

島根原子力発電所 2号炉 審査資料	
資料番号	EP-015 改 53
提出年月日	令和 2年 4月 3日

島根原子力発電所 2号炉

重大事故等対策の有効性評価

令和 2年 4月
中国電力株式会社

目次

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

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

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

添付資料 目次

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

添付資料 2.3.2.4 注水開始操作の時間余裕について

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

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

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

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

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

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

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

(2.4 崩壊熱除去機能喪失)

(2.4.1 取水機能が喪失した場合)

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

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

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

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

(2.4.2 残留熱除去系が故障した場合)

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

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

去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))

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

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

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

(2.5 原子炉停止機能喪失)

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

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

添付資料 2.5.3 自動減圧系等の自動起動阻止操作の考慮について

添付資料 2.5.4 安定状態について(原子炉停止機能喪失)

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

添付資料 2.5.6 リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響

添付資料 2.5.7 外部電源の有無による評価結果への影響

添付資料 2.5.8 初期炉心流量の相違による評価結果への影響

添付資料 2.5.9 残留熱除去系の起動操作遅れの影響について

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

添付資料 2.5.11 原子炉注水に使用する水源とその水温の影響

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

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

(2.6 L O C A 時注水機能喪失)

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

添付資料 2.6.2 安定状態について(L O C A 時注水機能喪失)

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

添付資料 2.6.4 減圧・注水操作の時間余裕について

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

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

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

(2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A))

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

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

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

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

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

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

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

（3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

添付資料 3.2.1 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について

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

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

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

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

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

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

（3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

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

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

添付資料 3.3.3 ペDESTALへの水張り実施の適切性

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

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

（3.4 水素燃焼）

添付資料 3.4.1 G値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響

添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について

添付資料 3.4.3 安定状態について（水素燃焼）

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

添付資料 3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響

（3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用）

添付資料 3.5.1 安定状態について（溶融炉心・コンクリート相互作用）

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

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

(4. 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故)

(4.1 想定事故1)

添付資料 4.1.1 燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について

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

添付資料 4.1.3 安定状態について (想定事故1)

添付資料 4.1.4 島根2号炉 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

添付資料 4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故1)

添付資料 4.1.6 7日間における水源の対応について(想定事故1)

添付資料 4.1.7 7日間における燃料の対応について(想定事故1)

(4.2 想定事故2)

添付資料 4.2.1 燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について

添付資料 4.2.2 燃料プールのサイフォンブレイク配管について

添付資料 4.2.3 安定状態について (想定事故2)

添付資料 4.2.4 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故2)

添付資料 4.2.5 7日間における水源の対応について(想定事故2)

添付資料 4.2.6 7日間における燃料の対応について(想定事故2)

(5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

(5.1 崩壊熱除去機能喪失)

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

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

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

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

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

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

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

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

(5.2 全交流動力電源喪失)

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

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

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

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

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

(5.3 原子炉冷却材の流出)

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

(5.4 反応度の誤投入)

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

(6. 必要な要員及び資源の評価)

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

下線は、今回の提出資料を示す。

- 3. 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

- (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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV, TQUX, LOCA, 長期TB, TBU, TBP及びTBDである。

- (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」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，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって，原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し，原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至る。

したがって，本格納容器破損モードでは，損傷炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水，格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却，また，残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱によって原子炉格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。また，原子炉格納容器の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止するために，原子炉格納容器内へ窒素を注入することによって，原子炉格納容器内における水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。

本格納容器破損モードは，原子炉格納容器バウンダリに対する過圧・過温の観点で厳しい事象であり，残留熱代替除去系の使用可否により，格納容器圧力・温度等の挙動が異なることが想定されるため，残留熱代替除去系を使用する場合と使用しない場合の両者について，格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。残留熱代替除去系が使用できる場合には，格納容器フィルタベント系よりも優先して使用する。

なお，本格納容器破損モードの評価では重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待しており，原子炉圧力容器破損に至ることはないが，重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待せず原子炉圧力容器破損に至る場合については，「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」，「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」にて確認する。

3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合

3.1.2.1 格納容器破損防止対策

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）」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、初期の対策として低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水手段を整備する。また、安定状態に向けた対策として残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱手段及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入手段を整備する。

本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第 3.1.2.1-1(1)図及び第 3.1.2.1-1(2)図に、対応手順の概要を第 3.1.2.1-2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.1.2.1-1 表に示す。

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、緊急時対策要員 31 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名、当直副長 1 名、運転操作対応を行う運転員 5 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は 5 名、復旧班要員は 19 名である。必要な要員と作業項目について第 3.1.2.1-3 図に示す。

なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、31 名で対処可能である。

a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系等機能喪失確認

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。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域計装である。

非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。

非常用炉心冷却系等の機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各ポンプの出口流量等である。

なお、対応操作は、原子炉水位、格納容器圧力等の徴候に応じて行うため、破断面積や破断位置が今回の想定と異なる場合や、破断位置が特定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない。

b. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備

外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより非常用高圧母線（6.9kV）が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。

中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、低圧原子炉代替注水系（常設）及び原子炉補機代替冷却系の準備を開始する。

c. 炉心損傷確認

大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失する

ため、原子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウエル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合とする。

炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）である。

（添付資料 3.1.3.1）

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

d. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位が回復し、炉心は冠水する。

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、代替注水流量（常設）等である。

なお、大破断 L O C A により格納容器温度が上昇し、ドライウエル温度（S A）の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。

水位不明判断に必要な計装設備は、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）及びドライウエル温度（S A）である。

水位不明と判断した場合、原子炉水位は、崩壊熱及び原子炉注水流量から推定して把握することができる。具体的には、原子炉底部から原子炉水位 L O まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。

e. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動

炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生し、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）である。

f. 残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱

原子炉補機代替冷却系の準備が完了し、残留熱代替除去系を起動した後、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を停止し、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を開始する。残留熱代替除去系の循環流量は、残留熱代替除去系原子炉注水流量及び残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を用いて、原子炉注水弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。

残留熱代替除去系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱代替除去系原子炉注水流量等であり、原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量、ドライウェル圧力（SA）、サブプレッション・プール水温度（SA）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、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器酸素濃度（SA）等である。

g. 可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入

残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を実施した場合、可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。

可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入を確認するために必要な計装設備は、格納容器酸素濃度（SA）である。

3.1.2.2 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、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態をLOCAに全交流動力電源喪失事象を加えた状態とし、中小破断LOCAに比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び温度上昇の観点で厳しい大破断LOCAを起因とする、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。

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ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）、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、原子炉圧力容器内FP挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動が重要事象となる。

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧力、格納容器温度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3.1.2.2-1表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケン

ス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として、大破断LOCAが発生するものとする。破断箇所は、原子炉压力容器内の保有水量を厳しく評価するため、再循環配管（出口ノズル）とする。

（添付資料 1.5.3）

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。さらに非常用炉心冷却系等が機能喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

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、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。

(d) 水素ガスの発生

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等による水素ガス発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは、事象発生と同時に発生するものとする。

(b) 主蒸気隔離弁

主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。

(c) 再循環ポンプ

再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。

(d) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

200m³/h（原子炉圧力 1.00MPa [gage]において）にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。

(e) 残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱

残留熱代替除去系の循環流量は、全体で 150m³/h とし、原子炉注水へ 30m³/h、格納容器スプレーへ 120m³/h にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレーを実施する。

(f) 原子炉補機代替冷却系

残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき約 7 MW（サプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 30℃において）とする。

(g) 可搬式窒素供給装置

可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、ガス温度 35℃、純度 99.9vol%にて 100Nm³/h（窒素 99.9Nm³/h 及び酸素 0.1Nm³/h）で原子炉格納容器内に注入する。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

- (a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生 30 分後から開始する。原子炉への注水量は、注水開始後 30 分までは最大流量とし、その後は炉心を冠水維持するように注水する。なお、原子炉注水は、残留熱代替除去系の運転開始時に停止する。
- (b) 原子炉補機代替冷却系の運転操作及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は、原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系の準備時間等を考慮し、事象発生約 10 時間後から開始する。
- (c) 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入操作は、原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置の準備時間等を考慮し、約 12 時間後からドライウェル内へ窒素注入を開始する。

(3) 有効性評価（Cs-137 の放出量の評価）の条件

- a. 事象発生直前まで、定格出力の 100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高 50,000 時間とする。

- b. 残留熱代替除去系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出^{※1}されるものとする。

※1 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. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。

- d. 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。

- (a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。なお、エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから、原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果(D F = 10)を考慮する。

- (b) 原子炉建物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物の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建物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 1.0 回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。

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) 原子炉建物内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

(添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)

(4) 有効性評価の結果

本評価事故シナリオにおける原子炉水位（シュラウド内外水位）、注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.2.2-1(1) 図から第 3.1.2.2-1(3) 図に、燃料最高温度の推移を第 3.1.2.2-1(4) 図に、格納容器圧力、格納容器温度、サプレッション・プール水位及び水温の推移を第 3.1.2.2-1(5) 図から第 3.1.2.2-1(8) 図に示す。

a. 事象進展

大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。

水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 5 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K（約 727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 10 分後に 1,200℃に到達し、また、事象発生から約 28 分後に燃料温度は約 2,500K（約 2,227℃）に到達する。事象発生から 30 分後、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位は回復し、炉心は再冠水する。

原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。

事象発生から 10 時間経過した時点で、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を開始する。残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱により、格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、その後、徐々に低下する。

また、事象発生から 12 時間後に、可搬式窒素供給装置を用いたドライウエルへの窒素供給を実施するため、窒素供給を実施している期間においては格納容器圧力の低下は抑制される。

(添付資料 3.1.2.1)

b. 評価項目等

格納容器圧力は、第 3.1.2.2-1(5) 図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を行うことによって、圧力上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は原子炉格納容器の限界圧力 853kPa[gage]を超えることはない。なお、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 10 時間後において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスは、原子炉格納容器内の非凝縮ガスに占める割合の 1%以下^{*2} であるため、その影響は無視し得る程度である。

※2 格納容器圧力が最大値の約 370kPa[gage]を示す事象発生から約 10 時間後の原子炉格納容器内の非凝縮性ガス（水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス）の物質量は約 $6 \times 10^5 \text{ mol}$ であり、水の放射線分解によって発生する

水素ガス及び酸素ガスの物質量の和は約 $3 \times 10^3 \text{ mol}$ 以下である。これが仮にドライウェルよりも体積の小さいサブプレッション・チェンバの気相部に集中するものとしても、そのサブプレッション・チェンバでの分圧は 10 kPa [abs] 未満であることから、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスが格納容器圧力に与える影響は無視し得る程度と考えられる。

格納容器温度は、第3.1.2.2-1(6)図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を行うことによって、温度上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は約 197°C となり、原子炉格納容器の限界温度 200°C を超えない。

第3.1.2.2-1(1)図に示すとおり、低圧原子炉代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、第3.1.2.2-1(5)図及び第3.1.2.2-1(6)図に示すとおり、10時間後に開始する残留熱代替除去系の運転により、原子炉格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。事象を通じて原子炉格納容器の限界圧力に到達せず、格納容器フィルタベント系を使用することなく、原子炉格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。

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(1)、(2)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、原子炉格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。

また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「3.4 水素燃焼」において、酸素濃度が可燃限界に至らないことをもって、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認している。

(添付資料 3.1.2.2, 3.1.2.3, 3.1.3.2)

なお、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から原子炉建物への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建物内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着すると考えられるためである。原子炉建物内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 1.1 TBq （7日間）となり、 100 TBq 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 1.1 TBq （30日間）及び約 1.1 TBq （100日間）であり、 100 TBq を下回る。

(添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)

3.1.2.3 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（残留熱代替除去系を使用する場合）では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。

また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作、原子炉補機代替冷却系運転操作及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCOR A 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、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り、注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードSAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位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。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、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

現できているが、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。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、C S T F 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいが、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはT M I 事故についての再現性を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物(F P)挙動モデルはA B C O V E 実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正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、炉心損傷後の原子炉格納容器内F P 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。

(添付資料3.1.2.6)

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、T M I 事故についての再現性及びC O R A 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力及び温度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S A F E R の評価結果との比較により水位低下幅は解析コードM A A P の評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードS A F E R の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、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°C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。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心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炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、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内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。

炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはABCove実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正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、残留熱代替除去系の運転により格納容器ベントを回避できることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(添付資料3.1.2.6)

(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3.1.2.2-1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33Gwd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約30Gwd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び温度を起点

に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の低圧原子炉代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の残留熱代替除去系は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

（添付資料3.1.2.6, 3.1.2.7）

機器条件の可搬式窒素供給装置は、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。35℃より高い場合は、格納容器温度が上昇する可能性があるが、本評価事故シーケンスでは、格納容器温度を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。35℃未満の場合は、注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は残留熱代替除去系により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、原子炉水位、炉心流量、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合と同程度であり、第 3.1.2.2-1(9) 図及び第 3.1.2.2-1(10) 図に示すとおり、格納容器圧力は 853kPa[gage]、原子炉格

納容器バウンダリにかかる温度は 200℃を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の低圧原子炉代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の残留熱代替除去系は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなることから、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3.1.2.6, 3.1.2.7）

機器条件の可搬式窒素供給装置は、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。35℃より高い場合は、格納容器温度が上昇する可能性があるが、窒素温度は格納容器温度よりも低いことから、窒素注入によって格納容器温度が上昇することはなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。35℃未満の場合は、注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、操作手順に変わりはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

b. 操作条件

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

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 30 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、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作について、早期の電源回復不可の判断、常設代替交流電源設備の起動、受電操作、低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成を、実態の運転操作時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作開始時間に与える影響はない。

操作条件の原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 10 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、原子炉補機代替冷却系の操作開始は、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作開始時間に与える影響はない。また、本操作の操作開始時間は、原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、残留熱代替除去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。

操作条件の可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作は、解析

上の操作開始時間として事象発生から 12 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、可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作開始は、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作開始時間に与える影響はない。また、本操作の操作開始時間は、原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、残留熱代替除去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。

(添付資料3.1.2.6)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作について、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定している。実態の操作開始時間が解析上の設定よりも早くなった場合に、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があり、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。

操作条件の可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作は、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、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3.1.2.6)

(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。

操作条件の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、第 3.1.3.3-1(1)図から第 3.1.3.3-1(3)図に示すとおり、事象発生から 60 分後（操作開始時間 30 分程度の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。

操作条件の原子炉補機代替冷却系運転操作及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作については、原子炉補機代替冷却系運転開始までの時間は、事象発生から 10 時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、原子炉格納容器の限界圧力に到達しないよう低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の継続及び格納容器圧力が 640kPa[gage]に到達した場合には格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイを行うこととなる。格納容器代替ス

プレイ系（可搬型）による格納容器スプレイは、サブプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m 到達時点で格納容器スプレイを停止し、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施する。サブプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達するまでの時間は、事象発生から約 32 時間あり、約 22 時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。

操作条件の可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給開始までの時間は、事象発生から 12 時間あり、準備時間が確保できることから、本操作には時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、酸素濃度が可燃限界に到達しないよう監視し、酸素ベント基準に到達した場合には格納容器ベントにより水素ガス及び酸素ガスの排出を行うこととなる。

(添付資料3.1.2.6, 3.1.3.6)

(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。

3.1.2.4 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「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、重大事故等対策時における必要な要員は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり 31 名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している緊急時対策要員の 42 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「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、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水源

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水については、7 日間の対応を考慮すると、約 500m³の水が必要となる。水源として、低圧原子炉代替注水槽に約 740 m³及び輪谷貯水槽（西）に約 7,000m³の水を保有している。これにより必要な水源は確保可能である。また、事象発生 2 時間 30 分以降に輪谷貯水槽（西）の水を大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ給水することで、低圧原子炉代替注水槽を枯渇させることなく低圧原子炉代替注水槽を水源とした 7 日間の注水継続実施が可能となる。

残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱については、サブプレッション・チェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはないため、7 日間の注水継続実施が可能である。

(添付資料 3.1.2.8)

b. 燃料

常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約 352m³の軽油が必要となる。大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水については、保守的に事象発生直後からの大量送水車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 11m³の軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車については、保守的に事象発生直後からの大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 53m³の軽油が必要となる。

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入については、保守的に事象発生直後からの可搬式窒素供給装置の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 7m³の軽油が必要となる。合計約 423m³の軽油が必要となる。ガスタービン発電機用軽油タンクにて約 450m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから常設代替交流電源設備による電源供給、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水、原子炉補機代替冷却系の運転、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入について、7日間の運転継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約 8m³の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約 45m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

(添付資料 3.1.2.9)

c. 電源

常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、約 1,905kW 必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が約 4,800kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

(添付資料 3.1.2.10)

3.1.2.5 結論

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）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱手段、長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬式窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給手段を整備している。

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）」の評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 L O C A）+ E C C S 注水

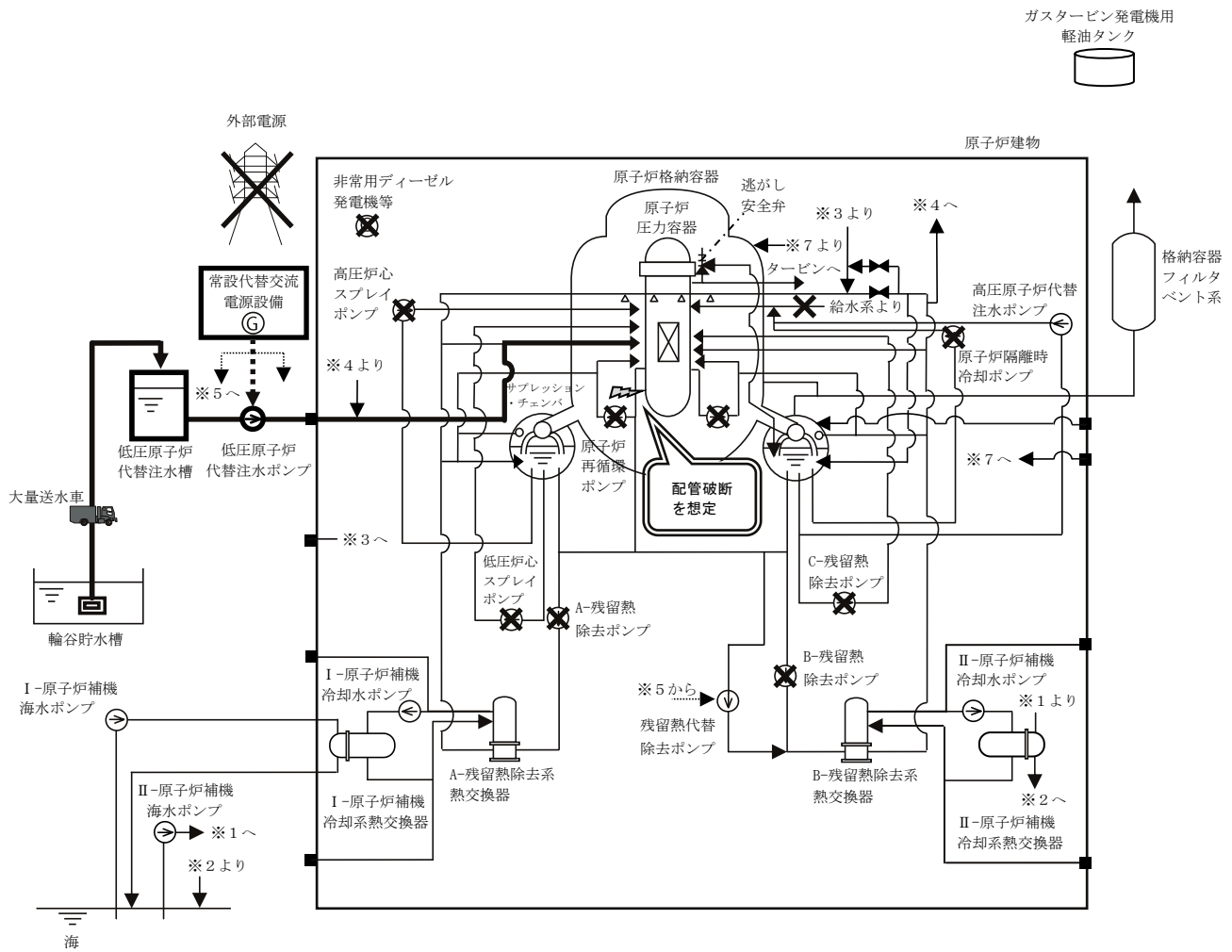
機能喪失＋全交流動力電源喪失」について、残留熱代替除去系を使用する場合の有効性評価を行った。

上記の場合においても、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入を実施することにより、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制しつつ、原子炉格納容器冷却及び除熱が可能である。

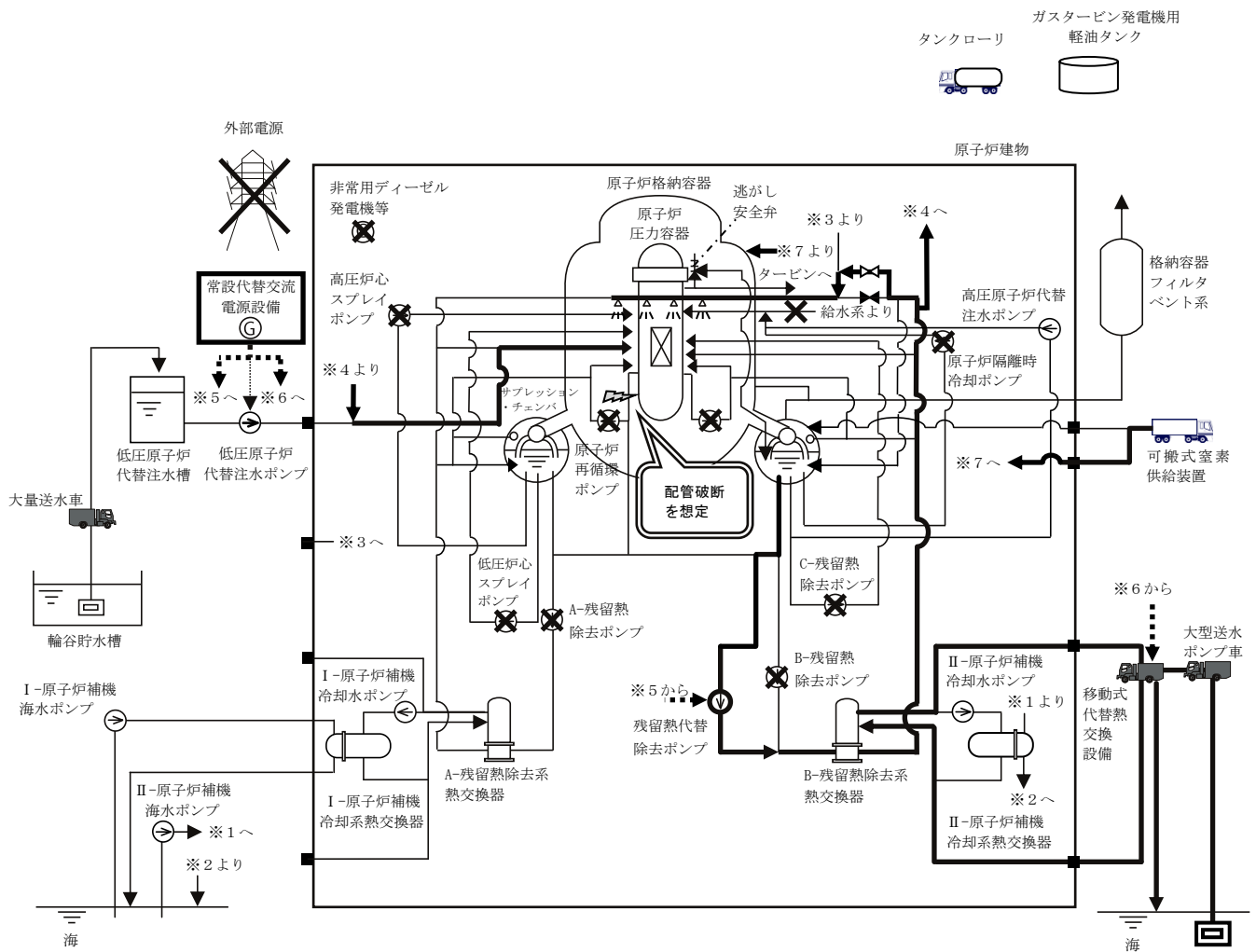
その結果、格納容器フィルタベント系を使用せず、事象を通じて原子炉格納容器の限界圧力に到達することはなく、ジルコニウム－水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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

以上のことから、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱、可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素供給手段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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。



第 3. 1. 2. 1-1(1) 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図
 （残留熱代替除去系を使用する場合）（1 / 2）
 （原子炉注水）

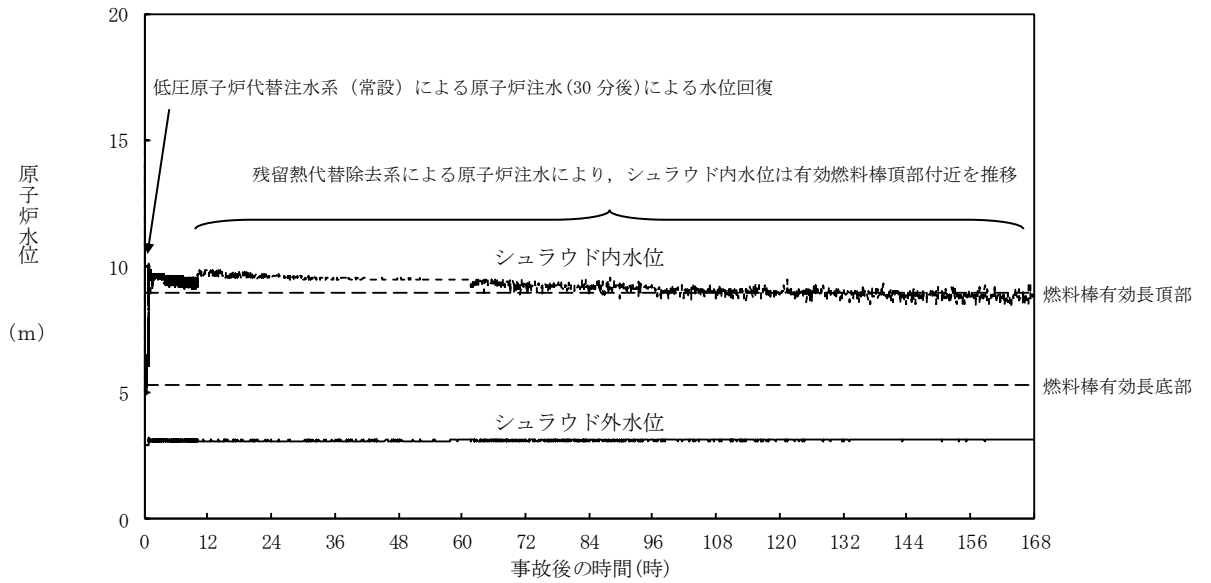


第 3. 1. 2. 1-1(2) 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図
 （残留熱代替除去系を使用する場合）（2 / 2）
 （原子炉格納容器除熱及び可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内窒素供給）

