

女川原子力発電所 2 号炉

重大事故等対策の有効性評価について

平成 31 年 2 月

東北電力株式会社

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 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

付録3 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について
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）＋高圧注水失敗
 - 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再開失敗＋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 代替循環冷却系を使用する場合
 - 3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合
 - 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. 使用済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

- 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毎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 女川原子力発電所 2 号炉の重大事故等対策の有効性評価の一般データ
- 添付資料 1.5.2 有効性評価における LOCA 時の破断位置及び口径設定の考え方について
- 添付資料 1.5.3 使用済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

- 添付資料 2.1.1 安定状態について
- 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
- 添付資料 2.1.4 7 日間における水源、燃料評価結果について（高圧・低圧注水機能喪失）

- 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
- 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 高圧注水・減圧機能喪失時における低圧非常用炉心冷却系作動台数の考え方について
- 添付資料 2.2.5 7 日間における燃料評価結果について（高圧注水・減圧機能喪失）

- 添付資料 2.3.1.1 蓄電池による給電時間評価結果について
- 添付資料 2.3.1.2 全交流動力電源喪失後 24 時間の原子炉隔離時冷却系の運転継続の妥当性について
- 添付資料 2.3.1.3 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 2.3.1.4 安定状態について
- 添付資料 2.3.1.5 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（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 2.3.1.6 7 日間における水源、燃料、電源負荷評価結果について（全交流

動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋H P C S 失敗）

- 添付資料 2.3.2.1 全交流動力電源喪失後 24 時間の高圧代替注水系の運転継続の妥当性について
- 添付資料 2.3.2.2 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（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋高圧注水失敗）
- 添付資料 2.3.2.3 注水操作の時間余裕について
- 添付資料 2.3.2.4 7 日間における水源評価結果について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋高圧注水失敗）

- 添付資料 2.3.3.1 全交流動力電源喪失後 24 時間の高圧代替注水系の運転継続の妥当性について
- 添付資料 2.3.3.2 安定状態について
- 添付資料 2.3.3.3 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＋D G 失敗）＋直流電源喪失）
- 添付資料 2.3.3.4 7 日間における水源，電源負荷評価結果について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋直流電源喪失）

- 添付資料 2.3.4.1 全交流動力電源喪失後 24 時間の原子炉隔離時冷却系及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）の運転継続の妥当性について
- 添付資料 2.3.4.2 安定状態について
- 添付資料 2.3.4.3 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（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋S R V 再閉失敗＋H P C S 失敗）
- 添付資料 2.3.4.4 減圧・注水操作の時間余裕について
- 添付資料 2.3.4.5 7 日間における水源，電源負荷評価結果について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋S R V 再閉失敗＋H P C S 失敗）

- 添付資料 2.4.1.1 安定状態について
- 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 日間における水源，燃料，電源負荷評価結果について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））

- 添付資料 2.4.2.1 安定状態について
- 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，燃料評価結果について（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 2.5.1 評価対象の炉心を平衡炉心のサイクル末期とすることの妥当性
- 添付資料 2.5.2 安定状態について
- 添付資料 2.5.3 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（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 2.5.4 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 2.5.5 外部電源喪失を想定した場合の感度解析
- 添付資料 2.5.6 注水温度に関する感度解析
- 添付資料 2.5.7 格納容器除熱に関する感度解析
- 添付資料 2.5.8 SLC 起動を手動起動としていることについての整理
- 添付資料 2.5.9 7日間における水源，燃料評価結果について（原子炉停止機能喪失）
- 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 敷地境界の実効線量評価について
- 添付資料 2.6.3 安定状態について
- 添付資料 2.6.4 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（L O C A 時注水機能喪失）
- 添付資料 2.6.5 減圧・注水操作の時間余裕について
- 添付資料 2.6.6 7日間における水源，燃料，電源負荷評価結果について（L O C A 時注水機能喪失）
- 添付資料 2.7.1 インターフェイスシステム L O C A 発生時の破断面積及び現場環境について
- 添付資料 2.7.2 安定状態について
- 添付資料 2.7.3 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（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 7日間における燃料評価結果について（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 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（代替循環冷却系を使用する場合）
- 添付資料 3.1.2.3 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 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について

- 添付資料 3.1.2.5 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)(代替循環冷却系を使用する場合))
- 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, 燃料, 電源負荷評価結果について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合))
- 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)時において代替循環冷却系を使用できない場合における原子炉格納容器フィルタベント系からの Cs-137 放出量評価について
- 添付資料 3.1.3.4 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について
- 添付資料 3.1.3.5 安定状態について(代替循環冷却系を使用できない場合)
- 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)(代替循環冷却系を使用できない場合))
- 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 7 日間における水源, 燃料, 電源負荷評価結果について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合))
- 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 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について
- 添付資料 3.2.3 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付け
- 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(高压溶融物放出/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, 燃料評価結果について(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)
- 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格納容器の健全性への影響評価
- 添付資料 3.3.3 格納容器下部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

- 添付資料 3.4.1 水の放射線分解の評価について
- 添付資料 3.4.2 安定状態について
- 添付資料 3.4.3 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（水素燃焼）
- 添付資料 3.4.4 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 3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響

添付資料 3.5.1 安定状態について

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並びに格納容器下部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

- 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使用済燃料からの線量率」の評価について
- 添付資料 4.1.3 安定状態について
- 添付資料 4.1.4 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、燃料評価結果について（想定事故1）

- 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 想定事故2における破断の想定について
- 添付資料 4.2.3 使用済燃料プールサイフォンブレイク孔について
- 添付資料 4.2.4 安定状態について
- 添付資料 4.2.5 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 4.2.6 7日間における水源、燃料評価結果について（想定事故2）

- 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
- 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 原子炉停止中 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日間における燃料評価結果について（運転停止中 崩壊熱除去機能喪失）

- 添付資料 5.2.1 安定状態について
- 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，燃料，電源負荷評価結果について（運転停止中 全交流動力電源喪失）

- 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
- 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日間における燃料評価結果について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）

- 添付資料 5.4.1 反応度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
- 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

- 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

下線部：本日提示資料

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 T Q U X，長期 T B，T B D，T B U 及び S 2 E 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，原子炉冷却材喪失事故（L O C A）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，E C C S 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，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，格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して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，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，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によって，格納容器下部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，原子炉格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却するとともに，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。その後，代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系によって格納容器の圧力及び温度を低下させる。

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，原子炉圧力容器破損ま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。一方，本格納容器破損モードに対しては，原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため，原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。したがって，本評価では原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから，これを考慮した有効性評価を実施することとする。

(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、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原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段並びに原子炉格納容器フィルタベント系による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要を以下の a. から j. に示すとともに、a. から j. の重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.2.1 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 g. 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 図から第 3.2.4 図に、対応手順の概要を第 3.2.5 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 図及び第 3.2.2 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、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員で構成され、合計 30 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、発電課長 1 名、発電副長 1 名及び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、通報連絡等を行う発電所対策本部要員は 6 名及び現場操作を行う重大事故等対応要員は 17 名である。必要な要員と作業項目について第 3.2.6 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、30 名で対処可能である。

a. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認

運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。また、運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失事故（LOCA）が発生した場合、同時に外部電源喪失が発生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、平均出力領域モニター等である。

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、原子炉水位低でECCS等の自動起動信号が発生するが、全てのECCS等が機能喪失^{※1}していることを確認する。

ECCS等機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統のポンプ出口流量等である。

※1 ECCS等による注水ができない状態。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及び原子炉隔離時冷却系、並びに自動減圧系の機能喪失に伴い低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水ができない場合を想定。

c. 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、格納容器内雰囲気放射線モニタである。

また、炉心損傷判断後は、格納容器内のpH調整のため薬品注入の準備を行う。格納容器内のpHを7以上に制御することで、分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境中への有機よう素の放出量を低減させることができる。なお、有効性評価においては、pH制御には期待しない。

d. 水素濃度監視

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することから、格納容器内の水素濃度を確認する。

格納容器内の水素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)である。

e. 自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動による原子炉急速減圧

原子炉水位の低下が継続し、有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点で、原子炉注水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、原子炉水位及び原子炉圧力である。

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。

f. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水

原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達により溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を確認した場合、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ2台を使用した原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水※²を実施する。また、ドライウエル水位がドライウエル床面より 0.23m 上に水位があることを表すランプが点灯した時点で停止する。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）及び原子炉格納容器下部水位等である。

※2 格納容器下部注水を原子炉格納容器代替スプレイ冷却系にて実施することにより、格納容器内の温度を低下させ、逃がし安全弁の環境条件を緩和する効果がある。なお、本操作に期待しない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部破損に至るまでの間、逃がし安全弁は原子炉減圧機能を維持できる。

g. 原子炉圧力容器破損確認

原子炉圧力容器破損の徴候として、原子炉水位の低下、制御棒位置の指示値喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加といったパラメータの変化を確認する。原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合には、原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するために格納容器下部水温等を継続監視する。

格納容器下部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、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の急激な低下、格納容器内水素濃度の急激な上昇といったパラメータの変化によって原子炉圧力容器の破損を判断する。

これらにより原子炉圧力容器破損を判断した後は、格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移することで原子力圧力容器破損を再確認する。

原子炉圧力容器の破損判断に必要な計装設備は、原子炉格納容器下部温度等である。

h. 溶融炉心への注水

溶融炉心の冷却を維持するため、原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が格納容器下部に落下した後は、原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水により、ドライウエル水位にてドライウエル床面より 0.02m 上に水位があることを表すランプが消灯していた場合、ドライウエル床面より 0.23m 上に水位があることを表すランプが点灯するまで注水を実施する。溶融炉心の冠水状態を維

持するとともに、圧力抑制室水位の上昇を抑制し、原子炉格納容器フィルタベント系による除熱操作の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から0.02mから0.23mの範囲に水位を維持する。

原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉格納容器下部注水流量及びドライウエル水位である。原子炉格納容器下部注水系（常設）により熔融炉心の冷却が継続して行われていることは、原子炉格納容器下部注水流量のほか、ドライウエル水位によっても確認することができる。

i. 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による格納容器冷却

格納容器圧力が0.640MPa[gage]に到達した場合、又はドライウエル温度が190℃以上に上昇した場合は、中央制御室からの遠隔操作にて格納容器へのスプレー開始に必要な電動弁（残留熱除去系格納容器スプレー隔離弁）の開操作及び屋外での手動操作にて格納容器へのスプレー流量調整に必要な手動弁（格納容器スプレー弁）の流量調整操作により大容量送水ポンプ（タイプI）を用いた原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。

原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による格納容器冷却時に、格納容器圧力が0.540MPa[gage]まで降下した場合、又はドライウエル温度が150℃以下に低下した場合、中央制御室からの遠隔操作により格納容器冷却を停止する。

原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による格納容器冷却（間欠運転）を確認するために必要な計装設備は、ドライウエル圧力、ドライウエル温度、原子炉格納容器代替スプレー流量等である。

j. 代替循環冷却系による熔融炉心冷却及び格納容器除熱^{※3}

原子炉補機代替冷却水系の準備が完了した後、代替循環冷却系の運転準備を開始する。代替循環冷却系の運転準備が完了した後、原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系による熔融炉心冷却及び格納容器除熱を開始するとともに原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による格納容器冷却及び原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を停止する。代替循環冷却系の循環流量は、代替循環冷却系ポンプ出口流量及び残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）を用いて原子炉注入弁と格納容器スプレー弁を中央制御室から遠隔操作することで原子炉注水と格納容器スプレーに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレーを実施する。

代替循環冷却系による熔融炉心冷却を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）であり、格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却ポンプ出口流量、ドライウエル圧力、サプレッションプール水温度等である。

また、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、格納

容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。

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、格納容器内雰囲気酸素濃度等である。

- ※3 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは取水機能の喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に原子炉補機代替冷却水系の設計値を用いる。

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+高圧注水失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗(+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(ECCS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使用できないものと仮定した^{※4}。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。

- ※4 原子炉圧力容器破損後は、原子炉圧力容器内の冷却を考慮し、代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとする。

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格納容器下部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。

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、事象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E C C Sである低圧注水系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代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの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、原子炉水位が有効燃料棒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低圧注水系又は低圧炉心スプレイ系の起動が作動条件の一つであるため、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系がともに機能喪失し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T Q U X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T Q U Vとしており、異なるプラント状態を選定している。T Q U XとT Q U V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、T Q U V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、T Q U X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、T Q U V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、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの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、T Q U X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、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの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、同様の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・ボイド率変化及び気液分離（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）並びに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及び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の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 表に示す。また，主要な解析条件について，本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として，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低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を想定する。また，原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しない^{※5}ものとする。これは，炉心損傷前には原子炉を減圧できない状況を想定するためである。

※5 原子炉圧力容器破損前における低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の機能喪失を想定する。原子炉格納容器下部注水系（常設）等，原子炉注水以外の緩和機能には期待する。

なお，原子炉圧力容器破損後は，原子炉圧力容器内の冷却を考慮し，代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

本評価事故シーケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ、外部電源なしとして設定する。

(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-水反応及び溶融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。なお、解析コードMAAPの評価結果では水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生を考慮していない。このため、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生量は「3.4 水素燃焼」と同様に、解析コードMAAPで得られる崩壊熱を基に評価するものとし「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にてその影響を確認する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。

(b) 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能

原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低（レベル2）信号により再循環ポンプ2台全てを自動停止するものとする。

(c) 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個あたり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。

(d) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）

原子炉圧力容器の破損前に、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により、88m³/hで格納容器内にスプレイし、ドライウェル水位が0.23mに到達するまで水張りを実施するものとする。

(e) 原子炉格納容器下部注水系（常設）

原子炉圧力容器が破損して溶融炉心が格納容器下部に落下した後は、溶融炉心の冠水継続が可能な流量を考慮し、50m³/hにて格納容器下部に注水を行うものとする。

(f) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

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、88m³/hにて格納

容器内にスプレーする。

(g) 代替循環冷却系^{※6}

代替循環冷却系の循環流量は、全体で 150m³/h とし、原子炉注水へ 50m³/h、格納容器スプレーへ 100m³/h にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレーを実施する。

※6 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に原子炉補機代替冷却水系の設計値を用いる。

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に設定する。

- (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（ECS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、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点で開始する。
- (b) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（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部温度が300℃に到達したことを確認して開始し、ドライウエルの水位が0.23mに到達したことを確認した場合に停止する。
- (c) 原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損後の注水）は、原子炉圧力容器破損以降、ドライウエル水位が0.02mまで低下した場合に開始し、0.23mに到達した場合に停止することで水位を維持する。
- (d) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.640MPa[gage]に到達した場合に開始する。なお、格納容器スプレーは原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮し、事象発生から24時間後に停止するものとする。
- (e) 代替循環冷却系による格納容器除熱操作^{※7}は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮し、事象発生から24時間後から開始するものとする。

※7 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱は保守的に原子炉補機代替冷却水系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、原子炉補機代替冷却水系の準備に要する時間を設定する。

(3) 有効性評価（Cs-137の放出量評価）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. 代替循環冷却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、格納容器内に放出^{※8}されるものとする。
- ※8 セシウムの格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コード MAAP の評価結果の方が NUREG-1465 より大きく算出する。
- c. 格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレイやサプレッションチェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。
- d. 原子炉建屋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基に評価する。なお、エアロゾル粒子は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、格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果 (DF=10) を考慮する。
- (b) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、非常用ガス処理系により原子炉建屋の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。
- 非常用ガス処理系は、全交流動力電源喪失の場合も包絡する条件として、事象発生 60 分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後 10 分間で設計負圧が達成されることを想定する。
- (c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋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、サプレッションプール水温及び注水流量の推移を第 3.2.7 図から第 3.2.13 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(ECCS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でき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。水位低下により炉心が露出し、事象発生から約43分後に炉心損傷に至る。原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点(事象発生から約43分後)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。原子炉減圧後の低压代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)及び代替循環冷却系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4.3時間後に原子炉圧力容器破損に至る。

事象発生から約2.5時間後、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による原子炉圧力容器破損前の格納容器下部への水張りを開始する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による注水流量を88m³/hとし、ドライウェル水位が0.23mに到達するまで注水を実施する。

原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が格納容器下部の水位約3.8mの水中に落下する際に、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱が起こり、水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。

溶融炉心が格納容器下部に落下した後は、原子炉格納容器下部注水系(常設)により格納容器下部に50m³/hの注水を行い、溶融炉心を冠水維持し、冷却する。

崩壊熱が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。格納容器圧力が0.640MPa[gage]に到達した時点で原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却を実施することによって、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制され、最大圧力は約0.640MPa[gage]、最高温度は約180℃となる。

事象発生から24時間が経過した時点で、原子炉補機代替冷却水系による代替循環冷却系の運転を開始する。代替循環冷却系により、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、格納容器下部の溶融炉心は安定的に冷却される。

なお、事象発生から約4.3時間後の原子炉圧力容器破損までは、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ブ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

原子炉圧力容器の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熔融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・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、格納容器下部に落下した熔融炉心及び格納容器の安定状態維持については「3.5 熔融炉心・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、熔融炉心が格納容器下部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、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋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、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋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、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 1.2×10^{-1} TBq（7日間）となり、100TBqを下回る。

事象発生からの7日間以降、Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約 1.3×10^{-1} TBq（30日間）及び約 1.3×10^{-1} TBq（100日間）であり、100TBqを下回る。

（添付資料 3.5.1, 3.2.2, 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（ECCS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、事象発生から12時間程度まで

の短時間に期待する操作及び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原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（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及び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、デブリ粒子径、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並びに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、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの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 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、原子炉圧力容器破損ま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有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点の原子炉減圧操作であり、また、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）を実施するが、炉心下部プレナムへの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部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納

容器下部への注水操作（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 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、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 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 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部温度が 300℃に到達した時点での原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（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部温度の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（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 FCI（熔融炉心細粒化）及び原子炉压力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、炉心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 FCI を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉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部温度が 300℃に到達した時点での原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（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部温度の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）

による格納容器下部への注水操作（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 CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間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，原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 20%上の位置に到達した時点での運転員等操作による原子炉急速減圧によって速やかに原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減し，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，原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 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開始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、炉心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溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、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 4.3 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。

(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 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 31GWd/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部温度に応じて格納容器下部への注水操作(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 に対応したものとされており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/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、解析上の操作開始時間として原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 20%上の位置に到達時（事象発生から約 43 分後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 20%上の位置に到達するまでには事象発生から約 43 分の時間余裕があり、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。

操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部

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部温度が 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部温度が 300℃に到達するまでには事象発生から約 2.5 時間の時間余裕がある。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下鏡部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、中央制御室で行う作業であり、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を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。

操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（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 4.3 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。

操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（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部温度が 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できる範囲内において、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「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における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 30 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、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の 30 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「高圧熔融物放出／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。

(添付資料 3.2.5)

a. 水源

原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水並びに原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による格納容器スプレーについては、7 日間の対応を考慮すると、合計約 590m³ 必要となる。

水源として、復水貯蔵タンクに約 1,192m³ 及び淡水貯水槽に 10,000m³ 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。

代替循環冷却系による格納容器除熱については、サプレッションチェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはないため、7 日間の注水継続実施が可能である。

b. 燃料

非常用ディーゼル発電機等による電源供給については、本重要事故シーケンスで想定される負荷で事象発生後 7 日間運転した場合、約 532kL の軽油が必要となるが、2 号炉の軽油タンク（約 600kL）の使用が可能であることから 7 日間の運転継続が可能である。大容量送水ポンプ（タイプ I）による復水貯蔵タンクへの給水及び格納容器代替スプレー等については、保守的に事象発生直後

からの大容量送水ポンプ（タイプ I）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 32kL の軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却水系については、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 42kL の軽油が必要となる。常設代替交流電源設備については、重大事故等対応に必要な電源供給は行わないものの、仮に外部電源喪失を想定した場合は自動起動することから、保守的に事象発生後 24 時間、緊急用電気品建屋への給電を想定した場合、約 25kL の軽油が必要となる。大容量送水ポンプ（タイプ I）及び常設代替交流電源設備については、ガスタービン発電設備軽油タンク（約 300kL）の使用が可能であることから、7日間（常設代替交流電源設備の運転については 24 時間）の運転継続が可能である。

緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの電源車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 17kL の軽油が必要となるが、緊急時対策所軽油タンク（約 18kL）の使用が可能であることから、7日間の運転継続が可能である。（合計使用量 約 648kL）

c. 電源

外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。

また、緊急時対策所への電源供給を行う電源車についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

3.2.5 結論

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、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS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況で損傷し、熔融炉心、水蒸気及び水素ガスが急速に放出され、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して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「高圧熔融物放出／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。

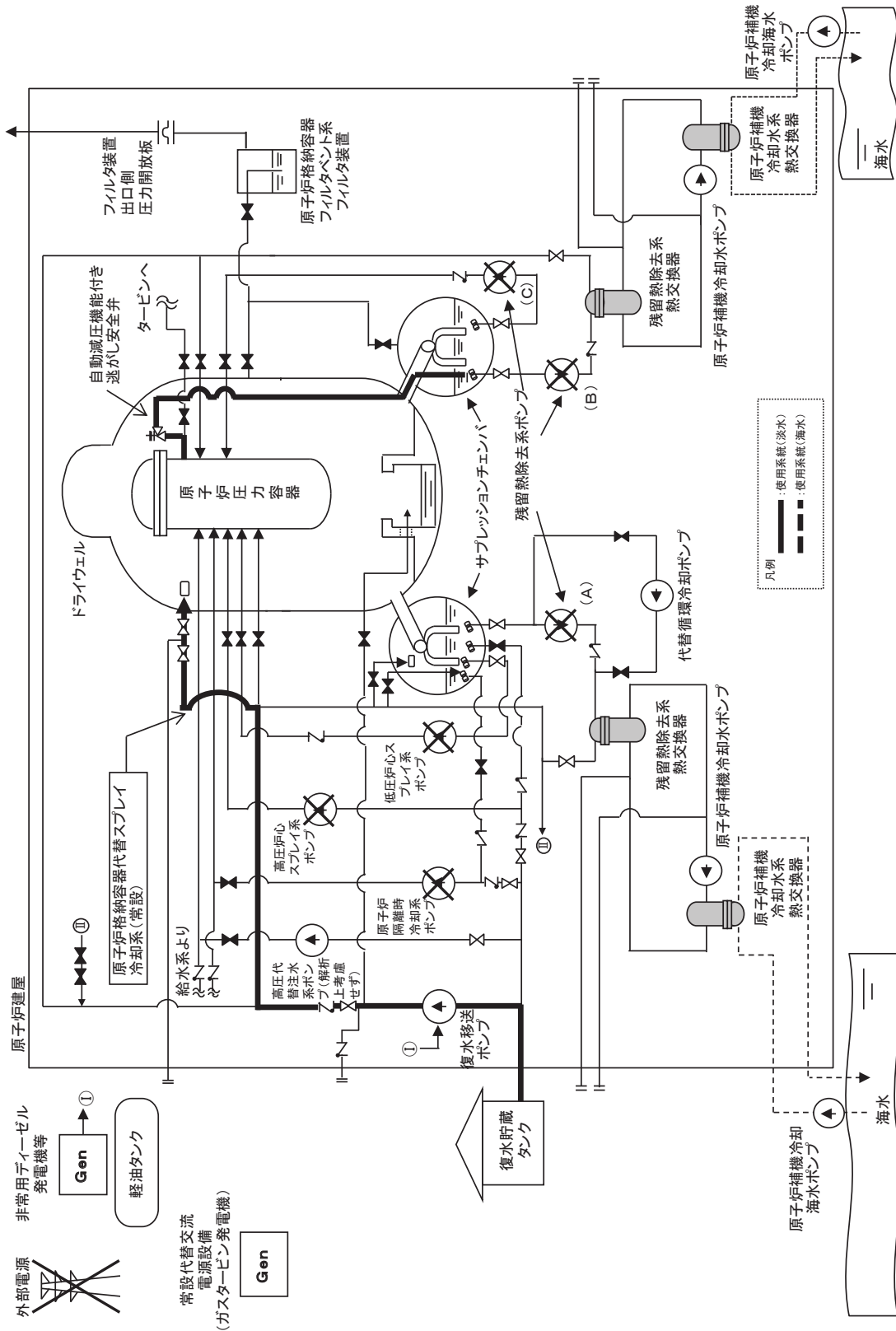
格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シナリオ「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH発生）」について、有効性評価を行った。

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。

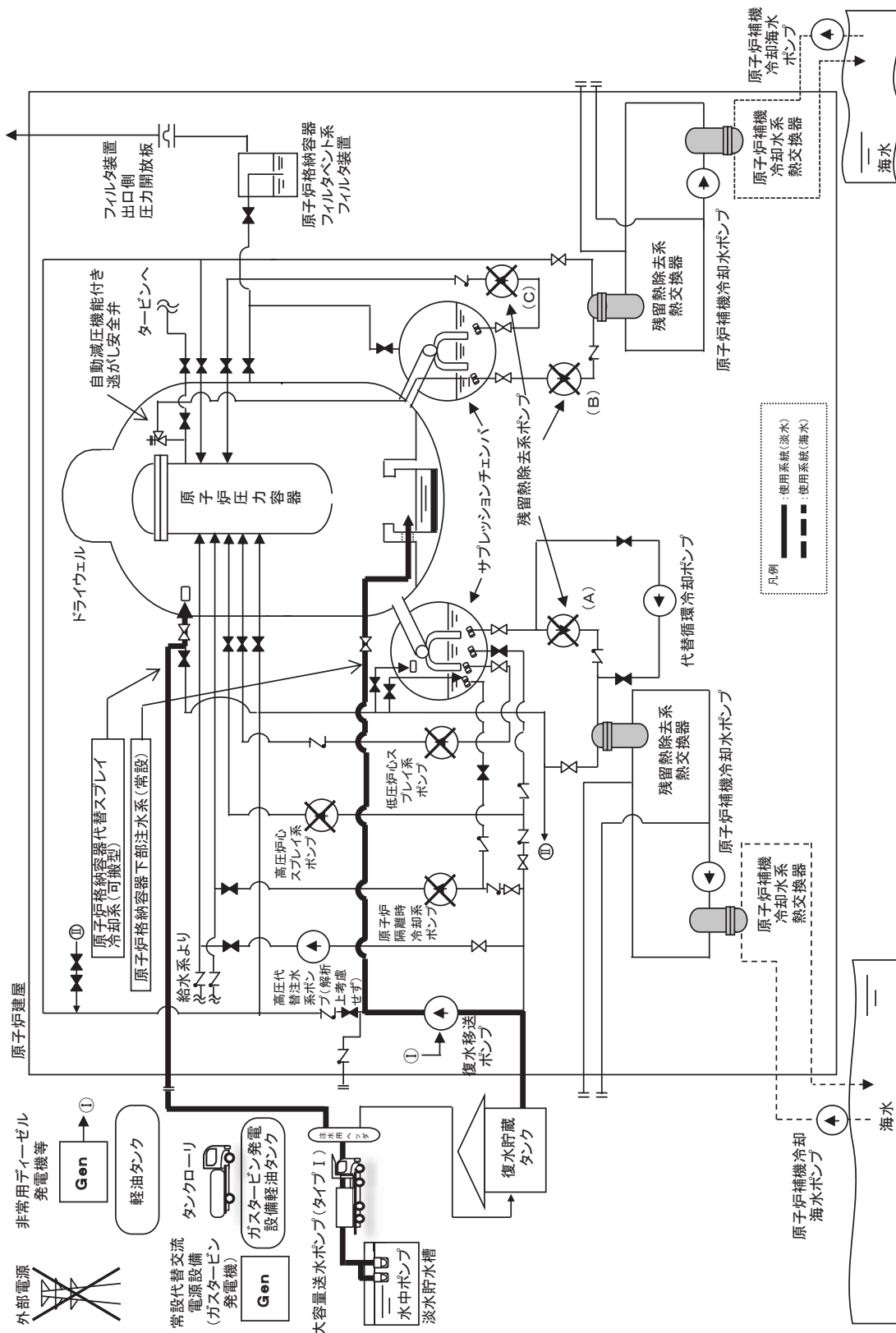
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応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。

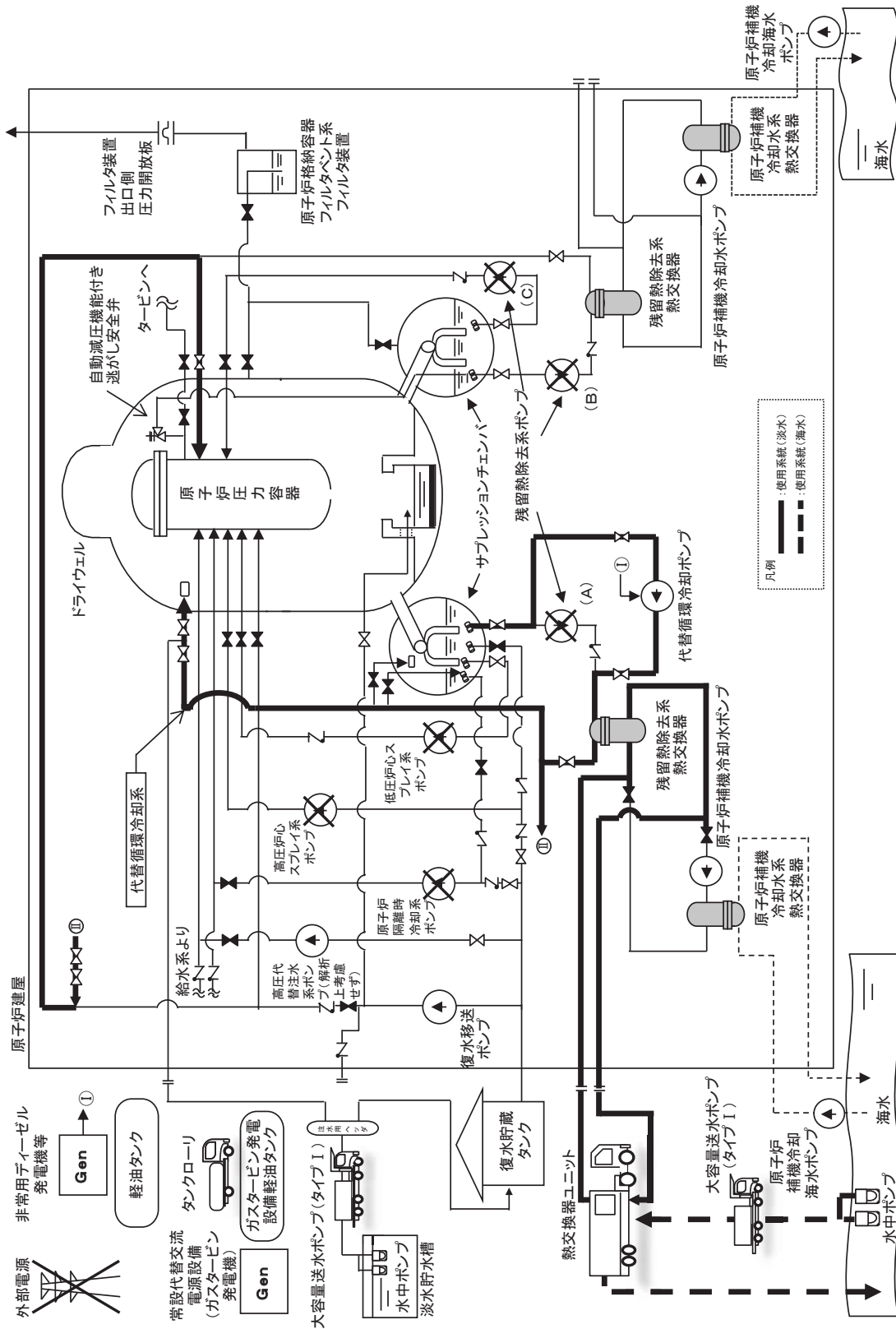
以上のことから、自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。



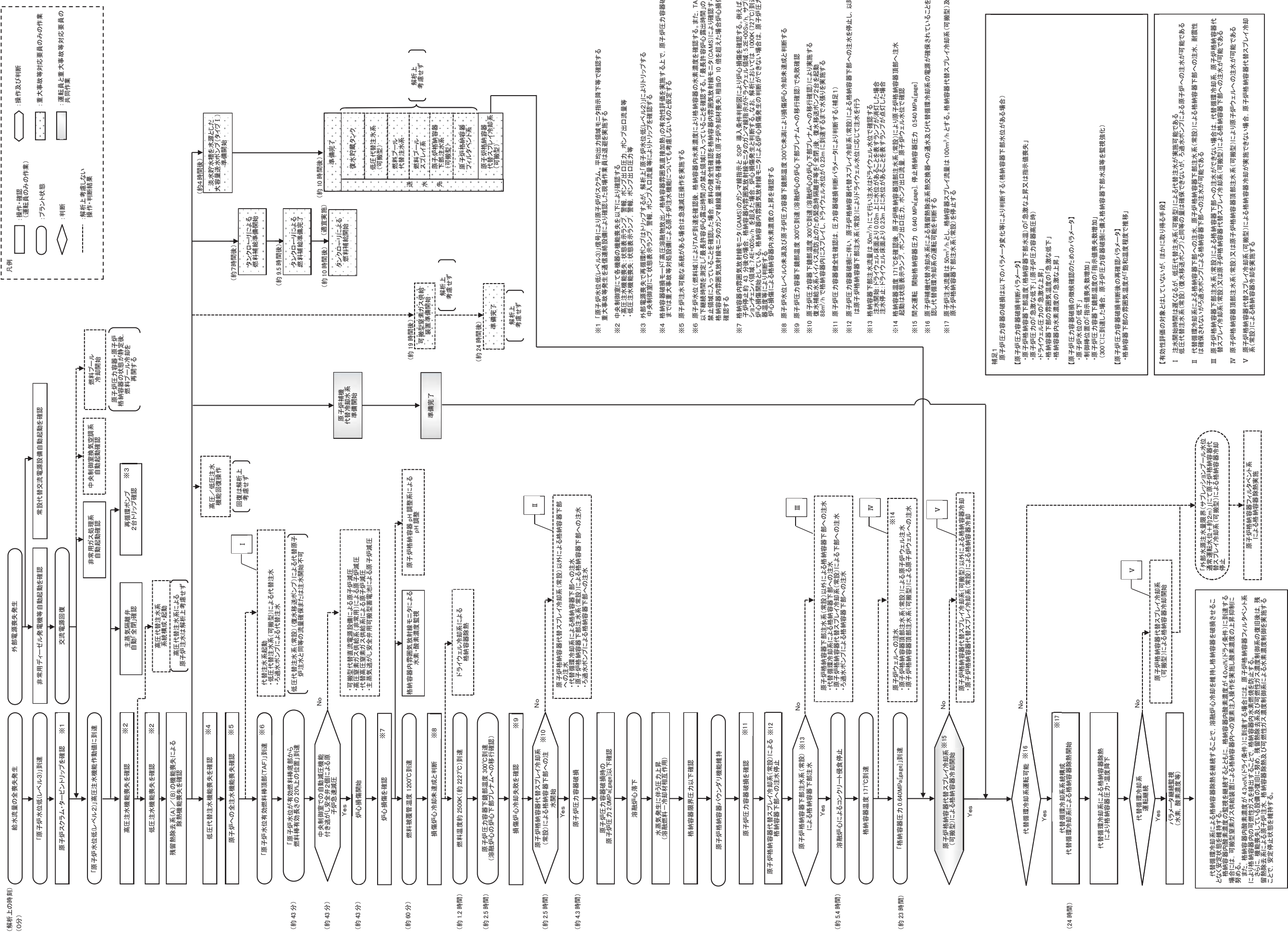
第 3.2.2 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (2/4)
 (原子炉压力容器破損前の原子炉減圧及び格納容器下部注水)



第 3.2.3 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図(3/4)
 (原子炉圧力容器破損後の格納容器下部注水及び格納容器冷却)



第 3.2.4 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (4/4)
 (代替循環冷却系による残存溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱)



