

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 30 年 7 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 原子炉格納容器の限界温度・限界圧力に関する評価結果について 本日ご提出範囲

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 MAA P 添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について」のみ)

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再閉失敗+HPCS失敗
- 2.4 崩壊熱除去機能喪失
 - 2.4.1 取水機能が喪失した場合
 - 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
- 2.5 原子炉停止機能喪失
- 2.6 LOCA時注水機能喪失
- 2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)

3. 運転中の原子炉における重大事故

- 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
 - 3.1.1 格納容器破損モードの特徴, 格納容器破損防止対策
 - 3.1.2 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

本日ご提出範囲

3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

本日も提出範囲

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

本日も提出範囲

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 2.3.3.2 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，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）＋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 ほう酸水注入系のほう酸水濃度に関する感度解析
- 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 2.5.10 格納容器除熱に関する感度解析
- 添付資料 2.6.1 中小破断 L O C A の事象想定について
- 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 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))

本日ご提出範囲

- 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, 燃料, 電源負荷評価結果について(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)
- 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

本日ご提出範囲

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とした場合の圧力スパイクへの影響

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評価について(水素燃焼)

添付資料 3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響

本日ご提出範囲

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

本資料のうち、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 2

溶融炉心と冷却材の相互作用について

目次

1. まえがき	添付 5-2-3
2. 現象の概要	添付 5-2-3
3. これまでの知見の整理.....	添付 5-2-4
4. 不確かさに関する整理.....	添付 5-2-27
5. 感度解析と評価	添付 5-2-34
6. まとめ	添付 5-2-39
付録1 FARO 実験によるMAAPの圧力スパイクモデル妥当性確認	添付 5-2-40
参考文献	添付 5-2-49

1. まえがき

熔融炉心と冷却材の相互作用（F C I : Fuel-Coolant Interaction, 以下「F C I」という。）に関しては、国内外において現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきている。しかしながら、現在においてもその現象の解明は研究段階にあり、現象全体の十分な理解には至っていない。また、多くのF C I 実験が行われているものの、実機規模での現象については、有効なデータが十分には得られていないといえる。このようなことから、国内外で実施された実験結果の知見から解析モデルに関する不確かさを検討し、これを基にした感度解析により有効性評価への影響を確認する。

2. 現象の概要

熔融炉心と冷却材が接触して一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損する場合がある。熔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” 熔融炉心と冷却材の相互作用（F C I）” と呼ぶ。また、F C I のうち衝撃波を伴うものを” 水蒸気爆発” と呼び、冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う圧力変化を” 圧カスパイク” と呼ぶ。さらに、原子炉圧力容器の下部プレナムで発生するF C I を原子炉圧力容器内F C I と呼び、格納容器下部で発生するF C I を原子炉圧力容器外F C I と呼ぶ。

これまでの研究では、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 炉心あるいは原子炉圧力容器から落下する熔融炉心（デブリジェット）が冷却材中に落下する。水と接触した熔融炉心は、その界面の不安定性により細粒化して水中に分散する（エントレイン）。細粒化した熔融炉心（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水との混合状態となる（粗混合）。
- ② さらに、自発的若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・熔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、構造物を破壊する要因となる。

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

3. これまでの知見の整理

原子炉压力容器内水蒸気爆発による格納容器破損は α モード破損と呼ばれ、WASH-1400^[1]でそのリスクが提起されたことを機に多くの調査、研究が続けられてきた。この現象は、溶融炉心が原子炉压力容器下部の水中に落下して水蒸気爆発が発生し、それによる水塊がミサイルとなって原子炉内構造物を破壊し、原子炉压力容器上蓋に衝突することで上蓋がミサイルとなって原子炉格納容器に衝突し破損に至るものである。水蒸気爆発については、国際的な専門家会議による結論がまとめられており、特にBWRの原子炉压力容器内水蒸気爆発による α モード破損については、格納容器破損の脅威とはならないとされている。表 3-1 にBWRの原子炉压力容器内水蒸気爆発に関する専門家会議の見解をまとめる。また、原子炉压力容器内FCIの圧カスパイクについても、原子炉压力容器内での圧力上昇のため、格納容器破損の直接的な脅威とはならない。

一方、原子炉压力容器外FCIについては、緩和策による注水によって形成された格納容器下部の水中に溶融炉心が落下するため、原子炉压力容器内の下部プレナム水に比較して、サブクール度が大きくなり、水蒸気爆発が発生し易い可能性がある。また、原子炉压力容器外FCIの圧カスパイクは、原子炉格納容器内の圧力を直接上昇させるため、格納容器破損の評価対象となる。

以上より、原子炉压力容器内FCIは格納容器破損の脅威とは考えられないため、原子炉压力容器外FCIの観点から、国内外で実施されたFCI実験の知見を以下にまとめる。

3.1 FCI実験の概要

過去に実施された代表的なFCIの実験研究として、(旧)日本原子力研究所で実施されたALPHA実験、JRC イスプラ研究所で実施されたKROTOS実験、FARO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(KAERI)で実施されたTROI実験及びSERENA実験がある。これらの実験では模擬溶融物として UO_2 混合物を用いた実験とアルミナ等を用いた実験がある。以下では、各実験の概要とそこで得られた知見について整理する。

(1) ALPHA実験

ALPHA実験^[2]では、テルミット反応による酸化アルミニウムと鉄からなる模擬溶融物を用いた実験が実施されている。ALPHA実験装置を図 3-1 に示す。実験容器は、内径 3.9m、高さ 5.7m、容積 50m³である。模擬格納容器に設置した冷却水プールに高温溶融物を落下させ、水蒸気爆発に関する特性データを計測する実験装置である。表 3-2 に ALPHA 実験の実験結果のまとめを示す。高雰囲気圧力(STX008, STX012, STX015)、サブクール度が小さい場合(STX014)は、水蒸気爆発の発生が抑制される実験結果が知見として得られている。溶融物を半減させた3ケース(STX001, STX010, STX013)のうち、2ケース(STX001, STX013)では、水蒸気爆発が発生していない。また、水蒸気爆発のエネルギー変換効率は1~6%程度となっている。ALPHA実験の代表的実験(STX016)の圧力変化の例を図 3-2 に示す。

(2) KROTOS 実験

KROTOS 実験^{[3][4][5]}では、FARO 実験が大型実験装置であるのに対して小型の実験装置であるが、低圧・サブクール水を主として実験を実施している (図 3-3)。KROTOS 実験の代表的実験 (K37, K42) の圧力変化の例を図 3-4 に示す。KROTOS 実験では模擬コリウムとして UO_2 混合物を用いた実験とアルミナを用いた実験を実施している。表 3-3 に KROTOS 実験の実験結果のまとめを示す。アルミナ実験では、サブクール度が大きい実験ケース (K38, K40, K42, K43, K49) では、外部トリガーなしで水蒸気爆発が発生しているが、サブクール度が小さい実験ケース (K41, K44, K50, K51) では、外部トリガーなしでは水蒸気爆発は発生していない。一方、 UO_2 混合物実験では、外部トリガーなしでは水蒸気爆発は発生していない。また、 UO_2 混合物実験でも外部トリガーありでは水蒸気爆発が発生している (K52, K53, K46) が、これらのケースはサブクール度が大きい実験ケースである。また、 UO_2 混合物実験の水蒸気爆発のエネルギー変換効率は、アルミナ実験の水蒸気爆発に比較して低い結果となっている。アルミナ実験と UO_2 混合物の相違については以下のように考察されている。

- ・ アルミナはプール水面近傍でブレイクアップし、粗混合時に粒子が半径方向に広がり、水蒸気爆発の伝播がし易くなった可能性がある。
- ・ UO_2 混合物実験では、外部トリガーなしでは水蒸気爆発は発生していない。 UO_2 混合物の方が一般的に過熱度は小さく、 UO_2 混合物粒子表面が水と接触した直後に表面が固化し易く、これが水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。 UO_2 混合物実験では水素ガスが発生し、これにより蒸気膜の崩壊による水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。

(3) FARO 実験

FARO 実験^{[4][6]}では、酸化物コリウム及び金属 Zr を含むコリウムが用いられ、多くの実験は高圧・飽和水条件で実施されているが、低圧・サブクール水条件の実験も実施されている。FARO 実験装置の概要を図 3-5 に示す。表 3-4 に FARO 実験の実験結果のまとめを示す。また、圧力変化の例として L-14 と L-19 圧力挙動を図 3-6 に示す。FARO 実験のいずれの実験ケースでも水蒸気爆発は発生していない。FARO 実験で得られた主な知見は以下である。

- ・ 高圧・飽和水実験、低圧・サブクール実験のいずれにおいても水蒸気爆発は発生していない。
- ・ 高圧・飽和水の酸化物コリウム実験の場合は一部が粒子化し、一部はパンケーキ状でプール底部に堆積した。高圧・飽和水のコリウムに金属 Zr 成分を含んだ実験及び低圧・サブクール実験では全てのコリウムは粒子化した。
- ・ 粒子の質量中央径は比較的大きかったが、実験条件 (初期圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度) に依存していない。
- ・ Zr 金属を含めた実験ケース (L-11) では、Zr 金属の酸化により、Zr 金属を含めない実験ケース (L-14) よりも圧力上昇が大きくなる。

(4) COTELS 実験

COTELS 実験^[7]では、模擬溶融物として UO_2 -Zr-ZrO₂-SS 混合物を用いており、コリウムに金属成分が含まれている。COTELS 実験装置の概要を図 3-7 に示す。表 3-5 に COTELS 実験の実験結果のまとめを示す。COTELS 実験の代表的な実験ケース (A1) の圧力挙動を図 3-8、各実験ケースの圧力変化を図 3-9 に示す。溶融混合物がプール水に接触した直後 (Region 1) は急激な圧力上昇となる。その後、サブクール水では蒸気凝縮が発生し、一時的に圧力が減少する (Region 2) が、溶融混合物からの熱伝達による蒸気発生により、準定常的な状態まで徐々に圧力が上昇する (Region 3)。COTELS 実験で得られた主な知見は以下である。

- ・ サブクール度が大きいケースも含め、全ての実験で水蒸気爆発は発生していない。
- ・ プールに落下した溶融コリウムは、ほとんどがプール水中で粒子化した。
- ・ 粒子径は、コリウム落下速度の大きいケースを除いて、質量中央径で 6 mm 程度である。コリウム落下速度の大きいケースの粒子径は小さくなっている。
- ・ コリウム落下速度の大きいケースで、粒子径が小さく初期圧力上昇幅も大きくなる傾向がある。また、準定常的な状態での圧力は、溶融物量が多く、サブクール度が小さく、プール水量が少ない程高くなる傾向である。

(5) TROI 実験

TROI 実験^[8]は、韓国原子力研究所 (KAERI) で実施されている実験であり、2007 年から 2012 年までは、KROTOS 実験とともに OECD/NEA の SERENA プロジェクトとして実施された実験である。実験装置の概要図を図 3-10 に示す。また、実験条件及び実験結果を表 3-6 に示す。

ZrO₂ を用いた実験では外部トリガリングを与えていないが、圧力スパイクや水蒸気爆発が発生した実験がある。一方、 UO_2 /ZrO₂ の混合物を用いた実験では、異なった条件による内部トリガリングを発生させるため又は外部トリガリングによる水蒸気爆発時の発生エネルギーを変えるため、混合物の割合、水深、混合物量等の様々な条件により実験を実施し、数ケースでは水蒸気爆発が発生している。TROI 実験で得られた主な知見は以下のとおりである。

- ・ 自発的な水蒸気爆発が生じた実験は、融点を大きく上回る過熱度を溶融物に対して与えるなどの実機と異なる条件であり、その他の実験では自発的な水蒸気爆発は生じていない。
- ・ 水深が深い場合 (130cm) には、内部トリガリングによる水蒸気爆発は発生していない。水深が深いことにより、溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり、溶融物粒子が固化しやすい状況となる。このため、溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングの可能性は低減する可能性がある^[9]。

(6) SERENA 実験

SERENA 実験は、OECD/NEA 主導のもと実施されている実験であり、2001 年から 2006 年にかけて実施されたフェーズ 1 と、2007 年から 2012 年にかけて実施されたフェーズ 2 に分かれている。フェーズ 1 では既存の実験に対する再現解析が行われた。また、フェーズ 2 では KROTOS 及び TROI 装置を使用した実験と、その再現解析が行われた。さらに、両フェーズにおいて実機原子炉を想定した解析が行われた。フェーズ 2 で行われた実験の実験条件及び実験結果を表 3-7 に示す。

フェーズ 1、フェーズ 2 においてそれぞれ得られた知見は以下のとおりである。

フェーズ 1

- ・ (解析) 解析コードはアルミナを用いた実験によって調整されており、 $UO_2 \cdot ZrO_2$ コリウムの爆発による機械的エネルギー変換効率を過大評価する傾向にある。
- ・ (解析) 予測される炉内水蒸気爆発の最大荷重は原子炉圧力容器の破損強度と比べて十分小さい。
- ・ (解析) 予測される炉外水蒸気爆発の最大荷重は原子炉格納容器に影響を与える可能性があるが、解析コードの不確かさとばらつきが大きく、その程度を推定することは難しい。

フェーズ 2

- ・ (実験) $80\%UO_2 \cdot 20\%ZrO_2$ コリウムは、 $70\%UO_2 \cdot 30\%ZrO_2$ コリウムに比べて、やや爆発のエネルギーが大きい。これはフェーズ 1 の結果と逆の傾向であり、さらに考察が必要。
- ・ (実験) $UO_2 \cdot ZrO_2$ のみで構成されるコリウムは、アルミナと比べて爆発のエネルギーは小さい。
- ・ (実験) コリウムの組成に酸化物以外(金属の単体など)が含まれる場合について、酸化と水素ガス生成による影響は定量化できなかった。
- ・ (実験) 全ての観測された爆発の機械的エネルギー変換効率は、従来観測されていたエネルギー変換効率と同様に、比較的小さい。これは、 UO_2 の密度が高いために熔融コリウムの粒子径が小さくなり、固化が促進されて水蒸気爆発への寄与が小さくなったことと、粗混合段階のボイド率が上昇して爆発のエネルギーを低減したことによると推測されている。

3.2 F C I 実験の知見の整理

前項で示した F C I 実験の知見を整理し、原子炉圧力容器外水蒸気爆発の可能性及び原子炉圧力容器外 F C I の圧力スパイクの影響因子について考察する。

(1) 原子炉圧力容器外 F C I の水蒸気爆発の可能性

酸化アルミニウムと鉄からなる模擬熔融物を用いた ALPHA 実験及びアルミナを用いた

KROTOS 実験では、外部トリガーなしで水蒸気爆発が発生しているが、 UO_2 を用いた KROTOS, FARO, COTELS 実験では外部トリガーなしでは水蒸気爆発は発生していない。 UO_2 混合物では一般的に過熱度が小さいため、粗混合粒子表面が早期に固化し、蒸気膜が崩壊しても溶融物の微細化が起きにくく、水蒸気爆発の発生が抑制されるためと考えられる。

TROI 実験では UO_2 混合物を用いた場合でもトリガーなしで水蒸気爆発が発生している例 (TROI-10, 12, 13, 14) が報告されている。TROI-10, 12 は、溶融物温度が 3800K 程度の高い温度での実験条件である。また、TROI-13, 14 の溶融物温度は、それぞれ 2600K, 3000K であるが、TROI-13 では、温度計測に問題があり実際には 3500K 以上と推測されている。また、TROI-14 では、二つの温度計が異なる最高温度 (4000K, 3200K) を示しており、温度計測の不確かさが大きいとされている。以上を踏まえると、TROI 実験の溶融物温度はかなり高い実験条件と考えられ、他の実験で想定しているような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十分小さいと考えられる。

TROI 実験と実機条件の比較を検討するために、模擬溶融物にコリウム (UO_2/ZrO_2) を用いた TROI-10, 12, 23, 25 と実機条件の比較を表 3-8 に示す。この表では、図 3-11 に示す Ricou-Spalding 式による粒子化割合^[10]の概算値を示している。溶融物温度が高く過熱度が大きい TROI-10, 12 では、自発的水蒸気爆発が観測されている。これに対して、溶融物温度が高く過熱度が大きい水深が 1.3m と深い TROI-23 では、水蒸気爆発は発生していない。これは、水深が深いことにより、溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり、溶融物粒子が固化しやすいため、溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングを抑制したと考えられる^[9]。

水蒸気爆発が発生した TROI-10, 12 の粒子化割合は約 60%であるが、水深がより深い TROI-23 では、粒子化割合が約 80%と比較的大きい値となっており、底部に到達する前に固化する溶融物粒子が比較的多いと考えられる。一方、水深及び粒子化割合は TROI-10, 12 と同程度であるが、溶融物温度がやや低い TROI-25 では、蒸気発生による圧力上昇 (Steam Spike) は生じているが、水蒸気爆発は発生していない。溶融物温度が低い場合、過熱度が小さく粒子が固化しやすいため、水蒸気爆発が抑制されたものと考えられる。

実機条件では、溶融ジェットの初期直径は計装配管口径 (5 cm) ~ 制御棒駆動機構ハウジングの直径 (15cm) 程度と想定されるが、ペデスタル注水対策により水深は 2.0m 以上となる。これより、粒子化割合は約 60%~100%となるが、溶融物温度が 2600K 以下と水蒸気爆発が発生した TROI 実験よりも十分低いと考えられ、大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は十分小さいと考えられる。

また、いくつかの TROI 実験では水蒸気爆発が発生したときの機械的エネルギー変換効率が報告されている (表 3-6)。これらの中で自発的に水蒸気爆発が発生したとされる TROI-13 の機械的エネルギー変換効率は 0.4%である。これは、ALPHA 実験 (表 3-2) や KROTOS 実験 (表 3-3) で観測されているように、アルミナによる金属模擬溶融物実験の値に対して比較的小さい値となっている。

また、KROTOS 実験 (K52, K53, K46) では、 UO_2 混合物を用いた実験でも外部トリガーを与

えた場合は水蒸気爆発が観測されているが、これらの実験ケースはサブクール度が大きい実験ケースである (K52 のサブクール度 : 102K, K53 のサブクール度 : 122K, K46 のサブクール度 : 83K)。したがって、サブクール度が大きい場合には、 UO_2 混合物を用いた場合でも、水蒸気爆発の可能性が高くなることが考えられる。これは、サブクール度が大きい場合には、粗混合粒子の蒸気膜の安定度が低下し、蒸気膜の崩壊が発生しやすいことが要因と考えられる。

しかし、KROTOS 実験の K52, K53 と同程度の高サブクール度の条件である FARO 実験の L-31 (サブクール度 : 104K), L-33 (サブクール度 : 124K) では、水蒸気爆発が発生していない。これらの実験の UO_2 混合物量は、KROTOS 実験が数 kg であるのに対して 100kg 程度であり、より実機条件に近い。

また、COTELS 実験の高サブクール実験 (A11) でも水蒸気爆発は発生していない。COTELS 実験は、BWR の原子炉圧力容器外 F C I を模擬した実験であり、熔融物に原子炉圧力容器内の構造物を想定したステンレススチールを含んでいる。また、熔融物量も 50kg 程度であり、KROTOS 実験よりも実機条件に近い。

以上より、 UO_2 混合物の熔融物量が少ない KROTOS 実験では、水蒸気爆発が発生しているが、熔融物量が多くより実機体系に近い大規模実験である FARO 実験、COTELS 実験では、水蒸気爆発は発生していない。

F C I 実験では、水蒸気爆発のトリガーを発生させるために、高圧ガスを封入した装置 (KROTOS 実験では最大 20MPa のガスを封入可能な装置) を用いている。水蒸気爆発のトリガー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、トリガー装置により圧力パルスを発生させ蒸気膜を不安定化させる効果があると考えられる。実機条件では、このようなトリガー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。また、熔融物がプール底部に接触することでトリガー要因となることが考えられるが、BWR の原子炉圧力容器外 F C I を模擬した COTELS 実験の実験装置では、BWR のペDESTAL 底部と同様に平板コンクリートを模擬した実験装置としており、実機条件と同様であるが水蒸気爆発は観測されていない。

また、実機条件では、水深が実験条件よりも深くなる可能性があるが、水深が深いことにより、熔融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり、熔融物粒子が固化しやすい状況となる。このため、熔融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングのリスクは低減する可能性がある。

以上より、BWR の実機条件において水蒸気爆発のトリガーとなる特段の要因は考えられないため、実機条件でも水蒸気爆発の発生リスクは十分小さいと考えられる。

上記の実験条件と実機条件の検討より、実機においては、原子炉格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外水蒸気爆発の可能性は十分に小さいと考えられる。このため、原子炉圧力容器外 F C I の有効性評価では、蒸気発生による圧力上昇 (圧力スパイク) を評価する。なお、参考として、水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響についても、水蒸

気爆発解析コード（JASMIN E^[1 1]）及び構造応答解析コード（AUTODYN^[1 2]）若しくはLS-DYNA^[1 3]）を用いて、水蒸気爆発のトリガーを解析的条件として与えることで水蒸気爆発の発生を模擬した解析を行うことにより、水蒸気爆発による格納容器ペデスタル構造部への影響を評価し、原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼさないことを確認している。

（2） 原子炉圧力容器外FCIの圧カスパイクの影響因子

水蒸気爆発が発生しない場合でも、溶融炉心の冷却材への伝熱による水蒸気発生により圧カスパイクが生じる。ここでは、原子炉圧力容器外FCIの圧カスパイク影響因子について、BWRの原子炉圧力容器外FCIを模擬したCOTELS実験の実験結果を中心に検討する。各ケースの圧力変化を図3-9に示す。COTELS実験では、基本実験ケース（A1）に比較してコリウム量が少ない実験ケース（A4）では、デブリ保有熱量が少なく圧力上昇も低くなる傾向がある。また、COTELS実験では、サブクール度が大きいケース（A5, A6）、プール水深が大きいケース（A9）では、蒸気凝縮により圧力上昇が低くなる傾向がある。

粒子化割合については、COTELS実験では水深は0.4mであるが、ほとんどがプール水中で粒子化した。また、FARO実験では、水深が1～2mであるが、高圧・飽和水の酸化コリウム実験では一部が粒子化し、高圧・飽和水のコリウムに金属成分を含んだ実験では全てコリウムが粒子化している。粒子化割合が大きいほうがプール水への伝熱量が多くなるため、圧力上昇は高くなると考えられる。

粒子径については、COTELS実験結果ではコリウム落下速度の大きいケース（A8, A10）では、基本実験ケース（A1）に比較して、粒子径が小さく初期圧力上昇幅も大きくなる傾向がある。一方、FARO実験では、粒子の質量中央径は比較的大きかったが、実験条件（初期圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度）に対する依存性は低いと報告されている。各UO₂混合物実験の平均的な粒子径は、溶融物量の多いFARO実験では2.6～4.8mm^[4]、COTELS実験では6mm程度^[7]である。

以上の影響因子をBWRプラント体系で考えた場合、以下に分類できる。

- ・ 格納容器下部（ペデスタル）領域のプール水の状態（サブクール度、水位）
- ・ 溶融炉心の落下量及び粒子化（破損口径、粒子化割合、落下速度）
- ・ プール水とデブリ粒子との伝熱（デブリ粒子径）

（3） FCIとMCCIを考慮した格納容器下部水張りの考え方

炉心溶融が進展し炉外に溶融炉心が流出する場合、FCIとMCCIの影響緩和において、格納容器下部への初期水張りが重要なマネジメントとなる。以下では格納容器下部への注水による初期水張りの考え方について示す。

FCIの観点では、これまでのFCI実験結果の知見から、BWRの実機条件では水蒸

気爆発の発生リスクは十分小さいと考えられる。しかし、万が一水蒸気爆発が発生したと想定すると、水深が深いと粗混合が促進され、水蒸気爆発の規模が大きくなる可能性がある。

MCCIの観点では、種々の実験結果から、デブリ上面から除熱を向上させるため、格納容器下部への水張り水深を深くすることにより、溶融炉心が落下時に粒子化され、粒子状ベッドとして堆積することにより、デブリ冷却性を向上させることが影響緩和のために重要である。

以上より、水深が深い場合は、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響が大きくなる可能性があるが、MCCIの影響を緩和する観点からは有利である。したがって、水蒸気爆発の評価により原子炉格納容器の健全性に影響を与えないことを十分確認できる範囲で初期水張りの水深を深くし、溶融炉心の粒子化を促進し、MCCIを緩和する運用とすることが得策と考えられる。

表 3-1 BWR 体系における原子炉圧力容器内水蒸気爆発の発生確率に関する見解

原子炉圧力容器内水蒸気爆発に関する国際会議，文献	BWRの原子炉圧力容器内水蒸気爆発に関する議論
OECD/CSNI F C I 専門家会議 (1993) ^[14]	BWRの圧力容器下部プレナムは，制御棒案内管で密に占められている。そして，炉心の広範囲でのコヒーレントなリロケーションは，炉心支持板の存在により起こりにくいと考えられる。このような特徴によって，燃料-冷却材の粗混合のポテンシャルが制限され，水蒸気爆発に起因する水-溶融物スラグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。したがって，スラグにより破壊された圧力容器ヘッドのミサイルに伴う格納容器破損は，PWRよりもBWRの方が起こりにくいと評価される。(T. Okkonen 等)
NUREG/CR-5960 (1994) ^[15]	BWRの下部プレナムには，密に詰められた制御棒案内管があるため，原子炉内水蒸気爆発問題の対象とならない。(T. G. Theofanous 等)
SERG-2 ワークショップ (1996) ^[16]	物理的なジオメトリは爆発的事象の発生に寄与しないため，BWRの α モード格納容器破損確率は，おそらくPWRより小さい。(M. Corradini)
OECD/CSNI F C I 専門家会議 (1997) ^[17]	下部プレナム構造物の存在により，水蒸気爆発の影響を緩和する。現在の知見は，一般にBWRでは原子炉内水蒸気爆発は原子炉格納容器への脅威とならない。(O. Zuchuat 等)

表 3-2 ALPHA 実験の主要な実験条件及び実験結果^[2]

実験名	実験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	圧力(MPa)	水温度(K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
ALPHA	STX002	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	289	1.0	No	Yes	-
	STX003	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	292	1.0	No	Yes	-
	STX005	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	300	1.0	No	Yes	-
	STX009	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	289	1.0	No	Yes	-
	STX016	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	295	0.9	No	Yes	0.86
	STX017	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	286	0.9	No	Yes	0.66
	STX018	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	283	0.9	No	Yes	3.33
	STX001	Fe-Al ₂ O ₃	10	0.10	293	1.0	No	No	-
	STX010	Fe-Al ₂ O ₃	10	0.10	297	1.0	No	Yes	-
	STX013	Fe-Al ₂ O ₃	10	0.10	284	1.0	No	No	-
	STX014	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	372	1.0	No	No	-
	STX008	Fe-Al ₂ O ₃	20	1.60	288	1.0	No	No	-
	STX012	Fe-Al ₂ O ₃	20	1.60	290	1.0	No	No	-
	STX015	Fe-Al ₂ O ₃	20	1.00	282	1.0	No	No	-
	STX006	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	298	1.0	No	No	-
	STX011	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	290	1.0	No	Yes	-
	STX019	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	281	0.9	No	Yes	5.67
STX020	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	281	1.0	No	No	-	
STX021	Fe-Al ₂ O ₃	20	0.10	281	0.9	No	Yes	4.05	

表 3-3 KROTOS 実験の主要な実験条件及び実験結果^{[3][4][5]}

実験名	実験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
KROTOS	K38	Alumina	1.5	2665	0.1	79	1.11	No	Yes	1.45
	K40	Alumina	1.5	3073	0.1	83	1.11	No	Yes	0.9
	K41	Alumina	1.4	3073	0.1	5	1.11	No	No	-
	K42	Alumina	1.5	2465	0.1	80	1.11	No	Yes	1.9
	K43	Alumina	1.5	2625	0.21	100	1.11	No	Yes	1.3
	K44	Alumina	1.5	2673	0.1	10	1.11	Yes	Yes	2.6
	K49	Alumina	1.5	2688	0.37	120	1.11	No	Yes	2.2
	K50	Alumina	1.7	2473	0.1	13	1.11	No	No	-
	K51	Alumina	1.7	2748	0.1	5	1.11	No	No	-
	K32	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.0	3063	0.1	22	1.08	No	No	-
	K33	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.2	3063	0.1	75	1.08	No	No	-
	K35	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.1	3023	0.1	10	1.08	Yes	No	-
	K36	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.0	3025	0.1	79	1.08	Yes	No	-
	K37	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.2	3018	0.1	77	1.11	Yes	No	-
	K45	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.1	3106	0.1	4	1.14	Yes	No	-
	K46	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	5.4	3086	0.1	83	1.11	Yes	Yes	-
	K47	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	5.4	3023	0.1	82	1.11	Yes	No	-
	K52	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	2.6	3133	0.2	102	1.11	Yes	Yes	0.02
K53	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	3.6	3129	0.36	122	1.11	Yes	Yes	0.05	

表 3-4 FARO 実験の主要な実験条件及び実験結果^[4]

実験名	実験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
FARO	L-06	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	18	2923	5	0	0.87	No	No	-
	L-08	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	44	3023	5.8	12	1.00	No	No	-
	L-11	77wt.%UO ₂ -19wt.%ZrO ₂ -4wt.%Zr	151	2823	5	2	2.00	No	No	-
	L-14	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	125	3123	5	0	2.05	No	No	-
	L-19	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	157	3073	5	1	1.10	No	No	-
	L-20	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	96	3173	2	0	1.97	No	No	-
	L-24	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	177	3023	0.5	0	2.02	No	No	-
	L-27	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	117	3023	0.5	1	1.47	No	No	-
	L-28	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	175	3052	0.5	1	1.44	No	No	-
	L-29	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	39	3070	0.2	97	1.48	No	No	-
	L-31	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	92	2990	0.2	104	1.45	No	No	-
L-33	80wt.%UO ₂ -20wt.%ZrO ₂	100	3070	0.4	124	1.60	Yes	No	-	

表 3-5 COTELS 実験の主要な実験条件及び実験結果^[7]

実験名	実験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
COTELS	A1	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	56.3	0.20	0	0.4	No	No	-
	A4	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	27.0	0.30	8	0.4	No	No	-
	A5	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	55.4	0.25	12	0.4	No	No	-
	A6	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	53.1	0.21	21	0.4	No	No	-
	A8	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	47.7	0.45	24	0.4	No	No	-
	A9	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	57.1	0.21	0	0.9	No	No	-
	A10	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	55.0	0.47	21	0.4	No	No	-
	A11	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	53.0	0.27	86	0.8	No	No	-

表 3-6 TROI 実験の主要な実験条件及び実験結果(1/2) [8] [9][18][19]

実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
TROI	1	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5	>3373	0.1	365	0.67	-	Steam Spike	-
	2	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5.5	>3373	0.1	365	0.67	-	No	-
	3	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.88	>3373	0.1	323	0.67	-	No	-
	4	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.2	>3373	0.1	292	0.67	-	Yes	-
	5	ZrO ₂ /Zr (98.5/1.5)	2.9	3373	0.1	337	0.67	-	Yes	-
	9	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	4.3	3200	0.1	296	0.90	-	No	-
	10	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.7	3800	0.117	298	0.67	-	Yes	-
	11	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	9.2	>3800	0.111	296	0.67	-	No	-
	12	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.4	3800	0.11	293	0.67	-	Yes	-
	13	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	7.7	2600 ^(注1)	0.108	292	0.67	-	Yes	0.40%
	14	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	6.5	3000 ^(注2)	0.105	285	0.67	-	Yes	-
	17	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)						-	No	-
	18	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	9.1					-	-	-
	21	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3000	0.110	298	1.30	No	No	-
	22	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	2900	0.110	297	1.30	No	No	-
	23	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3600	0.110	293	1.30	No	No	-
24	ZrO ₂	9.5	3600	0.110	288	0.67	No	Yes	-	
25	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	15.0	3500	0.110	287	0.67	No	Steam Spike	-	
26	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3300	0.106	283	0.67	No	Steam Spike	-	

(注1) 参考文献[18]によれば温度計測に問題があり、実際には3500K程度以上と推測されている。

(注2) 参考文献[18]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4000K, 3200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。

表 3-6 TROI 実験の主要な実験条件及び実験結果 (2/2) [8] [9] [18] [19]

実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)	
TROI	29	UO ₂ /ZrO ₂ (50/50)	11.5					-	No	-	
	32	UO ₂ /ZrO ₂ (87/13)						-	No	-	
	34	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	10.5	~3000		341	0.67	Yes	Yes	0.63	
	35	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8	~3000	0.110	334	1.30	Yes	Yes	0.21	
	36	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	5.3	~3000		305	0.95	Yes	Yes	0.50	
	37	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	8.1	~3000	0.104	313	0.95	Yes	Yes	0.01	
	38	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	5.3	~3000	0.105	288	1.30	-	No	-	
	39	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	3.4	~3000	0.106	285	1.30	-	No	-	
	40	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	11.1	~3000	0.312	287	1.30	-	No	-	
	49	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (62.3/15/11.7/11)	15.96	2730(3360)					-	-	-
	50	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (59.5/18/11.9/10.6)	14.46						-	-	-
	51	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (60.5/16.7/12.1/10.7)	6.3 (14.2 load)	2695(3420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes	-	
52	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (61/16/12/11)	8.6 (14.1 load)	2650	0.116	285	1.30	Yes	Steam Spike	-		

(注1) 参考文献[18]によれば温度計測に問題があり、実際には3500K程度以上と推測されている。

(注2) 参考文献[18]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4000K, 3200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。

表 3-7 SERENA 実験（フェーズ2）の主要な実験条件及び実験結果 [21]

実験名	実験ケース	溶融物組成 (wt%)	溶融物質 量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー 変換効率(%)
SERENA (TROI/ KROTOS)	TS-1	UO ₂ /ZrO ₂ (73.4/26.6)	15.4	~3000	0.4	301	1.0	Yes	Yes	0.12
	TS-2	UO ₂ /ZrO ₂ (68.0/32.0)	12.5	3063	0.2	334	1.0	Yes	Yes	0.28
	TS-3	UO ₂ /ZrO ₂ (71.0/29.0)	15.9	3107	0.2	331	1.0	Yes	Yes	0.22
	TS-4	UO ₂ /ZrO ₂ (81.0/19.0)	14.3	3011	0.2	333	1.0	Yes	Yes	0.35
	TS-5	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/U (76.0/18.3/5.0/0.7)	17.9	2940	0.2	337	1.0	Yes	Steam Spike	0.06
	TS-6	UO ₂ /ZrO ₂ /Fe ₂ O ₃ /FP (73.3/18.5/4.9/3.3)	9.3	2910	0.2	338	1.0	Yes	Yes	0.66
	KS-1	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	2.4	2969	0.4	302	1.1	Yes	Yes	0.10
	KS-2	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	3.9	3049	0.2	333	1.1	Yes	Yes	0.08
	KS-3	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	0.8	2850	-	332	1.1	Yes	_(注1)	_(注1)
	KS-4	UO ₂ /ZrO ₂ (80.0/20.0)	2.3	2958	0.2	332	1.1	Yes	Yes	0.18
	KS-5	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr (80.1/11.4/8.5)	1.7	2864	0.2	327	1.1	Yes	Energetic event ^(注2)	_(注2)
	KS-6	UO ₂ /ZrO ₂ /Fe ₂ O ₃ /FP (73.0/20.4/4.1/2.5)	1.7	2853	0.2	340	1.1	Yes	Yes	~0

(注 1) 実験失敗

(注 2) 計測失敗

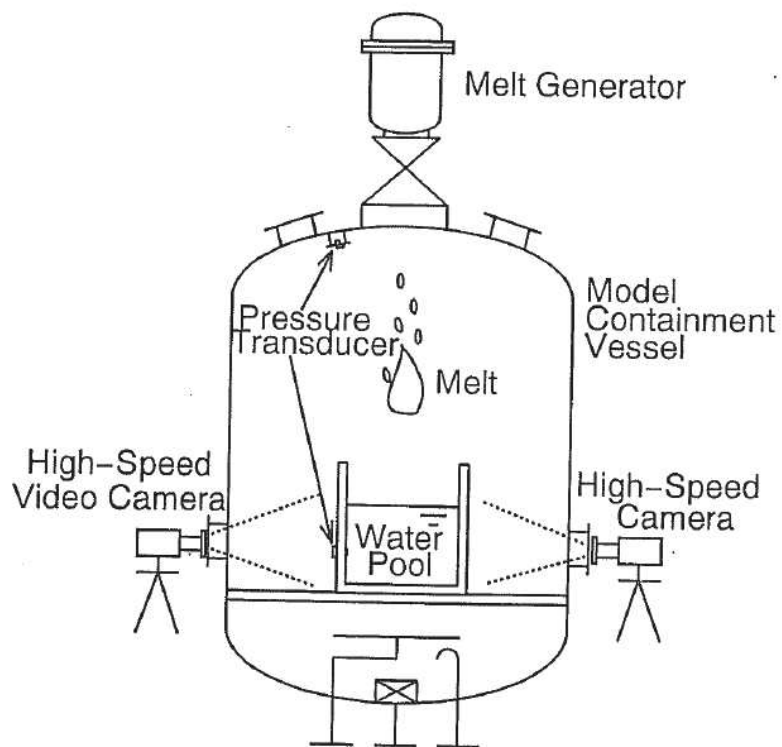
表 3-8 TROI 実験と実機条件の比較

実験ケース	溶融物温度 (過熱度) ^(注1)	溶融 ジェット径	水深	粒子化割合 ^(注2)	水蒸気爆発
TROI-10	3800K (900K)	6.5cm	0.67m	約 60%	Yes
TROI-12	3800K (900K)	6.5cm	0.67m	約 60%	Yes
TROI-23	3600K (700K)	7.4cm	1.30m	約 80%	No
TROI-25	3500K (600K)	8.0cm	0.67m	約 50%	Steam Spike
実機条件	~2600K (~300K)	5~15cm	2.0m~	約 60~100%	-

(注1) 実験条件の過熱度は UO_2/ZrO_2 の相図^[20]より固相線温度を約 2900K とした場合の概算値

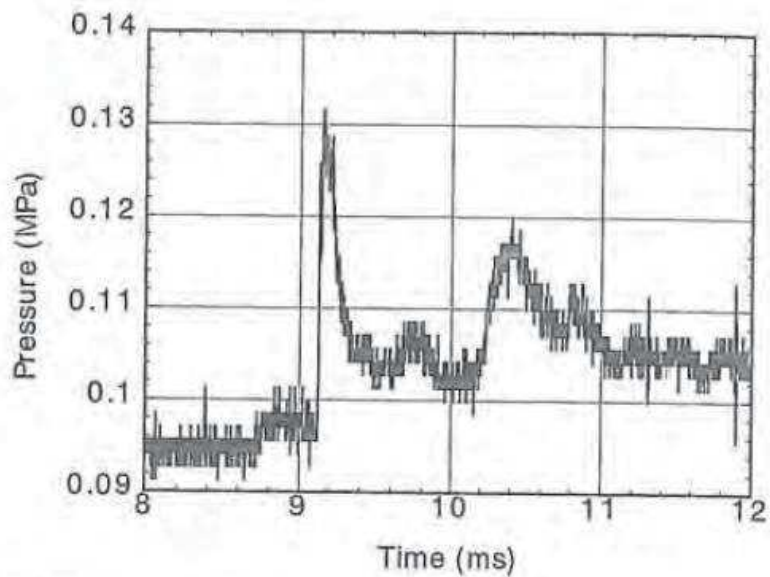
実機条件の過熱度は事故解析結果による下部プレナム部の溶融物（酸化物層）の過熱度の概算値

(注2) Ricou-Spalding 相関式（図 3-11）による概算評価値



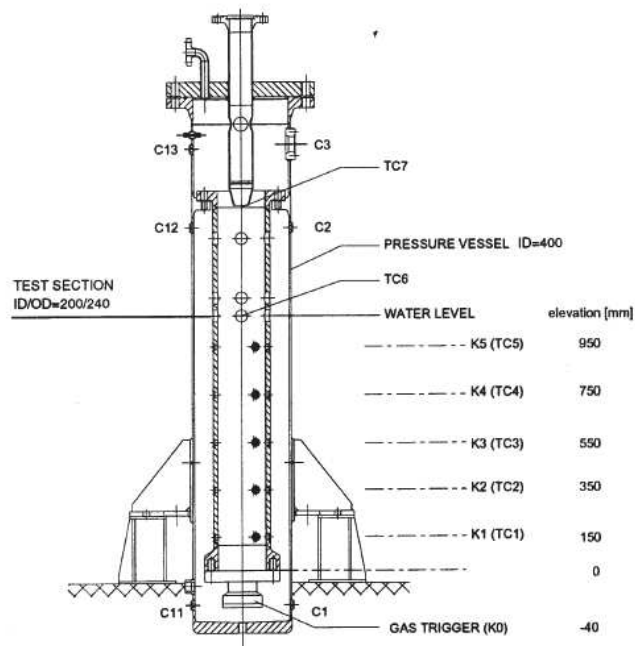
出典：参考文献^[2] p. 371 Fig. 1

図 3-1 ALPHA 実験装置の概要



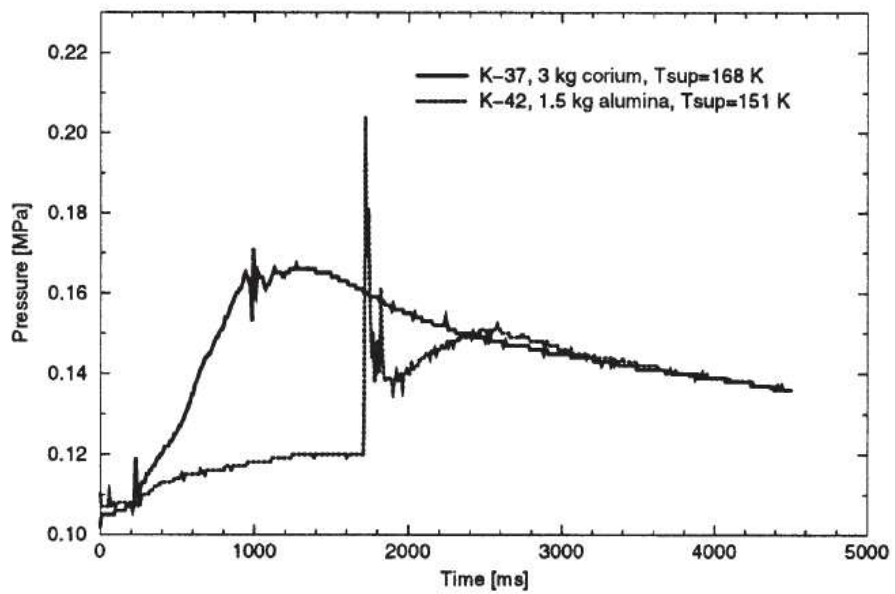
出典：参考文献^[2] p. 380 Fig. 8

図 3-2 ALPHA 実験の圧力評価の例 (STX016)



