# 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1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

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))
- 添付資料 3.1.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)に おける炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について
- 添付資料 3.1.2.2 安定状態について(残留熱代替除去系を使用する場合)
- 添付資料 3.1.2.3 原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により 発生する水素ガスの影響について
- 添付資料 3.1.2.4 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について(雰囲 気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))
- 添付資料 3.1.2.5 原子炉格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料 3.1.2.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(雰囲気 圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(残留熱代 替除去系を使用する場合)))
- 添付資料 3.1.2.7 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防 止対策の有効性について
- 添付資料 3.1.2.8 7日間における水源の対応について(雰囲気圧力・温度による静 的負荷(格納容器過圧・過温破損))(残留熱代替除去系を使用す る場合)
- 添付資料 3.1.2.9 7日間における燃料の対応について(雰囲気圧力・温度による静 的負荷(格納容器過圧・過温破損))(残留熱代替除去系を使用 する場合)
- 添付資料 3.1.2.10 常設代替交流電源設備の負荷(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))(残留熱代替除去系を使用する場 合)
- 添付資料 3.1.3.1 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異について
- 添付資料 3.1.3.2 非凝縮性ガスの影響について
- 添付資料 3.1.3.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時 において残留熱代替除去系を使用しない場合における格納容器フィルタベント系からのCs-137放出量評価について
- 添付資料 3.1.3.4 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について(雰囲 気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))
- 添付資料 3.1.3.5 安定状態について(残留熱代替除去系を使用しない場合)
- 添付資料 3.1.3.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(雰囲気 圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(残留熱代 替除去系を使用しない場合)))
- 添付資料 3.1.3.7 注水操作が遅れる場合の影響について
- 添付資料 3.1.3.8 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作開始を 限界圧力接近時とした場合の影響
- 添付資料 3.1.3.9 7日間における水源の対応について(雰囲気圧力・温度による静 的負荷(格納容器過圧・過温破損))(残留熱代替除去系を使用し ない場合)
- 添付資料 3.1.3.10 7日間における燃料の対応について(雰囲気圧力・温度による静 的負荷(格納容器過圧・過温破損))(残留熱代替除去系を使用 しない場合)

添付資料 3.1.3.11 常設代替交流電源設備の負荷(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))(残留熱代替除去系を使用しない 場合)

(3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)

添付資料 3.2.1 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について

- <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)

- 添付資料 3.4.1 G値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響
- 添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について
- 添付資料 3.4.3 安定状態について(水素燃焼)

添付資料 3.4.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(水素燃焼) 添付資料 3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響

(3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用)

添付資料 3.5.1 安定状態について(溶融炉心・コンクリート相互作用)

添付資料 3.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(溶融炉

<u>心・コンクリート相互作用)</u> <u>添付資料 3.5.3</u>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 <u>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</u> <u>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</u> 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。

- 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>相当)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,代替注水流量 (可搬型)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,代替注水流量(可搬型)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,代替注水流量(可搬型)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

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

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱,燃料棒内温度変化,燃料 棒表面熱伝達,燃料被覆管酸化,燃料被覆管変形,沸騰・ボイド率変化,気液 分離(水位変化)・対向流,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
- (e) 水素ガス及び酸素ガスの発生 水素ガスの発生については、ジルコニウム-水反応及び溶融炉心・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

損や漏えい等は、考慮しないものとする。

- (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,原子炉冷却材圧力バウンダリの過度 の圧力上昇を抑えるものとする。また,原子炉減圧には自動減圧機能付き 逃がし安全弁(2個)を使用するものとし、容量として、1個当たり定格 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> 相当)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,水位が2.4mに到達するまで約1.9時間の注水を実施することでペデスタルに2.4mの水位を確保し,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 力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。

(添付資料 3.2.5)

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9m<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)



残留熱代替除去系運転継続 No		▼:ドライウェル冷却承による株納容器除熱を実施する。
Ves ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~	小代替注水系	補足 1
(可搬型)	、「こよる茁水	【事故の起因事象判定(LOCA事象or過渡起因事象)】 「m フ m F + + ト is a ノ + ・ 。 if f + e を m - [] if f + - ]
ペデスタル代替注水系(可44型)、停止※1		DM-T-M-EVIC F / インエル圧力が 2012/01/11 [39] 89] X F ] 」 かつ[ドライウェル圧力が「0.120[Pa[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。
	格納容器圧力 640kPa[gage]到達	条件が満たされない場合は「過渡起因事象」と判定する。
#20軸/#熱险主る運転/2 F10枚44の第44下除 可搬式窒素供給装置に	<b>A</b>	(本ンナリオでは「過渡起因事象」を想定している) 「エファアームのInternationations ショー・・・・・
ス曲派17日かムが生せてあっていれてました。	格納容器代替スプレイ系(可搬型)	【原十字は刀谷器破損利的ハフメータ】 ・「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
 	による格納容器スプレイ	の「急激な上昇」、ペデスタル温度の「急激な上昇」、ペデスタル水温度の「急激な上昇」又は「指
一般式窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給		示値喪失」 ・「LOCA事象」時、ペデスタル温度の「急激な低下」、サブレッション・ブール水温度の「急激
].	・ ・ ・ サノ アッション・ソール 米位 ・ ・ 通常 米位 + 約1 · 3m 到達 ・ ・	な上昇」、ドライウェル水素濃度の「上昇開始」、 ベデスタル水温度の「急激な上昇」又は「指示 体神社-
よる格納容器除熱を維持することで、溶融炉心冷却を維持し格納容器を破損させることなく	····	■15××」 【原子炉圧力容器破損徴候パラメータ】
	★ 社会 出 日本 オン・プン イ を ( 「 南 王 )	・「過渡起因事象」、「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
素濃度の監視を継続するとともに,可搬式窒素供給装置による格納容器内への窒素注入は, befraam]到達に子傷中」 - 多の後、枚鈎容器融季準曲 4 molg(ドラメ条件)及78-1 5m0/8	thwithterいロイノレイボ(FUNW主) による格納容器スプレイ停止	加, 原子炉圧力容器下鏡温度の指示値喪失数増加, 制御棒駆動機構温度の指示値喪失数増加 「面ヱ価圧力容器応編象の電確認ションムト」
tolgegelをはたいによった。このは、http://tablex.wcx、fi foots/ // / / AFF/ XO fi over// 童にて、格納容器フィ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		<u>- Writer Automatics Officence イン・ノー</u> ・「過渡起因事象」時. 「原子炉圧力とドライウェル圧力の差圧が「0.250Pa[gage]以下」 ] かつ[ペデ
を防止する。	格納容器フィルタベント系による	スタル温度が「飽和温度以上」]
いる設備の復旧に努め,残留熱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 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ことで,安定停止状態を維持する。	格納容器ベント操作	・「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」]
3.2.1-2図 「高圧溶融物放出/	一格納容器雰囲気直接加熱	いの対応手順の概要