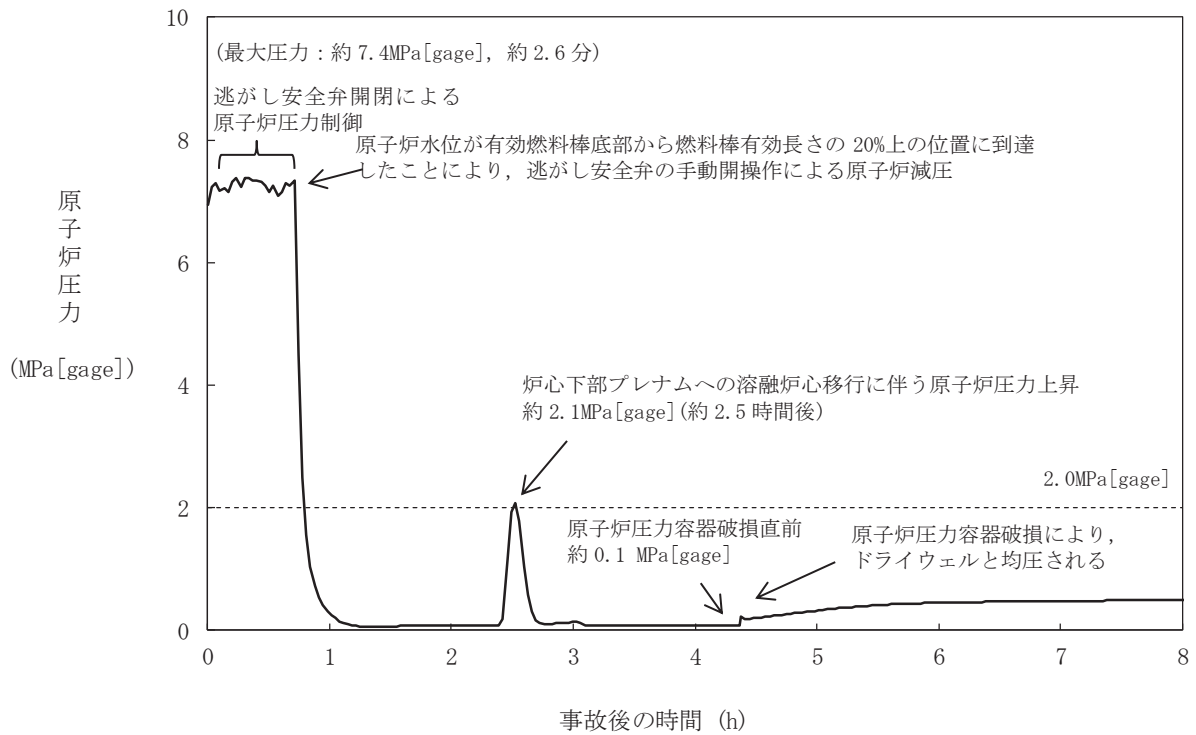
第 3.2.5 図 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の対応手順の概要

必要な要員と作業項目				経過時間(分)																	経過時間(時間)																	備考			
作業項目	実施箇所・必要人員数			作業の内容	経過時間(分)																	経過時間(時間)																			
	責任者	発電課長	1人																																						
	補佐	発電副長	1人																																						
	通報連絡者等	発電所対策本部要員	6人																																						
運転員(中央制御室)	運転員(現場)	重大事故等対応要員																																							
状況判断	3人 A,B,C	-	-	・給水流量の全喪失確認 ・外部電源喪失確認 ・原子炉スクラム・ターボトリップ確認 ・非常用ディーゼル発電機自動起動確認 ・常設代替交流電源設備自動起動確認 ・高圧注水機能(原子炉隔離時冷却系/高圧炉心スプレイ系)喪失確認 ・非常用ガス処理系自動起動確認 ・中央制御室換気空調系自動起動確認(解析上考慮せず) ・高圧代替注水系 系統構成・起動操作	10分																																			状況判断後も事故対応に必要なパラメータを適宜監視する	
高圧代替注水系起動操作(解析上考慮せず)	1人 [C]	-	-	・高圧代替注水系 系統構成・起動操作	5分																																				
低圧ECCS起動	1人 [B]	-	-	・低圧注水機能(残留熱除去系/低圧炉心スプレイ系)喪失確認	5分																																				
格納容器除熱	1人 [B]	-	-	・残留熱除去系(A)/(B)機能喪失確認	5分																																				
アクセスルート確保	-	-	6人 J,K,N~Q	・アクセスルート復旧(復旧が必要な場合)	4時間																																			作業時間が最大となるルートを設定 復旧が必要な場合は以降の作業の余裕時間となる	
交流電源回復操作(解析上考慮せず)	-	-	-	・外部電源 回復																																				対応可能な要員により対応する	
高圧/低圧注水機能喪失調査、復旧操作(解析上考慮せず)	-	-	-	・給水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系 機能回復																																				対応可能な要員により対応する	
破ばく低減操作(解析上考慮せず)	1人 [C]	-	-	・中央制御室換気空調系(事故時運転モード)へ切替	10分	適宜事故時運転モード(少量外気取入)																																			
燃料プール冷却再開(解析上考慮せず)	1人 [B]	-	-	・スキマサージタンク水位調整 ・燃料プール冷却浄化系 系統構成・再起動																			30分																	燃料プール水温(65℃)以下維持 要員を確保して対応する	
原子炉への全注水機能喪失確認	1人 [B]	-	-	・低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)機能喪失確認	5分																																			10分	復水貯蔵タンク非常用注水への切替え実施
原子炉急速減圧操作	1人 [A]	-	-	・自動減圧機能付き通し安全弁 2個 手動開放操作	5分																																				
格納容器内水素濃度監視	1人 [B]	-	-	・格納容器内水素濃度監視		適宜実施																																			
格納容器内表面放射線モニタによる水素濃度監視	1人 [B]	-	-	・格納容器内表面放射線モニタによる水素濃度監視		適宜実施																																			
原子炉格納容器pH調整系によるpH調整(解析上考慮せず)	1人 [B]	-	-	・原子炉格納容器pH調整系によるpH調整	10分																																				
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による格納容器下部への注水	1人 [B]	-	-	・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)系統構成 ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)起動/運転確認	10分	適宜実施																																			
格納容器下部注水系注水操作	1人 [B]	-	-	・原子炉格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部へ注水操作	5分	適宜実施																																		ドライウェル水位に応じて必要により注水実施	
格納容器頂部冷却操作(解析上考慮せず)	1人 [B]	-	-	・原子炉格納容器頂部注水系(常設)による原子炉ウェル注水操作		15時間																	ドライウェル内雰囲気温度低下を確認 蒸気による水位低下を考慮して定期的に注水																		
代替注水等確保	-	-	9人 A~I	・大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置、ホースの敷設、接続	6時間																																			復水貯蔵タンクの管理値までは余裕時間あり	
大容量送水ポンプ(タイプ1)による復水貯蔵タンクへの補給(解析上考慮せず)	-	-	2人 [B,C]	・復水貯蔵タンク補給		適宜実施																																		復水貯蔵タンクの残量に応じて適宜補給を実施する	
原子炉補機代替冷却水系準備操作	-	-	6人 [D~I]	・原子炉補機冷却水系 系統構成 ・可搬型設備保管場所への移動 ・原子炉補機代替冷却水系準備(熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置、ホース敷設、接続)	10分																		9時間																		
原子炉補機代替冷却水系運転	-	-	2人 [G,H]	・原子炉補機代替冷却水系接続後の原子炉補機冷却水系空気抜き	50分																																			以降監視	
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却	1人 [C]	-	2人 [B,C]	・大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 系統構成 ・大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 系統構成 ・冷却開始(開欠運送)																			5分																	適宜実施	
代替循環冷却系による格納容器除熱	1人 [B]	-	2人 [B,C]	・代替循環冷却系系統構成 ・格納容器除熱開始(残留熱除去系A系配管を用いた格納容器スプレイ及び残留熱除去系B系配管を用いた原子炉注水) ・大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却停止 ・原子炉格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部への注水停止																			20分																		
代替循環冷却系格納容器除熱操作	1人 [B]	-	-	・代替循環冷却系による格納容器除熱開始																																				以降継続	
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備(解析上考慮せず)	-	-	5人 [D~F,J,K]	・可搬型窒素ガス供給装置の設置(解析上考慮せず)																			5時間																	暖機時間2.5時間含む	
燃料補給準備	-	-	2人 [L,M]	・可搬型設備保管場所への移動 ・タンクローリへの移送	140分																																			タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから補給	
燃料補給	-	-	2人 [L,M]	・大容量送水ポンプ(タイプ1)への給油 ・原子炉補機代替冷却水系への給油																			適宜実施																		
必要人員数 合計	5人 A~E	-	17人 A~Q																																						

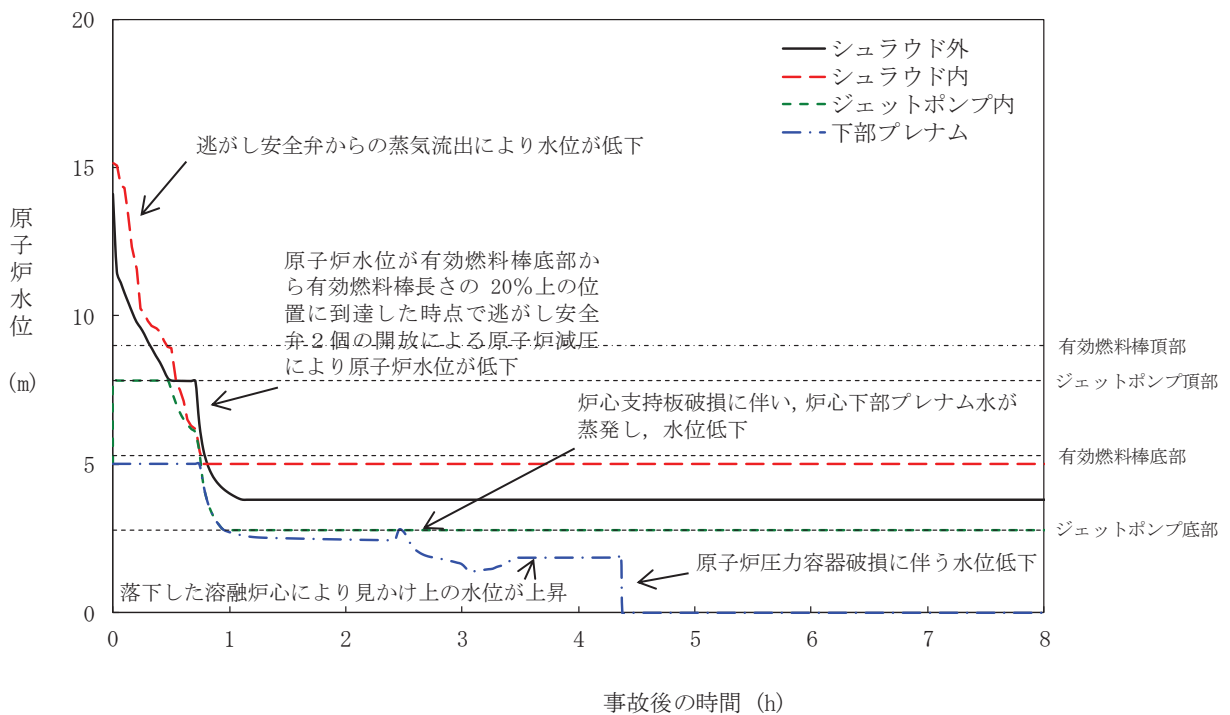
【 】は他作業後移動してきた要員

重大事故等対応要員	運転員	7
	重大事故等対応要員	17
	発電所対策本部要員	6
合計		30
発電所常駐要員		30

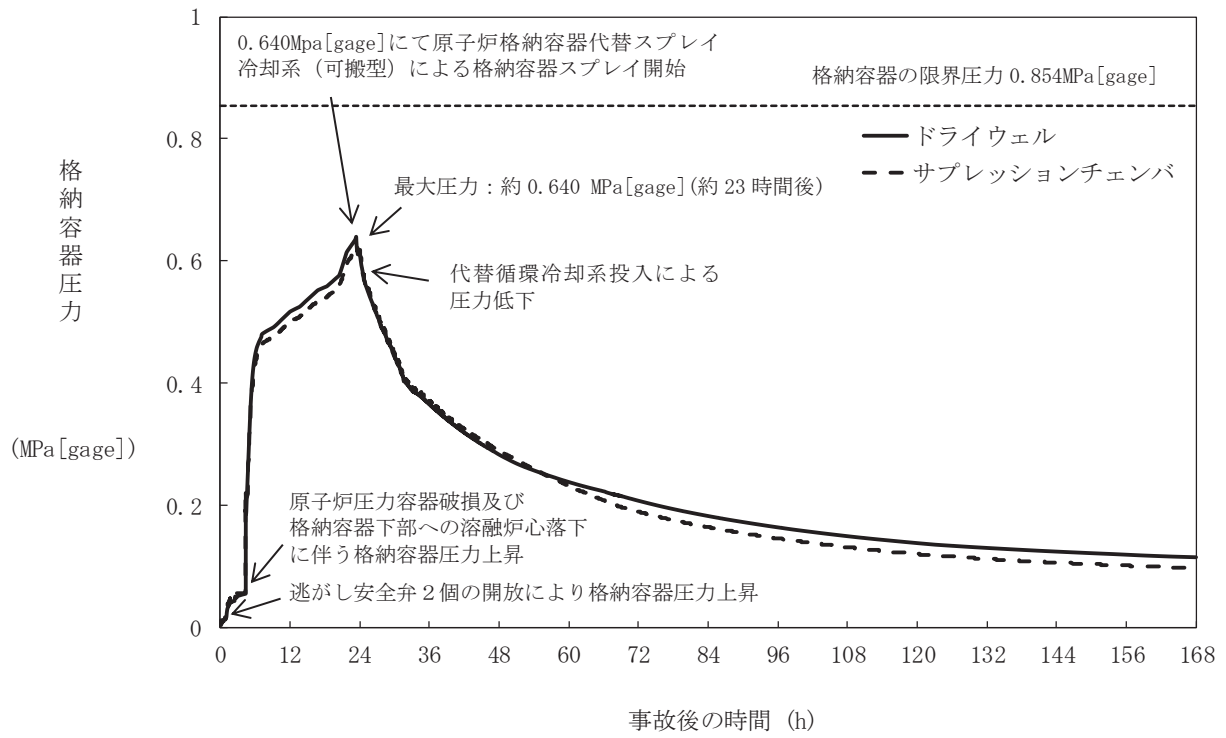
第 3.2.6 図 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」時の作業と所要時間



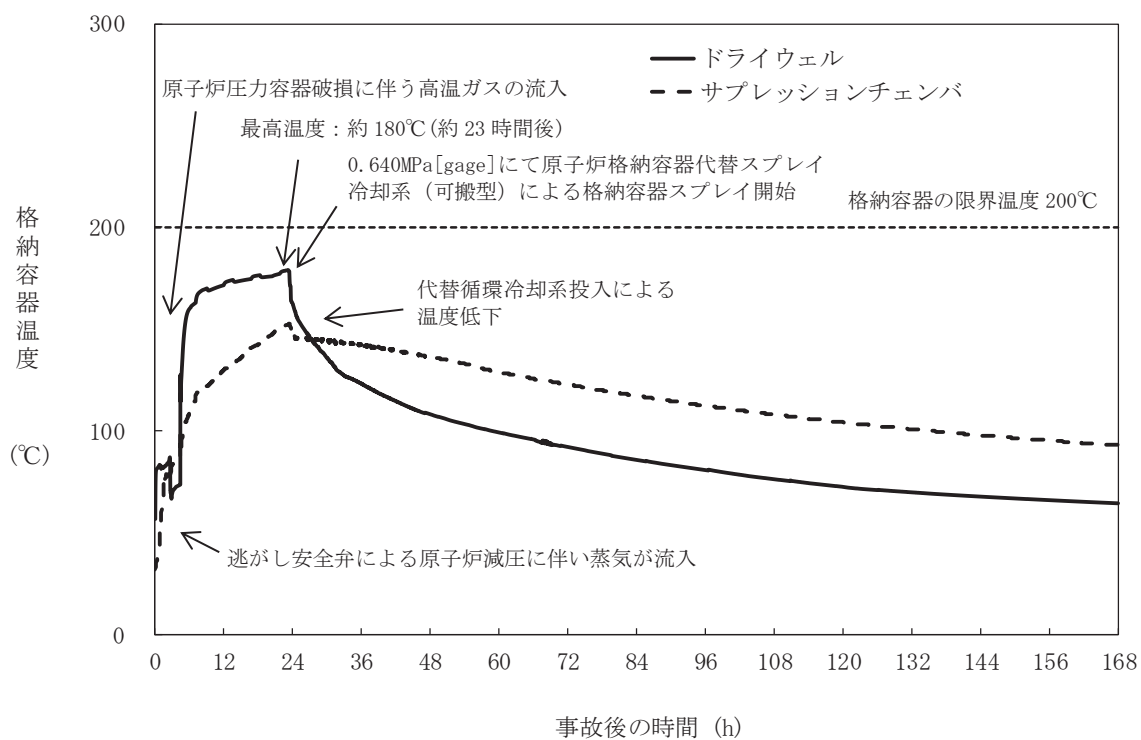
第 3. 2. 7 図 原子炉圧力の推移



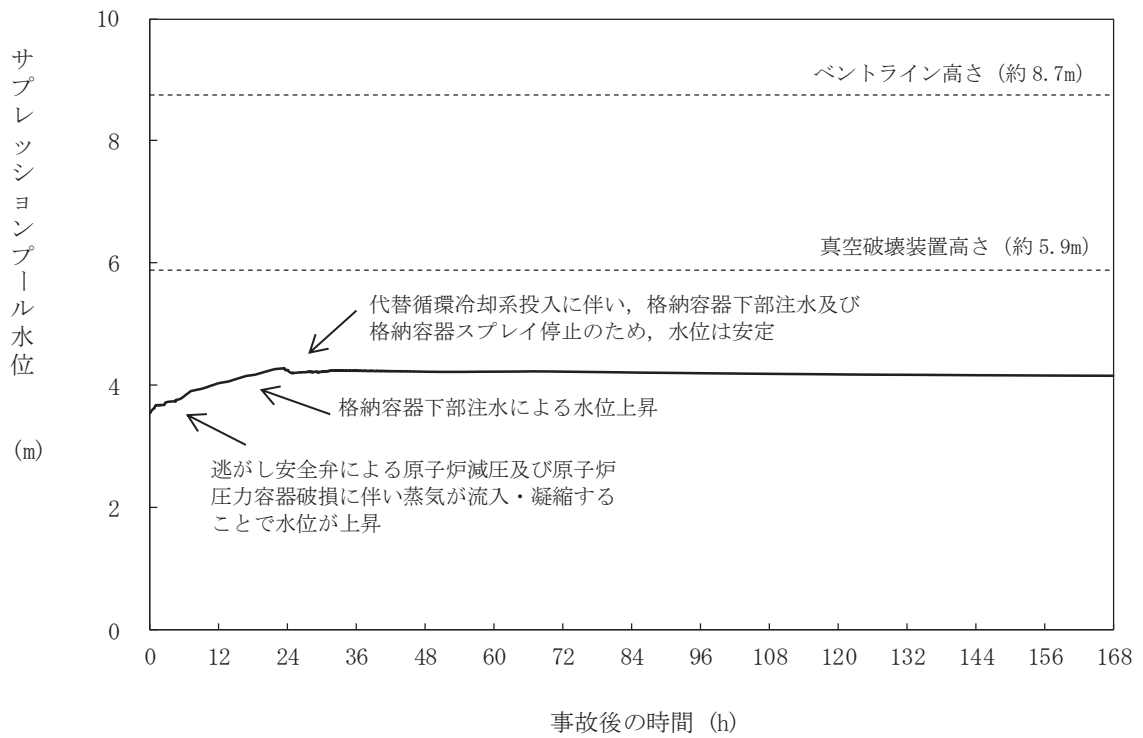
第 3. 2. 8 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



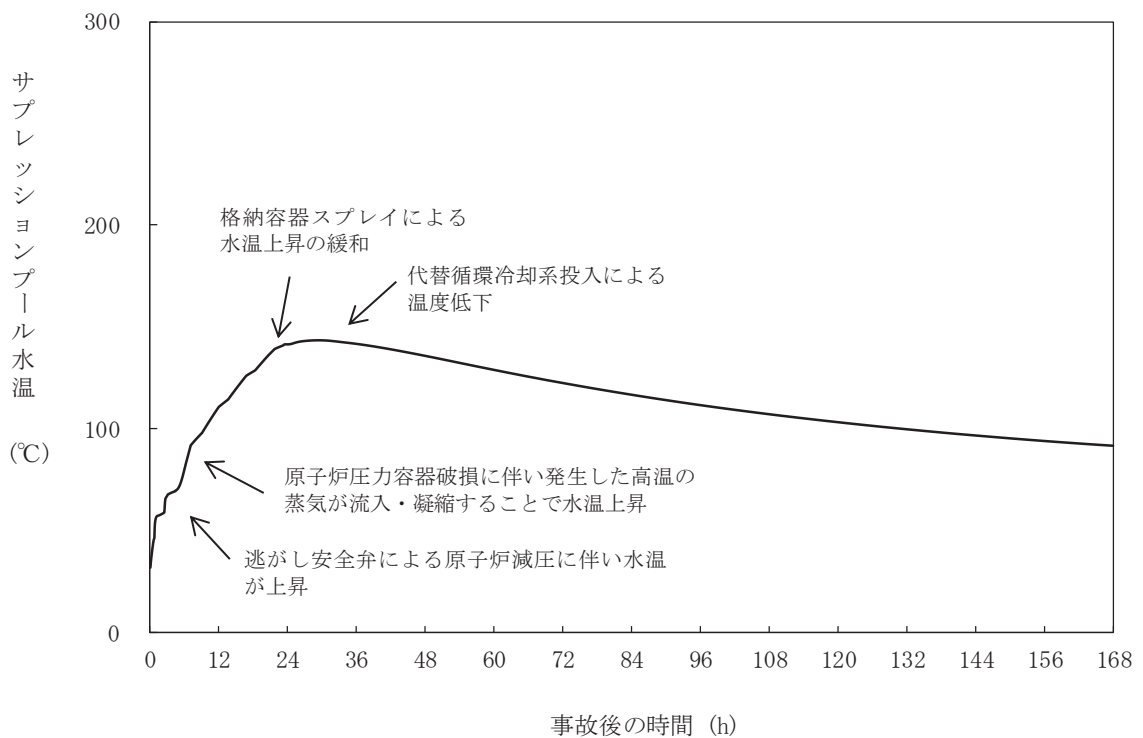
第 3.2.9 図 格納容器圧力の推移



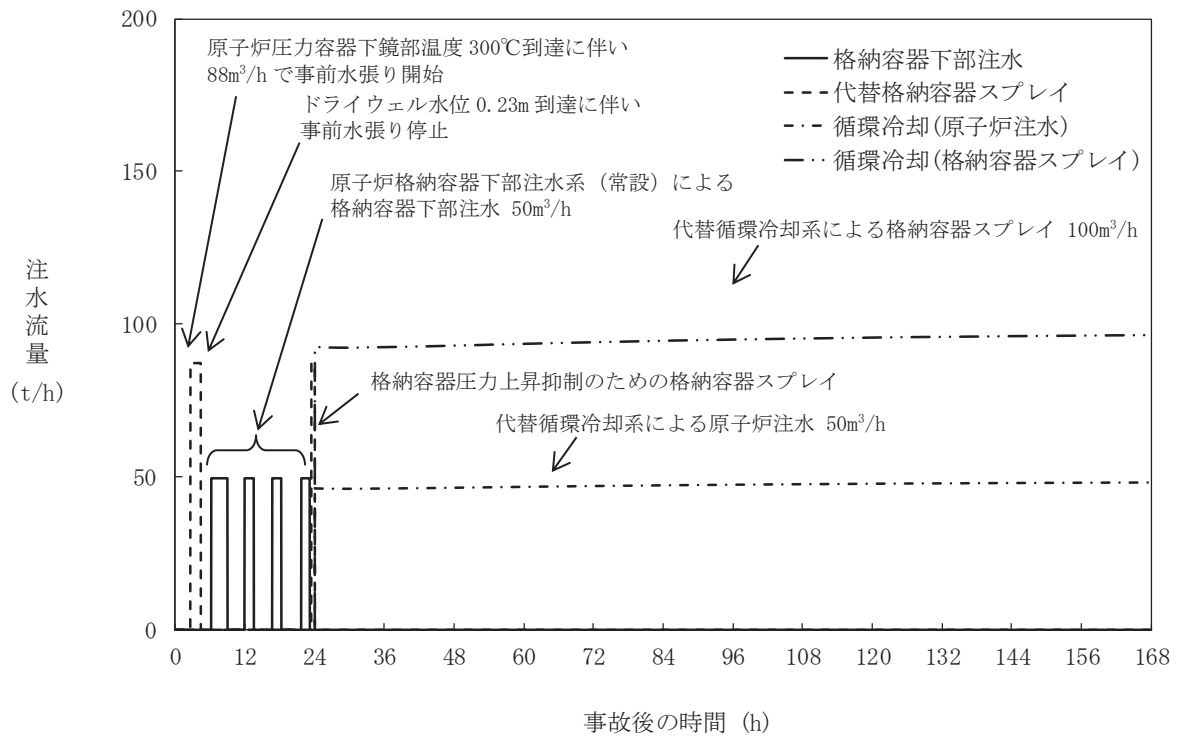
第 3.2.10 図 格納容器温度の推移



第 3.2.11 図 サプレッションプール水位の推移



第 3.2.12 図 サプレッションプール水温の推移



第 3.2.13 図 注水流量の推移

第 3.2.1 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(1/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	<ul style="list-style-type: none"> 運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) 又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。また、同時に外部電源喪失が発生したことを確認する。 	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
高圧・低圧注水機能喪失確認※1	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低で ECCS 等の自動起動信号が発生するが、全ての ECCS 等が機能喪失していることを確認する 	—	—	原子炉水位 【高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量】 【原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量】 【残留熱除去系ポンプ出口圧力】 【低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口圧力】
高圧代替注水による原子炉注水	<ul style="list-style-type: none"> 高圧注水機能喪失確認後、高圧代替注水系を起動し、原子炉水位を回復する 	高圧代替注水系 復水貯蔵タンク	—	原子炉水位 高圧代替注水系ポンプ出口流量 復水貯蔵タンク水位
炉心損傷確認	<ul style="list-style-type: none"> 高圧・低圧注水機能喪失により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格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する 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することから、原子炉格納容器内の水素濃度を確認する 	—	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急速減圧	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 20% 上の位置に到達した時点で、原子炉注水手段が全くない場合でも、中央制御室からの手動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 	自動減圧機能付き逃がし安全弁	—	原子炉水位 原子炉圧力
原子炉格納容器代替スプレイレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器下鏡部温度 300°C 到達により溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を確認した場合、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ 2 台を使用した原子炉格納容器代替スプレイレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水を実施する。また、ドライウエル水位がドライウエル床面より 0.23m 上に水位があることを表すランプが点灯した時点で停止する 	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	—	原子炉圧力容器温度 原子炉格納容器下部水位 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイライン洗浄流量) ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 ドライウエル温度 ドライウエル水位 復水貯蔵タンク水位

※1 ECCS 等による原子炉注水ができない状態。高圧炉心スプレイレイ系、低圧炉心スプレイレイ系、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レイ系及び原子炉隔離時冷却系、並びに自動減圧系の機能喪失に伴い低圧炉心スプレイ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

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

第 3.2.1 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(2/2)

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
原子炉圧力容器破損確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達した場合には、原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するために格納容器下部水温等を継続監視する。格納容器下部水温の急激な上昇又は指示値喪失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 	—	—	原子炉水位 原子炉圧力容器温度 ドライウエル圧力 ドライウエル温度 格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C) 原子炉格納容器下部温度
溶融炉心への注水	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が格納容器下部に落下した後は、原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を実施し、ドライウエル水位をドライウエル床面から0.02m上から0.23m上の範囲に水位を維持し溶融炉心の冠水状態を維持する 	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	—	原子炉格納容器下部注水流量 ドライウエル水位 復水貯蔵タンク水位
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力が0.640MPa[gage]に到達した場合、大容量送水ポンプ（タイプI）を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により格納容器冷却を実施する 格納容器圧力が0.540MPa[gage]まで降下した場合、又は外部水原注水量限界（サブレーションプール水位が通常運転水位＋約2m）に到達した場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却を停止する 	ガスタービン発電設備 軽油タンク	大容量送水ポンプ（タイプI） タンクローリ	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 ドライウエル温度 原子炉格納容器代替スプレイ流量 圧力抑制室水位
代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系の運転準備が完了した後、原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系による格納容器除熱を開始するとともに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却及び原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を停止する。代替循環冷却系の循環量は、代替循環冷却系ポンプ出口流量及び残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）を用いて、原子炉注入弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する 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、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する 	代替循環冷却ポンプ サブレーションチェンバ	原子炉補機代替冷却水系 タンクローリ	代替循環冷却ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量） 原子炉格納容器代替スプレイ流量 原子炉格納容器下部注水流量 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 ドライウエル温度 サブレーションプール水温度 圧力抑制室水位 格納容器内雰囲気酸素濃度 格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)

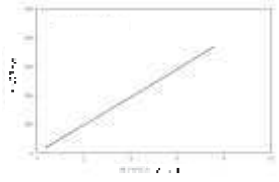
第 3.2.2 表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	—	
初期条件	原子炉熱出力	2,436MWt	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
	炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格流量として設定
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+133cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
	燃料	9×9 燃料(A型)	—
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33Gwd/t)	平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対し、ばらつきとして 10%の保守性を考慮し、条件を設定
	格納容器容積 (ドライウエル)	7,950m ³	格納容器の設計値として設定
	格納容器容積 (サブプレッションチェンバ)	7,950m ³	格納容器の設計値として設定
	サブプレッションプール水位	3.55m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッションプール水位として設定
	格納容器温度 (ドライウエル)	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
	格納容器温度 (サブプレッションチェンバ)	32℃	通常運転時のサブプレッションプール水温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
	真空破壊装置	3.4kPa (ドライウエル-サブプレッションチェンバ間差圧)	真空破壊装置の設計値として設定
	外部水源の温度	40℃	通常運転時の復水貯蔵タンク水温の実績(月平均値)を踏まえて設定
	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)	過去の知見に基づき事前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, 外側鋼板及びリブ鋼板は考慮しない	内側鋼板, 外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ため, MCCIによる侵食量の評価において, 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	格納容器下部に落下する溶融物とは扱わない	発熱密度を下げないよう保守的に設定	

第 3.2.2 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）（2/3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
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
	安全機能等の喪失に対する仮定	高压注水機能，低压注水機能及び重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系の機能喪失を，低压注水機能として低压注水系及び低压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
	外部電源	外部電源なし	本評価事故シーケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高压母線に接続されており，非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため，外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが，非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ，外部電源なしとして設定
	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	考慮しない	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定

第 3.2.2 表 主要解析条件 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル 3) (遅れ時間: 1.05 秒)	短時間であるが、原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時の蒸気加減弁急閉及び主蒸気止め弁閉による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低 (レベル 3) 信号にてスクラムするものとして設定
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	原子炉水位低 (レベル 2)	短時間であるが、原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失と同時にトリップせず、原子炉水位低 (レベル 2) 信号にてトリップするものとして設定
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37MPa[gage]×2 弁, 356t/h/個 7.44MPa[gage]×3 弁, 360t/h/個 7.51MPa[gage]×3 弁, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×3 弁, 367t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
		自動減圧機能付き逃がし安全弁の 2 個の開放による原子炉急速減圧 < 原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気量の関係 > 	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
	原子炉格納容器代替スプレィ冷却系 (常設)	88m³/h にて格納容器内にスプレィ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮して設定
	原子炉格納容器下部注水系 (常設)	50m³/h にて格納容器下部に注水	溶融炉心の冠水が継続可能な流量として設定
	原子炉格納容器代替スプレィ冷却系 (可搬型)	88m³/h にて格納容器内にスプレィ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮して設定
	代替循環冷却系	循環流量は、全体で 150m³/h とし、原子炉注水へ 50m³/h、格納容器スプレィへ 100m³/h にて流量を分配	代替循環冷却系の設計値として設定
重大事故等対策に関連する操作条件	原子炉急速減圧操作	原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 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
	原子炉格納容器代替スプレィ冷却系 (常設) による格納容器下部への注水操作 (原子炉圧力容器の破損前の初期水張り)	原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃ に到達したことを確認して開始し、ドライウエル水位が 0.23m 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
	原子炉格納容器下部注水系 (常設) による格納容器下部への注水操作 (原子炉圧力容器の破損後の注水)	原子炉圧力容器破損以降、ドライウエル水位が 0.02m まで低下した場合に開始し、0.23m に到達した場合に停止	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
	原子炉格納容器代替スプレィ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.640MPa[gage] 到達時	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定
	原子炉補機代替冷却水系運転操作	事象発生 23 時間後	大容量送水ポンプ (タイプ I) の準備完了後の原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定
	代替循環冷却系による格納容器除熱操作*	事象発生 24 時間後	原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定

*本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱は保守的に原子炉補機代替冷却水系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、原子炉補機代替冷却水系の準備に要する時間を設定する。

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

原子炉水位が有効燃料棒頂部を下回り、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、そのよう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に示すとおり、SRVは、本体部と補助作動装置で構成されている。「4. 本体部の温度上昇による影響」に示すとおり、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、電磁弁又は空気シリンダ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おそれがある。

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°Cにおいて3時間継続のあと160°Cにおいて3時間継続

ここでは、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エル内気相温度を包絡する評価温度条件において、三次元熱流動解析コード(Fluent)により、SRVの温度を評価した。

2. 評価条件

(1) 温度条件

図4にRPV内気相平均温度、図5にドライウエル内気相平均温度のMAAP解析結果を示す。MAAPの解析結果を踏まえ、表1に示すとおり事象発生からRPV破損までの期間内でRPV内気相平均温度とドライウエル内気相平均温度のそれぞれについて、最も厳しい温度（最大値）に対し、保守的な温度条件を評価条件として設定し、定常解析によって評価する。

(2) 評価モデル

自動減圧機能付きのSRVの中で、電磁弁や空気シリンダ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、電磁弁及び空気シリンダ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6,7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 8 に示す。事象発生から RPV 破損までの範囲の最も厳しい温度に対し、保守的な温度条件を設定した評価において、補助作動装置の電磁弁及び空気シリンダピストンシール部の最高温度は約 152℃となり、SRV の機能維持が確認されている 160℃を約 8℃下回った。

本評価は最も厳しい温度に対し保守的な温度条件を設定して実施した定常解析であることから、実際に機能要求がある期間内においては、SRV の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強制開の妨げとなることはない。

表 1 三次元熱流動解析での評価温度条件（逃がし安全弁開）

評価温度	温度条件【定常解析】	備考
RPV 内気相平均温度	470℃	MAAP による RPV 内気相平均温度の最大値約 446℃を包絡する温度として 470℃を設定
ドライウェル内気相平均温度	100℃	MAAP によるドライウェル内気相平均温度の最大値約 97℃を包絡する温度として 100℃を設定

表 2 三次元熱流動解析での評価結果（逃がし安全弁開）

評価箇所	評価結果
電磁弁最高温度	約 151℃
空気シリンダピストン部最高温度	約 152℃

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 強制開機能に影響を及ぼさない。
弁棒・ネッキブッシュ摺動抵抗	主蒸気流路とはベローズを介しており過渡的な熱影響を受けがたく、仮に熱影響を受けたとしても、表1のRPV内気相平均温度程度であれば、元々の隙間があるため、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
ピストン・ブッシュ摺動抵抗	主蒸気流路とはベローズを介しており過渡的な熱影響を受けがたく、仮に熱影響を受けたとしても、表1のRPV内気相平均温度程度であれば、元々の隙間があるため、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、温度上昇に伴うガイドによる弁体拘束は発生しない。

