前に原子が注水環境を得 する。 生にに加速すや穴や水準を通知である。 中間の「日本」の「日本」の「日本」の「日本」の「日本」の「日本」の「日本」の「日本」
東二通過すぐの前に原子が注水満業を得 する。 前にに回ったりや行きためまたは、 前にに回ったりや行きためまたは、 りや声がりにたるとお時できる。 二、「」」」」、「」」、「」」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「
第二連連ずら前に原子が決決演業を備 する。 前二数三第十秒代替は大博を進えに、 小小時間、延知多く外行をさめま。 二二二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、
第二連載する前に属子中信先講業を構 す。。 第二載二第二十十十九式業業であった。 第二載二第二十十十九式業業であった。 第二載二第二十十十九式業業であった。 第二載二第二十十十九式業業であった。 第二載二第二十十九式業業であった。 第二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十
第二通過すぐの前に原子が注水消費を用 する。 第二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、
第二級書する前に原子が注水環境を得 する。 前二級目前の代替に大爆を進水に、 のの智慧をしたをときまた。 二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、
第二連載すぐらに二年十年代未成業を得 第二連載すぐらに二年十年代未成業を得 第二載二二年十年代時に大博を通来に、「「「「」」」」 「「」」」」」」「「」」」」」」「「」」」」」」」」」 「」」」」」」



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

「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) 第3.1.3.1-1表

	H		重大事故等对処部	<b>长備</b>
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失又 は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスク ラムしたことを確認する。	所內常設蓄電式直流電源 設備	Ι	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。	所內常設著電式直流電源 設備 常設代替直流電源設備	Ι	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】 【残留熱除去ポンプ出口流量】
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。	所內常設蓄電式直流電源 設備 常設代替直流電源設備	Ι	1
				: 重大事故等対処設備(設計基準拡張) (1) 有効性評価上考慮しない操作

没備	計装設備	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)	原子炉圧力(SA) 原子炉圧力 原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位 (然料域) 代替注水流量(常設) 低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウェル温度(SA)	格納容器水素濃度(SA) 格納容器酸素濃度(SA)
重大事故等对処部	可搬型設備	I	大量送水車 タンクローリ	1
	常設設備	所内常設著電式直流電源設備	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	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
F H	于順	大破断LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及 び全交流動力電源が喪失するため,原子炉水位は 急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に 至ることを確認する。	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。 ドライウェ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L0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,原子炉注水が重 に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。	炉心損傷が発生すれば、ジルコニウムー水反応等 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。
~11 머주아 스 그 가까마지	判断及び操作 大破断LC で全交流動 急激に低- 至ることを		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	水素濃度及び酸素濃度 監視設備の起動

「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) 第3.1.3.1-1表

┃
 【】:重大事故等対処設備(設計基準拡張)
 (2) 有効性評価上考慮しない操作

「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) 第3.1.3.1-1表

	HE F		重大事故等対処晶	没備
判断及び操作	手順手	常設設備	可搬型設備	計装設備
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又は 合、格納容器代替スプレイ系(可搬型)により原 子炉格納容器倍却を実施する。 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 系(可搬型)による格納容器スプレイを停止する。	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	ドライウェル温度(SA) ドライウェル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA) 格納容器代替スプレイ流量 サプレッション・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約 容器除熱	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	Ι	ドライウェル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) サプレッション・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) (1) 有効性評価上考慮しない操作

3. 1. 3–29 **102** 

<ul> <li>レムルい場合)(1/4)</li> <li>・</li> <li>・</li></ul>	(残留熱代替除去系を使用 主要解析条件 MAAP 2,436MW S.436MW 6.93MPa[gage] 3.436MW 6.93MPa[gage] 3.436MU 9×9燃料(A型) 9×9燃料(A型) 9×9燃料(A型) 9×9燃料(A型) 35.6×10 <sup>3</sup> L/h 35.6×10 <sup>3</sup> C 3.43kPa(F) 7,900 <sup>m3</sup> 3.43kPa(F) 7,900 <sup>m3</sup> 3.43kPa(F) 7,900 <sup>m3</sup> 3.43kPa(F) 1.2×29×+5×2×18 3.61m (NWL) 3.61m (NWL) 5.0kPa[gage]	項目       項子「「「」」」」」」」」       項子「「」」」」」」       「「」」」」」」」       「「」」」」」」」       「「」」」」」」」       「「」」」」」」」       「」」」」」」       「」」」」」」       「」」」」」」       「」」」」」」」       「」」」」」」       「」」」」」」       「」」」」」       「」」」」」       「」」」」」       「」」」」」       「」」」」」       「」」」」」       「」」」」」       「」」」」」       「」」」」」       「」」」」」」       「」」」」」       「」」」」」       「」」」」」       「」」」」」」       「」」」」」       「」」」」」       「」」」」」       「」」」」       「」」」」       「」」」」       「」」」」       「」」」」       「」」」」       「」」」」       「」」」」       「」」」」       「」」」       「」」」       「」」」       「」」」       「」」」       「」」」       「」」」」       「」」」       「」」」       「」」」       「」」」       「」」」       「」」」       「」」」       「」」」       「」」」       「」」」       「」」」       「」」」       「」」」
通常運転時の格納容器温度として設定	57°C	格納容器温度
通常運転時の格納容器圧力として設定	5. 0kPa[gage]	格納容器圧力
通常運転時のサプレッション・プール水温度の上限値として設定	35°C	サプレッション・プール水温度
通常運転時のサプレッション・プール水位として設定	3.61m (NWL)	サプレッション・プール水位
真空破壊弁の設定値	3.43kPa(ドライウェルーサプ レッション・チェンバ間差圧)	真空破壞弁
を除いた値)	液相部:2,800m <sup>3</sup>	チェンバ)
サプレッション・チェンバ内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積	空間部:4,700m <sup>3</sup>	格納容器空間体積(サプレッション・
ドライウェル内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)	7, $900 \text{m}^3$	格納容器空間体積(ドライウェル)
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	ANSI/ANS-5. 1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	原子炉停止後の崩壊熱
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	9 × 9 燃料(A型)	燃料
定格炉心流量として設定	$35.6 \times 10^3 t/h$	炉心流量
通常運転時の原子炉水位として設定	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	原子炉水位
定格原子炉圧力として設定	6.93MPa[gage]	原子炉圧力
定格原子炉熱出力として設定	2,436MW	原子炉熱出力
	MAAP	解析コード
条件設定の考え方	主要解析条件	項目
しない場合)(I/ 4)	(残留熱代替除去杀を使用)	

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)) 第3.1.3.2-1 表

<sup>3. 1. 3-30</sup> 

<sup>103</sup> 

14 SZ 11/ 11	第3.1.3.2-1 表 主要角 起因事象 定合機能の喪失に対する仮定 外部電源 水素ガスの発生	解析条件(雰囲気圧力・温度による (残留熱代替除去系を使用しない) 主要解析条件 大破断LOCA 再循環配管(出口ノズル)の破断 高圧注水機能喪失 食圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失 外部電源なし 外部電源なし	<ul> <li> 時的負荷(格納容器過圧・過温破損)) 場合)(2/4) 条件設定の考え方 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、原子炉圧力容器パ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 た 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 留熟除去系(低圧注水モード)の機能喪失を設定 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 うント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重量す ることから、外部電源が喪失するものとして設定 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</li></ul>
--------------	--	---	---

・主要解析条件(素用気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・渦温破損))

3.1.3-31

104

条件設定の考	事象発生と同時に原子炉スクラムするも	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏	低圧原子炉代替注水系(常設)の設計値とし <sup></sup>	、 格納容器代替スプレイ系(可搬型)の設計値	格納容器フィルタベント系の設計値として設
主要解析条件	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に閉止	事象発生と同時に停止	200m <sup>3</sup> /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	120 m³/h にて原子炉格納容器内へス プレイ	格納容器圧力 421kPa[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
項目	原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁	再循環ポンプ	低圧原子炉代替注水系(常設)	格納容器代替スプレイ系(可搬型)	格納容器フィルタベント系
	項目 主要解析条件 承付 きた また また また ほう また また また ほう まん また また また また また しょう しょう こうしょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう	項目 主要解析条件 主要解析条件 条件部にの考え方 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	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           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	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           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           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	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するも( 事象発生と同時に原子炉スクラムするも( 主蒸気が格納容器内に保持される敵しい <sup>3</sup> 主素気隔離弁         事象発生と同時に原子「「子炉スクラムするも( 事象発生と同時に停止           市備環ボンプ         事象発生と同時に停止           市備環ボンプ         事象発生と同時に停止           市         全交流動力電源喪失によるボンプ停止をb           市         住居原子炉代替注水系(常設)の設計値           酸         生た           市         生気があわれる(           市         生気が動力電源喪失によるボンプ停止をb           た         主な流動力電源喪失によるボンプ停止をb           市         住居原子炉代替注水系(常設)の設計値           た         生気が動力電源喪失によるボンプ停止をb           市         住居原子炉代替注水系(常設)の設計値           市         たた原子/           市         住居原子/           市         生気が必要           市         たたままに制御           市         た水量に制御           市         た水量に制御	項目         主要解析条件         条件股定の考え方           原子炉スクラム信号         事象発生と同時に原子炉スクラムするも           主蒸気隔離弁         事象発生と同時に原子炉スクラムするも           主蒸気隔離弁         事象発生と同時に原子炉スクラムするも           主蒸気陥離弁         事象発生と同時に原子炉スクラムするも           主蒸気が稀納容器内に保持されるボンプ停止を         主蒸気が稀納容器内に保持されるボンプ停止を           市         事象発生と同時に停止         全交流動力電源喪失によるボンプ停止を           市         事業気が稀納容器内に保持される (電腔)の設計値           市         市           市         市           市         た           た         生の酸(は炉心を冠水維持可能な           た         たの後は炉心を冠水維持可能な           た         たの後は炉心を冠水維持可能な           た         たの後は炉心を冠水維持可能な           た         たの後は炉心を冠水維持可能な           た         たの後は炉心を冠水維持可能な           た         たの後は炉心を冠水維持可能な           た         たの後はた心心を冠水維持可能な           た         たの後はた心心を冠水維持可能な           た         たの後の時を記           た         120 m²/h にて原子炉格納容器内           方し         120 m²/h にて原子炉格納容器内           方し         120 m²/h にて原子炉格

<sup>3.1.3-32</sup> 

)静的負荷(格納容器過圧・過温破損)) 湯合)(4 / 4)	条件設定の考え方	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	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定
育解析条件(雰囲気圧力・温度によ (残留熱代替除去系を使用しない	主要解析条件	事象発生から 30 分後	格納容器圧力 640kPa[gage]到達時 640~588kPa[gage]の範囲で維持	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
第3.1.3.2-1表 主要角	項目	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	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
		重大事故	等対策に関連す	る操作条件

<sup>3.1.3-33</sup> 

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(TAF)以上に維持できない場合において,原子炉水位が低下 し,炉心が露出し冷却不全となる場合が考えられる。

事故時操作要領書(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TAF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 に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<sup>-2</sup>~ 10<sup>5</sup>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		
検出ペラ	メータ及び検出方法		炉心損傷 の判断	格納容器 ベント
設計基準事故の追加放出	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>0</sup> 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※	獣	サプレッション・プーレ通常 水位+約 1. 3m
炉心損傷の判断目安 (設計基準事故の 10 倍)	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>1</sup> 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※	申	サプレッション・プール通常 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5mSv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℃以上	原子炉圧力容器 表面温度	庘	サプレッショ 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 <sup>4</sup> Sv/h 程度 (事故後の最大値)	格納容器雰囲気 放射線モニタ※	柜	サプレッショ ン・プーレ通常 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 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h			

添 3.1.3.1-4

110

- 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

格納容器スプレイについては, 炉心損傷を判断基準に運転操作を変更し, 格納容器ベントについては炉心損傷の有無によらず, 運転操作の変更はない。 (表2)。

炉心損傷前の格納容器スプレイは,格納容器圧力が384kPa[gage]から 334kPa[gage]の範囲で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(間欠)を実施し,サプレッション・プール通常水位+約1.3mに到達 すれば格納容器スプレイを停止後にベントを実施する。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 ることを目的としている。炉心損傷を判断した場合は,格納容器スプレイの 運転操作が変更となり,640kPa [gage] から588kPa [gage] の範囲で格納容 器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイ(間欠)を実施し,サ プレッション・プール通常水位+約1.3mに到達すれば格納容器スプレイを停 止後にベントを実施する。炉心損傷後は,燃料に何らかの破損が生じ,設計 基準事故の追加放出量相当を超える核分裂生成物が格納容器内に移行して いる可能性が高く,より長く格納容器内で核分裂生成物を保持した方が減衰 により環境へ放出する放射能量を低減できることから,原子炉格納容器の限 界圧力(853kPa[gage])到達前にベントを実施する。

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。

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
	(圧力基準)	(圧力基準)
	炉心損傷前の格納容器スプレイは,原	炉心損傷後の格納容器スプレイは,原
	子炉格納容器最高使用圧力の	子炉格納容器限界圧力の853kPa[gage]
	427kPa[gage] 以下に制御することを自	未満に制御することを目的に, 原子炉格
		約谷希圧刀か640kPa[gage] <sup>**</sup> に到達し た味点で開たし、Footp「」 <sup>**</sup> に対達し
	384KPa[gage] <sup>**</sup> に到達した時点で開始	に時点で開始し、588kPalgage] <sup>**</sup> に低 下した担合、フはサプレンション・プロ
	し、SS4KFalgage」 に低下した場合、入 けサプレッション・プール水位が通ヴ水	「しに笏口,又はリノレツション・ノー ル水位が通党水位+約1 3mに到達した
		時点で停止する。間欠運転とするのは
	間欠運転とするのは、格納容器スプレイ	格納容器スプレイにより原子炉格納容
格	により原子炉格納容器内の水位を上昇	器内の水位を上昇させることで,原子炉
納	させることで,原子炉格納容器の空間容	格納容器の空間容積を減少させ圧力の
谷器	積を減少させ圧力の上昇を早めること	上昇を早めることから, 結果として, 格
コ	から,結果として,格納容器ベントに至	納容器ベントに至る時間が早まるため
プレ	る時間が早まるためである。	である。
イ		
	(温度基準) 救効家明見支は田沢庭は、ドラノウ	(温度基準)
	俗衲谷奋取向使用値及は、トノイリエル・171℃であり  応問担度がこれらの	原于炉俗約谷岙の阪外値及の2000に 至らないように、ドライウェル及びサプ
	温度に到達すろ前に格納容器スプレイ	上りないように, アンイウエル及097
	を行い、150℃以下に低下した場合、又	190℃以上となった場合に開始し、171℃
	はサプレッション・プール水位が通常水	以下に低下した場合,又はサプレッショ
	位+約1.3mに到達した時点で停止する。	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。
	サプレッション・プール水位が通常水	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	位+約1.3m到達により格納容器スプレ
<del>1</del> /2	イを停止した時点で,格納谷器の健全性	イを停止した時点で,格納谷器の過圧に
裕納	ど維持することを日的に, リエットリエ ルベントを優生レーア故她宏聖フィル	よる破損を防止することを日的に、リエ
容	タベント系により格納容器ベントを行	シージェルペントを優几として福福谷 器フィルタベント系に上り格納容器ベ
希 べ	$\hat{\mathcal{I}}_{\mathbf{a}}$	ントを行う。
ン		
r		

※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. MAAP解析における炉心損傷の開始と運転操作における炉心損傷判断基準 について

有効性評価のうち,シビアアクシデント総合解析コードMAAPを用いた解析 においては,炉心損傷の開始を,1,000K(約727℃)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℃ (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℃)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SA FER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。

燃料	事象発生	<b>上後の時間</b>	
被覆管 温度	MAAP解析	SAFER解析	備考
約 727℃ (1,000K)	約5分	約2分	<ul> <li>MAAP解析における炉心 損傷判定温度</li> <li>(PHEBUS-FPTO</li> <li>実験にて核分裂生成物が放 出された温度)</li> </ul>
_	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°C	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

表3 炉心損傷の判定時間に係る解析結果

※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。

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<sup>[1]</sup>。

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

2. 解析条件

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

図1に示すように、炉心内でデブリの移行が発生し、それが冷却材流路に堆積して流路が減少した場合、MAAP解析では流路減少を起こしたノードの空隙率(ポロシティ)が0.1以下になるとそのノードは閉塞したものとみなされ、それ以降は流体が閉塞部分を通過することができなくなる。一方MELCOR 解析の場合、流路減少を起こしたノードの空隙率の最小値は0.05に設定されており、閉塞は発生しない。

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

3. 解析結果

図2から図6に解析結果を示す。図2より、申請解析でのジルコニウムー水 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

添 3.1.3.2-6

120



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, C s −137 の炉内内蔵量の評価の前提条件を表1に, C s −137 の放出 量評価条件を表2に示す。

C s -137 の放出量(TBq)の算出
 C s -137 の放出量は、以下の式により算出される。

大気中へのC s -137 の放出量(Bq) = f\_Cs × Bq\_Cs-137 × (1/DF) ・・ (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。

 $f_Cs = (M_CsI + M_CsOH) / M_Cs \cdots \cdots \cdots \cdots \cdots (2)$  $M_CsI = W_Cs \times (M_I/W_I) \times f_CsI \cdots \cdots \cdots \cdots (3)$  $M_CsOH = (M_Cs - W_Cs \times (M_I/W_I)) \times f_CsOH \cdots \cdots (4)$ 

(2) ~ (4) 式より

 $f_Cs = f_CsOH + (M_I/M_Cs) \times (W_Cs/W_I) \times (f_CsI - f_CsOH) \cdot (5)$ 

:格納容器からのセシウムの放出割合 f\_Cs :格納容器からのCsIの放出割合\* f CsI :格納容器からのC s O H の 放出割合\*\* f CsOH M CsI : C s I に含まれるC s 量 : C s O H に含まれる C s 量 M\_CsOH M\_I :よう素の初期重量 = 18.1 (kg) :セシウムの初期重量 = 237.6 (kg) M Cs :よう素の分子量 = 131 (kg/kmol) WΙ W Cs : セシウムの分子量 = 133 (kg/kmol) Bq\_Cs137 : C s - 137 の原子炉圧力容器内内蔵量 = 3.22×10<sup>17</sup> (Bq) :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 DF 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)

## 122

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。

 $f_Cs = f_CsOH + (M_I / M_Cs) \times (W_Cs / W_I) \times (f_CsI - f_CsOH)$   $f_Cs = 6.54 \times 10^{-6} + (18.1 / 237.6) \times (133 / 131) \times (3.51 \times 10^{-6} - 6.54 \times 10^{-6})$  $= 6.31 \times 10^{-6}$ 

C s -137 の放出量 (Bq) = f\_Cs × Bq\_Cs137 × (1 / DF)  
= 
$$6.31 \times 10^{-6} \times 3.22 \times 10^{17} \times (1 / 1000)$$
  
=  $2.03 \times 10^{9}$  [Bq]  
= 約  $2.1 \times 10^{-3}$  [TBq]

ドライウェ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。

 $f_Cs = f_CsOH + (M_I/M_Cs) \times (W_Cs/W_I) \times (f_CsI - f_CsOH)$   $f_Cs = 1.11 \times 10^{-2} + (18.1/237.6) \times (133/131) \times (2.62 \times 10^{-3} - 1.11 \times 10^{-2})$  $= 1.05 \times 10^{-2}$ 

C s -137 の放出量 (Bq) = f\_Cs × Bq\_Cs137 × (1 /DF) = 1.05×10<sup>-2</sup> × 3.22×10<sup>17</sup> × (1 /1000) = 3.38×10<sup>12</sup>[Bq] = 約 3.4 [TBq]

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

Cs-137 の放出量 (Bq) = 約4.0×10<sup>-3</sup>TBq (30日間) Cs-137 の放出量 (Bq) = 約6.5×10<sup>-3</sup>TBq (100日間) ドライウェ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 Cs-137 の放出量 (Bq) = 約5.3TBq (30日間) Cs-137 の放出量 (Bq) = 約5.4TBq (100日間)

添 3.1.3.3-2

表1 Cs-137の炉内内蔵量の評価の前提
-----------------------

項目	評価条件	選定理由
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

# 表2 放出量評価条件

項目	評価条件	選定理由
炉内内蔵量 (C s -137)	3. $22 \times 10^{17}$	「単位熱出力あたりの炉内蓄 積量(Bq/MW)」に「2,436MW (定格熱出力)」を乗じて算 出
放出開始時間	事象発生から約 32 時間(格納 容器フィルタベント使用時)	MAAP解析結果
格納容器内での除去効 果	MAAP解析に基づく(沈着, ドライウェルスプレイ及びサ プレッション・プールにおける スクラビング)	MAAPのFP挙動モデル
格納容器内 p H制御の 効果	考慮しない	保守的に考慮しないものとし た
格納容器から原子炉建 物への漏えい	考慮しない	保守的に考慮しないものとし た
格納容器フィルタベン ト系への放出割合	【S/Cベント】 CsI類: 3.51×10 <sup>-6</sup> CsOH類: 6.54×10 <sup>-6</sup> 【D/Wベント】 CsI類: 2.62×10 <sup>-3</sup> CsOH類: 1.11×10 <sup>-2</sup>	MAAP解析結果
格納容器フィルタベン ト系における粒子状放 射性物質の除去係数	粒子状物質:1,000	設計値に基づき設定

添付資料 3.1.3.3 (別紙)

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<sup>\*\*1</sup>においても整理されており,NUREG-1465 で整理された値を使用することでも環境中へのセシウムの放出量を評価することができると考えられる。

以下では,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M ELCOR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(別表1参照)。検討された事故シーケンスは、本評価で対象として いる「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。

ブラント	シーケンス	説 明	\$80	全交流電源喪失
Peach Bottom	TC1	ATWS (原子炉減圧なし)	RCP	原子炉冷却系ボンブ
	TC2	ATWS (原子炉減圧あり)	ADS	自動減圧系
	тсз	TC2(ウェットウェルベントあり)	LOCA	冷却时丧失事故
	TB1	SBO (バッテリー枯渇)	RHR	残留熟除去系
	TB2	TB1 (ベッセル破損時に格納容器破損)	ATWS	スクラム失敗
	S2E1	LOCA(2")、ECCS及びADS不作動		
	S2E2	S2E1、玄武岩系コンクリート	station B	ackout
	v	格納容器外RHR配管破断		
	TBUX	SBO(全DC電源喪失)		
LaSalle	ТВ	SBO(後期格納容器破損)		Trans
Grand Gulf	тс	ATWS(早期格納容器破損によるECCS故障)		LOCA
	TB1	SBO(バッテリー枯渇)		
	TB2	TB1、H。燃焼による格納容器破損		ATWS
	TBS	SBO(ECCS不作動、原子炉減圧あり)	Teta	Mean Core Damage Frequency: 4.5E-6
	TBR	TBS、ペッセル破損後のAC復旧	Peach 頻度	Bottomの内的事象の炉心損用 平均値の内訳(NUREG-1150)

別表1 NUREG-1465 で検討された事故シーケンス(BWR)

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<sup>\*2</sup>を別図1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。別図1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。

別図1より,セシウム及びよう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,N UREG-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。



別図1 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)

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))

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 OCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」に対し、格納容器 ベントによって原子炉格納容器除熱を実施する場合について評価する。
- (2) 原子炉格納容器からの漏えい量は,MAAP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)<sup>\*1</sup>。
- (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能量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。
- ※1 「原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定 について」 東北電力株式会社,東京電力ホールディングス株式会社,中部電力株 式会社,北陸電力株式会社,中国電力株式会社,日本原子力発電株式会社, 電源開発株式会社,2019 年 12 月
- 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C s -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<sup>-3</sup>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,ドライウェ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 <sup>*1</sup>	約 2.1×10 <sup>-3 ※2</sup>	約4.0×10 <sup>-3 ※2</sup>	約 6.5×10 <sup>-3 ※2</sup>
	(約 3. 4) <sup>※ 3</sup>	(約 5.3) <sup>※3</sup>	(約 5.4) <sup>※3</sup>
合計	約 1.4 <sup>※2</sup>	約 1.5 <sup>※2</sup>	約 1.5 <sup>※2</sup>
	(約 4.8) <sup>※3</sup>	(約 6. 8) <sup>※ 3</sup>	(約 6.9) <sup>※3</sup>

※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経由した場合の評価結果

※3 ドライウェルのラインを経由した場合の評価結果

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)

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)

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))) 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))(1/3)

[MAAP]					
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壞熱	炉心モデル (原 子炉出力及び崩壊 熱)	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目 となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作 時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	燃料棒内温 度変化		TMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と良く一致することを確認した。	炉心ヒートアップに関するモデルは、LML事故についての再現性及び CORA実験についての再現性が確認されている。炉心ヒートアップの感 manart いい、ユーエュ、ユーロナ油meのためい、こ、ナーのmanart	
	燃料棒表面 熟伝達	<b>炉心モデル</b> (炉心熱水力モデ ル) 冷融炉心の挙動モ	UNGA头破PHPTによりつ。) 窓外的後官, 同時年ダンフ キンネルボックスの温度変化について, 測定データ と良く一致することを確認した。 炉心ヒートアップ施長の増加(燃料被覆管酸化の促 、、・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	及畔町(シンユーノンヨー水文心密度の米彩についてい窓原軒町)には、 炉心溶融時間に対する感度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緩能が喪失したと判断し たまのよいをなったのに用原子伊代替注水系(常設)による原子炉注水(電	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。また、炉心ヒートアップの感度解析 (ジルコニウムー水反応速度の係数についての感
	燃料被覆管 酸化	デル (炉心ヒートアッ プ)	曲)を追定し、夜想的な厳しい敏り幅ではあるか、 ジノコニウメー大反応速度の係数を2倍とした感度 神行により影響や確認した。 - town、十年時に100×シューはでいる運動で	<i>頭の</i> 確保言む)を行っ手順となっており,燃料破積資温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから,運転員等操作時間に与える影響はない。また、粉納容器エメプレ人操作については、好心 にしていいよしで感情があった。お金の器に十れた31番かくの影響はよく、	度解析)では、格納容器圧力及び温度への影響は 小さいことを確認していることから、評価項目と なるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料被覆管 変形		- 1400、Avxen Juon、イーン人くてもでデーロー時かの 開始時刻への影響は小さい。 ・下部プレナムへの溶解症心移行の開始時刻は、ほ ば変化しない。	ロードッシンシジス年間には、Hakitataにしくの画をこうが書はいて いて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。	
	沸騰・ボイド 率変化	南ミモディー	TqUXシーケンス及び中小破断ToCAシーケンスに対して、MAAPコードとSAFERコードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・WAAPコードではSAFERコードで考慮している CCFL	原子枦水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが特徴である解析コードがコード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	原子枦水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが構築である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードNMAFの評価結単のもNAFの評価結単のも540年かけ、こ本地域にレース方が映影
	気液分離(水 位変化)・対 向流	* c c * c * c * c * c * c * c * c * c *	を取り扱っていないこと等から水位変化に差異が 生じたものの水位低下幅は MAP 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。	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、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。	本でのシアチャロン・コールをいった。ロールFSRERの 棒面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。
原子炉圧 力容器	E C C S 注 水 (給水系・ 代替注水設 備含む)	安全系モデル (非常用炉心冷却 系) 安全系モデル (代格対水設備)	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目 となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作 時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。

添 3.1.3.6-1

131

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)

	評価項目となるパラメータに与える影響	IDK実験解析では区面によって格納容器雰囲気温 度を十数で程度、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の原子炉格 納容器内の区面とは異なる等、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らのと推定 される。しかし、全体としては格納容器圧力及び 調度の傾向を適切に再現できていることから、評 価項目となるバラメータに与える影響は小さい。 また、格納容器名領域間の流動、構造材との熟伝 確好が出熟点導の不確かさにおいては、CSTF 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。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操 作時間及び評価項目となるパラメータに与える 影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操 作時間及び評価項目となるバラメータに与える 影響」にて確認。	溶融炉心の挙動もでるはTMI事故についての再現住を確認している。また、炉心ノード崩壊のバラメータを低下させた感度解析により炉心溶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、評価項目となるバラメータに与える影響はない。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは、PHEBUS-FP実 験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開 始時間を適切に再現できることを確認している。 PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP 放出について実験結果より急激な放出を示す結 服力について実験結果より急激な放出を示す結 推測され、実搬の大規模な体系においてこの種の 不確かさはかさくなると推定される。
	運転員等操作時間に与える影響	HDR実験解析では区面によって格納容器雰囲気温度を十数で程度、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、BNRの 原子炉格納容器内の区面とは異なる等、実験体系に起因するものと考 えられ、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さく なるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度 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)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、構造材との熟伝達及び内部熟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対部統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対部た当している格納容器代替スプ レイ(可搬型)に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目 となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目 となるパラメータに与える影響」にて確認。	溶融炉心の挙動モデルはTNI手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。	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、燃料破覆管破裂後のFP放出について 実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模 擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確か さは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、病心損傷 後の原子が圧力容器内FP放出を被作開成の起点としている運転員 等 操作はない。とから、運転員等操作時間に与える影響はない。
	不確かさ	HDR実験解析では、格納容器圧力及び温度について、 温度成層化を含めて傾向を良く再現できることを 確認した。 格納容器雰囲気温度を十数で程度高めに、格納容器 圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認された が、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系 がにおいてはこの種の不確かさは小さくなるものと 考えられる。また、非磁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 格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内 部熟伝導の不確かさにおいては、GSTF実験解析で は、格納容器温度及び非磁縮性ガス濃度の挙動につい に、格納容器品重度び非緩縮性ガス濃度の挙動につい 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。	入力値に含まれる。 スプレイの水滴温度は短時間で雰囲気温度と平衡 に至ることから伝熱モデルの不確かさはない。	入力値に含まれる。 MARP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。	・TMI事故解析における炉心領域での溶融進展状態 について、TMI事故分析結果と一致することを確 認した。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉 心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解 析により影響を確認した。 ・TQUV 大破断LOCのシーケンスとともに、炉心溶融 時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さい ことを確認した。	PHEBUS-FP実験解析により、FP放出の開始時間を良く再現できているものの、燃料被覆管温度を高めに評価することにより、急激なFP放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。
	解析モデル	格納容器モデル (格 納容器の熱水力モ デル)	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)	格納容器モデル (格納容器の熱水 力モデル)	溶融炉心の挙動 + デレ (リロケーション)	核分裂生成物 (IP) 挙動モデル
	重要現象	特徴後援を 動気が 動気に し が が が が が の の が の の 売 の の 売 の 売 の 売 の 売	スプレイ	椿 常谷器 ベ ド	<ul> <li>□</li> <li>□</li></ul>	原子炉圧力 容器内印 <sup>举</sup> 動
MAAP	分類	原格器炉容			ぼ 王 王 田 器 () () () () () () ()	

添 3.1.3.6-2

<sup>132</sup> 

[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
原格 () () () () () () () () () ()	4 核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	ABCOVE実験解析により,原子炉格納容器内のエアロ ゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認した。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルはABCOVE実験解析により,原子炉格納 容器内のエアログ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印挙 動を操作開始の胞点としている運転員等操作はないことから,運転員 等操作時間に与える影響はない。	核分裂生成物(FP) 挙動モデルは、ABC0VE実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙 動を適正に評価できることが確認されている。し たがってCs-1370総放出量の観点で評価項目と なるパラメーダ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 いまれによる大気中へのCs-1370総放出量は、評 価項目(100TB4を下回っていること)に対して サプレッション・チェンバのベントラインを経由 した場合は、約2.1×10 <sup>°</sup> TB4(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 3.4TB4(7日間)であり,評価項目に対して余裕 3.4TB4(7日間)であり,評価項目に対して余裕

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)

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))(1/4)

	道 道 一 二 二 二 二 二 二 二 二 二 一 一 一 一 一 一 一 一	日 日 日 日 日 日 日 日 日 日	解析条件(初期条件, 解析条件 2,4360m	<ul> <li>事故条件)の不確かさ</li> <li>最確条件</li> <li>2,435m以下</li> <li>(実績値)</li> </ul>	条件設定の考え方 定格原子炉熱出力として設定	運転員等操作時間に与える影響 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の運転員等操作時間への影響は、原	評価項目となるパラメータに与える影響 最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が る。最確条件とした場合の評価項目となるパラメ える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて訪明する 最確冬件とした場合は、ゆらざにより離析条件に
	原子炉圧力	R	6.93MPa[gage]	約 6. 77~ 6. 79MPa [gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	wtmをTFLとしたの日は、サウミにキン研りをTFLのレンズが を与え得るが、大破断 TOCA 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。	政確本TCししたの日は、ひつとによっかPUTATT 動を与え得るが、大破断 LOCA に伴い原子炉は されるため事象進展に与える影響はないことか 目となるパラメータに与える影響はない。
	原子炉水位	四	館水位 (気水分離器 下端から+83 cm)	通常水位 (気水分離器下 端から約+83cm~約+ 85 cm) (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、ゆらぎの幅に事象落生後の永位低下量に対 して非常に小さい。例えば、大破断LOA系生後の原子炉水位 して非常にお8秒で通常運転水位一約4mであるのに対してみ の低下量は約8秒で通常運転水位一約4mであるのに対してみ っざによる水位変動幅は約20m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。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変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事業発生後のア 変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事業発生後のア に対して非常に小さい。例えば、大破断LOCA発き が大化の低下量は約8秒で通常運転水位一約血で 対してゆらぎによる水位変動福は約20mであり い。したがって、事象進展に与える影響は小さい 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		$35.6\!\times\!10^3t/h$	定格流量の 85~104% (実測値)	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するが,事象発生後早 期に原子炉はスクラムするため,初期炉心流量が事象進展に 及ぼす影響は小さいことから,運転員等操作時間に与える影 響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事 早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量 展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目とな 一タに与える影響は小さい。
初期条件	然若	o.	×9 燃料(A型)	装荷炉心龟	9×9燃料(A型),9×9燃料 (B型)は熟水力的な特性は同等 であり,その相違は痰料棒最大線 出力密度の保守性に包絡される こと,また,9×9燃料の力が NOX燃料よりも崩壊難が大きく, 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0名され 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、炉心に装着される燃料は装着炉心 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燃料について,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、また,MOX燃料の評価に19×9燃料(A型)の評価に 包給され、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。	長確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料 心毎に異なることとなるが、装荷される燃料であ 燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料のう 9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熟水力的 同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいこと 価項目となるバラメータに与える影響は小さい。 の評価に9×9燃料(A型)の評価に包絡され、 となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	原子炉停」 崩壞熱	· 正後の AP	NSI/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、稀納容器圧力 う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、稀納容器圧力に応じ 及び温度上昇が遅くなるが、操作手順(格納容器圧力に応じ て格納容器スプレイを実施すること)に変わりはないことか ら、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している りも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくな 炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷劫 も少なくなることから、格納容器圧力及び温度上 なるが、格納容器ビカ及び温度の上昇は格納容器 及び格納容器ペントにより抑制されることから、 となるバラメータに対する余裕は大きくなる。
	格納容器 績(ドライ )	+空間体 、 ウェル	7, 900m <sup>3</sup>	7,900m <sup>3</sup> (設計/值)	ドライウェル内体積の設計値 (内 部機器及び構造物の体積を除い た値)	解析条件と最確条件が同様であることから, 事象進展に影響 はなく, 運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから,事象 響はなく,評価項目となるバラメータに与える い。
	格徳容器? 満(サプレ ン・チェン	は空間谷 イシショ ソンジ	空間部:4,700 <sup>m3</sup> 液相部:2,800 <sup>m3</sup>	空間部:4,700 <sup>m³</sup> 液相部:2,800 <sup>m³</sup> (設計値)	サプレッション・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)	解析条件と最確条件が同様であることから, 事象進展に影響 はなく, 運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事事 響はなく,評価項目となるパラメータに与える い。

添3.1.3.6-4

134

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 (素冊気圧力・温度による静的負荷(株納容器過圧・渦温破損)) (2/4)

L						
	項目	解朳条件(初期条件, 解析条件	事故条件) の不確かさ 最確条件	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
	真空破壞弁	3. 43kPa(ドライウェ ルーサプレッショ ン・チェンバ間差圧)	3. 43kPa(ドライウェル ーサプレッション・チェ ンパ間差圧)(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,事象進展に影響はなく, 運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響 はなく,評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	サプレッショ ン・プール水位	3.61m (NWL)	約3. 59m~約3. 63m (実測値)	通常運転時のサプレッション・プ ール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、ゆらぎによりサプレッション・プール水 位低下分の熟容量は通常水位に対して非常に小さい。例え ば、通常水位の熟容量は約280m指当であるのに対して、 ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.0m分)の熟容量は 約20m省度であり、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、事参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、ゆらぎによりサプレッション・プール水位低 下分の熟容量は通常水位に対して非常に小さい。例えば、通 常水位の熟容量に約2800m。相当であるのに対して、ゆらぎに よる水位氏下切(通常水位-0,02m分)の熱容量に約20m、程度 であり、その低下割合は通常時の約0、78程度と非常に小さ い。したがっつて、事象値展に与える影響に小さいことから, 評価項目となるパラメータに与える影響に小さいことから,
	サプレッション ・プーレ水温度	35°C	約19℃~約35℃ (実測値)	通常運転時のサプレッション・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。
初期条件	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 で設定	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に小さい。例えば、事象 発生から格納圧力が初期ビーク値(約640km[gage])に達 するまでの圧力上昇率(平均)は1時間あたり約 24km[gage](約27時間で640km[gage])であるのに対し て、ゆらぎによる圧力上昇量に約2km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ことから,	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 ら格納圧力が初報ビーク値(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 上昇重は約2kPaであり非常に小さい。したがって、事象進展 に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータ に与える影響は小さい。
	格納容器温度	57°C	約45℃~約54℃程度 (実測値)	通常運転時の格納容器温度とし で設定	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、初期温度が事象進展に与える影響は小 さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、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°C	31℃以下 (実績値)	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、この顕影分の影響は小さく、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 上昇に対する影響は小さい。また、格納容器圧力及び温度 上昇に対する体響は小さい。また、格納容器圧力及び温度 加制効果は大きくなり、格納容器フィルタベント系の操作開 始時間が遅くなるが、評価項目となるパラメータに与える影 響は小さい。
	外部水源の容量	$7,740\mathrm{m}^3$	7, 740 <sup>m3</sup> 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く, 運転員等   操作時間に与える影響はない。	1
	燃料の容量	$1, 180 m^3$	1, 180m <sup>3</sup> 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。	I

添 3.1.3.6-5

135

	シート・アント・シント・ジョン	計画項ロロネジベング・ショナイシが書	Excessive LOCAを考慮した場合、原子炉冷地材の流出量 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レンギは大破断LOCAの場	亡ど回陸度でめり,裕納玲恭圧ノリtz8oxkralgage」と下回 っていることから,評価項目となるパラメータに与える	影響は小みい。 (孫付資料3.1.2.7)									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。		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にわい、とかから、聖価項目ンかスパラメーカに与って	■14.4、コロシン)5 目ませていまうシントー くていたう 影響はない。	
≧器過圧・過温破損))(3/4)	癬⁄ 省	医粒貝 寸沢 戸町同にす へつか 音	Excessive LOCA を考慮した場合、原子伝染却材の流出 重が増加することによりが心積像開始等がすくなる 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 <sup>悪けない、</sup>	書になな。。 (統付資料 3.1.2.7)			I						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。		解析条件と最確条件は同様であり, 事象進展に与える 影響行やける最確条件は同様であり, 事象進展に与える	多言です。 しっこう はせん せんにっこう とん シダー はんかい。	
(圧力・温度による静的負荷(格納容	牛々希の完確刑客	米庁政定がわたり	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 「目の約エンキタので温度	上升の観点から厥しい設元として、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	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	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ましたがいが	愿 し しいぶい
(雰囲気)	<b>f</b> 故条件)の不確かさ	最確条件		I														ジルコニウムー水反応	を考慮	
	解析条件(初期条件,	解析条件	大破断LOCA	舟循塚配官(山コノスル) の破断				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	_	_		_	外部電源なし	_		ジルコニウムー水反応を	光慮	
	項日	7月日	中 11日 14日 14日 14日 14日 14日 14日 14日 14日 14日	起凶爭裟				社会繊鉛の青生	事 女士陵毘ジ友入 オーマギナス后定	政 (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	4				外部電源			水素 ガスの発生		

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

	項日 原子 ( 信号 主蒸気隔離弁 再循環ポンプ	解析条件(初期条件, 解析条件 事象発生と同時に原子炉 事象発生と同時に開止 事象発生と同時に開止	(雰囲気)         (雰囲気)           事故条件)         の不確かさ           鼻瘫条件            事象発生と同時に原子            原子炉水位低(レベル         2)           2)         2)           事象発生と同時に原子	(圧力・温度による静的負荷(格納容 条件設定の考え方 事象発生と同時に原子炉スクラムす あものとして設定 しい条件として設定 しい条件として設定 止や痛害が表示設定 止を踏まえて設定	字器過圧・過温破損))(4/4) 運転員等操作時間に与える影響 解行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 良確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納 常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 たから、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与える影響 はかさいことから、運転員等操作時間に与える影響 はかさいことから、運転員等操作時間に与える影響 たかさいことから、運転員等操作時間に与える影響 たかさいことから、運転員等操作時間に与える影響 たかいことから、運転員等操作時間に与える影響 たかいことから、運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるバラメータに与える影響 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 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。 最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容 品内に放出される蒸気量が減少することから、評価項目とな にう及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目とな るバラメータに対する余裕は大きくなる。 解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える 解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える 解析金付とことから、評価項目となる
機器条件	低圧原子炉代替 注水系(常設)	200m <sup>3</sup> /h (1. 00)Pa[gage]に おいて) で注水, その後は 炉心を冠水維持可能な注 水量に制領	200m <sup>3</sup> /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 パラメークに与える影響は小さい。
	格納容器代替ス プレイ系 (回搬型)	120m³/hにて原子炉格納容 器内ヘスプレイ	120m³/hにて原子炉格納 容器内ヘスプレイ	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,評価項目となるバラメータに与える 影響はないことから,評価項目となるバラメータに与える 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 で,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/c 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

	訓練宝績笶		解踏分う替分実るなます。 「「お」を 「お」で、 「 」で、 「 」に 「 一 に 一 に し、 一 の 一 に し、 一 の 一 に し、 一 の に し、 一 の に し、 に し、 に し、 で に し、 に に に に に に に に に に に に に に に に に
圧・過温破損)) (1/3	揭作今絘時間		事後の、電電電気、行力を持ちた、1800年の1400年の1400年の1400年の1400年の140年の140年間であた。140年間であた「「140年間であた」で、140年間に、140年間に、140年の140年の140年の140年の140年の140年の140年の140年の
J負荷(格納容器過	評価項目となる パラメータに互	える影響	実時祈をる開上早にのるがムよ加が納温きこ項メ影態間上設。始のく、回可、一りすあ客度なと目一響物に(美時設な原復能ジ水発るる器の差かとタは、操善想)態間定っ子は性心反熱等た圧上異らなに小作づ定しのがよた炉早が コ広量のあ 引其は、私好の、彼好、な二量が影、及にな評べえ、物路間に作析も合位なるウに増響格び大い価ラる。
:囲気圧力・温度による静的	運転員等操作時間に与え	の影響	早期の 電力の 「 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市
<b>こ与える影響,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</b>	操作の不確かさ題因		「認知」 中人動物電にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の非常用高圧系統 の电频制度なできない場合、早期の電源回復不可と判断し、需設代替必能 圧原子が代表できない場合、早期の電源回復不可と判断し、需設代替必能 圧原子が代表できない場合、早期の電源回復不可と判断し、常設代替必能 圧原子が代表できない場合、日期の電源回復不可と判断し、常設代替必能 圧原子が代表できない。 認知者認識を起動し、原子が定法不手段が確保されていないことを確認した場合には低 医調力電源設備ができない。 「要認知者」です。 「要認知者」できなる影響になし。 「要認知者」です。 「要認知者」です。 「要認知者」です。 「要認知者」です。 「要認知者」です。 「我们の意識。 一般動・操作所電源設備の起動、受電及び低圧原子が代替法水系(常設)の系統構成 や行う運転員が配置意志れている。 現場にてたれるの時間に与える影響になし。 一般動・操作所電源設備の起動、受電及び低圧原子が代報法が で 常設でのできたっている。 一般動・操作所要時間に与える影響になたい。 このため、要員 た水系(常設)による原子が音が、他の 他作を担っていない。このため、要員 他子が引加す 一般的の報酬操作、低圧原子が代替だ水系(常設)の系統構成をした、中央制制室におけるな活電源設備の思動、受電、調えい の多が構成で行うな症状での動作の問題、受電に10、中央制制室にで行う ののが能構成をしたのも、注水弁の電源設備の起動、受電に10、中央制制 におかる「常設」の系統構成をしたのも、注水弁の電源の特定を行う。 この創作ではのたまけるなどで一次 の子が でするるが、中央制制電での痛え、電設での新設施作をすることにより原子 で ののがの報告で、 の子が、 の子が、 の子が、 の子がです。 の子が、 の子が、
表3 運転員等操作時間	解析条件(操作条件)の 不確かさ	析上の操   条件設定の考え 開始時間   方	条後 生 ので 一 会員に事を象後作と 会会をす断したなけば設備をす断したねけ設置にすった。 であったなけば設置があってらしの定置になっていった。
	日虹		操条 作件 常交設動及原替(起統 設流備、び子注常動構 代電の受低炉水設,成 替源起電圧代系)系 事分

