

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

目次

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
 - 1.1 概要
 - 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
 - 1.3 評価に当たって考慮する事項
 - 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム
 - 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
 - 1.6 解析の実施
 - 1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
 - 1.8 必要な要員及び資源の評価方針付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
付録2 原子炉格納容器限界温度・限界圧力に関する評価結果
2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
 - 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
 - 2.3 全交流動力電源喪失
 - 2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋HPCS失敗
 - 2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋高圧炉心冷却失敗
 - 2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋直流電源喪失
 - 2.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋SRV再閉失敗
＋HPCS失敗
 - 2.4 崩壊熱除去機能喪失
 - 2.4.1 取水機能が喪失した場合
 - 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
 - 2.5 原子炉停止機能喪失
 - 2.6 LOCA時注水機能喪失
 - 2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）
3. 運転中の原子炉における重大事故
 - 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - 3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策
 - 3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合
 - 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合
 - 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - 3.4 水素燃焼
 - 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用
4. 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 4.1 想定事故1
 - 4.2 想定事故2

5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 5.1 崩壊熱除去機能喪失
 - 5.2 全交流動力電源喪失
 - 5.3 原子炉冷却材の流出
 - 5.4 反応度の誤投入

6. 必要な要員及び資源の評価
 - 6.1 必要な要員及び資源の評価条件
 - 6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
 - 6.3 重大事故等対策時に必要な水源，燃料及び電源の評価結果

添付資料 目次

- (1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方)
 - 添付資料 1.2.1 定期検査工程の概要
 - 添付資料 1.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業ごとの成立性確認結果について
 - 添付資料 1.4.1 有効性評価に使用している解析コード／評価手法の開発に係る当社の関与について
 - 添付資料 1.5.1 島根原子力発電所 2 号炉の重大事故等対策の有効性評価の一般データ
 - 添付資料 1.5.2 有効性評価における L O C A 時の破断位置及び口径設定の考え方について
 - 添付資料 1.5.3 有効性評価に用いる崩壊熱について
 - 添付資料 1.5.4 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故 1 及び 2）の有効性評価における共通評価条件について
 - 添付資料 1.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー

- (2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)
 - (2.1 高圧・低圧注水機能喪失)
 - 添付資料 2.1.1 安定状態について（高圧・低圧注水機能喪失）
 - 添付資料 2.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高圧・低圧注水機能喪失）
 - 添付資料 2.1.3 減圧・注水操作が遅れる場合の影響について（高圧・低圧注水機能喪失）
 - 添付資料 2.1.4 7 日間における水源の対応について（高圧・低圧注水機能喪失）
 - 添付資料 2.1.5 7 日間における燃料の対応について（高圧・低圧注水機能喪失）
 - 添付資料 2.1.6 常設代替交流電源設備の負荷（高圧・低圧注水機能喪失）

 - (2.2 高圧注水・減圧機能喪失)
 - 添付資料 2.2.1 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の運転実績について
 - 添付資料 2.2.2 安定状態について（高圧注水・減圧機能喪失）
 - 添付資料 2.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高圧注水・減圧機能喪失）
 - 添付資料 2.2.4 7 日間における燃料の対応について（高圧注水・減圧機能喪失）

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

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

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

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

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

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

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

添付資料 2.3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)

添付資料 2.3.2.4 注水開始操作の時間余裕について

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

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

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

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

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

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

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

(2.4 崩壊熱除去機能喪失)

(2.4.1 取水機能が喪失した場合)

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

添付資料 2.4.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))

添付資料 2.4.1.3 7日間における燃料の対応について(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))

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

(2.4.2 残留熱除去系が故障した場合)

添付資料 2.4.2.1 安定状態について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))

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

去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))

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

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

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

(2.5 原子炉停止機能喪失)

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

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

添付資料 2.5.3 自動減圧系等の自動起動阻止操作の考慮について

添付資料 2.5.4 安定状態について(原子炉停止機能喪失)

添付資料 2.5.5 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(原子炉停止機能喪失)

添付資料 2.5.6 リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響

添付資料 2.5.7 外部電源の有無による評価結果への影響

添付資料 2.5.8 初期炉心流量の相違による評価結果への影響

添付資料 2.5.9 残留熱除去系の起動操作遅れの影響について

添付資料 2.5.10 S L C 起動を手動起動としていることについての整理

添付資料 2.5.11 原子炉注水に使用する水源とその水温の影響

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

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

(2.6 L O C A 時注水機能喪失)

添付資料 2.6.1 「L O C A 時注水機能喪失」の事故条件の設定について

添付資料 2.6.2 安定状態について(L O C A 時注水機能喪失)

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

添付資料 2.6.4 減圧・注水操作の時間余裕について

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

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

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

(2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A))

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

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

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

添付資料 2.7.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス(インターフェイスシステム L O C A))

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

- (3. 運転中の原子炉における重大事故)
 - (3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
 - 添付資料 3.1.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について
 - 添付資料 3.1.2.2 安定状態について (残留熱代替除去系を使用する場合)
 - 添付資料 3.1.2.3 原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスの影響について
 - 添付資料 3.1.2.4 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
 - 添付資料 3.1.2.5 原子炉格納容器漏えい率の設定について
 - 添付資料 3.1.2.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合)))
 - 添付資料 3.1.2.7 大破断 L O C A を上回る規模の L O C A に対する格納容器破損防止対策の有効性について
 - 添付資料 3.1.2.8 7 日間における水源の対応について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用する場合)
 - 添付資料 3.1.2.9 7 日間における燃料の対応について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用する場合)
 - 添付資料 3.1.2.10 常設代替交流電源設備の負荷 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用する場合)
 - 添付資料 3.1.3.1 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異について
 - 添付資料 3.1.3.2 非凝縮性ガスの影響について
 - 添付資料 3.1.3.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 時において残留熱代替除去系を使用しない場合における格納容器フィルタベント系からの C s - 1 3 7 放出量評価について
 - 添付資料 3.1.3.4 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
 - 添付資料 3.1.3.5 安定状態について (残留熱代替除去系を使用しない場合)
 - 添付資料 3.1.3.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合)))
 - 添付資料 3.1.3.7 注水操作が遅れる場合の影響について
 - 添付資料 3.1.3.8 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作開始を限界圧力接近時とした場合の影響
 - 添付資料 3.1.3.9 7 日間における水源の対応について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用しない場合)
 - 添付資料 3.1.3.10 7 日間における燃料の対応について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用しない場合)

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

（3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

添付資料 3.2.1 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について

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

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

添付資料 3.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高圧溶融
物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

添付資料 3.2.5 7 日間における水源の対応について
（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

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

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

（3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

添付資料 3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に関する知見の整理

添付資料 3.3.2 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容器の健全性への影
響評価

添付資料 3.3.3 ペDESTALへの水張り実施の適切性

添付資料 3.3.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉圧
力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

添付資料 3.3.5 プラント損傷状態をLOCAとした場合の圧カスパイクへの影響

（3.4 水素燃焼）

添付資料 3.4.1 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響

添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について

添付資料 3.4.3 安定状態について（水素燃焼）

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

添付資料 3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響

（3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用）

添付資料 3.5.1 安定状態について（溶融炉心・コンクリート相互作用）

添付資料 3.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（溶融炉
心・コンクリート相互作用）

添付資料 3.5.3 溶融炉心の崩壊熱及び溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に
考慮する場合、ペDESTAL床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場
合のコンクリート侵食量及び溶融炉心・コンクリート相互作用によ
って発生する非凝縮性ガスの影響評価

(4. 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故)

(4.1 想定事故1)

添付資料 4.1.1 燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について

添付資料 4.1.2 「水遮蔽厚に対する貯蔵中の燃料等からの線量率」の評価について

添付資料 4.1.3 安定状態について (想定事故1)

添付資料 4.1.4 島根2号炉 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

添付資料 4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故1)

添付資料 4.1.6 7日間における水源の対応について(想定事故1)

添付資料 4.1.7 7日間における燃料の対応について(想定事故1)

(4.2 想定事故2)

添付資料 4.2.1 燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について

添付資料 4.2.2 燃料プールのサイフォンブレイク配管について

添付資料 4.2.3 安定状態について (想定事故2)

添付資料 4.2.4 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故2)

添付資料 4.2.5 7日間における水源の対応について(想定事故2)

添付資料 4.2.6 7日間における燃料の対応について(想定事故2)

(5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

(5.1 崩壊熱除去機能喪失)

添付資料 5.1.1 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位到達までの時間余裕と必要な注水量の計算方法について

添付資料 5.1.2 重要事故シーケンスの選定結果を踏まえた有効性評価の条件設定

添付資料 5.1.3 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失評価における崩壊熱設定の考え方

添付資料 5.1.4 安定状態について (運転停止中(崩壊熱除去機能喪失))

添付資料 5.1.5 原子炉停止中における崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の格納容器の影響について

添付資料 5.1.6 運転停止中 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時における放射線の遮蔽維持について

添付資料 5.1.7 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中(崩壊熱除去機能喪失))

添付資料 5.1.8 7日間における燃料の対応について(運転停止中(崩壊熱除去機能喪失))

(5.2 全交流動力電源喪失)

添付資料 5.2.1 安定状態について (運転停止中(全交流動力電源喪失))

添付資料 5.2.2 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中(全交流動力電源喪失))

添付資料 5.2.3 7日間における水源の対応について(運転停止中(全交流動力電源喪失))

添付資料 5.2.4 7日間における燃料の対応について(運転停止中(全交流動力電源喪失))

添付資料 5.2.5 常設代替交流電源設備の負荷(運転停止中(全交流動力電源喪失))

(5.3 原子炉冷却材の流出)

- 添付資料 5.3.1 原子炉冷却材の流出における運転停止中の線量率評価について
- 添付資料 5.3.2 原子炉冷却材流出評価におけるPOS選定の考え方
- 添付資料 5.3.3 安定状態について（運転停止中（原子炉冷却材の流出））
- 添付資料 5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中（原子炉冷却材の流出））
- 添付資料 5.3.5 7日間における燃料の対応について（運転停止中（原子炉冷却材の流出））

(5.4 反応度の誤投入)

- 添付資料 5.4.1 反応度の誤投入事象の代表性について
- 添付資料 5.4.2 安定状態について（運転停止中（反応度の誤投入））
- 添付資料 5.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（運転停止中（反応度の誤投入））
- 添付資料 5.4.4 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさについて

(6. 必要な要員及び資源の評価)

- 添付資料 6.1.1 他号炉との同時被災時における必要な要員及び資源について
- 添付資料 6.2.1 重大事故等対策の要員の確保及び所要時間について
- 添付資料 6.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について
- 添付資料 6.3.1 水源，燃料，電源負荷評価結果について

下線は、今回の提出資料を示す。

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DESTAL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DESTAL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^{※1}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。高圧炉心スプレー系、低圧炉心スプレー系、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ー系、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ー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DESTAL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DESTALへの注水^{*2}を実施する。この場合の注水は、ペDESTALへの水張りが目的であるため、ペDESTALの水位が2.4m（注水量

225m³相当)に到達していることを確認した後、ペDESTALへの注水を停止する。

ペDESTAL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DESTAL水位である。

※2 ペDESTAL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、原子炉压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. 原子炉压力容器破損確認

原子炉压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。

原子炉压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、原子炉压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。原子炉压力容器下鏡温度が300℃に到達した場合には、原子炉压力容器破損を速やかに判断するためにペDESTAL水温度等を継続監視する。

ペDESTAL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、ドライウエル圧力の急激な上昇、ペDESTAL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压力容器破損を判断する。

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

原子炉压力容器の破損判断に必要な計装設備は、ペDESTAL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、原子炉压力容器が破損し、溶融炉心がペDESTALに落下した後は、ペDESTAL代替注水系(可搬型)によるペDESTAL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DESTAL代替注水系(可搬型)によるペDESTAL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DESTAL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DESTAL水位によっても確認することができるが、原子炉压力容器破損時の影響により、ペDESTAL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DESTALの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
 - ・ドライウエ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DESTAL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、ドライウエル圧力（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TQUX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DESTAL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に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-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-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^{※3}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^{※4}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。ペダスタル代替注水系（可搬型）

等，大量送水車を用いた原子炉注水以外の緩和機能には期待する。

- (c) 外部電源
外部電源は使用できないものと仮定する。
電源復旧のための対応時間を厳しく見積もるため，全交流動力電源喪失を想定する。
 - (d) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響
原子炉圧力を厳しく評価するため，高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は，考慮しないものとする。
 - (e) 水素ガス及び酸素ガスの発生
水素ガスの発生については，ジルコニウム-水反応及び熔融炉心・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 熔融炉心・コンクリート相互作用」にてその影響を確認する。
- b. 重大事故等対策に関連する機器条件
- (a) 原子炉スクラム信号
原子炉スクラムは，事象の発生と同時に発生するものとする。
 - (b) 主蒸気隔離弁
主蒸気隔離弁は，事象の発生と同時に閉止するものとする。
 - (c) 再循環ポンプ
再循環ポンプは，事象の発生と同時に停止するものとする。
 - (d) 逃がし安全弁
逃がし安全弁の逃がし弁機能にて，原子炉冷却材圧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120m³/hで格納容器内にスプレイし，ペDESTAL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DESTAL代替注水系（可搬型）
原子炉圧力容器が破損して熔融炉心がペDESTALに落下した後は，ペDESTAL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120m³/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120m³/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 99.9vol%にて 100Nm³/h (窒素 99.9Nm³/h 及び酸素 0.1Nm³/h) で原子炉格納容器内に注入する。

(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DESTAL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DESTALの水位が 2.4m（注水量 225m³相当）に到達したことを確認した場合に停止する。
- (c) ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL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（C s -137 の放出量の評価）の条件

- a. 事象発生直前まで、定格出力の 100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高 50,000 時間とする。
- b. 残留熱代替除去系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出^{*5}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 M A A P の評価結果の方が N U R E G-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 C s -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。原子炉減圧後の低压原子炉代替注水系（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DESTAL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120m³/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DESTALに2.4mの水位を確保し、事象発生から約5.0時間後にペDESTALへの水張りを停止する。

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

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

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DESTAL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エルへの窒素供給を実施するため、窒素供給を実施している期間においては格納容器圧力の低下は抑制される。

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してサプレッション・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DESTAL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DESTAL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「高圧熔融物放出／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DESTAL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、熔融炉心落下流量、熔融ジェット径、熔融炉心粒子化割合、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、熔融炉心と上面水プールとの伝熱、熔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、熔融ジェット径、エントレインメント係数、デブリ粒子系、ジルコニウム－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熔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、TMI事故についての再現性及びCOR A実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔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、原子炉压力容器下鏡温度が 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DESTALへの注水操作（原子炉压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熔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熔融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉压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DESTALへの注水操作（原子炉压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压力容器内のモデルが精緻である解析コード S A F E R の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード M A A P の評価結果の方が大きく、解析コード S A F E R 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压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは T M I 事故についての再現性を確認している。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压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、原子炉压力容器下鏡温度が 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DESTALへの注水操作（原子炉压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熔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熔融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉压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DESTALへの注水操作（原子炉压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压力容器における原子炉压力容器内 F C I（熔融炉心細粒化）及び原子炉压力容器内 F C I（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの熔融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉压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。本評価事故シナリオでは、原子炉压力容器内 F C I 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压力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは T M I 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压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熔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、原子炉压力容器下鏡温度が 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DESTAL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DESTAL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、TMI事故についての再現性及びCORAX実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析)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。本評価事故シナリオでは、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熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTALへの注水については、7 日間の対応を考慮すると、合計約

600m³の水が必要である。水源として、輪谷貯水槽（西）に約 7,000m³の水を保有している。これにより必要な水源は確保可能である。

(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 352m³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DESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL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 11m³の軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車については、保守的に事象発生直後からの大型送水ポンプ車の運転を想定すると、約 53m³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 7m³の軽油が必要となる。合計約 423m³の軽油が必要となる。ガスタービン発電機用軽油タンクにて約 450m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから常設代替交流電源設備による電源供給、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL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 9m³の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約 45 m³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。

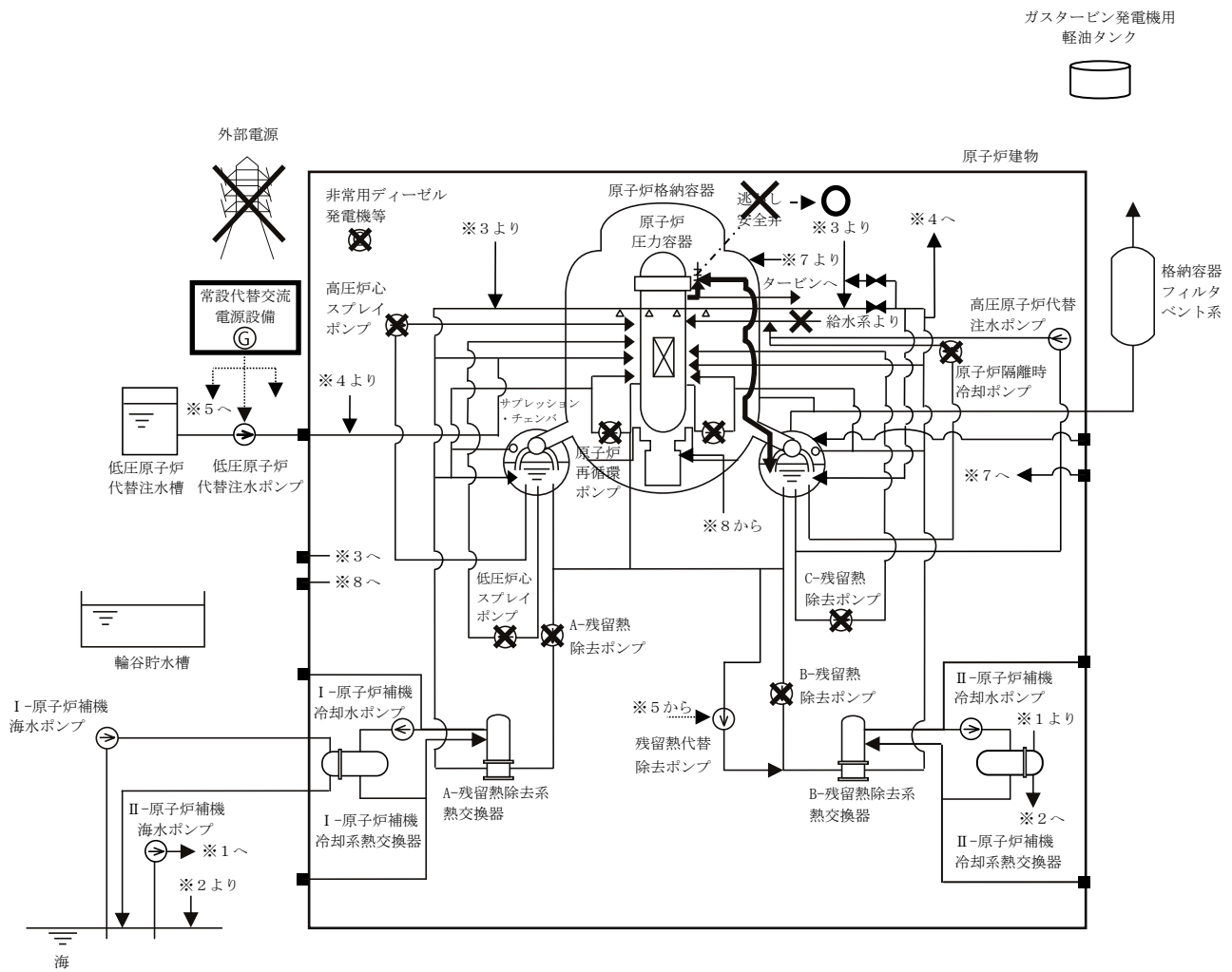
上記の場合においても、自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減することが可能である。また、安定状態を維持できる。

(添付資料3.5.1)

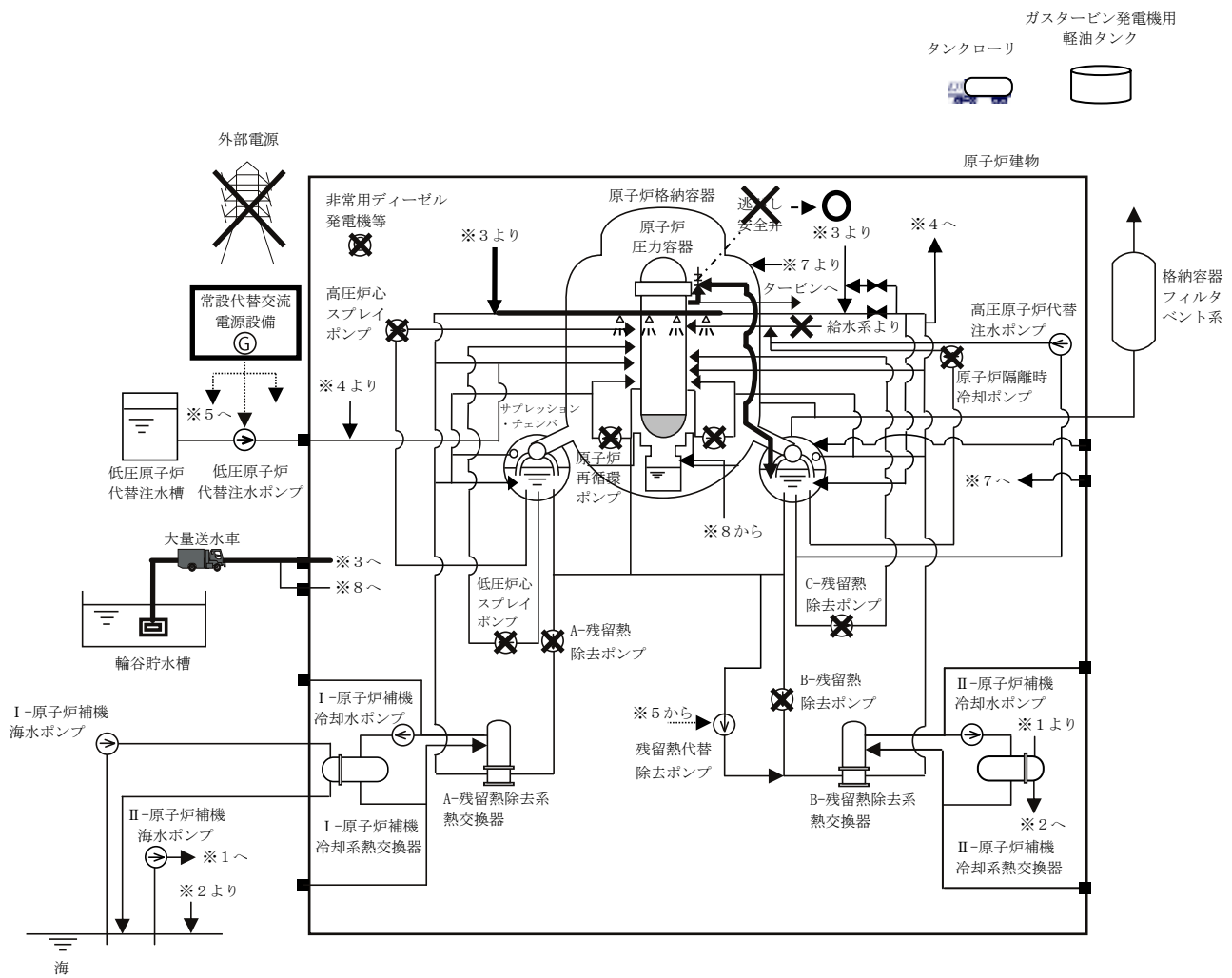
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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。