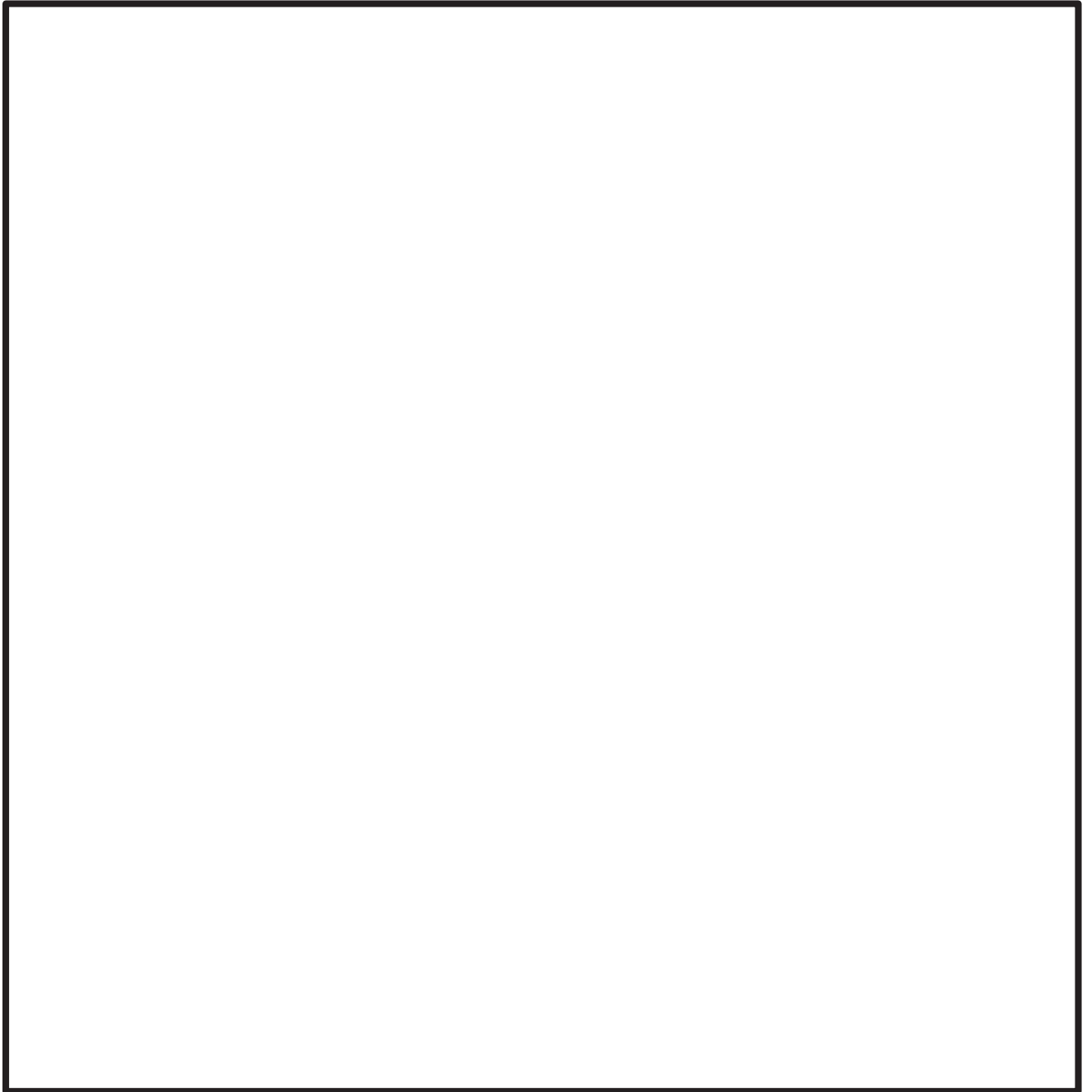


図 1 SRV 構造図

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

添付 3.2.1-4

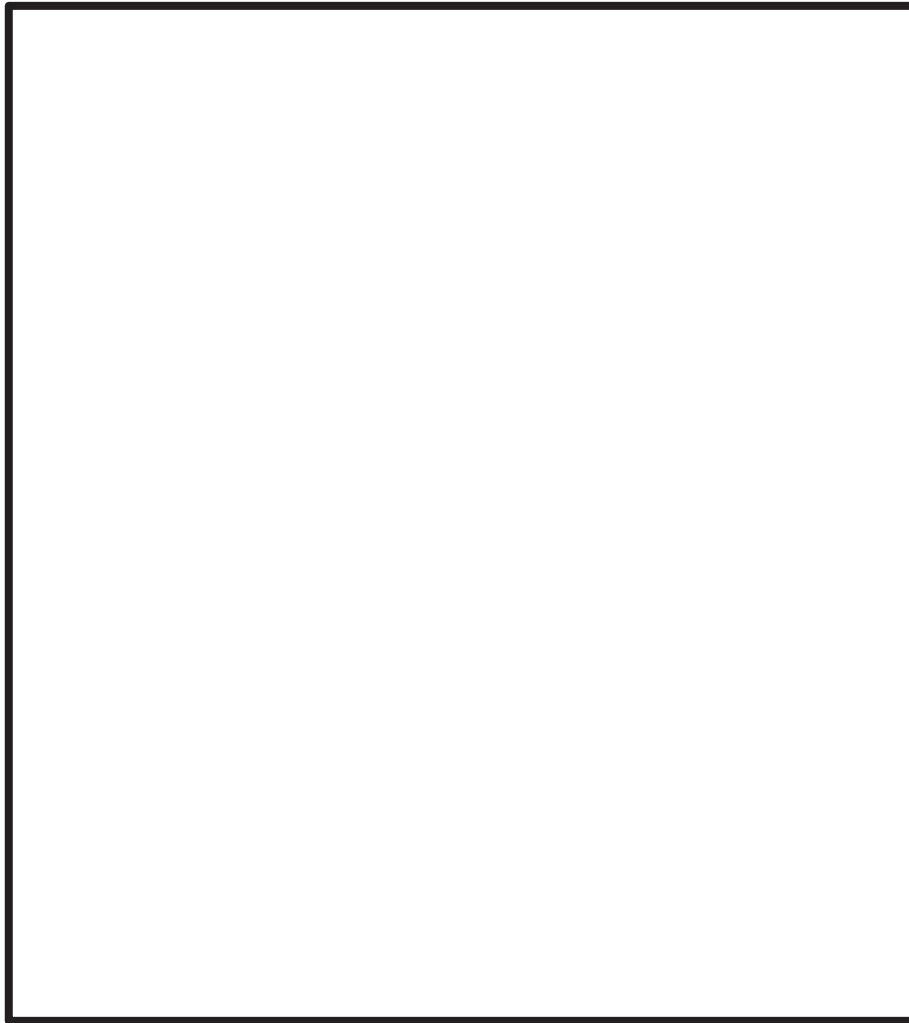


図 2 SRV 構造図(側面図詳細)

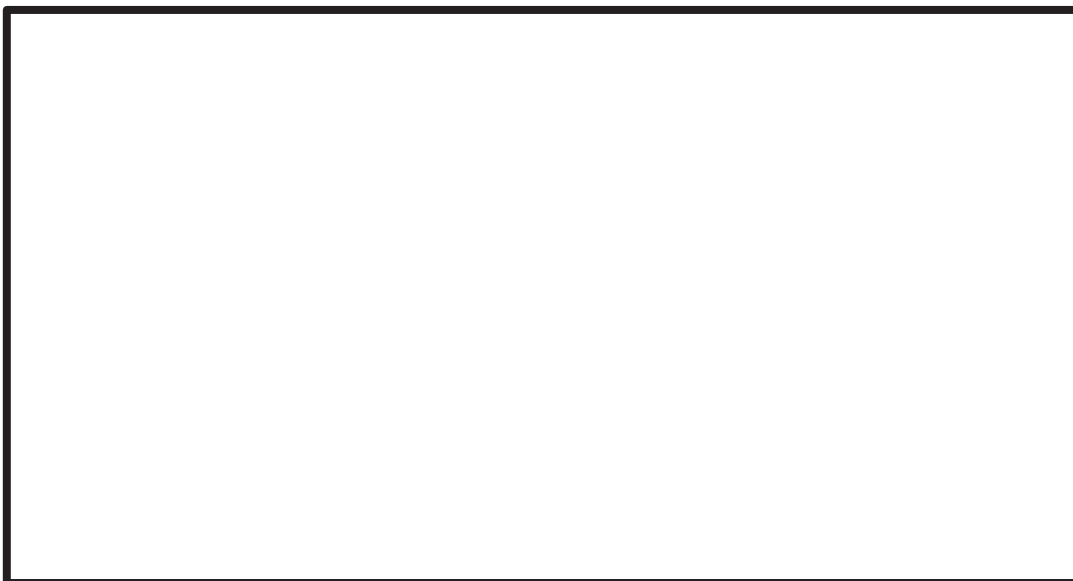


図 3 SRV 構造図(平面図詳細)

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

添付 3. 2. 1-5

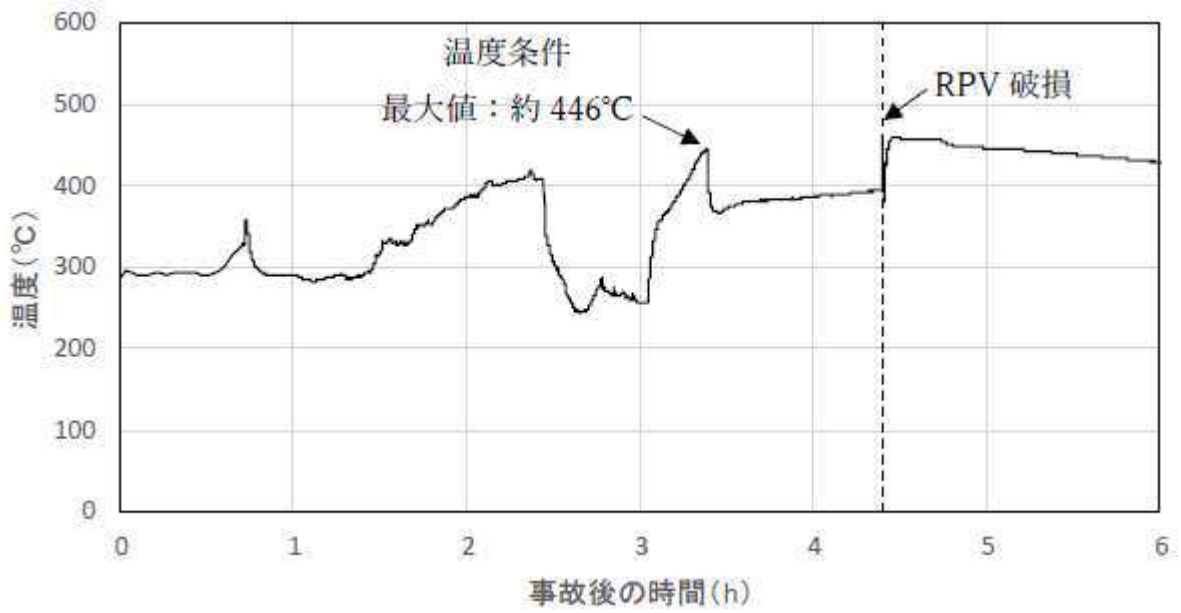


図4 RPV内気相平均温度推移

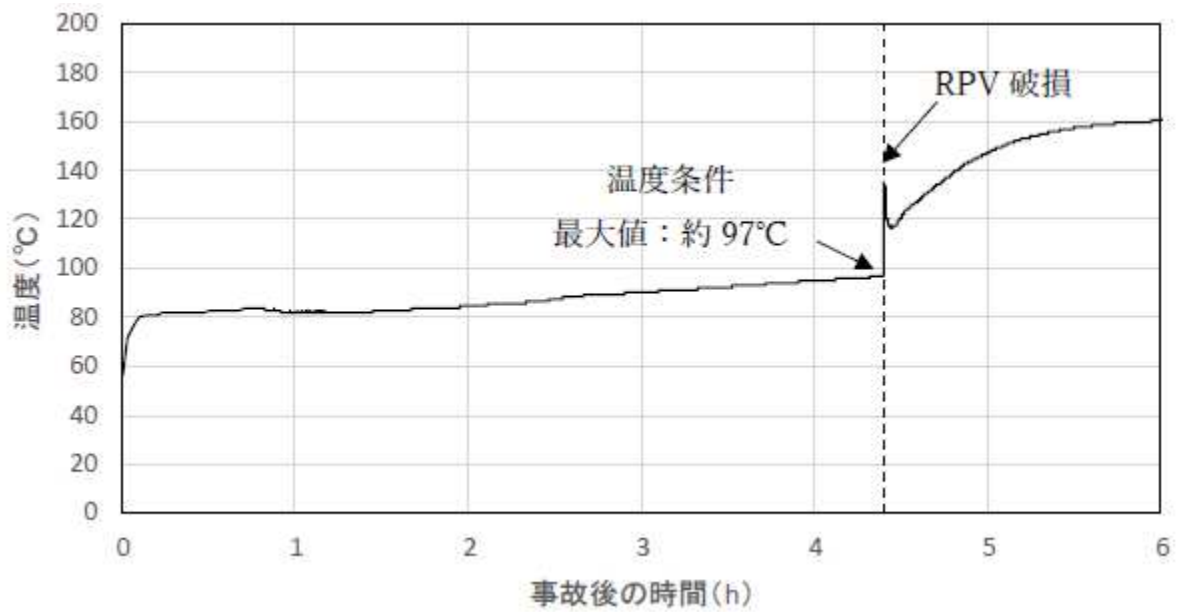


図5 ドライウェル内気相平均温度推移



図6 モデル化範囲と境界条件



図7 モデル図と断面メッシュ図

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

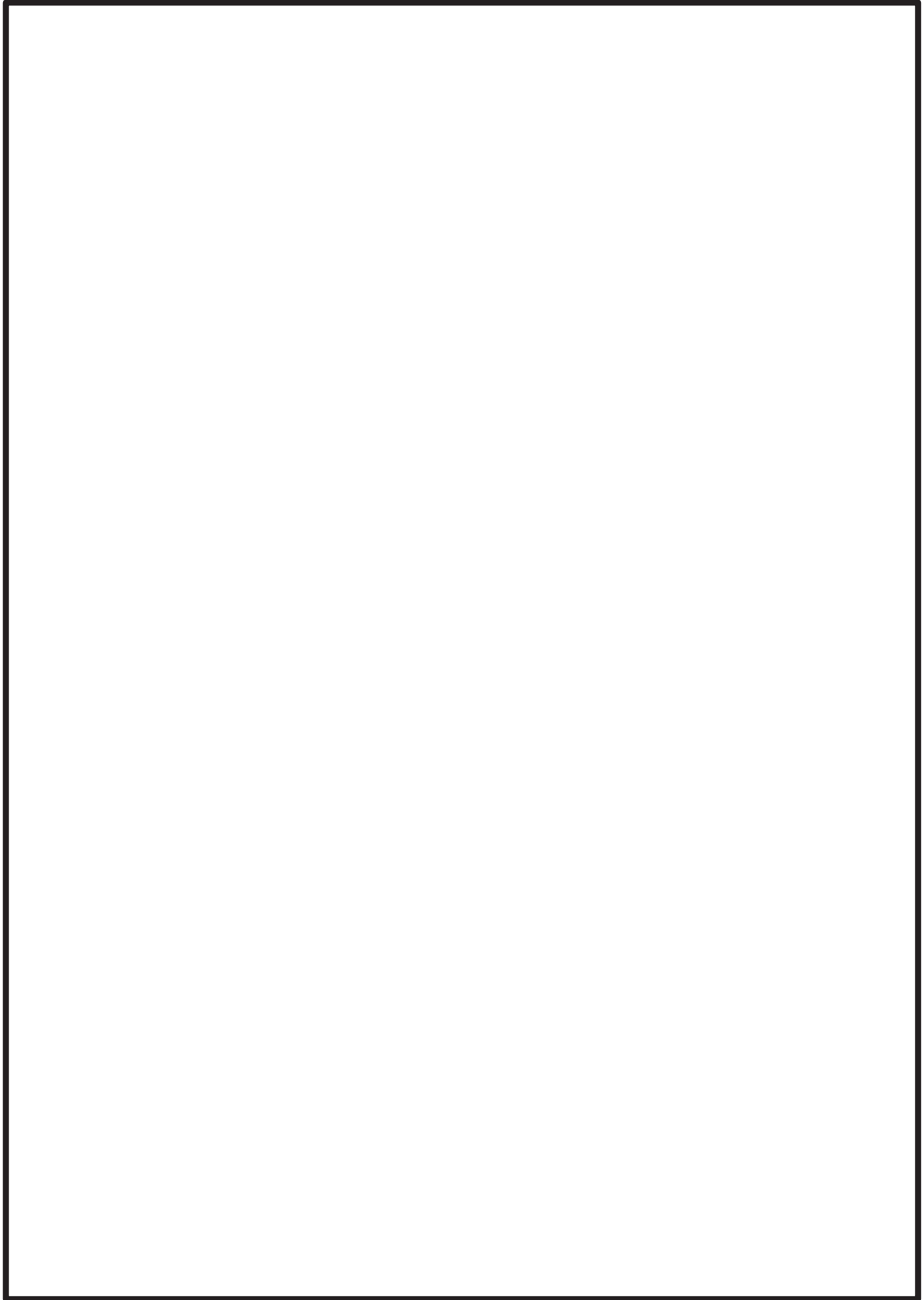


図 8 解析結果

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

添付 3.2.1-8

格納容器スプレイを実施した場合の逃がし安全弁の温度

前述の評価では、原子炉の減圧を継続している状況での格納容器スプレイを実施していないが、格納容器スプレイを実施した場合、逃がし安全弁の温度を低下させることに期待できる。このため、原子炉に注水できない状況下においても、初期水張り等の格納容器への注水が可能な場合に、格納容器内の温度・圧力を緩和する観点から、あらかじめ格納容器（ドライウェル）スプレイを実施する手順とする。ここでは、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイに期待した場合の逃がし安全弁の温度評価を示す。

1. 評価方法

格納容器スプレイを実施していない場合（前述の評価）と同じ。

2. 評価条件

(1) 温度条件

図 1, 2 に RPV 内気相平均温度とドライウェル内気相平均温度の MAAP 解析結果を示す。MAAP の解析結果を踏まえ、表 1 に示すとおり、評価条件を設定した。

(2) 評価モデル

格納容器スプレイを実施していない場合（前述の評価）と同じ。

3. 評価結果

評価結果を表 2 及び図 3 に示す。事象発生から RPV 破損までの格納容器スプレイを実施している範囲における最も厳しい温度に対し、保守的な温度条件を設定した評価において、補助作動装置の電磁弁及び空気シリンダピストンのシール部の最高温度は、格納容器スプレイを実施しない場合と比較し約 25℃低い、約 127℃となり、SRV の機能維持が確認されている 160℃を下回った。

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格納容器スプレイを実施する場合、SRV の温度が大幅に低減されることを確認した。

表 1 三次元熱流動解析での評価温度条件（逃がし安全弁開）

評価温度	温度条件【定常解析】	備考
RPV 内気相平均温度	420℃	MAAP による RPV 内気相平均温度の格納容器スプレイを実施している期間の最大値約 419℃を包絡する温度として 420℃を設定
ドライウェル内気相平均温度	80℃	MAAP によるドライウェル内気相平均温度の格納容器スプレイを実施している期間の最大値約 74℃を包絡する温度として 80℃を設定

表2 三次元熱流動解析での評価結果（逃がし安全弁開）

評価箇所	評価結果
電磁弁最高温度	約 124℃
空気シリンダピストン部 最高温度	約 127℃

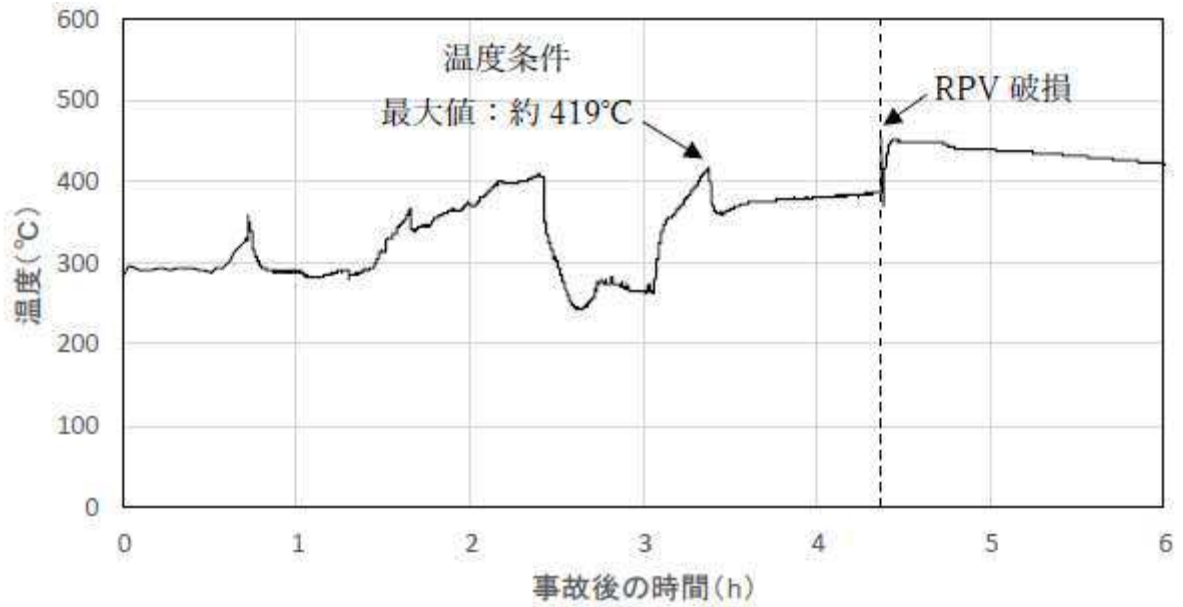


図1 RPV 内気相平均温度推移

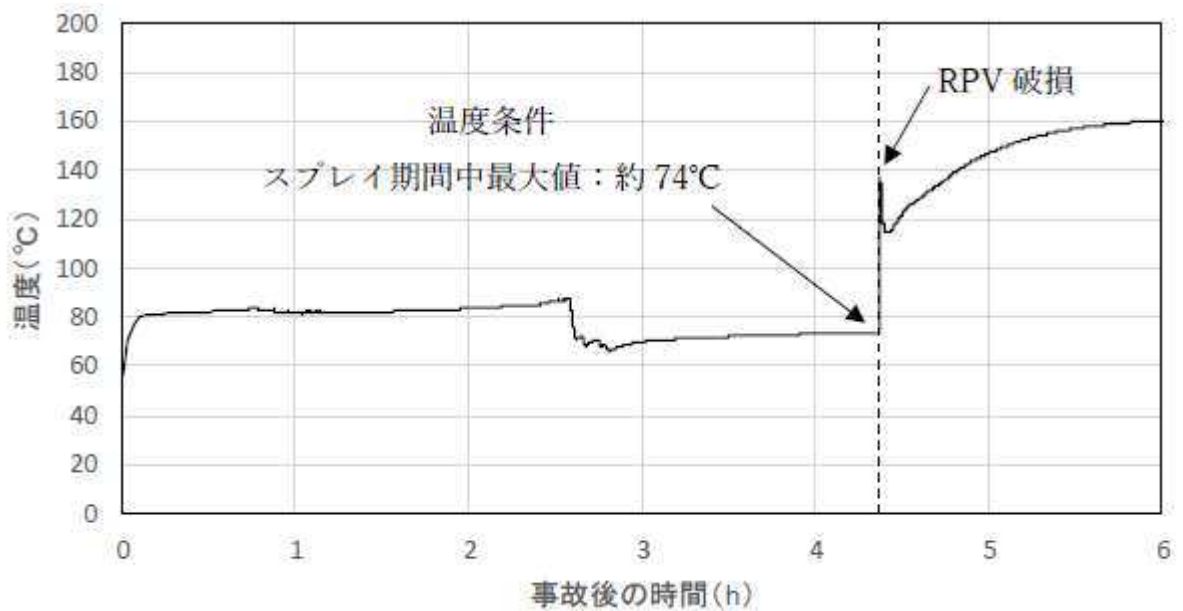


図2 ドライウェル内気相平均温度推移

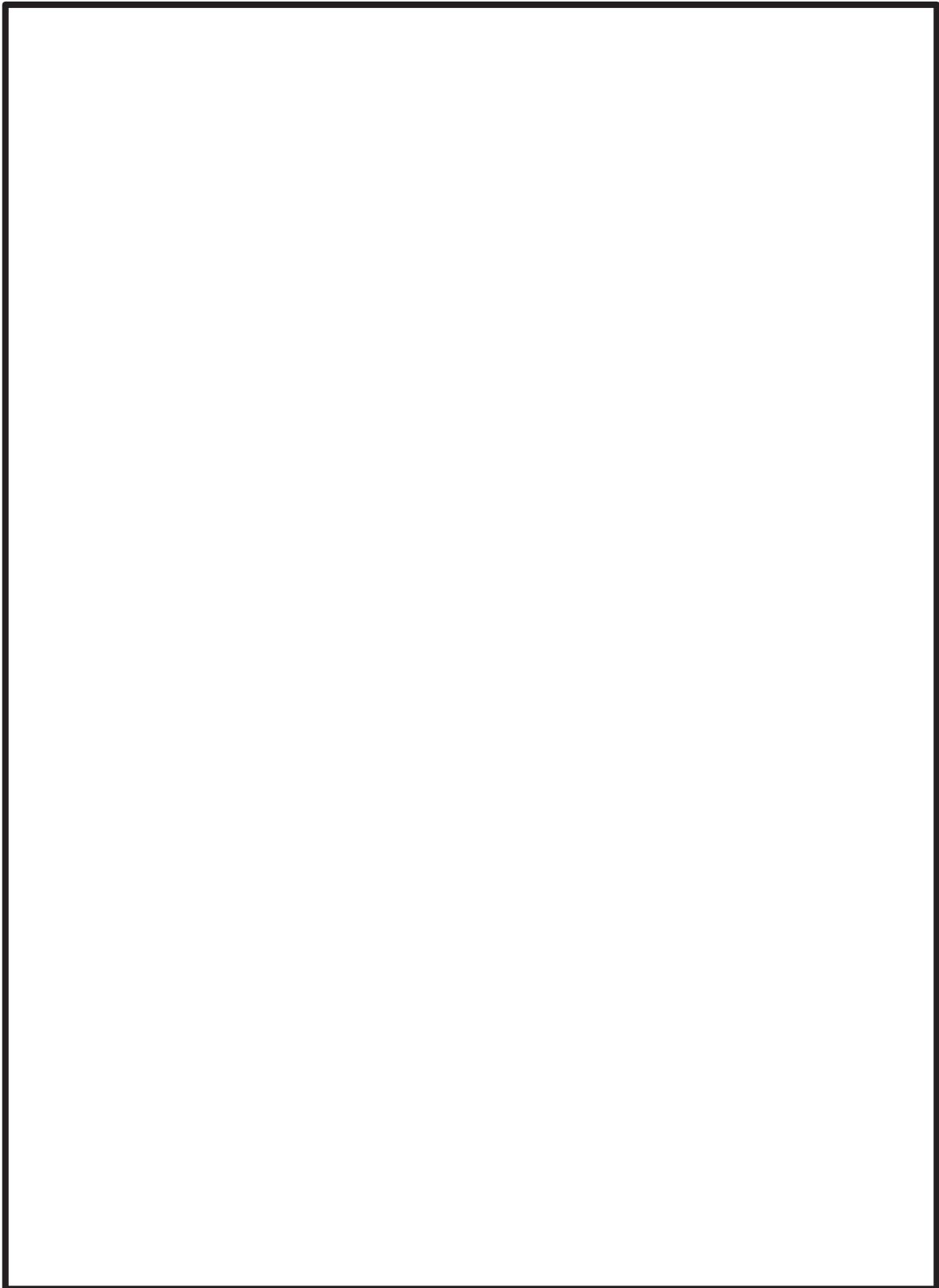


図3 解析結果

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

添付 3.2.1-11

原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について

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、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屋から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。

本格納容器破損防止対策の有効性評価では、全交流動力電源喪失も包絡する条件として、通常運転時に用いている原子炉建屋内の換気空調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、原子炉建屋内の換気空調系の停止から非常用ガス処理系が起動するまでの時間遅れを考慮し、非常用ガス処理系によって原子炉建屋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等対策の有効性評価では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、格納容器から多量の水蒸気が原子炉建屋に漏えいすることは無く、漏えいした水蒸気は原子炉建屋内で凝縮されることから、原子炉建屋空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建屋内の換気空調系は停止しているため、原子炉建屋内空間部と外気との圧力差が生じにくく、原子炉建屋内外での空気のやりとりはほとんどないものと考えられる。さらに、格納容器内から原子炉建屋に漏えいした粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着するものと考えられる。

これらのことから、格納容器の健全性が維持されており、原子炉建屋内の換気空調系が停止している場合は、格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、原子炉建屋内で除去されるため、大気中へはほとん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、原子炉建屋の設計負圧が達成されるまでの間、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は保守的に全量原子炉建屋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+高圧注水失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗 (+DCH発生)」について評価する。
- (2) 格納容器からの漏えい率は、MAAP 解析上で格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、開口面積は以下のように設定する。(添付資料 3. 1. 2. 5 参照)

・ 1. 0Pd 以下	：	1. 0Pd で 0. 9%/日相当
・ 1. 0Pd～1. 5Pd	：	1. 5Pd で 1. 1%/日相当
・ 1. 5Pd～2. 0Pd	：	2. 0Pd で 1. 3%/日相当

なお、エアロゾル粒子は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、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。
- (3) 原子炉建屋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屋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 0.5 回/日相当を考慮する。
 - (4) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉建屋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)。
 - (5) 原子炉建屋内での放射エネルギーの時間減衰は考慮せず、原子炉建屋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

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

原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 は 7 日間で約 1.2×10^{-1} TBq 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、事象発生後 30 日間、100 日間における大気への 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 原子炉建屋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)
高压熔融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱	約 1.2×10^{-1}	約 1.3×10^{-1}	約 1.3×10^{-1}

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付け

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,「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+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,重大事故等防止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防止対策の有効性を評価しており,格納容器破損モード「DCH」,「FCI」,「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防止対策の有効性を評価している。

以上

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（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

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

【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	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（炉心熱水力モデル） 溶融炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。CORAX 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間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。	
		燃料棒表面熱伝達		炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定し、仮想的な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。	本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損ま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有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 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無いことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	本評価事故シナリオでは、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 20%上の位置に到達した時点での運転員等操作による原子炉急速減圧によって速やかに原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減し、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。	
		燃料被覆管酸化		炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定し、仮想的な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。	また、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（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。		
		燃料被覆管変形					
		沸騰・ボイド率変化		TQUX シナリオ及び中小破断 LOCA シナリオに対して、MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード 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、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 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。	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、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 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。	
	気液分離（水位変化）・対向流	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないこと等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有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。				
圧力容器	原子炉	冷却材放出（臨界流・差圧流）	原子炉圧力容器モデル（破断流モデル）	逃がし安全弁からの流量は、設計値に基づいて計算される。	逃がし安全弁からの流量は、設計に基づいて流量が計算されていることから不確かさは小さい。このため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	逃がし安全弁からの流量は、設計に基づいて計算されていることから不確かさは小さい。このため、原子炉急速減圧操作後の原子炉圧力の低下挙動に対する影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
原子炉圧力容器（炉心損傷後）	炉心	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。	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部温度が 300℃に到達した時点での原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（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部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（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。	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開始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。	
		構造材との熱伝達		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。			
	原子炉圧力容器内 FCI（溶融炉心細粒化）	溶融炉心の挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心挙動）	原子炉圧力容器内 FCI に影響する項目として溶融ジェット径、エントレインメント係数及びデ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が小さいことを確認した。	炉心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、原子炉圧力容器内 FCI を操作開始の起点としている運転員等操作は無いことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心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。		
	原子炉圧力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）						
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達		TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の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部温度が 300℃に到達した時点での原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（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部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（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。	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。		
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。本評価事故シナリオでは、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無いことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析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 4.3 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。			

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（1/2）

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	原子炉熱出力	2,436MWt	2,435MWt以下 (実績値)	原子炉熱出力のゆらぎを考慮した運転管理目標値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。
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	約6.68~6.87MPa[gage] (実測値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合には、原子炉圧力上昇が緩和されるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。
	炉心流量	35.6×10 ³ t/h (定格流量)	定格流量の約87%~104% (実測値)	定格流量として設定	炉心の反応度保償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+133cm)	通常運転水位 (セパレータスカート下端から約+129cm~約+136cm) (実測値)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、スクラム10分後の原子炉水位低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位-約3mであるのに対してゆらぎによる水位低下量は-約4cmであり非常に小さい。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
	燃料	9×9燃料(A型)	装荷炉心ごと	9×9燃料(A型)と9×9燃料(B型)は、熱水的な特性はほぼ同等であり、燃料棒最大線出力密度の保守性に包含されることから、代表的に9×9燃料(A型)を設定	最確条件とした場合には、9×9燃料のA型又はB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
	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31GWd/t (実績値)	平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対し、ばらつきとして10%の保守性を考慮し、条件を設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、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部温度に応じて格納容器下部への注水操作(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。
	格納容器容積 (ドライウエル)	7,950m ³	7,950m ³ (設計値)	格納容器の設計値として設定	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、格納容器側の条件による直接的な影響はない。
	格納容器容積 (サブプレッションチェンバ)	7,950m ³	7,950m ³ (設計値)	格納容器の設計値として設定	
	サブプレッションプール水位	3.55m	約3.54~3.57m (実測値)	通常運転時のサブプレッションプール水位として設定	
	格納容器温度 (ドライウエル)	57℃	約40~44℃ (実測値)	通常運転時の格納容器温度(ドライウエル)として設定	
	格納容器温度 (サブプレッションチェンバ)	32℃	約27~32℃ (実測値)	通常運転時のサブプレッションプール水温度の上限値を、最確条件で包絡できる条件として設定	
	格納容器圧力	5.0kPa[gage]	約2.1~6.9kPa[gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力として設定	
	真空破壊装置	3.4kPa (ドライウエール-サブプレッションチェンバ間差圧)	3.4kPa (ドライウエール-サブプレッションチェンバ間差圧) (設計値)	真空破壊装置の設計値として設定	
	外部水源の温度	40℃	約20℃~約40℃ (実測値)	復水貯蔵タンク水温の実績を踏まえて最確条件を包絡できる条件を設定	
外部水源の容量	約11,192m ³	約11,192m ³ 以上 (淡水貯水槽+復水貯蔵タンク)	淡水貯水槽及び通常運転中の復水貯蔵タンクの水量を参考に、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り、水源が枯渇することはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	
燃料の容量	約900kL	約900kL以上 (軽油タンク容量+ガスタービン発電設備軽油タンク容量)	通常時の軽油タンク及びガスタービン発電設備軽油タンクの運用値を参考に、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。また、事象発生直後から最大負荷運転を想定しても燃料は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	

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（2/2）

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				
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	起回事象として、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た場合は原子炉減圧操作が不要となる。	
	安全機能等の喪失に対する仮定	高圧注水機能、低圧注水機能及び重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	—	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注水系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	—	
	外部電源	外部電源なし	—	本評価事故シナリオへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ、外部電源なしとして設定	—	
	高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏えい等による影響	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評価するものとして設定	東京電力福島第一原子力発電所の事故に対する炉心・格納容器の状態の推定の評価において、炉内核計装配管のドライチューブ、逃がし安全弁のフランジガスケット部等からの気相漏えいの可能性について言及されている。本仮定を本シナリオに対して考慮した場合、原子炉圧力を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くとも、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を回避する可能性がある。事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TAF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、本シナリオでは原子炉水位有効燃料棒底部（BAF）から燃料棒有効長さの20%上の位置にて減圧操作を実施することから考えると、事象進展に対する影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	東京電力福島第一原子力発電所の事故に対する炉心・格納容器の状態の推定の評価において、炉内核計装配管のドライチューブ、逃がし安全弁のフランジガスケット部等からの気相漏えいの可能性について言及されている。本仮定を本シナリオに対して考慮した場合、原子炉圧力を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くとも、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を回避する可能性がある。事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TAF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、本シナリオでは有効燃料棒底部（BAF）から燃料棒有効長さの20%上の位置にて減圧操作を実施することから考えると、事象進展に対する影響は小さいことから、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	原子炉スクラム信号	原子炉水位低（レベル3） （遅れ時間：1.05秒）	原子炉水位低（レベル3） （応答時間：1.05秒）	事象発生と同時にスクラムせず、原子炉水位低でスクラムすることにより原子炉保有水量を保守的に評価するため設定	解析条件と最確条件は同様であり、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。	
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	原子炉水位低（レベル2）	原子炉水位低（レベル2）	原子炉再循環系のインターロックとして設定	解析条件と最確条件は同様であり、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。	
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37～7.58MPa[gage] 356～367t/h/個	逃がし弁機能 7.37～7.58MPa[gage] 356～367t/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は同様であり、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。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
		自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個の開放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個開による原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	解析条件と最確条件は同様であり、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。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）	88m³/hにて格納容器内にスプレイ	88m³/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	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、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、格納容器側の条件による直接的な影響はない。	

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 (1/7)

項目		解析条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析上の操作開始時間						
		解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件	原子炉急速減圧操作	原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 20%上の位置に到達した時点 (事象発生から約 43 分後)	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定	<p>【認知】 原子炉水位が原子炉水位計 (燃料域) にて有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 20%上の位置に到達するまでには事象発生から約 43 分の時間余裕があり, 原子炉水位は事故時の重要な監視項目として継続監視しており, 認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって, 認知遅れにより操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり, 運転員は中央制御室に常駐していることから, 操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり, 操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため, 操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【他の並列操作有無】 逃がし安全弁による原子炉減圧操作時に, 運転員に他の並列操作はなく, 操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室内の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため, 誤操作は起こりにくく, そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 20%上の位置に到達するまでには事象発生から約 43 分の時間余裕があり, 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。	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。	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 4.3 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。	中央制御室における操作のため, シミュレータにて訓練実績 (模擬操作含む) を取得。訓練では, 原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 20%上の位置に到達後, 速やかに逃がし安全弁による減圧操作を開始。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

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 (2/7)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間						
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による格納容器下部への注水操作 (原子炉圧力容器の破損前の初期水張り)	原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認して開始し, ドライウエル水位が 0.23m に到達したことを確認した場合に停止する (事象発生から約 2.5 時間後)	格納容器温度の抑制効果及び炉心損傷後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	<p>【認知】 格納容器下部への注水操作は, 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認して開始するが, 損傷炉心への注水による冷却性を確認するため, 原子炉圧力容器下鏡部温度は継続監視しており, 認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって, 認知遅れにより操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり, 運転員は中央制御室に常駐していることから, 操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり, 操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による格納容器下部への注水操作の操作内容及び操作所要時間は以下のとおりである。いずれも制御盤の操作スイッチによる操作のため, 時間余裕を含めて操作所要時間 10 分を想定している。よって, 操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>[原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による格納容器下部への注水: 10 分間 (余裕含む)]</p> <ul style="list-style-type: none"> 復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁の開操作, 緊急時隔離弁等の閉操作及び操作した弁の動作確認に 2 分間を想定 復水移送ポンプの起動に 1 分間を想定 格納容器へのスプレイ開始に必要な残留熱除去系の弁 3 個の開操作に 5 分間を想定 <p>【他の並列操作有無】 原子炉格納容器下部注水系 (常設) による水張り時に, 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく, 操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室内の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため, 誤操作は起こりにくく, そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでには事象発生から約 2.5 時間の時間余裕がある。また, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下鏡部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。	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。	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による格納容器下部への注水操作 (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部温度が 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。	中央制御室における操作のため, シミュレータにて訓練実績 (模擬操作含む) を取得。訓練では, 条件成立を前提として約 6 分で原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による格納容器下部注水を開始。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