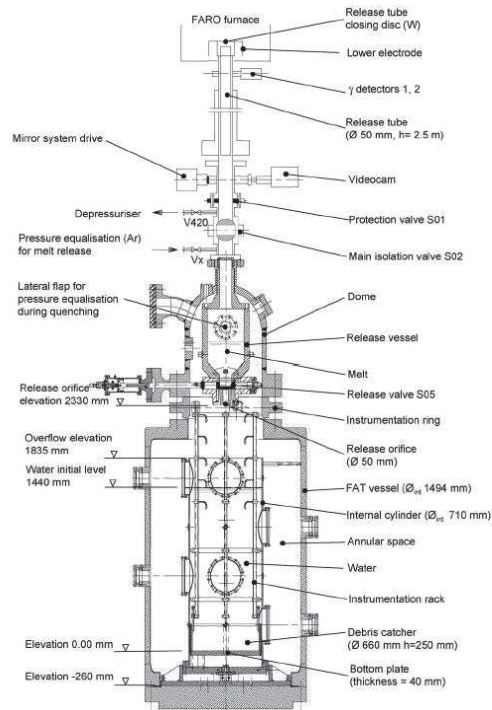
出典：参考文献^[3] p. 380 Fig. 1

図 3-3 KROTOS 実験装置の概要



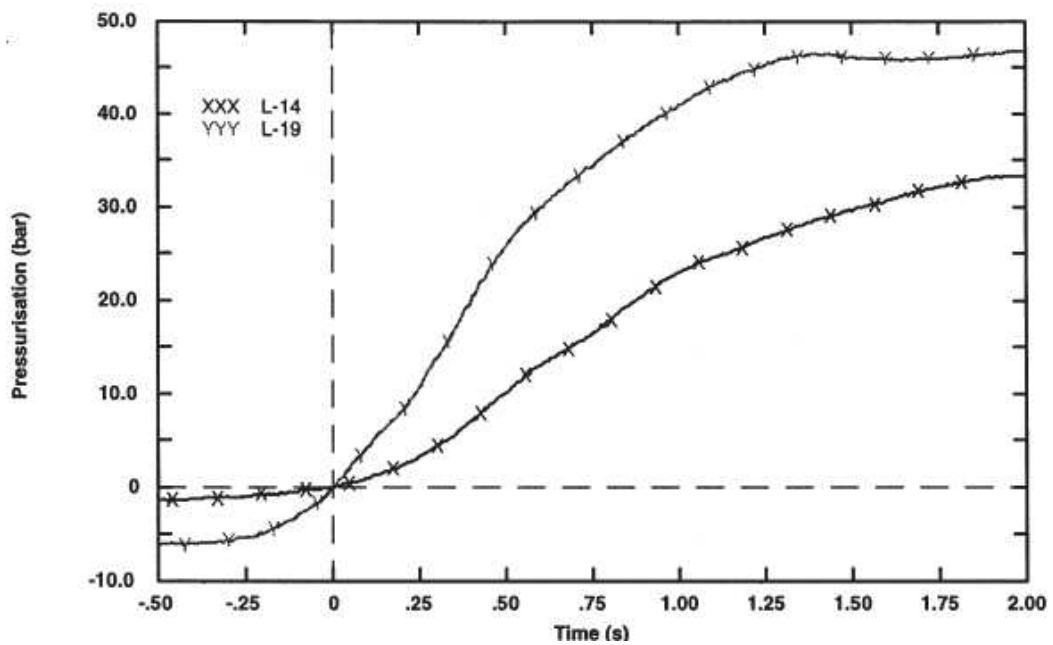
出典：参考文献^[3] p. 385 Fig. 3

図 3-4 KROTOS 実験の代表的圧力変化の例 (K-37, K-42)



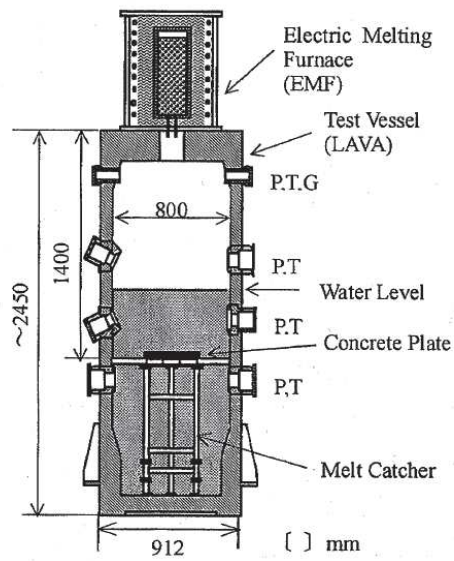
出典：参考文献^[4] p.1999 Fig.1

図 3-5 FARO 実験装置の概要



出典：参考文献^[6] p.229 Fig.6

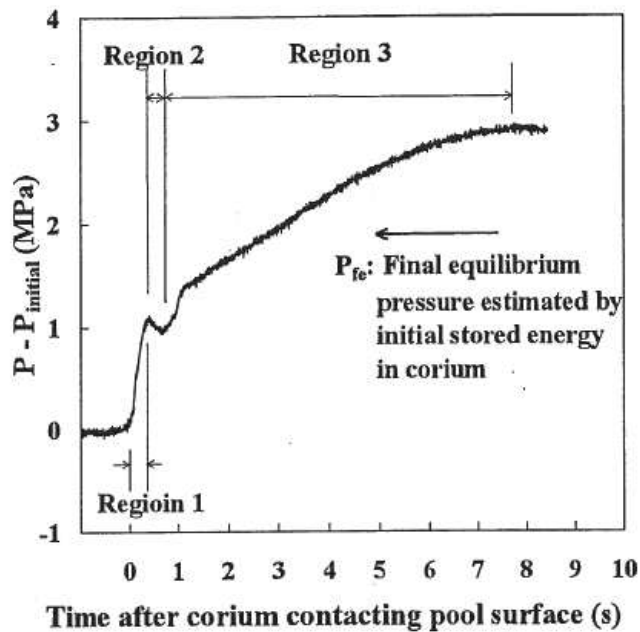
図 3-6 FARO 実験の圧力変化の例 (L-14, L-19)



P: Pressure, T: Temperature,
G: Gas sampling line

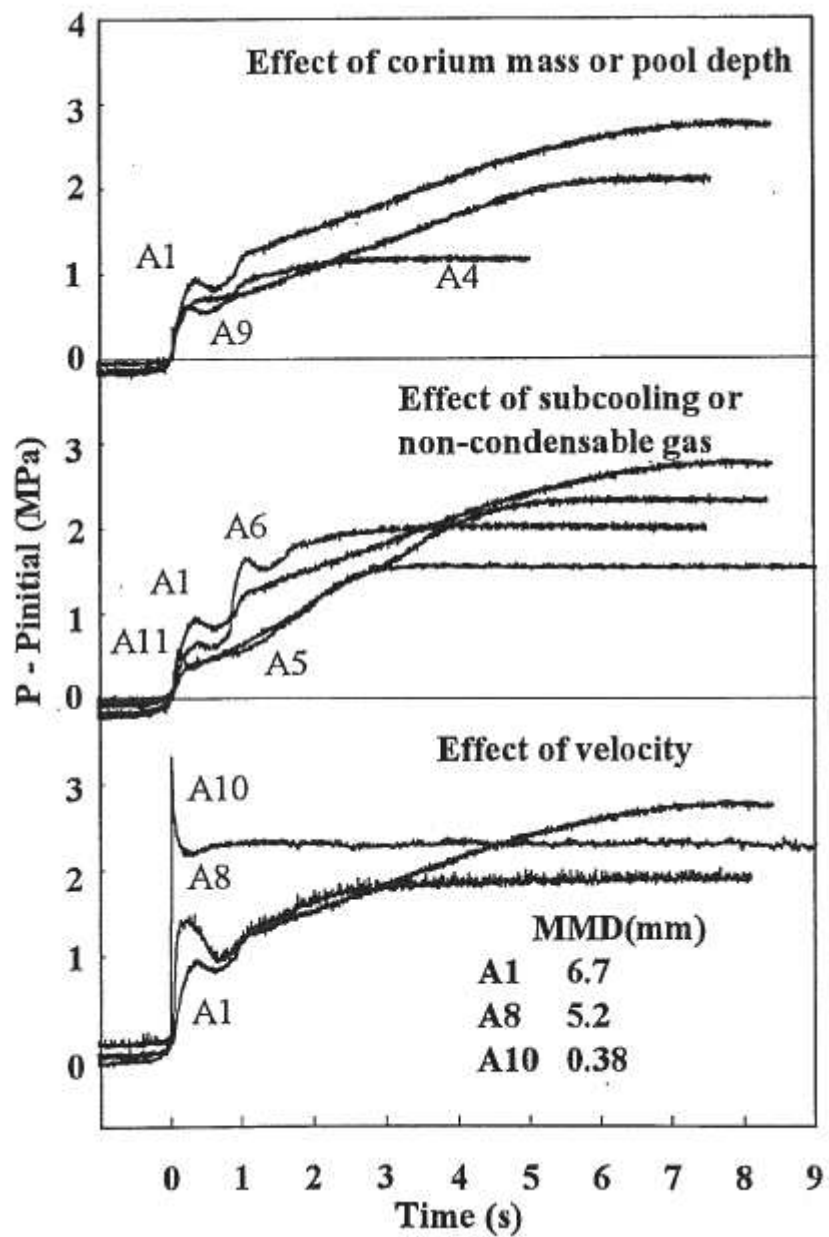
出典：参考文献^[7] p. 37 Fig. 1

図 3-7 COTELS 実験装置の概要



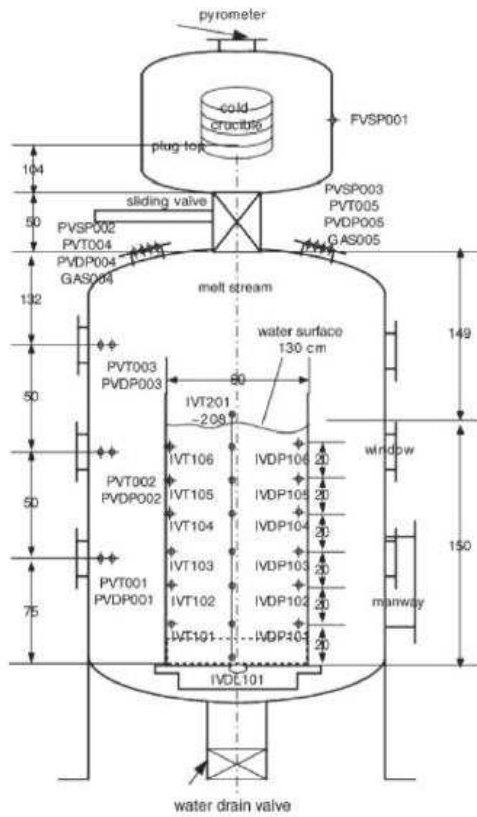
出典：参考文献^[7] p. 38 Fig. 2

図 3-8 COTELS 実験の圧力変化の例 (A1)



出典：参考文献^[7] p. 38 Fig. 3

図 3-9 COTELS 実験の各実験ケースの圧力変化



Expl.:
 IVDP - water dynamic pressure
 PVT - pressure vessel temperature
 PVDP - pressure vessel dyn. pressure
 PVSP - pressure vessel static press.
 IVDL - bottom dynamic load
 IVT - water temperature

2. set up
 (surely from TROI-50
 experiment)

出典：参考文献^[8] Appendix B. p.202

図 3-10 TROI 実験装置の概要

本資料のうち、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 3-11 Ricou-Spalding 相関式による粒子化割合のマップ

4. 不確かさに関する整理

ここでは原子炉圧力容器外 F C I について、有効性評価の不確かさ評価を行う。なお、前項で述べたように、原子炉圧力容器外 F C I における水蒸気爆発の発生可能性は低いことから、ここでは圧カスパイクの評価について検討する。

前項で示した既存 F C I 実験の知見の整理より、原子炉圧力容器外 F C I の圧カスパイクに影響する因子の分類として以下が考えられる。

- ・ 格納容器下部（ペDESTAL）領域のプール水の状態（サブクール度，水位）
- ・ 溶融炉心の落下量及び粒子化（破損口径，粒子化割合，落下速度）
- ・ プール水とデブリ粒子との伝熱（デブリ粒子径）

また、実機体系では原子炉圧力容器下部領域の圧力変化が原子炉格納容器のドライウェル空間に伝播される現象を伴うことから、影響因子として以下を追加する。

- ・ 原子炉格納容器内での水蒸気の流動

上記の影響因子の不確かさに対する感度解析を行うために、各影響因子の不確かさを解析モデルで考慮する方法について以下に示す。

(1) 格納容器下部（ペDESTAL）領域のプール水の状態（サブクール度，水位）

圧力容器下部のペDESTAL領域の水温が高い場合には、水蒸気発生量が多くなり圧カスパイクは厳しくなる。なお、MAAPでは、蒸気の上昇速度がフラッシング臨界速度よりも大きい場合には、周囲の水が蒸気の流れによって巻き込まれ、巻き込まれた水蒸気の凝縮により蒸気発生量が減少する効果がモデル化されている。ペDESTAL領域の水は、ペDESTALへの注水によって形成されるので、その水温はペDESTAL注水温度に影響される。有効性評価では、ペDESTAL注水は外部水源から注水され、その水温は水源温度の実績値に対して高めの温度を設定している。したがって、圧カスパイクを厳しくする保守的な水温を設定しているが、本影響因子は解析モデルパラメータではないため、不確かさ評価は行わない。

ペDESTAL領域の水位に対しては、水深が深いほうが溶融炉心の細粒化量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、圧カスパイクは厳しくなる方向である。本影響因子は解析モデルパラメータではないため、不確かさ評価は行わない。

(2) 溶融炉心の落下量及び粒子化（破損口径，粒子化割合，落下速度）

溶融炉心の落下量は、原子炉圧力容器の破損口径に依存する。原子炉圧力容器の破損は、原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構ハウジングの溶接部が破損し、制御棒駆動機構ハウジングが逸出することを想定している。原子炉圧力容器底部の口径が大きい貫通部として制御棒駆動機構ハウジングを想定している。なお、MAAPでは溶融物流出に伴う破損口

本資料のうち、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。

の径方向侵食による破損口拡大も考慮されている。

細粒化量に関して、MAAPではRicou-Spalding式で評価される。Ricou-Spalding式では、エントレインメント量（細粒化量）を流入流体の速度（ジェット速度）と両流体の密度比に関連させたモデルであり、液-液混合問題において広く利用されている相関式である。落下する炉心溶融物は円柱ジェットで冷却材中に突入することを想定し、円柱ジェット外周部の侵食として粒子化割合を評価している。円柱ジェットのエントレインメント速度 (m/s) は、次式で与えている。

$$m_{ent} = E_o \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} u_{dj} \quad (1)$$

ここで、 E_o : エントレインメント係数

u_{dj} : ジェット速度 [m/s]

ρ_{dj} : ジェット密度 [kg/m³]

ρ_w : 水密度 [kg/m³]

水中でのジェット速度を一定と仮定し、水面から垂直方向に積分すると、プール底部（水深； ΔH_{pool} ）におけるジェット直径が(2)式のように得られる。

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

(2)式を用いて、溶融ジェット断面の減少分が粒子化割合であるため、粒子化割合 Φ_{ent} は次式のように計算される。

$$\Phi_{ent} = \frac{d_{dj,o}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,o}^2} \quad (3)$$

以上の評価式において、デブリ粒子化割合に影響するパラメータは、エントレインメント係数、初期デブリ直径、圧力（僅かではあるが水の密度に影響）及びプール水深である。このうち溶融物ジェット径は保守的に設定しており、また、プール水深は解析モデルパラメータではない。

エントレインメント係数については、MAAPでは代表的なFCIの大規模実験であるFARO実験に対するベンチマーク解析によって範囲を設定しており、推奨範囲は□～□となっているため、粒子化量の不確かさとしてエントレインメント係数の感度を確認する。FARO実験条件は、水プールの水深は0.87～2.05m、水プールのサブクール度は飽和～124K、雰囲気圧力条件は2～5.8MPa（高圧条件）、0.2～0.5MPa（低圧条件）の範囲で行われており、一方、実機条件では、格納容器下部の水位は2～4m程度、格納容器下部内の冷却材の

本資料のうち、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。

サブクール度は、飽和～90K程度、雰囲気圧力は0.2MPa[abs]程度であることを考慮すると、実験条件は有効性評価解析の特徴的な条件をおおむね包絡しており、ベンチマーク解析で検討されたエントレインメント係数の範囲で感度を確認すれば十分といえる。

溶融炉心の落下速度は、原子炉圧力容器内外の圧力差、溶融炉心の高さ（水頭）及び溶融炉心の落下距離に依存する。原子炉減圧により原子炉圧力容器内外の圧力差が十分小さくなることから、圧力差の不確かさの影響は小さい。また、有効性評価では原子炉圧力容器の下部プレナム部に全量に近い溶融炉心が堆積しており、原子炉圧力容器の破損位置も原子炉圧力容器底部中心となっているため、溶融炉心の水頭が高い状態となっている。この場合、溶融炉心の流出速度が大きく落下量も多くなるため、圧力スパイクの評価も厳しくなる。したがって、溶融炉心の水頭の不確かさ評価は必要ない。一方、落下距離については、プール水位に不確かさがある。BWR 5, Mark-I 改良型格納容器プラントの例では、落下距離の不確かさをプール水位の最大変動幅（3.4m）と仮定すると、ペDESTAL底部から原子炉圧力容器底部までの距離（約9.5m）の4割程度である。溶融炉心の落下速度が、落下距離の平方根に比例すると考えると、落下速度の不確かさは2割程度である。式(1)より溶融炉心の落下速度（ジェット速度）の不確かさはエントレインメント係数の不確かさとして評価できる。また、落下速度の不確かさはエントレインメント係数の不確かさ幅に包絡されている。したがって、溶融炉心の落下速度の不確かさの影響は、エントレインメント係数の不確かさ評価で確認できるため、落下速度の不確かさ評価は行わない。

(3) プール水とデブリ粒子との伝熱（デブリ粒子径）

水中でエントレインされた高温のデブリ粒子は、その周囲を蒸気膜が覆う状態となり、デブリ粒子の熱伝達は膜沸騰熱伝達と輻射熱伝達に支配される。MAAPではエントレインメントしたデブリ粒子の温度を、これらの熱伝達を考慮した機構論的モデルにより計算する。また、デブリ粒子から水への伝熱は、デブリ粒子の径に直接依存する。MAAPでは、デブリ粒子径はジェットの表面張力に依存するモデルにより計算される。デブリ粒子径の導出式には、粒子径ファクタ（モデルパラメータ）が乗じられている。

デブリの粒子径ファクタについては、MAAPでは代表的なFCIの大規模実験に対するベンチマーク解析によって範囲を設定しており、原子炉圧力容器下部プレナム部に対して推奨範囲は□～□となっているため、デブリ粒子の伝熱の不確かさは粒子径の不確かさとして考慮する。FARO 実験条件は、水プールの水深は0.87～2.05m、水プールのサブクール度は飽和～124K、雰囲気圧力条件は2～5.8MPa（高圧条件）、0.2～0.5MPa（低圧条件）の範囲で行われており、一方、実機条件では、格納容器下部の水位は2～4m程度、格納容器下部内の冷却材のサブクール度は、飽和～90K程度、雰囲気圧力は0.2MPa[abs]程度であることを考慮すると、実験条件は有効性評価解析の特徴的な条件をおおむね包絡しており、ベンチマーク解析で検討された範囲で感度を確認すれば十分といえる。

(4) 原子炉格納容器内での水蒸気の流動

F C Iによる圧力スパイクの評価の観点では、ペDESTAL領域の開口部からドライウェル側への気体の流れのモデルも不確かさの要因として考えられる。M A A Pでは、原子炉格納容器内の流動は、ノード・ジャンクションモデルを適用しており、ペDESTAL領域からドライウェル領域への流れは、ノードの圧力、ジャンクションの圧力損失により、差圧流や臨界流として扱われる。ジャンクションの圧力損失は、一般的な流動モデルを扱っていることから、不確かさは小さいと考えられる。

以上のF C Iの不確かさに関する整理結果を表 4-1 に示す。また、F C Iにおける不確かさに関するフローを図 4-1 に示す。

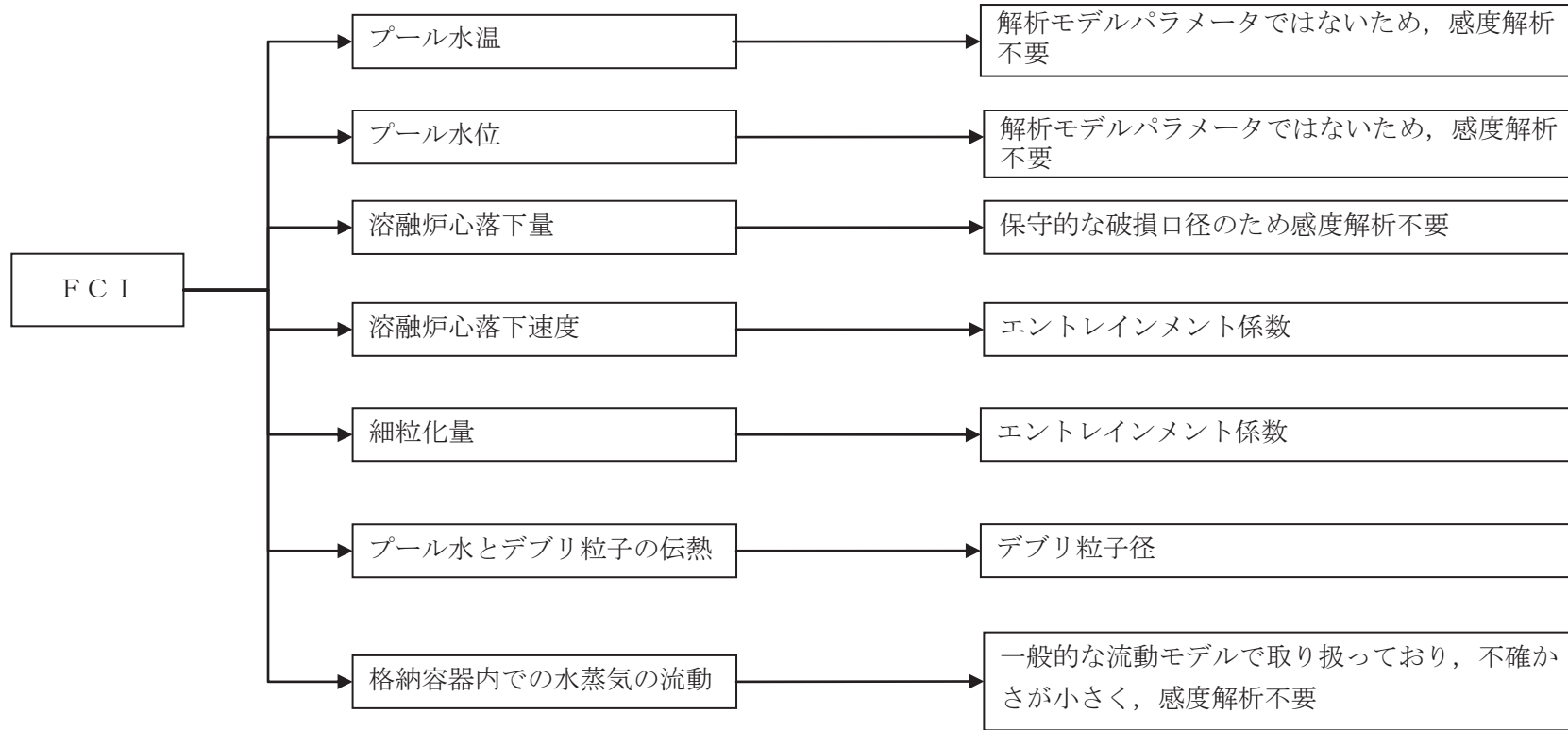


図 4-1 FCI における不確かさに関する流れ図

表 4-1 F C I の不確かさに関する整理結果(1/2)

影響因子	実機での実現象	解析上の取り扱い	感度解析条件
プール水温	ペDESTAL注水の水温によりペDESTAL領域のプール水温が決まる。	ペDESTAL注水の水温は、水源温度の実績値に対して高めの温度を設定している。	解析モデルパラメータではないため、感度解析は行わない。
プール水位	ペDESTAL部の注水により水位が上昇するが、水位がペDESTAL部からドライウェル部への開口部に到達すると、プール水はドライウェル側に流出するため水位はこれ以上上昇しない。	有効性評価では、保守的に高めの水位としてペDESTAL部の開口部下端まで水位があるとしている（BWR 5 Mark-I 改良型格納容器プラントの例）。	解析モデルパラメータではないため、感度解析は行わない。
溶融炉心落下量	破損口径と同じ径の大きさで炉心デブリが流出し、破損口も侵食すると想定される。	破損口径と同じ径で炉心デブリが流出する。破損口の侵食も考慮される。	原子炉圧力容器底部の口径が大きい貫通部として制御棒ハウジングを想定しているため感度解析は不要。
溶融炉心落下速度	原子炉圧力容器内外圧力差、溶融炉心の水頭、落下距離によって落下速度が決まる。	原子炉圧力容器内外圧力差、溶融炉心の水頭、落下距離によって落下速度が決まる。	エントレインメント係数

表 4-1 F C I の不確かさに関する整理結果(2/2)

影響因子	実機での実現象	解析上の取り扱い	感度解析条件
細粒化量	デブリジェット径が大きい ため、水中に落下する炉心 デブリのうち、エン トレインメントされる部 分はジェットの表面近傍 に限られると想定される。	デブリジェットに対して、 Ricou-Spalding 式によ って評価される。	エントレインメント係 数
プール水とデブリ粒子の伝熱	デブリ粒子から水へ膜沸 騰伝熱及び輻射熱伝達 から伝熱量が決まる。	デブリ粒子から膜沸騰 伝熱及び輻射熱伝達を 考慮したモデルによ って評価される。	デブリ粒子径
格納容器内での水蒸気の流動	ペDESTAL領域で発生 した水蒸気が圧力差と 流動抵抗によりドライ ウェル領域へ移行する と想定される。	ノード・ジャンクシ ョンモデルに従い、原 子炉格納容器内を流 れる水蒸気量が評価 される。	一般的な流動モデル で取り扱っており、 不確かさが小さく、 感度解析不要。

本資料のうち、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。

5. 感度解析と評価

4章において抽出したパラメータに関し、感度解析を実施し、有効性評価に対する影響度合いを確認する。

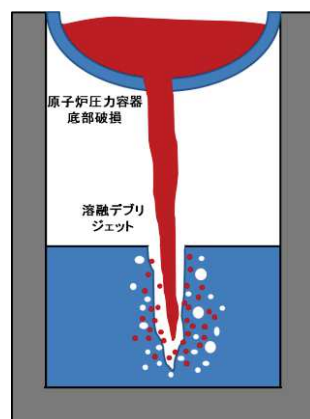
感度解析のベースケースは、BWR 5 Mark-I 改良型格納容器プラントにおける「高圧・低圧注水機能喪失（原子炉圧力容器破損）」である。

(1) Ricou-Spalding のエントレインメント係数

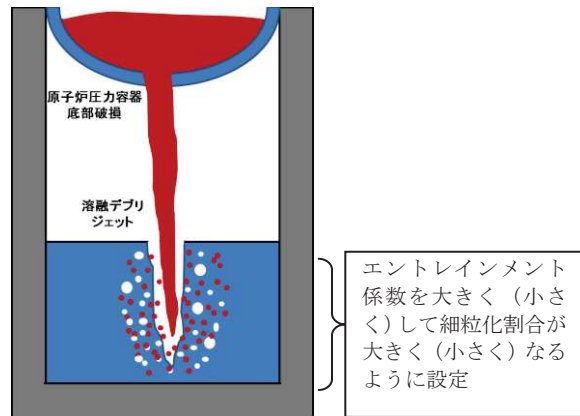
a. 解析条件

Ricou-Spalding のエントレインメント係数は、ベースケースではMAAP推奨範囲（～）のうちおよそ中間となるを設定しているが、感度解析ケースでは、MAAPの当該変数の推奨範囲のうち最大値と最小値, を設定する。

項目	エントレインメント係数	設定根拠
ベースケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲のノミナル値
感度解析ケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最小値
	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最大値



ベースケース



感度解析ケース

本資料のうち、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。

b. 解析結果

図 5-1-1 及び図 5-1-2 にエントレインメント係数の感度解析結果を示す。

ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は原子炉圧力容器破損以降に現れる。約 4.3 時間の時点で原子炉圧力容器の破損が発生しており、その時の格納容器圧力の上昇は、感度解析ケース（最大値）の方が僅かに大きい結果となっている。また、格納容器下部水温については、原子炉圧力容器の破損に伴う溶融炉心の落下時点での温度上昇は感度解析ケース（最大値）の方が僅かに高い結果となっている。これは、エントレインメント係数を大きくすることで細粒化が進み、水との接触面積が大きくなり、水蒸気を短期間に発生させる効果があるためである。

c. 評価

エントレインメント係数の圧力スパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さい。

(2) デブリ粒子径

a. 解析条件

デブリ粒子径には不確かさがあり、粒子径が小さい場合に圧力スパイクが大きくなると考えられる。原子炉圧力容器下部プレナム部の粒子径ファクタは、ベースケースではMAAP推奨範囲（～）のうちおよそ中間となるを設定しているが、感度解析ケースでは、MAAPの当該変数の推奨範囲のうち最小値と最大値, を設定する。なお、格納容器下部の粒子径ファクタは、固定値を設定している。

項目	粒子径ファクタ	設定根拠
ベースケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲のノミナル値
感度解析ケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最小値
	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最大値

b. 解析結果

図 5-2-1 及び図 5-2-2 に、デブリ粒子径の感度解析結果を示す。

粒子径ファクタは、原子炉压力容器下部プレナム部の細粒化に適用されていることから、本解析には、原子炉压力容器下部プレナム部の細粒化効果が含まれる。原子炉压力容器下部プレナム部に関する考察は添付 1 にて行っており、原子炉圧力への影響は僅かであることが確認されている。原子炉压力容器の破損時刻は、感度解析ケース（最小値）の方が僅かに早い結果となっている。これは、デブリ粒子の径が小さくなることで下部プレナムに残留している冷却材の蒸発が早くなり、結果として原子炉压力容器の破損が早まっている。約 4.3 時間で原子炉压力容器の破損に至り、溶融炉心が格納容器下部に落下し、水蒸気発生に伴う圧力上昇となり、感度解析ケース（最小値）の方が早く上昇する結果となっている。これは、前述のとおり、感度解析ケース（最小値）の方が原子炉压力容器の破損が早くなるためであり、この時の圧力上昇幅を比較すると、ベースケースと感度解析ケースとで大きな差はない。また、格納容器下部水温についても、原子炉压力容器の破損後の温度上昇幅はベースケースと感度解析ケースとで大きな差はない。

c. 評価

デブリ粒子径の圧力スパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さい。

(3) 感度解析パラメータの組み合わせ

(2) で示したようにデブリ粒子径の圧力スパイクへの感度はほとんどない。このため、エントレインメント係数とデブリ粒子径の感度解析パラメータを組み合わせた解析は、エントレインメント係数の保守側のパラメータの感度解析とほぼ同じとなる。

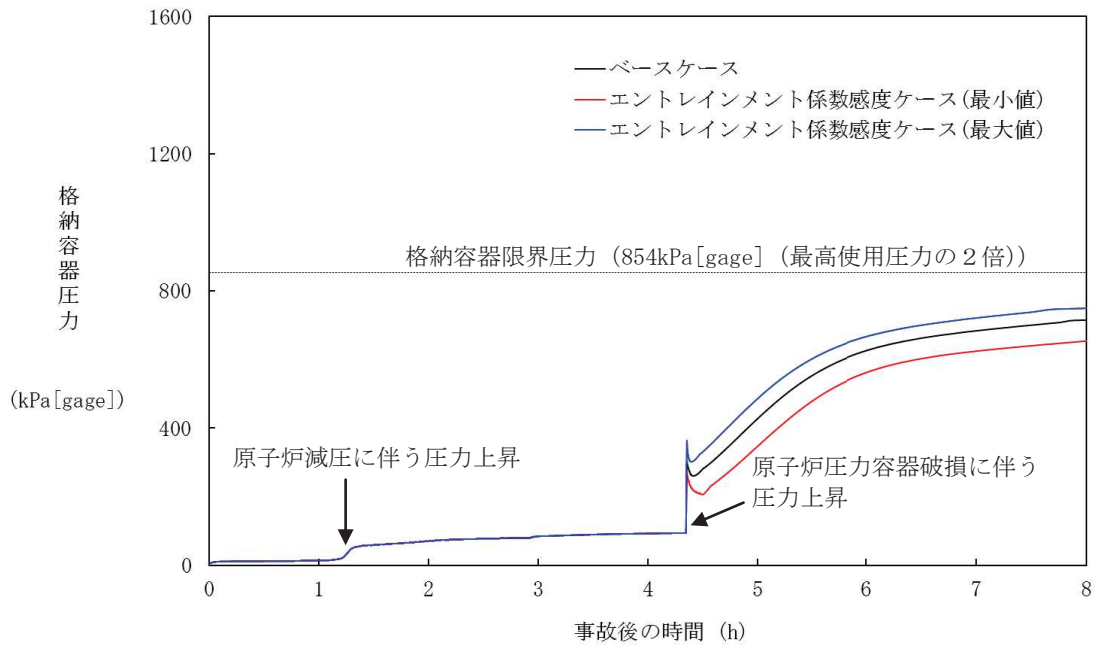


図 5-1-1 エントレインメント係数の感度解析 (ドライウェル圧力)

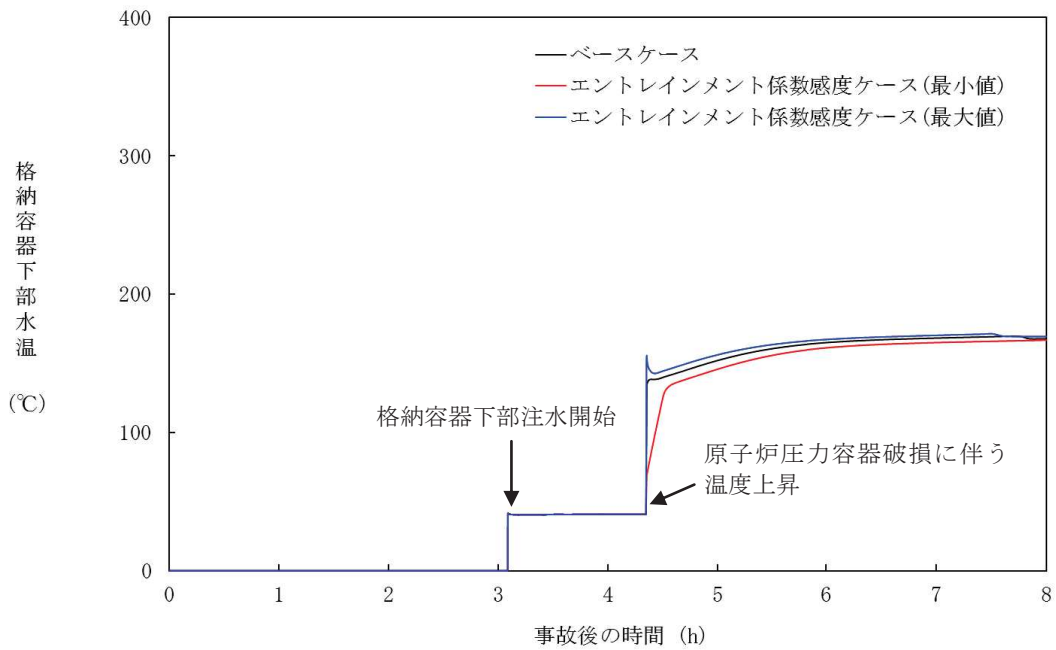


図 5-1-2 エントレインメント係数の感度解析 (格納容器下部水温)

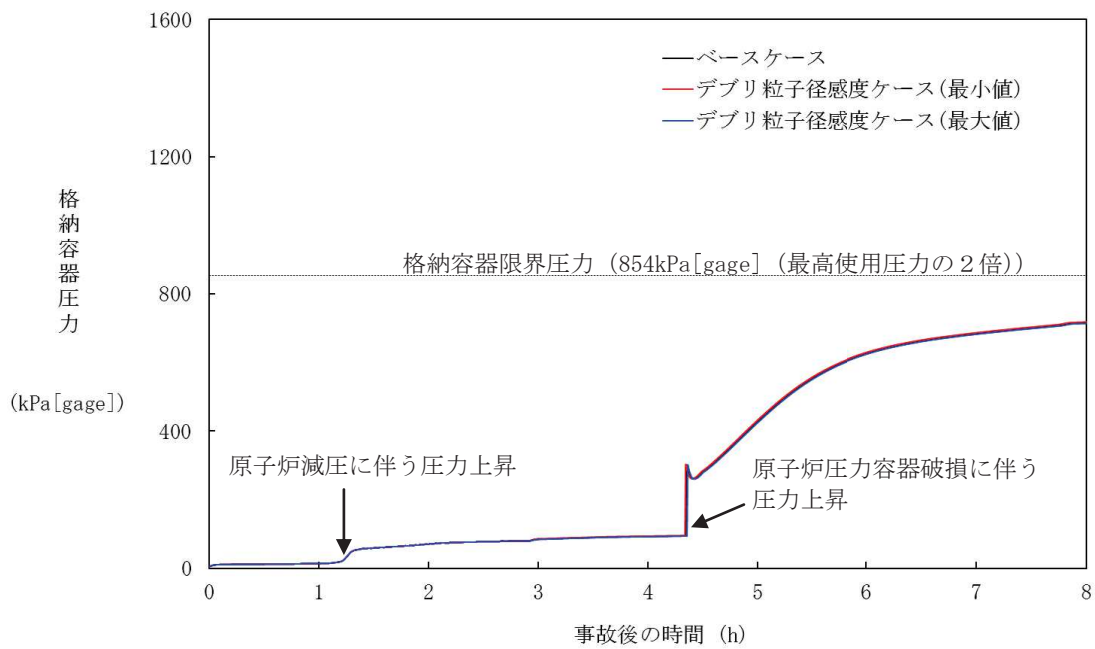


図 5-2-1 デブリ粒子径の感度解析 (ドライウェル圧力)

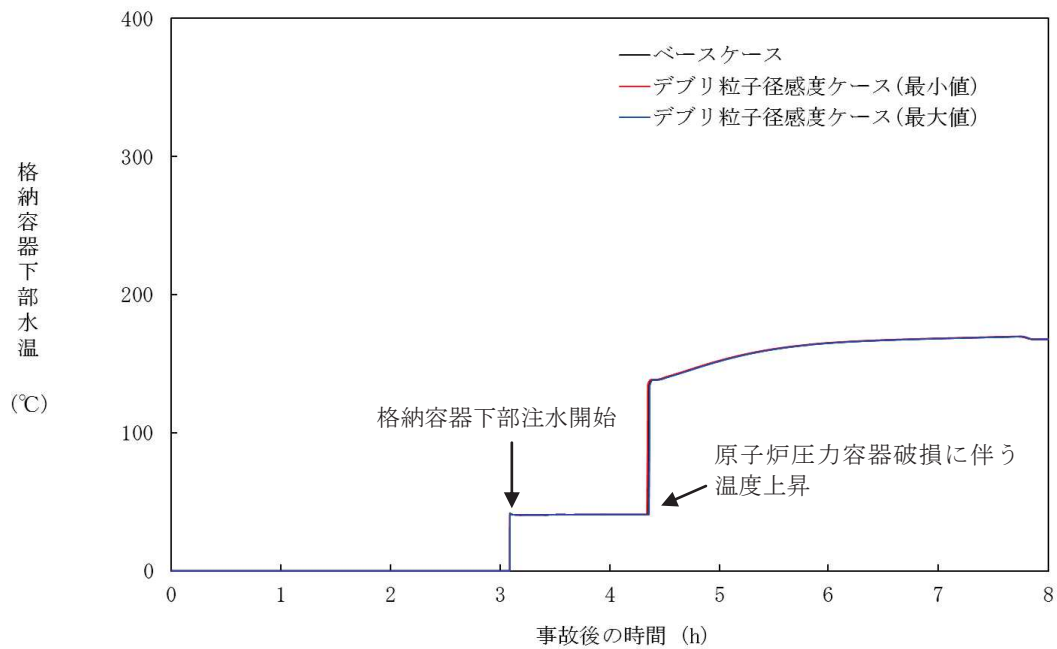


図 5-2-2 デブリ粒子径の感度解析 (格納容器下部水温)