添 3. 1. 3. 6-8 138

項目 (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	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(稀納容器過圧・過温破損))(2/3) 運転員等操作時間に与え 評価項目となる 減作余裕時間 訓練実績等 さ要因 る影響 える影響 える影響	評価上は作業成立性を 酵素え事業発生から2 階まえ事業発生から2 時間 30 分後から開始としている こ実施すれば良い作業であり、低圧 いの約 21 時間後まで注水可能であ うる作業が実施可能では とう約 21 時間後まで注水可能であ したり、 前線 前線 前面 10 の低圧原 7 時間 30 の低圧原子の代替注水 植への補給の系統構成 は、所要時間 2 時間 10 分穂だのところ、訓練実 論では約 11時間 33 分で ある。徳だで意図してい とを確認してい	評価上は作業成立性を 習時間 30 分後から開始としている 2時間 30 分後としてお 0, このうち, 大量送水 50約 21 時間後まで注水可能であ つら約 21 時間後まで注水可能であ 1 時間 20 分である。 2 時間 20 分である。 1 時間 20 分である。 たで意図している 第一している たで意図している 認した。	300kha[gage])に到達するのは事象 期に与える影響はなし。 あ納容器エプレイは、中央制御室で あ約容器スプレイは、中央制御室で してあり、継続開始の起 時間後までに行う作業であり、離時開始の起 声である、報告開始の起 声である、報告開始の起 声である、報告開始の起 声である、報告開始の起 声である、報告開始の起 声である、報告開始の起 声である、報告開始の起 声である、報告開始の記 声である、報告開始の記 声での子操作を行うことにより注水 をかいに操作時間に与え る影響し小さいことか するの「第一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一
日東 田東 田東 田東 田田 田田 田田 田田 田田 田田 田	<u>前に与える影響、評価項目となるバラメータ</u> 操作の不確か と	構成 市 計 部 一 が の に は 来 成 立 性 来 成 立 性 来 か ら 一 が し が し が し が に 派 市 条 来 生 原 の か の 一 が い ら 一 一 が い ら 一 が い ら 一 が い ら 一 が い う の 一 が い う 一 が い う の 一 が い か 一 が 一 が い か で 一 が 一 が い か で 一 が 一 が い や で 一 が う か で 一 が つ か の で の か の で 一 が の や で か の や で 一 か の や の で 一 か の や の か の か の か の か の か の か の た か の の の の の の の の の の の の の	<ul> <li>第価上は作業成立性を踏まえ事象発生から</li> <li>が、低圧原子炉代替注水帽の水源枯渇まで</li> <li>原子炉代替注水槽の保有水のみで事象発生</li> <li>ることから十分な時間余裕がある。</li> </ul>	【認知】 「認知」 希報会習品スプレイ実施基準(格納な器圧力 希報会認認定者」 (可用調えあるため)認知躍れにより操作時 (可用調えからため)認知躍れにより操作時 (可用調えののため)認知躍れによる 一般の記述のの可無型による注水のた の弁操作でし場子のの可能型による注水のた の弁操作での操作間本時間による がれているの。現場での確視による注水のた のおれているの。現場にの操作による注水のた の が設定のの確認による注水のた の がれているの。現場には一般型)による がれない のの の たい。 の 知識による による が の の たい。 の の 相能に の の 相 によっ。 の の たい。 の の たい。 の の 市 の の 市 の の 市 の の 市 の の
日 国 田 王 王 王 王 王 王 王 王 王 七 七 七 七 七 七 七 七 七 七 七 七 七	<ul> <li>              重転員等操作時間             (操作条件)の</li></ul>	低任務会会の法律部務委員会には、1997年の1997年の1997年の1997年の一部にはの支援した、後期にのの支援の大学などの支援でのないなどなどのなどではないないないないないないないないないないないない	大の杯がし成要作ま 重燃条、て立な業え送料件で新るが特徴にある。 水構で転除いや住成設 水構で転除いや住成設 水構で構造で構造では を がなだで操続 を ないたのが を が のが、 で で た ま で た で た で た で た で し た ま で ま で た ま で た で た で た で た で た で た で	原の広志を、「「」」である。 「「」」では、「」」で、「」」では、「」」では、「」」では、「」」では、「」」では、「」」では、「」」では、「」」では、「」」では、「」」では、「」」では、「」」では、「」」で、
項 頃 低炉水水 低炉水水で送へ補 た 低替へ給 下 低替へ給 低替へ給 の 低替へ給 の に た た た た た た た た た た た た た	表3 <u>2</u> 解析条件 ( 不和 解析上の操 作開始時間	事象発生か いの2時間30 分後	事象発生か の2象発生か 分後 前間30	林 本 本 大 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
	項目	低か水水 王代都 御 御 子 子 子 子 の 子 大 子 の の で 大 水 で の の で 大 水 で の の で 大 水 で の の で ろ で ろ の の の の の の の の の の の の の	低炉水水行送へ補圧代槽補う水の給圧代槽補う水の給尿替へ給大車燃子はのを量等料	+ 格化レ搬る格冷 納替イ型原納却なスページを発行 客ブでよ好器 器ブ可よ炉器

(3)	制命者	訓練夫續寺	■御べ × 尽操間 年 2 名 4 名 4 名 4 名 4 名 4 名 4 名 4 名 4 名 4 名
圧・過温破損))(3/	評価項目となる パラメータに与 える影響		メズト 新聞 田子 での 御 市 で の が 部 に の の の に の の に を の で が で が の の で 子 で の で 子 で の の 石 子 の の で 子 の の の の の の の の の の の の の の の
り負荷(格納容器過			実時該で価ラるい態間定も項メ影。 感問定も項メ影。のはとる目」響解任ととタ響。 保存状にななには開上同、る与小的の等評パえさ
ミ囲気圧力・温度による静的	運転員等操作時間に与え	る影響	サプレッション・プーケオ 回診通調米位・デーーケオ た、物勢検索のなめ。 「「「「「「「」」」」、 「「」」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」
こ与える影響,評価項目となるバラメータに与える影響及び操作時間余裕(雰	日田王、子をついて、	操作の个権ので変凶	【認知】 「認知】 「認知】 か位士約 1.3m)に到達するのは、事象発生の約 32 時間後であり、それまでに 格納容器圧力の上昇を十分に認知できる時間があるため、認知遅れにより操作 時間に与える影響はなし。 「時間に与える影響はなし。 「時間に与える影響はなし。 「「我納容器フィルタベ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。 「我前容 品フィルタベ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 のみでもり、運転自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。 「我前の子の関操作を行う。隔離弁開操作を開始でと、後作所要時間が操作開始時 間に与える影響はなし。 私前客器フィルタベ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 これかっの開操作を行う。隔離弁開始作を引んし、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 間に与える影響はなし。 私前でいた。 「他の並列操作」 それまでに 人の確認をでし。 「他の並列操作」 「他の並列操作」」 「他の並利操作」」 「他の企利操作に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作にはたい。 「他の企利操作」」 「他の並利操作」」 「他のが利操作」」 「他の企利操作」」 「他の企利操作」」 「他の企利操作」」 「他ので利用が定に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作にはたい。 場件の確実さ」 中央制御室における操作は、」前御鑑での操作スイッチによる備易な操作のため, 最佳術の確実さ」 中央制御室における操作に、当該操作に対応する。よって、操作所要時間が操作はなく, 意義保健作」 「他のを引換作」」 「他のをの利操作」」 「他のをの利操作」」 「他のをの利操作」」 「他のをの前後作」」 「他のをの前後作」」」の第一個が必要が定定し、 「他のでの」 「他のをの影響はなし。
運転員等操作時間(	(操作条件)の 、確かさ	条件設定の考え 方	原の広報を示し、「本学会」で、「本学校」で、「本学校」である。「「本学校」で、「「本学校」では、「本学校」では、「本学校」で、「本学校」で、「本学校」で、「本学校」で、「本学校」で、「本学校」で、「本学校」
表 3	解析条件 不	解析上の操 作開始時間	サョル常:5 シン水水:5 シー位位到分010シー連約か
	ц Ц	通日	作さ、 作さ、 「おりべに納熱」 「おう不格様」 「おう不格体」

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、溶融炉心が炉心下部プレ ナムに移行した状態を指す。

(2) 格納容器破損防止対策の有効性への影響

格納容器破損防止対策の有効性の観点から,格納容器スプレイ開始時間及 び格納容器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。

ケース	損傷炉心の位置
有効性評価のケース	炉心位置に保持
(事象発生 30 分後に原子炉注水開始)	(リロケーションは発生しない)
操作 30 分遅れのケース	炉心位置に保持
(事象発生 60 分後に原子炉注水開始)	(リロケーションは発生しない)

表1 原子炉圧力容器の健全性に関する感度解析結果

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。この他の評価条件は、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。なお,図3のサプレッション・プール水位の推移は,格納容器ベント実施後のベントクリア (ダウンカマ部からサプレッション・チェンバへの水の移行)及びサプレッション・チェンバ圧力の低下による体積膨張によるサプレッション・プール水位上昇を考慮した結果となっており,サプレッション・プール水位は最大で約5.03mとなる。

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

(格納容器過圧・過温破損))	
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	(残留熱代替除去系を使用しない場合)

し大派



167

34 7 188

〇時間評価 (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 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 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 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

低圧 原子炉代替注水槽に約 740m<sup>3</sup> 及び輪谷貯水槽(西)に約 7,000m<sup>3</sup> 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 7日間の対応を考慮すると、約3,200m<sup>3</sup>必要となる。 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, 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) 2.09m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=351.12m <sup>3</sup>		ガスタービン発
大量送水車 1 台起動 0.0652m <sup>3</sup> /h×24h×7 日×1 台=10.9536m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約 416m <sup>3</sup>	電機用軽油タン クの容量は約 450m <sup>3</sup> であり,7
大型送水ポンプ車 1 台起動 0.31m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1 台=52.08m <sup>3</sup>		日間対応可能
緊急時対策所用発電機 1台 0.0469 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=7.8792m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約8m <sup>3</sup>	緊急時対策所用 燃料地下タンク の容量は約 45m <sup>3</sup> 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

注朝主要機器負肉各量 (kW)最大負荷容量 (kW)最大負荷容量 (kW)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111②代替所内電気設備負荷(自動投入負荷)約18約129約129③低圧原子炉代替注水ポンプ約210約471約339④低圧原子炉代替注水設備非常用送風機約15約409約354⑤売電器,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866⑥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886⑦A-中央制御室送風機約180約1,281約1,066⑧A-中央制御室清用再循環送風機約300約1,598約1,396⑨A-中央制御室冷凍機約300約1,598約1,725⑨A-空目線自動投入負荷)約10約1,895約1,725⑨A-於水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約110約1,895約1,945⑨B-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約110約2,005約1,945⑨B-燃料プール冷却水ポンプ約110約2,120約2,055	扫制		<b>A</b> 古家县	負荷起動時の	定常時の
順中(kW)(kW)①ガスタービン発電機付帯設備約 111約 300約 111②代替所内電気設備負荷(自動投入負荷)約 18約 129約 129③低圧原子炉代替注水ポンプ約 210約 471約 339④低圧原子炉代替注水設備非常用送風機約 15約 409約 354⑤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 866⑥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 886⑦A-中央制御室送風機約 180約 1, 281約 1, 066⑧A-中央制御室非常用再循環送風機約 300約 1, 158約 1, 096⑨A-中央制御室冷凍機約 300約 1, 598約 1, 725①A-於水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 1, 895約 1, 945⑩B-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 2, 005約 1, 9451)B-燃料プール冷却水ポンプ約 110約 2, 120約 2, 055	<b>些</b> 到	主要機器	〔貝何谷里 (1-w)	最大負荷容量	最大負荷容量
①ガスタービン発電機付帯設備約 111約 300約 111②代替所内電気設備負荷(自動投入負荷)約 18約 129約 129③低圧原子炉代替注水ポンプ約 210約 471約 339④低圧原子炉代替注水設備非常用送風機約 15約 409約 354⑤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 866⑥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 886⑦A-中央制御室送風機約 180約 1, 281約 1, 066⑧A-中央制御室冷凍機約 300約 1, 158約 1, 096⑨A-中央制御室冷凍機約 300約 1, 598約 1, 396⑩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, 725⑩A-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 1, 895約 1, 9451〕B-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 2, 005約 1, 94513B-燃料プール冷却水ポンプ約 110約 2, 120約 2, 055	順庁		(KW)	(kW)	(kW)
②代替所内電気設備負荷(自動投入負荷)約 18約 129約 129③低圧原子炉代替注水ポンプ約 210約 471約 339④低圧原子炉代替注水設備非常用送風機約 15約 409約 354⑤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 866⑥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 886⑦A-中央制御室送風機約 180約 1, 281約 1, 066⑧A-中央制御室未常用再循環送風機約 300約 1, 158約 1, 096⑨A-中央制御室冷凍機約 300約 1, 598約 1, 396⑩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, 725⑪A-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 1, 895約 1, 835⑫B-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 2, 005約 1, 945⑬B-燃料プール冷却水ポンプ約 110約 2, 120約 2, 055	1	ガスタービン発電機付帯設備	約 111	約 300	約 111
③低圧原子炉代替注水ポンプ約 210約 471約 339④低圧原子炉代替注水設備非常用送風機約 15約 409約 354⑤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 866⑥格納容器水素濃度 (S A),格納容器酸素 濃度 (S A) 監視設備約 20約 886約 886⑦A-中央制御室送風機約 180約 1, 281約 1, 066⑧A-中央制御室非常用再循環送風機約 300約 1, 158約 1, 096⑨A-中央制御室冷凍機約 300約 1, 598約 1, 396⑩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, 725⑩A-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)約 110約 1, 895約 1, 835⑩B-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)約 110約 2, 005約 1, 945⑬B-燃料プール冷却水ポンプ約 110約 2, 120約 2, 055	2	代替所内電気設備負荷(自動投入負荷)	約 18	約 129	約 129
④低圧原子炉代替注水設備非常用送風機約 15約 409約 354⑤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 866⑥格納容器水素濃度 (S A),格納容器酸素 濃度 (S A) 監視設備約 20約 886約 886⑦A-中央制御室送風機約 180約 1, 281約 1, 066⑧A-中央制御室津常用再循環送風機約 300約 1, 158約 1, 096⑨A-中央制御室冷凍機約 300約 1, 598約 1, 096⑨A-中央制御室冷凍機約 300約 1, 598約 1, 396⑩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, 725⑩A-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)約 110約 1, 895約 1, 835⑫B-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)約 110約 2, 005約 1, 945⑬B-燃料プール冷却水ポンプ約 110約 2, 120約 2, 055	3	低圧原子炉代替注水ポンプ	約 210	約 471	約 339
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 866⑥格納容器水素濃度 (S A),格納容器酸素 濃度 (S A) 監視設備約 20約 886約 886⑦A-中央制御室送風機約 180約 1,281約 1,066⑧A-中央制御室非常用再循環送風機約 30約 1,158約 1,096⑨A-中央制御室冷凍機約 300約 1,598約 1,396⑩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 1,725⑪A-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 1,895約 1,835⑫B-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 2,005約 1,945⑬B-燃料プール冷却水ポンプ約 110約 2,120約 2,055	4	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機	約 15	約 409	約 354
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 886⑦A-中央制御室送風機約 180約 1, 281約 1, 066⑧A-中央制御室非常用再循環送風機約 30約 1, 158約 1, 096⑨A-中央制御室冷凍機約 300約 1, 158約 1, 096⑨A-中央制御室冷凍機約 300約 1, 598約 1, 396⑨A-中央制御室冷凍機約 300約 1, 598約 1, 396⑨日-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 2, 005約 1, 945⑨B-燃料プール冷却水ポンプ約 110約 2, 120約 2, 055	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
⑦A-中央制御室送風機約 180約 1, 281約 1, 066⑧A-中央制御室非常用再循環送風機約 30約 1, 158約 1, 096⑨A-中央制御室冷凍機約 300約 1, 598約 1, 396⑨A-中央制御室冷凍機約 300約 1, 598約 1, 396⑩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, 725⑪A-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 1, 895約 1, 835⑫B-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 2, 005約 1, 945⑬B-燃料プール冷却水ポンプ約 110約 2, 120約 2, 055	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
⑧A-中央制御室非常用再循環送風機約 30約 1, 158約 1, 096⑨A-中央制御室冷凍機約 300約 1, 598約 1, 396⑩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, 725⑪A-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 1, 895約 1, 835⑫B-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 2,005約 1, 945⑬B-燃料プール冷却水ポンプ約 110約 2, 120約 2, 055	$\bigcirc$	A-中央制御室送風機	約 180	約 1,281	約 1,066
⑨A-中央制御室冷凍機約 300約 1, 598約 1, 396⑩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, 725⑪A-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 1, 895約 1, 835⑫B-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 2,005約 1, 945⑬B-燃料プール冷却水ポンプ約 110約 2, 120約 2, 055	8	A-中央制御室非常用再循環送風機	約 30	約 1,158	約 1,096
100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 1,72510A-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 1,895約 1,83510B-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 2,005約 1,94513B-燃料プール冷却水ポンプ約 110約 2,120約 2,055	9	A-中央制御室冷凍機	約 300	約 1,598	約 1,396
①A-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 1,895約 1,835②B-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 2,005約 1,945③B-燃料プール冷却水ポンプ約 110約 2,120約 2,055	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
①B-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)約 110約 2,005約 1,945③B-燃料プール冷却水ポンプ約 110約 2,120約 2,055	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
③         B-燃料プール冷却水ポンプ         約 110         約 2, 120         約 2, 055	(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

- 3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
- 3.2.1 格納容器破損モードの特徴,格納容器破損防止対策
- (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に至る可 能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」 に示すとおり、TQUX、長期TB、TBU及びTBDである。
- (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、発 電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発 生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、 緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損 傷し、溶融炉心、水蒸気、水素ガス等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲 気が直接加熱されることにより、急速に格納容器圧力が上昇する等、原子炉格 納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至る。

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

また,原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに,格納容器代替 スプレイ系(可搬型)によってペデスタルに溶融炉心の冷却に必要な水位及び 水量を確保するとともに格納容器冷却を実施する。溶融炉心の落下後は,コリ ウムシールド及びペデスタル代替注水系(可搬型)によって溶融炉心の冷却を 実施する。その後,残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系によって 原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

さらに,原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに, 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。

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

(3) 格納容器破損防止対策

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

また,原子炉圧力容器破損前における格納容器温度の上昇を抑制し,自動減 圧機能付き逃がし安全弁の環境条件を緩和する観点から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を整備し,原子炉圧力容器破損 後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から,残留熱代替除去系によ る原子炉格納容器除熱手段並びに格納容器フィルタベント系による原子炉格 納容器除熱手段を整備する。

さらに、長期的な原子炉格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可

搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入手段を整備する。

なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対する手順 及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過 圧・過温破損)」と同じである。

本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応を含めた重大事故 等対策の概要を以下のa.からk.に示すとともに,a.からk.の重大事故等対 策についての設備と手順の関係を第3.2.1-1表に示す。このうち,本格納容 器破損モードに対する重大事故等対策は以下のa.からf.及びh.である。

本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故 等対策の概略系統図を第 3.2.1-1(1)図から第 3.2.1-1(4)図に,対応手順の 概要を第 3.2.1-2 図に示す。このうち,本格納容器破損モードの重大事故等 対策の概略系統図は,第 3.2.1-1(1)図及び第 3.2.1-1(2)図である。

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて,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 3.2.1-3 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
  - 運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生し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。

b. 高圧,低圧注水機能喪失確認

原子炉スクラム後,原子炉水位は低下し続けるが,全ての非常用炉心冷却 系等が機能喪失<sup>\*\*1</sup>していることを確認する。

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。

※1 非常用炉心冷却系等による注水が出来ない状態。高圧炉心スプレイ系, 低圧炉心スプレイ系,残留熱除去系(低圧注水モード)及び原子炉隔 離時冷却系の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心スプレイ系,原子炉 隔離時冷却系及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧炉心スプレイ系及 び残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水ができない場合 を想定。

c. 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及び原子炉補機代替 冷却系の準備を開始する。

d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧

原子炉水位の低下が継続し,燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で,原子炉注水の手段が全くない場合でも,中央制御室からの遠隔操作によって自動減圧機能付き逃がし安全弁2個を手動で開放し,原子炉を急速減圧する。

原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は,原子炉水位(燃料域), 原子炉圧力及び原子炉圧力(SA)である。

原子炉急速減圧後は,自動減圧機能付き逃がし安全弁の開状態を保持し, 原子炉圧力を低圧状態に維持する。

e. 炉心損傷確認

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

炉心損傷を確認するために必要な計装設備は,格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル)及び格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッション・チェンバ)である。

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

f. 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(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)である。

g. ペデスタルへの注水

原子炉への注水手段がないため, 炉心が溶融して炉心下部プレナムへ溶融 炉心が移行する。

炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認するために必要な計装設備は, 原子炉圧力容器温度(SA)である。

原子炉圧力容器下鏡温度 300℃到達により炉心下部プレナムへの溶融炉心 移行を確認した場合,原子炉圧力容器破損に備えて格納容器代替スプレイ系 (可搬型)によるペデスタルへの注水<sup>※2</sup>を実施する。この場合の注水は、ペ デスタルへの水張りが目的であるため、ペデスタルの水位が 2.4m (注水量

225m<sup>3</sup>) に到達していることを確認した後, ペデスタルへの注水を停止する。 ペデスタルへの注水を確認するために必要な計装設備は, 格納容器代替ス プレイ流量及びペデスタル水位である。

- ※2 ペデスタル注水を格納容器代替スプレイ系(可搬型)にて実施することにより、原子炉格納容器内の温度を低下させ、逃がし安全弁の環境条件を緩和する効果がある。 なお、本操作に期待しない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部破損に至るまでの間、自動減圧機能付き逃がし安全弁は原子炉減圧機能を維持できる。
- h. 原子炉圧力容器破損確認

原子炉圧力容器破損を直接確認する計装設備はないため, 複数のパラメー タの変化傾向により判断する。

原子炉圧力容器破損の徴候として,原子炉水位の低下,制御棒位置の指示 値喪失数増加,原子炉圧力容器下鏡温度の指示値喪失数増加といったパラメ ータの変化を確認する。原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した場合に は,原子炉圧力容器破損を速やかに判断するためにペデスタル水温度等を継 続監視する。

ペデスタル水温度の急激な上昇又は指示値喪失,原子炉圧力の急激な低下, ドライウェル圧力の急激な上昇,ペデスタルの雰囲気温度の急激な上昇とい ったパラメータの変化によって原子炉圧力容器破損を判断する。

これらにより原子炉圧力容器破損を判断した後は,原子炉圧力とドライウ ェル圧力の差圧が 0.25MPa[gage]以下であること及びペデスタルの雰囲気温 度が飽和温度以上であることで原子炉圧力容器破損を再確認する。

原子炉圧力容器の破損判断に必要な計装設備は、ペデスタル水温度(SA) 等である。

i. 溶融炉心への注水

溶融炉心の冷却を維持するため,原子炉圧力容器が破損し,溶融炉心がペ デスタルに落下した後は、ペデスタル代替注水系(可搬型)によるペデスタ ルへの注水を崩壊熱相当に余裕を見た流量にて継続して行う。

ペデスタル代替注水系(可搬型)によるペデスタル注水を確認するために 必要な計装設備は、ペデスタル代替注水流量等である。

ペデスタル代替注水系(可搬型)により溶融炉心の冷却が継続して行われ ていることは、ペデスタル代替注水流量のほか、ペデスタル水位によっても 確認することができるが、原子炉圧力容器破損時の影響により、ペデスタル 水位による監視ができない場合であっても、以下の条件の一部又は全てから 総合的に溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することがで きる。

- ・ペデスタルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
- ・ドライウェルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
- ・原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること
- これらは、短時間ではなく数時間の推移を確認する。
- j. 残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱

3.2-4

原子炉補機代替冷却系の準備及び残留熱代替除去系の運転の準備が完了 した後,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溶融炉心冷 却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 留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を用いて格納容器スプレイ弁を中央 制御室から遠隔操作することで,格納容器スプレイによるペデスタル注水を 実施する。

残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び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),サプレッション・プール水温度(SA)等である。

k. 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,原子炉格納容 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。

#### 3.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQ UXとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を 起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が維持される「過渡事 象+高圧炉心冷却失敗+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」である。

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

仮に炉心損傷後の原子炉注水に期待できる場合には,原子炉圧力容器が破損 するまでの時間の遅れやペデスタルへの落下量の抑制等,事象進展の緩和に期 待できると考えられるが,本評価の前提とする事故条件は原子炉注水による事 象進展の緩和の不確かさを包絡する保守的な条件である。

さらに、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、 必要となる事故対処設備が多く、原子炉格納容器への注水・除熱を実施するま での対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮す る。

なお,格納容器過圧・過温破損の観点については,「3.1 雰囲気圧力・温度 による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」にて示したとおり,LOCAを プラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。これは,過圧の 観点ではLOCAによるドライウェルへの蒸気の放出及び原子炉注水による

蒸気の発生が重畳する事故シーケンスへの対応が最も厳しいためであり, 過温 の観点では, 事故初期に炉心が露出し過熱状態に至る事故シーケンスへの対応 が最も厳しいためである。また,本格納容器破損モードを評価する上では, 原 子炉圧力容器が高圧の状態で破損に至る事故シーケンスを選定する必要があ ることから, LOCAをプラント損傷状態とする事故シーケンスは,本格納容 器破損モードの評価事故シーケンスには適さない。

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

手順上,全ての低圧注水機能が失われている状況では,原子炉水位が燃料棒 有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達する時点までは原子炉を減 圧しない。この原子炉減圧のタイミングは,原子炉水位が燃料棒有効長頂部以 下となった場合,原子炉減圧を遅らせた方が,原子炉圧力容器内の原子炉冷却 材の量を多く維持できるため,原子炉圧力容器破損に至る時間を遅らせること ができる一方で,ジルコニウムー水反応等が著しくなる前に原子炉を減圧する ことで水素ガスの発生量を抑えられることを考慮して設定したものである。ま た,代替自動減圧機能は残留熱除去系(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレ イ系の起動が作動条件の1つであるため,残留熱除去系(低圧注水モード)及 び低圧炉心スプレイ系が失われている状況では作動しない。

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

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

本格納容器破損モードではプラント損傷状態をTQUXとし、「3.3 原子炉 圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート 相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとしており, 異なるプラント状態 を選定している。TQUXとTQUVでは喪失する設計基準事故対処設備が異 なり、原子炉減圧について、TQUVでは設計基準事故対処設備である自動減 圧機能付き逃がし安全弁の機能に期待し, TQUXでは重大事故等対処設備と しての自動減圧機能付き逃がし安全弁の機能に期待する点が異なる。手順に従 う場合, TQUVでは原子炉減圧機能は維持されているが低圧注水機能を喪失 しているため、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位 置に到達した時点で自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動開操作によって原 子炉を減圧することとなる。また、TQUXは高圧溶融物放出/格納容器雰囲 気直接加熱に進展し得るとして選定したプラント損傷状態であるが, 重大事故 等対処設備としての自動減圧機能付き逃がし安全弁に期待し、原子炉水位が燃 料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で自動減圧機 能付き逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧することにより, 高圧 溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。

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

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱,燃料棒内温度変化,燃料 棒表面熱伝達,燃料被覆管酸化,燃料被覆管変形,沸騰・ボイド率変化,気液 分離(水位変化)・対向流,原子炉圧力容器における冷却材放出(臨界流・差 圧流),炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション,原子炉圧力容 器内FCI(溶融炉心細粒化),原子炉圧力容器内FCI(デブリ粒子熱伝達), 構造材との熱伝達,下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達並びに原子炉圧力容器 破損が重要現象となる。

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器 内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により原子炉圧力等の過渡応答を求める。

また,解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として,本評価 事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響,評価項目となるパラ メータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第3.2.2 -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、給水流量の全喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能等の喪失に対する仮定

高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機 能喪失を,低圧注水機能として残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧 炉心スプレイ系の機能喪失<sup>\*3</sup>を想定する。

また,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 喪失の重畳を考慮するものとする。

さらに重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しない<sup>\*4</sup>ものと する。

- ※3 自動減圧機能付き逃がし安全弁の逃がし弁機能は健全だが、自動減 圧機能作動条件(低圧ECCSポンプ運転)を満たしていないため 作動しない。
- ※4 低圧原子炉代替注水弁(残留熱除去系注入弁)制御不能による低圧 原子炉代替注水系機能喪失を想定。ペデスタル代替注水系(可搬型) 等,大量送水車を用いた原子炉注水以外の緩和機能には期待する。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

電源復旧のための対応時間を厳しく見積もるため、全交流動力電源喪失 を想定する。

- (d) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響 原子炉圧力を厳しく評価するため,高温ガスによる配管等のクリープ破 損や漏えい等は、考慮しないものとする。
- (e) 水素ガス及び酸素ガスの発生 水素ガスの発生については、ジルコニウムー水反応及び溶融炉心・コン クリート相互作用を考慮するものとする。なお、解析コードMAAPの評 価結果では水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生を考慮し ていない。このため、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生 量は「3.4 水素燃焼」と同様に、解析コードMAAPで得られる崩壊熱を もとに評価するものとし「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にてそ の影響を確認する。
- b. 重大事故等対策に関連する機器条件
- (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、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、事象の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,事象の発生と同時に停止するものとする。
- (d) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて,原子炉冷却材圧カバウンダリの過度 の圧力上昇を抑えるものとする。また,原子炉減圧には自動減圧機能付き 逃がし安全弁(2個)を使用するものとし、容量として、1個当たり定格 主蒸気流量の約8%を処理するものとする。
- (e) 格納容器代替スプレイ系(可搬型) 原子炉圧力容器破損前に,格納容器代替スプレイ系(可搬型)により 120m<sup>3</sup>/h で格納容器内にスプレイし,ペデスタル水位が 2.4m に到達するま で水張りを実施するものとする。
- (f) ペデスタル代替注水系(可搬型) 原子炉圧力容器が破損して溶融炉心がペデスタルに落下した後は、ペデ スタル代替注水系(可搬型)により崩壊熱相当に余裕を見た流量の注水を 行うものとする。
- (g) 残留熱代替除去系 残留熱代替除去系により循環流量 120m<sup>3</sup>/h にて原子炉格納容器内に連続 スプレイを実施する。
- (h) 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、残留熱代 替除去系による格納容器スプレイ流量 120m<sup>3</sup>/h とした場合の熱交換器の設 計性能に基づき約6MW(サプレッション・プール水温度 100℃,海水温度 30℃において)とする。
- (i) 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 99.9vo1%にて 100Nm<sup>3</sup>/h (窒素 99.9Nm<sup>3</sup>/h 及び酸素 0.1Nm<sup>3</sup>/h)で原子炉格納 容器内に注入する。

(j) コリウムシールド

材料は、溶融炉心のドライウェルサンプへの流入を防止する観点から、 ジルコニア耐熱材を設定する。侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食 試験結果に基づき、2,100℃を設定する。

- 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) 原子炉急速減圧操作は、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能 (非常用炉心冷却系等)のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注 水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失している場合の運転手順に従 い、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到 達した時点で開始する。
- (b) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)によるペデスタルへの注水操作(原 子炉圧力容器破損前の初期水張り)は、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃ に到達したことを確認して開始し、ペデスタルの水位が2.4m(注水量225m<sup>3</sup>) に到達したことを確認した場合に停止する。
- (c) ペデスタル代替注水系(可搬型)によるペデスタルへの注水操作(原子 炉圧力容器破損後の注水)は,原子炉圧力容器破損を確認した場合に開始 する。
- (d) 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 却系の準備時間等を考慮し,事象発生から10時間後から開始するものと する。
- (e) 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,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<sup>\*5</sup>されるものとする。
    - ※5 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NU REG-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(DF=10)を考慮する。
- (b) 非常用ガス処理系による原子炉建物の設計負圧が維持されていることを想定し、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。
- (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 3.2.2)

(4) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド内外水 位),格納容器圧力,格納容器温度,サプレッション・プール水位及び注水流 量の推移を第3.2.2-1(1)図から第3.2.2-1(6)図に示す。

a. 事象進展

事象発生後,全ての設計基準事故対処設備による原子炉注水機能(非常用 炉心冷却系等)が機能喪失し,重大事故等対処設備による原子炉注水機能に ついても使用出来ないものと仮定することから,原子炉水位は急速に低下す る。原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達 した時点(事象発生から約1.0時間後)で,中央制御室からの遠隔操作によ り自動減圧機能付き逃がし安全弁2個を手動で開放することで,原子炉急速 減圧を実施する。水位低下により炉心が露出し,事象発生から約1.1時間後 に炉心損傷に至る。原子炉減圧後の低圧原子炉代替注水系(常設)等による 原子炉注水は実施しないものと仮定するため,事象発生から約5.4時間後に 原子炉圧力容器破損に至る。

事象発生から約3.1時間後,原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で,格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉圧力容器破損前のペデスタルへの水張りを開始する。格納容器代替スプレイ系(可搬型)による注水流量を120m<sup>3</sup>/hとし,約1.9時間の注水を実施することでペデスタル水位2.4m分の水量を確保し,事象発生から約5.0時間後にペデスタルへの水張りを停止する。

原子炉圧力容器が破損し,溶融炉心がペデスタルの水位 2.4m の水中に落下する際に,溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱が起こり,水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。

溶融炉心がペデスタルに落下した後は、ペデスタル代替注水系(可搬型) によりペデスタルに崩壊熱相当に余裕を見た流量の注水を継続的に行い、溶 融炉心を冷却する。

崩壊熱が原子炉格納容器内に蒸気として放出されるため,格納容器圧力は

急激に上昇するものの、格納容器スプレイの実施基準には到達しない。

事象発生から 10 時間が経過した時点で,原子炉補機代替冷却系による残留熱代替除去系の運転を開始する。残留熱代替除去系により,格納容器圧力 及び温度の上昇は抑制され,その後,徐々に低下するとともに,ペデスタル の溶融炉心は安定的に冷却される。

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 ェ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。

なお,事象発生から約5.4時間後の原子炉圧力容器の破損までは,自動減 圧機能付き逃がし安全弁によって原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持す ることが必要となるが,炉心損傷後の原子炉圧力容器から自動減圧機能付き 逃がし安全弁を通ってサプレッション・チェンバへ放出される高温流体や格 納容器温度等の熱的影響を考慮しても,自動減圧機能付き逃がし安全弁は確 実に開状態を維持することが可能である。

(添付資料3.2.1)

b. 評価項目等

原子炉圧力容器破損直前の原子炉圧力は約 0.1MPa[gage]であり, 2.0MPa[gage]以下に低減されている。

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す (4)の評価項目について、原子炉圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す (5)及び(8)の評価項目については「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料–冷却 材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を 満足することを確認している。また、ペデスタルに落下した溶融炉心及び原 子炉格納容器の安定状態維持については「3.5 溶融炉心・コンクリート相互 作用」にて確認している。

なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、溶融炉心がペデスタルに落下した場合については、本評価において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について対策の有効性を確認できる。

ここで、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の 評価項目については、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器か ら原子炉建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0.56TBq(7日間)となり、 100TBq を下回る。

事象発生からの7日間以降, Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ,約0.57TBq(30日間)及び約0.58TBq(100日間)であり,

100TBqを下回る。

(添付資料3.5.1, 3.2.3)

3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では,設計 基準事故対処設備による原子炉注水機能(非常用炉心冷却系)のみならず,重大 事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉 心損傷に至り,原子炉圧力容器が破損する前に手動操作により原子炉減圧を行う ことが特徴である。

また,不確かさの影響を確認する運転員等操作は,事象進展に有意な影響を与 えると考えられる操作として,原子炉急速減圧操作及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型)によるペデスタルへの注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り) とする。

本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては,溶融炉 心落下流量,溶融ジェット径,溶融炉心粒子化割合,冷却材とデブリ粒子の伝熱, 炉心ヒートアップ,炉心崩壊挙動,溶融炉心と上面水プールとの伝熱,溶融炉心 と原子炉圧力容器間の熱伝達,原子炉圧力容器破損判定が挙げられる。

これらの不確かさに対して,燃料ペレットが崩壊する時間及び温度,溶融ジェ ット径,エントレインメント係数,デブリ粒子系,ジルコニウムー水反応速度, 限界熱流束に係る係数,下部プレナムギャップ除熱量に係る係数,溶接部破損時 の最大ひずみを変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいこ とを確認している。

また,原子炉水位を監視し,原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長 の20%上の位置に達した時点で原子炉急速減圧を行うといった,徴候を捉えた対応 を図ることによって,炉心下部プレナムへの溶融炉心移行が発生する前に速やか に2.0MPa[gage]を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であることを確認してい る。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは, 「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりで あり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化,燃料棒表面熱伝達,燃料被覆管酸化及び 燃料被覆管変形の不確かさとして,炉心ヒートアップに関するモデルは,T MI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(ジルコニウムー水反応速度の係数につ いての感度解析)では,炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移 行の開始時間に対する感度は数分程度であり,影響は小さいことを確認して いる。本評価事故シーケンスでは,重大事故等対処設備を含む全ての原子炉 への注水機能が喪失することを想定しており,最初に実施すべき操作は原子 炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点

の原子炉減圧操作であり、また、燃料被覆管温度等を操作開始の起点として いる運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 また、原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃に到達した時点で格納容器代替スプ レイ系(可搬型)によるペデスタルへの注水操作(原子炉圧力容器破損前の 初期水張り)を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間 の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧 力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操 作開始の起点としている格納容器代替スプレイ系(可搬型)によるペデスタ ルへの注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)に係る運転員等操作 時間に与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流の不 確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動につ いて原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価 結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大 きく、解析コードSAFERに対して保守的であることを確認している。こ のため、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に 到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であることから、運 転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱 伝達の不確かさとして、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 析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認してい る。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力 容器下鏡温度が300℃に到達した時点での格納容器代替スプレイ系(可搬型) によるペデスタルへの注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)があ るが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、 炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上 昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡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系(可搬型)によるペデスタルへの注水操作(原 子炉圧力容器破損前の初期水張り)に係る運転員等操作時間に与える影響は 小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FCI(溶融炉心 細粒化)及び原子炉圧力容器内FCI(デブリ粒子熱伝達)の不確かさとし て、下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力 容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価 事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内FCI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炉心下部プレナムでの溶融炉心の 熱伝達の不確かさとして、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、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する 感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認 している。炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受け る可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した 時点での格納容器代替スプレイ系(可搬型)によるペデスタルへの注水操作 (原子炉圧力容器破損前の初期水張り)があるが、炉心下部プレナムへの溶

融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく,炉心下部プレナムへ溶融炉心が 移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから,原子炉 圧力容器下鏡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系(可 搬型)によるペデスタルへの注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り) に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさと して、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(し きい値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力 容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原 子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、 運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料3.2.4)

#### b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化,燃料棒表面熱伝達,燃料被覆管酸化及び 燃料被覆管変形の不確かさとして,炉心ヒートアップに関するモデルは,T MI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(ジルコニウムー水反応速度の係数につ いての感度解析)では,炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移 行の開始時間への感度は数分程度であり,影響は小さいことを確認している。 本評価事故シーケンスでは,原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効 長の20%上の位置に到達した時点での運転員等操作による原子炉急速減圧に よって原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減し,原子炉圧力容器破損時の原 子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持しているため,運転員等操作時間に与え る影響はないことから,評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流の不 確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動につ いて原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価 結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大 きく、解析コードSAFERに対して保守的であることを確認している。こ のため、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に 到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であり、原子炉急速 減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラ メータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱 伝達の不確かさとして,溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現 性を確認している。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間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事 故シーケンスでは,原子炉圧力容器が破損する前に,十分な時間余裕をもっ て手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持していることから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FCI(溶融炉心 細粒化)及び原子炉圧力容器内FCI(デブリ粒子熱伝達)の不確かさとし て,下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により,原子炉圧力 容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価

事故シーケンスでは,原子炉圧力容器が破損する前に,十分な時間余裕をも って手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持していることか ら,評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の 熱伝達の不確かさとして,溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再 現性を確認している。また,炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する 感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える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。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損不確かさとし て、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しき い値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容 器破損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損(事象発生から 約5.4時間後)に対して早まる時間はわずかであることから、評価項目とな るパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料3.2.4)

- (2) 解析条件の不確かさの影響評価
  - a. 初期条件,事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 初期条件,事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は,第3.2.2-1 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,本 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るが,操作手順(原子炉水位に応じて急速減圧を実 施すること)に変わりはないことから,運転員等操作時間に与える影響は ない。また,原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが, 操作手順(原子炉圧力容器下鏡温度に応じてペデスタルへの注水操作(原 子炉圧力容器破損前の初期水張り)を実施すること)に変わりはないこと から,運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位及び炉心流量は,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。 (添付資料3.2.4)

- (b) 評価項目となるパラメータに与える影響
  - 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応 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,原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが,原子炉圧

カ容器破損も遅くなり,原子炉急速減圧操作開始後に原子炉圧力は速やか に低下することから,評価項目となるパラメータに与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位及び炉心流量は,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。

(添付資料3.2.4)

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして,操作の不確かさを「認知」,「要員配置」,「移動」,「操作所要時間」,「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し,これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また,運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し,評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の原子炉急速減圧操作は,解析上の操作時間として原子炉水位 が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達時(事象発生 から約1.0時間後)を設定している。運転員等操作時間に与える影響とし て,原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到 達するまでに事象発生から約1.0時間の時間余裕があり,また,原子炉急 速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあらかじめ準備が可 能であり,実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため,操 作開始時間に与える影響は小さいことから,運転員等操作時間に与える影 響も小さい。当該操作は,解析コード及び解析条件(操作条件を除く)の 不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが,中央制御室で行う 作業であり,他の操作との重複もないことから,他の操作に与える影響は ない。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)によるペデスタルへの注 水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)は,解析上の操作開始時間 として原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達時を設定している。運転員 等操作時間に与える影響として,原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達 するまでには事象発生から約3.1時間の時間余裕がある。また,格納容器 代替スプレイ系(可搬型)によるペデスタルへの注水操作は原子炉圧力容 器下鏡温度を監視しながらあらかじめ準備が可能であり,実態の操作開始 時間は解析上の設定とほぼ同等であるため,操作開始時間に与える影響は 小さいことから,運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は, 解析コード及び解析条件(操作条件を除く)の不確かさにより操作開始時 間は遅れる可能性があるが,当該操作に対応する運転員,対策要員に他の 並列操作はなく,また,現場操作における評価上の所要時間には余裕を見 込んで算定していることから,他の操作に与える影響はない。

(添付資料3.2.4)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 操作条件の原子炉急速減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価 項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)によるペデスタルへの注 水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)は,運転員等操作時間に与 える影響として,実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるこ とから,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料3.2.4)