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（3／7）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間						
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件 原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器の破損後の注水）	原子炉圧力容器破損以降、ドライウエル水位が0.02mまで低下した場合に開始し、0.23mに到達した場合に停止（約6.2時間後）	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	<p>【認知】 格納容器下部への注水は、溶融炉心が格納容器下部に落下した後、ドライウエル水位がドライウエル床から0.02mまで低下した時点で開始する手順としている。溶融炉心の落下は、原子炉格納容器下部温度、原子炉圧力、格納容器圧力等の監視により認知可能であり、また、ドライウエル水位の低下はドライウエル水位計にて認知可能である。これらのパラメータは原子炉圧力容器破損判断及び原子炉圧力容器破損判断後のドライウエル水位低下を把握するため継続監視しており、認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。そのため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 原子炉格納容器下部注水系（常設）による注水操作は、制御盤の操作スイッチによる復水補給水系の弁1個の開操作であり、時間余裕を含めて操作時間5分間を想定している。原子炉格納容器下部注水系（常設）の流量調整は原子炉格納容器下部注水流量計及びドライウエル水位計の指示を確認しながら、制御盤の操作スイッチにて弁の開度調整を行い、適宜実施する。また、事前に格納容器下部へ水張りを行っていることから、時間余裕がある。</p> <p>【他の並列操作有無】 原子炉格納容器下部注水系（常設）による注水操作時に、運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室内の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	原子炉圧力容器破損以降、ドライウエル水位が0.02mまで低下するまでに事象発生から約6.2時間の時間余裕があり、また、溶融炉心落下後に格納容器下部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0.8時間の時間余裕がある。また、溶融炉心落下後の格納容器下部への注水操作はドライウエル水位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。	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。	原子炉圧力容器破損以降、ドライウエル水位が0.02mまで低下するまでの時間は事象発生から約6.2時間あり、また、溶融炉心落下後に格納容器下部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0.8時間の時間余裕がある。	中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績（模擬操作含む）を取得。訓練では、条件成立を前提として約1分で原子炉格納容器下部注水系（常設）による注水を開始。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

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 (4/7)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間						
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件 大容量送水ポンプ (タイプ I) の準備 (原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型))	事象発生から 10 時間後に準備完了	大容量送水ポンプ (タイプ I) の準備時間を踏まえて設定	<p>【認知】 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非常用高圧母線の電源回復ができず全交流動力電源喪失を確認した場合、大容量送水ポンプ (タイプ I) の準備を開始する手順としている。そのため、認知遅れによる操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 大容量送水ポンプ (タイプ I) の準備は、大容量送水ポンプ (タイプ I) の移動、ホースの敷設等を行う専任の重大事故等対応要員が配置されている。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 重大事故等対応要員は、可搬型重大事故等対処設備の保管場所まで、徒歩での移動を想定しており、移動時間としては余裕を含めて 20 分を想定していることから、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 大容量送水ポンプ (タイプ I) は車両であることから自走で作業現場へ移動することを想定しており、ホース及び注水用ヘッダの設置はホース延長回収車により、自走にて作業現場へ移動しながら実施することを想定している。仮に地震等の外部事象が起因事象の場合にアクセスルートの被害があっても、ブルドーザにて必要なアクセスルートを仮復旧できる常駐体制としており、仮復旧作業として 4 時間 (この間に可搬型重大事故等対処設備の保管場所まで移動) を想定している。</p> <p>大容量送水ポンプ (タイプ I) の準備の作業項目及び操作所要時間等は以下のとおりであり、操作所要時間は合計 6 時間を想定している。各作業には十分な時間余裕を含んでいることから、操作開始時間は早まる可能性がある。</p> <p>[大容量送水ポンプ (タイプ I) の準備: 6 時間 (余裕含む)]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大容量送水ポンプ (タイプ I) の設置, ホースの敷設, 接続等に 5 時間を想定 ・ 復水貯蔵タンクへの補給に使用するホースの水張り (注水用ヘッダに設置されている弁の開操作含む) に 30 分間を想定 <p>【他の並列操作有無】 大容量送水ポンプ (タイプ I) の準備を行っている期間, 当該作業に対応する重大事故等対応要員に他の並列操作はなく, 操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 重大事故等対応要員の現場操作は, 操作の信頼性向上や要員の安全のため 1 組 2 人以上で実施することとしており, 誤操作は起こりにくく, 誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	—	—	—	大容量送水ポンプ (タイプ I) の準備は, 仮にアクセスルートの仮復旧作業 (4 時間) を考慮した場合の所要時間 10 時間想定のところ, 訓練実績等により約 9 時間であり, 想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。
各機器への給油 (大容量送水ポンプ (タイプ I), 原子炉補機代替冷却水系)	事象発生から 10 時間以降, 適宜	大容量送水ポンプ (タイプ I) への給油は, 解析条件ではないが, 解析で想定している操作の成立性や継続に必要な作業。大容量送水ポンプ (タイプ I) の準備完了時間を踏まえ設定	大容量送水ポンプ (タイプ I) への給油開始までの時間は, 事象発生から約 10 時間以降であり十分な時間余裕がある。	—	—	—	有効性評価では, 淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給等に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) (1 台), 原子炉補機代替冷却水系 (熱交換器ユニット (1 台) 及び大容量送水ポンプ (タイプ I) (1 台)) への燃料給油を期待している。 各機器への給油準備作業について, 大容量送水ポンプ (タイプ I) 及び原子炉補機代替冷却水系 (熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I)) への給油準備 (現場移動開始からタンクローリへの補給完了まで) は, 所要時間 140 分のところ訓練実績等では約 130 分で実施可能なことを確認した。 また, 各機器への給油作業は, 各機器の燃料が枯渇しない時間間隔 (許容時間) 以内で実施することとしている。大容量送水ポンプ (タイプ I) への給油作業は, 許容時間 300 分のところ, 訓練実績等では約 30 分, 原子炉補機代替冷却水系への給油作業は, 熱交換器ユニットが許容時間 900 分のところ, 訓練実績等では約 30 分, 大容量送水ポンプ (タイプ I) が, 許容時間 300 分のところ, 訓練実績等では約 30 分であり, 許容時間内で意図している作業が実施可能であることを確認した。

表3 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (5/7)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間						
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.640MPa [gage] 到達時 (約 23 時間後)	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定	<p>【認知】 炉心損傷後の格納容器代替スプレイの実施基準 (格納容器圧力 0.640MPa [gage]) に到達するのは, 事象発生約 23 時間後であり, それまでに格納容器圧力の上昇を十分に認知できる時間があるため, 認知遅れによる操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却操作は, 現場にて原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の系統構成及び冷却開始操作を行う重大事故等対応要員と, 中央制御室にて原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の系統構成及び間欠運転を行う運転員が配置されている。本操作を行う重大事故等対応要員は, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の系統構成及び冷却開始操作を行っている期間, 他の作業を担っていない。また, 本操作を行う中央制御室の運転員は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の系統構成及び間欠運転を行っている期間, 他の操作を担っていない。よって, 操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 現場で行う原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の系統構成及び冷却開始操作は, 原子炉建屋外部接続口近傍で行う作業である。現場操作を行う重大事故等対応要員は大容量送水ポンプ (タイプ I) 設置完了後, 同じく原子炉建屋外部接続口近傍に設置される注水用ヘッダ付近に配置されていることから, 移動時間は不要である。また, 作業に伴う作業エリア内の移動を含んだ操作所要時間を想定していることから, 操作開始時間に与える影響はない。また, 中央制御室における原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の系統構成及び間欠運転は, 中央制御室内での操作のみであるため, 操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却操作の操作項目及び操作所要時間等は以下のとおりであり, 系統構成及び冷却開始に 5 分間を想定している。また, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による間欠スプレイ操作は, 制御盤の操作スイッチによる操作であり簡易な操作であるため, 操作所要時間は特に設定していない。いずれの操作も, 格納容器の緩やかな圧力上昇に対して操作所要時間は十分に短い。 [原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の系統構成及び冷却開始操作: 5 分間 (余裕含む)]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 運転員による残留熱除去系弁の状態確認及び開操作 (中央制御室での遠隔操作) に 1 分間を想定 ・ 重大事故等対応要員による格納容器代替スプレイの流量調整弁の開操作 (注水用ヘッダでの手動操作) に 3 分間を想定 <p>【他の並列操作有無】 現場では, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の系統構成及び冷却開始操作を行っている期間, 当該作業に対応する重大事故等対応要員に他の並列操作はない。中央制御室では, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却操作時に, 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく, 操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確かさ】 現場操作は, 操作の信頼性向上や要員の安全のため 1 組 2 人以上で実施することとしており, 誤操作は起こりにくく, 誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。また, 中央制御室操作は, 中央制御室内の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため, 誤操作は起こりにくく, そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	炉心損傷後の格納容器代替スプレイの実施基準 (格納容器圧力「0.640MPa [gage]」) に到達するのは, 事象発生約 23 時間後であり, 運転員が格納容器圧力の上昇を認知できる時間があることから, 実態の操作開始時間は, 解析上の設定とほぼ同等であるため, 操作開始時間に与える影響は小さいことより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, 中央制御室で行う操作であり, 他の操作との重複もないことから, 他の操作に与える影響はない。	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。	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の運転開始までの時間は, 仮にアクセスルートの被害があった場合の仮復旧操作を考慮しても, 事象発生から 10 時間あり, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却操作開始までの時間は事象発生から約 23 時間あり, 準備時間が確保されるため, 時間余裕がある。	訓練実績等では, 中央制御室における運転員の残留熱除去系弁の状態確認及び開操作は約 1 分, 重大事故等対応要員による格納容器代替スプレイの流量調整弁の開操作については約 1 分の操作時間を要した。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

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（6/7）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間						
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件	原子炉補機代替冷却水系の準備	事象発生23時間後に準備完了	<p>大容量送水ポンプ（タイプI）の準備完了後の原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定</p> <p>【認知】 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非常用高圧母線の電源回復ができず全交流動力電源喪失を確認した場合、原子炉補機代替冷却水系の準備を開始する手順としており、大容量送水ポンプ（タイプI）の準備完了後に引き続き実施する作業であることから、解析上の想定より操作開始時間は早まる可能性がある。</p> <p>【要員配置】 原子炉補機代替冷却水系の準備は、中央制御室にて原子炉補機冷却水系の系統構成を行う運転員、現場にて原子炉補機冷却水系の空気抜き操作を行う運転員（現場）及び原子炉補機代替冷却水系の移動、敷設を行う専任の重大事故等対応要員が配置されている。中央制御室及び現場の運転員は原子炉補機代替冷却水系運転のための系統構成等を行なっている期間、他の操作を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 中央制御室における原子炉補機代替冷却水系運転のための系統構成は、中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はない。また、現場で行う原子炉補機代替冷却水系のための空気抜き操作については、中央制御室から操作現場である原子炉建屋内の手動弁まで通常6分程度で移動可能であるが、移動時間としては余裕を含めて9分間を操作所要時間に含めて想定していることから操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系の準備は、復水貯蔵タンクへの補給に用いる大容量送水ポンプ（タイプI）の準備完了（事象発生10時間）後に開始する。重大事故等対応要員は、可搬型重大事故等対処設備の保管場所まで、徒歩での移動を想定しており、移動時間としては余裕を含めて20分間を操作所要時間に含めて想定していることから、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 原子炉補機代替冷却水系の準備の作業内容及び操作所要時間等は以下のとおりである。これらの作業は並行して行う作業を含んでいることから、移動時間20分を含んだ合計9時間の想定であり、これに余裕を含めて13時間（事象発生後23時間）を操作所要時間として想定している。よって、原子炉補機代替冷却水系の準備には十分な余裕を含んでいることから、操作開始時間は早まる可能性がある。なお、原子炉補機代替冷却水系に用いる熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）は車両であり、自走にて作業現場へ移動することを想定している。</p> <p>[原子炉補機冷却水系の系統構成（運転員）：10分間] ・ 原子炉補機代替冷却水系を接続する原子炉補機冷却水系弁の開操作に10分間を想定</p> <p>[原子炉補機代替冷却水系（熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI））の準備（重大事故等対応要員）：9時間] ・ 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）の設置、ホース敷設、水張り等（移動時間20分含む）に9時間を想定</p> <p>[原子炉補機代替冷却水系接続後の原子炉補機冷却水系空気抜き操作（運転員（現場））：50分間] ・ 原子炉補機代替冷却水系を接続した原子炉補機冷却水系の空気抜き操作に50分間を想定（中央制御室から弁設置場所への移動時間9分含む）</p> <p>【他の並列操作有無】 運転員による系統構成（中央制御室）、空気抜き操作（現場）及び重大事故等対応要員による準備作業は、並列操作可能なため、両者が干渉して操作開始時間が遅くなることはない。よって、並列操作が操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室操作は、中央制御室内の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。また、現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため1組2人以上で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	原子炉補機代替冷却水系の準備は、事象発生10時間後に作業を開始し、作業時間に13時間を想定することで、合計23時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	実態の操作開始時間は解析上の想定より早まる可能性があり、この場合、格納容器の圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	原子炉補機代替冷却水系の運転開始までの時間は事象発生から23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。	運転員の中央制御室からの遠隔操作による原子炉補機冷却水系の系統構成は、所要時間10分想定のところ、訓練実績等により約8分で実施可能であることを確認した。原子炉補機代替冷却水系の移動、ホース敷設、大容量送水ポンプ（タイプI）及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットの設置等を含め、所要時間13時間想定のところ、訓練実績等により約8時間で実施可能であることを確認した。また、運転員（現場）の行う空気抜き操作は所要時間50分間想定のところ約32分で実施可能であることを訓練実績等により確認した。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。

表3 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (7/7)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間						
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件	代替循環冷却系による格納容器除熱操作	事象発生 24 時間後	原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定	代替循環冷却系の運転は事象発生約 24 時間後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが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。また、本操作の操作開始時間は、原子炉補機代替冷却水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水系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性がある。また、本操作の操作開始時間も早まることから、運転員等操作時間に与える影響は大きくなる。	原子炉補機代替冷却水系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	原子炉補機代替冷却水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水系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性がある。また、本操作の操作開始時間も早まることから、運転員等操作時間に与える影響は大きくなる。	中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績 (模擬操作含む) を取得。残留熱除去系による格納容器除熱の失敗を確認してから代替循環冷却系による格納容器除熱操作開始まで 20 分間を想定しているところ、訓練実績では約 14 分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

7日間における水源，燃料評価結果について
(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

1. 水源に関する評価

○水源

- ・ 復水貯蔵タンク水量
 : 約 1,192m³
- ・ 淡水貯水槽 : 10,000m³
 (5,000m³ × 2)

○水使用パターン

①原子炉格納容器代替スプレ
イ冷却系（常設）による格
納容器下部注水

原子炉圧力容器下鏡部温度

が 300℃に到達した時点で復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器代替ス
プレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水を実施する。(88m³/h で約
1.8時間)

②原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水

原子炉圧力容器破損後，ドライウェル水位が 0.02m まで低下する事象発生約
6.2時間以降，復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器下部注水系（常
設）による格納容器下部への注水（間欠運転）を実施する。

③原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレ
イ

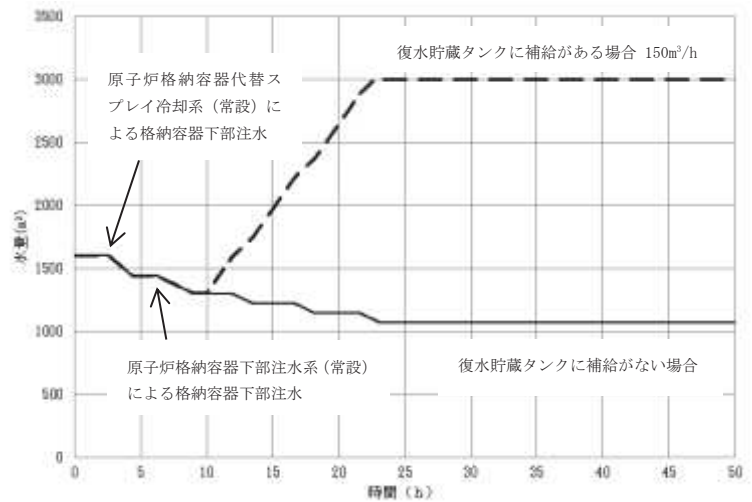
格納容器圧力が 0.640MPa[gage]に到達する事象発生約 23 時間以降，淡水貯
水槽を水源とする原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容
器スプレイ（間欠運転）を実施する。代替循環冷却系の運転開始後，格納容器
スプレイを停止する。

○時間評価（右上図）

復水貯蔵タンクを水源として格納容器下部注水を実施するため，復水貯蔵タン
クの水量は減少する。事象発生 24 時間後に，サプレッションチェンバのプール
水を水源とした代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施するた
め，原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を停止する。こ
れにより，事象発生 24 時間後に復水貯蔵タンク水量の減少は停止する。

○評価結果

時間評価の結果から復水貯蔵タンクが枯渇することはない。また，7日間の対
応を考慮すると，合計約 590m³ 必要となる。復水貯蔵タンクで約 1,192m³ の水を
保有することから必要水量を確保可能である。代替循環冷却系による原子炉注水
及び格納容器除熱開始後は，サプレッションチェンバのプール水を水源とした原
子炉注水及び格納容器除熱を行うことから，安定して冷却を継続することが可能
である。



2. 燃料消費に関する評価

プラント状況：2号炉運転中。1，3号炉停止中（炉内に燃料無し）

事象：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱は2号炉を想定。保守的に全ての設備が事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。

2号炉

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)	非常用ディーゼル発電機 2台起動 (想定負荷に応じた燃料消費量) (1) 非常用ディーゼル発電機(A) 1,500L/h×1台×168h=約252kL (2) 非常用ディーゼル発電機(B) 1,380L/h×1台×168h=約232kL 7日間合計 約484kL
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1台起動 ^{※1} (想定負荷に応じた燃料消費量) 280L/h×1台×168h=約48kL
		大容量送水ポンプ(タイプI) 1台起動 (定格負荷時の燃料消費量) 188L/h×1台×168h=約32kL
		原子炉補機代替冷却水系 (定格負荷時の燃料消費量) (1) 熱交換器ユニット 1台起動 56L/h×1台×168h=約10kL (2) 大容量送水ポンプ(タイプI) 1台起動 188L/h×1台×168h=約32kL 7日間合計 約42kL
	事象発生直後～ 事象発生24時間後 (=24h)	常用代替交流電源設備 2台起動 ^{※2} (想定負荷に応じた燃料消費量) 510L/h×2台×24h=約25kL
事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)	電源車 1台起動(緊急時対策所用) (定格負荷時の燃料消費量) 100L/h×1台×168h=約17kL	
合計		7日間の軽油消費量 約648kL
判定		非常用ディーゼル発電機等の運転継続に必要な軽油(約532kL)に対して2号炉の軽油タンク(約600kL)の軽油が使用可能。大容量送水ポンプ(タイプI)及び常設代替交流電源設備の運転継続に必要な軽油(約99kL)に対してガスタービン発電設備軽油タンク(約300kL)の軽油が使用可能。電源車の運転継続に必要な軽油(約17kL)に対して緊急時対策所軽油タンク(約18kL)の軽油が使用可能であり、7日間対応可能

※1 事故収束に必要なディーゼル発電機ではないが、保守的に起動を想定し評価

※2 外部電源喪失により自動起動し、緊急用電気品建屋(400kW)への給電を行う。重大事故等対策に必要な機器への電源供給は非常用ディーゼル発電機等により行われているため、常設代替交流電源設備は停止可能であるが、燃料評価上、保守的に事象発生24時間は運転継続するものと想定。なお、ガスタービン発電設備軽油タンクから軽油を抽出する場合にはその時点で常設代替交流電源設備を停止する。

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、長期TB、TBD、TBU、TBP、AE、S1E及びS2E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）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS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。格納容器下部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、格納容器を冷却及び除熱し、溶融炉心から格納容器下部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、格納容器の破損を防止する。

また、溶融炉心の落下後は、原子炉格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系によって格納容器の圧力及び温度を低下させる。

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、原子炉圧力容器

破損ま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。一方、本格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため、原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。したがって本評価では、原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから、これを考慮した有効性評価を実施することとする。

(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熔融燃料－冷却材相互作用」で想定される事故シーケンスでは、格納容器下部への熔融炉心落下を想定する。この状況では、格納容器下部における「熔融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、熔融炉心落下前に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への水張りを行うことから、熔融炉心落下時には格納容器下部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熔融燃料－冷却材相互作用」に伴う圧力スパイク等の発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「熔融炉心・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、「高圧熔融物放出／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である逃がし安全弁の原子炉減圧中における逃がし安全弁の環境緩和を考慮して約 3.67m（ドライウエル水位約 0.02m）から約 3.88m（ドライウエル水位約 0.23m）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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却手段及び代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系による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格納容器の破損防止及び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 高圧熔融物放出／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 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の 3.2.1.(3)の f. 及び g. に示している。なお、f. の格納容器下部への注水は、格納容器下部における「熔融炉心・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、格納容器下部に熔融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」への影響も考慮して格納容器下部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格納容器の破損防止及び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 図から第 3.2.4 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第 3.2.2 図及び第 3.2.3 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 T Q U V 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＋高圧注水失敗＋低圧 E C C S 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋F C I 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 T Q U V 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」に示す通り、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 T Q U V を選定した。一方、プラント損傷状態を L O C A とする場合、事象発生直後から原子炉冷却材が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。このときの圧カスパイクへの影響については、解析条件のうち事故条件の不確かさとして評価する。

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 T Q U V 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 T Q U X 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有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 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・ボイド率変化及び気液分離（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、構造材との熱伝達及び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並びに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）及び原子炉圧力容器外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3.3.1図及び第3.3.2図に、格納容器圧力、格納容器温度、格納容器下部の水位及び注水流量の推移を第3.3.3図から第3.3.6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（約1分間の溶融炉心落下）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0.23MPa[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、格納容器の限界圧力0.854MPa[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128℃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、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、格納容器下部に落下した溶融炉心及び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、溶融炉心が格納容器下部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、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（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、細粒化量及び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下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格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料－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 CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で格納容器下部への初期水張り操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器下部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（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器下部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。本評価事故シナリオでは、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熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、熔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より原子炉压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感度が小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压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 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、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、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（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おり、原子炉压力容器外の熔融燃料－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 4.3 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、熔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熔融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度が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)

(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 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 に対応したものとされており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/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部温度に応じて格納容器下部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 40℃に対して最確条件は約 20℃～約 40℃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格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の格納容器下部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。

初期条件の原子炉水位、炉心流量、サプレッションプール水位及び格納容器圧力は、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部温度に応じて格納容器下部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 31GWd/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 40℃に対して最確条件は約 20℃～約 40℃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、格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の格納容器下部プール水温度が低くなるが、格納容器下部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。

初期条件の原子炉水位、炉心流量、サプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について、原子炉圧力容器外の溶融燃料-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 + H P C S 失敗 + 低圧 E C C S 失敗 + 全交流動力電源喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、第 3.3.7 図に示すとおり、事象発生から約 3.0 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 0.30MPa[gage]となったが、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 0.854MPa[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

操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉压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压力容器下鏡部温度が 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、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでに事象発生から約 2.5 時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作は原子炉压力容器下鏡部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、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

（添付資料 3.3.4）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉压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。

操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損前の初期水張り）については、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでに事象発生から約 2.5 時間の時間余裕があり、格納容器下部注水操作は、原子炉压力容器下鏡部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、原子炉压力容器下鏡部温度 300℃到達時点での中央制御室における格納容器下部への注水操作の操作時間は約 5 分間である。原子炉压力容器破損までに格納容器下部に約 3.67m（ドライウエル水位 0.02m）の水位が形成されていれば評価項目を満足する結果となり、格納容器下部に約 3.67m

の水位を形成するまで、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）にて約 1.2 時間で注水可能であり、格納容器下部注水を事象発生から約 2.5 時間後に開始すると、事象発生から約 3.7 時間後に水位形成可能である。原子炉圧力容器破損までの時間は約 4.3 時間後であることから、格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して 0.6 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、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部注水により原子炉圧力容器破損前に格納容器下部へ約 3.67m から約 3.88m 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＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋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、格納容器の限界圧力 0.854MPa[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。

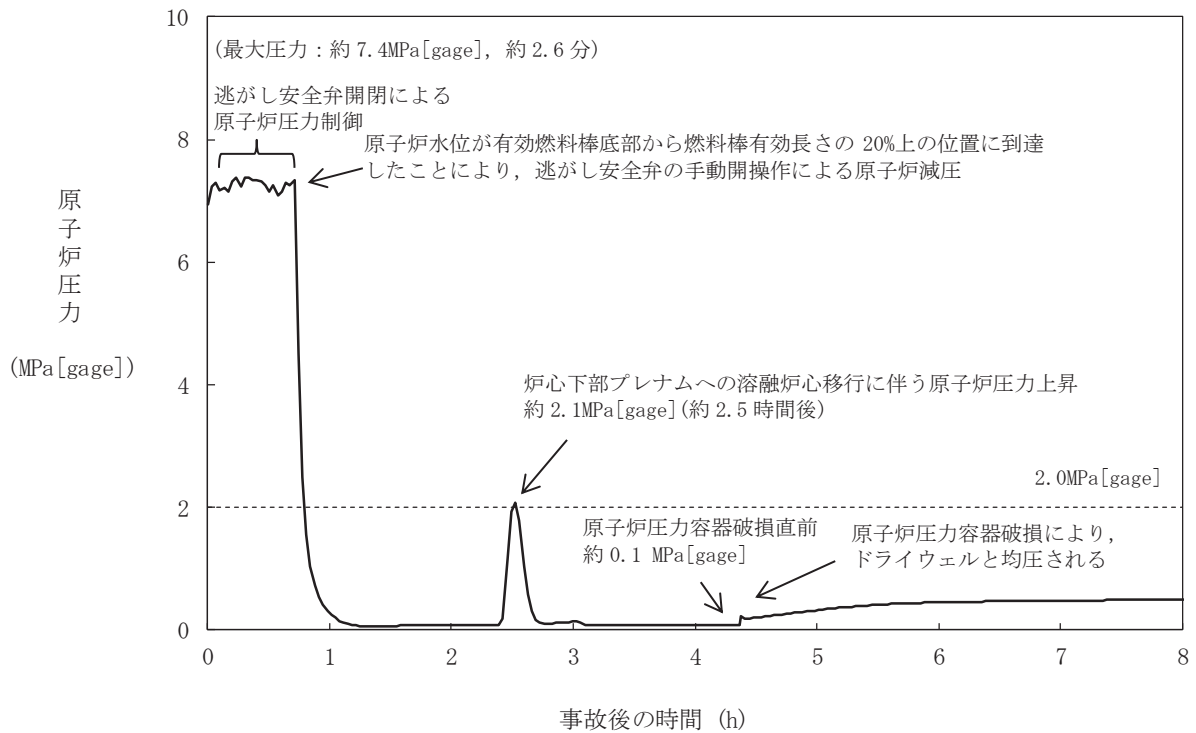
（添付資料 3.5.1）

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

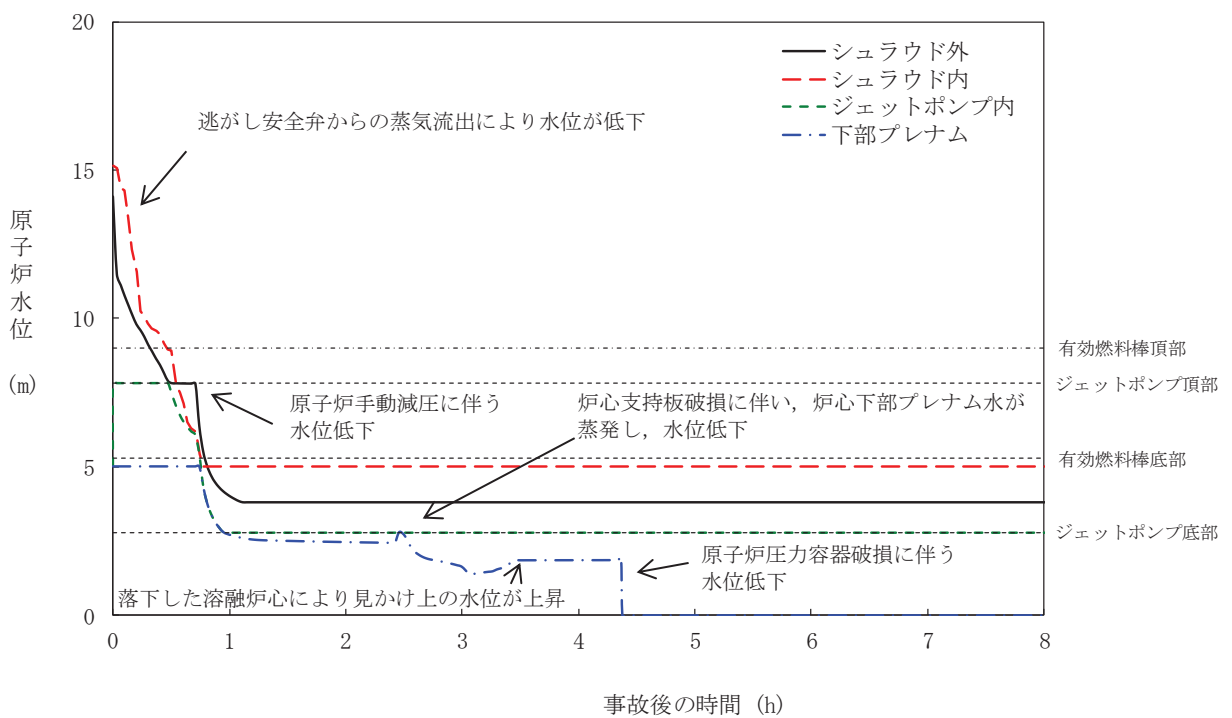
与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応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。

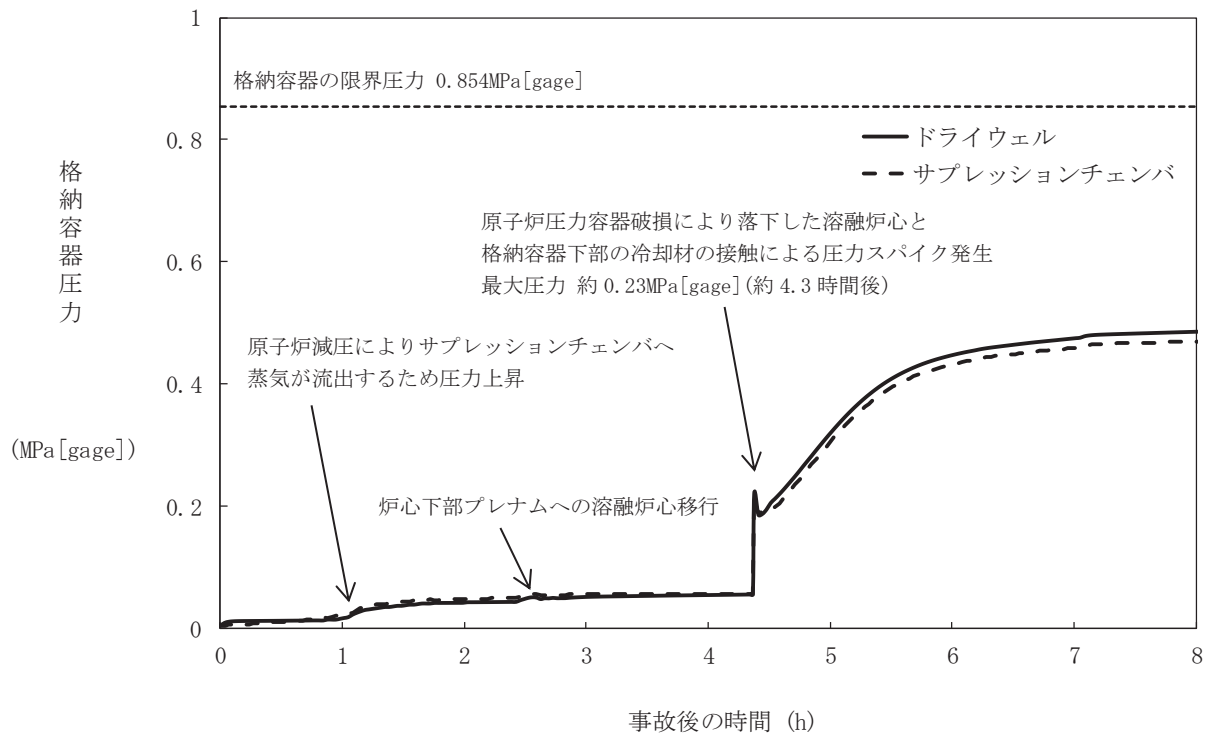
以上のことから、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。



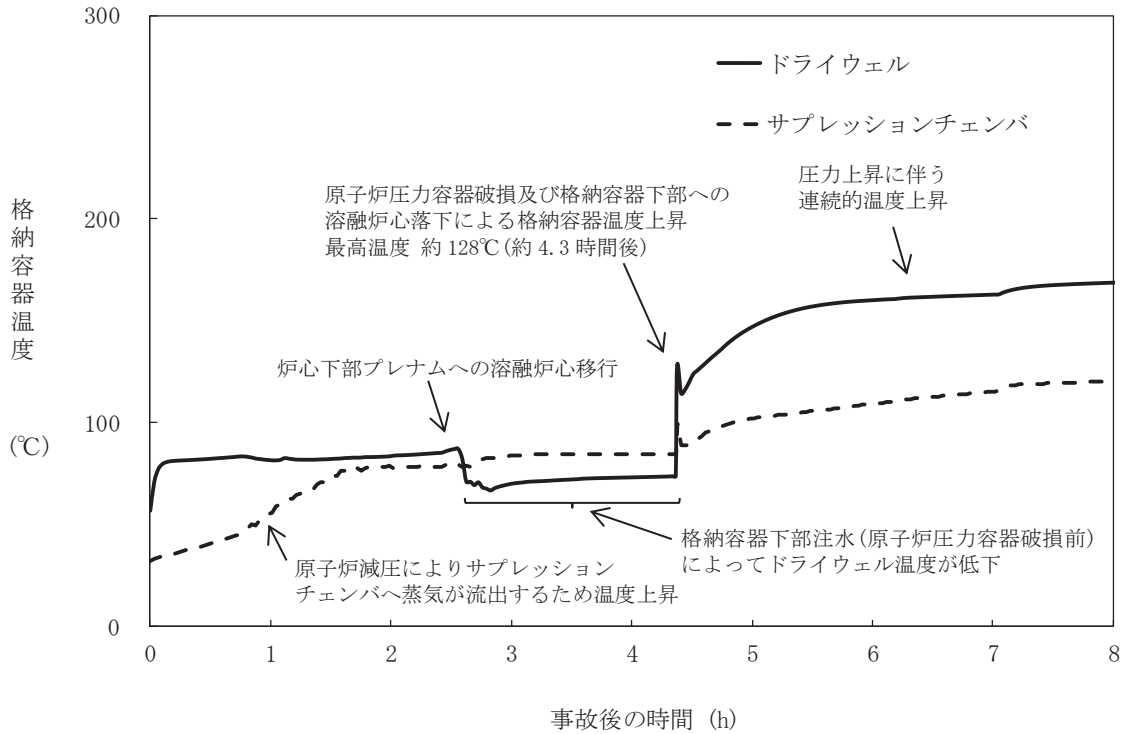
第 3.3.1 図 原子炉圧力の推移



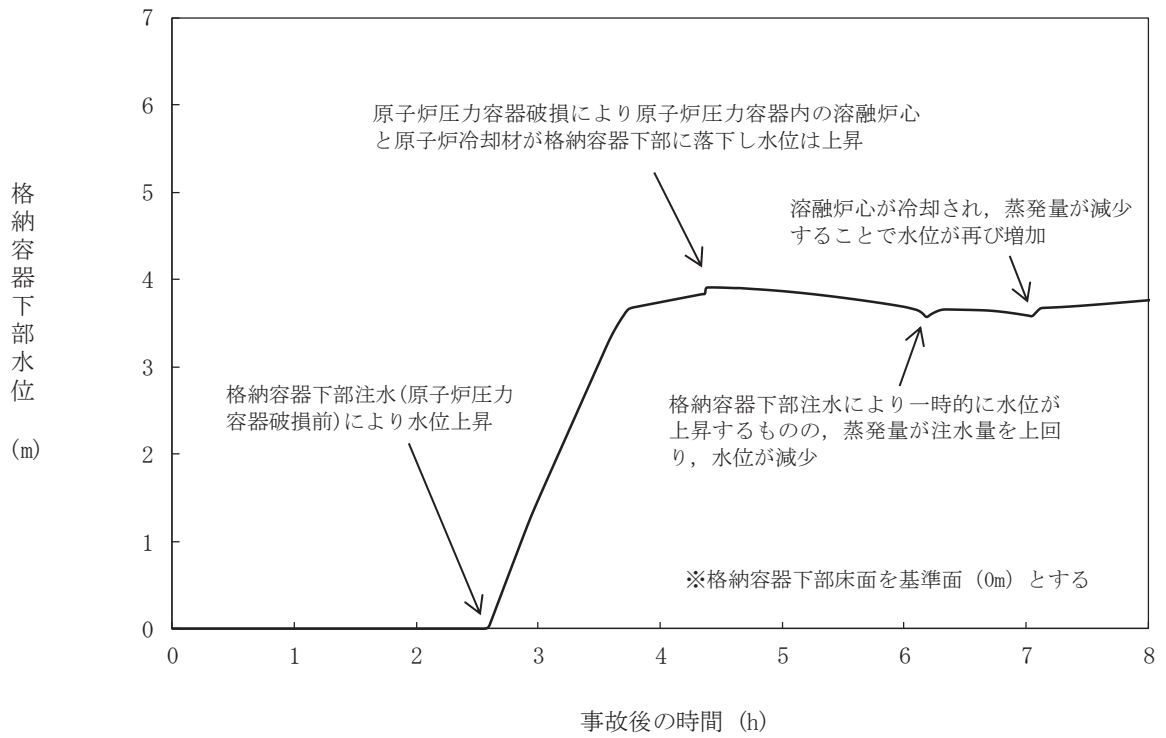
第 3.3.2 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



