

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対策の有効性評価について

平成29年3月

東京電力ホールディングス株式会社

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 解析の実施方針
 - 1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
 - 1.8 必要な要員及び資源の評価方針
- 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
- 付録2 原子炉格納容器限界温度・限界圧力に関する評価結果
- 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 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)
 - 2.3.2 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗
 - 2.3.3 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失
 - 2.3.4 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再開失敗
 - 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. 重大事故
 - 3.1 雰囲気気圧力・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しない場合

: 今回のご説明範囲

- 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 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 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 有効性評価における判断基準と有効性評価結果, 評価における不確かさの関係について

- 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 日間における水源の対応について（高圧・低圧注水機能喪失）
- 添付資料 2.1.5 7 日間における燃料の対応について（高圧・低圧注水機能喪失）

- 添付資料 2.2.1 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 7 日間における燃料の対応について（高圧注水・減圧機能喪失）

- 添付資料 2.3.1.1 敷地境界での実効線量評価について
- 添付資料 2.3.1.2 蓄電池による給電時間評価結果について
- 添付資料 2.3.1.3 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の 24 時間継続運転が可能であることの妥当性について
- 添付資料 2.3.1.4 逃がし安全弁に係る解析と実態の違い及びその影響について
- 添付資料 2.3.1.5 安定状態について
- 添付資料 2.3.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)）
- 添付資料 2.3.1.7 7 日間における水源の対応について（全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)）

- 添付資料 2.3.1.8 7 日間における燃料の対応について
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失))
- 添付資料 2.3.1.9 常設代替交流電源設備の負荷
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失))
- 添付資料 2.3.2.1 全交流動力電源喪失時において高圧代替注水系の 24 時間運転継続に期待することの妥当性について
- 添付資料 2.3.2.2 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 喪失)+RCIC 失敗)
- 添付資料 2.3.4.1 安定状態について
- 添付資料 2.3.4.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)
- 添付資料 2.3.4.3 減圧・注水開始操作の時間余裕について
- 添付資料 2.3.4.4 7 日間における水源の対応について
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)
- 添付資料 2.3.4.5 7 日間における燃料の対応について
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)
- 添付資料 2.3.4.6 常設代替交流電源設備の負荷
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)
- 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 日間における水源の対応について
(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))
- 添付資料 2.4.1.4 7 日間における燃料の対応について
(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))
- 添付資料 2.4.1.5 常設代替交流電源設備の負荷
(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))
- 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 日間における水源の対応について
(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))
- 添付資料 2.4.2.4 7 日間における燃料の対応について
(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))

- 添付資料 2.5.1 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 自動減圧系の自動起動阻止操作の考慮について
- 添付資料 2.5.3 安定状態について
- 添付資料 2.5.4 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
(原子炉停止機能喪失)
- 添付資料 2.5.5 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 2.5.6 初期炉心流量の相違による評価結果への影響
- 添付資料 2.5.7 原子炉注水に使用する水源とその水温の影響
- 添付資料 2.5.8 高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の運転可能性に関する水源の水温の影響
- 添付資料 2.5.9 外部電源の有無による評価結果への影響
- 添付資料 2.5.10 SLC 起動を手動起動としていることについての整理

- 添付資料 2.6.1 中小破断 LOCA の事象想定について
- 添付資料 2.6.2 安定状態について
- 添付資料 2.6.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(LOCA 時注水機能喪失)
- 添付資料 2.6.4 LOCA 事象の破断面積に係る感度解析について
- 添付資料 2.6.5 7 日間における水源の対応について (LOCA 時注水機能喪失)
- 添付資料 2.6.6 7 日間における燃料の対応について (LOCA 時注水機能喪失)

- 添付資料 2.7.1 インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境等について
- 添付資料 2.7.2 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
(インターフェイスシステム LOCA)
- 添付資料 2.7.4 7 日間における燃料の対応について (インターフェイスシステム LOCA)

- 添付資料 3.1.2.1 格納容器気相部温度が原子炉格納容器の健全性に与える影響について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
- 添付資料 3.1.2.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 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 3.1.2.3 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 3.1.2.4 原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素の影響について

: 今回のご説明範囲

- 添付資料 3.1.2.5 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 3.1.2.6 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(代替循環冷却を使用する場合)))
- 添付資料 3.1.2.7 7 日間における水源の対応について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)：代替循環冷却系を使用する場合)
- 添付資料 3.1.2.8 7 日間における燃料の対応について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)：代替循環冷却系を使用する場合)
- 添付資料 3.1.2.9 常設代替交流電源設備の負荷(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)：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しない場合における 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しない場合)
- 添付資料 3.1.3.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却を使用しない場合)))
- 添付資料 3.1.3.7 注水操作が遅れる場合の影響について
- 添付資料 3.1.3.8 7 日間における水源の対応について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)：代替循環冷却系を使用しない場合)
- 添付資料 3.1.3.9 7 日間における燃料の対応について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)：代替循環冷却系を使用しない場合)
- 添付資料 3.1.3.10 常設代替交流電源設備の負荷
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)：代替循環冷却系を使用しない場合)
- 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 格納容器破損モード「DCH」, 「FCI」, 「MCCI」の評価事故シーケンスの位置付け
- 添付資料 3.2.3 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 3.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について

□ : 今回のご説明範囲

- (高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)
- 添付資料 3.2.5 7日間における水源の対応について
(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)
- 添付資料 3.2.6 7日間における燃料の対応について
(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)
- 添付資料 3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(炉外 FCI)に関する知見の整理
- 添付資料 3.3.2 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容器の健全性への影響評価
- 添付資料 3.3.3 原子炉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 エントレインメント係数の圧カスパイクに対する影響
- 添付資料 3.3.6 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 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響
- 添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について
- 添付資料 3.4.3 安定状態について
- 添付資料 3.4.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について (水素燃焼)
- 添付資料 3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響

- 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、及び、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、並びにコリウムシールド内側への越流を考慮した場合のコンクリートの浸食量及び溶融炉心・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 使用済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」の算出について
- 添付資料 4.1.3 安定状態について
- 添付資料 4.1.4 柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

- 添付資料 4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故 1)
- 添付資料 4.1.6 7 日間における水源の対応について(想定事故 1)
- 添付資料 4.1.7 7 日間における燃料の対応について(想定事故 1)

- 添付資料 4.2.1 使用済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 において微開固着及び貫通クラックによる損傷を想定している理由
- 添付資料 4.2.3 6 号及び 7 号炉 使用済燃料プールサイフォンブレーカについて
- 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 日間における水源の対応について(想定事故 2)
- 添付資料 4.2.7 7 日間における燃料の対応(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基準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 日間における燃料対応について(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 日間における水源の対応について(運転停止中 全交流動力電源喪失)
- 添付資料 5.2.4 7 日間における燃料の対応(運転停止中 全交流動力電源喪失)
- 添付資料 5.2.5 常設代替交流電源設備の負荷(運転停止中 全交流動力電源喪失)

- 添付資料 5.3.1 原子炉冷却材流出事故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日間における燃料の対応(運転停止中 原子炉冷却材の流出)

- 添付資料 5.4.1 反応度誤投入の代表性について
- 添付資料 5.4.2 反応度の誤投入における燃料エンタルピー
- 添付資料 5.4.3 反応度の誤投入における炉心平均中性子束の推移
- 添付資料 5.4.4 安定状態について
- 添付資料 5.4.5 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
(運転停止中 反応度誤投入)
- 添付資料 5.4.6 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及び所要時間について
- 添付資料 6.2.2 重大事故(評価事故)シーケンス以外の事故シーケンスの要員の評価について

- 添付資料 6.3.1 水源, 燃料, 電源負荷評価結果について

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。高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(以下「DCH」という。)を防止するためには、その様な環境下でも逃がし安全弁(以下「SRV」という。)を開保持し、RPV内の圧力を2MPa以下の低圧に維持する必要がある。

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

SRVについては以下の環境条件における機能維持を確認している。

- ・171°Cにおいて3時間継続の後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環境温度条件として、三次元熱流動解析コード(STAR-CCM+)により、SRVの温度を評価した。

三次元熱流動解析では、RPVの温度条件が厳しくなる評価点を設定し定常解析を実施した。また、RPV破損直前にはRPV内の気相温度が急激に上昇することから、これに追従するSRVの温度上昇をより現実的に評価するため、RPV内の気相温度が急激に上昇する時間幅に対する非定常解析を実施した。

2. 評価条件

(1) 温度条件

図2,3にRPV内気相平均温度と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及び以下に示す通り、2通りの評価条件を設定した。

- ① 事象発生から6時間後までの範囲を代表する温度条件として、同範囲内でのRPV内気相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を適用した温度条件。定常解析によって評価する。
- ② RPV破損直前のRPV内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件として、RPV内の気相温度が急激に上昇する時間幅でのRPV内の気相温度の変化とドライウエル内気相平均温度の最も厳しい温度を適用した温度条件。非定常解析によって評価する。

(2) 評価モデル

自動減圧(ADS)機能付きのSRVの中で、電磁弁やピストンのシール部の温度条件が厳しい弁を評価する観点から、電磁弁の設置角度が排気管に最も近い弁を評価対象弁とした。また、図4,5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6,7に示す。事象発生から6時間後までの範囲を代表する温度条件として設定した①の温度条件では、補助作動装置の電磁弁及びピストンのシール部の温度は160℃を約10℃下回った。また、RPV破損直前のRPV内の気相温度の急激な上昇を考慮した②の温度条件では、補助作動装置の電磁弁及びピストンのシール部の温度は160℃を約10℃下回った。

SRVに対する機能確認試験では、初期の熱負荷として、171℃を与えており、この試験実績を踏まえると、DCH防止のために原子炉減圧を継続している状況下でもSRVの機能を維持可能[※]である。①は最も厳しい温度を設定して実施した定常解析であり、実際にSRVが経験する温度は更に低い値になるものと考えられる。

以上の通り、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。

※ SRVは、「171℃において3時間継続の後160℃において3時間継続」という環境条件での機能維持が試験によって確認されている。この初期の熱負荷(171℃において3時間継続)をアレニウス則に基づき160℃の熱負荷に換算すると、160℃において約4.6時間継続となり、これを後段の試験時間と合計すると約7.6時間は機能維持が可能となる。

4. 本体部の温度上昇による影響

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

以 上

表 1 三次元熱流動解析での温度条件

	温度条件①【定常解析】 (事象発生から6時間後までの 範囲を代表する温度条件)	温度条件②【非定常解析】 (RPV 破損直前の RPV 内の気相温度の 急激な上昇を考慮した温度条件)
RPV 内 気相平均温度	約 589°C	約 510°C→約 626°C
ドライウェル内 気相平均温度	約 111°C	約 116°C

表 2 三次元熱流動解析での評価結果

	温度条件①【定常解析】 (事象発生から6時間後までの 範囲を代表する温度条件)	温度条件②【非定常解析】 (RPV 破損直前の RPV 内の気相温度の 急激な上昇を考慮した温度条件)
下部コイル ハウジング 最高温度*	約 150°C	約 150°C
ピストン部 最高温度	約 149°C	約 147°C

※ADS 機能付電磁弁設置位置

表 3 SRV 本体の抵抗力に対する温度上昇の影響

項目	温度上昇の影響
SRV スプリング閉止力	温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置の駆動力はスプリング閉止力に対して十分な力量を有している。
弁棒・アジャスタリング 摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく、SRV 強制開機能には影響を及ぼさない。
弁棒・ネッキブッシュ摺 動抵抗	弁棒は SUS431、ネッキブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組み合わせとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
バランスピストン・ブッ シュ摺動抵抗	バランスピストンは SUS403、ブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組み合わせとなっており、ブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
弁体(ガイド部)・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。

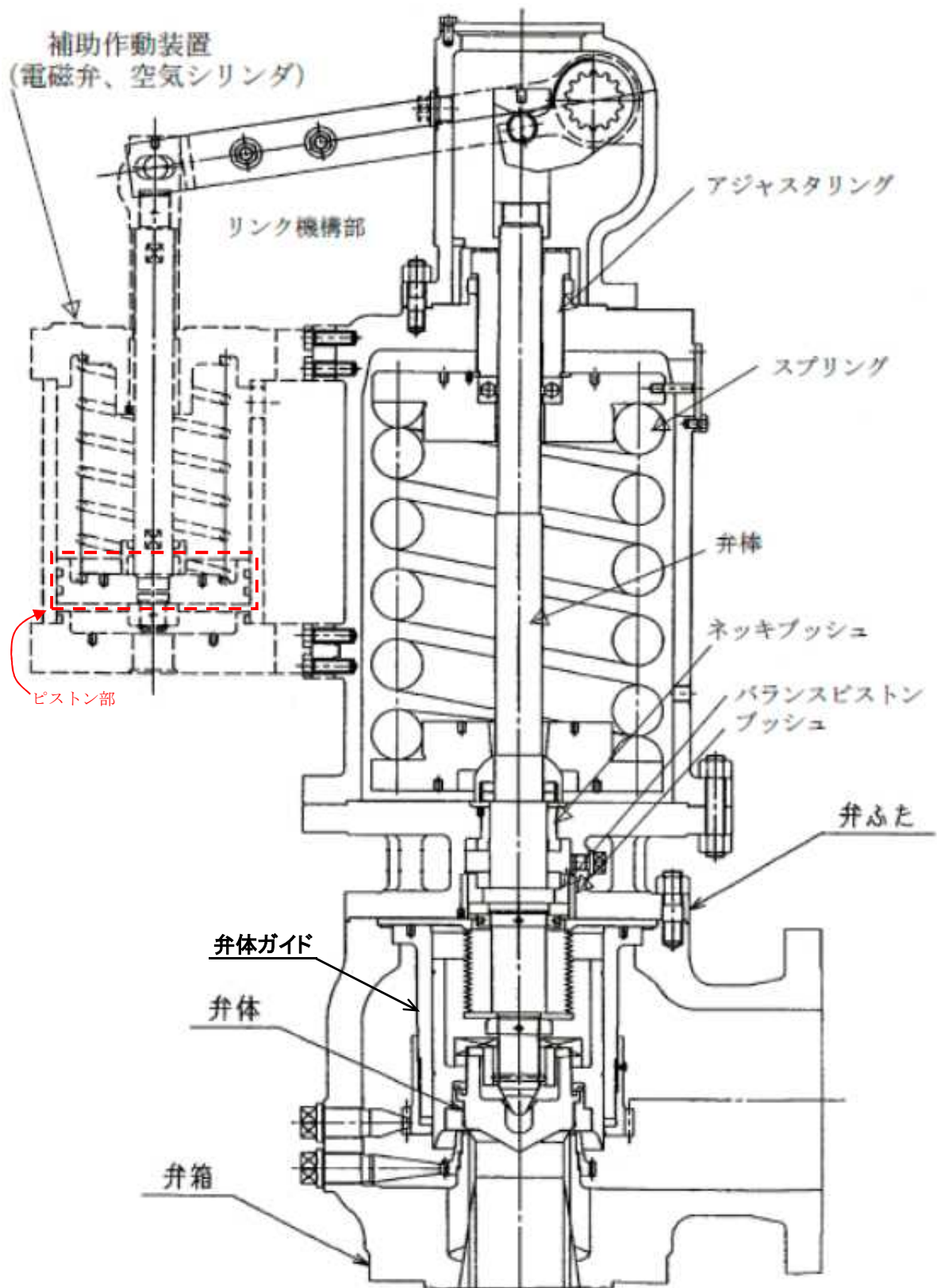


図 1a SRV 構造図(断面図)