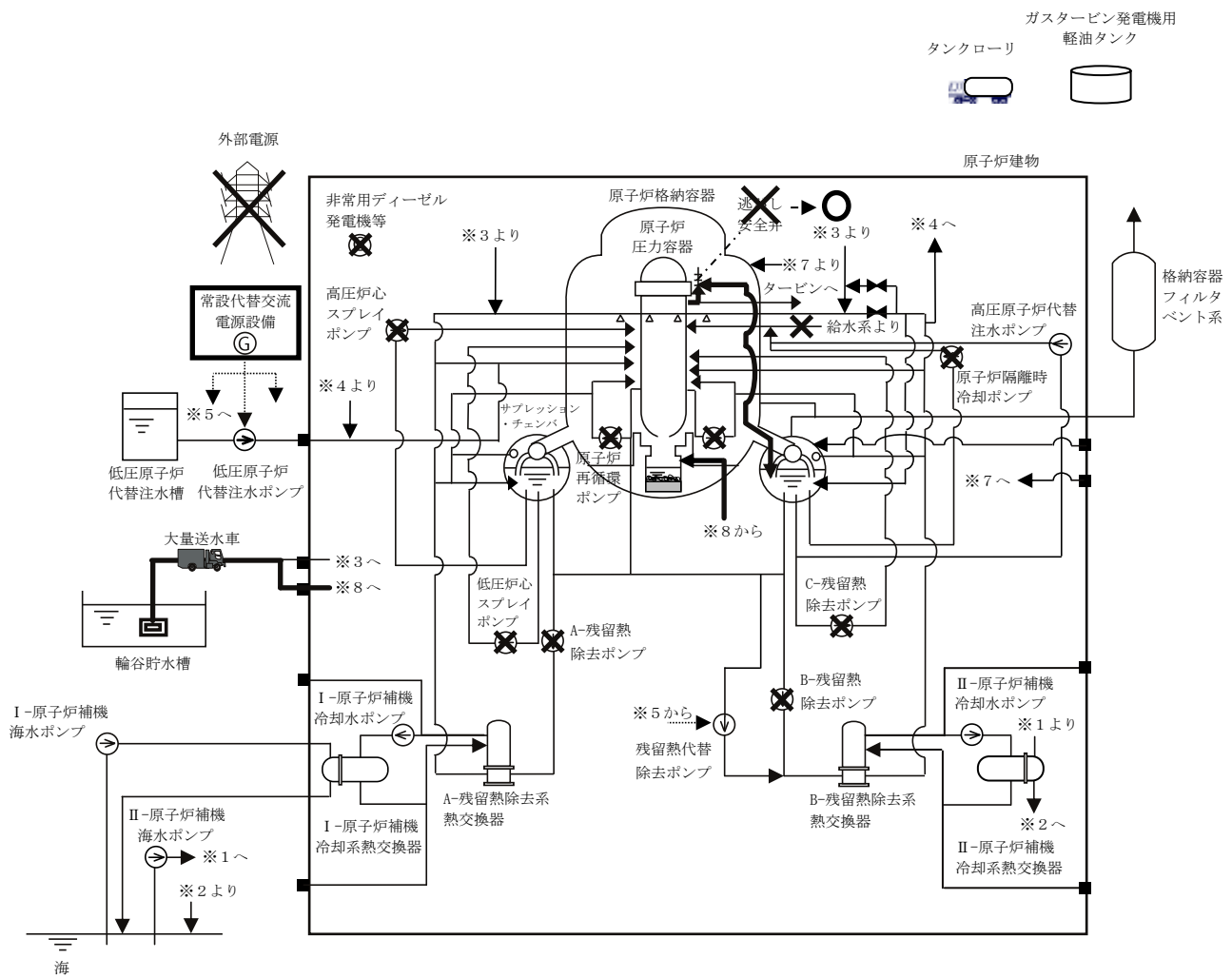
以上のことから、自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。



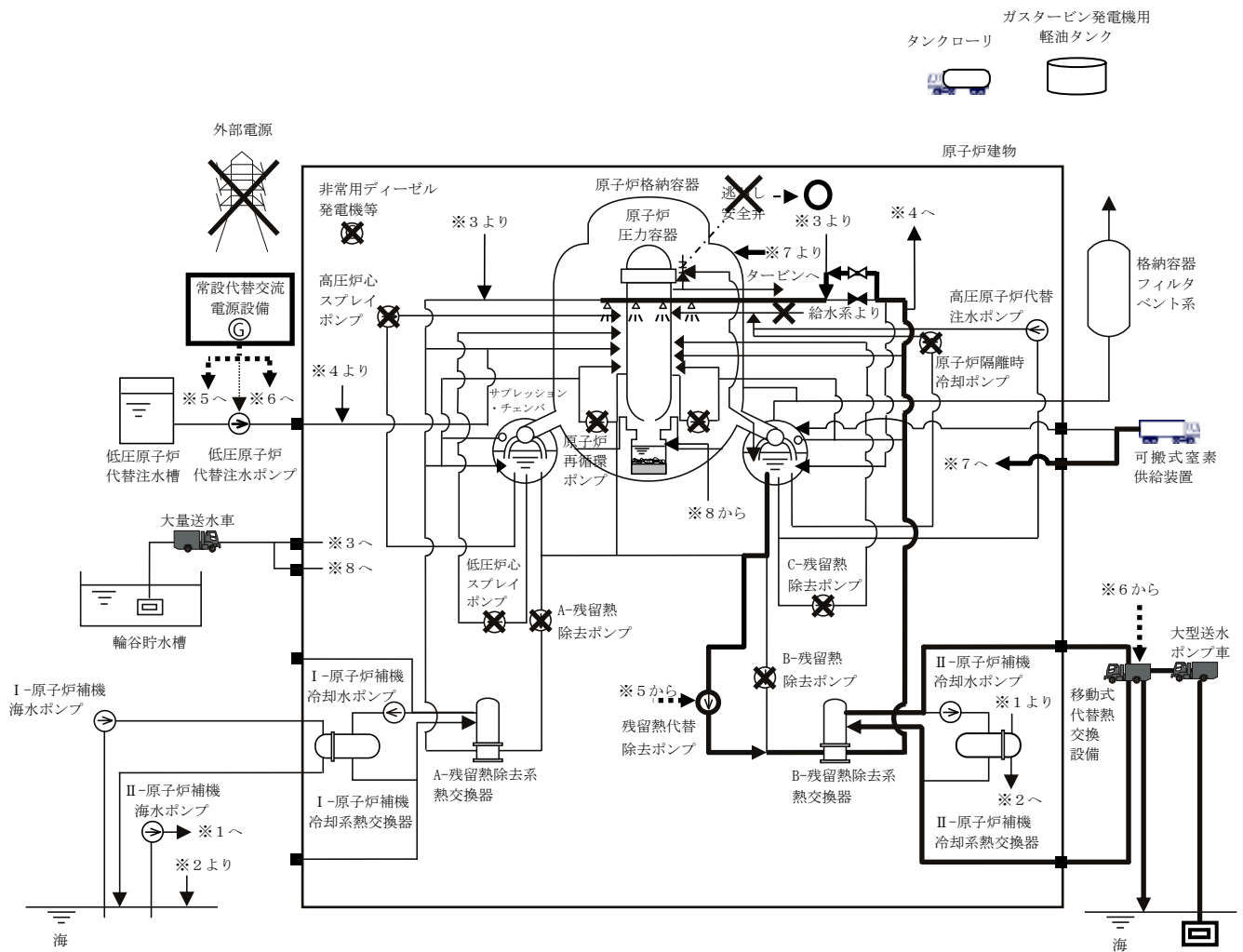
第 3. 2. 1-1(1) 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉減圧)



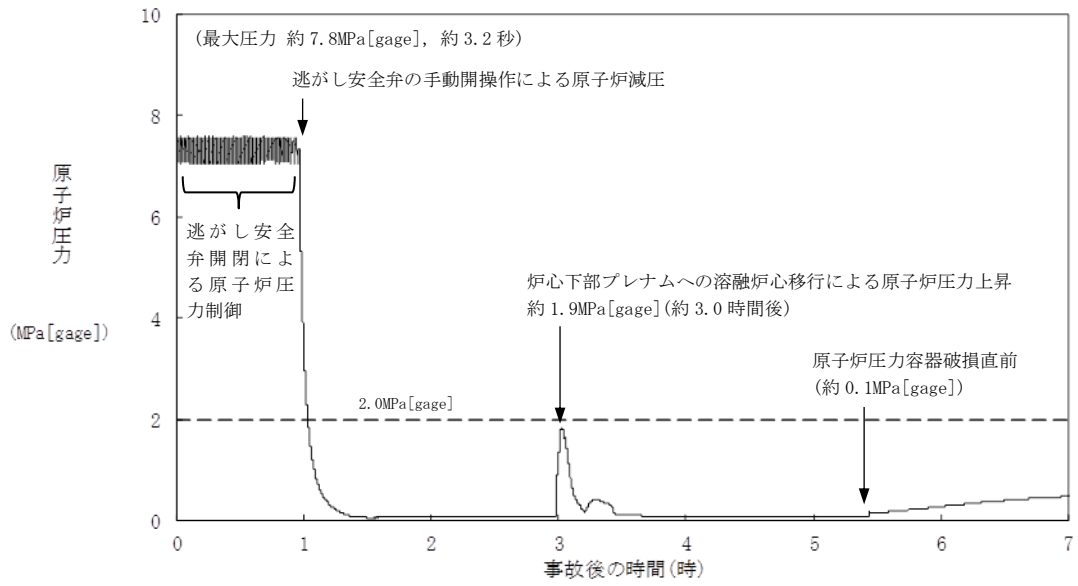
第 3.2.1-1(2) 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉圧力容器破損前の原子炉減圧，ペデスタル注水)



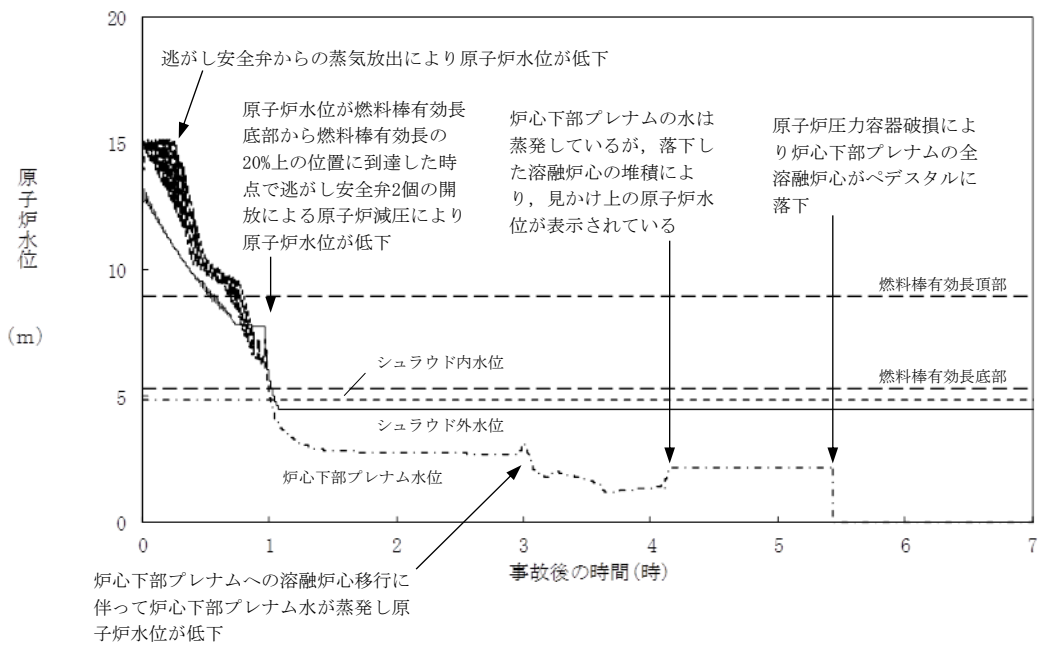
第 3. 2. 1-1(3) 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉圧力容器破損後のペデスタル注水)



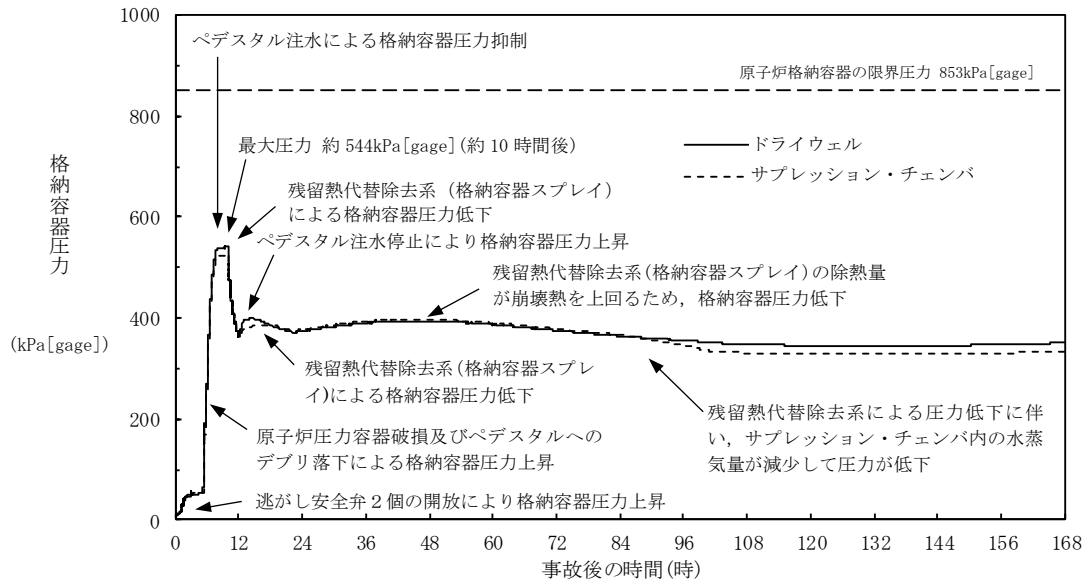
第 3. 2. 1-1(4) 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対処設備の概略系統図
 (残留熱代替除去系による溶融炉心冷却，格納容器除熱及び可搬式窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給)



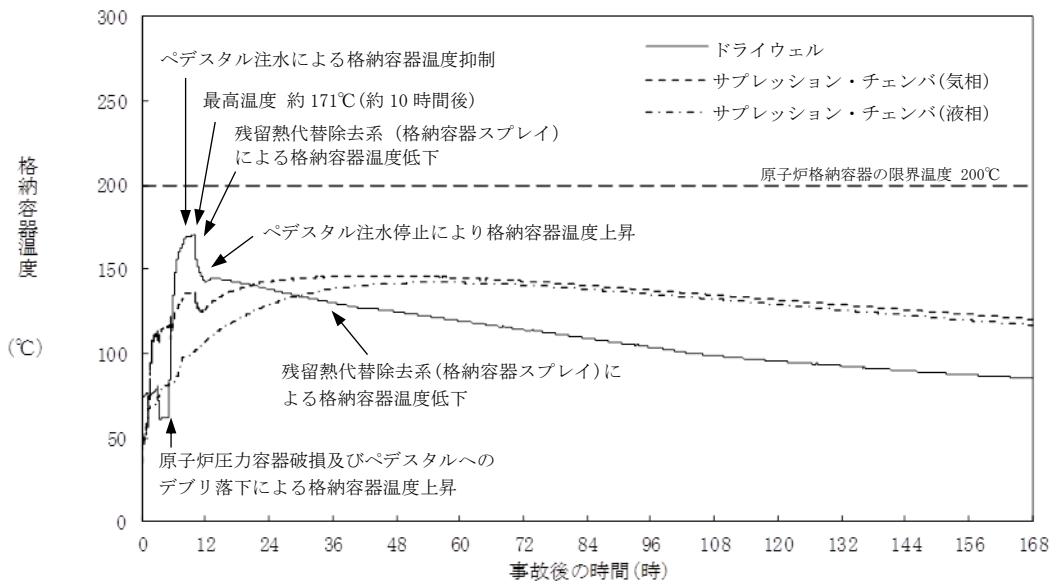
第 3. 2. 2-1 (1) 図 原子炉圧力の推移



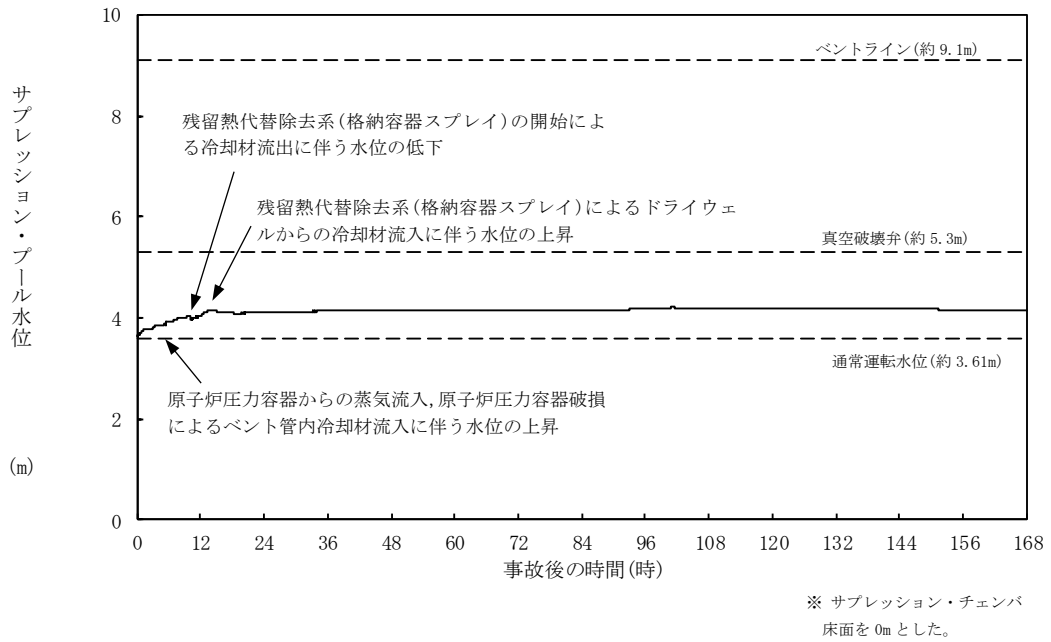
第 3. 2. 2-1 (2) 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



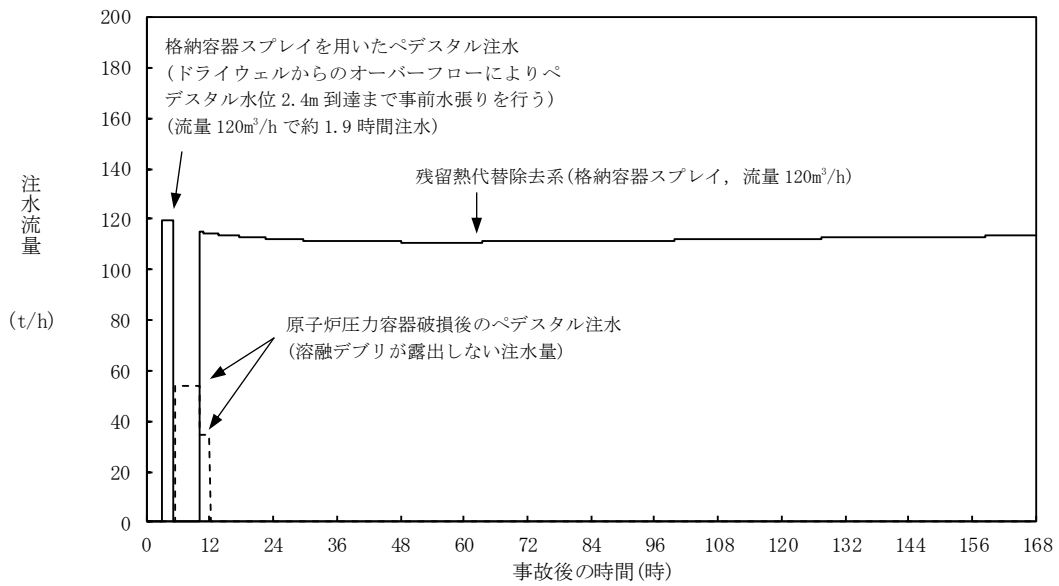
第 3. 2. 2-1 (3) 図 格納容器圧力の推移



第 3. 2. 2-1 (4) 図 格納容器温度の推移



第 3. 2. 2-1 (5) 図 サプレッション・プール水位の推移



第 3. 2. 2-1 (6) 図 注水流量の推移

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
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、原子炉がスクラムしたことを確認する。	所内常設蓄電式直流電源設備	—	平均出力領域計装
高圧・低圧注水機能喪失確認※1	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続けるが、全ての非常用炉心冷却系等が機能喪失していることを確認する。	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	—	原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】 【残留熱除去ポンプ出口圧力】 【低圧炉心スプレイポンプ出口圧力】
高圧原子炉代替注水系による原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後、高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧原子炉代替注水系 サブレーション・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	—	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

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
：有効性評価上考慮しない操作

※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。

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び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	—	—
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	—	原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力
炉心損傷確認	高圧・低圧注水機能喪失により原子炉水位がさらに低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを確認する。	—	—	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） 格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
：有効性評価上考慮しない操作

第3.2.1-1表 「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（3／4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生し、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク	-	格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A)
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 ³ 相当）に到達した後、ペデスタルへの注水を停止する。	-	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力容器温度 (S A) 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、ペデスタル水温等を継続監視する。ペデスタル水温の急激な上昇又は指示値喪失、原子炉圧力の急激な低下、ドライウエ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。	-	-	原子炉圧力容器温度 (S A) 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 ドライウエル圧力 (S A) ペデスタル温度 (S A) ペデスタル水温 (S A)

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
■：有効性評価上考慮しない操作

第3.2.1-1表 「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）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
溶融炉心への注水	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}	コリウムシールド	大量送水車 タンクローリ	代替注水流量（可搬型） ペデスタル水位
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。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 残留熱代替除去系 サブレッション・チェンバ	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 タンクローリ	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ドライウエル温度（SA） ドライウエル圧力（SA） サブレッション・チェンバ圧力（SA） サブレッション・プール水温度（SA）
可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入	残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を実施した場合、可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク	可搬式窒素供給装置 タンクローリ	格納容器酸素濃度（SA）

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
：有効性評価上考慮しない操作

※2 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
- ・ドライウエ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

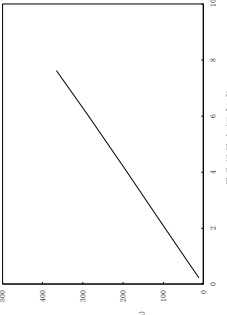
第3.2.2-1表 主要解析条件（高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（1／4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9燃料（A型）	9×9燃料（A型）、9×9燃料（B型）は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため、MOX燃料の評価は9×9燃料（A型）の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料（A型）を設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定
格納容器空間体積（ドライウエル）	7,900m ³	ドライウエル内体積の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）を設定
格納容器空間体積（サブレーション・チェンバ）	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³	サブレーション・チェンバ内体積の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）を設定
真空破壊弁	3.43kPa（ドライウエル・サブレーション・チェンバ間差圧）	真空破壊弁の設定値
サブレーション・プール水位	3.61m（NWL）	通常運転時のサブレーション・プール水位として設定
サブレーション・プール水温度	35℃	通常運転時のサブレーション・プール水温度の上限値として設定
格納容器圧力	5.0kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	35℃	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定

第3.2.2-1表 主要解析条件（高压溶解物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（2／4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	溶解炉心からプール水への熱流束	800kW/m ² 相当（圧力依存あり）	過去の知見に基づき初期水張りの効果を考慮して設定
	コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定
	コンクリート以外の構造材の扱い	内側鋼板及びリブ鋼板は考慮しない	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ない
	原子炉圧力容器下部の構造物の扱い	ペDESTラルに落下する溶解物とは扱わない	発熱密度を下げないよう保守的に設定
	ペDESTラル床面積	ペDESTラル床面積を設定	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。
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	高压注水機能喪失	高压注水機能として原子炉炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイスの機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水モーター）及び低圧炉心スプレイス系の機能喪失を設定するとともに、重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定
		低圧注水機能喪失	重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定
		重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定
	外部電源	全交流動力電源喪失 外部電源なし	すべての非常用ディーゼル発電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
高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏洩等	考慮しない	原子炉圧力を厳しく見積もるものとして設定	

第3.2.2-1表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
逃がし安全弁	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) 	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
逃がし安全弁	原子炉圧力容器破損前： 120m ³ /hにて格納容器内にスプレー 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ダスタルに注水	逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定
格納容器代替スプレー系 (可搬型)	原子炉圧力容器破損前： 120m ³ /hにて格納容器内にスプレー	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレー流量を考慮して設定
ペダスタル代替注水系 (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ダスタルに注水	溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定
残留熱代替除去系	120m ³ /hにて格納容器内にスプレー	残留熱代替除去系の設計値として設定
原子炉補機代替冷却系	残留熱代替除去系からの原子炉補機代替冷却系への伝熱容量：約 6 MW (サブプレッション・プールの水温度 100℃、海水温度 30℃において)	原子炉補機代替冷却系の設計値 (残留熱代替除去系による格納容器スプレー流量 120m ³ /h とした場合) として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