					経過時間 (分)         経過時間 (分間)         経過時間 (1)           10         20         30         40         50         61         1         2         3         4         5         6         7         8         9         10         11         12         13         14         15         22         23         24         25         26         27         28         29         30         15         6         7         億考										
		1 22 23 24 25 26 27 28 29 30 0 5 0 7 0 7 0 7 0 7 0 7 0 7 0 7 0 7 0													
		実施箇所・必要人員要	t		$\bigvee$ PF来た $\int$ 原子伊タクカム $\nabla$ ブラント状次判断										
	責任者 当直長 1人		中央制御室監視 運転操作指揮	]	▼ 10分 常設代物交流電源設施による給電 ▼ 約1時間 所干が先送燃料権有効長定第 (SuF) + 200所達 ***********************************										
			緊急時対策本部連絡	-		非痛用ガス処理法 運動調用 ✓約1.1時間 炉心損防									
操作项目	補佐	当直副長 1人	運転操作指揮補佐	操作內容		ľ	( #)1.19(6) 3 約2時間	P-0-908 日 中央制御室換タ	成系 運転開始						
	通報連絡等を行う 要員	指示者 1人 連絡責任者	初動での指揮	-				約3.1時間 (溶融炉心	原子炉圧力容器下鏡温度300℃ の炉心下部プレナムへの移行確認)						
	運転員	連絡担当者 <sup>4</sup> へ 運転員	元电/パト1/ドル 相	-					約5.4時间 原子炉上刀容器板顶	▼ 10時間 残	留熱代替除去系 運転開始	19.20) <i>Mr. J.</i>			
	(中央制御室)	(現場)	復旧班要員				_				● 12時间 ペデスタル代替は水米(可) 可搬式窒素供給装置による	(12) '仲正 各納容器臺素供給開始			
				<ul> <li>・ 外部電源喪失確認</li> <li>・ 給水流量の全喪失確認</li> </ul>	-										
	1人			<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>再領環ボンプトリップ確認</li> </ul>	-		_								
状况判断	Å	-	-	<ul> <li>主蒸気隔離弁全開確認/述がし安全弁による原子炉圧力制御確認</li> </ul>	10分										
				<ul> <li>原子炉隔雕時冷却系機能喪失確認</li> <li>高圧原子炉代替注水系起動操作</li> </ul>										解析上考慮せず	
				<ul> <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>											
	_	-	-	<ul> <li>・ 早期の電源回復不能確認</li> <li>・ 非常用ディーゼル発電機等 機能回復</li> </ul>										假松 卜参席十十	
交流電源回復操作		-	-	<ul> <li>外部電源 回復</li> </ul>										対応可能な要員により対応する	
高圧,低圧注水機能喪失 調查,復旧操作	-	-	-	<ul> <li>         ・ 給木、復水系,原子炉隔離時冷却系,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     </li> </ul>										解析上考慮せず 対応可能な要員により対応する	
常設代替交流電源設備起動操作	(1人) A	-	-	<ul> <li>常設代替交流電源設備起動,受電操作</li> </ul>	10分										
低压原子炉代替注水系	-	2人 D, E	-	<ul> <li>放射線防護具準備/装備</li> <li>注水弁雷源切隷操作</li> </ul>	10分 20分									解析上考慮せず 解析上考慮せず	
(常設)機能喪失確認	(1人)	-	-	<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									解析上考慮せず	
	(1人) 人	-	-	<ul> <li>D系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)</li> </ul>		25分									
D系非常用高圧母線受電準備	-	2人 B.C	-	<ul> <li>放射線防護具準備/装備</li> </ul>	10分										
	- (1人)	D, U	-	<ul> <li>D系非常用高圧母線受電準備(現場)</li> <li>D系非常用高圧母線の常規作((中本型(max))</li> </ul>	3	85分									
D系非常用高圧母線受電操作	A	- (2人)	_	<ul> <li>D糸非常用高圧均線交電操作(甲央朝鮮型)</li> <li>D系非常用高圧位線交電操作(現場)</li> </ul>		o分 5分									
	(1人) A	в, с	-	<ul> <li>C系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)</li> </ul>			25分								
C 杀非常用高圧母源受電準備	-	↓ (2人) 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	(1人) A	-	-	<ul> <li>C系非常用高圧母線受電操作(中央制御室)</li> </ul>				5分							
	- (1.6.)	B, C	-	<ul> <li>C系非常用高圧母線受電操作(現場)</li> </ul>				5分							
原子炉急速减压操作	(1.1.)	-	-	<ul> <li>日勤減圧機能付き逃ぶし安全并 2 個 予勤開放操作</li> <li>非常用ガス処理系 自動起動確認</li> </ul>		1057									
非常用ガス処理系 運転確認	(1)() A	-	-	<ul> <li>原子炉建物差圧監視</li> <li>原子炉建物差圧調整</li> </ul>			<u> </u>		適宜実施		(				
はう販水注入米による県十炉圧刀容 器へのほう酸水注入	(1人) A	-	-	・ ほう酸水注入系 起動			10分							解析上考慮せず	
水素濃度及び酸素濃度監視設備の 起動	(14)	-	-	<ul> <li>格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)起動操作</li> <li>         ・ 約納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)</li> </ul>		5;	9								
	(1,X,) A		-	・ 111日社会小米液及(3A)及び111日社会成米液及(3A) システム起動。暖気		40	0分								
	(11)	-	-	<ul> <li>格納容器内水素濃度及び酸素濃度の監視</li> <li>         - Skimele     </li> </ul>					適宜監視		(		(		
中央制御室換気系起動	Å	(2人)	-	<ul> <li>中央制御室換気系起動操作</li> </ul>		20分									
	- (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 和町平和県内</li> </ul>			40分								
中央制御室待機室準備	A	(2人)	_	<ul> <li>         · 中央制御室谷游室系統構成     </li> </ul>			30分								
サブレッション・ブール水 n日創業系記動場件	(1人)		-	<ul> <li>サブレッション・ブール水 p H制御系起動</li> </ul>			20分							解析上考慮せず	
▶ 14時時小風殿床IP 移動容器代替スプレイ系(可勝型)	-	-	14.5	<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			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>		ペデスタル木信 (注水量約225m <sup>3</sup> 相当)	2.4m 到達後停止								
ペデスタル代替注水系 (可搬型) 系統構成	(1人) 人	-	-	・ ペデスタル代替注水系(可樂型)系統構成				10分	Not the process of the second						
<ul> <li>・/ ヘノル(1)音は小木(可振型)</li> <li>注水操作</li> <li>ペデスタル代替注水系(可能型)</li> </ul>	- (1 Å.)	-	(2A) a, b	<ul> <li>         ・         原子炉圧力容器破損後のペデスタル注水         </li> </ul>					余裕を見た流量で注水						
停止操作	A	-	(12人)	<ul> <li>ヘデスタル代替注水系(可樂型)停止</li> <li>         、         ご時は紀葉及びナーフをいってはナゴト」         、         ごでは、         ・         ごで、         ・         ・         ごで、         ・         ・         ・</li></ul>					7時期20人		10分				
原子炉辅機代替冷却系準備操作	_	_	a~1	<ul> <li>         - 具取付配皿及び小一へ仮以,糸杭不供り,起期      </li> <li>         - 放射線防弾具像備/装備     </li> </ul>			10	2	r bý [8] 20 37						
	_	-	3人 o, p, q	<ul> <li>・ 電源ケーブル接続</li> </ul>			10	存間30分。							
	-	(2人) P.C	1	<ul> <li>原子炉補機代替冷却系 系統構成</li> </ul>	1			1時間	司40分						
原子炉補機代替冷却系運転 格納客店内雰囲気計装による水素濃	-		+ <sup>(2人)</sup> c, d	• 原子炉辅機代替冷却系 運転状態監視	1						×	適宜实施	2		
	(1人) A		-	• 原子炉捕機代替冷却系 冷却水流量调整						10分					
	(1人)	-	-	格納容器內雰囲気計装起動						5分				解析上考慮せず	
度及び酸素濃度監視	A	-	-	<ul> <li>格納容器内水素濃度及び酸素濃度の監視</li> </ul>								递宜实施	<u> </u>	解析上考慮せず	
燃料補給準備	-	-	24	<ul> <li>放射線防護具準備/装備</li> </ul>	10分										
100, or 1, 400 ch, 20- 400	-	-	2A 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>         ・ ====+=</li> <li>         ・ ====</li> <li>         ・ ====</li> <li>         ・ ===</li> <li>         ・ ==</li> <li>         ・ ・</li> <li>         ・・</li> <li>         ・</li> <li>         ・<td></td><td>1時間40分</td><td></td><td></td><td>No. of case of case</td><td></td><td>n</td><td></td><td></td><td></td></li></ul>		1時間40分			No. of case of case		n				
加村備紹作来 即回執作無险主系 准曲紙和	- (1人)	-		<ul> <li>ヘ車広水車, 大型広水ボンブ車への補給</li> <li>・ 昨辺執件抽除まる、由血刺激文が抽味。</li> </ul>					巡王英範	20 🕀					
スロボ15日回本水 中国操作 投留熱代特論まる 運転開始	A (1人)	_		<ul> <li>ペロボロト町町エボ エ犬前野当木駅停取</li> <li>・ 戎留熱代替除去ボンブ起動</li> </ul>						10分					
残留熱代替除去系 減加計算的加	A (1人)	_	-	<ul> <li>         ・</li></ul>								道玄实施	2		
2014年の小原監告 可搬式窒素供給装置による格納容器 内容素供給準備		-	(24.)	<ul> <li>可搬式臺兼供給装置準備</li> </ul>						1時間40分					
可搬式 遼素 供給装置による格納容器 内 遼素 供給	_	-	4 e, f	• 可搬式室素供給装置起動								適宜状態監視			
原子炉ウェル代替注水系 注水操作	-	-	(2人) a, b	・大量送水車による原子炉ウェルへの注水								上部ドライウェル内雰囲気温度低下を確認 蒸発による木位低下を考慮して定期的に注水		解析上考慮せず	
燃料ブール冷却 再開	(1人) A	-	-	・ 燃料ブール治却系再起動								10分 ・必要に応じて隙間サージタンクへの補;	Hノールの冷却を再開する。 給を実施する。	所析上考慮せず 燃料プール水温66℃以下維持	
必要人員数 合計	+ A () 内の数字は他の	サハ B, C, D, E 他業終了後、移動してき	19八 a~s t広する人目数。	]											

高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

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


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

ついて $(1 / 4)$	山設備	計装設備	平均出力領域計装	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】	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 ・重大重約笔対机設備(設計其准批碼)
大事故等対策に、	重大事故等対処	可搬型設備	Γ	I	
器雰囲気直接加熱」の重フ		常設設備	所内常設著電式直流電源設備	所內常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	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
3.2.1-1表 「高圧溶融物放出/格納容器	H = H	于順	運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が 発生し,原子炉がスクラムしたことを確認する。	原子炉スクラム後,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。	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。
第	- 11 미구의 ~ 그 기회 마이지	刊町及い操作	原子炉スクラム確認	高圧・低圧注水機能喪 失確認 <sup>※1</sup>	高圧原子炉代替注水 系による原子炉注水

「真正漆融物坊出ノ核納容界乗囲気直接加執」の街大重坊築がついた (1 / 1) ₩ -

二 :有効性評価上考慮しない操作 -

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 非常用炉心冷却系等による注水が出来ない状態。 ード)による原子炉注水ができない場合。 

3.2-29 38

	HE T		重大事故等对処設條	1
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がし安全 弁	1	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)
炉心損傷雜認	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	I	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)
			重:【】	[大事故等対処設備(設計基準拡張)

「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

単八事戦寺刈処設備(設計基準拡歩)
■ : 有効性評価上考慮しない操作

3. 2–30 **39** 

- 가지 바다 그 가지 하다	별		重大事故等対処設(	備
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	Ι	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> 相当) に到達した後,ペデスタルへの注水を停止する。	Ι	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力容器温度(SA) 代替注水流量(可搬型) 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。		I	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) ペデスタル祉温度(SA) ペデスタル水温度(SA)
				三大事故等対処設備(設計基準拡張)   二 :有効性評価上考慮しない操作

「高正☆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(3/4) 第3.2.1-1表

<sup>3. 2–31</sup> **40** 

重大事故等对処設備	可搬型設備計法設備	て量送水車 代替注水流量(可搬型) ペデスタル水位	残留熱代替除去系格納容器スプレイ       多動式代替熱交換設       満量       第       ドライウェル温度(SA)       マ型送水ポンプ車       ドライウェル正力(SA)       マンクローリ       サプレッション・デール水温度(SA)	可搬式窒素供給装置 タンクローリ			
	常設設備		常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タ シク 残留熱代替除去系 サプレッション・チェンバ	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			
별 H	于順	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 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。 格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作に より開操作し,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。			
자미마디 프 ~ 이러 17년	刊町及い操作	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 ⊳ 21

3.2-32

41

	第3.2.2-1表	主要解析条件(高圧溶融物放出/格	,納容器雰囲気直接加熱)(1/4)
	項目	中条种称主	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
			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
	燃料	9 × 9 燃料(A型)	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
夜	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 (地冲年 33Cm3/+)	サイクル末期の燃焼度のばらつさを考慮し、10%の保守性を考慮 して塾史
惠		(※洗し) ううひきょう)	しし政法
条件	格納容器空間体積 (ドライウェル)	$7,900m^3$	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
	格納容器空間体積(サプレッション・	空間部::4,700m <sup>3</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
	チェンバ)	液相部::2,800m <sup>3</sup>	の体積を除いた値)を設定
	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

3.2-33

/格納容器雰囲気直接加熱)(3/4)	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			逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定						※※」 4 今 4 の 計 4 に 甘 ん / 恭信 添 昌 み 7 8 同 4 后 日 の 閏 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 150m³/h とした場合) として設定	
表 主要解析条件(高圧溶融物放出/	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	逃がし弁機能	7.58MPa[gage]×2個, 367t/h/個	7.65MPa[gage]×3個, 370t/h/個	7.72MPa[gage]×3個, 373t/h/個	7.79MPa[gage]×4個, 377t/h/個	自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個を	開することによる原子炉急速減圧	(原子炉圧力と逃がし安全弁1個あたりの蒸気量の 関係)	00	- 001-	新 第 第 第 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	「百之后に九次哭淋指部・	120m3/h にて格約容器内にスプレイ	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°C、	海水温度 30℃において)
第 3.2.2-1	項目	原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁	再循環ポンプ						Jm1 -	1.10	を 素 一 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、					○ 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		回了后诸紫泽带之间		

主 軍 解 托 多 化 ( 直 下 淡 融 物 始 出 / 枚 納 次 哭 乗 田 与 直 控 加 執 ) ( A / A ) 笙 3 0 0-1 其

3. 2–36 **45** 

#### 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。

#### 46

(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

### 47

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 力	温度上昇に伴い,低下する方向にある。また,補助作動装置の駆動力はスプリング閉止力に対して十分な力量を有している。
弁棒・アジャスタリング 摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり,温度上昇幅は小さく,SRV 強制開機能には影響を及ぼさない。
弁棒・ネッキブッシュ摺 動抵抗	弁棒は , 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 ド摺動抵抗	主蒸気温度上昇に伴い拡大するため,温度上昇に伴う弁体ガイド 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4 RPV内気相平均温度及びD/W内気相平均温度の推移

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)