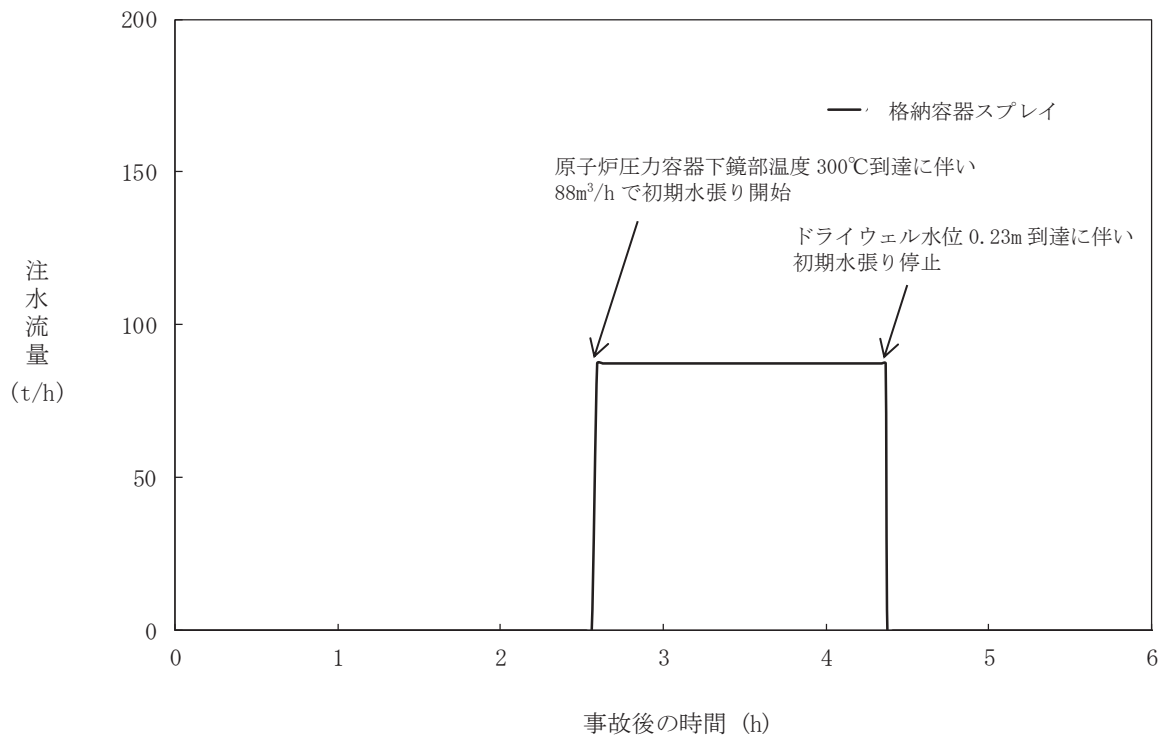
第 3.3.3 図 格納容器圧力の推移



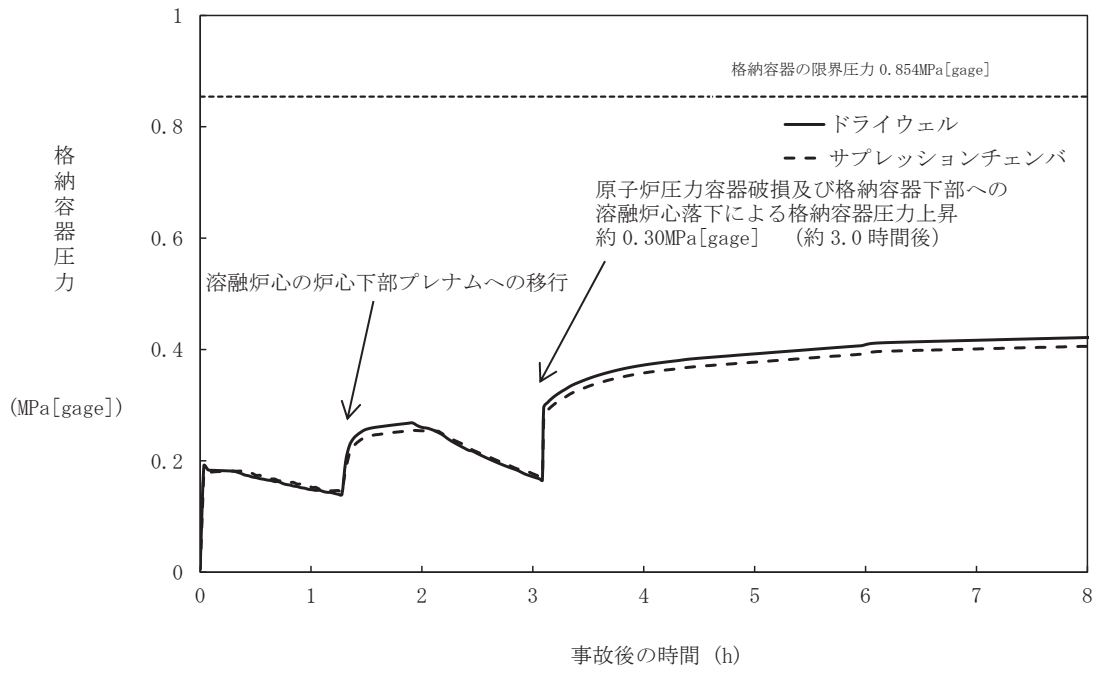
第 3.3.4 図 格納容器温度の推移



第 3. 3. 5 図 格納容器下部水位の推移



第 3. 3. 6 図 注水流量の推移



第 3.3.7 図 格納容器圧力の推移
 (大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失)

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

1. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の概要

炉心損傷後、溶融燃料と冷却材が接触すると、一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され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。

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

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

水蒸気爆発が発生するためには、トリガリングが働く必要があり、さらにデブリ粒子と冷却材の接触が瞬時に粗混合領域全体に伝播する必要がある。水蒸気爆発に至らない場合でも、急速な蒸気発生による圧力上昇（圧カスパイク）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 イスプラ研究所で実施された FARO 実験、KROTOS 実験、(旧) 原子力発電技術機構で実施された COTELS 実験、韓国原子力研究所で実施された TROI 実験等がある。これらの実験では UO_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 F C I の実験から得られた知見については、付録 3 「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について」第 5 部 MAAP の添付 2 「溶融炉心と冷却材の相互作用について」に示した。これまでの UO_2 を用いた実験では、KROTOS 実験及び TROI 実験の一部の実験ケースにおいて、水蒸気爆発の発生が報告されている。

このうち、KROTOS 実験は、溶融炉心が水中に落下している時に容器の底から圧縮ガスを供給し、膜沸騰を強制的に不安定化させて (外部トリガを与えて) いるため、実機で起こるとは考えられない条件で実験した結果であるが、機械的エネルギ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。

TROI 実験については、No. 10, 12, 13 及び 14 実験において、外部トリガがない条件で水蒸気爆発が観測されている。しかしながら、TROI 実験で用いた溶融物の過熱度が実機条件の過熱度 (300K 程度) に比べてかなり高いことが水蒸気爆発の発生に至った理由と考えられ、実機条件に近い溶融物温度では水蒸気爆発の発生可能性は小さいと考えられる。また、自発的に水蒸気爆発が発生したとされる No. 13 のエネルギー変換効率は 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 FCI 実験において水蒸気爆発が発生したケースでは、水蒸気爆発のトリガを発生させるための装置を用いている。水蒸気爆発のトリガは粗混合粒子の周囲に形成される蒸気膜の崩壊に起因すると考えられており、上述の実験で用いられたトリガ装置は蒸気膜を不安定化させる効果があると考えられるが、一方、実機条件ではこのようなトリガ装置で発生させているような圧力外乱となる要因は考えられない。

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

以 上

水蒸気爆発の発生を仮定した場合の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、格納容器の健全性に対する影響を確認しておくことは、格納容器下部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 JASMINE、構造応答解析コード LS-DYNA により圧力伝播挙動及び構造応答、格納容器圧力等の過渡応答を求める。これらの解析コードに対して構築した評価モデル及び入力の詳細は添付資料 1.5.1 の(3)に示している。溶融炉心の物性値は JASMINE コードに付属している溶融コリウム模擬のライブラリから、デブリ物性値が実機条件に近いと考えられるライブラリを用いた。また、これらの解析コードへの入力条件の一部は、シビアアクシデント総合解析コード MAAP を用いて評価した、「3.3 炉外の溶融燃料-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、格納容器下部に水位 4.2m の水張りが実施されているものとした。この格納容器下部水位はベント管の下端位置までの水位を包絡する水位であり、初期水張りは水位約 3.88m (ドライウェル水位 0.23m) から約 3.67m (ドライウェル水位 0.02m) の間で管理することからこの条件は運用上の上限を包絡する水位である。水蒸気爆発は水位が深い方が発生する機械的エネルギーが大きくなることから本条件はベースケースに対して保守的な条件である。

なお、応力評価の対象としている内側鋼板及び外側鋼板（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並びに格納容器下部内側鋼板及び外側鋼板の応力の推移を図 1 から図 3 に示す。また、参考として、内側鋼板の応力の推移（3次元方向）を図 4 に示す。外側鋼板の応力の推移（3次元方向）を図 5 に示す。

水蒸気爆発の発生を想定した場合に格納容器下部の水に伝達される運動エネルギーの最大値は、約 37MJ である。このエネルギーを入力とし、格納容器下部内側鋼板及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、ミーゼス相当応力では格納容器下部の内側鋼板にかかる応力は約 379MPa、外側鋼板にかかる応力は約 192MPa 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。また、構造上、格納容器下部の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格納容器下部の外側鋼板のみで維持可能である。

なお、水蒸気爆発の評価のように多くの応力成分が作用する多軸応力場において、降伏評価を行う代表的な方法として、上記のミーゼス相当応力による評価とトレスカ応力による評価がある。

ミーゼス相当応力は、主応力及びせん断応力からせん断ひずみエネルギーを求め、せん断ひずみエネルギーが降伏応力を超過すると降伏が起こるという評価方法であり、ASME code Sec. IIIにおいて、原子炉圧力容器材料に使用するような延性材料については、降伏評価への適用性が良いとされている手法であり、FEM 解析では一般的に用いられている手法である。

一方、トレスカ応力は、主応力から最大せん断応力を求め、最大せん断応力が降伏応力を超過すると降伏が起こるという評価方法である。トレスカ応力も同様に ASME code Sec. IIIにて適用性がよいとされており、ミーゼス相当応力より簡便的な取り扱いができることから工事計画認可等で標準的に用いられている。トレスカ応力における評価結果は内側鋼板にかかる応力は約 428MPa、外側鋼板にかかる応力は約 210MPa であり、ミーゼス相当応力より保守的な値を示すものの、内側及び外側鋼板の降伏応力を下回る値であり、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。

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

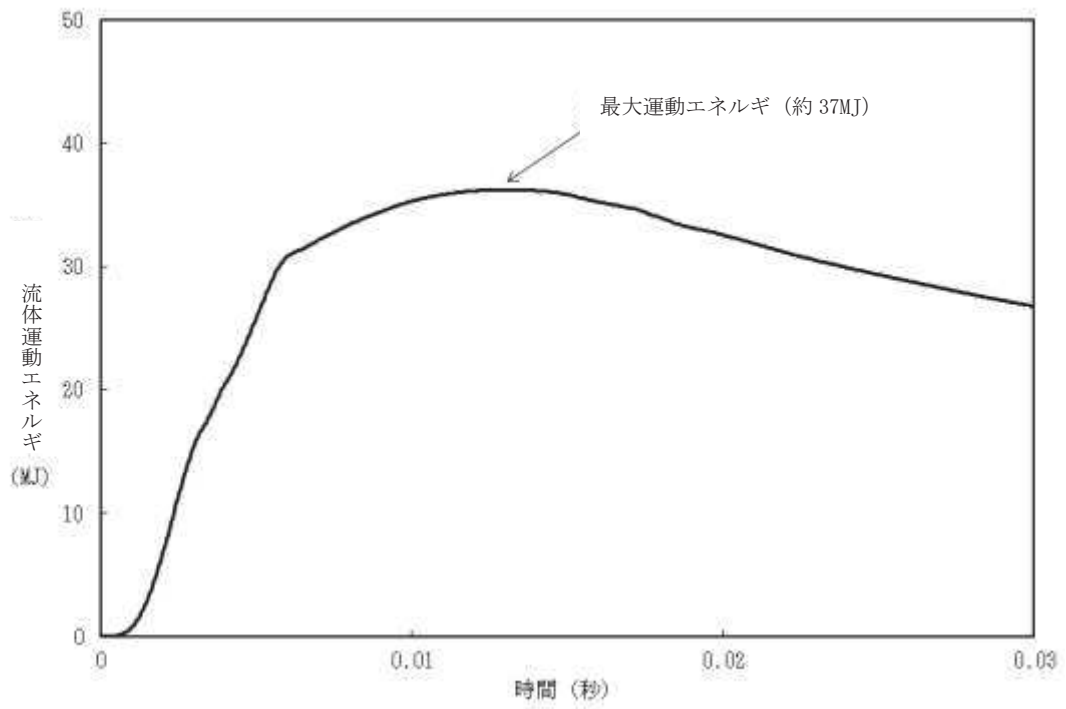


図1 水蒸気爆発によるエネルギーの推移^{*1}

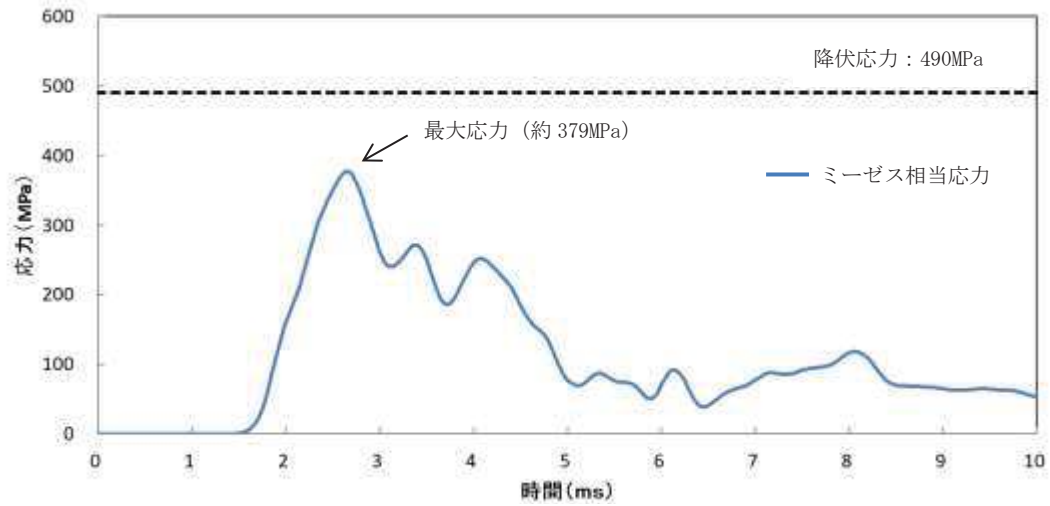


図2 格納容器下部内側鋼板の応力の推移^{※1}

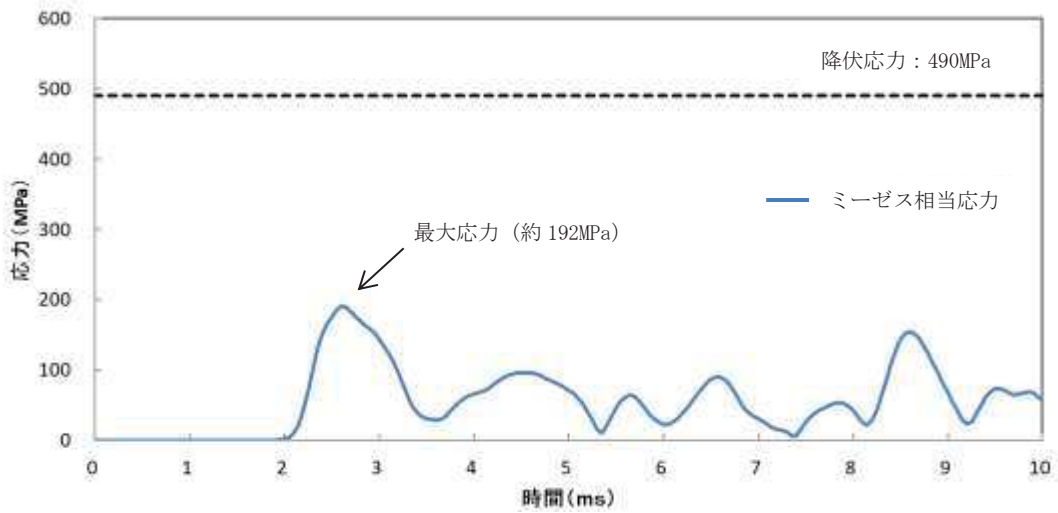


図3 格納容器下部外側鋼板の応力の推移^{※1}

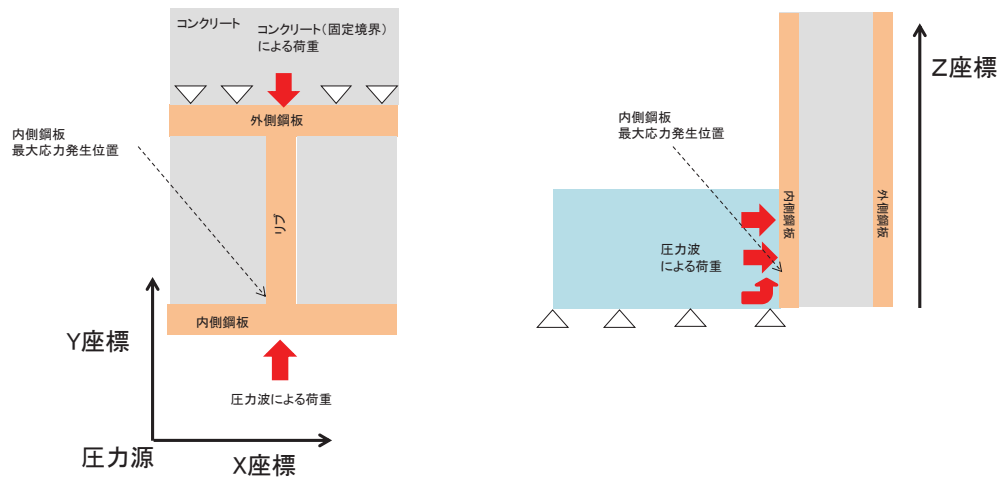
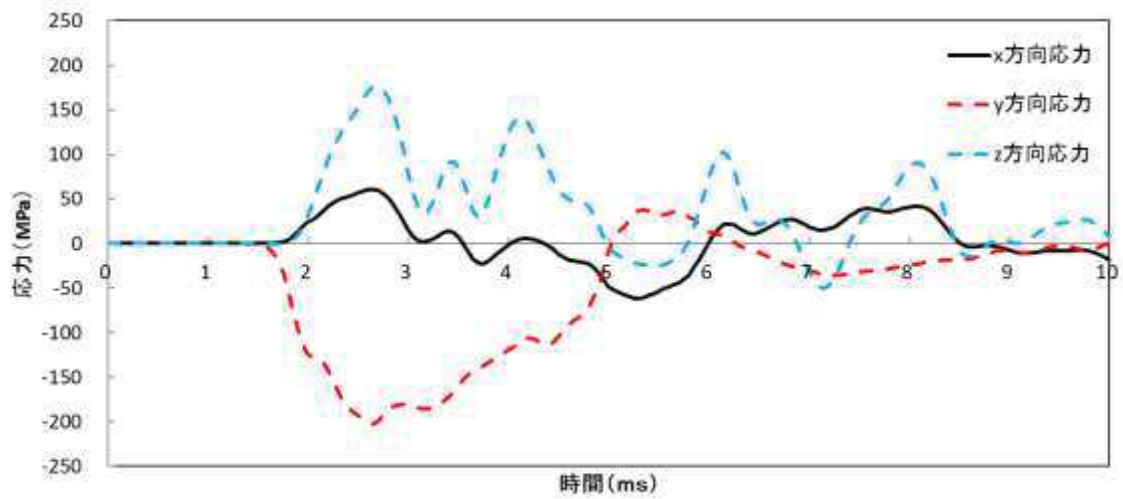


図4 格納容器下部内側鋼板の応力の推移（3次元方向）※1

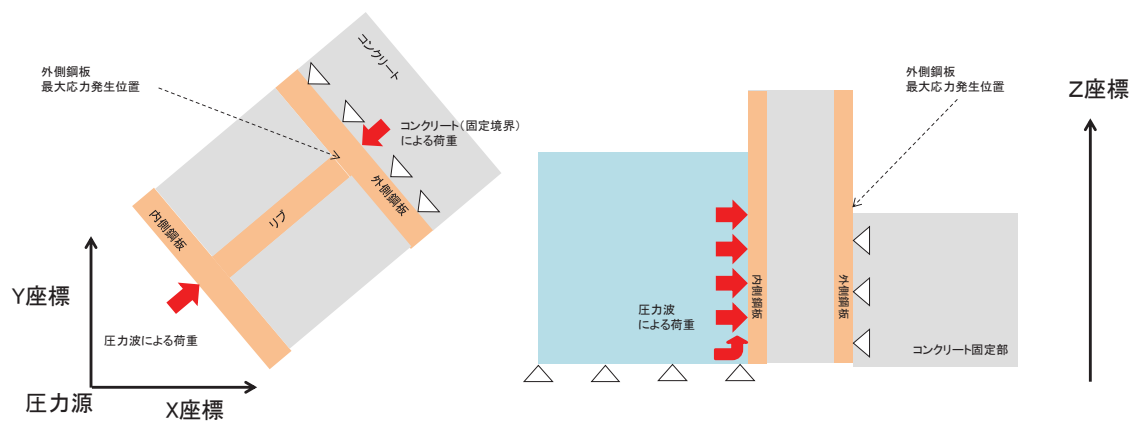
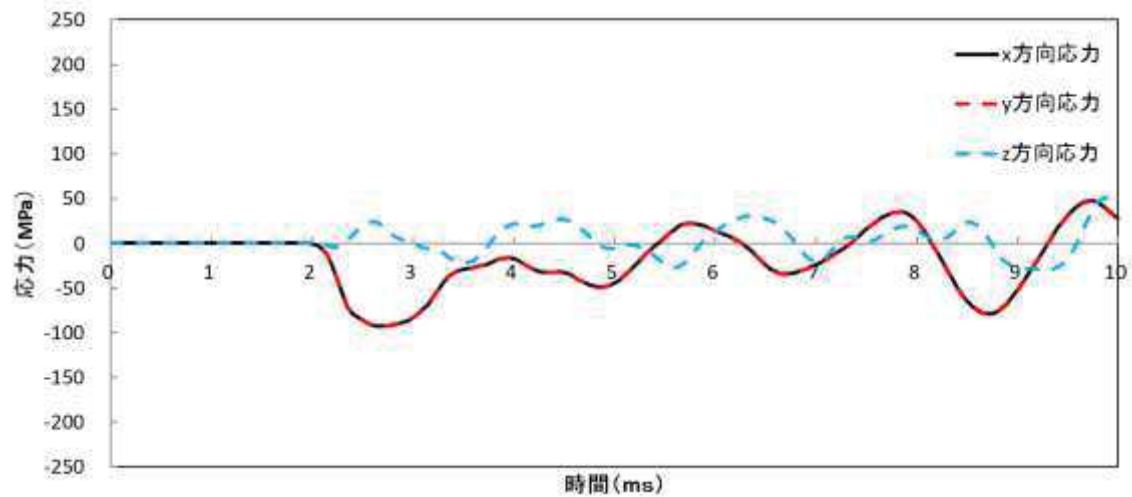


図5 格納容器下部外側鋼板の応力の推移（3次元方向）※1

※1 JASMINE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー（図1）の最大値を LS-DYNA への時刻0での入力とし、格納容器下部鋼板の応力の推移（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炉心-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
JASMINE	ペDESTアル水深	4.2m	ベント管下端までの水位を包絡する値として設定
	格納容器下部への水張りに用いる水の温度	40℃	外部水源の水温として設定
	粗混合粒子径	4mm	FARO 試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
LS-DYNA	爆発計算時の微粒子径	50 μm	FARO, KROTOS 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
	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。

格納容器下部への水張り実施の適切性

炉心の溶融が進展し、溶融炉心が原子炉圧力容器（以下、「RPV」という。）底部から流出するような場合には、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、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。RPV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、格納容器下部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、RPV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格納容器内圧力の急激な上昇（以下、「圧力スパイク」という。）が生じるほか、実機条件における大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は低いと推定されるものの水蒸気爆発が発生する可能性も考慮に入れる必要がある。初期水張りの水深によって想定される影響の程度は変化すると考えられることから、初期水張りを実施する場合には、両者の影響を考慮して水位を決定する必要がある。以下に初期水張りにおける水位設定の考え方を示す。

1. 格納容器下部への水張りのFCIに対する影響

FCIとして生じる主な現象は、圧力スパイクである。

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、又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、発生する機械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。

圧力スパイクは、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。

2. 格納容器下部への水張りのMCCIに対する影響

格納容器下部への初期水張りに失敗し、熔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、熔融炉心上部にクラストが形成され、熔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. 格納容器下部への水張りの DCH に対する影響

DCH に対する格納容器破損防止対策として原子炉の減圧を継続している状況で格納容器スプレイを実施した場合、格納容器の温度が低下し、逃がし安全弁の環境条件の緩和に期待できる。ただし、女川 2 号炉のような Mark-I 改良型格納容器では、スプレイ水が格納容器下部に流入し、格納容器下部水位が上昇することから、原子炉圧力容器破損前の格納容器スプレイを考慮した格納容器下部水位を設定する必要がある。

4. 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格納容器への影響の観点では低い方が良く、MCCI による格納容器への影響の観点では高い方が良い。また、3. に示した通り、DCH の格納容器破損防止対策の逃がし安全弁の原子炉減圧中の逃がし安全弁の環境緩和の観点では水張りの時間が長い方がよい。

従って、FCI の水蒸気爆発が発生した場合の評価により格納容器の健全性を確認した上で、MCCI 緩和及び逃がし安全弁の環境緩和を長期間実施するために初期水張りの水位を高く設定するという考えから女川 2 号炉においては、初期水張り水位を約 3.67m（ドライウェル水位約 0.02m）から約 3.88m（ドライウェル水位約 0.23m）の間で管理する運用としている。ベースケースにおける初期水張り水位は、格納容器下部水位約 3.67m から約 3.88m の間であり、その水位（約 3.84m）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. 管理水位の上限

格納容器下部水位 3.88m における FCI 及び MCCI の影響は以下の通り。格納容器下部水位が 4.2m において水蒸気爆発が発生した場合においても格納容器の健全性に問題ないことを確認したが、水蒸気爆発の影響を低減するため、ドライウェル水位計の設置高さである格納容器下部水位 3.88m（ドライウェル水位

0.23m) を管理水位の上限とした。

(a) FCI の影響の観点

(i) 水蒸気爆発

1. に示した通り、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、格納容器下部の水位について、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、水蒸気爆発に伴い格納容器下部に与えられる荷重は大きくなる。このことから、格納容器下部の水深が 4.2m の場合の影響を評価し、問題がないことを確認している。

(添付資料 3.3.2) したがって、格納容器下部の水深が 4.2m より低い 3.88m の場合、水蒸気爆発による発生エネルギーは小さくなり、格納容器の健全性に問題がないと考えられる。

水蒸気爆発が発生した際の気相部の挙動については、JASMINE コードを用い、格納容器下部の空間部での格納容器圧力を評価した。評価結果を図 1 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、RPV 底部に到達する時点では 0.450MPa[abs] 以下となる。0.450MPa 程度の圧力波によって RPV が損傷に至ることは想定し難いことから、圧力波による RPV への影響は無視できる程度と考える。格納容器への影響については、格納容器の構造上、格納容器下部において発生した圧力波が減衰されないまま格納容器上部に到達することは考えにくい。仮に 0.450MPa 程度の圧力波が RPV 上部の壁面に到達しても、格納容器の限界圧力 (0.854MPa[gage]) 未満であることから、格納容器が破損に至ることはない。

また、格納容器下部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 RPV の底部に衝突する可能性が考えられる。

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。初期水張り水位 3.88m、ペDESTAL の径 5.5m の場合、アスペクト比が約 0.7 となることから、水塊の上昇を含む最大水位は約 9m となる。この高さは格納容器下部床面から RPV 底部までの高さである約 10m よりも低いことから、水塊が RPV の底部に衝突することはなく、水塊による衝撃により、格納容器の支持機能の健全性に与える影響はない。

(ii) 圧力スパイク

初期水張り水位 3.88m のときの格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図 2 及び図 3 に示す。RPV が破損して、熔融炉心が格納容器下部の水中に落下する際に圧力スパイクが生じるが、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 0.23MPa[gage] であり、格納容器の限界圧力

0.854MPa[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。また、圧カ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131℃であり、格納容器の限界温度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。

(b) MCCI の影響の観点

4. (2)b. (b)において、水深が3.67mの場合のMCCIの評価結果を示しており、格納容器の健全性に問題が無いことを確認している。格納容器下部の初期水張りの水深が3.88mの場合、それより水深が深いため、水深3.88mにおいても格納容器の健全性に問題が無いと考えられる。

b. 管理水位の下限

格納容器下部水位3.67mにおけるFCI及びMCCIの影響は以下の通り。圧カスパイク並びにMCCIの冠水評価及びコンクリート侵食量評価の結果を踏まえ、ドライウェル水位計の設置高さである格納容器下部水位3.67m（ドライウェル水位0.02m）を管理水位の下限とした。

(a) FCI の影響の観点

(i) 水蒸気爆発

4. (2)a. (a) (i)にて述べた通り、格納容器下部の水深が4.2mの場合の水蒸気爆発評価及び水蒸気爆発が発生した場合の気相部の挙動について格納容器の健全性に問題がないことを確認しており、格納容器下部の水深が4.2mより低い3.67mの場合においても、格納容器の健全性に問題がないと考えられる。

また、水蒸気爆発が発生した場合の水塊による水位上昇の影響は、初期水張り水位3.88mの場合について、格納容器の支持機能の健全性に与える影響はないことを確認しており、格納容器下部の水深が4.2mより低い3.67mの場合においても、格納容器の支持機能の健全性に与える影響はないと考えられる。

(ii) 圧カスパイク

初期水張り水位3.67mのときの格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図4及び図5に示す。RPVが破損して、熔融炉心が格納容器下部の水中に落下する際に圧カスパイクが生じるが、圧カ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0.22MPa[gage]であり、格納容器の限界圧力0.854MPa[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。また、圧カ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128℃であり、格納容器の限界温度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。

(b) MCCI の影響の観点

初期水張り水位を 3.67m とした場合の冠水評価を別添に示す。RPV 破損によって熔融炉心が落下した後、熱伝達により水位は徐々に低下していくが、熔融炉心の堆積高さまで水位が低下するまでの時間は RPV 破損から約 76 分後であり、格納容器下部注水操作をするために十分な時間余裕があることを確認した。また、このときの MCCI によるコンクリート侵食量及び格納容器下部水位の評価結果を図 6 及び図 7 に示す。侵食量は床面、壁面ともに 2 cm 以下であり、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

c. DCH の影響の観点

ベースケースにおいて、DCH に対する格納容器破損防止対策を考慮して、格納容器下部への注水を原子炉格納容器スプレイ冷却系（常設）にて行った場合、RPV 破損まで格納容器スプレイを実施した場合においても、RPV 破損時点における格納容器下部水位は約 3.84m であり、上記の 4. (2)a. 及び b. にて確認した格納容器水位 3.88m から 3.67m の範囲内であることを確認した。

5. 結論

女川 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、初期水張り水位の範囲を約 3.67m から約 3.88m の間と設定している。ベースケースにおいて、DCH に対する格納容器破損防止対策を考慮して、格納容器下部への注水を原子炉格納容器スプレイ冷却系（常設）にて行った場合でも RPV 破損時点において、この範囲内であることを確認している。

以上

参考文献

- [1] V. Tyrpekl, Material effect in the 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

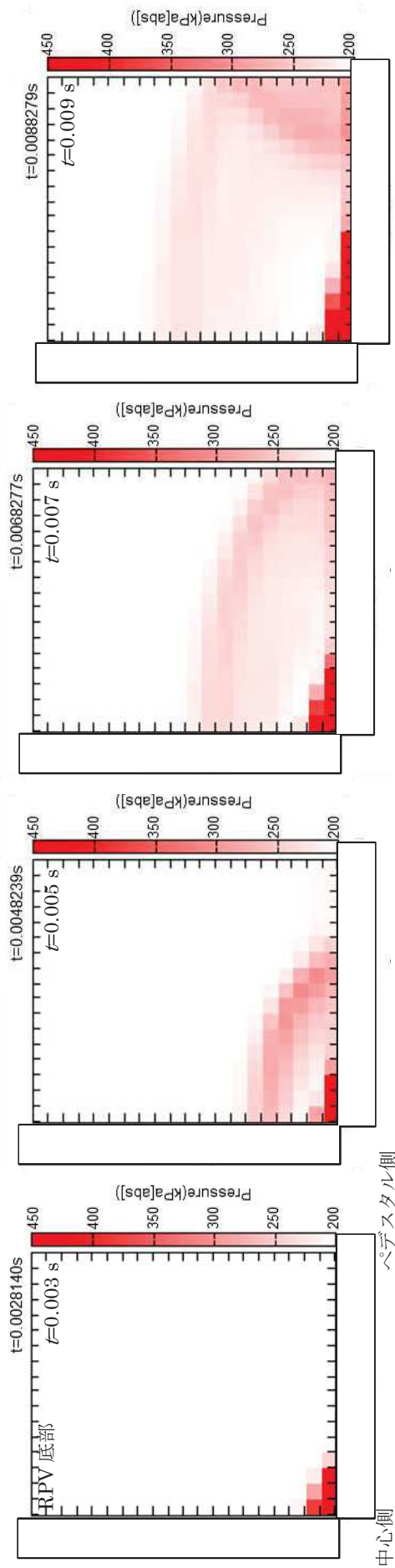


図 1 格納容器下部 初期気相部の の圧力変化図

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

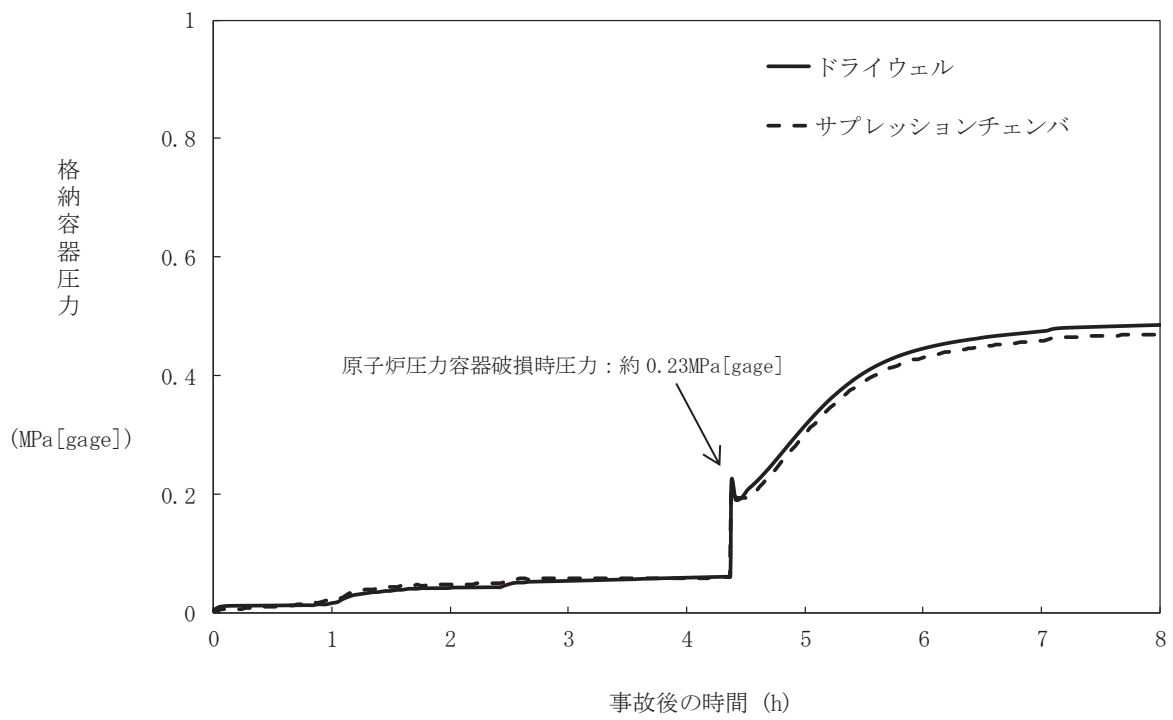


図2 格納容器圧力の推移 (初期水張り水位 3.88m)