(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。

操作条件の原子炉急速減圧操作については,原子炉圧力容器破損までに完了 する必要があるが,原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約5.4時間 あり,準備時間が確保できることから,時間余裕がある。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)によるペデスタルへの注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)については,原子炉圧力容器破損前の格納容器冷却を兼ねる操作であり,原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達後,速やかに実施することが望ましいが,原子炉圧力容器破損前は,本操作が実施できないと仮定しても,格納容器圧力及び温度が原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度に到達することはなく,逃がし安全弁による原子炉減圧機能維持も可能であることから,時間余裕がある。

(添付資料3.2.4)

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として,運転員等操作時間に与える影響,評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果,解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか,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出来る範囲内において,操作時間には時間余裕がある。

- 3.2.4 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「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において, 重大事故等対策時における必要な要員は「3.2.1(3)格納容器破損防止対策」に 示すとおり 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「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において, 必要な水源,燃料及び電源は,「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価し ている。その結果を以下に示す。

a. 水源

格納容器代替スプレイ系(可搬型)及びペデスタル代替注水系(可搬型) によるペデスタルへの注水については、7日間の対応を考慮すると、合計約 600m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、輪谷貯水槽(西)に約7,000m<sup>3</sup>の水を

保有している。これにより必要な水源は確保可能である。

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352m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。 格納容器代替スプレイ系(可搬型)及びペデスタル代替注水系(可搬型)に よるペデスタル注水については,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11m<sup>3</sup>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,約53m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。可搬 式窒素供給装置による格納容器への窒素供給については,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 7m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。合計約423m<sup>3</sup>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450m<sup>3</sup>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,格納容器代替スプレイ 系(可搬型)及びペデスタル代替注水系(可搬型)によるペデスタル注水, 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格納容器への窒素 供給について,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8m<sup>3</sup>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45m<sup>3</sup>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 3.2.6)

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及びその他負荷として、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3.2.7)

3.2.5 結論

格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、運転 時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷 却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器が高い圧力の状 態で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素ガスが急速に放出され、原子炉格納容器 に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納 容器破損防止対策としては、自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉減圧手 段を整備している。

格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故

シーケンス「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+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」について,有効性評価を行った。

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

(添付資料3.5.1)

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

重大事故等対策時に必要な要員は,運転員及び緊急時対策要員にて対処可能で 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,自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減 圧の格納容器破損防止対策は,選定した評価事故シーケンスに対して有効である ことが確認でき,格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加 熱」に対して有効である。



第3.2.1-1(1)図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対 処設備の概略系統図 (原子炉減圧)



第3.2.1-1(2)図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対 処設備の概略系統図 (原子炉圧力容器破損前の原子炉減圧,ペデスタル注水)



第3.2.1-1(3)図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対 処設備の概略系統図 (原子炉圧力容器破損後のペデスタル注水)



第3.2.1-1(4)図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対 処設備の概略系統図 (残留熱代替除去系による溶融炉心冷却,格納容器除熱及び

可搬式窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給)



						高圧溶	融物放出	1/格納容	器雰囲気画	直接加熱					
					1	経過時間 (分)						経過時間 (時間)		経過時間 (日)	
					10	20 30 40 50 60	1 2	3	4 5	6 7 8 9 1	10 11	12 13 14 15 22	2 23 24 25 26 27 28 29 3	30) 5 6 7	備考
		宝筱筱祥, 公寓人昌教		2	★ 第条発 第二人们	生									
		SAGED SEALES	also also shed that when \$75 API	Ì		<ul> <li>ハワンム</li> <li>ブラント状況判断</li> <li>ハロン #PB(heter)は#PE(heter)とこの#</li> </ul>									
	責任者	当直長 1人	中央時仰坐監視 運転操作指揮 緊急時対策本部連絡		ΙĬ	103 maciver conductance on a	7約1時間	原子炉水位燃	料棒有効長底部 理系 運転開き	5 (BAF) +20%到達					
48.45.16.19	建化	×arata 1人	運転場作措置諸化	HELL ALL VAL YOU			▼ 約1.1時	- ホーロンへへる 寺間 炉心損傷	offic statements	a					
28(1-28,12	16 14			198   I - F 3 4F			· 7 *	約2時間 中央(	制御室換気系	運転開始					
	通報連絡等を行う 要員	指示者 1人 連絡責任者 4人	初期での指揮 発電所内外連絡					ľ.	(溶融炉心の炉	心下部プレナムへの移行確認) 約5.4時間 回子相下力容弱確撮					
	運転員	連絡担当者 運転員	(in our site of the						ľ	ADD AND IN TAXABLE 7	▼ 10時間 残	留熱代替除去系 運転開始	(2000-00) Mr.L		
	(中央制御室)	(現場)	後口批委員									可搬式盗素供給装置に、	い国産工ノテム		
				<ul> <li>外部電源喪失確認</li> <li>給水流量の全喪失確認</li> </ul>	-										
				<ul> <li>原子炉スクラム・タービントリップ確認</li> </ul>											
				<ul> <li>非常用ディーゼル発電機等機能喪失確認</li> <li>              軍等要ポンプトリーブ体的      </li> </ul>	-										
状况判断	A A	-	-	<ul> <li>・主蒸気隔離弁全閉確認/送がし安全弁による原子炉圧力制御確認</li> </ul>	10分										
				<ul> <li>原子炉隔離時冷却系機能喪失確認</li> </ul>				_							Av 27 1 de de 16 1
				<ul> <li>為庄原子が11音は赤米起駒須FF</li> <li>交流電動駆動ボンブによる原子炉注水機能喪失確認</li> </ul>					-		-				肝何上与感化り
				<ul> <li>早期の電源回復不能確認</li> </ul>											
交流電源回復操作	-	_	-	<ul> <li>非常用ディーゼル発電機等機能回復</li> <li>ヘ発電面回復</li> </ul>											解析上考慮せず 対応可能な要員により対応する
高圧·低圧注水機能喪失	-	_	_	・ 給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、 中国を設まる、私に用くコイレイ、											解析上考慮せず
調重, 復 出操作 常設代替交流電源設備起動操作	(1人)	-	_	パ密和解去糸、駄出炉心スプレイ糸 機能回復 ・常設代替交流電源設備起動,受電操作		10分									対応可能な要員により対応する
	A	2人	-	<ul> <li>放射線防護具準備/装備</li> </ul>	10分										解析上考慮せず
低圧原子炉代替注水系 (常設)機能喪失確認	-	D, E	-	<ul> <li>注水弁電源切替操作</li> </ul>		20分									解析上考慮せず
	(1,) A	-	-	<ul> <li>低圧原子炉代替注水系(常設)系統構成/起動/運転確認</li> </ul>		10分			T						解析上考慮せず
口名非常用水产口的成品。	(1人) A		-	<ul> <li>D系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)</li> <li>ため第二世界の人生の</li> </ul>	<u> </u>	25分									
レッチカカ同口は際文电準備	_	2人 B, C	_	<ul> <li>ハス町時時幾共甲間ノ波囲</li> <li>D系非常用高圧母鏡受電準備(理場)</li> </ul>	╞╾┸	35分	$\vdash$	+							
	(1人)	-	-	<ul> <li>D系非常用高圧母線受電操作(中央制御室)</li> </ul>		5分									
D系非常用高圧母線受電操作	-	→ <sup>(2人)</sup> B, C	-	<ul> <li>D系非常用高圧母線受電操作(現場)</li> </ul>	1	5分									
C系非常用高圧母線受電準備	(1人) A	-	-	<ul> <li>C系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)</li> </ul>				25分							
	- (14)	B, C	-	<ul> <li>C系非常用高圧母線受電準備(現場)</li> </ul>				25分							
C系非常用高圧母線受電操作	A	- (2人)	-	<ul> <li>C系非常用高圧母線受電操作(中央制御室)</li> <li>C系非常用変圧品始高零編件(理想)</li> </ul>				_	5分						
原子炉急速减压操作	(1人)	B, C	_	<ul> <li>・ C 示弁布用向圧は終文電楽(ト (え考)</li> <li>・ 自動減圧機能付き流がし安全弁 2 個 手動開放操作</li> </ul>	-	10分			3.37						
非常田ガス加速点 運転造現	A (1人)	_	_	<ul> <li>非常用ガス処理系 自動起動確認</li> <li>原子切塗飾芝に貯損</li> </ul>						海口水炭		<u> </u>			
日う酸水注入系による原子切圧力容	A (1Å)			· 原子炉建物差压调整						ALXA					
器へのほう酸水注入	A		-	・ は2 酸水在人米 起期				1057							所作上考慮't')
水素濃度及び酸素濃度監視設備の	(1人)			<ul> <li>         ・ 植物谷並小未保及(3A)及び植物谷並成未保及(3A) 近期第日     </li> <li>         ・格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)     </li> </ul>	-		537								
起動	A		_	システム起動, 暖気 体体の回点力を達成して新まますの問題			40 77		_	Vale and PDI 40		))		-))	
	(1人)		_	<ul> <li>         ・ 伯前母毎内水素褒良及い販素褒良の監沈         ・ 系統構成         ・</li> </ul>		00 /				超且監伐					
中央制御家操気系記動	A	(2人) 🖌		<ul> <li>中央制御室換気系起動操作</li> <li>中央制御室換気系 (5) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2</li></ul>	-	207	40分								
	(1人)	D, E	_	<ul> <li>中央剖鍵室換気系 加圧運転操作</li> </ul>	-		10分	ì							
中央剖御室符機室準備	A	(2人)	_	<ul> <li>中央制御室待避室系統構成</li> </ul>				30分							
サブレッション・ブール水 n日創催系記動操作	(1人) A	-	-	・ サブレッション・ブール水 p H 制御系起動			20	20分							解析上考慮せず
格納容器代替スプレイ系(可範刑)	_	-	14 Å	<ul> <li>放射線防護具準備/装備</li> </ul>		10分									
準備操作	-	-	a~n	<ul> <li>大量送水車による格納容器代替スプレイ系(可搬型)準備/系統構成 (大量送水車配置,ホース展張・接続)</li> </ul>		2時間10分									
格納容器代替スプレイ系(可搬型) 系統構成	(1人) A	-	-	・ 格納容器代替スプレイ系 (可搬型)系統構成			1	10分							
格納容器代替スプレイ系(可搬型) ペデスタル注水操作	-	-	(2人) a, b	<ul> <li>原子炉圧力容器破損前の初期注水</li> </ul>		ペデスタルホ (注水量約225m <sup>3</sup> )	:位2.4n 到達後停止	ılı.							
ペデスタル代替注水系 (可搬型) 系統構成	(1人) A	-	-	・ ペデスタル代替注水系 (可搬型)系統構成					10分						
ベデスタル代替注水系 (可搬型) 注水操作	-	-	↓ (2人) a, b	・ 原子炉圧力容器破損後のペデスタル注水	<b> </b>					ペデスタルに崩壊熱相当に 余裕を見た流量で注水		L			
ヘテ Aダル代替汪水系(可搬型) 停止操作	(1人) A	-	-	<ul> <li>ペデスタル代替注水系(可搬型)停止</li> </ul>	<u> </u>							10分			
	-	-		<ul> <li>資機材配置及びホース敷設、系統水張り、起動</li> </ul>	<u> </u>				7	7時間20分	I				
原子炉辅機代替冷却系準備操作	-	-	3人 o, p, q	<ul> <li>         ・         か射線防護具準備/装備         </li> </ul>				10分							
	-	(2人)		<ul> <li>電源ケーブル接続</li> <li>第二日接接換換換力で、</li> </ul>				1時間30分	) 100 00	A					
		B, C	(2人)	· 原子护相拨代替省动术 术院傳成 - 原子时接接你性为如何 運転计能取用					199 [0] 40;	17		)))	ia erento		
原子炉補機代替冷却系運転	(1人)		c, d	<ul> <li>原子伊緒梯代整為初系 冷却太凉景麗整</li> </ul>							10分		造且大地		
	A	-	-	<ul> <li>格納容器內雰囲気計装起動</li> </ul>							5分				解析上考慮せず
格納容器内芬囲気計波による水素濃度及び酸素濃度監視	(1,X) A	-	-	<ul> <li>格納容器内水素濃度及び酸素濃度の監視</li> </ul>	1								適宜実施		解析上考慮せず
	-	-		<ul> <li>放射線防護具準備/装備</li> </ul>		10分					r <u> </u>	11-			
222.47相称电幅	-	-	2人 r, s	<ul> <li>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</li> </ul>		1時間40分									
燃料補給作業	-	-	<u>]                                      </u>	<ul> <li>大量送水車,大型送水ボンブ車への補給</li> </ul>						遗宜实施		<b>}</b>			
残留熱代替除去系 準備操作	(1人) A	-	-	<ul> <li>残留熱代替除去系 中央制御室系統構成</li> </ul>			-				20分				
残留熱代替除去系 運転開始	(1人) A	-	-	<ul> <li>・ 残留熱代幹除去ポンプ起動</li> <li>・ 格納容器スプレイ弁操作</li> </ul>							10分				
残留熱代替除去系 運転状態監視 可提示(本書)の計算(二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、	(1人) A	-	-	<ul> <li>残留熱代替除去系による原子炉格納容器の状態監視</li> </ul>	<u> </u>							<b>}</b>	適宜実施		
□東式並素供給装置による格納容器 内変素供給準備 可能式容素供給法費にトス検袖や四	-	-	(2人) e, f	<ul> <li>可搬式室素供給装置準備</li> </ul>	-						1時間40分	1		11	
つホペニキに和表血による情報容器 内窒素供給 原子炉ウェル代替注水系	-	-	(2人)	<ul> <li>可搬式室素供給装置起動</li> </ul>									適宜状態監視 上部ドライウェル内雰囲気湿度低下を確認	-1)	av 17.1 de de su -10
注水操作 燃料ブール冷却 軍間	- (1人)		a, b	<ul> <li>人重巧不単による用ナ炉ウェルへの注水</li> <li>・ 然料ブール冷却必直記載</li> </ul>									蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水 ・燃料ブール冷却水ボンブを再起動し燃料ブ	ールの冷却を再開する。	肿切上可通壮丁 解析上考慮壮于
ANT	A 1. Å	4人	19.6	10-11									<ul> <li>・必要に応じて隙間サージタンクへの補給を</li> </ul>	実施する。	燃料プール水温66℃以下維持

 必要人員数 合計 1人 4人 19人 <u>A</u>
 <u>B</u>, C, D, E <u>a~s</u>
 () 内の数字は他の作業終了後,移動して対応する人員数。

第3.2.1-3 図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の作業と所要時間



第3.2.2-1(1)図 原子炉圧力の推移



第3.2.2-1(2)図 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移

3. 2-26 **176** 



第3.2.2-1(3)図 格納容器圧力の推移



第3.2.2-1(4)図 格納容器温度の推移







第3.2.2-1(6)図 注水流量の推移

笰	3.2.1-1表 「高圧溶融物放出/格納容。」	器雰囲気直接加熱」の重フ _	大事故等対策につい	いて (1/4)
카/ 남부 / 소 《 남남 / 년-	'''''''''''''''''''''''''''''''''''''		重大事故等対処設作	井
刊例及い採作	十-川民	常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム雑認	運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が 発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	所内常設蓄電式直流電源設備	I	平均出力領域計装
高圧・低圧注水機能喪 失確認 <sup>%1</sup>	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続けるが, 全ての非常用炉心冷却系等が機能喪失していること 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	I	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圧力】 【低圧炉心スプレイポンプ出口圧力】
高圧原子炉代替注水 系による原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後,高圧原子炉代替注水系を 起動し原子炉水位を回復する。	高圧原子炉代替注水系 サプレッション・チェンバ 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替交流電源設備	I	原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 高圧原子炉代替注水流量
			] 重:【】	<ul> <li>(大事故等対処設備(設計基準拡張)</li> <li></li></ul>

「真正淡融物故出ノ救納容界乗囲気直接加執」の重大重払策対策についた(1 ノイ) ₩ -

高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系(低圧注水モード)及び原子炉隔離時冷却系の 機能喪失が重畳する場合や高圧炉心スプレイ系,原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モ ード)による原子炉注水ができない場合。 非常用炉心冷却系等による注水が出来ない状態。

3.2-29 179

	H H		重大事故等対処設(	備
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
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	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)の電源回復ができず、非常用高圧 強額(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	I	I
逃がし安全弁による 原子炉急速減圧	原子炉水位が燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手動操作により自動減圧機能付き逃がし安全弁2個を開放し、原子炉を急速減圧する。	自動減圧機能付き逃ぶし安全 弁	Ι	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA)
炉心損傷確認	高圧・低圧注水機能喪失により原子炉水位がさらに 低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを確認す る。	Ι	Ι	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)
				<ul><li> <li>         「大事故等対処設備(設計基準拡張)         </li><li> <li>             ・有効性評価上考慮しない操作         </li></li></li></ul>

「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について(2/4) 第3.2.1-1表

<sup>180</sup>
지하네하다 그가 가까부린 가수	별물		重大事故等対処設作	#
刊町及い操作	于順	常設設備	可搬型設備	計装設備
水素濃度及び酸素濃 度監視設備の起動	<b>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウムー水反応等に 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。</b>	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	I	格納容器水素濃度(SA) 格納容器酸素濃度(SA)
ペデスタルへの注水	原子炉圧力容器下鏡温度 300℃ 到達により炉心下部 プレナムへの溶融炉心移行を確認した場合,原子炉 圧力容器破損に備えて格納容器代替スプレイ系(可 搬型)によるペデスタルへの注水を実施する。この 場合の注水は,ペデスタルへの水張りが目的である ため,ペデスタルの水位が 2.4m(注水量 225m <sup>3</sup> )に 到達した後,ペデスタルへの注水を停止する。	I	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力容器温度(SA) 格納容器代替スプレイ流量 ペデスタル水位
原子炉圧力容器破損 確認	原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合 には、原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するた めにペデスタル水温等を継続監視する。 ペデスタル水温度の急激な上昇又は指示値喪失、原 子炉圧力の急激な低下、ドライウェル圧力の急激な 上昇といったパラメータの変化によって原子炉圧力 容器破損を判断する。	Ι	Ι	原子炉圧力容器温度(SA) 原子炉圧力(SA) 原子炉圧力 ドライウェル圧力(SA) ペデスタル水温度(SA) ペデスタル水温度(SA)
		•		<u> </u>

「高圧溶融物妝出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について(3/4) 第321-1表

重大事故等对処設備	R 「 「 「 「 「 「 「 一 」」。 「 一 … 」」。 「 一 … 」」。 「 一 … 」」。 「 … 」。 「 … 」。 」。 「 … 」。	溶融炉心がペデスタルに 代替注水系(可搬型)に 熱に余裕を見た流量にて	備が完了した後,原子炉 留熱代替除去系による溶 客器除熱を開始する。 か カフレイを実施する。 プレイを実施する。 プレイを実施する。	子炉格納容器除熱を実施 装置を用いて原子炉格納 とで、格納容器内酸素濃 ンク ンク
臣 王 十	十一天	原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心がペデスタルに 落下した後は、ペデスタル代替注水系(可搬型)に よるペデスタル注水を崩壊熱に余裕を見た流量にて 継続して行う。*2	原子炉補機代替冷却系の準備が完了した後,原子炉 常設代替 補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による溶 ガスター 融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。 ンク 格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作に 残留熱代 より開操作し,格納容器スプレイを実施する。 サプレッ	残留熱代替除去系による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 対スター 容器内へ窒素を注入することで,格納容器内酸素濃 のト昇を加制する。
判断及び操作		溶融炉心への注水	残留熱代替除去系に よる溶融炉心冷却及 び原子炉格納容器除 熱	可搬式窒素供給装置 を用いた原子炉格納 容器内への窒素注入

「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について(4/4) 第3.2.1-1表 【】:重大事故等対処設備(設計基準拡張)
 (1):有効性評価上考慮しない操作

原子炉圧力容器破損時の影響により、ペデスタル水位による監視ができない場合であっても、以下の条件の一部又は全てから総合的に溶融炉心の冷却が 継続して行われていることを把握することができる。
 ・ペデスタルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
 ・ドライウェルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
 ・原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること ⊳ ≈

3.2-32

	第3.2.2-1表	主要解析条件(高压溶融物放出/格	術約容器雰囲気直接加熱)(1/4)
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	解析コード	MAAP	
	原子炉熱出力	2, 436MW	定格原子炉熱出力として設定
I	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
1	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
I	炉心流量	$35.6 \times 10^3 t/h$	定格炉心流量として設定
1	操業	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
反盟	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
家条件	格納容器空間体積(ドライウェル)	$7, 900 \mathrm{m}^3$	ドライウェル内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除い た値)を設定
1	格納容器空間体積(サプレッション・ チェンバ)	空閒部:4, 700 <sup>m3</sup> 液相部:2, 800 <sup>m3</sup>	サプレッション・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)を設定
1	真空破壞弁	3.43kPa(ドライウェルーサプレッショ ン・チェンバ間差圧)	真空破壊弁の設定値
	サプレッション・プール水位	3.61m (NWL)	<b>通常運転時のサプレッション・プール水位として設定</b>
1	サプレッション・プール水温度	35°C	通常運転時のサプレッション・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
<u>.                                    </u>	格納容器温度	57°C	通常運転時の格納容器温度として設定
1	外部水源の温度	35°C	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

3.2-33

<ul> <li>「融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(2/4)</li> <li>「融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(2/4)</li> <li>(9) 過去の知見に基づき初期水張りの効果を考慮し 使用している骨材の種類から設定</li> <li>唐しない</li> <li>内側鋼板及びリブ鋼板については、コンクリー 内側鋼板及びリブ鋼板については、コンクリー</li> <li>「ロークレ」</li> <li>「ことから保守的に考慮しない</li> <li>「ロークシールドを床面に設置するため、その ものとする。</li> <li>「ロークシールドを床面に設置するため、その ものとする。</li> <li>「ロークシールドを床面に設置するため、その</li> <li>「ロークシールドを床面に設置するため、その</li> <li>「ロークシールドを床面に設置するため、その</li> <li>「ロークシールドを水面に設置するため、その</li> <li>「「「「小事象を設定」</li> <li>「「「「小」」</li> <li>「「「「「「「「「「「「」」</li> <li>「「「「「」」</li> <li>「「「「」」</li> <li>「「「」」</li> <li>「」」</li> <li>「」</li> <li>「」</li> <li>「」」</li> <li>「」」</li></ul>
すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪法   全交流動力電源喪失を想定するため,外部電源
大事故等対処設備による原子炉注水機能の見すべての非常用ディーゼル発電機等の機能更
高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び   の機能喪失を,低圧注水機能として残留熱除: 原子炉注水   ド)及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設)
原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定
コリウムシールドを床面に設置するため、そのものとする。
物とは扱わ 発熱密度を下げないよう保守的に設定
意しない 内側鋼板及びリブ鋼板については、コンクリー いことから保守的に考慮しない
使用している骨材の種類から設定
9) 過去の知見に基づき初期水張りの効果を考慮し
条件設定の考え方

重大事故等対策に関連する	項目     項目       項目     第3.2.2-1       原子炉スクラム信号     目備環ポンプ       市備環ポンプ     当該5000000000000000000000000000000000000	表 主要解析条件 (高圧溶融物放出 事象発生と同時に原子炉スクラム 事象発生と同時に原止 逃がし弁機能 述がし弁機能 7.58MPa[gage]×2個、377t/h/個 7.58MPa[gage]×2個、377t/h/個 7.72MPa[gage]×3個、373t/h/個 7.72MPa[gage]×3個、377t/h/個 7.72MPa[gage]×3個、377t/h/個 7.72MPa[gage]×4個、377t/h/個 周子ることによる原子炉急速減圧 原子炉圧力と逃がし安全弁1個あたりの蒸気量の 調系)	(格納容器雰囲気直接加熱)(3/4) 条件設定の考え方 条件設定の考え方 事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定 主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定 全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定 述がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定 逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係か ら設定
9瘷5		0 2 4 6 8 10	
器条件 	格納容器代替スプレイ系 (可搬型)	原子炉圧力容器破損前: 130m³/h にて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
` 	ペデスタル代替注水系 (可搬型)	原子炉圧力容器破損後: 崩壊熱相当に余裕を見た注水量にてペデ スタルに注水	溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定
	<b>残留熟代替除去系</b>	120m³/h にて格納容器内にスプレイ	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の原子炉補機代替 冷却系への伝熱容量:約6 MW (サプレッション・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(残留熱代替除去系による格納容 器スプレイ流量 120m³/h とした場合)として設定

3. 2–35 **185** 

酸素注入流量は純度 89.9%を考慮して残り全てを酸素として設定 材料は、溶融炉心のドライウェルサンプへの流出を防止する観点 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 から、ジルコニア耐熱材を設定 侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定 格納容器温度の抑制効果及び炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損 ļ による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定 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 炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による溶融炉心・コンクリ 原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮して設定 炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定 条件設定の考え方  $\langle 4 \rangle$ ガス温度は気象条件を考慮して設定 ト相互作用の影響緩和を考慮し設定 主要解析条件(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(4 、 殼定 したことを確認して開始し,ペデスタル 原子炉水位が燃料棒有効長底部より燃料 棒有効長の 20%上の位置に到達した時 点 の水位が 2.4m となる注水量 (225m<sup>3</sup>) が 原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃に到達 原子炉圧力容器の破損を確認した場合 注水されたことをもって停止する 主要解析条件 材料:ジルコニア耐熱材 侵食開始温度:2,100°C 事象発生から 10 時間後 事象発生から 12 時間後 総注入流量:100Nm<sup>3</sup>/h • 窒素: 99. 9Nm<sup>3</sup>/h •酸素:0.1Nm<sup>3</sup>/h ガス温度:35°C 3.2.2-1 表 格納容器代替スプレイ系(可搬型)に よるペデスタルへの注水操作(原子炉 るペデスタルへの注水操作(原子炉圧 残留熱代替除去系による溶融炉心冷 可搬式窒素供給装置による格納容器 ペデスタル代替注水系(可搬型)によ 却及び原子炉格納容器除熟操作 圧力容器破損前の初期水張り) 箫 力容器破損後の注水) 原子炉急速减压操作 可搬式窒素供給装置 国国 コリウムシールド 内窒素供給操作 重大事故等対策に関連する機器条件 重大事故等対策に関連する操作条件

3.2-36

#### 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について

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

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

SRVについては以下の環境条件における機能維持を確認している。

・171℃において3時間継続の後160℃において3時間継続

ここでは、事象発生からRPV破損直前までの約 5.3 時間においてDCH防止 のために原子炉の減圧を継続している環境下で想定されるSRVの温度を評価し、 上記の条件と比較することで、SRVの健全性を評価する。

1. 評価方法

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

三次元熱流動解析では、RPV内気相温度とD/W内気相温度の温度条件が厳 しくなる評価点を2点設けて定常解析を実施した。

- 2. 評価条件
  - (1) 温度条件

図4にRPV内気相温度及びD/W内気相温度のMAAP解析結果を示す。M AAP解析結果を踏まえ、以下に示す通り評価条件を設定した。

- 事象発生からRPV破損直前までの範囲を代表する温度条件として、同範囲 内でのRPV内気相温度が最も厳しい温度を適用し、定常解析によって評価 する。
- ② 事象発生からRPV破損直前までの範囲を代表する温度条件として、同範囲 内でのD/W内気相温度が最も厳しい温度を適用し、定常解析によって評価 する。

(2) 評価部位

SRVの開保持には、電磁弁コイルを励磁することで、補助作動装置のピストン部へ窒素を供給し、SRV本体スプリングの閉止力を上回る駆動力を 発生させ、ピストンを押上げた状態とする必要がある。SRVの開保持機能 維持の観点では、高温影響を受けやすい以下の部位について評価する必要が ある。

① 電磁弁(下部コイルハウジング)

電磁弁のコイルは熱容量が小さく,高温影響を受けやすい。電磁弁のコイ ルが熱によって損傷した場合,電磁弁のコイルが消磁することで,補助作動 装置のピストンへの窒素供給が遮断されるとともに,流路が排気側へ切り替 わることから,ピストンを押上げていた窒素が排出され,SRV本体スプリ ングの閉止力によってSRVが閉止する。このため,電磁弁を評価の対象と するが,その中でも高温配管に近く,最も温度が高くなりやすい下部コイル ハウジンの温度を評価する。

- ② ピストン(シール部) ピストンのシール部にはフッ素ゴム製のOリングが用いており、高温影響 を受けやすい。ピストンのシール部が熱によって損傷した場合、シール部よ りピストンを押上げていた窒素が排出され、SRV本体スプリングの閉止力 によってSRVが閉止する。このため、ピストンの温度を評価する。
- (3) 評価モデル

SRVの中で、電磁弁やピストンのシール部の温度条件が厳しい弁を評価す る観点から、電磁弁の設置角度が排気管に最も近い弁を評価対象弁とした。ま た、図5および図6のように開状態と閉状態を交互に並べた形でモデル化して いる。実機では離れた位置のSRV2個を操作することを基本とするが、解析 では評価体系の側面を周期境界としており、保守的に1個おきに開動作するモ デルとしている。

3. 評価結果

評価結果を表2及び図7および図8に示す。事象発生からRPV破損直前まで の範囲でRPV内気相温度が最も厳しい温度を適用した①の温度条件では、補助 作動装置の電磁弁及びピストンのシール部の温度は160℃を約20℃下回った。ま た、①と同範囲でD/W内気相温度が最も厳しい温度を適用した②の温度条件で は、補助作動装置の電磁弁及びピストンのシール部の温度は160℃を約20℃下回 った。

なお, SRV環境試験では,160℃以上の温度条件において6時間の機能維持が 確認されている。

SRVに対する機能確認試験では、初期の熱負荷として171℃を与えており、この試験実績を踏まえると、DCH防止のために原子炉減圧を継続している状況下でもSRVの機能を継続可能である。①、②は厳しい温度を設定して実施した定

常解析であり、実際にSRVが経験する温度は更に低い値になるものと考えられる。

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

4. 本体部の温度上昇による影響

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

以上

	温度条件①【定常解析】	温度条件② 【定常解析】
	(事象発生から溶融炉心落下直前までのRP	(事象発生から溶融炉心落下直前までのD/
	V内気相平均温度が最高となる温度条件)	W内気相平均温度が最高となる温度条件)
R P V内 気相温度	約 521°C	約 469°C
D/W内 気相温度	約 85℃	約 90℃

表1 三次元熱流動解析での温度条件

表2 三次元熱流動解析での評価結果

	温度条件①【定常解析】	温度条件② 【定常解析】
	(事象発生から溶融炉心落下直前までのRP	(事象発生から溶融炉心落下直前までのD/
	V内気相温度が最高となる温度条件)	W内気相温度が最高となる温度条件)
下部コイル		
ハウジング	約 141℃	約 136℃
最高温度*		
ピストン部 最高温度	約 136℃	約 132℃

※電磁弁設置位置

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

表3 SRV本体の抵抗力に対する温度上昇の影響



図1 SRV構造図

図2 SRV構造図(側面図詳細)

図3 SRV構造図(平面図詳細)



図5 モデル化範囲と境界条件

図6 モデル図と断面メッシュ図

図7 解析結果(温度条件①: R P V 内気相温度 521℃, P C V 内気相温度 85℃)

図8 解析結果(温度条件②: R P V 内気相温度 469℃, P C V 内気相温度 90℃)

## 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

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

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

一方,格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・ 過温破損)」については、事故シーケンス選定のプロセスにおいて、国内外の先進 的な対策と同等な対策を講じても炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして 抽出された、「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」を評価事故シーケンスとして選定し、重大事故等対策の有効性を評 価している。

以上のとおり,格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納 容器過圧・過温破損)」は重大事故等対策に期待して評価し,解釈第 37 条 2-3(a) ~(c)の評価項目に対する重大事故等対策の有効性を評価しており,格納容器破損 モード「DCH」,「FCI」及び「MCCI」は,評価を成立させるために,重 大事故等対処設備の一部に期待しないものとして,解釈第 37 条 2-3(d),(e),(i) の評価項目に対する重大事故等対策の有効性を評価している。

以 上

## 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)

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内 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,原子炉棟内の換気系の停止か 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 って原子炉棟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の閉じ 込め機能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,原子炉棟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,原子炉棟内の 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「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」について評価する。
- (2) 原子炉格納容器からの漏えい量は, MAAP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)

- 1 Pd 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して評価する(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能量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の放射性物質(Cs-137)の漏えい量は約0.56TBq(7 日間)であり、基準の100TBgを下回っている。

なお,事象発生7日間以降の影響を確認するため,事象発生30日間,100日間における環境へのCs-137の放出量を確認している。

事象発生後30日間及び100日間での放出量においても100TBqを下回る。

表1 原子炉建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)
高圧溶融物放出/			
格納容器雰囲気直	約 0.56	約 0.57	約 0.58 <sup>※</sup>
接加熱			

※ 格納容器フィルタベント系から大気中への放出量を含む(事象発生約81日後 から100日まで格納容器ベント実施)

以上

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(1/2) 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)

[MAAP]	分類 重要現象 解析モデル 不確?	<b>炉心</b>	<ul> <li>用級派</li> <li>市政部</li> <li>市政</li> <li< th=""><th>した。 株料 棒表 「 「 CORA 実験解析におけ、 「 CORA 実験解析におけ、 面熱伝達</th><th>溶融行心の挙 がいにロトレッノ通復の 然や被覆 動モデル(行心 り幅ではあるが、ジルコ 管酸化 ヒートアップ) 数を2倍とした感媒解析</th><th><ul> <li>・TQUV, 大破財LOC</li> <li>・TQUV, 大破財LOC</li> <li>心溶融の開始時刻への影</li> <li>心溶融の開始時刻への影</li> <li>* 下部プレナムへのリロ・</li> <li>* 下部プレナムへのリロ・</li> </ul></th><th>TQUXシーケンス及び 沸騰・ボイ 下率変化 市心モデル(炉 ・MAAPコードではSA が水体計画 エ ていろCCFU参散の対</th><th><ul> <li>(液分離 (水位変化に差異が (水位変 化)、社図 化)、社図</li> <li>(小 位 変 化)、社回</li> <li>(小 A A P コードの方が (北M A A P コードの方が の注水操作による有効感 流</li> </ul></th><th>原子炉 冷却材放 原子炉圧力容 逃がし安全弁からの流量は 民力容 出く臨界 原子炉圧力容 逃がし安全弁からの流量は 器</th></li<></ul>	した。 株料 棒表 「 「 CORA 実験解析におけ、 「 CORA 実験解析におけ、 面熱伝達	溶融行心の挙 がいにロトレッノ通復の 然や被覆 動モデル(行心 り幅ではあるが、ジルコ 管酸化 ヒートアップ) 数を2倍とした感媒解析	<ul> <li>・TQUV, 大破財LOC</li> <li>・TQUV, 大破財LOC</li> <li>心溶融の開始時刻への影</li> <li>心溶融の開始時刻への影</li> <li>* 下部プレナムへのリロ・</li> <li>* 下部プレナムへのリロ・</li> </ul>	TQUXシーケンス及び 沸騰・ボイ 下率変化 市心モデル(炉 ・MAAPコードではSA が水体計画 エ ていろCCFU参散の対	<ul> <li>(液分離 (水位変化に差異が (水位変 化)、社図 化)、社図</li> <li>(小 位 変 化)、社回</li> <li>(小 A A P コードの方が (北M A A P コードの方が の注水操作による有効感 流</li> </ul>	原子炉 冷却材放 原子炉圧力容 逃がし安全弁からの流量は 民力容 出く臨界 原子炉圧力容 逃がし安全弁からの流量は 器
	運転員等操作時間に与える影響	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパ ラメータに与える影響」にて確認	ラメータに与える影響」にて確認 ブ時の マンパ、 参確認 ポジャートレップア間子スチェッンキューMII車サレークにアク軍通州取びCO	※1000000000000000000000000000000000000	酸化の 本評価事故シーケンスでは、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注 しい振 水機能が喪失することを想定しており、最初に実施すべき操作は原子炉水位 度の係 が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点の減圧 さした。 操作であり、また、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている操作では	もにか ないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 刻は、	Aシー ERコ	広工協会工作であり、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 低工協会の企業に到達する時間が与まる可能性があるが、数分程度の差異である その後ことから運転員等操作時間に与える影響は小さい	いた計 逃がし安全弁からの流量は, 設計に基づいて流量が計算されていることから 不離かさは小さい。このため, 事象進展に与える影響はないことから, 運転
	<b>曇</b> 狸やスクレケーメーないのがい しょう こう こう こう こう こう ひんしょう ひんしょう ひんしょう ひんしょう ひんしょう ひんしょう しょう しんしょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作 時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」 にて確認	FFIDIXの計画項日となるパンメーマにサネる影響」 にて確認 炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故に ついての再現性及びCORA実験についての再現 性が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析	(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、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへ の溶融炉心移行の開始時間への感度は数分程度で あり、影響は小さいことが確認している。	本評価事政ンークノイマに1,原ナ炉水位が除酵産 効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達し た時点での運転員等操作による原子炉急速減圧に よって速やかに原子炉圧力を2,0MPa[gage]以下に	性成し,原子炉止力容器破損時の原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持しているため,運転員等操 作時間に与える影響はないことから,評価項目とな るバラメータ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 水位低下幅は解析コードNAAPの評価結果の5 が保守的であることを確認している。このため、原	20%上の位置に到達する時間が早まる可能性がある 20%上の位置に到達する時間が早まる可能性がある が、数分程度の差異であり、原子炉急速減圧操作後 に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項 目となるバラメータに与える影響は小さい。	逃ぶし安全弁からの流量は,設計に基づいて流量が 計算されていることから不確かさは小さい。このた め,原子炉急速減圧操作後の原子炉圧力の低下挙動

添 3.2.4-1

<ul> <li>重要現象 解析モグル</li> <li>「TM1 単板塔町における市心領域での溶融造</li> <li>リロケー</li> <li>「TM1 単板塔町における市心領域での溶融造</li> <li>「TM1 単板塔町における市心領域での溶融造</li> <li>「TM1 単板塔町における市心領域での溶融造</li> <li>(「TM1 単板塔町における市心領域での溶融造</li> <li>(「TM1 単板塔町における市の減速の一般</li> <li>(「TM1 単板塔町におり</li> <li>(」「TM1 単板塔町におり</li> <li>(」「TM1 単板塔のにおける</li> <li>(」「TM1 中板公」</li> <li>(」「TM1 中板公」</li> <li>(」「TM1 中板公」</li> <li>(」」「TM1 中板公」</li> <li>(」」」</li> <li(」」」< li=""> <li>(」」」</li> <li>(」」」</li> <li>(」」」&lt;</li></li(」」」<></ul>	運転員等操作時間に与える影響 はTMI事故についての再現性を確認している。また、 かメータを低下させた感度解析により原子が圧力容器破 にかさいことを確認している。また、 オータを低下させた感度解析により原子が圧力容器破 に与える影響は小さいことを確認している。また、 オータを低下させた感度解析により原子が圧力容器破 に与える影響は小さいことを確認している。また、 オータを低下させた感度解析により原子が正力容器破 に与える影響は小さいことを確認している。本評価 はかさいことを確認している。また、 オークを低下させた感度解析により原子が確認する前 になるのです。 オークを低下させた感度解析により原子が確認する前 にもたるがすメータにしている。また、 オークを低下させた感度解析により原子が容易が確認する前 にもたるがすメータにもたる影響にある。 オークを低下させた感じている。また、 オークを低下させた感度解析により原子が不の再 にもなる。また、 オークを低下させた感度解析により原子がにより原子がないた。 本評価	こ員等操作時間に与える影響はない。 に、エガイは時間系命をものして手動硬ににより原子が に結結していることから、 正力を2.0NPa[gage]以下に維持していることから、 評価項目となるパラメータに与える影響はない。 評価項目となるパラメータに与える影響はない。 新価項目となるパラメータに与える影響はない。 ##により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に ##により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に ##により、レスムでの溶融がしの挙動に関子る感度解 ##によの、※##はいたい、と *###21 でした、	あってチャントの「Survey The National Providence Control Control Providence Providen	はTMI事故についての再現性を確認している。また、 熟練庁心の熟伝達に関する感度解析により、原子炉圧力 影響は小さいことを確認している。また、 熟婚庁心の熟伝達に関する感度解析より原子炉圧力 熟育心の熟伝達に関する感度解析より原子炉圧力 融行心の熟伝達に関する感度解析より原子炉圧力 な器破損時間に与える影響はかさいことを確認し 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。	*ング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値) いる最大ひずみ(しきい値) いる最大ひずみ(しきい値) いる最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損 り最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損 り最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損
の	JV,大破断LOCAシーケンスともに、	客融時刻,原子炉圧力容器破損時刻への ふ小さいことを確認した。 こうな器内FCIに影響する項目として …トな エントレインメント係参及形式 下効プレナムでの淡釉に開かえ感産敏折に下り E	・マード・シークトレーズのサードのメステレン・コード・シークション・コージー・ション・コージー・シークシーン・シークシーン・シークシーン・シークション・シークション・シークション・シークション・シークション・パーク・アンスでは、原子が圧力容器内FCIを操作にいたす。「原子が圧力容器内FCIを操作にないことから、運転員等操作時間に与えこ力に対する感度は小さいことを確認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	事故解析における下部プレナムの温度挙 いて、TM1事故分析結果と一致するこ 落融炉心の挙動モデルはTM1事故についての再現性を確認 たした。 アナム内の溶融炉心と上面水プールとの 存器破損時間に与える影響に小さいことを確認している。本書 来数に対する感度解析を行い、原子炉田 該田を実施することから、運転員等操作時間に与える影響はた。 並正を実施することから、運転員等操作時間に与える影響はた。	E力容器破損に影響する項目として制御 後構ハウジング溶接部の破損判定に用い がずみ(しきい値)をパラメータとした感 行い、原子炉圧力容器破損時刻が約13分 時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでに
重リシ 権の 原力を融松 原力をブ熱 下ナ浴の 原力増援 コヨ 造熟 子客と炉心 子客とり伝 部ム融熟 子容 現 ケン 材伝 炉器」心 炉器」粒 プマ炉伝 炉器 炉器 た内デ子 しの心 達 圧破	<ul> <li>              # 売ポポル             # 売ポポル             • TN             # 売売からの             # 売売からの             # 一・リロ             # 一             # 一</li></ul>	・原窓子を	な な な か し た よ し た た し し た た し た た し し た た し し た た し し た た し し た た し し た た し し た た た し し し た た た た た し し た た た た た た た た た た た た た	(鶴) 上山 しょう	南
	- 「 - - - - - - - - - -	攤 る が を で を で で 部 に 部 に 部 に 部 で し が 部 で の が で の が で で う が で で の が で う が で う の で 部 で の の が の の の で う の の で の の の の の の の の の の の の	松 「 下 (1) 「 (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	下ナ経の後ののトー	所 方 子 子 子 子 子 子 子 御 子 御 子 御 子 御 子 御 子 御 子

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(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(2/2)

添 3.2.4-2

<sup>201</sup> 

表	2 解析条件を	:最確条件とした場合の	つ運転員等操作時間及び	♪評価項目となるパラメ-	ータに与える影響(高圧溶融物放出/格納シ	容器雰囲気直接加熱)(1/4)
	項日	解析条件(初期条件,	事故条件)の不確かさ	冬年豊富の考し古	運転昌英福化時間と片えて影響	並価百 P たんぷう 4 一 A に ちゃ A 影響
	цŅ	解析条件	最確条件	米庁政定ジラヘジ	<b>進転見ず探世時間にすん。2.影音</b>	計画項目によるハイケークにすんの影響
	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,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バラ 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,運転中の圧力変動により解析 条件に対して変動を与え得るが,原子炉圧力は逃がし安 全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はな く,運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、運転中の圧力変動により解 析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃が し安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影 響はなく、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+83 ㎝)	通常水位 (気水分離器下端から約+83 cm)	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、ゆらざにより解析条件に対して 変動を与えうるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下 量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム25分 後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維 持された状態でも通常運転水位から約4.6m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。従って、事象進展に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらざ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、原子炉スクラ ム25分後までの崩壊熟による原子炉水位の低下量は、 高圧が維持された状態でも通常運転水位から約4.6m であるのに対してゆらぎによる水位変動属に約2cmで あり非常に小さい。彼って、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。
初期条件	炉心流量	$35.6\!\times10^3 {\rm t/h}$	定格流量の 85~104% (実測値)	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するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事 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 る影響はかさい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発 生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量 が事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパ ラメータに与える影響は小さい。
	微料	9×9燃料 (A型)	装荷炉心龟	9×9 然料(A型),9×9 然 料(B型)は熟水力的な特性は 同等であり,その相適は燃料棒 最大線出力密度の保守性に包 給されうこと,また,9×9 然 料の力がMOX 燃料よりも崩 壊熟がたきく,MOX 燃料の評価 に包絡されることを考慮し,代 表的に9×9 燃料(A型)を設 活	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、装荷される燃料は装荷 アの海(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料につ いて、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)の燃料 いて、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)の燃料 の組成は同等であり、また、MOX燃料の評価は9×9 燃料(A型)の評価に包給され、事象進展に及ぼす影響 は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小 さい。	最確条件とした場合には、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、装荷される燃料は装 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) の燃料の組成は同等であり、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広方え 影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料(A型) の評価に包給され,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	ANSL/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	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るが, 操作手順 (原子炉水位に応じて急速減圧を実施すること) に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊 熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくあ り、原子炉水位の低下は緩和され、原子炉急速減圧操 作の開始が遅くなるが、原子炉圧力容器破損も遅くな り、原子炉急速減圧開始後に原子炉圧力は速やかに低 下することから、評価項目となるパラメータに与える 影響はない。