第3.2.2-1表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（4／4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
可搬式窒素供給装置	総注入流量：100Nm ³ /h ・窒素：99.9Nm ³ /h ・酸素：0.1Nm ³ /h ガス温度：35℃	総注入量は格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度99.9%を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定
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℃	材料は、溶融炉心のドライウェルサンプルへの流出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
原子炉急速減圧操作	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	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定
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）	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（約70m ³ 相当）に到達したことを確認した場合に停止する	格納容器温度の抑制効果及び炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
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）	原子炉圧力容器の破損を確認した場合	炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
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操作	事象発生から10時間後	原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮して設定
可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作	事象発生から12時間後	原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置の準備時間を考慮して設定

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。MAAP解析結果を踏まえ、以下に示す通り評価条件を設定した。

- ① 事象発生からRPV破損直前までの範囲を代表する温度条件として、同範囲内でのRPV内気相温度が最も厳しい温度を適用し、定常解析によって評価する。
- ② 事象発生からRPV破損直前までの範囲を代表する温度条件として、同範囲内でのD/W内気相温度が最も厳しい温度を適用し、定常解析によって評価する。

(2) 評価部位

SRVの開保持には、電磁弁コイルを励磁することで、補助作動装置のピストン部へ窒素を供給し、SRV本体スプリングの閉止力を上回る駆動力を発生させ、ピストンを押し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、ピストンを押し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グの温度を評価する。

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し上げていた窒素が排出され、SRV本体スプリングの閉止力によってSRVが閉止する。このため、ピストンの温度を評価する。

(3) 評価モデル

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

3. 評価結果

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

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

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

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

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

4. 本体部の温度上昇による影響

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

以上

表1 三次元熱流動解析での温度条件

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

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】 (事象発生から熔融炉心落下直前までのRPV内気相平均温度が最高となる温度条件)	温度条件②【定常解析】 (事象発生から熔融炉心落下直前までのD/W内気相平均温度が最高となる温度条件)
下部コイルハウジング最高温度*	約 141℃	約 136℃
ピストン部最高温度	約 136℃	約 132℃

※電磁弁設置位置

表3 SRV本体の抵抗力に対する温度上昇の影響

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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

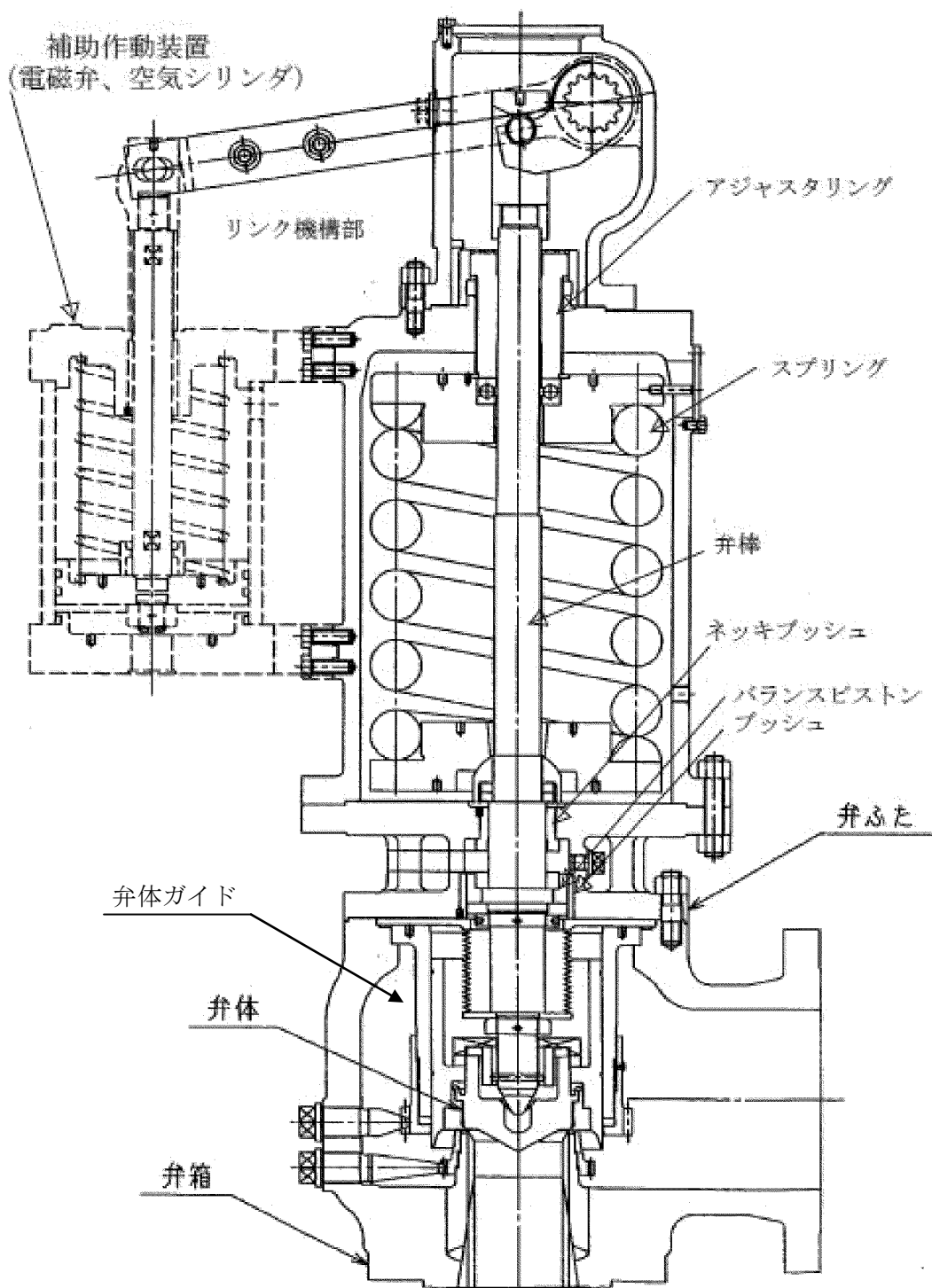


図1 SRV構造図

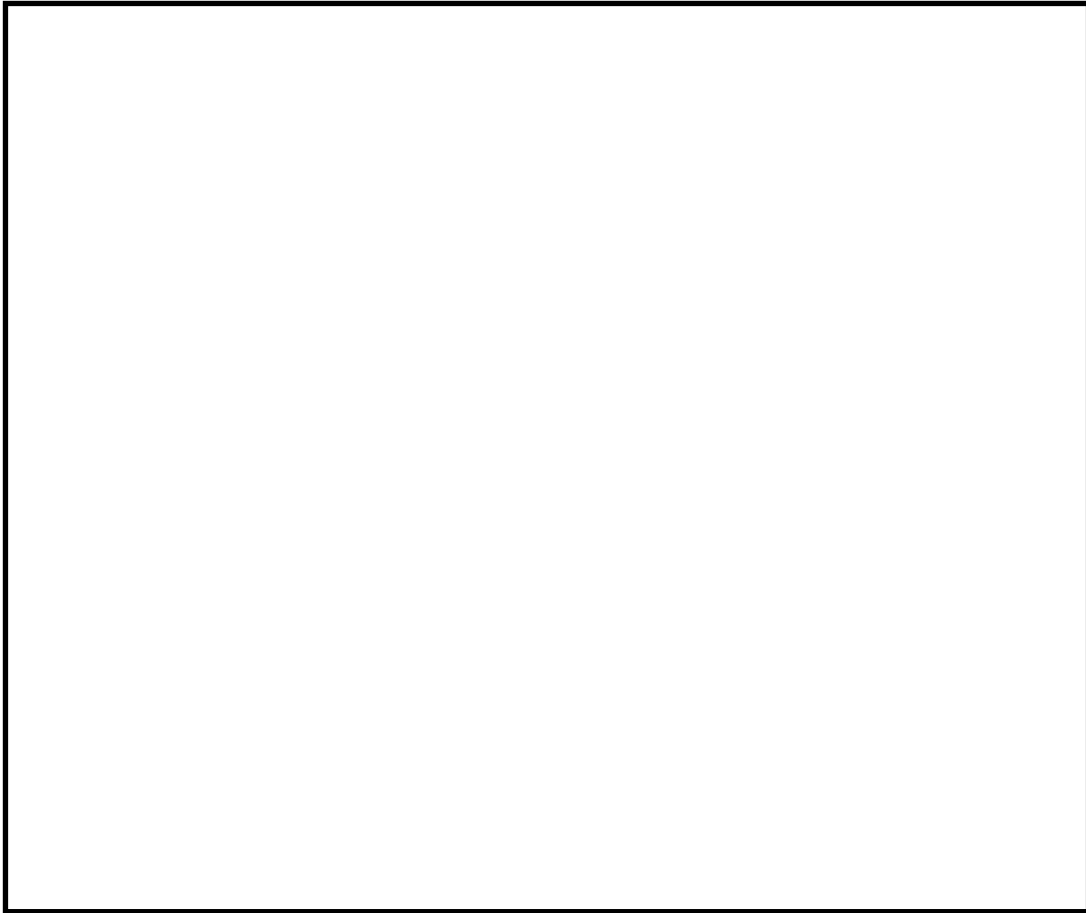


図2 SRV構造図（側面図詳細）

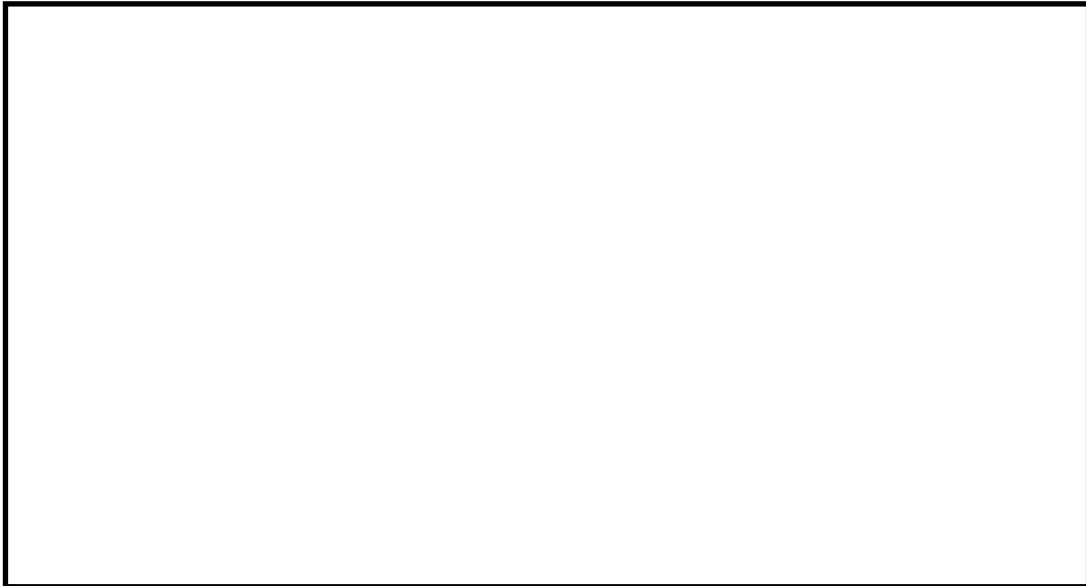


図3 SRV構造図（平面図詳細）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

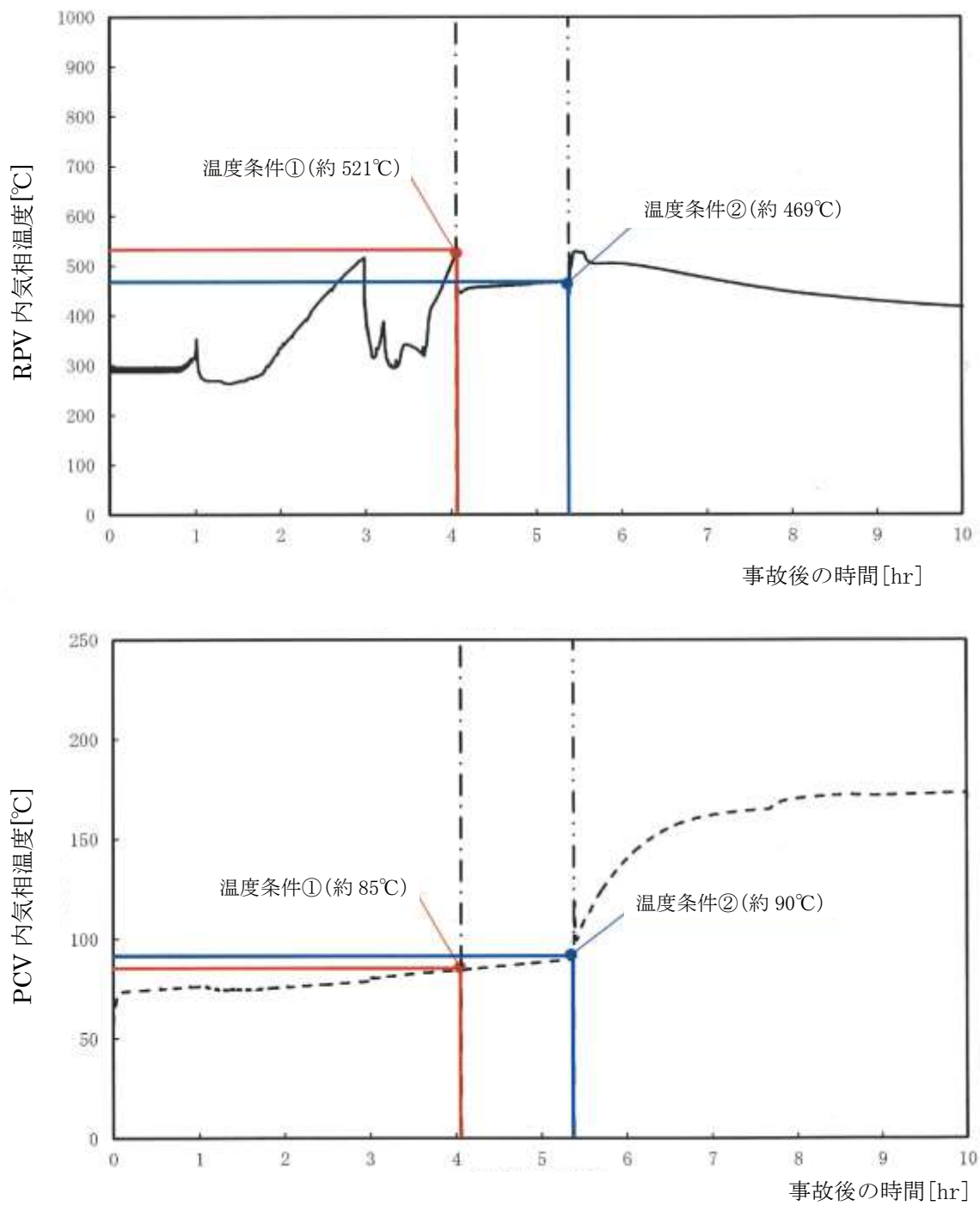


図4 R P V内気相平均温度及びD/W内気相平均温度の推移

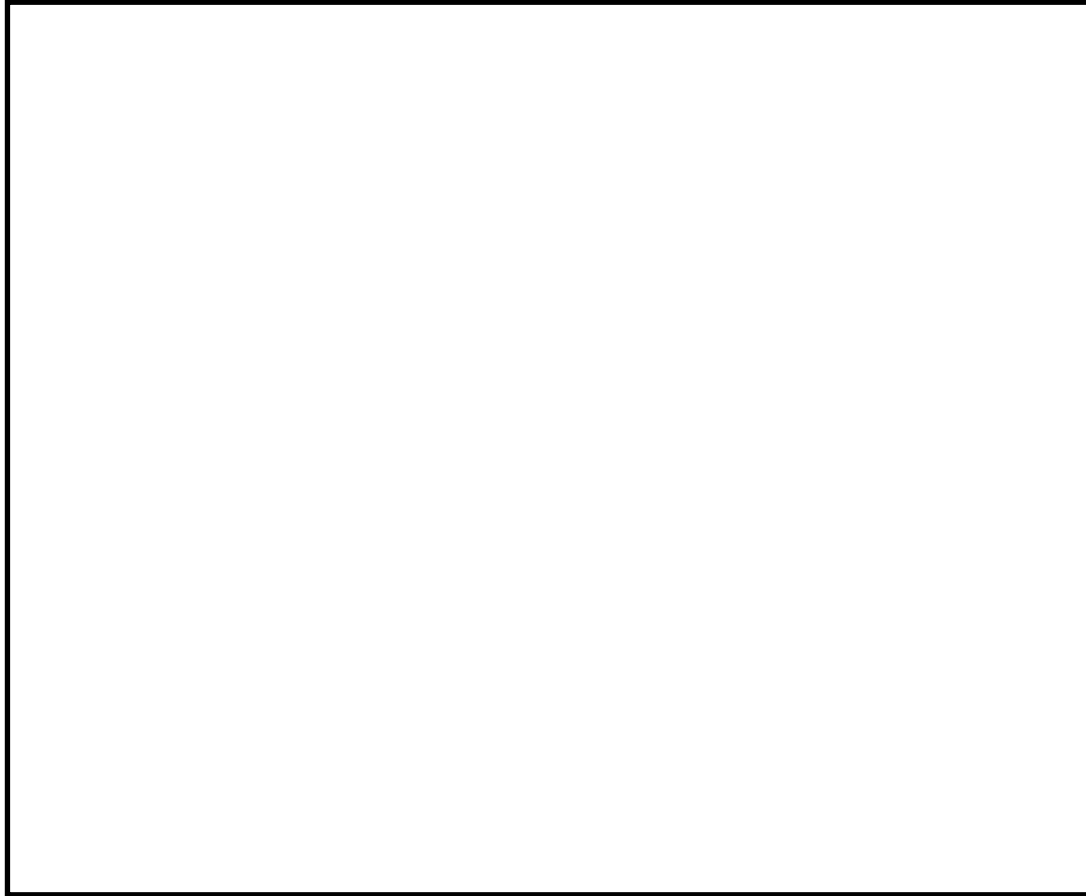


図5 モデル化範囲と境界条件



図6 モデル図と断面メッシュ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

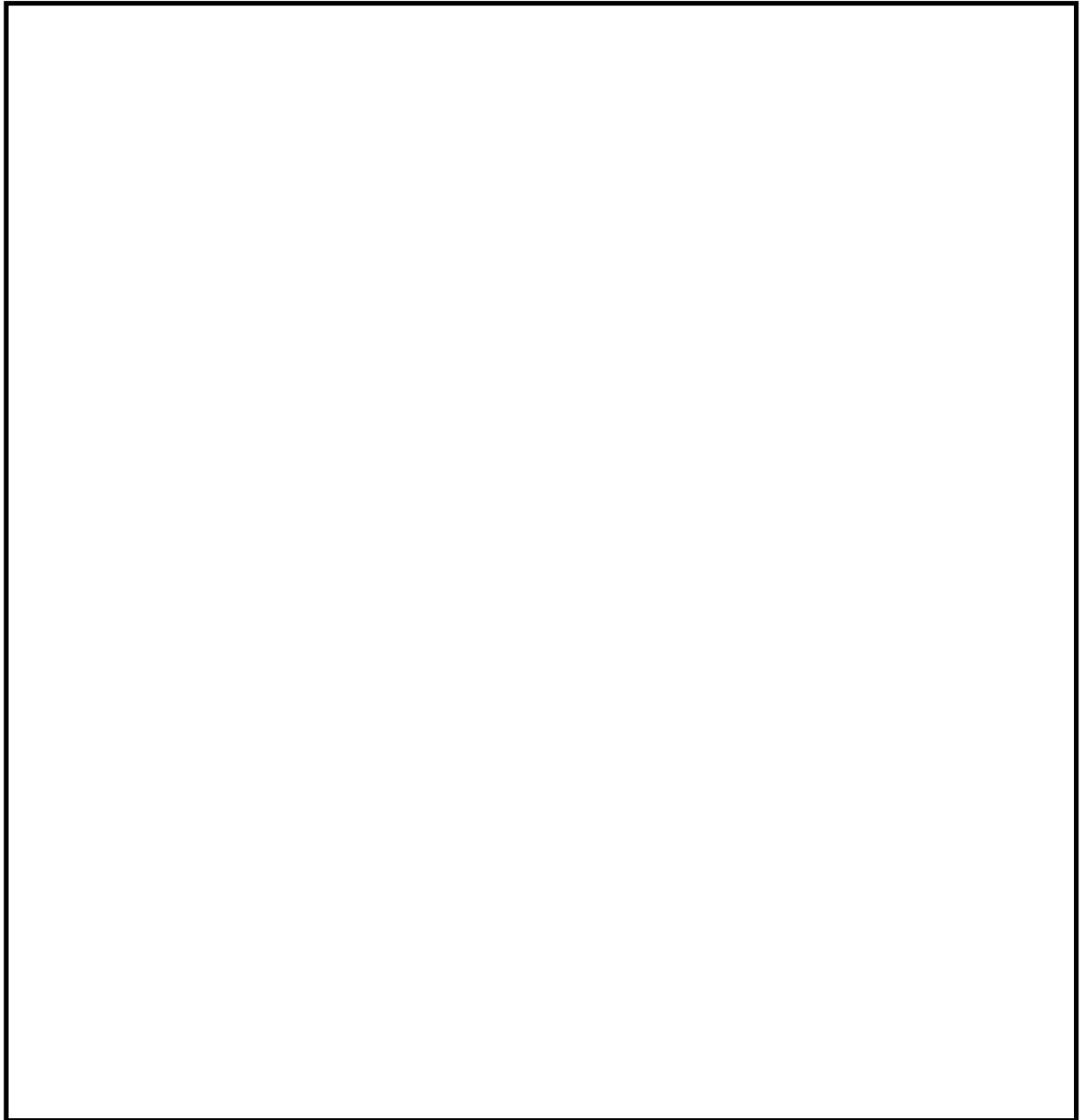


図 7 解析結果 (温度条件①: R P V内気相温度 521°C, P C V内気相温度 85°C)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