[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
有心	崩壞熟	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時間及び評価項目となるパラメータに与 は間及び評価項目となるパラメータに与 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	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	炉心ヒートアップに関するモデルは、T1 ついての再現性及びCORA実験につい 性が確認されている。炉心ヒートアップ
	燃料 構 表 面 熱 伝 達	「 「 「 が よ し よ 、	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クスの温度変化についた、測 施データと良く一致するしたを確認した。	RA実験についての再現性を確認している。 炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数についての感 度解析) では、炉心溶融時間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。	(シアコニワムー本区心蔵度の米袋につい 単析)では、行心溶融時間及び炉心下部 の溶融炉心参行の開始時間への感度は あり、影響はたないことが確認している
	燃料被覆 管酸化	溶融行心の挙 動モデル (炉心 ヒートアップ)	ゆい Eートノッノ速度の増加(燃料砂積重販化の 低進)が早まることを想定し、仮想的な厳しい猿 り幅ではあるが、ジルコニケム−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。	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操作では	本評価事政ンーケノスでは、現土ポイル/Aビ 効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置 た時点での運転員等操作による原子炉 よって速やかに原子炉圧力を2.04balga1
	燃料被覆 管変形	_	・TQUV,大破財LOCAシーケンスともにか 心溶酸の開始時刻への影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーション開始時刻は, ほぼ変化しない。	ないことから,運転員等操作時間に与える影響はない。	性咳し、原子炉上刀容器破損時の原子。2.0Mbg[gage]以下に維持しているため、道律時間に与える影響はないことから、評価作時間に与える影響はないことから、評価るパラメータに与える影響はない。
	沸騰・ボイ ド率変化	<b>垣心モデル(炉</b> 心水位計算モ	TQUXシーケンス及び中小破断LOCAシー ケンスに対して, MAAPコードとSAFERコ ードの比較を行い,以下の傾向を確認した。 ・MAAPコードではSAFERコードで考慮し ているCCFLを取り扱っていないこと等か	伊心モデル (伊心水位計算モデル) は原子炉水位挙動について原子炉圧力容 器内のモデルが特徴である SAFERコードとの比較により, 急速減圧後の 水位上昇及び素気流出の継続によらな位低下についてより緩慢な挙動を示す < しご述書書の () () () () () () () () () () () () ()	原子存水位挙動について原子存圧力容器 ルが精緻であるSAFERコードとの比喇 水位低下幅は解析コードMAAPの評価 が保守的であることを確認している。この 子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒
	<ul> <li>√</li> <lp>√&lt;</lp></ul>	デル)	ら、水位変化に差異が生じたものの水位低下幅 はMAAPコードの方が保守的であり、その後 の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回 復時刻は両コードで同等である。	ーとが確認されていなり、原丁子が小山が添料作者が反応的いり添料作用が反い 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	20%上の位置に到達する時間が早まる可能 が、数分程度の差異であり、原子炉急速減 に原子炉圧力は速やかに低下することから 目となるバラメータに与える影響は小さい
原圧器 子力 炉容	や 却 が に 派 を に 派 を が が に の に の が で が が が が が で が が が で が が が で が が で が の で が で が	原子炉圧力容 器モデル(破野 流モデル)	逃がし安全弁からの流量は,設計値に基づいて計 算される。	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 不確かさは小さい。このため,事象進展に与える影響はないことから,運転 員等操作時間に与える影響はない。	述がし安全弁からの流量は、設計に基づい 計算されていることから不確かさは小さい め、原子炉急速減圧操作後の原子炉圧力の に対する影響はないことから、評価項目と メータに与える影響はない、

案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	溶融炉心のいての再現性を確認している。また、 男性を確認している。また、 見生を確認している。また、 メータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器は しまたさせた感度解析により原子炉圧力容器破 に与べる影響は小さいことを確認している。本評価	とを確認している。本評価事政ンーグノイで、事故シーケンスでは、原子炉圧力容器が破損する前前に運転員等操作により原子炉急速減圧を実に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉時間に与える影響はない。 圧力を5、0NPa[gage]以下に維持していることから、 評価項目となるバラメータに与える影響はない。	下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解 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 暫社小さい、と永確認している。 本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器結認結	子炉圧力容器内FCIを操作開始の起点としする前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により 子炉圧力容器内FCIを操作開始の起点としする前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により から、運転員等操作時間に与える影響はない。 席子炉圧力を5.0Ma[gage]以下に維持しているこ とから、評価項目となるバラメータに与える影響は ない。	事故についての再現性を確認している。また、 熟伝達に関する感度解析により、原子炉圧力 さいことを確認している。本部 離行心の熱伝達に関する感度解析より原子炉圧力 たいる、本評価事故シーケ 生する前に運転員等操作により原子炉の急速 でいることから、評価項目となるパラメータに与え る影響は小さい。 る影響は小さい。	制御捧駆動機構やシング溶接部の破損判定に用 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)に対する感度解析によ ずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損 り 長大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器 さ、本評価重松シーケンスでは「 原子炉圧力 融増が良まる、ンネ確認」ているが、 両子炉圧力容器
運転員等排	溶融炉心の挙動モデルはTMI = 行心ノード崩壊のパラメータを6 4mm目レートニュのパコル、ソク	想時間にチズの影響は小らいしく は、リロケーションが発生する言 施することから,運転員等操作	下部プレナムでの溶融炉心の挙動 動植時の匠子炉圧力に与える影響	本評価事故シンテンスでは、原 ている運転員等操作はないことが ている運転員等操作はないことが	溶融炉心の挙動モデルはTMI 炉心下部プロ学物と落融炉心の 容器破損時間に与える影響に小の ンスでは、リロケーションが発き 減圧を実施することから、運転!	制御棒駆動機構へウジング溶接にに対する感度解析により最大ひた時間が呈まる、とななの感じないというない。
不確かさ	・TM1事故解析における炉心領域での溶融進 展状態にしいて、TM1事故分析結果と一致 することを確認した。 ・リロインションの進展が早来ることを想定し、	がいノート周線のハワメータを防下させた感 度解析により影響を離認した。 ・T QUV、大破断LOCAシーケソスともに、 炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への 影響が小さいしとを確認した。	原子炉圧力容器内FCIに影響する項目として溶融ジェット径、エントレインメント係数及びデプリ新社なかごラメータレレーの酸量量を行い、	いずれについても、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度は小さいことを確認した。	<ul> <li>・TM1事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TM1事故分析結果と一致することを確認した。</li> <li>・下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの 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感度は小</li> </ul>	原子 炉圧力容器破損に影響する項目として制御 棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用い る最大ひずみ(しきい値)をバラメータとした感
解析モデル	裕潤方心の後	- 111 - 11		酸酸 酸酸 酸 ポ た ら の 、 た ま 様 ズ て た し で 、 、 た 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、		溶融炉心の挙 動モデル(原子
•】 重要現象	リロケー ション	構造材と の熟伝達	周子 (1) (1) (1) (1) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2	国 ( ) ) ) ) ) ) ) ) ) ) ) ) )	オイトを発すまた。 「「なって」 「「「」」	河 七 子 初 田 田 田 田
[MAAF 分類	両 子 子 御 御 後 ( り り 令 の の	1		1	1	

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(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>60</sup> 

表2			Imi	<u> </u>	初期条件	<u>\$</u>	L L
解析条件を	項目	原子炉熱出力	原子炉压力	原子炉水位	戶心流量	***	<u></u> 京子 炉停止後の 演奏熟
<ul> <li>・最確条件とした場合の</li> <li>「 解析条件 (初期条件)</li> </ul>	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)	ANSL/ANS-5.1-1979 (姚焼度33GWd/t)
の運転員等操作時間及( <sub>事故条件)の不確かさ</sub>	最確条件	2,435MW 以下 (実績値)	約 6. 77 ~6. 79\\Pa[gage] (実績値)	通常水位 (気水分離器下端か ら約+83 cm~約+85 cm)	定格流量の 85~104% (実測値)	装荷炉心角	ANSI/ANS-5.1-1979 伊心平均燃焼度約30GWd/t (実績値)
ゞ評価項目となるパラメ・	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、その相違は然料棒 最大線出力密度の保守性に包 給されること,また,9×9然 報約の方がMOX燃料よりも崩 壊熟が大きく,MOX燃料の評 価は9×9然料(A型)の評価に20米約のごとを考慮し,代 表的に9×9然料(A型)を設 た	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
ータに与える影響(高圧溶融物放出/格納/ 	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 重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。	「 「中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 る影響はかさい。	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、装荷される燃料である9 ×9 燃料(A型),9×9 燃料(B型),MOX燃料でる0 いて,9×9 燃料(A型),9×9 燃料(B型)の燃料 いて,9×9 (B型),9×9 燃料(B型)の燃料 いて,9×9 (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 位にして心量減圧を表面すること)に変わりはないこ せい。ご細声自衆曲化応時間にトゥスZW部はわた)
容器雰囲気直接加熱)(1/4) 「	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には、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラ 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 男する。	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に約20m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。	「 「 「 「 「 の の に の に の の 初 期 に の 、 ず 象 条 金 条 金 条 一 就 重 条 金 条 一 数 一 の 、 の 初 期 「 の 、 、 の 、 初 期 炉 つ 流 重 、 金 、 、 の 、 初 期 炉 心 流 重 、 、 、 、 の 、 初 期 「 心 流 重 、 、 、 、 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の 、 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の 、 、 の 、 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の 、 、 、 の 、 、 の 、 の 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装 荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料であ る9×9燃料(A型),9×9燃料(B型),MOX燃 おのうち,9×9燃料(A型),9×9燃料(B型) 約約25,9×9燃料(A型),9×9燃料(B型) の燃料の組成は同等であり、事象進展に及ぼ才影響は 小さいことわら、評価項目となるパラメータに対す 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。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊 熟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、原子炉急速減圧壊 作の開始が遅くなるが、原子炉圧力容器破損も遅くな 作の開始が遅くなるが、原子炉圧力容器破損も遅くな たっ開始がに属子炉圧力は速やかに低、 下オ・ス・ソから、 部価面目 シャスパラメータじたシン

添 3.2.4-3

<sup>61</sup> 

71	マム 脾灯 米汁 る	「取碓米什としに物戸い	ノ連転員寺傑作時国及し	い計画項目とよるハンケー	-ク に ナ ん つ 永 詟 (向/工 谷 融 物	क分出×4) ● 1 × 1 × 1 × 1 × 1 × 1 × 1 × 1 × 1 × 1
	項目	解析条件(初期条件)	事故条件)の不確かさ しかるか	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>	成唯来' 7,900m <sup>3</sup> (說計+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		
	格納容器空間体 績(サプレッショ ン・チェンバ)	空間部:4, 700m <sup>3</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)を設定		
	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		
	サプ フッション ・プーケ水台	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	本ンナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としているた め、原子炉格納容器側の条件による直接的な影響はない。	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象として いるため, 原子炉格納容器側の条件による直接的な 影響はない。
反戡	サプ フッション・プーウ水温度	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		
条件	格納容器圧力	5.0kba[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		
	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		
	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	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。	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。
	外部水源の容量	7, 000m <sup>3</sup>	7, 000㎡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。	Ι
	燃料の容量	1, 180m <sup>3</sup>	1, 180㎡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。	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 蝦桁条件を鼻確条件とした場合の運転員等뭛作時間及1K郭価項目とたろパラメ-