<sup>1</sup> , 11 111 ~ ۱۲ ۲۱ まり 解析冬性な鼻瘫冬性レーた場合の運転員等堝作時間及11証価項目レたろ

添 3.2.4-3

Ŕ							夜期	条件				
ミュ 脾饥 米什 る	項目	I	格納容器空間体 積(ドライウェル )	格納容器空間体 積(サプレッショ ン・チェンバ)	真空破壞弁	サプ レッション ・プール水位	サプレッション・プール水温度	格納容器圧力	格納容器温度	外部水源の温度	外部水源の容量	燃料の容量
11取 唯米什としに物合い	解析条件(初期条件,	解析条件	7, 900m³	空間部:4, 700 <sup>m³</sup> 液相部:2, 800 <sup>m³</sup>	3. 43kPa(ドライウェルーサ プレッション・チェンバ間差 圧)	3.61m (NWL)	35°C	5.0kPa[gage]	57°C	35°C	7, 000m <sup>3</sup>	1, 180m <sup>3</sup>
ノ連転貝寺操作時间及し	事故条件)の不確かさ	最確条件	7,900m <sup>3</sup> (設計/値)	空間部:4, 700 <sup>m3</sup> 液相部:2, 800 <sup>m3</sup> (設計値)	3. 43kPa(ドライ ウェルーサ プレッション・チェンバ間差 圧)(設計値)	約3.59m~約3.63m (実測値)	約19℃~約35℃ (実測値)	約5kPa[gage]~約7kPa[gage] (実測値)	約45℃~約54℃程度 (実測値)	31℃以下 (実績値)	7,000㎡以上 (合計貯水量)	1, 180 <sup>m3</sup> 以上 土以 <sup>8</sup> 州貯水量)
い計価項目とぶるハフタ	条件設定の考え方		ドライウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積 を除いた値)を設定	サプレッション・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)を設定	真空破壊弁の設定値	通常運転時のサプレッション ・プール水位として設定	通常運転時のサプレッション ・プール木温度の上限値として 設定	通常運転時の格納容器圧力と して設定	通常運転時の格納容器温度と して設定	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	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	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
一グ にみえつ 影響 (両圧 洛醜物 灰山 / 伶納谷:	運転員等操作時間に与える影響		本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としているた 本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としているた め,原子炉格納容器側の条件による直接的な影響はない。							本シナリオは重大事故等対処設備を含む全ての原子炉へ の注水機能に期待しないことで原子炉圧力容器破損に至 ることを想定しており,水温の影響はない。	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く,運転員等 操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、解析条件より燃料容量の余裕が 大きくなるため、燃料が枯渇することはなく、運転員等操 作時間に与える影響はない。
<b>命分団 又旦 按</b> 川款!(2/ 4)	評価項目となるパラメータに与える影響					本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象として いるため, 原子炉格納容器側の条件による直接的な 影響はない。				本シナリオは重大事故等対処設備を含む全ての原 子炉への注水機能に期待しないことで原子炉圧力 容器破損に至ることを想定しており,水温の影響は ない。	I	Ι

タに 丘っ ス 影響 (真 正 淡 酔 姉 舟 川 / 核 納 茨 哭 秀 囲 気 市 焼 加 執 ) ( 9 / 7 ) まり 解析条件を最確条件とした損合の運転員等地作時間及び評価項目とたろパラメ、

添 3.2.4-4

<sup>203</sup> 

<u> </u>	項日	ц¥	因事象	:全機能の喪失 重 	部電源	論ガスによる 「管奪のクリー 破損や漏洩等
	解析条件(初期条件,	解析条件	給水流量の全喪失	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 (大事故等対処設備による 原子炉注水機能の喪失 全交流動力電源喪失	外部電源なし	考慮しない
	事故条件)の不確かさ	最確条件	I	I	Ι	発生する可能性は否定できない
1項目となるハフタータ	条件設定の考え方		原子炉水位の低下の観点で 厳しい事象を設定	高圧注水機能として原子炉 局離時冷却系及び高圧炉心 スプレイ系の機能喪失を,依 圧注水機能として残留熟除 去系(低圧注水モード)及び 成圧炉心スプレイ系の機能 喪失を設定するとともに,重 大事故を救定するとともに,重 大事故を救心設備による原 子が注水機能の農集な設定 また,全ての非常用ディーゼ ル機等の機能喪失を設定	全交流動力電源喪失を想定 するため,外部電源なしを設 定	原子炉圧力を厳しく見積も るものとして設定
にサんの款響(向江谷醜物双山/ 伯納谷す	運転員等操作時間に与える影響		起因事象として、原子炉水位の低下の観点で厳しい事 象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ 喪失を仮定した場合は減圧操作が不要となる。	1		東京電力福島第一原子力発電所の事故に対する炉 心・格納容器の推定の評価において、炉内核計装配管 のドライチューブ、述がし安全弁のフランジガスケッ のドライチューブ、述がし安全弁のフランジガスケッ ト部等からの気相漏えいの可能性について言及され 下いる。本仮定を本ンナリオに対して考慮した場合、 原子が圧力を滅圧をせることとなるため、滅圧の規模 によっては原子炉減圧操作をしなくとも高圧溶融め 放出/格納容器雰囲気直接加熱を回避する可能性があ る。 事象進限に対する影響としては、気相部漏えいは原子 す水位が燃料棒有効長底部を未分下回った以降の炉 心味料棒有効長底部から燃料棒有効見の20%上の位置 にて減圧操作を実施することから考えると、事象進展 に対する影響は小さいことから、運転員等操作時間に に対する影響はない。
<b>呑 5 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 </b>	評価項目となるパラメータに与える影響		起因事象として、原子炉水位の低下の観点で厳しい 事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウン ダリ喪失を仮定した場合は滅圧操作が不要となる。	1		東京電力福島第一原子力発電所の事故に対する炉 心・格納容器の推定の評価において、炉内核計装配 管のドライチューブ、逃がし安全弁のフランジガス ケット部等からの気相漏えいの可能性について言 及されている。本仮定を本シナリオに対して考慮し た場合、原子炉圧力を被圧させることとなるため, 減圧の規模によっては原子炉減圧操作をしなくと も高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を回避 する可能性がある。 事条進展に対する影響としては、気相部漏えいは原 子炉水位が燃料権有効長底部を十分下回った以降 可応心ヒートアップによる影響と推定でき、本シナ リオでは低料権有効長底部を十分下回った以降 可な心能に対する影響とたいと考えられ,評 価項目となるバラメータに与える影響はない。

タに与える影響(高圧漆融物が出/格納容器素囲気直接加数)(3/4) まり 蝦桁条件を鼻確条件とした場合の運転員等뭛作時間及7K郭価項目とたろパラメ-

添 3.2.4-5

4								機器	条件			
	項目	原子炉スクラ ム信号	主蒸気隔離弁	再循環ポンプ		過かし安全升	格納容器代替 スプレイ系 (可 搬型)	ペデスタル代 替注水系 (可搬 型)	残留熱代替除 去系	原子炉補機代 替冷却系	可撥式廢業 拾裝置	コリウムシールド
「現産不正ししに物口の逆転はまま」「「「「「」」「「「」」「「「」」「「「」」「「」」「「」」」「「」」	脾竹涂件(创别涂件, 解析条件	事象発生と同時に 原子炉スクラム	事象発生と同時に閉止	事象発生と同時に停止	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~3774/h/個	自動蔵圧機能付き逃がし安全弁の 2個を開することによる 原子炉急速減圧	原子炉圧力容器破損前: 120m³/hにて格納容器内にスプレイ	原子炉圧力容器破損後: 崩壊熱相当に余裕を見た注水量 にてペデスタルに注水	120m³/hにて格納容器内にスプレイ	残留熱代替除去系からの原子炉補 機代替冷却系への伝熱容量:約6 Mm (サプレッション・プール水温度: 100℃,海水温度30℃において)	絵注入流量:100Mm <sup>3</sup> /h ・窒素:99.9Nm <sup>3</sup> /h ・酸素:0.1Nm <sup>3</sup> /h ガス温度:35℃	材料:ジルコニア耐熱材 侵食開始温度:2,100℃
	事政条件」の不確かさ 最確条件	事象発生と同時に 原子炉スクラム	原子炉水位低(レベル2)	事象発生と同時に停止	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~3774/h/個	自動滅圧機能付き逃がし安全弁の 2個を開することによる 原子炉急速減圧	原子炉圧力容器破損前: 120㎡/hにて格納容器内にスプレイ	原子炉圧力容器破損後: 崩壊熱相当に余裕を見た注水量 にてペデスタルに注水	120㎡/hにて格納容器内にスプレイ	残留熱代替除去系からの原子炉補 機代替冷却系への伝熟容量:約6 MW (サプレッション・プール水温度: 100℃, 海水温度30℃において)	総注入流量: 100\m <sup>3</sup> /h ・窒素: 99.9\m <sup>3</sup> /h ・酸素: 0.1\m <sup>3</sup> /h ガス温度: 35℃	材料:ジルコニア耐熱材 侵食開始温度:2,100℃
	条件設定の考え方	事象発生と同時に原子炉 スクラムするものとして 設定	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件とし で設定	全交流動力電源喪失によ るポンプ停止を踏まえて 設定	逃がし安全弁の逃がし弁 機能の設計値として設定	逃がし安全弁の設計値に 基づく蒸気流量及び原子 炉圧力の関係から設定	格納容器温度及び圧力抑 制に必要なスプレイ流量 を考慮して設定	溶融炉心冷却が継続可能 な流量として設定	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の 設計値(残留熱代替除去 系による格納容器スプレ イ流量 120m³/h とした場 合)として設定	総注人量は格納容器内の 酸素濃度の上昇抑制に必 要式活量として設定 酸素注入流量に消度 99.9 然を考慮して残り全てを がまとして設定 ガス温度に式気象条件を考 慮して設定	材料は、溶融炉心のドライウェルサンプへの流入そウェルサンプへの流入を防止する観点から、ジルコニア耐熱材を設定侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定
ナイ・シダノ音 (1月/上1年前4-12/11人口) 11/11年1	運転員等操作時間に与える影響	解析条件と最確条件が同様であることから,事象進 展に影響はなく,運転員等操作時間に与える影響は ない。	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	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ることから,事象進 展に影響はなく,運転員等操作時間に与える影響は ない。	解析条件と最確条件が同様であることから, 事象進 展に影響はなく, 運転員等操作時間に与える影響は ない。	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 運転員等操作時間に与える 影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 運転員等操作時間に与える 影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 運転員等操作時間に与える 影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 運転員等操作時間に与える 影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 運転員等操作時間に与える 影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 運転員等操作時間に与える 影響はない。
	評価項目となるパラメータに与える影響	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進 展に影響はなく,評価項目となるパラメータに与え る影響はない。	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。	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ることから、事象進 展に影響はなく、評価項目となるバラメータに与え 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は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 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は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータ に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータ に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータ に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータ に与える影響はない。

ま2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等換作時間及び評価項目となろパラメータに与える影響(点圧滚融物扮出/株納容器素開気直接加数)(4/4)

添 3. 2. 4-6 **205** 

	訓練実績等							
u熱) (1/5)	操作余裕時間	味いない。 本国になるない。 本国になるない。 本国には後援は、 高校に 市会に、 一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一 一一一一一一一一一一						
/格納容器雰囲気直接力	評価項目となるパラ メータに与える影響	まざ等許メは 総解で価」な があ河ターな 様につる日と、 作のことは、 開設となえ 時に、う参 間」、 ご参						
時間余裕(高圧溶融物放出,	運転員等操作時間に与え る影響	原東国の、大学会、大学会、大学会、大学会、大学会、大学会、大学会、大学会、大学会、大学会						
<b>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</b>	操作の不確かさ要因	【認知】 原子府水位が燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の 20%高い位置に到達する までには事業発生から約.1.0時間の時間が希知法が低い。所子杯水位非敬時の重要 膨視バラメータとして減縮患視しているため、認知に大幅な遅れが生じることは 考えにくい。よって、認知遅れが操作開始時間に与える影響はなし。 「要員」 「要員」 「要」 「要」 「我」 「我」 「我」 「我」 「我」 「我」 「我」 「我」 「我」 「我						
表3 運転	(操作条件) の 確かさ 操作開始時間 条件設定の 考え方	炉ののを定い酸影考し酸素で、酸素で、化量で、化量、化量、化量、化量、化量、化量、化量、化量、化量、化量、化量、化量、化量、						
	解析条件 新析上の 解析上の 操作開始 時間	5.14m 原位棒底燃効の位達点 子が有部料 の置し が料長り有のい到時						
	項目	操作条件 原遗作 不減 炉圧						

ົດ	
-	
$\sim$	
R	
町	
嵌	
直	
些	
船	
簗	
誕	
稽	
Ŧ	
敌	
₽.	
讈 t/h	
泛	
1	
<u> </u>	
裕	
₩	
۳. ۳	
殿	
5	
返	
222 第11	
ま ろ	
ž	
中	
2	
1	
×	
N	
Ľ	
N) N	
≁° ∆1	
ш	
項	
一	
ilina.	
Mai	
影	
N?	
え	
чI,	
Ĩ	
监	
ĽΨ	
様	
£¶।° П∭(	
型	
劆	
	ŀ
က ။/	

	訓練実績等	解性生とちプにへ系間のででし施認析をないし、レよの続うとはあて可し」 上館らて格方名列構時こ約るい能たはま約お線系へ割成間ろ1。約ない能たはま約お線系へ割成間ろ1。2014年2004~2024年2014年1 - 器可デオ、2014時間定体又整合要想実、2014年2014年11、2014年11、2014年12年12年12年12年12年12年12年12年12年12年12年12年12年
□熱)(2/5)	操作余裕時間	格系デ(前い器封り鍍後こ子はな納格びご機に維か原度まふあル子をじり性まのイ水完張下点約る6.名らり間破すのにの納、又原のて破を「温」と炉、い容納限と能よ持ら子がで」りへ炉監め「はた格系張丁り鏡で??との丁約完後損る注対時線「牙子がご搏兼原度速が圧本と器容界は付るも,炉??」時、の圧視準線小「納」りすを温み!」時すら丁のまと水し間器概心炉期,前れ子がや望力機板圧器温なさ原可時圧20事間ま注力し備作さ容容可は20原度は事間る0.2原で,操て余忙型へ圧水原の「約、れまた力の度く逃子能問で20事間ま注力し備作さ容容は「予報事間多0.3原で、線て余性型へ正水原の「約、4年2月の度」が20歳多のた水客なうが、3階級搬約12子。事間象後。時 2470分で120歳で24番(1440~24年)を留いたなに加いしみ限に、36万元がない2番」換器が5番」の50歳を定ち容を作さつ度に、36万元余なに4番2040~30年にからから120歳に時に3番1~2010年に40歳で31~3番2~34年に40~36年に400~4年に40~4年)の4倍で24番1~2010~4年)は24番2~54年(140~54年)も24年(14年)16月)16年(14年)14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年)14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年)14年)14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年)14年)14年(14年)14年)14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年)14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年(14年)14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14月(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14月)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14月(14年)14年(14年)14月(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年(14年)14年(14年)14年(14年(14年)14年(14年)14年(14年(14年)14年(14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(14年)14年(1
/格納容器雰囲気直接	評価項目となるパラ メータに与える影響	実は等評メは 態解で価一小 快1る目にい 操1る目にい 開設となえ 応じいよ 時とらパ影
時間余裕(高上溶融物放出	運転員等操作時間に与え る影響	原が事のペは度新か始態上の影当び作開がす他た上見と影けに度が事のペは度部か始後」の影話が中心の感受時で原をプライラクのの、の込み響後には決ちたながの国人子になる相互とない。「我に要した」がない、「ない」を開い 「「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」
<b>탷転員等操作時間に与える影響,評価項目となるバラメータに与える影響及び操作</b>	0 	【認知】 「認知】 「認知】 「認知】 「認知】 「認知」 「認知」 「認知」 「認知」 「認知」 「「認知」 「「認知」 「「「「「」」」 「「「」」」 「「」」」 「「」」」 「」」」 「「」」」 「」」 「」」 「」」」 「」」 「」」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」」 「」」」 「」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」 「」」」 「」」」 「」」 「」」」 「」」」 「」」 「」」」 「」」 「」」」 「」」 「」」」 「」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」 「」」 「」」」 「」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」 「」」 「」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」 「」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」 「」」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」」 「」」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」」 「」 「
表3 連	(操作条件) 確かさ 操作開始時間 条件設定の 考え方	がの力に炉ク互響慮心原容よ心リ件線し、原容よ心リ件線し、損子器る・一用和設備が採当トのを定態が加容コトのを定後日推融ン件能考理。
	解析条件 新 新 新 報 作 開 路 時 間	原力鏡の達としペルがと木(がれを停(生 5.後子容温のしをてデの&な雪の注たも止事か」)炉器度にた確開ス木4る「伽水ニっす象ら時圧下が到こ認始々位 m注「 うさとてる発約間
	項目	格代レ搬るタ注)圧破初 納替イ型ベル水原力損期り 容ス系にデへ操子容前水() 器プ回よスの作炉器の張
		操作条件

添 3.2.4-8

	訓練実績等	割余しデ系注能得て実確 糠件でス。水でたい施認 実成約タ可操あ。る可し 強なし、人種作る想 なすし、人種作る想 でもし、化粧作る なでで、 なって、 なるが可能な いる。 なたし、 なので ない。 なので ない。 なので ない。 なので ない。 なので なので ない。 なので なので なので なので なので なので なので なので
加熱) (3/5)	操作余裕時間	原す発り下水合前炉コるま時原す発り下水合前炉コるま時子る生、後がでに心ニ発で間炉まかまに行も悪のウ熱に余田でらた、わら崩カにはなりの約、ペれ溶れ壊ーよ約がカの約、ペれ溶れ壊ーよ約が設置にな融た減水り1あの 容問も離えか炉水及反素する 移動間を入いびび応発時。器間も融えかた落浴ンにす間がは時かりっかびは発見。
/格納容器雰囲気直接	評価項目となるパラ メータに与える影響	実は等評メは 酸解で価一小の折み買がさる 操上る頂がさい。 体のことす。 開設となえ 時だしなえ 時だしが 語話に、影響
時間余裕(高圧溶融物放出	運転員等操作時間に与え る影響	原に間たスっ下すのまデベ圧がをすののこ与か与子事の、有人前る時たメデカら判る操設とえらら、好会時経ノ場に主要になる。 好な時後はな場にまで、「から」と聞きたか。 王発問職任に会でし、と聞きたか。 「なたなな」ならには解して知道。 ないなないからいにな職にのを、」となど、など、などになっていたでで」ともほどので、した」ときになる。 ないなないからいは確値が、した」となほ。 職転報報報告報。 「なたなた」であた」のでは「した」、 「ないない」で、 「なった」」で、 」で、 「ない」、 」で、 」で、 」で、 」で、 」で、 」で、 」で、 」で、 」で、 」
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	操作の不確かさ要因	【認知】 【認知】 (認知】 (認知】 (認知」の法人文スタルに執下した後にヘデスタルに崩壊熱に余裕を見た消量 (認知可能へが、美知のため、「おいの、「「「「「「」」」、「「「「」」、「「」」、「「「」」、「「」」、「「「」」、「「」」、「「」、「」、
表3 運転	操作条件)の (種かさ (重かさ) (単一一) (単一) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1	炉の力損融ン相影考心原答に炉ク互響慮損子器よ心リ作緩し 橋子器よ心リ作緩し 傷炉のる・一用和設後正破容コトのを定
	<ul> <li>解析条件</li> <li>不</li> <li>不</li> <li>解析上の</li> <li>解析上の</li> <li>解析上の</li> <li>解作用始</li> <li>時間</li> </ul>	原力破認合子容損し 行容損し 炉器をた 圧の確場
	項目	ペル水型ペル水子容後 デ代系()デへ操炉器のス替回よスの作圧破注 タ注搬るタ注原力損(2)
		操作条件

添 3.2.4-9 208

#3 運転員等地作時間に与える影響 評価項目となろパラメータに与える影響の7%地作時間令級(高下流融物が出人統納な器素間何直接加数)(4/5)

添 3.2.4-10

	訓練実績等	析をかて、置物準時こ約る。 上踏らお可に客備間で約る。 はまいの報に容備間であっる。 たえいの報告は、「型う品での前」に、「型う品での前」にでの。 たき、「望る内部」の書」にやる。 たま、塗る内部 です。 にない。 たまし、 ないので、 になる。 たまし、 ないので、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に	▲ 市工 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市
	操作余裕時間	町よ給事りきにな遅っ度なべ場ト酸こ種る開拿,るはおれたがいン合に素と型格始発進ご時,る場可よトによガと登術ま生備と間本よる燃う重はりスなな認ら自問ら裕作なる思想に触来排。。給内時口が、がが事,にし到客ガ出接置間時確本あ大態酸剤,だ」見容ガ出に供,あで作。にな濃し素たンびう解性生しち装格給」とはあて可し	一群性生以の〈要想実間定作こ
	評価項目となるパラ メータに与える影響	運与実はぼらぺ影転え總解同、「登録」 「2個解」の「 「 「 「 「 「 「 「 「 」 「 「 「 」 「 「 」 「 「 」 「 「 」 「 「 」 「 「 」 「 」 「 「 」 「 「 「 「 「 「 「 「」 「 「」」 「 「」」 「 「」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「」」」 「 「」」」 「 「」」」 「 「」」 「 「」」」 「 「」」 「 「」」」 「 「」」」 「 「」」」 「 「」」 「 「」」」 「 「」」 「 「」」 「 「」」 「 「」」」 「 「」」」 「 「 」 「 「 」」 「 」」」 「 」 「 」」」 「 」 」 「 」」」 「 」	1
	運転員等操作時間に与え る影響	「有本上の操作用」 「本上の操作開口で、20 業を設定している。 「本本の操作開口でいる。 12 時間は解析上の海環 同時報告にしている。 12 時間に 一本ため影響 一本ため影響 一本ため影響 一本ため影響 一本ため影響 一本ため 一本 一本 一本 一本 一本 一本 一本 一本 一本 一本 一本 一本 一本	I
年牧以上述1月に上への労働, 日首公立にゃっ… 、、 こ トイッダ 言人 こ ぼう	の <u>間</u> : つ	【認知】 「認知」 「認知」 「認知」 「思知により操作開始時間に与える影響はなし。 「要買配置」 「要買配置」 「要買配置」 「要買配置」 「要買配置」 「要買配置」 「要買配置」 「要買配置」 「要買配置」 「要買配置」 「要買加強」 「多動・操作所要時間」 「多動・操作再要時間」 「多動・操作再要時間」 「多動・操作再要時間」 「多動・操作再要時間」 「多動・操作再要時間」 「多動・操作再要時間」 「多動・操作再要時間」 「多動・操作再要時間」 「多動・操作可要時間」 」 「他の並列操作 作開始時間に与える影響はなし。 」 他の並列操作 「一般にで彼旧班要員が可搬型窒素供給装置。」。 多勤・操作所要時間」 」 他の並列操作 作開始時間に与える影響はなし。 」 他の並列操作 によるホース教師要員が可能型窒素供給装置。 」 他の並列操作 たしったの。」現場にて復旧班要員が一下より、移動・操作所要時間が操 作開始時間に与える影響はなし。 現在の確実さ」 「操作の確実さ」 「操作の確実さ」 「操作の確実さ」 「操作の確実さ」 「操作の確実さ」 」 (操作の確実さ」 」 (操作の確実さ」 」 (操作の確実さ」 」 (操作の確実さ」 」 (操作の確実さ」 」 (操作の確実さ」 」 (操作の主要員が可能型窒素供給のため の理解操作さしたした。」 (操作の並列操作 にたるポースのか。 の具の変量のからし、 の (有限始時に 」 (操作の並の) (情報作の並の) (情報作の (前子の) (常者) (情報の) (前子のため) (情報の) (情報の) (情報の) (情報の) (情報で) (情報 (情報で) (情報で) (情報 (情報で) (情報 (情報 ( ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( )	10 11 11 11 11 11 11 11 11 11 11 11 11 1
	(操作条件) 確かさ 操作開始時間 条件設定 考え方	原代及室置間し子替び素の等であた可供準を設置で	送然解は解し作継な業館 水料析な析ての続作成ま 車補希へいでい成に業立え へ給件が想つよど。性説
	<ul> <li>席 ・ ・ ・</li></ul>	事か問象ら後に、後に、などのない。	事か。8後 象・1以発し時降 生約間
	項目	可素置格内給機供に納登操 抵に納登操式給よ容素作 塗装る器供	ペル行送の給デ注う水燃ス水大車料タを量へ補
			-#-

#3 運転員等地化時間に与える影響 評価項目となるパラメータに与える影響の7%地化時間会級(高下流融物が出人格納容器素面付直接加数)(5/5)

事象発 7日間の対応を考慮すると、約600m<sup>3</sup>必要となり、十分に水量 事象発生 12 時間までは輪谷貯水槽(西)を水源としてペデスタル注水を実施するため,輪谷貯水槽(西)水位は減少する。 到達後停止 生後約 10 時間後から,サプレッション・チェンバのプール水を水源とした残留熱代替除去系の運転を実施する。 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始し,ペデスタル水位 2. 4m(注水量 225m<sup>3</sup>) 時間評価の結果から輪谷貯水槽(西)が枯渇することはない。また、 ※設置許可基準規則 26 条【解釈】 19)項を満足するための代替淡水源(措置) 原子炉圧力容器破損以降、崩壊熱相当に余裕を見た量で注水 ①格納容器代替スプレイ系(可搬型)によるペデスタル注水 ②ペデスタル代替注水系(可搬型)によるペデスタル注水  $225m^3 + (55m^3/h \times 4.6h) + (35^3/h \times 2h) = 600m^3$ を確保しているため対応可能である。 輪谷貯水槽(西)\*:7,000<sup>m3</sup> 〇水使用パターン 〇水源評価結果 ○時間評価 ○水源

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)

211

添 3.2.5-1

添付資料 3.2.5

# 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)

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) 2.09m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1 台=351.12m <sup>3</sup>		ガスタービン発 電機用軽油タン クの容量は約	
大量送水車 1 台起動 0.0652m <sup>3</sup> /h×24h×7 日×1 台=10.9536m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量		
大型送水ポンプ車 1 台起動 0.31m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1 台=52.08m <sup>3</sup>	新 423m <sup>3</sup>	450m <sup>3</sup> であり,7 日間対応可能	
可搬式窒素供給装置 1 台起動 0.036 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1 台=6.048m <sup>3</sup>			
緊急時対策所用発電機 1台 0.0469 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=7.8792m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約8m <sup>3</sup>	緊急時対策所用 燃料地下タンク の容量は約45m <sup>3</sup> であり,7日間 対応可能	

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)

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

却毛		<b>A</b> 世 宏 具	負荷起動時の	定常時の
此則	主要機器	須何谷重 (1-w)	最大負荷容量	最大負荷容量
順庁		(KW)	(kW)	(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	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 707	約 641
4	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 661	約 661
5	B-中央制御室送風機	約 180	約 1,056	約 841
6	B-中央制御室非常用再循環送風機	約 30	約 933	約 871
$\bigcirc$	B-中央制御室冷凍機	約 300	約 1,373	約 1, 171
8	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 1,562	約 1,500
9	A-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)	約 110	約 1,670	約 1,610
10	B-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)	約 110	約 1,780	約 1,720
(1)	残留熱代替除去ポンプ	約 75	約 1,986	約 1, 795
(12)	B-燃料プール冷却水ポンプ	約 110	約 1,970	約 1,905
	出力(kW)		ガスタービン	発電機



常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ

添 3. 2. 7-1 **213** 

- 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料 冷却材相互作用
- 3.3.1 格納容器破損モードの特徴,格納容器破損防止対策
  - (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」に至 る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設 定」に示すとおり、TQUV、TQUX及びLOCAである。
  - (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では, 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(L OCA)が発生するとともに,非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳す る。このため,緩和措置がとられない場合には,溶融炉心と原子炉圧力容器外 の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ,このときに発生するエ ネルギが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。

原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については、これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は、溶融炉心が水中に落下し、細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し、そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に、瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギを発生させる事象である。細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり、何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。ペデスタルに張られた水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。このことから、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。

(添付資料3.3.1, 3.3.2)

また,水蒸気爆発とは別に,溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水 蒸気が発生することに伴う急激な格納容器圧力の上昇(以下「圧力スパイク」 という。)が発生する。

上記のとおり,現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考 えられることから、本評価では、圧力スパイクについてその影響を評価する。

したがって,本格納容器破損モードでは,原子炉格納容器を冷却及び除熱し, 溶融炉心からペデスタルの水への伝熱による,水蒸気発生に伴う格納容器圧力 の上昇を抑制することにより,原子炉格納容器の破損を防止する。

また,溶融炉心の落下後は,ペデスタル代替注水系(可搬型)によって溶融 炉心の冷却を実施する。その後,残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベン ト系によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

さらに,原子炉格納容器内における水素燃焼を防止するため,原子炉格納容 器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに,原子炉格納容器内へ窒 素を注入することによって,原子炉格納容器の破損を防止する。

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

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」で想 定される事故シーケンスでは、ペデスタルへの溶融炉心落下を想定する。この

状況では、ペデスタルにおける「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和す る観点から、溶融炉心落下前に格納容器スプレイ系(可搬型)によるペデスタ ルへの水張りを行うことから、溶融炉心落下時にはペデスタルに水が張られた 状態を想定する。なお、この水張り深さは、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に伴う圧力スパイクの発生を仮定した場合の影響を小さく抑 えつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを 考慮して2.4mとしている。

また,その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から,残留熱代 替除去系による原子炉格納容器除熱手段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手段を整備する。なお,これらの原子炉圧力容器破損以 降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気 圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」と同じである。

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応,本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は,「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のa.からk.に示している。このうち,本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は,「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)に示すf.及びg.である。なお,g.のペデスタルへの注水は、ペデスタルにおける「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、ペデスタルに溶融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」への影響も考慮してペデスタルへの注水量及びペデスタルの水位を定めていることから、本格納容器破損モードの対策として整理した。

(添付資料3.3.3)

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応,本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1-1(1)図から第3.2.1-1(3)図である。このうち,本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1-1(2)図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

- 3.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価
- (1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQ UVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を 起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない、「過渡事象+高圧炉心冷却 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+FCI発生」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シー ケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及 ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい 事故シーケンスを選定したためである。

また、「1.2.2.1(3)c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に

示すとおり、プラント損傷状態の選定では、水蒸気爆発に対する条件設定の厳 しさを考慮し、溶融炉心の内部エネルギの観点でより厳しいと考えられるTQ UVを選定した。一方、プラント損傷状態をLOCAとする場合、事象発生直 後から原子炉冷却材が原子炉格納容器内に流出するため原子炉圧力容器破損 までの時間が短くなる。この時の圧力スパイクへの影響については、解析条件 のうち初期条件の不確かさとして評価する。

さらに、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、 必要となる事故対処設備が多く、原子炉格納容器への注水・除熱を実施するま での対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮す る。

なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直 接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において有効性を評価 したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUX としており、異なるプラント状態を選定している。しかしながら、どちらのプ ラント損傷状態であっても原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長 の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉 を減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流 れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止する こととなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様の シーケンスで評価する。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料 棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液 分離(水位変化)・対向流、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、原子炉圧力容器破損、原子炉格納容器における格納 容器各領域間の流動、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉圧力容器外 FCI(溶融炉心細粒化)並びに原子炉圧力容器外FCI(デブリ粒子熱伝達) が重要現象となる。

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器 内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により格納容器圧力等の過渡応答を求める。

また,解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として,本評価 事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響,評価項目となるパラ メータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「3.2 高圧溶融物放出/格 納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位(シュラウド内外 水位)の推移を第3.3.2-1(1)図及び第3.3.2-1(2)図に,格納容器圧力,格 納容器温度,ペデスタルの水位及び注水流量の推移を第3.3.2-1(3)図から第
3.3.2-1(6)図に示す。

a. 事象進展

事象進展は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

b. 評価項目等

圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値 は、約193kPa[gage]に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 は、原子炉格納容器の限界圧力853kPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器 バウンダリの機能は維持される。

圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値 は、約123℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、原 子炉格納容器の限界温度の200℃を下回るため、原子炉格納容器バウンダリ の機能は維持される。

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す (5)の評価項目について、格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を 確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示 す(4)及び(8)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出/格納 容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評 価項目を満足することを確認している。また、ペデスタルに落下した溶融炉 心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.5溶融炉心・コンクリー ト相互作用」にて確認している。

(添付資料 3.5.1)

3.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では, 重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉 圧力容器破損に至り,溶融炉心がペデスタルの水中に落下して大きいエネルギを 発生することが特徴である。

また,不確かさの影響を確認する運転員等操作は,事象進展に有意な影響を与 えると考えられる操作として,格納容器代替スプレイ系(可搬型)によるペデス タルへの注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)とする。

本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては,溶融炉 心落下速度,細粒化量,プール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。溶融炉心落 下速度及び細粒化量の不確かさに対して,エントレインメント係数を変化させた 場合並びにプール水とデブリ粒子の伝熱の不確かさに対してデブリ粒子径を変化 させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。

なお、これまでのFCI実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用い て実機条件よりも高い溶融物温度の条件のもとで実施された実験においてトリガ なしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度 の溶融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生 している例は確認されていないことから、実機条件においては原子炉格納容器の

損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用の発生の可能 性は低いと推定される。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、 「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化,燃料棒表面熱伝達,燃料被覆管酸化及び 燃料被覆管変形の不確かさとして,炉心ヒートアップに関するモデルは,T MI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(ジルコニウムー水反応速度の係数につ いての感度解析)では,炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉 心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり,影響は小さいことを確認 している。

本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した 時点でペデスタルへの初期水張り操作を実施するが、炉心下部プレナムへの 溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心 が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子 炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としているペデスタルへの初期水張 り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流の不 確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動につ いて原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価 結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大 きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さ 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。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして,格納 容器モデル(原子炉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おり,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運転員等操作はないことから,運転員等操作時間に与 える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱 伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現 性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解 析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認してい る。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力 容器下鏡温度が300℃に到達した時点でのペデスタルへの初期水張り操作が あるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、 炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上

昇は急峻であることから,原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点として いるペデスタルへの初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響 は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさと して、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(し きい値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力 容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原 子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことか ら、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料-冷却材相互作用の不確 かさとして,溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及び デブリ粒子径の感度解析により原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互 作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価 事故シーケンスでは,原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による 圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから,運転員等操作時間 に与える影響はない。

(添付資料3.3.4)

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

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 MI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(ジルコニウムー水反応速度の係数につ いての感度解析)では,格納容器圧力挙動への影響は小さいことを確認して いることから,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流の不 確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動につ いて原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価 結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大 きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さ 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の不確かさとして,格納 容器モデル(原子炉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,評価項目となるパラメータ に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱 伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは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 により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認しており、 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による格納容器圧力上昇に

与える影響はほぼないことから,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破損の不確かさと して、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(し きい値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力 容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損(事象発 生から約5.4時間後)に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目 となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料-冷却材相互作用の不確 かさとして、エントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与え る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。

(添付資料3.3.4, 3.3.5)

- (2) 解析条件の不確かさの影響評価
  - a. 初期条件,事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 初期条件,事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は,第3.2.2-1 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,原子炉圧 力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが,操作手順(原子炉圧力 容器下鏡温度に応じてペデスタルへの初期水張り操作を実施すること)に 変わりはないことから,運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の外部水源の温度は,解析条件の35℃に対して最確条件は31℃ 以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,ペデス タルへの注水温度が低くなり,原子炉圧力容器破損時のペデスタルのプー ル水温度が低くなるが,注水温度を操作開始の起点としている運転員等操 作はないことから,運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,格納容器容積(ウェッ トウェル)の空間部及び液相部,サプレッション・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,大破断LOCAを 考慮した場合,原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容 器破損に至るまでの事象進展は早まるが,操作手順(原子炉圧力容器下鏡 温度に応じてペデスタルへの初期水張りを実施すること)に変わりはない

ことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

#### (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,溶融炉心の持つエネルギが小さくなるこ とから,評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の外部水源の温度は,解析条件の35℃に対して最確条件は31℃ 以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,ペデス タルへの注水温度が低くなり,原子炉圧力容器破損時のペデスタルのプー ル水温度が低くなるが,ペデスタルのプール水温度が低い場合は,顕熱に よるエネルギの吸収量が多くなり,潜熱で吸収するエネルギが相対的に減 少し,圧力スパイクに寄与する水蒸気発生量が低下することで格納容器圧 力の上昇は緩和されることから,評価項目となるパラメータに対する余裕 は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,格納容器容積(ウェッ トウェル)の空間部及び液相部,サプレッション・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、原子炉圧力容器への給水はできないものとして 給水流量の全喪失を設定している。事故条件について、原子炉圧力容器外 の溶融燃料ー冷却材相互作用による圧力スパイクを評価するにあたり、溶 融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感 度解析は、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」 とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大 事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮 定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮した ものである。その結果、第 3.3.2-1(7)図に示すとおり、事象発生から約 3.3 時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクの最大値は約 301kPa[gage]となったが、圧力スパイクの最大値は本評価の結果と同程度 であり、原子炉格納容器の限界圧力 853kPa[gage]以下であることから、評 価項目を満足する。

(添付資料3.3.4, 3.3.5)

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして,操作の不確かさを「認知」,「要員配置」,「移動」,「操作所要時間」,「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し,これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また,運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し,評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響 操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)によるペデスタルへの注

水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)は,解析上の操作時間とし て原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃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,原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃に到 達するまでに事象発生から約3.1時間の時間余裕があり,また,格納容器 代替スプレイ系(可搬型)によるペデスタルへの注水操作は原子炉圧力容 器下鏡温度を監視しながら溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断 し,水張り操作を実施するため,実態の操作開始時間は解析上の設定とほ ぼ同等であり,操作開始時間に与える影響は小さいことから,運転員等操 作時間に与える影響も小さい。当該操作は,解析コード及び解析条件(操 作条件を除く)の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが, 当該操作に対応する運転員,対策要員に他の並列操作はなく,また,現場 操作における評価上の所要時間には余裕を見込んで算定していることか ら,他の操作に与える影響はない。

(添付資料3.3.4)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)によるペデスタルへの注 水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)は,運転員等操作時間に与 える影響として,実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるこ とから,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料3.3.4)

(3) 操作時間余裕の把握

操作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。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)によるペデスタルへの注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)については,原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達するまでの時間は事象発生から約3.1時間あり,ペデスタルへの注水操作は原子炉圧力容器下鏡温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また,溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による水張りは約1.9時間で完了することから,水張りを原子炉圧力容器下鏡温度300℃到達時点である事象発生から約3.1時間後に開始すると,事象発生から約5.0時間後に水張りが完了する。事象発生から約5.0時間後の水張りの完了から,事象発生から約5.4時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると,ペデスタルへの注水操作は操作遅れに対して0.4時間程度の時間余裕がある。

(添付資料3.3.4)

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として,運転員等操 作時間に与える影響,評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余 裕を確認した。その結果,解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作 時間に与える影響等を考慮した場合においても,評価項目となるパラメータに 与える影響は小さい。このほか,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。

#### 3.3.4 必要な要員及び資源の評価

本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と 同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源 の評価」と同じである。

3.3.5 結論

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、 運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失事故(LOCA)が発生するとと もに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と 原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生 するエネルギが大きい場合に構造物が破壊され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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互 作用」に対する格納容器破損防止対策としては、格納容器代替スプレイ系(可搬 型)によるペデスタル注水により原子炉圧力容器破損前にペデスタルへ2.4mの水 張りを実施する手段を整備している。

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価 事故シーケンス「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+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+FCI発生」について,有効性評 価を行った。

上記の場合には、水蒸気発生によって圧力スパイクが発生するが、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の限界圧力853kPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持できる。また、安定状態を維持できる。

(添付資料 3.5.1)

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

重大事故等対策時に必要な要員は,運転員及び緊急時対策要員にて確保可能で ある。また,必要な水源,燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから,格納容器代替スプレイ系(可搬型)によるペデスタルへの注 水等の格納容器破損防止対策は,選定した評価事故シーケンスに対して有効であ ることが確認でき,格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材 相互作用」に対して有効である。







第3.3.2-1(2)図 原子炉水位 (シュラウド内外水位)の推移



第3.3.2-1(3)図 格納容器圧力の推移



第3.3.2-1(4)図 格納容器温度の推移







第3.3.2-1(6)図 注水流量の推移



第3.3.2-1(7)図 格納容器圧力の推移(大破断LOCA+ECCS機能喪失)

原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用に関する知見の整理

1. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の概要

炉心損傷後,溶融燃料と冷却材が接触すると,一時的な圧力の急上昇が生じ る可能性がある。このときに発生するエネルギが大きいと構造物が破壊され原 子炉格納容器が破損する場合がある。溶融炉心と冷却材との接触及びそれに 伴って引き起こされる現象のことを「溶融燃料—冷却材相互作用(FCI)」 と呼ぶ。また,FCIのうち,溶融炉心が水中に落下した際に溶融炉心の周囲 に形成される蒸気膜が,何らかの外乱によって崩壊した際に瞬時の圧力伝播を 生じ,大きなエネルギを発生させる事象を「水蒸気爆発」と呼び,溶融炉心か ら原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容 器圧力の上昇を「圧力スパイク」と呼ぶ。

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

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

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

2. 水蒸気爆発が発生する可能性について

これまでの代表的なFCIの実験として、JRCイスプラ研究所で実施されたFARO実験,KROTOS実験、(旧)原子力発電技術機構で実施されたC

OTELS実験,韓国原子力研究所で実施されたTROI実験等がある。これ らの実験ではUO。混合物と模擬溶融物としてアルミナ等を用いている。

これまでの代表的なFCIの実験から得られた知見については、解析コード (MAAPコード)<sup>[1]</sup>の「添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について」に示 されている。これまでのUO<sub>2</sub>混合物を用いた実験では、KROTOS実験及 びTROI実験の一部の実験ケースにおいて、水蒸気爆発の発生が報告されて いる。

このうち,KROTOS実験は,溶融炉心が水中に落下している時に容器の 底から圧縮ガスを供給し,膜沸騰を強制的に不安定化させて(外部トリガを与 えて)いるため,実機で起こるとは考えられない条件で実験した結果であるが, 機械的エネルギへの変換効率は最大でも 0.05%程度であり大規模な水蒸気爆 発に至っていない。また,外部トリガを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかっ たケースが複数確認されている。

TROI実験については、No. 10, 12, 13 及び 14 実験において、外部トリガ がない条件で水蒸気爆発が観測されている。しかしながら、TROI実験で用 いた溶融物の過熱度が実機条件の過熱度(300K 程度)に比べてかなり高いこと が水蒸気爆発の発生に至った理由と考えられ、実機条件に近い溶融物温度では 水蒸気爆発の発生可能性は小さいと考えられる。また、自発的に水蒸気爆発が 発生したとされる No. 13 のエネルギ変換効率は 0.4%であり、KROTOS実 験の例よりは大きくなるが、1%を下回る小さいものである。なお、溶融物の 温度を含め、実機を模擬した溶融物を用いた実験の中で水蒸気爆発が観測され た例は、いずれも外部トリガがある条件で実施されたものである。