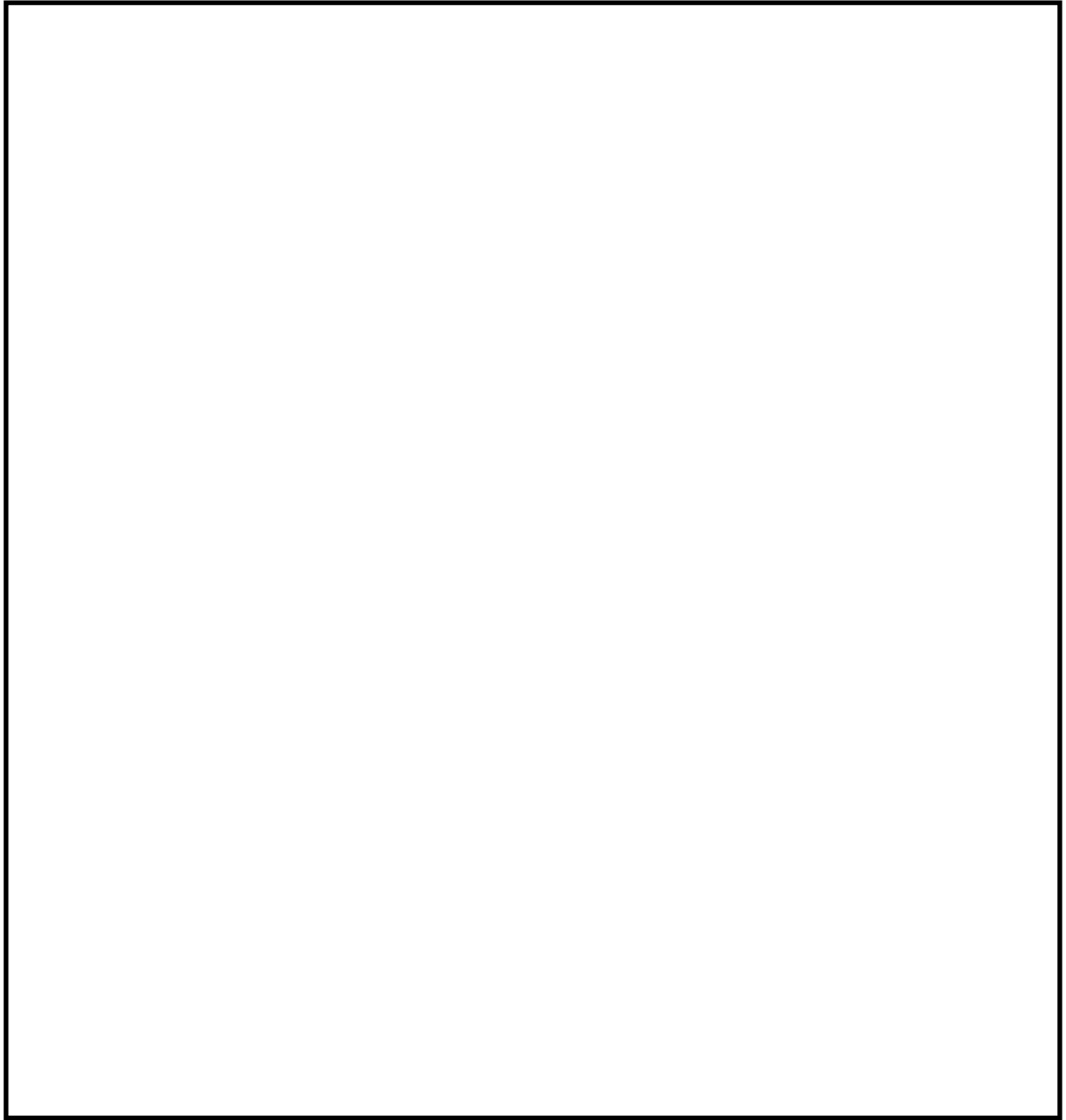


図 8 解析結果 (温度条件②: R P V内気相温度 469°C, P C V内気相温度 90°C)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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)

- ・ 1Pd 以下 : 0.9Pd で 0.5%/日 相当
 - ・ 1 ~ 2Pd : 2.0Pd で 1.3%/日 相当
- (3) エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果を考慮して評価する (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エネルギーの時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

2. 評価結果

原子炉建物から大気中へ漏えいする Cs-137 の評価結果を表 1 に示す。

原子炉建物から大気中への放射性物質 (Cs-137) の漏えい量は約 0.56TBq (7 日間) であり、基準の 100TBq を下回っている。

なお、事象発生 7 日間以降の影響を確認するため、事象発生 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 接加熱	約 0.56	約 0.57	約 0.58*

※ 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と与える影響（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（2／2）

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
原子炉圧力容器(炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル(リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> ・TMI事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認した。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・TQUV、大破断LOCAシーケンスともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。 	<p>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と与える影響はない。</p>	<p>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と与える影響はない。</p>
	構造材と熱伝達				
原子炉圧力容器内FCCI(溶融炉心細粒化)	原子炉圧力容器内FCCI(溶融炉心細粒化)		<p>原子炉圧力容器内FCCI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ブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、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。</p>	<p>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と与える影響はない。</p>	<p>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と与える影響はない。</p>
	原子炉圧力容器内FCCI(デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心の挙動モデル(下部プレナムでの溶融炉心の挙動)	<ul style="list-style-type: none"> ・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事故分析結果と一致することを確認した。 ・下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの限界熱流束、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さいことを確認した。 	<p>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。本評価では、リロケーションが発生する前に運転員等操作による原子炉の急減圧を実施することから、運転員等操作時間と与える影響はない。</p>	<p>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と与える影響は小さい。</p>
原子炉圧力容器破損	原子炉圧力容器破損	溶融炉心の挙動モデル(原子炉圧力容器破損モデル)	<p>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。</p>	<p>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(現象発生から約5.4時間後)に対して早まる時間はわずかなことであることから、評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。</p>	<p>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(現象発生から約5.4時間後)に対して早まる時間はわずかなことであることから、評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。</p>

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータを与える影響（高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）（2/4）

項目	解析条件（初期条件、事故条件）		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
格納容器空間体積（ドライウエル）	7,900m ³	7,900m ³ （設計値）	ドライウエル内各種の設計値（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（サブプレッジョン・チェンバ）	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³ （設計値）	サブプレッジョン・チェンバ内各種の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）を設定		
真空破壊弁	3.43kPa（ドライウエル・サブプレッジョン・チェンバ間差圧）	3.43kPa（ドライウエル・サブプレッジョン・チェンバ間差圧）（設計値）	真空破壊弁の設定値		
サブプレッジョン・プール水位	3.61m（NWL）	約3.59m～約3.63m（実測値）	通常運転時のサブプレッジョン・プール水位として設定	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としているため、原子炉格納容器側の条件による直接的な影響はない。	本シナリオは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。
サブプレッジョン・プール水温度	35℃	約19℃～約35℃（実測値）	通常運転時のサブプレッジョン・プール水温度の上限値として設定		
格納容器圧力	5.0kPa[gage]	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℃	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℃	31℃以下（実測値）	屋外貯水槽の水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 ³	7,000m ³ 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、運転員等操作時間を与える影響はない。	－
燃料の容量	1,180m ³	1,180m ³ 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、運転員等操作時間を与える影響はない。	－

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 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3 / 4)

項目	解析条件 (初期条件、事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
起回事象	給水流量の全喪失	-	原子炉水位の低下の観点で 厳しい事象を設定	起回事象として、原子炉水位の低下の観点で厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力パワンダリ喪失を仮定した場合は減圧操作が不要となる。	起回事象として、原子炉水位の低下の観点で厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力パワンダリ喪失を仮定した場合は減圧操作が不要となる。
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 重大事故等対処設備による 原子炉注水機能の喪失 全交流動力電源喪失	-	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 喪失を設定するとともに、重 大事故等対処設備による原 子炉注水機能の喪失を設定 また、全ての非常用ディーゼ ル機等の機能喪失を設定	-	-
外部電源	外部電源なし	-	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	-	-
高温ガスによる 配管等のクリー フ破損や漏洩等	考慮しない	発生する可能性は否定できない	原子炉圧力を厳しく見積も るものとして設定	東京電力福島第一原子炉発電所の事故に対する炉 心・格納容器の推定の評価において、炉内核計装配 心のドライチューブ、逃がし安全弁のフランジガス ケット部等からの気相漏えいの可能性について言 及されている。本仮定を本シナリオに対して考慮し た場合、原子炉圧力を減圧させることとなるため、 減圧の規模によっては原子炉減圧操作をしないと も高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を回避 する可能性がある。 事象進展に対する影響としては、気相部漏えいは原 子炉水位が燃料棒有効長底部を十分下回った以降の 炉心ヒートアップによる影響と推定でき、本シナ リオでは燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20% 上の位置にて減圧操作を実施することから考えら れる。事象進展に対する影響は小さいと考えられ、評 価項目となるパラメータに与える影響はない。	東京電力福島第一原子炉発電所の事故に対する炉 心・格納容器の推定の評価において、炉内核計装配 心のドライチューブ、逃がし安全弁のフランジガス ケット部等からの気相漏えいの可能性について言 及されている。本仮定を本シナリオに対して考慮し た場合、原子炉圧力を減圧させることとなるため、 減圧の規模によっては原子炉減圧操作をしないと も高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を回避 する可能性がある。 事象進展に対する影響としては、気相部漏えいは原 子炉水位が燃料棒有効長底部を十分下回った以降の 炉心ヒートアップによる影響と推定でき、本シナ リオでは燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20% 上の位置にて減圧操作を実施することから考えら れる。事象進展に対する影響は小さいと考えられ、評 価項目となるパラメータに与える影響はない。

事故条件

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータとなる影響（高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）（4 / 4）

項目	解析条件（初期条件、事故条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉スクラム信号	事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と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て設定	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。	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。
逃がし安全弁	逃がし弁機能	逃がし弁機能	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い。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
	自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個を開す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き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い。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
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 ³ /hにて格納容器内にスプレイ	原子炉圧力容器破損前：120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
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、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
残留熱代替除去系	120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	120m ³ /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が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
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6MW（サブレーション・プールの水温：100℃、海水温度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熱容量：約6MW（サブレーション・プールの水温：100℃、海水温度30℃において）	原子炉補機代替冷却系の設計値（残留熱代替除去系による格納容器スプレイ流量 120m ³ /h とした場合）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い。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
可搬式窒素供給装置	総注入流量：100Nm ³ /h ・窒素：99.9Nm ³ /h ・酸素：0.1Nm ³ /h ガス温度：35℃	総注入流量：100Nm ³ /h ・窒素：99.9Nm ³ /h ・酸素：0.1Nm ³ /h ガス温度：35℃	総注入量は格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
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：ジルコニア耐熱材 侵食開始温度：2,100℃	材料は、溶融炉心のドライウェルサンプへの流入を防止する観点から、ジルコニア耐熱材を設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。

表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気気直接加熱）（5/5）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		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	操作余裕時間	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方				
可搬式容器供給装置による格納容器内窒素供給操作	養生から12時間後	原子炉補機代替冷却系及び可搬式容器供給装置の準備時間を考慮して設定	解析上の操作開始時間と後を想定している。運転員等操作時間に与える影響は同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。また、本操作の操作開始時間は、原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却系の操作開始時間が早まれば、本操作の可能性があり、残留熱代替冷却系の運転開始時間も早まることとなる。運転員等	運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	可搬式容器供給装置による格納容器内窒素供給操作開始から12時間後、運転員が確保でき、本操作には余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になつた場合でも、酸素濃度が可燃限界に到達しないよう監視し、酸素レベル基準に到達した場合には格納容器及び酸素ガスの排出を行うこととなる。	解析上は作業成立性を踏まえ、事後発生から12時間後、可搬式容器供給装置による原子炉格納容器内窒素供給準備は、所要時間1時間40分想定である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。
	操作条件	ペルデスタル水を直へ送水車の燃料送給	格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペルデスタル代替注水系（可搬型）の大量送水車の燃料枯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）によるペルデスタル注水操作は、事後発生から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。	格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペルデスタル代替注水系（可搬型）の大量送水車の燃料枯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）によるペルデスタル注水操作は、事後発生から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。	格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペルデスタル代替注水系（可搬型）の大量送水車の燃料枯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）によるペルデスタル注水操作は、事後発生から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。	評価上は作業成立性を踏まえ、事後発生から約3.1時間後以降、大量送水車の給油作業は、所要時間1時間40分想定である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。

7日間における水源の対応について（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

○水源

輪谷貯水槽（西）※：7,000m³

※設置許可基準規則 56 条【解釈】 1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

○水使用パターン

①格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペデスタル注水

原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始し、ペデスタル水位 2.4m（注水量 225m³相当）到達後停止

②ペデスタル代替注水系（可搬型）によるペデスタル注水

原子炉圧力容器破損以降，崩壊熱相当に余裕を見た量で注水

○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）水位は減少する。事象発生後約 10 時間後から，サブレーション・チェンバのプール水を水源とした残留熱代替転を実施する。

○水源評価結果

時間評価の結果から輪谷貯水槽（西）が枯渇することはない。また，7 日間の対応を考慮すると，約 600m³ 必要となり，十分に水量を確保しているため対応可能である。

$$225\text{m}^3 + (55\text{m}^3/\text{h} \times 4.6\text{h}) + (35^3/\text{h} \times 2\text{h}) \doteq 600\text{m}^3$$

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) $2.09\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 351.12\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 423m^3	ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は約 450m^3 であり、7日間対応可能
大量送水車 1台起動 $0.0652\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 10.9536\text{m}^3$		
大型送水ポンプ車 1台起動 $0.31\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 52.08\text{m}^3$		
可搬式窒素供給装置 1台起動 $0.036\text{ m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 6.048\text{m}^3$		
緊急時対策所用発電機 1台 $0.0493\text{ m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 8.2824\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 9m^3	緊急時対策所用燃料地下タンクの容量は約 45m^3 であり、7日間対応可能

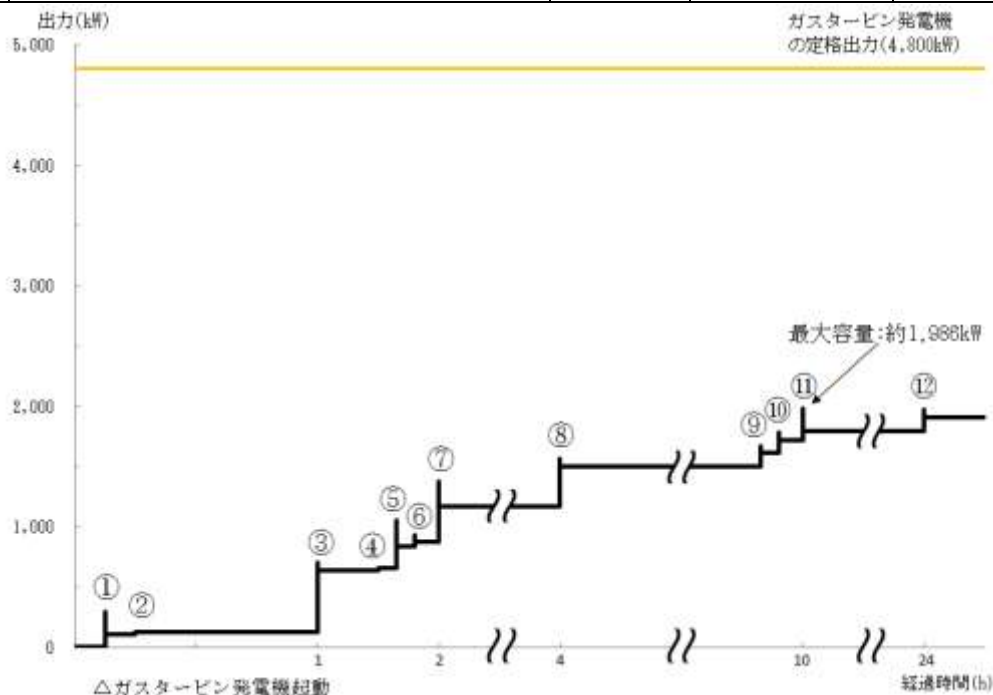
常設代替交流電源設備の負荷（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

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

起動順序	主要機器	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の最大負荷容量 (kW)
①	ガスタービン発電機付帯設備	約 111	約 300	約 111
②	代替所内電気設備負荷（自動投入負荷）	約 18	約 129	約 129
③	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（S A），格納容器酸素濃度（S A）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
⑦	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
⑪	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



常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ

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－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（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、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ー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－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、大きなエネルギー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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTALへの溶融炉心落下を想定する。この

状況では、ペDESTAL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DESTALへの水張りを行うことから、溶融炉心落下時にはペDESTAL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DESTALへの注水は、ペDESTAL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DESTAL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－冷却材相互作用」への影響も考慮してペDESTALへの注水量及びペDESTAL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TQUV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ーの観点でより厳しいと考えられるTQUV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DESTAL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DESTAL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DESTALの水中に落下して大きいエネルギー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DESTAL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熔融燃料－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、TMI事故についての再現性及びCOR A実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融開始時間及び炉心下部プレナムへの熔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DESTAL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熔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熔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DESTAL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、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により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DESTALへの初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの熔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熔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、TMI事故についての再現性及びCORAX実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）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熔融燃料－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熔融燃料－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DESTAL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DESTALへの注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時のペDESTAL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 L O C A 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DESTAL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3.3.4, 3.3.5)

(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DESTALへの注水温度が低くなり、原子炉压力容器破損時のペDESTALのプール水温度が低くなるが、ペDESTALのプール水温度が低い場合は、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し、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、原子炉压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、原子炉压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 L O C A + E C C S 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、原子炉压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 時間後に原子炉压力容器破損に至り、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DESTAL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DESTAL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熔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DESTAL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DESTAL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DESTAL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、熔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DESTAL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ー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DESTAL注水により原子炉圧力容器破損前にペDESTAL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。

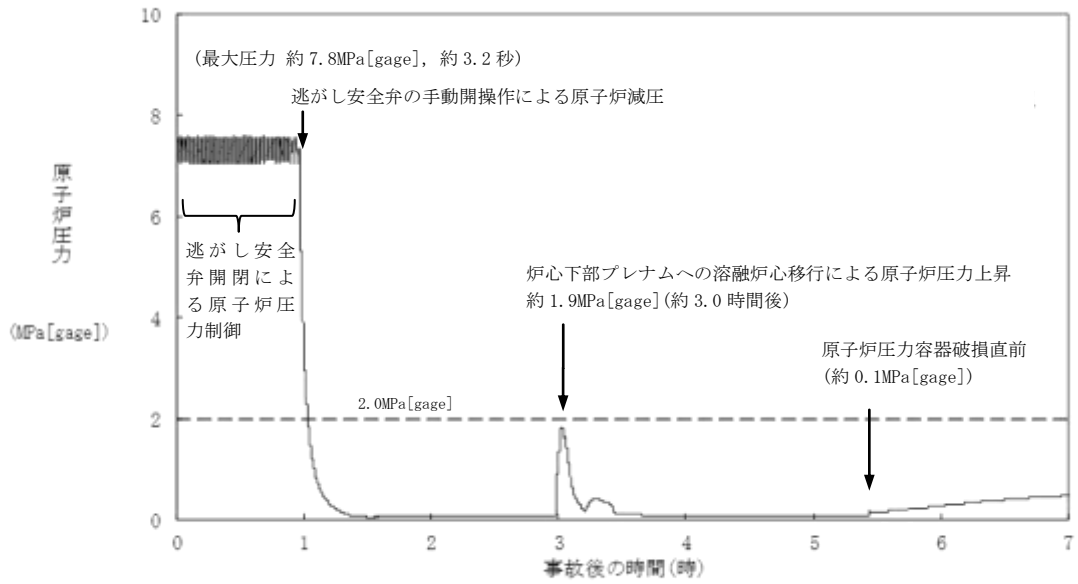
上記の場合には、水蒸気発生によって圧力スパイクが発生するが、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の限界圧力853kPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持できる。また、安定状態を維持できる。

(添付資料 3.5.1)

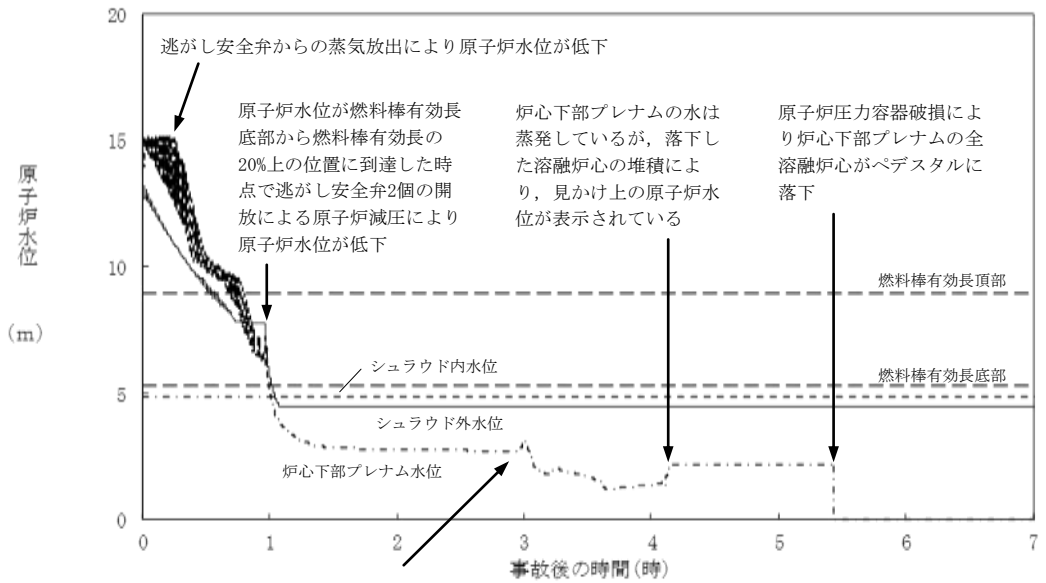
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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DESTAL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。

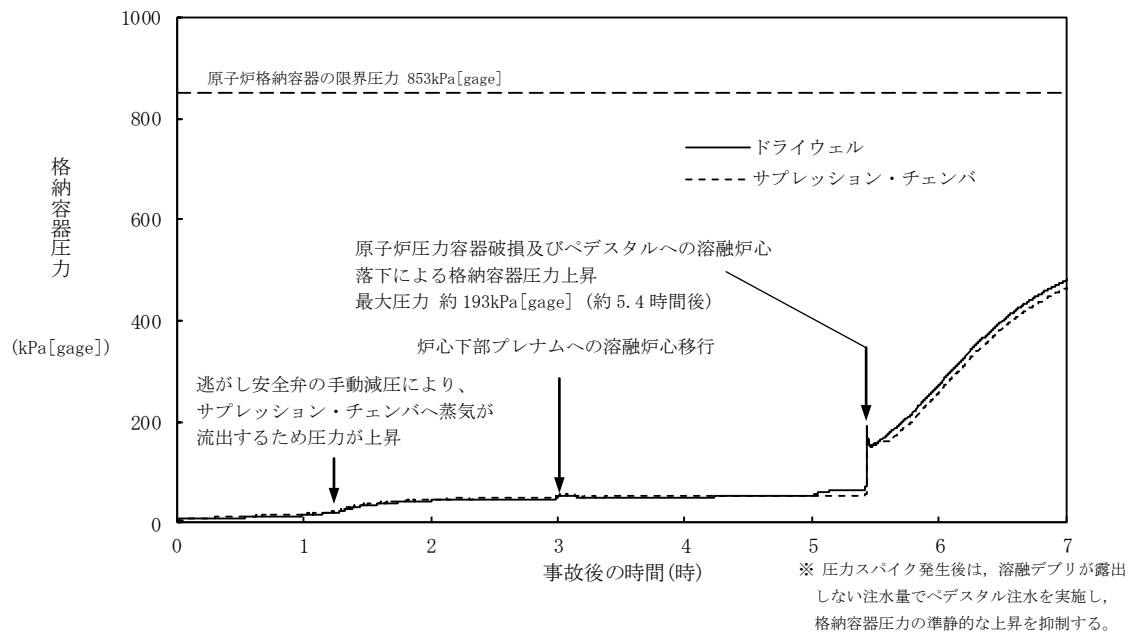


第 3.3.2-1(1) 図 原子炉圧力の推移

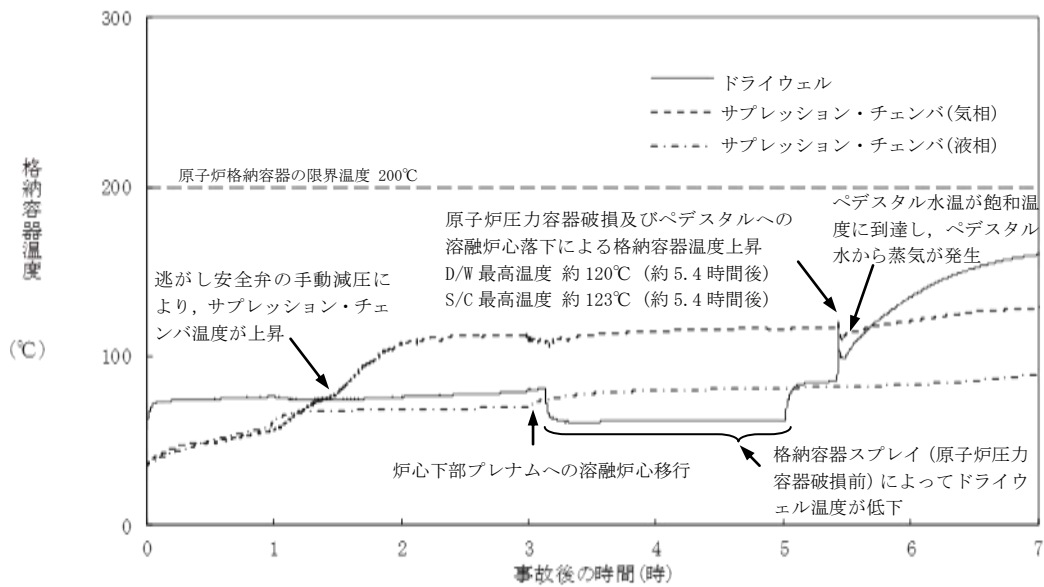


炉心下部プレナムへの溶融炉心移行に伴って炉心下部プレナム水が蒸発し原子炉水位が低下

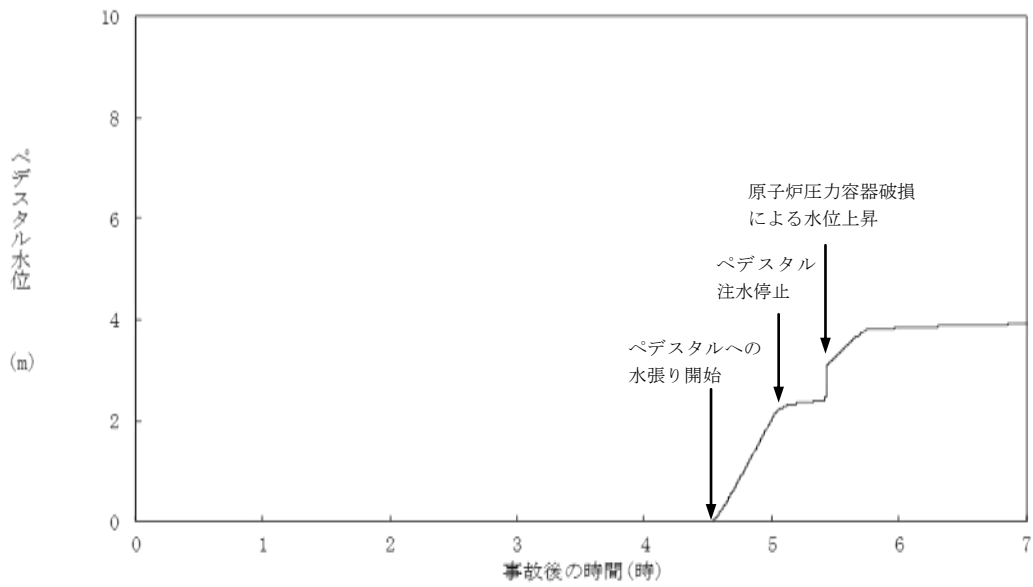
第 3.3.2-1(2) 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