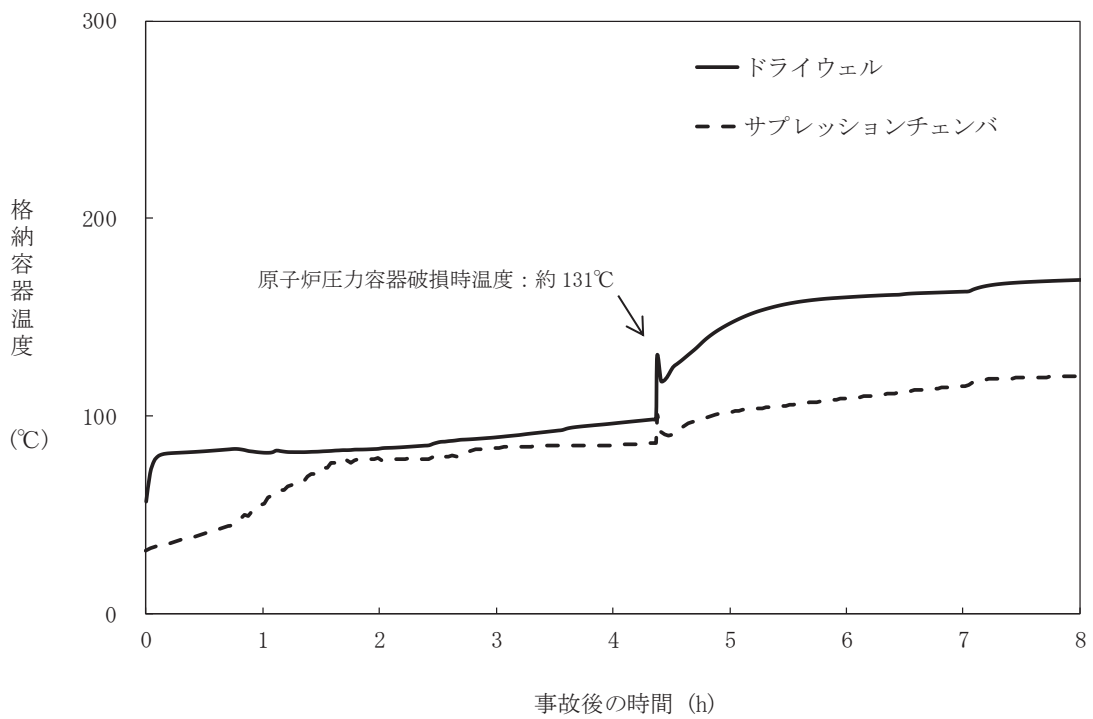


図3 格納容器温度の推移 (初期水張り水位 3.88m)

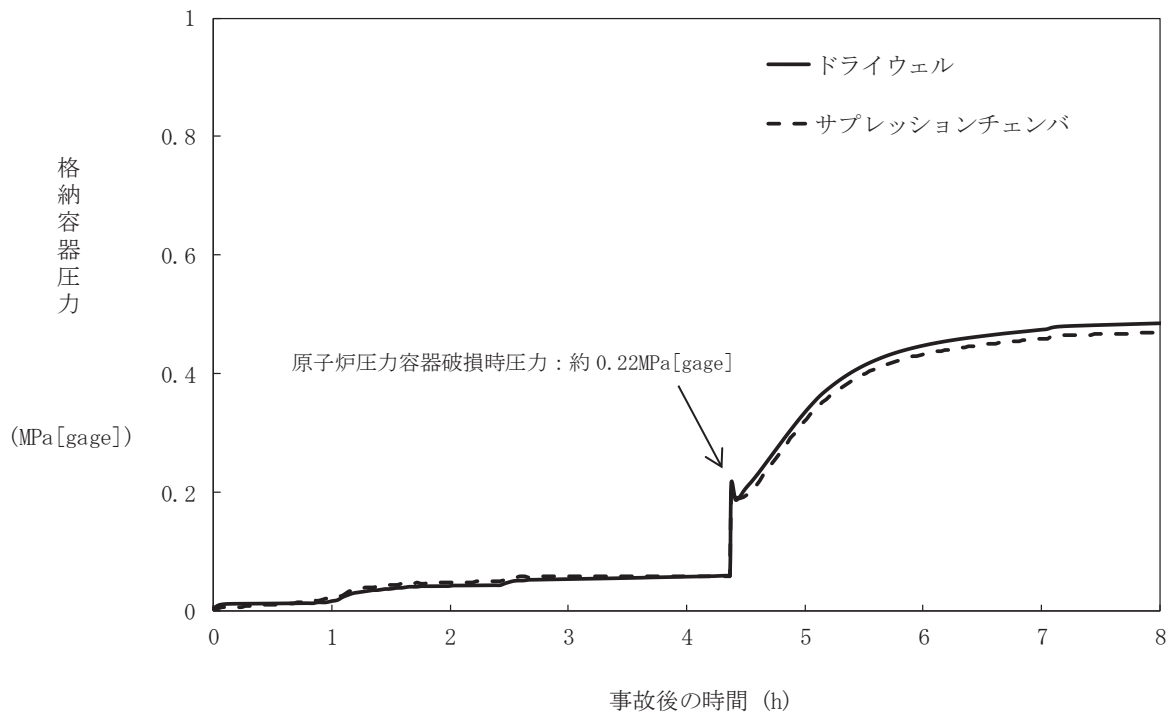


図4 格納容器圧力の推移 (初期水張り水位 3.67m)

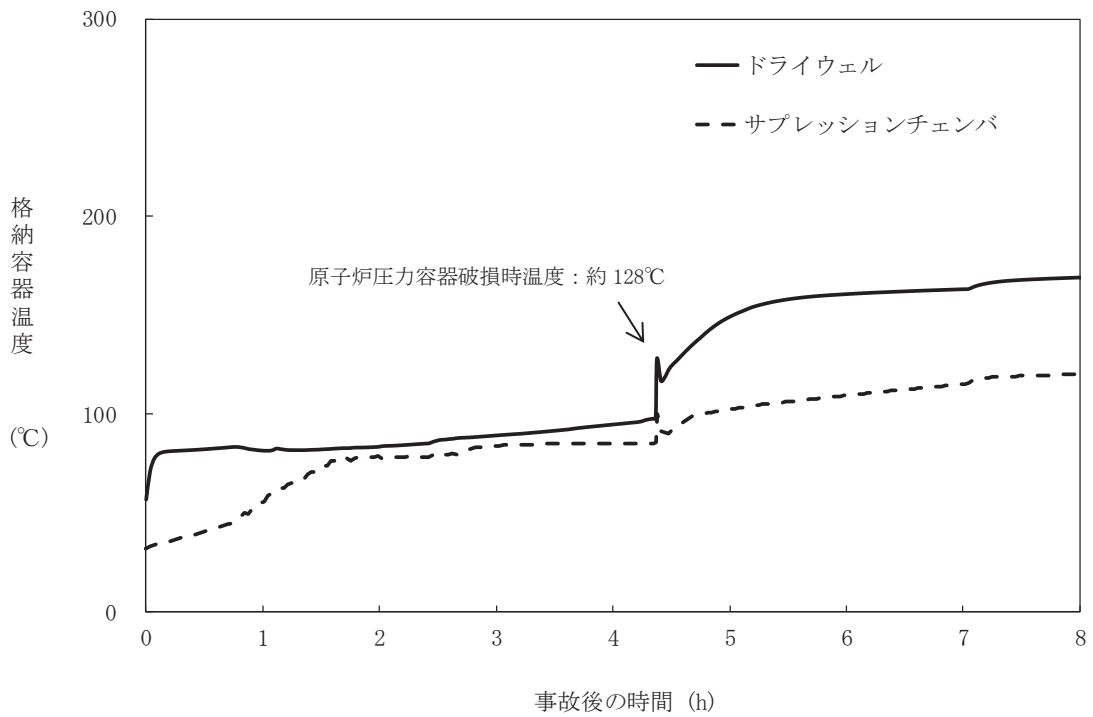


図5 格納容器温度の推移 (初期水張り水位 3.67m)

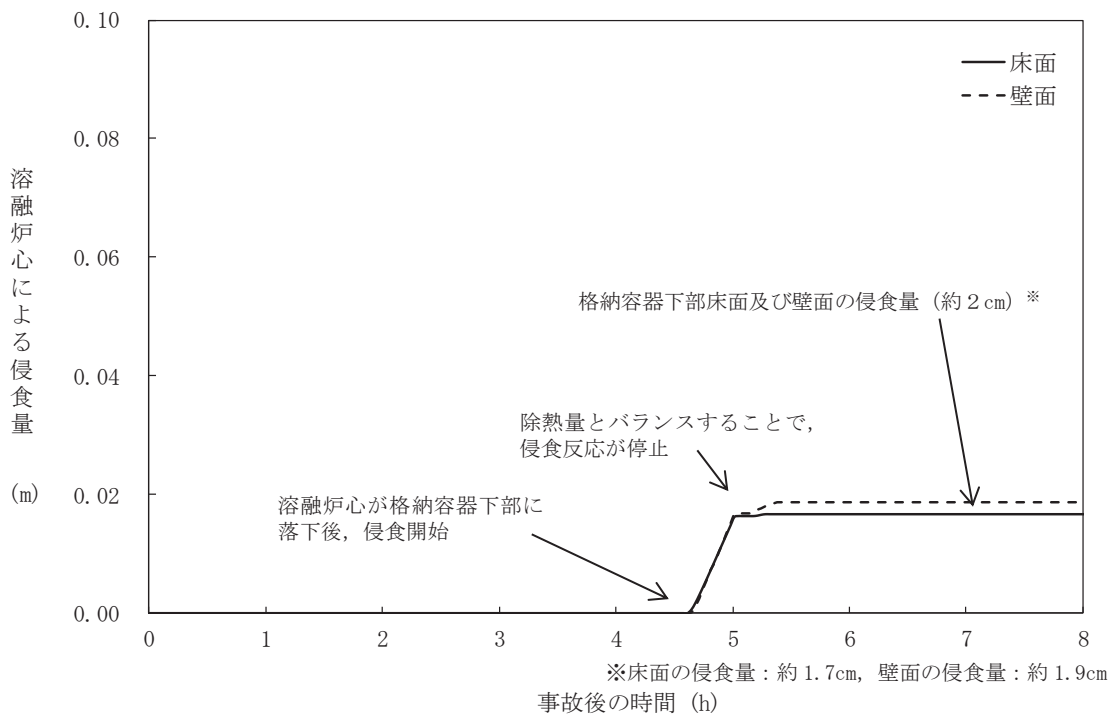


図 6 コンクリート侵食量の推移 (初期水張り水位 3.67m)

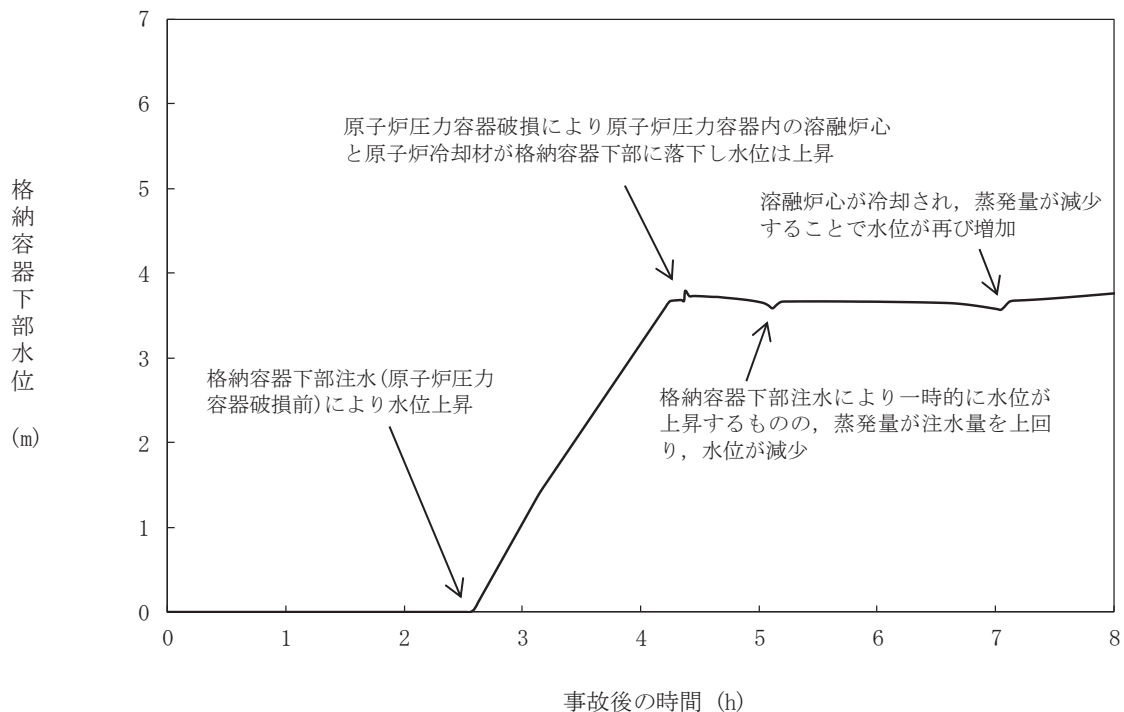


図 7 格納容器下部水位の推移 (初期水張り水位 3.67m)

格納容器下部の水位が 3.67m の場合における溶融炉心の冠水評価

初期水張りの格納容器水位の下限である 3.67m の場合における溶融炉心の冠水評価を以下に示す。

(1) 溶融炉心の堆積高さ

溶融炉心の堆積形状を図 1 に示す。ポロシティを考慮したデブリ堆積高さ H_{corium} は式(1) で評価する。

$$H_{corium} = (V_m * (1 - \Phi_{ent}) + V_s + V_m * \Phi_{ent} / (1 - \varepsilon)) / S_{pd} \quad (1)$$

ここで、

V_m : 溶融物体積 (約 27m³)

V_s : ペDESTAL内構造物体積 (約 6m³)

Φ_{ent} : Ricou-Spalding 相関式に基づく粒子化割合 0.611 (別紙参照)

ε : ポロシティ (0.5) (0.26 (面心立方格子) から 0.48 (単純立方格子) を包絡する値)

S_{pd} : ペDESTAL床面積 (約 24m²)

式(1)から溶融炉心堆積高さは、約 2.09m となる。

(2) 溶融炉心堆積形状の不確かさ評価

溶融炉心が均一に堆積しない場合の堆積高さについて評価する。

PULiMS 実験において確認された溶融炉心堆積高さと拵がり距離のアスペクト比を適用し、溶融炉心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。

(1) の堆積高さに対して、アスペクト比を考慮した場合の溶融炉心の堆積形状として、図 2 のように、連続層については、円柱上に円錐が堆積した形状とし、その上に粒子状デブリが一様に堆積する形状を仮定する。ここで、アスペクト比は、PULiMS 試験で得られた 1 : 16 を想定する*。これを元に初期水張り 3.67m における堆積高さを計算した結果、堆積高さは約 2.32m 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拵がった場合であることから、ペDESTAL直径 5.5m にアスペクト比を考慮すると、頂点部分の堆積高さは約 0.34m 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。
- ・ 溶融炉心の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、溶融炉心堆積形状が山状の場合、均一化した場合と比較して溶融炉心上部水プールとの伝熱面積が増加して、水位低下が早くなる可能性があるが、伝熱面積の増加分は1%未満である。したがって、伝熱面積の増加による格納容器下部水位変化への影響は小さく、溶融炉心露出までの時間への影響は小さい。

※PULiMS 実験のうち、溶融物量が比較的大きいE4 実験において、平均堆積高さ 41mm に対して、拡がり距離は 740mm×560mm となっている（表 1，図 3）。アスペクト比としては 1:18~1:14 程度となっており、おおよそ 1:16 程度の拡がり挙動を示している。デブリ堆積高さの評価としては、ポロシティやペDESTAL内構造物量等の保守的な設定をしているため、不確かさ評価として考慮するアスペクト比としては、実験結果に基づく平均的な値として 1:16 を適用し評価を行う。

PULiMS 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堆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アスペクト比 1:16 とするため、本評価では円柱上に円錐が堆積した形状の連続層の上に粒子状デブリが一様に堆積する形状を仮定する。

(3) 溶融炉心の冠水評価

溶融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合、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した際の水位低下量評価を行った。その結果、不確かさを考慮した溶融炉心の堆積高さ約 2.32m まで水位が低下するまでの時間は、RPV 破損から約 76 分後であり、RPV の破損を判断し、格納容器下部注水操作をするために十分な時間余裕があることを確認した。

[1] A.Konovalenko, et al., "Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-Coolant Interaction," Proceedings of NUTHOS-9, N9P0303, Taiwan (2012).

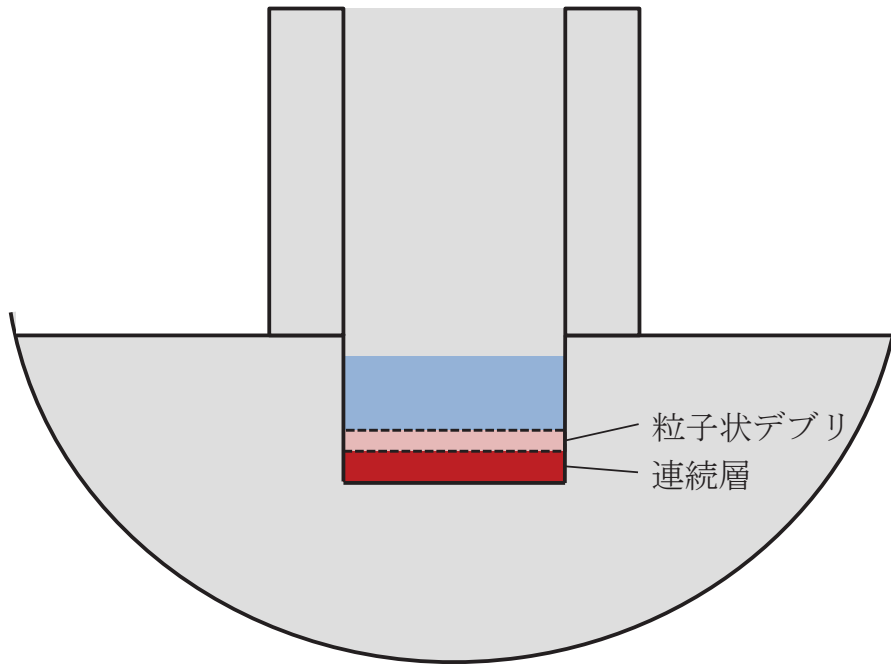


図1 溶融炉心堆積形状

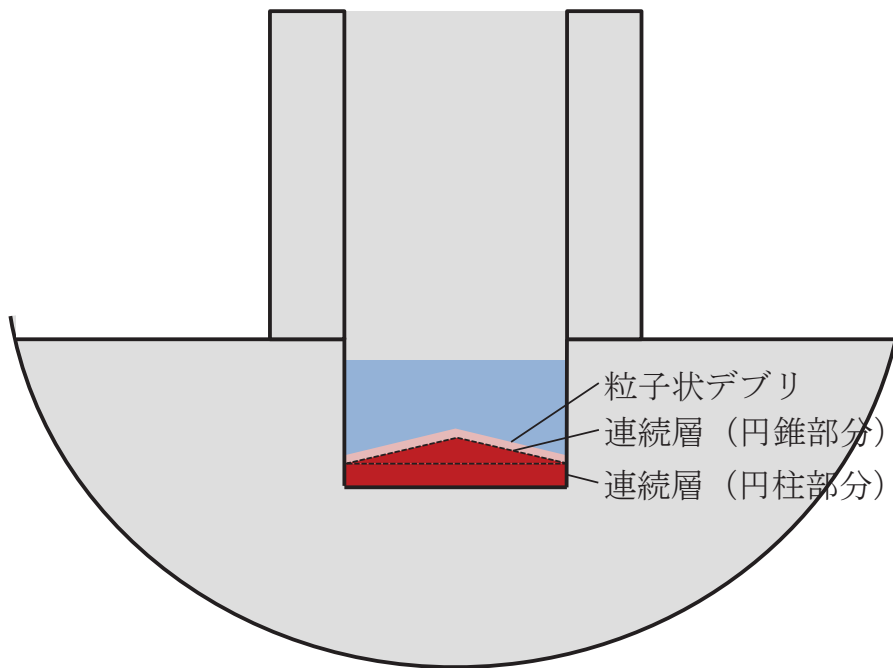


図2 溶融炉心堆積形状 (不確かさ考慮)



図3 PULiMS 実験結果 (E4) [1]

表1 PULiMS 実験条件と結果[1]

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	B 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 _{sub} , °C	870	1027	870	870	1231
T _{bat} , °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 $x \times y$, mm	460x440	~750x750	740x560	-
Cake size $x \times y$, mm	~430x320	~750x750	711x471	~400x420
Max debris height, mm	93	unknown	106	50
Area averaged debris bed height, mm	31	~30	30	22
Volume averaged debris bed height, mm	50	unknown	41	28
Debris height under injection point, mm	48	unknown	50	39
Total area occupied by cake, m 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

粒子化割合の評価

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

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

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

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溶融炉心ジェット径 (m)

$d_{dj,o}$: 気相部落下を考慮した水面における溶融炉心ジェット径 (m)

ρ_{dj} : 溶融炉心ジェット密度 (kg/m³)

ρ_w : 水密度 (kg/m³)

評価条件は以下のとおりである。

- ・ 格納容器下部水位 : 3.67m
- ・ 溶融炉心ジェット密度 : MAAP 解析結果に基づく時間変化を考慮 (RPV 破損直後は約 8100kg/m³)
- ・ 気相部落下距離 : MAAP 解析結果に基づく時間変化を考慮 (RPV 破損直後は, 6.33m)
- ・ エントレインメント係数 : MAAP 推奨値である

以上により評価した結果、粒子化割合 (全溶融炉心重量に対する比) は約 61.1% となる。(図 1 参照)

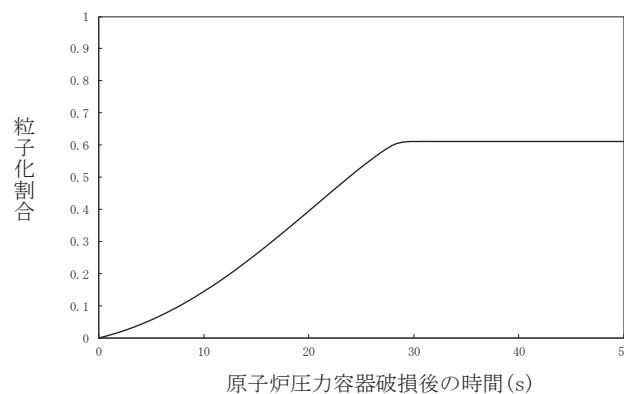


図 1 溶融炉心粒子化割合の変化

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

添付 3.3.3-15

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

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

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（炉心熱水力モデル） 熔融炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心領域での熔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。 CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。 炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響を確認した。 ・TQUV、大破断 LOCA シーケンスともに、炉心熔融の開始時刻への影響は小さい ・炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時刻にも影響は小さい	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び 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部温度が 300℃に到達した時点で格納容器下部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部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器下部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、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。	
	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	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	TQUX シーケンス及び中小破断 LOCA シーケンスに対して、MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないこと等から水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である	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。	
気液分離（水位変化）・対向流						
格納容器	格納容器領域間の流動	格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）	HDR 実験解析では、格納容器圧力及び温度について、温度成層化を含めて傾向を良く再現できることを確認した。格納容器温度を十数℃程度高め、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。 CSTF 実験解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	HDR 実験解析では区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。	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。	
原子炉圧力容器（炉心損傷後）	リロケーション	熔融炉心挙動モデル（リロケーション）	・TMI 事故解析における炉心領域での熔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、炉心熔融時刻、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	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部温度が 300℃に到達した時点で格納容器下部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部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器下部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。	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おり、原子炉圧力容器外の熔融燃料－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小さい。	
	構造材との熱伝達					
	原子炉圧力容器破損	熔融炉心挙動モデル（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。	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 4.3 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。	
	原子炉圧力容器外 FCI（熔融炉心細粒化） 原子炉圧力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）	熔融炉心挙動モデル（格納容器下部での熔融炉心挙動）	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 により生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。	本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の熔融燃料－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。	熔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熔融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度が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に与える影響（1/2）

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	原子炉熱出力	2,436MWt	2,435MWt以下 (実績値)	原子炉熱出力のゆらぎを考慮した運転管理目標値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原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合には原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	約6.68~6.87MPa[gage] (実測値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、原子炉圧力上昇が緩和されるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、原子炉圧力上昇の緩和が緩和されるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	炉心流量	35.6×10 ³ t/h (定格流量)	定格流量の約87%~104% (実測値)	定格流量として設定	炉心の反応度保償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度保償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+133cm)	通常運転水位 (セパレータスカート下端から約+129cm~約+136cm) (実測値)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、スクラム10分後の原子炉水位低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位-約3mであるのに対してゆらぎによる水位低下量は-約4cmであり非常に小さい。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、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、スクラム10分後の原子炉水位低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位-約3mであるのに対してゆらぎによる水位低下量は-約4cmであり非常に小さい。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料	9×9燃料(A型)	装荷炉心ごと	9×9燃料(A型)と9×9燃料(B型)は、熱水力的な特性はほぼ同等であり、燃料棒最大線出力密度の保守性に包含されることから、代表的に9×9燃料(A型)を設定	最確条件とした場合には、9×9燃料のA型又はB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力的特性はほぼ同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、9×9燃料のA型又はB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力的特性はほぼ同等であり、炉心冷却性に大きな差は無いことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	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 31GWd/t (実績値)	平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対し、ばらつきとして10%の保守性を考慮し、条件を設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、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部温度に応じて格納容器下部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、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。
	格納容器容積 (ドライウエル)	7,950m ³	7,950m ³ (設計値)	格納容器の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器容積 (サブプレッションチェンバ)	7,950m ³	7,950m ³ (設計値)	格納容器の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	サブプレッションプール水位	3.55m	約3.54~3.57m (実測値)	通常運転時のサブプレッションプール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッションプール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位(3.55m)の熱容量は約2,850m 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-0.01m)の熱容量は約10m ³ 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約1%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより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ションプール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位(3.55m)の熱容量は約2,850m 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-0.01m)の熱容量は約10m ³ 相当程度であり、その低下割合は通常水位時の約1%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器温度 (ドライウエル)	57℃	約40~44℃ (実測値)	通常運転時の格納容器温度(ドライウエル)として設定	運転員等操作としては原子炉圧力容器下鏡部の温度上昇を起点とする原子炉格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器下部への注水操作であることから、本パラメータによる影響を与える影響を受けることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している温度よりも低くなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
	格納容器温度 (サブプレッションチェンバ)	32℃	約27~32℃ (実測値)	通常運転時のサブプレッションプール水温度の上限値を、最確条件で包絡できる条件として設定	運転員等操作としては原子炉圧力容器下鏡部の温度上昇を起点とする原子炉格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器下部への注水操作であることから、本パラメータによる影響を与える影響を受けることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなるため、圧力スパイクへの影響としては、発生する蒸気量の低下が考えられるが、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。
	格納容器圧力	5.0kPa[gage]	約2.1~6.9kPa[gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から原子炉圧力容器破損までの圧力上昇率(平均)は約4.3時間で約51kPaであるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり、非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から原子炉圧力容器破損までの圧力上昇率(平均)は約4.3時間で約51kPaであるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり、非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	真空破壊装置	3.4kPa (ドライウエールサブプレッションチェンバ間差圧)	3.4kPa (ドライウエールサブプレッションチェンバ間差圧) (設計値)	真空破壊装置の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	外部水源の温度	40℃	約20℃~約40℃ (実測値)	復水貯蔵タンク水温の実績を踏まえて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、格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の格納容器下部プール水温度が低くなるが、注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の格納容器下部プール水温度が低くなるが、格納容器下部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が大きくなる。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。

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（2/2）

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	外部水源の容量	約 11,192m ³	約 11,192m ³ 以上 (淡水貯水槽+復水貯蔵タンク)	淡水貯水槽及び通常運転中の復水貯蔵タンクの水量を参考に、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り、水源が枯渇することはないことから、運転員等操作に対する影響はない。	—	
	燃料の容量	約 900kL	約 900kL 以上 (軽油タンク容量+ガスタービン発電設備軽油タンク容量)	通常時の軽油タンク及びガスタービン発電設備軽油タンクの運用値を参考に、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。また、事象発生直後から最大負荷運転を想定しても燃料は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	—	
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	大破断LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて格納容器下部への初期水張りを実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 (添付資料 3.3.5)	溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、事故シーケンスを「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」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3.0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0.30MPa[gage]となったが、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0.854MPa[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	高圧注水機能及び低圧注水機能及び重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	—	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注水系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	—	—	
	外部電源	外部電源なし	—	本評価事故シーケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ、外部電源なしとして設定	—	—	
機器条件	原子炉スクラム信号	原子炉水位低（レベル3） (遅れ時間：1.05秒)	原子炉水位低（レベル3） (応答時間：1.05秒)	事象発生と同時にスクラムせず、原子炉水位低でスクラムすることにより原子炉保有水量を保守的に評価するため設定	解析条件と最確条件は同様であり、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。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	原子炉水位低（レベル2）	原子炉水位低（レベル2）	原子炉再循環系のインターロックとして設定	解析条件と最確条件は同様であり、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。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37~7.58MPa[gage] 356~367t/h/個	逃がし弁機能 7.37~7.58MPa[gage] 356~367t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であり、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。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
		自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個の開放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個開による原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	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は同様であり、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。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）	88m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	88m 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	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	解析条件と最確条件は同様であり、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。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	

表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

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による格納容器下部への注水操作(原子炉压力容器の破損前の初期水張り)	原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し, ドライウェル水位が0.23mに到達したことを確認した場合に停止する(事象発生から約2.5時間後)	格納容器温度の抑制効果及び炉心損傷後の原子炉压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	原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約2.5時間の時間余裕があり, また, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による格納容器下部への注水操作は原子炉压力容器下鏡部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, 中央制御室で行う操作であり, 他の操作との重複もないことから, 他の操作に与える影響はない。	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。	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による格納容器下部への注水操作(原子炉压力容器破損前の初期水張り)については, 原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達後, 速やかに実施することが望ましいが, 原子炉压力容器破損前は, 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。原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約2.5時間の時間余裕があり, 格納容器下部注水操作は, 原子炉压力容器下鏡部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, 原子炉压力容器下鏡部温度300℃到達時点での中央制御室における格納容器下部への注水操作の操作時間は約10分間である。原子炉压力容器破損までに格納容器下部に約3.67m(ドライウェル水位0.02m)の水位が形成されていれば評価項目を満足する結果となり, 格納容器下部に約3.67mの水位を形成するまで, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)にて約1.2時間で注水可能であり, 格納容器下部注水を事象発生から約2.5時間後に開始すると, 事象発生から約3.7時間後に水位形成可能である。原子炉压力容器破損までの時間は約4.3時間後であることから, 格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して0.6時間程度の時間余裕がある。	中央制御室における操作のため, シミュレータにて訓練実績(模擬操作含む)を取得。訓練では, 条件成立を前提として約6分で原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による格納容器下部注水を開始。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

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通り。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+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」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3.0時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧カスパイクのピーク値は約0.30MPa[gage]であり、圧カスパイクのピーク値はベースケースの値と同程度であり、格納容器限界圧力の0.854MPa[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。

以 上

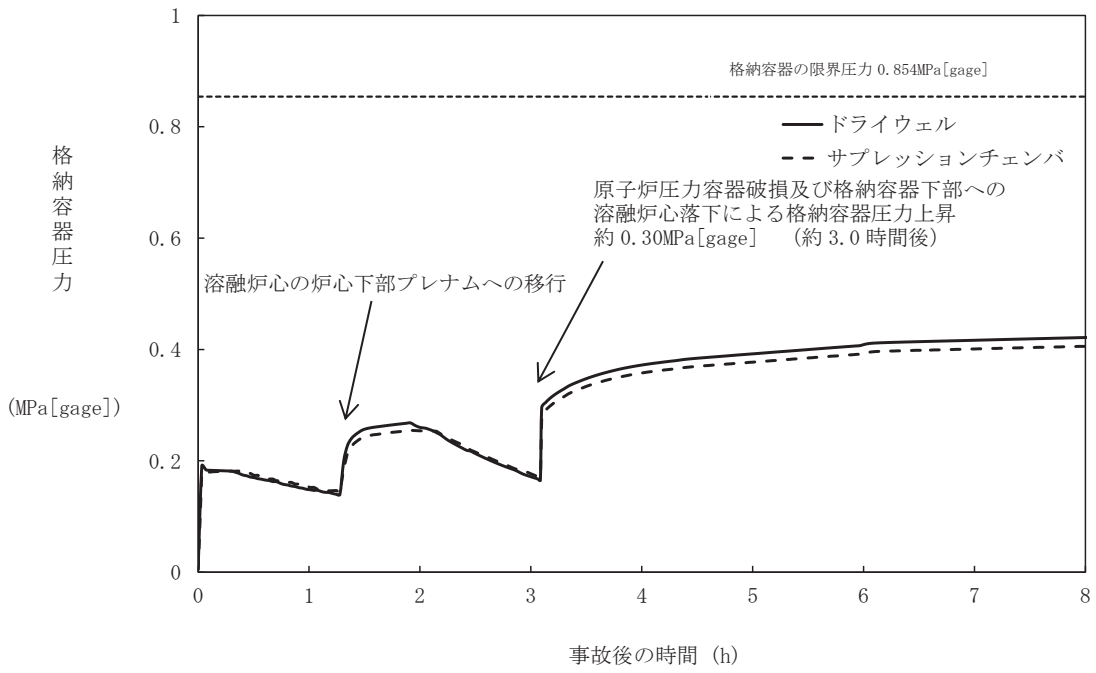


図1 格納容器圧力の推移

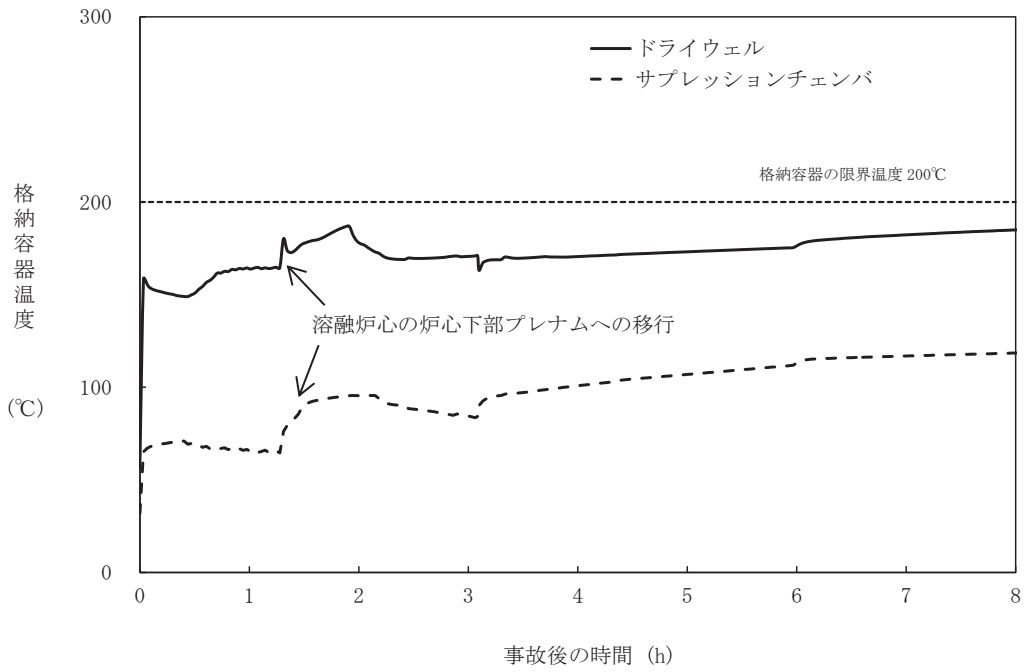


図2 格納容器温度の推移

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、長期TB、TBD、TBU、TBP、AE、S1E及びS2E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）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS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、格納容器下部のコンクリートが侵食され、格納容器の構造材の支持機能を喪失し、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、格納容器下部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、原子炉格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却することにより、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、原子炉格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系によって格納容器の圧力及び温度を低下させる。