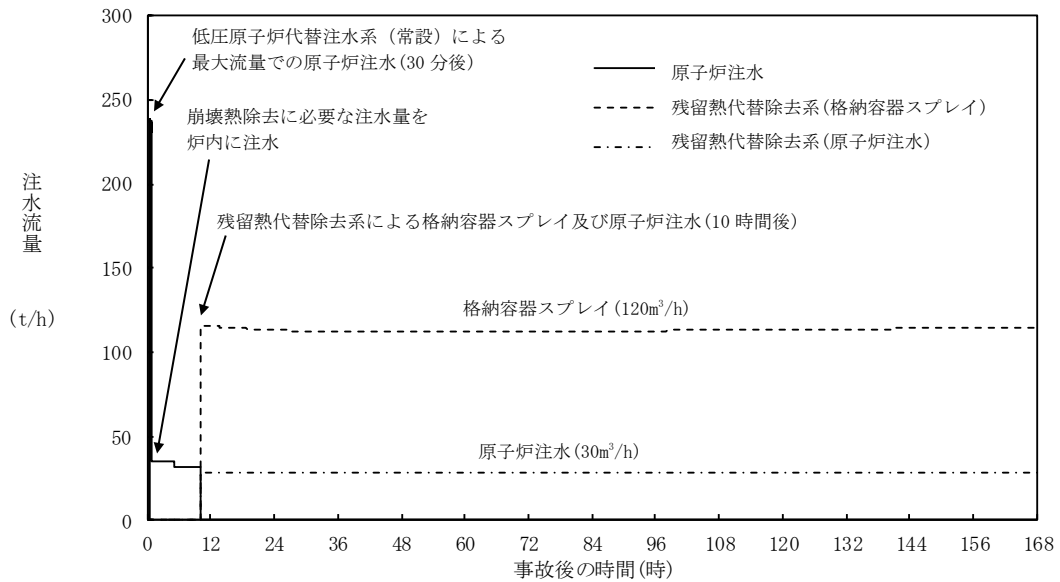
必要人員と作業項目				経過時間 (分)												経過時間 (時)	備考																				
				10	20	30	40	50	60	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	4	5	6	7	
操作項目	責任者	当直長	1人	中央制御室監視 運転操作監視 緊急時対策本部連絡																																	
	補佐	当直副長	1人	運転操作監視補佐																																	
	連絡連絡等を行う 要員	指図書	1人	指図での連絡																																	
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	復旧要員	運転所内外連絡																																	
状況判断	1A A	—	—	・ LOCA発生確認 ・ 外部電源喪失確認 ・ 給水流量の全喪失確認 ・ 原子炉スクラム確認、タービントリップ確認 ・ 非常用ディーゼル発電機等起動失敗確認 ・ 再循環ポンプトリップ確認 ・ 原子炉への注水機能喪失を確認 ・ 主蒸気減圧弁全閉確認 ・ 炉心損傷確認 ・ 緊急の電源回復不能判断	<p>事象発生 原子炉スクラム 約5分 炉心損傷 ブランク状況判断 約10分 燃料温度200℃到達 10分 電設代替交流電源設備による給電 約20分 燃料温度200℃(2227℃)到達 30分 低圧原子炉代替注水系(常設) 原子炉注水開始 約1時間 非常用ガス処理系 運転開始 約1時間40分 中央制御室機気系 運転開始</p> <p>10時間 残留熱代替除去系 運転開始 12時間 可搬式定率供給装置による格納容器定率供給開始</p>																																
交流電源回復操作	—	—	—	・ 非常用ディーゼル発電機等 機能回復 ・ 外部電源 回復																																	
高圧・低圧注水機能喪失 調査、復旧操作	—	—	—	・ 給水・復水系、高圧炉心スプレイス系、 残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系 機能回復																																	
電設代替交流電源設備 起動操作	(1A) A	—	—	・ 電設代替交流電源設備起動、受電操作	10分																																
D系非常用高圧母線受電準備	(1A) A	—	—	・ D系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)	10分																																
D系非常用高圧母線受電準備	—	2A, B,C	—	・ 放射線防護具準備/装着	10分																																
D系非常用高圧母線受電準備	(1A) A	—	—	・ D系非常用高圧母線受電準備(現場)	35分																																
D系非常用高圧母線受電準備	—	—	—	・ D系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)	5分																																
C系非常用高圧母線受電準備	(1A) A	—	—	・ C系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)	35分																																
C系非常用高圧母線受電準備	—	2A, B,C	—	・ C系非常用高圧母線受電準備(現場)	25分																																
C系非常用高圧母線受電準備	(1A) A	—	—	・ C系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)	5分																																
C系非常用高圧母線受電準備	—	2A, B,C	—	・ C系非常用高圧母線受電準備(現場)	10分																																
非常用ガス処理系 運転確認	(1A) A	—	—	・ 非常用ガス処理系 自動起動確認 ・ 原子炉建物圧力監視 ・ 原子炉建物圧力調整	適宜実施																																
注水配管系による原子炉 圧力容器への注水	(1A) A	—	—	・ 注水配管系 起動	10分																																
水素濃度及び酸素濃度監視 設備の起動	(1A) A	—	—	・ 格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA) 起動操作 ・ 格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA) システム起動、監視 ・ 格納容器水素濃度及び酸素濃度の監視	5分 40分																																
中央制御室機気系起動	(1A) A	—	—	・ 系統構成 ・ 中央制御室機気系起動操作	20分																																
中央制御室機気系起動	(2A) B,E	—	—	・ 中央制御室機気系 系統構成	10分																																
中央制御室機気系起動	(1A) A	—	—	・ 中央制御室機気系 加圧運転操作	10分																																
中央制御室機気系起動	(2A) B,E	—	—	・ 中央制御室機気系系統構成	30分																																
サプレッション・プール水 位制御系起動操作	(1A) A	—	—	・ サプレッション・プール水pH制御系起動	20分																																
低圧原子炉代替注水系 (常設) 起動操作	—	2A, D,E	—	・ 放射線防護具準備/装着 ・ 注水弁電源切替操作	10分 20分																																
低圧原子炉代替注水系 (常設) 注水操作	(1A) A	—	—	・ 低圧原子炉代替注水系(常設) 起動/運転確認/系統構成/漏れ検知機能操作	10分																																
低圧原子炉代替注水系 (常設) 停止操作	(1A) A	—	—	・ 低圧原子炉代替注水系(常設) 停止	10分																																
輸送水車(西)から低圧原 子炉代替注水への補給	—	—	14A, a~d	・ 放射線防護具準備/装着 ・ 大量送水車による低圧原子炉代替注水への補給準備 (大量送水車配置、ホース展開・接続) ・ 大量送水車による低圧原子炉代替注水への補給	10分 2時間30分																																
原子炉ウェル代替注水系 注水操作	—	—	(2A) a,b	・ 大量送水車による原子炉ウェルへの注水	適宜実施																																
原子炉補機代替冷却系準備 操作	—	—	(12A) a~1	・ 資機材配置及びホース敷設、系統水張り、起動	7時間20分																																
原子炉補機代替冷却系準備 操作	—	—	3A, a,b,c	・ 放射線防護具準備/装着	10分																																
原子炉補機代替冷却系準備 操作	—	—	(2A) B,C	・ 電源ケーブル接続	1時間30分																																
原子炉補機代替冷却系準備 操作	—	—	(2A) c,d	・ 原子炉補機代替冷却系 系統構成	1時間40分																																
原子炉補機代替冷却系準備 運転	(1A) A	—	—	・ 原子炉補機代替冷却系 運転状態監視 ・ 原子炉補機代替冷却系 冷却水量調整	10分																																
格納容器内空気計装による 水素濃度及び酸素濃度監視	(1A) A	—	—	・ 格納容器内空気計装起動 ・ 格納容器内水素濃度及び酸素濃度の監視	5分																																
燃料補給準備	—	—	2A, r,s	・ 放射線防護具準備/装着 ・ ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給	10分																																
燃料補給作業	—	—	—	・ 大量送水車、大型送水ポンプ車への補給	1時間40分																																
残留熱代替除去系 準備操作	(1A) A	—	—	・ 残留熱代替除去系 中央制御室系統構成	20分																																
残留熱代替除去系 運転開始	(1A) A	—	—	・ 残留熱代替除去系ポンプ起動 ・ 原子炉注水車、格納容器スプレイス操作	10分																																
残留熱代替除去系 運転状態監視	(1A) A	—	—	・ 残留熱代替除去系による原子炉圧力容器、原子炉格納容器の状態監視	適宜実施																																
可搬式定率供給装置による格 納容器内定率供給	—	—	(2A) e,f	・ 可搬式定率供給装置準備	1時間40分																																
可搬式定率供給装置による格 納容器内定率供給	—	—	—	・ 可搬式定率供給装置起動	適宜実施																																
燃料プール冷却 再開	(1A) A	—	—	・ 燃料プール冷却系再起動	10分																																
必要人員数 合計	1A A	4A B,C,D,E	19A a~z																																		

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

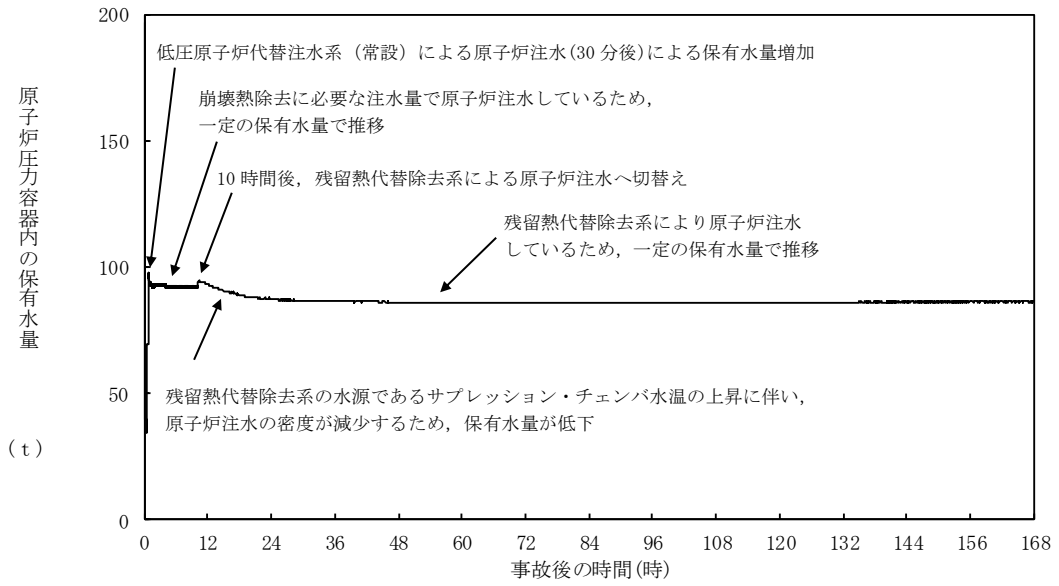
第 3.1.2.1-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)の作業と所要時間
(残留熱代替除去系を使用する場合)



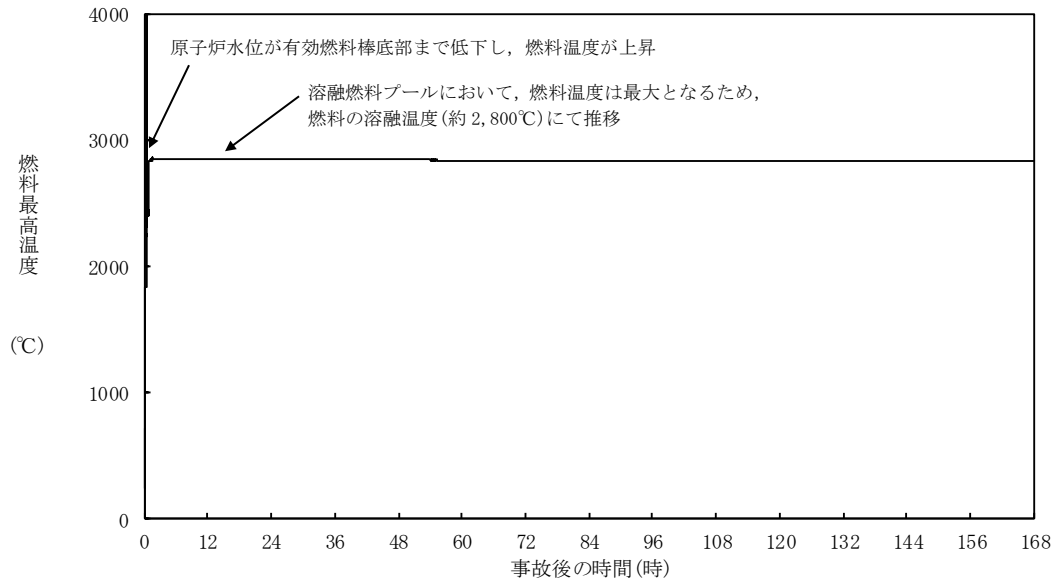
第 3. 1. 2. 2-1(1) 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



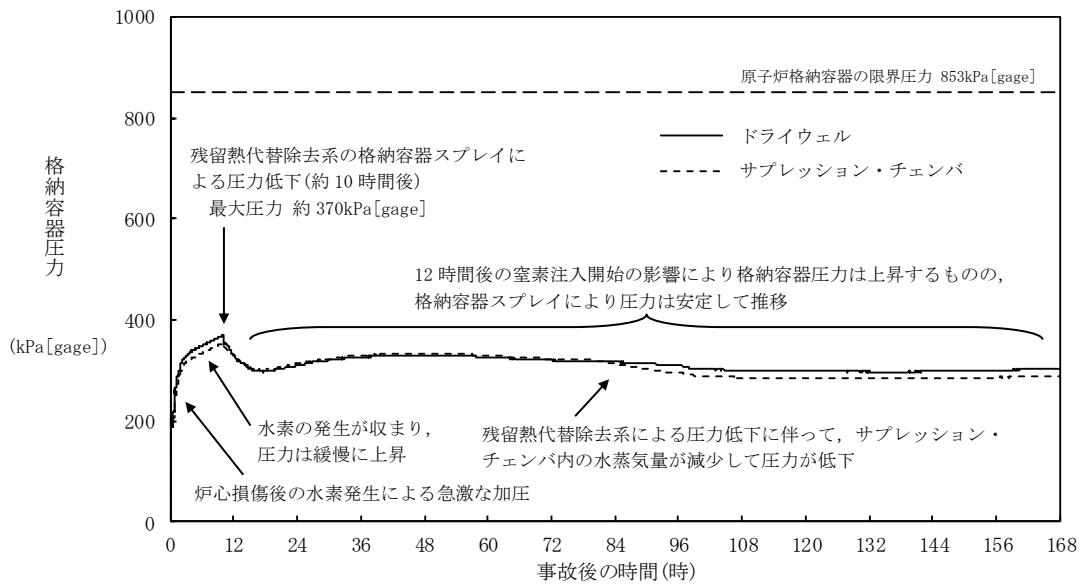
第 3. 1. 2. 2-1(2) 図 注水流量の推移



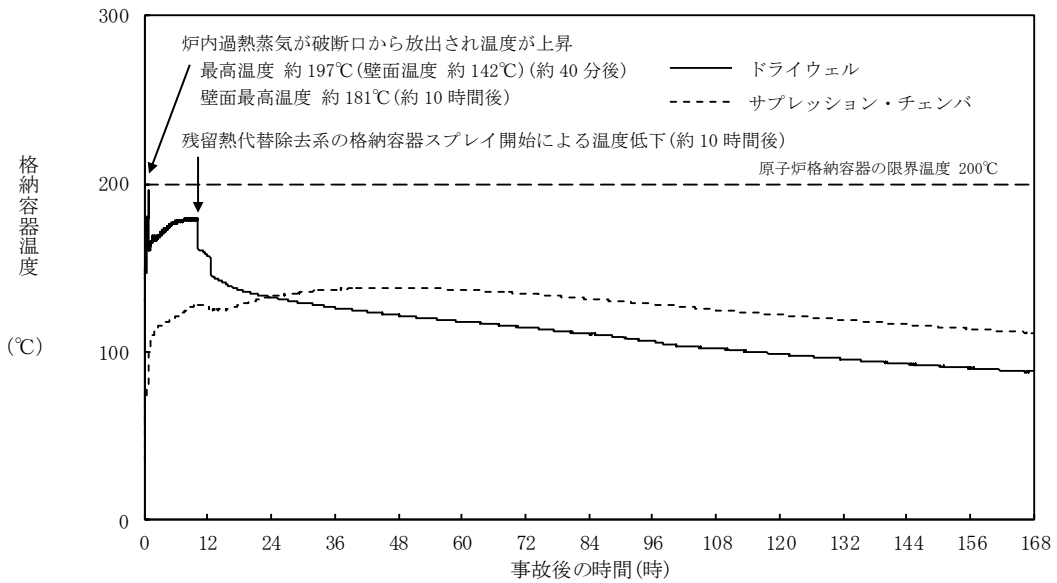
第 3. 1. 2. 2-1 (3) 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



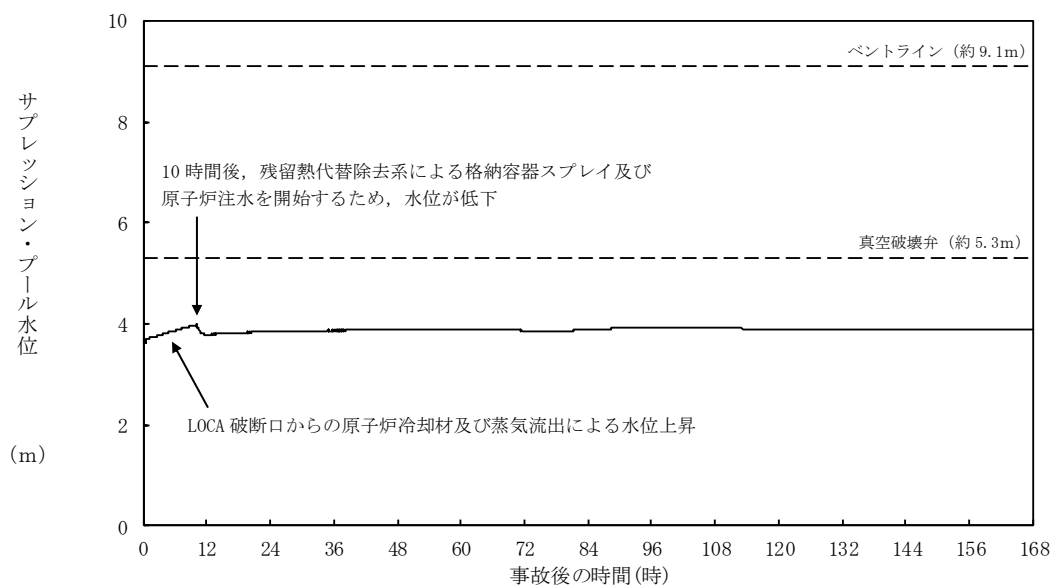
第 3. 1. 2. 2-1 (4) 図 燃料最高温度の推移



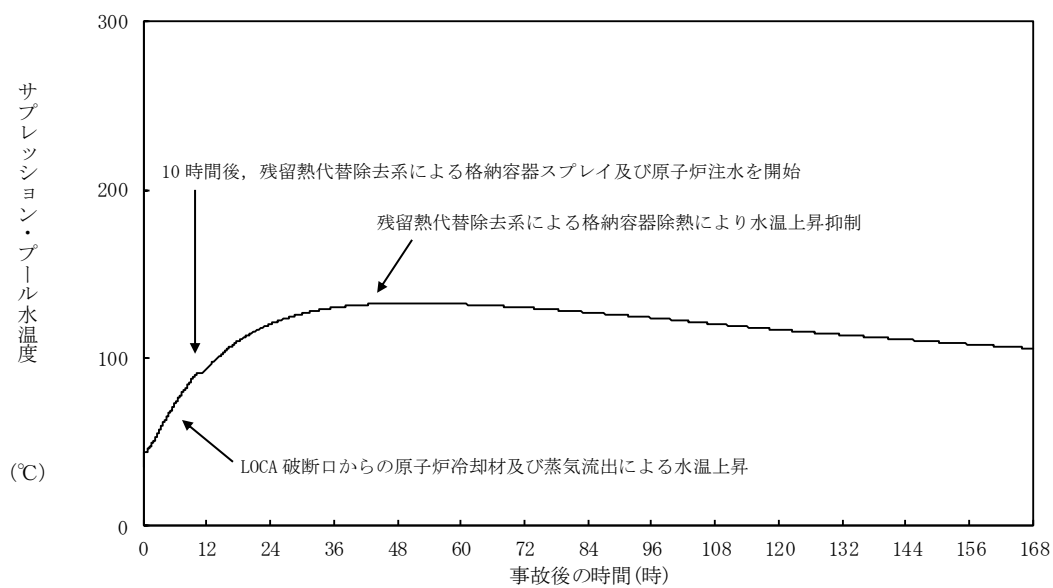
第 3. 1. 2. 2-1 (5) 図 格納容器圧力の推移



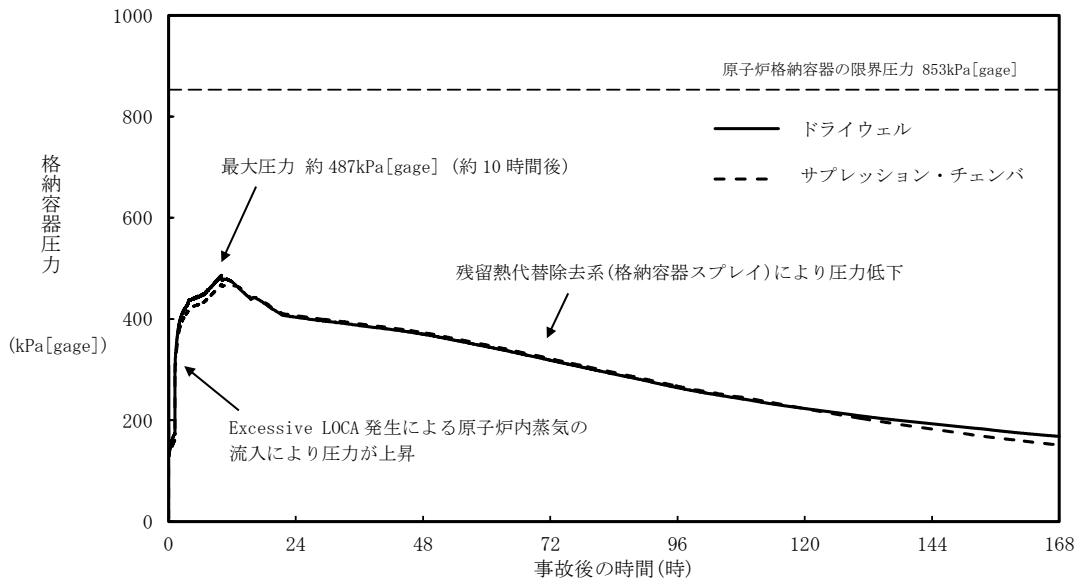
第 3. 1. 2. 2-1 (6) 図 格納容器温度の推移



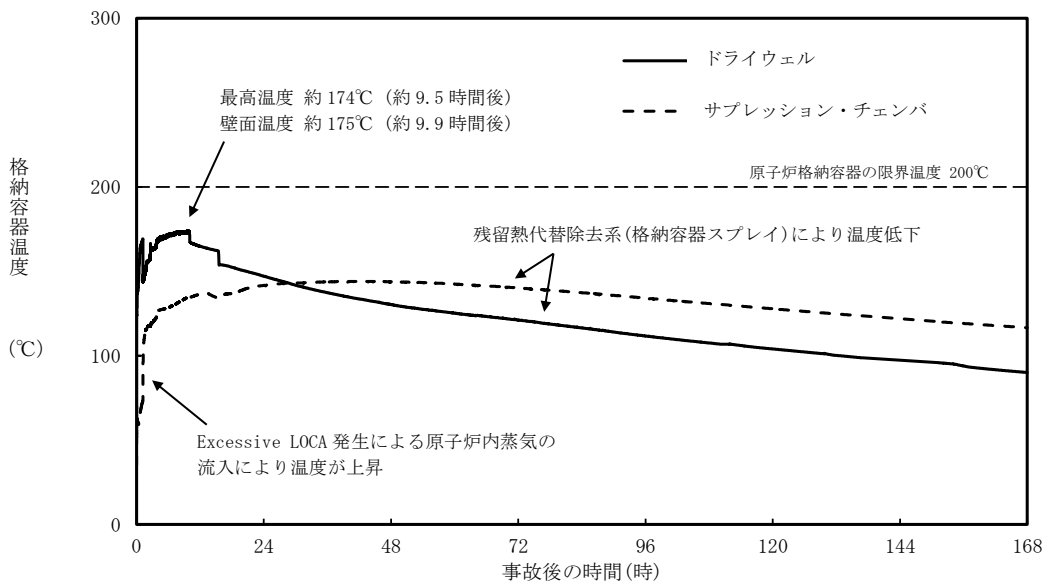
第 3. 1. 2. 2-1 (7) 図 サプレッション・プール水位の推移



第 3. 1. 2. 2-1 (8) 図 サプレッション・プール水温度の推移



第 3.1.2.2-1(9) 図 格納容器圧力の推移
(Excessive LOCA の発生を考慮した場合)



第 3.1.2.2-1(10) 図 格納容器温度の推移
(Excessive LOCA の発生を考慮した場合)

第 3.1.2.1-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
 （残留熱代替除去系を使用する場合）（1 / 3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
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。	所内常設蓄電式直流電源設備	平均出力領域計装
非常用炉心冷却系機能喪失確認	非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	原子炉水位（S A） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】 【残留熱除去ポンプ出口流量】 【低圧炉心スプレイポンプ出口流量】
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより非常用高圧母線（6.9kV）が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、低圧原子炉代替注水系（常設）及び原子炉補機代替冷却系の準備を開始する。	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	—

【 】：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 3.1.2.1-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
（残留熱代替除去系を使用する場合）（2 / 3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備 計装設備
炉心損傷確認	大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に至ることを確認する。	所内常設蓄電式直流電源設備	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を開始する。 ドライウエル温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し、原子炉底部から原子炉水位 L 0 まで冠水させるために必要な注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽	原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウエル温度 (S A)
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生し、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク	格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A)

【 】：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 3.1.2.1-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
 （残留熱代替除去系を使用する場合）（3／3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱	原子炉補機代替冷却系の準備が完了し、残留熱代替除去系を起動した後、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を停止し、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を開始する。残留熱代替除去系の循環流量は、残留熱代替除去系原子炉注水流量及び残留熱代替除去系格納容器スプレー流量を用いて、原子炉注水弁と格納容器スプレー弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレーに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレーを実施する。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、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 残留熱代替除去系 サプレッション・チェンバ	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 タンクローリ	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系格納容器スプレー流量 ドライウェル温度（S A） ドローウェル温度（S A） サプレッション・チェンバ圧力（S A） サプレッション・プール水温度（S A） 格納容器水素濃度（S A） 格納容器酸素濃度（S A）
可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入	残留熱代替除去系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施した場合、可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク	可搬式窒素供給装置 タンクローリ	格納容器酸素濃度（S A）

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

第3.1.2.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用する場合) (1 / 4)

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

第3.1.2.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
 (残留熱代替除去系を使用する場合) (2 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断LOCA 再循環配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり、原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環配管 (出口ノズル) の両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	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残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

事故条件

第 3.1.2.2-1 表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用する場合) (3 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧原子炉代替注水系 (常設)	200m ³ /h (1.00MPa [gage]) においてで注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定
残留熱代替除去系	循環流量は, 全体で 150m ³ /h とし, 原子炉注水へ 30m ³ /h, 格納容器スプレイへ 120m ³ /h に流量を分配	残留熱代替除去系の設計値として設定
原子炉補機代替冷却系	残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量: 約 7MW (サプレッション・プール水温度: 100°C, 海水温度 30°C において)	原子炉補機代替冷却系の設計値として設定
可搬式窒素供給装置	総注入流量: 100Nm ³ /h ・窒素: 99.9Nm ³ /h ・酸素: 0.1Nm ³ /h ガス温度: 35°C	総注入流量は格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度 99.9% を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定

重大事故等対策に関連する機器条件

第3.1.2.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用する場合) (4 / 4)

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操作条件 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	事象発生から 30 分後	常設代替交流電源設備の起動, 受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作	事象発生から 10 時間後	原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮して設定
可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内窒素供給操作	事象発生から 12 時間後	原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置の準備時間を考慮して設定

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

1. はじめに

有効性評価の「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では、事象発生約 5 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K (727°C) に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 10 分後に 1,200°C に到達し、また、事象発生から約 28 分後に燃料温度は約 2,500K (約 2,227°C) に到達する。事象発生 30 分後からの低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水により、炉心は再冠水される。上記により、炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。ここでは、本事象における炉心の損傷状態、損傷炉心の位置及びシュラウドへの熱影響について評価結果を示す。

2. 評価結果

(1) 炉心の損傷状態

図 1 に事象発生 30 分後、事象発生約 100 分後（最大状態）及び終状態（事象発生 7 日後）の炉心損傷状態を示す。終状態以降には炉心損傷は拡大しない。

(2) 損傷炉心の位置

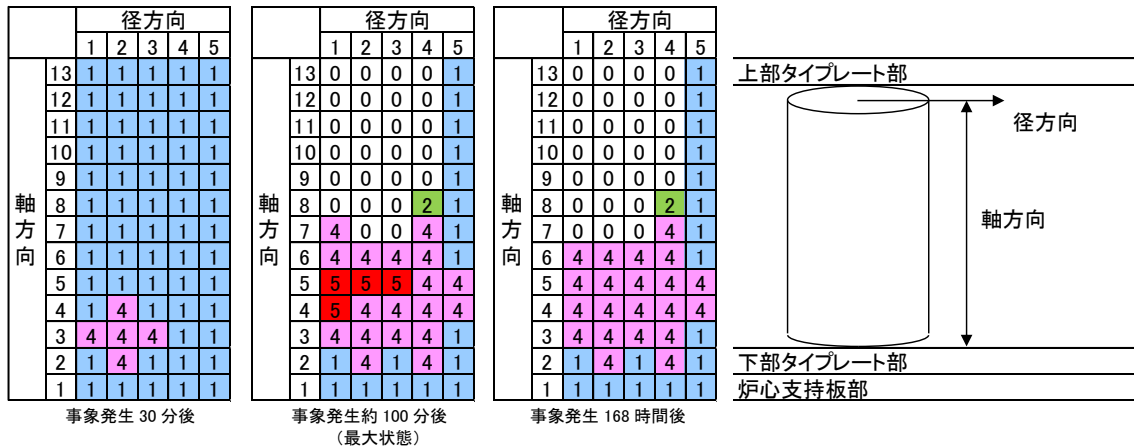
図 2 に各部（炉心位置、下部プレナム）における炉心重量の時間変化の推移を示す。図 2 に示すとおり、損傷炉心は炉心位置に保持される。

(3) シュラウドへの熱影響

終状態においても、熔融プールは炉心の外周部に至っておらず、シュラウドへの熱影響はない（シュラウドの最高温度は約 500°C であり、融点（1400°C 程度）を下回る）。

3. まとめ

有効性評価の「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において、炉心損傷に至るものの、再冠水により炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。



- 損傷状態のモデル
- 0 : 空洞
 - 1 : 燃料が自立した状態
 - 2 : 燃料が崩壊した状態
 - 3 : 流路が減少した状態
 - 4 : 流路が閉塞した状態
 - 5 : 溶融プール状態