6. まとめ

原子炉圧力容器外におけるFCI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が、外部からの強制的なトリガーを与えない場合には水蒸気爆発は発生しないという結果が得られている。外部トリガー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おり、また、水蒸気爆発が発生した場合においても機械的エネルギーへの変換効率は小さく、大規模な水蒸気爆発には至っていない。したがって、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。

原子炉圧力容器外FCIのうち、圧カスパイクへの影響因子について、実現象と解析モデルにおける取り扱いに着目し、以下に挙げるものを抽出した。

- ・ 格納容器下部（ペDESTAL）領域のプール水の状態（サブクール度，水位）
- ・ 溶融炉心の落下量及び粒子化（破損口径，落下速度，粒子化割合）
- ・ プール水とデブリ粒子との伝熱（デブリ粒子径）
- ・ 原子炉格納容器内での水蒸気の流動

これらの項目について、不確かさの幅を考慮した感度解析を実施し、圧カスパイクに対する影響を評価した結果、いずれの項目においても圧カスパイクに対する感度は小さく、重大事故等対策の有効性評価に影響を与えないことを確認した。

付録1 FARO 実験によるMAAPの圧力スパイクモデル妥当性確認

1. FARO 実験の概要

FCIの代表的実験であるFARO実験は、 $UO_2/ZrO_2/Zr$ 熔融混合物を噴出させ、装置下部の冷却材との相互作用を検証する実験である。実験装置、実験条件及び実験結果の概要は3.1章(3)FARO実験に記載している。

2. MAAPコードによるFARO実験の検証解析

MAAPコードでは、熔融炉心と冷却材の相互作用を計算し、圧力スパイクを取り扱うモデルに関するパラメータのうち、三つのモデルパラメータがFARO実験のベンチマーク解析によって妥当性を評価されている。熔融炉心のエントレインメント係数、及び粒子径ファクタである。

エントレインメント係数は、ジェット速度と密度比から熔融炉心のエントレインメント量を計算する際の係数であり、細粒化モデル(Ricou-Spaldingモデル)に使用される。エントレインメント量はプール水への伝熱量に寄与する。また、エントレインメント速度(m/s)を求める下式からは、プール底部におけるジェット直径、ジェットの粒子化割合が求められる。

$$m_{ent} = E_o \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} u_{dj}$$

E_o : エントレインメント係数

u_{dj} : ジェット速度 [m/s]

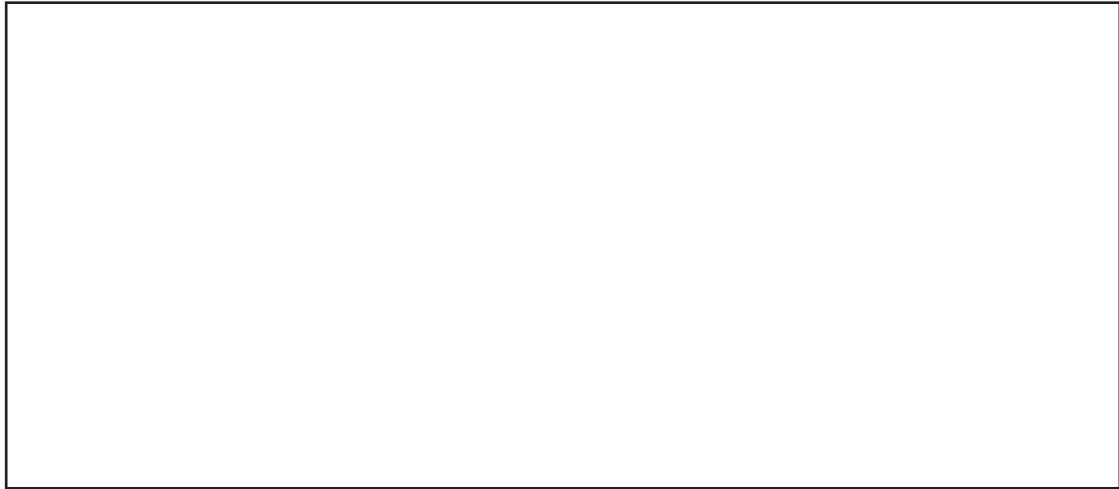
ρ_{dj} : ジェット密度 [kg/m³]

ρ_w : 水密度 [kg/m³]

粒子径ファクタは、ジェット表面からエントレインメントを受けた粒子の直径を計算する際の係数である。計算された粒子径は、粒子の沈降速度やデブリ温度の計算に用いられる。

圧力スパイクモデルのベンチマーク解析における仮定を以下に示す。

本資料のうち、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。



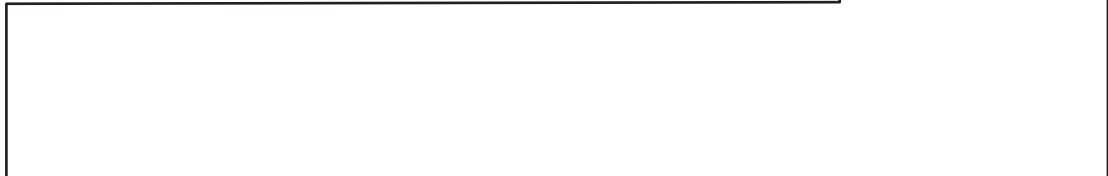
上記の仮定によって、解析結果と実験結果の比較には制限があるが、ピーク圧力の上昇（すなわち、圧カスパイク挙動）と圧力の上昇速度については、比較が可能である。

付図 1, 付図 2, 付図 3, 付図 4, 付図 5, 付図 6, 付図 7, 付図 8, 付図 9, 付図 10, 付図 11 及び付図 12 に L-06, L-08, L-14, L-11 実験の圧力及びデブリ粒子径及び堆積デブリ質量の実験結果と, MAA P 解析結果の比較図を示す。MAA P 解析結果は, 三つのパラメータに対して, 最適値, 最大値, 最小値の組み合わせを用いて評価されている。また, 付表 1 に L-06, L-08, L-14, L-11 実験の過熱度を示す。

付表 1 FARO 実験における過熱度^[2 3]

実験ケース	L-06	L-08	L-14	L-11
過熱度[K]	63	163	263	100

いずれの実験の圧力挙動も, MAA P 解析結果では再現をみた。



また, デブリ粒子径及び堆積デブリ質量についても, 実験結果のデータは, エントレインメント係数及び粒子径ファクタを変化させた場合の MAA P 解析結果の範囲内によく再現されている。

本資料のうち、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。



付図1 L-06 実験結果/解析結果比較（圧カスパイク）^[22]

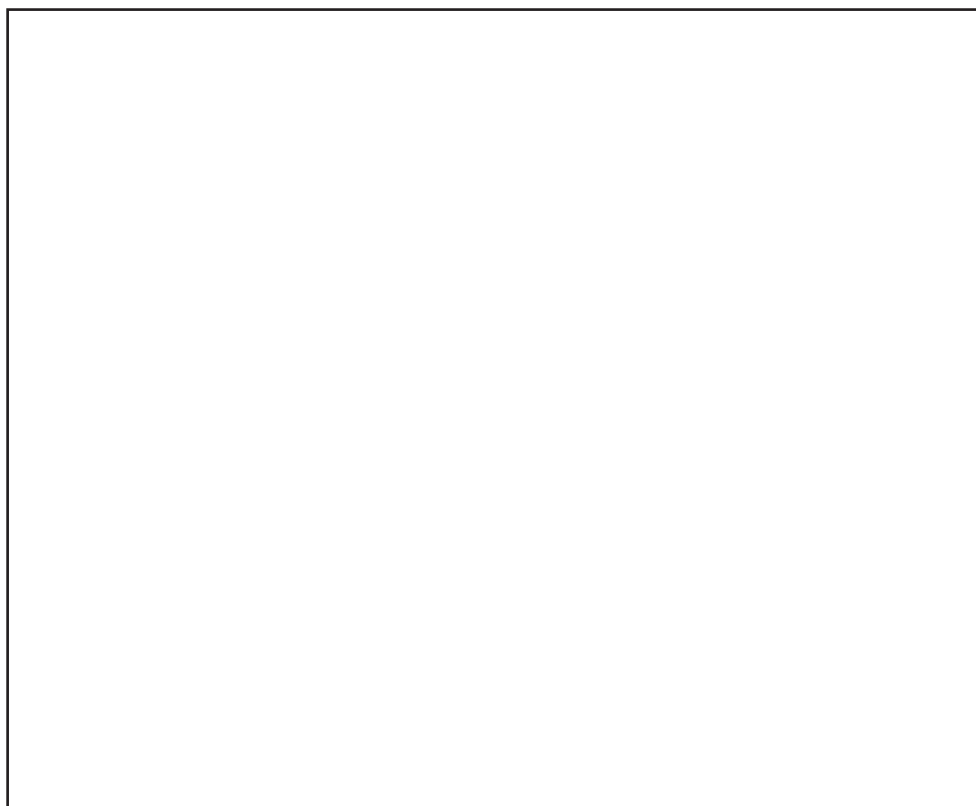


付図2 L-08 実験結果/解析結果比較（圧カスパイク）^[22]

本資料のうち、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。

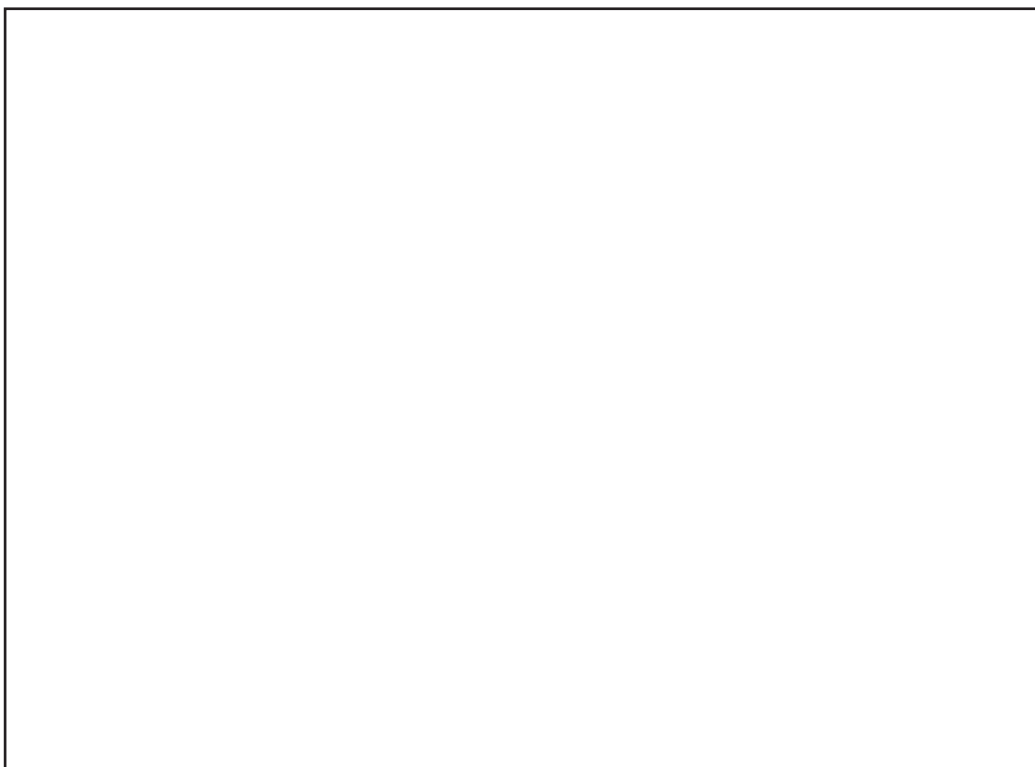


付図 3 L-14 実験結果/解析結果比較 (圧力スパイク) [22]

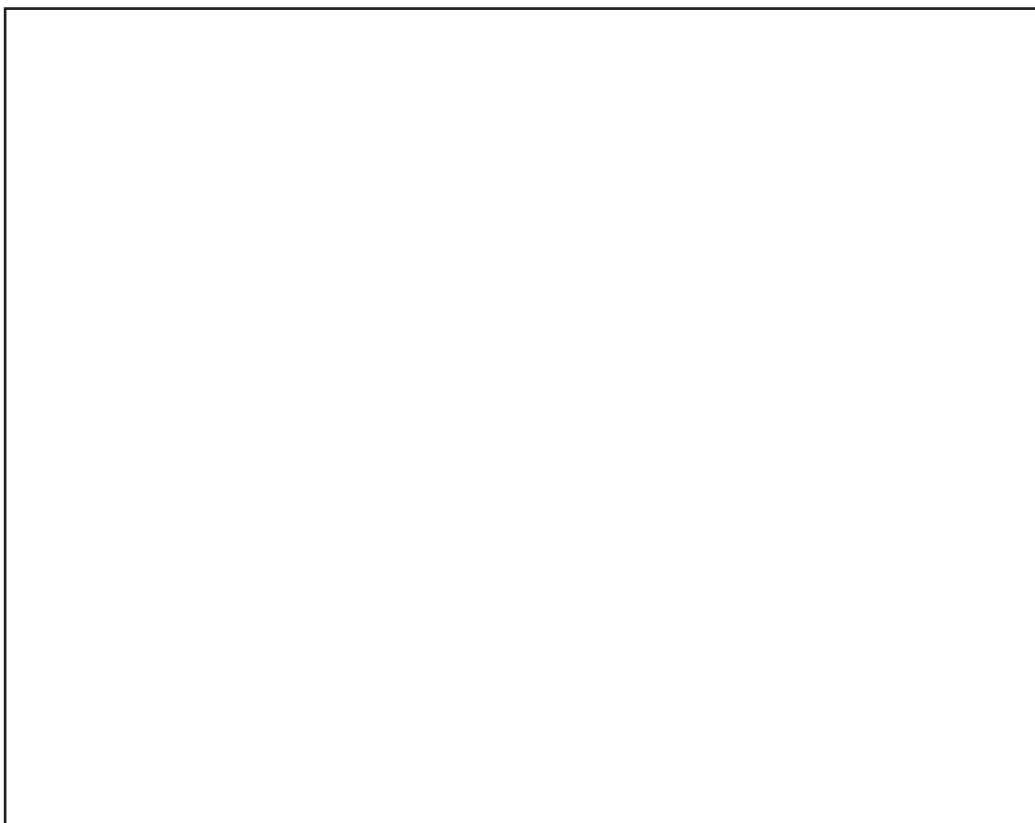


付図 4 L-11 実験結果/解析結果比較 (圧力スパイク) [22]

本資料のうち、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。

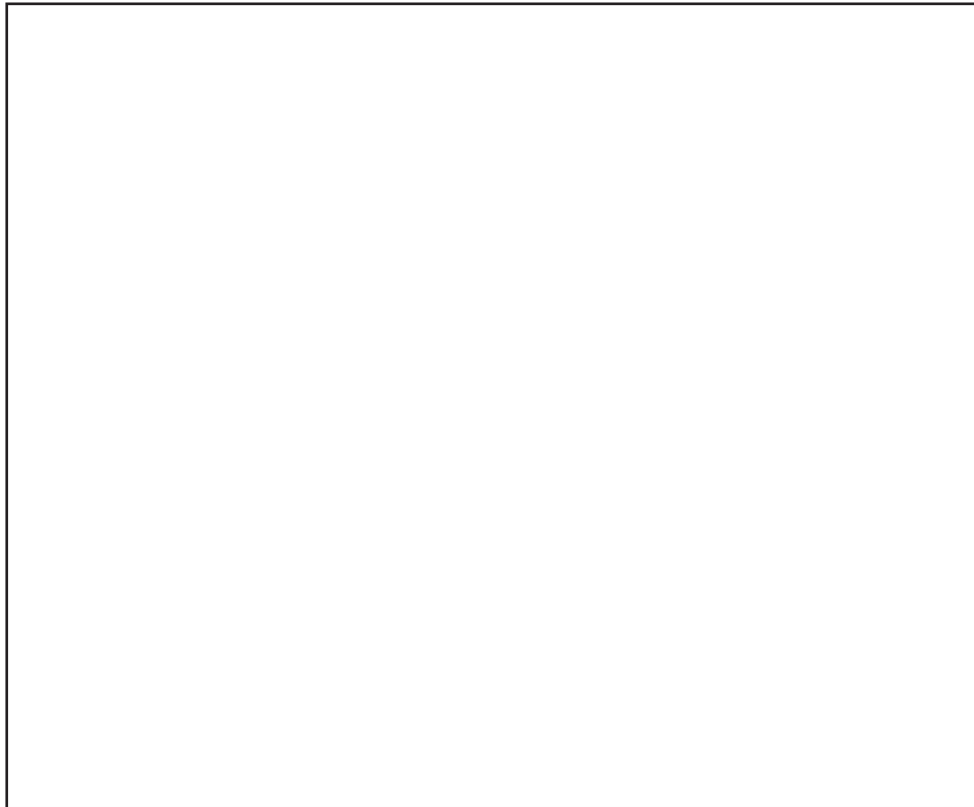


付図 5 L-06 実験結果/解析結果比較 (デブリ粒子径) [22]

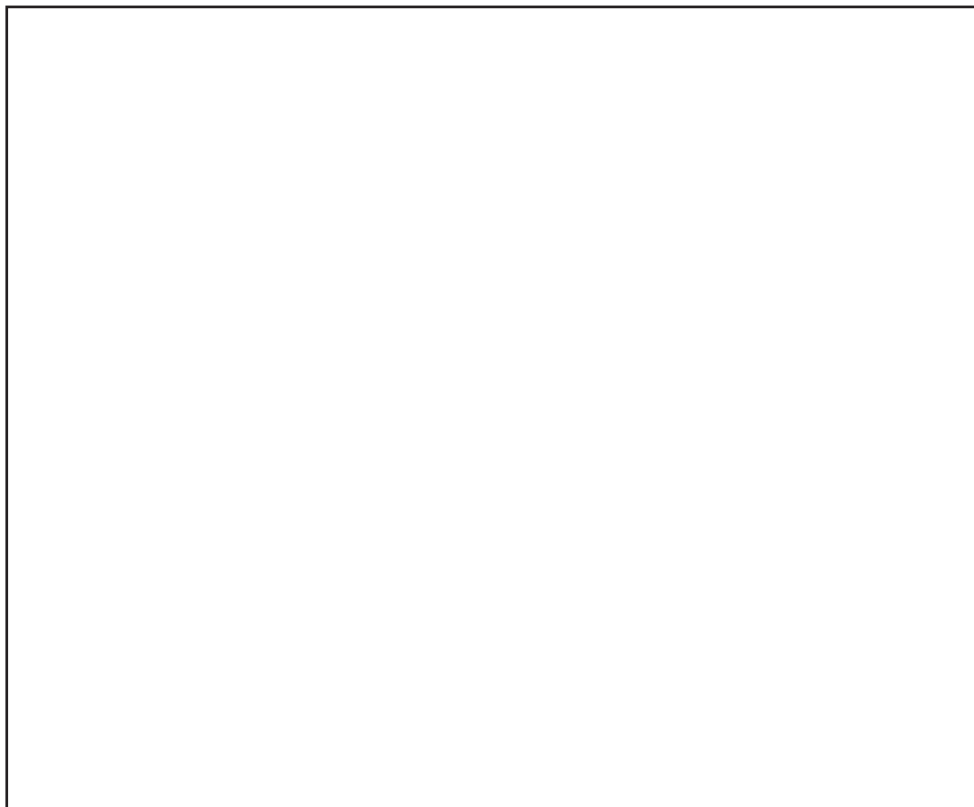


付図 6 L-08 実験結果/解析結果比較 (デブリ粒子径) [22]

本資料のうち、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。

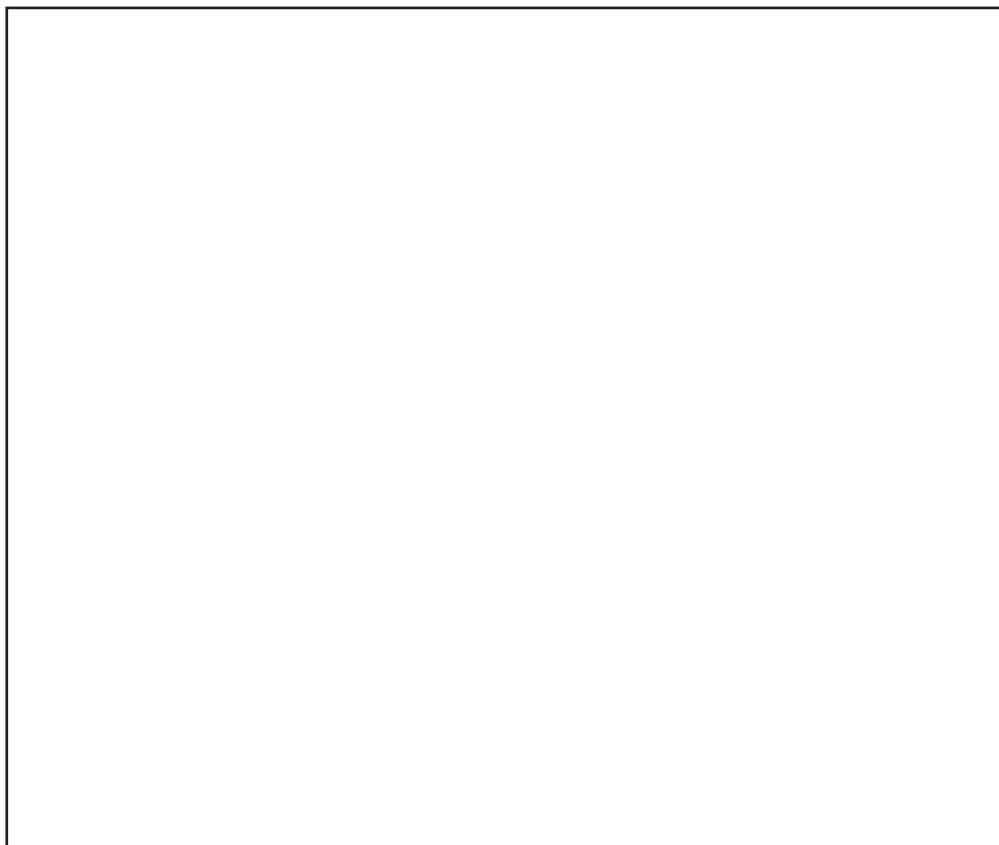


付図 7 L-14 実験結果/解析結果比較 (デブリ粒子径) [22]



付図 8 L-11 実験結果/解析結果比較 (デブリ粒子径) [22]

本資料のうち、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。

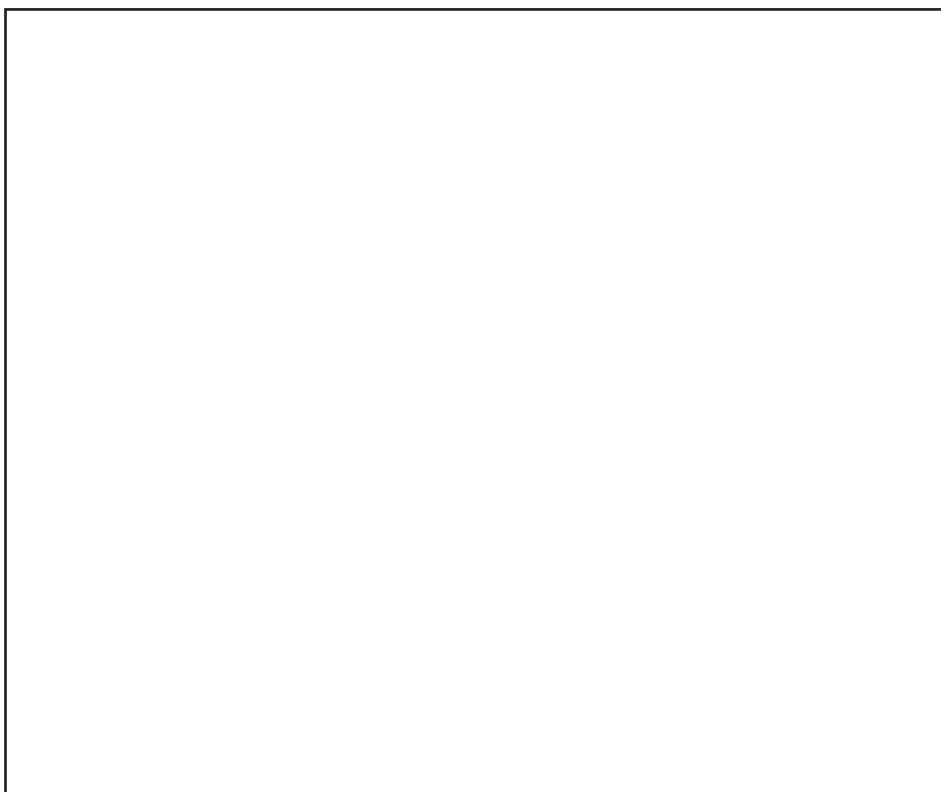


付図9 L-06 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[22]

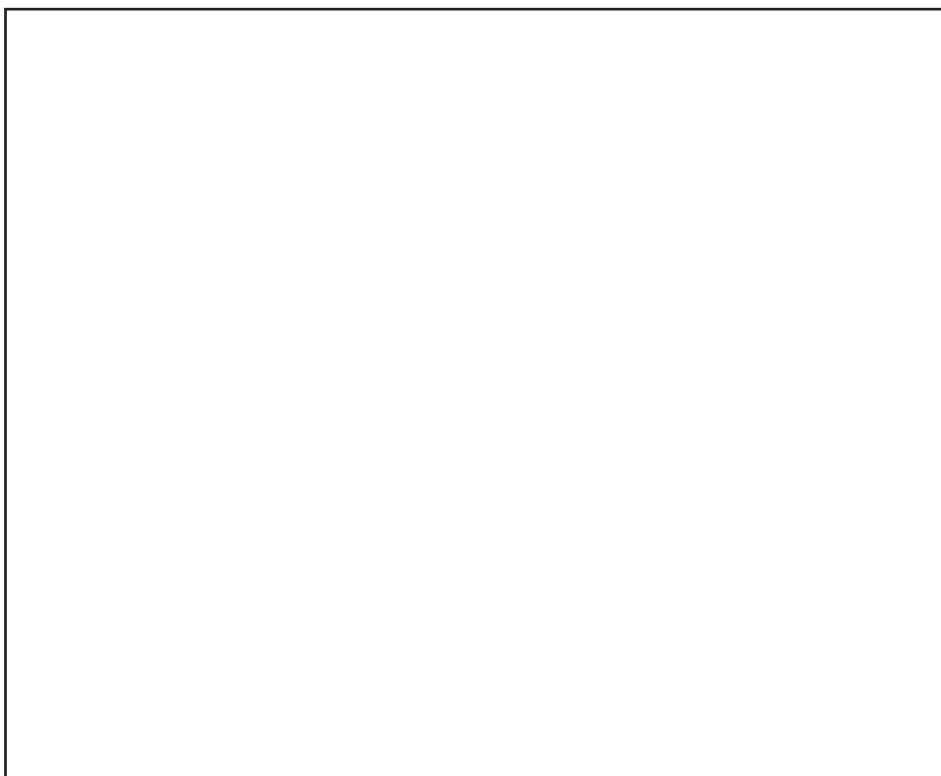


付図10 L-08 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[22]

本資料のうち、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。



付図 11 L-14 実験結果/解析結果比較 (堆積デブリ質量) ^[22]



付図 12 L-11 実験結果/解析結果比較 (堆積デブリ質量) ^[22]

3. 結論

MAAPコードでは，FCIに関わる圧カスパイク挙動はデブリジェットモデルで制御されており，その妥当性確認はFARO実験結果とのベンチマーク解析によって行われている。FARO実験結果の示す圧カスパイク挙動のピーク圧力，圧力上昇及びデブリ粒子径について，MAAPコードはよく再現されており，その妥当性が確認されている。

参考文献

-
- [1] U. S. NRC, Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U. S. Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400, NUREG-75/014, Oct. 1975.
- [2] N. Yamano, Y. Maruyama, T. Kudo, A. Hidaka, J. Sugimoto, Phenomenological studies on melt-coolant interactions in the ALPHA program, Nucl. Eng. Des. 155 369-389, 1995.
- [3] I. Huhtiniemi, D. Magallon, H. Hohmann, Results of recent KROTOS FCI tests: alumina versus corium melts, Nucl. Eng. Des. 189 379-389, 1999.
- [4] D. Magallon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments, Nucl. Eng. Des. 236 1998-2009, 2006.
- [5] H. S. Park, R. Chapman, M. L. Corradini, Vapor Explosions in a One-Dimensional Large-Scale Geometry With Simulant Melts, NUREG/CR-6623, 1999.
- [6] D. Magallon, et al, Lessons learnt from FARO/TERMOS corium melt quenching experiments, Nucl. Eng. Des. 189 223-238, 1999.
- [7] M. Kato, H. Nagasaka, COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions, JAERI-Conf 2000-015, 2000.
- [8] V. Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism, 2012.
- [9] 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.
- [1 0] (財) 原子力安全研究協会, 「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」, 平成 13 年 7 月
- [1 1] K. Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, 2008.
- [1 2] 片山, 高速衝突と爆発問題を中心とした諸分野における衝撃解析, 「第 7 回衝撃工学フォーラム (中級者のための衝撃工学入門)」, 日本材料学会, 平成 20 年 11 月
- [1 3] Livermore Software Technology Corporation, LS-DYNA KEYWORD USER' S MANUAL VOLUME I, 2007.
- [1 4] T. Okkonen, et al, Safety Issues Related to Fuel-Coolant Interactions in BWR' S, NUREG/CP-0127, 1994.
- [1 5] T. G. Theofanous, et al, Steam Explosions: Fundamentals and Energetic Behavior, NUREG/CR-5960, 1994.
- [1 6] S. Basu, T. Ginsberg, A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and a Review of the Current understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction (FCI) issues, Report of the Second Steam Explosion Review Group Workshop (SERG-2), NUREG-1524, 1996.

-
- [1 7] O. Zuchuat, et al, Steam Explosions-Induced Containment Failure Studies for Swiss Nuclear Power Plants, JAERI-Conf 97-011, 1998.
- [1 8] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Des., 222, 1-15, 2003.
- [1 9] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol.158 378-395, 2007.
- [2 0] NUCLEA Nuclear Thermodynamic Database, Version 2005-01.
- [2 1] NEA/CSNI/R, OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions, 2015.
- [2 2] Electric Power Research Institute (EPRI), MAAP4, Modular Accident Analysis Program User's Manual, EPRI Report prepared by Fauske & Associates, Inc.
- [2 3] D. Magallon, Experimental investigation of 150-kg-scale corium melt jet quenching in water, Nucl. Eng. Des. 177 321-337, 1997.

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，原子炉格納容器下部注水系（常設）によって，格納容器下部に溶融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保する。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，重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し，原子炉圧力容器破損に至るものとする。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対して，原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し，溶融炉心，水蒸気，水素ガス等が急速に放出され，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，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., b. 及び d. 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 3.2.3 図に、対応手順の概要を第 3.2.4 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、運転操作の統括を行う発電課長 1 名、運転操作の指揮、監視及び指示を行う発電副長 1 名、運転操作対応を行う運転員 5 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う発電所対策本部要員は 6 名、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 3.2.5 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. 全交流動力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、同時に外部電源喪失及び全ての非常用ディーゼル発電機等が機能喪失し全交流動力電源喪失したことを確認する。

原子炉のスクラム及び全交流動力電源喪失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ー系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水ができない場合を想定。

c. 原子炉格納容器下部への注水

原子炉注水手段が全くなく原子炉水位がレベル0に達した場合又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合，原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によっ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を実施する。この場合の注水は，格納容器下部への水張りが目的であるため，格納容器下部の水位が約 3.4m（注水量約 90m³相当）に到達していることを確認した後，格納容器下部への注水を停止する。

原子炉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，原子炉格納容器下部注水流量等である。

d. 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各種事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合とする。

炉心損傷を確認するために必要な計装設備は，格納容器雰囲気放射線モニタである。

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，原子炉格納容器 pH 調整系によるよう素放出量の低減効果には期待しない。

e. 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。

f. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧

原子炉水位の低下が継続し，有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 10%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逃がし安全弁 1 個を手動開操作し，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，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。

g. 原子炉圧力容器破損確認

原子炉圧力容器の破損を直接確認する計装設備はないため、複数のパラメータの変化傾向により確認する。

原子炉圧力容器の破損の徴候として、原子炉水位の喪失、制御棒位置の指示値喪失数増加、制御棒駆動機構温度の指示値喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡温度の指示値喪失数増加といったパラメータの変化が生じる。

また、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、格納容器内の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の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の破損を再確認する。

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を実施し、溶融炉心の冠水を維持する。

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。

i. 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

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イ開始に必要な電動弁（残留熱除去系格納容器スプレイ隔離弁）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イ流量調整に必要な手動弁（格納容器スプレイ弁）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イ冷却系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イ冷却系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。

大容量送水ポンプ（タイプ I）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、原子炉格納容器代替スプレイ流量等である。

j. 代替循環冷却系による格納容器除熱

原子炉補機代替冷却水系の準備が完了した後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱に失敗した場合に、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、原子炉格納容器代替スプレイ系による格納容器冷却を停止し、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。

代替循環冷却系による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。

3.2.2 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。

なお、全交流動力電源喪失を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための時間を厳しくし、また、格納容器への注水及び除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシーケンスとなる。

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。また、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を確認する観点から、原子炉圧力容器破損に至る前提とした。

仮に炉心損傷後の原子炉注水に期待できる場合には、原子炉圧力容器が破損するまでの時間の遅れや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が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

ある。また、本格納容器破損モードを評価する上では、原子炉圧力容器が高圧の状態では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ECCS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10%高い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、原子炉水位計の計測範囲外となり水位測定が不可能となる前に原子炉を減圧す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TQUXとし、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとしており、異なるプラント状態を選定している。TQUXとTQUVでは喪失する設計基準事故対処設備が異なり、原子炉減圧について、TQUVでは設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の機能に期待し、TQUXでは重大事故等対処設備としての逃がし安全弁の機能に期待する点異なる。手順に従う場合、TQUVでは原子炉減圧機能は維持されているが低圧注水機能を喪失しているため、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの10%高い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こととなる。また、TQUXは高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に進展し得るとして選定したプラント損傷状態であるが、重大事故等対処設備としての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10%高い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、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、原子炉圧力容器内 FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達並びに原子炉圧力容器破損が重要現象となる。

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び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

全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。さらに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、重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しない^{※2}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。

※2 原子炉への注水に必要な残留熱除去系注入隔離弁動作不能による低圧代

替注水系機能喪失を想定。原子炉格納容器下部注水系等、復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水機能には期待する。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。

(d) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響

原子炉圧力を厳しく評価するため、高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。

(e) 水素ガス及び酸素ガスの発生

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

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。

(b) 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（1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。

(c) 原子炉格納容器下部注水系（常設）

原子炉圧力容器の破損前に、原子炉格納容器下部注水系（常設）により、50m³/hで格納容器下部に注水し、水位が3.4mに到達するまで水張りを実施するものとする。

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、原子炉格納容器下部注水系（常設）により崩壊熱相当の注水を行う。

(d) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系

格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレー流量を考慮し、88m³/hにて格納容器へスプレーする。

(e) 代替循環冷却系

代替循環冷却系の循環流量は、ドライウェルへ150m³/h連続スプレーを実施する。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおりに設定する。

- (a) 交流動力電源は、事象発生から 15 分後に常設代替交流電源設備によって供給を開始するものとする。
- (b) 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（E C C S 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 10% 高い位置に到達した時点で開始する。
- (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（原子炉压力容器破損前の先行水張り）は、原子炉水位（レベル 0）未満かつ原子炉への注水系なしを確認した場合に開始し、格納容器下部の水位が 3.4m（注水量 90m³ 相当）に到達したことを確認した場合に停止する。
- (d) 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（原子炉压力容器破損後の注水）は、原子炉压力容器破損を確認した場合に開始する。
- (e) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系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。
- (f) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、原子炉補機代替冷却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。

(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^{※3}されるものとする。
※3 セシウムの原子炉格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コード MAAP の評価結果の方が NUREG-1465 より大きく算出する。
- c. 格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレーやサブプレッションチェンバのプール水でのスクラビング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もとに評価する。

(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、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)、原子炉内保有水量、燃料最高温度、格納容器圧力、注水流量、格納容器温度、サプレッションプール水位及びサプレッションプール水温の推移を第 3.2.6 図から第 3.2.14 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 10% 高い位置に到達した時点(事象発生から約 56 分後)で、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 1 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)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 3.8 時間後に原子炉圧力容器破損に至る。

事象発生から約 29 分後、原子炉水位(レベル 0)及び原子炉注水なしを確認した時点で、原子炉格納容器下部注水系(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。原子炉格納容器下部注水系(常設)による注水流量を約 50m³/h とし、水位が 3.4m に到達するまで約 1.8 時間の注水を実施することで格納容器下部に 3.4m の水位を確保し、事象発生から約 2.3 時間後に格納容器下部への水張りを停止する。

原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が格納容器下部の水位 3.4m の水中に落下する際に、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱が起こり、水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。

溶融炉心が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崩壊熱相当の注水を継続的に行い、溶融炉心を冷却する。

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、原子炉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 3.8 時間後の原子炉圧力容器の破損までは、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、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 0.2MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]以下に低減されている。

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)の評価項目について、原子炉圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の評価項目については「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、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。

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

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 1.5TBq (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 1.5TBq (30 日間) 及び約 1.5TBq (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とする。

本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、熔融炉心落下流量、熔融ジェット径、熔融炉心粒子化割合、冷却材とデブリ粒子の伝熱、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、熔融炉心と上面水プールとの伝熱、熔融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達、原子炉圧力容器破損判定が挙げられる。これらの不確かさに対して、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度、熔融ジェット径、エントレインメント係数、デブリ粒子径、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、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 10%高い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、リロケーションが発生する前に速やかに 2.0MPa [gage] を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であることを確認している。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及び 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，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 10%高い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。

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

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして，溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性が確認されている。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。本評価事故シナリオでは，リロケーションが発生する前に運転員等操作により原子炉急速減圧を実施することから，運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして，下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により，原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは，原子炉圧力容器内 FCI を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして，溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオへの対応では，リロケーションが発生する前に運転員等操作

により原子炉急速減圧を実施することから、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原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压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 10% 高い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、原子炉压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 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炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压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压力容器における原子炉压力容器内 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。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、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 3.8 時間後）に対して早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料 3.2.4)

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 3.2.2 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、解析条件の設定にあたっては、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。

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 10%高い位置に到達時(事象発生から約 56 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 10%高い位置に到達するまでには事象発生から約 56 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。

(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。

(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 3.8 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。

(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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における重大事故等対策に必要な要員は、「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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

(添付資料 3.2.5)

a. 水源

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及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイについては、7 日間の対応を考慮すると、合計約 790m³ 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。さらに、事象発生約 10 時間以降に淡水貯水槽の水を大容量送水ポンプ（タイプ I）により復水貯蔵タンクへ給水することが可能である。

b. 燃料

常設代替交流電源設備による電源供給については、本評価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 285kL の軽油が必要となるが、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。これら可搬型重大事故等対処設備については、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。（合計使用量 約 359kL）

c. 電源

常設代替交流電源設備により給電を行う重大事故等対策に必要な負荷として、約 4,552kW 必要となるが、常用連続運用仕様である約 6,000kW 未満となることから、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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、運転時の異常な過渡変化、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、溶融炉心、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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては、逃がし安全弁による原子炉減圧手段を整備している。

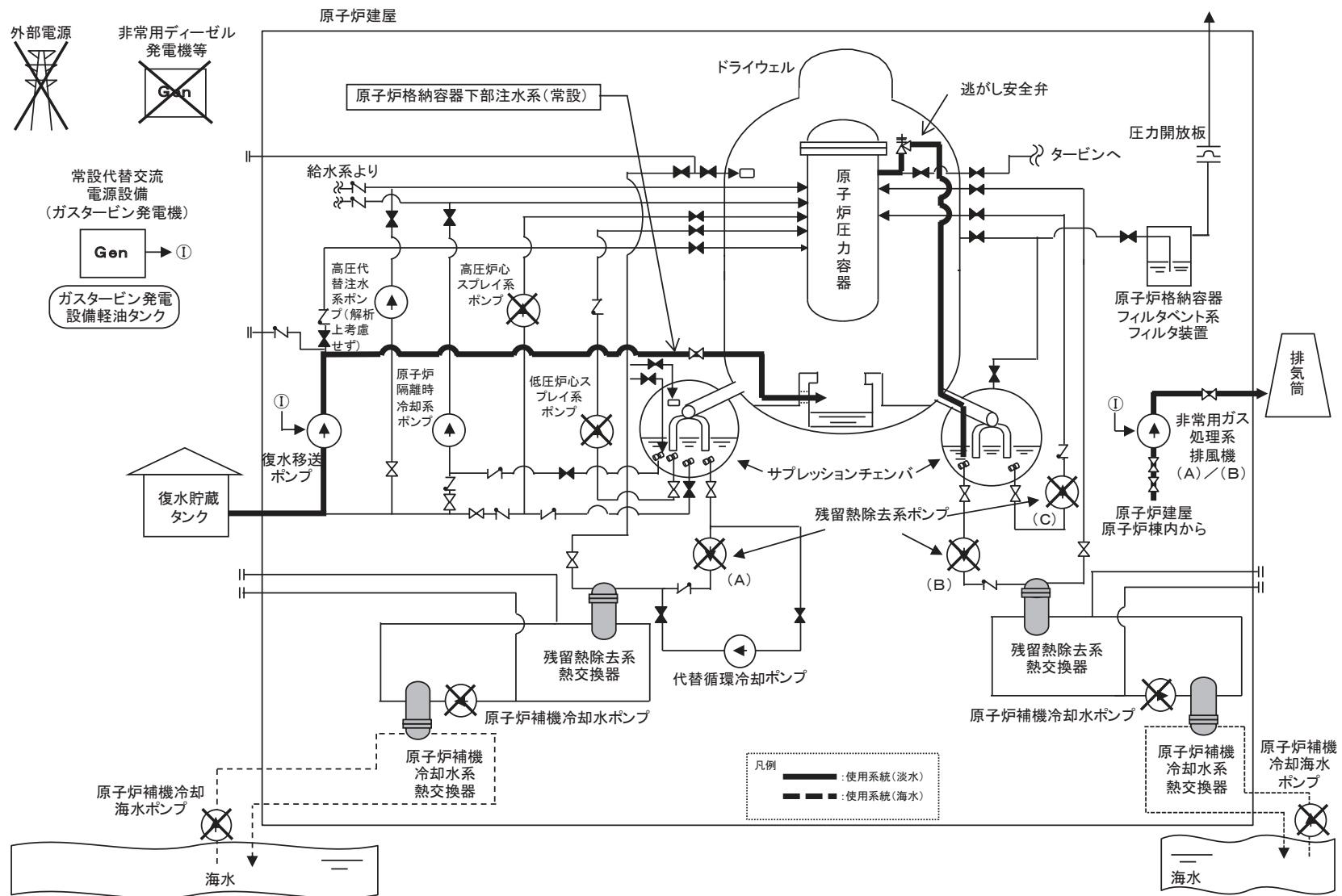
格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH発生）」に全交流動力電源喪失を重畳させたシーケンスについて、有効性評価を行った。