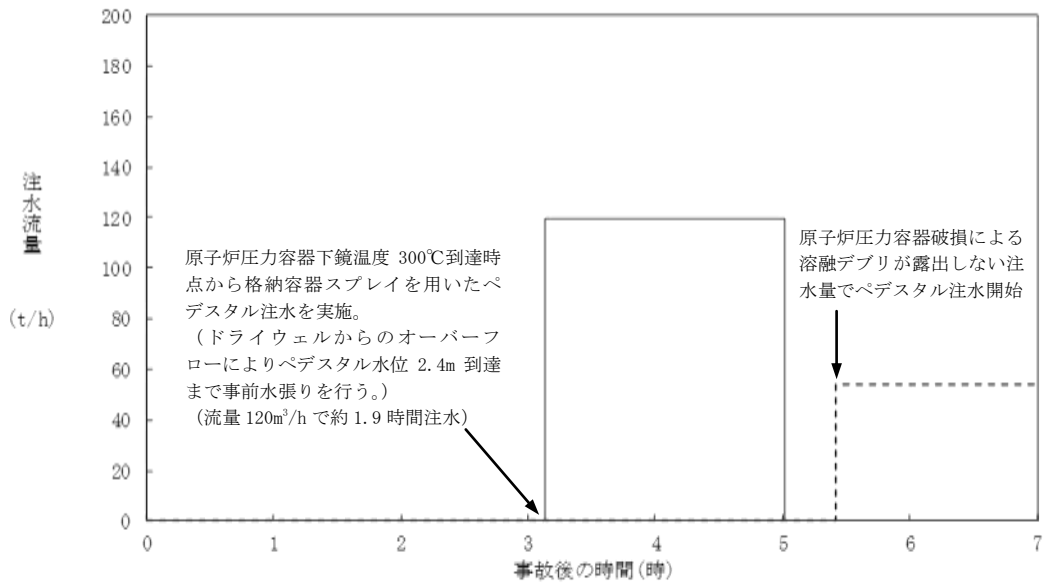
第 3. 3. 2-1 (3) 図 格納容器圧力の推移



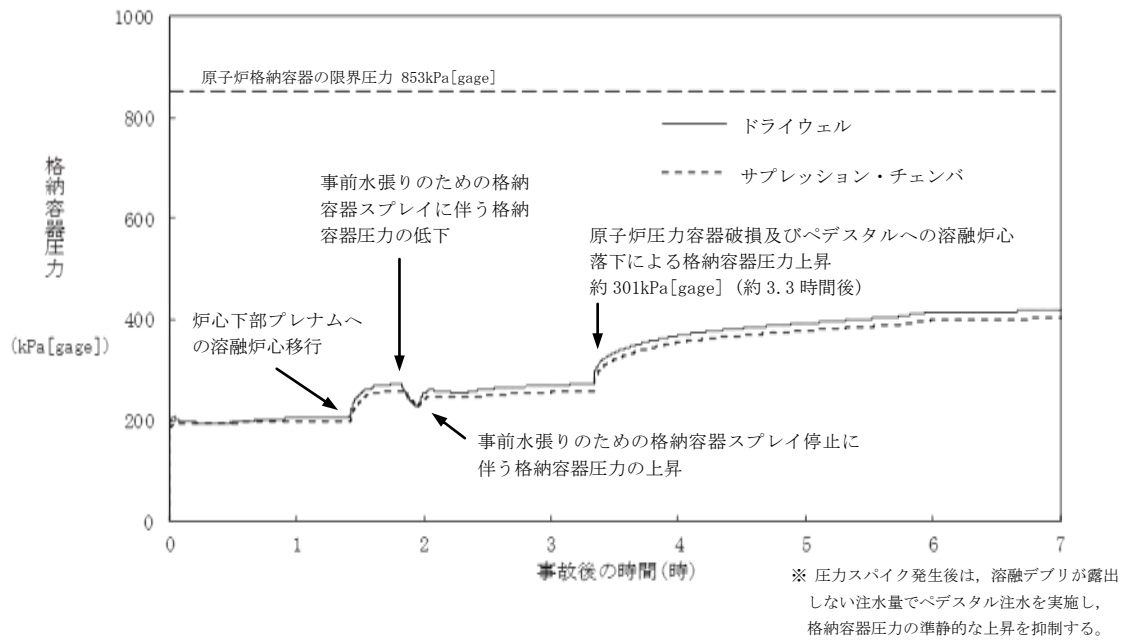
第 3. 3. 2-1 (4) 図 格納容器温度の推移



第 3. 3. 2-1 (5) 図 ペデスタル水位の推移



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)

原子炉压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

1. 原子炉压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ー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、大きなエネルギー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「圧カスパイク」と呼ぶ。

原子炉压力容器底部から溶融炉心が流出し、ペDESTALで冷却材と接触することで発生するFCIを「原子炉压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 原子炉压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压領域（元々は粗混合領域）の膨張により運動エネルギーが発生し、構造物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（圧カスパイク）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イスト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TRO I実験等がある。これらの実験では UO_2 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FC I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)^[1]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_2 混合物を用いた実験では、KROTOS実験及びTRO I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、機械的エネルギー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。

TRO I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、TRO I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のエネルギー変換効率は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FC I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DESTAL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ー、発生エネルギー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JASMIN E、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JASMIN E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DESTAL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ー、ペDESTAL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DESTALの水に伝達される運動エネルギーの最大値は、約14MJである。このエネルギーを入力とし、ペDESTAL内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、ペDESTAL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DESTAL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DESTAL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

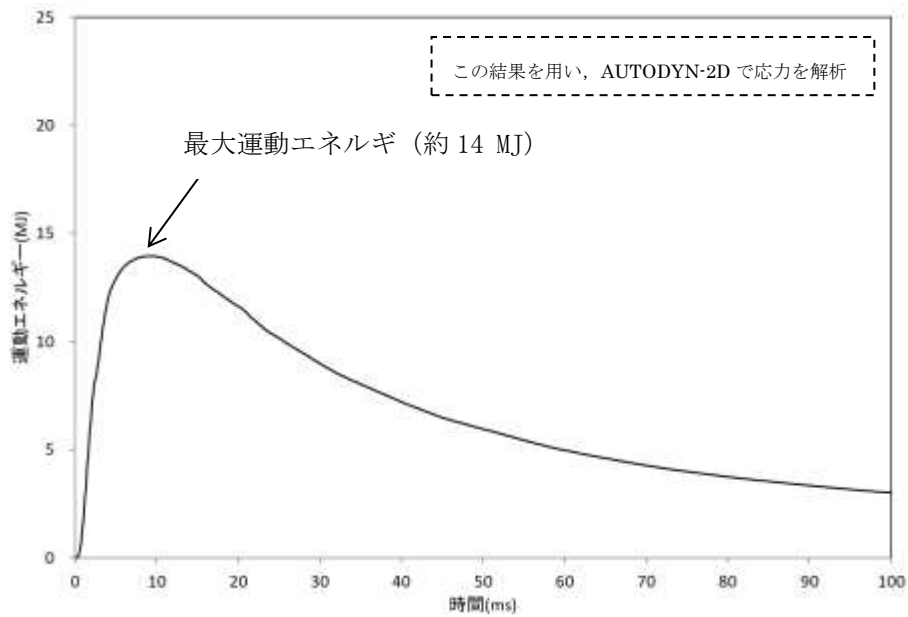


図1 水蒸気爆発によるエネルギーの推移^{※1}

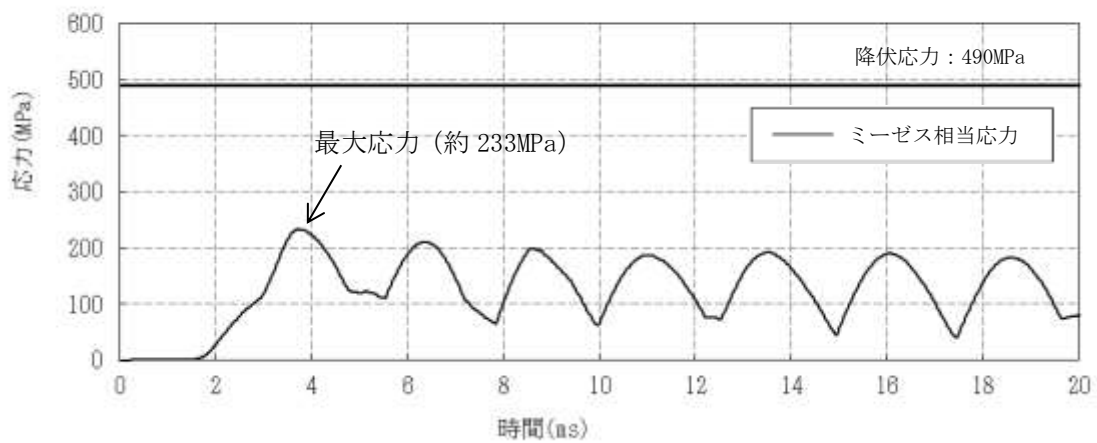


図2 ペDESTAL内側鋼板の応力の推移^{※1}

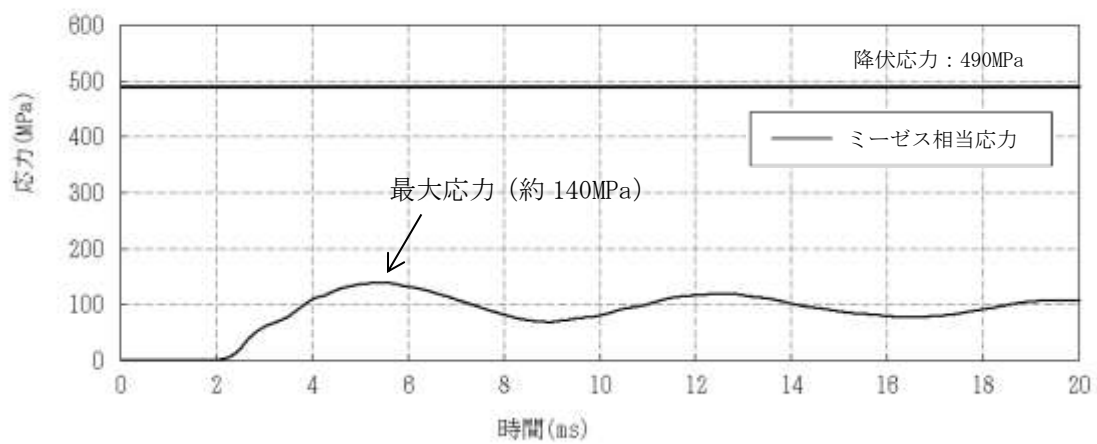


図3 ペDESTAL外側鋼板の応力の推移^{※1}

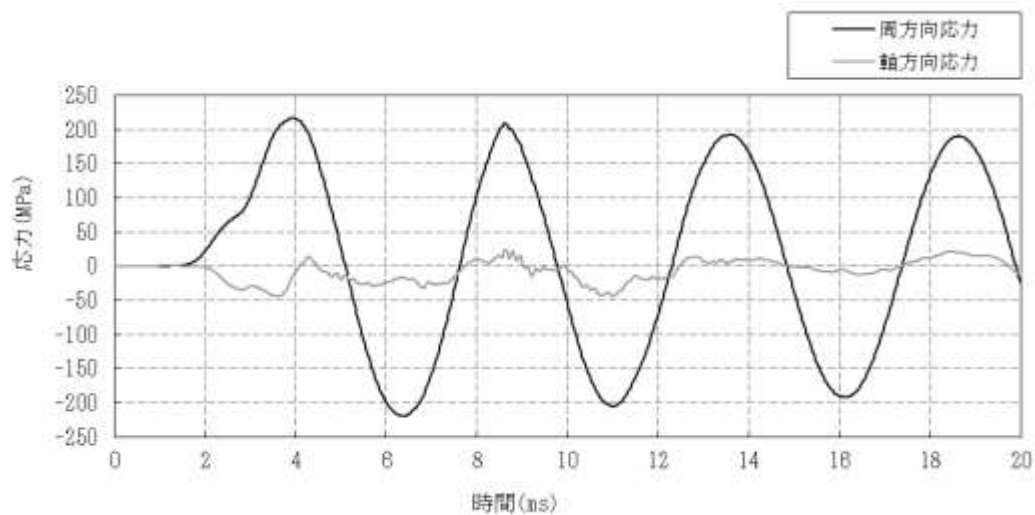


図4 内側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移^{※1}

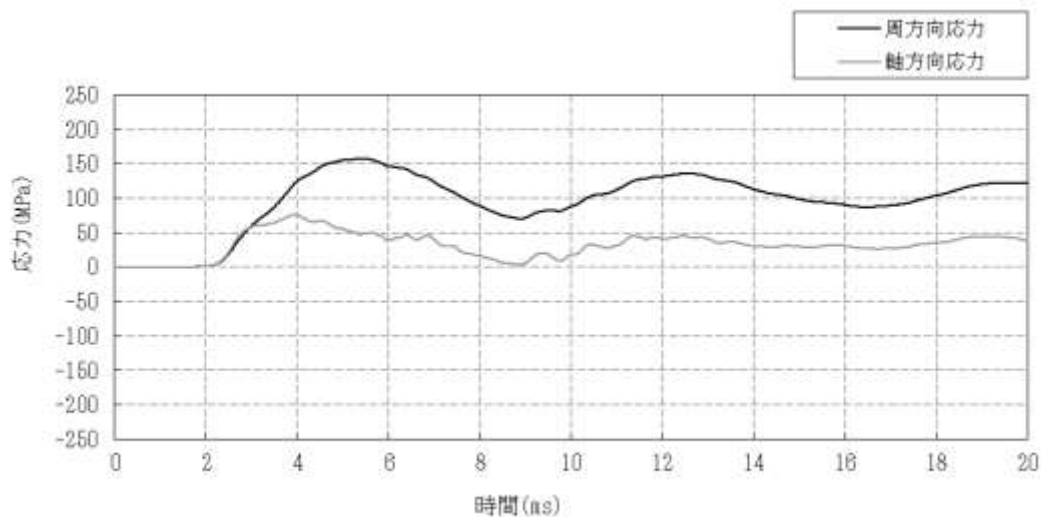


図5 外側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移^{※1}

※1 JASMIN Eによって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー（図1）の最大値をAUTODYNへの時刻0での入力とし、ペDESTAL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DESTアル水深	2.4m	溶融炉心—コクソリ—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、予め水張りをを行うものとして手順上定めている値
	ペDESTアルへの水張りに用いる水の温度	35℃	外部水源の水温として設定
JASMINE	粗混合粒子径	4 mm	F A R O 試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
	爆発計算時の微粒子径	50 μ m	F A R O, K R O T O S 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ー	JASMINE の解析結果をもとに設定	—

※「3.3 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。

ペDESTALへの水張り実施の適切性

炉心の溶融が進展し、溶融炉心が原子炉压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。原子炉压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DESTAL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、原子炉压力容器外の溶融燃料-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「圧カスパイク」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DESTAL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、圧カスパイクである。

圧カスパイクは、水深が深い場合、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し、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_2 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。^[1-4]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。^[2,5,6]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、発生するエネルギー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DESTALへの水張りのMCCIに対する影響

ペDESTAL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^[7-16]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、熔融物落下時に熔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熔融炉心の急速な冷却(デブリクエンチ)に期待できる。^[5, 6, 17]

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熔融燃料-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DESTALに熔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DESTAL床面には、熔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DESTAL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緩和のための熔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、MCCI各事象の有効性評価で示したとおり、問題がないものとする。

(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DESTALの水位について、水位が高い方が熔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DESTALに与えられる荷重は大きくなる。このことから、ペDESTAL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熔融炉心が落下するまでに、ペDESTALに熔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、熔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 熔融炉心・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熔融炉心としてペDESTALに落下し、落下した熔融炉心はペDESTALに一樣に広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_{debris} は式(1)で評価する。

$$H_{debris} = H_0 \times (1 - \phi_{ent}) + H_s + H_0 \times \phi_{ent} \div (1 - P) \quad \text{式(1)}$$

ここで、

H_0 : 初期デブリ高さ [1.039m]

H_s : ペDESTAL内構造物分のデブリ堆積高さ [0.17m]

Φ_{ent} : R i c o u - S p a l d i n g 相関式^[18]に基づく粒子化割合 (0.38)

P : ポロシティ [0.5] P U L i M S 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。

P U L i M S 実験において確認されたデブリ堆積高さと同様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、P U L i M S 試験で得られた1:14を想定する*。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広がった場合であることから、ペDESTAL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、伝熱面積の増加率は1%未満である。したがって、伝熱面積の増加によるペDESTAL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E 4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 $H_{pool-ent}$ について式(2)で評価する。

$$H_{pool-ent} = H_{pool} - (H_0 \times \phi_{ent} \div (1-P) \times P) \quad \text{式(2)}$$

ここで、

H_{pool} : 水プール初期水深 [2.4m]

H_0 : 初期デブリ高さ [1.039m]

Φ_{ent} : R i c o u - S p a l d i n g 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 $H_{pool-ent}$ 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^2 (圧力依存性あり)と設定)から、原子炉压力容器破損後のペDESTAL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DESTAL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^2 一定とした場合であっても、MCCIによる侵食量は数cm (800kW/m^2 (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^2 (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する。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DESTAL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。

③ 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DESTAL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

F C I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、F C Iの発生を前提とした評価においても、ペDESTAL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、熔融炉心の粒子化の効果等によるM C C Iの影響緩和にも期待できる。

上記を踏まえ、ペDESTALに熔融炉心が落下する状況に対しては、ペDESTAL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DESTALの水位上昇の影響

炉心損傷後の事故対応として、ペDESTALへの初期水張り運用の手順を定め、またペDESTAL内外には、重大事故等発生時における蓄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DESTAL水位は適切に管理可能であるが、ここでは、F C I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DESTALへの初期水張りの水位が高い場合を想定し、その際のF C Iへの影響を評価した。

a. 評価条件

熔融炉心がペDESTALに落下する前に、ペDESTALにペDESTAL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DESTAL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

圧カスパイクに加え、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) 圧カスパイク

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DESTALの水中に落下する際に圧カスパイクが生じているが、圧カ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DESTAL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、圧カ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ー、ペDESTAL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DESTALの水に伝達される運動エネルギーの最大値は約0.2MJである。このエネルギーを入力とし、ペDESTALの内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、ペDESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTALの径、 D と初期水位、 H_0 のアスペクト比(H_0/D)によって整理できる。^[19]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、JASMIN E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DESTAL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DESTAL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。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DESTAL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DESTAL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、熔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DESTAL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 UO₂/ZrO₂ 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1 デブリ堆積高さの概念図

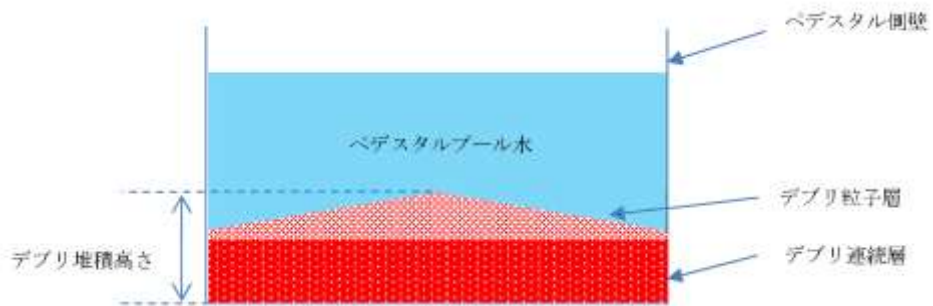


図2 デブリ堆積高さの概念図 (不確かさ考慮)



図3 PULiMS実験結果 (E4)

表1 PULiMS実験条件と結果^[20]

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

Parameter	PULiMS tests				
	E1	E2	E3	E4	E5
Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -CaO	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	ZrO ₂ -WO ₃
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 _{sol} , °C	870	1027	870	870	1231
T _{liq} , °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

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

Parameter	Exploratory PULiMS tests			
	E1	E3	E4	E5
Melt release time, (sec)	10	15	12	~8.7
Total size <i>x</i> × <i>y</i> , mm	460x440	~750x750	740x560	-
Cake size <i>x</i> × <i>y</i> , 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 ²	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

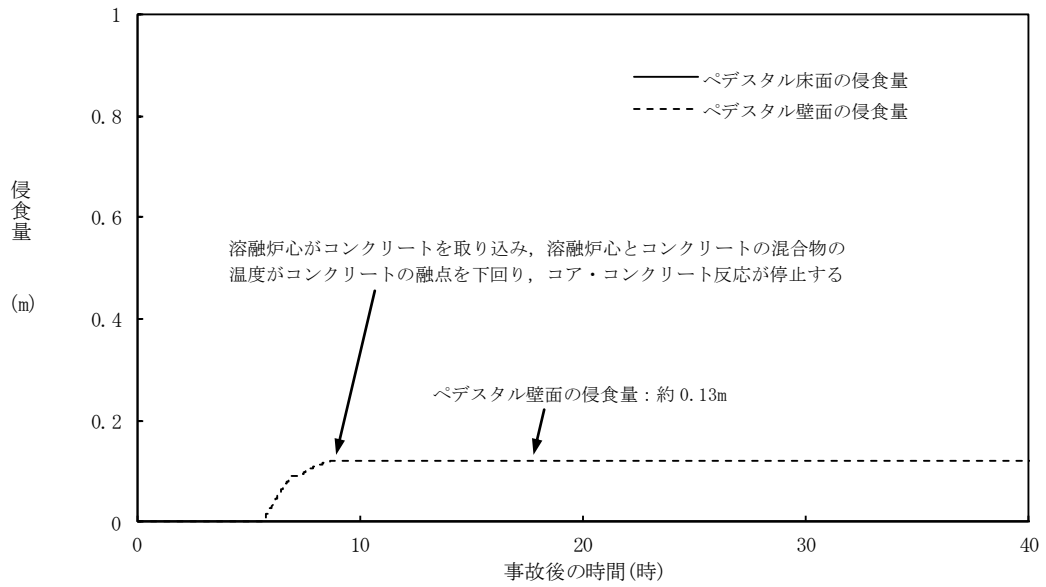


図4 ペデスタル壁面及び床面の侵食量の推移
 (初期水張り水位 2.4m, 上面熱流束:800kW/m²相当 (圧力依存なし))