図1 炉心の損傷状態

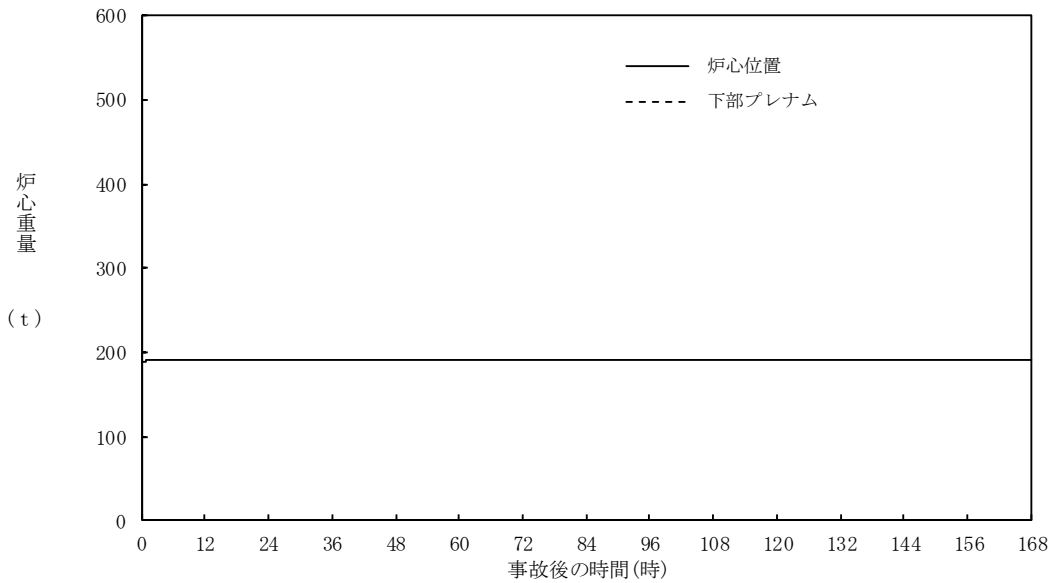


図2 各部（炉心位置，下部プレナム）における炉心重量の時間変化

安定状態について（残留熱代替除去系を使用する場合）

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において残留熱代替除去系を使用する場合における安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後，重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により，損傷炉心の冠水が維持でき，また，冷却の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，安定停止状態が確立されたものとする。

原子炉格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に，重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系）により，格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ，また，除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定状態が確立されたものとする。

【安定状態の確立について】

原子炉安定停止状態の確立について

低圧原子炉代替注水系（常設）による注水継続により損傷炉心が冠水し，損傷炉心の冷却が維持され，原子炉安定停止状態が確立される。

原子炉格納容器安定状態の確立について

炉心冷却を継続し，事象発生から 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を開始することで，格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり，格納容器温度は 150℃を下回り，原子炉格納容器安定状態が確立される。格納容器圧力については，原子炉格納容器内の水素燃焼の防止のため原子炉格納容器内への窒素封入を実施する運用としていることから，低下傾向とならないが，上記の除熱機能により最高使用圧力以下に維持される。また，重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり，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。

残留熱代替除去系を用いて又は残留熱除去系を復旧させ，除熱を行うことにより，安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。

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

（添付資料 2.1.2 別紙 1 参照）

原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により
発生する水素ガスの影響について

1. はじめに

BWRにおいて事故時に可燃性ガスが発生する事象として主にジルコニウム-水反応があるが、他事象によっても可燃性ガスの発生が想定される。

平成23年3月11日の東北地方太平洋沖地震後、福島第二原子力発電所1,2,4号炉の原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が確認されており、これは原子炉格納容器内のグレーチングに塗布しているローバル(常温亜鉛めっき)が水蒸気と反応し発生した水素ガスの影響によるものと推定されている。また、重大事故時、炉心から原子炉格納容器に放出されるよう素の環境への放出低減を目的に、原子炉格納容器内の水をアルカリ性に維持するため、水酸化ナトリウムを注入するが、これにより、炉内構造物の金属腐食(亜鉛及びアルミニウム)による水素ガスの発生も考えられる。

ここでは、島根原子力発電所2号炉において、上記事象により水素ガスが発生した場合の影響評価を実施する。

2. 影響評価

2.1 亜鉛の反応による水素ガスの発生について

原子炉格納容器内のグレーチングの亜鉛めっきの反応により、水素ガスが発生する可能性がある。前述のよう素の環境への放出低減のための水酸化ナトリウム注入によりサプレッション・チェンバのpHは約11程度となると考えられるが、金属腐食反応はpH依存性があることから、保守的にグレーチングの亜鉛めっきが全て反応することを想定して、水素ガス発生総量を概略評価した。

a. 亜鉛量の計算条件

- ・ドライウェル グレーチング表面積 : 3,135m²
 - ・サプレッション・チェンバ グレーチング表面積: 930m²
 - ・亜鉛めっき膜厚: 80 μm
- (JISH8641-2007 記載の溶融亜鉛めっき厚判定基準値(最大値)76 μm より設定、島根原子力発電所2号炉においても本JISに基づき亜鉛めっきを実施)
- ・亜鉛密度: 7.2g/cm³ (JIS H8641-2007 記載値)

b. 評価結果

<亜鉛量>

原子炉格納容器内のグレーチングに用いられる亜鉛量は、約2,350 kgとなる。

- ・ドライウエル部：約 1,806 kg ($=3,135\text{m}^2 \times 80\ \mu\text{m} \times 7.2\text{g}/\text{cm}^3$)
- ・サプレッション・チェンバ部：約 536 kg ($=930\text{m}^2 \times 80\ \mu\text{m} \times 7.2\text{g}/\text{cm}^3$)

<水素ガス発生量>

亜鉛は、以下の化学反応によって水素ガスを発生する可能性がある。

- ・ $\text{Zn} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{ZnO} + \text{H}_2 \uparrow$ (亜鉛-水蒸気反応)
- ・ $\text{Zn} + \text{NaOH} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{NaHZnO}_2 + \text{H}_2 \uparrow$ (金属腐食反応)

亜鉛-水蒸気反応及び亜鉛の金属腐食反応のいずれにおいても、亜鉛 1mol より水素ガスが 1mol 発生するため、発生する水素ガス量は約 73kg ($\equiv 56+17$)、水素ガス体積(標準状態)は約 803Nm³ ($\equiv 619+184$)となる。

・ドライウエル部:

56kg ($=1,806,000\text{g}/65.4\text{g}/\text{mol} \times 2.016\text{g}/\text{mol}$)

619Nm³ ($=1,806,000\text{g}/65.4\text{g}/\text{mol} \times 0.0224\text{Nm}^3/\text{mol}$)

・サプレッション・チェンバ部:

17kg ($=536,000\text{g}/65.4\text{g}/\text{mol} \times 2.016\text{g}/\text{mol}$)

184Nm³ ($=536,000\text{g}/65.4\text{g}/\text{mol} \times 0.0224\text{Nm}^3/\text{mol}$)

2.2 アルミニウムの反応による水素ガスの発生について

原子炉格納容器内の主なアルミニウムの使用箇所は、保温材の外装材やドライウエルクーラー (DWC) のアルミフィンである。前述のよう素の環境への放出低減のための水酸化ナトリウム注入によりサプレッション・チェンバの pH は約 11 程度となると考えられるが、金属腐食反応は pH 依存性があることから、保守的にアルミニウムの全量が全て反応することを想定して、水素ガス発生総量を概略評価した。

a. アルミニウム量の計算条件

- ・保温材に含まれるアルミニウムの体積:約 0.5843m³
- ・アルミニウム密度:2.7g/cm³
- ・DWC に含まれるアルミニウムの質量:約 1,761kg

b. 評価結果

<アルミニウム量>

原子炉格納容器内に存在するアルミニウム量は、約 3,339 kgとなる。

- ・保温材：約 1,578 kg ($=0.5843\text{m}^3 \times 2,700\text{kg}/\text{m}^3$)
- ・DWC：約 1,761 kg

<水素ガス発生量>

アルミニウムは、以下の化学反応によって水素ガスを発生する。

- ・ $\text{Al} + \text{NaOH} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{NaAlO}_2 + 3/2\text{H}_2 \uparrow$ (金属腐食反応)

アルミニウム 1mol より水素ガスが 3/2mol 発生するため、以下のとおり、発生する水素ガス量は約 374kg、水素ガス体積(標準状態)は約 4,156Nm³ となる。

$$374\text{kg} \quad (\cong 3,339,000\text{g}/27\text{g/mol} \times 2.016\text{g/mol} \times 3/2)$$

$$4,156\text{Nm}^3 \quad (\cong 3,339,000\text{g}/27\text{g/mol} \times 0.0224\text{Nm}^3/\text{mol} \times 3/2)$$

なお、格納容器過圧・過温破損シナリオにて発生する水素ガス量は約 198kg であり、これと比較すると、原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムにより発生する水素ガス量の合計約 450kg は 2 倍程度の値である。

2.3 亜鉛及びアルミニウムによる水素ガス発生による影響について

(1) 格納容器圧力への影響について

発生する水素による格納容器圧力上昇の影響を確認するため、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温)(残留熱代替除去系を使用する場合)」シーケンスにおいて、事象初期から 450kg の水素が格納容器内に存在するものと保守的に仮定し、格納容器圧力を評価した。

図 1 に示すとおり、事象発生 10 時間後に残留熱代替除去系の起動によって、格納容器圧力は降下し、限界圧力 853kPa[gage] に到達することはない。このように、事象初期における格納容器圧力の挙動は、亜鉛及びアルミニウムの化学反応により発生する水素を考慮しない場合と大きな違いはない。これは、格納容器圧力が水蒸気の影響を大きく受けているためであると考えられる。このことから、アルミニウム及び亜鉛が水酸化ナトリウムと反応し発生する水素による格納容器圧力への有意な影響はない。また、炉心損傷前も影響は同様である。

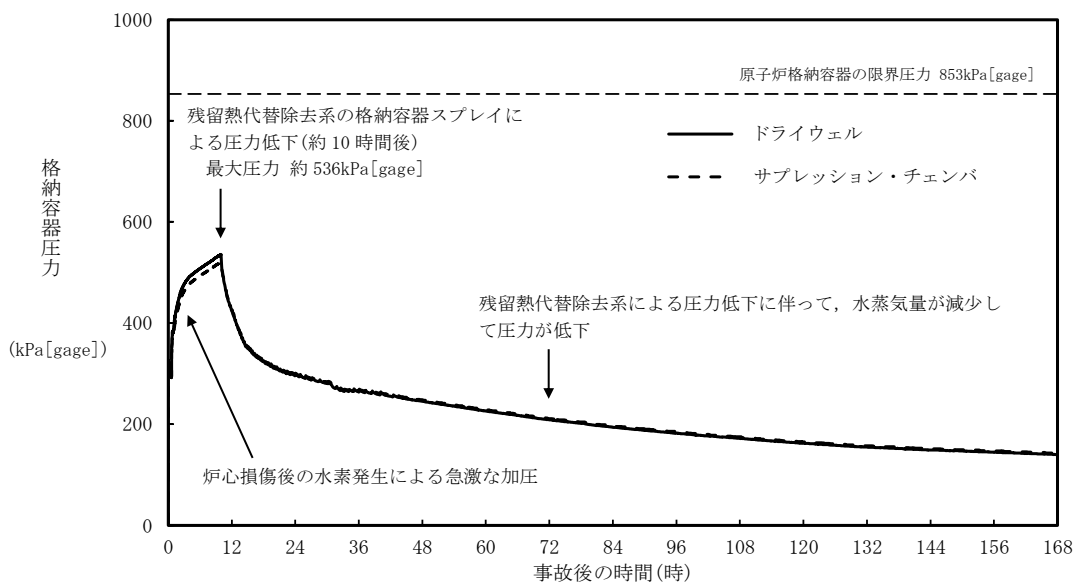


図 1 格納容器圧力の推移

(2) 水素燃焼への影響について

水素ガス及び酸素ガスの可燃限界は、水素濃度 4 vol%以上かつ酸素濃度 5 vol%以上である。BWRの原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生はないことから、本反応単独での水素ガスの燃焼は発生しないものとする。

3. まとめ

原子炉格納容器内のグレーチングの亜鉛めっきに含まれる亜鉛が全て反応することを想定すると約 73kg の水素ガス、アルミニウムが全て反応することを想定すると約 374kg の水素ガス（合計約 450kg の水素ガス）が発生する可能性がある。しかし、BWRの事故時における格納容器圧力は、ほぼ窒素ガスと崩壊熱により発生する蒸気の影響に左右されるため、亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスは、格納容器圧力に対して有意な影響はないと考えられる。

また、水素燃焼の観点においても、BWRの原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生はないことから有意な影響はないと考えられる。

なお、文献^[1]においても、金属腐食反応による水素ガス発生はジルコニウム-水反応等による水素ガス発生に比べ反応速度が遅く、水素ガス発生量も小さいことが述べられており、本反応による水素ガス発生が有意な影響を与えることはないと考えられる。

[1] 日本原子力研究所「炉心損傷に関する研究の現状と課題」JAERI-M82-039, 1982年5月

原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では、厳しい事象を想定した場合でも、原子炉格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。

格納容器破損防止対策の有効性評価では、通常運転時に用いている原子炉棟の換気系が全交流動力電源喪失により停止し、交流電源が回復した後に非常用ガス処理系が起動する状況を想定している。ここで、原子炉棟の換気系の停止から非常用ガス処理系が起動するまでの時間遅れを考慮し、非常用ガス処理系によって原子炉建物の設計負圧が達成されるまで事象発生から 70 分かかると想定している。

本格納容器破損モードの重大事故対策の有効性評価では原子炉格納容器は健全であると評価していることから、原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建物内で凝縮され、原子炉建物空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建物内の換気系は停止しているため、原子炉建物内空間部と外気との圧力差が生じにくく、原子炉建物内外での空気のやりとりは殆どないものと考えられる。さらに、原子炉格納容器内から原子炉建物に漏えいした粒子状放射性物質は、原子炉建物内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着するものと考えられる。

これらのことから、原子炉格納容器の健全性が維持されており、原子炉棟の換気系が停止している場合は、原子炉格納容器から原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、原子炉建物内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。

本評価では、上述の状況に係わらず、非常用ガス処理系が起動し、原子炉建物の設計負圧が達成されるまでの間、原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質は、保守的に全量原子炉建物から大気中へ漏えいすることを想定した場合の放出量を示す。

1. 評価条件

- (1) 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「冷却材喪失（大破断 L O C A）+ E C C S 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」に対し、残留熱代替除去系によって格納容器除熱を実施する場合について評価する。
- (2) 原子炉格納容器からの漏えい量は、M A A P 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）

- ・ 1Pd 以下 : 0.9Pd で 0.5%/日 相当
 - ・ 1 ~ 2Pd : 2.0Pd で 1.3%/日 相当
- (3) エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果を考慮する (DF=10) ※¹。
- (4) 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについては、非常用ガス処理系により負圧が達成される事象発生 70 分後までは原子炉建物内の放射性物質の保持機能に期待しないこととし (換気率無限) , 非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 1 回/日相当を考慮する。
- (5) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉棟内の空気を外気に放出するためフィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする (DF=1) 。
- (6) 原子炉建物内での放射エネルギーの時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

※1 「原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について」 東北電力株式会社, 東京電力ホールディングス株式会社, 中部電力株式会社, 北陸電力株式会社, 中国電力株式会社, 日本原子力発電株式会社, 電源開発株式会社, 2019 年 12 月

2. 評価結果

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

原子炉建物から大気中へ漏えいする Cs-137 は 7 日間で約 1.1TBq であり、基準の 100TBq を下回っている。

また、事象発生 7 日間以降の影響を確認するため評価した、事象発生 30 日間、100 日間における大気中への Cs-137 の漏えい量はともに約 1.1TBq であり、いずれの場合においても 100TBq を下回っている。

表 1 原子炉建物から大気中への放射性物質 (Cs-137) の漏えい量
(単位 : TBq)

	漏えい量 (7 日間)	漏えい量 (30 日間)	漏えい量 (100 日間)
大破断 LOCA(残留熱代替除去系を使用する場合)	約 1.1	約 1.1	約 1.1

以上

原子炉格納容器漏えい率の設定について

中央制御室の居住性に係わる被ばく評価及び有効性評価の環境へのCs-137漏えい評価において、原子炉格納容器からの放射性物質等の漏えいは、MAAP内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び原子炉格納容器の圧力に応じて漏えい流量を評価している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の2種類を設定する。

1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率（0.9Pd で0.5%/日）をもとに算出した等価漏えい面積（ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約 $3.2 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、MAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、853kPa[gage]で1.3%/日となる等価漏えい面積（ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約 $8.5 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、

1. と同様にMAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

853kPa[gage]での1.3%/日の設定は以下のAECの評価式及びGEの評価式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。

○AECの評価式※1

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.28\% / \text{日}$$

L : 事故時の格納容器漏えい率

L0 : 設計漏えい率（圧力Pd に対して（ここでは0.9Pd）） 【0.5%/日】

Pt : 事故時の格納容器内圧力 【954.325kPa[abs]】

Pd : 設計圧力 【485.625kPa[abs]】

Pa : 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】

Rt : 事故時の気体定数 ※2 【523.7J/Kg・K】

Rd : 空気の気体定数 【287J/Kg・K】

Tt : 事故時の格納容器内温度 【473.15K】

Td : 設計格納容器内温度 【293.15K】

○GEの評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

$$L=L_0 \sqrt{\frac{1-\left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1-\left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}}=0.508\%/日$$

L : 事故時の格納容器漏えい率

L0 : 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd)) 【0.5%/日】

Pt : 事故時の格納容器内圧力 【954.325kPa[abs]】

Pd : 設計圧力 【485.625kPa[abs]】

Pa : 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】

※1 United States Atomic Energy Commission report "reactor containment leakage testing and surveillance report USAEC technical safety guide Dec. 1996"

※2 事故時の気体定数は水素ガス(2.016) : 窒素ガス(28.01) : 水蒸気(18.02)のガス組成 34% : 33% : 33%より計算している。AECの評価式は事故時の気体定数に依存し、水素ガス等のように気体定数が大きい気体の割合が大きい場合に漏えい率が高くなるため、燃料有効部被覆管が全てジルコニウム-水反応した場合の水素ガス発生量(約 1,000kg)を考慮して保守的に設定している。

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）））
 表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータとなるパラメータに与える影響
 （雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）））（1/2）

【MAAP】		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 炉心出力及び崩壊熱	入力値に含まれる。	「解析条件を最悪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。	「解析条件を最悪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)	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、CORAX実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びピッチャネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORAX実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間に関する影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、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CORAX実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	燃料被覆管の温度変化は、燃料被覆管、制御棒及びピッチャネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。	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、仮想的な激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。	原子炉注水操作については、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉注水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り、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認していることから評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料被覆管酸化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	燃料被覆管の温度変化は、燃料被覆管、制御棒及びピッチャネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。	燃料被覆管の温度変化は、燃料被覆管、制御棒及びピッチャネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。	原子炉注水操作については、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉注水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り、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認していることから評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料被覆管変形	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	燃料被覆管の温度変化は、燃料被覆管、制御棒及びピッチャネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。	燃料被覆管の温度変化は、燃料被覆管、制御棒及びピッチャネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。	原子炉注水操作については、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉注水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り、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認していることから評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
原子炉圧力容器	ECCS注水系・代替注水設備含む	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	入力値に含まれる。	「解析条件を最悪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。	「解析条件を最悪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。	

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータとなるパラメータと与える影響
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合))) (2/2)

【MAAP】		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と与える影響	
原子炉格納容器	格納容器各領域間の流動	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ていることを確認した。格納容器雰囲気温度を十数°C程度高めに、格納容器内気温度を十数°C程度高めに、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、実験系に起因するものと考えられ、実験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。格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさについては、CSTF実験解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガスの濃度の挙動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、格納容器温度を十数°C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、実験系に起因するものと考えられ、実験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。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、運転員等操作時間と与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさについては、CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	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と与える影響	
	構造材と熱伝達			安全系モデル(格納容器/レイ)安全系モデル(代替注水設備)	入力値に含まれる(スプレイ注入特性)スプレイの水滴温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさは小さい。	「解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響」にて確認。	「解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響」にて確認。
	及び内部熱伝導			安全系モデル(非常用炉心冷却系)	入力値に含まれる。	「解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響」にて確認。	「解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響」にて確認。
原子炉格納容器(炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル(リロケーション)	・TMI事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TM事故分析結果と一致することを確認した。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・TQUV、大破断LOCAシナシナシにも、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炉心溶融時刻と与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	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刻と与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	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刻と与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
	構造材と熱伝達	核分裂生成物(FP)挙動モデル	PHEBUS-PP実験解析により、PP放出の開始時間を良く再現できているもの、燃料被覆管温度を高め評価することにより、急激なPP放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実験の大規模な炉心体系においてこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。	核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-PP実験解析により原子炉圧力容器内へのPP放出の開始時間を適切に再現できていることを確認している。PHEBUS-PP実験解析では、燃料被覆管破綻後のPP放出については実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模な炉心体系の模擬が原因と推測され、実験の大規模な炉心体系においてこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。本評価項目では、炉心損傷後の原子炉圧力容器内PP放出を操作開始の起点としている運転員等操作時間と与える影響は小さい。	核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-PP実験解析により原子炉圧力容器内へのPP放出の開始時間を適切に再現できていることを確認している。PHEBUS-PP実験解析では、燃料被覆管破綻後のPP放出については実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模な炉心体系の模擬が原因と推測され、実験の大規模な炉心体系においてこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。本評価項目では、炉心損傷後の原子炉圧力容器内PP放出を操作開始の起点としている運転員等操作時間と与える影響は小さい。	核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-PP実験解析により原子炉圧力容器内へのPP放出の開始時間を適切に再現できていることを確認している。PHEBUS-PP実験解析では、燃料被覆管破綻後のPP放出については実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模な炉心体系の模擬が原因と推測され、実験の大規模な炉心体系においてこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。本評価項目では、炉心損傷後の原子炉圧力容器内PP放出を操作開始の起点としている運転員等操作時間と与える影響は小さい。	
原子炉格納容器(炉心損傷後)	原子炉格納容器内PP挙動	核分裂生成物(FP)挙動モデル	ABCOVE実験解析により、格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適切に評価できていることを確認した。本評価項目では、炉心損傷後の格納容器内PPを操作開始の起点としている運転員等操作時間と与える影響は小さい。	核分裂生成物(FP)挙動モデルは、ABCOVE実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適切に評価できていることを確認している。本評価項目では、炉心損傷後の格納容器内PPを操作開始の起点としている運転員等操作時間と与える影響は小さい。	核分裂生成物(FP)挙動モデルは、ABCOVE実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適切に評価できていることを確認している。本評価項目では、炉心損傷後の格納容器内PPを操作開始の起点としている運転員等操作時間と与える影響は小さい。	核分裂生成物(FP)挙動モデルは、ABCOVE実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適切に評価できていることを確認している。本評価項目では、炉心損傷後の格納容器内PPを操作開始の起点としている運転員等操作時間と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を与える影響
 (零相気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)))(1/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件)		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響		評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件		最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧され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。	
原子炉熱出力	2,436MW	2,435MW以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧され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、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力	6.93MPa[gage]	約6.77~6.79MPa[gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧され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、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約8秒で通常運転水位(約6m)であるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2cmである。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、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、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約8秒で通常運転水位(約6m)であるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2cmである。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
原子炉水位	通常水位(気水分離器下端から+83cm)	通常運転水位(気水分離器下端から約+83cm~約+85cm) (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、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約8秒で通常運転水位(約6m)であるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2cmである。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、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、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約8秒で通常運転水位(約6m)であるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2cmである。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、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、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約8秒で通常運転水位(約6m)であるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2cmである。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格流量の85~104% (実績値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
燃料	9×9燃料(A型)	装荷炉心毎	9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大輸出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方が MOX 燃料よりも崩壊熱が大きく、MOX 燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料(A型)を設定	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料(B型)の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料(B型)の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料(B型)の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 炉心平均燃焼度約30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び温度の上昇は残留熱代替除去系により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。	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、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び温度の上昇は残留熱代替除去系により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。	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、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び温度の上昇は残留熱代替除去系により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。

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となるパラメータに与える影響
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合))) (2/4)

項目	解析条件(初期条件)		事故条件(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	最確条件			
格納容器空間体積(ドラライウエル)	7,900m ³	7,900m ³ (設計値)	7,900m ³ (設計値)	7,900m ³ (設計値)	ドラライウエル内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。
格納容器空間体積(サブレーション・チェンバ)	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³ (設計値)	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³ (設計値)	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³ (設計値)	サブレーション・チェンバ内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。
真空破棄弁	3.43kPa(ドラライウエル-サブレーション・チェンバ間差圧)	3.43kPa(ドラライウエル-サブレーション・チェンバ間差圧)	3.43kPa(ドラライウエル-サブレーション・チェンバ間差圧)	3.43kPa(ドラライウエル-サブレーション・チェンバ間差圧)	真空破棄弁の設定値	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。
サブレーション・プール水位	3.61m(NWL)	約3.59m(実測値)	約3.59m(実測値)	約3.59m(実測値)	通常運転時のサブレーション・プール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎによりサブレーション・プール水位低下分を与え得るが、ゆらぎによるサブレーション・プール水位低下分の熱容量は通常水位に対して非常に小さい。例えば、通常水位の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.02m分)の熱容量は約20m ³ 程度であり、その低下割合は通常時の約0.7%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、ゆらぎによりサブレーション・プール水位低下分を与え得るが、ゆらぎによるサブレーション・プール水位低下分の熱容量は通常水位に対して非常に小さい。例えば、通常水位の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.02m分)の熱容量は約20m ³ 程度であり、その低下割合は通常時の約0.7%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。
サブレーション・プール水温度	35℃	約19℃(実測値)	約19℃(実測値)	約19℃(実測値)	通常運転時のサブレーション・プール水温度の上限値として設定	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、格納容器圧力上昇が遅くなるが、本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び温度を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	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、格納容器の熱容量は大きくなり、格納容器内温度の上昇は遅くなるが、その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。
格納容器圧力	5.0kPa[gage]	約5kPa[gage]~約7kPa[gage](実測値)	約5kPa[gage]~約7kPa[gage](実測値)	約5kPa[gage]~約7kPa[gage](実測値)	通常運転時の格納容器圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が初期ピーク値に到達するまでの圧力上昇率(平均)は1時間あたり約40kPa(約10時間で約370kPa)であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇率が約370kPa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。	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、事象発生から格納容器圧力が初期ピーク値に到達するまでの圧力上昇率(平均)は1時間あたり約40kPa(約10時間で約370kPa)であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇率が約370kPa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。
格納容器温度	57℃	約45℃(実測値)	約45℃(実測値)	約45℃(実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定	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、格納容器温度は格納容器スプレイにより飽和温度となり、初期温度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。	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、格納容器温度は格納容器スプレイにより飽和温度となり、初期温度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。
外部水源の温度	35℃	31℃以下(実績値)	31℃以下(実績値)	31℃以下(実績値)	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定	最確条件とした場合は、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、格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び温度を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	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与える影響は小さい。また、格納容器の熱容量が大きくなり、格納容器圧力・温度上昇が遅くなるが、その影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
外部水源の容量	7,740m ³	7,740m ³ 以上(合計貯水量)	7,740m ³ 以上(合計貯水量)	7,740m ³ 以上(合計貯水量)	低圧原子炉代替注水槽及び輪谷貯水槽の水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなるため、水源が枯渇することはない。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、解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなるため、水源が枯渇することはない。運転員等操作時間に与える影響はない。
燃料の容量	1,180m ³	1,180m ³ 以上(合計貯蔵量)	1,180m ³ 以上(合計貯蔵量)	1,180m ³ 以上(合計貯蔵量)	発電所構内に貯蔵している合計容量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも燃料容量の余裕が大きくなるため、燃料が枯渇することはない。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、解析条件よりも燃料容量の余裕が大きくなるため、燃料が枯渇することはない。運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合))) (3/4)

項目	解析条件(初期条件, 事故条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
起因事象	大破断LOCA 再循環配管(出口ノズル)の破断	-	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり、原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウングダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環配管(出口ノズル)の面端破断を設定	Excessive LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断LOCAの場合と同程度であり、原子炉格納容器圧力は853kPa [gage]を下回っていることから、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3.1.2.7)	Excessive LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断LOCAの場合と同程度であり、原子炉格納容器圧力は853kPa [gage]を下回っていることから、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3.1.2.7)
	安全機能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、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、低圧注水系及び低圧注水系の機能喪失を設定	-	-
外部電源	外部電源なし	-	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、フラント損傷状態であるLOCAに全交流電源喪失を重量することから、外部電源が喪失するものとして設定	仮に、外部電源がある場合は、注水開始時間が早くなり、格納容器圧力・温度の挙動は低く推移することから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	仮に、外部電源がある場合は、注水開始時間が早くなり、格納容器圧力・温度の挙動は低く推移することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない	解析条件と最確条件は同様であり、運転員等操作時間に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表2 解析条件と最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータを与える影響
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)))(4/4)