上記の場合においても、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。

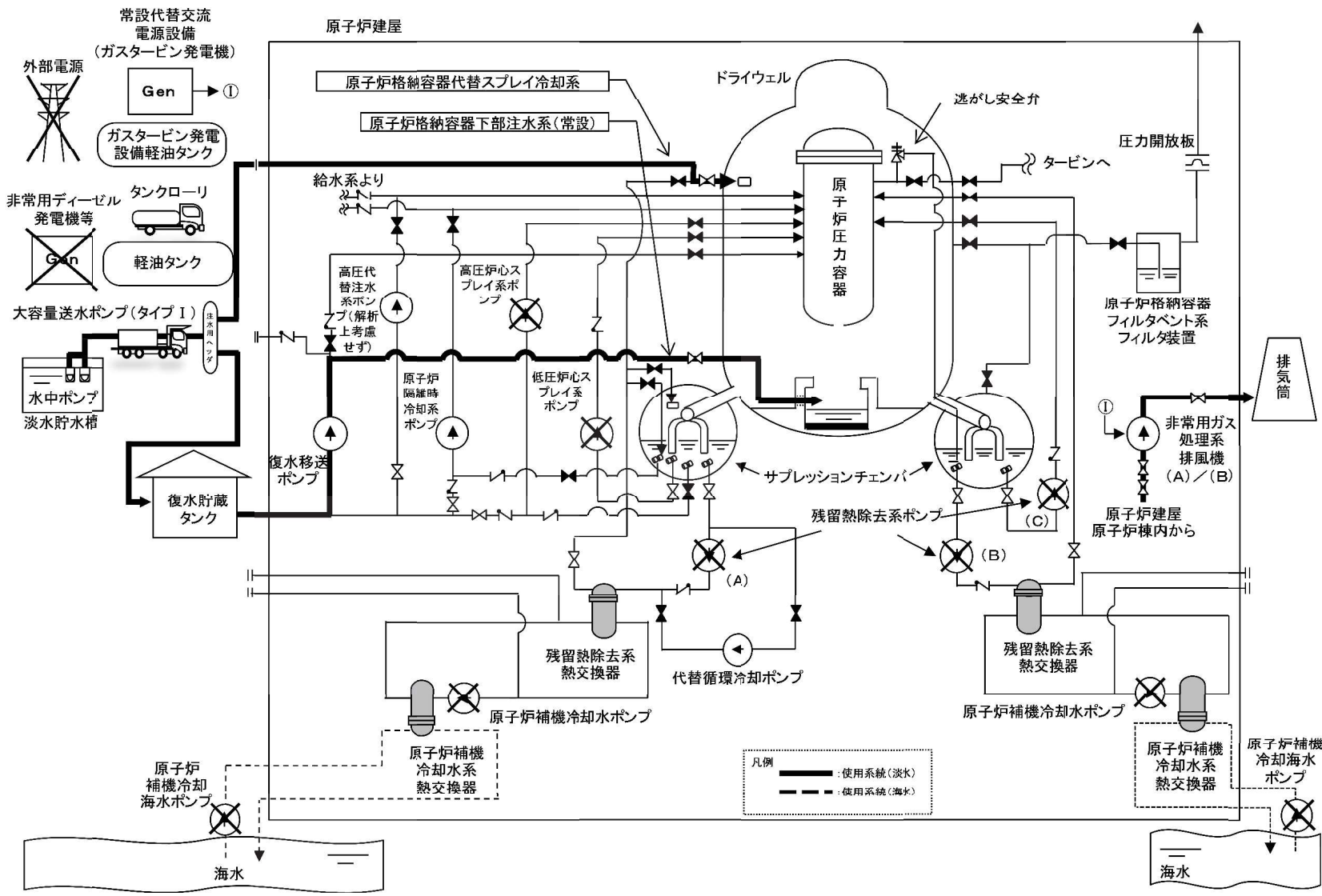
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、重大事故等対策に備え発電所に常駐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。

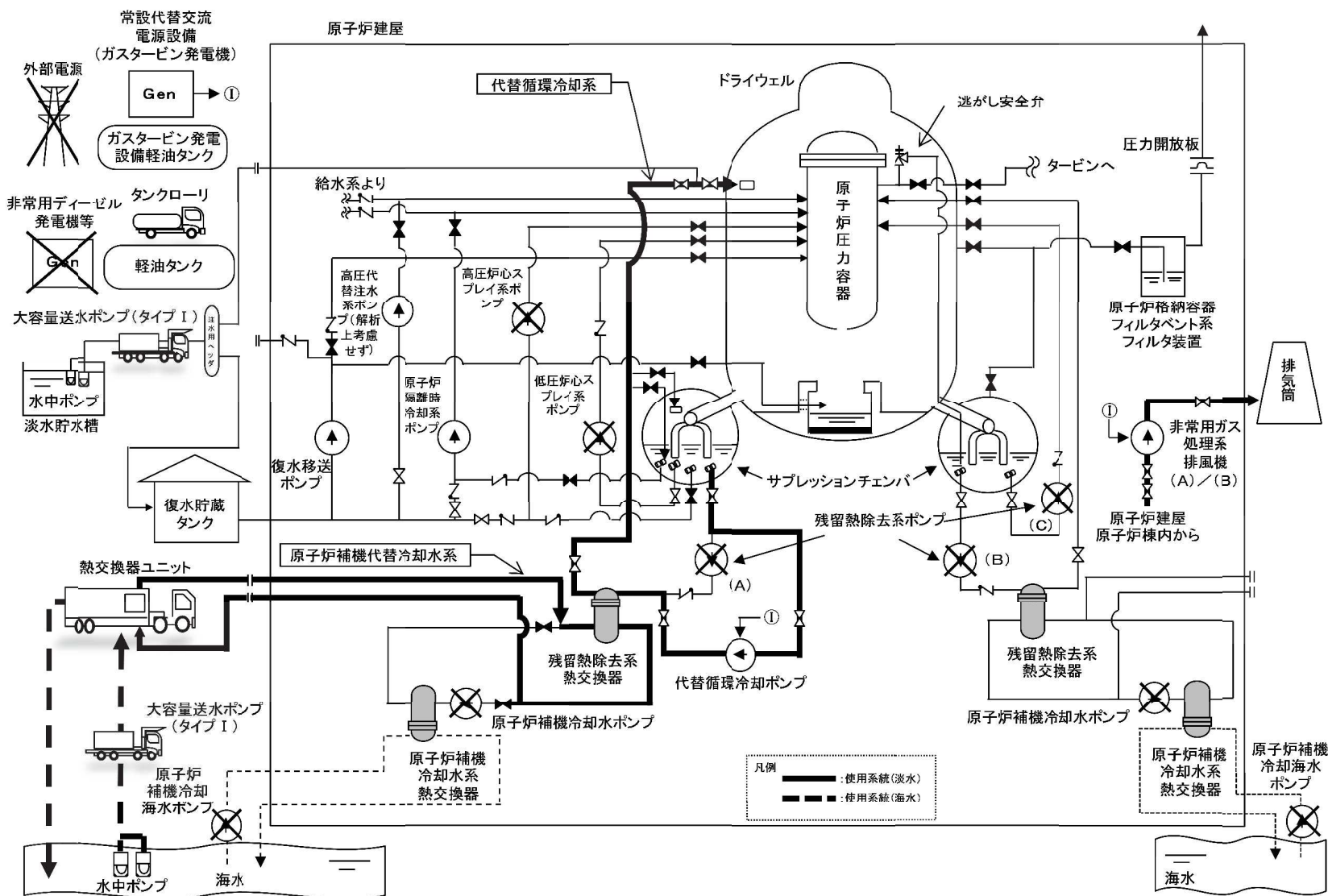
以上のことから、逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。



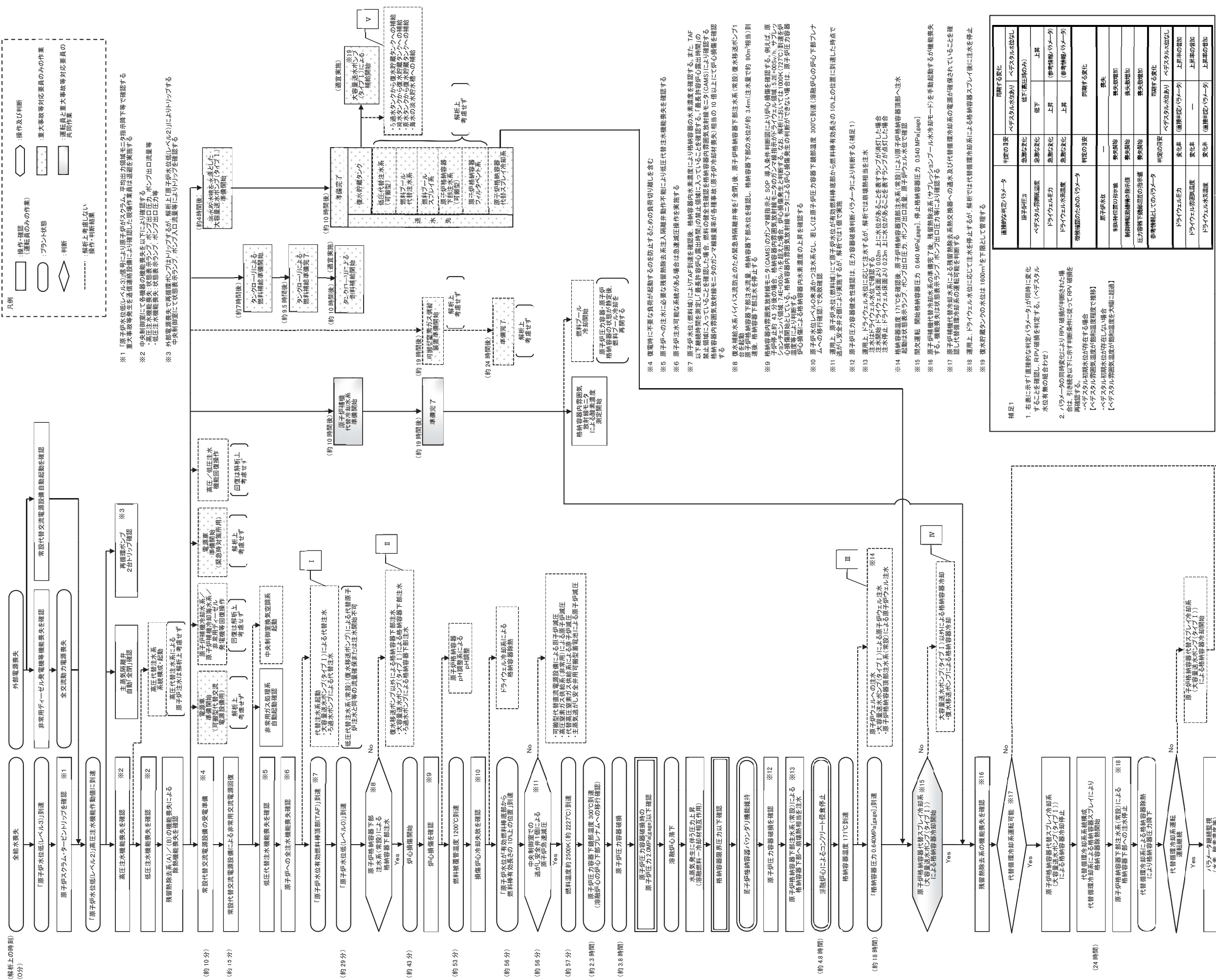
第 3.2.1 図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図(1/3)
(格納容器下部注水及び原子炉減圧)



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(2/3)
 (格納容器下部注水及び格納容器冷却)



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(3/3)
(格納容器下部注水及び格納容器除熱)



【有効性評価の対象としてはしていないが、ほかに取り得る手段】

I 注水開始時間は遅くなるが、大容量送水ポンプ(タイプ1)による代替注水が実施可能である。
 II 注水開始時間は遅くなるが、大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器下部注水が実施可能である。
 III 大容量送水ポンプと同等の量は確保できないが、過水ポンプによる格納容器下部注水が可能である。
 IV 大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却が実施できない場合、原子炉格納容器頂部注水系(常設)による原子炉炉心注水を実施する。
 V 純水タンク、ろ過水タンク、原水タンク及び海水から復水貯蔵タンクへの補給も実施可能である。

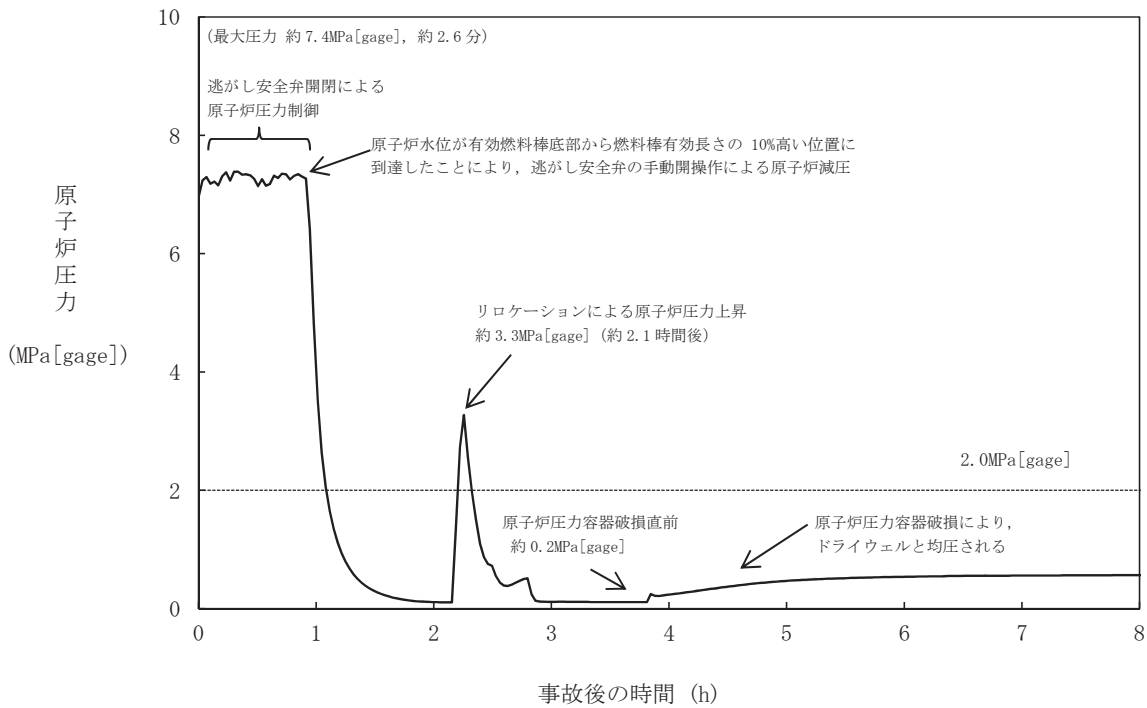
第 3.2.4 図 格納容器破損モード「高圧溶融物放出」格納容器破損モード「高圧溶融物放出」時の対応手順の概要

作業項目	実施態勢・必要人員数			作業の内容	経過時間(分)		経過時間(時間)		備考
	責任者	発電課長	運転操作指揮 発電所対策本部連絡		10m	20m	1h	3h	
状況判断	3人 A,B,C	-	-	全給水喪失確認 ・外部電源喪失確認 ・原子炉スクラム・タービドリンク確認 ・非常用ディーゼル発電機等機能喪失確認 ・常設代替交流電源設備自動起動確認 ・高圧注水/低圧注水機能喪失確認 ・残留熱除去系(A)/(B)機能喪失による除熱機能喪失確認	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
高圧代替注水系統起動操作(解析上考慮せず)	1人 [C]	-	-	高圧代替注水 系統構成・起動操作	5分				
常設代替交流電源設備受電準備・受電操作	2人 [A,B]	-	-	非常用交流電源受電準備 非常用交流電源受電操作	5分				
アクセスルート確保	-	-	8人 J,K,N-O	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
緊急時対策所(解析上考慮せず)	-	-	3人 [N-P]	電源車設置(緊急時対策所用)			2時間		
電源確保(解析上考慮せず)	-	-	3人 [O-Q]	電源車設置(可搬型代替交流電源設備用)				2時間	
交流電源回復操作(解析上考慮せず)	-	-	-	非常用ディーゼル発電機等 機能回復 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
原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系機能喪失調査、復旧操作(解析上考慮せず)	-	-	-	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系 機能回復					対応可能な要員により対応する
減ばく低減操作(解析上考慮せず)	1人 [C]	-	-	中央制御室換気空調系起動 中央制御室換気空調系(事故時運転モード)へ切り替え	10分				
燃料プール冷却 再開(解析上考慮せず)	1人 [B]	-	-	スキマ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 10分	燃料プール水温「65℃」以下維持 要員を確認して対応する 燃料プール水温「65℃」以下維持 要員を確認して対応する
非常用ガス処理系自動起動確認	1人 [A]	-	-	非常用ガス処理系自動起動確認 原子炉建屋原子炉排気監視 原子炉建屋原子炉排気監視	5分				
原子炉への全注水機能喪失確認	1人 [B]	-	-	低圧代替注水(常設)(復水移送ポンプ)機能喪失確認	5分				復水の貯蔵タンク非常用水源への切り替え実施
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
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			
常設代替交流電源設備負荷抑制操作	1人 [C]	-	-	交流電源負荷切り離し(中央制御室)		5分			1時間以内に実施
格納容器下部注水系準備操作	1人 [B]	-	-	原子炉格納容器下部注水系(常設)系統構成	5分				
格納容器下部注水系注水操作	1人 [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初期水張り 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		1.8時間			格納容器下部水位約3.4m (注水量約90m ³ 相当)到達後停止 適宜実施
原子炉急減圧操作	1人 [A]	-	-	逃がし安全弁 1個 手動開放操作		5分			
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			1.5時間		初期水張り)以降は基準分を適宜注水
代替注水等確保	-	-	9人 A-I 1人 [A]	大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置、ホースの敷設、接続 大容量送水ポンプ(タイプ1)監視			6時間		以降監視
大容量送水ポンプ(タイプ1)による淡水貯水槽から復水の貯蔵タンクへの補給	-	-	2人 [B,C]	復水の貯蔵タンク補給					適宜実施 水源管理までは余裕時間あり
原子炉補機代替冷却水系準備操作	1人 [A]	-	2人 D,E	原子炉補機冷却水系 系統構成 原子炉補機冷却水系 系統構成(現場操作) 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 1.3時間	
原子炉補機代替冷却水系運転	-	-	2人 [D,E]	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	
残留熱除去系機能喪失確認	1人 [B]	-	-	熱交換器ユニットの起動、監視 残留熱除去系 手動起動操作/機能喪失確認				5分	
格納容器内雰囲気放射線モニタ起動操作	1人 [B]	-	-	格納容器内雰囲気放射線モニタによる除熱濃度測定開始				10分	
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	1人 [A]	-	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(間欠運転)				5分	
代替循環冷却系準備操作	1人 [C]	-	2人 [B,C]	代替循環冷却系系統構成 代替循環冷却ポンプ起動/運転確認				5分	適宜実施
代替循環冷却系格納容器除熱操作	1人 [C]	-	-	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]	可搬型ガス供給装置の設置(解析上考慮せず)				6時間	
常設代替交流電源設備負荷抑制操作	-	-	2人 [D,E]	交流電源負荷切り離し(現場)					45分
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		27時間以内に実施
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 タンクローリ)残量に応じて適宜軽油タンクから補給
必要人員数 合計	5人 A~E		17人 A~Q						

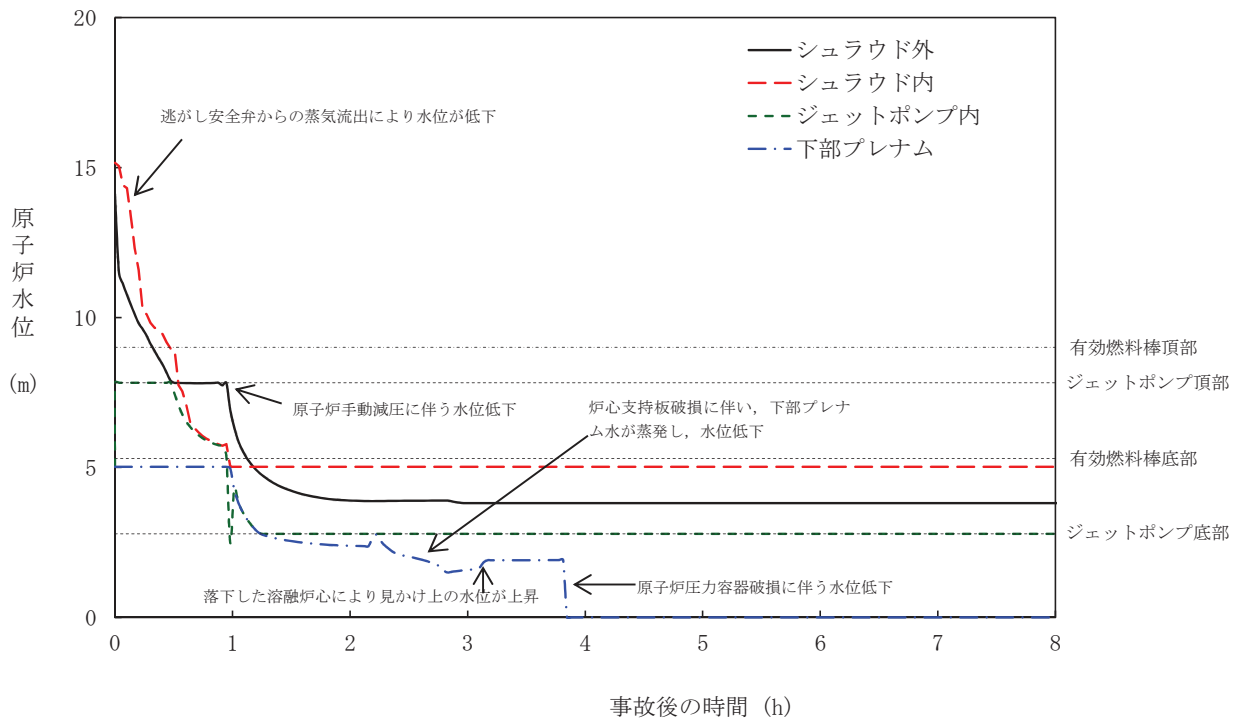
【 】は作業後移動してきた要員

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

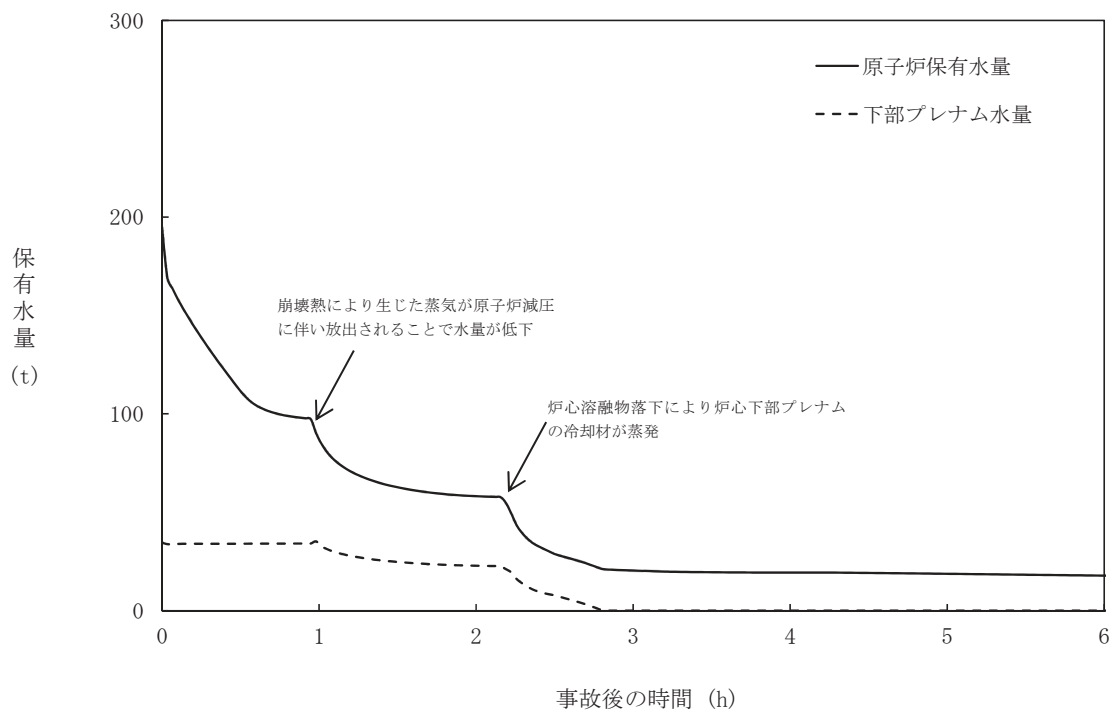
第 3.2.5 図 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」時の作業と所要時間



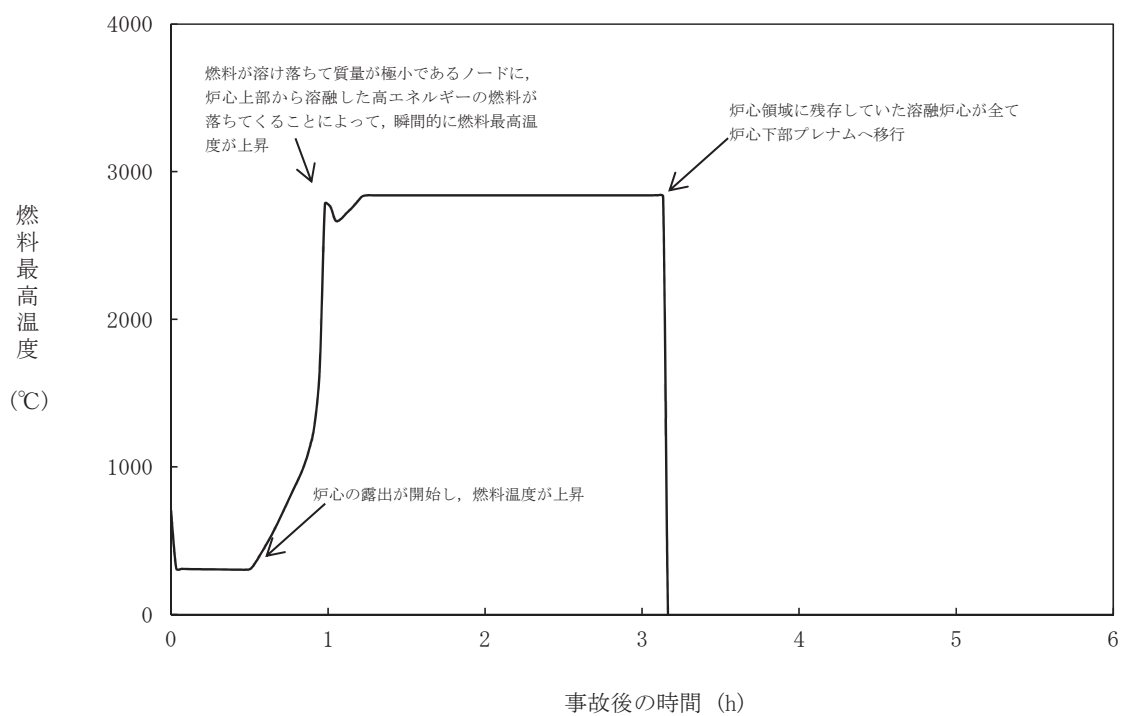
第 3.2.6 図 原子炉圧力の推移



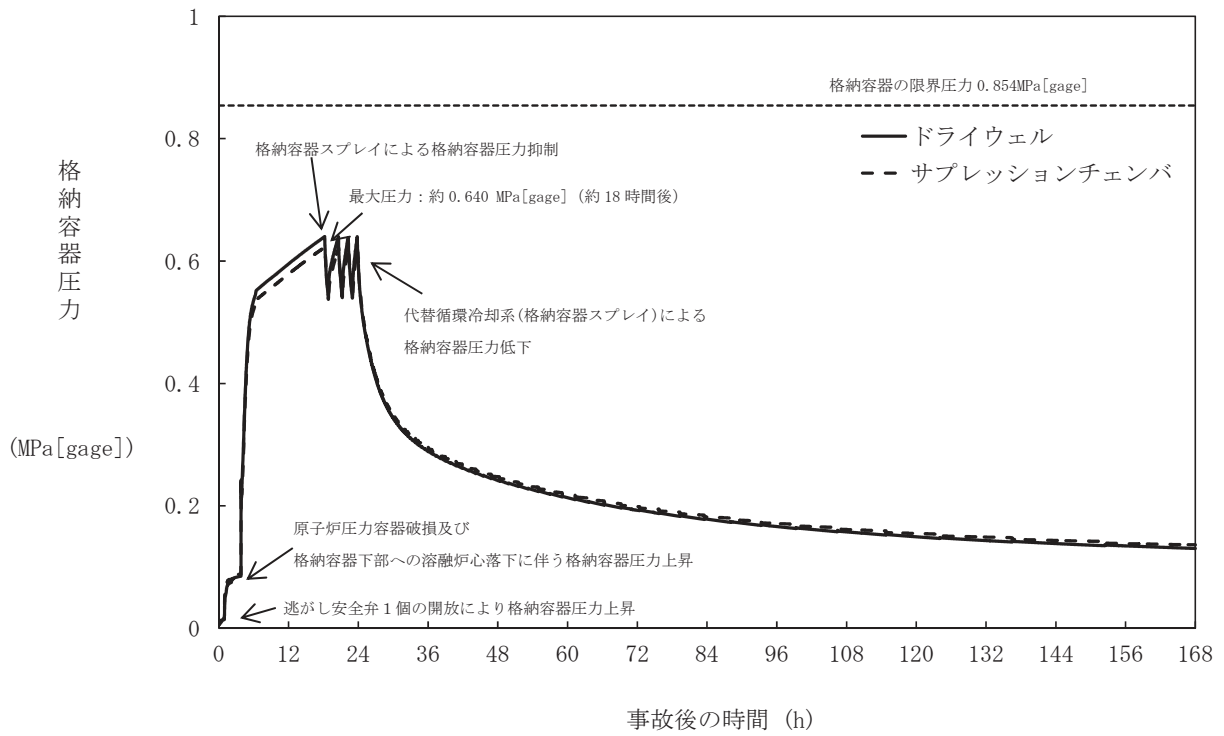
第 3.2.7 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



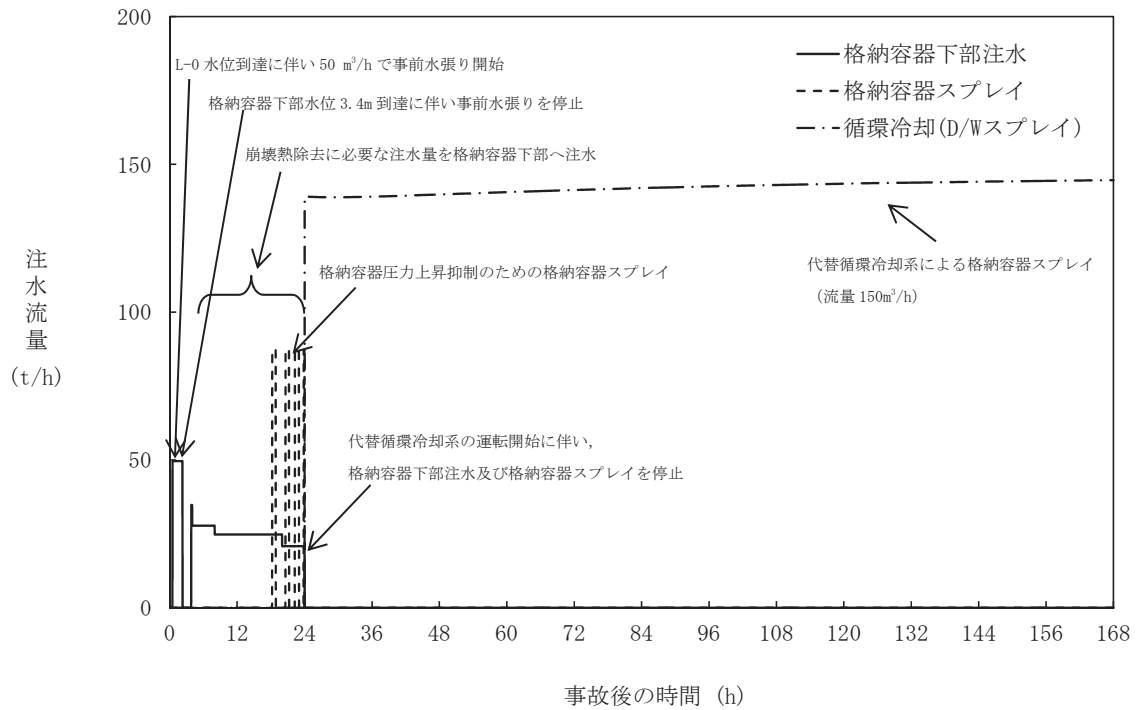
第 3. 2. 8 図 原子炉内保有水量の推移



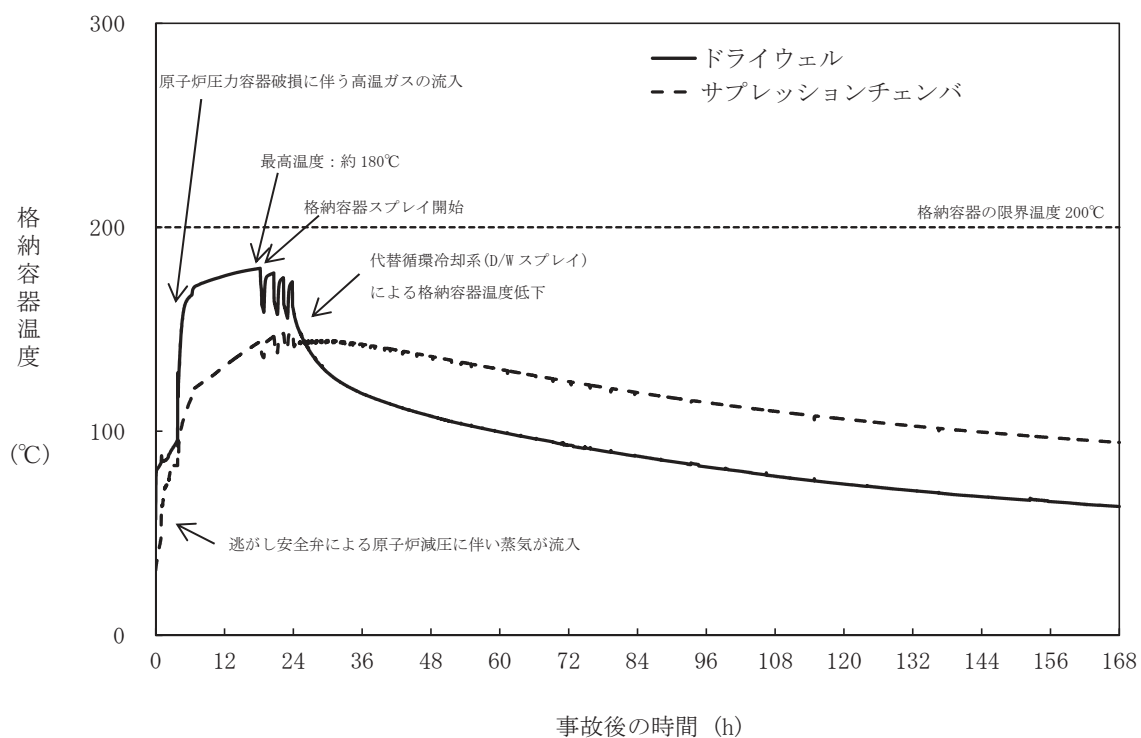
第 3. 2. 9 図 燃料最高温度の推移



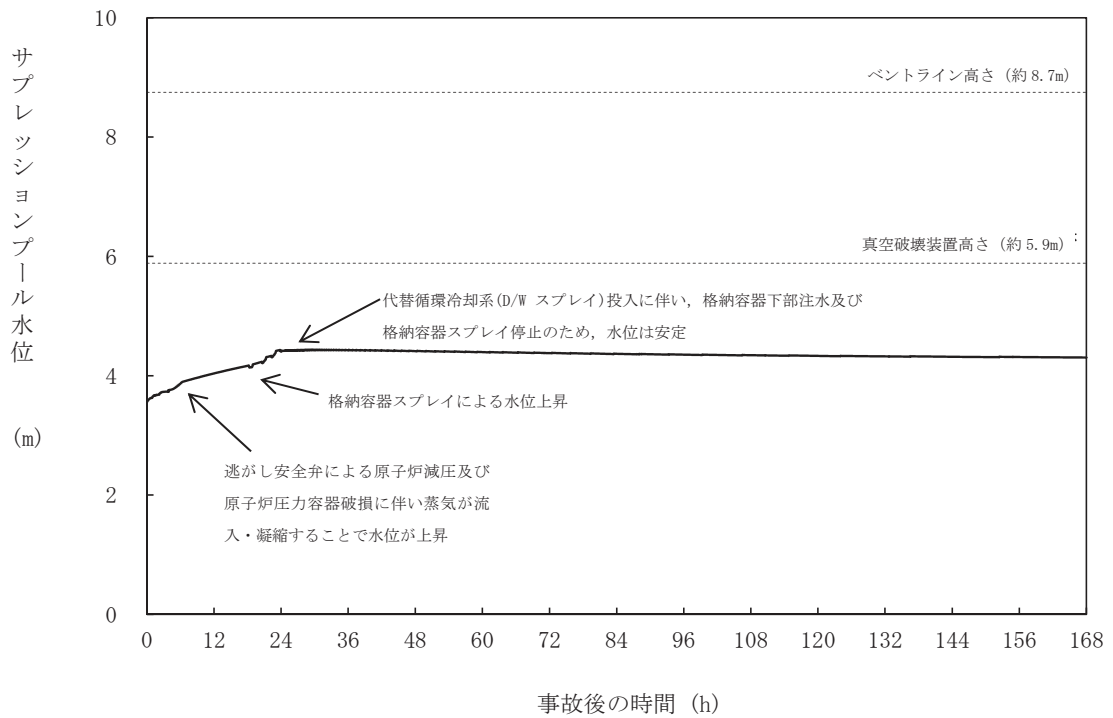
第 3.2.10 図 格納容器圧力の推移



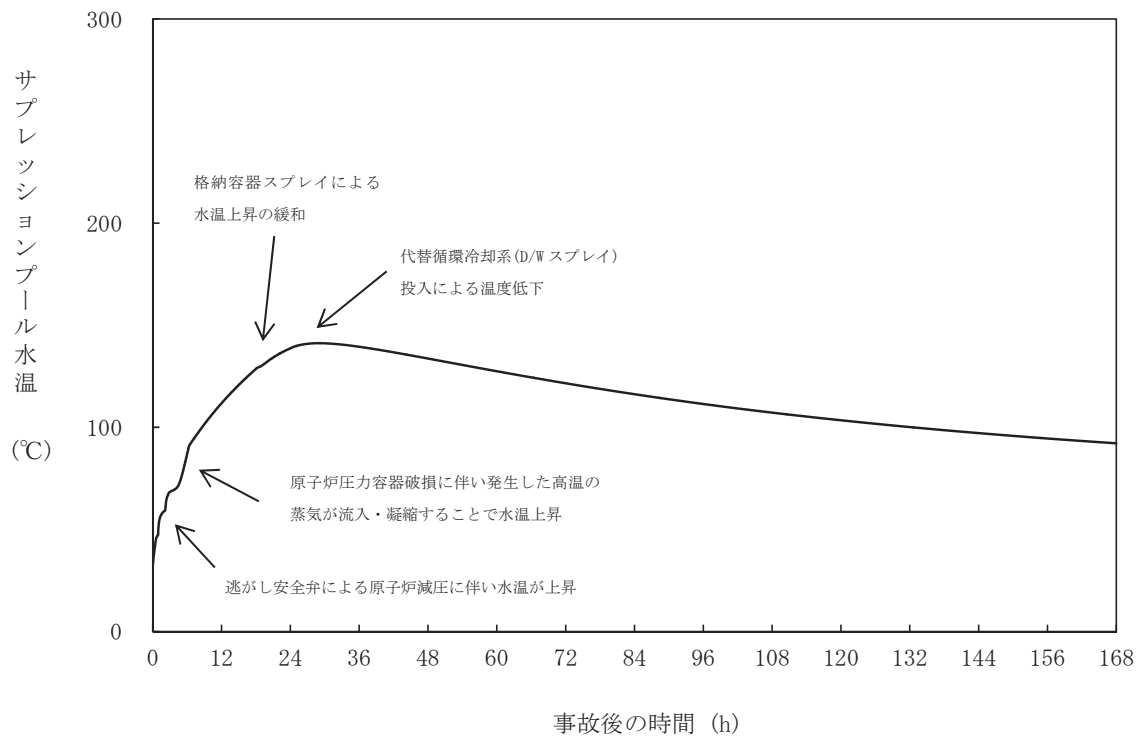
第 3.2.11 図 注水流量の推移



第 3.2.12 図 格納容器温度の推移



第3.2.13図 サプレッションプール水位の推移



第3.2.14図 サプレッションプール水温の推移

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	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	・運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失が発生し、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と非常用ディーゼル発電機等が全て機能喪失し全交流動力電源喪失したことを確認する	所内常設蓄電式直流電源設備	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
高圧・低圧注水機能喪失確認※1	・原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、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】 【低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力】
高圧代替注水系による原子炉注水	・高圧注水機能喪失確認後、高圧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 所内常設蓄電式直流電源設備	—	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
原子炉格納容器下部への注水 (原子炉圧力容器の破損前の先行水張り)	・原子炉注水手段が全くなく、原子炉水位がレベル0に達した場合、又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合、原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によっ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を実施する。この場合の注水は、格納容器下部への水張りが目的であるため、格納容器下部の水位が約3.4m(注水量約90 m ³ 相当)に到達した後、格納容器下部への注水を停止する	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ガスタービン発電設備 軽油タンク	—	原子炉水位 原子炉圧力容器温度 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器下部水位 復水貯蔵タンク水位
炉心損傷確認	・高圧・低圧注水機能喪失により原子炉水位が更に低下し、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)
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	・原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの10%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逃がし安全弁1個を開放し、原子炉を急速減圧する	常設代替交流電源設備 逃がし安全弁 ガスタービン発電設備 軽油タンク	—	原子炉水位 原子炉圧力