添 3.2.4-4

<sup>62</sup> 

<b>鮒谷奋芬囲风<b>旦</b>按加款/(3/ 4 )</b>	評価項目となるパラメータに与える影響	小事 起因事象として、原子炉水位の低下の観点で厳しい り 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		5万 東京電力福島第一原子力発電所の事故に対する万 20: 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 され クット部等からの気相漏たいの可能性について言 した 及されている。本仮定を本シナリオに対して考慮し し 載 前圧容融物が出入体納容器雰囲気直接加熱を回避 する可能性がある。 事象進展に対する影響としては、気相部漏えいは原 子后水位が燃料棒有効長底部か上分低増添でき、本シナ の存心に一下アップによる際一次、気相部漏えいは原 子でかんが燃料棒有効長底部から低料能でき、本シナ しまでに燃料棒有効長底部から低料能でき、本シナ しまでに成果特権有効長底部から低料能でき、本シナ しまでに依浜振線作者の長の20% 上の位置にて被圧操作を実施することから考える と、事象進展にブオーの影響と出てでは、気相部漏えいは原 子でかんが燃料権有効長底部から低単能でき、本シナ の存心と一下アップによる影響と出ででき、本シナ の存したいたよとのではなくと またっため、一般ではない する可能性がある。
に子える家晉(向江谷融物灰山/ 俗ハ	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 象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダ 喪失を仮定した場合は減圧操作が不要となる。	I		東京電力福島第一原子力発電所の事故に対す? 心・格納容器の推定の評価において、炉内核計装理 のドライチューブ、逃ぶし安全弁のフランジガス? ト部等からの気相漏えいの可能性について言及 下いち。本仮定を本シナリオに対して考慮した場 京子が圧力を減圧させることとなるため、減圧の 東子が圧力を酸圧酸作させることとなるため、減圧の たこっては原子炉黄圧線作をしなくとも高圧裕 放出/格納容器雰囲気直接加熱を回避する可能性2 っいた。 にて減圧線作る支施する影響としては、気相部漏えいは がたしが終料棒有効長底部を上継定でき、本シナリ にに減圧操作を実施することから考えると、事象 にて減圧操作を実施することから、運転員等操作時 に対定要能なからいことから、運転員等操作時 に対影響にたい。
と取雁禾件とした蛎市の連転貝寺弽作时周及の計価項目となるハノケーク	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 隔離時冷却系及び高圧炉心 スプレイ系の機能喪失を, 伝 圧注水機能として残留熟除 去系(低圧注水モード)及び 低圧炉心スプレイ系の機能 喪失を設定するととし, 重 大事故等対処設備による原 子が注水機能の喪失を設定 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
	事故条件)の不確かさ 最確条件	I	I	I	いたをできない
	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 重大事故等材処設備による 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
女 2 脾饥 米 什 오	項目	起因事象	安全機能の喪失 に対する仮定	事 外部電源 在決	高温ガスによる 配管等のクリー ブ破損や漏洩等

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 観桁冬件を鼻確冬件とした場合の運転員等뭛作時間及び認価項目とたろパラメー

添 3.2.4-5 63

¥	2 1年111年11年15	現備米干ししに多口と通知	貝で洗下が同べいに買るり	しょうシン ノン シー	ナへの別音(同江台隠初以山/ 泊州1年4	ゆか四 私国政州旅り (4 / 4)
	理日	解析条件(初期条件,	事故条件)の不確かさ	条件設定の考え方	運転員等梅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
	цĶ	解析条件	最確条件	本正成だいなんど	<b>走転兵 オゴボードドロドレナ へ つが音</b>	計画 えけ こそらく ノイ・ノイトイ ひが音
	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。
	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 で設定	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。
		逃がし弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~3774/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。
	逃かし安全乎	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	自動減圧機能付き逃がし安全弁の 2個を開することによる 原子炉急速減圧	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。
	格納容器代替 スプレイ系 (可 搬型)	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前: 120㎡/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。 に与える影響はない。
機器	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	原本でデスタルに注水 「東東北当に余裕を見た法水量 「こ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。
条件	残留熱代替除 去系	120m³/hにて格納容器内にスプレイ	120㎡/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	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。
	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℃, 痛水温度30℃において)	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)	原子炉補機代替浴却系の 設計値(残留熱代替除去 系による格納容器スプレ イ流量 120㎡/h とした場 合)として設定	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 運転員等操作時間に与える 影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータ に与える影響はない。
	可搬式	総注入流量:100Nm <sup>3</sup> /h ・ 窒素 : 99.9Nm <sup>3</sup> /h ・ 0 酸素 : 0.1Nm <sup>3</sup> /h ガス温度 : 35℃	総社入流量: 135°C ・窒素: 99.10m <sup>3</sup> /h ・ <sup>1</sup> / <sup>6</sup> m/1, 25°C	総注入量は格納容器内の 酸素濃度の上昇抑制に必 要式活量として設定 酸素注入活量に有限で 酸素注入活量は純度 99.9 酸素注して設定 酸素として設定 ガス温度に否設定 ガス温度に否定 厳して設定	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 運転員等操作時間に与える 影響はない。	癖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。
	コリケムシー	材料:ジルコニア耐熱材 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レサンプへの流入とウェレ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	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。

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が評価項目とた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 **64** 

	訓練実績等	
加熱)(1/5)	操作余裕時間	「 河 市 の の 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市
/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	実は等計メは 態確やです の新希で価値を からする項例した を見たるです。いた に、 に に に に に に に に の で の が の で の で の で の で の で の で の で の で
作時間余裕(高圧溶融物放出/	運転員等操作時間に与える影響	現所、「「「「」」」」では、「」」」」では、「」」」」」」」」」」」」」」」」」」」
<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</b>	操作の不確かさ要因	【認知】 原子炉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 鹿浪バラメータとして統計。10 原子炉水位式事故時の重要 鹿浪バラメータとして続けしているため。認知に大幅な確認が強じることは 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。 要見配置 の、操作開始時間に与える影響はなし。 「要員配置 の、操作開始時間に与える影響はなし。 「報酬」 「報酬」 「報酬」 「報酬」 「報告」 「報告」 「報告」 「報告」 「10 並列操作有無」 「他の並列操作有無」 「他の並列操作有無」 「他の並列操作有無」 「他の並列操作有無」 「他の並列操作有無」 「他の並列操作有無」 「他の並列操作有無」 「他の並列操作有無」 「他の並列操作有無」 「他の並列操作有無」 「他の並列操作有無」 「他の並列操作有無」 「他の並列操作有無」 「他の並列操作有無」 「他の並列操作有無」 「他の並列操作者」 「他の並及」 「他の並得」 「他の並及」 「一個の並及」 「一個の並及」 「一個の並及」 「一個の並及」 「一個の並及」 「一個の能力」 「一個」 「一個」 「一個」 「一個」 「一」 「一」 「一」 「一」 「一」 「一」 「一」 「一」 「一」 「一
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	炉ののを定心酸影考損化響慮、飲食、適合ののを定見が響慮、後に移し、
	解析条件 新 新 報析上の 操 作開始 時間	原位権底燃効の位達点子が有部料長%置し 炉燃効よ棒長高にた水料長の有い到時
	項目	奥乍冬 京速作 が 広 正 で ま た は ま た ま ま た ま ま し ま で ま た ま し し し し し し し し し し し し し
		巷有条件

$\sim$
Ì
澎
R
掖
ا
K
田
回1/日
파지 사시
溪
深
穃
H
崁
1
通
加上
深
旦
画
$\sim$
浴
<b>⟨</b> ₩
Ē
1
ШШ.
槊
S
及
22
5 10 10 10
チえる馬
「中える鳥
バンチえる馬
-タに与える見
ータに与える見
メータに与える見
ラメータに与える見
パラメータに与える見
るパラメータに与える見
なるパラメータに与える見
となるパラメータに与える見
目となるパラメータに与える見
〔目となるパラメータに与える〕
<b>5項目となるパラメータに与える</b> 身
「価項目となるパラメータに与える!
評価項目となるパラメータに与える見
, 評価項目となるパラメータに与える!
響、評価項目となるパラメータに与える見
影響,評価項目となるパラメータに与える見
る影響,評価項目となるパラメータに与える見
える影響,評価項目となるパラメータに与える見
<b>テえる影響,評価項目となるパラメータに与える</b> }
こ与える影響,評価項目となるパラメータに与える!
に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える!
間に与える影響,評価項目となるパラメータに与える身
時間に与える影響,評価項目となるパラメータに与える鳥
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鳥
<b>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</b> }
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§
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身
5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}
<b>탷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</b> }
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

	訓練実績等	解性生とちプにへ系間のででし施認析をかし、レよの続きとはあて可しするの続きとはあて可しし」」諸島へを利使問う1。ない能たはま約お椀系へ納成問う1。なりかまた!。諸国づ水、四つ間定にし、諸国で水水、四)間 時間のた他の一時間のた他の一時間でない。					
加熱) (2~5)	操作余裕時間	格系デ)前い器封り簧後ニ子はな納格びこ機に維か原度ま。あル子をじり性まのイ水完張下点約る6.完らり間破すのにの称系デ)前い器封り簧後ニ子はな納格びこ能よ持ら子がで」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容可不可見する」と呼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"とり「約完後損る注対時線」を行われてある「かっに時」の圧積準確か」は「りを温あ」」時すら下の注意体を取り「時子なな望く違体に再四一部間主立力」惟作を落な可はる原度す事間での事間ませし、「なく客事事間を使い」、時子 (100~4.5~4.5~4.5~4.5~4.5~4.5~5.5~4.5~5~5~5.4~4.4~4					
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 糖解で価一小 秋五る目にい 様上る目にい 時設となえ 始定かるる 間間、ラ響					
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	原示事のペは度部ン始態上の影当び作開示すの現の込み響手ののペは度部ン始態上の影当び作開がすのの、響該解全站るる並場所人名。 炉を発見大きに使使し、整該解決性体」の理想が入りに生活など、見見ない、ない、 王に生余を知見するこ件定は操作性時の運動機要で、など、などなし、「各部の」では操作性はら運動機等で、ない」」が特別がない。 「「「「「」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」					
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C	操作の不確かさ要因	【認知】 田田和 田田和 田田和 田田和 田田和 一田大明鋼強にへ原子がメクラムを確認した場合に対策要員を招集すること していない。高田・伝田社大概に読みを引聞した場合に立前とに可確型による たいたいない。そのため、認知運力等による場合に対策要員を招集すること していない。そのため、認知運力等による場合に可能型による活力に可能型による たいたいない。そのため、認知運力等による場合に対策 したいない。そのため、認知通知にたる が高いて通知にたる に関連して開催するが、通識的一へのたれによる が設置して開催するが、通識的一へのたれたよる 確認して開催するが、通識的一へのたれたよる が認定して可能です。 が認定して可能です。 の注入準定で登録になって可能型にたる の注入部でです がなな可いた。 の注入準定です。 が認定して可能です。 の注入が確定して、 のできたが、 のにてか がたての がなな可が、 のにたる の子がない。このため、 の注入が生かる の注入した。 のため、 のため がなの の注入準定での のにたる にためのからの にたる の子がない。 のため、 のため がなの の にしたの のため がなの の にしたる のため の の にたる の の の の の にたる の の の の の の の の の の の の の の の の の の の					
<u> </u>	(操作条件) の <確かさ う操作開始時間 う保住設定の 当 考え方	炉の力に炉夕互響慮心原容よ心リ作緩し 心原容よ心リ作緩し 損子器る・一用和設衡が破容コトのを定衡が破容コトのを定後圧損融ン相影考					
	解析条件 解析上。 解析上。 操作用上。 時行開始。	原力鏡の達としペルが(23当しをた停(生36後子容温のしをてずのふ注加八た確場止事か1)「お毘した権関ス本4本が。ここ認合す象ら時圧下が5012認始夕位m量用紙としにる発約間					
	項目	格代レ搬るタ注(圧破初納替イ型ベル水原力摂期り 納替イ型ベル水原力摂期り 容ス系にデヘ機子容前水() 器ブ何よスの作炉器の張					
		操作条件					