項目	解析条件(初期条件, 事故条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉スクラム信号	事象発生と同時にスクラム	事象発生と同時にスクラム	事象発生と同時にスクラムするものとして設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉水位低(レベル2)	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
低圧原子炉代替注水系(常設)	200m ³ /h(1.00MPa[gage]において)で注水、その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	200m ³ /h(1.00MPa[gage]において)で注水、その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	低圧原子炉代替注水系(常設)の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性の保守性)、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
残留熱代替除去系	循環流量は、全体で150m ³ /hとし、原子炉へ30m ³ /h、格納容器スプレイトへ120m ³ /hにて流量を分配	循環流量は、全体で150m ³ /hとし、原子炉へ30m ³ /h、格納容器スプレイトへ120m ³ /hにて流量を分配	残留熱代替除去系の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
原子炉補機代替冷却系	残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量:約7MW(サブプレッション・プール水温度:100℃、海水温度30℃において)	残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量:約7MW(サブプレッション・プール水温度:100℃、海水温度30℃において)	原子炉補機代替冷却系の設計値として設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。
可搬式薬素供給装置	薬素ガス 99.9Nm ³ /h及び酸素ガス 0.1Nm ³ /hの流量で薬素供給ガス温度:35℃	総注入流量:100Nm ³ /h ・薬素:99Nm ³ /h ・酸素:1Nm ³ /h ガス温度:0~60℃	総注入量は格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定 薬素注入流量は純度99.9%を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定	機器条件の可搬式薬素供給装置は、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。35℃より高い場合は、格納容器温度が上昇する可能性があるが、薬素温度は格納容器温度よりも低いことから、薬素注入による格納容器温度が上昇することはない。35℃未満の場合は、注入される薬素の密度が大きくなり薬素注入開始後の格納容器圧力の上昇が遅くなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	機器条件の可搬式薬素供給装置は、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。35℃より高い場合は、格納容器温度が上昇する可能性があるが、薬素温度は格納容器温度よりも低いことから、薬素注入による格納容器温度が上昇することはない。35℃未満の場合は、注入される薬素の密度が大きくなり薬素注入開始後の格納容器圧力の上昇が遅くなるが、操作手順に変わりはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用する場合) (3/4)

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	操作余裕時間	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え					
原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による格納容器除熱操作	事象発生10時間後	原子炉補機代替冷却系準備時間	<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の非常用高圧母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断し、これにより原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系の準備を開始する手順としているため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 残留熱代替除去系及び原子炉補機代替冷却系による格納容器除熱のために、中央制御室での操作及び現場にて弁操作を行う運転員と、大型送水ポンプ車による移動式代替熱交換設備への海水補給、移動式代替熱交換設備による冷却水供給のホース敷設、接続等を行う復旧班要員が配置されている。ホース敷設、接続等は現場にて復旧班要員が実施することとなるが、本操作を行う要員は、操作が終わるまで他の操作は行わない。このため、要員配置が操作開始時期に与える影響はなし。</p> <p>【移動・操作所要時間】 残留熱代替除去系及び原子炉補機代替冷却系による格納容器除熱開始では、常設代替交流電源設備による電源確保、原子炉補機代替冷却系運転のための大型送水ポンプ車による移動式代替熱交換設備への海水補給、移動式代替熱交換設備による冷却水供給を行うことにより、電源及び冷却水を確保したうえで残留熱代替除去系の起動操作を行う。 【常設代替交流電源設備による電源確保】 中央制御室にて運転員が行う操作であり、常設代替交流電源設備の起動、受電操作に10分、非常用高圧母線への受電操作に1時間10分(準備1時間、操作10分)の合計1時間20分で実施すると設定した。 【原子炉補機代替冷却系準備操作】 原子炉補機代替冷却系を通じて原燃熱の除去、補機冷却のための冷却水を供給するたための操作である。移動式代替熱交換設備の冷却水として大型送水ポンプ車にて海水を供給するためのホース敷設、接続、接続の現場にて復旧班要員が行うものであり、本操作は7時間20分(移動含む)で実施すると設定し、冷却ポンプのためのケーブール接続、受電に1時間30分(移動含む)を設定した。また、現場(原子炉建物内)にて運転員が弁操作を1時間40分(移動含む)で行うことを設定した。復旧班要員によるホース敷設、ケーブール接続、運転員による系統構成は並列操作であるが、独立して行える操作であることから9時間50分で移動式代替熱交換設備による冷却水供給の準備を行うと設定した。</p> <p>常設代替交流電源設備による電源確保、原子炉補機代替冷却系準備操作は独立して行える操作であることから並列操作を行うことにより操作時間が長くなることはないため、事象発生9時間50分後から中央制御室にて運転員が10分程度の操作時間で残留熱代替除去系を起動し、10時間後から残留熱代替除去系により格納容器除熱を開始するものとして設定した。</p> <p>【他の並列操作】 上述のとおり、残留熱代替除去系の起動操作までに行う操作は並列操作となるが、それを加味して操作所要時間を算定しているため、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 復旧班要員、運転員の現場操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。また、中央制御室内での操作は操作盤での簡易な操作であるため、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>解析上の操作開始時間から10時間後を発生している。運転員等操作時間に与える影響として、実際の操作開始時間は解析上の想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。また、本操作の操作開始時間は、原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却系の操作開始時間よりも早まり、原子炉補機代替冷却系の操作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。</p>	<p>原子炉補機代替冷却系運転開始までの時間は、事象発生から10時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態にも、原子炉補機代替冷却系の限界圧力に到達しないよう低圧(常設)による原子炉注水の継続及び格納容器圧力が640RPa [Lsage]に到達した場合には格納容器代替スプレイ系(可搬型)にレイを行うこととなる。格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器代替スプレイは、サブプレッジョン・サブプレッジョン・水水位が通常水位+1.3mに到達する時点で格納容器代替スプレイを停止し、格納容器フィタベント系による格納容器除熱を実施する。サブプレッジョン・水水位が通常水位+1.3mに到達するまでの時間は、事象発生から約32時間あり、約22時間以上の余裕があることから、余裕がある。</p>	<p>評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から10時間後としており、このうち、原子炉補機代替冷却系の準備操作(筐体配置及びホース施設、起動及び系統水張り)は、所要時間7時間20分想定である。訓練実績では約5時間31分、残留熱代替除去系の準備操作(中央制御室系統構成)は、所要時間30分想定である。想定している格納容器準備操作が実施可能であることを確認した。</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（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）（4/4）

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	操作余裕時間	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え					
可搬式室内格納容器供給装置による格納容器内窒素供給操作	事象発生12時間後	原炉補機代替冷却系及び可搬式室内格納容器供給装置の準備時間	<p>【認知】 原炉補機代替冷却系の準備が完了後準備を開始する手順としているため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 可搬式室内格納容器内窒素供給のために、現場にて可搬式窒素供給装置の準備、起動を行う復旧班要員が配置されている。現場にて復旧班要員が実施することとなるが、本操作を行う要員は、操作が終わるまで他の操作は行わない。このため、要員配置が操作開始時期に与える影響はなし。</p> <p>【移動・操作所要時間】 現場での復旧班要員によるホース敷設等の格納容器内窒素供給準備操作は移動時間等を含め1時間40分で行うことにより、事象発生から11時間で窒素供給準備を完了することとを想定している。以上より、移動・操作所要時間が操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【他の並列操作】 現場にて復旧班要員が可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給のための準備操作を行ったのち、現場にて復旧班要員が弁操作を行うことにより窒素供給は開始される。当該操作を行う復旧班要員に窒素供給開始時に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 復旧班要員の現場操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>解析上の操作開始時間として事象発生から12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、実態の操作開始時間とはほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。また、本操作の操作開始時間は、原炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり、原炉補機代替冷却系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性がある。残留熱代替除去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。</p>	<p>運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間とは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>可搬式室内格納容器供給装置による格納容器内窒素供給開始から12時間後、事象発生から12時間後までの時間は、事象発生から12時間後まで確保できると仮定し、準備時間がある。なお、本操作が大規模に運ばれた場合でも、酸素濃度が可燃限界に到達しないよう監視し、酸素ペント基準に到達した場合には格納容器ペントにより水素ガス及び酸素ガスの排出を行うこととなる。</p>	<p>評価上は作業成立性を踏まえ12時間後としており、このうち、可搬式室内格納容器内窒素供給装置による原炉補機代替冷却系供給準備は、所要時間1時間40分想定のとおり、28分で実施可能であることを確認した。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>

大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性
について

地震により大破断LOCAを上回る規模のLOCA（以下「Excessive LOCA」という。）が発生した場合には、原子炉冷却材の流出による原子炉水位の低下が早く、かつ、非常用炉心冷却系が使用できない場合は、早期に炉心損傷に至ることとなり、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。

Excessive LOCAは、原子炉冷却材圧力バウンダリとなる複数の配管が同時に破断する場合を想定するが、破断箇所により事象進展は大きく変わる。

炉心や原子炉格納容器への影響の観点から、破断箇所は、大きく以下の2通りに分類できる。

・注水系配管破断の有無（注水可否）

非常用炉心冷却系や低圧原子炉代替注水系等による原子炉への注水が不可能となるため、原子炉水位低下による炉心損傷後は、原子炉圧力容器破損に至ることとなる。

・TAF下配管破断の有無

TAFより下に設置している配管が破断した場合、液相配管破断であることから原子炉冷却材の流出量が多く、原子炉水位の低下が早くなる。また、炉心の冠水を維持するためのバウンダリが喪失することから、原子炉注水に成功した場合でも破断面積や注水流量によっては炉心冠水を維持できない可能性がある。

上記をふまえ、事故の想定にあたり破断配管の選定を表1のとおり整理した。

表1 配管破断の選定

		T A F 下配管破断	
		無	有
注水配管破断	無	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失しないため Excessive LOCA 発生後の原子炉への注水が行われると、大破断 LOCA と同等程度の事象進展になると考えられる。	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失するが、Excessive LOCA 発生後の原子炉への注水を考慮すると、冠水するまでに要する時間は左記に比べて長くなるものの、大破断 LOCA と同等程度の事象進展になると考えられる。
	有	原子炉水位の低下は早まるが、「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗+デブリ冷却失敗」と同等程度の事象進展になると考えられる。	原子炉水位の低下は早まり、原子炉注水による炉心冷却もできず、かつ、炉心の冠水を維持するためのバウンダリが喪失するため、事象進展は極端に早くなる。

表1より、破断箇所は包絡的な条件である注水系配管及びT A F 下配管の両方が同時に破断した場合を想定した評価を実施することとする。

以上のように、破断箇所が異なることで事象進展は変わると考えられるものの、原子炉圧力容器から原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであり、長期的な挙動は大破断 LOCA と同等と考えられるため、「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ E C C S 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。

ここでは、「E x c e s s i v e LOCA + E C C S 注入機能喪失+全交流動力電源喪失+炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗+デブリ冷却失敗」について、格納容器破損防止対策が有効に機能することを確認するため、保守的に以下の配管が同時に破断することを想定した解析を実施する。

<破断想定箇所>

注水配管 (T A F 上配管)	主蒸気配管 給水配管 高圧炉心スプレイ系配管 低圧炉心スプレイ系配管 低圧注水系配管
T A F 下配管	再循環配管 底部ドレン配管 計装配管

なお、本評価にて扱う E x c e s s i v e LOCA は、注水系配管の破断による注水系の機能喪失のみを仮定しており、それ以外の重大事故等対処設備

(格納容器代替スプレイ系(常設)等)は使用できるとの前提としている。

一方で、大規模損壊事象として整理した「格納容器・圧力容器損傷」及び「原子炉建物損傷」は、建物・構築物の損壊により Excessive LOCA が発生することを考慮しており、大破断 LOCA で講じる対策に期待できず、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できない場合においても、事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建物全体が崩壊するような深刻な事故の場合にも可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策により影響緩和を図ることとしている。

1. 解析結果について

Excessive LOCA 発生後、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 18 秒後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K (約 727°C) に到達し、炉心損傷が開始する。また、事象発生から約 21 分後に燃料温度は約 2,500K (約 2,227°C) に到達する。事象発生から 30 分後、原子炉注水を開始するが、原子炉圧力容器へは入らず破断口から原子炉格納容器へ漏えいするため、原子炉水位は回復することなく、約 1.2 時間後には炉心支持板破損と同時に原子炉圧力容器が破損する。原子炉圧力容器の破損後は、原子炉注水を停止してペDESTAL への注水に切り替え、格納容器圧力及び温度上昇を抑制するための格納容器代替スプレイを実施する。事象発生から 10 時間後には残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を開始し、格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。格納容器圧力、格納容器温度並びに熔融炉心・コンクリート相互作用によるペDESTAL 床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を図 1 から図 3 に示す。

原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、格納容器スプレイによる原子炉格納容器冷却及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、限界圧力 853kPa [gage] を超えることはない。また、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度(壁面温度)の最高値は約 175°C となり、限界温度 200°C を超えない。

原子炉水位の低下が早いことから事象進展が早くなり、約 1.2 時間後に炉心支持板破損と原子炉圧力容器破損が同時に発生している。このため、ペDESTAL の初期水張りは実施できず、熔融炉心落下時に格納容器圧力の上昇は見られるが、その影響は小さく、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。

ペDESTAL に落下した熔融炉心は、ペDESTAL の初期水張りは実施していないが、熔融炉心落下後のペDESTAL への注水により熔融炉心は冷却され、ペDESTAL 壁面及び床面に有意な侵食は発生しない。

したがって、Excessive LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性は確保できる。

2. 水素燃焼に関する考察

大破断 LOCA と Excessive LOCA の双方で、ブローダウン過程で原子炉圧力容器内の水が短時間で流出する点で変わりはない。Excessive LOCA を想定した場合、炉心損傷が早まり、露出炉心への水蒸気供給が減少するため、原子炉圧力容器内の水素ガス生成量は少なくなることが考えられるものの、炉心損傷に伴う水素ガス生成挙動にも大きな差は生じないと考えられ

る。

水素燃焼に係る有効性評価では、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は13vol%を大きく上回るため、原子炉格納容器の破損を防止する上では、酸素濃度が可燃限界に到達しない、又は到達することを防止することが重要となる。水の放射線分解によって長期的に発生する酸素ガスは、その発生量は崩壊熱に依存することから「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生」に示した発生量と同程度となると考える。なお、「水素燃焼」と同様に、G値の不確かさにより、仮に水の放射線分解による酸素ガスの発生が増加した場合であっても、格納容器フィルタベント系を使用し、原子炉格納容器内のガスを排出することが可能である。

以上から、Excessive LOCAの場合においても原子炉格納容器の健全性を確保できる。

3. まとめ

感度解析結果から、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）」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、Excessive LOCA発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できることを確認した。また、「水素燃焼」についても、大破断LOCAとExcessive LOCAで有意な差はないことから、原子炉格納容器の健全性が確保できる。

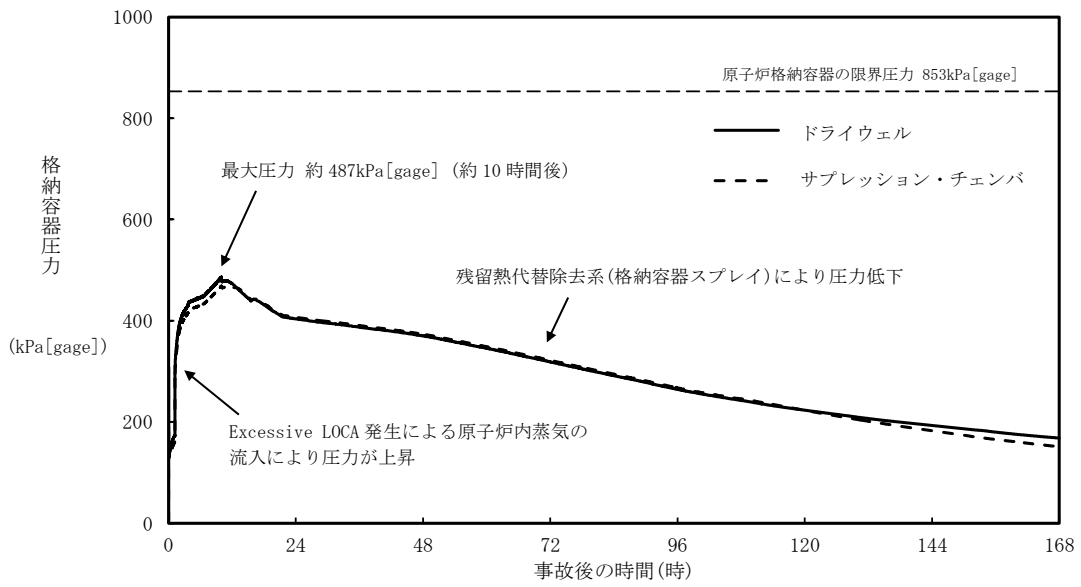


図1 格納容器圧力の推移

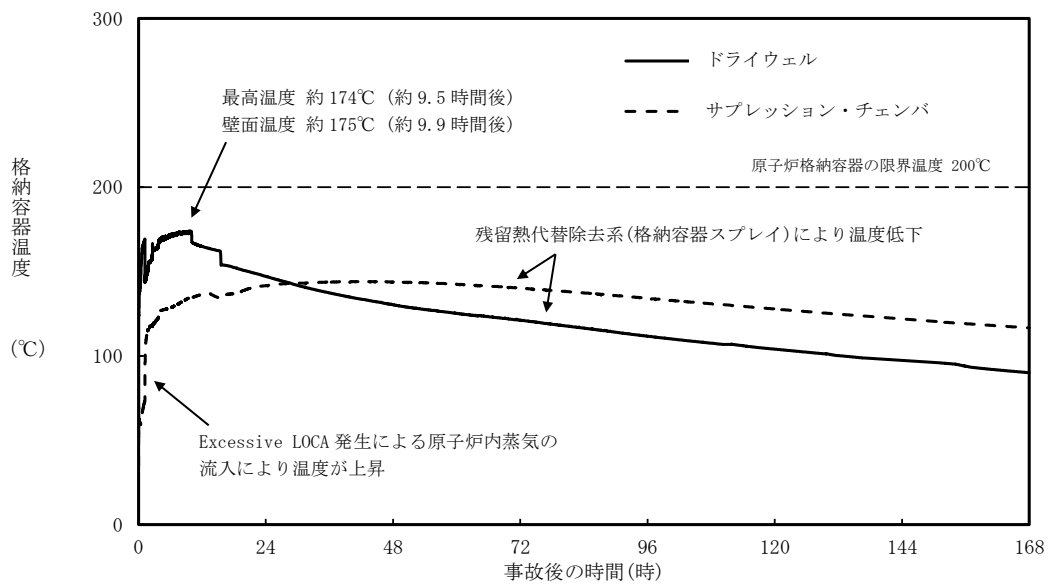


図2 格納容器温度の推移

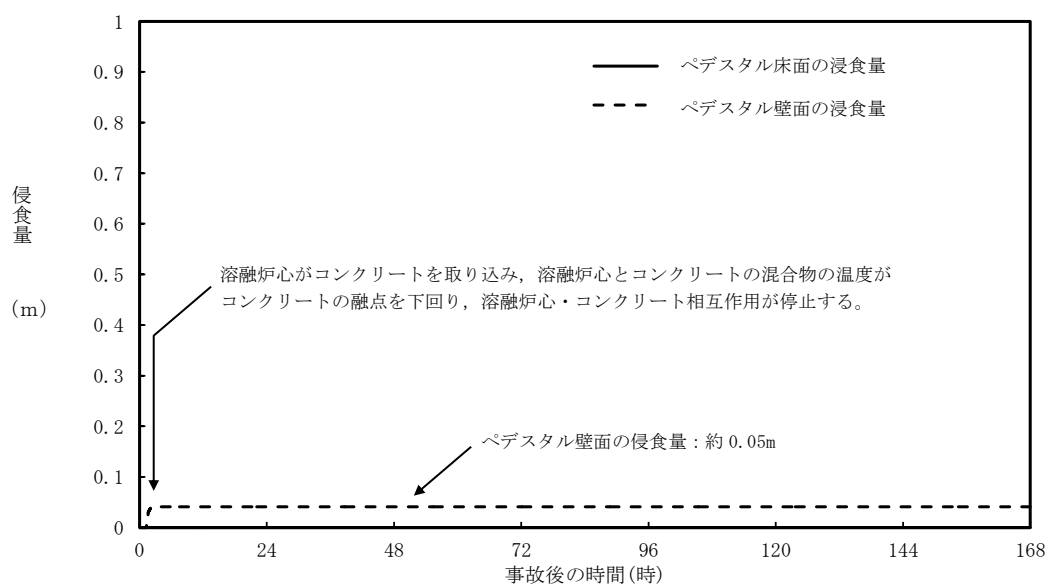


図3 ペDESTAL床面及び壁面の侵食量の推移

7日間における水源の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（残留熱代替除去系を使用する場合）

○水源

低圧原子炉代替注水槽：740m³

輪谷貯水槽（西）※：7,000 m³

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

○水使用パターン

①低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

事象発生後、最大流量（250m³/h）で注水する。

冠水後は、崩壊熱に応じた注水量で注水する。

②輪谷貯水槽（西）から低圧原子炉代替注水槽への移送

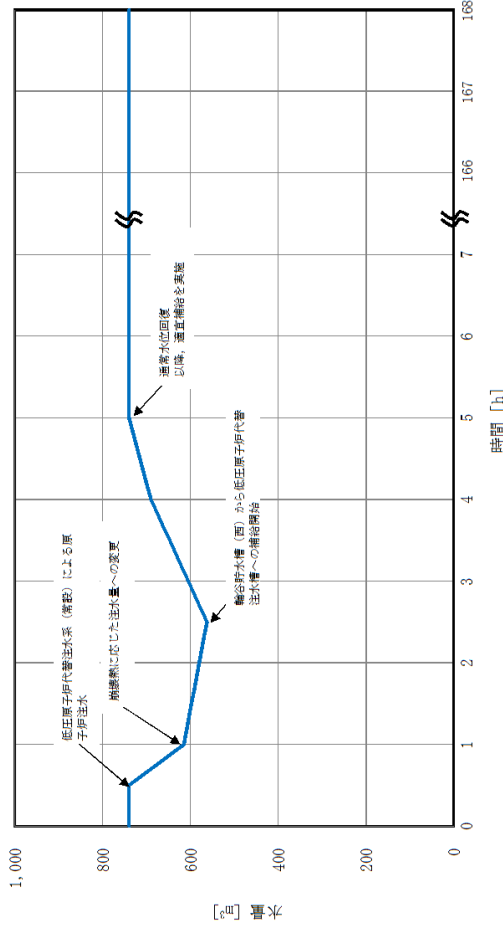
事象発生 2 時間 30 分後から大量送水車を用いて 120m³/h で低圧原子炉代替注水槽へ移送する。

○時間評価（右上図）

事象発生後 2 時間 30 分までは低圧原子炉代替注水槽を水源として原子炉注水を実施するため、低圧原子炉代替注水槽水量は減少する。事象発生 2 時間 30 分後から低圧原子炉代替注水槽への補給を開始するため水量は回復する。事象発生後約 10 時間後から、残留熱代替除去系の運転を開始し、以降は原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱により安定して冷却することが可能である。

○水源評価結果

時間評価の結果から低圧原子炉代替注水槽が枯渇することはない。また、7 日間の対応を考慮すると、約 500m³ 必要となる。低圧原子炉代替注水槽に約 740m³ 及び輪谷貯水槽（西）に約 7,000m³ の水を保有することから、必要水量は確保可能であり、安定して冷却を継続することが可能である。



7日間における燃料の対応について
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
 (残留熱代替除去系を使用する場合)

保守的に全ての設備が、事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
ガスタービン発電機 1台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) $2.09\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 351.12\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 423m^3	ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は約 450m^3 であり、7日間対応可能
大量送水車 1台起動 $0.0652\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 10.9536\text{m}^3$		
大型送水ポンプ車 1台起動 $0.31\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 52.08\text{m}^3$		
可搬式窒素供給装置 1台起動 $0.036\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 6.048\text{m}^3$		
緊急時対策所用発電機 1台 $0.0469\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 7.8792\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 8m^3	緊急時対策所用燃料地下タンクの容量は約 45m^3 であり、7日間対応可能

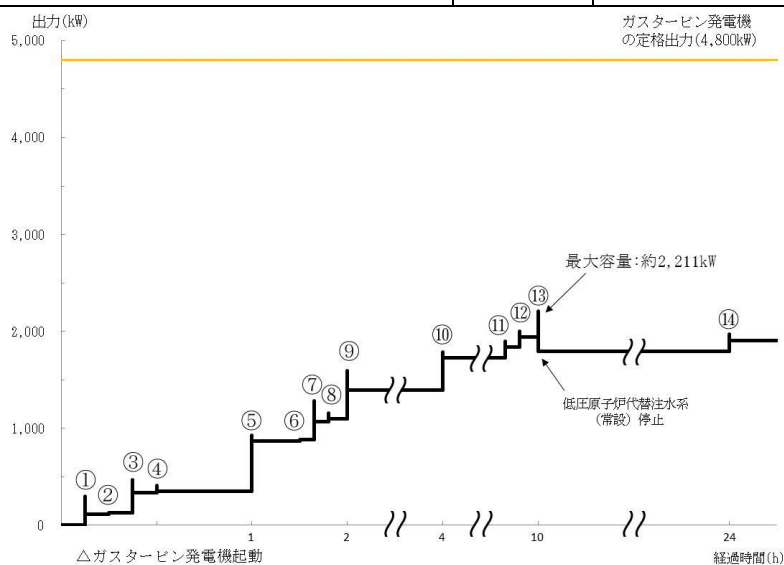
常設代替交流電源設備の負荷
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
 (残留熱代替除去系を使用する場合)

主要負荷リスト

電源設備：ガスタービン発電機

定格出力：4,800kW

起動 順序	主要機器	負荷容量 (kW)	負荷起動時の 最大負荷容量 (kW)	定常時の 最大負荷容量 (kW)
①	ガスタービン発電機付帯設備	約 111	約 300	約 111
②	代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷)	約 18	約 129	約 129
③	低圧原子炉代替注水ポンプ	約 210	約 471	約 339
④	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機	約 15	約 409	約 354
⑤	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系 他 (D系高圧母線自動投入負荷)	約 512	約 932	約 866
⑥	格納容器水素濃度 (SA), 格納容器酸素 濃度 (SA) 監視設備	約 20	約 886	約 886
⑦	A-中央制御室送風機	約 180	約 1,281	約 1,066
⑧	A-中央制御室非常用再循環送風機	約 30	約 1,158	約 1,096
⑨	A-中央制御室冷凍機	約 300	約 1,598	約 1,396
⑩	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系 他 (C系高圧母線自動投入負荷)	約 329	約 1,787	約 1,725
⑪	A-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約 110	約 1,895	約 1,835
⑫	B-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約 110	約 2,005	約 1,945
⑬	残留熱代替除去ポンプ	約 75	約 2,211	約 1,795
⑭	B-燃料プール冷却水ポンプ	約 110	約 1,970	約 1,905



常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ

3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

3.1.3.1 格納容器破損防止対策

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）」で想定される事故シーケンスに対して、残留熱代替除去系を使用しない場合を想定し、残留熱代替除去系以外の設備による格納容器破損防止対策の有効性を評価する。

本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第 3.1.3.1-1(1)図から第 3.1.3.1-1(3)図に、対応手順の概要を第 3.1.3.1-2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.1.3.1-1 表に示す。

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、緊急時対策要員 31 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名、当直副長 1 名、運転操作対応を行う運転員 5 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は 5 名、復旧班要員は 19 名である。必要な要員と作業項目について第 3.1.3.1-3 図に示す。

なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、31 名で対処可能である。

a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認

原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認については、「3.1.2.1 a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認」と同じ。

b. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備

全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備については、「3.1.2.1 b. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備」と同じ。

c. 炉心損傷確認

炉心損傷確認については、「3.1.2.1 c. 炉心損傷確認」と同じ。

d. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水については、「3.1.2.1 d. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じ。

e. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動

水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動については、「3.1.2.1 e. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動」と同じ。

f. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却

原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出され

るため、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇する。原子炉格納容器の雰囲気
を冷却するため、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器冷却を
実施する。ドライウエル温度（S A）を用いて格納容器温度が約 190℃超過
を確認した場合又はドライウエル圧力（S A）等を用いて格納容器圧力が
640kPa[gage]に到達を確認した場合、格納容器代替スプレイ系（可搬型）に
より格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 640kPa[gage]到達によっ
て開始した場合、格納容器圧力が 588kPa[gage]以下となった時点で停止する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却を確認する
ために必要な計装設備は、ドライウエル圧力（S A）、格納容器代替スプレ
イ流量等である。

格納容器スプレイを継続することによりサブプレッション・プール水位が上
昇するため、サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した
場合は、中央制御室からの遠隔操作により格納容器スプレイを停止する。

格納容器スプレイの停止を確認するために必要な計装設備は、サブプレシ
ョン・プール水位（S A）である。

g. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱の準備として、NG
C 非常ガス処理入口隔離弁を中央制御室からの遠隔操作により開する。

サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した場合、NG
C N₂ トーラス出口隔離弁を中央制御室からの遠隔操作によって開操作す
ることで、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を確認するために
必要な計装設備は、ドライウエル圧力（S A）等である。

サブプレッション・チェンバ側からの格納容器フィルタベント系のベントラ
インが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、サブプレシ
ョン・プール水位（S A）である。

以降、損傷炉心の冷却は、低圧原子炉代替注水系（常設）による注水によ
り継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、格納容器フィルタベント系
により継続的に行う。

3.1.3.2 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、過圧及び過温への対策の
有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態を L O C A に全交流動
力電源喪失事象を加えた状態とし、中小破断 L O C A に比べて破断口径が大き
いことから事象進展が早く、格納容器圧力及び温度上昇の観点で厳しい大破断
L O C A を起因とする、「冷却材喪失（大破断 L O C A）+ E C C S 注水機能
喪失+全交流動力電源喪失」である。

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（炉心水位）・対向流、原子炉圧力容器における E C C S 注水（給水系・
代替注水設備含む）、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、原子炉圧力容器内 F P 挙動、原子炉格納容器における格納

容器各領域間の流動，構造材との熱伝達及び内部熱伝動，気液界面の熱伝達，スプレイ冷却，格納容器ベント並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内F P挙動が重要事象となる。