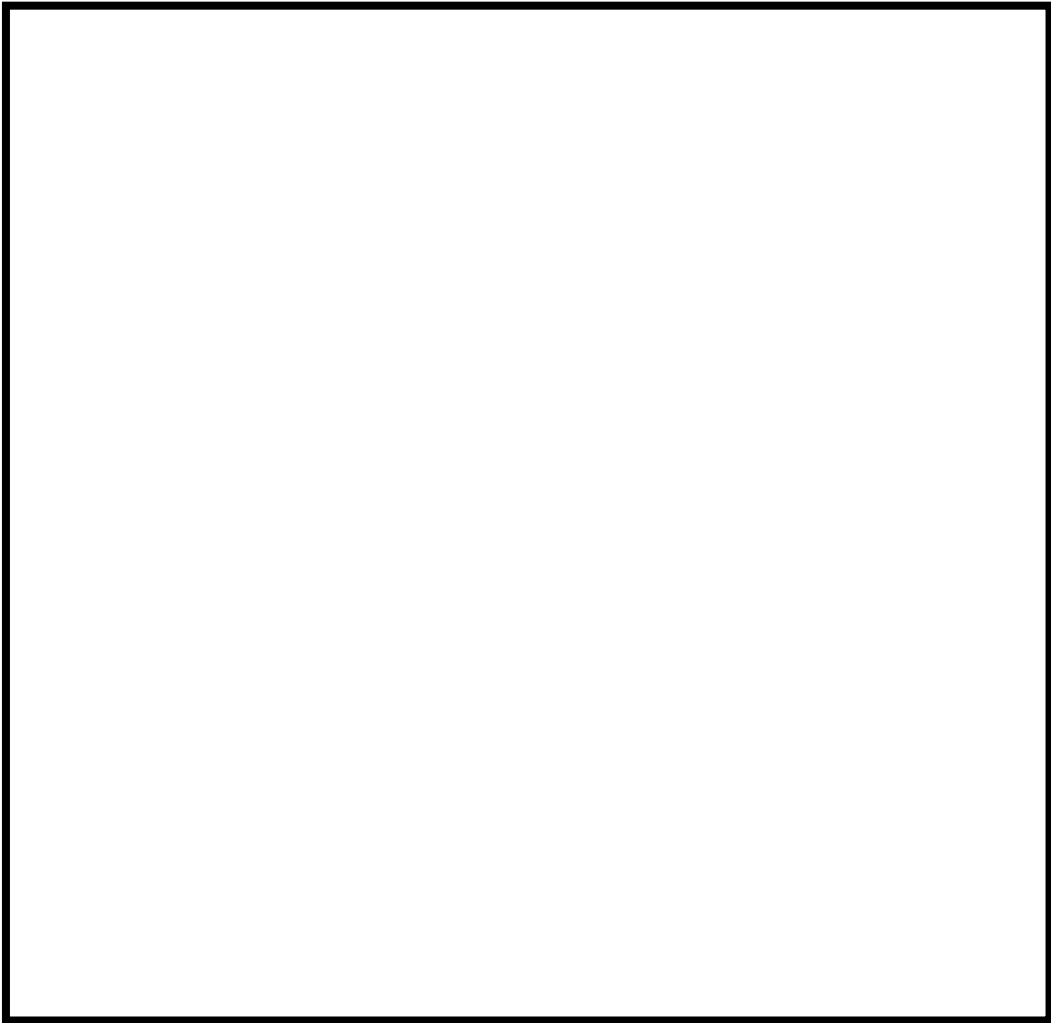


図 1b SRV 構造図(側面図詳細)

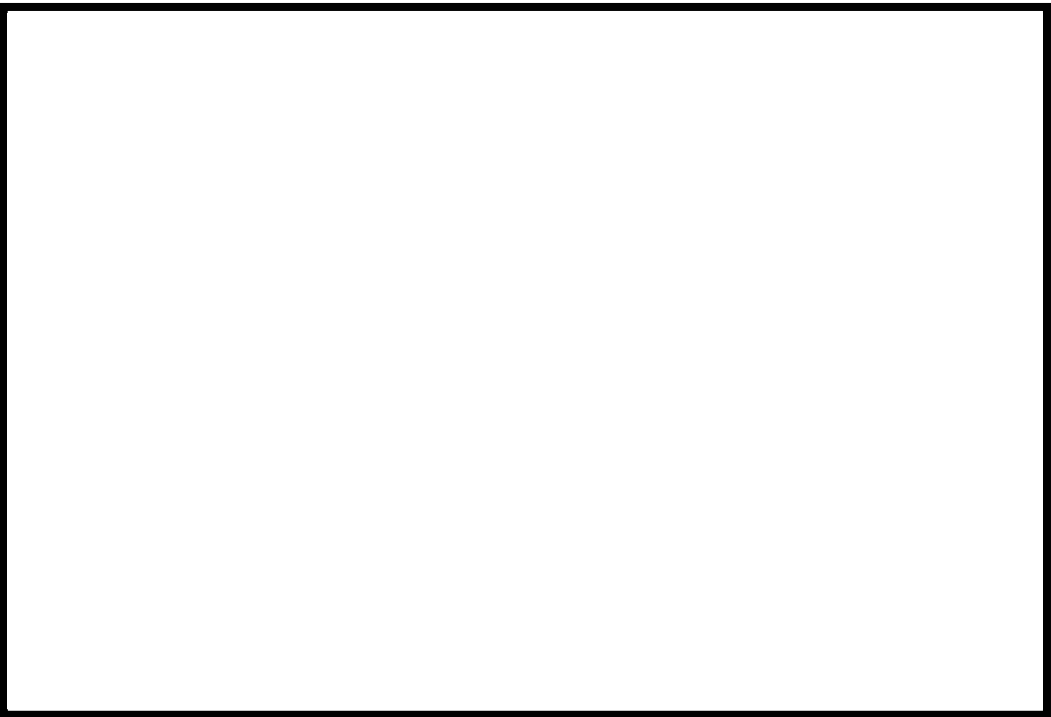


図 1c SRV 構造図(平面図詳細)

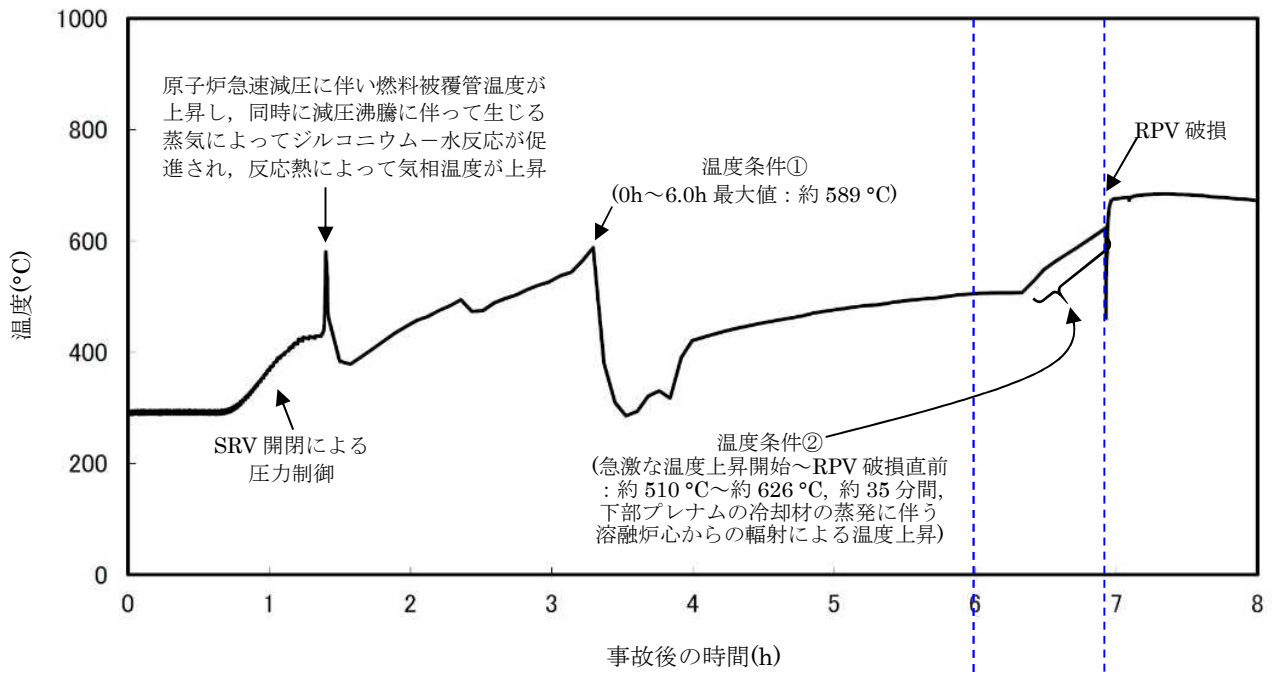


図 2 RPV 内気相平均温度の推移

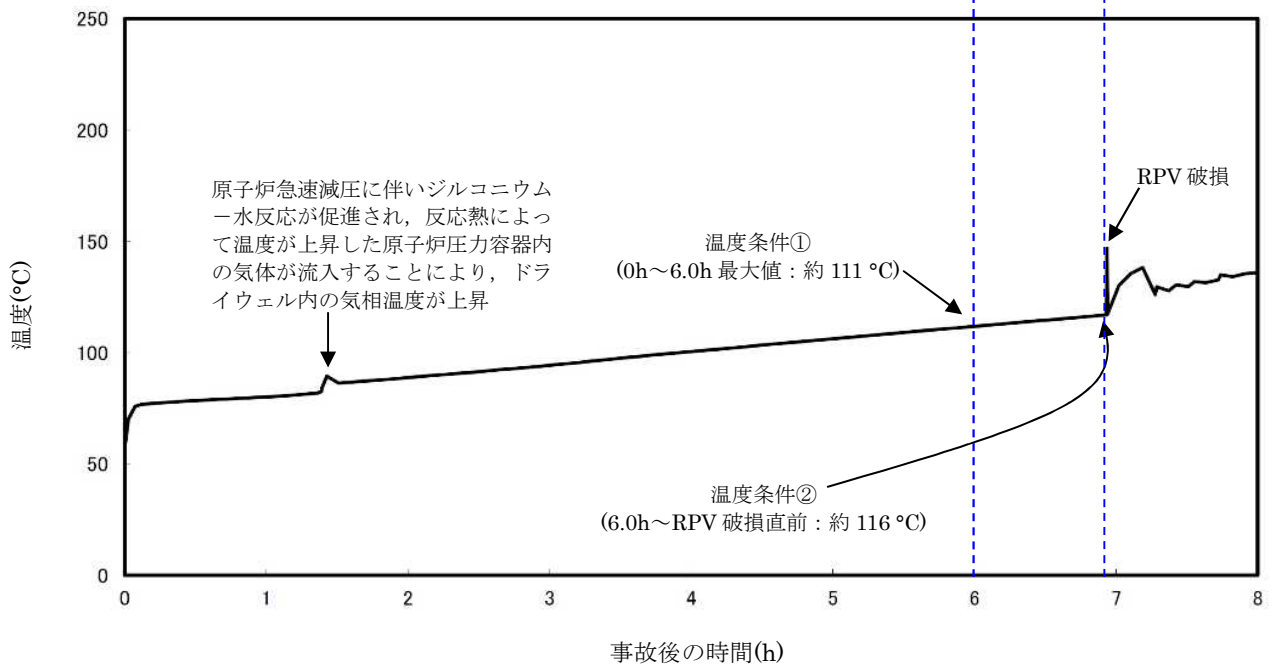


図 3 ドライウェル内気相平均温度の推移

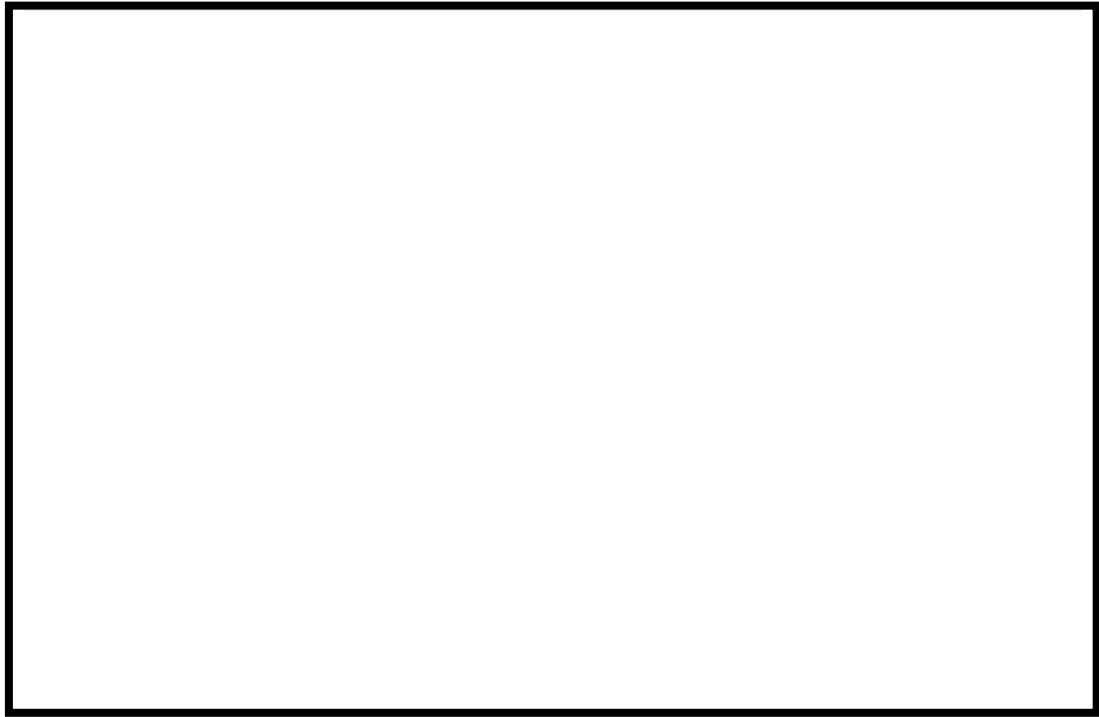


図 4 モデル化範囲と境界条件



図 5 モデル図と断面メッシュ図

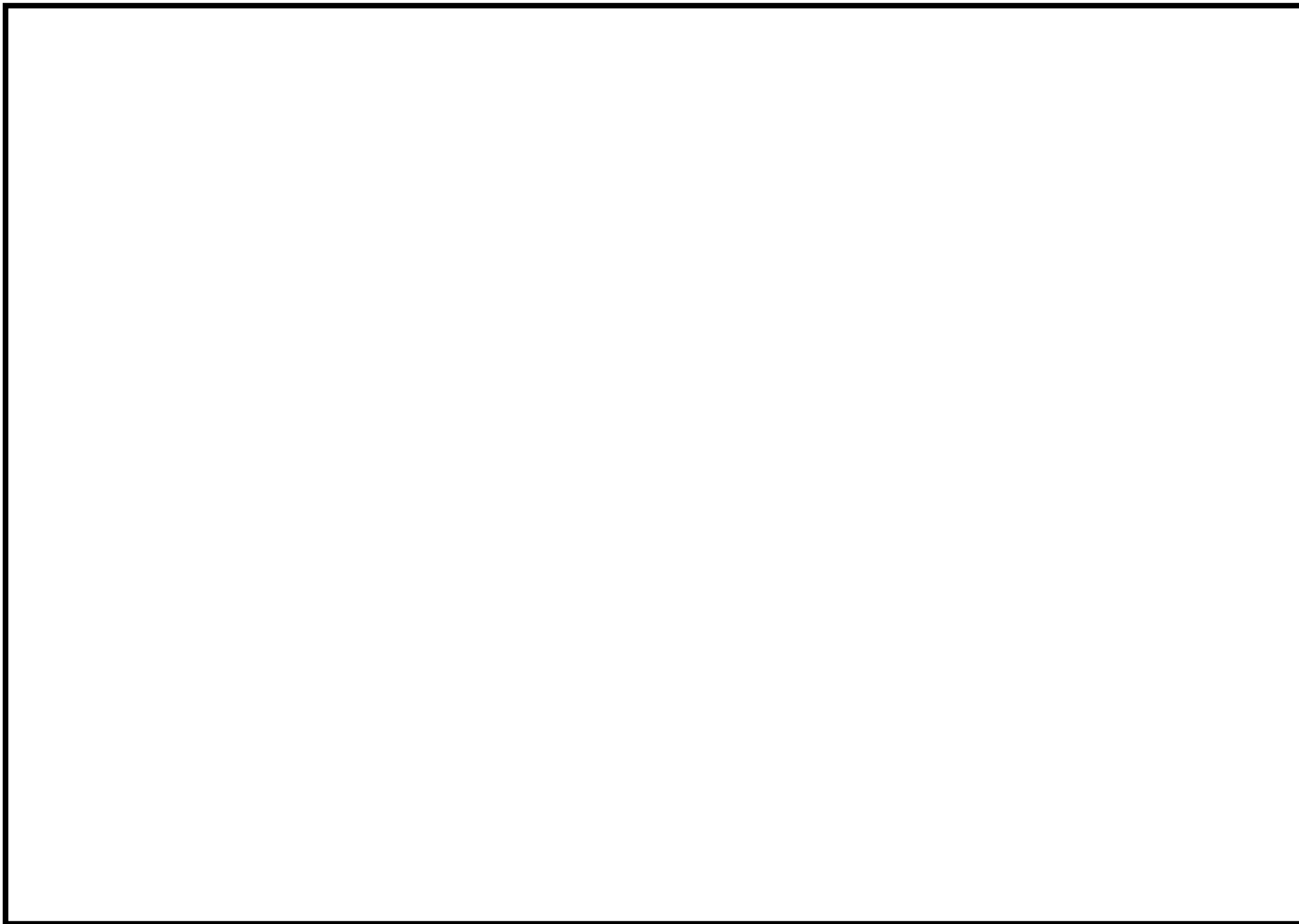


図 6 解析結果(温度条件①)