添 3.2.4-8 66

	訓練実績等	訓条しデ系注能得て実確 鎌件てス、水でたい施認 実成約多可操あ。る可し 強なしール報作る想を名」 なな代料(を見定顧能に いる分代)を見信報に いたが代表した。 の提で注よれな図作と った。
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服みつ熱に水田でらた、わ、り崩カに試施工の約、ペれ溶れ壊ーよ約がかりしある時の際でな離た続大な融た熱水及て蒸する 酸間も触えか炉水及反蒸する。 破事間心ルた落落ごにす間。 撮象あ落注場下触ルよるの
/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 飯解で価一小の折め頃タさ 操上る目にい。 作のこと与 開設となえ 姑定かるる 時に「う響
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に間たスっ下すのまデベ圧がをすののこ与か与が象性が、なた前る時だメデカら期と操設とえらえた象情がく場にま間、ケス等に断こ性さんを見ている調査が離した 王 発問職性は見て、ケス等に断こに定かる、 王 発見職合人場に、「と、「」」と聞きら家屋」でを開かるないない。 ないないたいらいにな難し、「」」と聞きの家屋」で、 「「」」」」では、「「」」」、「「」」、「「」」」、「「」」、「」」、「「」」」、「」」」、
5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>(1) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2</li></ul>
表3 運転員	<ul> <li>         、漢作条件)の</li></ul>	炉の力損融ン相影考心原容に炉ク互響慮損子器よ心り作緩し、傷がのる・一用和設後圧破溶コトのを定
	解析条件 解析上の 解析上の 操作開始 時間	原力破認合子容損し 行器をた 圧の確場
	項目	ペル水型ペル水子容後 デ代系バデへ操炉器の ス替回よスの作圧破注 タ注概るタ注原力損(2)
		操作条件

添 3.2.4-9 67

	訓練実績等	解性生しち冷)ホび所分練問留準室要とは定作こ析をかて、却資一系要想実需熱備系時こ約で業と上路らお原入務時定續需需購入ので業とし、「不多子の経路な問ので、特権を構成、100万式、特に機構回該で、特権を推測 に 非時、相準配設長にとつ、特化構成の要強権で、時には、120万式、時には、特別の対応な問題のの整定での要権が回答で、特定部での要権権を時、特徴した。2010年、2011年、2012年、2014年、2012年、20
□熱)(4/5)	操作余裕時間	原連は間保裕作なも力続注る納、客と京都に間原裕作なも力続注る線、客をがが事、にし水べ容可器と反関事りきあ大態格到て系で報援大な「特徴象」るる幅に納達べ(ス代型ブる権強象」もる幅に納建べ(ス代型ブる後、生催的な運っ器なス糖ルスにイ化を回り、14件のな運っ器なス糖ルスにイト格のの同時、お4秒にルートを引きた。」が14年のは「お4000世代」が14年のは14日のが四、14年の14年にのかり、14年の14年の14年の14年の14日本にの14年の14日本にの14日本にの14日本になるの14年にの14日本になるの14日本にの14日本にの14日本になる1444444444444444444444444444444444444
/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	実は等評メは 酸解で価一小 しなりてい。 様上る目にい。 開設となえ 開図、ラ響 間同、ラ響
寺間余裕(高圧溶融物放出	運転員等操作時間に与え る影響	解し後等と間間にと、ないので、 「 たてを等しは、 にの定律時のの、 し、 で、 し、 で、 し、 で、 し、 に、 に、 し、 に、 し、 し、 に、 し、 し、 し、 し、 し、 し、 し、 し、 し、 し
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	操作の不確かさ要因	【認知】 中央制御室にてか約電源受電及び非常用ディーセル落電機の非常用高圧供給 他快制加強にてか約電源受電及び非常用ディーセル落電機の非常用高圧供給 酸化管格加速及び咳暖回使者所と可能の非常的。 見配回 並れにより操作時法素及び原子存補機代替冷却系による格約容器除熱のために、 中央制御室での操作及び現場にて弁績代替冷却系による格約容器除熟のために、 中央制御室での操作及び現場にて弁績代替冷却系による格約容器除熟のために、 中央制御室での操作なび現場にて弁績代替冷却系による格約容器除熟のために、 中央制御室での操作なびの消費にて弁績代替冷却系による格約容器除熟のために、 本の解止に行わない。このため、要員配置が強作問始時期に与える影響はなし。 1. (2) 第1.11、2.5 参助式代替款交換設備、の描水を確保、操作が引入すにによる 参加力式に置いた。 第1.11、2.5 参助式代替款交換設備、の描水を確保、指示うえる影響はなし。 1.2 (2) 第1.11、2.5 参助式代替款交換設備、の描水を確保してうえる影響はなし。 1.2 (2) 第1.11、2.5 参助式代替款交換設備、の描水を補助式作替款交易解決に かけがつきたが加速化で加速化を行う。 第2.11、2.5 参助式化合成の作者が必要置になりたい。 第2.11、2.5 参助式化替款交換設備のの指力する方式の作者 かけがつきたが引起しての確保 がおける かけたうなが加速化による電源確保。 1.2 (2) 第1.11、2.5 参助式化替款交換的合成。計算後行時の かけたうな多数で かけたうなが加速化にしての能力が不必能力で加速による 並れたいる。 1.11、11、11、11、10.11、10.41、10.41、10.41、10.41、10.41 10.11、11.11、11.11、10.41、10.41、10.41、10.41 10.11、11.11、11.11、10.41、10.41、10.41、10.41 10.11、11.11、11.11、10.41、10.41、10.41、10.41 10.11、11.11、10.41、10.41、10.41 10.11、11.11、11.11、10.41、10.41 10.11、11.11、11.11、10.41、10.41 10.11、11.11、10.41、10.41 10.11、11.11、11.11、10.41 10.11、11.11、11.11、10.41 10.11、11.11、10.41、10.41 10.11、11.11、10.41、10.41 10.11、11.11、10.41、10.41 10.11、11.11、10.41 10.11、11.11、10.41 10.11、11.11、10.41 10.11、11.11、10.41 10.11、11.11、10.41 10.11、11.11、10.41 10.11、11.11、10.41 10.11、11.11、10.41 10.11、11.11、10.41 10.11、11.11、10.41 10.11、11.11、10.41 10.11、11.11、10.41 10.11、11.11、10.41 10.11、11.11、11.11 10.11、11.11、10.41 10.11、11.11、10.41 10.11、11.11、10.41 10.11、11.11、10.41 10.11、11.11、10.41 10.11、11.11、10.41 10.11、11.11 10.11、11.11 10.11、11.11 10.11、11.11 10.11 10.11、11.11 10.11 1
表3 運車	<sup>年</sup> (操作条件)の 不確かさ の操作開始時間 が 条件設定の 考え方	生 時 原代の等設 子 特準を定 が高備考 橋 初時慮 機 종間し
	<ul> <li>解析条件</li> <li>解析上</li> <li>解析上</li> <li>操作開</li> <li>時間</li> </ul>	事か問象ら後発し
	通目	残替に融邦子容操留除よ炉及炉器作 留除よ炉及炉器作款去る心び格除
		操作条件

1 旧 44/ ŝ HE 「日本シ SER TL と見て コンロ 1 N 1 1 þ ŀ 11 川田が、二日 

添 3.2.4-10

<sup>68</sup> 

	訓練実績等	解住士名 教室 御行 (1) 名 教育 (1) 名 教育 (1) 名 教室 (1) 名 教室 (1) 名 教室 (1) 名 名 (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	評価 社会 和 御 市 和 御 市 和 御 御 市 に な り た の の た の た の た の た の の た の の た の の た の の た の の の の の の の の の の の の の
加熱)(5/5)	操作余裕時間	可テ給事りきにな遅っ度なべ場ト酸こ便を開象,るはおれたがいン台に素と型格站発生こ時 うるばうよトによガと窒寒ま生備と間本よる燃うまはこうガンを開きが発酵でか時か余乗うで限監単格水のなな時にに耐、がが事、に し到客ガ出線を開時確本 あ大態酸到、達器スを 置素は間保操をあて懲難」、道器スを に、おって	
/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	振りたい。 東京 振り でで、 振会の 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御	
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	「発生しの報告」 後の時代で、 一本上の 建築発行している。 「本市の 建築発行している。 「 市 して、 大 市 市 に して、 大 市 市 市 に して、 大 総 の 進 市 に して、 大 総 の 進 市 に して、 大 総 の 進 た 本 に の る 海 備 記 に 中 た る の 海 構 市 市 た か の 物 満 市 に た か の 約 一 に か る の 海 に し た か の 約 一 に た か の 約 一 に た か の 通 市 市 た か の 地 た か つ い 。 に 切 た か の 通 構 一 に が た め の 海 行 の が の 海 で か つ か 。 一 一 に 切 た か の 適 構 市 た た か の 通 構 市 品 た か の 通 市 た か の 通 着 市 の か の 海 で の 物 一 た か の 通 着 で か の 道 着 で の の 海 行 の 海 行 で か の 第 一 一 で か の 一 、 本 た の の 海 行 で か の 。 、 一 本 た の の 一 一 一 一 一 の 一 の 一 一 一 一 、 一 一 一 一 一	1
云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	【認知】 原子市機伙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 遅れで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」 「要員配置」 「要員配置」 「要」」。操作所要時間に与える影響にない。 一般」、主义となるが、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。 月場にて対策要員にてあホース敷設等の格納容器内窒素供給準備操作は存むない。 このため、要員配置が操作開始時期に与える影響はなし。 月場にの対策要員によるホース敷設等の格納容器内窒素供給準備操作は存かない。 一般の一般情間に与える影響になし。 現場にて対策要員にこるホース敷設等の格納容器内窒素供給の作のなの 時間等を含め1時間40分で行うことにより、事象発生から11時間40分で窒素 供給準備を行っている。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になし。 現場にて対策要員が市場型を行ったのも、現場にで対策要員が強保 開始時間に与える影響になし。 現場にて対策要員が可能型量が中操作留始時を行ったののも可能保護による格納容器内窒素供給は 開始時間に与える影響になし。 教育開始時間に与える影響になし。 本部金子のでたのも、現場にて対策要員が金素供給開始時に他の並列操作指が 現金方のをのものもの。現場にで対策要員がす場低を行うことにより 整定時間始時にになる。 一般作の確実さ】 本部のでのもの。 一般作のである。 一般作の正のものもの。	椿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)の大量 送水車の燃料粘渇までに実施すれば良い作業であり、格納容器代替スプレイ系 (可搬型)によるペデスタル注水操作は、事象発生から 3.1 時間後から実施する ものであることから、十分な時間余裕がある。
表3 運輸	操作条件)の 館かさ 雇作開始時間 条件設定の 考え方	原代及室置間し子替び素の等て好合可氏準を設備却機給備考定	送燃解は解し作継な業踏水料析な折ての続作成ます相角条いでい成に業立えし給件が想る立必。性設のはで、定操や要作を定
	離 離 が 条件 ( 本 都 赤 本 都 赤 本 本 都 赤 本 本 本 本 本 本 本 本 本 本 本 本 本	事か間象ら後発22	事か。8後多、 」以発し時降
	通目	「素置格内給機供に納窒操式給よ容素作量装る器供	4. ペル行送の給 デ注う水燃 ス水大重料 夕を量へ補
			<del></del>

タに与える影響及び操作時間会称(高圧変融物が出入格納容器素開気直接加熱)(5/5) 運転員等極作時間に与える影響。評価項目とたるパラメー

添 3. 2. 4-11 **69** 

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) 輸谷貯水槽(西)**:7,000㎡ *&設置許可進準規則 56 条 [解約] 1b)頃を満足するための代替淡水源(措置) 水使用バターン 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 原子炉圧力容器で強部温度が 300℃に到達した時点で開始し、ペデスタル水位 2.4m(注水量 225㎡相当)到 ②ペデスタル代替比水系(可搬型)によるペデスタル注水 原子炉圧力容器破損以降、崩壊熟相当に余裕を見た量で活水 時間評価 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 生後約 10 時間後から、サプレッション・チェンパ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 水顔評価結果 を確保しているため対応可能である。
--