よって，これらの現象を適切に評価することが可能であり，原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え，かつ，炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉水位，燃料最高温度，格納容器圧力，格納容器温度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3.1.3.2-1表に示す。また，主要な解析条件について，本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として，大破断LOCAが発生するものとする。破断箇所は，原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価するため，再循環配管（出口ノズル）とする。

（添付資料 1.5.3）

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し，全交流動力電源が喪失するものとする。さらに非常用炉心冷却系等が機能喪失するものとする。なお，残留熱代替除去系は使用しないものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

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，非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。

(d) 水素ガスの発生

水素ガスの発生については，ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお，解析コードMAAPの解析結果では水の放射線分解等による水素ガス発生は考慮していないため，「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは，事象の発生と同時に発生するものとする。

(b) 主蒸気隔離弁

主蒸気隔離弁は，事象発生と同時に閉止するものとする。

(c) 再循環ポンプ

再循環ポンプは，事象発生と同時に停止するものとする。

(d) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

200m³/h（原子炉圧力 1.00MPa[gage]において）にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。

- (e) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却
格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、120 m³/hにて原子炉格納容器内にスプレイする。
- (f) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱
格納格納容器フィルタベント系により、格納容器圧力 427kPa[gage]における最大排出流量 9.8 kg/s に対して、格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。

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設定する。

- (a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生 30 分後から開始する。原子炉への注水量は、注水開始後 30 分までは最大流量とし、その後は炉心を冠水維持するように注水する。
- (b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が最高使用圧力 427kPa[gage]の 1.5 倍である 640kPa[gage]に到達した場合に開始し、640kPa[gage]以下になるよう制御（640～588kPa[gage]の範囲で維持）する。サプレッション・プール水位が通常運転水位＋約 1.3m に到達した以降は格納容器スプレイを停止する。
- (c) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m 到達から 10 分後に実施する。

(3) 有効性評価（C s -137 の放出量の評価）の条件

- a. 事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高50,000時間とする。
- b. 格納容器フィルタベント系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出^{*1}され、サプレッション・チェンバ又はドライウエルのベントラインを通じて格納容器フィルタベント系に至るものとする。

格納容器フィルタベント系に到達した核分裂生成物は、格納容器フィルタベント系内のフィルタによって除去された後、格納容器フィルタベント系排気管から放出される。

※1 セシウムの原子炉格納容器内への放出割合については、本評価事故シナリオ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. 格納容器フィルタベント系を用いた場合のC s -137放出量は、以下の式で計算される。

$$C_{s-137} \text{の放出量 (Bq)} = f_{Cs} \times Bq_{Cs-137} \times (1/DF)$$

$$f_{Cs} = f_{CsOH} + (M_I/M_{Cs}) \times (W_{Cs}/W_I) \times (f_{CsI} - f_{CsOH})$$

f_{Cs} : 原子炉格納容器からのセシウム放出割合
 f_{CsI} : 原子炉格納容器からの CsI の放出割合
(MAAPコードでの評価値)

f_{CsOH} : 原子炉格納容器からの $CsOH$ の放出割合
(MAAPコードでの評価値)

M_I : よう素の初期重量 (kg)

M_{Cs} : セシウムの初期重量 (kg)

W_I : よう素の分子量 (kg/kmol)

W_{Cs} : セシウムの分子量 (kg/kmol)

Bq_{Cs137} : $Cs-137$ の炉内内蔵量 (Bq)

DF : 格納容器フィルタベント系の除染係数

- d. 原子炉格納容器内に放出された $Cs-137$ については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。
- e. 格納容器フィルタベント系を介して大気中へ放出される $Cs-137$ の放出量評価条件は以下のとおりとする。
- 格納容器内から原子炉建物への漏えいはないものとする。
 - 格納容器フィルタベント系による粒子状放射性物質に対する除染係数は 1,000 とする。
- f. 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについても考慮する。
漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。
- 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。なお、エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから、原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果 ($DF=10$) を考慮する。
 - 原子炉建物から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積るため、非常用ガス処理系により負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建物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 1 回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系ガス処理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、事象発生後 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。
 - 原子炉建物内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

(添付資料 3.1.3.3, 3.1.3.4)

(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水位（シュラウド内外水位）、注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.3.2-1(1) 図から第 3.1.3.2-1(3) 図に、燃料最高温度の推移を第 3.1.3.2-1(4) 図に、格納容器圧力、格納容器温度、サプレッション・プール水位及び水温の推移を第 3.1.3.2-1(5) 図から第 3.1.3.2-1(8) 図に示す。

a. 事象進展

大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。

水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 5 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K（約 727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 10 分後に 1,200℃に到達し、また、事象発生から約 28 分後に燃料温度は約 2,500K（約 2,227℃）に到達する。事象発生から 30 分後、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位は回復し、炉心は再冠水する。

原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、格納容器スプレイを間欠的に実施することによって、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

事象発生から約 32 時間後にサプレッション・プール水位が通常運転水位＋約 1.3m に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。

格納容器スプレイを停止後、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施し、格納容器圧力及び温度を低下させる。

格納容器圧力及び温度は、格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱実施後、徐々に低下する。

(添付資料 3.1.2.1)

b. 評価項目等

格納容器圧力は、第 3.1.3.2-1(5) 図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却及びサプレッション・プール水位が通常運転水位＋約 1.3m に到達し原子炉格納容器冷却を停止した場合に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は、原子炉格納容器の限界圧力 853kPa[gage]を超えない。なお、原子炉格納容器圧力が最大となる事象発生約 32 時間後において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスは、原子炉格納容器の非凝縮性ガスに占める割合の 2% 以下であるため、その影響は無視し得る程度である。

格納容器温度は、第 3.1.3.2-1(6) 図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は約 197℃となり、原子炉格納

容器の限界温度 200℃を超えない。

サプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合の格納容器フィルタベント系による大気中へのCs-137の総放出量は約 2.1×10^{-3} TBq (7日間)であり、100TBqを下回る。

ドライウエルのベントラインを経由した場合の格納容器フィルタベント系による大気中へのCs-137の総放出量は約3.4TBq (7日間)であり、100TBqを下回る。

なお、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から原子炉建物への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建物内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着すると考えられるためである。原子炉建物内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約1.4TBq (7日間)となる。原子炉建物から大気中へのCs-137の漏えい量に、ドライウエルからのベントラインを経由した格納容器フィルタベント系によるCs-137の放出量を加えた場合でも、約4.8TBq (7日間)であり、100TBqを下回る。

事象発生からの7日間以降、Cs-137の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、サプレッション・チェンバのベントラインを経由した格納容器フィルタベント系による総放出量は、約 4.0×10^{-3} TBq (30日間)及び約 6.5×10^{-3} TBq (100日間)である。ドライウエルのベントラインを経由した場合には、約5.3TBq (30日間)及び約5.4TBq (100日間)である。原子炉建物から大気中へのCs-137の漏えい量にドライウエルのベントラインを経由した格納容器フィルタベント系によるCs-137の放出量を加えた場合でも、約6.8TBq (30日間)及び約6.9TBq (100日間)であり、100TBqを下回る。

(添付資料3.1.3.3, 3.1.3.4)

第3.1.3.2-1(1)図に示すとおり、低圧原子炉代替注水系(常設)による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、第3.1.3.2-1(5)図に示すとおり、約32時間後にサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で、格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却を停止し、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

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」のうち、(1)、(2)及び(3)の評価項目について対策の有効性を確認した。

(添付資料3.1.3.5)

3.1.3.3 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」(残留熱代替除去系を使用しない場合)では、原子炉格納容器内へ流出し

た高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム - 水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。

また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作、格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCOR A実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析)では、炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水(電源の確保含む)を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、格納容器スプレイ操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心における沸騰・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り、注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水(電源の確保含む)を行う手順となっており、原子炉水位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。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、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、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている

格納容器代替スプレイ（可搬型）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、C S T F 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ（可搬型）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。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物(F P) 挙動モデルはP H E B U S - F P 実験解析により原子炉圧力容器内へのF P 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。P H E B U S - F P 実験解析では、燃料被覆管破裂後のF P 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内F P 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物(F P) 挙動モデルはA B C O V E 実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正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、炉心損傷後の原子炉格納容器内F P 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3.1.3.6)

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C O R A 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力及び温度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）では、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S A F E R の評価結果との比較により水位低下幅は解析コードM A A P の評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードS A F E R の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はH D R 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。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心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炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、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内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはABCOVE実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。したがって、大気中へのCs-137の総放出量の観点で評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、本評価事故シーケンスにおける格納容器フィルタベント系によるCs-137の総放出量は、評価項目(100TBqを下回っていること)に対して、サブレーション・チェンバのベントラインを経由した場合は約 2.1×10^{-3} TBq(7日間)、ドライウェルのベントラインを経由した場合は約3.4TBq(7日間)であり、評価項目に対して余裕がある。

(添付資料3.1.3.6)

(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3.1.2.1-1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとしており、その最確条件は炉心平均燃焼度約30GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の

上昇が遅くなるが、操作手順（格納容器スプレイを格納容器圧力が640kPa[gage]以下になるよう制御（640～588kPa[gage]の範囲で維持）すること）に変わりはないことから運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、E x c e s s i v e L O C Aを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の低圧原子炉代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量を制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

（添付資料3.1.3.6, 3.1.2.7）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器スプレイ及び格納容器ベントにより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、原子炉水位、炉心流量、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、E x c e s s i v e L O C Aを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 L O C A の場合と同程度であり、第 3.1.2.2-1(9) 図及び第 3.1.2.2-1(10) 図に示すとおり、格納容器圧力は 853kPa[gage]、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は 200℃を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の低圧原子炉代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料3.1.3.6, 3.1.2.7）

b. 操作条件

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

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から30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、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作について、早期の電源回復不可の判断、常設代替交流電源設備の起動、受電操作、低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成を、実態の運転操作時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力が640kPa[gage]に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器圧力の上昇は緩慢であり、継続監視していることから、操作開始の起点である格納容器圧力640kPa[gage]到達時点で速やかに操作を実施可能であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作開始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。

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間としてサプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3mに到達から10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、サプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3mに到達するのは、事象発生から約32時間後である。また、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながらあらかじめ操作が可能であり、格納容器ベント操作の操作所要時間は時間余裕を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、サプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3mに到達時に確実に原子炉格納容器除熱操作をすることが可能であるため、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が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3.1.3.6)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作について、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定している。実態の操作開始時間が解析上の設定よりも早くなった場合に、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温

度の上昇に大きな差異はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力が 640kPa[gage]に到達時となり、実態の操作開始時間は解析上の設定時間とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、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ため、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3.1.3.6)

(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。

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、第 3.1.3.3-(1) 図から第 3.1.3.3-(3) 図に示すとおり、事象発生から 60 分後（操作開始時間 30 分程度の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。なお、格納容器ベント時における Cs 放出量は炉心損傷の程度の影響を受けるが、格納容器ベント開始時間はほぼ同等であることから、放出量に与える影響は小さい。

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作については、格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約 27 時間後の操作であり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約 32 時間後の操作であり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。

(添付資料3.1.3.6, 3.1.3.7, 3.1.3.8)

(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。

3.1.3.4 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「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、重大事故等対策時における必要な要員は「3.1.3.1 格

納容器破損防止対策」に示すとおり 31 名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している緊急時対策要員の 42 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「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、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水源

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）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 3,200m³の水が必要となる。水源として、低圧原子炉代替注水槽に約 740 m³及び輪谷貯水槽（西）に約 7,000m³の水を保有している。これにより必要な水源は確保可能である。また、事象発生2時間30分以降に輪谷貯水槽（西）の水を、大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ給水することで、低圧原子炉代替注水槽を枯渇させることなく低圧原子炉代替注水槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。

(添付資料 3.1.3.9)

b. 燃料

常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 352m³の軽油が必要となる。大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水及び格納容器スプレイについては、保守的に事象発生直後の大量送水車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 11m³の軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車については、保守的に事象発生直後の大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 53m³の軽油が必要となる。

合計約 416m³の軽油が必要となる。ガスタービン発電機用軽油タンクにて約 450m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから常設代替交流電源設備による電源供給、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水及び格納容器スプレイ、原子炉補機代替冷却系の運転について、7日間の運転継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 8m³の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約 45m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

(添付資料 3.1.3.10)

c. 電源

常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、約 2,055kW 必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が約 4,800kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が

可能である。

(添付資料 3.1.3.11)

3.1.3.5 結論

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）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する原子炉格納容器破損防止対策としては、初期の対策として低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却手段及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱手段を整備している。

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）」の評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について、残留熱代替除去系を使用しない場合を想定し、格納容器フィルタベント系を使用する場合の有効性評価を行った。

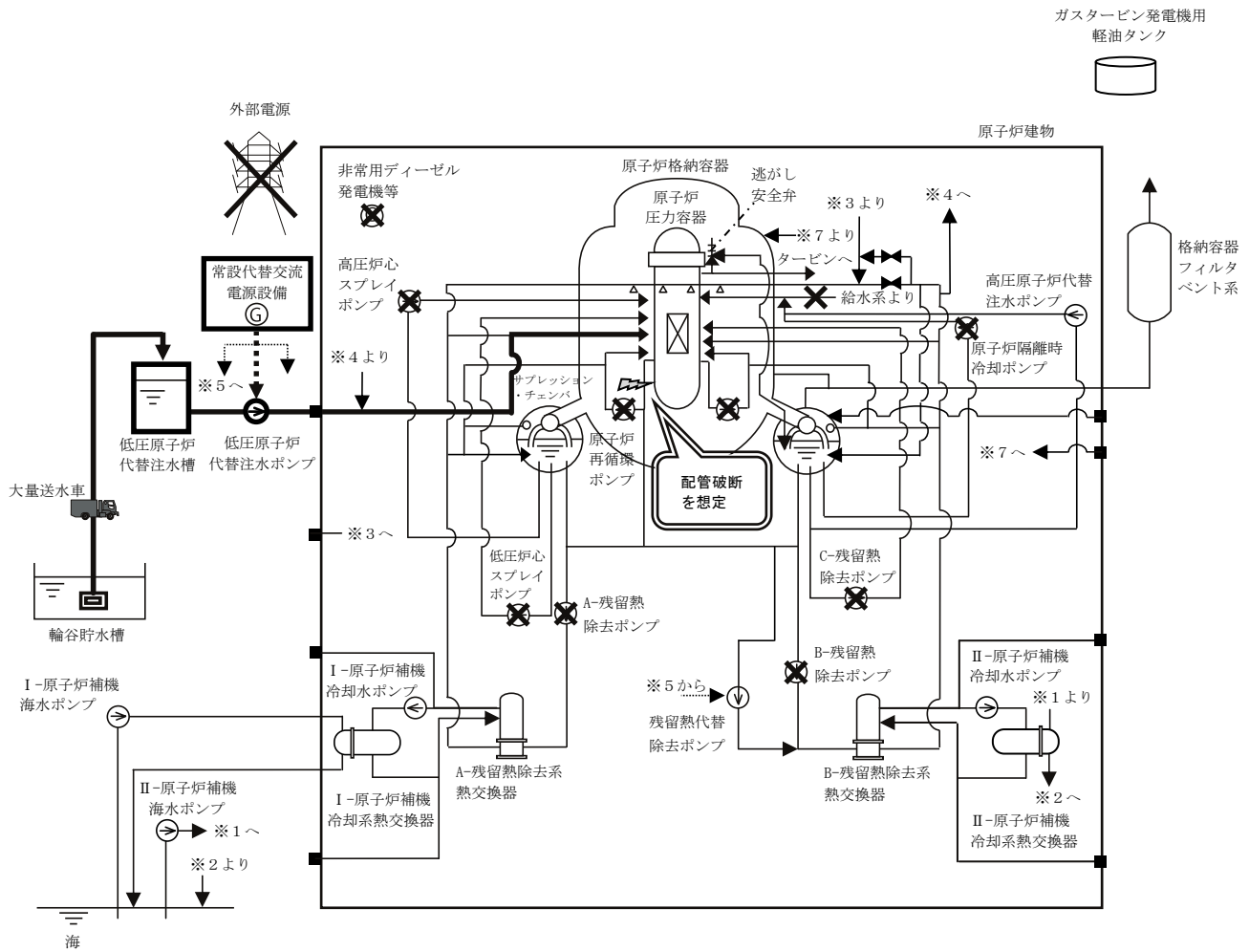
上記の場合においても、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施することにより、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

その結果、ジルコニウム-水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

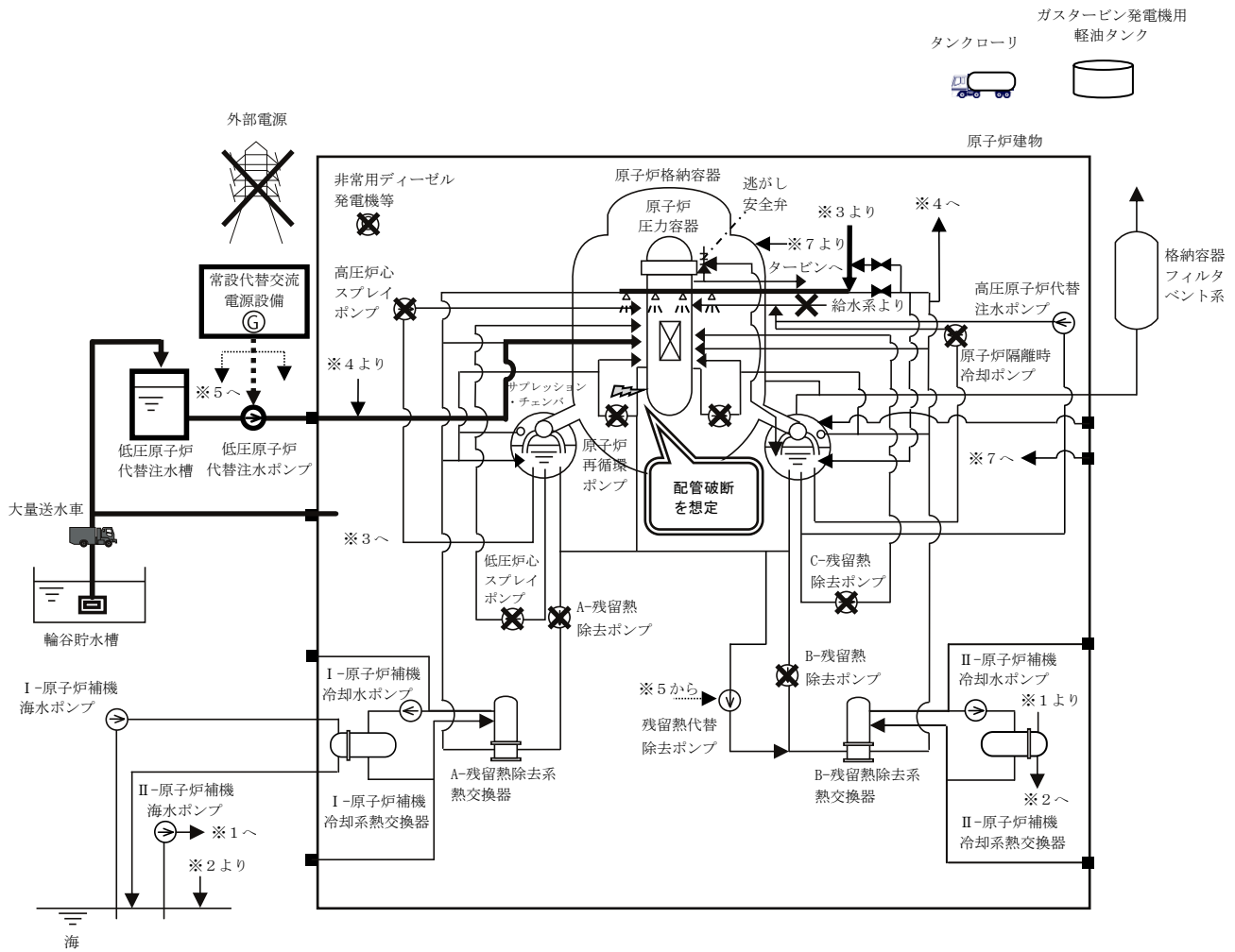
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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

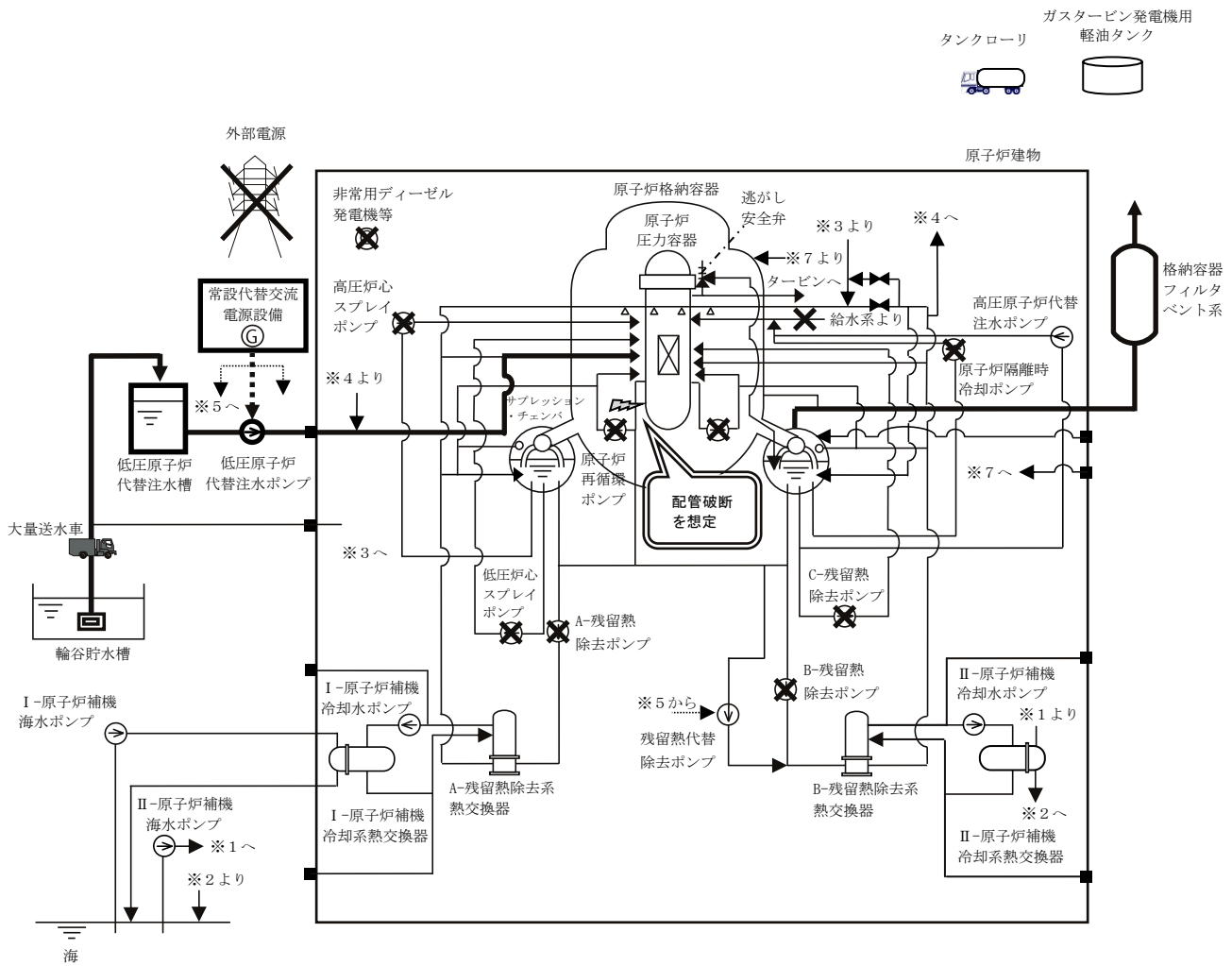
以上のことから、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱等による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。



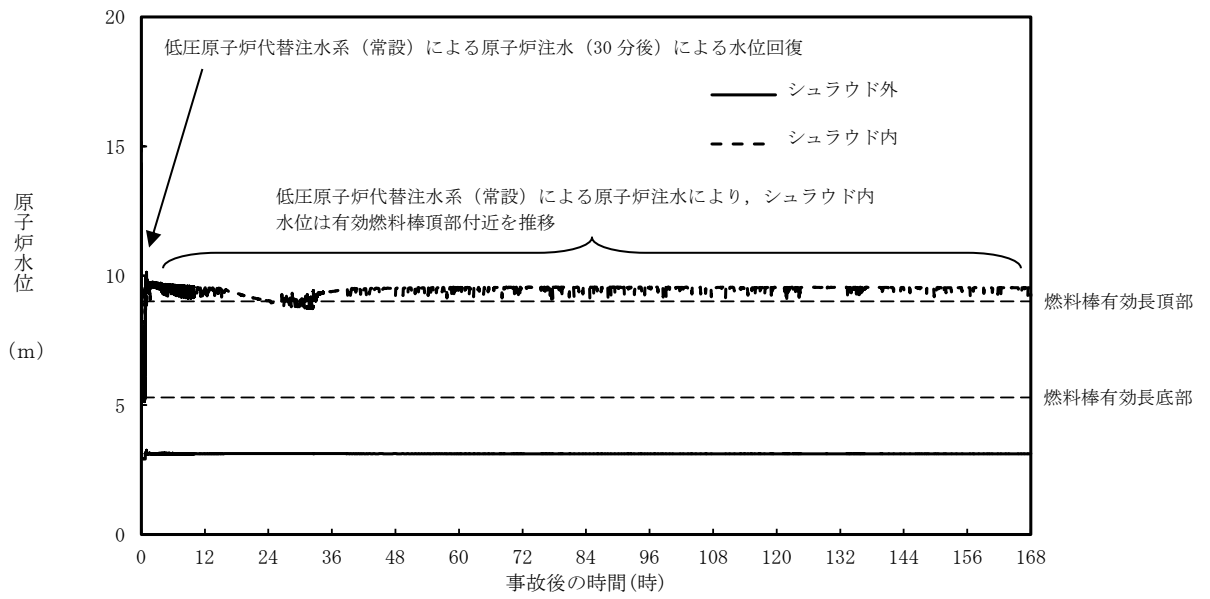
第 3. 1. 3. 1-1(1) 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策概略系統図 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (1/3) (原子炉注水)



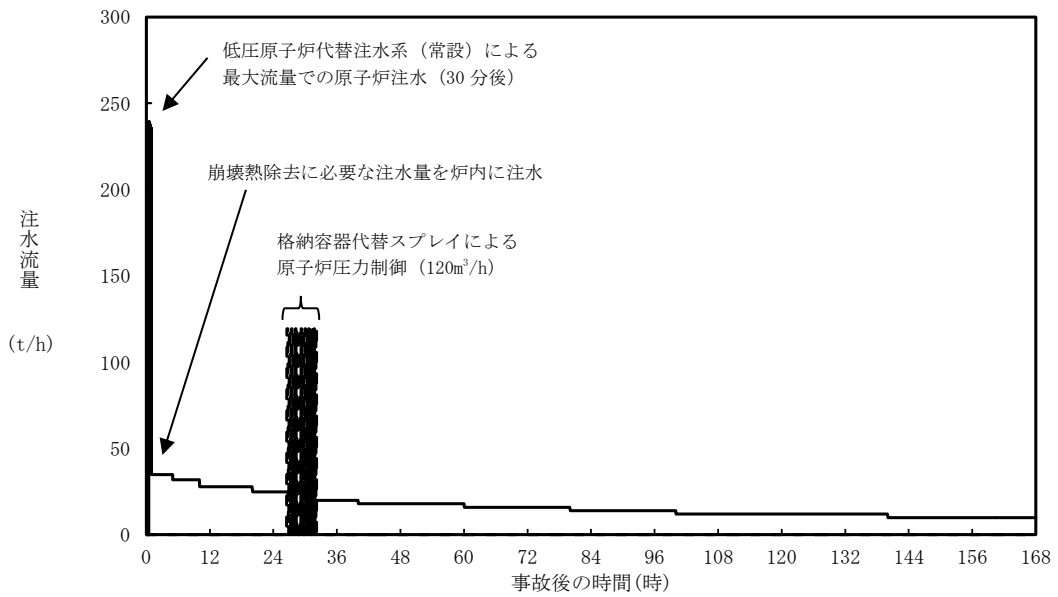
第 3. 1. 3. 1-1(2) 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策概略系統図 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (2/3) (原子炉注水及び格納容器冷却)