※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

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

第 3.2.1 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	有効性評価上期待する事故対処設備		
		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"> 原子炉圧力容器の破損を直接確認する計装設備はないため、複数のパラメータの変化傾向により判断する 	—	—	原子炉水位 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力 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)
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溶融炉心の冠水を維持する 	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ガスタービン発電設備 軽油タンク	—	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、又は外部水源注水量限界（サブプレッ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 	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 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格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機代替冷却水系の準備が完了した後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱に失敗した場合に、代替循環冷却系の運転準備を開始する。原子炉格納容器代替スプレイ系による格納容器冷却を停止し、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。 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 	常設代替交流電源設備 代替循環冷却ポンプ ガスタービン発電設備 軽油タンク サブプレッションチェンバ	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 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 サブプレッ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)

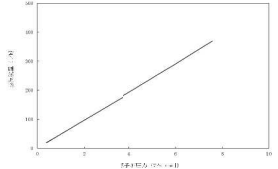
第 3.2.2 表 主要解析条件（高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（1/3）

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
	炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値
	炉心入口サブクール度	約 9℃	熱平衡計算による値
	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 (NWL)	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
	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）	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熔融物とは扱わない	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
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定
		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	外部電源はないものとする。ただし、外部電源がない場合は、事象発生と同時に再循環ポンプはトリップし、外部電源がある場合と比べて原子炉水位の低下が緩やかになることから、再循環ポンプは、事象発生と同時にトリップせず、原子炉水位低（レベル2）の信号でトリップするものとする。原子炉水位低（レベル2）の信号でトリップすることで、原子炉水位低（レベル3）による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が早いため、炉心冷却上厳しくなる
	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	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（高压熔融物放出／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）	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
	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1 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
	原子炉格納容器下部注水系（常設）	事前水張り時：50m ³ /h	原子炉压力容器破損の事前の検知から破損までの時間余裕に基づき 3.4m 到達まで水張り可能な流量として設定
		原子炉压力容器破損以降： 崩壊熱相当の注水量にて注水	熔融炉心冷却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イ冷却系	88m ³ /h にてスプレイ	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
代替循環冷却系	150m ³ /h にて連続スプレイ	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 10%高い位置に到達した時点	原子炉压力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため、原子炉压力容器破損までの時間を延ばすことができる一方で、原子炉水位計の計測範囲外となる前に原子炉を減圧することを考慮して設定
	格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器の破損前の先行水張り）	原子炉水位（レベル0）未滿かつ注水系なしを確認した場合に開始	炉心損傷後の原子炉压力容器の破損による熔融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
	格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器の破損後の注水）	原子炉压力容器の破損を確認した場合	炉心損傷後の原子炉压力容器の破損による熔融炉心・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イ冷却系による格納容器冷却操作	（開始条件） 格納容器圧力 0.640MPa[gage] 到達時 （停止条件） 格納容器圧力 0.540MPa[gage] まで降下後又は代替循環冷却系の運転開始時	格納容器限界圧力を踏まえて設定
	原子炉補機代替冷却水系運転操作	事象発生 23 時間後	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

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。

SRVは、本体部と補助作動装置で構成し「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。

このため、高温蒸気が流れる弁箱表面からの輻射熱の入熱を抑制する遮熱板を設置し、補助作動装置の温度上昇を抑制することによりSRVによる減圧が必要な期間（約3.8時間）において確実に機能を発揮する設計とする。SRVの構造を図1に、遮熱板の構造を図2に示す。

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、機能維持を確認している下記の条件と比較することでSRVの健全性を評価する。

- ・171℃において3時間継続のあと160℃において3時間継続

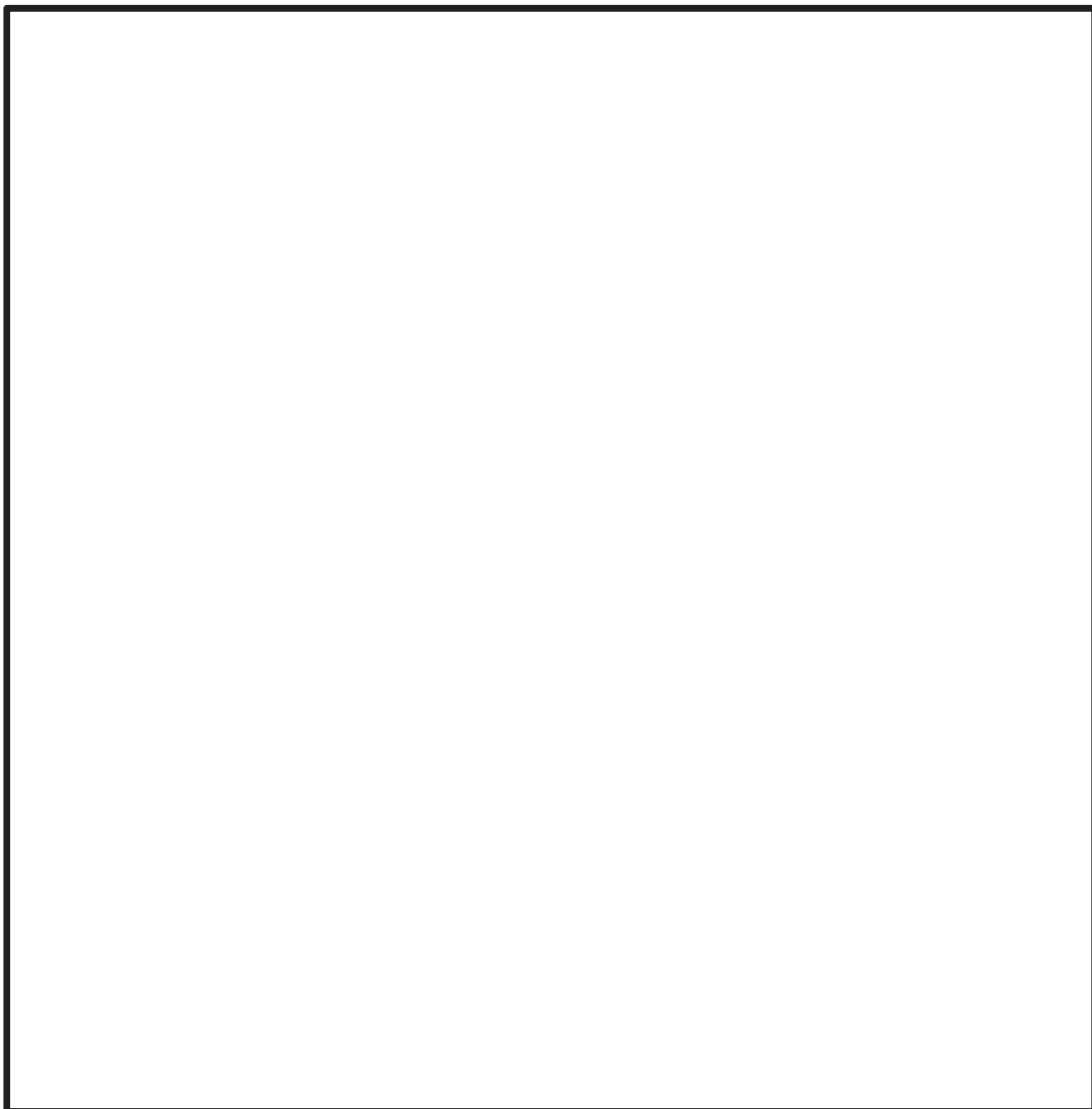


図 1 SRV 構造図

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 3.2.1-2

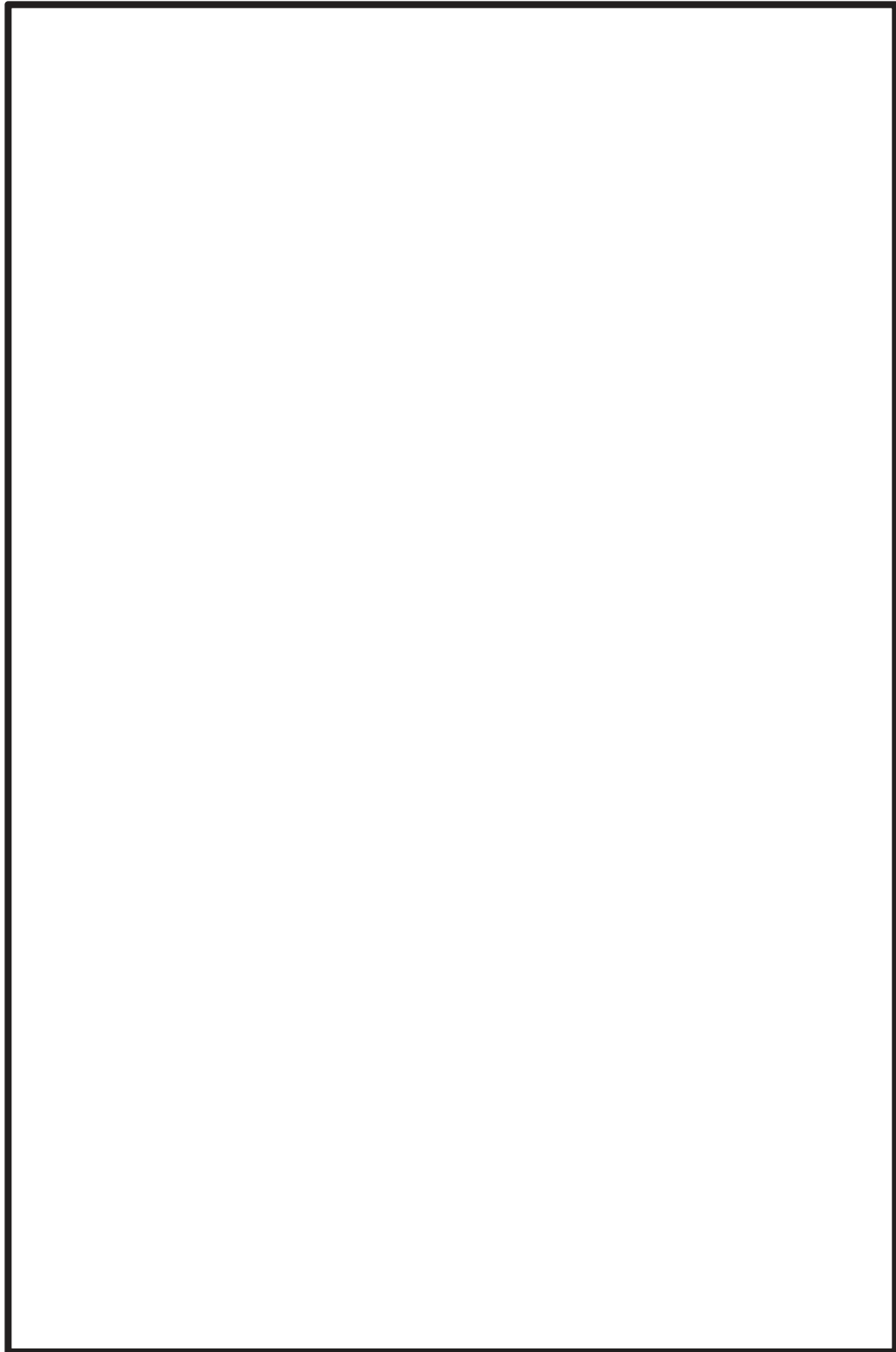


図 2 遮熱板構造図

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 3.2.1-3

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 内気相平均温度とドライウェル内気相平均温度を包絡する評価温度条件において、汎用有限要素法解析コード (ABAQUS) により、入熱一定とし SRV の温度を解析により評価する。

2. 評価条件

(1) 温度条件

図 3 に RPV 内気相平均温度，図 4 に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ェル内気相平均温度のそれぞれについて，保守的に最も厳しい温度（最大値）を評価条件として設定した。

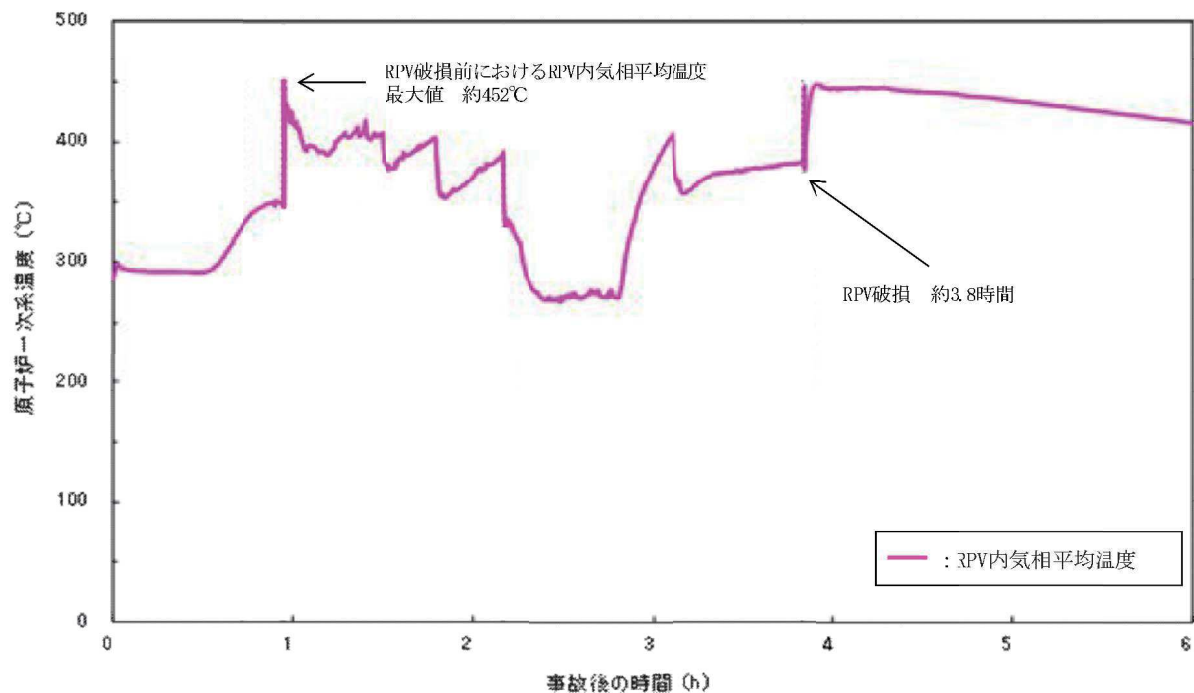


図 3 RPV 内気相平均温度推移

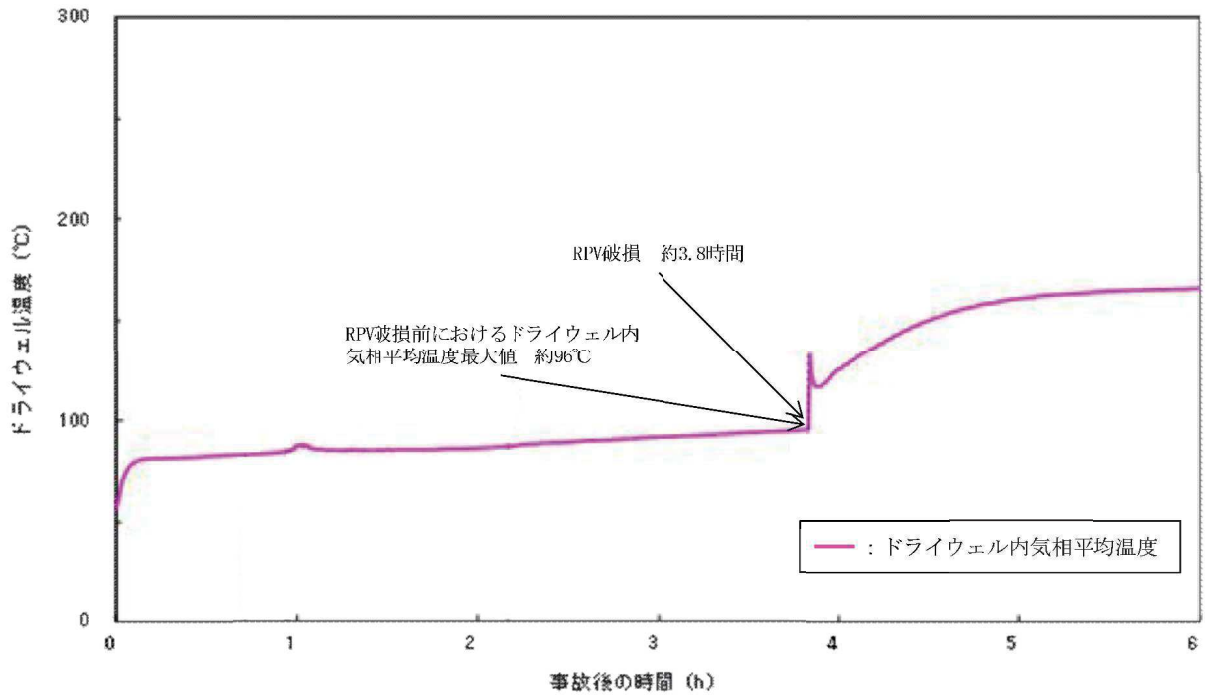


図4 ドライウェル内気相平均温度推移

表1 三次元熱流動解析での評価温度条件

評価温度	温度条件【入熱一定】	備考
RPV内気相平均温度	470°C	MAAPによるRPV内気相平均温度の最大値約452°Cを包絡する温度として470°Cを設定
ドライウェル内気相平均温度	100°C	MAAPによるドライウェル内気相平均温度の最大値約96°Cを包絡する温度として100°Cを設定

(2) 評価モデル

DCH防止のため、機能維持が必要となる自動減圧機能(ADS)付きのSRVを評価対象弁とした。境界条件は、弁箱内面を470°C、外面(雰囲気)を100°Cとし、入熱は、弁箱からの熱伝導に加え補助作動装置下部に弁箱表面と等温になる仮想平行平面を設け、仮想平行平面から輻射を受けるモデルとしている。

解析モデル及び境界条件を図5、解析メッシュを図6に示す。



図5 解析モデル及び境界条件

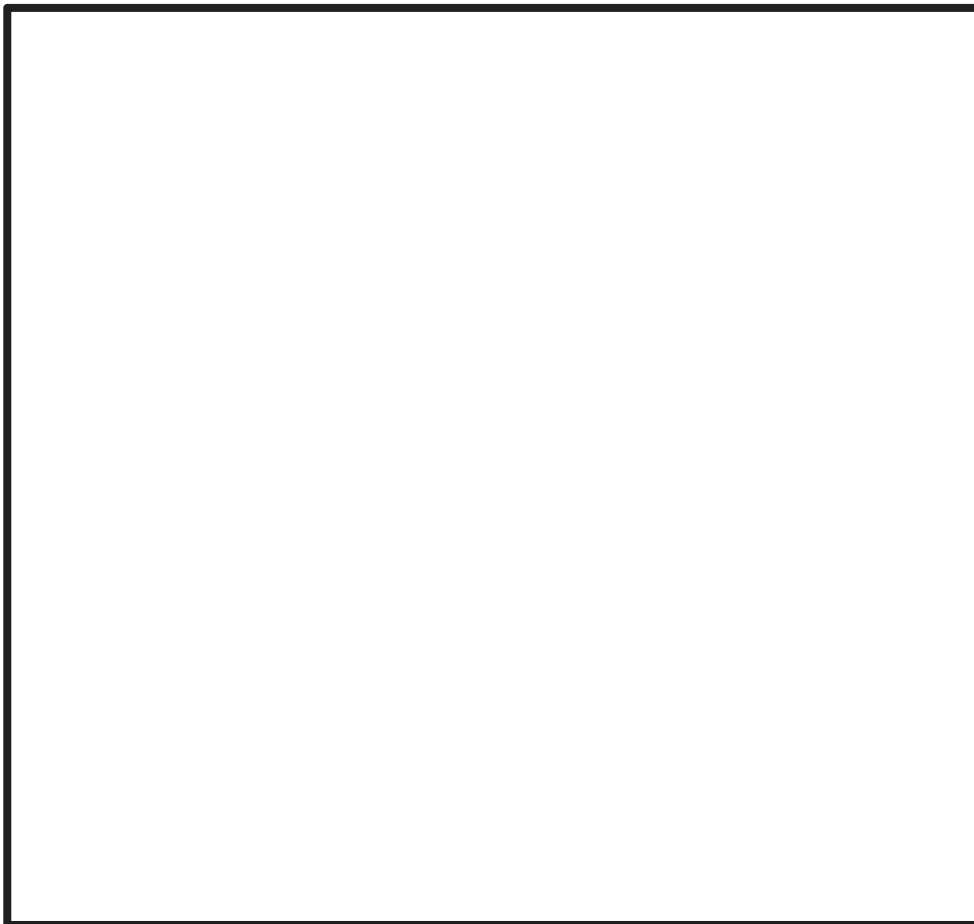


図6 解析メッシュ

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 3.2.1-6

3. 評価結果

解析評価の結果、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温度は、SRV の機能維持が必要となる約 3.8 時間時点で約 147°C であり、その後も約 5.5 時間まで SRV の機能維持が確認されている条件を下回った。評価結果を図 7 及び図 8 に示す。

評価結果は、MAAP による環境条件を包絡する厳しい温度を設定して実施した解析であり、実際に SRV が曝される温度はさらに低い値になるものと考えられる。

以上より、炉心損傷後、DCH 防止のために RPV の減圧を継続している状況を想定した環境下でも、SRV の機能は維持できる。



図 7 温度解析結果

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 3.2.1-7

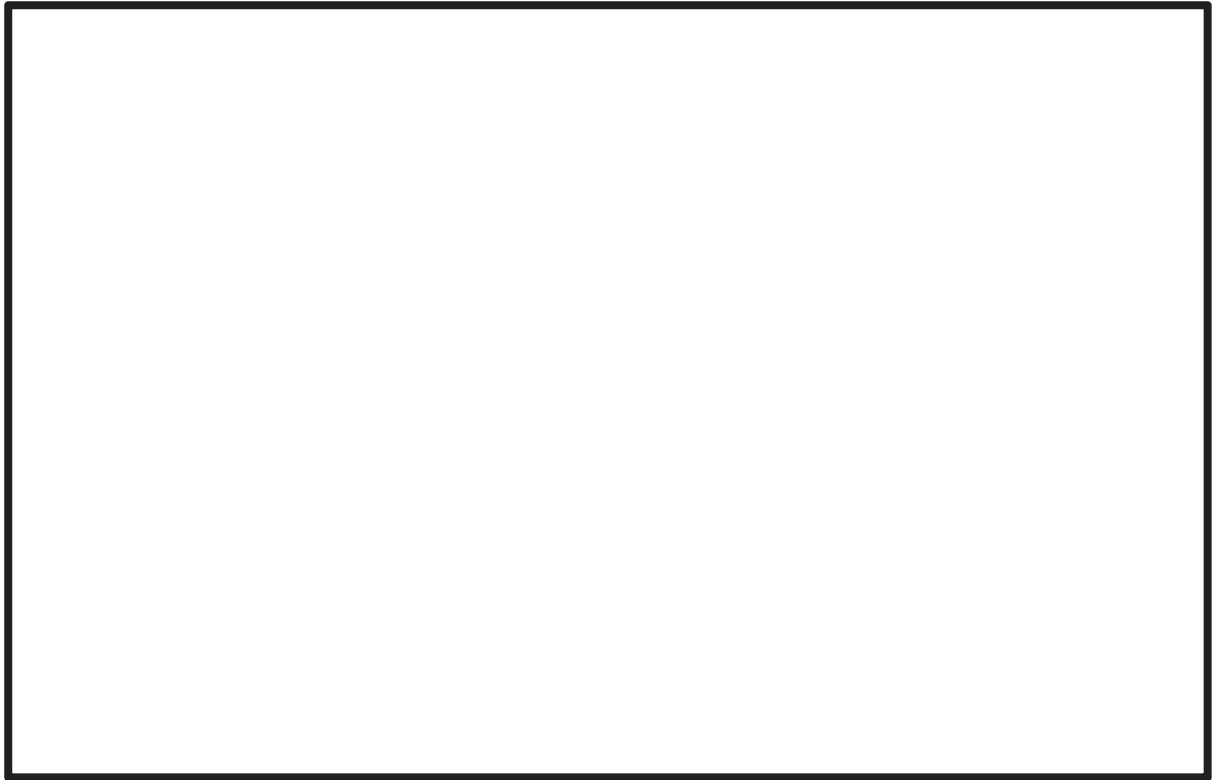


図8 電磁弁及び空気シリンダ下部温度推移

4. 本体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2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になることはない。

表2 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	弁棒は SUS431、ネッキブッシュはニッケルブロンズであり、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
ピストン・ブッシュ摺動抵抗	ピストンは SUS403、ブッシュはニッケルブロンズであり、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せになっており、ブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
弁体ソケット・弁体ガイド摺動抵抗	弁体ソケット及び弁体ガイドは SUS403 で同材質であり、温度上昇に伴う弁体ガイドの弁体ソケット拘束は発生しない。

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。

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、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)」に全交流動力電源喪失を重畳させたシーケンスについて評価する。
- (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に期待できるが、本評価では保守的に考慮しないこととする。

- (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 1.5TBq 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 1.5	約 1.5	約 1.5

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、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 10% 高い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。	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 10% 高い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 シナリオとともに、炉心溶融の開始時刻への影響は小さい ・炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻にも影響は小さい			
		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 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 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、リロケーションが発生する前に運転員等操作により原子炉急速減圧を実施することから、運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。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。 ・TQUV、大破断 LOCA シナリオとともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。			
	炉心損傷後	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。	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ないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、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。 ・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、原子炉圧力容器破損時刻等の事象進展に対する影響が小さいことを確認した。	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。本評価事故シナリオへの対応では、リロケーションが発生する前に運転員等操作により原子炉急速減圧を実施することから、運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心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 3.8 時間後）に対して早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。			

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。	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、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く、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度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、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。	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、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。	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、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 燃焼度 32.6GWd/t 以下 (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時間も遅くなり、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。		
	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。	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 (ドライウエーラサブプレッションチェンバ間差圧)	3.4kPa (ドライウエーラサブプレッションチェンバ間差圧) (設計値)	真空破壊装置の設定値				
	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、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、格納容器圧力上昇に対する格納容器スプレイによる圧力抑制効果は大きくなり、間欠スプレイの間隔に影響するが、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、炉心の再冠水までの挙動に影響する可能性はあるが、この顕熱分の影響は小さく、燃料被覆管温度の上昇に対する影響は小さい。また、格納容器圧力上昇に対する格納容器スプレイによる圧力抑制効果は大きくなり、原子炉格納容器フィルタベント系の操作開始時間が遅くなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	外部水源の容量	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。	起因事象として、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	全交流動力電源喪失 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	—	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定。 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の機能喪失を設定するとともに、重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定。	—	
	外部電源	外部電源なし	—	外部電源なしを重畳させることでより厳しい状態を設定。 なお、炉心冷却性上厳しくする観点から、再循環ポンプは事象発生と同時にトリップせず、原子炉水位低（レベル2）でトリップするものとする	仮に外部電源がある場合は、再循環ポンプは事象発生と同時にトリップしないため、原子炉水位の低下が早くなることが考えられるが、解析条件として考慮していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
	高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏洩等	考慮しない	発生する可能性は否定できない	原子炉圧力を厳しく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10%高い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10%高い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） （応答時間：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1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	最確条件とした場合には、解析条件で設定している弁数より多くなり、急速減圧時の減圧時間が短くなるが、急速減圧後に原子炉圧力を基点とする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、解析条件で設定している弁数より多くなり、急速減圧時の減圧時間が短くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

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	常設代替交流電源設備からの受電操作	事象発生15分後に受電完了	<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、常設代替交流電源設備からの受電を開始する手順としている。全交流動力電源喪失の確認については、詳細に以下に示すとおり、外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の機能喪失確認 (再起動操作含む) に約3分を想定している。これに余裕を含めて10分間を全交流動力電源喪失の確認時間と想定している。全交流動力電源喪失の確認時間には十分な時間余裕を含んでいることから、解析上の想定より操作開始時間は早まる可能性がある。 [外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の機能喪失確認: 10分間 (余裕含む)]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム後の状態確認 (外部電源喪失確認含む) に1分間を想定 原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び非常用ディーゼル発電機等の機能喪失の確認に2分間を想定 <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おり、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】 常設代替交流電源設備からの受電の操作内容及び操作所要時間は以下のとおりである。受電準備及び受電操作に5分間を想定している。 [受電準備及び受電操作: 5分間]</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備の受電準備として、負荷抑制のための操作スイッチの引き保持等の所要時間に3分間を想定 常設代替交流電源設備からの受電操作として、受電に必要な遮断器操作の所要時間として2分間を想定 <p>【他の並列操作有無】 常設代替交流電源設備からの受電操作時に、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>	<p>常設代替交流電源設備からの受電操作の認知時間及び操作時間は、時間余裕を含めて設定されていることから、その後に行う原子炉格納容器下部注水系 (常設) の起動及び系統構成の操作開始時間が解析上の設定よりも早まる可能性があるが、その後の操作であ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への事前水張り操作は、原子炉水位や原子炉圧力容器下鏡部温度等を確認し、損傷炉心冷却失敗の判断により実施することとしていることから、操作開始時間に与える影響は小さい。</p>	<p>実際の操作開始時間は解析上の設定より早まる可能性があるが、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事前水張り操作は、原子炉水位や原子炉圧力容器下鏡部温度等を確認し、損傷炉心冷却失敗の判断により実施することとしていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>常設代替交流電源設備からの受電操作の後に行う溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部注水系 (常設) による水張り操作があるが、注水操作所要時間及び水張りの時間が合計約1.9時間必要であり、原子炉圧力容器破損 (事象発生から約3.8時間後) までに水張りを完了させる必要があることから1.9時間程度の時間余裕がある。</p>	<p>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。解析上においては、起因事象の給水流量の全喪失からガスタービン受電操作まで15分を想定しているところ、訓練実績では約12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。</p>
	原子炉急速減圧操作	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10%高い位置に到達した時点 (事象発生から約56分後)	<p>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までの時間を延ばすことができる一方で、原子炉水位計の計測範囲外となる前に原子炉を減圧することを考慮して設定</p>	<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10%高い位置に到達するまでには事象発生から約56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>	<p>原子炉水位が燃料有効棒底部から燃料棒有効長さの10%高い位置に到達するまでには事象発生から約56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。</p>	<p>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。</p>	<p>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3.8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。</p>

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	<p>熔融炉心落下前の原子炉格納容器下部注水系 (常設) による水張り操作</p>	<p>炉心損傷後, 原子炉水位 (レベル0) 未満かつ原子炉への注水なしを確認した時点で開始。 50m³/h で 1.8 時間注水し, 格納容器下部に水位 3.4m の水張りを行う (事象発生から約 29 分後)</p>	<p>炉心損傷後の原子炉压力容器破損による熔融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定</p>	<p>【認知】 原子炉への注水がなく原子炉水位がレベル0に到達 (事象発生約 0.7 時間後) した場合, 格納容器下部への注水を開始する手順としている。原子炉への注水状況及び原子炉水位は, 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】 原子炉格納容器下部注水系 (常設) による水張り開始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 5 分を想定している。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 1.8 時間の注水で格納容器下部に水位約 3.4m の水張りを行うが, 水張り中の操作は原子炉格納容器下部注水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い。</p> <p>[原子炉格納容器下部注水系 (常設) による水張り開始: 5 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 格納容器下部への注水弁の開操作に 1 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>	<p>原子炉水位 (レベル0) 未満かつ原子炉への注水系なしを確認するまでに事象発生から約 29 分の時間余裕があり, また, 格納容器下部水張り操作は, 原子炉水位等の傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また, 格納容器下部の水張り操作の操作時間は約 5 分間である。熔融炉心落下前の原子炉格納容器下部注水系 (常設) による水張りは約 1.8 時間で完了することから, 水張りを事象発生から約 29 分後に開始すると, 事象発生から約 2.4 時間後に水張りが完了する。事象発生から約 2.4 時間後の水張り完了から約 3.8 時間後の原子炉压力容器破損までの時間を考慮すると, 格納容器下部水張り操作は操作遅れに対して 1.4 時間程度の時間余裕がある。</p>	<p>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。</p>	<p>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, 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0に到達後, 約 4 分間で原子炉格納容器下部注水系 (常設) による水張りを開始。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。</p>
	<p>熔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)</p>	<p>原子炉压力容器破損後 (約 3.8 時間後)</p>	<p>炉心損傷後の原子炉压力容器破損による熔融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定</p>	<p>【認知】 熔融炉心が格納容器下部に落下した後に格納容器下部への崩壊熱相当の注水を行う手順としている。熔融炉心の落下は, 原子炉圧力及び格納容器圧力等の監視により認知可能である。これらの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。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) による崩壊熱相当の注水操作は, 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ェ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) による崩壊熱相当の注水操作時に, 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>	<p>原子炉压力容器破損するまでの時間は事象発生から約 3.8 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 1.4 時間の時間余裕がある。また, 熔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。</p>	<p>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。</p>	<p>原子炉压力容器破損するまでの時間は事象発生から約 3.8 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熔融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発するまでには約 1.4 時間の時間余裕がある。</p>

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	大容量送水ポンプ (タイプ I) の準備 (復水貯蔵タンクへの補給, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系)	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。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。 [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。
	復水貯蔵タンクへの補給操作	事象発生から10時間以降, 適宜	復水貯蔵タンクへの補給は, 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。可搬型大容量送水ポンプの準備完了時間を踏まえて設定	復水貯蔵タンクへの補給までの時間は, 事象発生約10時間以降から補給が可能であるが, 復水貯蔵タンクの水源地枯渇までに実施すればよい操作であり, 復水貯蔵タンクの保有水のみで約56時間注水可能であることから, 十分な時間余裕がある。	—	—	—	復水貯蔵タンクへの補給は, 淡水貯水槽から大容量送水ポンプ (タイプ I) を用いて実施する。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。

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 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ーへの補給完了まで) 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 40 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 40 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 40 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	<p>(開始条件) 格納容器圧力 0.640MPa[gage] (約18時間後)</p> <p>(停止条件) ・格納容器圧力 0.540MPa[gage]まで降 下後 ・サブプレッションプ ール水位が外部水源注水 量限界 (通常運転水位 +2m) に到達 (約38時間後)</p>	格納容器限界圧力を 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18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の系統構成及び間欠運転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】 現場で行う原子炉格納容器代替スプレイ冷却系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の系統構成及び冷却開始操作: 5分間 (余裕含む)] ・ 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> <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>【操作の確実さ】 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>	<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18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から運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系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18時間あり, 準備時間が確保されるため, 時間余裕がある。</p>	<p>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。</p>

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>【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代替冷却水系の系統構成を行う運転員、現場にて原子炉補機代替冷却水系の系統構成等を行う運転員 (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運転のための系統構成等については、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9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14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>[原子炉補機代替冷却水系の系統構成 (運転員): 10分間]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機代替冷却水系を接続する原子炉補機代替冷却水系弁の閉操作に10分間を想定 <p>[原子炉補機代替冷却水系の系統構成 (運転員 (現場)): 1.3時間]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機代替冷却水系を接続する原子炉補機代替冷却水系弁の閉操作に1.3時間を想定 (中央制御室から弁設置場所への移動時間14分含む) <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]</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>[原子炉補機代替冷却水系接続後の原子炉補機代替冷却水系空気抜き操作 (運転員 (現場)): 50分間]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機代替冷却水系を接続した原子炉補機代替冷却水系の空気抜き操作に50分間を想定 <p>【他の並列操作有無】 運転員による系統構成 (中央制御室及び現場操作) 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>	<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。</p>	<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>運転員の中央制御室からの遠隔操作による原子炉補機代替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7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14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) の行う現場系統構成は、所要時間1.3時間想定のところ約48分、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。</p>

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 22.5 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り、代替循環冷却系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	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(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行うこととなる。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイは、耐震性確保のために、真空破壊装置が水没しないように外部水源注水量限界(サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m(通常運転水位+約2m))到達時点で格納容器スプレイを停止する。格納容器の限界圧力 0.854MPa [gage] に至るまでの時間は、事象発生から約 51 時間あり、約 27 時間の余裕があることから、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。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 10 分間を想定しているところ、訓練実績では約 9 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、電源負荷評価結果について
(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)

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格納容器下部注水

原子炉水位（レベル0）未
満かつ原子炉注水なしを確認
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下
部注水系（常設）による格納容器下部への事前水張りを実施する。（50m³/hで1.8
時間）

原子炉圧力容器破損後は、格納容器下部へ崩壊熱相当を注水する。

②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系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18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。

③淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給

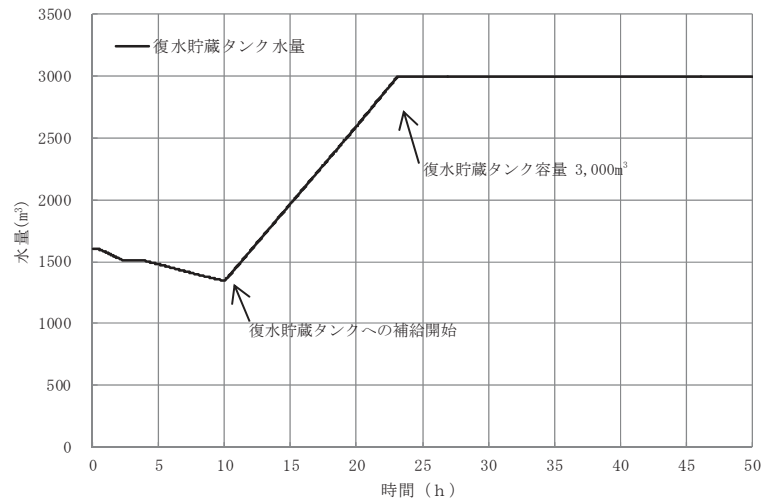
事象発生10時間後から、淡水貯水槽の水を復水貯蔵タンクへ150m³/hの流量で補給する。

○時間評価（右上図）

事象発生10時間後までは、復水貯蔵タンクを水源として原子炉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10時間後から復水貯蔵タンクへの補給を開始するため、復水貯蔵タンクの水量は回復し、以降安定して冷却が可能である。

○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790m³必要となる。復水貯蔵タンク及び淡水貯水槽で合計約11,192m³の水を保有することから必要水量を確保可能であり、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。

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)	常設代替交流電源設備 2台起動 (想定負荷に応じた燃料消費量) 事象発生～事象発生1時間後 (1h) $890\text{L/h} \times 2\text{台} \times 1\text{h} = \text{約} 2\text{kL}$ 事象発生1時間後～事象発生24時間後 (23h) $860\text{L/h} \times 2\text{台} \times 23\text{h} = \text{約} 40\text{kL}$ 事象発生24時間後～事象発生27時間後 (3h) $890\text{L/h} \times 2\text{台} \times 3\text{h} = \text{約} 6\text{kL}$ 事象発生27時間後～事象発生7日間 (141h) $840\text{L/h} \times 2\text{台} \times 141\text{h} = \text{約} 237\text{kL}$ 7日間合計 約 285kL
		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) $188\text{L/h} \times 1\text{台} \times 168\text{h} = \text{約} 32\text{kL}$
		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 $56\text{L/h} \times 1\text{台} \times 168\text{h} = \text{約} 10\text{kL}$ (2) 大容量送水ポンプ (タイプ I) 1台起動 $188\text{L/h} \times 1\text{台} \times 168\text{h} = \text{約} 32\text{kL}$ 7日間合計 約 42kL
合計		7日間の軽油消費量 約 359kL
判定		常設代替交流電源設備の運転継続に必要な軽油 (約 285kL) 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。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の運転継続に必要な軽油 (約 74kL) に対して2号炉の軽油タンク (約 600kL) の軽油が使用可能であり，7日間対応可能。

3. 電源に関する評価

女川2号炉 常設代替交流電源設備の負荷 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)