添 3. 2. 5-1 **70**  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>	7 日間の 軽油消費量 約 423m <sup>3</sup>	7 日間の 油消費量 約 423m <sup>3</sup> ガスタービン発 電機用軽油タン クの容量は約 450m <sup>3</sup> であり,7 日間対応可能
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>		
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>		
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 0.0493 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=8.2824m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約 9m <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

扫垂		<b>A</b> 古家县	負荷起動時の	定常時の
些 <u></u> 到	主要機器	〔貝何谷里 (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(時)		ガスタービン	- 能會機

の定格出力(4,800km) 5,000 4,000 3,000 最大容量:約1,988kW لُوْھ لر 2,000 8 © ⊕**1**© 1,000 3 1 11 U 8 U 2 10 24 1 経递時間(h) △ガスタービン発電機起動

常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ

添 3. 2. 7-1 **72** 

- 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-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















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。

	表1 主要解析条件(原子	炉圧力容器外の溶融燃料	↓− 冷却材相互作用(水蒸気爆発の評価))
解析コード	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
MAAP**	原子炉圧力容器の破損径	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	Ξ0 μ 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	
		1111111111111111111111111111111111111	

※ 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 **93** 

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,過渡事象の場合,約1.4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畜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. 評価条件

溶融炉心がペデスタルに落下する前に、ペデスタルにペデスタル開口部下 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。これ以上 の水位を形成させるためには、ドライウェル床面全体を満たしながら上昇さ せる必要があることから,仮にペデスタル注水を入れすぎたとしても開口部 下端位置以上の水位となることは考えにくい。

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。

b. 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. 3-9 **102** 

Bernanden	PULIMS tests					
Parameter	E1	E2	E3	E4	E5	
Melt material	Bi2O3-WO3	B2O3-CaO	Bi2O3-WO3	Bi <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -WO <sub>3</sub>	ZrO2-WO3	
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>tob</sub> °C	870	1027	\$70	870	1231	
T <sub>lia</sub> , °C	870	1027	870	870	1231	
Melt temperature in the funnel upon pouring, °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.

Basester	Exploratory 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		
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5 水蒸気爆発によるエネルギの推移(約3.8m,現実的な想定)\*1







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

※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。





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。

$$\begin{split} \Phi_{ent} &= \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,0}^2} \\ d_{dj} &= d_{dj,0} - 2E_0 \bigg( \frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \bigg)^{1/2} \Delta H_{pool} \\ \hline \\ \hline \\ \Box & \Box & \nabla, \\ \Phi_{ent} & : \text{粒子化割合 [-]} \\ E_0 & : \text{エントレインメント係数 [-]} \\ \Delta H_{pool} &: \mathcal{T} - \mathcal{V} \text{水深 [m]} \\ d_{dj} & : \mathcal{T} - \mathcal{V} \text{ KWI ISIDS TUVE SUPPRE [m]} \\ d_{dj,0} & : \text{気相部落下を考慮した水面におけるデブリジェット径^{*1} [m]} \\ \rho_{dj} & : \mathcal{T} & \mathcal{T} & \mathcal{V} \text{ KWI ISIDS TUVE SUPPRE [kg/m^3]} \\ \rho_w & : \text{ 水密度 [kg/m^3]} \end{split}$$

※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

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

う描	重要相角	包括十八三	をや戦坐	海戸日生地を見たたという。	証価値日とたると
ガ親	里安咒豕	脾がモアル	シェクト	<b>連転貝寺傑作时间に子んの影響</b>	
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	
	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	
	燃料棒表 面熱伝達	街心モデレ (街 心懲水力モデル) う) ※早話 2.0 %	した。 CORA実験解析における、燃料破覆管、制御棒 及びチャンネレボックスの温度変化について、測 だデータと良く一致することを確認した。	RA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たの感 度解析)では、炉心溶融時間及び炉心下能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を度であり、影響にはいしいときを確認したいる。 +#1100世から、1000000000000000000000000000000000000	
	燃料被覆 管酸化	毎霞がら 5 単 動 ポゾン ( 行 心 に 一 ト アップ)	ゲート・レッシュを良い増加(※料料を使きまたし、 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。	本計画事政シークノベにおいては、所丁が圧力を審「残血度が900℃に対理した時点でペデスタルへの初期水張りを実施するが、存心下部プレナムへの溶酸症心移行の開始時間の不確かさは小さく、下部プレナムへ溶酸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	<u> </u>
	燃料被覆 管変形		・TQUV, 大破財LOCAシーケンスともにか 心容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最り操作に 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SMER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	
	気波分離 (水位離 化)・ 対回 活	がじ+7.7.4 (が 心水位計算+ デル)	MAAFJートではSAFBKJートでも聴しているCCFLを取り扱っていないこと等かめ 大位変化に差異が生じたものの永位低下幅はM AAPコードの方が保守的であり、その後の注 本操作による有効熱料確頂部までの水位回復時	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。	
原格器 子納 炉容	格 令 後 演 時 開	格納容器モブル(格納容器の)	刻は同コートで回幸でめる。 HDR実験解析では、格納容器圧力及び温度について、温度成層化含めて領向を良く再現できるこ とを確認した。格納容器死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 領向が確認されたが、実験体系に起因するものと 考えられ、実験体系においてはこの種の不確かさ	HDR実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、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	
	o 洗動	熱水力モデル)	は小さくなるものとめたちかいの。また、非確確に ガス濃度の挙動について、解析結果は測定ゲータ と良く一致することを確認した。 CSTF実験解析では、格納容器温度及び非凝縮 性ガス濃度の挙動についく、解析結果が測定ゲー	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。	

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
ぼ 王 諸 王 郎 王 君 王 弟 瑞 (心 谷 心 ) 御 谷 心 谷 心 ()	し し し し た ん ー の 総語 た ー の 熟品 本	容融行心の挙 動北バル (リロケーツ ョン)	・TMI事故解析における炉心領域での溶融進展 状態について、TMI事故分析結果と一致する ことを確認した。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、 デロシノード崩壊のパラメータを低下させた感度 解析により影響を確認した。 ・TQUV、大破断LOCAシーケンスともに、 炉心溶融時刻、原子炉圧力容器成損時刻への影	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リロケーショ ノ用始時間の不確かさは小さく、溶融炉心が炉心下部プレナムへリロケーショ コンした際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻でああることから、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沢り線	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ー冷却材相互作 用による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼな
			響が小さいことを確認した。	作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	<u>響によったい。</u> 。
	原 力 損 予 谷 路 協	溶融炉心の挙 動モデル (原子 炉圧力容器破 損モデル)	原子枦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。 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。	制御捧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)に対して早まる時間はわずかであることから、評価項目となるバラメータに与える影響は小さい。
原 格 諸 法 第 御後 ( ) ( )	「 「 」 「 」 「 」 「 」 「 」 「 」 「 」 「 」 「 」 「	容 御 伊 市 (	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プリ粒子径を パラメータとして感度解析を行い、原子炉圧力容 器外FCIによって生じる圧力スパイクへの感 度が小さいことを確認した。	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。	溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメントトネット ア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 バラメータに与える影響は小さい。

添 3.3.4-2

<sup>110</sup> 

<del>X</del>	う ニイン・ハー・ ・	- AX HEAL - 0 0 1	· 7 1 1 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1		J I K	
	項目		・ チャンホニス ついい ロート	条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	1 1 1 1 1
		解析条件	最確条件 2.435MWt以下		最確条件とした場合は,原子炉停止後の崩壊熟 1000-1000-1000-1000-1000-1000-1000-100	熟が緩和され
	原士炉熱曲刀	Z, 430MWt	(実績値)	<b>正俗県士炉熱出刀として設正</b>	る。取確来件とした場合の連転員等操作時間への 原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	0款響は,
	原子炉压力	6.93MPa[gage]	約 6. 77~ 6. 79MPa[gage] (実緒値)	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 動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁によ れるため事象進展に与える影響はないことから、	対して変り制御さ運転員等
	原子炉水位	通常水位 (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)	通常運転時の原子炉水位として設定	werterfoliによったの影響にない。 振確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に 動を与えうるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位値 対して非常にいたのし、例えば、原子炉スクラム25 の崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持 状態でも通常運転水位から約4.6mであるのに対し ぎによる水位変動幅は約20mであり非常に小さい。 事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等	す ち ろ き く ぞ き ろ う ち ろ ろ す ろ ろ す こ 下 後 さ て ぞ 後 さ て 後 ま れ ゆ っ 権 変 に で た ら て 作 た に で た ら て 作 作
	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	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 早期に原子炉はスクラムするため,初期炉心流量が 展に与える影響は小さいことから,運転員等操作時 える影響は小さい	発 事 部 後 派 子 後 に
	操教	9×9 燃料(A 型)	装荷炉心角	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給 されること,また,9×9 燃料 の方がMOX燃料よりも崩壊 熱が大きく,MOX燃料の評価 は9×9 燃料 (A 型)の評価に 包給されることを考慮し,代表 的に9×9 燃料 (A 型) の評価に	最確条件とした場合は、炉心に装荷される燃料は装 毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9× (A型),9×9燃料(B型),MOX燃料について,9× (A型),9×9燃料(B型)の燃料の組成は同様であ た,MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に た,MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に れ、事象進展に与える影響は小さい。	荷(5) り石員(5) 5) 40 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5
	原子 炉 停止後 の 崩壊熱	> ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度33GWd/t)	ANSL/ANS-5.1-1979 平均的姚捷度約 305Wd/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 りも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり 炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和される 作手順(原子炉圧力容器下鎖温度に応じてペデスタ 初期水張り操作を実施すること)に変わりはない ら、運転員等操作時間に与える影響はない。	巌」が、 家」、 かい、 かっし、 かっつ
	格納容器空間体 積(ドライウェル )	≮ 7,900m³	7,900 <sup>m3</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)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 響はなく, 運転員等操作時間に与える影響はない。	展に影
	格納容器空間体 績(サプレッショ ン・チェンご)	本 空間部:4,700m <sup>3</sup> 液相部:2,800m <sup>3</sup>	空閒部: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 響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	展に影

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(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)(1/4)

<sup>111</sup> 

Ă	4 胖ツ末汁な	取箱米汗っ つい	%」。 いた 世内 して して して し		よるハノケータにすんの影音(原丁が圧しま	チるみプトッノ(各)開出)次(パイ ― 1/コ ムリハン 1/コ ユー・1 トノロノ ( ム / 4 )
	項目	解析条件 (初期条件,    0 <sup>-</sup>	事故条件及び機器条 不確かさ	条件設定の考え方	運転員等線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			
	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、ゆらぎによるサプレッション・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、ゆうぎによる水位低下分(通常水位-0.02m分)の熱容 見は約20m。相当分であり、その低下割合は通常水位時の約 0.7%程度と常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さ 小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さ	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約3800m。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%の整容量に約20m。組当分であり、その低下割合は通常水位時の約0.7%。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、
	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。
	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、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2.8kPa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2.8kPaであり非常に小さい。でって、事象進展に与える影響は小さい
2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。	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、トリリングの発生を前載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コ ネルギの感度は小さいことから、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
	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。	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鉄約-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>112</sup> 

表	2 解析条件を」	最確条件としたタ	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 (原子炉圧力を	容器外の溶融燃料−冷却材相互作用) (3/4)
	項目	解析条件 (初期条件, 件) の <sup>7</sup>	事故条件及び機器条 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	大破断上のCA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 象進度は早まるが、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が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也損にごめのである。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であり、格納容器の原界圧力の853kPa[gage]以下であ ることから、評価項目を満足する。 (添付資料3.3.5)
事故条件	安全機能の喪失 に対する仮定	高压注水磷能离失 低压注水磷能离失 重大事故等对処設 備による原子炉注 水磷能の喪失 全交流動力電源喪 失	Ι	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,低圧注水系の機能喪失を設 定するとともに、塩大事故等対 位設備による原子炉注水機能 の幾供でよる原子炉注水機能 の幾代で数定 素た,全ての非常用ディーゼル 機関等の機能喪失を設定	-	-
	外部電源	外部電源なし	I	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		