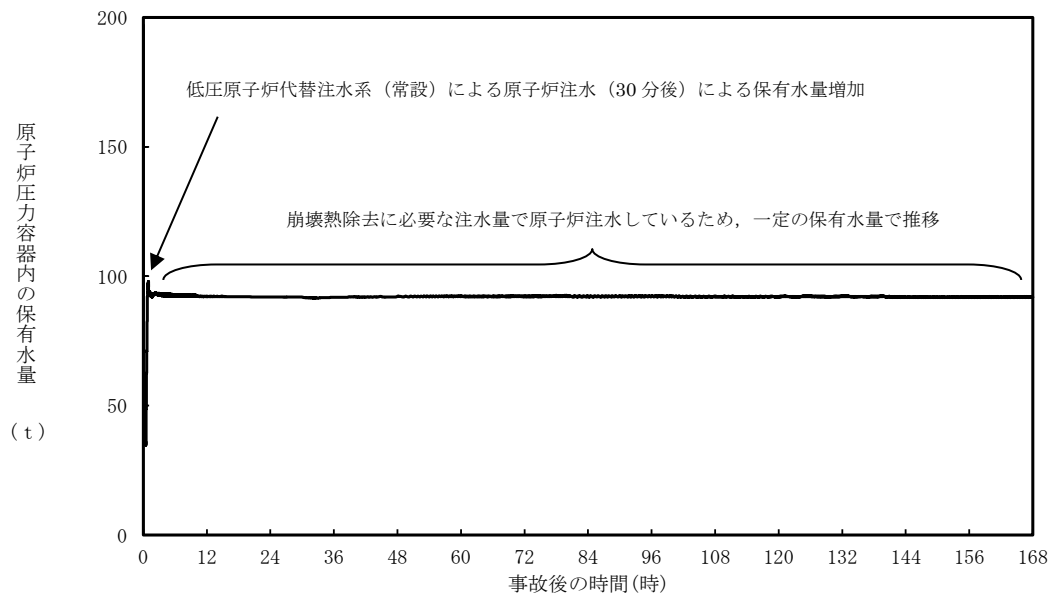
第 3. 1. 3. 1-1(3) 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策概略系統図
 （残留熱代替除去系を使用しない場合）（3/3）
 （原子炉注水及び格納容器除熱）



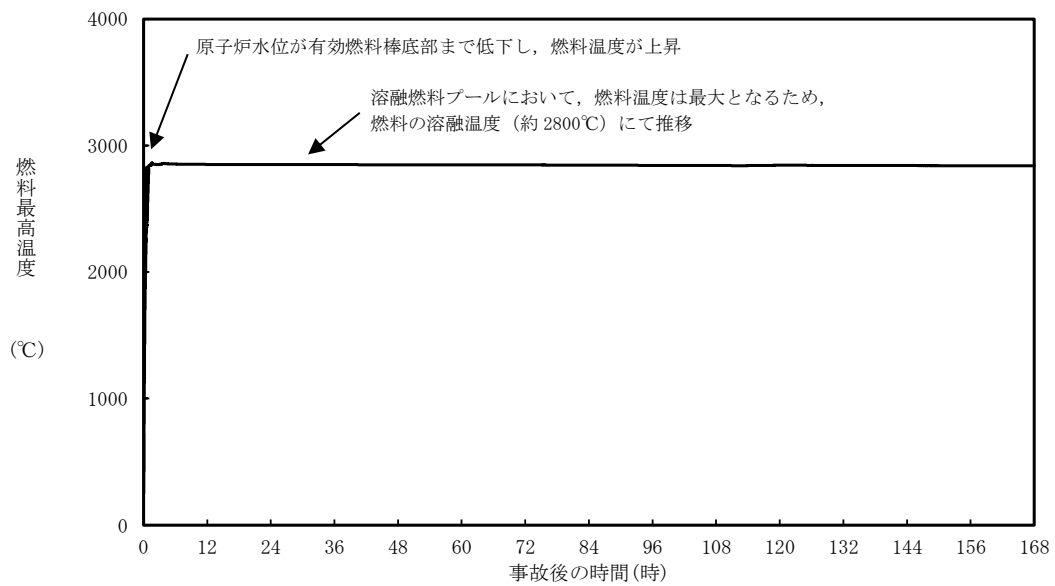
第 3. 1. 3. 2-1(1) 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



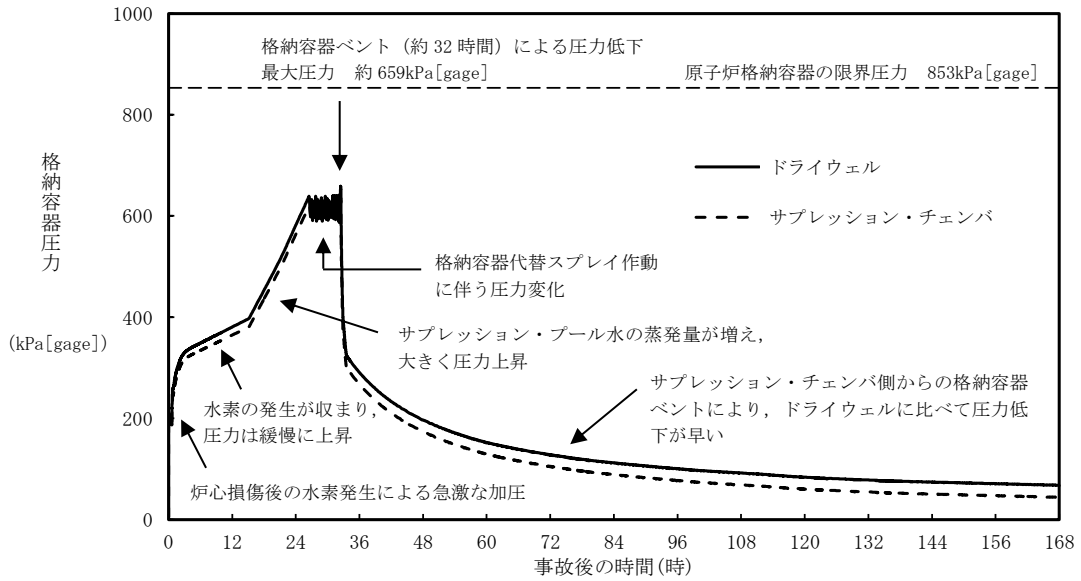
第 3. 1. 3. 2-1(2) 図 注水流量の推移



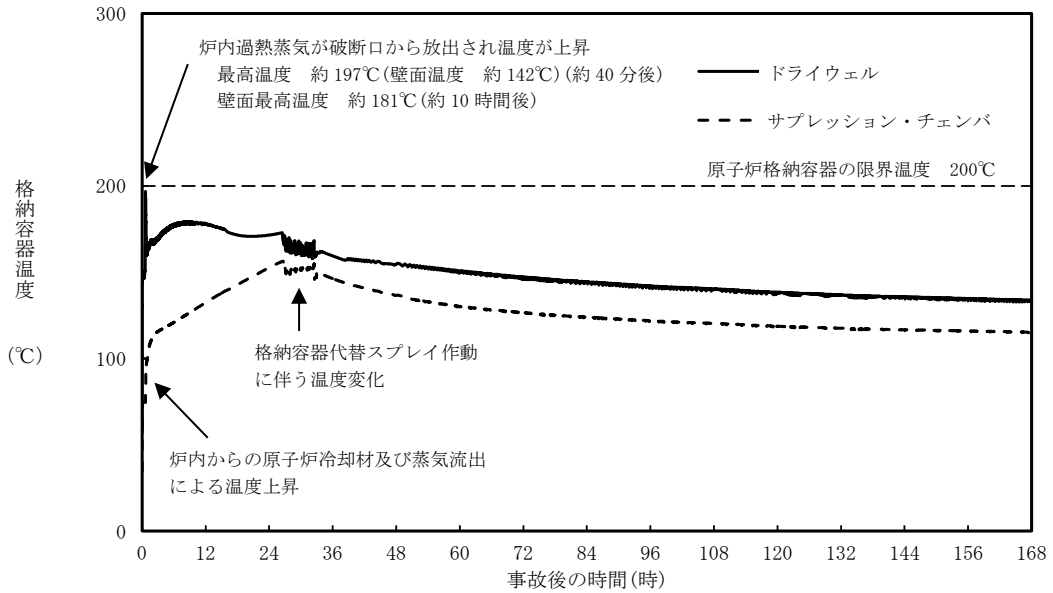
第 3. 1. 3. 2-1 (3) 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



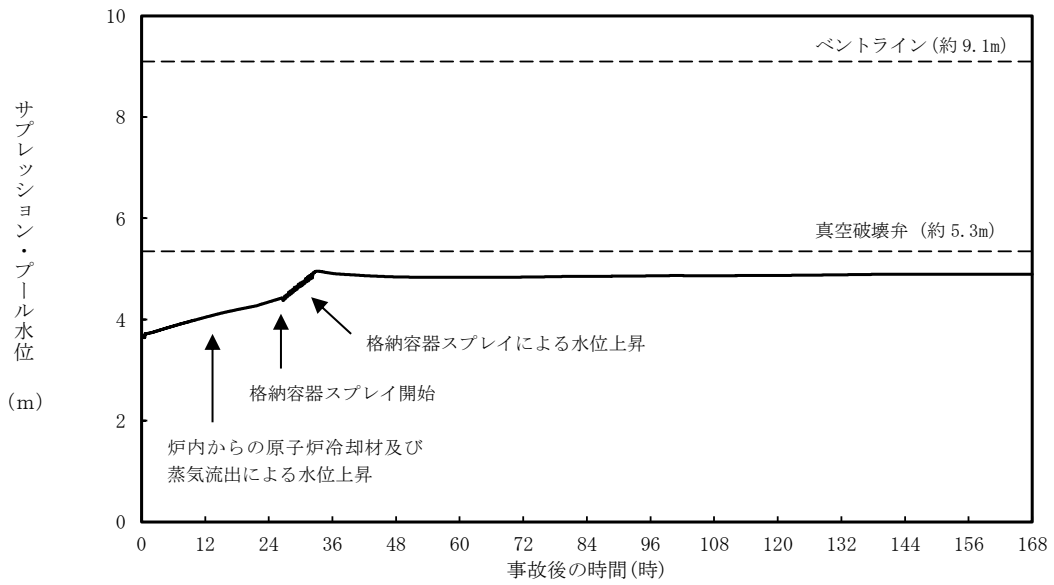
第 3. 1. 3. 2-1 (4) 図 燃料最高温度の推移



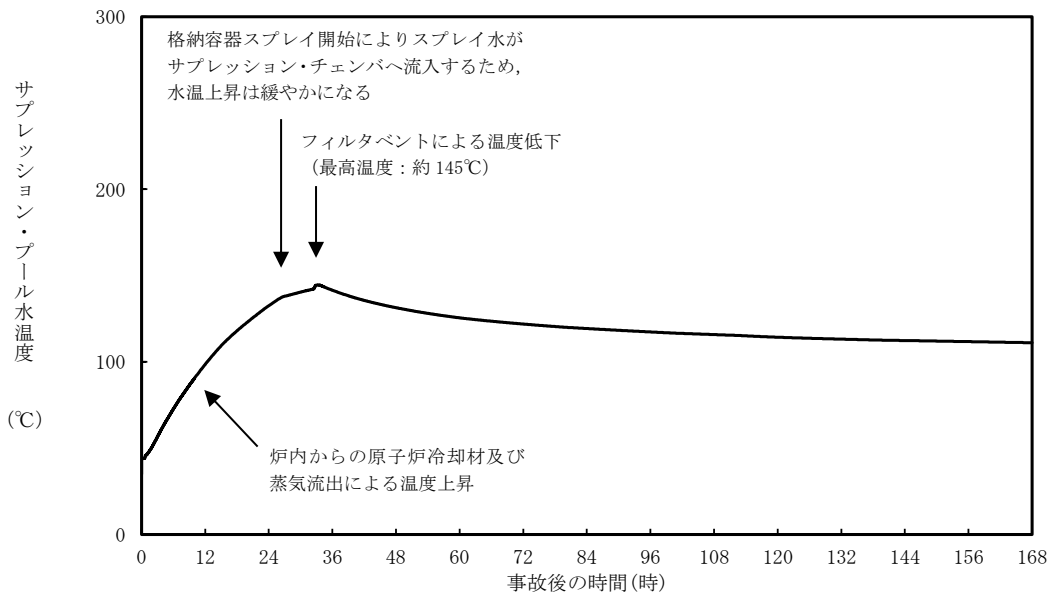
第 3. 1. 3. 2-1 (5) 図 格納容器圧力の推移



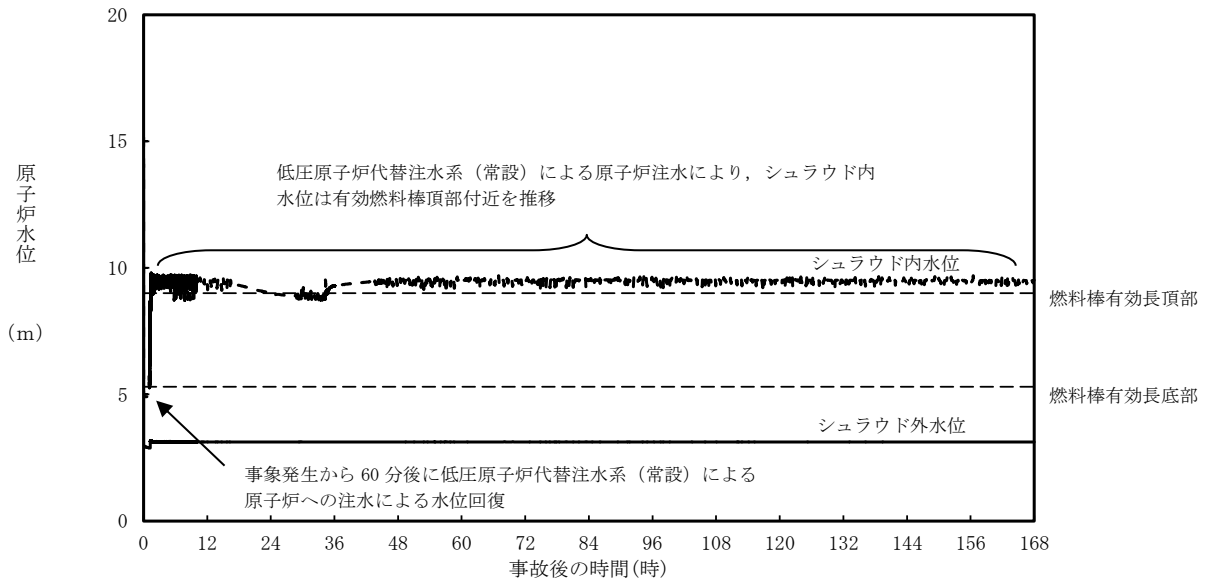
第 3. 1. 3. 2-1 (6) 図 格納容器温度の推移



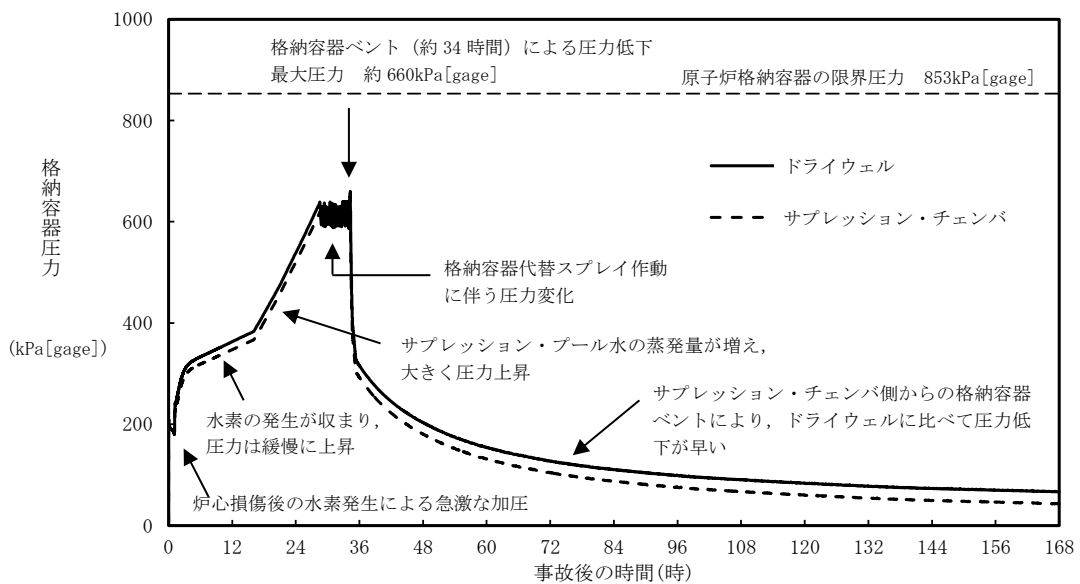
第 3. 1. 3. 2-1 (7) 図 サプレッション・プール水位の推移



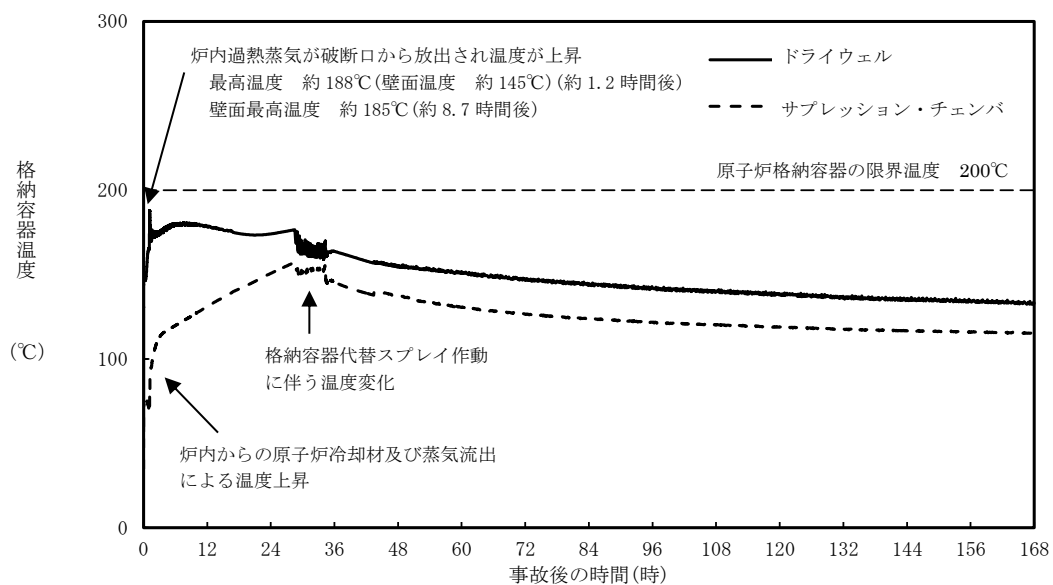
第 3. 1. 3. 2-1 (8) 図 サプレッション・プール水温度の推移



第 3. 1. 3. 3-1(1) 図 操作開始時間 30 分遅れのケースにおける原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



第 3. 1. 3. 3-1(2) 図 操作開始時間 30 分遅れのケースにおける格納容器圧力の推移



第 3.1.3.3-1(3) 図 操作開始時間 30 分遅れのケースにおける格納容器温度の推移

第 3.1.3.1-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (1 / 3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
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。	所内常設蓄電式直流電源設備	平均出力領域計装
非常用炉心冷却系機能喪失確認	非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】 【残留熱除去ポンプ出口流量】 【低圧炉心スプレイポンプ出口流量】
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより非常用高圧母線 (6.9kV) が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線 (6.9kV) の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、低圧原子炉代替注水系 (常設) 及び原子炉補機代替冷却系の準備を開始する。	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	—

【 】：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. 1. 3. 1-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (2 / 3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
炉心損傷確認	大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に至ることを確認する。	所内常設蓄電式直流電源設備	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を開始する。 ドライウエル温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し、原子炉底部から原子炉水位 L 0 まで冠水させるために必要な注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽	原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウエル温度 (S A)
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガス及び酸素ガスが発生し、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク	格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A)

【 】：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 3.1.3.1-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (3 / 3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
格納容器代替スプレイト系(可搬型)による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が約 190℃ 超過を確認した場合又は格納容器圧力が 640kPa [gage] 到達を確認した場合、格納容器代替スプレイト系(可搬型)により原子炉格納容器冷却を実施する。 格納容器圧力が 588kPa [gage] まで降下した場合、又はサブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した場合は、格納容器代替スプレイト系(可搬型)による格納容器スプレイトを停止する。	ガスタービン発電機用軽油タンク	大量送水車 タンクローリ
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱	サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した場合、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。	格納容器フィルタベント系	—

【 】：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3.1.3.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (1/4)

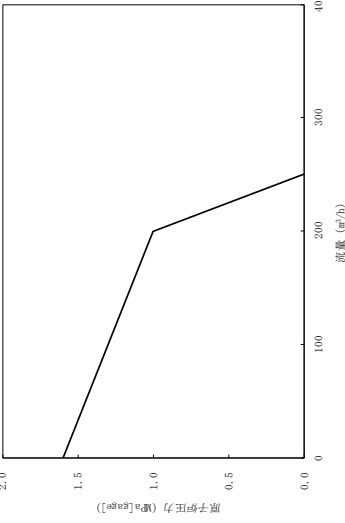
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型), 9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり, その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること, また, 9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく, 燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいた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

第3.1.3.2-1 表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断LOCA 再循環配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり, 原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として, 原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち, 口径が最大である再循環配管 (出口ノズル) の両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	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残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から, プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから, 外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については, 格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

事故条件

第3.1.3.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
重大事故等対策に関連する機器条件 低圧原子炉代替注水系 (常設)	200m ³ /h (1.00MPa [gage]において) で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	 <p>低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定</p>
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)	120 m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の設計値として設定
格納容器フィルタベント系	格納容器圧力 427kPa [gage]における最大排出流量 9.8kg/s に対して, 格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱	格納容器フィルタベント系の設計値として設定

第3.1.3.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (4/4)

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操作条件 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	事象発生から 30 分後	常設代替交流電源設備の起動, 受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 640kPa [gage] 到達時 640～588kPa [gage] の範囲で維持	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作	サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達から 10 分後	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定

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

1. 炉心損傷の判断基準

1. 1 炉心損傷の判断基準について

炉心損傷に至るケースとしては、注水機能喪失により原子炉水位が燃料棒有効長頂部（T A F）以上に維持できない場合において、原子炉水位が低下し、炉心が露出し冷却不全となる場合が考えられる。

事故時操作要領書（徴候ベース）では、原子炉への注水系統を十分に確保できず原子炉水位がT A F未満となった際に、格納容器雰囲気放射線モニタを用いて、ドライウェル内又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率の状況を確認し、図1、図2に示す設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合を、炉心損傷開始の判断としている。

炉心損傷等により燃料被覆管から原子炉内に放出される希ガス等の核分裂生成物が、逃がし安全弁等を介して原子炉格納容器内に流入する事象進展を踏まえて、原子炉格納容器内のガンマ線線量率の値の上昇を、運転操作における炉心損傷の判断及び炉心損傷の進展割合の推定に用いているものである。

また、東京電力福島第一原子力発電所の事故時に原子炉水位計、格納容器雰囲気放射線モニタ等の計装設備が使用不能となり、炉心損傷を迅速に判断できなかったことに鑑み、格納容器雰囲気放射線モニタに頼らない炉心損傷の判断基準について検討しており、その結果、格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能の場合は、「原子炉圧力容器表面温度：300℃以上（1点以上）」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する。なお、300℃以上の判断に当たっては、近接の原子炉圧力容器表面温度との比較、炉心への注水状況により、計器の単一故障による指示値の上昇でないことを確認する。

原子炉圧力容器表面温度は、炉心が冠水している場合には、逃がし安全弁の動作圧力（安全弁機能の最大8.35MPa [gage]）における飽和温度約299℃を超えることはなく、300℃以上にはならない。一方、原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和温度を超えて上昇するため、300℃以上になると考えられる。上記より、炉心損傷の判断基準を300℃以上としている。なお、炉心損傷判断は格納容器雰囲気放射線モニタが使用可能な場合は、当該の計装設備にて判断を行う。

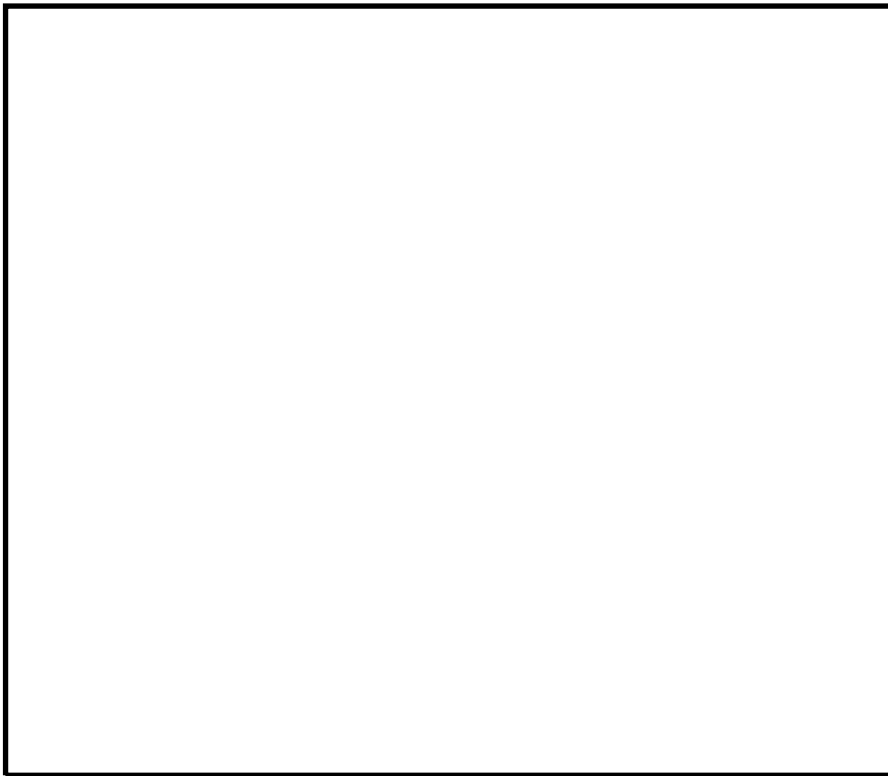


図1 ドライウェルのガンマ線線量率

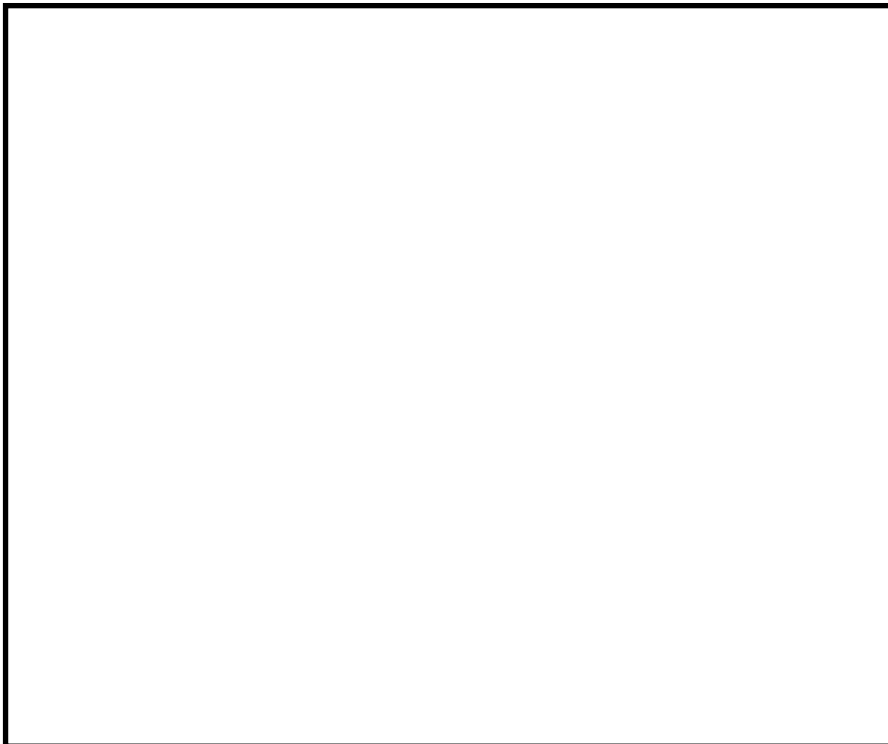


図2 サプレッション・チェンバのガンマ線線量率

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 2 炉心損傷の判断基準の根拠について

炉心損傷の判断基準は、設計基準事故時の格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率（追加放出時）以上でなければならない。一方、基準を高め設定すると判定が遅れることが懸念されるため、高すぎる設定値は判断基準として適さない。

炉心損傷開始の判断は、上述のとおり格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率が設計基準事故（追加放出）の10倍を越えた場合であり、この設定値は、全燃料中に含まれる希ガスの0.1%相当が原子炉格納容器内に放出された場合のガンマ線線量率よりも低い、余裕のある値となっている。

上記より炉心損傷判断としては、設計基準事故を超える事象について、設計基準事故のガンマ線線量率より高く、かつ判定遅れが生じない基準として、設計基準事故（追加放出）の10倍を判断目安としている。

なお、設計基準事故としては原子炉冷却材喪失を想定しており、破裂の発生する燃料棒はない。D/WとW/Wの設計基準事故時の格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率（追加放出時）は、燃料棒から追加放出される希ガスがD/WおよびW/Wに各100%移行すると仮定し、時間による減衰を考慮して算出した。

1. 3 格納容器雰囲気放射線モニタについて

格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率の測定レンジは、 10^{-2} ～ 10^5 Sv/hであり、この測定レンジにおいて、「設計基準事故における燃料からの追加放出による放射線量率」、「重大事故時の炉心損傷の判断目安（追加放出の10倍）」及び「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失のシーケンスにおける最大放射線量率」を測定可能である。（表1参照）

格納容器雰囲気放射線モニタは、連続計測しており、計装設備の指示値は換算不要で図1の炉心損傷の判断目安と対比可能であるため、指示値が上昇すれば、すぐに炉心損傷を判断可能と考える。格納容器雰囲気放射線モニタの検出器は、ドライウェル内の対角位置に2箇所、サプレッション・チェンバ内の気相部の対角位置に2箇所の合計4箇所に設置している。炉心損傷後の核分裂生成物の原子炉内から原子炉格納容器への移行は、大破断LOCA等、直接ドライウェル側に放出される場合と、原子炉圧力容器が健全で逃がし安全弁を介してサプレッション・チェンバ側に放出される場合があるが、いずれの場合においても、炉心損傷時は希ガス等が急激に放出されるため、格納容器雰囲気放射線モニタにて炉心損傷に伴うガンマ線線量率の上昇を測定可能と考える。