図 7 解析結果(温度条件②)

代替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

添付資料 3.2.1 の評価では、原子炉の減圧を継続している状況での代替格納容器スプレイを実施していないが、これを実施することで、逃がし安全弁の温度の大幅な低下に期待できる。このため、今後初期水張り等の格納容器への注水は可能なものの、原子炉に注水できない状況下では、格納容器内の温度・圧力を緩和する観点から、予め格納容器(ドライウエル)スプレイを実施する手順とする。ここでは、代替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を示す。

1. 評価方法

代替格納容器スプレイを実施していない場合(添付資料 3.2.1)と同じ。

2. 評価条件

(1) 温度条件

図 1, 2 に原子炉压力容器内気相平均温度と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 及び以下に示す通り、2 点の評価条件を設定した。

- ① 事象発生から 6 時間後までの範囲を代表する温度条件として、代替格納容器スプレイ及び下部ドライウエル初期水張り開始前を考慮した温度条件
- ② 6 時間後から熔融炉心落下直前までを代表する温度条件として原子炉压力容器破損直前の原子炉压力容器内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件

(2) 評価モデル

代替格納容器スプレイを実施していない場合と同じ。

3. 評価結果

評価結果を表 2 及び図 3, 4 に示す。いずれの温度条件でも、補助作動装置の電磁弁及びピストンのシール部の温度は 160°C を大幅に下回った。

以上の通り、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代替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確認した。

以 上

表 1 三次元熱流動解析での温度条件

	温度条件①【定常解析】 (事象発生から6時間後までの 範囲を代表する温度条件)	温度条件②【非定常解析】 (RPV 破損直前の RPV 内の気相温度の急 激な上昇を考慮した温度条件)
原子炉压力容器内 気相平均温度	約 649°C	約 532°C→約 649°C
ドライウェル内 気相平均温度	約 97°C	約 84°C

表 2 三次元熱流動解析での評価結果

	温度条件① (事象発生から6時間後までの 範囲を代表する温度条件)	温度条件② (RPV 破損直前の RPV 内の気相温度 の急激な上昇を考慮した温度条件)
下部コイルハウジング 最高温度*	約 145°C	約 121°C
ピストン部最高温度	約 148°C	約 123°C

※ADS 機能付電磁弁設置位置

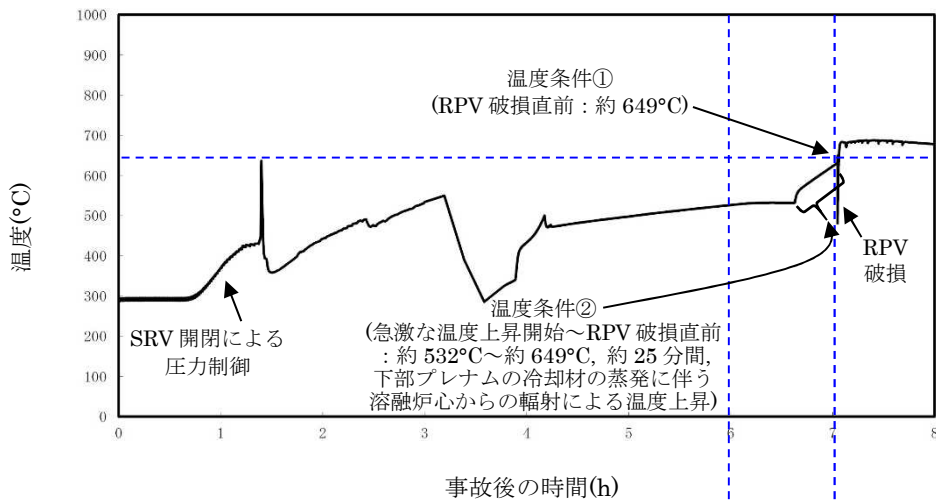


図 1 原子炉压力容器内気相平均温度の推移

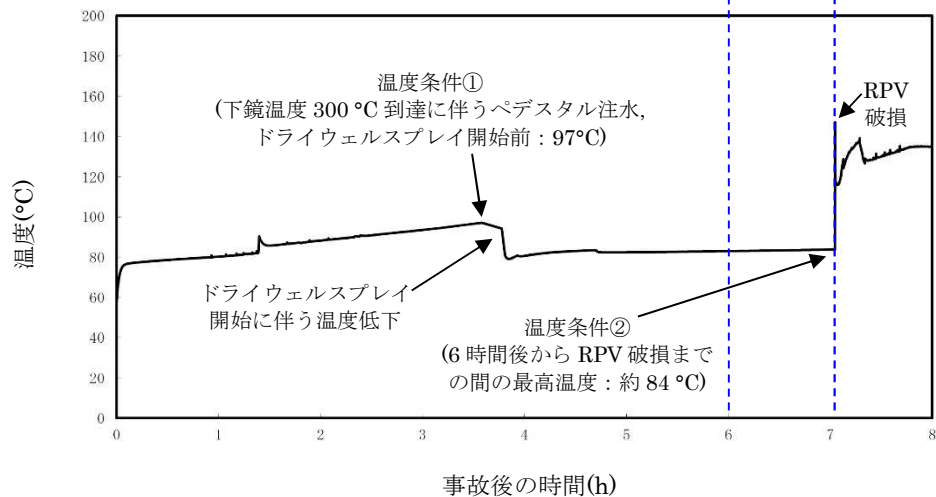


図 2 ドライウェル内気相平均温度の推移
添 3.2.1 別添 1-2

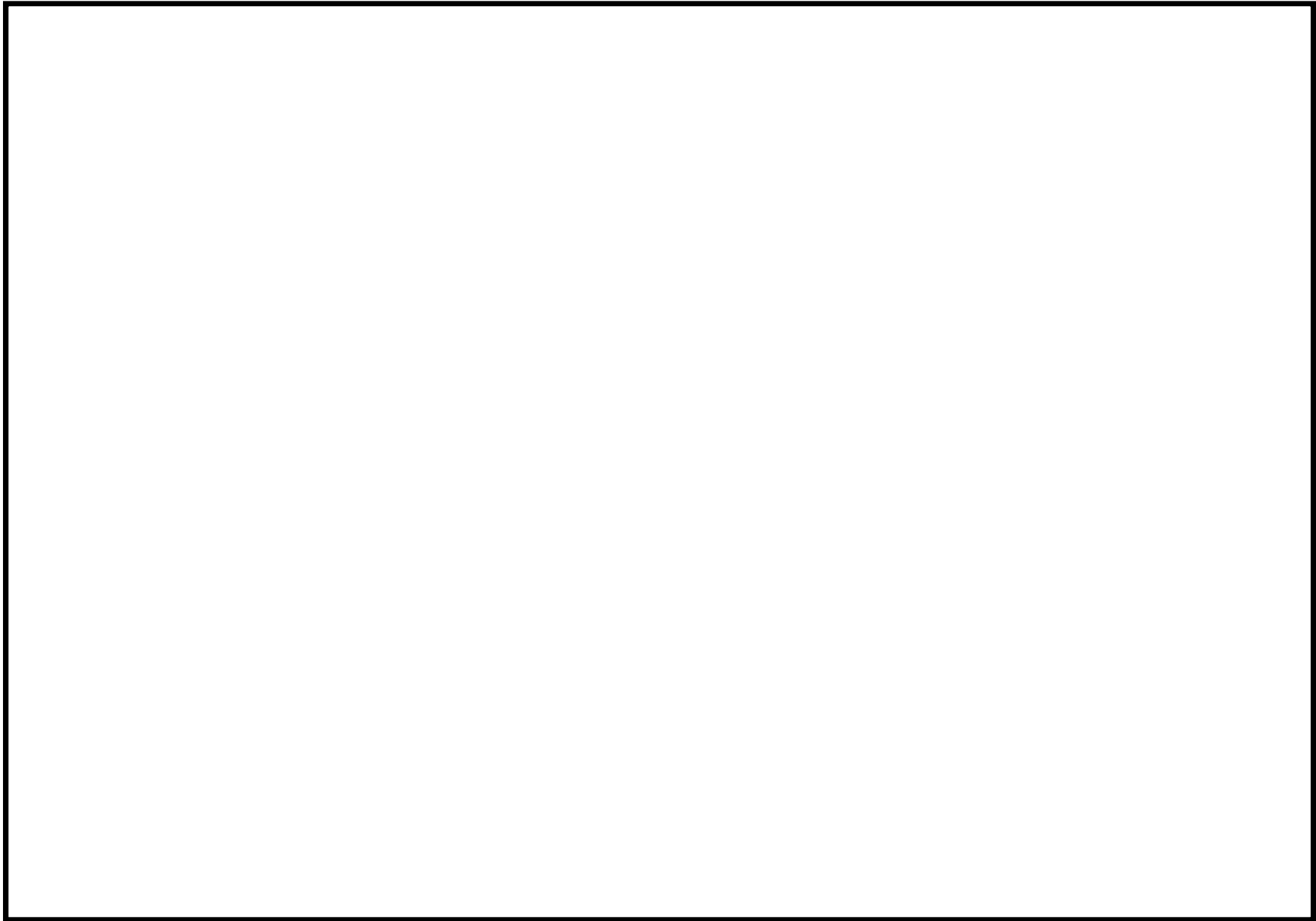


図 3 解析結果(温度条件①)

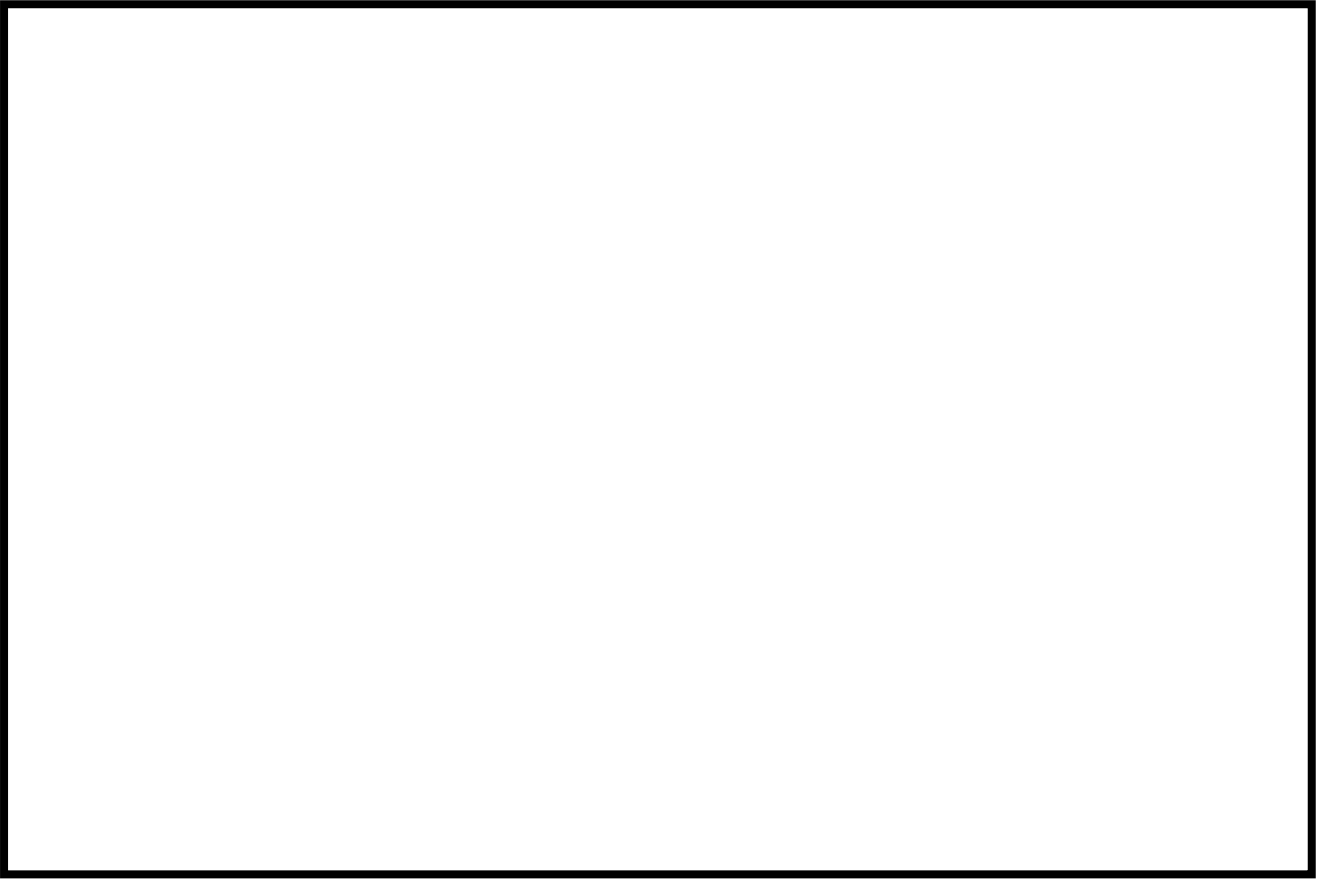


図 4 解析結果(温度条件②)

3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

3.5.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV、TQUX、LOCA、長期TB、TBU及びTBP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、原子炉の出力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又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され，原子炉格納容器の構造材の支持機能を喪失し，原子炉格納容器の破損に至る。

したがって，本格納容器破損モードでは，原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下する時点で，原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に十分な原子炉格納容器下部の水位及び水量を確保し，かつ，溶融炉心の落下後は，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，原子炉格納容器の破損を防止するとともに，溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生を抑制する。

また，溶融炉心の落下後は，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，代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。その後，代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって原子炉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、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。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉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、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、ドライウェル高電導度廃液サンプル及びドライウェル低電導度廃液サンプル（以下、「ドライウェルサンプル」という。）への溶融炉心の流入を防ぎ、かつ格納容器下部注水系（常設）と合わせて、サンプル底面のコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。

また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱手段を整備する。なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の 3.2.1(3)の a から j に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の 3.2.1. (3)に示す g 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原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第 3.2.1 図から第 3.2.4 図に示している。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 3.2.2 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＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態が TQUV であるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。

また、1.2.2.1(3)e に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、LOCA と TQUV を比較し、LOCA の場合はペDESTALに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、この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」の評価事故シーケンスと同じ事故シーケンスである。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有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動にしたが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したが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じ事故シーケンスで評価する。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後のリロケーション、構造材との熱伝達、炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉圧力容器内 FP 挙動、原子炉格納容器における炉心損傷後の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）、溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非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、原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉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推移を求める。

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

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。原子炉格納容器下部の侵食量評価に対しては、コリウムシールドの外側の面積が小さい6号炉の床面積を用いた。また、初期条件の初期酸素濃度及び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、原子炉水位、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウェル及びサプレッション・チェンバの気相濃度、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器下部水位、溶融炉心・コンクリート相互作用による原子炉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3.5.1図から第3.5.11図に示す。

a. 事象進展

事象進展は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

b. 評価項目等

溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び溶融炉心落下後の原子炉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原子炉格納容器下部の床面で約 1cm、壁面で約 1cm に抑えられ、原子炉格納容器

下部の熔融炉心は適切に冷却される。

原子炉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 1.67m 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、原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食量は約 1cm に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食に対しては、原子炉格納容器下部の床面以下のコンクリート厚さが約 7.1m であり、原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食量が約 1cm であるため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

また、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は、原子炉格納容器下部についてはコンクリートの侵食量が約 1cm であるため、約 4kg 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 1370kg の水素ガスが発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。このため、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約 4kg の気体の内訳は、可燃性ガスである水素が全てを占める。なお、原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の本評価における水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で 12vol%以上、ドライ条件で 34vol%以上となり、ドライ条件においては 13vol%を上回る。一方、酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から 7 日後（168 時間後）においても酸素濃度はウェット条件で約 2.1vol%、ドライ条件で約 2.6vol% であり、可燃限界である 5vol%を下回る。このため、原子炉格納容器内での可

燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

その後は、原子炉格納容器下部に崩壊熱相当の流量での格納容器下部注水を継続して行うことで、安定状態が確立し、また、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、原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量^{※1}を評価項目への対策の有効性を確認するための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(1)及び(2)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）」にて評価項目を満足することを確認している。また、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。

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

※1 熔融炉心が適切に冷却されることについても、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が維持される範囲で原子炉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。

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。

熔融炉心・コンクリート相互作用では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至り、熔融炉心が原子炉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、熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作及び熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作とする。

ここで、本評価事故シーケンスの有効性評価における不確かさとしては、炉心熔融開始後の熔融炉心の移動（リロケーション）、初期水張りされた原子炉格納容器下部へ落下した熔融炉心の粒子化、落下した熔融炉心の拡がり、熔融炉心から水への熱伝達及びコンクリート侵食が挙げられる。炉心熔融開始後の熔融炉心の移動（リロケーション）に対しては、原子炉圧力容器下鏡部温度を監視し、300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張りを行い、原子炉格納容器下部への熔融炉心の落下に対しては、原子炉格納容器下部の雰囲気温度、格納容器圧力等を監視し、原子炉圧力容器破損を認知して原子炉格納容器下部への注水を行うといった徴候を捉えた対応を図ることによって、熔融炉心を確実に冷却できることを確認している。また、本評価事故シーケンスの評価では、熔融炉心から水への熱伝達が本物理現象に対して影響が大きいことを踏まえて、熔融炉心から水への熱伝達に対する影響評価を実施する。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本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が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では，炉心熔融時間に対する感度及び炉心下部プレナムへのリロケーション開始時間に対する感度は小さいことが確認されている。本評価事故シーケンスにおいては，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，最初を実施すべき操作は原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点での原子炉減圧操作となり，燃料被覆管温度等によるパラメータを操作開始の起点としている操作ではないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。また，原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作，原子炉压力容器破損時点で原子炉格納容器下部への注水操作を実施するが，リロケーション開始時間の不確かさは小さく，また，熔融炉心が炉心下部プレナムへリロケーションした際の原子炉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の原子炉格納容器圧力上昇は急峻であることから，原子炉压力容器下鏡部温度及び原子炉压力容器

破損を操作開始の起点としている原子炉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原子炉格納容器下部への注水操作の開始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 SAFER コードとの比較により、原子炉急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下についてより緩慢な挙動を示すことが確認されており、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であることから運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により原子炉圧力容器破損時間に対する感度は小さいことが確認されている。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下部への初期水張り操作があるが、リロケーション開始時間の不確かさは小さく、熔融炉心が炉心下部プレナムへリロケーションした際の原子炉圧力容器下鏡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下部への初期水張り操作の開始に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性が確認されている。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対する感度が小さいことが確認されている。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°C に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、リロケーション開始時間の不確かさは小さく、熔融炉心が炉心下部プレナムへリロケーションした際の原子炉圧力容器下鏡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下部への初期水張り操作の開始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しきい値（最大ひずみ）に関する感度解析より、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約 7 時間後）に対して、十数分早まる程度であり、原子炉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を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部注水操作の開始に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして、原子炉圧力容器内 FP 挙動と本事象に対する運転員等操作の関連はないことから、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等の感度解析より、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が確認されている。また、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用に対する運転員等操作は

ないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と原子炉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、熔融炉心からのプールへの熱流束及び熔融プールークラスト間の熱伝達係数の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に対して熔融炉心からのプールへの熱流束の感度が支配的であることが確認されているが、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熔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、ACE 及び SURC 実験解析より熔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が確認されている。また、熔融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(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が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、炉心熔融時間に対する感度及び炉心下部プレナムへのリロケーション開始時間に対する感度は小さいことが確認されており、また、原子炉压力容器破損時点で原子炉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 SAFER コードとの比較により、原子炉急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下についてより緩慢な挙動を示すことが確認されており、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%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及び原子炉圧力容器破損時点で原子炉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、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より原子炉圧力容器破損時間に対する感度は小さいことを確認しており、また、原子炉圧力容器破損時点で原子炉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が確認されており、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対する感度が小さいことが確認されている。また、原子炉圧力容器破損時点で原子炉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しきい値（最大ひずみ）に関する感度解析より、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約7時間後）に対して、早まる時間はわずかであり、破損時間がわずかに早まった場合においても、原子炉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深さ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が確認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格納容器における原子炉格納容器下部床面での熔融炉心の拡がりについて、熔融炉心の拡がりを抑制した場合を想定した感度解析を実施した。評価の体系として、熔融炉心が中心から外れた位置で円柱を形成した場合を想定し、熔融炉心の側面がコンクリートの壁で囲まれた体系を設定した。感度解析の結果、第 3.5.12 図に示すとおり、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約 1cm、壁面で約 1cm 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、熔融炉心と原子炉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、熔融炉心からのプールへの熱流束及び熔融プールクラスタ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のプール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原子炉格納容器下部の床面で約 8cm、壁面で約 7cm 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、本感度解析ケースでは、原子炉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 118kg 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 1370kg 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、本評価における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、ドライウエルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で 12vol%以上、ドライ条件で 34vol%以上となり、ドライ条件においては 13vol%を上回る。このことから、本感度解析において評価した、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、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。

なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約 118kg の気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約 93kg、一酸化炭素が約 25kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が 1kg 未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素が支配的であり、一酸化炭素及び二酸化炭素の影響は無視できる。

一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、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

相互作用による可燃性ガスは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス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、原子炉格納容器内の酸素濃度は3.5.2 (3) bにて示した酸素濃度（ウェット条件で 2.1vol%，ドライ条件で 2.6vol%）以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

(添付資料 3.5.2, 3.5.3)

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表 3.2.2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に対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件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ることから、原子炉水位の低下が緩やかになり、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点を操作開始の起点としている原子炉急速減圧

操作の開始が遅くなるため、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。また、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展が緩やかになり、原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達を操作開始の起点としている原子炉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を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への注水操作の開始が遅くなるため、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

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

初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは、解析条件の「内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びベント管は考慮しない」に対して最確条件は「コンクリート以外の素材を考慮する」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にはコンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により、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可能性があるが、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。

(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に対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなる

ため、熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の熔融炉心からのプールへの熱流束は、解析条件の800kW/m²相当（圧力依存あり）に対して最確条件は800kW/m²相当（圧力依存あり）であり、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。コンクリート侵食量に対しては熔融炉心からのプールへの熱流束の感度が支配的であり、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原子炉格納容器下部の床面で約8cm、壁面で約7cm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、本感度解析ケースでは、原子炉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118kg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1370kg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、本評価における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。このことから、本感度解析において評価した、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、原子炉格納容器内での可燃性ガス

の燃焼の可能性には影響しない。なお、溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約118kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約93kg、一酸化炭素が約25kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素が支配的であり、一酸化炭素及び二酸化炭素の影響は無視できる。

一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、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は原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度は3.5.2 (3) bにて示した酸素濃度（ウェット条件で2.1vol%，ドライ条件で2.6vol%）以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは、解析条件の「内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びベント管は考慮しない」に対して最確条件は「コンクリート以外の素材を考慮する」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にはコンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制される可能性があるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件について、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食量を評価するにあたり、事故シーケンスを「大破断

LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの評価条件と同様、電源の有無に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ため、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。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。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と同じとなる。なお、本評価における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。一方、酸素濃度はウェット条件で2.1vol%以下、ドライ条件で2.6vol%以下であり、可燃限界である5vol%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

機器条件のコリウムシールドは、解析条件の「6号炉のコリウムシールドの設計をもとに格納容器下部の床面積を設定」に対して最確条件は「各号炉の設計に応じた設定」である。熔融炉心の堆積の不確かさを考慮し、熔融炉心が高電導度廃液サンプル及び低電導度廃液サンプル（以下、「ドライウェルサンプル」という。）に流入した場合の影響を確認する観点で、熔融炉心のポロシティ及び熔融炉心落下量についての感度解析を実施した。その際にはドライウェルサンプルの床面積が狭

く、侵食量評価の観点で厳しい7号炉を選択した。その結果、ドライウェルサンプルのコンクリート侵食量は、侵食量が最大となる感度解析結果においても、ドライウェルサンプル床面で約9cm、ドライウェルサンプル壁面で約9cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能に加え、バウンダリ機能を維持できる。

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

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（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圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で開始（事象発生から約3.7時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.7時間の時間余裕があり、また、格納容器下部注水操作は原子炉圧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こととしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。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、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員を配置しており、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。

操作条件の溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器破損後（事象発生から約7.0時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器破損までに事象発生から約7.0時間の時間余裕があり、また、溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉圧力、格納容器下部の雰囲気温度及び格納容器圧力の傾向を監視しながら原子炉圧力容器破損を判断し、注水操作を実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。

（添付資料3.5.2）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（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。

操作条件の溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への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格納容器下部注水系（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℃に到達するまでの時間は事象発生から約3.7時間あり、また、原子炉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。熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張りは約2時間で完了することから、水張りを事象発生から約3.7時間後に開始すると、事象発生から約5.7時間後に水張りが完了する。事象発生から約5.7時間後の水張りの完了から、事象発生から約7.0時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると、格納容器下部注水操作は操作遅れに対して1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原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作については、原子炉圧力容器が破損するまでの時間は事象発生から約7.0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。この他、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又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、格納容器下部注水系（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＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」について、有効性評価を行った。

上記の場合においても、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部

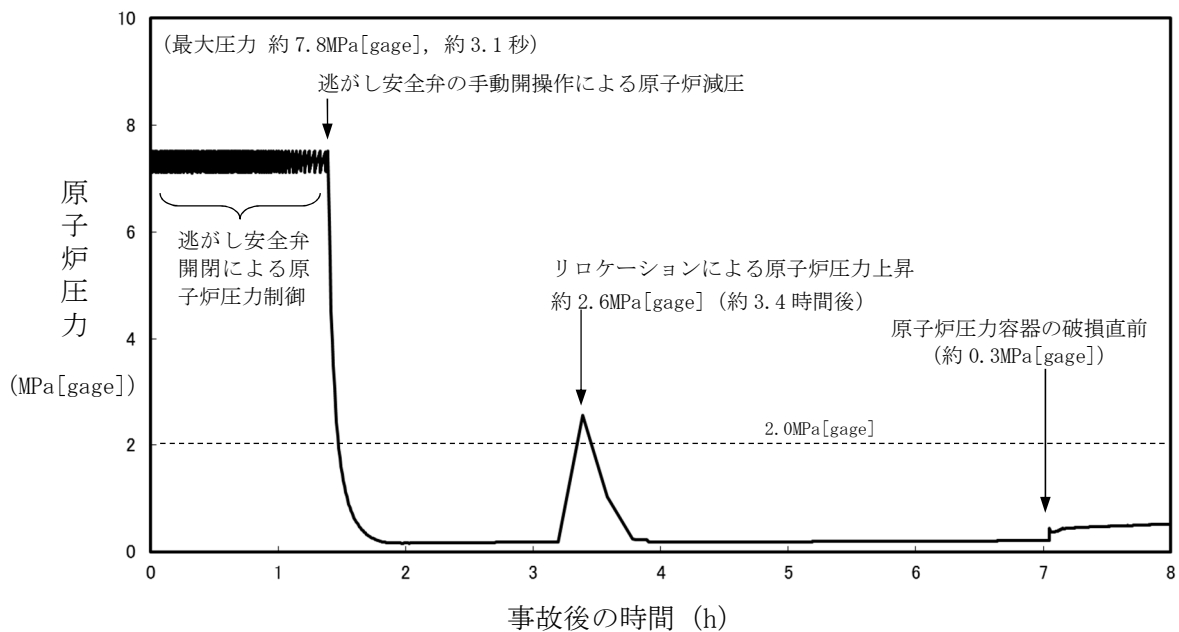
注水を実施することにより、溶融炉心の冷却が可能である。その結果、溶融炉心の落下量等の不確かさを考慮しても、コンクリート侵食量は床面で約9cm、壁面で約9cmに抑えられ、原子炉压力容器の支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。

(添付資料3.5.3)

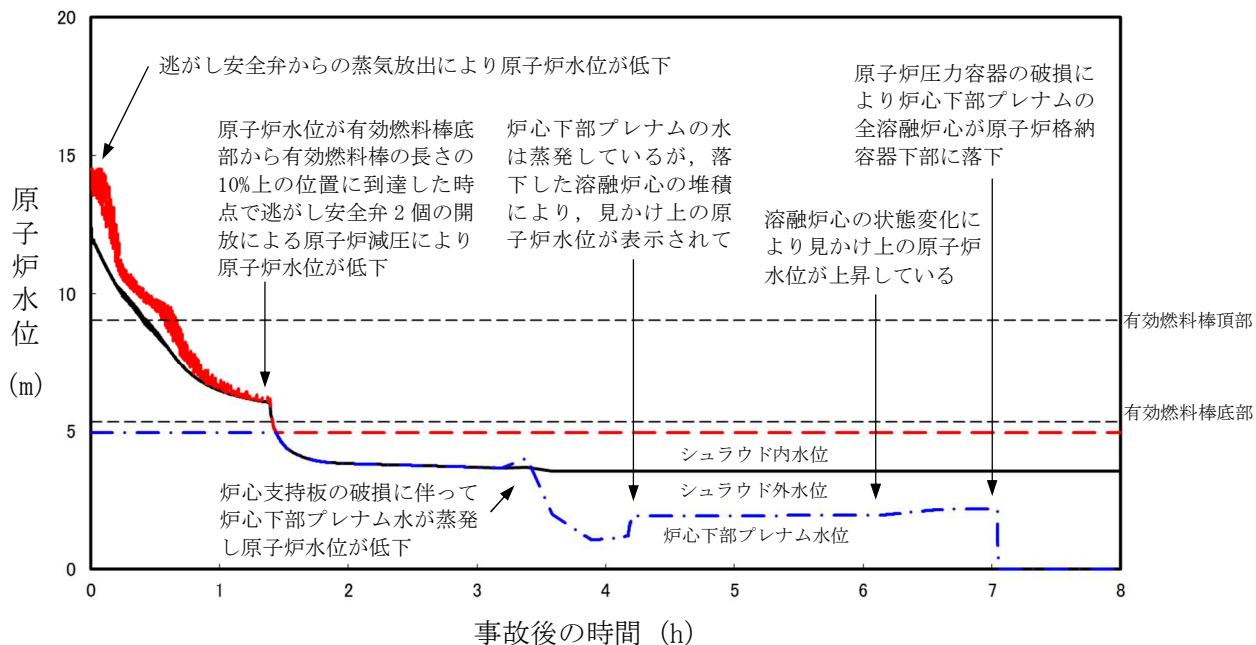
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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

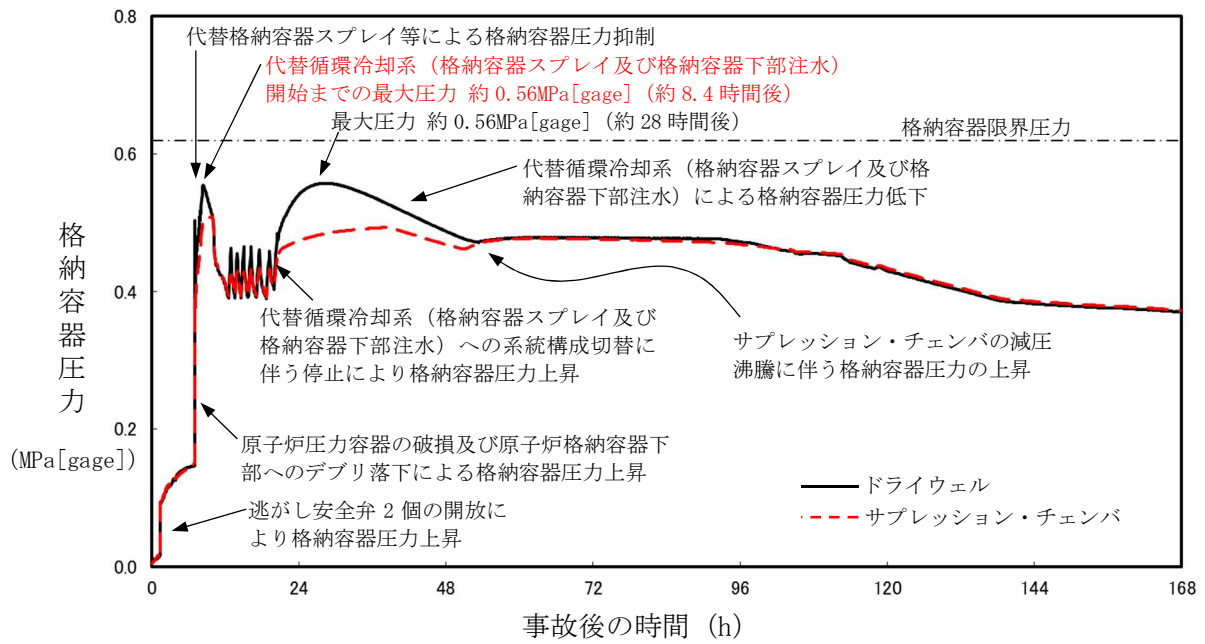
以上のことから、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。