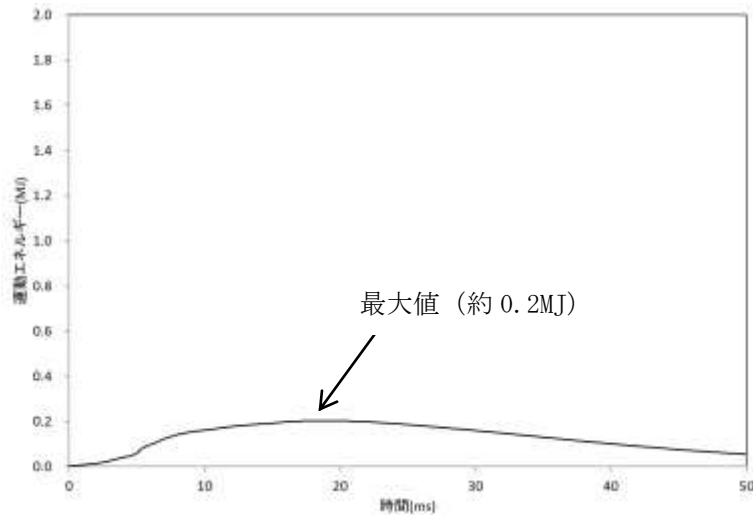


図5 水蒸気爆発によるエネルギーの推移 (約 3.8m, 現実的な想定) ※1

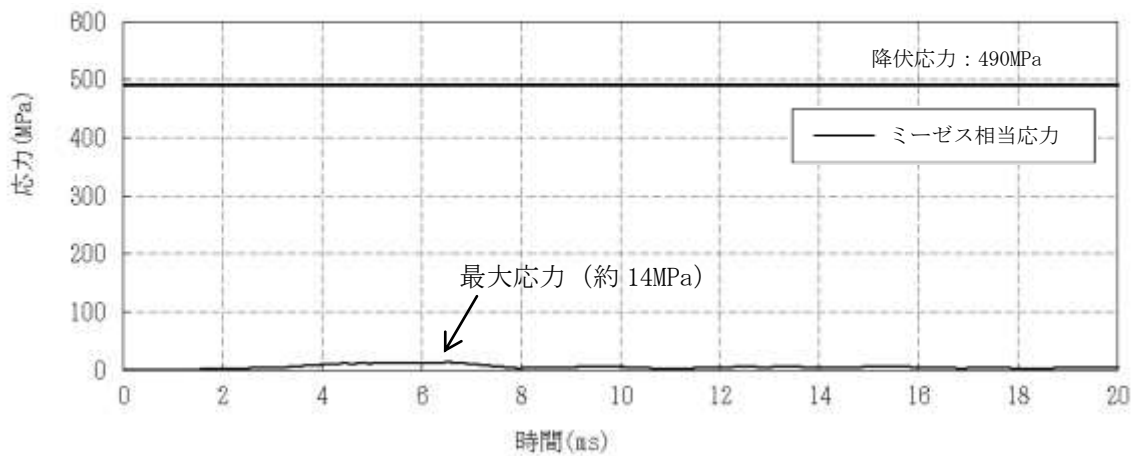


図6 水蒸気爆発によるペDESTAL内側鋼板の応力の変化 (約 3.8m, 現実的な想定) ※1

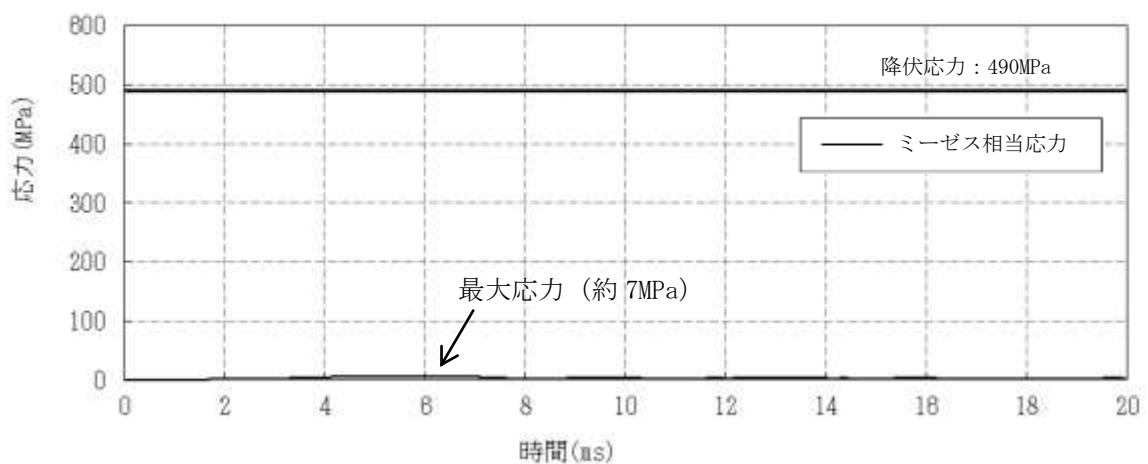


図7 水蒸気爆発によるペDESTAL外側鋼板の応力の変化 (約 3.8m, 現実的な想定) ※1

※1 JASMINによって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー (図5) の最大値をAUTODYNへの時刻0での入力とし、ペDESTAL鋼板の応力の推移 (図6, 7) を評価している。このため、図5と図6, 7の時刻歴は一致しない。

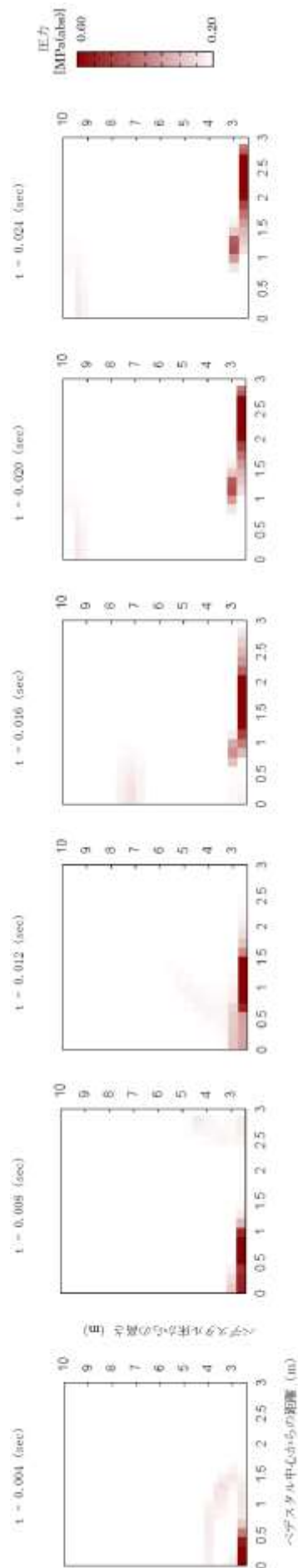


図 8 水蒸気爆発が発生した際の格納容器圧力

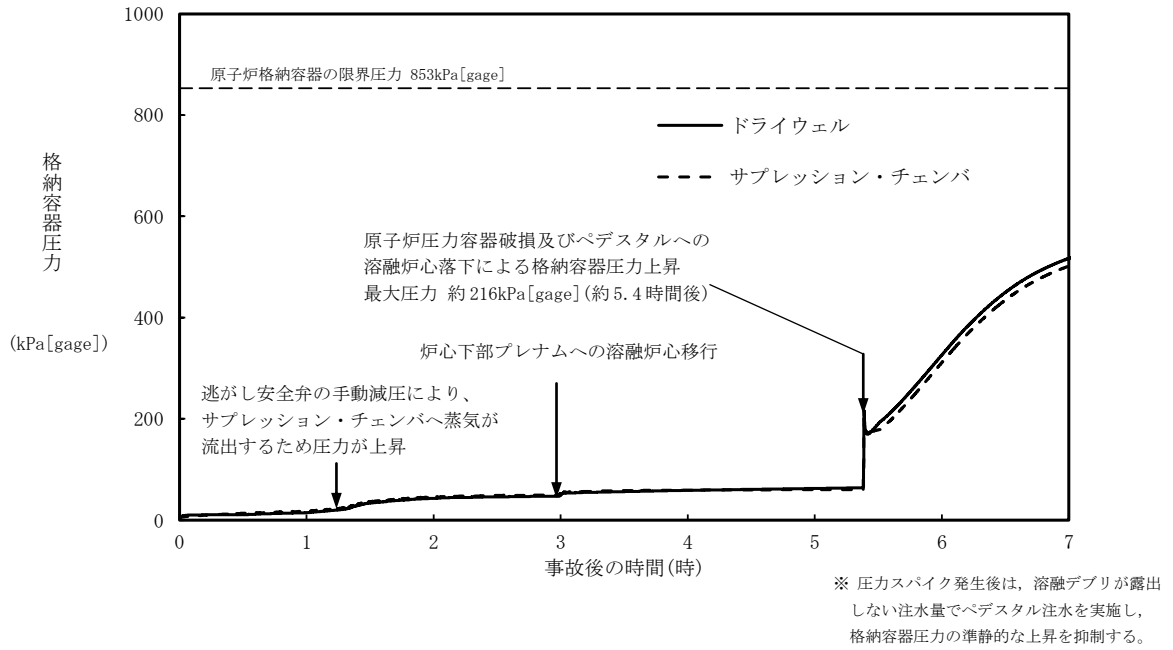


図 9 格納容器圧力の推移 (初期水張り水位約 3.8m)

粒子化割合の算出

R P V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R i c o u – S p a l d i n g 相関式によって評価している。本相関式は、M A A Pにおいても実装されている。

$$\Phi_{ent} = \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,0}^2}$$

$$d_{dj} = d_{dj,0} - 2E_0 \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} \Delta H_{pool}$$

ここで、

Φ_{ent} : 粒子化割合 [-]

E_0 : エントレインメント係数 [-]

ΔH_{pool} : プール水深 [m]

d_{dj} : プール底部におけるデブリジェット径 [m]

$d_{dj,0}$: 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]

ρ_{dj} : デブリジェット密度 [kg/m³]

ρ_w : 水密度 [kg/m³]

※1 解析コードM A A P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DESTAL水位）
- ・デブリジェット密度： kg/m³（M A A P 計算結果^{*2}）
- ・初期デブリジェット径：0.20m（C R D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。

- ・エントレインメント係数の場合：約 29%
（M A A P 推奨範囲の最確値^{*3}）
- ・エントレインメント係数の場合：約 38%
（M A A P 推奨範囲の最大値^{*3}）

※3 M A A Pコードにおけるエントレインメント係数は、F A R O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、A L P H A – M J B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。

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—冷却材相互作用）（2/2）

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉 圧力容 器(炉心 損傷後)	リロケー ション	溶融炉心の挙 動モデル (リロケーシ ョン)	・TMI事故解析における炉心領域での溶融進展 状態について、TMI事故分析結果と一致する ことを確認した。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、 炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度 解析により影響を確認した。 ・TQUV、大破断LOCAシナシスともに、 炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影 響が小さいことを確認した。	溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。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。リロケーションの到達した時点でのベデスタルへの初期水張り操作は小さく、溶融炉心が炉心下部ブレナムへリロケーション開始時間の不確かさは小さく、溶融炉心が炉心下部ブレナムへリロケーションした際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としているベ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。	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。リロケーションの到達した時点でのベデスタルへの初期水張り操作は小さく、溶融炉心が炉心下部ブレナムへリロケーションした際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としているベ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。
	構造材と の熱伝達				
原子炉 格納容 器(炉心 損傷後)	原子炉圧 力容器破 損	溶融炉心の挙 動モデル(原子 炉圧力容器破 損モデル)	原子炉圧力容器破損に影響する項目として、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。	制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用 いる最大ひずみ(しきい値)に関する感度解析より 最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破 損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器 破損(事象発生から約5.4時間後)に対して早まる 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。
	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)	溶融炉心の挙 動モデル下 部での溶融炉 心挙動)	原子炉圧力容器外FCI現象に関する項目とし てエントレインメント係数及びデブリ粒子径を パラメータとして感度解析を行い、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。	本評価事象シナシスでは、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。	溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメ ント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、BW Rにおいては原子炉圧力容器外の溶融燃料—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。

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となる影響(原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用)(1/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
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評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、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。
	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いことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	最確条件とした場合は、ゆら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いことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉水位	通常水位(気水分離器下端から+83cm)	通常水位(気水分離器下端から約+83cm~約+85cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、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2cmであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	35.6×10 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。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さい。
燃料	9×9燃料(A型)	装荷炉心毎	9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料(A型)を設定。	最確条件とした場合は、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(A型)、9×9燃料(B型)の燃料の組成は同等であり、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合は、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(A型)、9×9燃料(B型)の燃料の組成は同等であり、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979(燃焼度33Gwd/t)	ANSI/ANS-5.1-1979平均的燃焼度約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(原子炉圧力容器下錐温度に応じてペダ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。	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(原子炉圧力容器下錐温度に応じてペダ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。
格納容器空間体積(ドライウエル)	7,900m ³	7,900m ³ (設計値)	ドライウエル内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)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。
格納容器空間体積(サブレーション・チェンバ)	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³ (設計値)	サブレーション・チェンバ内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)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。

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よる影響(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)(2/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間による影響	評価項目となるパラメータによる影響
	解析条件	最確条件			
真空破壊弁	3. 43kPa (ドライウエル-サブプレッジョン・チェンバ間差(圧))	3. 43kPa (ドライウエル-サブプレッジョン・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い。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
	サブプレッジョン・プール水位	3. 61m (NWL)	通常運転時のサブプレッジョン・プール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッジョン・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、通常水位の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.02m分)の熱容量は約20m ³ 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、事象進展による影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッジョン・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、通常水位の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.02m分)の熱容量は約20m ³ 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、事象進展による影響は小さい。
サブプレッジョン・プール水温度	35℃	約19℃～約35℃ (実測値)	通常運転時のサブプレッジョン・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ベ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よる影響はない。	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 [gauge]	約5kPa [gauge]～約7kPa [gauge] (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よる影響は小さい。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時間間で約188kPa [gauge]であり、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、事象進展による影響は小さいことから、評価項目となるパラメータによる影響は小さい。	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破損までの圧力上昇率(平均)は約5.4時間間で約188kPa [gauge]であり、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、事象進展による影響は小さいことから、評価項目となるパラメータによる影響は小さい。
格納容器温度	57℃	約45℃～約54℃程度 (実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定	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ベ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よる影響はない。	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よる影響は小さい。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率は非常に小さい。従って、事象進展による影響は小さい。
外部水源の温度	35℃	31℃以下 (実測値)	屋外貯水槽の水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、ベ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ベデスタ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よる影響はない。	最確条件とした場合は、ベ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ベデスタル水温度が低くなるが、ベデスタル水温度が低い場合は、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、顕熱が吸収するエネルギーが相対的に減少し、圧力スパイクに寄与する水蒸気の発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。一方、トリガリングの発生を前提とした水蒸気爆発の観点では、低い水温は厳しめの評価を与えるが、水温の変化に対する水蒸気爆発のエネルギー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 ³	7,000m ³ 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い。	最確条件とした場合には、解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなるため、水源が枯渇することはない。
燃料の容量	1,180m ³	1,180m ³ 以上 (合計貯蔵量)	発電所構内に貯蔵している合計容量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合は、燃料が枯渇することはない。	最確条件とした場合は、燃料が枯渇することはない。

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を与える影響(原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用)(3/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定	大破断LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、操作手順(原子炉圧力容器下鏡温度に応じたベデスタ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、運転員等操作時間を与える影響はない。(添付資料3.3.5)	溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、事象発生から約3.3時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクの最大値は約301kPa[Gage]となつたが、圧力スパイクの最大値はベースケースの評価結果と同程度であり、格納容器の限界圧力の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)
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失 全交流動力電源喪失	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、重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定 また、全ての非常用ディーゼル機関等の機能喪失を設定	-	-
	外部電源	外部電源なし	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	-	-

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータを与える影響(原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用)(4/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉スクラム信号	事故発生と同時にスクラム	事故発生と同時にスクラム	事故発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、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	事故発生と同時に閉止	原子炉水位低(レベル2)	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間を与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
再循環ポンプ	事故発生と同時に停止	事故発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間を与える影響はない。	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。
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~377t/h/個 自動減圧機能付き 逃がし安全弁の2個を開すことによる原子炉減圧	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~377t/h/個 自動減圧機能付き 逃がし安全弁の2個を開すことによる原子炉減圧	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定 逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。 解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。
格納容器代替スプレイ系(可搬型)	原子炉圧力容器破損前: 120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	原子炉圧力容器破損前: 120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	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。

機器条件

プラント損傷状態をLOCAとした場合の圧カスパイクへの影響

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ーの観点でより厳しいと考えられるTQUV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、原子炉冷却材圧力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、圧カ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LOCAの場合の圧カ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。その他の評価条件は、ベースケースの評価条件と同等である。

- ・起因事象を大破断LOCAとし、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS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DESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL注水を200m³/hで開始し、ペDESTAL水位が2.4mに到達していることを確認した後、ペDESTAL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。圧カスパイクのピーク値は約301kPa[gage]であり、圧カ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」 (原子炉圧力容器 高圧時)	ペDESTAL温度	「急激な低下」※1
ドライウエル圧力	「急激な上昇」	サプレッション・プー ル水温度	「急激な上昇」
ペDESTAL温度	「急激な上昇」	ドライウエル水素濃度	「上昇開始」
ペDESTAL水温度	「急激な上昇」又は 「指示値喪失」	ペDESTAL水温度	「急激な上昇」又は 「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エ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エルに放出される。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DESTALに放出されない状況となり、原子炉圧力容器破損時にペDESTAL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DESTAL雰囲気温度は急低下する傾向となる。

以 上

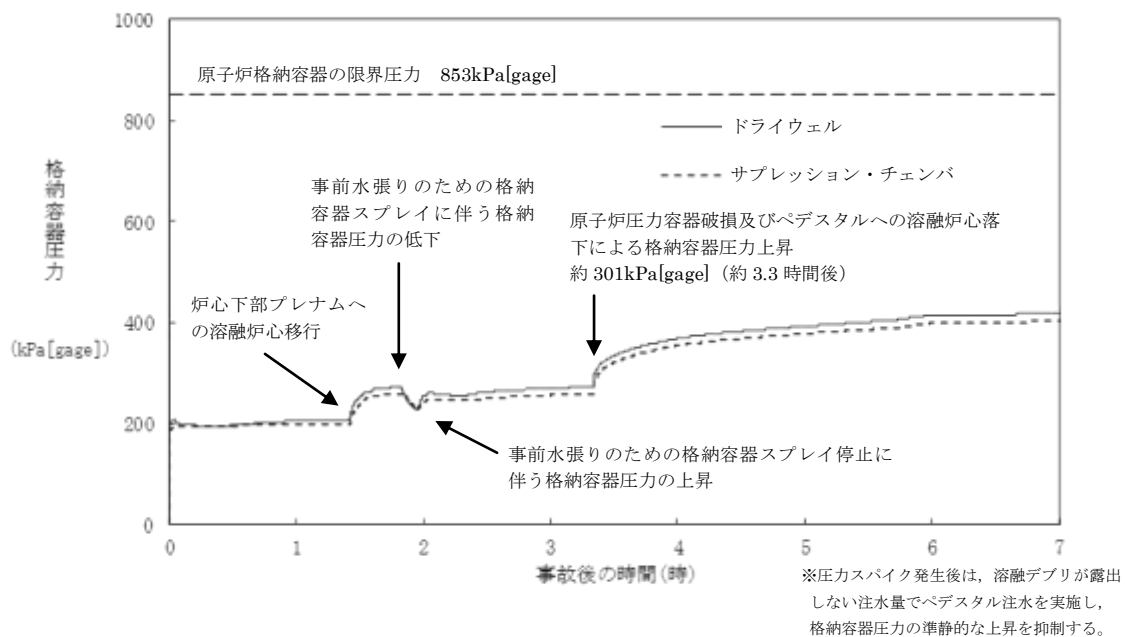


図1 格納容器圧力の推移

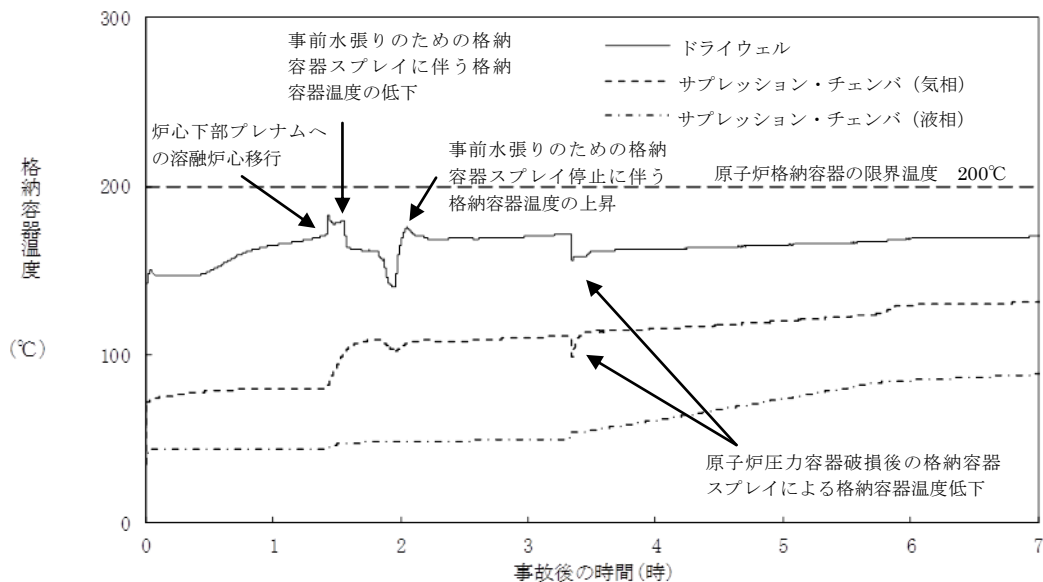


図2 格納容器温度の推移

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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL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DESTAL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TQUV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DESTAL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，下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達，原子炉圧力容器破損，原子炉圧力容器内F P挙動，炉心損傷後の原子炉格納容器におけるペDESTAL床面での熔融炉心の拡がり，原子炉圧力容器外F C I（熔融炉心細粒化），原子炉圧力容器外F C I（デブリ粒子熱伝達），熔融炉心とペDESTALプール水との伝熱，熔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熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPによりペDESTAL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 高圧熔融物放出／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DESTAL水位並びに熔融炉心・コンクリート相互作用によるペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を第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 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

b. 評価項目等

ペDESTALにコリウムシールドを設置するとともに，熔融炉心落下前のペDESTALへの水張り及び熔融炉心落下後のペDESTALへの注水の継続によって，コンクリート侵食量はペDESTALの床面で0m，壁面で約0.04mに抑えられ，ペDESTALの熔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熔融炉心の接触面温度は2,100℃未満であり，ペDESTAL床面に設置したコリウムシールドの侵食は生じない。

ペDESTAL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DESTAL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DESTAL床面のコンクリート侵食に対しては、ペDESTALの床面以下のコンクリート厚さが約4mであり、ペDESTAL床面のコンクリート侵食量は0m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、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は、ペDESTAL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-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、熔融炉心・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、熔融炉心・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DESTALへの熔融炉心落下後の本評価における水素濃度は、サブレーション・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。熔融炉心・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-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。熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・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DESTALに崩壊熱相当に余裕を見た流量でのペDESTAL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DESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量^{※1}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 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-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 熔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DESTAL床面及び壁面のコンクリートの侵食が停止することで確認した。