また、炉心の損傷割合と燃料被覆管から放出される希ガス等の放出割合は比例すると仮定し、手順では原子炉停止後の経過時間とガンマ線線量率により炉心損傷の進展割合を推定することとしている。

表 1. 格納容器内雰囲気放射線モニタによる炉心損傷の判断

検出パラメータ及び検出方法		格納容器 ベント	炉心損傷 の判断
設計基準事故の追加放出	$10^{-2} \sim 10^0$ 程度 [Sv/h] 〔原子炉停止後の経過時間が、 0 時間後から 100 時間後の値〕	サブレーション ・プール通常 水位+約 1.3m	無
炉心損傷の判断目安 (設計基準事故の 10 倍)	$10^{-1} \sim 10^1$ 程度 [Sv/h] 〔原子炉停止後の経過時間が、 0 時間後から 100 時間後の値〕	サブレーション ・プール通常 水位+約 1.3m	有
審査ガイドによる制限	敷地境界での実効線量を評価し、 周辺の公衆に対して著しい放射線 被ばくのリスクを与えないこと (発生事故あたり概ね 5 mSv 以下)	—	—
格納容器雰囲気放射線モニタ使用不能時の炉 心損傷判断の基準	300°C 以上	サブレーション ・プール通常 水位+約 1.3m	有
「冷却材喪失 (大破断 LOCA) + ECCS 注 水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」のシナケン スにおける最大放射線量率 (早期に炉心損傷し た方が核分裂生成物の減衰が少なく放射線量 率は高くなる傾向にあり、シビアアクシデント の中でも早期に炉心損傷する例)	1.5×10^4 Sv/h 程度 (事故後の最大値)	サブレーション ・プール通常 水位+約 1.3m	有

※格納容器雰囲気放射線モニタ計測レンジ (計器の仕様) : $10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h

2. 炉心損傷判断前後における運転操作の差異

2. 1 原子炉への注水について

BWRの場合、事故時の対応は、原子炉注水が最優先であり、炉心損傷の判断の前後でその対応のマネジメントが大きく変わるものではない。原子炉に注水することで、炉心損傷前であれば、冷却による炉心損傷の発生防止が図られ、また、炉心損傷後であれば、冷却による炉心損傷の進展の抑制及び原子炉圧力容器破損防止が図られる。

2. 2 格納容器ベント及び格納容器スプレイについて

格納容器スプレイについては、炉心損傷を判断基準に運転操作を変更し、格納容器ベントについては炉心損傷の有無によらず、運転操作の変更はない。(表2)。

炉心損傷前の格納容器スプレイは、格納容器圧力が384kPa[gage]から334kPa[gage]の範囲で格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイ(間欠)を実施し、サプレッション・プール通常水位+約1.3mに到達すれば格納容器スプレイを停止後にベントを実施する。炉心損傷前は環境へ放出される核分裂生成物の放出量が低く、原子炉格納容器の健全性を確保することを目的としている。炉心損傷を判断した場合は、格納容器スプレイの運転操作が変更となり、640kPa[gage]から588kPa[gage]の範囲で格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイ(間欠)を実施し、サプレッション・プール通常水位+約1.3mに到達すれば格納容器スプレイを停止後にベントを実施する。炉心損傷後は、燃料に何らかの破損が生じ、設計基準事故の追加放出量相当を超える核分裂生成物が格納容器内に移行している可能性が高く、より長く格納容器内で核分裂生成物を保持した方が減衰により環境へ放出する放射エネルギーを低減できることから、原子炉格納容器の限界圧力(853kPa[gage])到達前にベントを実施する。

原子炉スクラム後における、炉心損傷の前後の格納容器ベント及び格納容器スプレイの実施基準の差異を表2に示す。

表2 炉心損傷判断前後における格納容器スプレイ及び格納容器ベントの実施基準の差異

	炉心損傷前	炉心損傷後
格納容器スプレイ	<p>(圧力基準)</p> <p>炉心損傷前の格納容器スプレイは、原子炉格納容器最高使用圧力の427kPa[gage]以下に制御することを目的に、原子炉格納容器圧力が384kPa[gage]^{※2}に到達した時点で開始し、334kPa[gage]^{※2}に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。間欠運転とするのは、格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の水位を上昇させることで、原子炉格納容器の空間容積を減少させ圧力の上昇を早めることから、結果として、格納容器ベントに至る時間が早まるためである。</p> <p>(温度基準)</p> <p>格納容器最高使用温度は、ドライウェル：171℃であり、空間温度がこれらの温度に到達する前に格納容器スプレイを行い、150℃以下に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。</p>	<p>(圧力基準)</p> <p>炉心損傷後の格納容器スプレイは、原子炉格納容器限界圧力の853kPa[gage]未満に制御することを目的に、原子炉格納容器圧力が640kPa[gage]^{※1}に到達した時点で開始し、588kPa[gage]^{※1}に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。間欠運転とするのは、格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の水位を上昇させることで、原子炉格納容器の空間容積を減少させ圧力の上昇を早めることから、結果として、格納容器ベントに至る時間が早まるためである。</p> <p>(温度基準)</p> <p>原子炉格納容器の限界温度の200℃に至らないように、ドライウェル及びサプレッション・チェンバの空間温度が190℃以上となった場合に開始し、171℃以下に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。</p>
格納容器ベント	<p>サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達により格納容器スプレイを停止した時点で、格納容器の健全性を維持することを目的に、ウェットウェルベントを優先として格納容器フィルタベント系により格納容器ベントを行う。</p>	<p>サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達により格納容器スプレイを停止した時点で、格納容器の過圧による破損を防止することを目的に、ウェットウェルベントを優先として格納容器フィルタベント系により格納容器ベントを行う。</p>

※1 炉心損傷後における格納容器スプレイの間欠運転幅は外部水源注水量の抑制及び運転操作間隔を考慮(約30分)し設定

※2 炉心損傷前における格納容器スプレイの間欠運転幅は炉心損傷後と同等な圧力差を設定

3. MAA P解析における炉心損傷の開始と運転操作における炉心損傷判断基準について

有効性評価のうち、シビアアクシデント総合解析コードMAA Pを用いた解析においては、炉心損傷の開始を、1,000K (約 727°C) に到達した時点としており、有効性評価の評価項目（「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を踏まえた要件）の1,200°C (約 1,473K) よりも低い温度としている。

この1,000Kは、PHEBUS-FPT0実験で、燃料被覆管温度が約1,000Kに達したときに核分裂生成物(FP)の放出開始が観察されたことを踏まえ、被覆管温度が1,000Kに到達すると、被覆管の破裂によりFPが放出され、物理現象モデルによりFP挙動の計算が開始される温度である。なお、燃料温度上昇によるヒートアップ・熱水力モデルの内部処理切替え等の特段の処置は行われるわけではない。

一方、実際の運転操作においては、炉心損傷の状況を直接的に監視可能な計装設備は原子炉内に設置されておらず、このため、燃料の損傷により放出される希ガス等のガンマ線線量率の上昇を、格納容器雰囲気放射線モニタによって監視し、運転操作における炉心損傷の判断に用いている。

よって、解析において炉心損傷の開始を1,000K (約 727°C) に到達した時点としていることは、運転操作の炉心損傷の判断に影響を与えるものではない。

(補足) 炉心損傷の判定時間に係る解析結果について

「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」における事象発生後の燃料被覆管温度推移の解析結果を表3に示す。

MAAP解析において、約727℃(MAAP解析における炉心損傷判定温度)から1,200℃(審査ガイドにおける炉心の著しい損傷の評価項目における要件)に上昇するまでの時間は5分程度であり、炉心損傷判断の時間に有意な差異が生じることはない。

また、MAAP解析による炉心損傷の判定時間は約5分であるが、これはSAFER解析の結果と比較しても、炉心損傷の判定時間として早期すぎる結果とはなっていない。

表3 炉心損傷の判定時間に係る解析結果

燃料被覆管温度	事象発生後の時間		備考
	MAAP解析	SAFER解析	
約727℃ (1,000K)	約5分	約2分	MAAP解析における炉心損傷判定温度 (PHEBUS-FPTO実験にて核分裂生成物が放出された温度)
—	約5～10分 (参考)	約2～4分 (参考)	手順上の炉心損傷判断 (CAMSのガンマ線線量率が設計基準事故相当の10倍を超えた場合)
1,200℃	約10分	約4分	審査ガイド上における炉心の著しい損傷の評価項目における要件
約2,227℃ (2,500K)	約28分	—*	炉心溶融

※高出力燃料集合体集合体において、燃料被覆管温度が1,200℃を大きく超過するため、SAFERでは計算できない。

非凝縮性ガスの影響について

1. はじめに

格納容器過圧・過温破損を防止するための対策の確認においては、MAAPコードを使用して「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を仮定したシナリオにて評価を実施している。MAAPコードの水素ガス発生量に関する妥当性については、TMI及びPHEBUS試験により確認しており、当該解析にMAAPコードを用いることは妥当である^[1]。

ただし、MELCORコードのように、流路閉塞が発生しにくい（水素ガスが発生しやすい）と仮定した場合においても、評価に有意な影響がないことを確認するため、感度解析を実施した。

2. 解析条件

- ・流体が流路減少部分を通過できなくなるとするノードの空隙率（ポロシティ）：0.0（申請解析ではポロシティ：0.1以下）

図1に示すように、炉心内でデブリの移行が発生し、それが冷却材流路に堆積して流路が減少した場合、MAAP解析では流路減少を起こしたノードの空隙率（ポロシティ）が0.1以下になるとそのノードは閉塞したものとみなされ、それ以降は流体が閉塞部分を通過することができなくなる。一方MELCOR解析の場合、流路減少を起こしたノードの空隙率の最小値は0.05に設定されており、閉塞は発生しない。

したがって、炉心で発生する非凝縮性ガスはMAAPの方が少なくなる傾向にある。このため、上記の条件にて、水素ガス発生量を多めに見積もる感度解析を行うこととする。なお、ポロシティの設定以外については申請解析と同様とした。

3. 解析結果

図2から図6に解析結果を示す。図2より、申請解析でのジルコニウム-水反応による水素ガス発生量が約198kgに対して感度解析では約283kgと水素ガス発生量は約43%増加しているが、図3に示すとおり格納容器圧力の制御は可能であり、保守的な条件として非凝縮性ガスが増加するような場合においても、評価結果に対する当該操作に大きな影響はない。

[1]「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(MAAP)について」, 東芝エネルギーシステムズ株式会社, TLR-094, 日立GEニュークリア・エナジー株式会社, HLR-123, 平成30年5月
以上

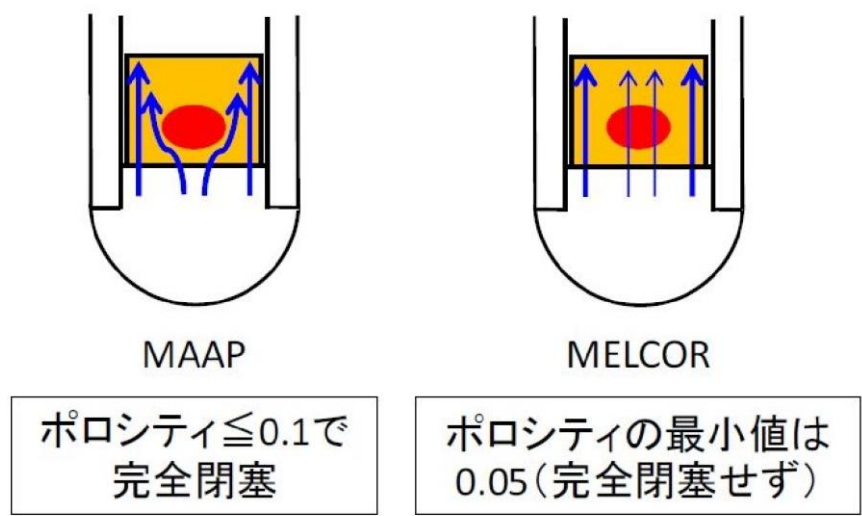
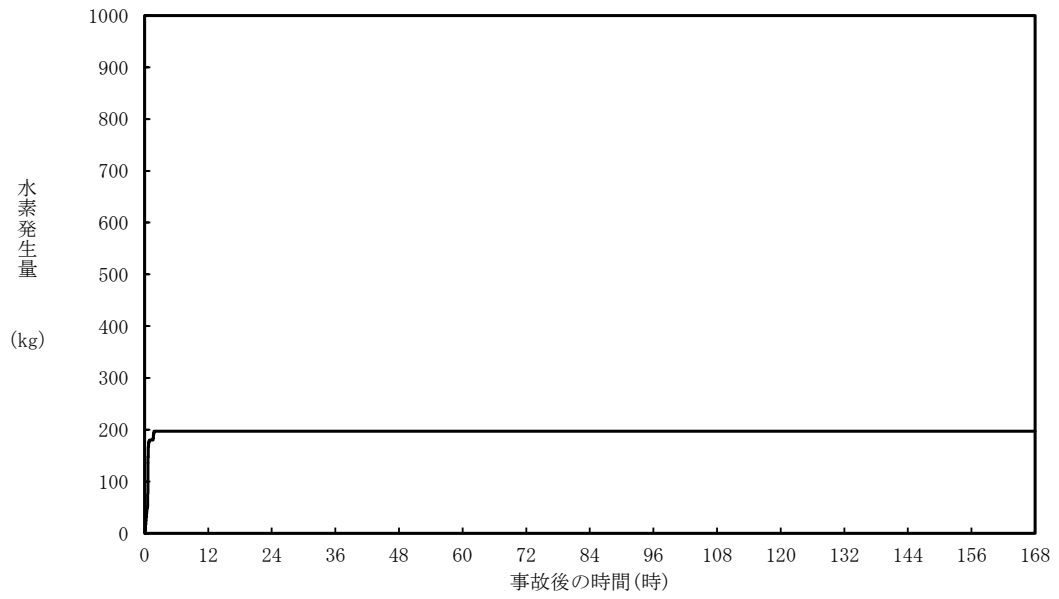
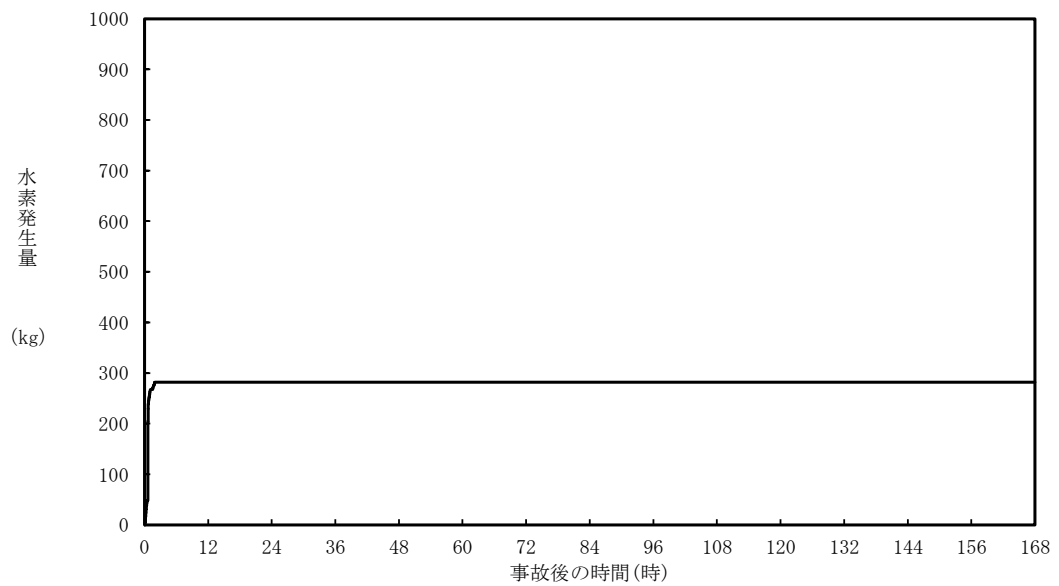


図1 炉心内流路閉塞モデルの概念図
 (「MAAP5.01 及び MELCOR2.1 を用いた軽水炉代表プラントの過酷事故解析」,
 電力中央研究所, 平成 26 年 6 月 抜粋)

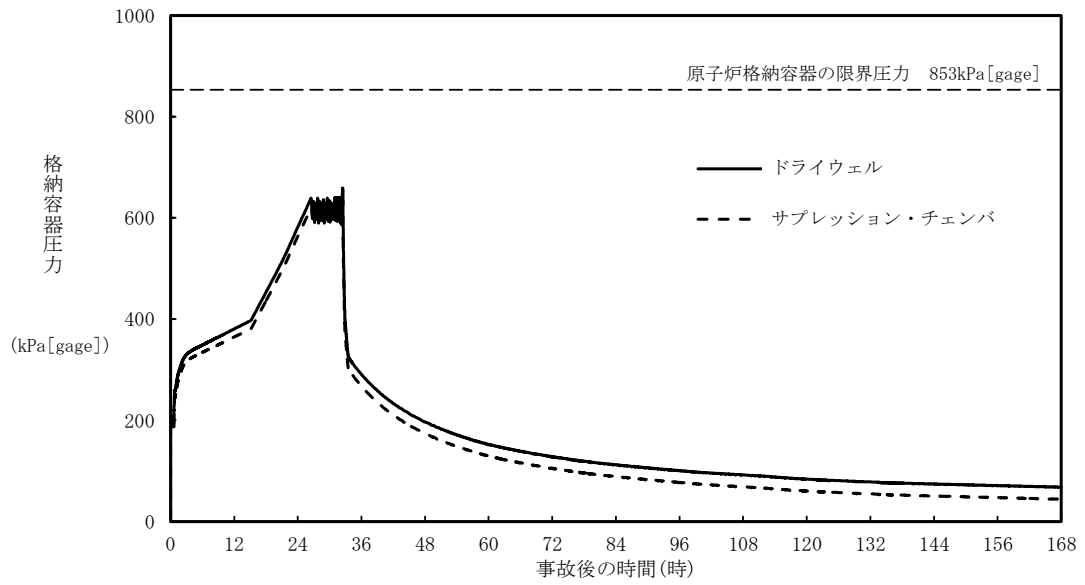


大破断LOCA（申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

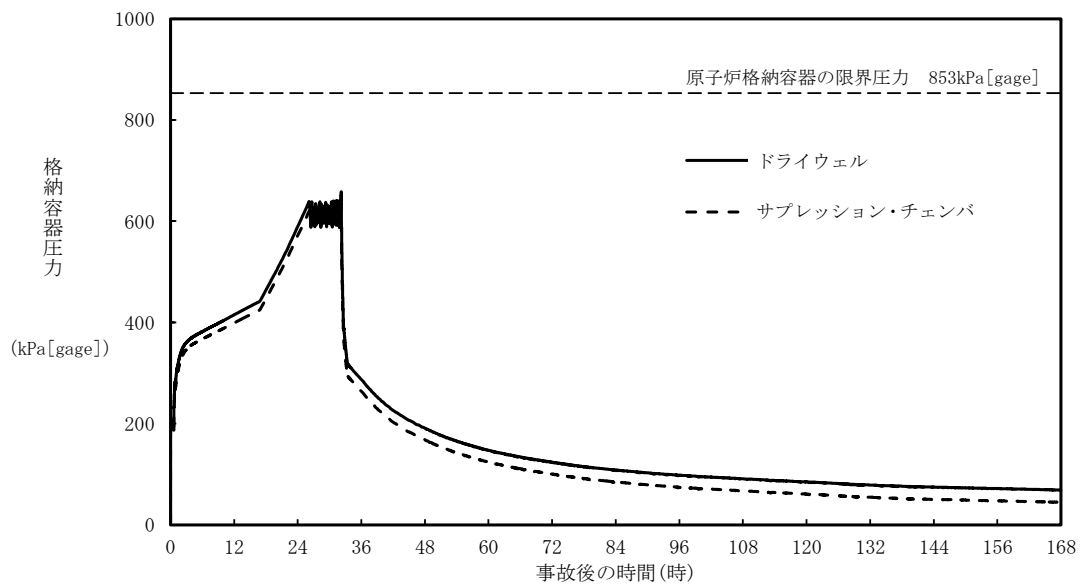


大破断LOCA（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

図2 水素発生量比較

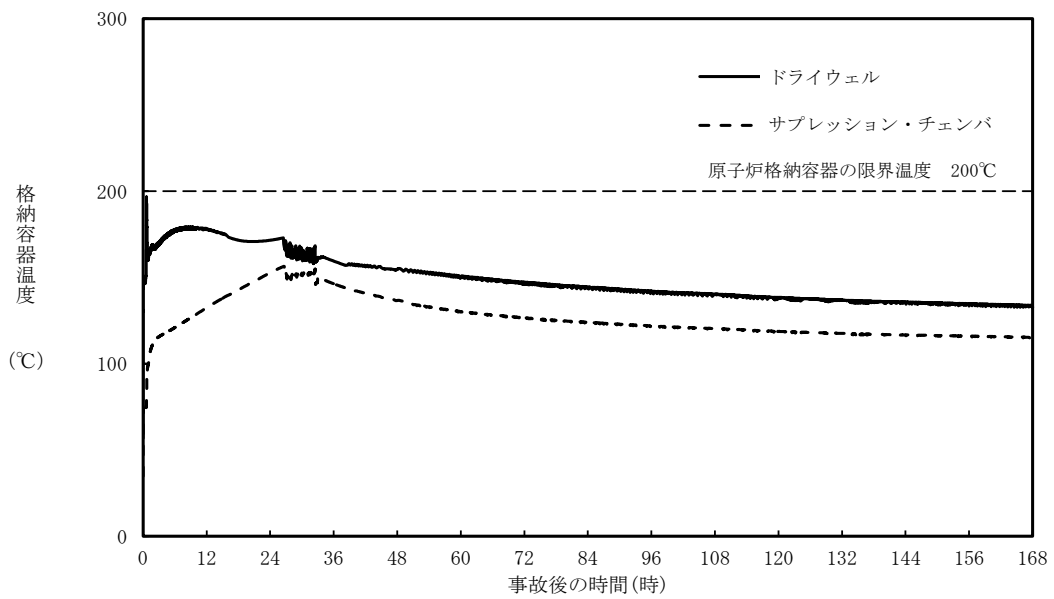


大破断LOCA（申請解析：空隙率0.1以下で完全閉塞）

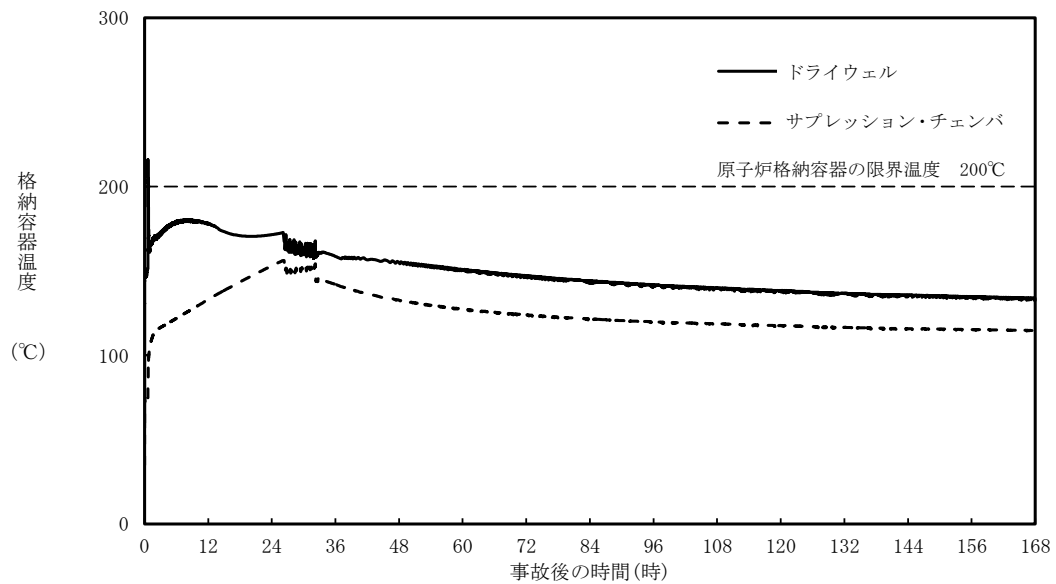


大破断LOCA（感度解析：空隙率0.0で完全閉塞）

図3 格納容器圧力の比較

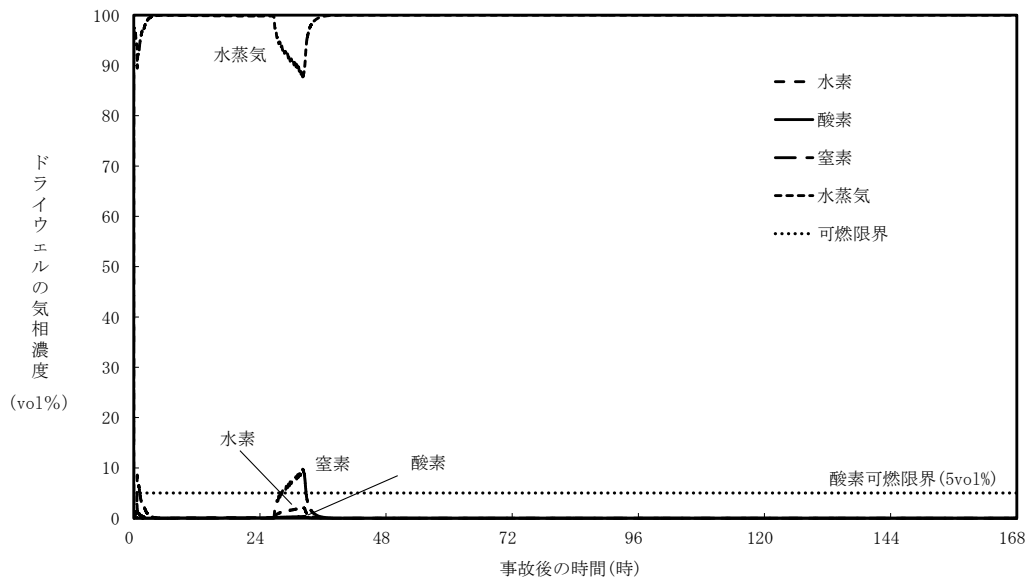


大破断LOCA（申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

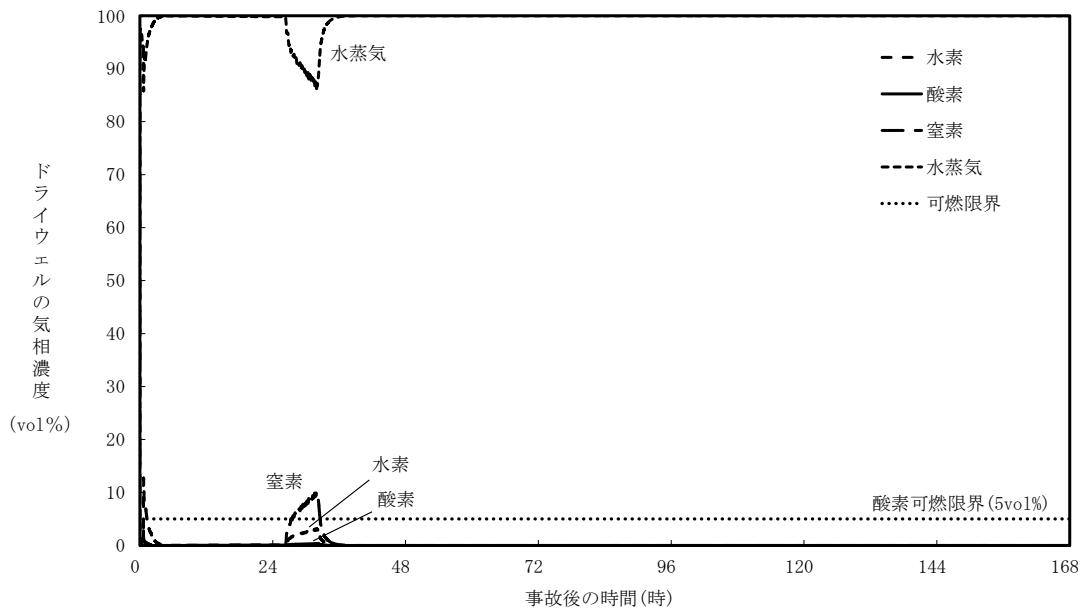


大破断LOCA（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

図4 格納容器温度の比較

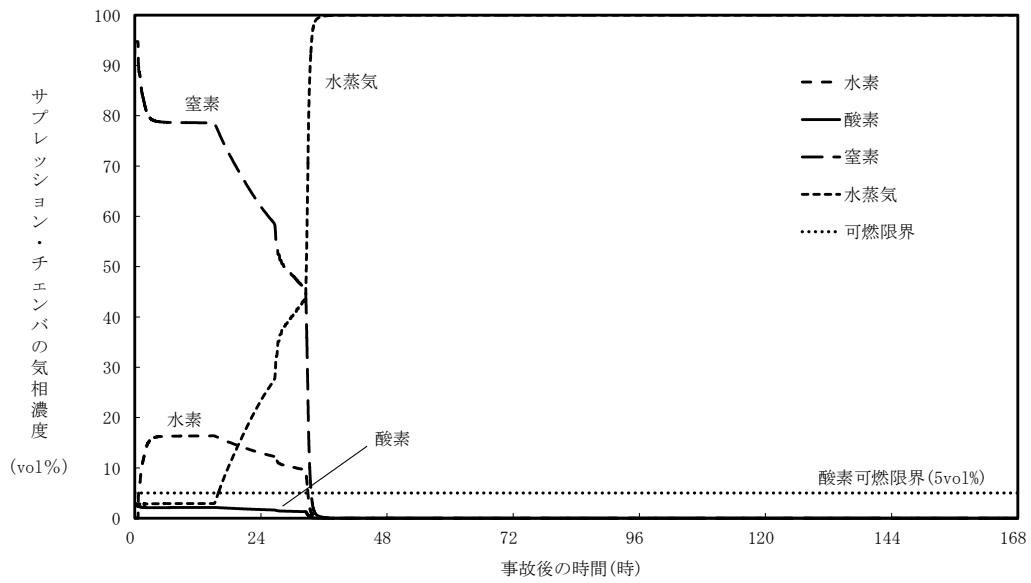


大破断LOCA（申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

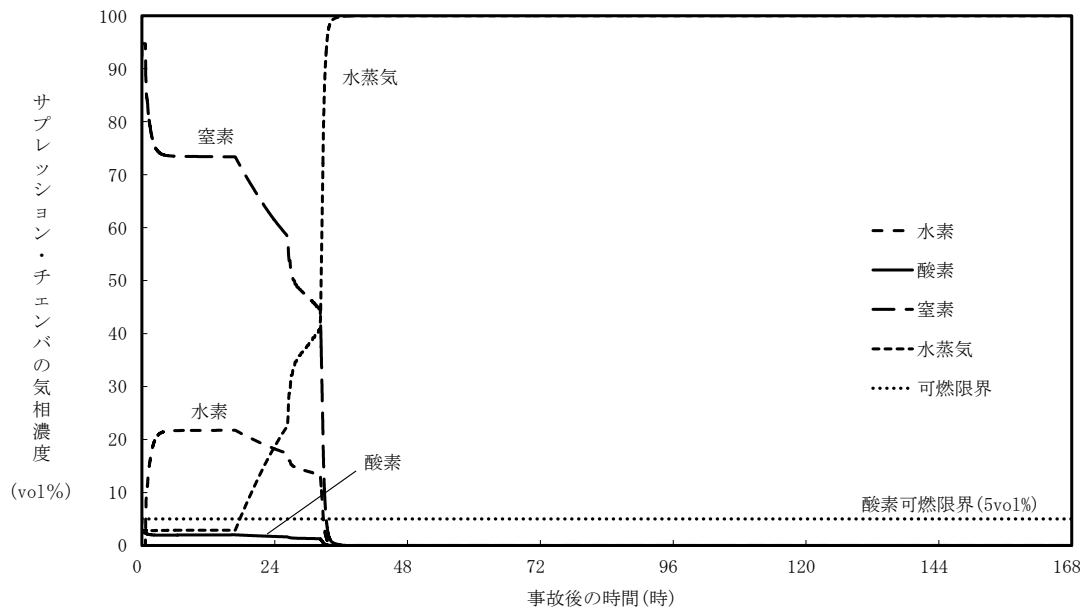


大破断LOCA（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

図5 ドライウェル気相濃度の比較



大破断LOCA（申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）



大破断LOCA（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

図6 サプレッション・チェンバ気相濃度の比較

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において残留熱代替除去系を使用しない場合における格納容器フィルタベント系からのCs-137放出量評価について