上述のとおり,溶融物の温度を含め,実機を模擬した溶融物を用いたFCI 実験において水蒸気爆発が発生したケースでは,水蒸気爆発のトリガを発生さ せるための装置を用いている。水蒸気爆発のトリガは粗混合粒子の周囲に形成 される蒸気膜の崩壊に起因すると考えられており,上述の実験で用いられたト リガ装置は蒸気膜を不安定化させる効果があると考えられるが,一方,実機条 件ではこのようなトリガ装置で発生させているような圧力外乱となる要因は考 えられない。

以上のことから,実機において大規模な水蒸気爆発が発生する可能性は極め て小さいと考えられ,原子炉格納容器健全性に与える影響はないと考える。

- 3. 参考文献
- [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

水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容器の健全性への影響評価

1. 評価の目的

水蒸気爆発現象は、粗混合、トリガリング、拡大伝播といった段階的な過程に よって説明するモデルが提唱されており、これらを全て満たさなければ大規模な 水蒸気爆発は発生しないと考えられている。

溶融炉心が原子炉圧力容器の破損口から落下した際に水蒸気爆発が発生する 可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられるが、水蒸気爆発が発生 した場合についても考慮し、原子炉格納容器の健全性に対する影響を確認してお くことは、ペデスタルへの水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する 上でも有益な参考情報になると考える。このため、ここでは溶融炉心落下時の水 蒸気爆発の発生を仮定し、水蒸気爆発が生じた際の原子炉格納容器の健全性を評 価した。

2. 評価に用いた解析コード等

水蒸気爆発の影響を評価するにあたっては,溶融燃料-冷却材相互作用によっ て発生するエネルギ,発生エネルギによる圧力伝播挙動及び構造応答が重要な現 象となる。よって,これらの現象を適切に評価することが可能である水蒸気爆発 解析コードJASMINE,構造応答解析コードAUTODYN-2Dにより圧 力伝播挙動及び構造応答,格納容器圧力等の過渡応答を求める。

これらの解析コードに対して構築した評価モデル及び入力の詳細は添付資料 1.5.1の(3)に示している。溶融炉心の物性値はJASMINEコードに付属 している溶融コリウム模擬のライブラリから,デブリ物性値が実機条件に近いと 考えられるライブラリを用いた。また,これらの解析コードへの入力条件の一部 は、シビアアクシデント総合解析コードMAAPを用いて評価した,「3.3 原子 炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価結果を用いた。

(添付資料 1.5.1)

3. 評価条件

主要解析条件を表1に示す。MAAPによる解析の結果から溶融炉心は原子炉 圧力容器底部の中央から落下するものとし、溶融炉心が原子炉圧力容器の破損口 から落下する際には、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和策として、ペデス タルに水位2.4mの水張りが実施されているものとした。

なお、応力評価の対象としている内側鋼板(厚さ 32mm)及び外側鋼板(厚さ 38mm)の降伏応力は約 490MPa である。

4. 評価結果

水蒸気爆発に伴うエネルギ,ペデスタル内側及び外側鋼板の応力の推移を図1, 図2及び図3に示す。また,参考として,内側鋼板の周方向及び軸方向応力の推 移を図4に示す。外側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移を図5に示す。

水蒸気爆発の発生を想定した場合にペデスタルの水に伝達される運動エネル ギの最大値は、約14MJである。このエネルギを入力とし、ペデスタル内側及び 外側鋼板にかかる応力を解析した結果、ペデスタルの内側鋼板にかかる応力は約 233MPa、外側鋼板にかかる応力は約140MPaとなった。これは内側及び外側鋼板 の降伏応力を大きく下回る値であり、かつ、弾性範囲内にあることから、原子炉 圧力容器の支持に支障が生じるものではない。なお、構造上、ペデスタル内側鋼 板にかかる応力の方が外側鋼板にかかる応力よりも大きくなる傾向があるが、原 子炉圧力容器の支持機能についてはペデスタルの外側鋼板のみで維持可能であ る。

以上の結果から,水蒸気爆発の発生を想定した場合であっても,原子炉圧力容 器の支持機能は維持され格納容器の健全性に支障がないことから,原子炉格納容 器バウンダリの機能を維持できることを確認した。

以上









添 3. 3. 2-3 **232** 



図4 内側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移\*1



図5 外側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移\*1

※1 JASMINEによって評価した水蒸気爆発による運動エネルギ(図1) の最大値をAUTODYNへの時刻0での入力とし、ペデスタル鋼板の応 力の推移(図2~5)を評価している。このため、図1と図2~5の時刻 歴は一致しない。

解析コード	表 1 主要解析条件(原子 項目	炉圧力容器外の溶融燃 <sup>彩</sup> 主要解析条件	トー冷却材相互作用(水蒸気爆発の評価)) 条件設定の考え方
MAAP*	原子炉圧力容器の破損径	0. 2m	制御棒駆動機構ハウジング1本の外径として設定
	ペデスタル水深	2. 4m	溶融炉心ーコンクリート相互作用による格納容器破損防止対策として、落下した溶融炉心を微粒子化し、十分な除熱量を確保するため、予め水張りを行うものとして手順上定めている値
	ペデスタルへの水張りに 用いる水の温度	35°C	外部水源の水温として設定
JASMINE	粗混合粒子径	4 mm	FARO試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
	爆発計算時の微粒子径	$50\mu$ m	FARO, KROTOS等の各種試験結果におけるデブリ粒径 分布をもとに設定
AUTODYN-2D	溶融炉心-冷却材相互作 用による発生エネルギ	JASMINE の解析結果を もとに設定	

※ 13.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用」と重複する条件を除く。

添 3. 3. 2-5 **234** 

ペデスタルへの水張り実施の適切性

炉心の溶融が進展し、溶融炉心が原子炉圧力容器底部から流出するような場合 には、原子炉格納容器内で発生する種々の現象の発生を防止あるいは影響を緩和 することで、原子炉格納容器の破損を防止することが重要なマネジメントとなる。 原子炉圧力容器の外において発生する現象のうち、溶融炉心・コンクリート相互 作用(以下「MCCI」という。)に対してはその影響緩和の手段として、ペデ スタルへの溶融炉心落下前の水張り(以下「初期水張り」という。)が有効な対 策となる。一方、初期水張りによって、原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相 互作用(以下「FCI」という。)による急激な水蒸気発生に伴う原子炉格納容 器内圧力の急激な上昇(以下「圧力スパイク」という。)が生じるほか、実機条 件における大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は低いと推定されるものの、水蒸 気爆発が発生する可能性も考慮に入れる必要がある。初期水張りの水深によって 想定される影響の程度は変化すると考えられることから、初期水張りを実施する 場合には、両者の影響を考慮して水位を決定する必要がある。以下に初期水張り における水位設定の考え方を示す。

1. ペデスタルへの水張りのFCIに対する影響

FCIとして生じる主な現象は、圧力スパイクである。

圧力スパイクは、水深が深い場合、顕熱によるエネルギの吸収量が多くなり、 潜熱で吸収するエネルギが相対的に減少し、水蒸気発生量が低下することで、 ピークが低くなる可能性がある一方、溶融炉心の粗混合量が多くなり、細粒化 した粒子から水への伝熱量が多くなることで、ピークが高くなる可能性もある。

なお、FCIとして生じる現象としては水蒸気爆発も挙げられるが、水蒸気 爆発については、UO<sub>2</sub>主体の溶融物が水中に落下した場合に水蒸気爆発が発生 した実験例は僅かであること及び、水蒸気爆発が発生した実験は、外部トリガ を意図的に与えた場合、または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極 端に大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。<sup>[1-4]</sup>また、水 深1.3m以上の条件下での水蒸気爆発の発生は報告されておらず、実機条件に近 い多くの溶融物量を落下させた実験でも水蒸気爆発の発生は報告されていない。 <sup>[2,5,6]</sup>これらを考慮すると、実機で水蒸気爆発が生じる可能性は小さいと考える。 しかしながら、仮に水蒸気爆発が発生した場合を想定すると、水深が深い方が 粗混合が促進され、発生するエネルギが大きくなることから、構造壁への衝撃 荷重が大きくなると考えられる。

2. ペデスタルへの水張りのMCCIに対する影響

ペデスタルへの初期水張りに失敗し,溶融炉心落下後に注水を開始した場合, これまでの知見<sup>[7-16]</sup>からは,溶融炉心上部にクラストが形成され,溶融炉心の 冷却が阻害される可能性が考えられる。 一方,初期水張りを実施することで,溶融物落下時に溶融炉心が粒子化されるため,クラストの形成によるデブリ内部への熱の閉じ込めを抑制することができ,デブリ上面からの除熱と落下時の溶融炉心の急速な冷却(デブリクエンチ)に期待できる。<sup>[5,6,17]</sup>

#### 3. 初期水張りの水位について

(1) 水位の設定

1.及び2.に示した通り、初期水張りの水位は、FCIの水蒸気爆発に よる原子炉格納容器への影響の観点では低い方が良く、MCCIによる原子 炉格納容器への影響の観点では高い方が良い。なお、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」で確認したよう に、水蒸気爆発が発生する可能性は小さいものと考えられるのに対し、ペデ スタルに溶融炉心が落下するとMCCIは発生するため、MCCIの影響緩 和を考慮する必要があるが、島根2号炉のペデスタル床面には、溶融炉心に 対して耐侵食性を有するジルコニア耐熱材を材料とするコリウムシールドを 設置しているため、MCCIによるペデスタル下部のコンクリート侵食を抑 制できるという特徴がある。

以上を踏まえ,島根2号炉においては,FCIの圧力スパイクを考慮しても 原子炉格納容器バウンダリの機能が維持され,MCCI緩和のための溶融炉 心の粒子化の効果に期待でき,さらにFCIの水蒸気爆発が発生した場合の 影響を小さく抑えることができる水位として,初期水張り水位を2.4m(コリ ウムシールド上面からの水位)に設定している。初期水張り水位2.4mにおけ るFCI,MCCIの影響や,水張りの実施可能性については,FCI,M CCI各事象の有効性評価で示したとおり,問題がないものと考える。

- (2) 水位の設定根拠
- a. FCIの影響の観点

1. に示したとおり、実機では水蒸気爆発が発生する可能性は小さい。しかしながら、仮にFCIによる水蒸気爆発の発生を前提とした場合、ペデスタルの水位について、水位が高い方が溶融炉心の細粒化割合が大きくなる傾向がある。この場合、細粒化した粒子から水への伝熱量が多くなるので、水蒸気爆発に伴いペデスタルに与えられる荷重は大きくなる。このことから、ペデスタルの水深が2.4mより深い場合の影響を評価し、問題がないことを確認している。この詳細は4. に示す。

b. MCCIの影響の観点

原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに、ペデスタルに溶融 炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保することによって、溶融炉心が落下 時に粒子化され、粒子ベッドとして堆積することにより、デブリ冷却性の向 上が期待される。

島根原子力発電所2号炉では、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」に 示すとおり、全炉心に相当する量が溶融炉心としてペデスタルに落下し、落 下した溶融炉心はペデスタルに一様に拡がるものとしており、この場合の堆

積高さは約1mとなる。しかしながら、デブリの堆積高さには不確かさがある と考えられることから、この不確かさを考慮した場合におけるデブリ冠水評 価を実施し、初期水張りの水深の妥当性を確認した。

(a) デブリの堆積高さ

デブリの堆積形状を図1に示す。ポロシティを考慮したデブリ堆積高 さ $H_{detri}$ は式(1)で評価する。

ここで,

*H*<sub>0</sub> : 初期デブリ高さ[1.039m]

- H。:ペデスタル内構造物分のデブリ堆積高さ [0.17m]
- Φ<sub>ent</sub>: R i c o u-S p a l d i n g 相関式<sup>[18]</sup>に基づく粒子化割合(0.38)
   P: ポロシティ[0.5] PUL i MS実験の知見(0.29~0.37) 及びMA A P コード説明書のデブリ除熱量検討で想定している範囲(0.26~ 0.48)から保守的に設定
  - 式(1)からデブリ堆積高さは、約1.6mとなる。

#### (b) デブリ堆積形状の不確かさ評価

デブリが均一に堆積しない場合の堆積高さについて評価する。

PUL i MS実験において確認されたデブリ堆積高さと拡がり距離の アスペクト比を適用し、デブリ堆積形状を山状と想定すると、均一化し た場合と比較して堆積高さが高くなる。

b. (a)の堆積高さに対して、アスペクト比を考慮した場合のデブ リの堆積形状として、図2のように、連続層については、円柱状に堆積 した形状とし、その上に粒子状デブリが円錐状に堆積する形状を仮定す る。ここで、アスペクト比は、PUL i MS試験で得られた1:14 を想 定する<sup>\*\*</sup>。これを元に初期水張り2.4mにおける堆積高さを計算した結果、 堆積高さは約1.9mとなる。計算方法は以下のとおりである。

- ・連続層の円錐部分については、堆積高さが最大となるのは床全面に拡 がった場合であることから、ペデスタル径 5.745m にアスペクト比を考 慮すると、頂点部分の堆積高さは約 0.42m となる。
- ・円柱部分については、連続層のうち、円錐部分の体積を除いたものと して求める。
- ・粒子状デブリについては、連続層の上に一様に堆積すると仮定して求める。
- ・デブリ堆積高さは上述の連続層と粒子状デブリの堆積高さの合計となる。

なお,デブリ堆積形状が山状の場合,均一化した場合と比較して溶融 炉心上部水プールとの伝熱面積が増加して,水位低下が早くなる可能性

があるが、伝熱面積の増加分は1%未満である。したがって、伝熱面積 の増加によるペデスタル水位変化への影響は小さく、デブリ露出までの 時間への影響は小さい。

※ PUL i MS実験のうち,溶融物量が比較的大きいE4実験において, 平均堆積高さ41mmに対して,拡がり距離は740mm×560mmとなっている(表1,図3)。アスペクト比としては1:18~1:14となっており,デブリ堆積高さの評価としては,保守的に,1:14を適用し評価 を行う。 PUL i MS実験は溶融物を水中に落下した実験であり,連続層と粒

子状デブリを含めたデブリ全体としての体積高さに関する知見として 適用できるものである。連続層と粒子状デブリを含めた全体を1:14 とするため、本評価では円柱状に堆積した連続層の上に粒子状デブリ が円錐状に堆積する形状を仮定する。

(c) デブリ冠水評価

粒子化したデブリの間隙に冷却水が浸入するため、デブリの冠水維持 評価の観点から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 H<sub>pool-ent</sub> について式(2)で評価する。

ここで,

H<sub>pool</sub>:水プール初期水深 [2.4m]

*H*<sub>0</sub> : 初期デブリ高さ[1.039m]

 $\Phi_{ent}$ : Ricou-Spalding相関式に基づく粒子化割合 (0.38) P : ポロシティ[0.5]

式(2)から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 H<sub>pool-ent</sub>は 約2.005mとなる。MAAPコードを用いた有効性評価の結果(デブリか ら水プールへの限界熱流束を800kW/m<sup>2</sup>(圧力依存性あり)と設定)から, 原子炉圧力容器破損後のペデスタル注水が実施されず,デブリ露出\*まで の時間は,過渡起因事象の場合で約1.4時間,LOCA起因事象の場合 で約0.58時間であることから,粒子化したデブリの範囲を除いた水プー ル水深条件であって,ペデスタル注水の開始が遅れた場合でも一定時間 冠水維持することが可能であることを確認した。

また、MCCIに対して保守的な評価条件を設定した上で、初期水張 りの有効性を感度解析によって確認している。初期水張りの水位を2.4m とした場合について、溶融炉心は全量落下するものとし、上面熱流束を 格納容器圧力への依存性を考慮しない800kW/m<sup>2</sup>一定とした場合であって も、MCCIによる侵食量は数cm(800kW/m<sup>2</sup>(圧力依存あり)の場合、床 面0cm,壁面約4cmであるのに対し、800kW/m<sup>2</sup>(一定)の場合、床面0cm、 壁面約13cm)に留まることを確認していることから、現状の初期水張り

の水位の設定に問題はないものと考える。感度解析の結果を図4に示す。

- ※ デブリが水面から露出する状態の悪影響として,以下が考えられること から,これらの影響を防止するためデブリの冠水状態を維持する。
  - ① FP放出に関する悪影響

水面から露出した部分のデブリは冷却されにくく高温状態を維持する ため、その下に堆積するデブリの除熱も悪くなり、デブリの平均温度が 上昇する。この結果、高温のデブリからのFP放出が継続する。また水面 から露出しているデブリから放出されたFPについては、水中で除去され る効果を期待できないことから、格納容器へのFP放出量が増加する。 ② 格納容器過温に対する悪影響

水面から露出した部分のデブリは高温状態を維持するため,輻射や対 流によりペデスタル雰囲気や格納容器バウンダリを直接加熱する要因と なる。この結果,格納容器の健全性に影響を与える可能性がある。

MCCIに対する悪影響

水面から露出した部分のデブリは高温状態を維持するため、その下に 堆積するデブリの除熱も悪くなり、デブリの平均温度が上昇する。この 結果、ペデスタル床面のコリウムシールドやコンクリートの侵食量が増 加し、格納容器の健全性に影響を与える可能性がある。

c. まとめ

FCIについては、これまでの試験結果から、実機において原子炉格納容器の破損に至るような大規模な原子炉圧力容器外での水蒸気爆発の発生の可能性は小さいと考える。なお、FCIの発生を前提とした評価においても、ペデスタルの構造損傷に伴う原子炉格納容器の破損には至らず、十分な余裕があることを確認しており、その水位が原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではないと判断している。また、溶融炉心の粒子化の効果等によるMCCIの影響緩和にも期待できる。

上記を踏まえ、ペデスタルに溶融炉心が落下する状況に対しては、ペデス タルに 2.4m の初期水張りまで注水を実施する運用としている。

4. ペデスタルの水位上昇の影響

炉心損傷後の事故対応として、ペデスタルへの初期水張り運用の手順を定め、 またペデスタル内外には、重大事故等発生時における貯水状況を把握するため の計測設備を設けていることから、ペデスタル水位は適切に管理可能であるが、 ここでは、FCIの有効性評価で設定した原子炉圧力容器破損に至るシナリオ において、ペデスタルへの初期水張りの水位が高い場合を想定し、その際のF CIへの影響を評価した。

a. 原子炉圧力容器破損前のペデスタル水位上昇の可能性

格納容器スプレイによるペデスタルへの注水操作(原子炉圧力容器破損前 の初期水張り)は、スプレイ水がペデスタル開口部である制御棒駆動機構搬 出入口よりペデスタル内に流入することによって貯水し、ペデスタル水位計

にて水位 2.4m を確認した後,注水を停止する手順としている。この流路にお いて,原子炉格納容器内の上階フロアの床はグレーチングとなっており,ス プレイ水が滞留するような機器や堰はない。ペデスタル開口部とドライウェ ル床面の間には堰があるものの,ドライウェル床面に溜まった水は一様に上 昇し,制御棒駆動機構搬出入口は比較的大きな開口部であることから,スプ レイ水はこの開口部を通じて,遅滞なくペデスタルに流れ込むと考えられる ため,スプレイ水の原子炉格納容器内における滞留による影響は考えにくい。

この操作においてペデスタル水位を上昇させる要因としては、停止操作判断による時間遅れ及び操作実施後のスプレイ弁全閉までの間、格納容器スプレイによる注水量が増加する可能性がある。この場合、注水停止後もオーバーフローを続けることでペデスタル水位は上昇するが、ペデスタル水位が制御棒駆動機構搬出入口下端位置までの高さ(約3.8m)よりも高くなるには、ドライウェル床面全体を拡がりながら水位が形成される必要があり、その水位上昇は緩やかであることから、実際の事故対応において、制御棒駆動機構搬出入口下端位置までの高さ(約3.8m)よりも高い水位となることはない。

また、その他ペデスタル水位を上昇させる要因としては、注水の停止後に ドライウェルサンプに貯まったスプレイ水が、ドライウェルサンプとペデス タル床を接続するドレン配管及びコリウムシールドスリットを通じて、ドラ イウェルサンプからペデスタルに流入する場合(逆流)が考えられる。ただ し、この経路を通じて流入する流量は最大で約1.5m<sup>3</sup>/h、ペデスタルの水位上 昇率は約0.06m/h であり、注水を停止した後の原子炉圧力容器破損までの逆 流による水位上昇分は約3 cm であることから、FCIに対して与える影響は 小さいと考えられる。なお、逆流を続けたとしても水頭圧の関係から、制御 棒駆動機構搬出入口下端位置までの高さ(約3.8m)となることはない。

b. 評価条件

溶融炉心がペデスタルに落下する前に、ペデスタルに制御棒駆動機構搬出 入口下端位置までの高さ(約3.8m)の水位が形成されているものとした。 また、ここでは現実的な溶融炉心の落下様態を想定した条件を適用し、そ の他の解析条件は、添付資料3.3.2において設定した評価条件と同様とした。

c. 評価結果

圧力スパイクに加え,水蒸気爆発による影響についても評価を実施した。 以下にその結果を示す。

(1) 圧力スパイク

格納容器圧力の評価結果を図9に示す。原子炉圧力容器が破損して,溶 融炉心がペデスタルの水中に落下する際に圧力スパイクが生じているが, 圧力スパイクのピーク圧力は約216kPa[gage]であり,水位2.4mの場合の約 193kPa[gage]よりも高くなっている。

この理由としては、初期水張り水位の上昇によってペデスタルの水量が 多くなり、溶融炉心の粗混合量が増加し、水への伝熱量が増加したために、 圧力スパイク評価は厳しくなったものと考えられる。

#### (2) 水蒸気爆発

水蒸気爆発に伴うエネルギ、ペデスタル内側及び外側の応力の推移を図 5、図6及び図7に示す。水蒸気爆発の発生を想定した場合にペデスタル の水に伝達される運動エネルギの最大値は約0.2MJである。このエネルギ を入力とし、ペデスタルの内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、 ペデスタルの内側鋼板にかかる応力は約14MPa,外側鋼板にかかる応力は約 7MPa となった。これはペデスタル内側及び外側鋼板の降伏応力(490MPa) を十分に下回っており、原子炉格納容器破損に至るおそれはないと考える。

また,初期水張りの水位が上昇すると,水面から原子炉圧力容器の底部 までの距離が短くなる。ペデスタルで水蒸気爆発が発生した場合には,発 生した水蒸気によって水塊がピストン状に押し上げられ,水塊が原子炉圧 力容器の底部に衝突する可能性が考えられるが,水面と原子炉圧力容器の 底部の距離が短くなることにより,衝突の可能性が高くなることが懸念さ れる。

水塊による水位上昇は、主にペデスタルの径、Dと初期水位、H<sub>0</sub>のアスペクト比(H<sub>0</sub>/D)によって整理できる。<sup>[19]</sup>初期水張り水位2.4mの場合、 アスペクト比が約0.42となることから、水塊の上昇を含む最大水位は約 2.4mとなる。また、初期水張り水位約3.8mの場合、アスペクト比が約0.66 となることから、水塊の上昇を含む最大水位は約7.2mとなる。水位約3.8m の場合、水塊はコリウムシールド上面から約7.2mまで上昇する可能性があ るが、この高さはコリウムシールド上面から原子炉圧力容器の底部までの 高さである約9.5mよりも低いことから、水塊が原子炉圧力容器の底部に衝 突することはなく、水塊による衝撃により、原子炉格納容器の支持機能の 健全性に与える影響はない。

水蒸気爆発が発生した際の気相部の挙動については、JASMINEコ ードを用い、添付資料3.3.2の評価条件(初期水張り水位2.4m)における、 ペデスタルの空間部での格納容器圧力を評価した。評価結果を図8に示す。 水蒸気爆発時の粗混合粒子の細粒化と伝熱により、爆発源の膨張に伴う圧 力波が伝播する。圧力波は減衰するため、原子炉圧力容器底部に到達する 時点では0.30MPa[abs]以下となる。0.30MPa 程度の圧力波によって原子炉 圧力容器が損傷に至ることは想定し難いことから、圧力波による原子炉圧 力容器への影響は無視できる程度と考える。原子炉格納容器への影響につ いては、原子炉格納容器の構造上、ペデスタルにおいて発生した圧力波が 減衰されないまま原子炉格納容器上部に到達することは考えにくいが、仮 に0.30MPa 程度の圧力波が原子炉格納容器上部の壁面に到達しても、原子 炉格納容器の限界圧力(0.853MPa[gage])未満であることから、原子炉格 納容器が破損に至ることはない。

以上の結果から、ペデスタルの水位を現状の初期水張り水位である 2.4m 以上に上昇させた場合であっても、FCIによって原子炉格納容器が破損に至るおそれはないと考える。このことから事故対応におけるドライウェルスプレイによるペデスタルへの初期水張り運用に対して、FCIの観点からの制約は生じない。

## 5. 結論

島根原子力発電所2号炉においては, FCI が発生した場合の影響を低減し つつ, 溶融炉心の粒子化の効果等によるMCCIの影響緩和を期待できる水位 として, 初期水張り水位を2.4mに設定している。また, ペデスタルの水位が上 昇した場合であっても原子炉格納容器が破損に至るおそれはない。

以上

参考文献

- [1] V. Tyrpekl, Material effect in the nuclear fuel coolant interaction : structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, 2012
- [2] J. H. Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04
- [3] J.H.Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a U02/Zr02 mixture, Nucl. Eng. Design. 222, 1-15, 2003
- [4] J. H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl, Tech., Vol. 158 378-395, 2007
- [5] D. Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng. Design, 236 1998-2009, 2006
- [6] M. Kato, H. Nagasaka, "COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions," JAERI-Conf 2000-015, 2000
- [7] (財)原子力発電技術機構 (NUPEC),「重要構造物安全評価 (原子炉格納容器信頼性実 証事業)に関する総括報告書」2003
- [8] B. R. Sehgal, et al., "ACE Project Phase C&D: ACE/MCCI and MACE Tests", NUREG/CR-0119, Vol. 2, 1991
- [9] R. E. Blose, et al., "SWISS: Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions With Overlying Water Pools," NUREG/CR-4727, 1987
- [10] R. E. Blose, et al., "Core-Concrete Interactions with Overlying Water Pools The WETCOR-1 Test," NUREG/CR-5907, 1993
- [11] M.T.Farmer, et al. "Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments", Proc.

OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999

- [12] M. T.Farmer, et al., "Corium Coolability under Ex-Vessel Accident Conditions for LWRs," Nuc. Eng. and Technol., 41, 5, 2009
- [13] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests: Final Report," OECD/MCCI-2005-TR05, 2006
- [14] M.T.Farmer, et al., "OECD MCCI Project Final Report," OECD/MCCI-2005-TR06, 2006
- [15] M.T.Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final Report," OECD/MCCI-2010-TR07, 2010
- [16] H. Nagasaka, et al., "COTELS Project (3): Ex-vessel Debris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999
- [17] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design 239 1653- 1659, 2009
- [18] F. B. Ricou, D. B. Spalding, "Measurements of Entrainment by Axisymmetrical Turbulent Jets," Journal of Fluid Mechanics, Vol. 11, pp. 21-32, 1961
- [19] 稲坂 他「軽水炉のシビアアクシデント時における気泡急成長による水撃力の研究」,海 上技術安全研究報告書 第4巻 第3号, p. 323-343, 2004.
- [20] A. Konovalenko et al., Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction, NUTHOS-9, Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.









図3 PUL i MS実験結果(E4)

添 3. 3. 3-10 **244** 

Bernarden	100 A		PULiMS tests	8	
Parameter	E1	E2	E3	E4	E5
Melt material	Bi2O3-WO3	B <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -CaO	Bi <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -WO <sub>3</sub>	Bi <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -WO <sub>3</sub>	ZrO <sub>2</sub> -WO <sub>3</sub>
Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41,2
T <sub>sol</sub> , <sup>o</sup> C	870	1027	870	870	1231
T <sub>lia</sub> , °C	870	1027	870	870	1231
Melt temperature in the funnel upon pouring, <sup>o</sup> C	1006	1350	1076	940	1531
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200
Water temperature, °C	79	78	75	77	72

# 表1 PUL i MS実験条件と結果<sup>[20]</sup>

### Table 1. PULiMS-E test matrix with initial conditions.

# Table 2. Measured and estimated properties of the debris beds in PULiMS-E tests.

The second second		Exploratory 1	PULiMS tests	
Parameter	E1	E3	E4	E5
Melt release time, (sec)	10	15	12	~8.7
Total size $x \times y$ , mm	460x440	~750x750	740x560	-
Cake size $x \times y$ , mm	~430x320	~750x750	711x471	~400x420
Max debris height, mm	93	unknown	106	50
Area averaged debris bed height, mm	31	~30	30	22
Volume averaged debris bed height, mm	50	unknown	41	28
Debris height under injection point, mm	48	unknown	50	39
Total area occupied by cake, m <sup>2</sup>	0.14	~0.44	0.30	0.14
Measured particulate debris mass, kg	~4	unknown	2.9	100
Measured particulate debris mass fraction, %	~20%	unknown	~6.8%	
Solidified cake mass, kg	~20	unknown	39.5	13.6
Measured debris bed volume, L	~4.2	unknown	8.9	~3.1
Estimated total cake porosity	0.29		0.36	0.37
Symmetry of the spread	non-sym.	unknown	non-sym.	symmetric
Steam explosion	no	yes	no	yes
Cake formation	cake	no cake	cake	cake
Measured melt superheat, °C	136	206	70	300
Measured melt superheat in the pool, °C	121	77	48	90
Estimated loss of melt superheat due to jet interaction with coolant, °C	15	129	22	210



図4 ペデスタル壁面及び床面の侵食量の推移 (初期水張り水位2.4m,上面熱流束:800kW/m<sup>2</sup>相当(圧力依存なし))









図7 水蒸気爆発によるペデスタル外側鋼板の応力の変化(約3.8m,現実的な想定)\*1

 $\times 1$ JASMINEによって評価した水蒸気爆発による運動エネルギ(図5)の最大値をA UTODYNへの時刻0での入力とし、ペデスタル鋼板の応力の推移(図6,7)を評 価している。このため、図5と図6、7の時刻歴は一致しない。



図8 水蒸気爆発が発生した際の格納容器圧力

添 3.3.3-13



図9 格納容器圧力の推移(初期水張り水位約3.8m)

#### 粒子化割合の算出

RPV破損時における流出する溶融炉心の粒子化割合を以下のRicou-S palding相関式によって評価している。本相関式は、MAAPにおいても 実装されている。

※1 解析コードMAAPによる破損口径の拡大(アブレーション)を考慮 評価条件は以下のとおり。

- ・プール水深: 2.4m (ペデスタル水位)
- ・デブリジェット密度: kg/m<sup>3</sup> (MAAP計算結果<sup>\*2</sup>)
- 初期デブリジェット径: 0.20m(CRD案内管径)
- ※2 粒子化割合を大きく見積もる観点から,デブリ密度が小さい過渡事象シ ーケンスの値を使用

以上により評価した結果、粒子化割合は以下のとおり。

- ・エントレンメント係数
   の場合:約29%
   (MAAP推奨範囲の最確値<sup>※3</sup>)
   ・エントレンメント係数
   の場合:約38%
   (MAAP推奨範囲の最大値<sup>※3</sup>)
- ※3 MAAPコードにおけるエントレインメント係数は、FARO実験の ベンチマーク解析の不確かさの範囲から、からである。ま た、不確かさの範囲のうち、およそ中間となるを推奨範囲の最 確値としており、ALPHA-MJB実験の検証解析において、最確 値を用いることで実験結果とよく一致する結果が得られている。

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。

添 3. 3. 3-15 **250**  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ー冷却材相互作用)

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(原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用)(1/2) 表1 Г

MAA	L'I				
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
炉心	崩摤熱	炉心モデル (原 子炉出力及び 崩壊熱)	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパ ラメータに与える影響」にて確認	「解析条件を最確条件とした場合の運転員 時間及び評価項目となるパラメータに与え? にて確認
	燃料 棒内 温度変化		TM1事故解析における炉心ヒートアップ時の 水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、 TM1事故分析結果と良く一致することを確認	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CO	
	燃 料 椿 表 面熟伝達	荷心ホデル (炉 心熱水力ホア ル) ※早話?. € ☆	した。 CORA実験解析における、然料被覆管、制御棒 及びチャンネルボッンスの温度変化についた、測 底データと良く一致するしたを確認した。	KA実験についての再現在か確認されている。 炉心ヒートアップの感旋解析(ジルコニウム-水反応速度の係数についたの感 度解析)たは、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融作込移行の開始 使用に対する感度は数分を度であり、影響によったしたや確認したいる。 中部に曲本シュージンエンシュント、南三ノ西に十次即正本語(maizenover)で加る。	が心ヒートアップに関するモデルは、TMI しいての再現性及びCORA実験について 性を確認している。が心ヒートアップの感
	燃料被覆 管酸化	毎霞がらじず 動北デル (行心ヒート アップ)	ゲロニートノッノ 速度の当面 (%)や1000 mm (%)や1000 mm (%) 低値)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。	◆計画≠取ノーノノへにおいていいい」がエリオ曲「號画及い2000 Cに到通した時点でペデスタルへの初期水張りを実施するが、炉心下部プレナムへの溶 融行心移行の開始時間の不確かさは小さく、下部プレナムへ容融炉心が移行 した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力	(ハルコーンコースズの)金属の)になって来る」、 解析)では、格納な器圧力準動への影響は小 とを確認していることから、評価項目となる 一夕に与える影響はない。
	燃料被覆 管変形		・TQUV,大破財LOCAシーケンスともにか 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。	容器下鏡温度を確作開始の起点としているベデスタルへの初期水振り操作に係る運転員等操作時間に与える影響はない。	
	沸騰・ボイ ド率変化		TQUX シーケンス及び中小破断LOCA シ ーケンスに対して、MAAPコードとSAFERコー ドの比較を行い、以下の傾向を確認した。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード	原子炉水位業動について原子炉圧力容器内の ルが精緻である解析コードSAFERの評4
	気 液分 ( 水 の 線 ( 子 、 が の 派 に 、 水 の 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	短いモアン (29 ウ水位計算モ ブル)	・MAAFコートでは2AFBKコートであゆしているCCFLを取り扱っていないと等から ているCCFLを取り扱っていないこと等から 水位変化に満載が生じたものの水位所下幅はM A A Pコードの方が保守的であり、その後の注 水糠作による有効燃料権頂部までの水位回復時 刻は両コードで同等である。	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るものの、その差異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。	との比較により水位低下幅は解析コードM. の評価結果の方が保守的であるものの、その 少さいことを確認していることから、評価項 るバラメータに与える影響は小さい。
原格器炉容	格 を 御 で し に の の で の の の の の の の の の の の の の の の の	格納容器モデ ル(格納容器の 熱水力モデル)	HDR実験解析では、格納容器圧力及び温度につ いて、温度成層化含めて傾向を良く再現できるこ とを確認した。格納容器雰囲気温度を十数で程度 高めに、格納容器用力を1割程度高めに評価する 傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと 考えられ、実験体系におしてにの種の不確かさ は小さくなるものと考えられる。また、非総縮性 ガス濃度の挙動について、解析結果は測定データ と良く一致することを確認した。 CSTFF実験解示では、格納容器温度及び非凝縮 性力ス濃度の挙動について、解析結果が測定デー を良く一致することを確認した。	HDR実験解析では区面によって格納容器雰囲気温度を十数で程度、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 内の区面とは異なる等、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おり、格 納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないため、 運転員等操作時間に与える影響はない。	HDR実験解析では区面によって格納容器 温度を十数で程度、格納容器圧力を1割程度 評価する傾向を確認しているが、BWRの格 内の区面とは異なる等、実験体系に起因する 考えられ、実機体系においてはこの解析で確 た不確かさは小さくなるものと推定される し、全体としては格納容器圧力及び温度の領 切に再現できているため、評価項目となるバ タに与える影響は小さい。

添 3. 3. 4−1 **251** 

添付資料 3.3.4

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(原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用)(2/2)

[MAA]	Р]				
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
原王 王 子 子 御 御 令 令 令 ()	リロケー ション	溶融炉心の挙	・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用が日まるアンを想定」	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原子炉圧力容器破 損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を 今ける趣作としては、原子炉圧力な器下確温度が300℃に到達した時点でのペ	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原子炉圧力容
	構造材と の熟伝達	動 <i>出デル</i> (リロケーツ ョン)	fでしノード崩壊のバラメータを低下させた感度 解析により影響を確認した。 ・TQUV, 大破断LOCAシーケンスともに、 炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影 響が小さいことを確認した。	デスタルへの初期示訳の操作があるが、が心下部プレナムへのリロケーション開始時間の不確かさはかさく、溶融炉心が炉心下部プレナムへリロケーションした際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉 圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としているペデスタルへの初期水張り操 作に係る運転員等操作時間に与える影響はかさい。	器破損時間に与える影響は小さいことを確認して おり,原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作 用による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼな 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 力 御 御 田 城	溶融炉心の挙 動モデル (原子 垣王力容器破 道モデル)	原子伊圧力容器破損に影響する項目として、制御 棒駆動機構、ウジング溶接部の破損判定に用い る最大ひずみ(しきい値)をバラメータとした感 度解析を行い、原子伊圧力容器破損時刻が約13 分早まることを確認した。ただし、仮想的な験し い条件に基づく解析結果であり、実施における解	制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に関する感度解析より表大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器 破損時間が早まることを確認している。 本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点として いる運転員等操作はないことから,運転員等操作時間に与える影響はない。	制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に関する感度解析より 最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破 損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器 破損(事象発生から約5.4時間後)に対して早まる ににちってとから,評価項目となるパラ
原 幕 器 掛 報 報 神 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 (心) ② ③ ③	原力に、「「「」」」を見た、「」」を考した。「」」の「」」をあった。「」の「」」をないた。」でないに、「「」」をない、「」」で、「」」で、「」」」で、「」」」、「」」」、「」」」、「」」、「」」、	脊髄を 御光ブレの 御光ブレの 御子 た を 勤務器 小 手 艶 の 、 を	明一いかきは、ロリンCovernationの 原子炉圧力容器外FCI現象に関する項目とし てエントレインメント係数及びデブリ粒子径を パラメータとして感覚解析を行い、原子炉圧力容 器外FCIによって生じる圧力スパイクへの感 度が小さいことを確認した。	本評価事故シーケンスでは,原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に よる圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから,運転員等操作 時間に与える影響はない。	ケートーナーシャーティート・ 溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメ ント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、BW R においては原子炉圧力容器外の溶融燃料一冷却 材相互作用による圧力メバイクに与える影響は小 さいことを確認していることから,評価項目となる バラメータに与える影響は小さい。

添 3.3.4-2
4							初期条件			
4 NTVIAL C.	通目		原子炉熱出力	原子炉圧力	原子炉水位	炉心流量	操業	原子 炉停止後の 崩壊熱	格納容器空間体 積(ドライウェル )	格納容器空間体 績(サプレッショ ン・チェンバ)
AX 声人二 し しし	解析条件(初期条件, (4) のう	解析条件	2,436MWt	6.93MPa[gage]	通常水位 (気水分離 器下端から+83 G	$35.6  imes 10^3 t/h$	(堕 Y) 禄獭 6×6	ANSI/ANS-5.1-1979 (姚焼度336Wd/t)	7, 900m <sup>3</sup>	空間部:4, 700 <sup>m³</sup> 液相部:2, 800 <sup>m³</sup>
까 ㅁ ^/ 년 번 듯 ㅜ !	事故条件及び機器条 不確かさ	最確条件	2, 435MWt 以下 (実績値)	約 6.77~ 6.79MPa[gage] (実績値)	通常水位 (気水分離 器下端から約+ 83cm~約+85 cm)	定格流量の 85~ 104% (実測値)	装荷行心	ANSL/ANS-5.1-1979 平均的姚焼度約 30GWd/t (実績値)	7,900m <sup>3</sup> (設計·値)	空間部:4,700m <sup>3</sup> 液相部:2,800m <sup>3</sup> (設計値)
	条件設定の考え方		定格原子炉熱出カとして設定	定格原子炉圧力として設定	通常運転時の原子炉水位として設定	定格炉心流量として設定	<ul> <li>9×9 然料 (A 型),9×9 然料</li> <li>(B型)は熟水力的な特性は同葉であり,その相違は燃料棒最大義出力密度の保守性に包給されること。また,9×9 痰料の力がMOX 然料に,9×9 痰料の力がMOX 然料に,9×9 痰料(A 型)の評価には 9×9 然料(A 型)の評価に 包絡されることを考慮し,代表 的に 9×9 然料(A 型)の設価に のに 9×9 然料(A 型)を設定</li> </ul>	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	ドライ ウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積 を除いた値)を設定	サプレション・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)を設定
そうシンノン シントイク うがず ミジュ テンゴ	運転員等操作時間に与える影響		最確条件とした場合は,原子炉停止後の崩壊熱が緩和され る。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は, 原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御さ れるため事象進展に与える影響はないことから、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うるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム25分後までの角膜熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約4.6mであるのに対してゆらまによる水位変動幅は約2cmであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さい。こ	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが,事象発生後 早期に原子炉はスクラムするため,初期炉心流量が事象進 展に与える影響は小さいことから,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、炉心に装荷される燃料は装荷炉心 毎に異なることとたるが、装荷される燃料である9×9歳料 (A型),9×9燃料(B型)の低料について、9×9燃料 (A型),9×9燃料(B型)の燃料の組成は同等であり、ま た、MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡さ れ、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等換 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、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順(原子炉圧力容器下鏡温度に応じてペデスタルへの初期水張り操作を実施すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。 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, 事象進展に影 響はなく, 運転員等操作時間に与える影響はない。
	評価項目となるパラメータに与える影響		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。	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、原子炉圧力は述がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	最確条件とした場合は、ゆらざ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、原子炉スクラム35分後までの崩壊熟による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約4.6mであるのに対してゆらざによる水位変動幅は約2cmであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるバラメータに与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが,事象発生後早期に原子 炉はスクラムするため,初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さ 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、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SSS燃料(A型),9×9燃料(B型)の燃料の 型)、MOX燃料のうち,9×9燃料(A型),9×9燃料(B型)の燃料の 組成は同等であり,事象進展に与える影響は小さいことから,評価項 目となるバ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、評価項目となるバラメータに対する 余裕は大きくなる。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	解析条件と最確条件が同様であることから,事象進展に影響はなく, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから,事象進展に影響はなく, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。

ま2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等地作時間及1%評価項目となろパラメータに与える影響(原子炉圧力変器外の流融鉄約一冷却材相互作用)(1/4)