Å 1215-5444 1 ļ J -1 H 48% ì 5 1 1 T ł 1 뷥 位在 4月 17 0 1 Ę Щ Т ~ Ŧ × 一工作 4 477+に久 11十 っ 半

4	4 /計1/1/1/1/1/1/1/2/1	取きまたけ ししい	<i>例口 v7 速転見 す</i> り		ょつく・ノン・ ノモナム つが音 小がし デュノル	
	項目	解析条件 (初期条件, 件) のオ	事故条件及び機器条 F確かさ	条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
	原子炉スクラム 信号	事象発生と同時に 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	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、評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	また。 た んか	逃がし弁機能 7.58~ 7.79MPa[gage] 367~377t/h/個	逃がし弁機能 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。
	処かしみまか	自動減圧機能付き 逃がし安全弁の2 個を開することに よる原子炉減圧	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> /hにて格納容 器内にスプレイ	原子炉圧力容器破 損前: 120m <sup>3</sup> /h/cで格納容 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)

<sup>114</sup> 

	訓練実績等	解性生後うス型ルの時定績分図実確析をかとうブレーへ系間のででし施設し、「へ系間のででし施設し」皆的し、たま約で格イドの統りとはあて可し、特徴系で物材は目的ながの物構時ご約ので能したので、2.54米番目、 お かがい 即時 中国の かい
材相互作用)	操作時間余裕	格系デ)前い器封り鏡後こ子はな納格びこ機に維か原度ま。あル子をじり性まのイ水完張下点約る6.完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,はた格系張了り鏡で?と0 了約完後損る注対時容可な子初は捕兼原度運が正本と認容界はたちる。」柄:に時、60日想準線小、納)りすを温ゐ!」時すら「00まと人じ間器搬心炉期,前れ子がや望力操仮圧器温なさ原可降圧00事間まだ力」備作ら溶落可试る原葉的」,時から「00まで水原の「かって水原の」。 等しの大売れるの意く地子能問力の食んた容な消が、診察部務につきたない。 「「なったかな」、「な空子級低」には「0.1月、2000年間はなっか」、時から「0.5年のにない」、時でない「1000年間」を行った。「1000年間になった。「1000年間」で100年間では、1000年間、1000年間、1000年間、1000年間、1000年間、1000年間、1000年間、1000年間、1000年間、1000年間、1000円でない。 1000~100~20~10~20~20~20~20~20~20~20~20~20~20~20~20~20
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 穂解で価一小の折あ項グさる 操上る目にい 作のこと与 開設しなえ 時だしなえ 時だしなえ 間目、ラ響
乍時間余裕(原子炉圧力容:	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杯ある当び作開がすの現の込か響所がに間た作温下一開美杯ある当び作開がの現かし、「「」」「「」」」」「「」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」
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>【認知】</li> <li>【認知】</li> <li>「にている)</li> <li>「このがおいたのため、ことかしている)、この認知に応応に可難違によることかしている。</li> <li>「このがあいたの商用でして10,00円の認知に応応する確保にすることが いている。</li> <li>「「こいの」</li> <li>「「こいの」</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> &lt;</ul>
表3 運	操作条件)の	炉の力に炉ク互響慮心原答よ心リ作緩し 心原答よ心リ作緩し 損子器る・一用和設 僑炉破浴コトのを定後圧損融ン相影考
	解析条件 - 和 和 操 作開始 時間	原力鏡の達点ペルが(25にた確場止象ら間子容温をしてぞ温をしてデの。注前到こ認合す発約後が器度にた関大水す水相違としに、生1、圧下が到時,夕位四量①しをた停事か時
	項目	格代レ搬るタ注(圧破初り納替イ型ペル水原力損期) 称替イ型ペル水原力損期) 容ス系にデへ壊子容前水器プ可よスの作炉器の張

添 3. 3. 4-7 **115** 

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」*1
	(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 **118** 

- 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,

3.5 - 4

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 **125**

#### 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)(1/3) 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(溶融炉心・コンクリート相互作用)

表1

[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	崩痰熟	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		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。	ディートアップに関するモディーは、「AML」事故に 炉心とートアップに関するモデルは、TML事故に
	燃料 棒表 面熱伝達	荷 ∩ H √ √ (右心懲水力 H/√~)	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。	かしビートアップの感嘆幹い(シルコニクム-水区が速度の決致についての感度報行)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,原子が圧力容器で優遇度が300℃に到達し	ついての再現性なひてOKA実験についての再現 性を確認している。炉心と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、炉心溶融時間及び下部プレナムへの溶
	燃料被覆 管酸化	裕麗ならの承 夢 モデイ (石 で トートノッ 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。	た時点でペテスタルへのの別那水账り操作。原ナ炉上刀谷器破損時点でペテス 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、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	確PP-0参行の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シーケンスともにゲ 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。	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	がられがよ (街)	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NAAPの評価結果の評価結果の評価結果の方が保守的であるものの、その差異は
	気液分離 (水位殘 た)・ が 回	しんは 単本	いいっししたしゃないないいいないしてキャップ 水位変化に送異が生じたものの水位低下幅はM A A P コードの力が保守的であり、その後の注 木糠(ドによる燃料権有効長頂部までの水位回復 陸却に前し一にと同座とまえ	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。

添 3. 5. 2-1 **142** 

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	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
国 王 子 御 ( 御 ( 御 ( 御 ( )	リロケー ション		・TM1事故解析における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	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。 りロケーンコンの影響を受ける解作としては、原子炉圧力容器下鏡温度が 90001-343%1、も世ためのジニュット、へか用ますにも場んたメキュメ。ビンエン	<b>そかのます。 な融炉かの挙動モデルはTMI事故についての再</b> 現性を確認している。また, 炉心ノード崩壊のが
	構造材との熟伝達	裕融炉 ふの 挙 慶 北	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。 ・TM1、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にかしてした時点とのシンクメンシンと20月34の不近りますようのつか、ゲロドロプレナムへりロケーション用始時間の不確かさは小さく、溶融炉心が炉心下部プレナムへりロケーションした除の原子が圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子が圧力容器下鏡温度を操作時間に与える影響は小さパネ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。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 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を確か 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 注小時に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい されかさいことから、原子炉圧力容器破損を起点としていうペデスタルへの	メータを低下させた感度解析より原子炉圧力容器 破損時間に対する感度は小さいことを確認してい る。 本評価事故シーケンスでは,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 たべべ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。
	下ナ谷のボナなので、「ない」で、「ない」で、「ない」で、「ない」で、「「ない」で、「「」」で、「」」の、「」」の、「」」で、「」」で、「」」で、「」」で、「	登録者からの 乗まえて(下部 プレナムへの 谷麗者で 体	・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プールとの 間の限界熱流束、下部プレナムギャップ除熱量 に係る係数に対する感度解析を行い、原子毎圧 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。また、 炉心下部プ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 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 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 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初期水張り操作の開始に与える影響は小さい。 第十万正力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心容 下後のペデスタルへの初期水振り操作がある操作としては、溶融炉心容 すなかいことから、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 さは小さいことから、原子炉圧力容器破損や間のたなか さは小さいことから、原子炉圧力容器酸損を認ったしい。	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、評価項目となるパラメータに与える影響は 小さい。
	原 力 容器破 遺	溶融炉心の挙 動モデル(原 子炉圧力容器 破損モデル)	原子伊圧力容器破損に影響するバラメータとして、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のずみ(しきい値)をバ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、仮想的な酸しい条件に基づく解析結果であり、実機における解析っの影響は十分小さいと判断される。	制御捧駆動機構、ウジング溶接的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 デスタルへの注水種作は、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 作であり,圧力容器の破損はペデスタル温度,格納容器圧力等の傾向を確 認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、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(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、評価項目となるバラメータに与れてたるととから、評価項目となるバラメータに与える影響は小さい。
	原 七 子 都 昭 子 日 拳 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 験の小規模な店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 はいさくなると考えられる。	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業動と溶融炉心・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、評価項目となるバ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)

	評価項目となるパラメータに与える影響	<ul> <li>エントレインメント係数の感度解析より溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は 小さいじとを確認しており、また、このじとはエソ トレインメント係数の不確かさにより溶融庁心の 等壊 温度に対する感度が小さいじとを示しており、コリ い。 ウムシーレト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しとから、評価項目となるバラ メータに与える影響は小さい。</li> </ul>	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)	エントレインメント係数、溶融炉心からブール水へ の熟活東及び溶融ブールークラスト間の熟伝達係 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ブール水への熟活東に 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 リート和互作用によって約41kgの可溶性ガス及び	への恒の評価増圧がスが粘土するが、全計画においたもジンコニウムー水反応によって約455kgの水素ガスが銘仕すめてした砂蔵増すると、稼働炉で・コンドニート由作在に下・エヨ峰ギナシムだとらん	ノンシート店車店用によるJI線店グイズO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。 (添付資料3.5.3参照)			
	運転員等操作時間に与える影響	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 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	本評価事故シーケンスでは、コリウムシールド及びコン 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 とから、運転員等操作時間に与える影響はない。						
	不確かさ	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。	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・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、 上面熟読束及び溶融プー ルからクラストへの熟伝達係数をバラメータとした 感度解析を行った。評価の結果、コンクリート侵食量 に対して上面熟読束の感度が支配的であることを確 認した。また、上面熟読束を下限値とした場合でも、 コンクリート侵食量が22.5cm程度に収まることを確 上記の度解析は、想定される範囲で厳しい条件を与 えて感度解析は、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 でも実機でのコンクリート侵食量は感度解析よりも 厳しくなることはないと考えられる。	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	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コードの予 測侵食量の20%の範囲内に収まっていることから、上 面熟流束の感度に比べて影響が小さいことを確認し			
	解析モデル	海道、下離動御格部炉) 御動格部炉) 「子物で心」 の「器溶挙							
	重要現象	原子毎圧力容器外FC 1 (溶融炉心細粒化) 」原子毎圧力容器外FC 1 (デブリ粒子熟伝達)	格納容器下部床面での 落融炉心の拡がり	溶融炉心と格納容器下 部プール水の伝熱	溶融炉心とコンクリー トの伝熱	コンクリート分解及び 非硫縮性ガス発生			
[MAAP	分類	<b>河 十 海 な 器 (句 心 遺 (句 心 遺 (句 心 遺</b>							

添 3.5.2-3

	項目	離��糸件(初期条件, 件)の┘	、事政条件及び機器条 不確かさ	条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
	原子炉熱出力	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で説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条 件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	約 6.77~ 6.79MPa[gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、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、ゆらざ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。
1	原子炉水位	通常水位 (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)	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、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 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	$35.6 \times 10^3 t/h$	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(型)	装荷炉心毎	<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 燃料の力が MOX 燃料よりも崩壊熟が大きく,MOX 燃料しりも崩壊熟が大きく,MOX 燃料の評価に26</li> <li>9×9 燃料 (A 型)の評価に26</li> <li>9×9 燃料 (A 型)を設定。</li> </ul>	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9×9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9×9燃料(R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	ANSL/ANS-5.1-1979 (然焼度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 )	$7, 900 m^3$	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)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)