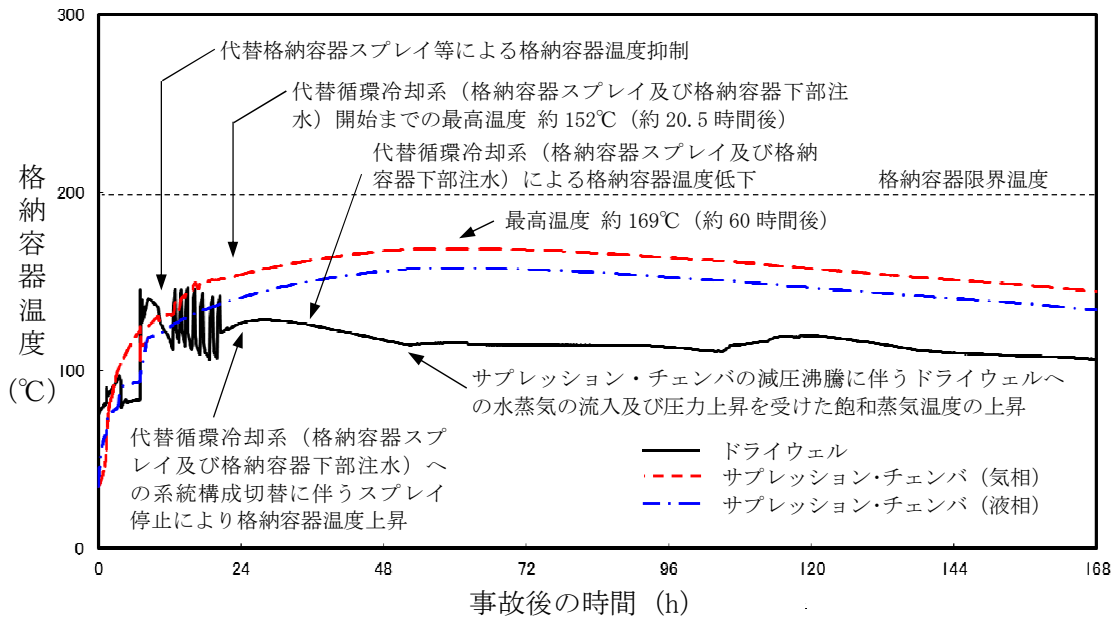
第 3.5.1 図 原子炉圧力の推移



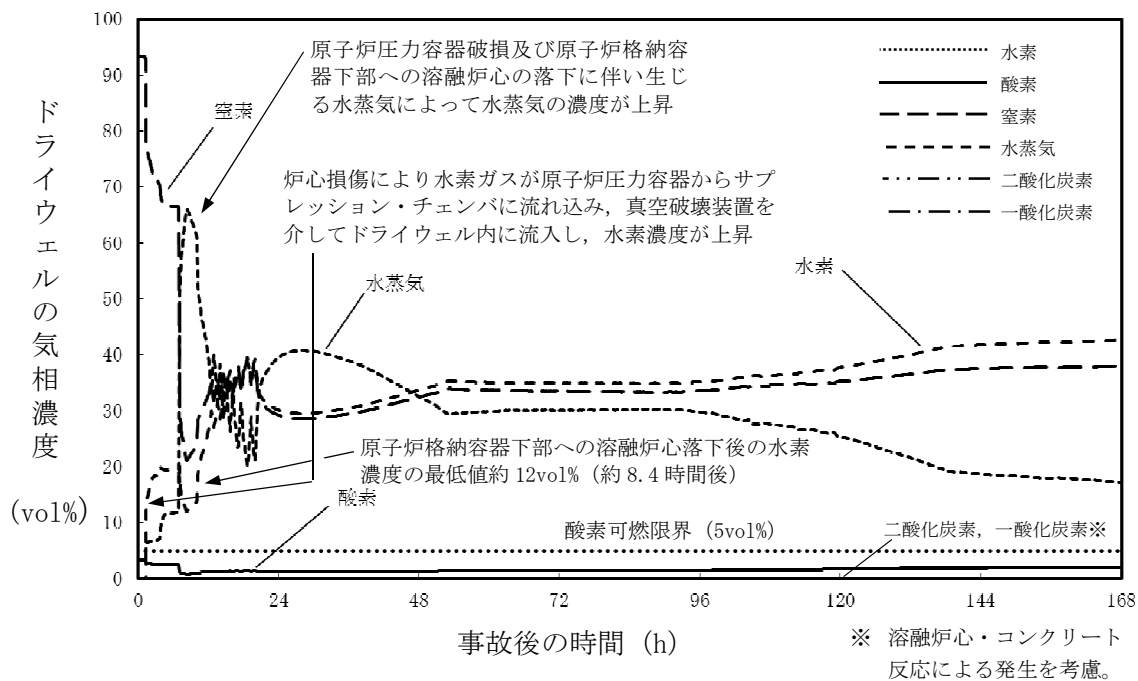
第 3.5.2 図 原子炉水位の推移



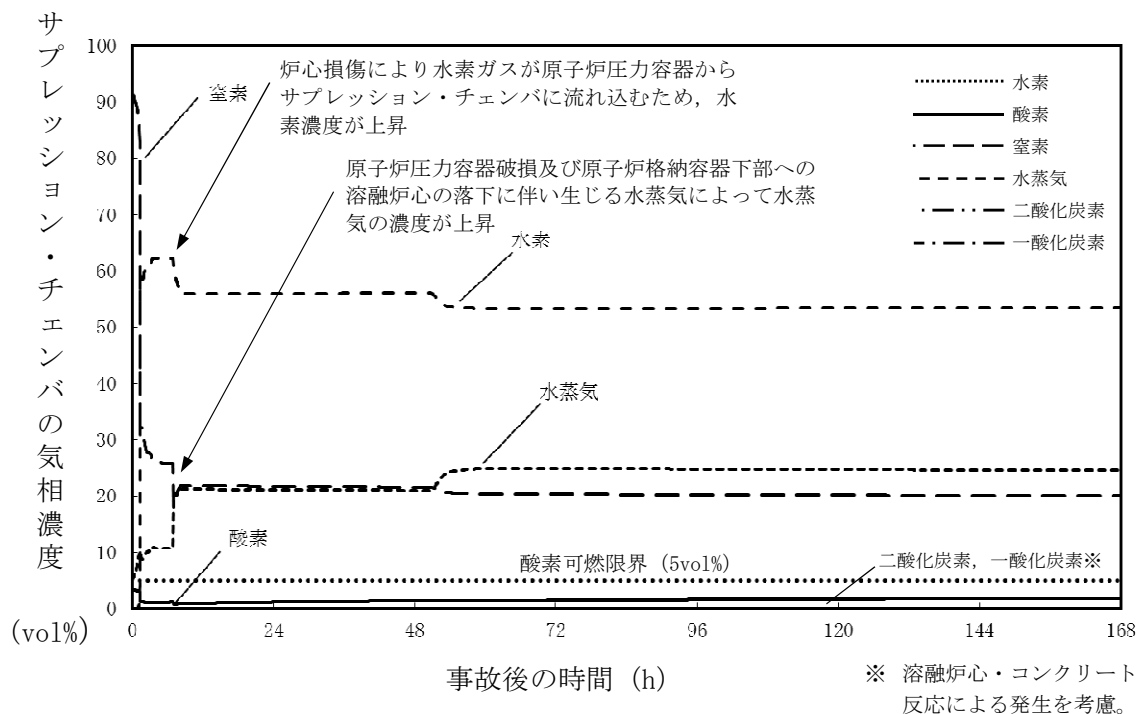
第 3.5.3 図 格納容器圧力の推移



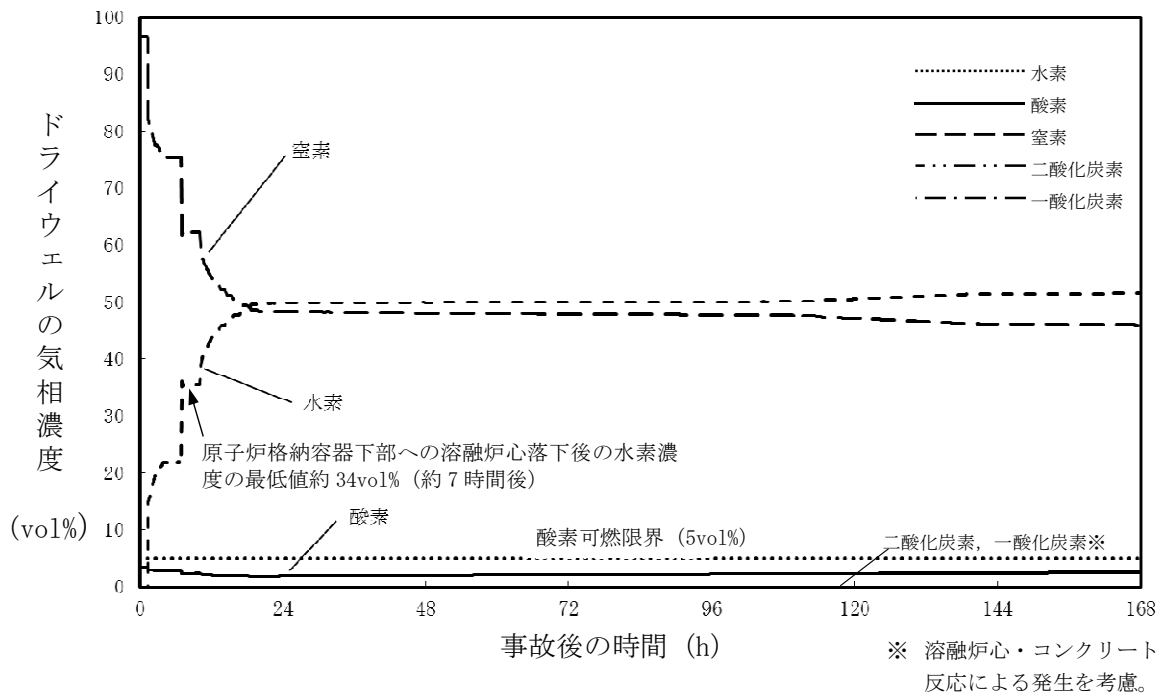
第 3.5.4 図 格納容器温度の推移



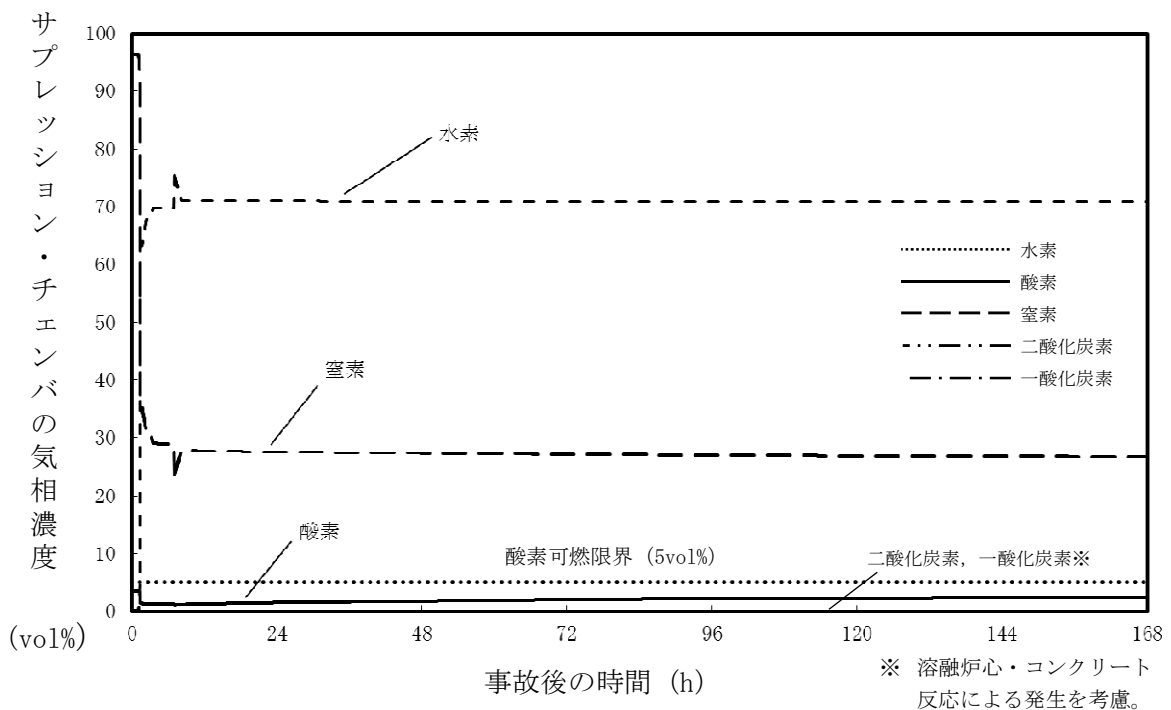
第 3.5.5 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



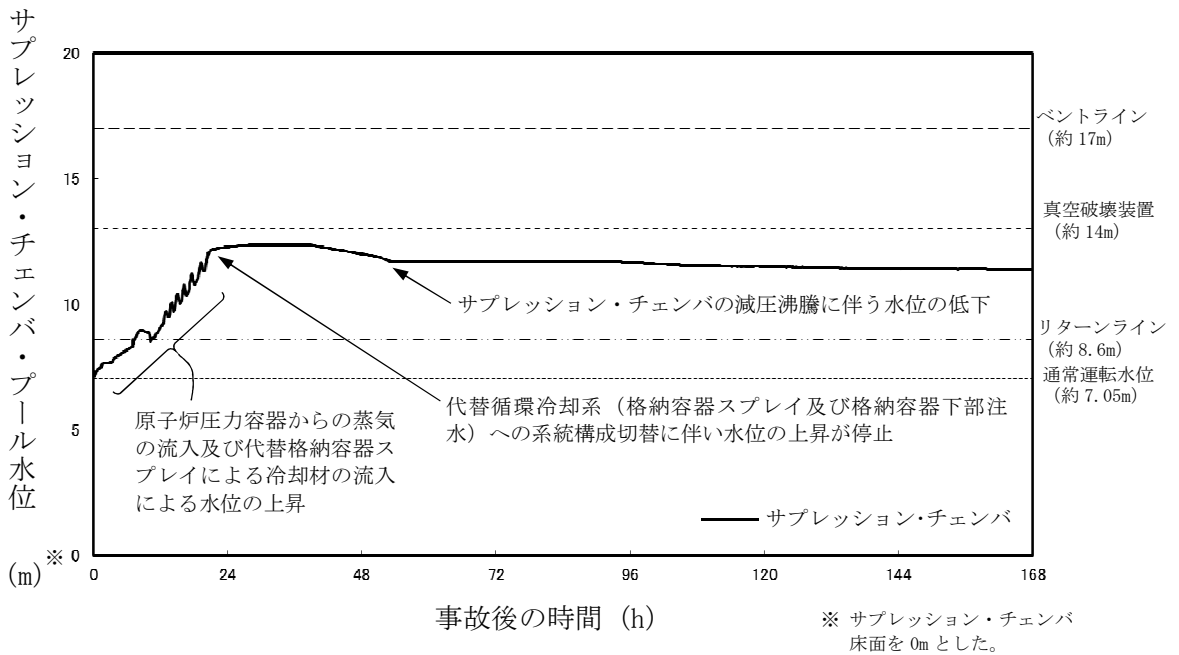
第 3.5.6 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)