添 3.3.4-3

<sup>253</sup> 

Ă	4 膵型末になる	取舗米汗 こうごぎ	%」、 いた 世内 して して して し		ふるハノケータにすんの影音(原丁が圧した	全部グトッノ谷間以添作す ― 行 ふりやり (ロユ・コト/カノ ヘレノ キノ
	項目	解析条件(初期条件,   の 2	事故条件及び機器条 不確かさ	条件設定の考え方	<b>纝猩</b> をえ有い間細地楙美冒) 運動	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			
	真空破壞弁	3. 43kPa(ドライウ ェルーサプレッシ ョン・チェンバ間差 圧)	3.43kPa(ドライウ ェルーサプレッシ ョン・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, 事象進展に影 響はなく, 運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから,事象進展に影響はなく, 評価項目となるバラメータに与える影響はない。
	サプレッション・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ッション ・プール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、ゆらぎによるサブレッション・プール木 位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例 えば、通常水位の熟容量は約2800m。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。相当分であり、つの面常水位-0.02m分)の熱容 。17%程度と常に小さい。従って、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、ゆらぎによるサプレッション・プール水位低下分の熟容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位の熟容量は治細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)の熟容量は約20m。相当分であり、その低下割合は通常水位時の約0.7%を確定と常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さい、ことから、評価項目となるバラメータに与える影響は小さい。
	サプレッション・プーマ水温度	35°C	約19℃~約35℃ (実測値)	通常運転時のサプレッション ・プール水温度の上限値として 設定	運転員等操作としては原子炉圧力容器下鏡温度の上昇を 起点としてペデスタルへの注水操作を行うこととなるが、 本パラメータによる影響を受けることはなく、運転員等操 作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している水温より低くなる ため、圧力スパイクへの影響としては、発生する蒸気量の低下が考え られるが、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。
4	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 る影響はかさい。例えば、事象発生から圧力容器破損まで の圧力上昇率(平均)は約5.4時間で約188kPa[gage]であ るのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約2.kPaであり 非常にかさい。従って、事象進展に与える影響はかさいこ とから、運転員等操作時間に与える影響はかさいこ	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、事象発生から圧力容器破損までの圧力上昇率(平均)は約5.4時間で約188kPa[gage]であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
3期条件	格納容器温度	57 °C	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	運転員等操作としては原子炉圧力容器下鏡温度の上昇を 起点としてペデスタルへの注水操作を行うこととなるこ とから本パラメータによる影響を受けることはなく, 運転 員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、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温度の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から圧力容器破損までの温度上昇率は約5.5時間で約70℃であるのに対して、ゆらぎによる温度上昇量は非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	外部水源の温度	35 °C	31℃以下 (実績値)	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、ペデスタルへの注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時のペデスタルプール水温度が低くなるが、注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はないい。	最確条件とした場合は、ペデスタルへの注水温度が低くなり、原子炉 圧力容器破損時のペデスタルブール水温度が低くなるが、ペデスタル ブール水温度が低い場合は、顕熟によるエネルギの吸収量が多くな り、顕熟で吸収するエネルギが相対的に減少し、圧力スパイクに寄与 する水素気の発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和さ れることから、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。 一方、トリガリングの発生を前提とした水蒸気爆発の観点では、低い 水温は厳しめの評価を与えるが、水温の変化に対する水蒸気爆発のい 素確は小さい。ことから、評価項目となるパラメータに対する 影響は小さい。
	外部水源の容量	7, 000m <sup>3</sup>	7,000 <sup>m3</sup> 以上 (合計貯水量)	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,水源が粘渇することはなく,運転員等   操作時間に与える影響はない。	I
	燃料の容量	$1, 180 m^3$	1, 180m <sup>3</sup> 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, 最確条件を包給できる条件を設定	最確条件とした場合には,解析条件より燃料容量の余裕が   大きくなるため, 燃料が粘渇することはなく, 運転員等操   作時間に与える影響はない。	Ι

- 冷却林相百作田) (9/4) タに与える影響(原子炉圧力容器外の溶融飲料-まり 解析条件を鼻確条件とした損合の運転員等操作時間及1%評価項目とたろパラメー

添 3.3.4-4

<sup>254</sup> 

<u>~ </u>	2 解析条件を重 	最確条件とした <sup> </sup>	易合の運転員等排 <sub>事故条件及び機器条</sub>	操作時間及び評価項目と 	なるパラメータに与える影響 (原子炉圧力を	§器外の溶融燃料−冷却材相互作用)(3/4)
	項目	#10   本  F(100週本  F)   年) の子	<b>ず以米叶火い咳む米</b> 下確かさ	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	給水流量の全喪失	I	原子炉水位の低下の観点で厳 しい事象を設定	大破断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原子炉圧力容器破損に至るまでの事 象進限は早まるが、操作手順(原子炉圧力容器下鏡温度に 応じてペデスタルへの初期水張りを実施すること)に変わ りはないことから、運転員等操作時間に与える影響はな い。 (添付資料3.3.5)	溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施 した。感度解析は、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注 水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の 有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても 使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミング が早くなることを考慮したものである。その結果、事象発生から約3.3 時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクの最大値は約 301tPa [gage]となったが、圧力スパイクの最大値は約 301tPa [gage]となったが、店力の最大値はペースケースの評 価結果と同程度であり、格納容器の限界圧力の853tPa [gage]以下であ ることから、評価項目を満足する。 (添付資料3.3.5)
	安全機能の喪失 に対する仮定	南圧注水機能 成圧注水機能 重大事故等対処設 備による原子炉注 水機能の選失 全交流動力電源喪 先	I	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 レイ系の機能喪失や,依圧注水 機能として低圧汚心スプレイ 系,低圧注水系の機能喪失を設 元するとともに、損大事故等対 危設備による原子炉注水機能 の喪失を設定 また,全ての非常用ディーゼル 機関等の機能喪失を設定	1	I
	外部電源	外部電源なし	Ι	全交流動力電源喪失を想定す るため、外部電源なしを設定		

添 3.3.4-5

4		X 4 mm - 1 mm	の ロッノ 注手 ひ 見 小 J2 車 お 条件 及 7 (機器条		いち シン・ノン・ ノイトナイ シジ 音 (がこ) デリナンス	
	項目	がきょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう ひょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう し	<i>ずい</i> ☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆☆	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ることから,事象進展に与 える影響はなく,運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件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。
	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	豪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素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、腎価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。。
機器	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。
条件	***! ****	逃がし 午機能 7.58~ 7.79MPa[gage] 367~377t/h/個	逃がし弁機能 7.58~ 7.79MPa[gage] 367~3774/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能 の設計値として設定	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,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、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。
	跑がしみまげ	自動減圧機能付き 逃がし安全弁の2 個を開することに よる原子炉滅圧	自動減圧機能付き 逃ぶし安全弁の2 個を開することに よる原子炉減圧	逃がし安全弁の設計値に基づ く蒸気流量及び原子炉圧力の 関係から設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与 える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件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。
	格納容器代替ス プレイ系 (可搬 型)	原子炉圧力容器破 損前: 120m <sup>3</sup> /hlcて格納容 器内にスプレイ	原子炉圧力容器破 損前: 120m <sup>3</sup> /h/にて格納容 器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に 必要なスプレイ流量を考慮し て設定	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,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、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。

麦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(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)(4/4)

	訓練実績等	解性生後うス型ルの時定績分図実権析在からス型ルの時定績分図実権 がなかとらブレへ系間のででし施認上端とし、い名間とし、な調問してなくにの統立ななで可しはま約つ格イドの都博門に知るい能に作え、8.24線構合に 1.25を示。2.24部で、2.24部に、2.44を引きた1.24時に、2.44を引き、2.44を引きた1.44を引きがし、1.44を引き、2.44
材相互作用)	操作時間余裕	格系デ(前い器却り鏡後こ子はな納格びこ機に維か原度まぁあル子をじり性まのイ本完張下点約る6.完らり間破すのにの物(又原のて破を「温」と炉」い容納限と能よ持ら子がで」りへ炉監め」はた格系張了り鏡で?と0 了約完後損る注対時容可ク子初は損兼原度速が正本と器容界は付るも「炉。に時」の圧視準線水、納(りすを温あ!」時すら丁のまと水し間器艇が匹熱「あれ子がや望了機反圧器温なさ原可時圧00事間ま注力し備作さ容容可はる原度し、時く子のべに間になれれ子がな望了機反圧器温など原可時圧00事間ま注力に備作さ容容可はる原因」、時から余容な者がい。離器搬約こ子。事間象後。時ら子のべ作。松替、の力張子格を匹のにと客作定力の度く逃子能力2%等的た水容な者がい。融器報約こ子。事間象後。時ら子のべ作。松替、の力張子格を定めに、おがで余容に発酵。複器が、運」が代型・14年の多く時代、器美で30年前かしなほど、新行3番目の第40元が低格も通圧達動安圧るが下達か余子は鏡あ船るの方式でか小約40年間、20世代に低格が30年間である。加速ししかほどな時間をおけられ低い、14年の14年である「加ら前」であるない。24年の34年間、14年の14年での14年である。14年の24年で14年で14年での第5年前、14年に14年での14年に14年の14年間、24年に14年の14年間で14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年の14年の14年に14年の14年に14年の14年の14年の14年に14年の14年の14年に14年の14年の14年に14年の14年に14年の14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年に14年の14年の14年の14年の14年の14年の14年の14年の14年の14年の
器外の溶融燃料-冷却	評価項目となるパラ メータに与える影響	実は等評メは 飯解で価一小の折ち見する。 肉杯の項グさ 様上る目がさい。 作のことす。 時記となえ 時だとなえ 間同「ラ響
<b>乍時間余裕(原子炉圧力容</b> :	運転員等操作時間に与え る影響	原がに間た作温下一隅実析ある当び作開がすの現の込か響手の、に関右作温下一開実析ある当び作開がの現の、に使命の、には意記が始極上の影孩解を始ある並揚所んは、「「と兄兄を請け」「「の」の操護」に住人を強し、 たことの、「すすのの」「警察解作性時る運列機要でした」」「「「「「」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」
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	操作の不確かさ要因	<ul> <li>【認知】</li> <li>【認知】</li> <li>【認知】</li> <li>【認知】</li> <li>「しており、前面・火田に大があた確認した場合に対策要員を招換することとしており、</li> <li>「マネジッシックのため、通常部・人にている、この認知に係る時間として10,分間を始高して同時をに、そのため、認知に係る時間として10,0000</li> <li>「ママンジ、シックのため、通常部の高い第二に、</li> <li>「ママンジ、オクルため、「「「シンジンスタルの助力」、</li> <li>「アンジ、「「「シンジンスタル」の「「シンジンスタルの助力」、</li> <li>「アンジ、「「「シンジンスタル」の「「シンジンスタルの助力」、</li> <li>「アンジ、「「「シンジンスタルの助力」、</li> <li>「アンジ、「「「シンジンスタル」の「「シンジンスタルの助力」、</li> <li>「アンジ、「「「シンジンスタルの助力」、</li> <li>「アンジ、「「「シンジンスタルの助力」、</li> <li>「「シンジンスタル」の「「シンジンスタルの助力」、</li> <li>「「アンジ、「「「シンジンスタルの助力」、</li> <li>「「シンジンスタル」の「「シンジンスタルの助力」、</li> <li>「「「シンジ」、</li> <li>「「「シンジ」、</li> <li>「「「シンジ」、</li> <li>「「「シンジ」、</li> <li>「「「シンジ」、</li> <li>「「「「」」、</li> <li>「「「「」」、</li> <li>「「「」」、</li> <li>「「「」、</li> <li>「「「」、</li> <li>「「「」、</li> <li>「「「」、</li> <li>「「」、</li> <li>「「「」、</li> <li>「「」、</li> <li>「「」、</li> <li>「「」、</li> <li>「「」、</li> <li>「「」、</li> <li>「」、</li> <li>「」、</li></ul>
表3 運	解析条件(操作条件)の 不確かさ 解析上の 操作開始 考え方 時間	原力鏡の達点ペルがな量がれを停(生3後子容温2)でデのよるが、100~でデのよるで、注たも止事か」( を発度にた始え水血注約水こっす象ら時 圧下が到時、分位と水りさとてる発約間 かの力に炉ク互響慮 し原答よい」作綴し 指子器る・一用和設 後圧損触ン相影考
	通目	<b>奥乍冬牛格代レ搬るタ注(圧破初り納替イ型ペル水原力損期)</b> 納替イ型ペル水原力損期) 容ス系にデへ操子容前水器プ可よスの作炉器の張

添 3.3.4-7 257

プラント損傷状態をLOCAとした場合の圧力スパイクへの影響

1. 評価の目的

今回の申請において示した解析ケース(以下,「ベースケース」という。)で は,格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評 価事故シーケンスのプラント損傷状態として,水蒸気爆発に対する条件設定の厳 しさを考慮し,溶融炉心の内部エネルギの観点でより厳しいと考えられるTQU Vを選定しており,起因事象としては原子炉水位の低下の観点で最も厳しい給水 流量の全喪失を設定している。

一方,起因事象として大破断LOCAを仮定した場合,原子炉冷却材圧カバウ ンダリからの原子炉冷却材の放出によって格納容器圧力が上昇することに加え, 原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなり,圧力スパイクの最大値がベース ケースに比べて高い値となる可能性が考えられる。

このため,解析条件のうち初期条件の不確かさとして,起因事象が大破断LO CAの場合の圧力スパイクへの影響を確認する。

2. 評価条件

ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は, ベースケースの評価条件と同等である。

- ・起因事象を大破断LOCAとし、事故シーケンスを「大破断LOCA+EC CS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」とした。
- ・リロケーションに伴い原子炉圧力容器下鏡温度が急激に上昇するため、これに 備えた運転手順に従い、原子炉圧力容器下鏡温度 300℃到達後にペデスタル代 替注水系(常設)によるペデスタル注水を 200m<sup>3</sup>/h で開始し、ペデスタル水位 が 2.4m に到達していることを確認した後、ペデスタルへの注水を停止するも のとした。
- 3. 評価結果

格納容器圧力の評価結果を図1,格納容器温度の評価結果を図2に示す。

事象発生から約 3.3 時間後に原子炉圧力容器破損を確認した以降は,格納容器 スプレイを開始することによって,格納容器温度は低下する挙動を示している。 圧力スパイクのピーク値は約 301kPa[gage]であり,圧力スパイクのピーク値は ベースケースの結果より高くなるものの,格納容器限界圧力の 853kPa[gage]を下 回るため,原子炉格納容器バウンダリの機能は維持されることを確認した。

(補足) 過渡起因事象又はLOCA事象の原子炉圧力容器破損時の各判断パラ メータ挙動は下表のとおり。

「過渡起因	事象」時	「LOCA事象」時		
原子炉圧力	「急激な低下」	ペデスタル温度	「急激な低下」 <sup>※1</sup>	
	(原子炉圧力容器			
	高圧時)			
ドライウェル圧力	「急激な上昇」	サプレッション・プー	「急激な上昇」	
		ル水温度		
ペデスタル温度	「急激な上昇」	ドライウェル水素濃度	「上昇開始」	
ペデスタル水温度	「急激な上昇」又は	ペデスタル水温度	「急激な上昇」又は	
	「指示値喪失」		「指示値喪失」	

※1 LOCAを起因とした事象発生時において原子炉注水が出来ない状況下においては,原 子炉圧力容器破損以前に原子炉圧力容器とドライウェルが破断口を通じて連通している ため、炉内の過熱蒸気がドライウェルに放出される。そのため、原子炉圧力容器破損時 には一次系の高温ガスがペデスタルに放出されない状況となり、原子炉圧力容器破損時 にペデスタルのプール水(LOCA破断水または事前水張り水)とデブリが触れて水蒸 気が発生することで、ペデスタル雰囲気温度は急低下する傾向となる。

以上







図2 格納容器温度の推移

添 3.3.5-3 **260** 

#### 3.4 水素燃焼

- 3.4.1 格納容器破損モードの特徴,格納容器破損防止対策
- (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態 格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、 確率論的リスク評価の結果からは抽出されない。このため、「1.2 評価対象の 整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「水素燃焼」の観点で評価すること が適切と考えられる評価事故シーケンスを選定する。
- (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方 格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウムー水反応、水の放射線 分解、金属腐食、溶融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素ガ スによって原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し、水の放射線分解によって発 生する酸素ガスによって原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため、 緩和措置がとられない場合には、ジルコニウムー水反応等によって発生する水 素ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することによって激しい燃焼が 生じ、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は、窒素ガス置換による原子炉格納容器 内雰囲気の不活性化に加え、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への 窒素注入によって、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至 ることを防止することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、溶融 炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生に対しては「3.5 溶融炉心・ コンクリート相互作用」のとおり、ペデスタル注水によって水素ガス発生を抑 制する。

なお,島根2号炉において重大事故が発生した場合,ジルコニウム-水反応 によって水素濃度は13vol%<sup>\*1</sup>を大きく上回る。このため、本格納容器破損モ ードによる原子炉格納容器の破損を防止する上では、水素濃度及び酸素濃度が 可燃領域に至ることを防止することが重要であるが、特に酸素濃度が可燃領域 に至ることを防止することが重要である。また、水の放射線分解、金属腐食、 溶融炉心・コンクリート相互作用等による水素ガス発生の影響は小さい。

※1 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vo1%以下又は酸素濃度が5vo1%以下であれば爆轟を防止できると判断される。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して, 窒 素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化に加え, 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より, 水素燃焼による原子炉格納 容器の破損を防止する。

「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとおり,格納容器破損 モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは,「3.1 雰囲気 圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち,「3.1.2 残留 熱代替除去系を使用する場合」と同じであることから,格納容器破損防止対策 は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。

- 3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価
  - (1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、酸素濃度が他のプラント 損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない 事故シーケンスとして抽出されている「冷却材喪失(大破断LOCA)+EC CS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。

この事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器 過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器 破損モードの評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する 場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シーケンスを「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は、 「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」では格納容器フィルタベント系 に期待することで、原子炉格納容器内の気体が排出され、水素ガス及び酸素ガ スの絶対量が減少し、水素ガス及び酸素ガスの分圧が低下するとともに、サプ レッション・チェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気ととも に原子炉格納容器外に排出され続けることで、水素ガス及び酸素ガスの分圧並 びに水素濃度及び酸素濃度が低く維持され、原子炉格納容器内での水素燃焼の 可能性が無視できる状態となるためである。

(添付資料 3.4.1)

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料 棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液 分離(水位変化)・対向流、原子炉圧力容器におけるECCS注水(給水系・ 代替注水設備含む)、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、 構造材との熱伝達、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生、原子炉圧 力容器内FP挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サプレ ッション・プール冷却、スプレイ冷却、放射線水分解等による水素ガス・酸素 ガス発生並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP 挙動が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能で あり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、 炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有す るシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより格納容器圧力、格納容器 温度、原子炉格納容器内の気相濃度等の過渡応答を求める。

また,解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として,本評価 事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響,評価項目となるパラ メータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容 器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と 同じであることから、有効性評価の条件は「3.1.2.2(2)有効性評価の条件」 と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき 主要な解析条件を第3.4.2-1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. 初期条件

#### (a) 酸素濃度

原子炉格納容器の初期酸素濃度,水の放射線分解によって発生する水素 ガス及び酸素ガス並びに可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内へ の窒素注入に伴い注入される酸素を考慮することとする。原子炉格納容器 の初期酸素濃度は,運転上許容される上限の2.5vol%とする。

- b. 事故条件
- (a) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析コードM AAPの評価結果から得られた値を用いた。これは、窒素ガス置換による 原子炉格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の原子炉格納容器内 の酸素濃度が低く管理されていること及び解析コードMAAPの評価結 果で水素濃度が13vo1%を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観 点から厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉 心内のジルコニウム量の75%が水と反応し、水素ガスが発生した場合、原 子炉格納容器内の水素濃度が増加するため、相対的に水の放射線分解で発 生する酸素ガスの濃度は低下する。
- (b) 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合 水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの発生量は、解 析コードMAAPで得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで、水素ガス 及び酸素ガスの発生割合(G値(100eVあたりの分子発生量)、以下「G値」 という。)は、それぞれ0.06、0.03とする。また、原子炉冷却材による放 射線エネルギの吸収割合は、原子炉圧力容器内については、ベータ線、ガ ンマ線ともに0.1、原子炉圧力容器外の核分裂生成物については、ベータ 線、ガンマ線ともに1とする。

(添付資料 3.4.2)

(c) 金属腐食等による水素ガス発生量 原子炉格納容器内の亜鉛等の反応や炉内構造物の金属腐食によって発 生する水素ガスの発生量は、ジルコニウムー水反応による水素ガス発生量 に比べて多いが、水素ガスの発生は、原子炉格納容器内の水素濃度を上昇 させ、酸素濃度を低下させると考えられることから、金属腐食等による水 素ガス発生量は考慮しない。

(添付資料 3.1.2.4, 3.4.5)

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容 器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同 じであることから、有効性評価の結果は「3.1.2.2(4)有効性評価の結果」と 同じである。この他に、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価 結果として、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウェル及びサプレッション・ チェンバ気相濃度(ウェット条件、ドライ条件)の推移を第3.4.2-1(1)図か ら第3.4.2-1(6)図に、事象発生から7日後(168時間後)の酸素濃度を第 3.4.2-2表に示す。

a. 事象進展

事象進展は3.1.2.2(4)a. と同じである。

上記の事象進展に伴い,主に炉心の露出から炉心再冠水までの間に,全炉 心内のジルコニウム量の約7.8%が水と反応して水素ガスが発生する。また, 炉心再冠水に伴い,事象発生から約1.8時間後にジルコニウムー水反応は停 止する。発生した水素ガスは原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに,破 断口からドライウェルに流入する。また,原子炉圧力容器内及びサプレッシ ョン・チェンバ内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素ガ ス及び酸素ガスが発生する。残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱の 開始後は,ドライウェル内で蒸気の凝縮が進むことに伴い,原子炉格納容器 内の酸素濃度が相対的に上昇するが,事象発生から約12時間後に,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操作を実施すること で,原子炉格納容器内酸素濃度の上昇が抑制される。

b. 評価項目等

原子炉格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から13vol%を上回るが、ウェット条件における酸素濃度は、事象発生から7日後までの間、可燃限界を上回ることはなく、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約1.9vol%であり、可燃限界を下回る。

ドライ条件では、事象発生の約4時間後から約12時間後までの間、ドラ イウェルにおける酸素濃度が可燃限界である5vol%を上回る。この間、ウェ ット条件では、LOCA後のブローダウンによって、ドライウェルに存在す る非凝縮性ガスが水蒸気と共にサプレッション・チェンバに送り込まれ、破 断口から供給される水蒸気でドライウェル内が満たされるため、ドライウェ ル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件で のドライウェル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素ガ ス及び酸素ガスの割合となり、そのウェット条件での酸素ガス濃度は1 vol% 未満(約0.1vol%)である。また,ドライウェル内の非凝縮性ガス(水素ガス, 酸素ガス及び窒素ガス)の分圧の和は大気圧よりも低く, 0.006MPa[abs]未満 (水素及び酸素の分圧の和は 0.002MPa[abs]未満)である。この間のサプレッ ション・チェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約3vol%であり、サ プレッション・チェンバ内の全圧が 0.43MPa[abs]以上であることから, 非凝 縮性ガス(水素ガス,酸素ガス及び窒素ガス)の分圧は少なくとも 0.42MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウェル内の水蒸気が凝縮し てドライウェル内の圧力が低下し,相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇し ても、ドライウェル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サ プレッション・チェンバから酸素濃度が 5.0vo1%未満の気体が流入する。こ のため、この間においてドライウェルの酸素濃度が現実に可燃限界である5 vol%を上回ることはない。事象発生の約 12 時間後以降は、ドライ条件を仮 定しても酸素濃度は 5.0vo1%未満で推移し、事象発生から7日後の酸素濃度 は、ドライウェルにおいて約1.2vol%、サプレッション・チェンバにおいて 約2.8vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気 量が低下しても、可燃限界である5vol%に達することはない。

その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し,原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については,格納容器ベントによって,その水 素濃度及び酸素濃度を低減することで,安定状態を維持できる。

また,原子炉格納容器内は,原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気 で満たされるため,原子炉格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。 なお,事象発生の168時間後における崩壊熱は約7.27MWであるが,これに 相当する水蒸気発生量は約1.4×10<sup>4</sup>Nm<sup>3</sup>/hである。このため,水素燃焼の可 能性の有無は,ウェット条件における気相濃度において判断することが妥当 であると考える。

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す (6)の評価項目について、酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認 した。また、(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを 確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目へ の影響については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・ 過温破損)」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」にて評価項 目を満足することを確認している。

なお、本評価は選定された評価事故シーケンスに対する、「1.2.2.2 有効 性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について対策の 有効性を評価するものであり、ペデスタルに溶融炉心が落下しない場合の評 価であるが、溶融炉心がペデスタルに落下した場合の溶融炉心・コンクリー ト相互作用による水素ガス発生の影響については、「3.5 溶融炉心・コンク リート相互作用」において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の 設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。

(添付資料 3.4.3)

3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過 圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じであ ることから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「3.1.2.3 解析コ ード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納 容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果 を示す。

- (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスにおける,解析コードにおける重要現象の不確かさの 影響評価は,「3.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」 と同様である。
- (2) 解析条件の不確かさの影響評価
  - a.初期条件,事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 初期条件,事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は,「3.1.
     2.3(2)a.初期条件,事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件」と同様であるが,本評価事故シーケンスを評価する上で,事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。
  - (a) 運転員等操作時間に与える影響
     初期条件の酸素濃度は,解析条件の2.5vo1%に対して最確条件は約2.5vo1%以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,

初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納 容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおい ては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等 操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

事故条件の炉心内のジルコニウムー水反応による水素ガス発生量は,解 析条件の全炉心内のジルコニウム量の約7.8%が水と反応して発生する水 素ガス量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり,解析条件の 不確かさとして,最確条件とした場合は,水素ガス発生量が変動する可能 性があるが,本評価事故シーケンスにおいては水素ガス発生量を操作開始 の起点としている運転員等操作はないことから,運転員等操作時間に与え る影響はない。

事故条件の金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合は、 水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格 納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにお いては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員 等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

事故条件の水の放射線分解によるG値は,解析条件の水素ガス:0.06, 酸素ガス:0.03に対して最確条件は同じであるが,G値の不確かさにより 水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合,原子炉格納 容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合 には,格納容器フィルタベント系を使用し,原子炉格納容器内の気体を排 出する必要がある。なお,格納容器フィルタベント系に係る運転員等の操 作については,「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」において, 成立性を確認している。

(添付資料3.4.4)

#### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の酸素濃度は,解析条件の 2.5vol%に対して最確条件は約 2.5vol%以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,初期酸素濃度が低くなるため,本評価事故シーケンスにおける原子炉格納 容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから,評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は,解 析条件の全炉心内のジルコニウム量の約7.8%が水と反応して発生する水 素ガス量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり,解析条件の 不確かさとして,最確条件とした場合は,水素ガス発生量が変動する可能 性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は,運転 員等操作である低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水の操作開 始時間に依存して変動するが,低圧原子炉代替注水系(常設)による原子 炉注水の操作開始時間については,「3.1.2.3(2)b.操作条件」にて解析上 の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており,炉心内 のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。仮 に低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水の操作開始が早まった 場合,第3.4.2-1(7)図及び第3.4.2-1(8)図に示すとおり,全炉心内の ジルコニウム量の約11.7%が水と反応し,炉心内のジルコニウム-水反応 による水素ガス発生量は5割程度増加するが,ウェット条件における酸素

3.4-6

濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約 1.9vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同 等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 また、仮に低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水の操作開始が 遅れた場合、第3.4.2-1(9)図及び第3.4.2-1(10)図に示すとおり、全炉 心内のジルコニウム量の約6.2%が水と反応し、炉心内のジルコニウムー水 反応による水素ガス発生量は16%程度減少するが、ウェット条件における 酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約 2.1vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同 等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の金属腐食等による水素ガス発生量は,最確条件とした場合は, 水素ガス発生量が増加するため,本評価事故シーケンスにおける原子炉格 納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから,評価項目となるパラ メータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の水の放射線分解によるG値は,解析条件の水素ガス:0.06, 酸素ガス:0.03に対して最確条件は同じであるが,G値の不確かさにより 水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合,原子炉格納 容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合 には,格納容器フィルタベント系を使用し,原子炉格納容器内の気体を排 出することが可能であるため,評価項目となるパラメータに与える影響は ない。

G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に 増加する場合について,設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御 系の性能評価に用いているG値(沸騰状態の場合,水素:0.4,酸素:0.2, 非沸騰状態の場合,水素:0.25,酸素:0.125)を使用した感度解析を実 施した。第 3.4.2-1(11)図から第 3.4.2-1(15)図に示すとおり,原子炉 格納容器内の酸素濃度は、ドライ条件において事象発生から約 85 時間で 4.4vol%に到達するが,格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容 器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。4.4vol%到達時点で原 子炉格納容器内の気体の排出操作を実施すると,水蒸気とともに非凝縮性 ガスが原子炉格納容器外に押し出され,また,原子炉格納容器内は,減圧 沸騰による原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるた め,原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ0vol%まで低下する ことから,水素燃焼が発生することはない。

格納容器フィルタベント系による対応が生じる場合,その対応フローは 「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の うち,「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」と同じであり,格納 容器フィルタベント系の操作が必要となる時間は,「3.1.3 残留熱代替除 去系を使用しない場合」よりも,本感度解析による評価結果の方が遅いこ とから,水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気 中へのCs-137の総放出量の観点でも,本感度解析による評価結果の方が, 事象発生から原子炉格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いこと から,「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」の評価結果である約 4.8TBqを超えることはなく,評価項目である100TBqを十分に下回る。

(添付資料3.4.1, 3.4.4, 3.4.5)

b. 操作条件

本評価事故シーケンスにおける操作条件は,「3.1.2.3(2)b. 操作条件」と 同様である。

(3) 操作時間余裕の把握

本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は,「3.1.2.3(3)操作時 間余裕の把握」と同様である。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として,運転員等操作時間に与える影響,評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果,解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか,評価項目となるパラメータに対して,対策の有効性が確認できる範囲内において,操作時間には時間余裕がある。

#### 3.4.4 必要な要員及び資源の評価

本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器 過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じで あることから、必要な要員及び資源の評価は「3.1.2.4 必要な要員及び資源の評 価」と同じである。

3.4.5 結論

格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応等によって発生 した水素ガスと、水の放射線分解によって発生した酸素ガスが原子炉格納容器内 で反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至ることが 特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策と しては、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化に加え、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している。

格納容器破損モード「水素燃焼」では、酸素濃度が他のプラント損傷状態より も相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンス として抽出されている評価事故シーケンス「冷却材喪失(大破断LOCA)+E CCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について、有効性評価を行った。

上記の場合においても、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性 化及び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により、酸素 濃度が可燃限界である5vol%以下となることから、水素燃焼に至ることはなく、 評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

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

重大事故等対策時に必要な要員は,運転員及び緊急時対策要員にて確保可能で ある。また,必要な水源,燃料及び電源も供給可能である。

以上のことから,窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化及び 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手段等の格納容器破 損防止対策は,評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき,格納容 器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。

> 3. 4-9 **269**



第3.4.2-1(1)図 格納容器圧力の推移



第3.4.2-1(2)図 格納容器温度の推移



残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウェル内の蒸気凝縮により,サプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウェルへ流入し,非凝縮性ガスの濃度が上昇





第3.4.2-1(4)図 サプレッション・チェンバ気相濃度の推移(ウェット条件)



第3.4.2-1(5)図 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)



第3.4.2-1(6)図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)



第3.4.2-1(7)図 事象発生から25分後に注水を開始した場合のドライウェルの 気相濃度の推移(ウェット条件)



第3.4.2-1(8)図 事象発生から25分後に注水を開始した場合のサプレッショ ン・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)



ョン・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウェルへ流入し,非凝縮性ガス濃度が上昇

第3.4.2-1(9)図 事象発生から60分後に注水を開始した場合のドライウェルの 気相濃度の推移(ウェット条件)



第3.4.2-1(10)図 事象発生から 60 分後に注水を開始した場合のサプレッショ ン・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)



第3.4.2-1(11)図 G値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移



<sup>26</sup> mmへを除去示の格納容器スノレイによるトノイリエル内の蒸気疑縮により, リノレッ ョン・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウェルへ流入し, 非凝縮性ガスの濃度が上昇





第3.4.2-1(13)図 G値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッション・チ ェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)



約85時間後にドライウェル気相部の酸素濃度が4.4vol%に到達するため、ウェットウェルベントラインを開放。これ に伴い格納容器内の気体が格納容器外に排出される。開放後,現実的には格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容器 内の気相濃度のほぼ100%を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線 分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、格納容器内の気相濃度は水素:酸素=2:1の存在割合となる。

第3.4.2-1(14)図 G値を設計基準事故ベースとした場合のドライウェル の気相濃度の推移(ドライ条件)

約85時間後にドライウェル気相部の酸素濃度が4.4vol%に到達するため、ベントラインを開放。これに伴い格納容 器内の気体が格納容器外に排出される。開放後,現実的には格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容器内の気相 濃度のほぼ100%を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解に よる水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、格納容器内の気相濃度は水素:酸素=2:1の存在割合となる



第3.4.2-1(15)図 G値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッション・チ ェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

条件(水素燃焼)	条件設定の考え方	酸素濃度 4. 4vo1%(ドライ条件)到達を防止可能な初期酸素濃度と して設定(運転上許容されている値の上限)	解析コードMAAPによる評価結果	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定	重大事故時における原子炉格納容器内の条件を考慮して設定
第3.4.2-1表 主要解析	主要解析条件	2.5vo1%	全炉心内のジルコニウムの約 7.8% が水と反応して発生する水素量	考慮しない	水素:0.06 分子/100eV 酸素:0.03 分子/100eV
	項目	酸素濃度	炉心内のジルコニウムー水反応によ る水素ガス発生量	金属腐食等による水素ガス発生量	水の放射線分解による水素ガス及び 酸素ガスの発生割合
		初期条件	ŧ	事故条件	=

事象発生から7日後(168時間後)の酸素濃度\* 第3.4.2-2表

ノーウト県の約7 80/350ト1 を担く	※今后12日の2017	
糸 22.8	彩 1.9	サプレッション・チェンバ
約 1.2	約 1.1	ドライウェル
ドライ条件 (vol%)	ウェット条件 (vo1%)	項目

※全炉心内のジルコニウム量の約7.8%が反応した場合

G値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響

1. はじめに

今回の評価では、電力共同研究<sup>[1,2]</sup>の結果を踏まえ、水の放射線分解における水 素ガス及び酸素ガスのG値をG(H<sub>2</sub>)=0.06,G(0<sub>2</sub>)=0.03 としている。今回の評価で 用いたG値は過去の複数回の実験によって測定した値であり、重大事故環境下で の水の放射線分解の評価に適した値と考えるが、実験においてもG値にはばらつ きが確認されたこと及び事故時の原子炉格納容器内の環境には不確かさがあるこ とを考慮すると、G値については不確かさを考慮した取り扱いが特に重要となる。

実際の事故対応において、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも 早く上昇する場合、事象発生から7日が経過する前に酸素濃度が5vol%を上回る 可能性が考えられる。ここでは何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価より も早く上昇する場合を想定し、酸素濃度の上昇速度の変化が評価結果及び事故対 応に与える影響を確認した。

なお,基本的に,炉心損傷を伴う事故シーケンスでは,原子炉水位の低下や損 傷炉心への注水により多量の水蒸気が発生するため,原子炉格納容器内がドライ 条件となることは考えにくい。このため,水素燃焼の可能性の有無は,ウェット 条件における気相濃度によって判断した。

2. 評価条件

今回の申請において示した解析ケース(以下,「ベースケース」という。)の評 価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は,ベースケースと同 等である。

- ・水の放射線分解における水素ガス及び酸素ガスのG値を、沸騰状態においては G(H<sub>2</sub>)=0.4,G(0<sub>2</sub>)=0.2、非沸騰状態においてはG(H<sub>2</sub>)=0.25,G(0<sub>2</sub>)=0.125とした。 この値は設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する 際に用いている値であり、設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有す る値である。設計基準事故環境下に比べ、重大事故環境下ではG値が低下する 傾向にあることから、重大事故環境下におけるG値の不確かさとして考慮する には十分に保守的な値である。
- ・事象発生から7日が経過する前に、水素濃度が可燃限界を上回り、酸素濃度が ドライ条件で4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%に到達する場合には、格納容 器フィルタベント系によって原子炉格納容器内の気体を環境中に排出し、原子 炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する。

・サプレッション・チェンバ内の酸素濃度が 4.0vo1%(ドライ条件)に到達する 場合には、可搬式窒素供給装置を用いた窒素供給をドライウェル側からサプレ ッション・チェンバ側へ切り替える。

3. 評価結果

評価結果を図1から図6に示す。また,評価結果のまとめを表1及び表2に示 す。

事象発生約12時間後からドライウェルへの窒素注入を開始し、その後、第6図 に示すとおり、事象発生約49時間後にサプレッション・チェンバの酸素濃度が 4.0vo1%(ドライ条件)に到達するため、窒素の注入をドライウェルからサプレ ッション・チェンバへ切り替える。

ドライ条件において,酸素濃度は事象発生から約85時間後に4.4vol%に到達した。このため、本評価では酸素濃度がドライ条件において4.4vol%に到達した約85時間時点でウェットウェルベントを実施した。その結果、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は大幅に低下し、水素濃度及び酸素濃度は可燃限界未満に抑制された。実際の手順では、窒素の注入をドライウェルからサプレッション・チェンバへ切り替えた後、ドライウェルの酸素濃度が4.0vol%に到達した場合に、再度窒素の注入をサプレッション・チェンバからドライウェルへ切り替えることから、格納容器ベントは約85時間よりも遅延される。

なお、ドライ条件では、図5及び図6に示すとおり、事象発生の約3時間後か ら約17時間後までの間、ドライウェルにおける酸素濃度が5vol%を上回る時間帯 があるが、図3及び図4に示すとおり、その時間帯には原子炉格納容器内の大部 分が水蒸気で占められているため、ドライ条件では放射線分解に伴って発生する 水素ガス及び酸素ガスの体積割合が高くなり、酸素濃度が5vol%を超える結果と なっているものであり、ウェット条件における酸素濃度が1.5vol%未満であること から水素燃焼が発生することはない。

4. まとめ

何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合の評価結 果への影響を確認した結果,評価項目となる酸素濃度は,事象発生から7日が経 過する前に4.4vol%に到達するが,格納容器フィルタベント系による環境中への原 子炉格納容器内の気体の排出によって水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に抑 制できることを確認した。

今回の感度解析に用いたG値は十分に保守的と考えられる値を用いたことから, 仮に事故に至った場合でも,水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇速度は今回の 感度解析の結果を十分下回るものと考えられるが,仮に酸素濃度の上昇速度が今 回の感度解析の結果のとおりであっても,格納容器フィルタベント系による環境 中への原子炉格納容器内の気体の排出までに約85時間の時間余裕があることを確 認した。

格納容器フィルタベント系による対応が生じる場合,その対応フローは大破断 LOCA後に格納容器フィルタベント系を使用するケースと同じであり,前述の ケースよりも格納容器フィルタベント系による環境中への原子炉格納容器内の気 体の排出までの時間余裕が確保されることから,水素燃焼を防止する観点での事 故対応は十分に可能と考える。環境中に放出される核分裂生成物(Cs-137)の観 点でも,大破断LOCA後により短い時間(事象発生から約32時間)で格納容器フ ィルタベント系による排出を実施する場合について評価し,評価項目である 100TBq を十分に下回ることを確認していることから,格納容器フィルタベント系 による対応は可能と考える。

### 5. 参考文献

- [1]「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」(BWR電力共同研究,平成12年3月)
- [2]「事故時放射線分解に関する研究」(BWR電力共同研究,昭和63年3月)

項目	感度解析 (沸騰 : G(H <sub>2</sub> )=0.4, G(0 <sub>2</sub> )=0.2 非沸騰 : G(H <sub>2</sub> )=0.25, G(0 <sub>2</sub> )=0.125)	ベースケース (G(H <sub>2</sub> )=0.06,G(0 <sub>2</sub> )=0.03)	評価項目
酸素濃度 (ドライウェル)	事象発生から約 85 時間後に ドライウェルにおいてドラ イ条件での酸素濃度が	約 1. 1vol% (事象発生から 168 時間後)	
酸素濃度 (サプレッショ ン・チェンバ)	4.4vo1%に到達するが,約 85時間時点でのウェットウ ェルベントラインの開放に よって,ドライウェル及びサ プレッション・チェンバとも に5vo1%未満に低減。	約 1. 9vo1% (事象発生から 168 時間後)	5 vo1%以下

表1 G値の変更に伴う評価項目への影響(ウェット条件)

表2 G値の変更に伴う評価項目への影響(ドライ条件)

項目	感度解析 (沸騰 : G(H <sub>2</sub> )=0.4, G(0 <sub>2</sub> )=0.2 非沸騰 : G(H <sub>2</sub> )=0.25, G(0 <sub>2</sub> )=0.125)	ベースケース (G(H <sub>2</sub> )=0.06,G(0 <sub>2</sub> )=0.03)	評価項目
酸素濃度 (ドライウェル)	事象発生から約 85 時間後に ドライウェルにおいてドラ イ条件での酸素濃度が	約 1. 2vol% (事象発生から 168 時間後)	
酸素濃度 (サプレッショ ン・チェンバ)	4. 4vo1%に到達するが,約85 時間時点でのウェットウェ ルベントラインの開放によ って,ドライウェル及びサプ レッション・チェンバともに 5 vo1%未満に低減。	約 2. 8vo1% (事象発生から168時間後)	5 vo1%以下



図1 格納容器圧力の推移



図2 格納容器温度の推移



残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウェル内の蒸気凝縮により,サプレッシ ョン・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウェルへ流入し,非凝縮性ガスの濃度が上昇







添 3. 4. 1-6 **284** 



約85時間後にドライウェル気相部の酸素濃度が4.4vol%に到達するため、ウェットウェルベントラインを開放。これ に伴い格納容器内の気体が格納容器外に排出される。開放後、現実的には格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容器 内の気相濃度のほぼ100%を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線 分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、格納容器内の気相濃度は水素:酸素=2:1の存在割合となる。

図5 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)

約85時間後にドライウェル気相部の酸素濃度が4.4vol%に到達するため、ベントラインを開放。これに伴い格納容 器内の気体が格納容器外に排出される。開放後,現実的には格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容器内の気相 濃度のほぼ100%を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解に よる水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、格納容器内の気相濃度は水素:酸素=2:1の存在割合となる





添 3. 4. 1-7 **285**  水の放射線分解の評価について

1. 水の放射線分解の考慮

水が  $\gamma$ 線等の放射線エネルギを吸収すると非常に短時間の間に水の放射線分 解が起こり、H(水素原子)、OHラジカル、 $e_{aq}$ (水和電子)、HO<sub>2</sub>ラジカル、 H<sup>+</sup>(水素イオン)及び分子生成物のH<sub>2</sub>、H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>(過酸化水素)を生じる。ま た、これら反応と並行して以下の化学反応が生じ、H<sub>2</sub>がOHラジカルと反応し て水に戻る等の再結合反応が起こる。なお、酸素ガスは過酸化水素の分解によっ て生成される。

$H_2 + OH \rightarrow H + H_2O$	式①
$H + H_2O_2 \rightarrow OH + H_2O$	式2)
$H + OH \rightarrow H_2O$	式③

格納容器破損モード「水素燃焼」における重大事故等対策の有効性評価では, 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの生成をモデル化している。

島根原子力発電所2号炉は,運転中,原子炉格納容器内が窒素ガスで置換され ている。炉心損傷に至った場合及びその後の原子炉圧力容器破損後には,ジルコ ニウムー水反応やコア・コンクリート反応等,水素ガスについては多量に放出さ れるメカニズムが考えられるものの,酸素ガスに関しては水の放射線分解が支配 的な生成プロセスである。水素ガスに関しては上記の反応によって比較的短時間 で可燃限界の濃度を超えることから,原子炉格納容器内の気体の濃度を可燃限界 以下に維持する観点では酸素濃度を低く維持することが重要となる。

以下では、この酸素ガスの支配的な生成プロセスである水の放射線分解について、本評価で用いた考え方を示す。

2. 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス量の計算

水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの生成量は以下の式(1)で算出している。

$$\Delta n = Q_{decay} \times \frac{E}{1.6 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times \Delta t$$
(1)

式(1)のパラメータは以下のとおり。

Δn : 水の放射線分解による水素(酸素)ガス発生量[mo1]

 $Q_{decay}$ :崩壞熱[W]

E :放射線吸収割合[-]
 一炉内 : β線, γ線ともに 0.1
 一炉外のFP:β線, γ線ともに 1

添3.4.2-1

*G* : 実効G值[分子/100eV]

-水素 : G(H2) = 0.06-酸素 : G(02) = 0.03  $\Delta t$  : タイムステップ [sec]

放射線吸収割合について、炉内については、炉心から放出される放射線が水に 吸収される割合を解析によって評価した結果、約1%となったことから、これを 保守的に考慮して 10%とした。また、炉外のFPについては水中に分散してい ることを考慮し、保守的に放射線のエネルギの 100%が水の放射線分解に寄与す るものとした。<sup>[1]</sup>