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、原子炉圧力容器破損ま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。一方、本格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため、原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。したがって、本評価では原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから、これを考慮した有効性評価を実施することとする。

(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ナリオに対して、格納容器下部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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水手段を整備する。

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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段又は原子炉格納容器フィルタベント系による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格納容器の破損防止及び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 j. 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格納容器の破損防止及び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図から第3.2.4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第3.2.2図及び第3.2.3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＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗＋損傷炉心冷却失敗＋（格納容器注水成功＋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の場合は格納容器下部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。

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有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの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・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損及び原子炉圧力容器内FP挙動並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり、原子炉圧力容器外FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）、溶融炉心と原子炉格納容器下部プール水との伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び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の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により格納容器下部の床面及び壁面のコンクリート侵食量等の過渡応答を求める。

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

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。また、初期条件の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3.5.1図及び第3.5.2図に、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウエル及びサプレッションチェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）、

サプレッションプール水位，サプレッションプール水温，格納容器下部水位並びに溶融炉心・コンクリート相互作用による格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を第 3.5.3 図から第 3.5.12 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

溶融炉心落下前の格納容器下部への水張り及び溶融炉心落下後の格納容器下部への注水の継続によって，コンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約 2 cm，壁面で約 2 cm に抑えられ，格納容器下部の溶融炉心は適切に冷却される。

格納容器下部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内側鋼板及び厚さ約 1.7m の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，格納容器下部壁面のコンクリート侵食量は約 2 cm に抑えられ，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

格納容器下部床面コンクリート侵食に対しては，格納容器下部の床面以下のコンクリート厚さが約 4.3m であり，格納容器下部床面のコンクリート侵食量が約 2 cm であるため，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

また，溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は，格納容器下部についてはコンクリート侵食量が約 2 cm 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 487kg の水素ガスが発生することを考慮すると，溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。このため，溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。なお，格納容器下部への溶融炉心落下後の本評価における水素濃度は，ウェット条件，ドライ条件ともに 13vol% を上回る。一方，ウェット条件における酸素濃度は，酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 2.1vol% であり，可燃限界を下回る。ドライ条件では，事象発生約 7 時間後から約 23 時間後までの間，ドライウェルにおける酸素濃度が可燃限界である 5vol% を上回る。この間，ウェット条件では，格納容器下部への溶融炉心落下に伴う水蒸気発生によって，ドライウェルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサプレッションチェンバに送り込まれ，供給される水蒸気でドライウェル内が満たされるため，ドライウェル内のほぼ 100% が水蒸気となっている。そのため，この間のドライ条件でのドライウェル内の気体組成は，ほぼ水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となり，そのウェット条件での濃度は 1 vol% 未満 (約 0.004vol%) である。また，ドライウェル内の非凝縮性ガス (水素ガス，酸素ガス及び窒素ガス) の分圧の和は大気圧よりも低く，0.01MPa[abs] 未満 (水素ガス及び酸素ガスの分圧の和は

0.01MPa[abs]未満)である。この間のサプレッションチェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約8.5vol%であり、サプレッションチェンバ内の全圧が0.46MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス(水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス)の分圧は少なくとも0.42MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウェル内の水蒸気が凝縮してドライウェル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウェル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サプレッションチェンバから酸素濃度が5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウェルの酸素濃度が現実に可燃限界である5vol%を上回ることはない。事象発生時の約23時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は5.0vol%未満で推移し、事象発生から7日後の酸素濃度はドライウェルにおいて約2.3vol%、サプレッションチェンバにおいて約3.2vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界である5vol%に達することはない。

その後は、格納容器下部に50m³/hの注水を行い、また、代替循環冷却系による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、格納容器下部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 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。

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

なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目については「3.4 水素燃焼」において、(7)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、それぞれ選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、溶融炉心が格納容器下部に落下した場合については、本評価において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。

3.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器の破損に至り、溶融炉心が格納容器下部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、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、溶融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水操作とする。

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

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

これらの影響評価の結果、運転員等操作時間に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響として、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認している。

また、原子炉圧力容器下鏡部温度を監視し、300℃に到達した時点（事象発生から約2.5時間後）で格納容器下部への初期水張りを行い、格納容器下部への溶融炉心の落下に対しては、ドライウエル水位を監視することによって、ドライウエル水位が0.02mまで低下したことを確認し、格納容器下部への注水を行うといった対応によって、溶融炉心を確実に冷却できることを確認している。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒート

アップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉压力容器破損後、ドライウエル水位が 0.02m まで低下を確認した時点で格納容器下部への注水を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡部温度の上昇は急峻であること及び原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器下鏡部温度及び原子炉压力容器破損後のドライウエル水位を操作開始の起点としている格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉压力容器破損時の格納容器下部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、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部温度が 300℃に到達した時点で格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器下部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、溶融炉心落下後の格納容器下部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、原子炉压力容器破損後のドライウエル水位を起点としている格納容器下部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溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉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溶融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で格納容器下部

への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落下後の格納容器下部への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器破損後のドライウエル水位を起点としている格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約 4.3 時間後）に対して、十数分早まる程度であり、格納容器下部への注水は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉圧力容器破損後のドライウエル水位を操作開始の起点としている格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

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

炉心損傷後の原子炉格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と格納容器下部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。本評価事故シーケンスでは、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，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。本評価事故シーケンスでは，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。

(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，炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり，影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部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格納容器下部に初期水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして，溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により，原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部に初期水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして，溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により，原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部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 4.3 時間後）に対して、早まる時間は僅かであり、破損時間が僅かに早まった場合においても、格納容器下部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格納容器における格納容器下部床面での熔融炉心の拡がりについて、「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について」の添付 3「熔融炉心・コンクリート相互作用について」において、代表的な 1100MWe BWR-5 Mark-I 改相当のプラントに対して、均一堆積形状（円柱）と種々の不均一な堆積形状の場合の水への伝熱面積を比較している。その結果、ベースケースで想定している均一堆積形状（円柱）が、最も水への伝熱面積が小さいことを確認している。格納容器下部床面での熔融炉心の拡がりを抑制する場合、ベースケースより除熱量が大きくなりコンクリート侵食量は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。

また、熔融炉心と格納容器下部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、熔融炉心からプール水への熱流束及び熔融プールクラス間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリート侵食量について支配的な熔融炉心から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 3.5.13 図に示すとおり、コンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約 18cm、壁面で約 18cm 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、格納容器下部での熔融炉心・コンクリート相互作用によって約 124kg 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 487kg 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、本評価における格納容器下部への熔融炉心落下後の格納容器内の水素濃度は、ウェット条件、ドライ条件ともに 13vol%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、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、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約 124kg の気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが約 111kg、一酸化炭素ガスが約 14kg、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、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、格納容器内の酸素濃度については、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、格納容器内の酸素濃度は「3.5.2 (3) b. 評価項目等」にて示した酸素濃度（事象発生から 7 日後においてウェット条件で約 2.1vol%，ドライ条件で約 3.2vol%）以下になるものと考えられる。このため、格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

(添付資料 3.5.2, 3.5.3)

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 3.2.2 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 31GWd/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部温度に応じて格納容器下部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のドライウェル水位に応じて格納容器下部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。

初期条件の熔融炉心からプール水への熱流束は、解析条件の 800kW/m² 相当（圧力依存あり）に対して最確条件は解析条件の 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、外側

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、外側鋼板及び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。

初期条件の原子炉压力容器下部の構造物の扱いは、解析条件の格納容器下部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、格納容器下部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ンクリート侵食は抑制されるが、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。

初期条件の原子炉水位、炉心流量、サプレッションプール水位及び格納容器圧力は、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。

事故条件の起回事象は、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が、起回事象の違いによって操作手順（原子炉压力容器下鏡部温度に応じて格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び原子炉压力容器破損後のドライウェル水位に応じて格納容器下部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。

(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 31GWd/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。

初期条件の溶融炉心からプール水への熱流束は、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。コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい溶融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、第 3.5.13 図に

示すとおり、コンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約18cm、壁面で約18cm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。なお、本感度解析では、格納容器下部での熔融炉心・コンクリート相互作用によって約124kg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487kg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、本評価における格納容器下部への熔融炉心落下後の格納容器内の水素濃度は、ウェット条件、ドライ条件ともに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格納容器内の気相濃度を評価しても、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、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約124kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが約111kg、一酸化炭素ガスが約14kg、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、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、格納容器内の酸素濃度については、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、本感度解析の熔融炉心・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、格納容器内の酸素濃度は「3.5.2 (3) b. 評価項目等」にて示した酸素濃度（事象発生から7日後においてウェット条件で約2.1vol%、ドライ条件で約3.2vol%）以下となる。このため、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、外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、外側鋼板及びリブ鋼板の耐熱の効果により、熔融炉心・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。

初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは、解析条件の格納容器下部に落下する熔融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な熔融が生じ、格納容器下部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、熔融物の発熱密度が下がるため、熔融炉心・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。

初期条件の原子炉水位，炉心流量，サプレッションプール水位及び格納容器圧力は，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，熔融炉心・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当たり，熔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+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」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原子炉圧力容器破損まで使用できないものと仮定した。その場合，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が約3.0時間となる。

その結果，第3.5.14図に示すとおり，コンクリート侵食量は床面で約3cm，壁面では約3cmに抑えられ，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また，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無く，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，ベースケースにおける格納容器下部への熔融炉心落下後の水素濃度は，ウェット条件，ドライ条件ともに13vol%を上回る。一方，ウェット条件における酸素濃度は，酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約2.1vol%であり，可燃限界を下回る。ドライ条件では，事象発生約7時間後から約23時間後までの間，ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である5vol%を上回る。この間，ウェット条件では，格納容器下部への熔融炉心落下に伴う水蒸気発生によって，ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサプレッションチェンバに送り込まれ，供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため，ドライウエル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため，この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は，ほぼ水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となり，そのウェット条件での濃度は1vol%未満（約0.004vol%）である。また，ドライウエル内の非凝縮性ガス（水素ガス，酸素ガス及び窒素ガス）の分圧の和は大気圧よりも低く，0.01MPa[abs]未満（水素ガス及び酸素ガスの分圧の和は0.01MPa[abs]未満）である。この間のサプレッションチェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約8.5vol%であり，サプレッションチェンバ内の全圧が0.46MPa[abs]以上であることから，非凝縮性ガス（水素ガス，酸素ガス及び窒素ガス）の分圧は少なくとも0.42MPa[abs]以上である。このため，仮にド

ライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウエル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サプレッションチェンバから酸素濃度が 5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウエルの酸素濃度が現実に可燃限界である 5vol%を上回ることはない。事象発生約 23 時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は 5.0vol%未満で推移し、事象発生から 7 日後の酸素濃度はドライウエルにおいて約 2.3vol%、サプレッションチェンバにおいて約 3.2vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界である 5vol%に達することはない。

(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

操作条件の熔融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作は、解析上の操作時間として原子炉压力容器下鏡部温度が 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、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでには事象発生から約 2.5 時間の時間余裕があり、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作は、原子炉压力容器下鏡部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、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の原子炉格納容器下部注水系（常設）による熔融炉心落下後の格納容器下部への注水操作は、解析上の操作時間として原子炉压力容器破損後、ドライウエル水位が 0.02m まで低下した時点（事象発生から約 6.2 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、原子炉压力容器破損後、ドライウエル水位が 0.02m に低下するまで事象発生から約 6.2 時間の時間余裕があり、また、熔融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、熔融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約 0.8 時間の時間余裕がある。

熔融炉心落下後の格納容器下部への注水操作はドライウエル水位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。

(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

操作条件の熔融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）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。

操作条件の熔融炉心落下後の格納容器下部への原子炉格納容器下部注水系（常設）による注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料 3.5.2)

(3) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の熔融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作については、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでに事象発生から約 2.5 時間の時間余裕があり、格納容器下部注水操作は、原子炉圧力容器下鏡部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、原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達時点での中央制御室における格納容器下部への注水操作の操作時間は約 5 分間である。原子炉圧力容器破損までに格納容器下部に約 3.67m（ドライウエル水位 0.02m）の水位が形成されていれば評価項目を満足する結果となり、格納容器下部に約 3.67m の水位を形成するまで、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）にて約 1.2 時間で注水可能であり、格納容器下部注水を事象発生から約 2.5 時間後に開始すると、事象発生から約 3.7 時間後に水位形成可能である。原子炉圧力容器破損までの時間は約 4.3 時間後であることから、格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して 0.6 時間程度の時間余裕がある。

操作条件の熔融炉心落下後の格納容器下部への原子炉格納容器下部注水系（常設）による注水操作については、原子炉圧力容器破損後、ドライウエル水位が 0.02m に低下するまでの時間は事象発生から約 6.2 時間あり、また、熔融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、熔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0.8時間の時間余裕がある。

(添付資料 3.5.2)

(4) まとめ

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

3.5.4 必要な要員及び資源の評価

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

3.5.5 結論

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器内の溶融炉心が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、格納容器下部のコンクリートが侵食され、格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水手段を整備している。

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗＋損傷炉心冷却失敗＋（格納容器注水成功＋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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部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格納容器下部の床面で約2cm、壁面で約2cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。

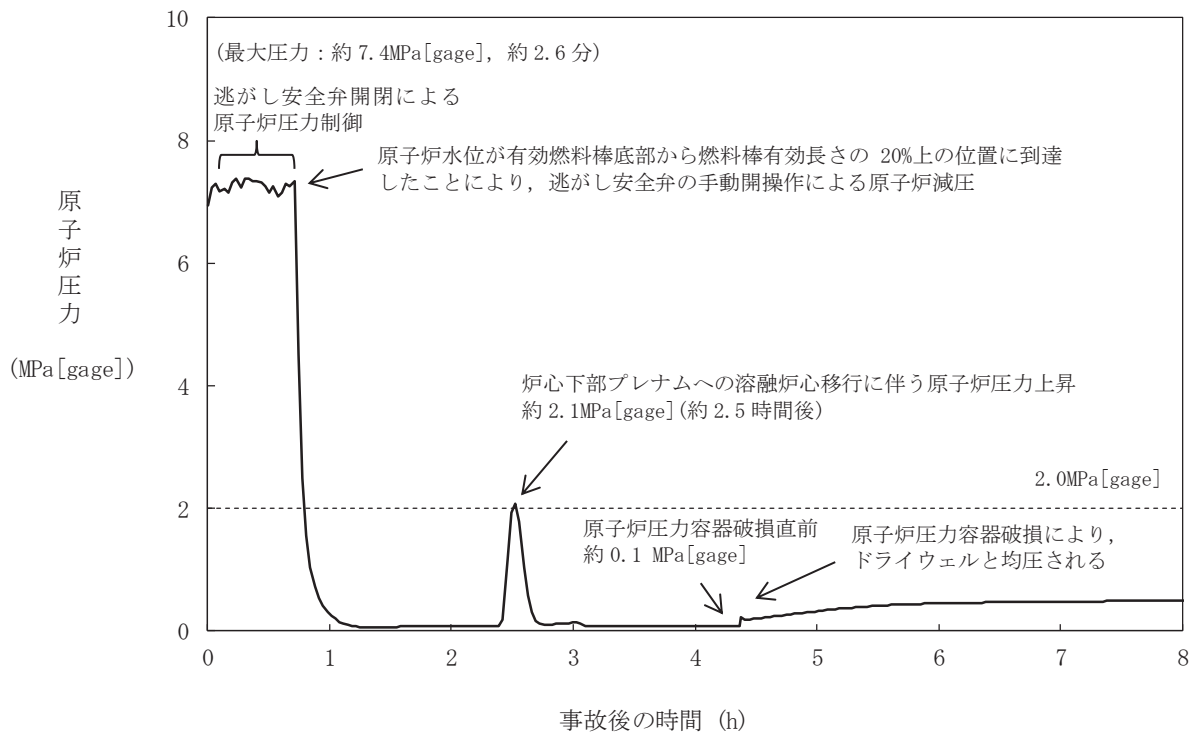
(添付資料 3.5.1)

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

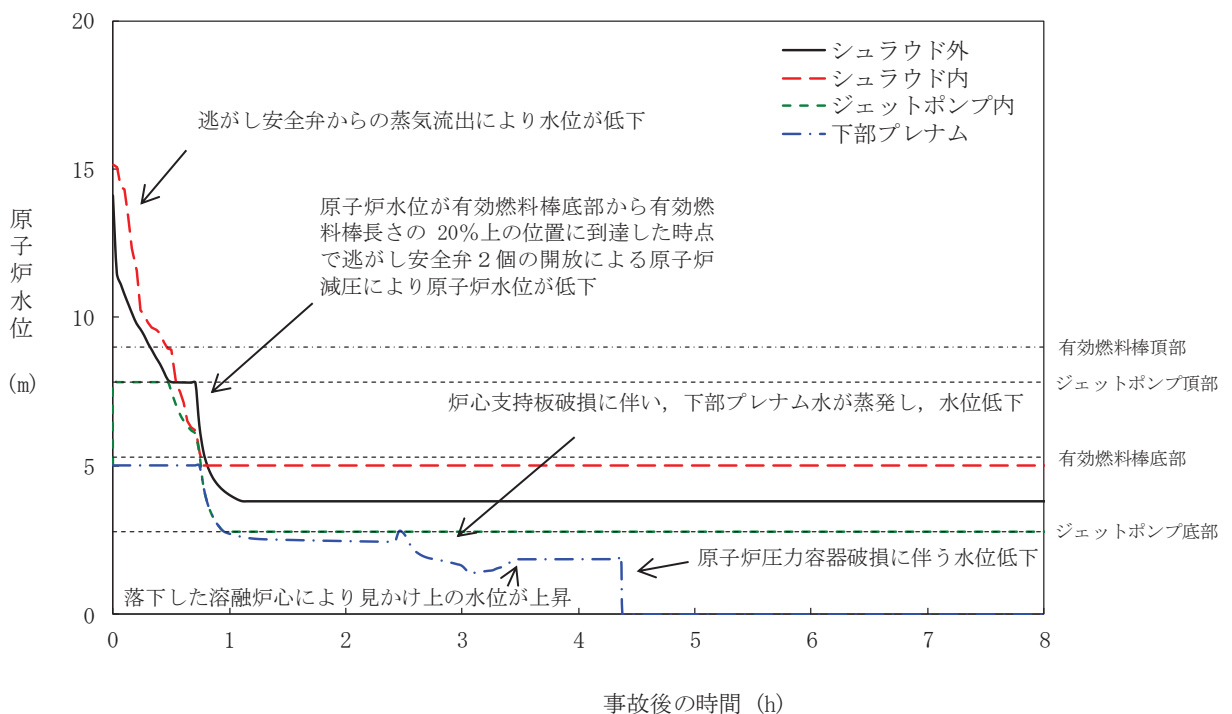
効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応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。

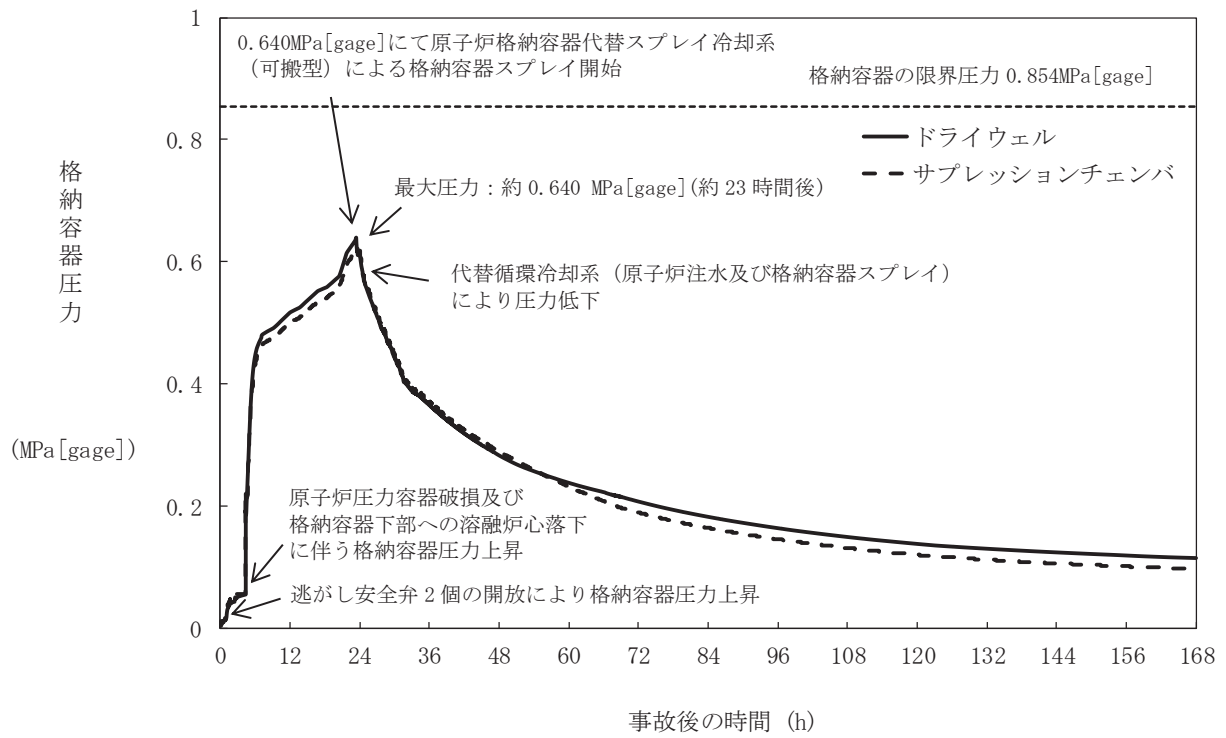
以上のことから、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。



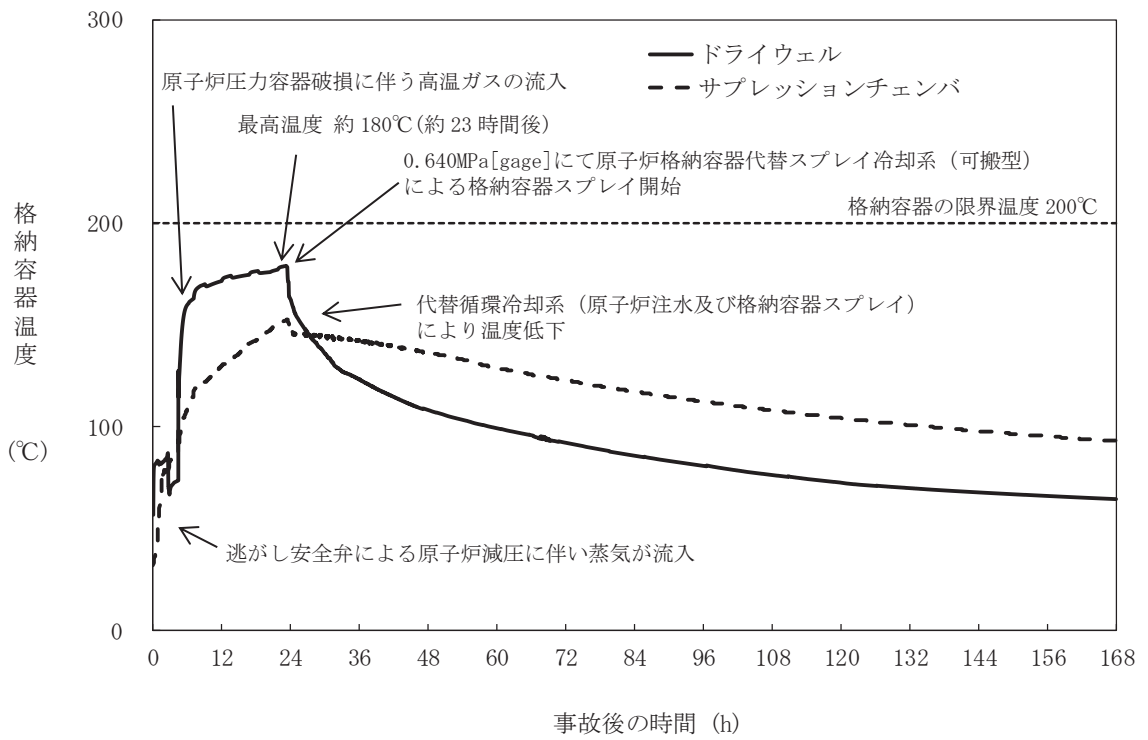
第 3.5.1 図 原子炉圧力の推移



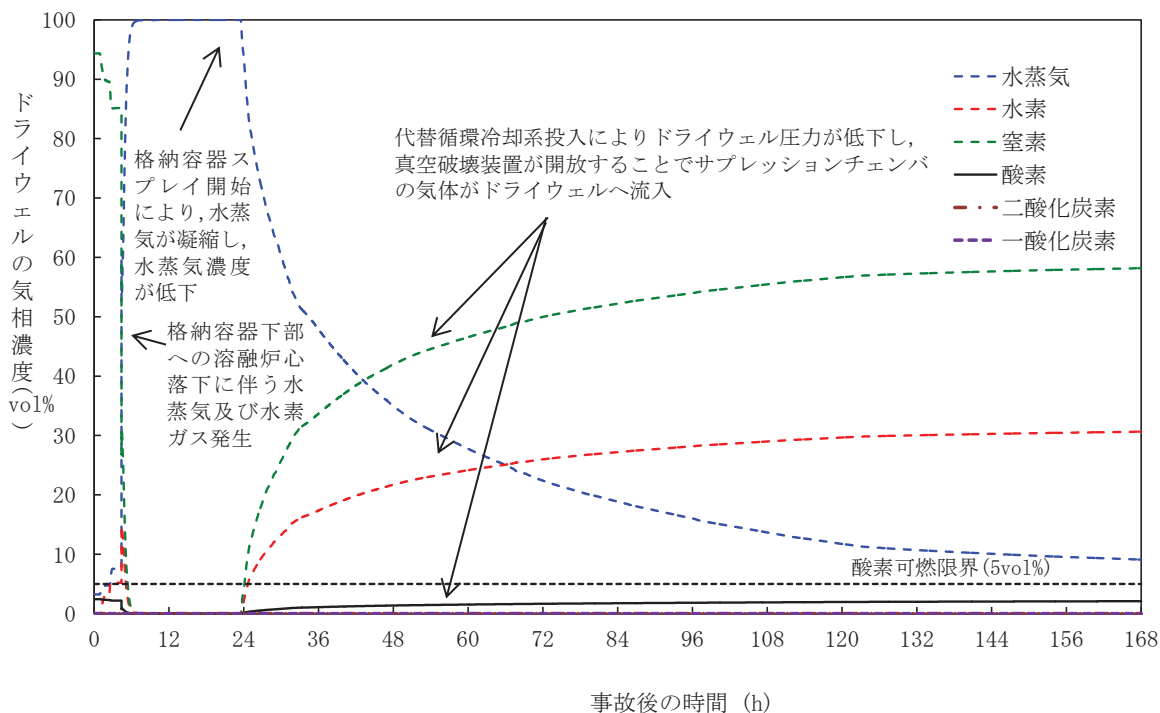
第 3.5.2 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



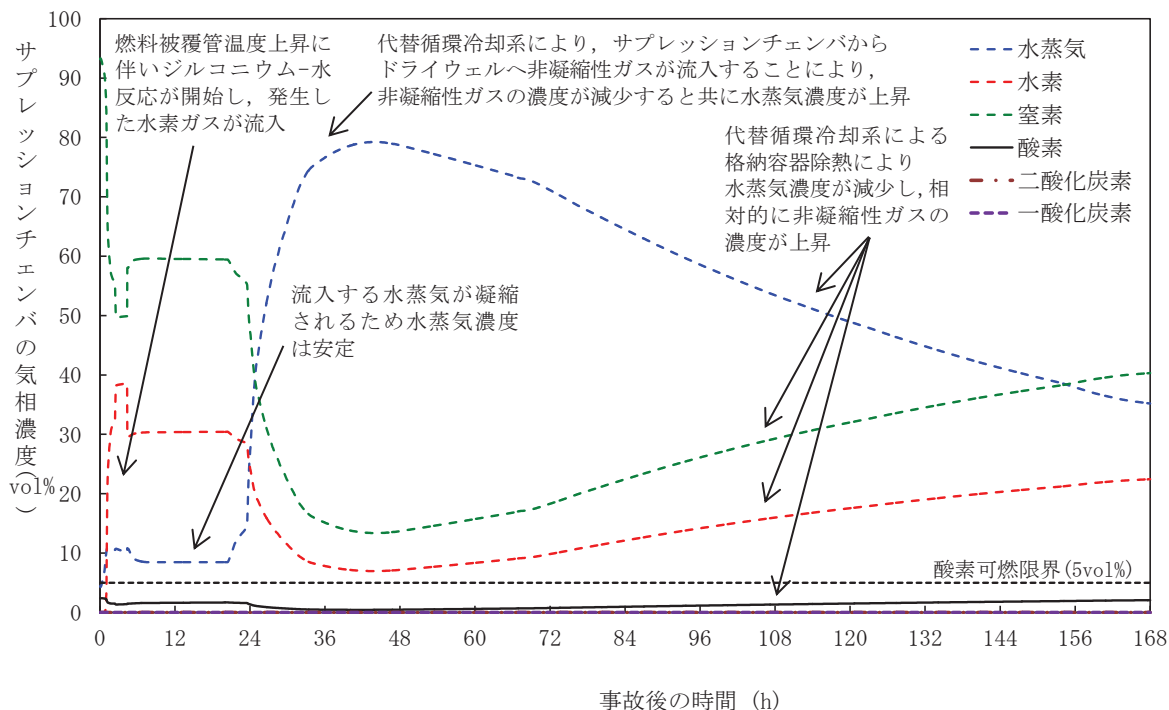
第 3.5.3 図 格納容器圧力の推移



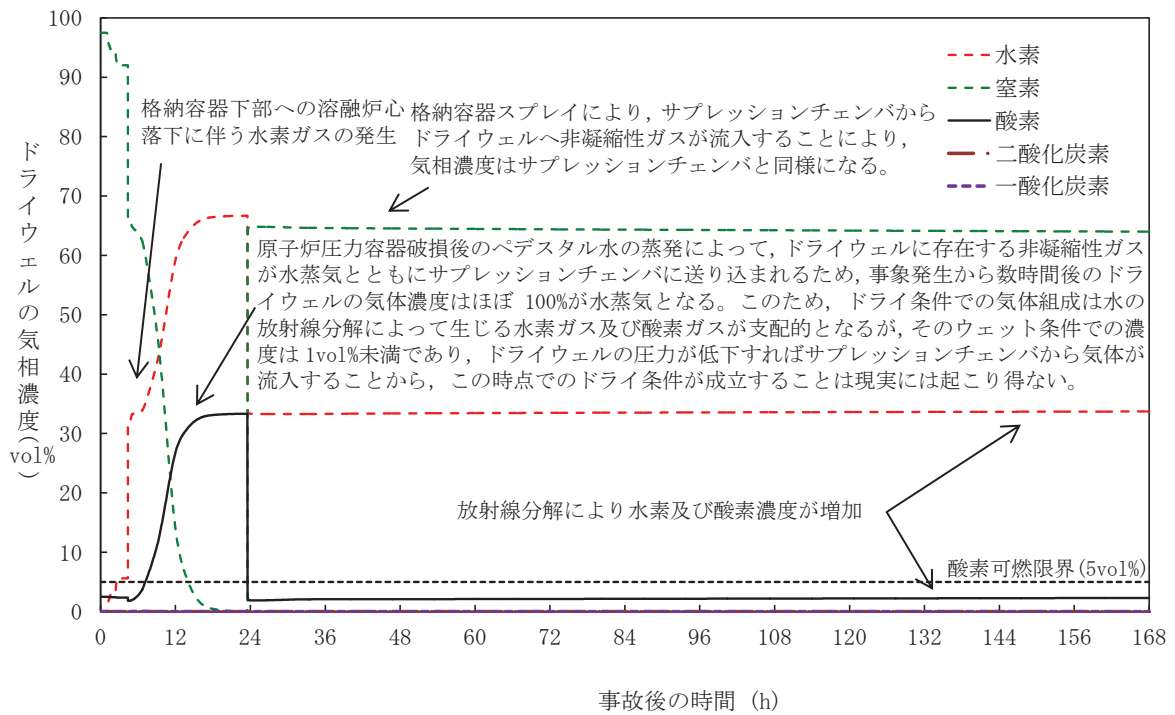
第 3.5.4 図 格納容器温度の推移



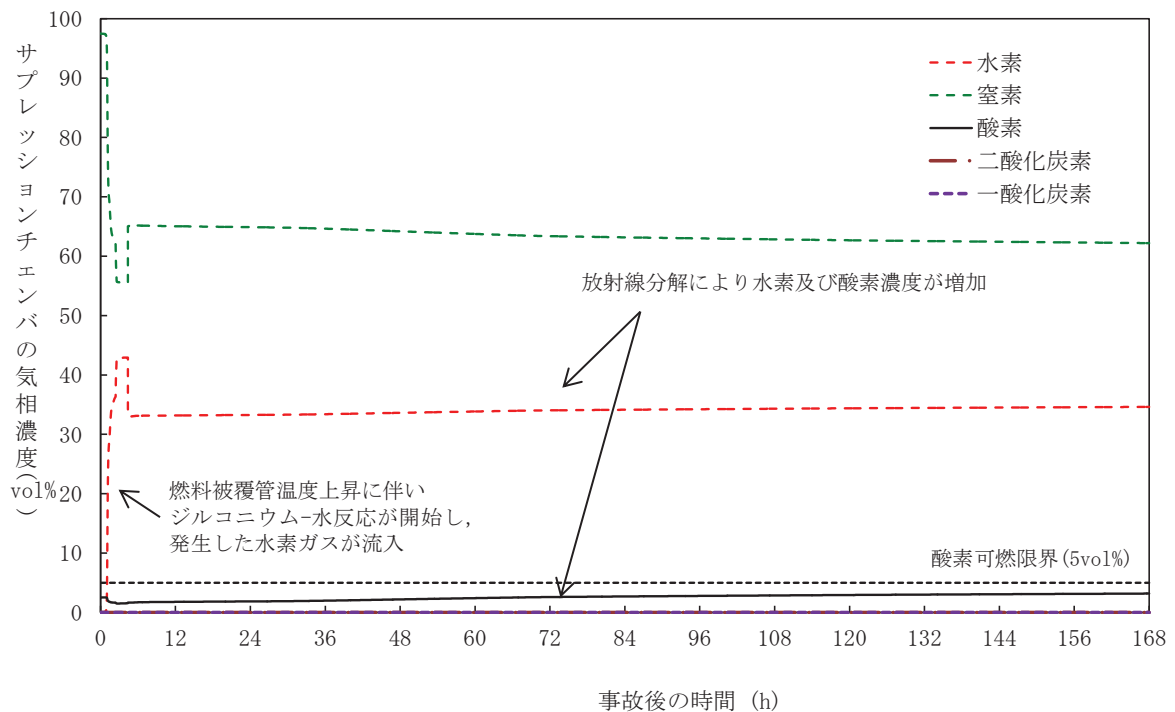
第 3.5.5 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



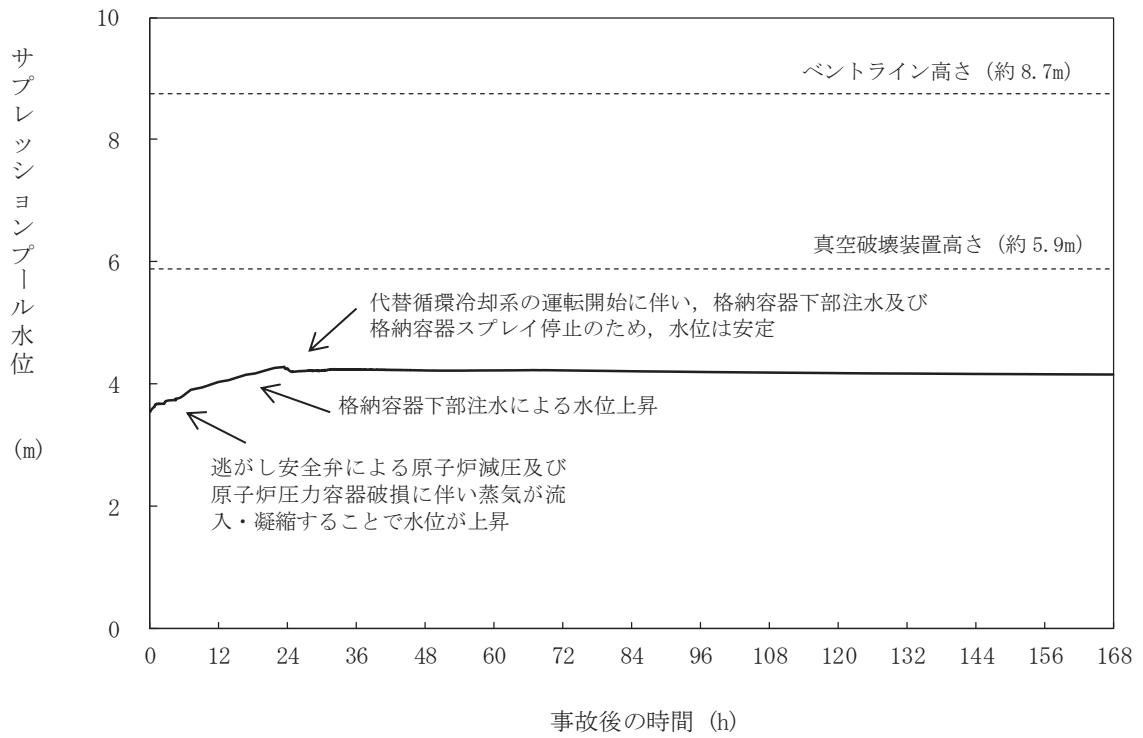
第 3.5.6 図 サプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)