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

それぞれ選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、熔融炉心がペDESTALに落下した場合には、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「熔融炉心・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、熔融炉心がペDESTAL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、熔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熔融炉心落下後のペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL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、熔融炉心の粒子化、熔融炉心の拡がり、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熔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、熔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、熔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DESTALへの初期水張りを行い、ペDESTALへの熔融炉心の落下に対しては、ペDESTAL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DESTALへの注水を行うといった徴候を捉えた対応によって、熔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-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔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、原子炉压力容器下鏡温度が 300℃に到達した時点でペDESTALへの初期水張り操作、原子炉压力容器破損時点でペDESTALへの注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの熔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熔融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡温度の上昇及び原子炉压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、原子炉压力容器下鏡温度及び原子炉压力容器破損を操作開始の起点としているペDESTALへの初期水張り操作及び原子炉压力容器破損時のペDESTAL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、原子炉压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压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性が確認している。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压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、原子炉压力容器下鏡温度が 300℃に到達した時点でのペDESTALへの初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの熔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熔融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器下鏡温度を操作開始の起点としているペDESTAL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。原子炉压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、熔融炉心落下後のペDESTALへの注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器の破損を起点としているペDESTAL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压力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压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熔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、原子炉压力容器下鏡温度が 300℃に到達した時点でペDESTALへの初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器下鏡温度を操作開始の起点としているペDESTAL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。原子炉压力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、熔融炉心落下後のペDESTALへの注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器の破損を

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

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔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DESTAL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DESTAL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，熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により，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DESTAL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熔融炉心の熱伝達の不確かさとして，熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また，炉心下部プレナムと熔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DESTAL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DESTAL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挙動と熔融炉心・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熔融燃料－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熔融炉心の細粒化割

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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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/m² 相当 (圧力依存あり) に対して最確条件は 800kW/m² 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DESTAL内構造物の扱いは, 解析条件のペDESTAL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DESTAL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DESTAL床面積は, 解析条件のペDESTALの床面積に対して最確条件はペDESTAL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（サブプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部，サブプレッション・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DESTAL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DESTAL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，熔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は大きくなる。

初期条件の熔融炉心からプールへの熱流束は，解析条件の 800kW/m²相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW/m²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熔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DESTAL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DESTALでの熔融炉心・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，熔融炉心・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。

熔融炉心・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DESTALへの熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は，サブプレッション・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，熔融炉心・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 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-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 5 vol%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DESTAL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DESTAL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DESTAL床面積は、解析条件のペDESTALの床面積に対して最確条件はペDESTAL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DESTAL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DESTAL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°C に対して最確条件は 2,100°C 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°C 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°C 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DESTAL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DESTAL代替注水系（可搬型）による溶融炉心落下後の

ペDESTAL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DESTAL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DESTALへの注水操作はペDESTAL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DESTALへのペDESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTALへのペDESTAL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DESTAL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 高压溶融物放出／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、原子炉压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DESTAL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DESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL注水手段を整備している。また、ペDESTAL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＋高压炉心冷却失敗＋低压炉心冷却失敗＋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。

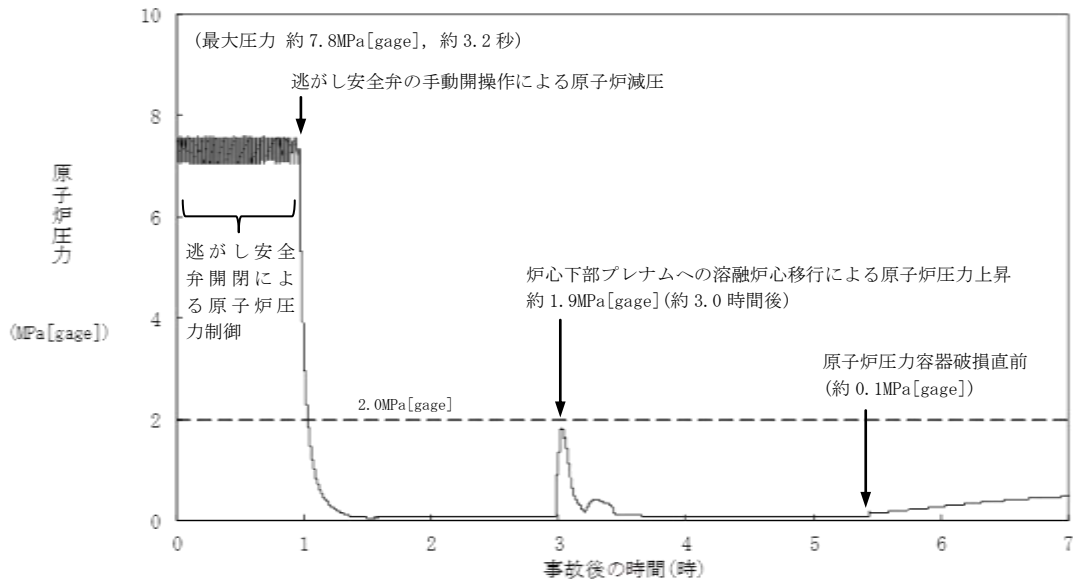
上記の場合においても、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL注水を実施することにより、溶融炉心の冷却が可能である。その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食量はペDESTAL床面で0m、壁面で約0.04mに抑えられ、原子炉压力容器の支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。

（添付資料 3.5.3）

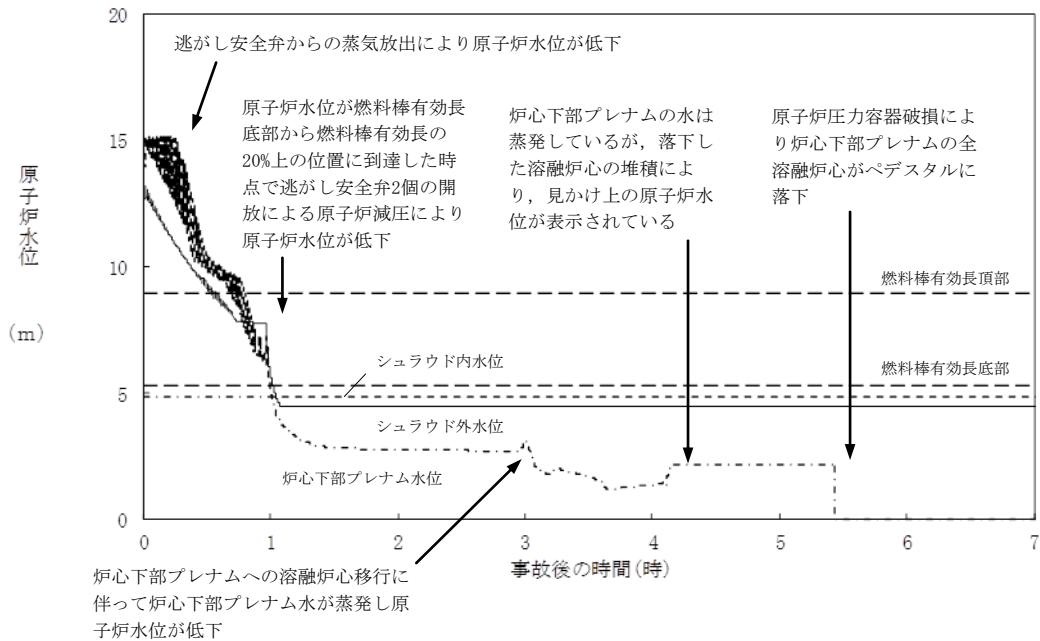
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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。

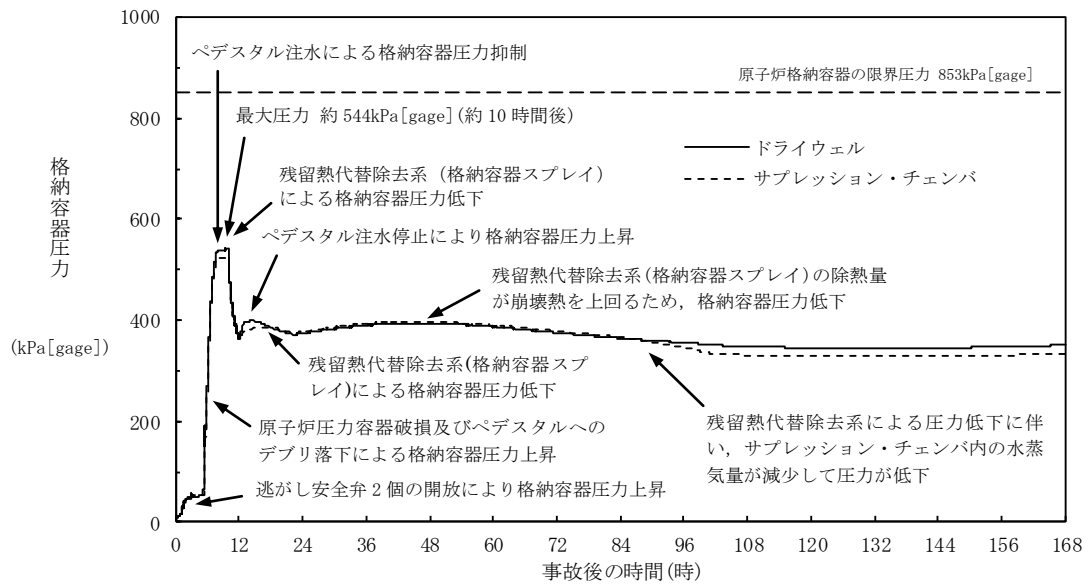
以上のことから、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTALへの注水等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。



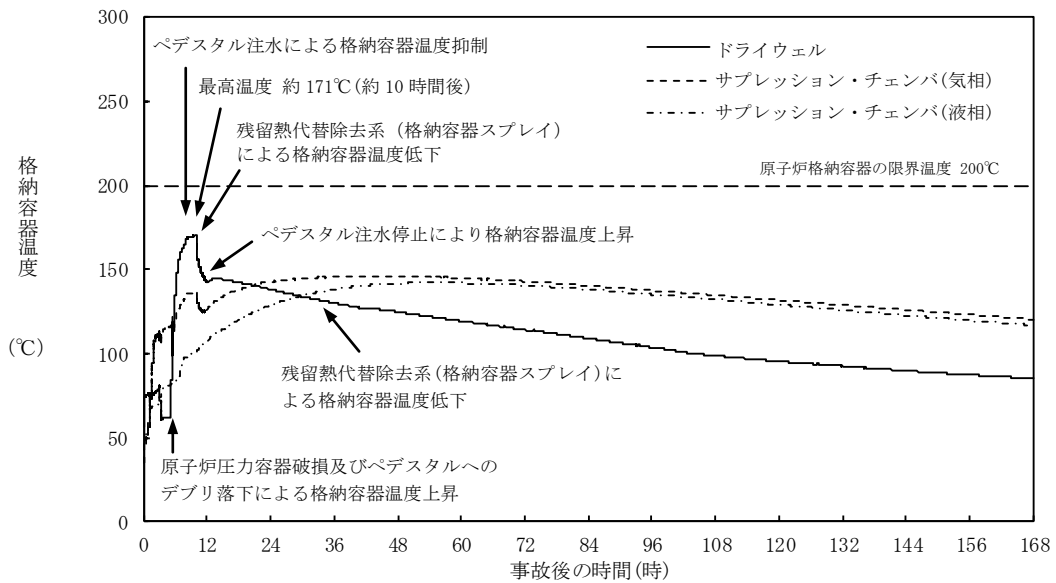
第 3.5.2-1(1) 図 原子炉圧力の推移



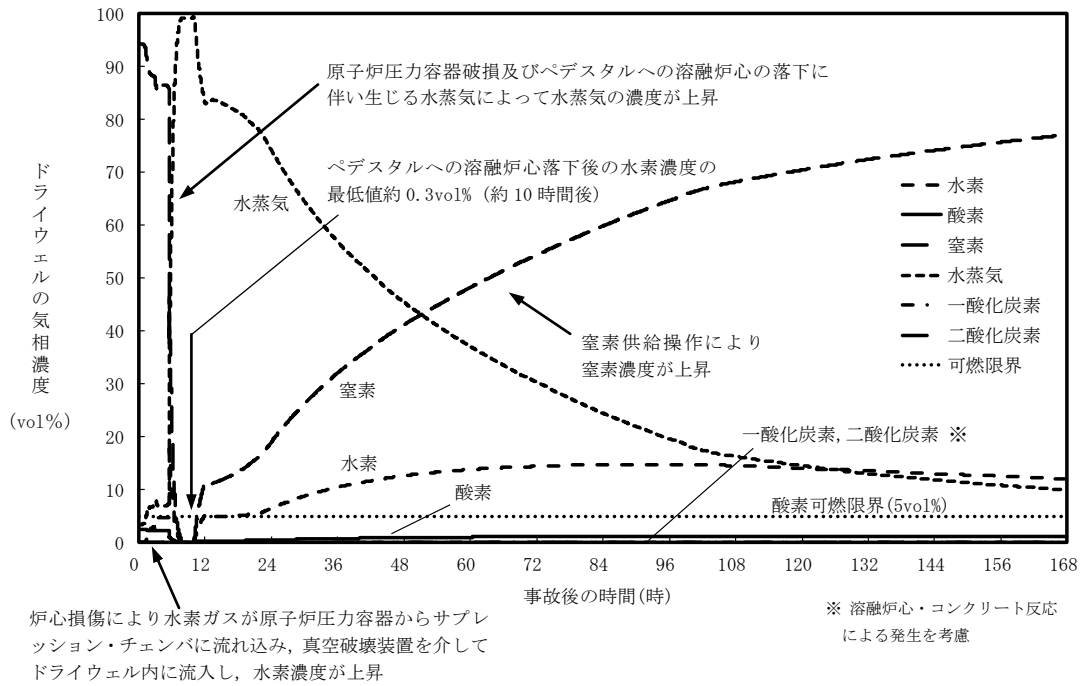
第 3.5.2-1(2) 図 原子炉水位(シュラウド内外水位) の推移



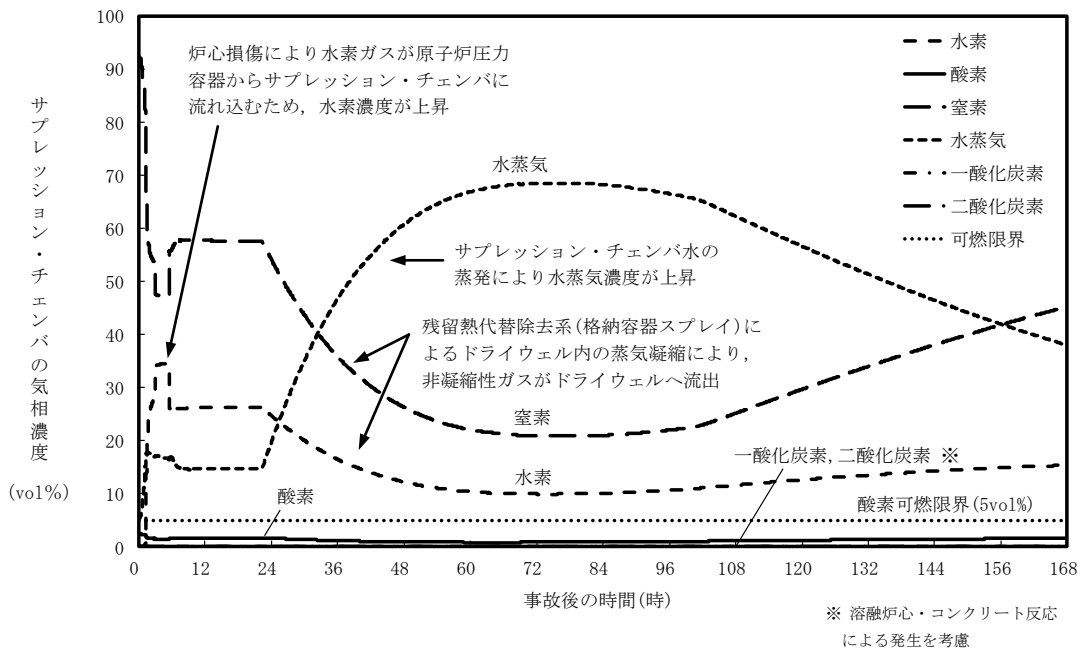
第 3.5.2-1(3) 図 格納容器圧力の推移



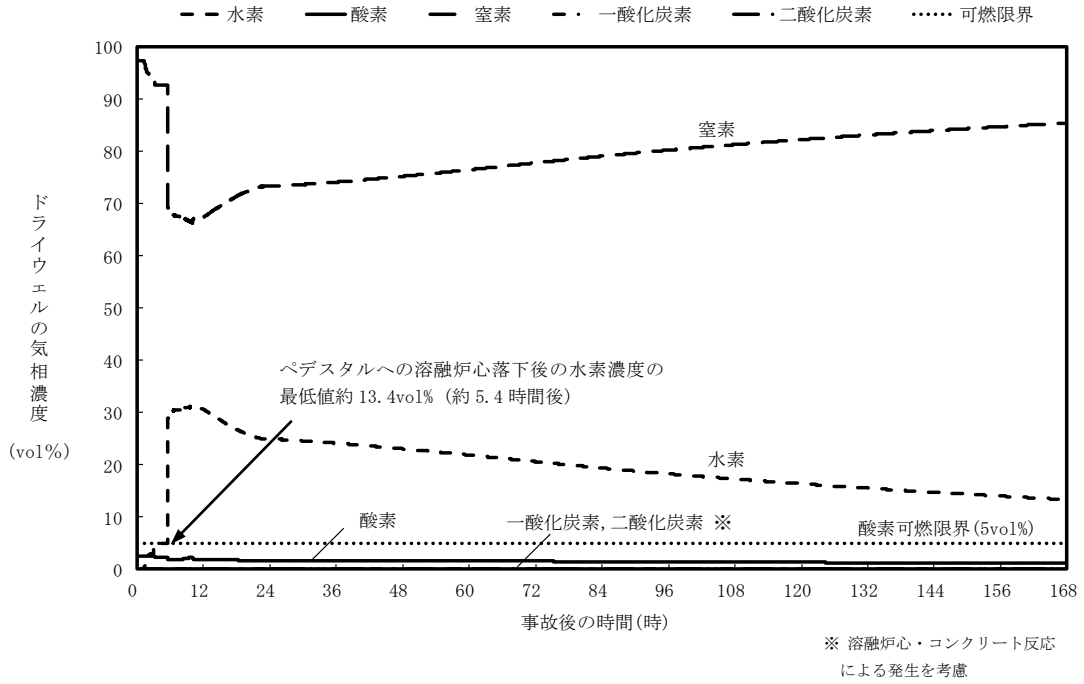
第 3.5.2-1(4) 図 格納容器温度の推移



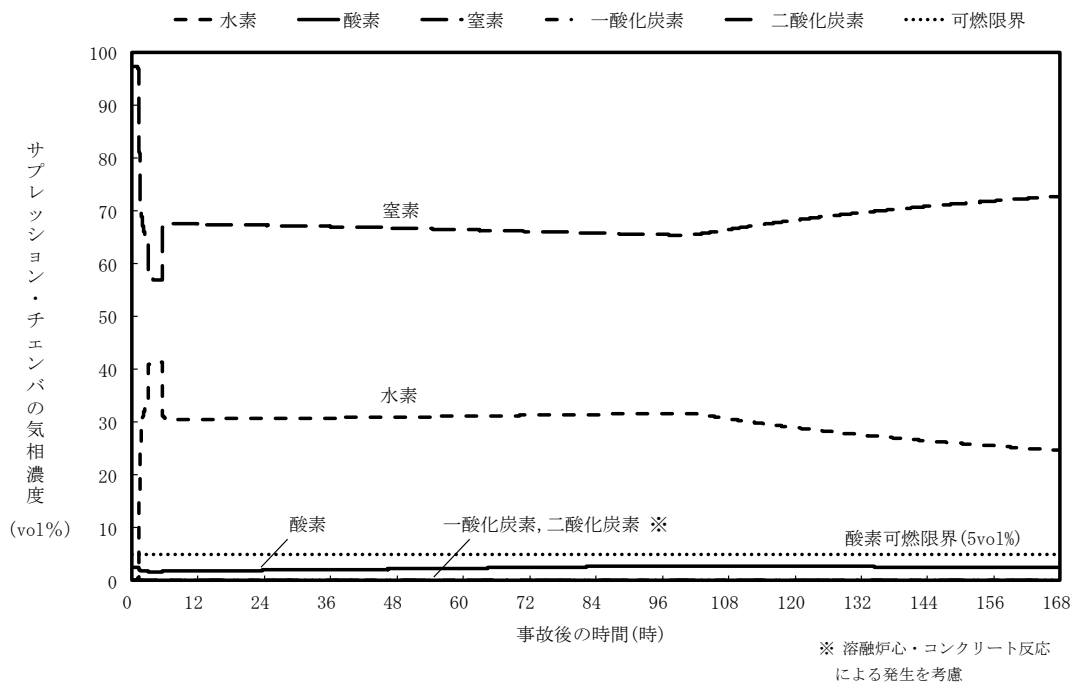
第3.5.2-1(5)図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



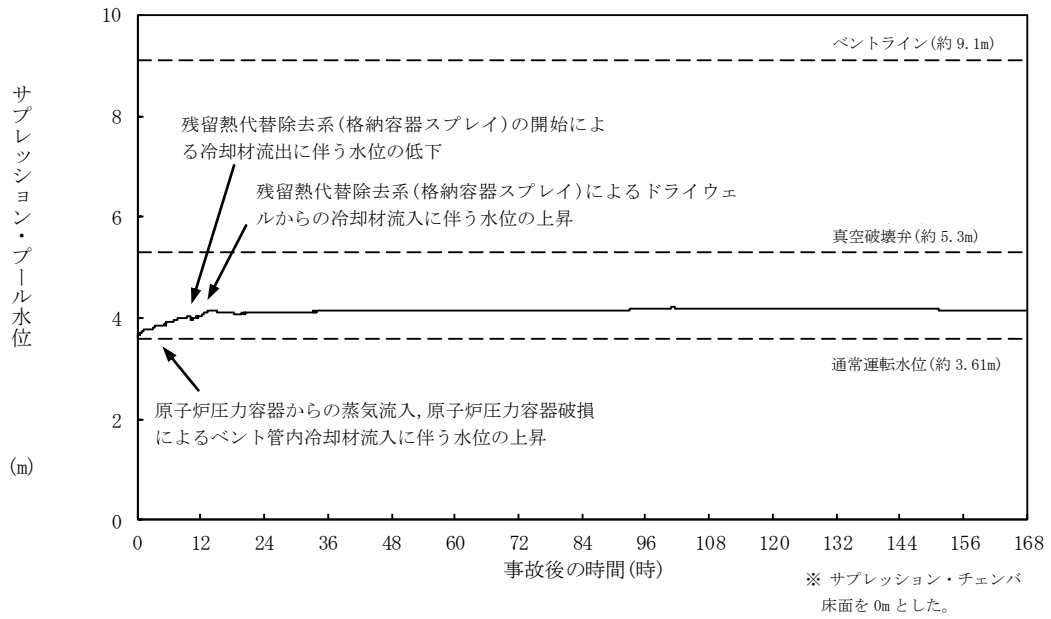
第3.5.2-1(6)図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)



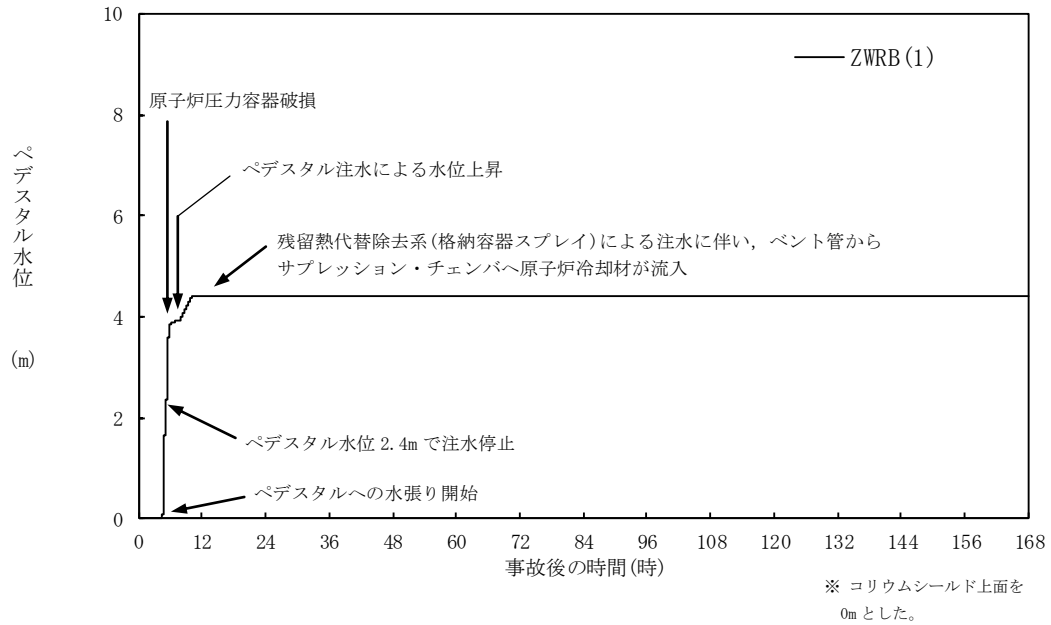
第 3.5.2-1(7) 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