今回は $\beta$ 線及び $\gamma$ 線を考慮の対象とし、 $\alpha$ 線については考慮の対象としていな い。 $\alpha$ 線については飛程が短いため、大部分が溶融炉心等に吸収されるものと考 え、 $\alpha$ 線による水の放射線分解への寄与は無視できるものとした。また、本評価 では電力共同研究(以下、「電共研」という。)において求めたG値を用いてい るが、これは $\gamma$ 線源による照射によって得られた実験結果である。 $\beta$ 線は $\gamma$ 線に 比べて飛程が短いことから溶融炉心等に吸収され易く、 $\gamma$ 線源による実験結果の G値を $\beta$ 線に対して適用することは、放射線分解に伴う水素及び酸素濃度を多く 見積もる点で保守的な取り扱いと考えられる。

放射線の吸収エネルギ100eV あたりに生成する原子・分子数をG値と呼ぶ。G 値には水の放射線による分解作用のみを考慮した初期G値と,これに加えて放射 線分解による生成物が再結合して水分子等に戻る化学反応の効果を考慮した実 効G値がある。

照射が始まり,放射線分解による生成物が増加すると,その生成物の濃度に応 じて生成物が再結合して水に戻る等の化学反応も増加するため,水素分子及び酸 素分子の生成割合は照射初期から徐々に低下する。水素濃度や酸素濃度と水の吸 収線量との関係の傾向は,一時的に水素濃度や酸素濃度の上昇ピークが現れるの ではなく,水素濃度や酸素濃度の上昇が徐々に抑制されていく形の曲線となる。 原子炉格納容器内の濃度上昇というマクロな現象を評価する観点では再結合等 の化学反応の効果を含めた実効G値を用いることが適切と考えられるため,本評 価では実効G値を用いる。また,実効G値には電共研の実験結果<sup>[2]</sup>に基づく値 を用いた。これについては次項に示す。

3. 実効G値の設定について

3.1 実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果<sup>[2]</sup>

本評価における実効G値の設定根拠とした電共研「事故時放射線分解に関する 研究」<sup>[2]</sup>の実験結果を図1に示す。電共研の実験では、重大事故の際の原子炉 格納容器内の環境を想定した。図1は、非沸騰条件において、よう素イオン濃度 を炉心インベントリの 50%に相当する濃度とし、ジルコニウムー水反応割合は 5.5%とした場合の吸収線量と酸素濃度の相関を示している。

実効G値は吸収線量が 1×10<sup>4</sup>Gy での傾きから求めた。この吸収線量は事象 発生から約 1.5 時間後までのサプレッション・プールでの吸収線量に相当する。 実効G値は吸収線量の増加とともに傾きが小さくなる傾向にあることから,事象 発生から約 1.5 時間後の実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。

#### 3. 2 実効G値に影響を及ぼす因子

水の放射線分解によって生成した水素ガスや過酸化水素は、OHラジカルを介 した再結合反応によって水に戻るが、このときOHラジカルと反応し易い物質の 存在や、沸騰等による生成物の気相への移行があると、再結合反応が阻害され、 水素分子及び酸素分子が生成される。このため、実効G値はこれらの因子によっ て変化する。

実効G値に影響を及ぼす因子としては、よう素等の不純物濃度、液相中の水素 分子の濃度といった化学的因子の他に、ガスの気液移行速度(沸騰、非沸騰の違い)といった物理的因子がある。

本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果に対して上記の 因子の影響を考慮する際に参照した電共研の実験結果を次に示す。また,電共研 の実験結果と本評価における各因子の相違と影響をまとめた結果を表1に示す。

(1) よう素の影響

体系中によう素等の不純物が存在すると、以下の化学反応が生じ、OHラジ カルがOH<sup>-</sup>となるため、OHラジカルを介した式①の再結合反応を阻害し、水 素分子の増加と同時に水素原子の生成が減少する。水素原子の減少により式②の 反応が減少することで過酸化水素の加水分解が促進され、酸素ガスの生成量が増 大するものと考えられる。

 $I^- + OH \rightarrow I + OH^-$   $\overrightarrow{x}(4)$ 

水中のよう素濃度を変化させた場合の酸素ガスの発生割合を図2に示す。液相 単相条件下において、よう素イオン濃度は炉心インベントリの0~100%に相当 する濃度とした。図2のとおり、水中のよう素イオン濃度が高いほど、吸収線量 に対する酸素ガスの発生割合が高い。

よう素以外の不純物として,ほう素,鉄,銅を添加した場合の酸素ガスの発生 割合を図3に示す。図3のとおり,不純物の添加による酸素ガスの発生割合への 影響は見られない。

以上の結果から、よう素濃度に関して本評価における条件とほぼ同等の実験の 結果から求めた実効G値を用いることは妥当と考える。

(2) 溶存水素濃度の影響

液相中の水素濃度が増加すると、OHラジカルを介した再結合反応が進み、 その結果、水素ガスと酸素ガスの生成量が減少すると考えられる。

水中の水素濃度を変化させた場合の酸素ガスの発生割合を図4に示す。液相単
相条件下において,初期水素濃度はジルコニウム-水反応割合が0~50%で生成 した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度とした。図4のとおり, 水中の水素濃度が高いほど,吸収線量に対する酸素ガスの発生割合が低い。

したがって,水の放射線分解が進行し,液相中の水素濃度が上昇すると実効G 値は徐々に減少すると考えられる。また,ジルコニウム-水反応によって発生す る水素ガスが液相中に溶解し,液相中の水素濃度が上昇する場合にも実効G値は 減少すると考えられる。

よって, 炉心損傷事故の状況としては比較的少ないと考えられるジルコニウム - 水反応割合 5.5%に相当する溶存水素濃度の実験結果から求めた実効G値を 用いることは妥当と考える。

(3) 初期酸素濃度の影響

初期酸素濃度を変化させた場合の酸素ガスの発生割合を図3に示す。図3からは、初期酸素濃度が酸素ガスの実効G値に与える影響は確認できない。このことから、初期酸素濃度は少なくとも数vol%程度では、初期酸素濃度は酸素ガスの 実効G値に影響を及ぼすものではないと考える。

(4) 沸騰, 非沸騰状態の影響

非沸騰の場合には、水素ガス及び酸素ガスが比較的長期間液相に滞在できるため、再結合反応が起こりやすく、水素ガスと酸素ガスの生成量が減少すると考えられる。一方、液相が沸騰している場合には、生成された水素ガス及び酸素ガスがボイドに移行し短期間で気相に放出されるため、再結合反応が非沸騰状態に比べ起こりにくく、水素ガスと酸素ガスの生成量が増加すると考えられる。

沸騰状態における酸素濃度の変化を図5に示す。よう素イオン濃度を炉心イン ベントリの 50%に相当する濃度とし、初期水素濃度はジルコニウム-水反応割 合が 5.0%で生成した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度と した。図5のとおり、沸騰状態であっても、吸収線量に対する酸素ガスの発生割 合は極めて低い。

上記の結果に加え、本評価条件では、大部分の領域・期間が非沸騰状態である と考えられることから、非沸騰状態の実効G値を採用することは妥当と考える。

(5) 温度の影響

温度を室温(25℃)から 70℃まで変化させた場合の酸素濃度の変化を図6に 示す。図6のとおり、温度が高くなるほど再結合反応が促進されるため、実効G 値は小さくなる傾向となっている。また、オークリッジ国立研究所(ORNL) による照射試験<sup>[3]</sup>でも、図7のとおり、温度依存性について同様の傾向が示さ れている。

本評価条件では,温度は室温を上回るため,室温での電共研の実験結果に基づ く実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。

(6) pHの影響

pHを4,6.5,10とした場合の酸素濃度の変化を図8に示す。図8からは、 中性環境下で酸素ガスの実効G値は僅かに小さい傾向を示していることが分か る。<sup>[2]</sup>しかしながら、その傾きの違いは僅かであることから、中性条件下の試 験で求めた実効G値を用いることに問題はないと考える。

3.3 実効G値への不純物の影響についての電共研の追加実験結果<sup>[1]</sup>

電共研「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」<sup>[1]</sup>で は、電線被覆材等に起因する有機物の影響について追加実験を行っており、有機 物をエタノールで模擬して液相中に添加し、酸素濃度の変化を測定している。実 験結果は図9、10のとおり、実効G値を低減する効果があることが確認されて いる。これは、エタノールは放射線場ではOHラジカルと反応してエタノールラ ジカルとなり、還元剤として働いて酸素ガスを消費する反応に寄与するためであ る。

 $CH_3CH_2OH + OH \rightarrow CH_3CHOH + H_2O$   $\vec{x}$ 

 $CH_{3}CHOH + O_{2} \rightarrow CH_{3}COH + HO_{2}$   $\vec{t}$ 

その他の不純物と合わせて影響をまとめた結果を表2に示す。なお,通常の想 定濃度範囲では,OHラジカルの反応速度の観点から,実効G値への影響はよう 素イオンが支配的となることから,よう素イオンで不純物を代表させている。

4. 原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法

放射線分解を考慮した原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法は次の とおり。また,原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の評価の流れを図11に示す。

- ・MAAP解析から得られるドライウェル及びサプレッション・チェンバの窒素 ガスモル数から,原子炉格納容器の初期酸素濃度を 2.5vol%としたときの酸 素ガスモル数と窒素ガスモル数を計算する。
- ・ドライウェル及びサプレッション・チェンバにおける崩壊熱から、水の放射線
   分解による酸素ガス発生量と水素ガス発生量を計算する。
- ・水の放射線分解によって生成する水素ガス及び酸素ガスについては、MAAP 結果に基づいてドライウェルとサプレッション・チェンバ間の移行量を評価し、 移行量に応じてドライウェルとサプレッション・チェンバに分配する。
- ・上記を重ね合わせることにより、原子炉格納容器内の気相濃度を計算する。

#### 5. 参考文献

- [1] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」BWR電 力共同研究, 平成12年3月
- [2]「事故時放射線分解に関する研究」(BWR電力共同研究,昭和63年3月)
- [3] Zittel,H.E., "Boiling water reactor accident radiolysis studies", ORNL-TM-2412 Part VⅢ (1970).
- [4] Prczewski,K.I., et.al., "Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWR' s",U.S.NRC Joint ANS/ASME Conference,Aug (1984).

以 上

表1 谷林	重パフィ	メータ	が酸素ガ	スの実効(	子値に与	える	影響
-------	------	-----	------	-------	------	----	----

パラメータ	電共研の 実験	有効性評価	酸素の実効G値への影響と保守性
吸収線量	$\sim 1 \times 10^4 \mathrm{G}$ y	サプレッション・プール での吸収線量は事象発生 から約 1.5 時間後に 1× 10 <sup>4</sup> G y を超える。	水素ガスの実効G値は吸収線量が多いほど 小さくなる傾向があり <sup>[2,3]</sup> ,酸素ガスの実 効G値についても同様の傾向であることを 確認している <sup>[2]</sup> 。酸素濃度の長期(7日間) の推移を見る観点では,事象進展を考えた上 で事象発生から約1.5時間後の吸収線量に 相当する(1×10 <sup>4</sup> Gy)で求めた実効G値を 用いることは,保守的であり妥当と考える。 (図1参照)
よう素放出 割合	50% (立地審査指針 における仮想事 故条件を設定)	約 79%	水素ガスの実効G値はよう素濃度が高いほ ど大きくなる傾向があり <sup>[2,4]</sup> ,酸素ガスの 実効G値についても同様の傾向であること を確認している <sup>[2]</sup> 。しかしながら,図2を 参照すると,左記の程度の割合の相違であれ ば,G値(測定データの傾き)に大きな違い は表れないと考えられることから,有効性評 価において,電共研の実験結果に基づく実効 G値を用いることは妥当と考える。
<ul><li>水-ジルコ</li><li>ニウム反応</li><li>割合(溶存</li><li>水素濃度)</li></ul>	5.5%	約 7.8%	水素ガスの実効G値は溶存水素濃度が高い ほど小さくなる傾向があり <sup>[2,4]</sup> ,酸素ガス の実効G値についても同様の傾向であるこ とを確認している <sup>[2]</sup> 。このことから,ジル コニウムー水反応割合が小さい電共研の実 験結果に基づく実効G値を用いることは妥 当と考える。(図4参照)
初期酸素濃 度	1.5vol%	2.5vo1%	少なくとも初期酸素濃度数 vo1%程度では, 初期酸素濃度は酸素ガスの実効G値に影響 を及ぼすものではないと考える。(図3参照) [2]
沸騰・非沸 騰	非沸騰状態	炉内:沸騰状態 サプレッションプール: 非沸騰状態	沸騰状態では酸素ガスの実効G値はほぼ0 となる傾向がある。このことから、非沸騰状 態での電共研の実験結果に基づく実効G値 を用いることは妥当と考える。(図5参照) <sup>[2]</sup> 。
温度	室温	室温以上	温度が高いほど,再結合反応が促進されるため実効G値は小さくなる傾向がある。事故時には温度は室温を上回るため,室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。(図6,7参照) <sup>[2,3]</sup>
рН	中性	事故対応の中で変動する 可能性がある。	中性環境下では酸素の実効G値は僅かに小 さい傾向を示すが、その差は小さい。このた め、中性条件下の試験で求めた電共研の実験 結果に基づく実効G値を用いることに問題 はないと考える。(図8参照) <sup>[2]</sup>

then FFF	水生医口	シビアアクシデント環	歌書ギュの安執のは、の影響
物貨		境下における発生量	酸素ガスの美効G値への影響
金属イオン等	炉内構造物 等	$0 \sim 2 p p m$	よう素存在条件下において,金属イオン等
(F e, C u)		(TMI-2事故時の	(Fe, Cu, B) が添加された場合の結果か
		冷却材中不純物濃度や	らは,実効G値へ影響は見られない。 <sup>[2]</sup>
		BWRプラント通常運	(図3参照)
		転時における金属濃度	
		等の評価を参考に設	
		定)	
ホウ酸	制御棒材の酸	約1×10 <sup>-3</sup> mol/1	水の p Hに影響するが, p Hの違いによる
	化, MCCI時	(原子炉格納容器内で	実効G値への影響は小さい。 <sup>[2]</sup>
	の化学反応	の想定発生量とS/C	
		液相体積から概算)	
コンクリート	主成分の SiO <sub>2</sub> ,	安定な酸化物でエアロ	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し,
	CaO, $A1_2O_3$ , MgO	ゾルとして挙動し,水	水にはほとんど溶けないので,放射線分解
	などがMCC I	にはほとんど溶けない	への影響は小さい。また, MCCI時に
	時に放出		CO <sub>2</sub> が発生し水の p Hに影響するが, p H
			の変化によるG値への影響は小さい。 <sup>[1,</sup>
			2]
有機物	電線被覆材など	約 1.1×10 <sup>-6</sup> mol/1	酸素ガスを消費する反応に寄与し、実効G
	の熱分解や放射	(格納容器内での想定	値を低減する。 <sup>[1]</sup> (図9,10 参照)
	線分解	発生量とS/C液相体	
		積から概算)	

表2 よう素以外の不純物が酸素ガスの実効G値に与える影響



図1 本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果



図2 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(よう素濃度を変化させた場合)



図3 溶存酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の有無と吸収線量の関係 (酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の添加量を変化させた場合)



図4 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(溶存水素濃度を変化させた場合)







図6 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(温度を変化させた場合)



図7 水素ガス発生量と吸収線量の関係(温度を変化させた場合)-ORNLによる 試験



図8 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (pHを変化させた場合)

図9 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(エタノール添加なし)

図10 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(エタノール添加あり)

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。

添 3.4.2-13

初期酸素濃度及び MAAP解析結果 水の放射線分解を考慮したモル数 初期酸素濃度 2.5%を考 慮したときの窒素モル数 窒素モル数  $N'_{N_2} = N_{N_2} \times (1 - 0.025)$  $N'_{N_{2}}$ 窒素モル数  $N_{N_2}$ 初期酸素濃度 2.5%を考 酸素モル数 慮したときの酸素モル数  $N_{O_2} + \Delta N_{O_2}$  $N_{O_2} = N_{N_2} \times 0.025$ 水素モル数 水素モル数  $N_{H_2} + \Delta N_{H_2}$  $N_{H_2}$ 水の放射線 D/W⇔S/C 分解による 発生酸素モ 間の酸素 ル数 移行量評価  $\Delta N_{O_2}$ 崩壊熱  $Q_{decay}$ 水の放射線 D/W⇔S/C 分解による 発生水素モ 間の水素 ル数 移行量評価  $\Delta N_{H_2}$ 水蒸気モル数 水蒸気モル数  $N_{H_2O}$  $N_{H_2O}$ 

図 11 水素・酸素濃度の評価フロー図

添付資料 3.4.3

安定状態について(水素燃焼)

水素燃焼の安定状態については以下のとおり。

原子炉格納容器安定状態:本評価では,事象発生から約10時間で原子炉補機代替 冷却系を接続し,残留熱代替除去系による原子炉格納 容器除熱を実施し,事象発生から約12時間後に可搬式 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。これにより,7日後まで格納容器ベントを 実施しない状態で原子炉格納容器の機能を維持可能な 事象進展となっている。

【安定状態の維持について】

本評価における格納容器ベントを実施しない状態を7日後以降も継続する場合,酸素濃度(ドライ条件)は事象発生から約100日以降にドライウェルにおいて4.4vo1%に到達する。

このため、事象発生から7日間が経過した以降も水素濃度及び酸素濃度を監視 するとともに、状況に応じて酸素濃度の低減(可燃性ガス濃度制御系の運転等) を行い、原子炉格納容器内が可燃限界の濃度に到達することを防止する。また、 重大事故等対処設備以外の設備の機能の復旧等も考慮し、格納容器圧力及び温度 の低下操作や原子炉格納容器内の窒素ガス置換を試みる。これらの対応が困難で あり、原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界に到達する場合について は、格納容器ベントにより、その水素及び酸素濃度を低減することにより安定状 態を維持できる。 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(水素燃焼)

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

	额指条件(如曲条件	<b>市<u></u> 市 北 久 小 ) の て 雄 小 、 の 天 雄 小 、</b>	ł	+	
項目	脾饥杀件(例费杀件, <i>留枯冬年</i>	事政采件)の介備がる 見始条体	条件設定の考え方		運転員等操作時間に与える影響
酸素濃度	2. 5 vol%	ж.неж.гт 2. 5vo1% Д/ Г	酸素濃度 4.4vo1% (ド ライ条件)到達を防止可 能な初期酸素濃度とし て設定 (運転上許容され ている値の上限)	最後年の12年の14年の14年の14年の14年の14年の14年の14年の14年の14年の14	一場合は、初期酸素濃度が低くなるため、 ーケンスにおける原子炉格納容器内の酸 をく抑えられるが、本評価事故シーケンス 子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の う運転員等操作はないことから、運転員等 こる影響はない。
 右心石のジンコ ーウマーメ反応 による米米ガス 発弁庫	<ul> <li>全炉心内のジルコニウムの</li> <li>約7.8%が水と反応して発生</li> <li>する水素量</li> </ul>	事象准展による	解析コードMAAPに よる評価結果	最確条件とした場合 性があるが,本評価 発生量を操作開始の いことから,運転員	は,水素ガス発生量が変動する可能 事故シーケンスにおいては水素ガス )起点としている運転員等操作はな 等操作時間に与える影響はない。
 金属腐食等によ る水素ガス発生 量	光感しない	兆慮する	酸素濃度を厳しく評価 するものとして設定	最確条件とした場合1 め,本評価事故シーケ 酸素濃度推移が低く対 気においては原子炉 の起点としている運転 等操作時間に与える最	1、水素ガス発生量が増加するた ンスにおける原子炉格納容器内の 」えられるが、本評価事故シーケン 各納容器内の酸素濃度を操作開始 信等操作はないことから、運転員 浮響はない。。
 水の放射線分解 による水素ガス 及び酸素ガスの 発生割合	水素: 0. 06分子/100eV 酸素: 0. 03分子/100eV	水素: 0. 06分子/100eV 酸素: 0. 03分子/100eV	重大事故時における原 子炉格納容器内の条件 を考慮して設定	G値の不確かさにより; 発生量が大幅に増加す? 濃度が可然領域又は爆劇 場合には、格納容器フィ 格納容器内の気体を排出	水の放射線分解による酸素ガス 5場合, 原子炉格納容器内の酸素 偏領域となる可能性がある。その ・レタベント系を使用し, 原子炉 ゴする必要がある。

添 3. 4. 4-1 **301** 

#### 原子炉注水開始時間の評価結果への影響

1. はじめに

今回の評価では、運転操作手順書等を踏まえ、原子炉圧力容器への注水開始時 刻を事象発生から30分後としている。実際の事故対応においては原子炉圧力容 器への注水開始時刻が早まる又は遅れる可能性も想定される。水素燃焼のリスク の観点では、ジルコニウムー水反応による水素ガス発生量が抑制され、相対的に 酸素濃度が高くなることで水素濃度及び酸素濃度がともに可燃領域に至る可能 性が考えられる。一方で、注水時点の炉心の状態によっては、ジルコニウムー水 反応が促進され、水素ガス発生量が増加する場合も考えられる。この場合には、 増加した水素ガスによって相対的に酸素濃度が低下すると考えられる。

ここでは原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる場合を想定し, 原子炉圧力容器への注水開始時刻が評価結果に与える影響を確認した。

#### 2. 評価条件

今回の申請において示した解析ケース(以下「ベースケース」という。)の評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は、ベースケースと同等である。

- (1) 感度解析1(注水開始時刻が早まる場合)
  - ・原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から25分後とした。25分は今後の更なる事故対応能力の改善を見据えて設定した値である。
- (2) 感度解析2(注水開始時刻が遅れる場合)
  - ・原子炉圧力容器への注水開始時刻をベースケースから 30 分遅延することと し,事象発生から 60 分後とした。30 分は,原子炉圧力容器への注水が遅れ たとしても,溶融炉心が炉心プレナム下部に移行しない時間であることを確 認し,設定した値である。
- 3. 評価結果

評価結果を図1から図8に示す。また,評価結果のまとめを表1に示す。各パ ラメータの推移はベースケースとほぼ同等となり,事象発生から7日後の酸素濃 度も5vol%未満となった。

4. まとめ

原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れることによる評価結果への影響を確認した結果,評価項目となるパラメータである酸素濃度は,ベースケースと同等となった。このことから,実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まった又は遅れる場合においても水素燃焼のリスクの観点での事故対応への影響はない。

以上

表1 原子炉圧力容器への注水開始時刻の変更に伴う評価項目への影響

	原子炉			
百日	感度解析1	感度解析 2	ベースケース	評価
項日	(事象発生から	(事象発生から	(事象発生から	項目
	25 分後)	60 分後)	30 分後)	
全炉心内のジル				
コニウム量に対	約 11.7%	約 6.2%	約 7.8%	
する酸化割合				
ジルコニウムー				
水反応による水	約 293kg	約 167kg	約 198kg	
素ガス発生量				
ドライウェル	約 1. 1vo1%	約 1. 1vo1%	約 1. 1vo1%	
酸素濃度	(事象発生から	(事象発生から	(事象発生から	
(ウェット条件)	168 時間後)	168 時間後)	168 時間後)	$5 \times 10/$
サプレッショ	然 1 0 1 0/	然り 1 1 0/	然 1 0 1 0/	り V01 70 い 下
ン・チェンバ	ボリ1.900170	ボリム,100170 (市在攻止から	ボリ1.900170	以下
酸素濃度	<ul> <li>(尹豕光生から</li> <li>160 時間公)</li> </ul>	(尹豕光生から	<ul><li>(尹豕光生から</li><li>160 時間公)</li></ul>	
(ウェット条件)	100时间饭/	100时间饭/	100时间饭/	



#### 図1 格納容器圧力の推移(感度解析1)



図2 格納容器温度の推移(感度解析1)

添 3. 4. 5-3 **304** 



残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウェル内の蒸気凝縮により, サプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウェルへ流入し, 非凝縮性ガスの濃度が上昇





図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析1)



# 図5 格納容器圧力の推移(感度解析2)



図6 格納容器温度の推移(感度解析2)



残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウェル内の蒸気凝縮により,サプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウェルへ流入し,非凝縮性ガス濃度が上昇

### 図7 ドライウェルの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析2)



図8 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析2)

- 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用
- 3.5.1 格納容器破損モードの特徴,格納容器破損防止対策
  - (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあ るプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すと おり、TQUV、TQUX及びLOCAである。
  - (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、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)が 発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このた め、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格 納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、ペデスタル のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、 原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉圧力容器の下部から溶融炉 心が落下する時点で、ペデスタルに溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確 保し、かつ、溶融炉心の落下後は、ペデスタル代替注水系(可搬型)によって 溶融炉心を冷却すること及びペデスタルにコリウムシールドを設置すること により、原子炉格納容器の破損を防止するとともに、溶融炉心・コンクリート 相互作用による水素ガス発生を抑制する。

また,溶融炉心の落下後は,ペデスタル代替注水系(可搬型)によって溶融 炉心の冷却を実施する。その後,残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベン ト系によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

さらに,長期的な原子炉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て原子炉格納容器内へ窒素供給することによって,原 子炉格納容器の破損を防止する。

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

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故 シーケンスに対して、ペデスタルのコンクリートの侵食による原子炉圧力容器 の支持機能喪失を防止するため、格納容器代替スプレイ系(可搬型)及びペデ スタル代替注水系(可搬型)によるペデスタル注水手段を整備する。また、ド ライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプ(以下「ドライ ウェルサンプ」という。)への溶融炉心の流入を防止し、溶融炉心が原子炉格 納容器バウンダリに接触することを防止するために、ペデスタルにコリウムシ ールドを設置する。

また,その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から,残留熱代 替除去系による原子炉格納容器除熱手段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手段を整備する。なお,これらの原子炉圧力容器破損以 降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気 圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」と同じである。

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応,本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は,「3.2 高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のa.からj.に示している。このうち,本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は,「3.2 高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)に示すf.からh.である。

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応,本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1-1(1)図から第3.2.1-1(3)図である。このうち,本格納容器破損モードに対する重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1-1(2)図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

#### 3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは,「1. 2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり,プラント損傷状態をT QUVとし,事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象 を起因事象とし,逃がし安全弁再閉失敗を含まない「過渡事象+高圧炉心冷却 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」である。ここで,逃がし安全弁再閉失敗を含まない事 故シーケンスとした理由は,プラント損傷状態がTQUVであるため,事故対 応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え,発生頻度の観点で 大きい事故シーケンスを選定したためである。

また,「1.2.2.1(3)e. 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり,プ ラント損傷状態の選定では,LOCAとTQUVを比較し,LOCAの場合は ペデスタルに原子炉冷却材が流入することで溶融炉心・コンクリート相互作用 が緩和される可能性等を考慮し,より厳しいと考えられるTQUVを選定した。

また、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、 必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対 応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。

なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直 接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において 有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モー ド及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」ではプラント損 傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」で はプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラント損傷状態を選定し ている。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が燃 料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全 弁の手動開操作によって原子炉減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融 炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた 一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破 損モードについては同様のシーケンスで評価する。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱,燃料棒内温度変化,燃料 棒表面熱伝達,燃料被覆管酸化,燃料被覆管変形,沸騰・ボイド率変化,気液 分離(水位変化)・対向流,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,下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達,原子炉圧力容 器破損,原子炉圧力容器内FP挙動,炉心損傷後の原子炉格納容器におけるペ デスタル床面での溶融炉心の拡がり,原子炉圧力容器外FCI(溶融炉心細粒 化),原子炉圧力容器外FCI(デブリ粒子熱伝達),溶融炉心とペデスタルプ ール水との伝熱,溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び 非凝縮性ガス発生が重要現象となる。

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器 内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によりペデスタルの床面及び壁面のコンクリートの 侵食量等の過渡応答を求める。

また,解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として,本評価 事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響,評価項目となるパラ メータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「3.2 高圧溶融物放出/格納 容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。また、初期条件の初期酸素濃度並 びに事故条件の水素ガス及び酸素ガスの発生については、「3.4 水素燃焼」と 同じである。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移を第3.5.2-1(1)図及び第3.5.2-1(2)図に,格納容器圧力,格納容器温度,ドライウェル及びサプレッション・チェンバ気相濃度(ウェット条件,ドライ条件),サプレッション・プール水位,ペデスタル水位並びに溶融炉心・コンクリート相互作用によるペデスタル床面及び壁面のコンクリート 侵食量の推移を第3.5.2-1(3)図から第3.5.2-1(11)図に示す。

a. 事象進展

事象進展は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

b. 評価項目等

ペデスタルにコリウムシールドを設置するとともに,溶融炉心落下前のペ デスタルへの水張り及び溶融炉心落下後のペデスタルへの注水の継続によ って,コンクリート侵食量はペデスタルの床面で0m,壁面で約0.04mに抑 えられ,ペデスタルの溶融炉心は適切に冷却される。また,MAAPコード による評価において,コリウムシールドと溶融炉心の接触面温度は2,100℃ 未満であり,ペデスタル床面に設置したコリウムシールドの侵食は生じない。 ペデスタル壁面のコンクリート侵食に対しては,コンクリート侵食が約 1.6m 厚さの内側鋼板及びコンクリート部を貫通して外側鋼板まで到達しな

い限り,原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。評価の結果,ペデスタル 壁面のコンクリート侵食量は約0.04mに抑えられ,原子炉圧力容器の支持機 能を維持できる。

ペデスタル床面のコンクリート侵食に対しては、ペデスタルの床面以下の コンクリート厚さが約4mであり、ペデスタル床面のコンクリート侵食量は Omであるため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

また,溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は、ペデ スタル壁面についてはコンクリートの侵食量が約0.04m であるため,約11kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ジルコニウムー水反 応によって約423kgの水素ガスが発生することを考慮すると、溶融炉心・コ ンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が 格納容器圧力に与える影響は小さい。このため、溶融炉心・コンクリート相 互作用による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。

なお、ペデスタルへの溶融炉心落下後の本評価における水素濃度は、サプ レッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約9.9vol%以上、ドライ条 件で約24.7vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。一方、 酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から7 日後(168 時間後)においても酸素濃度はウェット条件で約1.6vol%、ドラ イ条件で約2.5vol%であり、可燃限界である5vol%を下回る。溶融炉心・コ ンクリート相互作用によって、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生 するが、ジルコニウムー水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原 子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一 酸化炭素の影響は無視できる。溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガ スは発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃 性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸 素濃度を下げる要因となり、上記の酸素濃度(ウェット条件で1.6vol%、ド ライ条件で2.5vol%)以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納 容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

その後は、ペデスタルに崩壊熱相当に余裕を見た流量でのペデスタル注水 を行い、また、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を継続して行う ことで、安定状態を維持できる。

(添付資料 3.5.1)

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す (8)の評価項目について、ペデスタル床面及び壁面のコンクリート侵食量<sup>\*\*1</sup> をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確 認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価項目の評価結果につ いては「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉 圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確 認している。

※1 溶融炉心が適切に冷却されることについても、原子炉格納容器の構造 部材の支持機能が維持される範囲でペデスタル床面及び壁面のコンク リートの侵食が停止することで確認した。

なお,「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目については「3.4 水素燃焼」において,(7)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において,

それぞれ選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが,溶融炉心がペデスタルに落下した場合については,本評価において,「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。

3.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では,重大事故等対 処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器の破 損に至り,溶融炉心がペデスタルへ落下してコンクリートを侵食することが特徴 である。

また,不確かさの影響を確認する運転員等操作は,事象進展に有意な影響を与 えると考えられる操作として,溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系(可搬 型)による水張り操作及び溶融炉心落下後のペデスタル代替注水系(可搬型)に よるペデスタルへの注水操作とする。

本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては,溶融炉 心の粒子化,溶融炉心の拡がり,デブリから水への熱伝達,コンクリート種類が 挙げられる。

本評価事故シーケンスの評価では、水による拡がり抑制に対して溶融炉心の拡 がりを抑制した場合、及び、デブリ上面の性状に対して上面熱流束を変化させた 場合の影響評価を実施する。なお、溶融炉心の粒子化の不確かさに対してエント レインメント係数を変化させた場合、コンクリート種類に対して壁方向と床方向 の熱分配を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを 確認している。これらの影響評価に加え、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認 する観点から原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きくなるよう起因事象を大破断 LOCAとした場合の影響評価を実施する。

これらの影響評価の結果,運転員等操作時間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として,原子炉圧力容器の支持機能を維持できるこ とを確認している。

また,原子炉圧力容器下鏡温度を監視し、300℃に到達した時点(事象発生から約3.1時間後)でペデスタルへの初期水張りを行い、ペデスタルへの溶融炉心の落下に対しては、ペデスタルの雰囲気温度、格納容器圧力等を監視することによって、原子炉圧力容器破損を認知し、ペデスタルへの注水を行うといった徴候を捉えた対応によって、溶融炉心を確実に冷却できることを確認している。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは, 「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであ り、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化,燃料棒表面熱伝達,燃料被覆管酸化及び 燃料被覆管変形の不確かさとして,炉心ヒートアップに関するモデルは,T

MI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(ジルコニウムー水反応速度の係数につ いての感度解析)では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移 行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認して いる。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達 した時点でペデスタルへの初期水張り操作、原子炉圧力容器破損時点でペデ スタルへの注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開 始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原 子炉圧力容器下鏡温度の上昇及び原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力上 昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度及び原子炉圧力容器破損 を操作開始の起点としているペデスタルへの初期水張り操作及び原子炉圧 力容器破損時のペデスタルへの注水操作に係る運転員等操作時間に与える 影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動について、原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異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。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱 伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現 性が確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解 析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認してい る。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力 容器下鏡温度が300℃に到達した時点でのペデスタルへの初期水張り操作が あるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、 炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上 昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点として いるペデスタルへの初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響 は小さい。原子炉圧力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては、 溶融炉心落下後のペデスタルへの注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時 間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器の破損を起点としているペ デスタルへの注水操作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炉心下部プレナムでの溶融炉心の 熱伝達の不確かさとして、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、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する 感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認 している。炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受け る可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した 時点でペデスタルへの初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムでの溶融 炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作 開始の起点としているペデスタルへの初期水張り操作に係る運転員等操作 時間に与える影響は小さい。原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性があ る操作としては、溶融炉心落下後のペデスタルへの注水操作があるが、原子 炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器の破損を

起点としているペデスタルへの注水操作に係る運転員等操作時間に与える 影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさと して、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(し きい値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力 容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損(事象発 生から約5.4時間後)に対して、十数分早まる程度であり、ペデスタルへの 注水は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉圧力 容器破損を操作開始の起点としているペデスタルへの注水操作に係る運転 員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確 かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解 析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できるこ とを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規 模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不 確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後 の原子炉圧力容器内FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作は ないことから、運転員等操作に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料-冷却材相互作用の不確 かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数、デ ブリ粒子径の感度解析により、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作 用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事 故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧 カスパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に 与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器におけるペデスタル床面での溶融炉心の拡 がり及び溶融炉心とペデスタルのプール水の伝熱の不確かさとして,エント レインメント係数,溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プールーク ラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認し ている。また、コリウムシールド侵食量に対しても影響を与える可能性があ るが、本評価事故シーケンスでは、コリウムシールド及びコンクリート侵食 を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時 間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融炉心とコンクリート伝熱, コン クリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして, コリウムシールド及 びコンクリートの侵食量への影響が考えられる。本評価事故シーケンスでは, コリウムシールド及びコンクリート侵食を操作開始の起点としている運転 員等操作はないことから,運転員等操作時間に与える影響はない。なお,炉 心損傷後の原子炉格納容器における溶融炉心とコンクリート伝熱, コンクリ ート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさがコンクリート侵食に与える影 響に関しては,実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できること を確認している。また, MAAPコードにおける溶融炉心から構造材への伝 熱は材質に依存しないモデルであり, コリウムシールドにも適用可能である。 (添付資料 3.5.2)

3.5-7

#### 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 MI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(ジルコニウムー水反応速度の係数につ いての感度解析)では,炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移 行の開始時間に対する感度は数分程度であり,影響は小さいことを確認して いる。本評価事故シーケンスでは,原子炉圧力容器破損時点でペデスタルに 初期水張りが実施されていることから,評価項目となるパラメータに与える 影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流の不 確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動につ いて原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価 結果との比較により、水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が 大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小 さいことを確認している。また、原子炉圧力容器破損時点でペデスタルに初 期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影 響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱 伝達の不確かさとして、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、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認してい る。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点でペデスタルに初 期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の 熱伝達の不確かさとして,溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての 再現性を確認している。また,炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関す る感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確 認している。本評価事故シーケンスでは,原子炉圧力容器破損時点でペデス タルに初期水張りが実施されていることから,評価項目となるパラメータに 与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさと して、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(し きい値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力 容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損(事象発 生から約5.4時間後)に対して、早まる時間はわずかであり、破損時間がわ ずかに早まった場合においても、ペデスタルに初期水張りが実施されている ことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確 かさとして,原子炉圧力容器内FP挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用 による侵食量に関連はないことから,評価項目となるパラメータに与える影 響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料 – 冷却材相互作用の不確 かさとして,エントレインメント係数の感度解析により溶融炉心の細粒化割

合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認しており,また,溶 融炉心の温度に対する感度は小さく,コリウムシールド侵食に与える感度に ついても同様に小さいことから,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格納容器におけるペデスタル床面での溶融炉心の拡 がりについて、溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定した感度解析を実施 した。評価の体系として,水中に落下した溶融炉心が初期水張り水深と同じ 高さの円柱を形成し、円柱の上面から水によって除熱されるものとした。た だし、円柱の側面部分も水に接していることを想定し、上面からの除熱量は 円柱上面の面積に側面の面積を加えた値とした。感度解析の結果,第3.5.2 -1(12)図に示すとおり,コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じ ず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、溶融炉心とペデスタル のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心か らのプール水への熱流束及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数の感度 解析を踏まえ, コンクリートの侵食量について支配的な溶融炉心からのプー ル水への熱流束についての感度解析を実施した。感度解析の結果,第3.5.2 -1(13)図に示すとおり、コンクリート侵食量はペデスタルの床面で0m、壁 面で約 0.13m に抑えられ,原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお, 本感度解析では、ペデスタルでの溶融炉心・コンクリート相互作用によって 約 41kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが,本評価にお いてもジルコニウム-水反応によって約 422kg の水素ガスが発生すること を考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその 他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。溶融炉心・ コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が,可燃性ガスの燃焼の可能 性に及ぼす影響について,本評価におけるペデスタルへの溶融炉心落下後の 原子炉格納容器内の水素濃度は、サプレッション・チェンバにおいて、ウェ ット条件で約 6.1vol%以上,ドライ条件で約 30.9vol%以上となり,ドライ条 件においては13vol%を上回る。このことから、本感度解析において評価した、 溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を, 本評価の結果に加えて気相濃度を評価しても, 原子炉格納容器内での可燃性 ガスの燃焼の可能性には影響しない。

なお,溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約41kg の気体の 内訳は,可燃性ガスである水素ガスが約35kg,一酸化炭素が約6kg,その他 の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応 によって発生する水素ガスも考慮すると,原子炉格納容器内に存在する可燃 性ガスとしては水素ガスが支配的であり,一酸化炭素の影響は無視できる。

一方,原子炉格納容器内の酸素濃度については,事象発生から7日後(168時間後)においてもウェット条件で約1.5vol%,ドライ条件で約4.1vol%であり,可燃限界である5vol%を下回る。溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため,溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合,上記の酸素濃度(ウェット条件で1.5vol%,ドライ条件で4.1vol%)以下になるもの

と考えられる。このため,原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生す るおそれはない。

(添付資料 3.5.2, 3.5.3)

- (2) 解析条件の不確かさの影響評価
  - a. 初期条件,事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件,事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は,第3.2.2-1 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,原子炉圧 力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが,操作手順(原子炉圧 力容器下鏡温度に応じてペデスタルへの初期水張り操作を実施すること 及び溶融炉心落下後にペデスタルへの注水操作を開始すること)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。

初期条件の溶融炉心からプールへの熱流束は,解析条件の800kW/m<sup>2</sup>相当 (圧力依存あり)に対して最確条件は800kW/m<sup>2</sup>相当(圧力依存あり)であ り,最確条件とした場合は,解析条件と同様であるため,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。

初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは,解析条件の内側鋼板及 びリブ鋼板は考慮しないことに対して,最確条件はコンクリート以外の構 造材を考慮することであり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした 場合には,コンクリートより融点が高い内側鋼板,リブ鋼板の耐熱の効果 により,溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制 されるが,コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作 はないことから,運転員等操作時間に与える影響はない。また,コリウム シールドについては,機器条件にて考慮している。

初期条件の原子炉圧力容器下部及びペデスタル内構造物の扱いは,解析 条件のペデスタルに落下する溶融物とは扱わないことに対して,最確条件 は部分的な溶融が生じ,ペデスタルに落下する可能性があり,解析条件の 不確かさとして,最確条件とした場合は,溶融物の発熱密度が下がるため, 溶融炉心・コンクリート相互作用によるコリウムシールド及びコンクリー トの侵食は抑制されるが,コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操 作開始の起点としている運転員等操作はないことから,運転員等操作時間 に与える影響はない。

初期条件のペデスタル床面積は,解析条件のペデスタルの床面積に対し て最確条件はペデスタルの床面積であり,最確条件とした場合は,解析条 件と同様であるため,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。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,格納容器容積(サプレ ッション・チェンバ)の空間部及び液相部,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、原子炉圧力容器への給水はできないものとして 給水流量の全喪失を設定しているが、起因事象の違いによって操作手順 (原子炉圧力容器下鏡温度に応じてペデスタルへの初期水張り操作を実施すること及び原子炉圧力容器破損後にペデスタルへの注水操作を開始 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。

機器条件のコリウムシールドの侵食開始温度は,解析条件の2,100℃に 対して最確条件は2,100℃であり,最確条件とした場合は,解析条件と同 様であるため,事象進展に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。

(添付資料 3.5.2)

# (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応 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,溶融炉心の持つエネルギが小さくなるこ とから,評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の溶融炉心からプールへの熱流束は,解析条件の800kW/m<sup>2</sup>相当 (圧力依存あり)に対して最確条件は800kW/m<sup>2</sup>相当(圧力依存あり)であ り,最確条件とした場合は,解析条件と同様であるため,事象進展に影響 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。コンク リートの侵食量に対しては,実験で確認されている侵食面における侵食の 不均一性等の影響を確認する観点から,コンクリート侵食量への影響が最 も大きい溶融炉心からプール水への熱流束について,感度解析を実施した。 感度解析の結果,第3.5.2-1(13)図に示すとおり,コンクリート侵食量は ペデスタルの床面で0m,壁面で約0.13mに抑えられることから,原子炉 圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。なお,本感度解析では, ペデスタルでの溶融炉心・コンクリート相互作用によって約41kgの可燃 性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが,本評価においてもジルコ ニウムー水反応によって約422kgの水素ガスが発生することを考慮すると, 溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性 ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。

溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が,可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について,本感度解析におけるペデスタルへの溶融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は,サプレッション・チェンバにおいて,ウェット条件で約 6.1vol%以上,ドライ条件で約 30.9vol%以上となり,ドライ条件においては 13vol%を上回る。このことから,溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガスの発生量について,感度解析の結果を本評価の結果に加えて原子炉格納容器内の気相濃度を評価しても,原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性

には影響しない。なお、溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる 約41kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約35kg、一酸化炭素が 約6kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジル コニウムー水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容 器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素 の影響は無視できる。

一方,原子炉格納容器内の酸素濃度については,事象発生から7日後 (168 時間後)においてもウェット条件で約 1.5vol%,ドライ条件で約 4.1vol%であり,可燃限界である5vol%を下回る。溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため,溶融炉心・コンクリート相互 作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため,本感度 解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガ ス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度 を評価する場合,上記の酸素濃度(ウェット条件で 1.5vol%,ドライ条件 で 4.1vol%)以下になるものと考えられる。このため,原子炉格納容器内 での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは,解析条件の内側鋼板及 びリブ鋼板は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の構 造材を考慮することであり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした 場合は,コンクリートより融点が高い内側鋼板,リブ鋼板の耐熱の効果に より,溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制さ 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。ま た,コリウムシールドについては,機器条件にて考慮している。