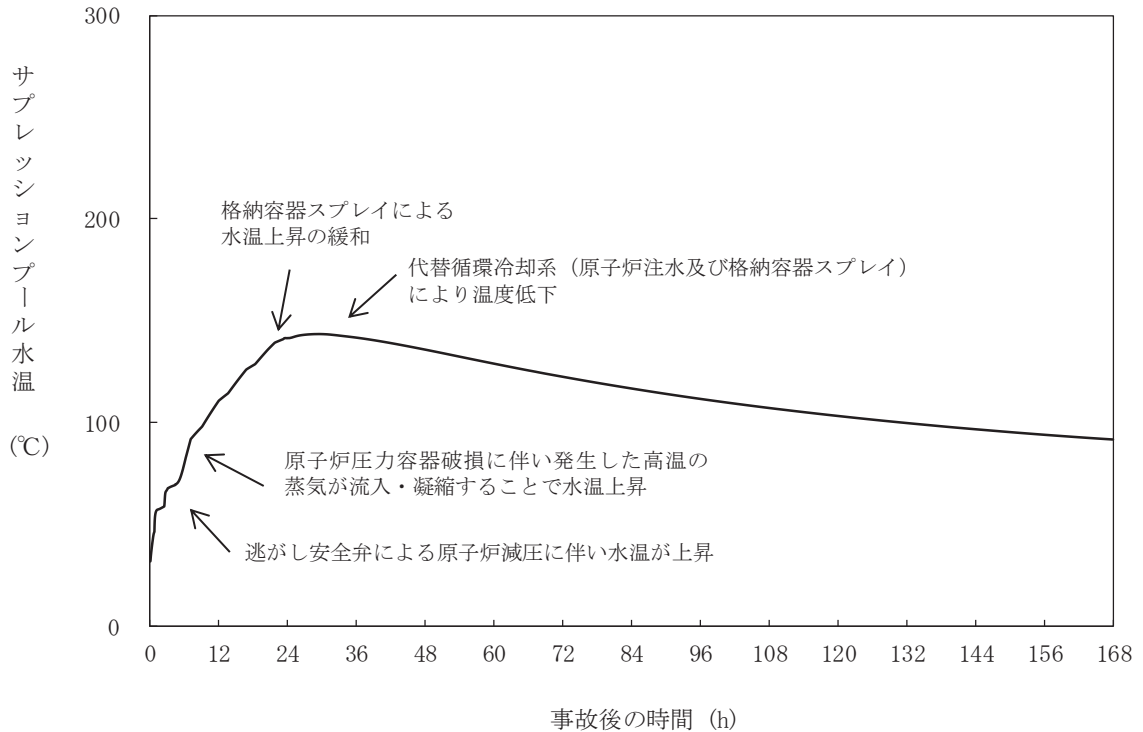
第 3.5.7 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



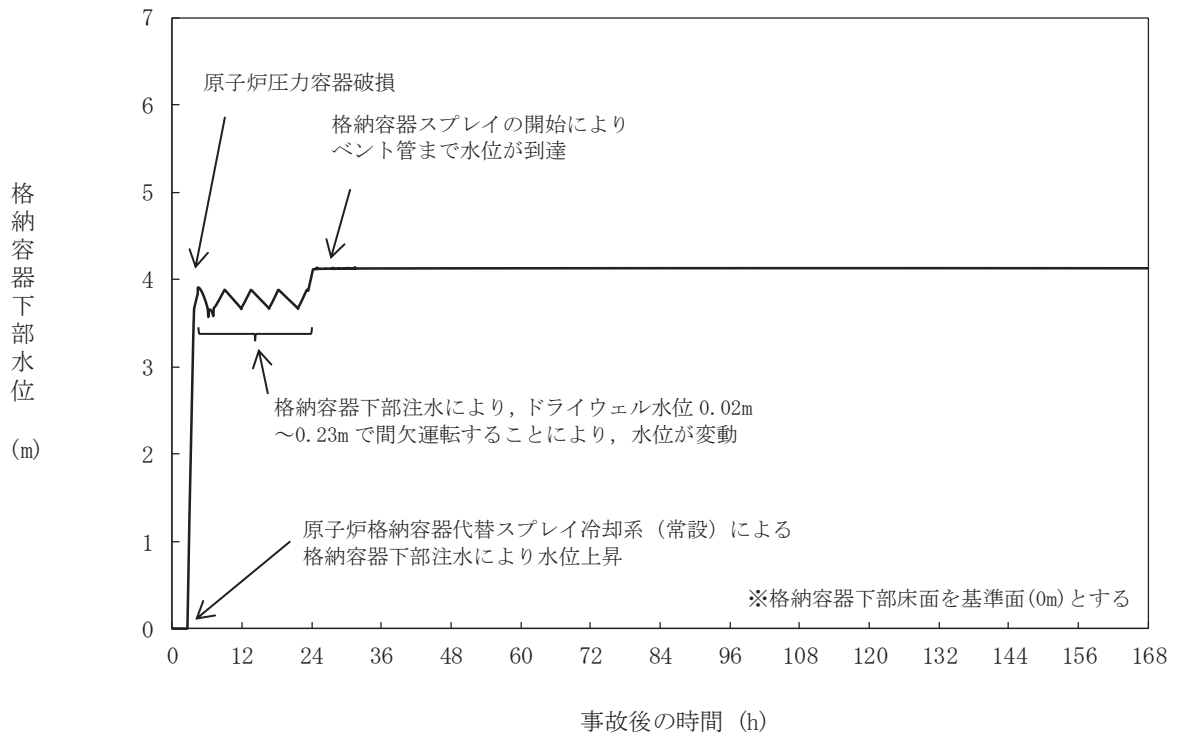
第 3.5.8 図 サプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



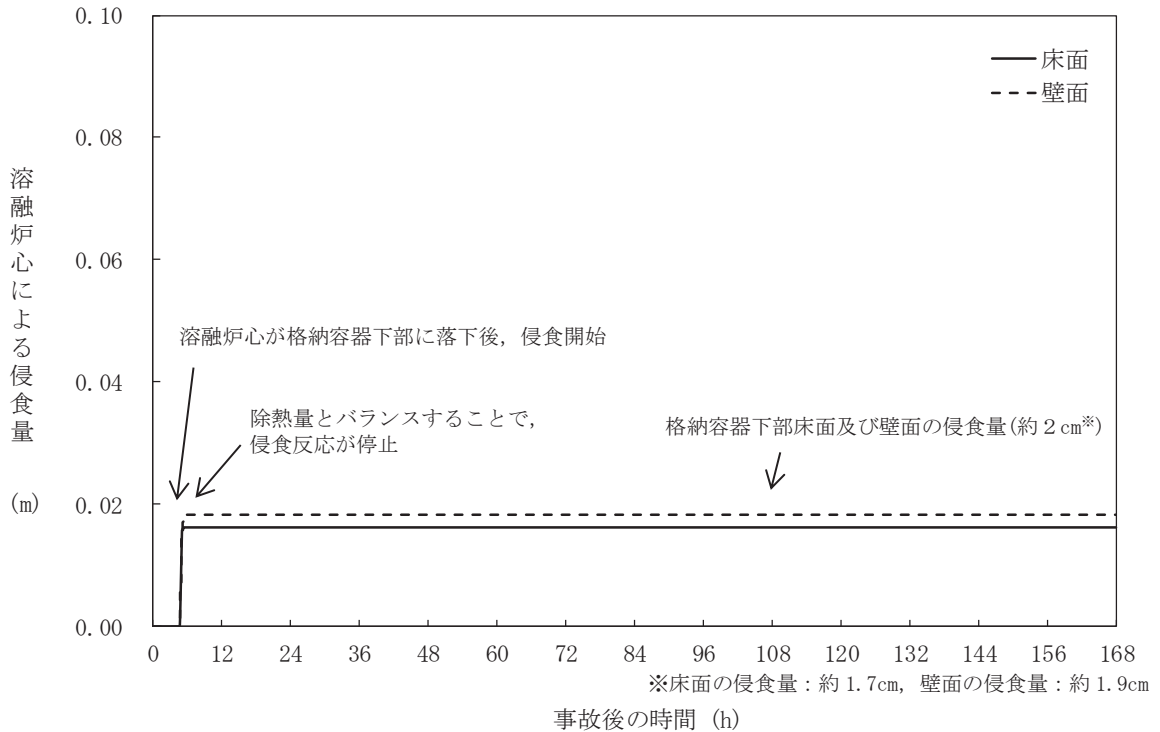
第 3.5.9 図 サプレッションプール水位の推移



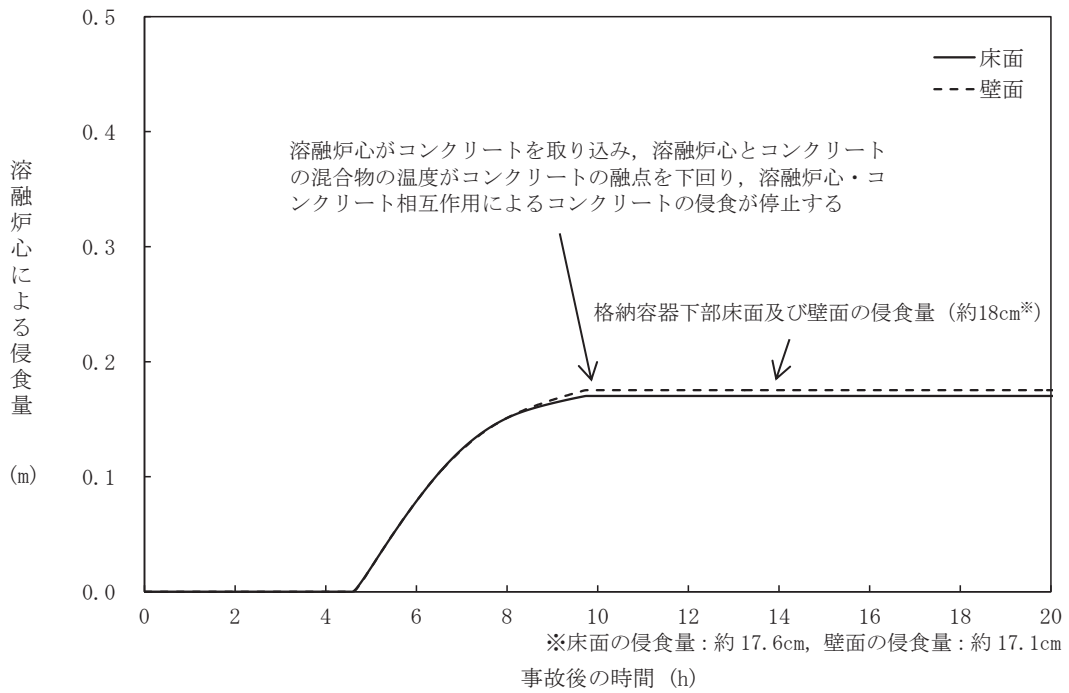
第 3.5.10 図 サプレッションプール水温の推移



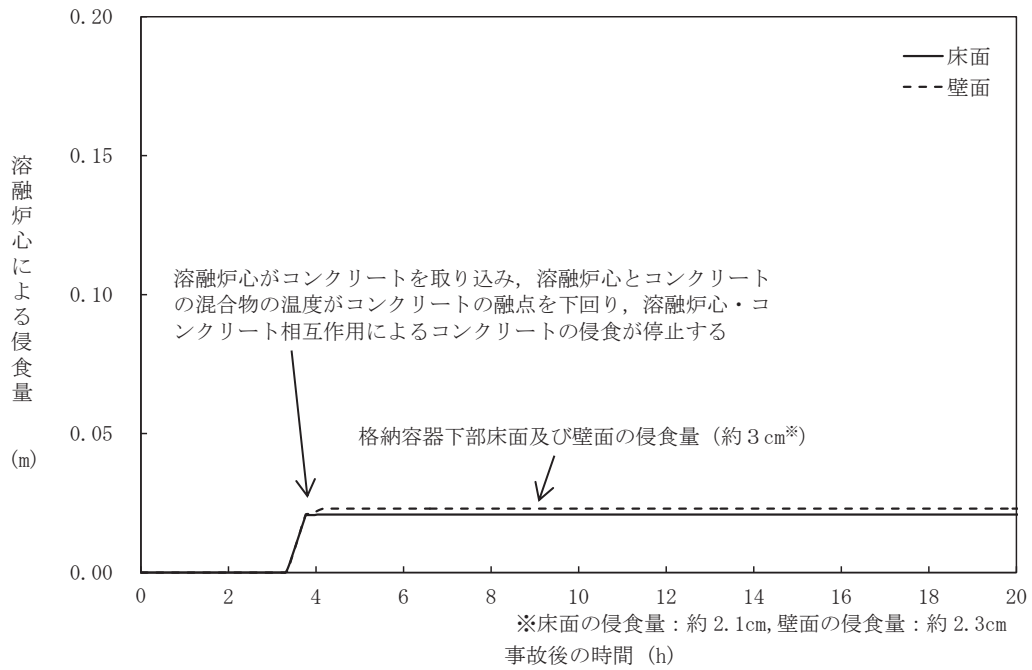
第 3.5.11 図 格納容器下部水位の推移



第 3.5.12 図 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



第 3.5.13 図 格納容器下部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 3.5.14 図 格納容器下部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時の安定状態については以下のとおり

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格納容器下部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】

格納容器安定状態の確立について

原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水により溶融炉心の冠水を維持することにより，溶融炉心・コンクリート相互作用による格納容器下部床面及び壁面の侵食の停止を維持でき，格納容器安定状態が確立される。重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

【安定状態の維持について】

- 上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。
- 代替循環冷却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 格納容器除熱機能として代替循環冷却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 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格納容器内への窒素封入（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格納容器の状態（温度・圧力）に対し，適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保

（添付資料 2.1.1 別紙 1）

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

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（1/2）

【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
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（炉心熱水力モデル） 熔融炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心領域での熔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。CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び 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。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損後、ドライウェル水位が 0.02m まで低下を確認した時点で格納容器下部への注水を実施するが、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部温度の上昇は急峻であること及び原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器下鏡部温度及び原子炉圧力容器破損後のドライウェル水位を操作開始の起点としている格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損時の格納容器下部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。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部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。
	燃料棒表面熱伝達		炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定し、仮想的な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。		
	燃料被覆管酸化		・TQUV、大破断 LOCA シナリオともに、炉心熔融の開始時刻への影響は小さい		
	燃料被覆管変形		・炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時刻にも影響は小さい		
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	TQUV シナリオ及び中小破断 LOCA シナリオに対して、MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード 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格納容器下部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。
気液分離（炉心水位）・対向流	・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないこと等から水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である				
原子炉圧力容器（炉心損傷後）	リロケーション	熔融炉心挙動モデル（リロケーション）	・TMI 事故解析における炉心領域での熔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。	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部温度が 300℃に到達した時点で格納容器下部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部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器下部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。	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。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部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。
	構造材との熱伝達		・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。		
	下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達	熔融炉心挙動モデル（下部プレナムでの熔融炉心挙動）	・TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。	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。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、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で格納容器下部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、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器下部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。	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。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉圧力容器破損	熔融炉心挙動モデル（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）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 4.3 時間後）に対して、早まる時間は僅かであり、破損時間が僅かに早まった場合においても、格納容器下部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。	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 4.3 時間後）に対して、早まる時間は僅かであり、破損時間が僅かに早まった場合においても、格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
原子炉圧力容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、FP 放出の開始時間を良く再現できているものの、燃料被覆管温度を高く評価することにより、急激な FP 放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さく考えられる。	本評価事故シナリオでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉圧力容器内 FP 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。	

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（2/2）

【MAAP】

類分	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)	溶融炉心の挙動モデル (格納容器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 により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により溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)				
	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり		溶融炉心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき、落下した溶融炉心は床上全体に均一に拡がると想定される。ただし、堆積形状の不確かさが想定されるため、個別プラントのベドスタル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。	「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について」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、代表的な 1100MWe BWR-5 Mark-I 改相当のプラントに対して、均一堆積形状（円柱）と種々の不均一な堆積形状の場合の水への伝熱面積を比較している。その結果、ベースケースで想定している均一堆積形状（円柱）が、最も水への伝熱面積が小さいことを確認している。格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりを抑制する場合、ベースケースより除熱量が大きくなりコンクリート侵食量は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。 (添付資料 3.5.3)
	溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱		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ト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。 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不均一性については、実機における侵食のばらつきが MAAP コードの予測侵食量の 20% の範囲内に収まっていることから、上面熱流束の感度に比べて影響が小さいことを確認した。	エントレインメント係数、溶融炉心から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、コンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からプール水への熱流束についての感度解析を実施した。コンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約 18cm、壁面で約 18cm 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、格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって約 124kg 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 487kg 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)			

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（1/2）

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	原子炉熱出力	2,436MWt	2,435MWt以下 (実績値)	原子炉熱出力のゆらぎを考慮した運転管理目標値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、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	約6.68~6.87MPa[gage] (実測値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、原子炉圧力上昇が緩和されるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、原子炉圧力上昇が緩和されるが、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。
	炉心流量	35.6×10 ³ t/h (定格流量)	定格流量の約87%~104% (実測値)	定格流量として設定	炉心の反応度保証のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度保証のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+133cm)	通常運転水位 (セパレータスカート下端から約+129cm~約+136cm) (実測値)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、スクラム10分後の原子炉水位低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位-約3mであるのに対してゆらぎによる水位低下量は-約4cmであり非常に小さい。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、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、スクラム10分後の原子炉水位低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位-約3mであるのに対してゆらぎによる水位低下量は-約4cmであり非常に小さい。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料	9×9燃料(A型)	装荷炉心ごと	9×9燃料(A型)と9×9燃料(B型)は、熱水特性はほぼ同等であり、燃料棒最大線出力密度の保守性に包含されることから、代表的に9×9燃料(A型)を設定	最確条件とした場合は、9×9燃料のA型又はB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、9×9燃料のA型又はB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、炉心冷却性に大きな差は無いことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	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31GWd/t (実績値)	平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対し、ばらつきとして10%の保守性を考慮し、条件を設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、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部温度に応じて格納容器下部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のドライウエル水位に応じて格納容器下部への注水操作を開始すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、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。
	格納容器容積 (ドライウエル)	7,950m ³	7,950m ³ (設計値)	格納容器の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器容積 (サブプレッションチェンバ)	7,950m ³	7,950m ³ (設計値)	格納容器の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	サブプレッションプール水位	3.55m	約3.54~3.57m (実測値)	通常運転時のサブプレッションプール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッションプール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位(3.55m)の熱容量は約2,850m 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-0.01m分)の熱容量は約10m ³ 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約1%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッションプール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位(3.55m)の熱容量は約2,850m 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-0.01m分)の熱容量は約10m ³ 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約1%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器温度 (ドライウエル)	57℃	約40~44℃ (実測値)	通常運転時の格納容器温度(ドライウエル)として設定	運転員等操作としては原子炉圧力容器下鏡部の温度上昇を起点とする原子炉格納容器スプレー冷却系(常設)による格納容器下部への注水操作であることから、本パラメータによる影響を与える影響を受けることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している温度よりも低くなるが、格納容器温度(ドライウエル)は格納容器スプレーにより飽和温度となることから、初期温度が事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器温度 (サブプレッションチェンバ)	32℃	約27~32℃ (実測値)	通常運転時のサブプレッションプール水温度の上限値を、最確条件で包絡できる条件として設定	運転員等操作としては原子炉圧力容器下鏡部の温度上昇を起点とする原子炉格納容器スプレー冷却系(常設)による格納容器下部への注水操作であることから、本パラメータによる影響を与える影響を受けることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	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から、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2.1~6.9kPa[gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から原子炉圧力容器破損までの圧力上昇率(平均)は約4.3時間で約51kPaであるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり、非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から原子炉圧力容器破損までの圧力上昇率(平均)は約4.3時間で約51kPaであるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり、非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	真空破壊装置	3.4kPa (ドライウエルーサブプレッションチェンバ間差圧)	3.4kPa (ドライウエルーサブプレッションチェンバ間差圧) (設計値)	真空破壊装置の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
外部水源の温度	40℃	約20℃~約40℃ (実測値)	通常運転時の復水貯蔵タンク水温の実績を踏まえて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、格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の格納容器下部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。	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による侵食量という観点では溶融炉心からの除熱が促進されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	

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（2/2）

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	外部水源の容量	約 11,192m ³	約 11,192m ³ 以上 (淡水貯水槽+復水貯蔵タンク)	淡水貯水槽及び通常運転中の復水貯蔵タンクの水量を参考に、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。また、事象発生10時間後からは大容量送水ポンプ（タイプI）による補給により復水貯蔵タンクは枯渇しないことから、運転員等操作に対する影響はない。	—	
	燃料の容量	約 900kL	約 900kL以上 (軽油タンク容量+ガスタービン発電設備軽油タンク容量)	通常時の軽油タンク及びガスタービン発電設備軽油タンクの運用値を参考に、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。また、事象発生直後から最大負荷運転を想定しても燃料は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	—	
	熔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 (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、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、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、コンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約18cm、壁面で約18cm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			
	コンクリート以外の構造材の扱い	内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板は考慮しない	コンクリート以外の構造材を考慮する	内側鋼板、外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、MCCIによる侵食量の評価において、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、外側鋼板及びリブ鋼板の耐熱の効果により、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板の耐熱の効果により、熔融炉心・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が大きくなる。	
	原子炉圧力容器下部の構造物の扱い	格納容器下部に落下する熔融物とは扱わない	部分的な熔融が生じ、格納容器下部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、熔融物の発熱密度が下がるため、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食は抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、熔融物の発熱密度が下がるため、熔融炉心・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が大きくなる。	
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	起因事象の違いによって操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて格納容器下部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のドライウェル水位に応じて格納容器下部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。	熔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、事故シナリオを「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」とし、本評価事故シナリオの評価条件と同様、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原子炉圧力容器破損まで使用できないものと仮定した。その場合、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が約3.0時間となる。 その結果、コンクリート侵食量は床面で約3cm、壁面では約3cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、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。 (添付資料 3.5.3)	
	安全機能等の喪失に対する仮定	高圧注水機能、低圧注水機能及び重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	—	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注水系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	—	—	
	外部電源	外部電源なし	—	本評価事故シナリオへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ、外部電源なしとして設定	—	—	
機器条件	原子炉スクラム信号	原子炉水位低（レベル3） (応答時間：1.05秒)	原子炉水位低（レベル3） (遅れ時間：1.05秒)	事象発生と同時にスクラムせず、原子炉水位低でスクラムすることにより原子炉保有水量を保守的に評価するため設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	原子炉水位低（レベル2）	原子炉水位低（レベル2）	原子炉再循環系のインターロックとして設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37~7.58MPa[gage] 356~367t/h/個	逃がし弁機能 7.37~7.58MPa[gage] 356~367t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、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個の開放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個の開放による原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	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は同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）	88m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	88m 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	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉格納容器下部注水系（常設）	50m ³ /hにて格納容器下部に注水	50m ³ /hにて格納容器下部に注水	熔融炉心の冠水が継続可能な流量として設定	熔融炉心の冠水が継続可能な流量として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、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 (1 / 2)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による格納容器下部への注水操作 (原子炉压力容器の破損前の初期水張り)	原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認して開始し, ドライウエル水位が 0.23m に到達したことを確認した場合に停止する (事象発生から約 2.5 時間後)	格納容器温度の抑制効果及び炉心損傷後の原子炉压力容器の破損による融融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	<p>【認知】 格納容器下部への注水操作は, 原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認して開始するが, 損傷炉心への注水による冷却性を確認するため, 原子炉压力容器下鏡部温度は継続監視しており, 認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって, 認知遅れにより操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり, 運転員は中央制御室に常駐していることから, 操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり, 操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による格納容器下部への注水操作の操作内容及び操作所要時間は以下のとおりである。いずれも制御盤の操作スイッチによる操作のため, 時間余裕を含めて操作所要時間 10 分を想定している。よって, 操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>[原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による格納容器下部への注水: 10 分間 (余裕含む)]</p> <ul style="list-style-type: none"> 復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁の開操作, 緊急時隔離弁等の閉操作及び操作した弁の動作確認に 2 分間を想定 復水移送ポンプの起動に 1 分間を想定 格納容器へのスプレイ開始に必要な残留熱除去系の弁 3 個の開操作に 5 分間を想定 <p>【他の並列操作有無】 原子炉格納容器下部注水系 (常設) による水張り時に, 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく, 操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室内の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため, 誤操作は起こりにくく, そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでには事象発生から約 2.5 時間の時間余裕があり, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による格納容器下部への注水操作は, 原子炉压力容器下鏡部温度を監視しながら融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, 中央制御室で行う操作であり, 他の操作との重複もないことから, 他の操作に与える影響はない。	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。	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による格納容器下部への注水操作 (原子炉压力容器破損前の初期水張り) については, 原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達後, 速やかに実施することが望ましいが, 原子炉压力容器破損前は, 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。 原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでに事象発生から約 2.5 時間の時間余裕があり, 格納容器下部注水操作は, 原子炉压力容器下鏡部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, 原子炉压力容器下鏡部温度 300℃到達時点での中央制御室における格納容器下部への注水操作の操作時間は約 10 分間である。原子炉压力容器破損までに格納容器下部に約 3.67m (ドライウエル水位 0.02m) の水位が形成されていれば評価項目を満足する結果となり, 格納容器下部に約 3.67m の水位を形成するまで, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) にて約 1.2 時間で注水可能であり, 格納容器下部注水を事象発生から約 2.5 時間後に開始すると, 事象発生から約 3.7 時間後に水位形成可能である。原子炉压力容器破損までの時間は約 4.3 時間後であることから, 格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して 0.6 時間程度の時間余裕がある。	中央制御室における操作のため, シミュレータにて訓練実績 (模擬操作含む) を取得。訓練では, 条件成立を前提として約 6 分で原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による格納容器下部注水を開始。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

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（2/2）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間						
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件	原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器の破損後の注水）	原子炉圧力容器破損以降、ドライウエル水位が0.02mまで低下した場合に開始し、0.23mに到達した場合に停止（約6.2時間後）	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	原子炉圧力容器破損後、ドライウエル水位が0.02mに低下するまで事象発生から約6.2時間の時間余裕があり、また、溶融炉心落下後に格納容器下部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0.8時間の時間余裕がある。溶融炉心落下後の格納容器下部への注水操作はドライウエル水位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、運転員等操作時間に与える影響も小さい。	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。	原子炉圧力容器破損後、ドライウエル水位が0.02mに低下するまでの時間は事象発生から約6.2時間あり、また、溶融炉心落下後に格納容器下部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0.8時間の時間余裕がある。	中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績（模擬操作含む）を取得。訓練では、条件成立を前提として約1分で原子炉格納容器下部注水系（常設）による注水を開始。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

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
並びに格納容器下部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、溶融炉心から格納容器下部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とする場合はTQUVの場合よりも早く原子炉圧力容器が破損に至ることを確認したためである。

溶融炉心からプール水への熱流束についての感度を確認した理由は、「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について」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、溶融炉心からプール水への熱流束（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、溶融炉心からプール水への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、原子炉格納容器下部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について、評価を実施した。

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通り。その他の評価条件は、ベースケースと同等である。

- (1) 格納容器下部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評価するため、事故シーケンスを「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」とし、電源の有無に係らず本評価事故シーケンスの評価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。その場合、事象発生直後から原子炉冷却材が格納容器内に

流出するため、原子炉圧力容器破損までの時間が約 3.0 時間となる。

(2) 格納容器下部の評価において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

- ・格納容器下部に落下した後の溶融炉心からプール水への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、溶融炉心からプール水への熱流束が 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、ベースケースでは溶融炉心からプール水への熱流束を 800kW/m^2 (圧力依存有り) としている。ベースケースにおける原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力は、約 $0.4\text{MPa}[\text{abs}]$ 以上で制御されていることから、ベースケースにおける溶融炉心からプール水への熱流束は、約 1400kW/m^2 (格納容器圧力約 $0.4\text{MPa}[\text{abs}]$ において) 以上となる。

(3) 格納容器下部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、3.4m 高さの円柱になるものとした。
- ・評価体系(円柱)の上面及び壁面から水によって除熱されるものとした。水との伝熱面積について、拡がりを抑制した場合とベースケースの比較を行った。

3. 評価結果

(1) 格納容器下部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約 3 cm、壁面で約 3 cm 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、格納容器内の気相組成の推移はベースケース(「3.5.2(3) b. 評価項目等」参照)と同じとなる。なお、ベースケースにおける格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度は、ウェット条件、ドライ条件ともに 13vol% を上回る。一方、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 2.1vol% であり、可燃限界を下回る。ドライ条件では、事象発生約 7 時間後から約 23 時間後までの間、ドライウェルにおける酸素濃度が可燃限界である 5vol% を上回る。この間、ウェット条件では、格納容器下部への溶融炉心落下に伴う水蒸気発生によって、ドライウェルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサプレッションチェンバに送り込まれ、供給される水蒸気でドライウェル内が満たされるため、ドライウェル内の

ほぼ 100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウェル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となり、そのウェット条件での濃度は 1 vol%未満 (約 0.004vol%) である。また、ドライウェル内の非凝縮性ガス (水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス) の分圧の和は大気圧よりも低く、0.01MPa[abs]未満 (水素ガス及び酸素ガスの分圧の和は 0.01MPa[abs]未満) である。この間のサプレッションチェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約 8.5vol%であり、サプレッションチェンバ内の全圧が 0.46MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス (水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス) の分圧は少なくとも 0.42MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウェル内の水蒸気が凝縮してドライウェル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウェル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サプレッションチェンバから酸素濃度が 5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウェルの酸素濃度が現実に可燃限界である 5vol%を上回ることはない。事象発生約 23 時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は 5.0vol%未満で推移し、事象発生から 7 日後の酸素濃度はドライウェルにおいて約 2.3vol%、サプレッションチェンバにおいて約 3.2vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界である 5vol%に達することはない。

(2) 格納容器下部の評価において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

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約 18cm、壁面で約 18cm に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。本感度解析ケースでは、溶融炉心・コンクリート相互作用によって約 124kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ベースケースでもジルコニウム-水反応によって約 487kg の水素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、格納容器下部への溶融炉心落下後の格納容器内の水素濃度は、ベースケースにおいても、ウェット条件、ドライ条件ともに 13vol%を上回る。このことから、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をベースケースの結果に加えたとしても、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 124kg の気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約 111kg、一酸化炭素が約 14kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が約 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、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、格納容器内の酸素濃度については、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る可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは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をベースケースの結果に加える場合、格納容器内の酸素濃度はベースケース（「3.5.2(3) b. 評価項目等」）にて示した酸素濃度（事象発生から7日後においてウェット条件で約2.1vol%，ドライ条件で約3.2vol%）以下になるものと考えられる。このため、格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれは無い。

(3) 格納容器下部の評価において溶融炉心の拡がりを抑制する場合

格納容器下部の評価において溶融炉心の拡がりを抑制する場合については、「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について」の添付3「溶融炉心・コンクリート相互作用について」にて、代表的な1100MWe BWR-5 Mark-I 改相当のプラントに対して、均一堆積形状（円柱）と種々の不均一な堆積形状の場合の水への伝熱面積を比較しており、その中で拡がりを抑制した場合についても比較を行っている。その結果、ベースケースで想定している均一堆積形状（円柱）に比べ、拡がりを抑制した場合、水への伝熱面積が大きくなることから、格納容器下部床面及び壁面の侵食量はベースケース（「3.5.2(3) b. 評価項目等」）にて示した侵食量（格納容器下部の床面で約2 cm，壁面で約2 cm）以下になるものと考えられる。

4. まとめ

溶融炉心の落下時刻の不確かさの影響によって、格納容器下部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格納容器下部の評価において溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮した場合であっても格納容器下部の床面で約18cm，壁面で約18cm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、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焼のリスクを高めるものではないことを確認した。

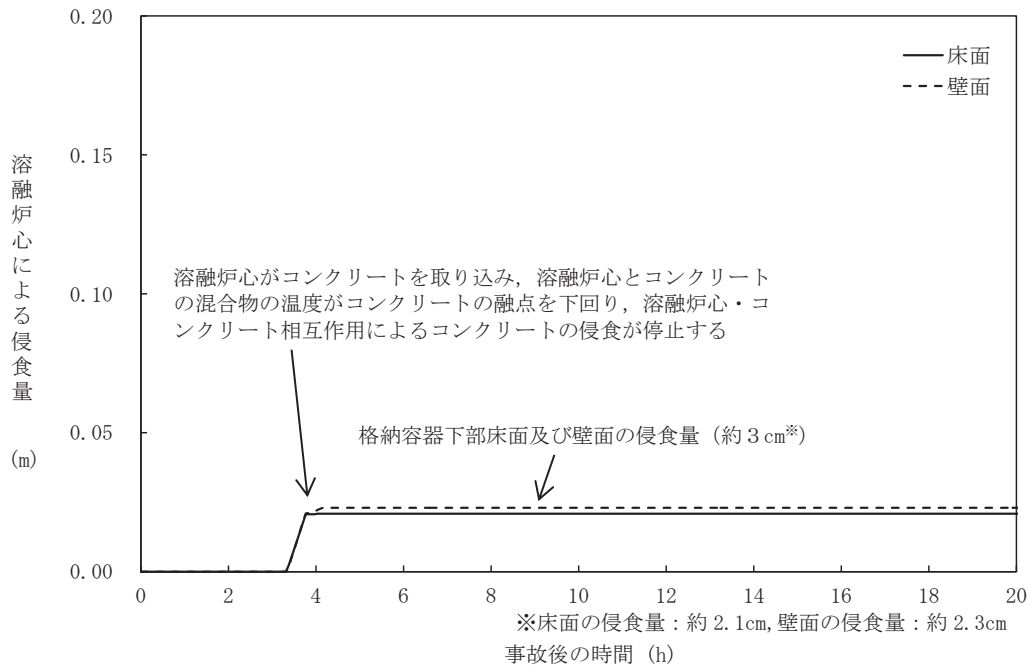


図1 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)

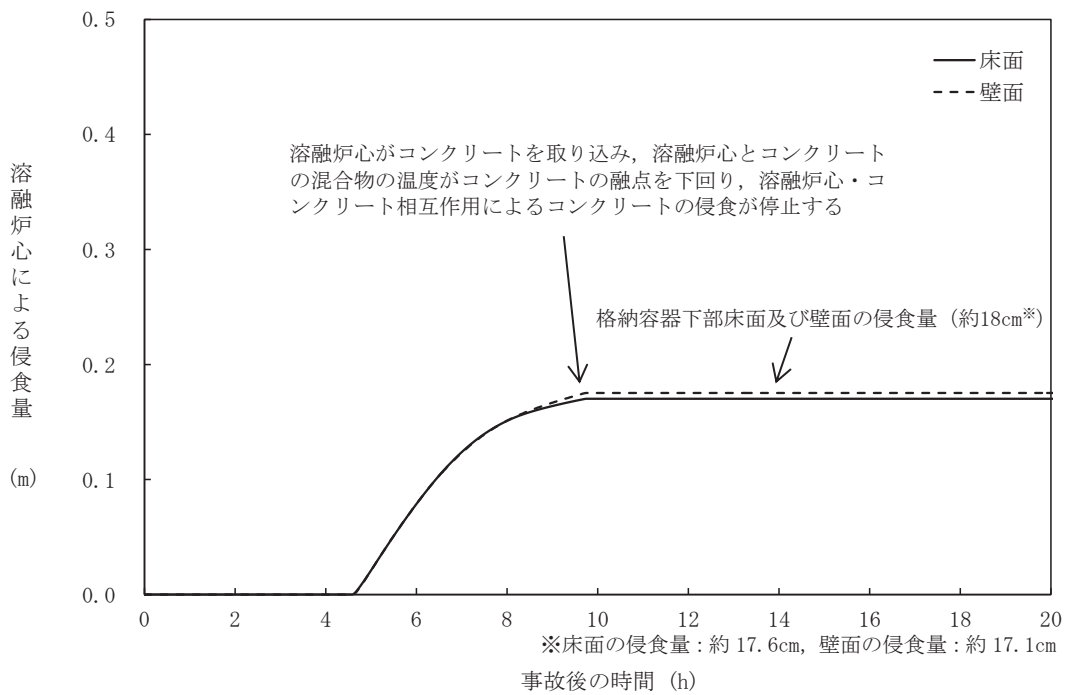


図2 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合)