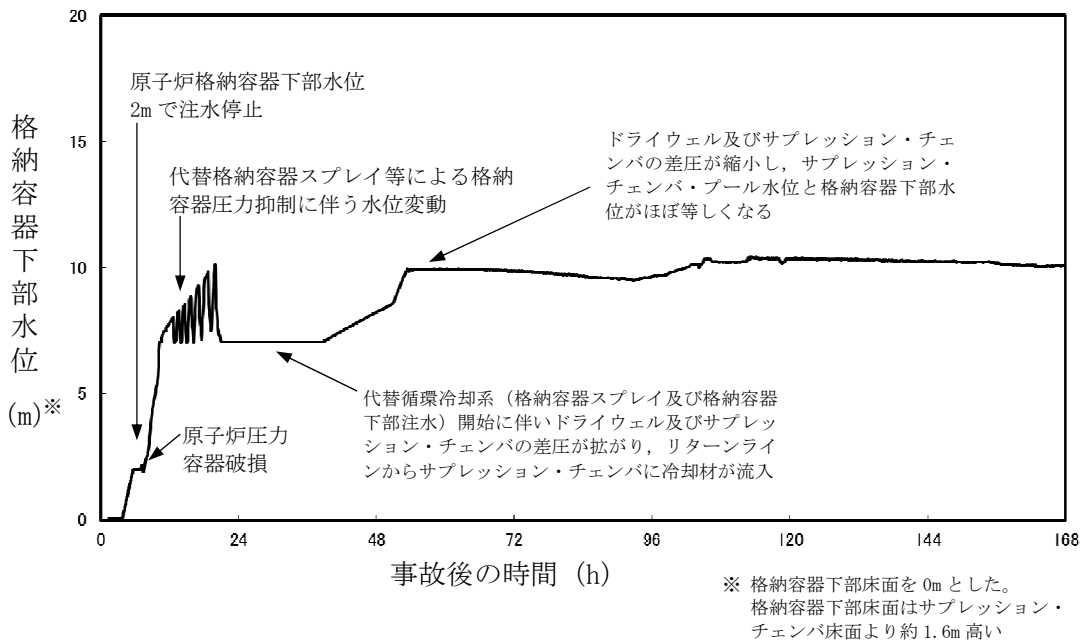
第 3.5.7 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



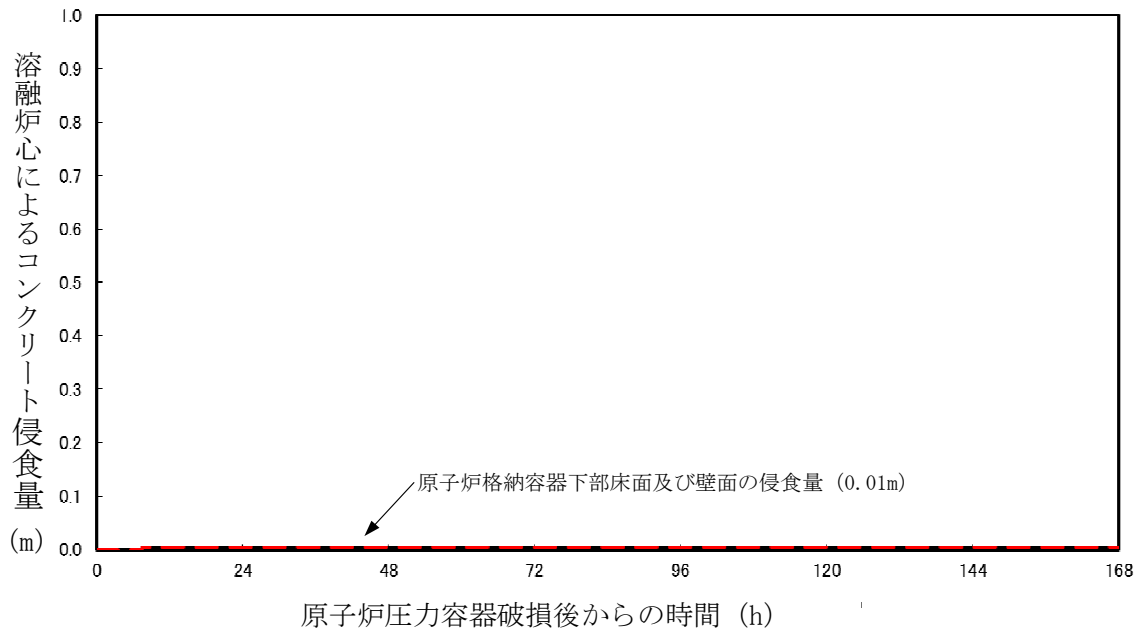
第 3.5.8 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



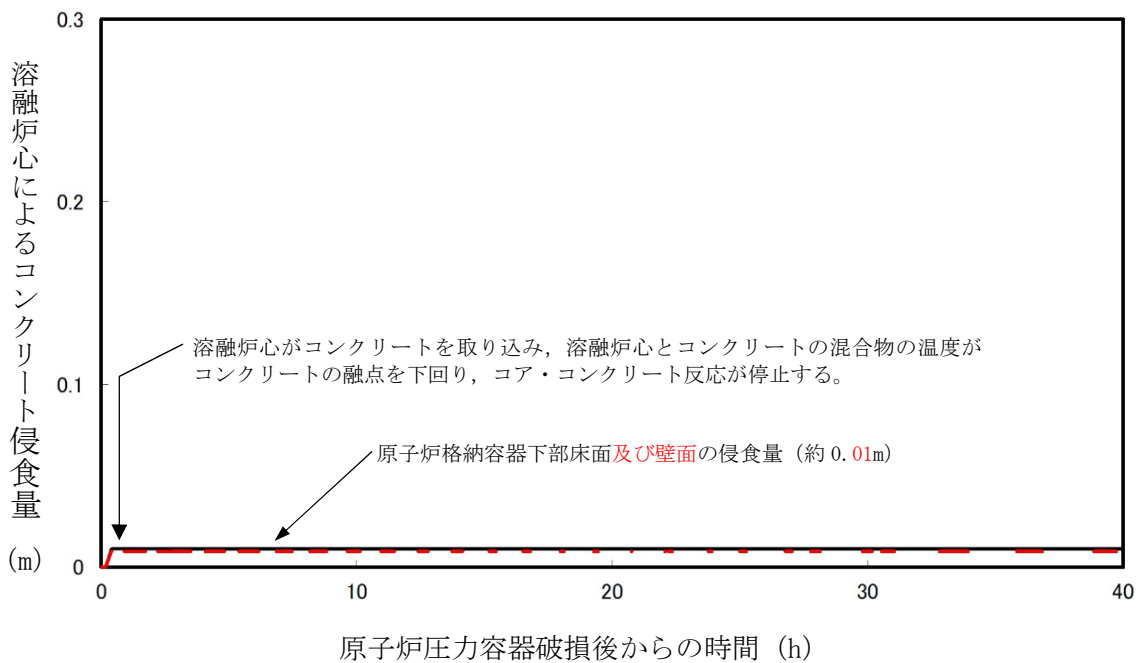
第 3.5.9 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移



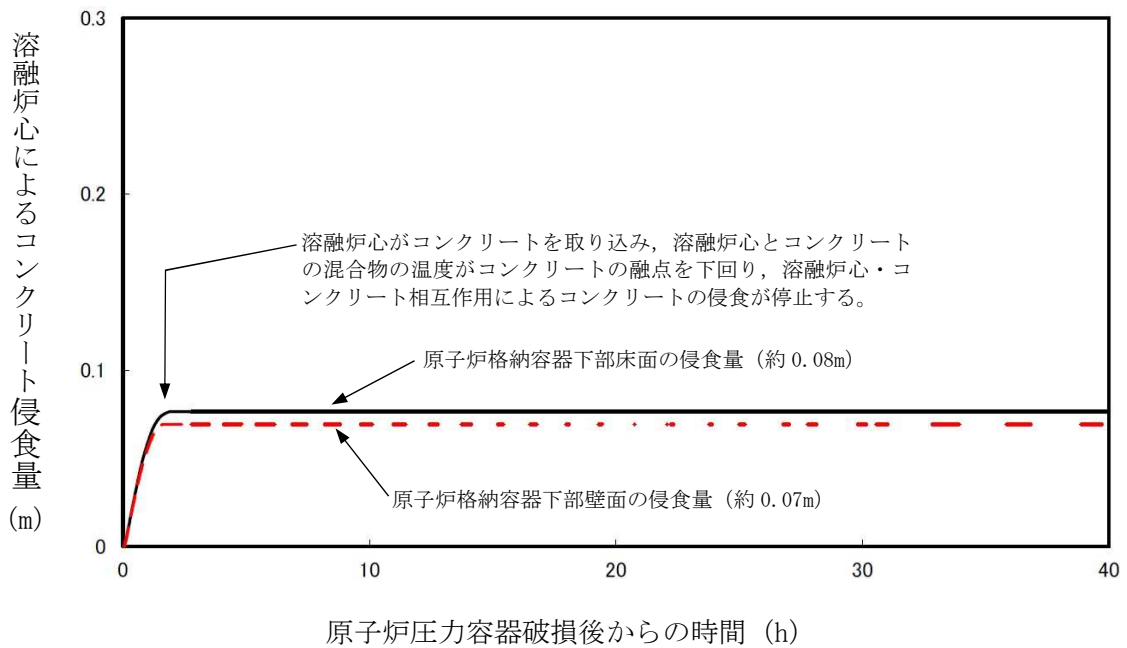
第 3.5.10 図 格納容器下部水位の推移



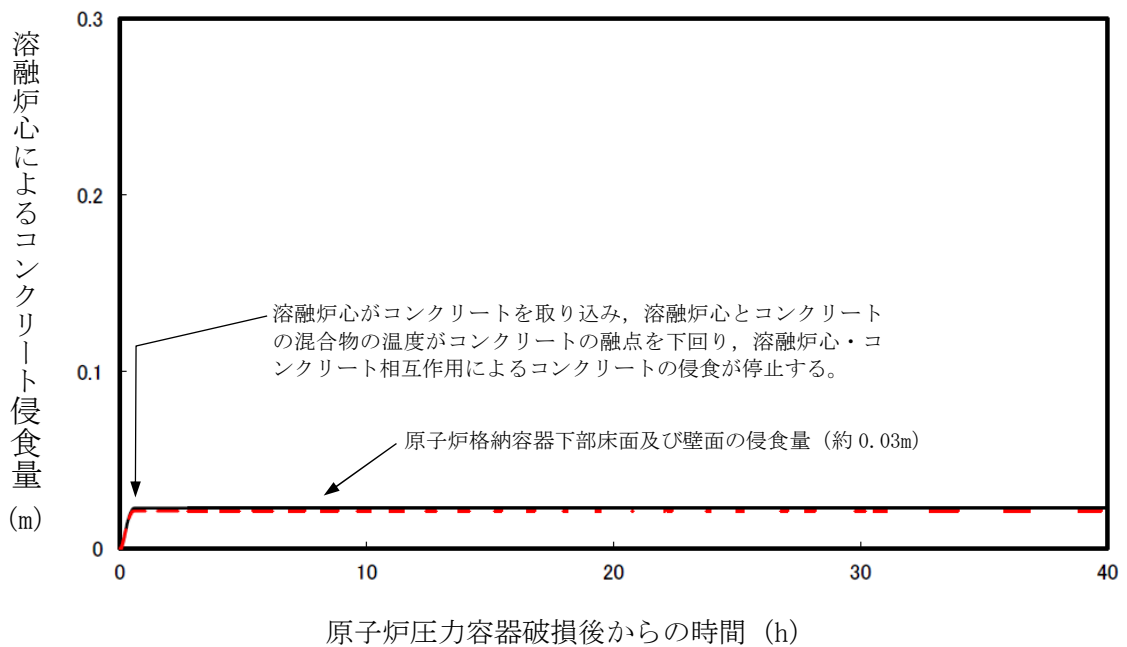
第 3.5.11 図 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



第 3.5.12 図 原子炉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
(溶融炉心の拡がりを抑制した場合)



第 3.5.13 図 原子炉格納容器下部壁面及び床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 原子炉格納容器下部壁面及び床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

熔融炉心・コンクリート相互作用時の安定状態については以下のとおり。

原子炉格納容器安定状態：熔融炉心・コンクリート相互作用による原子炉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】原子炉格納容器安定状態の確立について

格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への崩壊熱相当量の注水を継続することにより、熔融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器下部床面及び壁面の侵食の停止を維持でき、原子炉格納容器安定状態が確立される。

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

【安定状態の維持について】

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、安定状態後の更なる除熱が可能となる。

安定状態後の措置に関する具体的な要件は以下のとおり。

- ① 原子炉格納容器除熱機能として代替循環冷却系使用又は残留熱除去系復旧による冷却への移行
- ② 原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び原子炉格納容器内への窒素封入（パージ）
- ③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水系等の復旧
- ④ 長期的に維持される原子炉格納容器の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する原子炉格納容器の頑健性の確保

（添付資料 2.1.1 別紙 1）

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータ（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量）に与える影響（溶融炉心・コンクリート相互作用）（1/3）
【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータ（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量）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） 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。 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 シーケンスとともに、炉心溶融の開始時刻への影響は小さい ・下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、ほぼ変化しない	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が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、炉心溶融時間に対する感度及び下部プレナムへのリロケーション開始時間に対する感度は小さいことが確認されている。本評価事故シーケンスにおいては、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有効燃料棒の長さの 10%高い位置に到達した時点の減圧操作となり、燃料被覆管温度等によるパラメータを操作開始の起点としている操作ではないことから、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下部への初期水張り操作、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部への注水操作を実施するが、リロケーション開始時間に対する感度は小さく、また、溶融炉心が下部プレナムへリロケーションした際の原子炉圧力容器下鏡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の原子炉格納容器圧力上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度及び原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉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原子炉格納容器下部への注水操作の開始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が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、炉心溶融時間に対する感度及び下部プレナムへのリロケーション開始時間に対する感度は小さいことが確認されており、また、原子炉圧力容器破損時点で原子炉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				
	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	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 SAFER コードとの比較により、急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下について、一時的に低いより水位に到達することが確認されており、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%高い位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差違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 SAFER コードとの比較により、急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下について、一時的に低いより水位に到達することが確認されており、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%高い位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差違であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
気液分離（水位変化）・対向流					

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータ（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量）に与える影響（溶融炉心・コンクリート相互作用）（2/3）
【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータ（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量）に与える影響
原子炉压力容器 (逃がし安全弁含む)	ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）	安全系モデル（非常用炉心冷却系） 安全系モデル（代替注水設備）	入力値に含まれる。	実機注水設備能力に対して、解析コードでは注入流量を少なめに与えるため、実際には解析より多く注水されることから原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、本事象では原子炉への注水に期待しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	注水特性は、それぞれの系統の設計条件に基づく原子炉圧力と注水流量の関係を入力する。実機設備に対して注入流量を少なめに与えるため、有効性評価解析では燃料被覆管温度を高めめに評価するが、本事象では原子炉への注水に期待しないことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル (リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> ・TMI事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認した ・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した ・TQUV、大破断LOCAシーケンスともに、炉心溶融時刻、原子炉压力容器の破損時刻への影響が小さいことを確認した 	溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析より原子炉压力容器破損時間に対する感度は小さいことが確認されている。リロケーション開始時間の不確かさは小さく、溶融炉心が炉心下部プレナムへリロケーション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下部への初期水張り操作の開始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が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より原子炉压力容器破損時間に対する感度は小さいことを確認しており、また、原子炉压力容器破損時点で原子炉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				
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心の挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	<ul style="list-style-type: none"> ・TMI事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認した ・下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を行い、原子炉压力容器破損時刻等の事象進展に対する影響が小さいことを確認した 	溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性が確認されている。また、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対する感度が小さいことが確認されている。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℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、リロケーション開始時間の不確かさは小さく、溶融炉心が下部プレナムへリロケーション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下部への初期水張り操作の開始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が確認されており、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対する感度が小さいことが確認されている。また、原子炉压力容器破損時点で原子炉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。
	原子炉压力容器破損	溶融炉心の挙動モデル (原子炉压力容器破損モデル)	原子炉压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、原子炉压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）に対する感度解析により、最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損（事象発生から約7時間後）に対して、十数分早まる程度であり、原子炉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、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への注水操作の開始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压力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損（事象発生から約7時間後）に対して、十数分早まる程度であり、破損時間が十数分早まった場合においても、原子炉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。
原子炉压力容器内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めめに評価することにより、急激なFP放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験の小規模な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。	原子炉压力容器内FP挙動と本事象に対する運転員等操作の関連はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉压力容器内FP挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食深さ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（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量）に与える影響（熔融炉心・コンクリート相互作用）（3/3）
【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータ（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量）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（熔融炉心細粒化）	熔融炉心の挙動モデル（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 によって生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。	原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心損傷後の原子炉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が確認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。	
	原子炉圧力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）					
	格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり		MAAP コードでは熔融炉心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき、落下した熔融炉心は床上全体に均一に拡がると仮定し、それを入力で与えている。	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格納容器下部床面での熔融炉心の拡がりを抑制した場合についての感度解析を実施した結果、コンクリート侵食量は格納容器下部の床面及び壁面で約 1cm 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。 (添付資料 3.5.3 参照)	
	熔融炉心と格納容器下部プール水の伝熱		熔融炉心・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、上面熱流束及び熔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るものであり、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、これを不確かさとして設定する。			
	熔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、熔融炉心堆積状態が既知である場合の熔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。			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及び熔融炉心と格納容器下部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、上面熱流束及び熔融プール-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上面熱流束についての感度解析を実施した結果、コンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約 8cm、壁面で約 7cm 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。 (添付資料 3.5.3 参照)
	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、実験における侵食のばらつきが MAAP コードの予測侵食量の 20%の範囲内に収まっていることから、上面熱流束の感度に比べて影響が小さいことを確認した。			