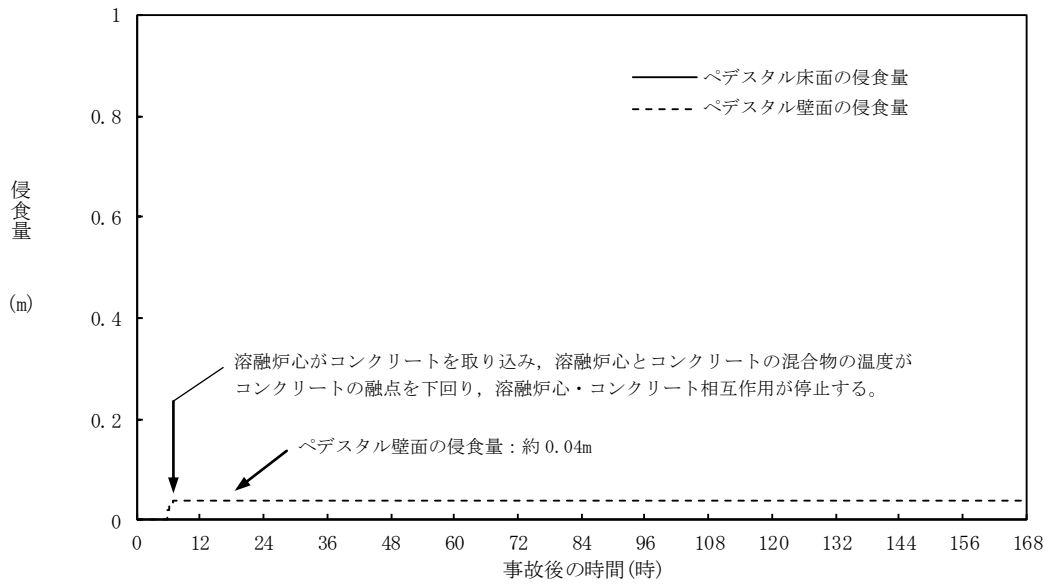
第 3.5.2-1(8) 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



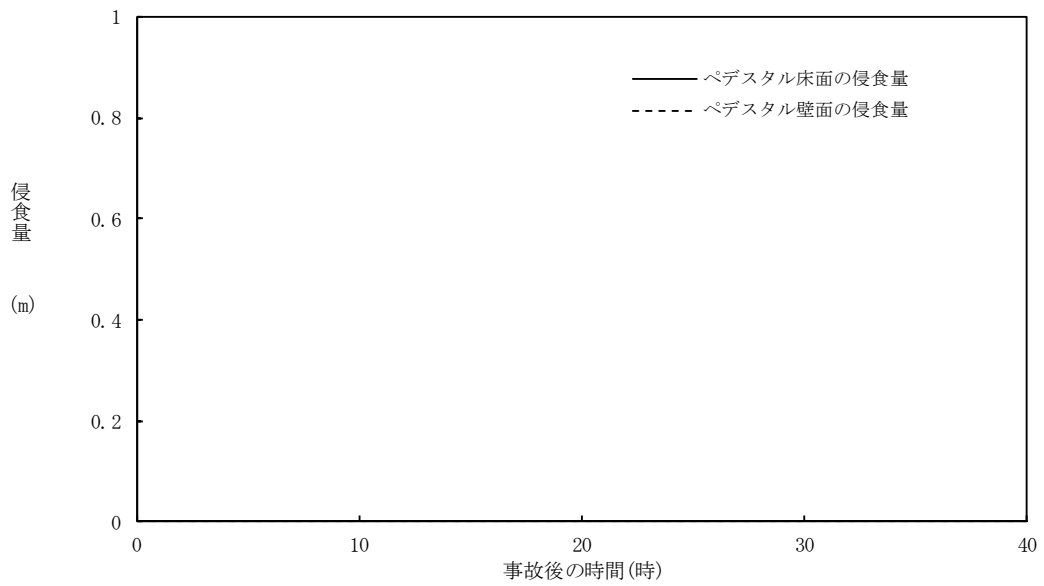
第 3.5.2-1(9) 図 サプレッション・プール水位の推移



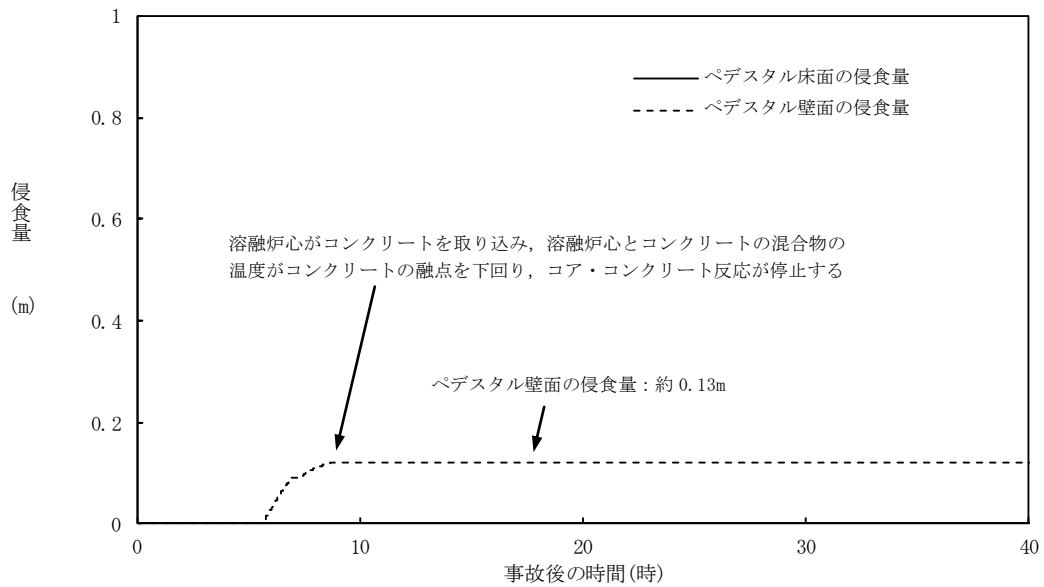
第 3.5.2-1(10) 図 ペデスタル水位の推移



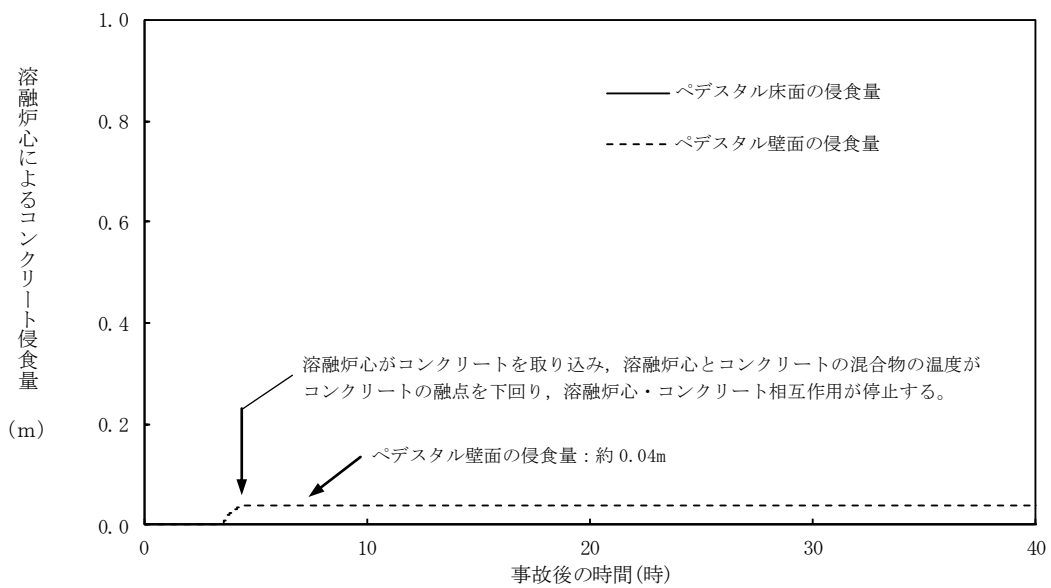
第 3.5.2-1(11) 図 ベデスタル床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



第 3.5.2-1(12) 図 ベ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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL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DESTAL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）

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) (1/3)

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル(原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認
	燃料棒内温度変化	炉心モデル(炉心熱水力)	TMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と良く一致することを確認した。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCOR A実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析)では、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。	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COR A実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析)では、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。
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル(溶融炉心の挙動)	COR A実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。	本評価シナリオにおいては、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点でベデスタスタルへの初期水張り操作、原子炉圧力容器破損時点をベ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、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鏡温度の上昇は及び原子炉圧力容器破損時及び原子炉力上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器破損時及び原子炉破損を操作開始の起点としているベ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ベデスタルへの注水操作の開始に与える影響は小さい。	本評価シナリオでは、原子炉圧力容器破損時点でベデスタルに初期水張りを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。
	燃料被覆管酸化	炉心モデル(炉心ヒートアップ)	炉心ヒートアップ速度の増加(燃料被覆管酸化の促進)を想定し、仮想的な厳しい振幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響を確認した。	原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点でベデスタルへの初期水張り操作、原子炉圧力容器破損時点をベ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、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鏡温度の上昇は及び原子炉圧力容器破損時及び原子炉力上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器破損時及び原子炉破損を操作開始の起点としているベ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ベデスタルへの注水操作の開始に与える影響は小さい。	本評価シナリオでは、原子炉圧力容器破損時点でベデスタルに初期水張りを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。
	燃料被覆管変形	炉心モデル(炉心ヒートアップ)	・TQUV、大破断LOCAシナリオともに炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。 ・下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない。	原子炉圧力容器破損時のベデスタルへの注水操作の開始に与える影響は小さい。	本評価シナリオでは、原子炉圧力容器破損時点でベデスタルに初期水張りを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。
沸騰・ボイド率変化	炉心モデル(炉心水位計算モデル)	TQUX シナリオ及び中破断LOCA シナリオに対して、MAAPコードとSAFERコードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAPコードではSAFERコードで考慮しているCFLを取り扱っていないことから水位変化に差異が生じたものの水位低下幅はMAAPコードの方が保守的であり、その後の注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。	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と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の解析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。	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の解析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。また、原子炉圧力容器破損時点でベデスタルに初期水張りを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。	
気液分離(水位変化)・対向流					

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（溶融炉心・コンクリート相互作用）（3/3）

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	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。	本評価事故シナリオでは、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。	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ことを確認しており、また、このことはエントレインメント係数の不確かさにより溶融炉心の温度に対する感度が小さいことを示しており、コンクリー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ことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉圧力容器外FCI (デブリ粒子熱伝達)		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。	本評価事故シナリオでは、コンクリート侵食が起点としていないことから、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、コンクリート侵食の支持機能を維持できる。 (添付資料3.5.3参照)
	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動)	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、上面熱流束及び溶融プールからクラスタへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を行った。評価の結果、コンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることを確認した。また、上面熱流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認した。		
	溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱		上記の感度解析は、想定される範囲で厳しい条件を与えて感度を確認したものであり、不確かさを考慮しても実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。		
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		ACE実験解析及びSURC-4実験解析より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。		
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生		実験で確認されてい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、上面熱流束の感度に比べて影響が小さいことを確認した。		本感度解析では、ベ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ュール・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。 (添付資料3.5.3参照)

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と与える影響 (溶融炉心・コンクリート相互作用) (1/4)

項目	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉熱出力	2.436MWt	2, 435MWt以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータと与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	6.93MPa [gauge]	約 6.77 ~ 6.79MPa [gauge] (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小さく、運転員等操作時間と与える影響はない。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はない。
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 +83 cm ~ 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、運転員等操作時間と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と与える影響は小さい。
炉心流量	35.6 × 10 ⁴ 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したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間と与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。
燃料	9 × 9 燃料 (A 型)	装荷炉心毎	9 × 9 燃料 (A 型)、9 × 9 燃料 (B 型) は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9 × 9 燃料の方が MOX 燃料よりも崩壊熱が大きく、MOX 燃料の評価は 9 × 9 燃料 (A 型) の評価に包絡されることを考慮し、代表的に 9 × 9 燃料 (A 型) を設定。	最確条件とした場合は、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、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と与える影響は小さい。MOX 燃料の評価は 9 × 9 燃料 (A 型) の評価に包絡され、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間と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 (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と与える影響は小さい。MOX 燃料の評価は 9 × 9 燃料 (A 型) の評価に包絡され、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と与える影響は小さい。
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 336td/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 炉心平均燃焼度約 306td/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とも、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ダ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ダ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、運転員等操作時間と与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、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 (ドライウエル)	7,900m ³	7,900m ³ (設計値)	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) 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と与える影響はない。
格納容器空間体積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³ (設計値)	サブプレッション・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) 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と与える影響はない。

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となるパラメータ相互作用 (2/4)

項目	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
真空破壊弁	3. 43kPa (ドライウエル・サブプレッジョン・チェンバ間差圧)	3. 43kPa (ドライウエル・サブプレッジョン・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。
サブプレッジョン・ブール水位	3. 61m (NWL)	約3. 63m (実測値)	通常運転時のサブプレッジョン・ブール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッジョン・ブール水位低下分の熱容量は通常水位時に比べて非常に小さい。例えば、通常水位の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分 (通常水位-0.02m分) の熱容量は約20m ³ 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い。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッジョン・ブール水位低下分の熱容量は通常水位時に比べて非常に小さい。例えば、通常水位の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分 (通常水位-0.02m分) の熱容量は約20m ³ 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い。
サブプレッジョン・ブール水温度	35℃	約19℃~約35℃ (実測値)	通常運転時のサブプレッジョン・ブ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侵食量という観点では、直接的な影響はないこと、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量が格納容器破損までの圧力上昇率 (平均) は約5.4時間 (約188kPa [Gage]) であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇率は約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。	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188kPa [Gage] であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇率は約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。
格納容器温度	57℃	約45℃~約54℃程度 (実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定	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ダスタルへの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。	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率は非常に小さい。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℃	31℃以下 (実測値)	屋外貯水槽の水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ダスタルへの注水操作を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 ³	7, 000m ³ 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は、解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなるため、水源が枯渇することはない。	—
燃料の容量	1, 180m ³	1, 180m ³ 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い。	—

初期条件

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（溶融炉心・コンクリート相互作用）（3/4）

項目	解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方		運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件				
初期条件	溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m ² 相当（圧力依存あり）	800kW/m ² 相当（圧力依存あり）	過去の知見に基づき事前水張りの効果を考慮して設定	最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、現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熱流束について、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。（添付資料3.5.3）	
	コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定	最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、現象進展に与える影響はない。	
	コンクリート以外の構造材の扱い	内側鋼板及びリブ鋼板は考慮しない	コンクリート以外 の素材を考慮する	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。	
	原子炉圧力容器下部の構造物の扱い	ペデスタルに落下する溶融物とは扱わない	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	発熱密度を下げないよう保守的に設定	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。	
	ペデスタル床面積	ペデスタル床面積を設定	ペデスタル床面積を設定	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	解析条件と最確条件が同様であることから、現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	起回事象	給水流量の全喪失	—	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定	事故条件の起回事象は、解析条件の不確かさとして、LOCA等の原子炉冷却材パワウダリ喪失を仮定した場合、冷却材の流出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの現象進展は早まるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡温度に達し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。	
	安全機能等の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失 全交流動力電源喪失	—	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイス系、低圧注水系の機能喪失を設定するとともに、重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定 また、全ての非常用ディーゼル機関等の機能喪失を設定	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、起回事象として、原子炉水位の低下の観点で厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力パワウダリ喪失を仮定し、事故シナケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」として、本評価事故シナ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についても原子炉圧力容器破損まで使用でき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ミミ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、コンクリートの侵食量は、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、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、コンクリート侵食量が僅かであることから、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。（添付資料3.5.3参照）	
外部電源	外部電源なし	—	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			

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）

項目	解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム閉止	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ことから、運転員等操作時間に対する影響は小さい。	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。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。
逃がし安全弁	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。
	自動減圧機能付き 逃がし安全弁の2個を開す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 ³ /hにて格納容器内にスプレイ	原子炉圧力容器破損前： 120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	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。
ベ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ベデスタルに注水	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ベデスタルに注水	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：ジルコニア耐熱材 侵食開始温度：2,100℃	材料は、溶融炉心のドライウェルサンプへの流入を防止する観点から、ジルコニア耐熱材を侵食開始温度は、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が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

溶融炉心の崩壊熱及び溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合、ペDESTAL床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合のコンクリート侵食量及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評価

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DESTAL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（MAAPコード）^[1]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DESTAL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。その他の評価条件は、ベースケースと同等である。

(1) ペDESTAL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^2 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 800kW/m^2 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 800kW/m^2 (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 $0.2\text{MPa}[\text{gage}]$ 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 $1,300\text{kW/m}^2$ (格納容器圧力約 $0.2\text{MPa}[\text{gage}]$ 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^2 (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 $0.1\text{vol}\%$ 以上、ドライ条件で約 $24.8\text{vol}\%$ 以上となり、ドライ条件において $13\text{vol}\%$ 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) においてもウェット条件で約 $2.4\text{vol}\%$ 、ドライ条件で約 $2.9\text{vol}\%$ であり、 $5\text{vol}\%$ 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、熔融炉心・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、熔融炉心・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。

熔融炉心・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DESTALへの熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、サブプレッション・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、熔融炉心・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、原子炉格納容器内の可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。なお、熔融炉心・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-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 5 vol%を下回る。熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・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熔融炉心・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、原子炉格納容器内の可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

(3) ペDESTALの評価において熔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、本評価における熔融炉心・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、熔融炉心・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、サブプレッション・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

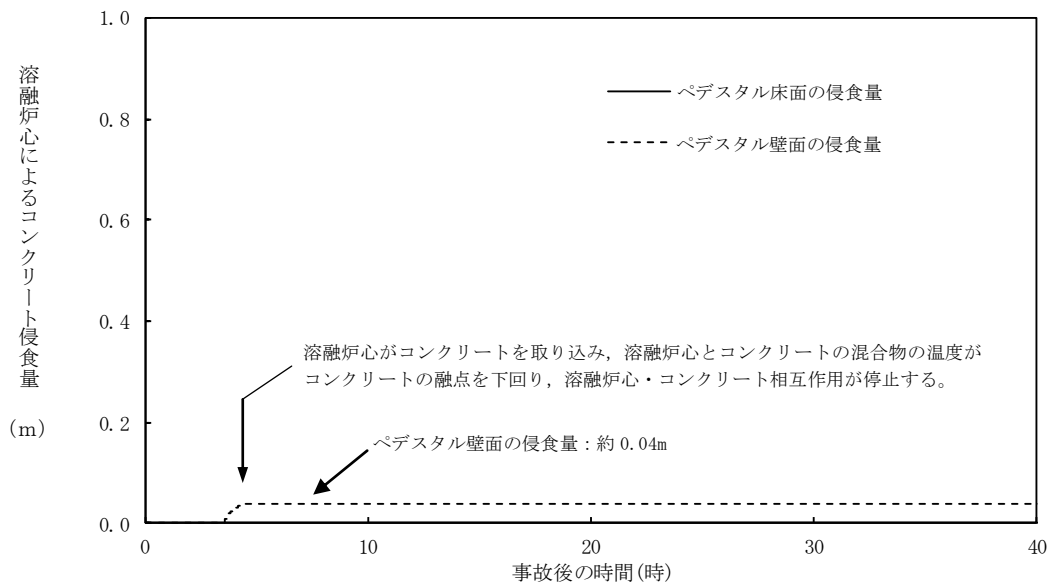


図1 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)

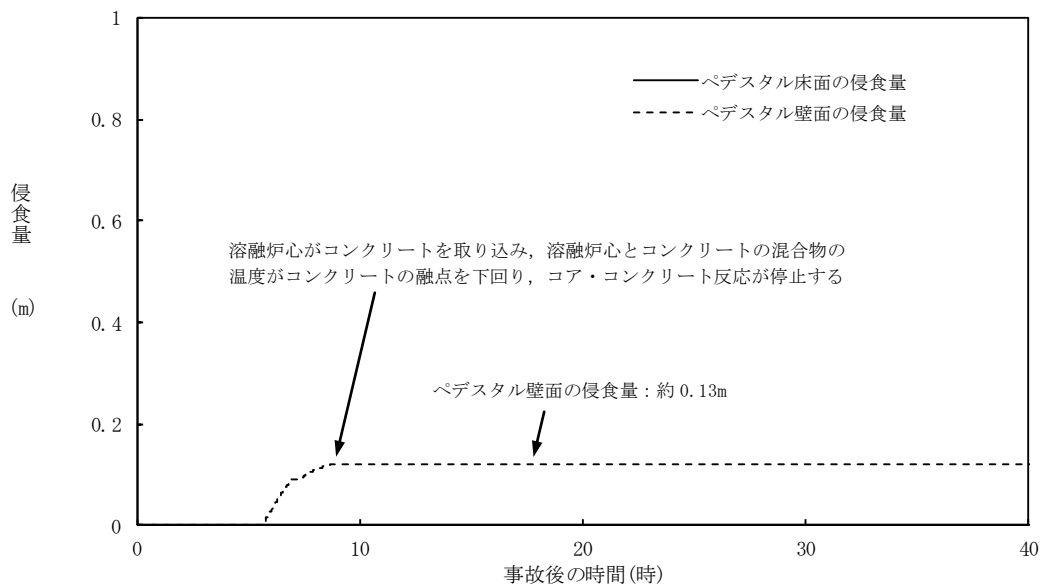


図2 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (上面熱流束を保守的に考慮する場合)

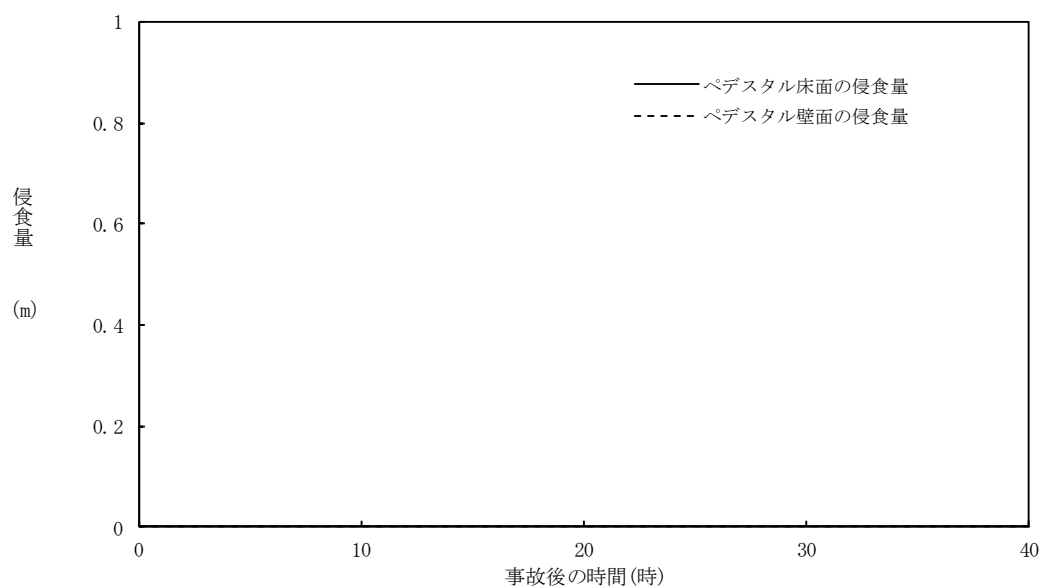


図3 ペデスタル床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心の拡がりを抑制した場合)