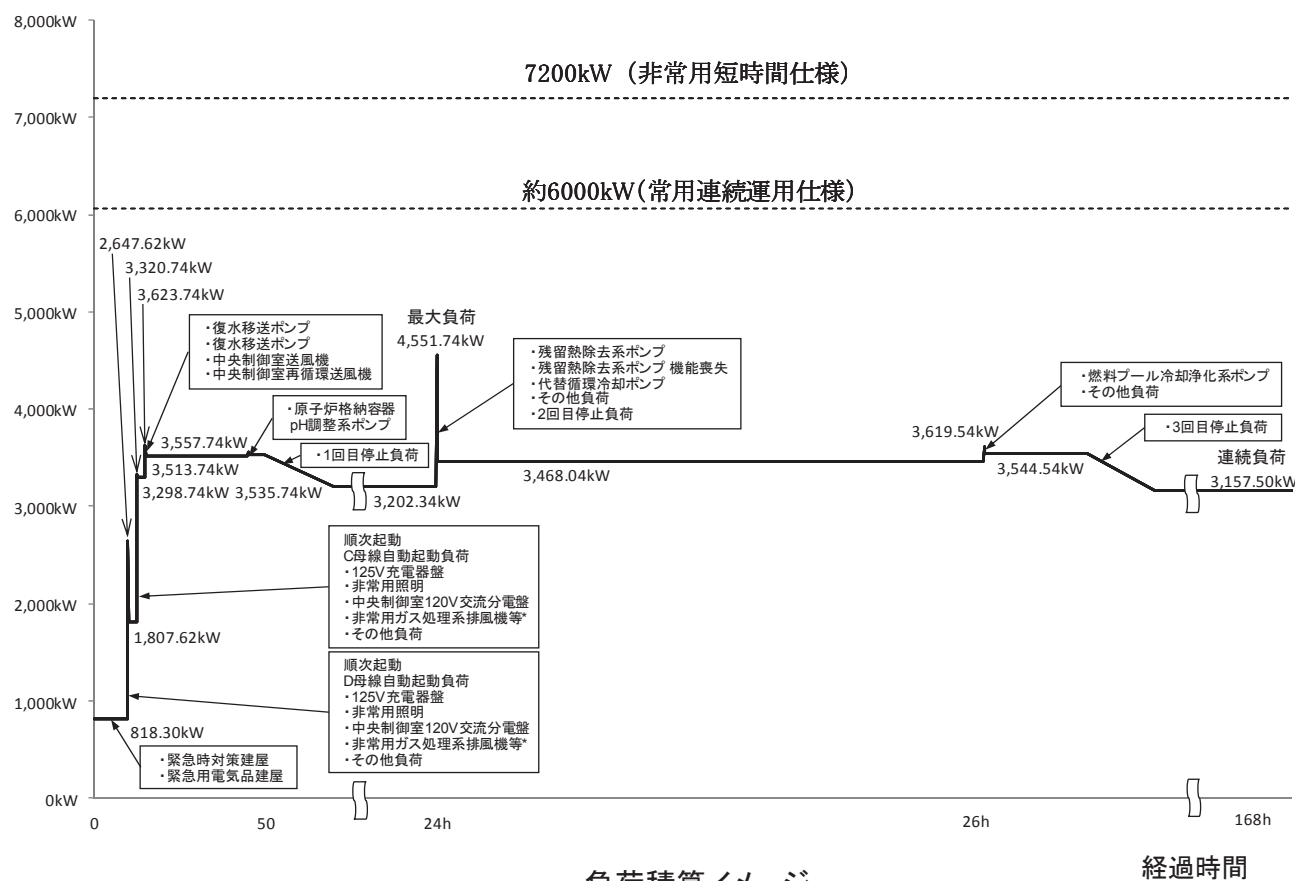
主要負荷リスト

主要機器名称	容量 (kW) (停止負荷容量)
緊急時対策建屋	316.00
緊急用電気品建屋	502.30
D母線自動起動負荷 ・125V充電器盤 ・非常用照明 ・中央制御室120V交流分電盤 ・非常用ガス処理系排風機等※ ・その他負荷	105.00 180.00 52.50 35.00 616.82
・1回目停止負荷 ・2回目停止負荷	(106.90) (104.02)
C母線自動起動負荷 ・125V充電器盤 ・非常用照明 ・中央制御室120V交流分電盤 ・非常用ガス処理系排風機等※ ・その他負荷	105.00 180.00 52.50 35.00 1118.62
・1回目停止負荷 ・2回目停止負荷	(226.50) (283.02)
復水移送ポンプ 復水移送ポンプ 中央制御室送風機 中央制御室再循環送風機	45.00 45.00 110.00 15.00
原子炉格納容器pH調整系ポンプ	22.00
残留熱除去系ポンプ* 代替循環冷却ポンプ その他負荷	511.60 90.00 179.40
2回目停止負荷	(3.70)
燃料プール冷却浄化系ポンプ その他負荷	75.00 1.50
連続負荷	3157.50
最大負荷	4551.74

*起動時負荷 1080.0kW

※ 非常用ガス処理系空気乾燥装置を含む

負荷容量



負荷積算イメージ

3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

3.3.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV，TQUX，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、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、原子炉压力容器破損に至るものとする。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」で想定される事故シーケンスでは、格納容器下部への溶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「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、溶融炉心落下前に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水張りを行うことから、溶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、「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に伴う圧カスパイク及び水蒸気爆発の発生を仮定した場合の評価結果を踏まえ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して約 3.4m としている。

また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、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手段及び代替循環冷却系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、これらの原子炉压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)の c. 及び g. に示している。なお、c. の格納容器下部への注水は、格納容器下部における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、格納容器下部に溶融炉心が落下した際の「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」への影響も考慮して格納容器下部への注水量及び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 3.2.3 図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第 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対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

3.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

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

なお、全交流動力電源喪失を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための時間を厳しくし、また、格納容器への注水及び除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシーケンスとなる。

また、「1.2.2.1(3)c. 原子炉圧力容器外の熔融燃料-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、熔融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられるTQUVを選定した。一方、プラント損傷状態をLOCAとする場合、事象発生直後から原子炉冷却材が格納容器内に流出するため原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。この時の圧カスパイクへの影響については、解析条件のうち初期条件の不確かさとして評価する。

なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 熔融炉心・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 熔融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧熔融物放出/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10%高い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、熔融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉圧力容器外FCI(熔融炉心

細粒化)並びに原子炉圧力容器外 FCI(デブリ粒子熱伝達)が重要現象となる。

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び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 0.25MPa[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 133℃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熔融燃料－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、熔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、熔融炉心落下前の原子炉格納容器下部注水（常設）による水張り操作とする。

本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、熔融炉心落下速度、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。熔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熔融物温度の条件のもとで実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の熔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熔融燃料－冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位（レベル0）未満かつ原子炉への注水なし、若しくは原

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、本評価においては、原子炉水位（レベル0）未満かつ原子炉への注水なしを確認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ため、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 の評価結果の方が保守的であることを確認している。このため、熔融炉心落下前の原子炉格納容器下部注水系（常設）による水張り操作の起点となっている、原子炉水位（レベル0）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炉心熔融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、原子炉水位（レベル0）未満かつ原子炉への注水なし、若しくは原子炉压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、本評価においては、原子炉水位（レベル0）未満かつ原子炉への注水なしを確認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ため、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原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压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。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。
(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圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認している。このため，熔融炉心落下前の原子炉格納容器下部注水系（常設）による水張り操作の起点となっている，原子炉水位（レベル 0）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，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圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして，熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認しており，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ない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして，制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが，原子炉圧力容器破損（事象発生から約 3.8

時間後) に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、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等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等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、原子炉压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、原子炉压力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について、原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクを評価するにあたり、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、事故シーケンスを「大破断 L O C A + 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、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉压力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、第 3.3.7 図に示すとおり、事象発生から約 3.0 時間後に原子炉压力容器破損に至り、圧力スパイクの最大値は約 0.31MPa[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

操作条件の熔融炉心落下前の原子炉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水位（レベル0）未満かつ原子炉への注水なしを確認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、原子炉水位（レベル0）未満かつ原子炉への注水なしを確認するまでに事象発生から約29分の時間余裕があり、また、格納容器下部の水張り操作は原子炉水位等の傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であることから、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

操作条件の熔融炉心落下前の原子炉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。

（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。

操作条件の熔融炉心落下前の原子炉格納容器下部注水系（常設）による水張り操作については、原子炉水位（レベル0）未満かつ原子炉への注水なしを確認するまでの時間は事象発生から約29分あり、格納容器下部への注水操作は原子炉水位等の傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また、原子炉水位（レベル0）未満かつ原子炉への注水なしを確認した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。熔融炉心落下前の原子炉格納容器下部注水系（常設）による水張りは約1.8時間で完了することから、水張りを事象発生から約29分後に開始すると、事象発生から約2.4時間後に水張りが完了する。事象発生から約2.4時間後の水張り完了から約3.8時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると、格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して1.4時間程度の時間余裕がある。

(4) まとめ

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

3.3.4 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 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。

3.3.5 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、原子炉格納容器下部注水系（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 3.4m の水張りを実施する手段を整備している。

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高压注水失敗＋低压ECCS失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI発生）」に全交流動力電源喪失を重畳させたシーケンスについて、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。

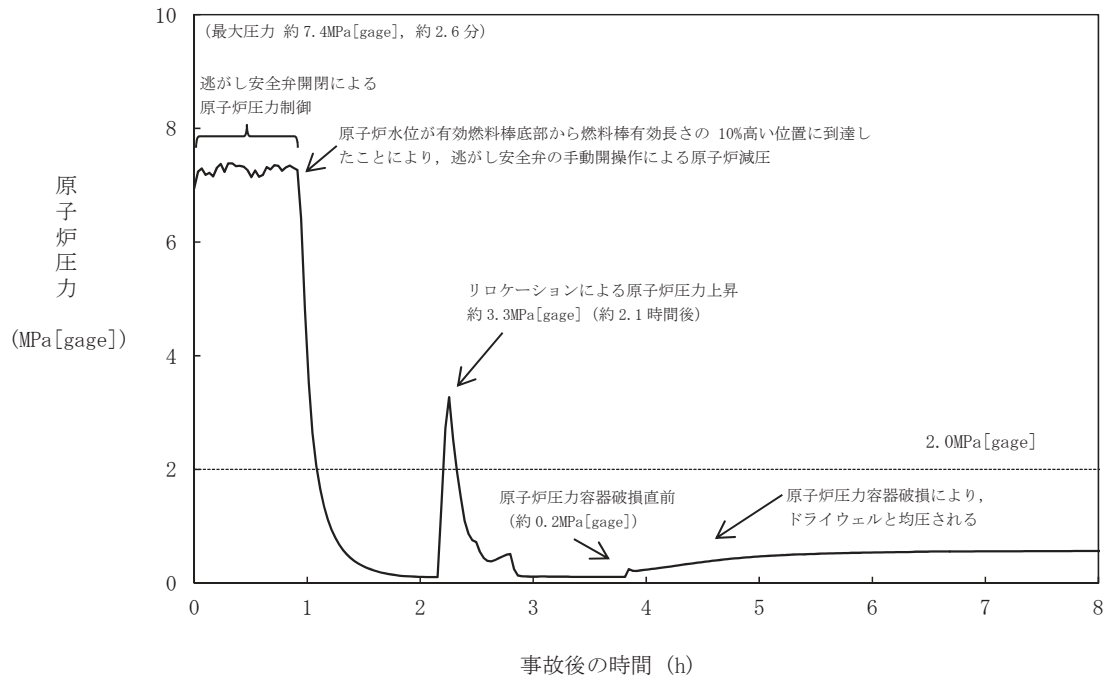
(添付資料 3.5.1)

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。

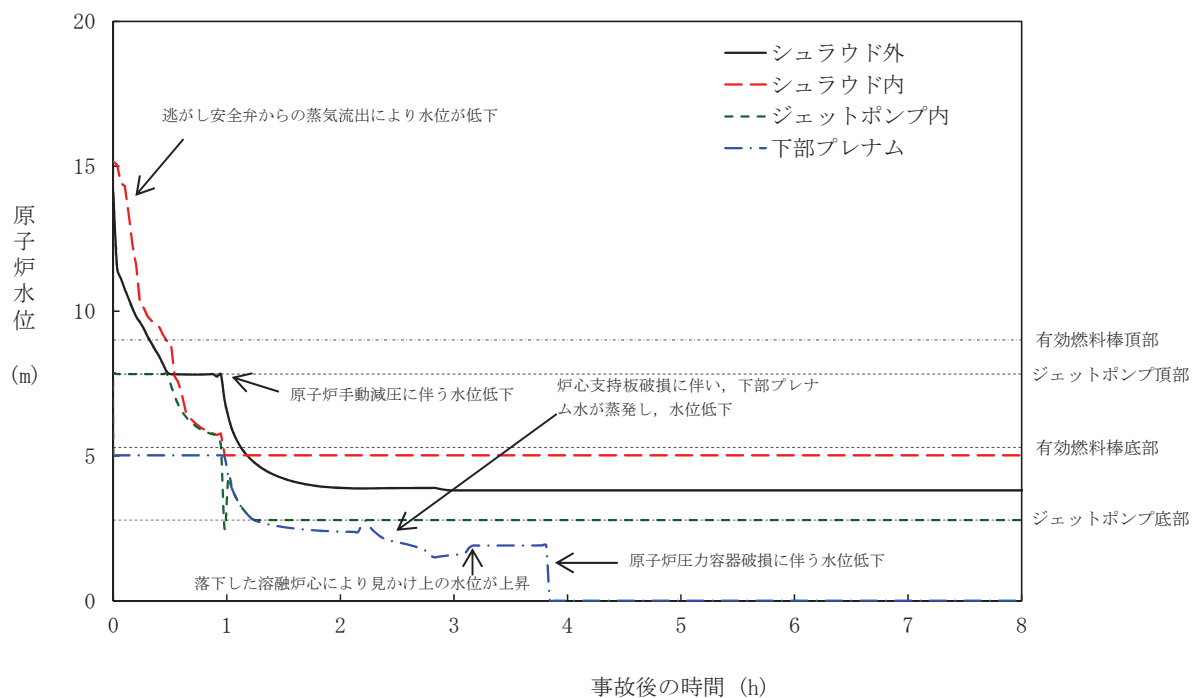
重大事故等対策時に必要な要員は、重大事故等対策に備え発電所に常駐している

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。

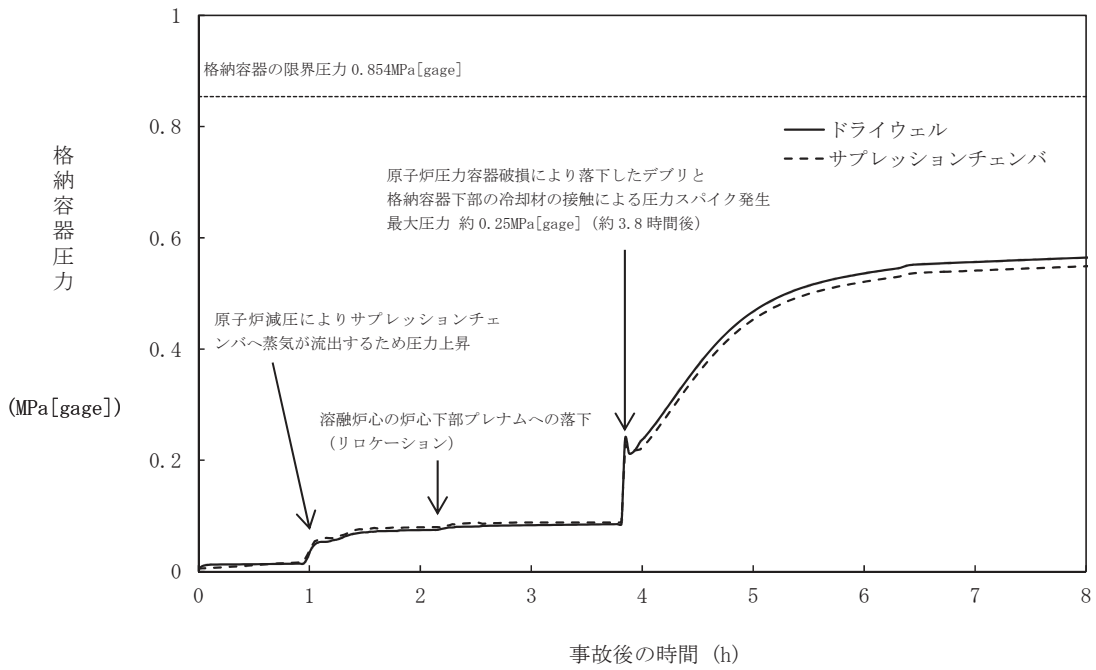
以上のことから，原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水等の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。



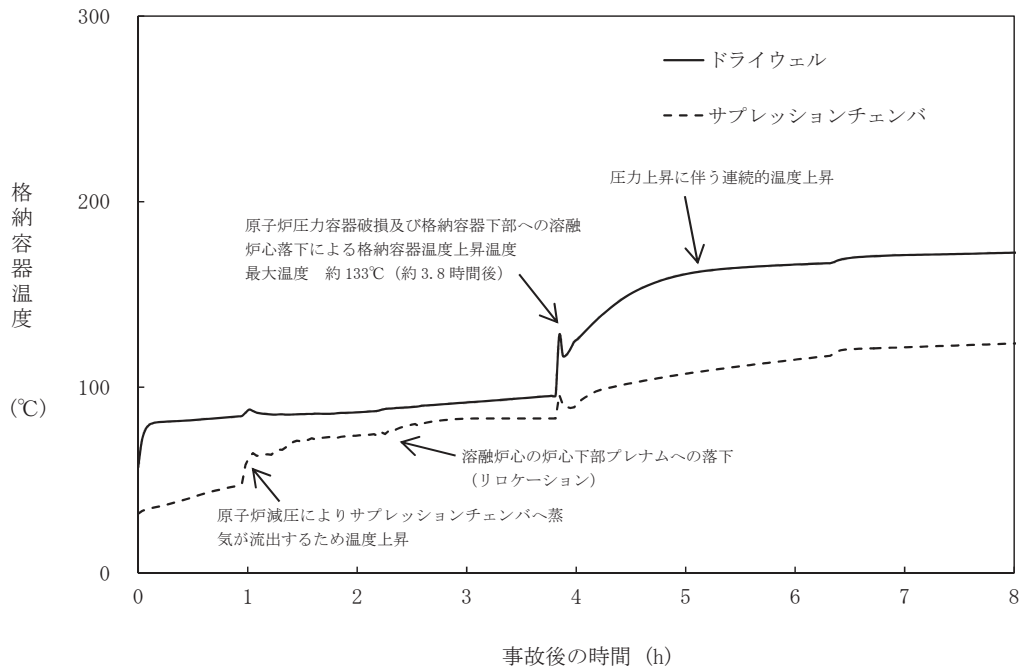
第 3.3.1 図 原子炉圧力の推移



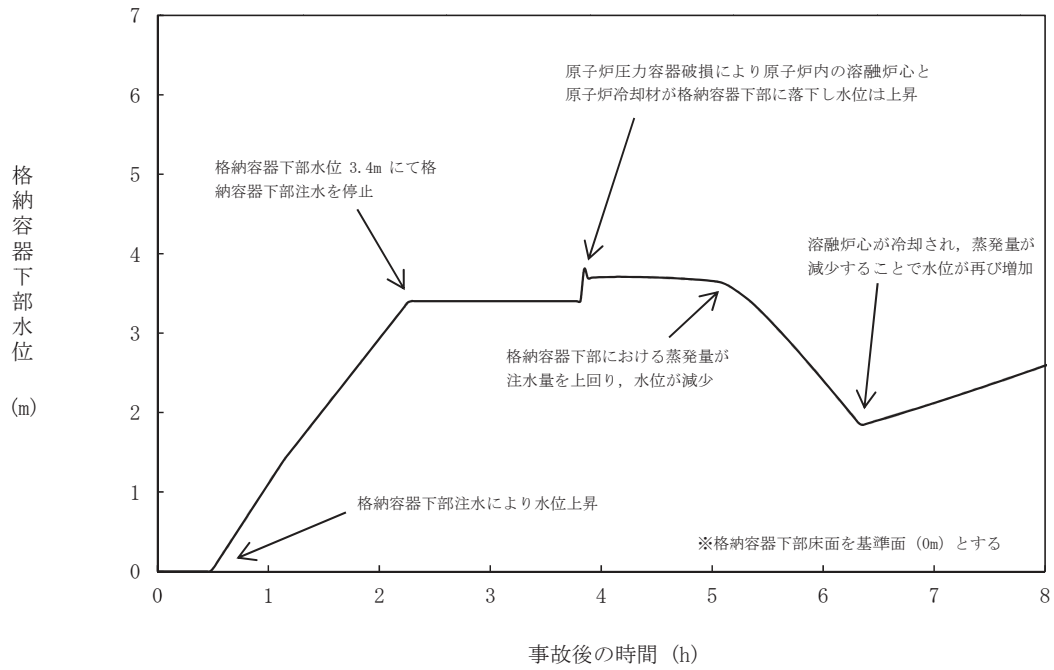
第 3.3.2 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



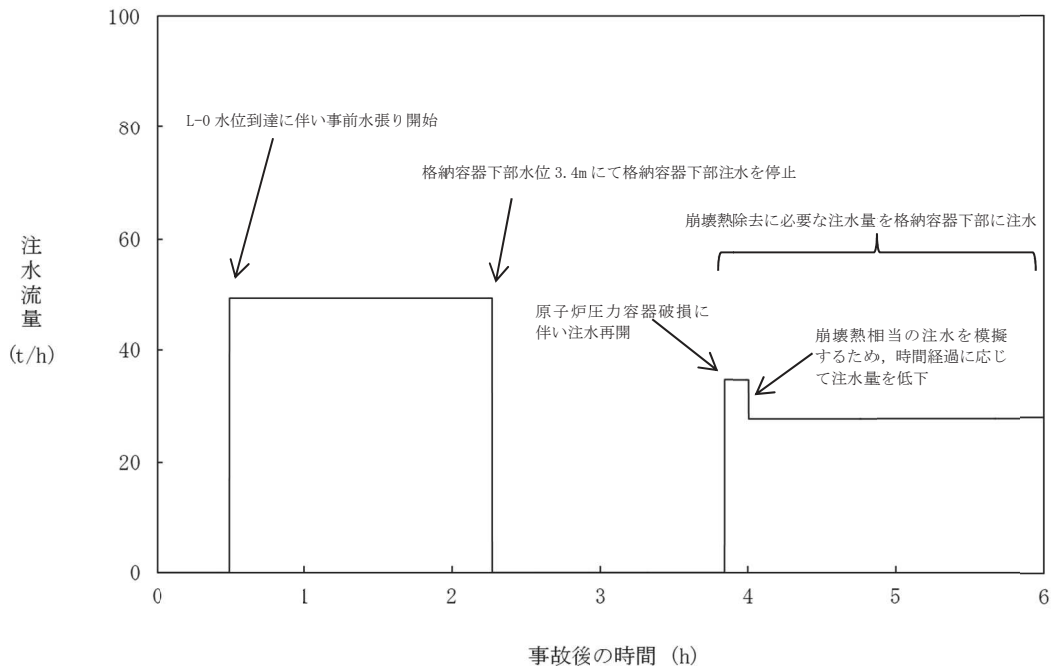
第 3. 3. 3 図 格納容器圧力の推移



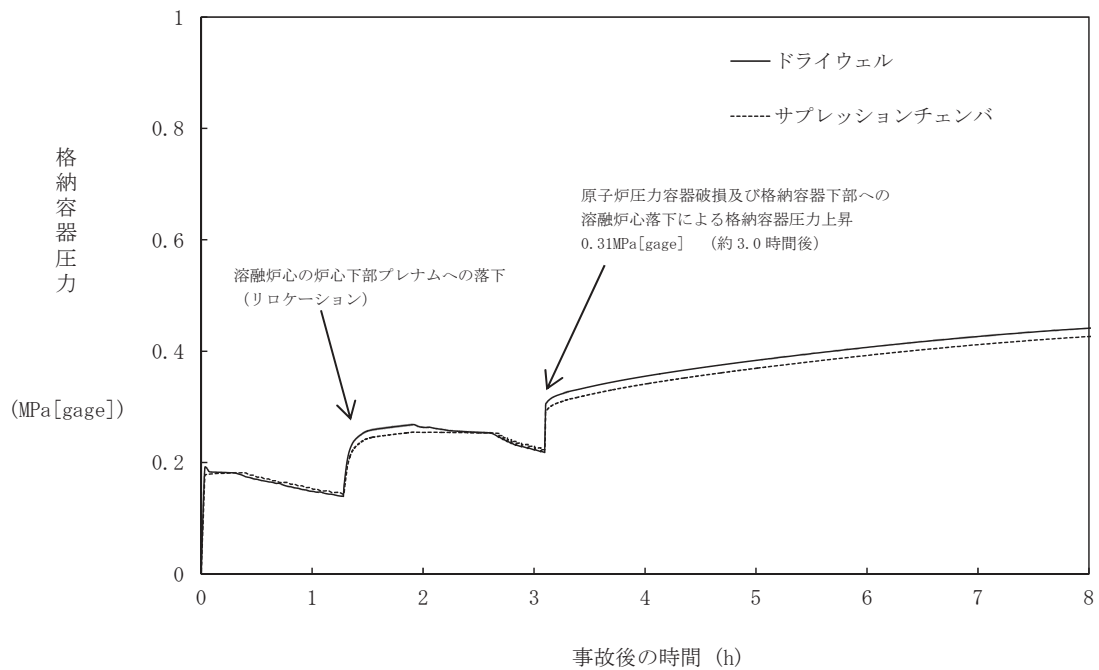
第 3. 3. 4 図 格納容器温度の推移



第 3. 3. 5 図 格納容器下部水位の推移



第 3. 3. 6 図 格納容器下部への注水流量の推移



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UO₂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 3.4m の水張りが実施されているものとした。なお、応力評価の対象としている内側鋼板及び外側鋼板（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19MJ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、格納容器下部の内側鋼板にかかる応力は約363MPa、外側鋼板にかかる応力は約130MPaとなった。これは内側及び外側鋼板の降伏応力を大きく下回る値であり、かつ、弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持に支障が生じるものではない。なお、構造上、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。

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

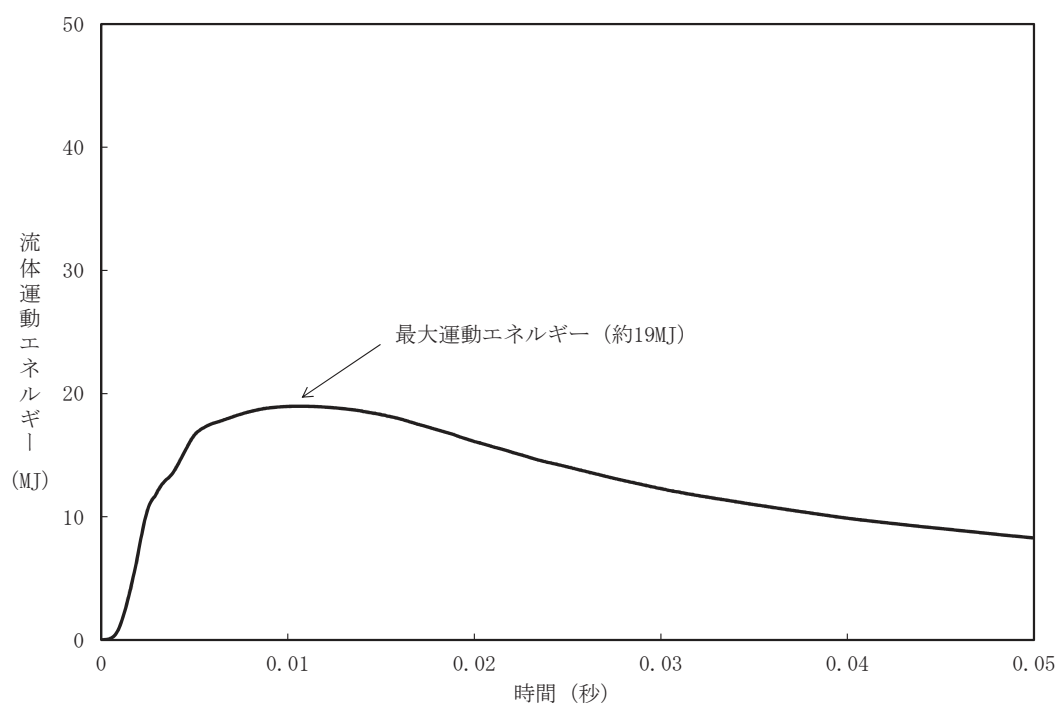


図1 水蒸気爆発によるエネルギーの推移^{※1}

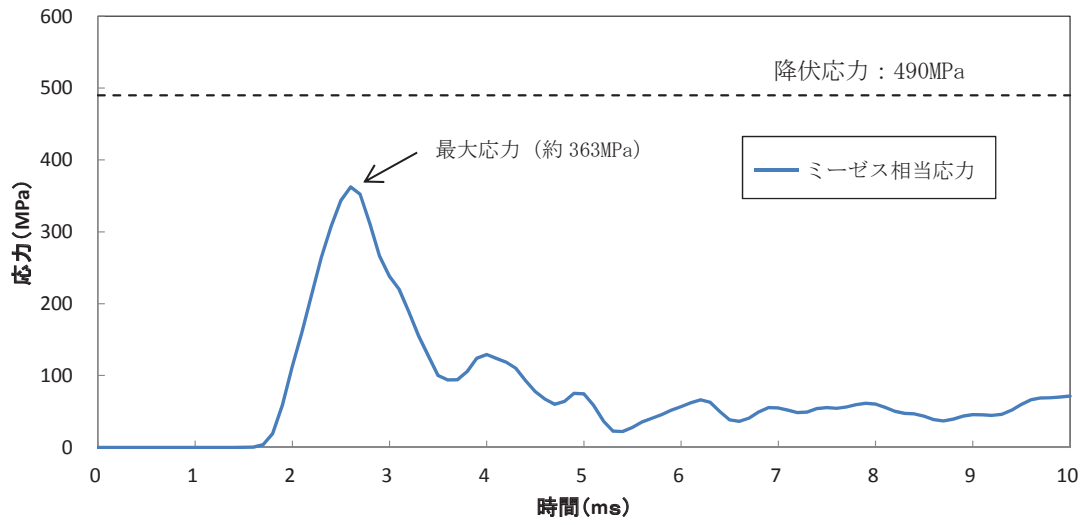


図2 格納容器下部内側鋼板の応力の推移^{※1}

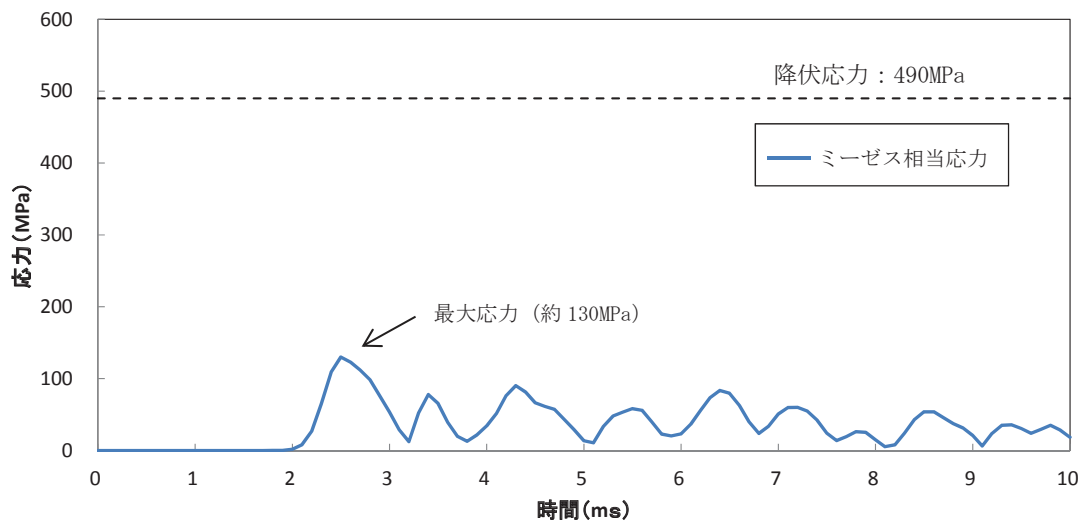


図3 格納容器下部外側鋼板の応力の推移^{※1}

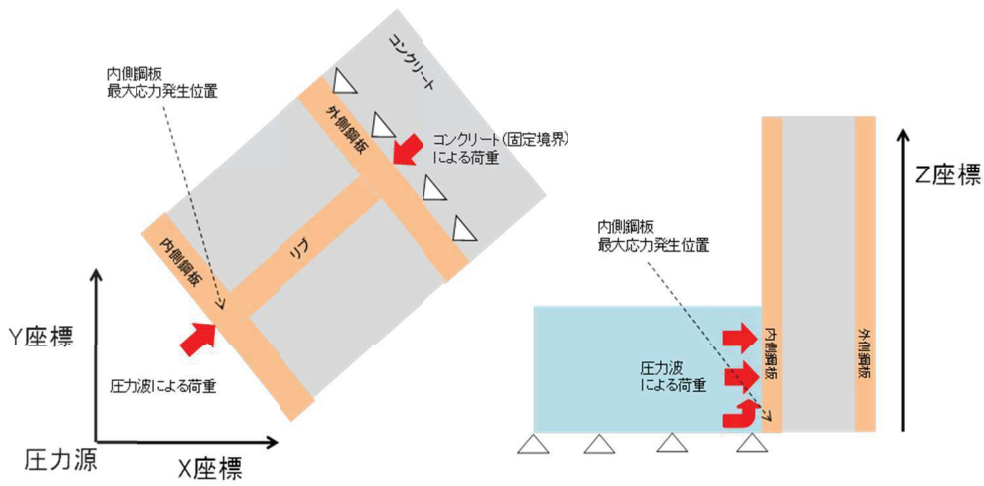
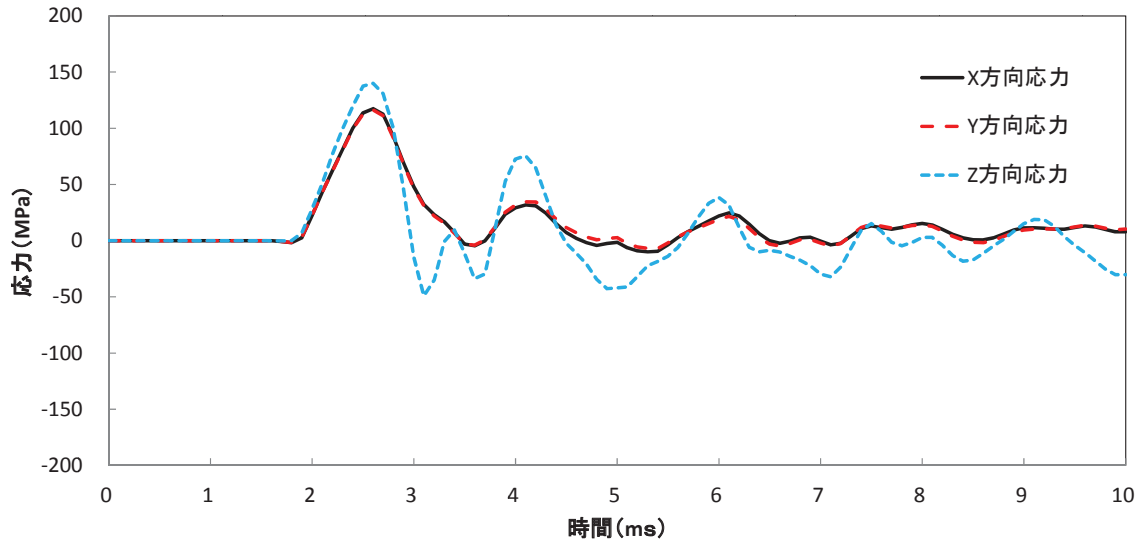


図4 格納容器下部内側鋼板の応力の推移（3次元方向）※1

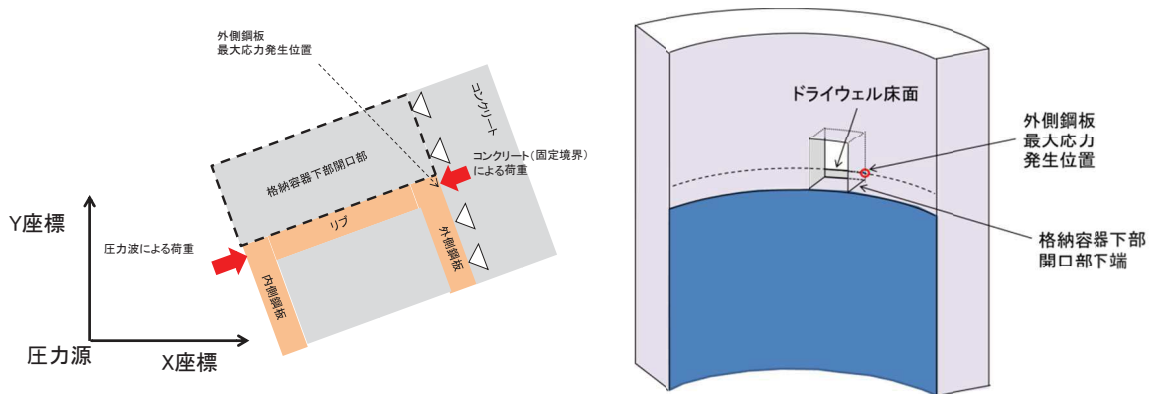
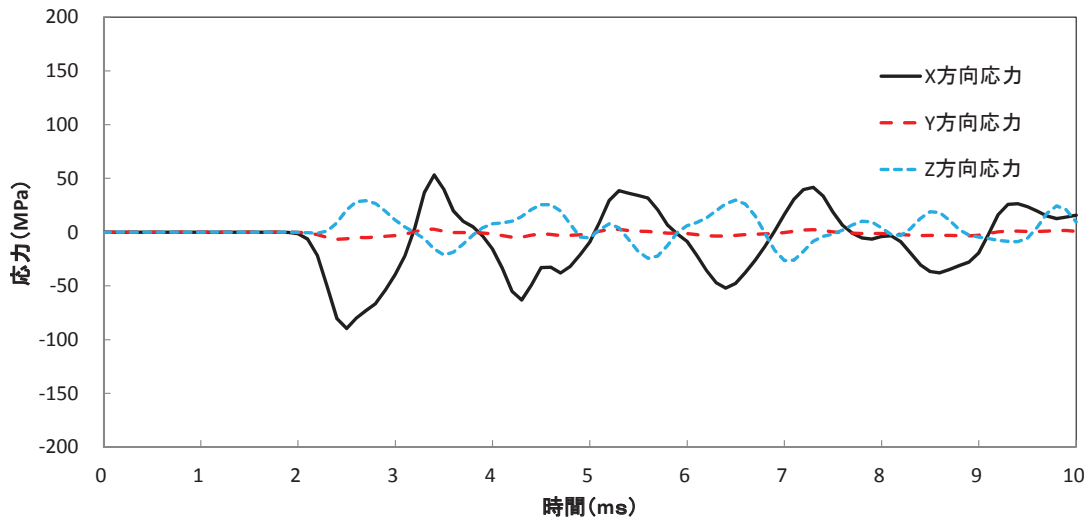


図5 格納容器下部外側鋼板の応力の推移（3次元方向）※1

※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（原子炉压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※	原子炉压力容器の破損径	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DESTAL水深	3.4m	溶融炉心-コンクリート相互作用による格納容器破損防止対策として落下した溶融炉心を微粒子化し、十分な除熱量を確保するため、あらかじめ水張りを行うものとして手順上定めている値
	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
	爆発計算時の微粒子径	50 μ m	FARO, KROTOS 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
LS-DYNA	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 原子炉压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、溶融炉心が原子炉压力容器（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、「圧カスパイク」という。）が生じるほか、実機条件における大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は低いと推定されるものの水蒸気爆発が発生する可能性も考慮に入れる必要がある。初期水張りの水深によって想定される影響の程度は変化すると考えられることから、初期水張りを実施する場合には、両者の影響を考慮して水位を決定する必要がある。以下に初期水張りにおける水位設定の考え方を示す。

1. 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、圧カスパイクである。

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以上の条件化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。

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

女川2号炉の有効性評価の評価事故シーケンスにおいては、原子炉注水が使用できず原子炉压力容器破損が想定されるような事象の際に、原子炉压力容器破損前に逃がし安全弁の温度上昇抑制を期待した格納容器スプレイを実施することとしていない。また、水張り水位を約3.4mとしており、仮に注水量を超過したとしても、ドライウ

エル床面高さ以上の水位上昇はドライウェル床面全面を満たしながら水位が上昇することから、その水位上昇はわずかであり、FCI への影響も小さいと考える。したがって、格納容器下部への初期水張りの水位が上昇した場合の FCI への影響評価は不要と考える。

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. 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。

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 緩和の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 3.4m にするのに必要な水量（約 90m³）を注水する運用としている。初期水張り水位 3.4m における FCI, MCCI の影響や、水張りの実施可能性については、FCI, MCCI 各事象の有効性評価で示したとおり、問題がないものとする。

(2) 水位の設定根拠

a. FCI の影響の観点

(a) 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 3.4m 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）

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 R P V 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H0のアスペクト比(H0/D)によって整理できる。初期水張り水位3.4m、ペDESTALの径5.5mの場合、アスペクト比が約0.6となることから、水塊の上昇を含む最大水位は約5m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。

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0.400MPa[abs]以下となる。0.400MPa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0.400MPa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。

(b) 圧カスパイク

格納容器下部の初期水張りの水深が3.4mの場合のFCIによる圧カスパイクの評価結果については、本3.3章に示すとおり、格納容器の健全性に問題がないことを確認している。

b. MCCI の影響の観点

格納容器下部の初期水張りの水深が3.4mの場合のMCCIの評価結果については、「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、格納容器の健全性に問題が無いことを確認している。

4. 格納容器下部の水位が低い場合の影響評価

3. で示した通り、損傷炉心冷却失敗を確認した場合には、約3.4mの深さまで初期水張りを実施する。

ただし、格納容器下部への注水が遅れる等により、RPV破損時点で初期水張り水位が3.4mより低い場合は、FCIによる圧カスパイク、MCCIによる格納容器への負荷が大きくなる可能性がある。そこで、注水開始の遅れにより、初期水張り水位が低い場合の影響を評価した。