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（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量）に与える影響（溶融炉心・コンクリート相互作用）（1/3）

項目	解析条件（初期条件，事故条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータ（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量）に与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉熱出力	3,926MWt	3,924MWt 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	7.07MPa[gage]	約 7.05MPa[gage] ～約 7.12MPa[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、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、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。
原子炉水位	通常運転水位 （セパレータスカート 下端から+119cm）	通常運転水位 （セパレータスカート 下端から約+118cm～約 +120cm） （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 分後の原子炉水位の低下量は通常運転水位約-4m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約-10mm 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く、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、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 分後の原子炉水位の低下量は通常運転水位約-4m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約-10mm であり非常に小さい。したがって、事象進展に影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
炉心流量	52,200t/h （定格流量（100%））	定格流量の約 91%～約 110% （実測値）	定格流量として設定。	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。	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
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、その他の核的特性等の違いは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、両型式の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、両型式の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。
初期条件 原子炉停止後の崩壊熱	燃焼度 33GWd/t	平均的燃焼度 約 30GWd/t （実績値）	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を確保することで、最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件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ることから、原子炉水位の低下が緩やかになり、有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%高い位置到達を操作開始の起点としている原子炉急速減圧操作の開始が遅くなる。また、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展が緩やかになり、原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達を操作開始の起点としている原子炉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を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への注水操作の開始が遅くなる。	最確条件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）	7,350m ³	7,350m ³ （設計値）	ドライウエル内体積の設計値（全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値）を設定。	解析条件と最確条件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（ウェットウエル）	空間部：5,960m ³ 液相部：3,580m ³	空間部： 約 5,980m ³ ～約 5,945m ³ 液相部： 約 3,560m ³ ～約 3,595m ³ （実測値）	ウェットウエル内体積の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）を設定。	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、ゆらぎによる格納容器容積（ウェットウエル）の液相部（空間部）の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、通常時の液相部の熱容量は約 3,600m ³ 相当分であるのに対して、ゆらぎによる容積減少分の熱容量は約 20m ³ 相当分であり、その減少割合は通常時の約 0.6%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く、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎによる格納容器容積（ウェットウエル）の液相部（空間部）の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、通常時の液相部の熱容量は約 3,600m ³ 相当分であるのに対して、ゆらぎによる容積減少分の熱容量は約 20m ³ 相当分であり、その減少割合は通常時の約 0.6%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く、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
サプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m（NWL）	約 7.01m～約 7.08m （実測値）	通常運転時のサプレッション・チェンバ・プール水位として設定。	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、ゆらぎによるサプレッション・チェンバ・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、通常水位時（7.05m）の熱容量は約 3600m ³ 相当分であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分（通常水位-0.04m 分）の熱容量は約 20m ³ 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約 0.6%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く、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎによるサプレッション・チェンバ・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、通常水位時（7.05m）の熱容量は約 3600m ³ 相当分であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分（通常水位-0.04m 分）の熱容量は約 20m ³ 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約 0.6%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なく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
サプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	約 30℃～35℃ （実測値）	通常運転時のサプレッション・チェンバ・プール水温の上限値を、最確条件を包絡できる条件として設定。	運転員等操作としては下部ヘッドの温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部注水操作の開始となるが、本パラメータによる影響を受けることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	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、直接的な影響はなく評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータ（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量）に与える影響（熔融炉心・コンクリート相互作用）（2/3）

項目		解析条件（初期条件，事故条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータ（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量）に与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	格納容器圧力	5.2kPa[gage]	約3kPa[gage]～約7kPa[gage]（実測値）	通常運転時の格納容器圧力として設定。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から圧力容器破損までの圧力上昇率（平均）は約7時間で約470kPa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く、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から圧力容器破損までの圧力上昇率（平均）は約7時間で約470kPa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く、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器温度	57℃	約30℃～約60℃（実測値）	通常運転時の格納容器温度として設定。	運転員等操作としては下部ヘッドの温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部注水操作の開始となることから本パラメータによる影響を受けることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎによる格納容器温度の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から圧力容器破損までの圧力上昇量は約7時間で約50kPa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。
	真空破壊装置	3.43kPa（ドライウェル・サプレッション・チェンバ間差圧）	3.43kPa（ドライウェル・サプレッション・チェンバ間差圧）（設計値）	真空破壊装置の設定値。	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	50℃（事象開始12時間以降は45℃，事象開始24時間以降は40℃）	約30℃～約50℃（実測値）	復水移送ポンプ吐出温度を参考に最確条件を包絡できる条件を設定。	運転員等操作としては下部ヘッドの温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部注水操作の開始となることから本パラメータによる影響を受けることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	外部水源の温度が低い場合、熔融炉心・コンクリート相互作用による侵食量という観点では熔融炉心からの上面熱流束による除熱が促進されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	外部水源の容量	約21,400m ³	21,400m ³ 以上（淡水貯水池水量＋復水貯蔵槽水量）	淡水貯水池及び通常運転中の復水貯蔵槽の水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件とした場合には、解析条件よりも水源容量の余裕は大きくなる。また、事象発生12時間後からの消防車による補給により復水貯蔵槽は枯渇しないことから、運転員等操作時間に対する影響はない。	—
	燃料の容量	約2,040kL	2,040kL以上（軽油タンク容量）	通常時の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には、解析条件よりも燃料容量の余裕は大きくなる。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対する影響はない。	—
	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 相当（圧力依存あり）	過去の知見に基づき事前水張りの効果を考慮して設定。	最確条件は解析条件で設定している熱流束と同等であるが、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。	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。コンクリート侵食量に対しては上面熱流束の感度が支配的であり、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感度解析を実施した。その結果、コンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約8cm、壁面で約7cm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。（添付資料3.5.3参照）
	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素材の扱い	内側鋼板，外側鋼板，リブ鋼板及びベント管は考慮しない	コンクリート以外の素材を考慮する	内側鋼板，外側鋼板，リブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない。ベント管については管内の水による除熱効果が考えられるが、保守的にこれを考慮しない。	最確条件とした場合にはコンクリートより融点が高い内側鋼板，外側鋼板，リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により、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可能性があるが、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にはコンクリートより融点が高い内側鋼板，外側鋼板，リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により、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可能性があるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量）に与える影響（溶融炉心・コンクリート相互作用）（3/3）

項目		解析条件（初期条件、事故条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータ（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量）に与える影響
		解析条件	最確条件			
事故条件	起回事象	全給水喪失	—	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、原子炉圧力容器破損のタイミングは早くなるが、代表プラントに対する解析では大破断 LOCA と TQUV の破損時間は約 1 時間以内の差であり、この程度の挙動の差が運転員等操作時間に対して影響を与えることはない。	溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量を評価するにあたり、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、事故シーケンスを「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」として、本評価事故シーケンスの評価条件と同様、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は早くなるため、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。その結果、コンクリート侵食量は床面で約 3cm、壁面で約 3cm に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。 また、LOCA においては原子炉格納容器下部への原子炉冷却材の流入が生じることから、事前水張りの効果による溶融炉心落下時の熱流束の向上という点で、原子炉格納容器下部への注水操作に対する重要度が低くなる。 (添付資料 3.5.3 参照)
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能、低圧注水機能、低圧代替注水系（常設）機能喪失	—	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系及び低圧代替注水系（常設）の機能喪失を設定。	—	—
	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	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定。	解析条件と最確条件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 7.51MPa[gage]～ 7.86MPa[gage] 363～380t/h/個	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]～ 7.86MPa[gage] 363～380t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値を設定。	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 個開による原子炉 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。
	コリウムシールド	6号炉のコリウムシールドの設計をもとに格納容器下部の床面積を設定	各号炉の設計に応じた設定	コリウムシールドで囲まれる部分が広く、格納容器下部の床面積が狭いことにより、侵食量の観点で厳しい号炉を設定。	操作の対象となる設備ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心の堆積の不確かさを考慮し、溶融炉心が高電導度廃液サンプル及び低電導度廃液サンプル（以下、「ドライウェルサンプル」という。）に流入した場合の影響を確認する観点で、溶融炉心のポロシティ及び溶融炉心落下量についての感度解析を実施した。その際にはドライウェルサンプルの床面積が狭く、侵食量評価の観点で厳しい7号炉を選択した。その結果、ドライウェルサンプルのコンクリート侵食量は、侵食量が最大となる感度解析結果においても、ドライウェルサンプル床面で約 9cm、ドライウェルサンプル壁面で約 9cm に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能に加え、バウンダリ機能を維持できることを確認した。 (添付資料 3.5.3 参照)

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(原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量)に与える影響及び操作時間余裕(溶融炉心・コンクリート相互作用)

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(原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量)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	溶融炉心落下前の格納容器下部注水系(常設)による水張り操作	原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で開始。90m ³ /hで2時間注水し、格納容器下部に水位2mの水張りを行う(事象発生から約3.7時間後)	炉心損傷後の原子炉压力容器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し。</p> <p>【要員配置】 格納容器下部への注水操作は、中央制御室にて操作を行う運転員と現場にて操作を行う運転員(現場)を各々配置しており、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 中央制御室から操作現場である廃棄物処理建屋地下3階までのアクセスルートは、コントロール建屋のみであり、通常5分間程度で移動可能であるが、余裕を含めて10分間の移動時間を想定している。また、アクセスルート上にアクセスを阻害する設備はなく、よって、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】 中央制御室内における格納容器下部への注水操作は、復水補給水系の2弁の開操作による注水であり、制御盤のスイッチによる操作のため1操作に1分間を想定し、合計2分間であり、それに余裕時間を含めて操作時間5分間を想定している。格納容器下部への注水量調整は、制御盤の操作スイッチにて弁の開度調整を行い、約2時間の注水で格納容器下部に水位2mの水張りを行うが、水張り中の操作は適宜流量及び格納容器下部水位を監視し、流量調整をするのみであるため、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【他の並列操作有無】 格納容器下部への注水操作時に、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し。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室内における操作は、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2人1組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℃に到達するまでに事象発生から約3.7時間の時間余裕があり、また、格納容器下部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下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。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、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員(現場)を配置しており、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。	原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでの時間は事象発生から約3.7時間あり、また、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予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。溶融炉心落下前の格納容器下部注水系(常設)による水張りは約2時間で完了することから、水張りを事象発生から約3.7時間後に開始すると、事象発生から約5.7時間後に水張りが完了する。事象発生から約5.7時間後の水張り完了から、事象発生から約7.0時間後の原子炉压力容器破損までの時間を考慮すると、格納容器下部注水操作は操作遅れに対して1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を取得。訓練では、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達後、約3分間で格納容器下部注水系(常設)による水張り操作を開始。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。
	溶融炉心落下後の格納容器下部への注水操作(崩壊熱相当の注水)	原子炉压力容器破損後(約7.0時間後)	炉心損傷後の原子炉压力容器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】 溶融炉心が格納容器下部に落下した後に格納容器下部へ崩壊熱相当の注水を行うが、溶融炉心の落下は、原子炉压力容器下鏡部温度及び格納容器圧力の監視により認知可能である。これらパラメータは原子炉压力容器破損判断の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。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</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し。</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し。</p> <p>【操作所要時間】 中央制御室内における格納容器下部への注水操作は、復水補給水系の2弁の開操作による注水であり、制御盤のスイッチによる操作のため1操作に1分間を想定し、合計2分間であり、それに余裕時間を含めて操作時間5分間を想定している。格納容器下部注水系の流量調整は、復水補給水系流量系(格納容器下部注水量)の指示を監視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】 当該操作時に、中央制御室の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し。</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>	原子炉压力容器破損までに事象発生から約7.0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原子炉圧力、格納容器下部空間部温度及び格納容器圧力の傾向を監視しながら原子炉压力容器破損を判断して実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、操作開始時間に与える影響は小さい。	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。	原子炉压力容器破損までの時間は事象発生から約7.0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を取得。訓練では、条件成立を前提として約3分間で格納容器下部注水系(常設)による注水操作を開始。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。

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、
及び、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、
並びにコリウムシールド内側への越流を考慮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、溶融炉心から原子炉格納容器下部のプール水への熱流束（以下「上面熱流束」という。）の評価では、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、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、プラント損傷状態については、これをLOCAとする場合、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ている。このコンクリート侵食量への影響を確認する観点から、崩壊熱をより保守的に設定し、コンクリート侵食量に対する感度を確認した。上面熱流束については、その値を保守的に設定することで、コンクリート侵食量に対する感度を確認した。上面熱流束をコンクリート侵食量に対する感度を確認するパラメータとして選定した理由は、「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、上面熱流束及び溶融プルーララスト間の熱伝達係数のうち、上面熱流束がコンクリート侵食量に対して影響の大きいパラメータであることを確認したためである。

また、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の評価モデルを作成し、コンクリート侵食量を評価した。

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心はコリウムシールドによってせき止められるため、多量にサンプルに流入することは無いと考える。細粒化された溶融炉心が水中に浮遊することにより、僅かな量がコリウムシールドの内側に移行することは考えられるが、細粒化された溶融炉心は周囲の水によって十分に冷却されていると考えられることから、仮に僅かな量の細粒化された溶融炉心がサンプルに移行しても、サンプル床面を有意に侵食するものではないと考える。ただし、溶融炉心に対してポロシティを考慮する場合、溶融炉心の一部がコリウムシールドを越えて、サンプルに流入することが考えられるため、ポロシティをパラメータとしてサンプル床面及び壁面の侵食量を評価した。また、コリウムシールドは溶融物の落下量を保守的に考慮して設計しているが、合わせてポロシティを考慮すると、溶融物の一部はサンプルの内側に流入すると考えられる。このため、溶融物の落下量に対するサンプル床面の侵食量の感度を確認する観点から、溶融物の落下量を保守的に考慮し、ポロシティを考慮した場合のサンプル床面及び壁面の侵食量を評価した。

2. 評価条件

ベースケースの評価条件に対する変更点は以下の通り。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
 - ・事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの評価条件と同様、電源の有無に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する場合、事象発生直後から原子炉冷却材が原子炉格納容器内に流出するため、原子炉圧力容器破損までの時間が約6.4時間となる。これを踏まえ、起因事象の不確かさを保守的に考慮するため、溶融炉心の崩壊熱をベースケースから変更し、事象発生から6時間後の値とした。
- (2) 格納容器下部の評価において溶融炉心からの上面熱流束を保守的に考慮する場合
 - ・原子炉格納容器下部に落下した後の溶融炉心からの上面熱流束をベースケースから変更し、 800kW/m^2 一定とした。これは、Kutateladze型の水平平板限界熱流束相関式において大気圧状態を想定した場合、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 相当（圧力依存有り）としている。ベースケースにおける圧力容器破損後の格納容器圧力は、約 $0.4\text{MPa}[\text{abs}]$ 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 0.4MPa 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最も極端なケースとして、水中に落下した溶融炉心は水中で拡がらず、初期水張り水深と同じ高さの円柱になるものとした。
 - ・溶融炉心が中心から外れた位置で円柱を形成した場合を想定し、溶融炉心の側面全体がコンクリートの壁で囲まれた体系を設定した。
 - ・評価体系（円柱）の高さは2m（初期水張り高さ）、底面積は約 22m^2 （原子炉格納容器下部床面積の約1/4）し、評価体系（円柱）の上面から水によって除熱されるものとした。ただし、上面からの除熱量は評価体系（円柱）上面の面積に側面の面積を加えた値とした。これは、溶融炉心が拡がらない場合に仮に溶融炉心の一部が壁面に接触しても、側面の大部分は水に接触していると考えられるためである。
 - ・ベースケースにおける溶融炉心落下時刻の崩壊熱（事象発生から約7時間後）及び格納容器圧力への依存性を考慮した上面熱流束を用いた。
- (4) 溶融炉心の一部がコリウムシールドを越えて、サンプルに流入する場合
 - ・MAAPコードでは、サンプルのような直方体の形状を模擬できないため、床面積をサンプルの床面積に合わせた円柱で模擬した。
 - ・サンプルへの流入量を考慮する上で必要となる格納容器下部のモデル（コリウムシールド設置位置、コリウムシールド高さ、サンプルの形状）は、6号炉と7号炉を比較して、サンプル越流時の流入量が多く、サンプル床面積が小さく上面から水への除熱量が少なくなる7号炉で