	Ŕ	■ 解析条件(初期条件,	事故条件及び機器条 - ユニン・	十八年分廿品主义	3000년 4월 4월 4월 4월 4일	1867년 스키크 스테이드 이 다양, 스카르나 티보드니/485
	項口	市してい	▶/唯// C	米干段たりもんり	連邦貝式採行时间にナムの政管	計画項ロCはのハノイークにサんの影響
	真空破壞弁	3. 43kPa (ドライウ ェルーサブレッシ ョン・チェンパ間差 圧)	3.43kPa (ドライウ エルーサブレッシ ヨン・チェンパ間差 圧) (設計値)	真空破壊弁の設定値	解析条件と長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。	解析条件と長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。
	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、ゆらぎによるサブレッション・プール水 位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例 えば、通常水位の熟容量は約38000。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)の熟容 星は約20m。相当やであり、つの能介を一0.02m分)の熟容 0.7%程度と常に小さい。その低下割合は通常水位時の約 0.7%程度と常に小さい。そのて、事象進展に与える影響は小さ 小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さ	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約2,00m <sup>3</sup> 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0,22m <sup>3</sup> )の熟容量は約2,0m <sup>3</sup> の整容量は約2,0m <sup>3</sup> をの低下割合は通常水位+0,22m <sup>3</sup> )の熟容量は約2,0m <sup>3</sup> をの低下割合は通常水位+0,00,0m <sup>3</sup> を建せてきにいさい。従って、事象進展に与える影響は小さいことから、
	サプレッション・プーレオ温度	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とし て格納容器下部注水を行うこととなることから、本パラメ ータにより影響を受けることはなく、運転員等操作時間に 与える影響はない。	溶融炉心・コンクリート相互作用による長食量という観点では,直接的な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	格納容器圧力	5. 0kPa[gage]	約5kPa[gage]~約 7kPa[gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力と して設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇量が 格納容器ベント時間に与える影響は小さい。例えば、事象 発生から圧力容報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 乃上昇量は約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く、運転員等操作時間に与える影響 は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え 得るが、ゆらぎ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18kPa[gage]であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は 時間で約18kPa[gage]であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は は間で約18kPa[gage]であるのに対して、事金進展に与える影響は小さ く、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器温度	57°C	約45°C~約54°C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を行うこととなることか ら本バラメータにより影響を受けることはなく, 運転員等 操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え 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(平均)は約5.4 時間で約66℃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°C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を 起点としてペデスタルへの注水操作の開始となることか ら、本パラメータにより影響を受けることはなく、運転員 等操作時間に与える影響はない。	外部水源の温度が低い場合、溶融炉心・コンクリート相互作用の侵食 量という観点では溶融炉心からの除熱が促進されることから、評価項 目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	外部水源の容量	7,000m <sup>3</sup>	7,000m <sup>3</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	$1, 180 \mathrm{m}^3$	1,180㎡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。	I

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)

		л I ф	11 HC	初期条:	件 	) 雨	事故。	米件 57 イン	*
項目	L (	容融炉心かのプ ール水への熱流 村	コンクリートの 重類	コンクリート以より権造材の扱	東子炉圧力容器 下部の構造物の 扱い	ペデスタル床面 遺	起因事象	女全機能等の喪 共に対する仮定	外部電源
解析条件(初期条件, 	解析条件	800kW/m <sup>2</sup> 相当 (圧力依存あり)	玄武岩系コンク J 一下	内側鋼板及びリブ 鋼板は考慮しない	ペデスタルに落下 する溶融物とは扱 わない	ペデスタル床面積 を設定	給水流量の全喪失	高压注水機能喪失 低圧注水機能喪失 重大事故等对処設 備による原子炉注 水機能の喪失 全交流動力電源喪 先	外部電源なし
事故条件及び機器条 不確かさ	最確条件	800kW/m <sup>2</sup> 相当 (圧力依存あり)	玄武岩系コンク J 一ト	コンクリート以外 の素材を考慮する	部分的な溶融が生 じ、 ペデスタルに 落下する可能性が ある	ペデスタル床面積 を設定	I	I	Ι
条件設定の考え方		過去の知見に基づき事前水張 りの効果を考慮して設定	使用している骨材の種類から 設定	内側鋼板及びリブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮したい	発熱密度を下げないよう保守 的に設定	コリウムシールドを床面に設 置するため, その設置面積を用 いるものとする	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隔 離時冷却系及び高圧炉心スプ レイ系の機能喪失や,低圧注水 機能としして低圧炉心スプレイ 系,低圧注水系の機能喪失を設 定するとともに、直大事故等対 免設備による原子炉注水機能 の喪劣産による原子炉注水機能 の喪火を設定 また,全ての非常用ディーゼル 機関等の機能喪失を設定	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
運転員等趣作時間に与える影響		見跡久子し」を担心し、御祈久子し同姓とちスか、 青帝	・政略末日にしてしる日は、唐町末日に回転へののこの、事家、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。 える影響はない。	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、リブ鋼板の面熱の効果により、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。	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。	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 CA等の原子炉冷却材バウンダリ喪失を仮定した場合,冷 丸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 な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	
離価項目とたるパティータに与える影響		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	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熟流束につい 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。	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 い事後であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定 し、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」と して、本評価事故シーケンスの解析条件と同様に、重大事故等対処設 備による原子炉注水機能しついても原子炉圧力容器破損。のダイニング うないものと仮定した。この場合、原子炉圧力容器破損のタイニング が早くなるため、溶融炉心落下後の崩壊熱が大きくなるが、コンクリ 小り侵食量は、ペデスタルの床面で0m、壁面では約0.04mに抑え られることから、原子炉圧力容器の実精能を維持できる。 また、コンクリート侵食量が僅かであることから、非評価における溶 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祐納容器 内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

	通日	解析条件 (初期条件, 件) のろ	事故条件及び機器条 不確かさ	冬件設定の考え方	運転員等編化時間に与える影響	<b>評価項目とたろパラメータに</b> 与える影響
	I	解析条件	是確条件			
	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、述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、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。
	米4/1 在今金	逃ぶ L 弁機能 7.58~ 7.79MPa[gage] 367~377 t/h/個	逃がし 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。
機調	超がし头エオ	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。
奋条件	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> /hにて格納容 器内にスプレイ	原子炉圧力容器破 損前: 120㎡/hl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。
	コリウムシールド	材料:ジルコニア耐 熱材 侵食開始温度: 2,100℃	材料:ジルコニア耐 熟材 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 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	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 **148** 

	訓練実績等		解をらて格イる期は12副間でが確析路約お納系ペ水、分練器意実器上ま3のな)デ銀所想実方の超し上ま3のな)デ銀所想実方の面とはえー、器可スの要定権で)同たはえー、器可スの要定権でした。 作事時こ代搬タの時のごあて能。た実後の目が不可見し、 教会間の普型ル系間とはあいな。 成発後うたへへな。このに したるいた
(7/T) (E	品化时间入初	课作时间统俗	格系デ)前い器却り續後こ子はな納格びご機に維か原度ま。あル子をじり性まのイ水完張下点約る6.完らり間破すのにの納、ス原のて破を「搗」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。丁約完後損る注対時容可分子仍は損兼原度達が正本と器容界は付るも、1.9%に時、の圧視準療化が期、前れ子がや望力機依圧器温なき原可時圧08事間注注力し備作さ溶容可はる原度る1.時する「のまと水し間器機心炉期、前れ子がや望力機依正路高なき原可時日80事間注注力し備作さ溶容可はる原度る時、糖化・化型へ圧水原のみ炉。4.4%を発く避子能間力20象のた水容な消が、触器搬約1.4%で書間客をの一級で、2.4%でなななが、2.5%の発生で低 (1.5%)をはりた、2.5%、2.5%、2.5%、2.5%、2.5%、2.5%、2.5%、2.5%
・ユンシットで個互作用	評価項目となるパラ	メータに与える影響	実は等評メは 態解で価ー小の新名項グさ 場上る目にいい 開設となえ 始定かるる 間同」う響
"珠"厅时才用达他 (哈牌奶~心,	運転員等操作時間に与え	2影響	原がに間た作温下一開実析ある当び作開がすの現の込か響手がに間た作温下一開実析ある当球の多部の込む響手、ほをつき、は度部ン始態上の影談解条始ある並場所んらは炉にと発展す、するとすすをとれ、全部で、各部の かない 医子子 から 御客館 小子 医子育学 化化化化学 化化化学 化化化学 化化化学 化化化学 化化化学 化化化化学 化化化化化化
速転具寺探宇时间にサムの影響, 計画項目となるパノケークにサムの影響及 O	日田子、黄子、	採作の不確から安囚	【認知】 【認知】 【認知】 【認知】 (認知) 第二、「原子市メシラムを確認した場合に決策度員を招換するによって、 (一ており、第二、「「「大」、「「「大」、「「「大」、」、「「「」、「「」、」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「
с X£	操作条件)の <sup>隹かさ</sup>	条件設定の 考え方	炉の力に炉ク互響慮心原容よ心リ作緩し 近原容よ心リ作緩し 損子器る・一用和設傷炉破溶コトのを定後圧損融ン相影考
	解析条件( 不和 不和	解析上の 操作開始 時間	原力鏡®到時始ス水%でにた確場止(生%後子容温20違点、タ位4㎡到こ認合す事か!)伊器度Uしでベルが μ相達としにる象ら時圧下がにた開デの(※当しをた停 発約間
	日 史	頃日	格代レ搬るタ注(圧初納替イ型ペル水原力期りなス系にデへ壊子容水)のお子原本型のル水原力期の容ス系にデへ壊子容水)器プ可よスの作炉器張
			n=2.111_J/2_11_

コンクリート相互作用) (1/2) タビ与える影響及び糧作時間全裕(滚融炉心 評価項目とたんパラメ 運転員等櫷作時間に与える影響 5 半 3

		訓練実績等	割り提で注に開込で転なた線、とべ水よ始み意操こ。 線、とべ水よ始み意操こ。 実年して、デ系る可を図作と 確は約タ可水でたて実を 等立トル機構あ。い施確 になかた型作る想の可認 にも対性性者しる自定通能し
(2)		操作時間余裕	原被間約ま下ルか落選炉ジ反よに時子損はらた後注つ融ら心ル応りは間がす事す,に水た炉れのコに蒸粉余圧る象時落,が場心た崩ニよ発工裕全方ま発開融べ行台幕大撃力なすすが、部のかり心スれも前溶及一熱害問る。 勝のかり心スれも前溶及一熱害問るが時ち、常々な、に融び水にでの。
ート相互作用)(2/	評価項目となるパ	ラメータに与える 影響	実間とかな与い態性同らるえ。いの解等、バる。 特許で評了影響の名種/響開の名通/響開の名通/響
<b>斉裕(溶融炉心・コンクリ</b>	運転員奠楓作時間に互	はたいたいでした。	原で時まぐれ離たはがまべ作補監力水と開定とすと問い。 「「「「「」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」
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後		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>「「「「」」</li> <li>「「「」」</li> <li>「「「」」</li> <li>「「「」」</li> <li>「「」</li> <li>「「」</li> <li>「「」</li> <li>「「」</li> <li>「「」</li> <li>「「」</li> <li>「」</li> <li< td=""></li<></ul>
表3	操作条件)の <sup>雀かさ</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 有子器よ心リ作緩し 傷炉のる・一用和設後日本のを定
	解析条件 - 不	解析上の 操作開始 時間	原力破認合子容損し、知識をため語をた
	1	通目	鼻をを生 ペル水型ペル水子容後 デ代系(ビデへ操句器のス替回よスの作圧破注 タ注機るタ注原力損心
			唐イぞ々

F

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 6.1vol%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 13 vol%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)