(1) 評価条件

感度解析として格納容器下部の初期水張り水位が3.4mより0.4m(格納容器下部注水遅れ時間15分相当)低い水位である3m水張りの場合の影響を評価した。

その他の評価条件はベースケースと同様である。

(2) 評価結果

a. FCI

水蒸気爆発については、3. (2)a. で述べたように、3.4mよりも水位が低くなるため、荷重としては小さい方向になると考えられる。初期水張り水位3mのときの格納容器圧力の推移を図2に示す。RPVが破損して、溶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、圧カスパイクのピーク圧力は約0.24MPa[gage]であり、水位3.4mの場合の約0.25MPa[gage]よりも若干低くなっている。女川2号炉の条件では、水深が深くなったことにより、顕熱により圧カスパイクを低減させる効果よりも、蒸気発生や未反応Zrからの水素発生により、圧カスパイクを増加させる効果の方が大きくなっているものと考えられる。

b. MCCI

初期水張り水位を3mとした場合の格納容器下部水位の推移を図3に示す。RPV破損によって溶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、溶融炉心の堆積高さまでは到達せず、溶融炉心の冠水を維持している。このときのMCCIによるコンクリート侵食量の評価結果を図4に示す。侵食量は床面、壁面ともに約0.02m以下であり、3.4mの場合よりもやや増加するが、大きな差異はない。

5. 結論

女川2号炉においては、溶融炉心の粒子化の効果等によるMCCIの影響緩和を期待できる水位として、初期水張り水位を約3.4mにするのに必要な水量(約90m³)に設定している。初期水張り水位を3.4mとした状態でFCIによる水蒸気爆発が発生した場合においても格納容器が破損に至る恐れはないことを確認した。また、格納容器下部の水位が現状の初期水張りの水位である3.4mに至らない場合も、溶融炉心が露出しない初期水張り水位が確保されている場合は、FCI及びMCCIによって格納容器が破損に至る恐れはない。

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

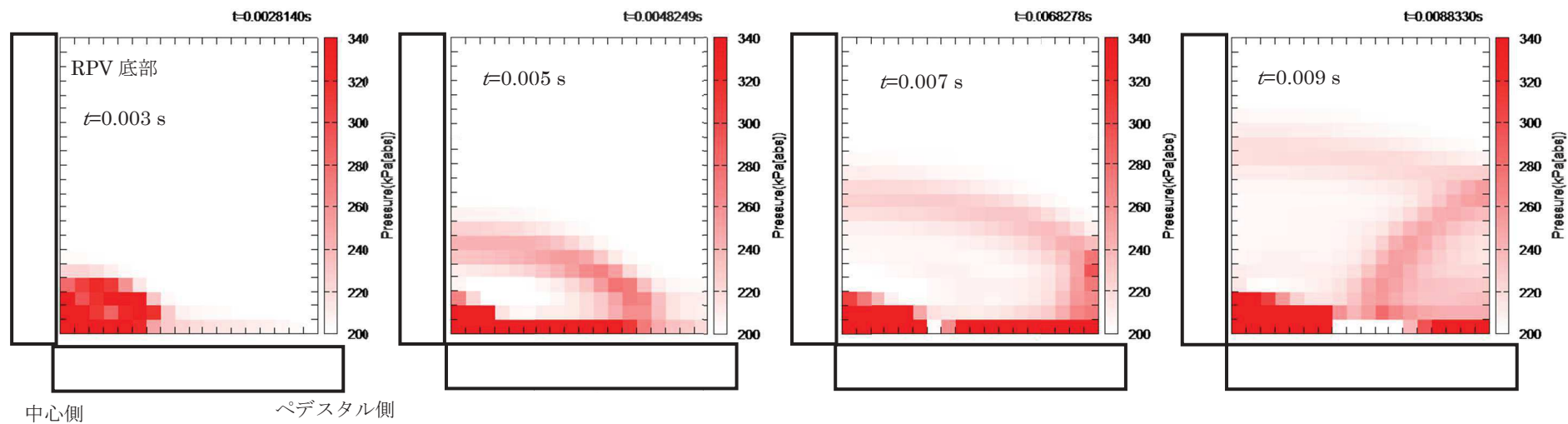


図1 格納容器下部 初期気相部 の圧力変化図

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。

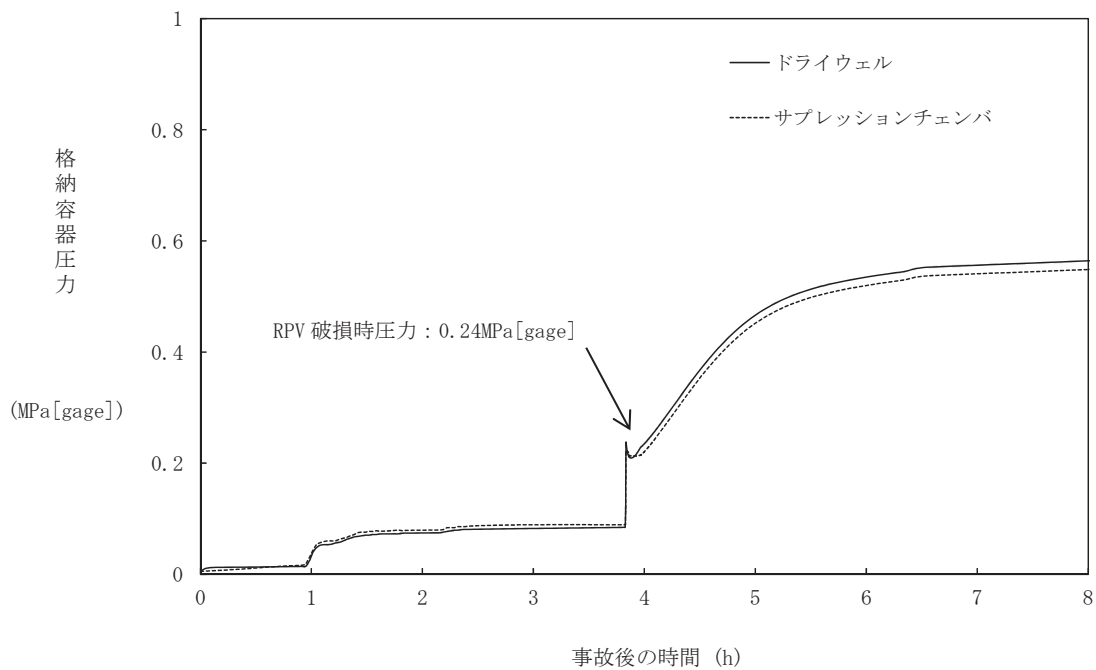


図2 格納容器圧力の推移 (初期水張り水位 3m)

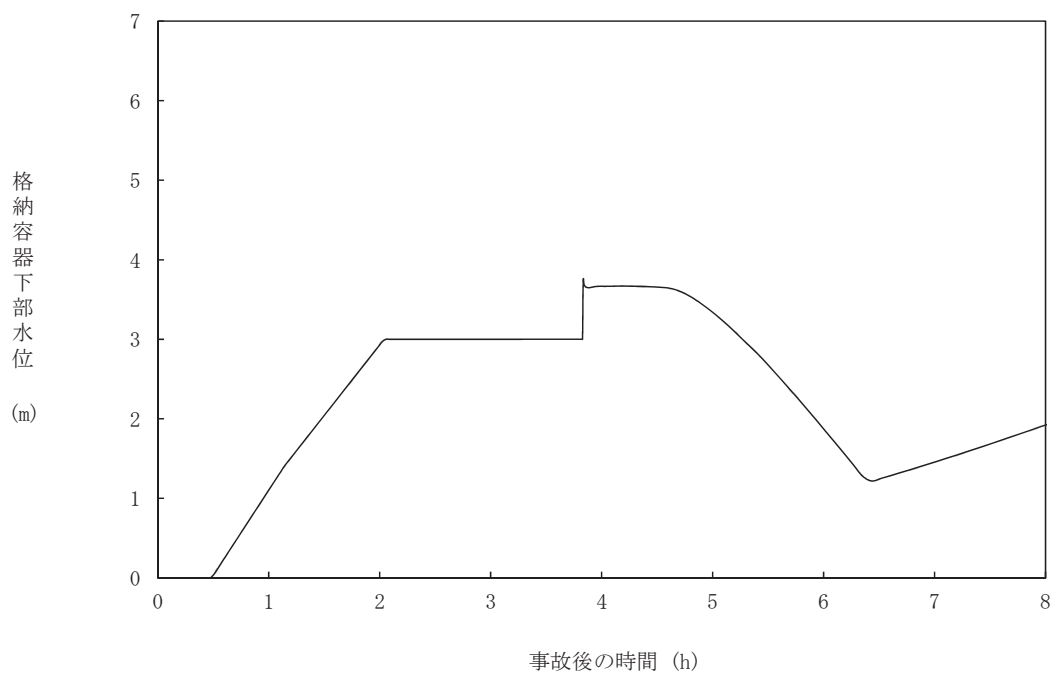


図3 格納容器下部水位の推移 (初期水張り水位 3m)

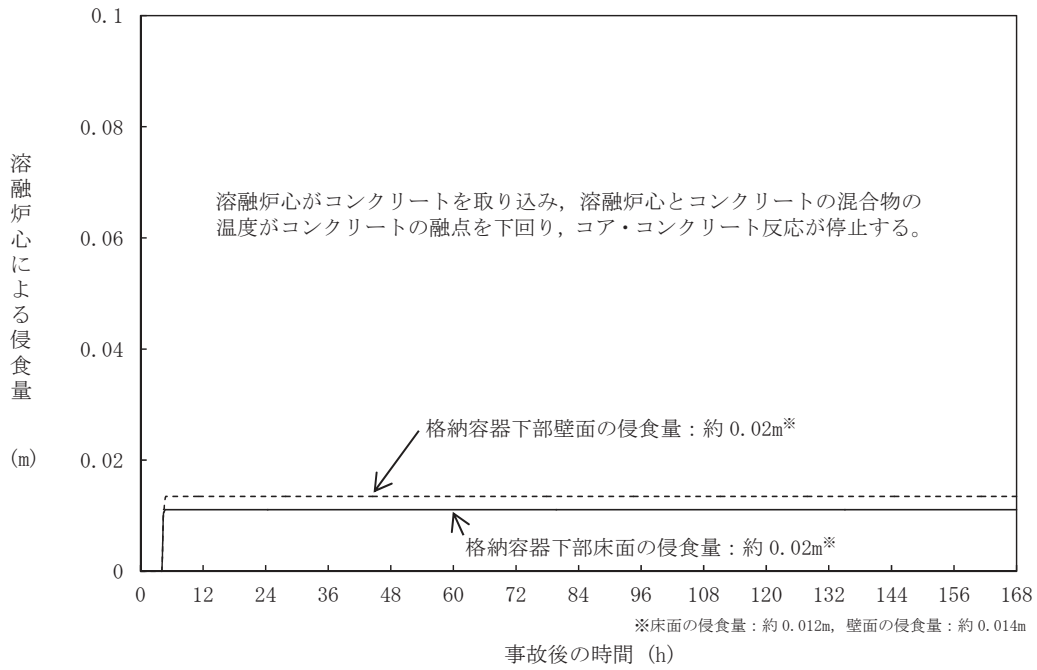


図4 コンクリート侵食量の推移（初期水張り水位 3m）

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） 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。 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、炉心溶融の開始時刻への影響は小さい ・炉心下部プレナムへの溶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、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。 本評価事故シーケンスでは、原子炉水位（レベル0）未滿かつ原子炉への注水なし、若しく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、本評価においては、原子炉水位（レベル0）未滿かつ原子炉への注水なしを確認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ため、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を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間への感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認していることから、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 の評価結果の方が保守的である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 の評価結果の方が保守的である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、実験体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非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、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度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雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
原子炉圧力容器 炉心損傷後	リロケーション	溶融炉心挙動モデル（リロケーション）	・TMI 事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した ・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した ・TQUV、大破断 LOCA シーケンスともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した	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、原子炉水位（レベル0）未滿かつ原子炉への注水なし、若しく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、本評価においては、原子炉水位（レベル0）未滿かつ原子炉への注水なしを確認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ため、運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心挙動モデルは TMI 事故についての再現性が確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認しており、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	溶融炉心挙動モデル（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しきい値（最大ひずみ）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が確認されている。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 3.8 時間後）に対して早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	原子炉圧力容器外 FCI（溶融炉心細粒化） 原子炉圧力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）	溶融炉心挙動モデル（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。	本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える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] (実績値)	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% (実績値)	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) (実績値)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、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等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 (実績値)	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℃ (実績値)	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水位(レベル0)未満かつ原子炉への注水なしを確認した時点で開始す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℃ (実績値)	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水位(レベル0)未満かつ原子炉への注水なしを確認した時点で開始す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] (実績値)	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3.8時間で約239kPa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3.8時間で約239kPa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	40℃	約20℃～約40℃ (実績値)	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	運転員等操作としては原子炉水位(レベル0)未満かつ原子炉への注水なしを確認した時点で開始す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、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の発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。一方、トリガリングの発生を前提とした水蒸気爆発の観点では、低い水温は厳しめの評価を与えるが、水温の変化に対する水蒸気爆発のエネルギーの感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。

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。	—	
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	事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、大破断LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度等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。 (添付資料 3.3.5)	溶融炉心落下後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、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0.31MPa[gage]であり、格納容器の限界圧力の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	全交流動力電源喪失 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	—	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定。 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の機能喪失を設定するとともに、重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定。	—	—	
	外部電源	外部電源なし	—	外部電源なしを重畳させることでより厳しい状態を設定。 なお、炉心冷却性上厳しくする観点から、再循環ポンプは事象発生と同時にトリップせず、原子炉水位低（レベル2）でトリップするものとする	仮に外部電源がある場合は、再循環ポンプは事象発生と同時にトリップしないため、原子炉水位の低下が早くなることが考えられるが、解析条件として考慮していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	仮に外部電源がある場合は、再循環ポンプは事象発生と同時にトリップしないため、原子炉水位の低下が早くなることが考えられるが、解析条件として考慮していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
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） (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。
		自動減圧機能付き逃がし安全弁の1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	最確条件とした場合は、解析条件で設定している弁数より多くなり、原子炉急速減圧時の減圧時間が短くなるが、原子炉急速減圧後に原子炉圧力を基点とする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、原子炉圧力容器破損の時間が遅くなるため、原子炉圧力容器破損時に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。	
	原子炉格納容器下部注水系（常設）	事前水張り時：50m ³ /hで注水	事前水張り時：50m ³ /hで注水	原子炉圧力容器破損の事前の検知から破損までの時間余裕に基づき3.4m到達まで水張り可能な流量として設定	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。	

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	常設代替交流電源設備からの受電操作	事象発生 15 分後に受電完了	<p>事象判断時間を考慮して, 事象発生から 10 分後から常設代替交流電源設備からの受電操作を開始し, 操作時間として 5 分間を設定</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, 常設代替交流電源設備からの受電を開始する手順としている。全交流動力電源喪失の確認については, 詳細に以下に示すとおり, 外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の機能喪失確認 (再起動操作含む) に約 3 分を想定している。これに余裕を含めて 10 分間を全交流動力電源喪失の確認時間と想定している。全交流動力電源喪失の確認時間には十分な時間余裕を含んでいることから, 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>[外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の機能喪失確認: 10 分間 (余裕含む)]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム後の状態確認 (外部電源喪失確認含む) に 1 分間を想定 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心スプレイ系及び非常用ディーゼル発電機等の機能喪失の確認に 2 分間を想定 <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おり, 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】 常設代替交流電源設備からの受電の操作内容及び操作所要時間は以下のとおりである。受電準備及び受電操作に 5 分間を想定している。</p> <p>[受電準備及び受電操作: 5 分間]</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備の受電準備として, 負荷抑制のための操作スイッチの引き保持等の所要時間に 3 分間を想定 常設代替交流電源設備からの受電操作として, 受電に必要な遮断器操作の所要時間として 2 分間を想定 <p>【他の並列操作有無】 常設代替交流電源設備からの受電操作時に, 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>	<p>常設代替交流電源設備からの受電操作の認知時間及び操作時間は, 時間余裕を含めて設定されていることから, その後に進行する原子炉格納容器下部注水系 (常設) の起動及び系統構成の操作開始時間が解析上の設定よりも早まる可能性があるが, その後の操作であ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への事前水張り操作は, 原子炉水位や原子炉压力容器下鏡部温度等を確認し, 損傷炉心冷却失敗の判断により実施することとしていることから, 操作開始時間に与える影響は小さい。</p>	<p>常設代替交流電源設備からの受電操作の認知時間及び操作時間は, 時間余裕を含めて設定されていることから, その後に進行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への事前水張り操作は, 原子炉水位や原子炉压力容器下鏡部温度等を確認し, 損傷炉心冷却失敗の判断により実施することとしていることから, 操作開始時間に与える影響は小さい。</p>	<p>常設代替交流電源設備からの受電操作の後に行う溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部注水系 (常設) による水張り操作があるが, 注水操作所要時間及び水張りの時間が合計約 1.9 時間必要であり, 原子炉压力容器破損 (事象発生から約 3.8 時間後) までに水張りを完了させる必要があることから 1.9 時間程度の時間余裕がある。</p>	<p>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。解析上においては, 起因事象の給水流量の全喪失から常設代替交流電源設備の受電操作まで 15 分を想定しているところ, 訓練実績では約 12 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。</p>

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	条件設定の考え方					
操作条件	原子炉水位（レベル0）未滿かつ原子炉への注水なしを確認した時点で開始。 50m ³ /hで約1.8時間注水し、格納容器下部に水位3.4mの水張りを行う（事象発生から約29分後）	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】 原子炉への注水がなく原子炉水位がレベル0に到達（事象発生から約29分後）した場合、格納容器下部への注水を開始する手順としている。原子炉への注水状況及び原子炉水位は、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】 原子炉格納容器下部注水系（常設）による水張り開始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5分を想定している。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1.8時間の注水で格納容器下部に水位約3.4mの水張りを行うが、水張り中の操作は原子炉格納容器下部注水流量及び格納容器下部水位を監視し、流量調整をすのみであるため、操作開始時間に与える影響はない。 〔原子炉格納容器下部注水系（常設）による水張り開始：5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 格納容器下部への注水弁の開操作に1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>	原子炉水位（レベル0）未滿かつ原子炉への注水なしを確認するまでに事象発生から約29分の時間余裕があり、また、格納容器下部注水操作は、原子炉水位等の傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であることから、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。	原子炉水位（レベル0）未滿かつ原子炉への注水なしを確認した時点で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。溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部注水系（常設）による水張りは約1.8時間で完了することから、水張りを事象発生から約29分後に開始すると、事象発生から約2.4時間後に水張りが完了する。事象発生から約2.4時間後の水張り完了から約3.8時間後の原子炉压力容器破損までの時間を考慮すると、格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して1.4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、原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0に到達後、約4分間で原子炉格納容器下部注水系（常設）による水張りを開始。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熔融燃料－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、熔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0.31MPa[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

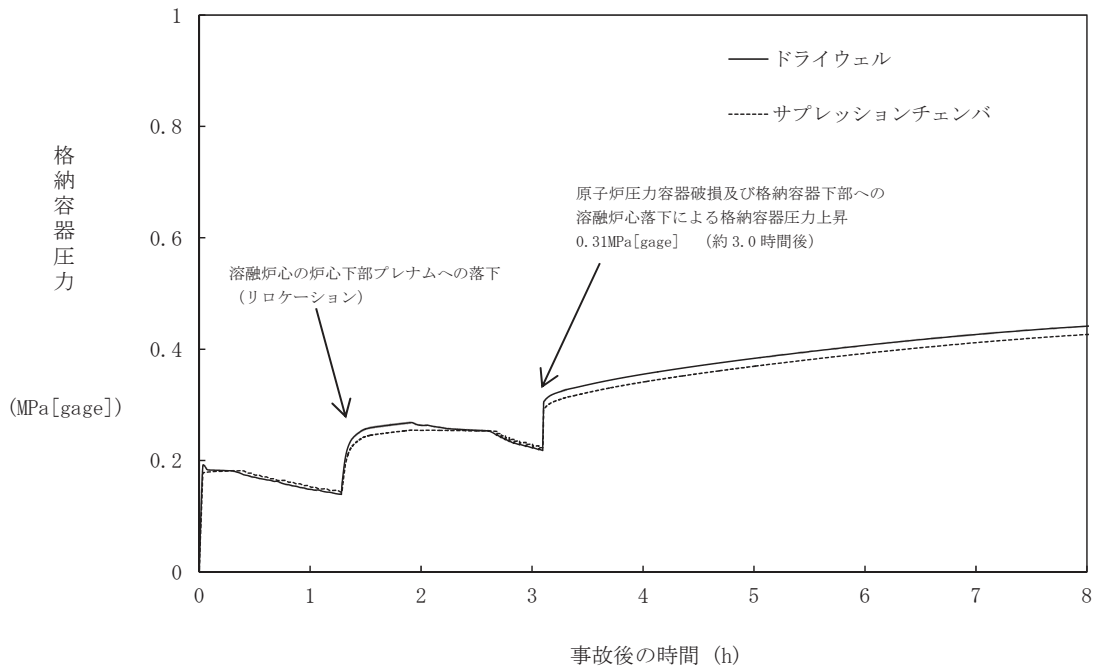


図1 格納容器圧力の推移

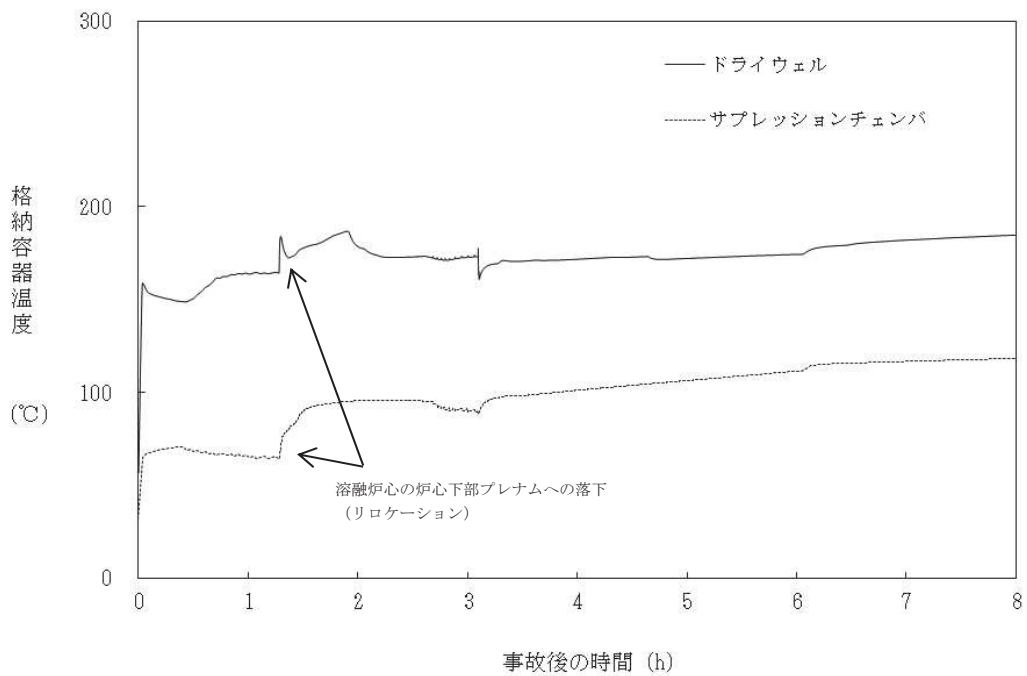


図2 格納容器温度の推移

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十分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，重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し，原子炉圧力容器破損に至るものとする。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シナリオに対して，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 c. , g. 及び h. である。

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる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3.2.3図である。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策の概略系統図は第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。

なお、全交流動力電源喪失を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための時間を厳しくし、また、格納容器への注水及び除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシーケンスとなる。

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10%高い位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉圧力容器内FP挙動、炉心損傷後の原子炉格納容器における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、注水流量、格納容器温度、ドライウェル及びサブ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）、サブプレッションプール水位、サブ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 3.5.13 図に示す。

a. 事象進展

事象進展は「3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

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 1cm、壁面で約 1cm 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 1cm 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 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、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 1cm であるため、約 5kg 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 695kg 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 2.1vol%であり、可燃限界を下回る。ドライ条件では、事象発生の約 7時間後から約 18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 1vol%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 7.7vol%であり、サプレッションチェンバ内の全圧が 0.54MPa[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

0.49MPa[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、サブ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。事象発生の約18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2.1vol%、サブプレッションチェンバにおいて約2.5vol%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 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。

※1 溶融炉心が適切に冷却されることについても、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下部注水系（常設）による水張り操作及び溶融炉心落下後の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崩壊熱を変化させ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、原子炉水位（レベル0）未満かつ原子炉への注水系なしを確認した時点（事象発生から約29分後）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、格納容器下部の雰囲気温度、格納容器圧力等を監視することによって、原子炉圧力容器破損を認知し、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、原子炉水位（レベル0）未満かつ原子炉への注水系なし、若しく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、本評価事故シーケンスでは、原子炉水位（レベル0）未満かつ原子炉への注水なしを確認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ため、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時点で格納容器下部への注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器破損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。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により、水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認している。このため、熔融炉心落下前の原子炉格納容器下部注水系（常設）による水張り操作の起点となっている、原子炉水位（レベル0）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。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉水位（レベル0）未満かつ原子炉への注水系なし、若しく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、本評価事故シーケンスでは、原子炉水位（レベル0）未満かつ原子炉への注水なしを確認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ため、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉圧力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては、熔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、原子炉圧力容器の破損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炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。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、原子炉水位（レベル0）未満かつ原子炉への注水系なし、若しく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、本評価事故シーケンスでは、原子炉水位（レベル0）未

満かつ原子炉への注水なしを確認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ため、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉压力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、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、原子炉压力容器の破損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原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損（事象発生から約 3.8 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、原子炉压力容器破損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压力容器における原子炉压力容器内 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压力容器内への 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压力容器内 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、デブリ粒子径の感度解析により、原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを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、溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プールクラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。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、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器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 の評価結果の方が保守的であることを確認している。本評価事故シーケンスでは、熔融炉心落下前の原子炉格納容器下部注水系（常設）による水張り操作の起点となっている、原子炉水位（レベル0）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压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いる。本評価事故シーケンスでは、原子炉压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。本評価事故シーケンスでは、原子炉压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 3.8 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、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、熔融炉心からのプール水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 3.5.14 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 16cm、壁面で約 17cm 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 112kg 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 695kg 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 112kg の気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが約 104kg、一酸化炭素ガスが約 8kg、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 2.5vol%）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等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に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への熱流束は、解析条件の大気圧状態において 800kW/m² 相当（圧力依存あり）に対して最確条件は解析条件の大気圧状態において 800kW/m² 相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同等であるため、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素材の扱いは、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素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。

事故条件の起因事象は、原子炉压力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定しているが、起因事象の違いによって操作手順（原子炉水位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に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のプール水への熱流束は、解析条件の大気圧状態において 800kW/m² 相当（圧力依存あり）に対して最確条件は大気圧状態において 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 3.5.14 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 16cm、壁面で約 17cm 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 112kg 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 695kg 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 112kg の気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが約 104kg、一酸化炭素ガスが約 8kg、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 2.5vol%）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素材の扱いは、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素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あたり、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、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、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3.5.15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わずかであることから、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、本評価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、事象発生の約7時間後から約18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7.7vol%であり、サプレッションチェンバ内の全圧が0.54MPa[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0.49MPa[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的に可燃限界である5vol%を上回ることはない。事象発生約18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2.1vol%、サプレッションチェンバにおいて約2.5vol%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水位（レベル0）未滿かつ原子炉への注水系なしを確認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、原子炉水位（レベル0）未滿かつ原子炉への注水系なしを確認するまでに事象発生から約29分の時間余裕があり、また、格納容器下部の水張り操作は、原子炉水位等の傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であることから、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圧力容器破損後（事象発生から約3.8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3.8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1.4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て実

施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。

(添付資料 3.5.2)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の溶融炉心落下前の原子炉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。

操作条件の溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部注水系（常設）による水張り操作については、原子炉水位（レベル0）未満かつ原子炉への注水系なしを確認するまでの時間は事象発生から約 29 分あり、また、原子炉水位（レベル0）未満かつ原子炉への注水系なしを確認した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。溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部注水系（常設）による水張りは約 1.8 時間で完了することから、水張りを事象発生から約 29 分後に開始すると、事象発生から約 2.4 時間後に水張りが完了する。事象発生から約 2.4 時間後の水張り完了から、事象発生から約 3.8 時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると、格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して 1.4 時間程度の時間余裕がある。

操作条件の溶融炉心落下後の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までの時間は事象発生から約 3.8 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 1.4 時間の時間余裕がある。

(添付資料 3.5.2)

(4) まとめ

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

3.5.4 必要な要員及び資源の評価

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

3.5.5 結論

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、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）」に全交流動力電源喪失を重畳させたシーケンスについて、有効性評価を行った。

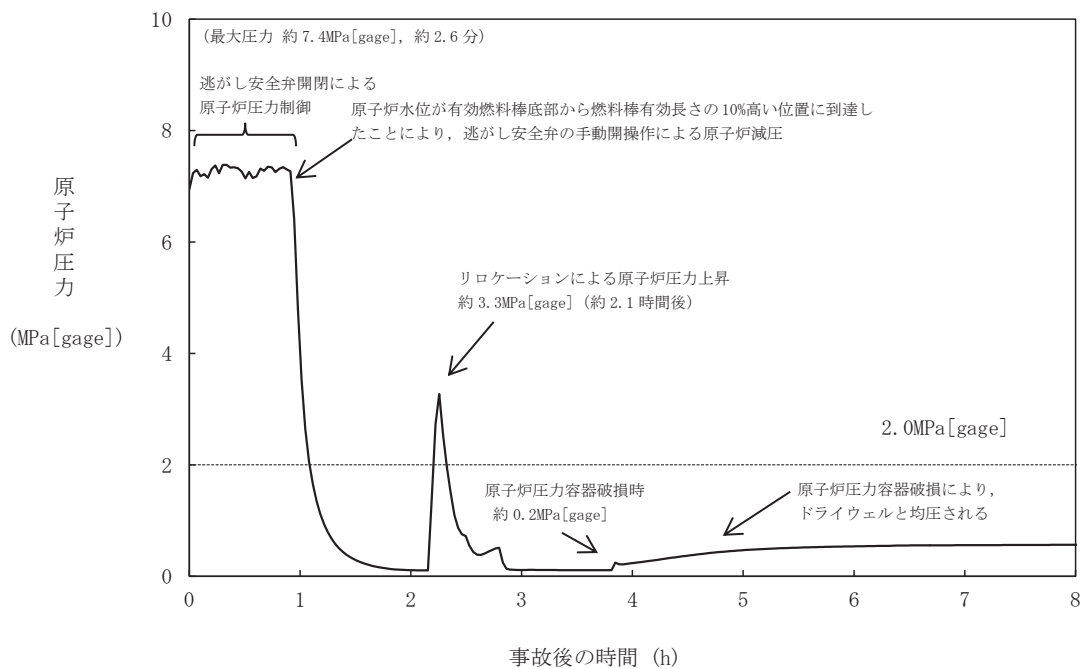
上記の場合においても、原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を実施することにより、溶融炉心の冷却が可能である。その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約1cm、壁面で約1cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。

（添付資料 3.5.1）

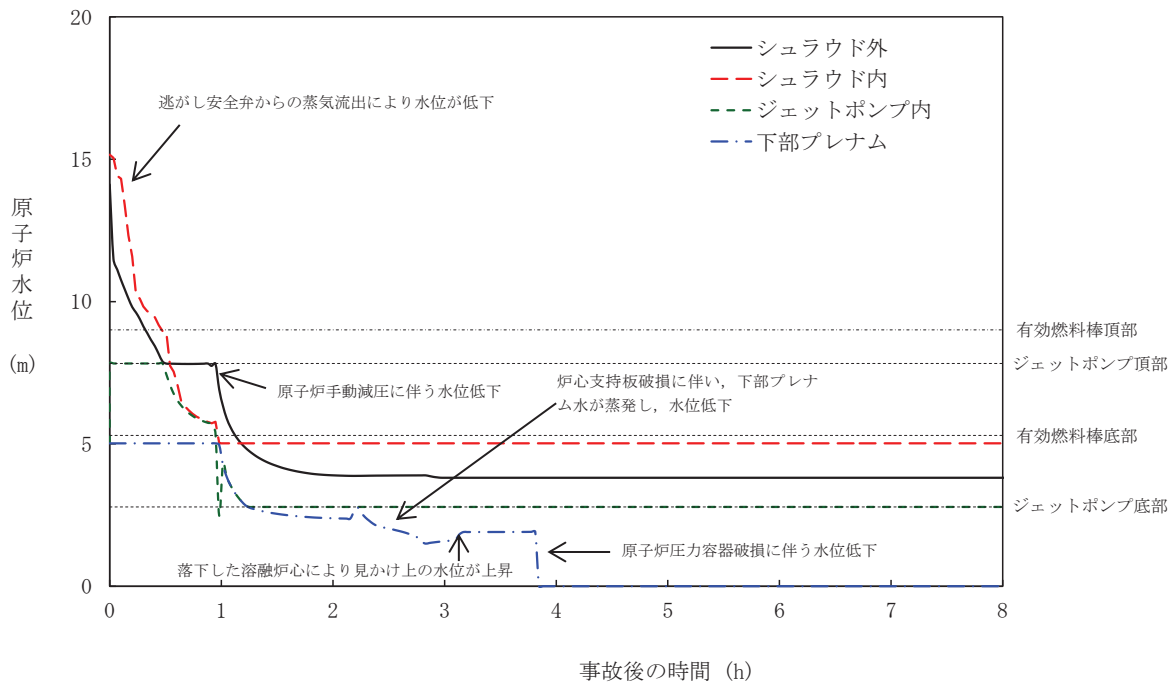
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、重大事故等対策に備え発電所に常駐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。

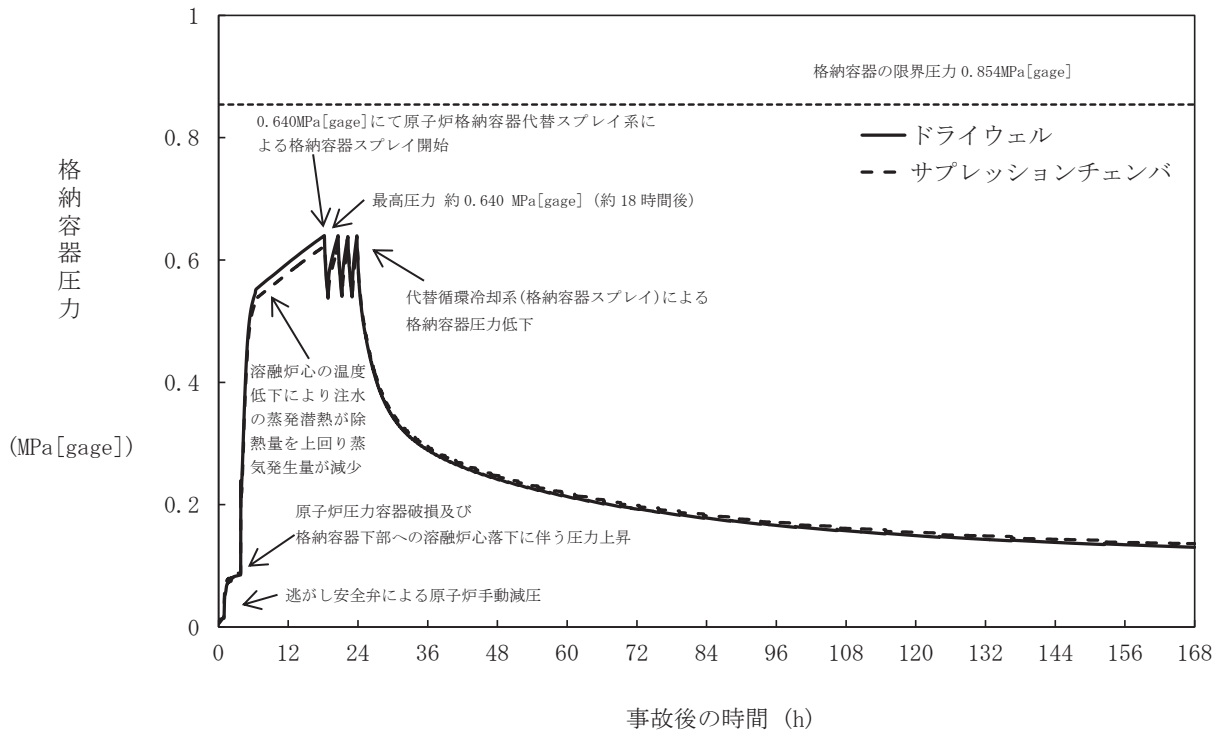
以上のことから、原子炉格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。



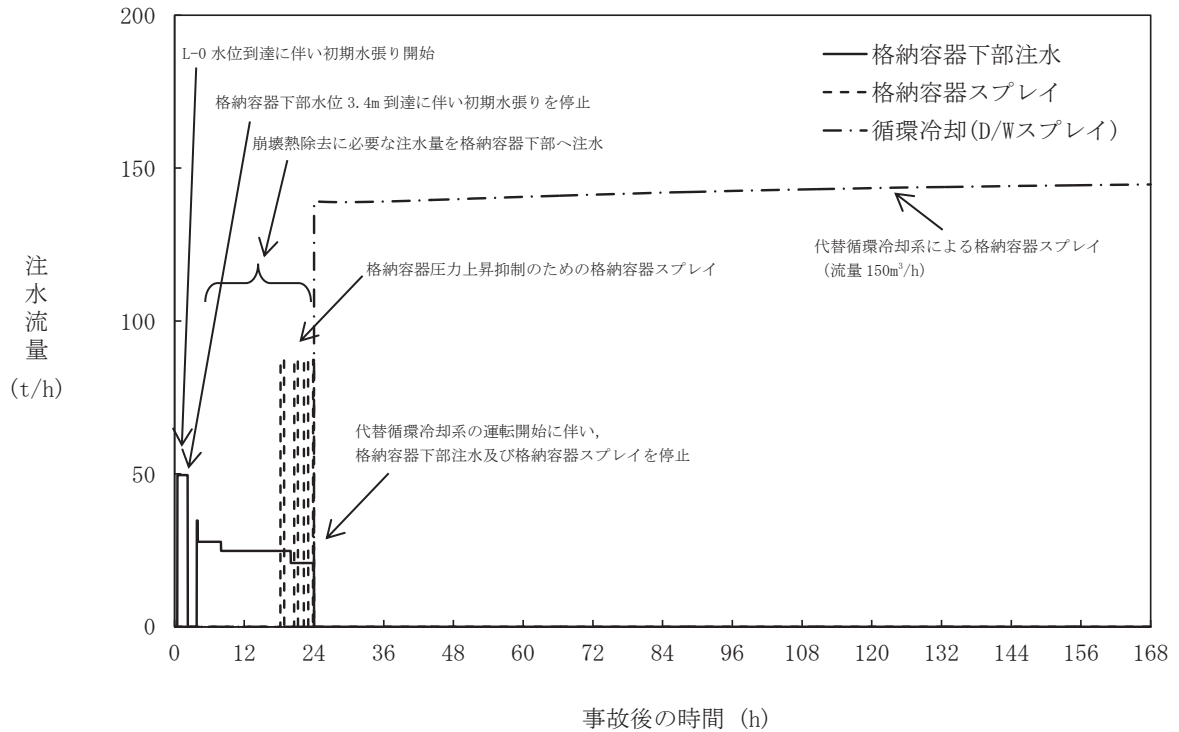
第 3.5.1 図 原子炉圧力の推移



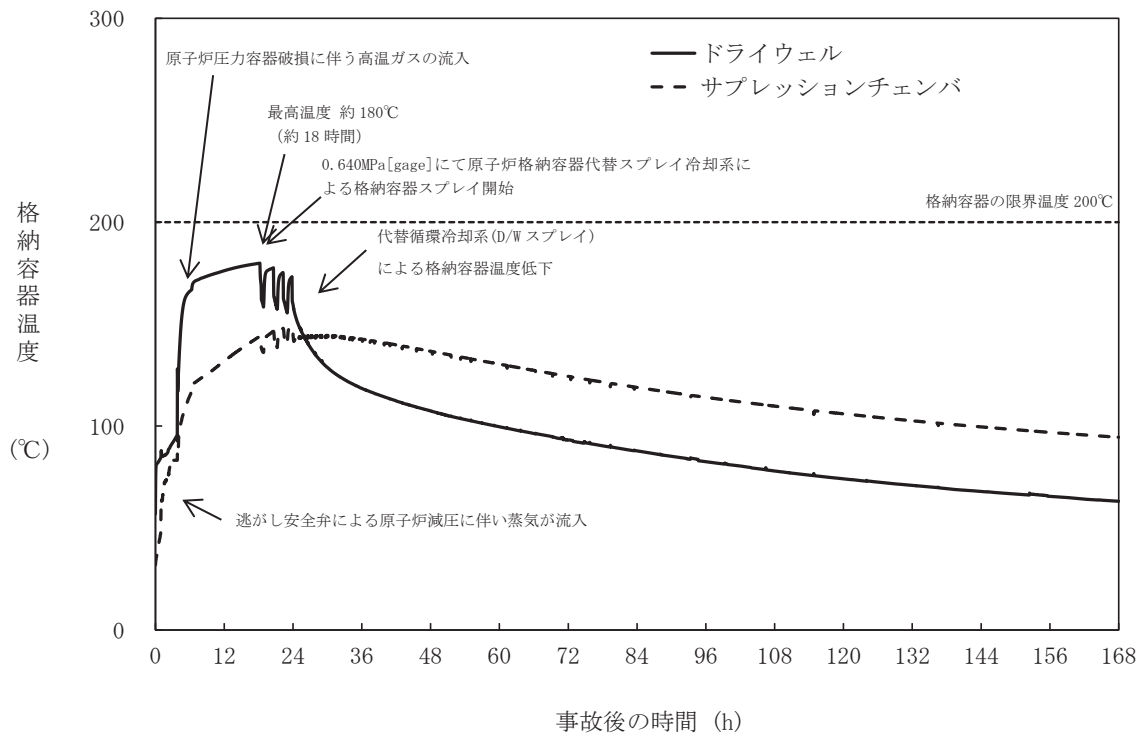
第 3.5.2 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