代表させた。

- ・ポロシティの評価範囲は 0.26 (面心立方格子, 最稠密), 0.32 (体心立方格子), 0.4 (MAAP 標準値), 0.48 (単純立方格子) の範囲とした。ポロシティについては, 概ね 0.3 以上と報告されているが, ポロシティに対する侵食量の感度を確認する観点から, ポロシティの最小値について, 本評価では仮想的に 0.26 を設定した。
 - ・崩熱熱は事象発生から 7 時間後, 上面熱流束はポロシティ及び格納容器圧力への依存性を考慮した値とした。
 - ・下部ドライウェルでの溶融炉心の堆積高さ(コリウムシールドに囲まれた床面積を除いた場合)は表 1 の通りとした。これを踏まえ, 各ポロシティを用いた場合のサンプル内への溶融炉心の流入量を以下の通りに考慮し, 表 1 の通りにサンプル内での溶融炉心の堆積高さを設定した。
 - (i) コリウムシールドの高さ以上に堆積し, コリウムシールドの内側に流入するものと見なす溶融炉心の量がサンプルの体積未満の場合
ポロシティが 0.26 及び 0.32 のケースでは, コリウムシールドの高さ以上に堆積する溶融炉心の量がサンプル 2 つ分の容量(サンプル床面積の小さい 7 号炉で代表)未満であることから, 二つのサンプルに均一に溶融炉心が流入すると想定し, 堆積厚さをそれぞれ約 0.7m, 約 1.4m とした。
 - (ii) コリウムシールドの高さ以上に堆積し, コリウムシールドの内側に流入するものと見なす溶融炉心の量がサンプルの体積以上の場合
ポロシティが 0.4 及び 0.48 のケースでは, 溶融炉心の流入量がサンプル 2 つ分(サンプル床面積の小さい 7 号炉で代表)の容量を大きく上回る。溶融炉心がコリウムシールドの内側のサンプル外の領域にも堆積するため, サンプル及びコリウムシールドの内側のサンプル外の領域に堆積した場合の堆積高さを用いてサンプル床面の侵食量評価を行った。
- (5) 溶融物の落下量を保守的に考慮する場合
- ・MAAP コードでは, サンプルのような直方体の形状を模擬できないため, 床面積をサンプルの床面積に合わせた円柱で模擬した。
 - ・サンプルへの流入量を考慮する上で必要となる格納容器下部のモデル(コリウムシールド設置位置, コリウムシールド高さ, サンプルの形状)は, 6 号炉と 7 号炉を比較して, 7 号炉のコンクリート侵食量の方が多ことを確認し, 7 号炉で代表させた。
 - ・ポロシティは現実的には 0.3 以上と報告されていることを踏まえ, 0.32 (体心立方格子の値)とした。
 - ・崩熱熱は事象発生から 7 時間後, 上面熱流束はポロシティ及び格納容器圧力への依存性を考慮した値とした。
 - ・下部ドライウェルでの溶融炉心の堆積高さ(コリウムシールドに囲まれた床面積を除いた場合)はポロシティ及び落下物量の想定から, 溶融炉心がコリウムシールド内を埋め, 更に格納容器下部全体に堆積する高さ(格納容器下部床面から約 0.66m(サンプル床面から約 2.06m))とした。

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3cm、壁面で約3cm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、格納容器内の気体組成の推移はベースケース（3.5.2 (3) b 参照）と同じとなる。なお、ベースケースにおける原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上※となり、ドライ条件において13vol%を上回る。一方、酸素濃度はウェット条件で2.1vol%以下、ドライ条件で2.6vol%以下であり、5vol%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれは無い。

(2) 格納容器下部の評価において溶融炉心の上面熱流束を保守的に考慮する場合

評価結果を図2に示す。評価の結果、コンクリート**侵食量**は床面で約8cm、壁面で約7cm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**118kg**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**1370kg**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、原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、ベースケースにおいても、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上※となり、ドライ条件において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、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。なお、溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約**118kg**の気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約**93kg**、一酸化炭素が約**25kg**、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も考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素が支配的であり、一酸化炭素及び二酸化炭素の影響は無視できる。

一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素は発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスをベースケースの結果に加える場合、原子炉格納容器内の酸素濃度はベースケース（3.5.2 (3) b 参照）にて示した酸素濃度（ウェット条件で2.1vol%、ドライ条件で2.6vol%）以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれは無い。

※ 原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度は、サプレッション・チェンバより

もドライウエルの方が概ね低く推移する。最も低い値は、ウェット条件では事象発生から約8.4時間後のドライウエルにおいて約12vo1%、ドライ条件では事象発生から約7時間後のドライウエルにおいて約34vo1%であり、最も低い値であっても13vo1%を上回ることから、水素燃焼を防止するための事故対応の観点では酸素濃度を5vo1%未満に維持することが重要となる。なお、事象発生から20.5時間後に開始する、代替原子炉補機冷却系による代替循環冷却開始以降、原子炉格納容器内の気相濃度の変化が緩やかになる。サブプレッション・チェンバと比較して水素濃度が概ね低く推移するドライウエルの水素濃度は、ウェット条件では約30vo1%から徐々に上昇して168時間後に約43vo1%となり、ドライ条件では約53vo1%で安定する。気相濃度の推移の詳細は図3.5.5から図3.5.8参照。

(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

評価結果を図3に示す。評価の結果、コンクリート侵食量は床面で約1cm、壁面で約1cm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、格納容器内の気体組成の推移はベースケース(3.5.2(3)b参照)と同じとなる。なお、ベースケースにおける原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度は、ドライウエルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vo1%以上、ドライ条件で34vo1%以上*となり、ドライ条件において13vo1%を上回る。一方、酸素濃度はウェット条件で2.1vo1%以下、ドライ条件で2.6vo1%以下であり、5vo1%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれは無い。

(4) 溶融炉心の一部がコリウムシールドを越えて、サンプルに流入する場合

評価結果を表2に示す。サンプル床面の侵食量は最大約5cmであり、鋼製ライナの損傷には至ることは無く、サンプル壁面の侵食量は最大約5cmであり、外側鋼板の損傷に至ることは無いことを確認した。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、格納容器内の気体組成の推移はベースケース(3.5.2(3)b参照)と同じとなる。なお、ベースケースにおける原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度は、ドライウエルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vo1%以上、ドライ条件で34vo1%以上*となり、ドライ条件において13vo1%を上回る。一方、酸素濃度はウェット条件で2.1vo1%以下、ドライ条件で2.6vo1%以下であり、5vo1%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれは無い。

(5) 溶融物の落下量を保守的に考慮する場合

サンプル床面の侵食量は約9cmであり、鋼製ライナの損傷に至ることは無く、サンプル壁面の侵食量は約9cmであり、外側鋼板の損傷に至ることは無いことを確認した。本評価における侵食量は(2)と同等であることから、可燃性ガスの発生量についても同程度と考えられ、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影響は(2)と同様に整理できるも

のと考えられる。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く、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれは無い。

4. まとめ

溶融炉心の落下時刻の不確かさや解析モデルの不確かさの影響によって原子炉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、最も高いコンクリート侵食量を示した溶融物の落下量を保守的に考慮した場合であってもサンプの床面で約9cm及び壁面で約9cmであり、原子炉压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。

以 上

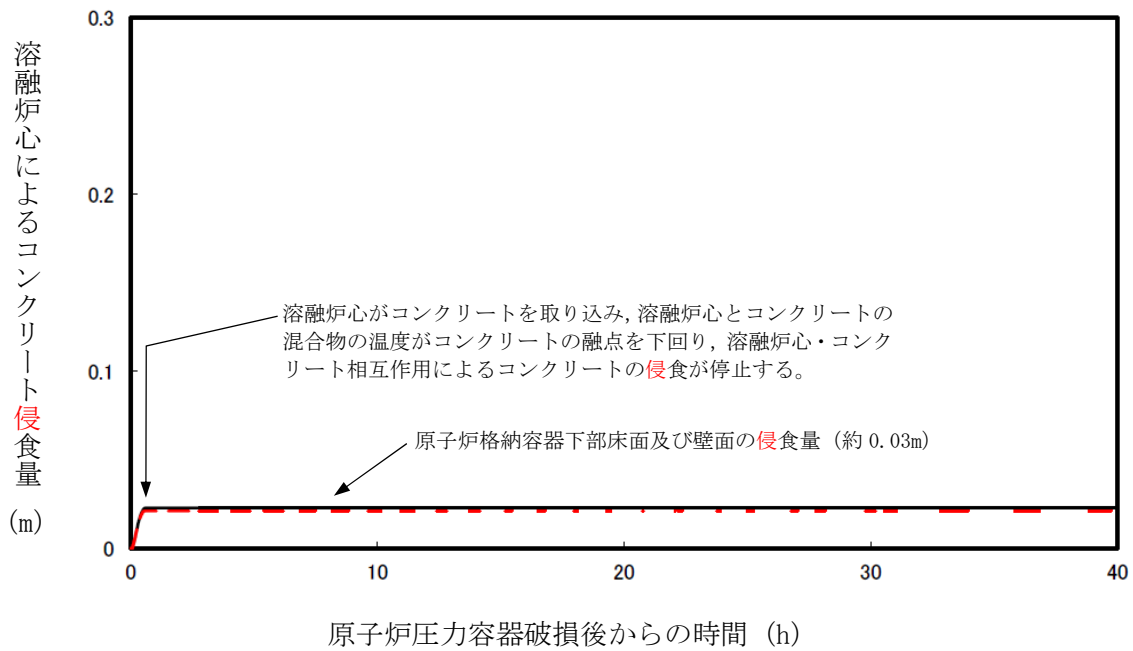


図1 原子炉格納容器下部壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)

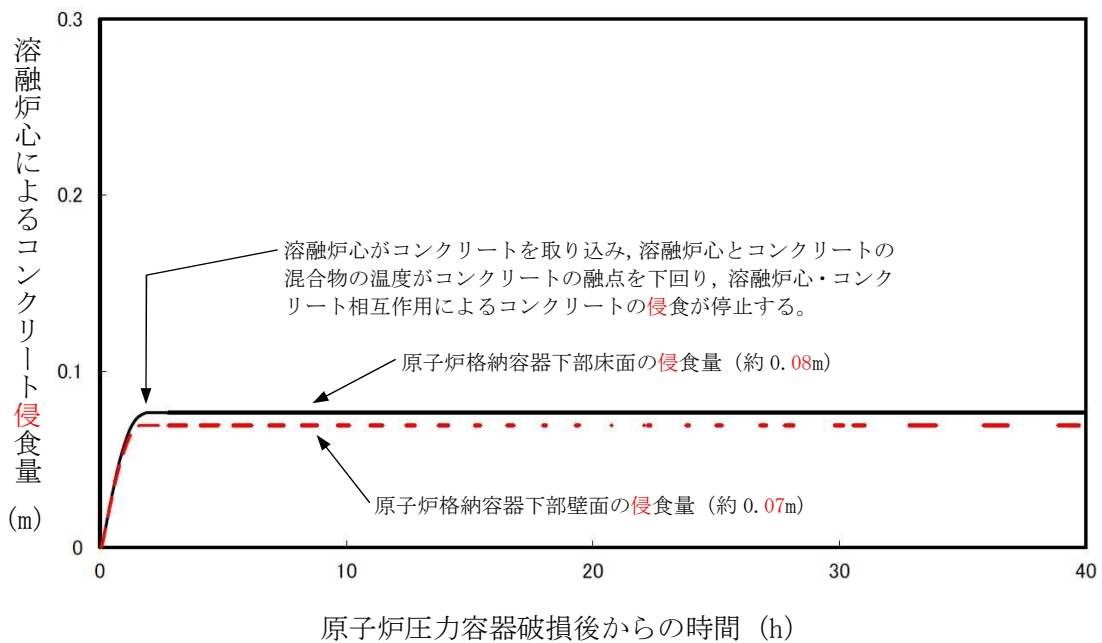


図2 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心からプール水への上面熱流束を保守的に考慮する場合)

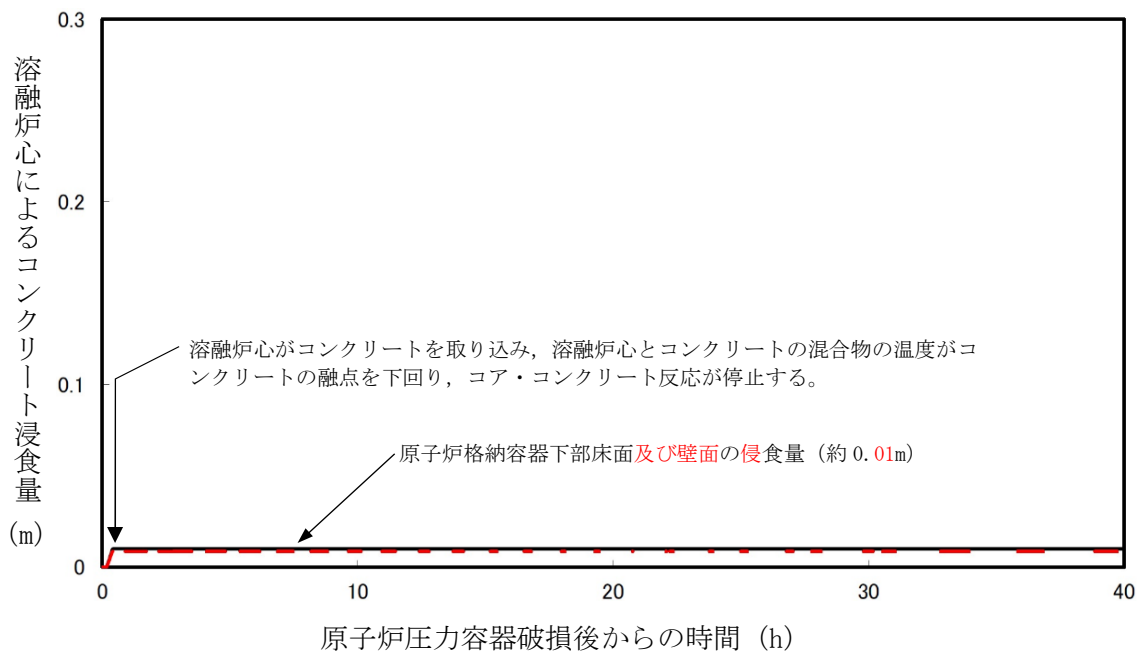


図3 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心の拡がりを抑制した場合)

表1 ポロシティへの依存性を考慮した場合の上面熱流束の設定と溶融炉心の堆積高さ

ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48
下部ドライウェル*での溶融炉心の堆積高さ(m)	約 0.68	約 0.73	約 0.80	約 0.89
越流する溶融炉心の体積(m ³)	約 2.6	約 5.8	約 11	約 18
サンプル床面からの堆積高さ(m)	約 0.7	約 1.4	約 1.8	約 2.1

※ コリウムシールドに囲まれた床面積を除き、コリウムシールドの内側への流入を考慮しない場合の堆積高さ

表2 溶融炉心がサンプルに流入する場合の侵食量評価結果

ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48
サンプル床面侵食量(m)	約 0.05	約 0.03	約 0.01	約 0.00
サンプル壁面侵食量(m)	約 0.05	約 0.03	約 0.01	約 0.00