初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは,解析条件のペデスタ ルに落下する溶融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な溶融 が生じ、ペデスタルに落下する可能性があり,解析条件の不確かさとして、 最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、溶融炉心・コン クリート相互作用によるコリウムシールド及びコンクリートの侵食は抑 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。

初期条件のペデスタル床面積は,解析条件のペデスタルの床面積に対し て最確条件はペデスタルの床面積であり,最確条件とした場合は,解析条 件と同様であるため,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。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,格納容器容積(サプレ ッション・チェンバ)の空間部及び液相部,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。

事故条件について,溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食量を評価するにあたり,溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する 観点から感度解析を実施した。感度解析は,原子炉水位の低下の観点でよ り厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮 定し,事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし, 本評価事故シーケンスの解析条件と同様,電源の有無に係らず重大事故等

対処設備による原子炉注水機能についても使用出来ないものと仮定した。 この場合,事象発生直後から原子炉冷却材が原子炉格納容器内に流出する ため,原子炉水位の低下が早く,原子炉圧力容器破損までの時間は約3.3 時間となる。

その結果,第3.5.2-1(14)図に示すとおり,コンクリート侵食量はペ デスタルの床面で0m,壁面では約0.04mに抑えられ,原子炉圧力容器の 支持機能を維持できることを確認した。また,コンクリートの侵食量が僅 かであることから,本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用によ る可燃性ガスの発生量は原子炉格納容器内の気相濃度に及ぼす影響を与 えない。このため,溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの 蓄積及び燃焼による格納容器圧力への影響はなく,原子炉格納容器内の気 体組成の推移は「3.5.2(3)b評価項目等」と同じとなる。なお,本評価に おけるペデスタルへの溶融炉心落下後の水素濃度は,ドライウェルにおい て,ウェット条件で約0.1vol%以上,ドライ条件で約24.8vol%以上となり, ドライ条件においては13vol%を上回る。一方,酸素濃度は事象発生から7 日後(168時間後)においてもウェット条件で約2.4vol%,ドライ条件で 約2.9vol%であり,可燃限界である5vol%を下回ることから,原子炉格納 容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

機器条件のコリウムシールドの侵食開始温度は,解析条件の2,100℃に対して最確条件は2,100℃であり,最確条件とした場合は,解析条件と同様であるため,事象進展に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。

(添付資料 3.5.2, 3.5.3)

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして,操作の不確かさを「認知」,「要員配置」,「移動」,「操作所要時間」,「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し,これらの要因が,運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し,評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による 水張り操作は,解析上の操作時間として原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃ 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, 原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃に到達するまでに事象発生から約 3.1 時 間の時間余裕があり,また,ペデスタルの水張り操作は原子炉圧力容器下 鏡温度を監視しながら溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し,水 張り操作を実施するため,実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等 であり,操作開始時間に与える影響は小さいことから,運転員等操作時間 に与える影響も小さい。当該操作は,解析コード及び解析条件(操作条件 を除く)の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが,当該操 作に対応する運転員,対策要員に他の並列操作はなく,また,現場操作に おける評価上の所要時間には余裕を見込んで算定していることから,他の 操作に与える影響はない。

操作条件のペデスタル代替注水系(可搬型)による溶融炉心落下後の

ペデスタルへの注水操作は,解析上の操作開始時間として原子炉圧力容器 破損後(事象発生から約5.4時間後)を設定している。運転員等操作時間 に与える影響として,原子炉圧力容器破損までに事象発生から約5.4時間 の時間余裕があり,また,溶融炉心落下後にペデスタル注水が行われなか った場合でも,溶融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約1.4時 間の時間余裕がある。溶融炉心落下後のペデスタルへの注水操作はペデス タル温度,格納容器圧力等の傾向を監視しながら原子炉圧力容器破損を判 断して実施することとしており,実態の操作開始時間は解析上の設定とほ ぼ同等であるため,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。

(添付資料 3.5.2)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による 水張り操作は,運転員等操作時間に与える影響として,実態の操作開始時 間は解析上の設定とほぼ同等であることから,評価項目となるパラメータ に与える影響は小さい。

操作条件の溶融炉心落下後のペデスタルへのペデスタル代替注水系 (可搬型)による注水操作は,運転員等操作時間に与える影響として,実 態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから,評価項目と なるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料 3.5.2)

(3) 操作時間余裕の把握

操作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。

操作条件の溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による水張 り操作については,原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達するまでの時間は 事象発生から約3.1時間あり,ペデスタルへの注水操作は原子炉圧力容器下鏡 温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また,溶融炉心 落下前の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による水張りは約1.9時間で完了 することから,水張りを事象発生から約3.1時間後に開始すると,事象発生か ら約5.0時間後に水張りが完了する。事象発生から約5.0時間後の水張りの完 了から,事象発生から約5.4時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮す ると,ペデスタルへの注水操作は操作遅れに対して0.4時間程度の時間余裕が ある。

操作条件の溶融炉心落下後のペデスタルへのペデスタル代替注水系(可搬型)による注水操作については,原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約5.4時間あり,また,溶融炉心落下後にペデスタル注水が行われなかった場合でも,溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発するまでには約1.4時間の時間余裕がある。

(添付資料 3.5.2)

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として,運転員等操作時間に与える影響,評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果,解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか,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。

3.5.4 必要な要員及び資源の評価

本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と 同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源 の評価」と同じである。

3.5.5 結論

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、運転時の異常 な過渡変化又は原子炉冷却材喪失事故(LOCA)が発生するとともに、非常用 炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器内の溶融 炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、 ペデスタルのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を 喪失し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶 融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、格納 容器代替スプレイ系(可搬型)及びペデスタル代替注水系(可搬型)によるペデ スタル注水手段を整備している。また、ペデスタルにコリウムシールドを設置し ている。

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケン ス「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+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」について,有効性評価を行った。

上記の場合においても、格納容器代替スプレイ系(可搬型)及びペデスタル代 替注水系(可搬型)によるペデスタル注水を実施することにより、溶融炉心の冷 却が可能である。その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリ ート侵食量はペデスタル床面で0m,壁面で約0.04mに抑えられ、原子炉圧力容器 の支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。

(添付資料 3.5.3)

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

重大事故等対策時に必要な要員は,運転員及び緊急時対策要員にて確保可能で ある。また,必要な水源,燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから,格納容器代替スプレイ系(可搬型)及びペデスタル代替注水 系(可搬型)によるペデスタルへの注水等の格納容器破損防止対策は,選定した 評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき,格納容器破損モード「溶 融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。



第3.5.2-1(1)図 原子炉圧力の推移



第3.5.2-1(2)図 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移



第3.5.2-1(3)図 格納容器圧力の推移



第3.5.2-1(4)図 格納容器温度の推移






第3.5.2-1(6)図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)



第3.5.2-1(7)図 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)



第3.5.2-1(8)図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)



第3.5.2-1(9)図 サプレッション・プール水位の推移



第3.5. 2-1(10)図 ペデスタル水位の推移



第3.5.2-1(11)図 ペデスタル床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



第3.5.2-1(12)図 ペデスタル床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の拡がりを抑制した場合)



第3.5.2-1(13)図 ペデスタル床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (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)



第3.5.2-1(14)図 ペデスタル床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)

安定状態について(溶融炉心・コンクリート相互作用)

溶融炉心・コンクリート相互作用時の安定状態については以下のとおり。

原子炉格納容器安定状態:溶融炉心・コンクリート相互作用によるペデスタル床
面及び壁面の侵食が停止し、侵食の停止を継続するた
めの設備がその後も機能維持できると判断され、か
つ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想
定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確
立されたものとする。

【安定状態の確立について】

原子炉格納容器安定状態の確立について

ペデスタル代替注水系(可搬型)によるペデスタルへの崩壊熱相当量の注水を継続することにより,溶融炉心・コンクリート相互作用によるペデスタル床面及び 壁面の侵食の停止を維持でき,原子炉格納容器安定状態が確立される。

また,重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり,また,必要な水源,燃料及び電源を供給可能である。

【安定状態の維持について】

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

安定状態後の措置に関する具体的な要件は以下のとおり。

- ① 原子炉格納容器除熱機能として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封入(パージ)
- ③ 上記の安全機能の維持に必要な電源(外部電源),冷却水系等の復旧
- ④ 長期的に維持される原子炉格納容器の状態(温度・圧力)に対し,適切な地震 力に対する原子炉格納容器の頑健性の確保

(添付資料 2.1.2 別紙 1)

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(溶融炉心・コンクリート相互作用)

_
ିର
(1)
Ê
重
相
Ţ
( <i>L</i>
П
د
原
<sup>副</sup> 炎)
響
る影
与え
712
Ì
12
2
2
項目
評価
N N
<b>纬間</b> 〕
制
<sup>条</sup> 横
転員
河道
さな
不確
6
見現
重
ける
5
<u>~</u> 
Ц Ц
角罕礼
 112
Ψ

[MAA	Р]				
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壞熱	炉心モデル (原 子炉出力及び 崩壊熱)	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパ ラメータに与える影響」にて確認	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作 時間及び評価項目となるバラメータに与える影響」 にて確認
	燃料棒内 温度変化		TM1事故解析における炉心ヒートアップ時の 水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、 TM1事故分析結果と良く一致することを確認	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CO RA実験についての再現性が確認されている。	<u>ニュック・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・</u>
	然料 椿表 面熟伝達	値 ♪ モ デ イ (治心難水力 モデト)	した。 CORA実験解析における、燃料被覆管、制御棒 及びチャンネルボックスの温度変化について、測 たデータと良く一致することを確認した。	がしビートノッノの感嘆率が(シルコニクメーが広応速度の宗教についての感度解析) では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融で心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。 本語価事故シーケンスにおいては、原子が日本部では温度が300℃に到達し	ついての再現在なのCOLKA実験についての再現 住を確認している。炉心ヒートアップの感度解析 (ジルコニウム-本反応速度の係数についての感度 解析) では、炉心溶融時間及び下部プレナムへの溶 解析) シティー語の4mmには、シューム、シャーム
	燃料被覆 管酸化	容徴ならの傘 夢 モデイ (右 で トートレッ プ)	がいビートアッフ選度の増加 (燃料被獲官酸化の 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。	た時点でペアメタルへの创刻水账り操作,原ナ炉上刀谷器砂損時点でペアメ タルへの注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始 時間の不確かさは小さく、溶融炉心が下部プレナムへ溶融炉心が移行した際 の原子炉圧力容器下鎖温度の上昇は及び原子炉圧力容器破損時の格納容器圧	<i>融炉山移口の</i> 開始時間に対する感度に致分程度で あり,影響は小さいことを確認している。 本評価事故シーケンスでは,原子炉圧力容器破損時 点でペデスタルに初期水張りが実施されているこ
	燃料被覆 管変形		・TQUV、大破断LOCAシーケンスともに炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。 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。	カ上昇は急峻であることから,原子炉圧力容器下鏡温度及び原子炉圧力容器 破損を操作開始の起点としているペデスタルへの初期水張り操作及び原子炉 圧力容器破損時のペデスタルへの注水操作の開始に与える影響は小さい。	とから,評価項目となるバラメータに与える影響は小さい。
	沸騰・ボイ ド率変化	哲心モデレ (新いよみまままで)	TQUX シーケンス及び中小破断LOCA シーケンスに対して、MAAPコードとSAFER コードの比較を行い、以子の傾向を確認した。 ・MAAPコードではSAFERコードで考慮し	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	原子炉水位塗動について原子炉圧力容器内のモデ との比較により、水位低下幅は解決ロードSAFERの汚した の計載になった酸により、水位低下幅は解決 がため、その差異は
	気液分離 (水位淡 活)・ <sup>3</sup> が向	い.小心 計算 て ブル)	いいるしてしてしてない彼っくいないして こそかい 水成で化に差異が生じたものの水位低下幅はM A A P コードの方が保守的であり,その後の注 水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復 時刻は両コードで同等である。	評価結果の方が保守的であるものの,その差異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。	小さいことを確認している。また,原子炉圧力容器 破損時点でペデスタルに初期水張りが実施されて いることから,評価項目となるパラメータに与える 影響は小さい。

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(溶融炉心・コンクリート相互作用)(2/3)

[MAA	P ]				
分類	重要現象	解析モデル	マロ製土	<b>運転員等操作時間に与える影響</b>	評価項目となるパラメータに与える影響
国 子 子 を 合 を 御 (御 の の の の	リロケー ション		→ 1 M T 単本のので、 1 M T 単本のの活動進展 東京のの変更でのではる」のでので、 1 M T → 市の領域での容易進度	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、 炉心ノード崩壊のバラメータを低下させた感度解析より原子炉圧力容器破損 時間に与える影響は小さいことが確認されている。 リロケーンョンの影響などける機能されている。	落融炉心の挙動モデルはTM1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
	構造材との熟伝達	裕融行 うの 挙 動 ポイト (リロ ケーション) ロ	することを確認した。 ・リロケーション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。 ・TMI、大破断LOCAシーケンスともに、炉 心溶融時刻、原子炉圧力容器の破損時刻への影 鬱が小さいことを確認した。	20000に知道した時法とのシンクメンシンの別級な死り案にかの金別、ゲロド部プレナムへりロケーション目的時間の不確かさは小さく、溶融炉心が炉心下部プレナムへりロケーションした除の原子が圧力容器下統温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下銃温度を操作時間に与える影響は小さパスタルへの初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。 原子が圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落 で後のペデスタルへの注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確か さは小さいことから、原子炉圧力容器破損を起点としていうペデスタルへの 注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい さは小さいことから、原子炉圧力容器破損を起点としていうペデスタルへの 注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	メークを低下させた感度解析より原子炉圧力容器破損時間に対する感度は小さいことを確認している。 あ。 本評価事故シーケンスでは,原子炉圧力容器破損時点でペデスタルに初期水張りが実施されていることから,評価項目となるバラメータに与える影響は小さい。
	下 ナ 谷 谷 水 草 水 都 の か か か か か か か か か か う う う 香 達 伝 道 達	溶 醸 市 行 う の 楽 動 市 ナ マ へ て 部 パ ト ナ ト く へ 的 裕 醸 酒 心 挙 豊 ) 裕 磨 酒 心 挙 豊 )	・TMI事故解析における下部プレナムの温度挙 動について、TMI事故分析結果と良く一致す ることを確認した。 ・下部プレナム内の溶融庁心と上面水ブールとの 間の限界熱流束、下部プレナムギャップ除熱量 同の限界熱流束、下部プレナムギャップ除熱量 に係る係数に対する感度解析を行い、原子炉圧 力容器破損時刻等の事象進展に対する影響が小 さいことを確認した。	裕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、 炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容 器破損時間に与える影響が小さいことを確認している。 ボンレナムでの溶融炉心の熟伝達の不確かさの影響を受ける可能性が ある操作としては、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点でのペデ メタルへの初期水限り操作があるが、炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝 違の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点 をしているペデスタルへの初期水張り操作の開始に与える影響は小さい。 原ナのビブスタルへの初期水張り操作の開始に与える影響は小さい。 原たのデスタルへの初期水張り操作の開始に与える影響は小さい。 第200千万メタルへの初期水振り操作の開始に与える影響は小さい。 ましているペデスタルへの初期水振り操作の開始に与える影響はからい。 第10千万公子スタルへの初期水能の操作の開始にしたる影響は小さい。 またいごとから、原子炉圧力容器破損時間の不確か さは小さいことから、原子炉圧力容器破損時間の不確か さはいていことから、原子炉圧力容器破損時間の不確か さはいさいことから、原子炉圧力容器破損を起点としていいうペデスタルへの 注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響にかさい。	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、炉心下部プレナムと溶 融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧 力容器破損時間に対する感度が小さいことを確認 している。 本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時 点でペデスタルに初期水張りが実施されているこ とから、評価項目となるバラメータに与える影響は 小さい。
	原 子 存 器 破 遺	溶融 炉心の挙 動モデル (原 子炉圧力容器 破損モデル)	原子炉圧力容器破損に影響するパラメータとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大切ずみ(しきい値)をパラメータとした感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻が約13分早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり、実機における解析への影響は十分小さいと判断される。	制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい 値)に関する感度解析より最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器 破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損(事象発生 から5.4時間後)に対して、十数分早まる程度であり、溶融炉心落下後のペ デスタルへの注水操作は、ペデスタルへの初期水張りに引き続いて行う操 作であり、圧力容器の破損はペデスタルへの初期水張りに引き続いて行う操 能しながら行うことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判症に用いる最大ひずみ(しきい値)に関する感度解析より 最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破 損(事象発生から約5.4時間後)に対して、早まる 時間はわずかであり、破損時間がわずかに早まった 場合においても、ペデスタルに初期水張りが実施さ れていることから、評価項目となるパラメータに与 える影響は小さい。
	河 七谷昭 F F 年 手	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 験の大規模な店へ系の模様によるものであり, 実機の大規模な体系においてこの種の不確かさ は小さくたると考えられる。	本評価事故シーケンスでは, 炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP放出を操作 開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与 える影響はない。	原子炉圧力容器内FP準動と溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

添 3.5.2-2

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(溶融炉心・コンクリート相互作用)(3/3)

[MAAP					
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
<u>両</u> 予 者 者 者 者 者 信 ( 句 で 遺 ( 句 心 道 本 ( 句 な 部 部 ( 句 つ し 遺 本 ( 句 な 一 谷 ( 句 な 一 谷 ( 句 つ ( 句 つ し ( う し ( う し し し し し し し し し し し し し	原子炉圧力容器外FC 1 (溶融炉心細粒化) 原子炉圧力容器外FC 1 (デブリ粒子熟伝達)		原子炉圧力容器外下CI現象に関する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、原子炉圧力容器外下CIによって生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。	本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料ー 冷却材相互作用による圧力スペイクを起点とした運転員等機 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。	エントレインメント係数の感度解析より溶融存心 の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は 小さいことを確認しており、また、このことはエン トレインメント係数の不確かさにより溶融炉心の 通度に対する感度が小さいことを示しており、コリ うムシートド侵食に与える感度についても同様に 小さいと考えられることから、評価項目となるバラ メータに与える影響は小さい。
	格納容器下部床面での 溶融炉心の拡がり		溶融炉心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき、 落下した溶融炉心は床上全体に均一に拡がると想定 される。ただし、堆積形状の不確かさが想定されるた め、個別プラントの形状や事前水張りの深さを踏まえ て、拡がりを抑制した感度解析等の取扱いを行うこと が適切と考えられる。		溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定した感度 解析を実施した。感度解析の結果、コリウムシール ド及びコンクリート侵食は生じず、原子炉圧力容器 の支持機能を維持できる。 (添付資料3.5.3参照)
	溶融炉心と格納容器下 部プール水の伝熱	海海海海市 「小市都」 「子都都」 「小小都都」 「小小都都」 「小小」 「「」」 「」」	溶融炉心・コンクリート相互作用への影響の観点で、 エントレインメント係数、上面熟流束及び溶融ブー ルからクラストへの熟伝達係数をパラメータとした 感度解析を行った。評価の結果、コンクリート侵食量 に対して上面熟流束の感度が支配的であることを確 認した。また、上面熟流束を下限値とした場合でも、 認した。 上記の感度解析は、想定される範囲で厳しい条件を与 えて感度を確認したものであり、不確かさを考慮し ても実繊でのコンクリート侵食量は感度解析よりも 能しくなることはないと考えられる。	本評価事故シーケンスでは、コリウムシールド及びコンクリ ート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないこ とから,運転員等操作時間に与える影響はない。	エントレインメント係教、溶融炉心からプール水へ の熟読束及び溶融プールークラスト間の熱伝達係 数の感度解析を踏まえ、コンクリートの侵食量につ いて支配的な溶融炉心からプール水への熟読束に ついての感度解析を実施した。コンクリート侵食量 はペデスタルの床面で0m,壁面で約0.13mに抑えら れ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお、 本感度解析では、ペデスタルでの溶融炉心・コンク りート相互作用によって約41kgの可燃性ガス及び
	溶融炉心とコンクリー トの伝熱		ACE実験解析及びSURC-4実験解析より、溶融 炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンク リートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動		への喧いが寒電はメイジを出す。2%、本部曲においてもジントロークムー本反応によって約425kgの水素ガスが発生することを考慮すると、約425kgの水ン・コネガスが発生すると、た前後本はない、コメンニート 枯石 休田 ド・ケ 三酸 終生 オスレバタ の発
	コンクリート分解及び 非凝縮性ガス発生		について妥当に評価できることを確認した。 実験で確認されている侵食の不均一性については、 実験における侵食のばらつきがMAAPコードの子 測侵食量の20%の範囲内に収まっていることから、上 耐洗消束の感度に比くて影響が小さいことを確認し が		ッメント・14月1日によって18月1日に、そのここの19月1日に、19月1日に

添 3.5.2-3

ļ						
	通日	解析条件(初期条件,   の <sup>2</sup>	、事故条件及び機器条 不確かさ	条件設定の考え方	- 2 名 2 名 2 2 名 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	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			
	原子炉熱出力	2,436MWt	2, 435MWt 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。
	原子炉压力	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、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御さ れるため事象進展に及ぼす影響はなく、運転員等操作時間 に与える影響はない。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はなく、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+83 由 )	通常水位 (気水分離 器下端から約+ 83cm~約+85 cm)	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うるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム 25 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 4.6m であるのに対してゆらざによる水位変動幅は約 2 cmであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さい。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、原子炉スクラム 25 分後までの崩壊熟による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 4 6m であるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約 2 cmであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいことから、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	$35.6  imes 10^3 t/h$	定格流量の 85~ 104% (実測値)	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するが、事象発生後 早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進 展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響 は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子 炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さ く、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
刃朝条牛	燃料	9×9 燃料 (A型)	装荷炉心龟	<ul> <li>9×9 燃料(A型),9×9 燃料</li> <li>(B型)は熟水力的な特性は同葉であり、その相違は燃料体量 大線出力密度の保守性に包給 されること,また,9×9 燃料 の方がMOX 燃料よりも崩壊熟 が大きく,MOX 燃料の評価に包約 ジたることを考慮し,代表的に されることを考慮し,代表的に</li> <li>9×9 燃料(A型)を設定。</li> </ul>	長確条件とした場合は、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燃料について,9×9燃料 (A型),9×9燃料(B型)の燃料の組成は同等であり,ま た,MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡さ れ、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操 作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、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9.90燃料(B型)の燃料(B 型)、MOX燃料のうち、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)の燃料の 組成は同等であり、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)の評価に包給され、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 (然焼度336Wd/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 炉心平均燃焼度約 306Wd/t (実續值)	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	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、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順(原子炉圧力容器下鏡温度に応じてペデスタルへの初期水張り操作を実施すること及び溶融炉心落下後にペデスタルへの注水操作を開始すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
	格納容器空間体 積(ドライウェル )	$7, 900m^3$	7, 900m <sup>3</sup> (設計·值)	ドライウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積 を除いた値)を設定	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,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,事象進展に与える影響は なく,評価項目となるバラメータに与える影響はない。
	格納容器空間体 積(サプレッショ ン・チェンバ)	空間部:4,700 <sup>m³</sup> 液相部:2,800 <sup>m³</sup>	空間部:4, 700 <sup>m3</sup> 液相部:2, 800 <sup>m3</sup> (設計値)	サプレション・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)を設定	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,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,事象進展に与える影響は なく,評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表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(溶融炉心・コンクリート相互作用)(1/4)

I

添 3.5.2-4

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(溶融炉心・コンクリート相互作用)(2/4)

	項目	解析条件 (初期条件, 件) の <sup>7</sup> 解析条件	<ul> <li>事故条件及び機器条</li> <li>不確かさ</li> <li>最確条件</li> </ul>	条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	
	真空破壞弁	3. 43kPa(ドライウ ェルーサプレッシ ョン・チェンバ間差 圧)	3.43kPa(ドライウ ェルーサプレッシ ョン・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、事象進 える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響は	暖いすない。
	サプレッション ・プール水位	3.61m (NWL)	<sup>約3.</sup> 59m~約3. 63m (実測値)	通常運転時のサプレッション ・プール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対し 動を与え得るが、ゆらぎによるサプレッション・プー 位低下分の熟容量は油煮水位時に対して非常に小さい えば、通常水位の熟容量は約2800m。相当であるのに えば、通常水位の2000~相当であるのに こ、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.02m分)の 量は約20m。相当分であり、その低下割合は通常水位時 0.7%程度と常に小さい。運転員等操作時間に与える影響は い。	てル。対熱の響小変水例し容約はさ
	サプ レッション ・プール水温度	35°C	約19℃~約35℃ (実測値)	通常運転時のサプレッション ・プール水温度の上限値として 設定	運転員等操作としては圧力容器下鏡温度上昇を起点、 て格納容器下部注水を行うこととなることから、本パ ータにより影響を受けることはなく、運転員等操作時 与える影響はない。	とう間しメに
初期条件	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、ゆらざにより解析条件に対1 変動を与え得るが、ゆらざによる稀納容器圧力の上昇。 格納容器ベント時間に与える影響は小さい。例えば、 発金から圧力容器破損までのに力上昇率(平均)は約 時間で約188kPa[gage]であるのに対して、ゆらざによえ 力上昇量は約28kPa[gage]であるのに対して、ゆらざによる 見に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える は小さい。	~電貨 5 ら泉衫でが象→圧進響
	格納容器温度	2,42	約45°C~約54℃程 度 (実測値)	通常運転時の格納容器温度と して設定	運転員等操作としては原子炉圧力容器下鏡温度の上昇 起点としてペデスタルへの注水を行うこととなること ら本パラメータにより影響を受けることはなく、運転員 操作時間に与える影響はない。	をか等
	外部水源の温度	35°C	31℃以下 (実績値)	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	運転員等操作としては原子炉圧力容器下鏡温度の上昇 起点としてペデスタルへの注水操作の開始となること ら、本バラメータにより影響を受けることはなく、運転 等操作時間に与える影響はない。	をか員
	外部水源の容量	$7,000m^{3}$	7,000 <sup>m3</sup> 以上 (合計貯水量)	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分が大きくなるため,水源が枯渇することはなく,運転員操作時間に与える影響はない。	裕等
	燃料の容量	$1, 180m^3$	1,180 <sup>m3</sup> 以上 (合計貯水量)	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分が大きくなるため,水源が枯渇することはなく,運転員操作時間に与える影響はない。	裕等

添 3.5.2-5

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(溶融炉心・コンクリート相互作用)(3/4)

項ロ (正/ ^ / : : : : : : : : : : : : : : : : :	裕融炉心からプ 800kW/m <sup>3</sup> 相当 800kW/m <sup>3</sup> 相当 過去の 一ル水への熟流 (圧力依存あり) (圧力依存あり) 9 の効 東	<ul> <li>コンクリートの</li> <li>支武岩系コンクリ</li> <li>使用し</li> <li>種類</li> <li>ート</li> <li>やト</li> <li>設定</li> </ul>	コンクリート以 内側鋼板及びリブ コンクリート以外 内側鋼 外の構造材の扱 鋼板は考慮しない の素材を考慮する が高い 幾	<ul> <li>体 原子炉圧力容器 ペデスタルに落下 部分的な溶融が生 下部の構造物の する溶融物とは扱 落下する可能性が 的に設 扱い おろ</li> </ul>	ペデスタル床面 ペデスタル床面積 ペデスタル床面積 置する 積 を設定 を設定 いるも	超因事象 総水流量の全麂失 - 原子炉 - しい事	本         高圧注水機能喪失         高圧注水機能喪失         高圧注水機能喪失         商圧注           黄田洋水機能喪失         仮圧注水機能喪失         レイ系         ア4病           女全機能等の喪              重大事故等対処設         本線能と         系, 低定           失に対する仮定         水機能の喪失              「大の混         ア         不必, 低定           大に対する仮定         水機能の喪失              「              「         ア         第, 低定           大に対する仮定         水酸能の喪失              「              『              「              「              「              「              「              「              「              「              「              「              「              「              「              「              「              「              「              「              「	外部電源         外部電源なし          金交流           ろため、         5ため、         5ため、
運転員等操作時間に与える影響	(1) 日本の一部である。	政略本FFとして参口は、外別本FFに回なくののにか、する、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ったる影響はない。	康確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側 御板、リブ鋼板の耐熱の効果により、溶融炉心・コンクリ 二 トト相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが、コ ンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等 操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はな い。	最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、 コリウムシールド及びコンクリートの侵食が抑制される が、コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操作開始 の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等 操作時間に与える影響はない。	9 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、運転員等操作時間に与える影響はない。	事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、LO てA等の原子炉冷却材バウンダリ喪失を仮定した場合、冷 却材の流出量が増加することにより原子炉圧力容器破損 に至るまでの事象進展は早まるが、操作手順(原子炉圧力 容器下鏡温度に応じてペデスタルへの初期水張りを実施 すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間に 与える影響はない。		L
評価項目となるパラメータに与える影響	最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、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。コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面にし、コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面に	おける侵食の不均一性等の影響を確認する観点から, コンクリート侵 食量への影響が最も大きい溶融炉心からプール水への熱流末につい て, 感度解析を実施した。感度解析の結果, コンクリートの侵食量は ペデスタルの床面で0m, 壁面で約0.13mに抑えられることから, 原子 炉圧力容器の支持機能を維持できる。(統付資料3.5.3)	最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、リブ 鋼板の耐熱の効果により、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコ ンクリート侵食が抑制される可能性があるため、評価項目となるパラ メータに対する余裕が大きくなる。	最確条件とした場合は、溶融物の発熟密度が下がるため、コリウムシールド及びコンクリートの侵食が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。	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。	溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施 した。感度解析は、起因事象として、原子炉水位の低下の観点で厳し い事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力パウンダリ喪失を仮定 し、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」と して、本評価事故シーケンスの解析条件と同様に、重大事破等利処設 備による原子炉注水機能についても原子炉工力容器破損のタイミング が早くなるため、溶融炉心装下後の崩壊熱が大きくなるが、コンクリ ったの侵食量は、ペデスタルの床面で0m、壁面では約0.04mにおける容 またいものと仮定した。この場合、原子炉圧力容器確損のタイミング されいものと仮定した。この場合、原子炉圧力容器確損のタイミング シカちことから、原子炉圧力容器の支持機能を維守できる。 されいものとした。この場合、低子がは高い04mにおける容 読ん、コンクリート侵食量が僅かであることから、本評価における 読ん、コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器 耐の気相濃度に影響を与えない。 (添付資料3.5.3参照)	-	

添 3.5.2-6

	通	解析条件 (初期条件, 	事故条件及び機器条 不確かさ	条件設定の考え方	運転員等機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	事象発生と同時に 原子炉スクラム	事象発生と同時に 原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スク ラムするものとして設定	解析条件と最確条件が同様であることから,事象進展に与 える影響はなく,運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件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。
	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。
	来。 1 社会会	逃がし + 機能 7.58~ 7.79MPa[gage] 367~377 t/h/個	逃ぶし弁機能 7.58~ 7.79MPa[gage] 367~377t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能 の設計値として設定	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,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,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。
後8	廻がし女士升	自動減圧機能付き 逃がし安全弁の2 個を開することに よる原子炉滅圧	自動減圧機能付き 逃がし安全弁の2 個を開することに よる原子炉滅圧	逃がし安全弁の設計値に基づ く蒸気流量及び原子炉圧力の 関係から設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与 える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件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。
<sup>据</sup> 条 件	格納容器代替ス プレイ系(可搬型 )	原子炉圧力容器破 損前: 120m <sup>3</sup> /hiにて格納容 器内にスプレイ	原子炉圧力容器破 損前: 120 <sup>m³</sup> /hiにて格納容 器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に 必要なスプレイ流量を考慮し で設定	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進展に与 える影響はなく, 運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与える影響は なく,評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	ペデスタル代替 注水系(可搬型)	原子炉圧力容器破 損後: 崩壊熱相当に余裕 を見た注水量にて ペデスタルに注水	原子炉圧力容器破 損後: 崩壊熱相当に余裕 を見た注水量にて ペデスタルに注水	溶融炉心冷却が継続可能な流 量として設定	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, 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,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。
	コリウムシール	材料:ジルコニア耐 熟材 侵食開始温度: 2, 100℃	材料:ジルコニア耐 熱材 侵食開始温度: 2,100℃	材料は、溶融炉心のドライウェ ルサンプへの流入を防止する 観点から、ジルコニア耐熱材を 設定 食食開始温度は、ジルコニア耐 熱材の侵食試験結果に基づき 設定	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与 える影響はなく,運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与える影響は なく,評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表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(溶融炉心・コンクリート相互作用)(4/4)

添 3. 5. 2-7 **337** 

	訓練実績等	解をらて格イる期は12副間でが確析館約お納系べ水」方棟35個間でが確定しまま。り容(デ展所想実分図施しはえー、器可スク要定値なし可たに乗時さ代機多の時のであて能。低発後うス)へ続きこ約。るこ成後とし、レムが成間、時定業を
(7/T) (L	操作時間余裕	格系デ)前い器封り鎖後こ子はな納格びこ機に維か原度まぷあル子をじり性まのイ水完張下点約る5完らり間破すのにのな系デ)前い器封り鎖後こ子はな納格びこ機に維か原度まぷる」であた後承援「「」」、「」」、「」、 な可タ子初は損素原度運が日本と器容算は行うも、「PS」に略、の圧視準機小、納(りする温金」、時すら「のまと水」)間器纏ル炉期、前れ子がや望力機板圧器温なさ原可時圧00歳のた水容な消な、線を発して東置多の、「「「」」、「PA」、「PA」、「PA」、「PA」、「PA」、「PA」、「PA
	評価項目となるパラ メータに与える影響	美は等評メは態解で価一小小様子の目にい。 線上る目にい時のことす。 開設したえ 時間に、ラ響
1米  下时  月水1年 (14)開50-10,	運転員等操作時間に与え る影響	原がに間た作温下一開美祈ある当び作開がすの現の込か響子で、「「「「「「」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」
<b>速転見ず深計時にせたる影響、計画項目によるパンケークにすたる影響及い</b>	操作の不確かさ要因	<ul> <li>【認知】</li> <li>【認知】</li> <li>「認知」</li> <li>「中央期間第にて原子与スクラムを確認した場合に対策要員を招集することと 中央期間第にて原子与スクラムを確認した場合に対策要員を招集することと にいる。そのため、認知意味天活制的にある時間として10分間を超低 している。そのため、認知症になるの語がに応る時間として10分間を超低 している。そのため、認知症により減低時間にあるの言うに可分的の が見たいでに認知者により、「日本の」、「日本</li></ul>
0 XF	「条件 (操作条件) の 不確かさ 「上の 「開始 新え方 「開始	<b>が器度21℃でペルがお在23水この寸後ら時圧下がこた開デの とな2さとてる発約間下の力に炉ク互響慮 かの力に炉ク互響慮し 真子器る・一用和設 偽炉破落コトのを定後任損難ン相影考</b>
-	項书 項目 操介	特代レ搬るタ注(圧破初体代レ搬るタ注)圧破初体特が取るタ注(圧破初体特が型ペル水原力損期のな天系にデへ搬子客前水)。 部プ可ようの作何器の張器プ可ようの作何器の張子を満然到時始え水32名量がれを停(生38

コンクリート相互作用)(1/2) タビ与シる影響及び操作時間全裕(滚融炉心 評価項目とたろパラメ 運転員等櫷作時間に与える影響 5 半

## 添 3. 5. 2-8 **338**

	大子 中心 中心	訓棣猆穦寺	割り提で注に開込で転なた繊、とペ水よ始み言操こ。 減、とペ水よ始み言操こ。 資本レブ系る可を図作と、資産化でく)注能得しおき、 等立」ル搬換あ。い施確 になら代型作る想る可認 よ前間替)を見定運能し
(2)	パーマート 日日 イヨークノーロサ	操作時間統俗	原被間約ま下ルか溶張炉ジ反よに時子摂はらた後注っ融ら心ル応りは間府す事す、に水た炉れのコに蒸約余田と多時度、が瘍心た何世に表約余日ま発開融べ行合落水壊ウるすすが容で生お炉デわで下が熱ム発る時あなり心スれも前溶及一熟ま間るがい心、た難び水にでの。
ート相互作用)(2/	評価項目となるパ	フメータドサスの影響	実間とかなすい態度である。の解等、バる。の解等、バる。の解等、バる。の解等、バるで評しるでで、でのでいい。とかし、いくので、などので、などので、ないない。
き裕(溶融炉心・コンクリ	運転員等機作時間に与	いる影響	原で時まべれ離たはがまや作物監力木と開定とすま、京で時まへた「「「「「」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」
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分		線作の不確認で表因	<ul> <li>【認知】</li> <li>「認知」</li> <li>「認知」</li> <li>「認知」</li> <li>「認知」</li> <li>「必要」</li> <li>「</li> <li>(</li> <li>○</li> <li>(</li> <li>○</li> <li>○</li></ul>
表 3	操作条件)の <sup>隹かさ</sup>	条件設定の 考え方	炉の力損融ン相影考心原答に炉ク互響慮損子器よ心リ作緩し 橋子器よ心リ作緩し 像炉のる・一用和設後日本のを定
	解析条件 ( 不和	解析上の 操作開始 時間	原力破認合子容損し、防器をため器をた正の確場
	Ŕ	項日	鼻羊を牛 ペル水型ペル水子容後 デ代系(ビデへ操仮器のス替回よスの作圧破注 タ注機るタ社原力損心

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,

ペデスタル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

1. 評価の目的

今回の申請において示した解析ケース(以下「ベースケース」という。)では, プラント損傷状態をTQUVとしており,溶融炉心からペデスタルのプール水へ の熱流束は,その格納容器圧力への依存性を考慮している。これは,より厳しい プラント損傷状態を設定した上で,より現実的に溶融炉心からの除熱量を評価す る観点で設定したものである。

ベースケースの条件設定に対し,崩壊熱又は溶融炉心からプール水への熱流束 (以下「上面熱流束」という。)についてコンクリート侵食量に対する感度を確認 した。崩壊熱についての感度を確認した理由は,プラント損傷状態をLOCAと する場合,TQUVの場合よりも早く原子力圧力容器が破損に至ることを確認し たためである。上面熱流束についての感度を確認した理由は,解析コード(MA APコード)<sup>[1]</sup>の「添付3 溶融炉心・コンクリート相互作用について」において, 解析モデルの不確かさを整理し,感度解析対象として抽出し,その感度を確認し たエントレインメント係数,上面熱流束及び溶融プールークラスト間の熱伝達係 数のうち,上面熱流束がコンクリート侵食量に対して影響の大きいパラメータで あることを確認したためである。

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

2. 評価条件

ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は, ベースケースと同等である。

- (1) ペデスタルの評価において溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合
  - ・起因事象の不確かさを保守的に考慮するため、事故シーケンスを「大破断 LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの評価条 件と同様、電源の有無にかかわらず重大事故等対処設備による原子炉注水 機能についても使用できないものと仮定した。この場合、事象発生直後か ら原子炉冷却材が流出するため、原子炉圧力容器破損までの時間が早まり、 崩壊熱は大きくなる。

- (2) ペデスタルの評価において上面熱流束を保守的に考慮する場合
  - ・ペデスタルに落下した後の上面熱流束をベースケースから変更し, 800kW/m<sup>2</sup>一定とした。これは,Kutateladze型の水平平板限界熱流束相関 式において大気圧状態を想定した場合,上面熱流束が800 kW/m<sup>2</sup>程度であ ることを考慮し,保守的に設定した値である。なお,ベースケースでは上 面熱流束を800 kW/m<sup>2</sup>(圧力依存有り)としている。ベースケースにおけ る圧力容器破損後の格納容器圧力は,約0.2MPa[gage]以上で制御されてい ることから,ベースケースにおける上面熱流束は,約1,300kW/m<sup>2</sup>(格納容 器圧力約0.2MPa[gage]において)以上となる。
- (3) ペデスタルの評価において溶融炉心の拡がりを抑制する場合
  - ・溶融炉心が拡がらないことを想定した最も極端なケースとして、水中に落下した溶融炉心は水中で拡がらず、初期水張り水深と同じ高さの円柱になるものとした。
  - ・評価体系(円柱)の高さは2.4m(初期水張り高さ),底面積は約11m<sup>2</sup>(ペ デスタル床面積の約2/5)とし,評価体系(円柱)の上面から水によって 除熱されるものとした。ただし,円柱の側面部分も水に接していることを 想定し,上面からの除熱量は円柱上面の面積に側面の面積を加えた値とし た。
- 3. 評価結果
  - (1)ペデスタルの評価において溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合 評価結果を図1に示す。評価の結果、コンクリート侵食量は床面で0m、壁 面で約0.04mに抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持でき ることを確認した。コンクリートの侵食量が僅かであることから、本評価に おける溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容 器内の気相濃度に影響を与えない。このため、溶融炉心・コンクリート相互 作用に伴う可燃性ガスの発生による格納容器圧力への影響は無く、格納容器 内の気体組成の推移はベースケース(3.5.2(3)b.参照)と同じとなる。な お、本評価におけるペデスタルへの溶融炉心落下後の水素濃度は、ドライウェ ルにおいて、ウェット条件で約0.1vol%以上、ドライ条件で約24.8vol%以上 となり、ドライ条件において13vol%を上回る。一方、酸素濃度は水の放射線 分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から7日後(168時間後)に おいてもウェット条件で約2.4vol%、ドライ条件で約2.9vol%であり、5vol% を下回ることから、格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはな い。
  - (2)ペデスタルの評価において上面熱流束を保守的に考慮する場合 評価結果を図2に示す。評価の結果、コンクリート侵食量は床面で0m,壁

面で約 0.13m に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。本感度解析ケースでは、溶融炉心・コンクリート相互作用によって約 41kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウムー水反応によって約 422kgの水素ガスが発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の 非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。

溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が,可燃性ガス の燃料の可能性に及ぼす影響について,本評価におけるペデスタルへの溶融 炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は,サプレッション・チェンバに おいて,ウェット条件で約 6.1vo1%以上,ドライ条件で約 30.9vo1%以上とな り,ドライ条件において 13 vo1%を上回る。このことから,本感度解析にお いて評価した,溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガ スを,本評価の結果に加えたとしても,原子炉格納容器内での可燃性ガスの 燃焼の可能性には影響しない。なお,溶融炉心・コンクリート相互作用によっ て生じる約 41kg の気体の内訳は,可燃性ガスである水素ガスが約 35kg,一 酸化炭素が約 6 kg,その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が 1 kg 未満であ る。ジルコニウムー水反応によって発生する水素ガスも考慮すると,原子炉 格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり,一酸化 炭素の影響は無視できる。

一方,原子炉格納容器内の酸素濃度については,事象発生から7日後(168時間後)においてもウェット条件で約1.5vol%,ドライ条件で約4.1vol%であり,可燃限界である5vol%を下回る。溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため,溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合,上記の酸素濃度(ウェット条件で1.5vol%,ドライ条件で4.1vol%)以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

(3) ペデスタルの評価において溶融炉心の拡がりを抑制する場合

評価結果を図3に示す。評価の結果,コリウムシールド及びコンクリート の侵食は生じず,原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。 コンクリートの侵食が生じないことから,本評価における溶融炉心・コンク リート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を 与えない。このため,溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う可燃性ガスの 発生による格納容器圧力への影響はなく,格納容器内の気体組成の推移は ベースケース(3.5.2(3)b.参照)と同じとなる。なお,本評価におけるペ デスタルへの溶融炉心落下後の水素濃度は、サプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約10.2vol%以上、ドライ条件で約24.4vol%以上となり、ドライ条件において13 vol%を上回る。一方、酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から7日後(168 時間後)においても酸素濃度はウェット条件で約1.6vol%、ドライ条件で約2.6vol%であり、5 vol%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

## 4. まとめ

溶融炉心の落下時刻の不確かさや解析モデルの不確かさの影響によってペデス タルのコンクリート侵食量が増大する場合の保守的な条件設定が評価結果に与え る影響を確認した結果,評価項目となるコンクリート侵食量は,最もコンクリー ト侵食量が多い結果となった上面熱流束を保守的に考慮した場合であっても床面 で0m,壁面で約0.13mであり,原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確 認した。

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

- 5. 参考文献
- [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 ペデスタル床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)



図2 ペデスタル床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (上面熱流束を保守的に考慮する場合)



図3 ペデスタル床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の拡がりを抑制した場合)