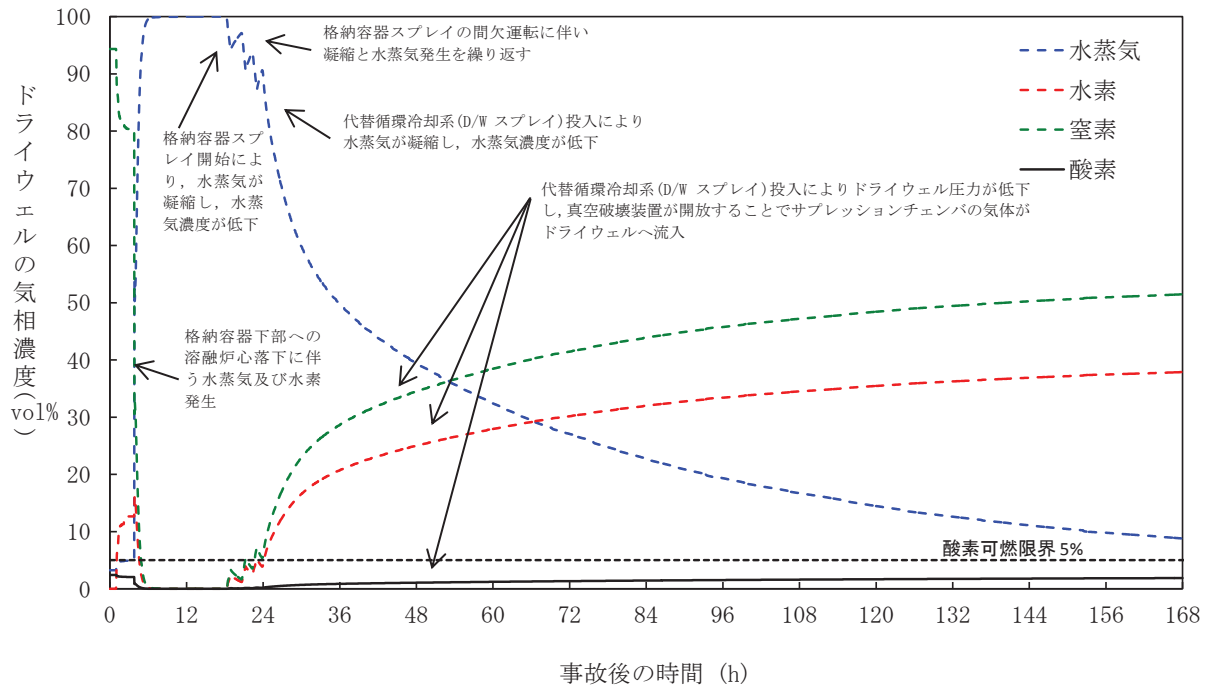
第 3.5.3 図 格納容器圧力の推移



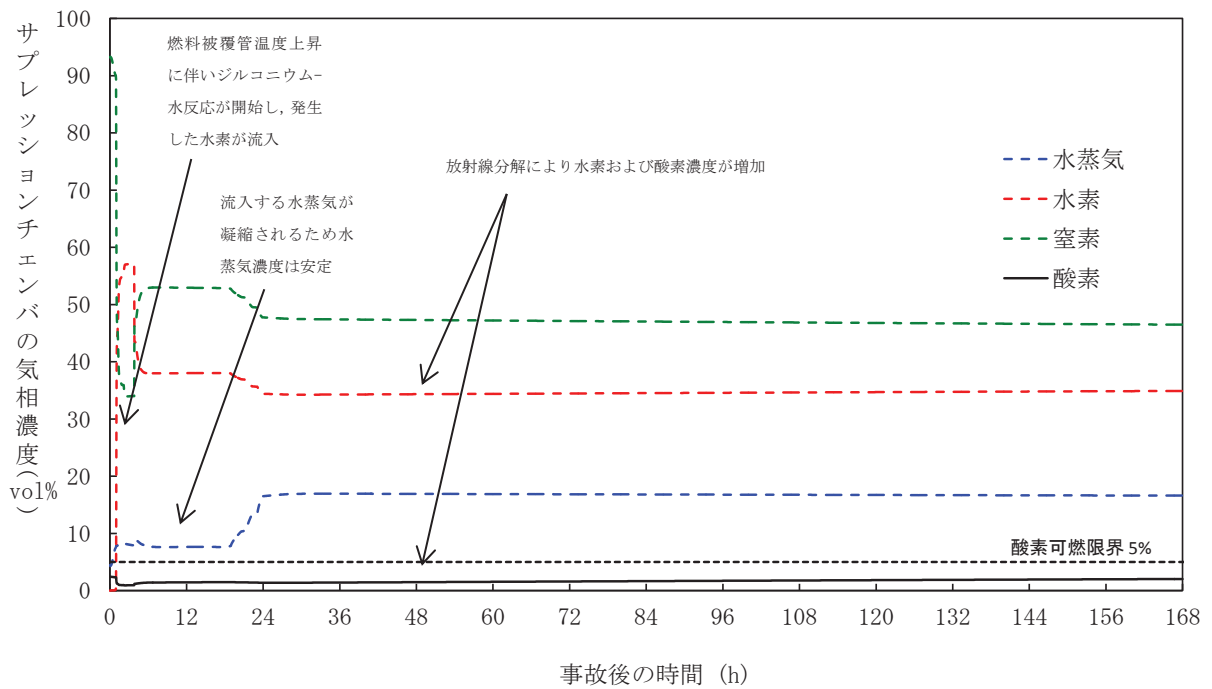
第 3.5.4 図 注水流量の推移



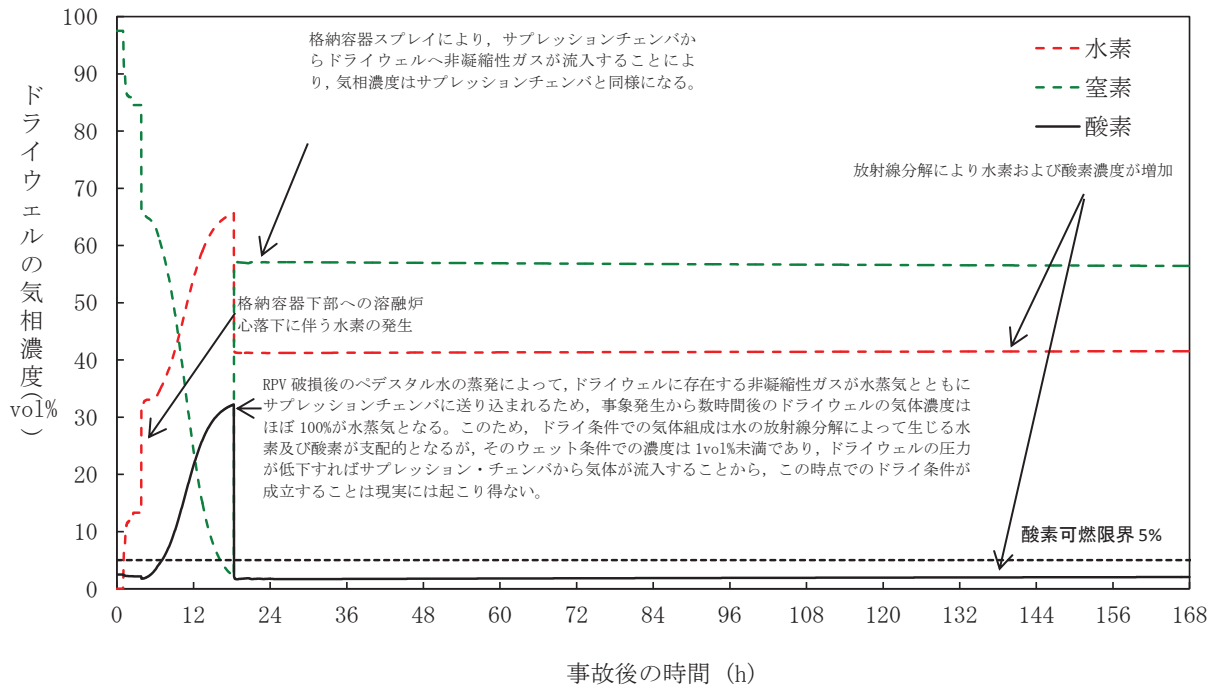
第 3.5.5 図 格納容器温度の推移



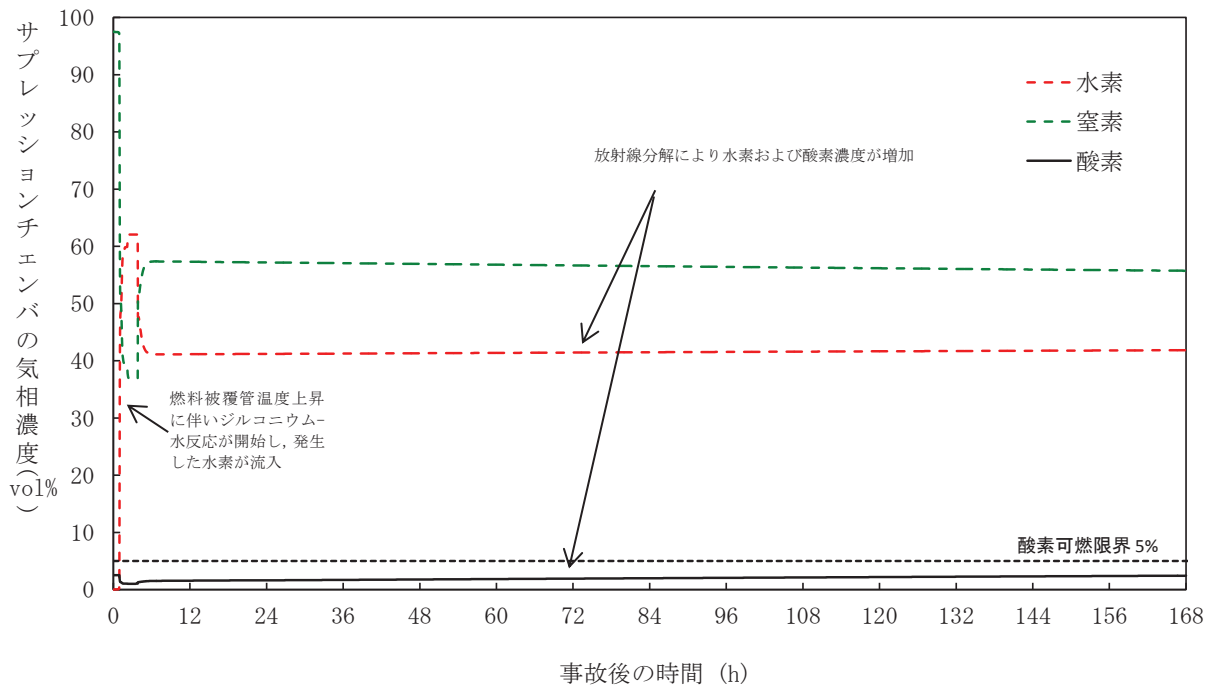
第 3.5.6 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



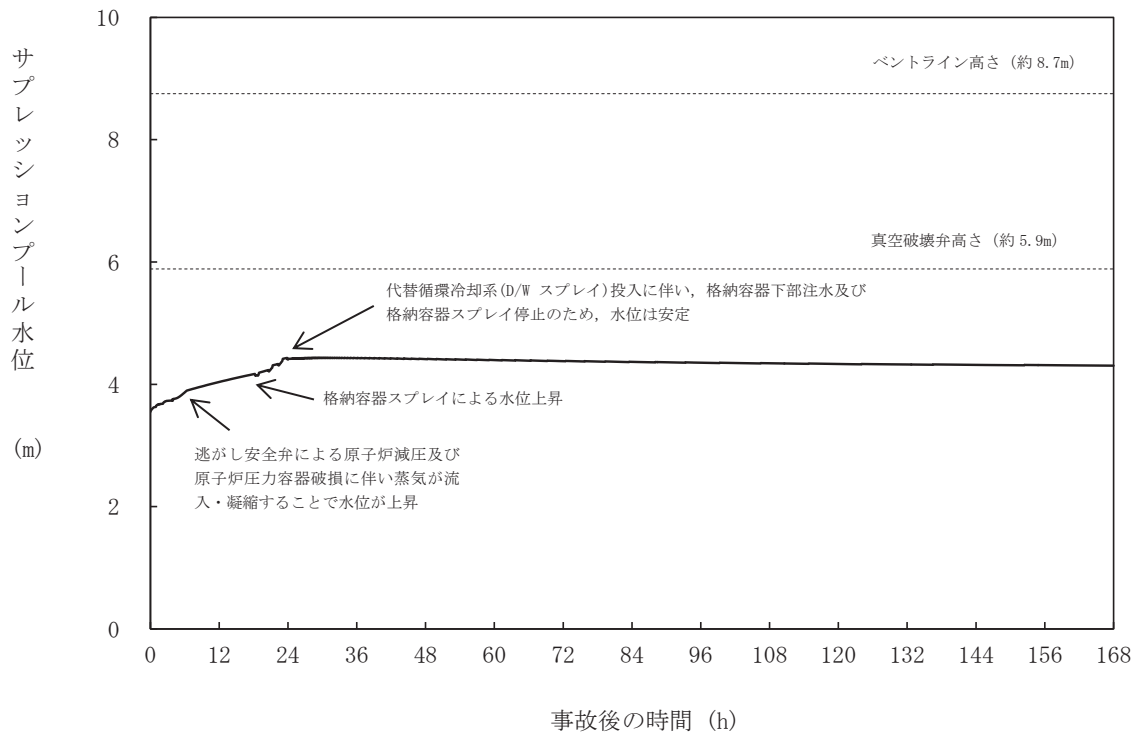
第 3.5.7 図 サプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)



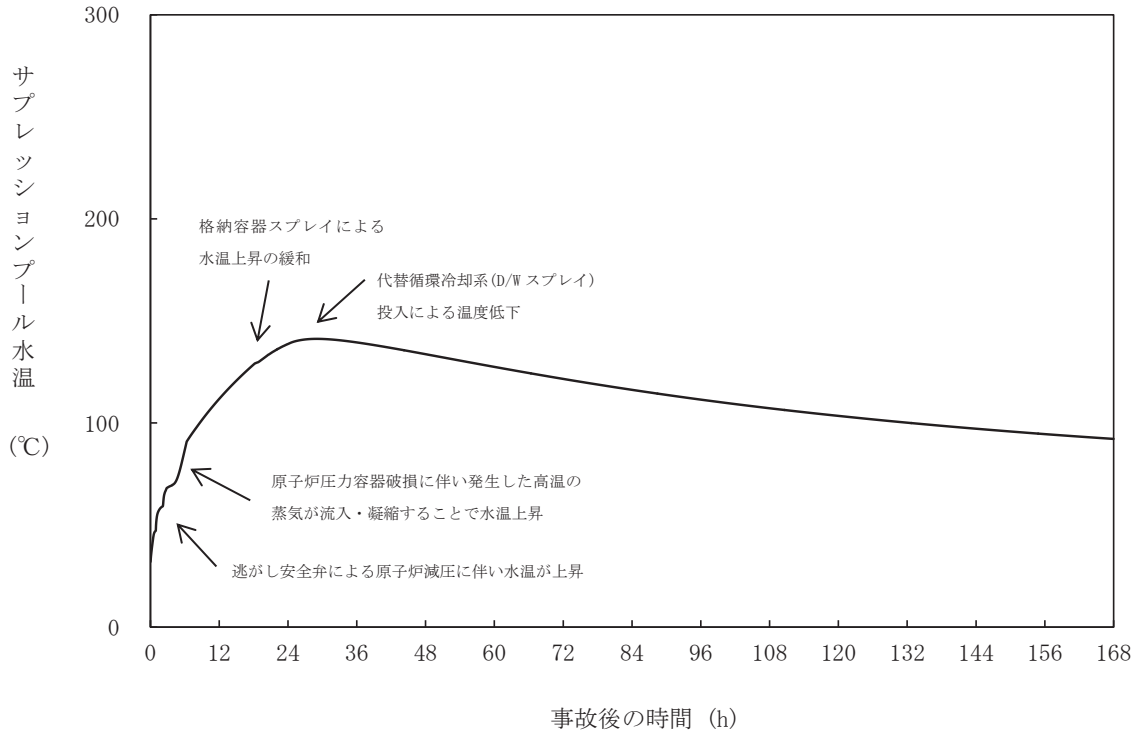
第 3.5.8 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



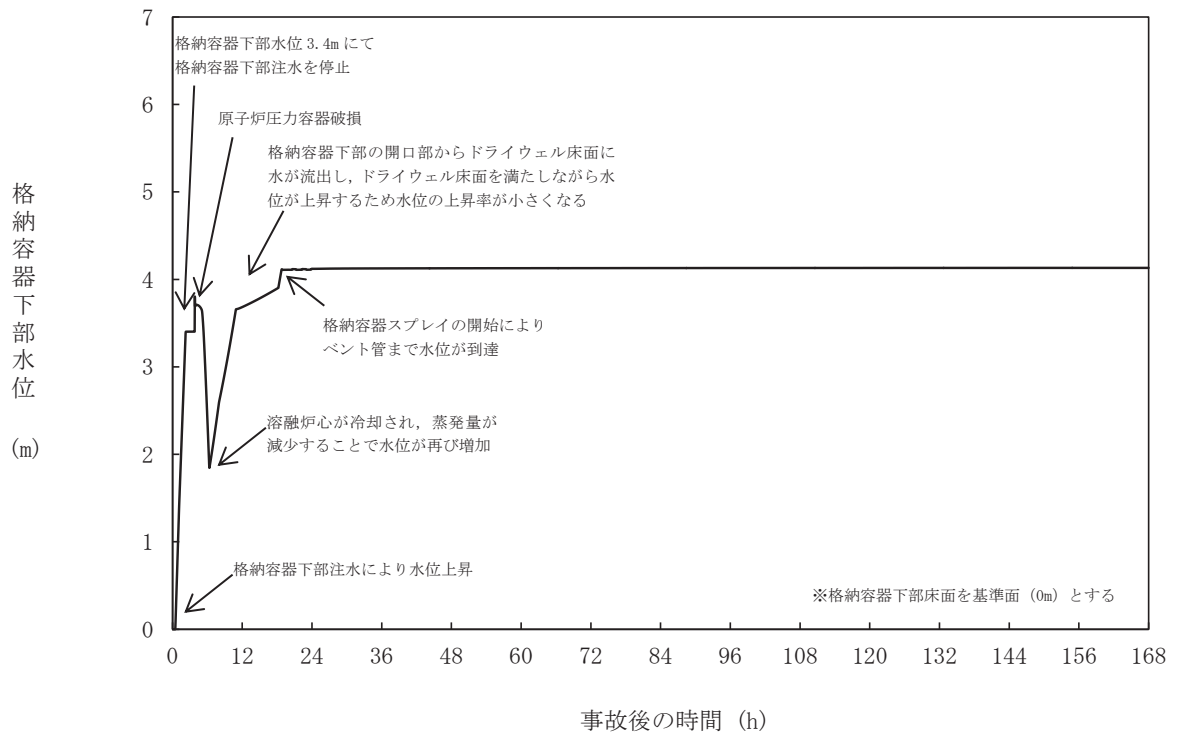
第 3.5.9 図 サプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



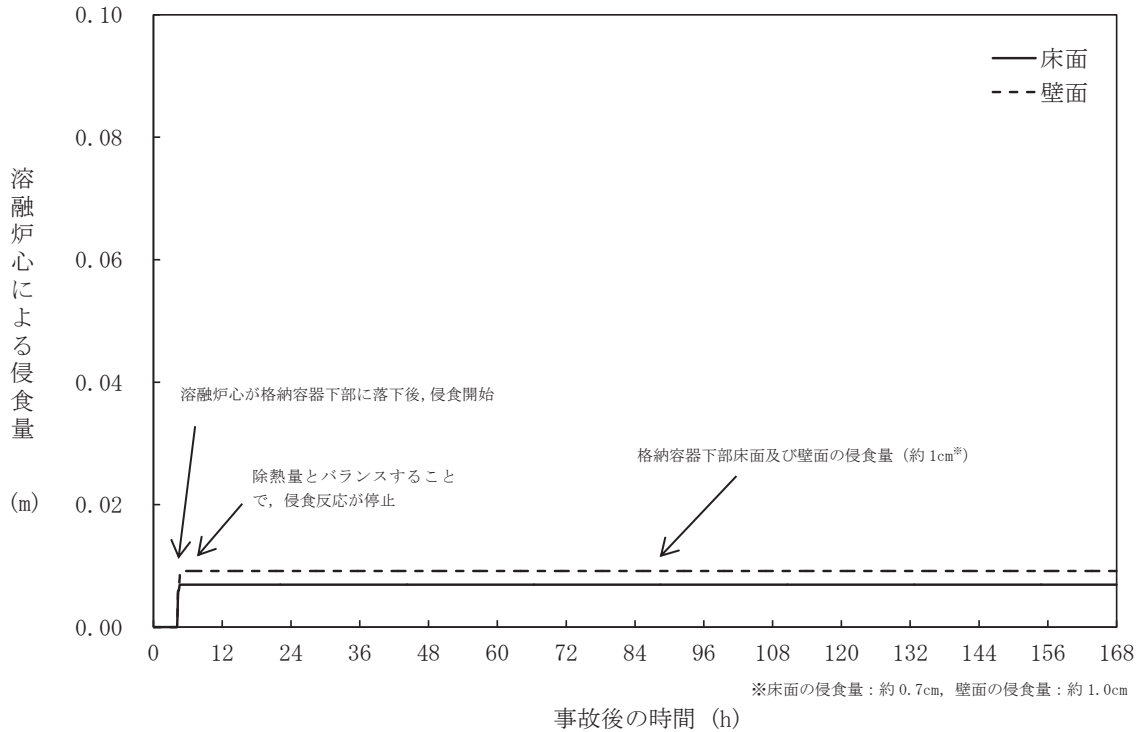
第 3.5.10 図 サプレッションプール水位の推移



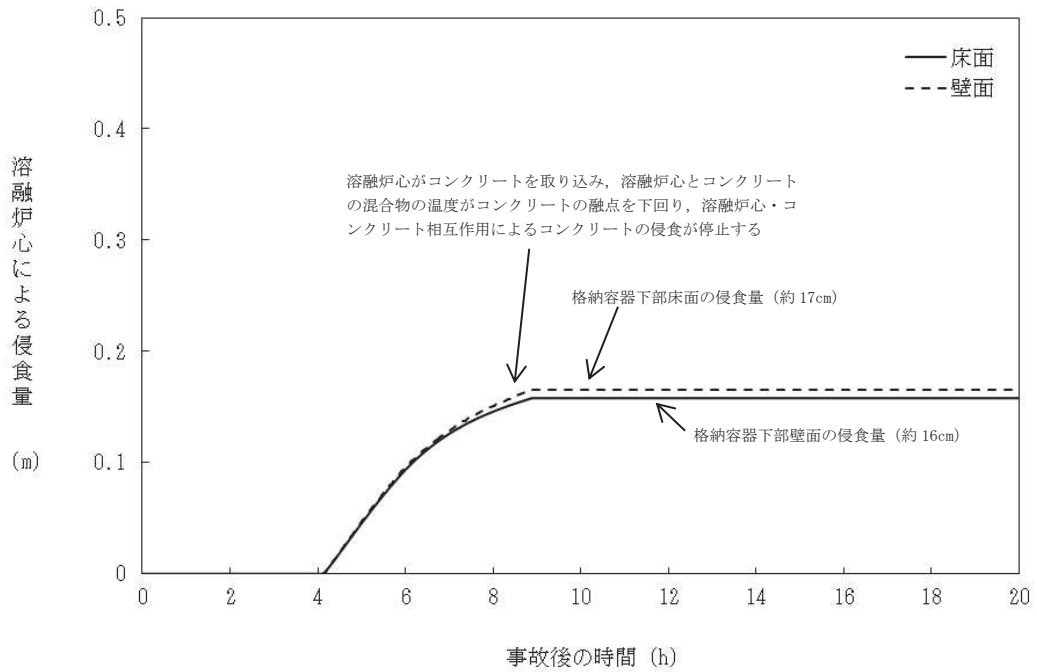
第 3.5.11 図 サプレッションプール水温の推移



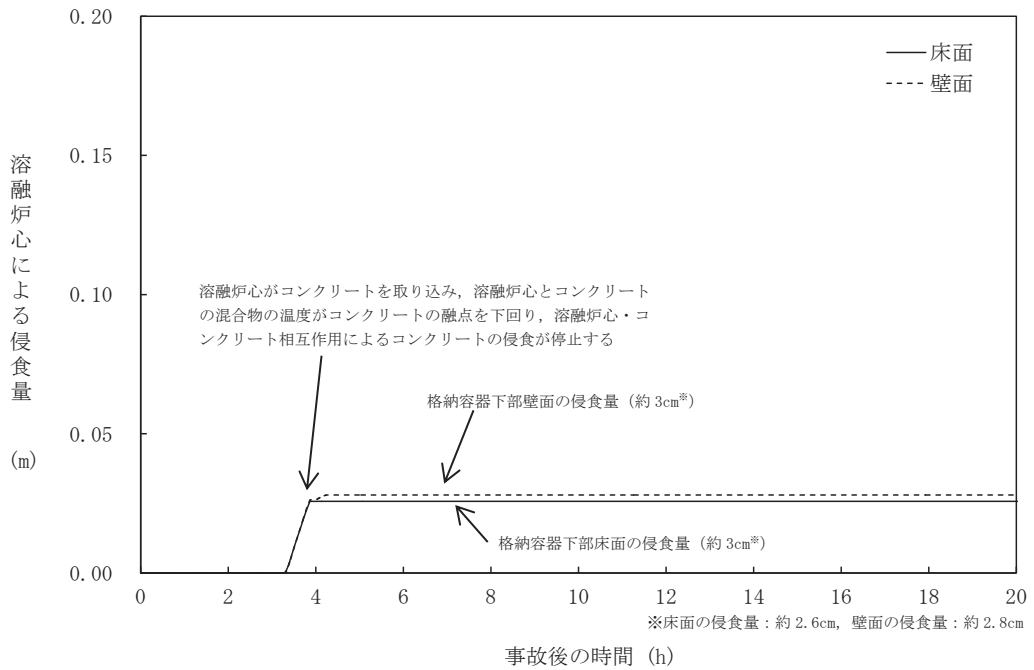
第 3.5.12 図 格納容器下部水位の推移



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



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 3.5.15 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崩壊熱相当量の注水を継続することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用による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）

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。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間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。		
	燃料被覆管酸化		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、本評価事故シナリオでは、原子炉水位（レベル0）未滿かつ原子炉への注水なしを確認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ため、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時点で格納容器下部への注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている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。		
	燃料被覆管変形		・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 ・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 の評価結果の方が保守的であることを確認している。このため、熔融炉心落下前の原子炉格納容器下部注水系（常設）による水張り操作の起点となっている、原子炉水位（レベル0）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。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により、水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認している。本評価事故シナリオでは、熔融炉心落下前の原子炉格納容器下部注水系（常設）による水張り操作の起点となっている、原子炉水位（レベル0）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及び原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部に初期水張りを実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
気液分離（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、原子炉水位（レベル0）未滿かつ注水系なし、若しく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、本評価事故シナリオでは、原子炉水位（レベル0）未滿かつ原子炉への注水なしを確認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ため、運転員等操作時間に与える影響はない。	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炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部に初期水張りを実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	構造材との熱伝達		・TQUV、大破断 LOCA シナリオともに、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。		
	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、原子炉水位（レベル0）未滿かつ原子炉への注水系なし、若しくは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があるが、本評価事故シナリオでは、原子炉水位（レベル0）未滿かつ原子炉への注水なしを確認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ため、運転員等操作時間に与える影響はない。	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を実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	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 3.8 時間後）に対して、十数分早まる程度であること、また、原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力上昇は急峻であり、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。	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 3.8 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、格納容器下部に初期水張りを実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
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め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なると考えられる。	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 挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	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 (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 により生じる圧カ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熔融燃料-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。	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。
	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		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、個別プラントのペデ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「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)
	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。		
	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。		
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、熔融炉心からのプール水への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熔融炉心からのプール水への熱流束についての感度解析を実施した。コンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約 16cm、壁面で約 17cm 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、熔融炉心・コンクリート相互作用によって約 112kg 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 695kg 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。 (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] (実績値)	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、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% (実績値)	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) (実績値)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、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 以下 (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(原子炉圧力容器下部温度等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溶融炉心落下後に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 (実績値)	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℃ (実績値)	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、原子炉水位(レベル0)未滿かつ原子炉への注水系なしを起点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初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損を起点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操作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)は格納容器スプレイ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℃ (実績値)	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、原子炉水位(レベル0)未滿かつ原子炉への注水系なしを起点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初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損を起点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操作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。	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] (実績値)	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 1 時間あたり約 21kPa 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 1 時間あたり約 21kPa 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	40℃	約 20℃~約 40℃ (実績値)	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	運転員等操作としては、原子炉水位(レベル0)未滿かつ原子炉への注水系なしを起点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初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損を起点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操作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、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1）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。	—	
	溶融炉心から格納容器下部冷却水への熱流束の上限	大気圧状態において800kW/m ² (圧力依存あり)	大気圧状態において800kW/m ² (圧力依存あり)	過去の知見に基づき初期水張りの効果を考慮して設定	最確条件とした場合は、解析条件と同等であるため、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、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい溶融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、コンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約16cm、壁面で約17cm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物の扱い	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素材を考慮する	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、MCC I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、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、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。	
	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	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る	発熱密度を下げないよう保守的に設定	最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、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。	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。	
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等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に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。	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。感度解析では、起因事象の不確かさを保守的に考慮するため、事故シーケンスを「大破断LOCA+HPCS機能喪失+低圧ECCS機能喪失+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わずかであることから、本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を与えない。 (添付資料3.5.3)	
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 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	—	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定。 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の機能喪失を設定するとともに、重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定。	—	—	
	外部電源	外部電源なし	—	外部電源なしを重畳させることでより厳しい状態を設定。 なお、炉心冷却性上厳しくする観点から、再循環ポンプは事象発生と同時にトリップせず、原子炉水位低（レベル2）でトリップするものとする	仮に外部電源がある場合は、再循環ポンプは事象発生と同時にトリップしないため、原子炉水位の低下が早くなることが考えられるが、解析条件として考慮していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	仮に外部電源がある場合は、再循環ポンプは事象発生と同時にトリップしないため、原子炉水位の低下が早くなることが考えられるが、解析条件として考慮していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
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） (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。
		自動減圧機能付き逃がし安全弁の1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		最確条件とした場合は、原子炉圧力容器破損の時間が遅くなるため、原子炉圧力容器破損後の格納容器下部注水の開始時間が遅くなる。	最確条件とした場合は、原子炉圧力容器破損の時間が遅くなるため、原子炉圧力容器破損時に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。
原子炉格納容器下部注水系（常設）	初期水張り時：50m ³ /hで注水	初期水張り時：50m ³ /hで注水	原子炉圧力容器破損の事前の検知から破損までの時間余裕に基づき3.4m到達まで水張り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、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
	原子炉圧力容器破損以降：崩壊熱相当の注水量にて注水	原子炉圧力容器破損以降：崩壊熱相当の注水量にて注水	溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定		解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	

表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	解析上の操作開始時間					
常設代替交流電源設備からの受電操作	事象発生 15 分後に受電完了	条件設定の考え方	<p>【認知】</p> <p>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、常設代替交流電源設備からの受電を開始する手順としている。全交流動力電源喪失の確認については、詳細に以下に示すとおり、外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の機能喪失確認（再起動操作含む）に約3分を想定している。これに余裕を含めて10分間を全交流動力電源喪失の確認時間と想定している。全交流動力電源喪失の確認時間には十分な時間余裕を含んでいることから、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>[外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の機能喪失確認：10分間（余裕含む）]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム後の状態確認（外部電源喪失確認含む）に1分間を想定 原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び非常用ディーゼル発電機等の機能喪失の確認に2分間を想定 <p>【要員配置】</p> <p>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おり、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】</p> <p>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】</p> <p>常設代替交流電源設備からの受電の操作内容及び操作所要時間は以下のとおりである。受電準備及び受電操作に5分間を想定している。</p> <p>[受電準備及び受電操作：5分間]</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備の受電準備として、負荷抑制のための操作スイッチの引き保持等の所要時間に3分間を想定 常設代替交流電源設備からの受電操作として、受電に必要な遮断器操作の所要時間として2分間を想定 <p>【他の並列操作有無】</p> <p>常設代替交流電源設備からの受電操作時に、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>【操作の確実さ】</p> <p>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>	<p>常設代替交流電源設備からの受電操作の認知時間及び操作時間は、時間余裕を含めて設定されていることから、その後に行う原子炉格納容器下部注水系（常設）の起動及び系統構成の操作開始時間が解析上の設定よりも早まる可能性があるが、その後の操作であ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への初期水張り操作は、原子炉水位や原子炉圧力容器下鏡部温度等を確認し、損傷炉心冷却失敗の判断により実施することとしていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>実際の操作開始時間は解析上の設定より早まる可能性があるが、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初期水張り操作は、原子炉水位や原子炉圧力容器下鏡部温度等を確認し、損傷炉心冷却失敗の判断により実施することとしていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>常設代替交流電源設備からの受電操作の後に行う溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部注水系（常設）による水張り操作があるが、注水操作所要時間及び水張りの時間が合計約1.9時間必要であり、原子炉圧力容器破損（事象発生から約3.8時間後）までに水張りを完了させる必要があることから1.9時間程度の時間余裕がある。</p>	<p>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。解析上においては、起因事象の給水流量の全喪失からガスタービンの受電操作まで15分を想定しているところ、訓練実績では約12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。</p>
			操作条件	溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部注水系（常設）による水張り	<p>炉心損傷後、原子炉水位（レベル0）到達かつ原子炉への注水なしを確認した時点で開始。50m³/hで1.8時間注水し、格納容器下部に水位3.4mの水張りを行う（事象発生から約29分後）</p>	<p>炉心損傷後の原子炉圧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>	<p>【認知】</p> <p>原子炉への注水がなく原子炉水位がレベル0に到達（事象発生約0.7時間後）した場合、格納容器下部への注水を開始する手順としている。原子炉への注水状況及び原子炉水位は、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】</p> <p>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】</p> <p>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】</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）による水張り開始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5分を想定している。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1.8時間の注水で格納容器下部に水位約3.4mの水張りを行うが、水張り中の操作は原子炉格納容器下部注水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い。</p> <p>[原子炉格納容器下部注水系（常設）による水張り開始：5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、緊急時隔離弁等の開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 格納容器下部への注水弁の開操作に1分間を想定 <p>【他の並列操作有無】</p> <p>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】</p> <p>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>

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	<p>原子炉圧力容器破損後（約3.8時間後）</p> <p>原子炉格納容器下部への注水操作（崩壊熱相当の注水）</p>	<p>運転操作手順書を踏まえて設定</p>	<p>【認知】 原子炉格納容器下部に落下した後、格納容器下部への崩壊熱相当の注水を行う手順としている。原子炉格納容器の落下は、原子炉圧力及び格納容器圧力等の監視により認知可能である。これらのパラメータは原子炉格納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。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）による崩壊熱相当の注水操作は、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ェ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）による崩壊熱相当の注水操作時に、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>	<p>原子炉圧力容器破損までに事象発生から約3.8時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容器落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、原子炉格納容器落下前に張られた水が蒸発するまでには約1.4時間の時間余裕がある。原子炉格納容器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ことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p>	<p>実態の操作開始時間は評価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ない。</p>	<p>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3.8時間あり、また、原子炉格納容器落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、原子炉格納容器落下前に張られた水が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。</p>	<p>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。</p>

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、崩壊熱また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の評価モデルを作成し、コンクリート侵食量を評価した。

2. 評価条件

ベースケースの評価条件に対する変更点は以下の通り。この他の評価条件は、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、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大気圧状態において 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最も極端なケースとして、水中に落下した溶融炉心は水中で拡がらず、初期水張り水深と同じ高さの円柱になるものとした。
- ・評価体系(円柱)の高さは 3.4m (初期水張り高さ) とし、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 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、格納容器内の気相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 $13\text{vol}\%$ ※を上回る。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 $2.1\text{vol}\%$ 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 18 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 $5\text{vol}\%$ 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1vol%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（水素及び酸素の分圧の和は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7.7vol%であり、サプレッションチェンバ内の全圧が0.54MPa[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0.49MPa[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18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2.1vol%、サプレッションチェンバにおいて約2.5vol%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16cm、壁面で約17cm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112kg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695kg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112kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約104kg、一酸化炭素が約8kg、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、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 参照）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2.5vol%）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. 参照）にて示した侵食量（格納容器下部の床面で約1cm，壁面で約1cm）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16cm，壁面で約17cm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。

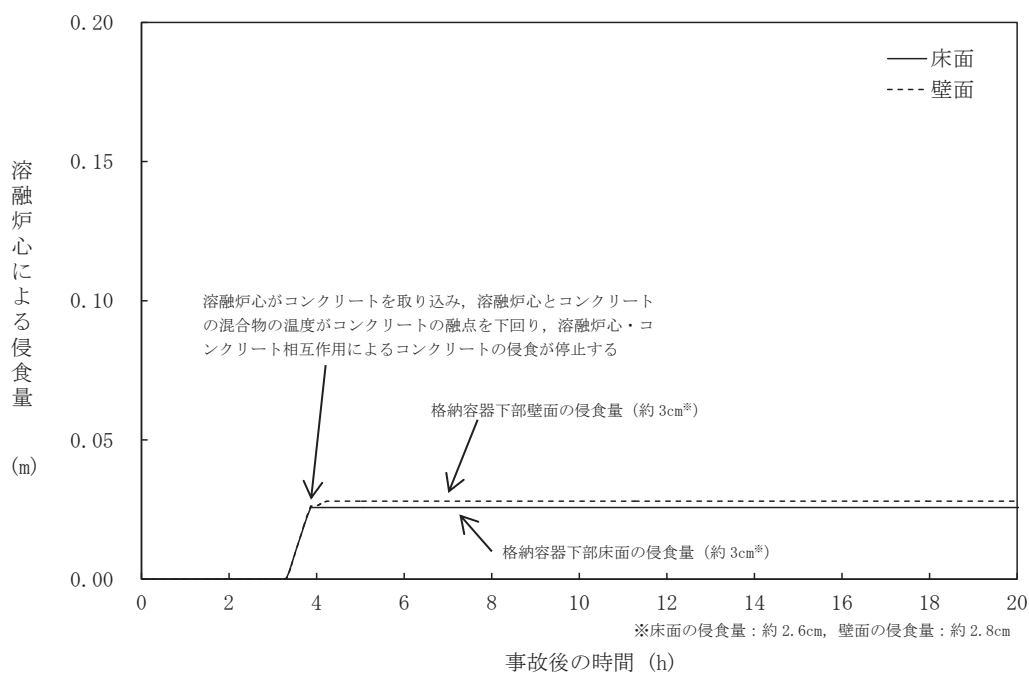


図1 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)

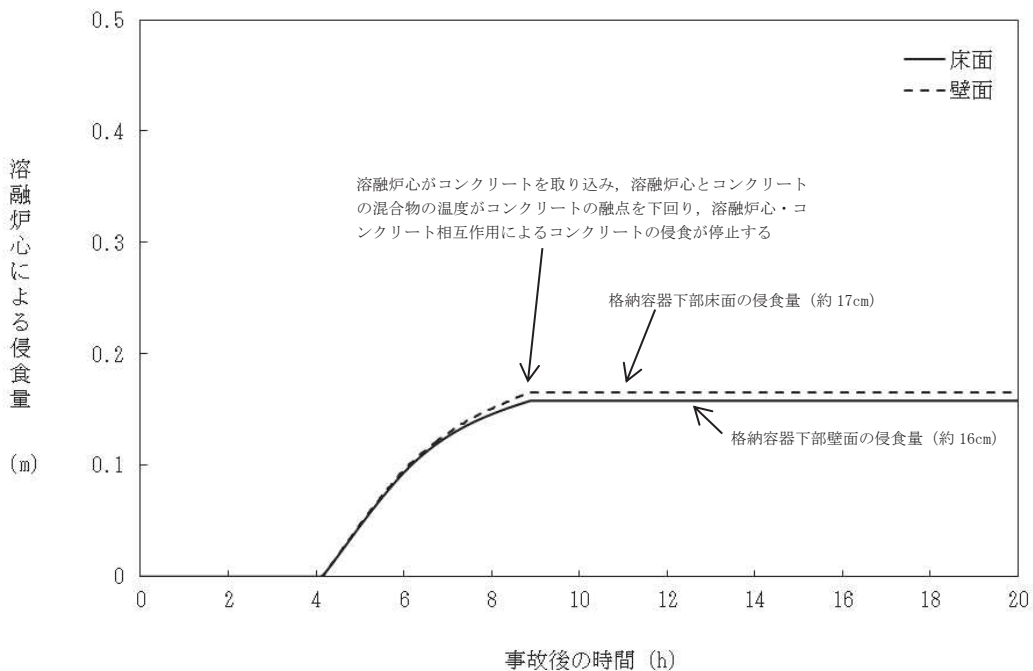


図2 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合)