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において残留熱代替除去系を使用しない場合におけるCs-137の放出量は以下のとおりとなる。

なお、Cs-137の炉内内蔵量の評価の前提条件を表1に、Cs-137の放出量評価条件を表2に示す。

1. Cs-137の放出量(TBq)の算出

Cs-137の放出量は、以下の式により算出される。

$$\text{大気中へのCs-137の放出量(Bq)} = f_{Cs} \times Bq_{Cs-137} \times (1/DF) \dots (1)$$

一方、原子炉格納容器からのセシウムの放出割合(f_{Cs})は、CsI及びCsOHの放出割合より、以下の式により算出される。なお、Cs-137の炉内内蔵量はORIGENコード、原子炉格納容器からのCsI及びCsOHの放出割合はMAAPコードにて算出している。

$$f_{Cs} = (M_{CsI} + M_{CsOH}) / M_{Cs} \dots (2)$$

$$M_{CsI} = W_{Cs} \times (M_I/W_I) \times f_{CsI} \dots (3)$$

$$M_{CsOH} = (M_{Cs} - W_{Cs} \times (M_I/W_I)) \times f_{CsOH} \dots (4)$$

(2) ~ (4) 式より

$$f_{Cs} = f_{CsOH} + (M_I/M_{Cs}) \times (W_{Cs}/W_I) \times (f_{CsI} - f_{CsOH}) \dots (5)$$

f_{Cs} : 格納容器からのセシウムの放出割合

f_{CsI} : 格納容器からのCsIの放出割合*

f_{CsOH} : 格納容器からのCsOHの放出割合*

M_{CsI} : CsIに含まれるCs量

M_{CsOH} : CsOHに含まれるCs量

M_I : よう素の初期重量 = 18.1 (kg)

M_{Cs} : セシウムの初期重量 = 237.6 (kg)

W_I : よう素の分子量 = 131 (kg/kmol)

W_{Cs} : セシウムの分子量 = 133 (kg/kmol)

Bq_{Cs137} : Cs-137の原子炉圧力容器内内蔵量 = 3.22×10^{17} (Bq)

DF : 格納容器フィルタベント系による粒子状放射性物質に対する除染係数 = 1000

※格納容器内のエアロゾル状の放射性物質の低減効果（サプレッション・チェンバのスクラビングによる除染係数等）を考慮したMAAPコードでの評価値（別紙参照）

2. 計算結果

サブプレッション・チェンバのラインを經由し、格納容器フィルタベント系を用いた場合の7日間のCs-137の放出量は(1)，(5)式より以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned}f_{Cs} &= f_{CsOH} + (M_I/M_{Cs}) \times (W_{Cs}/W_I) \times (f_{CsI} - f_{CsOH}) \\f_{Cs} &= 6.54 \times 10^{-6} \\&\quad + (18.1/237.6) \times (133/131) \times (3.51 \times 10^{-6} - 6.54 \times 10^{-6}) \\&= 6.31 \times 10^{-6}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}Cs-137 \text{ の放出量 (Bq)} &= f_{Cs} \times Bq_{Cs137} \times (1/DF) \\&= 6.31 \times 10^{-6} \times 3.22 \times 10^{17} \times (1/1000) \\&= 2.03 \times 10^9 \text{ [Bq]} \\&= \text{約 } 2.1 \times 10^{-3} \text{ [TBq]}\end{aligned}$$

ドライウエルのラインを經由し、格納容器フィルタベント系を用いた場合の7日間のCs-137の放出量は(1)，(5)式より以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned}f_{Cs} &= f_{CsOH} + (M_I/M_{Cs}) \times (W_{Cs}/W_I) \times (f_{CsI} - f_{CsOH}) \\f_{Cs} &= 1.11 \times 10^{-2} \\&\quad + (18.1/237.6) \times (133/131) \times (2.62 \times 10^{-3} - 1.11 \times 10^{-2}) \\&= 1.05 \times 10^{-2}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}Cs-137 \text{ の放出量 (Bq)} &= f_{Cs} \times Bq_{Cs137} \times (1/DF) \\&= 1.05 \times 10^{-2} \times 3.22 \times 10^{17} \times (1/1000) \\&= 3.38 \times 10^{12} \text{ [Bq]} \\&= \text{約 } 3.4 \text{ [TBq]}\end{aligned}$$

同様に、30日間及び100日間のCs-137の放出量は(1)，(5)式より以下のとおりとなる。

サブプレッション・チェンバのラインを經由し、格納容器フィルタベント系を用いた場合

$$Cs-137 \text{ の放出量 (Bq)} = \text{約 } 4.0 \times 10^{-3} \text{ TBq (30日間)}$$

$$Cs-137 \text{ の放出量 (Bq)} = \text{約 } 6.5 \times 10^{-3} \text{ TBq (100日間)}$$

ドライウエルのラインを經由し、格納容器フィルタベント系を用いた場合

$$Cs-137 \text{ の放出量 (Bq)} = \text{約 } 5.3 \text{ TBq (30日間)}$$

$$Cs-137 \text{ の放出量 (Bq)} = \text{約 } 5.4 \text{ TBq (100日間)}$$

表1 Cs-137の炉内内蔵量の評価の前提条件

項目	評価条件	選定理由
運転時間 (h)	1 サイクル：10,000h (416 日) 2 サイクル：20,000h 3 サイクル：30,000h 4 サイクル：40,000h 5 サイクル：50,000h	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して、燃料の最高取出 燃焼度に余裕を持たせ長めに 設定
取替炉心の 燃料装荷割合	1 サイクル：0.229 (200 体) 2 サイクル：0.229 (200 体) 3 サイクル：0.229 (200 体) 4 サイクル：0.229 (200 体) 5 サイクル：0.084 (72 体)	取替炉心の燃料装荷割合に基 づく

表2 放出量評価条件

項目	評価条件	選定理由
炉内内蔵量 (Cs-137)	3.22×10^{17}	「単位熱出力あたりの炉内蓄 積量 (Bq/MW)」に「2,436MW (定格熱出力)」を乗じて算 出
放出開始時間	事象発生から約 32 時間 (格納 容器フィルタベント使用時)	MAAP 解析結果
格納容器内での除去効 果	MAAP 解析に基づく (沈着, ドライウェルスプレイ及びサ プレッション・プールにおける スクラビング)	MAAP のFP 挙動モデル
格納容器内 pH 制御の 効果	考慮しない	保守的に考慮しないものとし た
格納容器から原子炉建 物への漏えい	考慮しない	保守的に考慮しないものとし た
格納容器フィルタベン ト系への放出割合	【S/Cベント】 Cs I 類： 3.51×10^{-6} Cs OH 類： 6.54×10^{-6} 【D/Wベント】 Cs I 類： 2.62×10^{-3} Cs OH 類： 1.11×10^{-2}	MAAP 解析結果
格納容器フィルタベン ト系における粒子状放 射性物質の除去係数	粒子状物質：1,000	設計値に基づき設定

大破断LOCA時における放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合について

大破断LOCA時における環境中へのセシウムの放出量の評価では、原子炉格納容器内へのセシウムの放出割合としてMAAP解析結果を適用している。

原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465^{※1}においても整理されており、NUREG-1465で整理された値を使用することでも環境中へのセシウムの放出量を評価することができると考えられる。

以下では、原子炉格納容器内へのセシウムの放出割合についてMAAP解析結果とNUREG-1465を比較し、MAAP解析結果の適用性を検討した。

※1 NUREG-1465では、NUREG-1150(米国の代表プラントのPRA)で検討された全ての事故シーケンスについてレビューを行い、更にいくつかのシーケンスに対するソースタームコードパッケージ(STCP)やMELCORコードによる追加解析が行われて、ソースタームが検討されている(別表1参照)。検討された事故シーケンスは、本評価で対象としている「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオと同様、炉心が溶融し原子炉圧力容器が低圧で破損する事故シーケンスである。

また、NUREG-1465では、当該文書中に示された原子炉格納容器への放出割合は、保守的に選ばれた損傷燃料からの放射性物質の初期放出を除いて、低圧での炉心溶融事故に関する保守的又は限界的な値を意図しているものではなく、代表的又は典型的な値を意図しているものとしている。

別表1 NUREG-1465で検討された事故シーケンス(BWR)

プラント	シーケンス	説明
Peach Bottom	TC1	ATWS(原子炉減圧なし)
	TC2	ATWS(原子炉減圧あり)
	TC3	TC2(ウェットウェルベントあり)
	TB1	SBO(バッテリー枯渇)
	TB2	TB1(ベッセル破損時に格納容器破損)
	S2E1	LOCA(2"), ECCS及びADS不作動
	S2E2	S2E1、玄武岩系コンクリート
	V	格納容器外RHR配管破断
	TBUX	SBO(全DC電源喪失)
LaSalle	TB	SBO(後期格納容器破損)
Grand Gulf	TC	ATWS(早期格納容器破損によるECCS故障)
	TB1	SBO(バッテリー枯渇)
	TB2	TB1、H ₂ 燃焼による格納容器破損
	TBS	SBO(ECCS不作動、原子炉減圧あり)
	TBR	TBS、ベッセル破損後のAC復旧

SBO	全交流電源喪失
RCP	原子炉冷却系ポンプ
ADS	自動減圧系
LOCA	冷却材喪失事故
RHR	残留熱除去系
ATWS	スクラム失敗

Total Mean Core Damage Frequency: 4.5E-6
Peach Bottomの内の事象の炉心損傷頻度平均値の内訳(NUREG-1150)

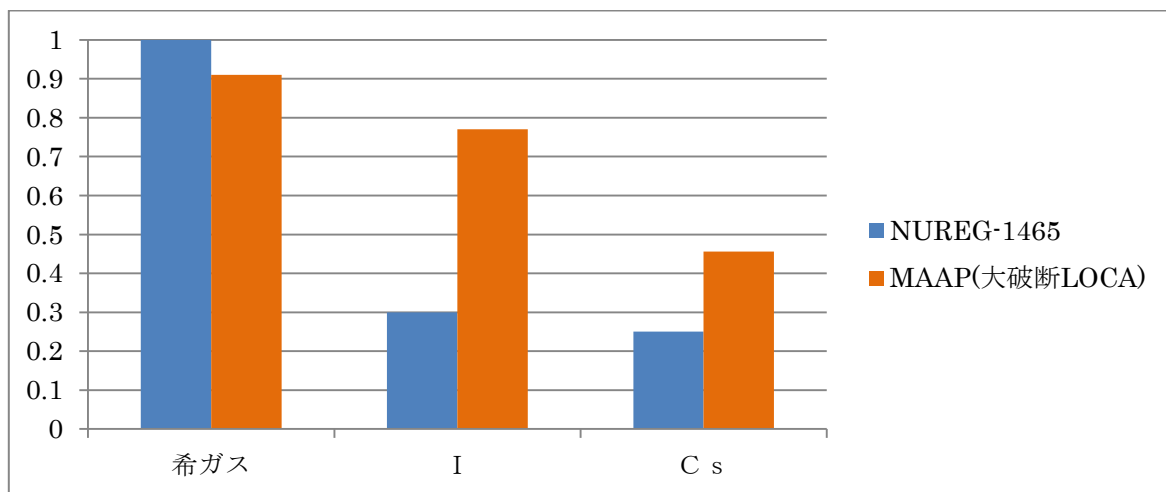
(1) NUREG-1465 との比較

放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合について、NUREG-1465 に示された値（BWRプラント、Gap Release と Early In-Vessel の和）と、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオのMAAP解析結果^{※2}を別図1に示す。

※2 放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合は、残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功する場合と格納容器ベントを実施する場合とでほとんど同じMAAP解析結果となる。別図1では、格納容器フィルタベント系を用いて事象収束に成功する場合のMAAP解析結果を代表として示した。

別図1より、セシウム及びヨウ素の原子炉格納容器内への放出割合については、MAAP解析とNUREG-1465 とともに数割程度となっており、MAAP解析結果の方が大きくなっている。また、希ガスについては両者に差はあまりなく、NUREG-1465 では全量、MAAP解析結果においてもほぼ全量となっている。

仮にセシウムの原子炉格納容器内への放出割合としてNUREG-1465 の値を参照した場合、セシウムの放出量として代表的又は典型的な値が評価されると考えられるが、本評価では、評価対象とする事故シナリオ「冷却材喪失（大破断LOCA）+ ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオのMAAP解析結果が得られており、また、その値がNUREG-1465 と比べて大きいことから、MAAP解析結果を参照することは適切であると考えられる。



別図1 原子炉格納容器内への放出割合の比較（MAAP解析結果は格納容器フィルタベント系を用いて事象収束に成功する場合のものを参照）

原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では、厳しい事象を想定した場合でも、原子炉格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。

格納容器破損防止対策の有効性評価では、通常運転時に用いている原子炉棟の換気系が全交流動力電源喪失により停止し、交流電源が回復した後に非常用ガス処理系が起動する状況を想定している。ここで、原子炉棟の換気系の停止から非常用ガス処理系が起動するまでの時間遅れを考慮し、非常用ガス処理系によって原子炉建物の設計負圧が達成されるまで事象発生から 70 分かかると想定している。

本格納容器破損モードの重大事故対策の有効性評価では原子炉格納容器は健全であると評価していることから、原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建物内で凝縮され原子炉建物空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建物内の換気系は停止しているため、原子炉建物内空間部と外気との圧力差が生じにくく、原子炉建物内外での空気のやりとりはほとんどないものと考えられる。さらに、原子炉格納容器内から原子炉建物に漏えいした粒子状放射性物質は、原子炉建物内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着するものと考えられる。

これらのことから、原子炉格納容器の健全性が維持されており、原子炉棟の換気系が停止している場合は、原子炉格納容器から原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、原子炉建物内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。

本評価では、上述の状況に係わらず、非常用ガス処理系が起動し、原子炉建物の設計負圧が達成されるまでの間、原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質は、保守的に全量原子炉建物から大気中へ漏えいすることを想定した場合の放出量を示す。

1. 評価条件

- (1) 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「冷却材喪失（大破断 L O C A）＋ E C C S 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」に対し、格納容器ベントによって原子炉格納容器除熱を実施する場合について評価する。
- (2) 原子炉格納容器からの漏えい量は、M A A P 解析上で原子炉格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、開口面積は以下のように設定する。（添付資料 3.1.2.6 参照）

- ・ 1Pd 以下 : 0.9Pd で 0.5%/日 相当
- ・ 1 ~ 2Pd : 2.0Pd で 1.3%/日 相当

- (3) エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果を考慮する (DF=10) ※¹。
- (4) 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについては、非常用ガス処理系により負圧が達成される事象発生 70 分後までは原子炉建物内の放射性物質の保持機能に期待しないこととし (換気率無限) , 非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 1 回/日相当を考慮する。
- (5) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉棟内の空気を外気に放出するためフィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする (DF=1)。
- (6) 原子炉建物内での放射エネルギーの時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

※1 「原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について」 東北電力株式会社, 東京電力ホールディングス株式会社, 中部電力株式会社, 北陸電力株式会社, 中国電力株式会社, 日本原子力発電株式会社, 電源開発株式会社, 2019 年 12 月

2. 評価結果

「格納容器フィルタベント系を用いて大気中へ放出される Cs-137」及び「原子炉建物から大気中へ漏えいする Cs-137」の放出量評価結果を表 1 に示す。

原子炉建物から大気中への Cs-137 の漏えい量 (約 1.4TBq) にサプレッション・チェンバのラインを経由した場合の格納容器フィルタベント系から大気への放出量 (約 2.1×10^{-3} TBq) を加えた場合の放出量は約 1.4TBq であり、評価項目である 100TBq を下回っている。なお、ドライウェルのラインを経由した場合の格納容器フィルタベント系から大気への放出量 (約 3.4TBq) を加えた場合でも約 4.8TBq であり、100TBq を下回っている。

また、事象発生 7 日間以降の影響について、原子炉建物から大気中への Cs-137 の漏えい量に格納容器フィルタベント系 (サプレッション・チェンバのライン経由) から大気中へ放出する Cs-137 の放出量を加えた場合の放出量は、事象発生 30 日間で約 1.5TBq、事象発生 100 日間で約 1.5TBq であり、いずれの場合においても 100TBq を下回っている。

表 1 大気中への放射性物質 (Cs-137) の放出量

(単位 : TBq)

	事象発生 7 日間	事象発生 30 日間	事象発生 100 日間
建物漏えい	約 1.4	約 1.5	約 1.5
ベント放出 ^{※1}	約 2.1×10^{-3} ^{※2} (約 3.4) ^{※3}	約 4.0×10^{-3} ^{※2} (約 5.3) ^{※3}	約 6.5×10^{-3} ^{※2} (約 5.4) ^{※3}
合計	約 1.4 ^{※2} (約 4.8) ^{※3}	約 1.5 ^{※2} (約 6.8) ^{※3}	約 1.5 ^{※2} (約 6.9) ^{※3}

※1 ベント放出量においては、保守的に格納容器からの漏えいをしない場合のMAAP解析により算出している。

※2 サプレッションチェンバのラインを経由した場合の評価結果

※3 ドライウェルのラインを経由した場合の評価結果

安定状態について（残留熱代替除去系を使用しない場合）

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において残留熱代替除去系を使用しない場合における安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後，重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により，損傷炉心の冠水が維持でき，また，冷却の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，安定停止状態が確立されたものとする。

原子炉格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に，重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系）により，格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ，また，除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定状態が確立されたものとする。

【安定状態の確立について】

原子炉安定停止状態の確立について

低圧原子炉代替注水系（常設）による注水継続により損傷炉心が冠水し，損傷炉心の冷却が維持され，原子炉安定停止状態が確立される。

原子炉格納容器安定状態の確立について

炉心冷却を継続し，格納容器圧力 853kPa [gage] 到達までに格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を開始することで，格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり，格納容器温度は 150℃ を下回り，原子炉格納容器安定状態が確立される。

また，重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり，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。

残留熱代替除去系又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行い，原子炉格納容器を隔離することによって，安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。

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

（添付資料 2.1.2 別紙 1 参照）

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 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (2/3)

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉格納容器	格納容器各領域間の流動	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。 格納容器雰囲気温度を十数°C程度高めに、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解析で確認された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。 格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導	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°C程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価しているが、BWRの原子炉格納容器内へのPP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PP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、小規模な体系統系におけるこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。本評価項目では、炉心損傷後の原子炉圧力容器内PP放出を操作開始の起点としている影響はない。	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°C程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価しているが、BWRの原子炉格納容器内へのPP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PP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、小規模な体系統系におけるこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。本評価項目では、炉心損傷後の原子炉圧力容器内PP放出を操作開始の起点としている影響はない。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導				
原子炉压力容器 (炉心損傷後)	冷却	安全系モデル (格納容器スプレイ) 安全系モデル (代替注水設備)	入力値に含まれる。 スプレイの水滴温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさは小さい。	「解析条件を最悪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。	「解析条件を最悪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。
	格納容器ベント	格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル)	入力値に含まれる。 MAAPコードでは格納容器ベントについては、設計流量に基づいて流路面積を入力値として与え、格納容器各領域間の流動と同様の計算方法が用いられている。 ・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。 ・TQW、大破断LOCAシナシナケンスとともに、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。	「解析条件を最悪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。	「解析条件を最悪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。
原子炉压力容器 (炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル (リロケーション)	・TMI事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認した。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・TQW、大破断LOCAシナシナケンスとともに、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。	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に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらなから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	溶融炉心の挙動モデルは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に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらなから、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	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	PHEBUS-FP実験解析により、PP放出の開始時間を良く再現できているものの、燃料被覆管温度を高めに評価することにより、急激なPP放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における小規模な体系統系におけるこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのPP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PP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、小規模な体系統系におけるこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。本評価項目では、炉心損傷後の原子炉圧力容器内PP放出を操作開始の起点としている影響はない。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは、PHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのPP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PP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、小規模な体系統系におけるこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。本評価項目では、炉心損傷後の原子炉圧力容器内PP放出を操作開始の起点としている影響はない。

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 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (3/3)

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉格納容器内FP拳動	核分裂生成物 (FP) 拳動モデル	ABCOVE実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着拳動を適正に評価できることを確認した。	核分裂生成物 (FP) 拳動モデルはABCOVE実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着拳動を適正に評価できることを確認している。本評価項目は、炉心損傷後の原子炉格納容器内FP拳動を操作開始の起点としている運転員等操作時間等から、運転員等操作時間に与える影響はない。	核分裂生成物 (FP) 拳動モデルは、ABCOVE実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着拳動を適正に評価できることが確認されている。したがってCs-137の総放出量の観点で評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、本評価項目はシナリオにおける格納容器フィルタベント系による大気中へのCs-137の総放出量は、評価項目 (100TBqを下回っていること) に対して、サブレーション・チェンバのベントラインを経由した場合は、約 2.1×10^3 TBq (7日間)、ドライウェルのベントラインを経由した場合は約3.4TBq (7日間) であり、評価項目に対して余裕がある。

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評価項目となるパラメータと与える影響
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (1/4)

項目	解析条件 (初期条件, 事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉熱出力	2,436MW	2,435MW以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、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6.77~ 6.79MPa [gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧され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、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧され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。
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から約+83cm) 下端から+83cm)	通常水位 (気水分離器下端から約+83cm~約+85cm) (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、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約8秒で通常運転水位-約4mであるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2cmであり非常に小さい。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、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約8秒で通常運転水位-約4mであるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2cmであり非常に小さい。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。
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格流量の85~104% (実測値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さいことから、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)	装荷炉心毎	9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方が燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため、MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料 (A型) を設定	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型)、MOX燃料については同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度336Wd/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 炉心平均燃焼度約30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなる。格納容器圧力及び温度上昇が速くなるが、格納容器プレントにより抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊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、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなる。格納容器圧力及び温度上昇が速くなるが、格納容器プレントにより抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。
格納容器空間体積 (ドライウエル)	7,900m ³	7,900m ³ (設計値)	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。
格納容器空間体積 (サブレーション・チェンバ)	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³ (設計値)	サブレーション・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。

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となるパラメータとなる静的負荷 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (2/4)

項目	解析条件 (初期条件)		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	事故条件の不確かさ 最確条件			
真空破壊弁	3.43kPa (ドラライヴェル ル・サープレッション ン・チェンバ間差圧)	3.43kPa (ドラライヴェル ル・サープレッション・チェ ンバ間差圧) (設計値)	真空破壊弁の設定値	解析条件と最確条件が同様であることから、現象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、現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。
	サプレッション ン・プール水位	3.61m (NWL) 約3.59m～約3.63m (実測値)	通常運転時のサプレッション・プ ール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによりサプレッション・プール水位低下分の熱容量は通常水位に対して非常に小さい。例えば、通常水位の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分 (通常水位-0.02m分) の熱容量は約20m ³ 程度であり、その低下割合は通常時の約0.7%程度と非常に小さい。したがって、現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、ゆらぎによりサプレッション・プール水位低下分の熱容量は通常水位に対して非常に小さい。例えば、通常水位の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分 (通常水位-0.02m分) の熱容量は約20m ³ 程度であり、その低下割合は通常時の約0.7%程度と非常に小さい。したがって、現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。
サプレッション ン・プール水温度	35℃	約19℃～約35℃ (実測値)	通常運転時のサプレッション・プ ール水温度の上限値として設定	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、格納容器圧力上昇が遅くなり、格納容器スプレイ及び格納容器ベントの操作開始が遅くなるが、その影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器の熱容量は大きくなり、ベントに至るまでの時間が長くなるが、その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。
格納容器圧力	5.0kPa [gage]	約5kPa [gage]～約 7kPa [gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力とし て設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇量が格納容器ベント時間に与える影響は小さい。例えば、現象発生から格納圧力が初期ピーク値 (約640kPa [gage]) に達するまでの圧力上昇率 (平均) は1時間あたり約24kPa [gage] (約27時間) であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇率は約2kPa [gage] であり非常に小さい。したがって、現象進展に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇量が格納容器ベント時間に与える影響は小さい。例えば、現象発生から格納圧力が初期ピーク値 (約640kPa [gage]) に達するまでの圧力上昇率 (平均) は1時間あたり約24kPa [gage] (約27時間) であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇率は約2kPa [gage] であり非常に小さい。したがって、現象進展に与える影響は小さい。
格納容器温度	57℃	約45℃～約54℃程度 (実測値)	通常運転時の格納容器温度とし て設定	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、格納容器温度は格納容器スプレイにより飽和温度となり、初期温度が現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、格納容器温度は格納容器スプレイにより飽和温度となり、初期温度が現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。
外部水源の温度	35℃	31℃以下 (実測値)	屋外貯水槽の水源温度として実 測値及び夏季の外気温度を踏ま えて設定	最確条件とした場合は、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、格納容器圧力及び温度上昇の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、スプレイ間隔は格納容器圧力に依存していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	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、燃料被覆管温度上昇に対する影響は小さい。また、格納容器圧力及び温度上昇に対する格納容器スプレイによる圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなり、格納容器フィルター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	7,740m ³	7,740m ³ 以上 (合計貯水量)	低圧原子炉代替注水槽及び輪谷 貯水槽の水量を参考に、最確条件 を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合は、解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなるため、水源が枯渇することはない。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、解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
燃料の容量	1,180m ³	1,180m ³ 以上 (合計貯蔵量)	発電所構内に貯蔵している合計 容量を参考に、最確条件を包絡で きる条件を設定	最確条件とした場合は、解析条件よりも燃料容量の余裕が大きくなる。また、現象発生直後から最大負荷運転を想定しても燃料が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。	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、現象発生直後から最大負荷運転を想定しても燃料が枯渇しないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))(3/4)

項目	解析条件(初期条件, 事故条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
起因事象	大破断LOCA 再循環配管(出口ノズル) の破断	—	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり、原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環配管(出口ノズル)の両端破断を設定	Excessive LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順(速やかに注水手段を準備すること)により炉心損傷開始等が早くなるが、運転員等操作時間に与える影響はない。 (添付資料3.1.2.7)	Excessive LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断LOCAの場合と同程度であり、格納容器圧力は853kPa[gage]を下回っていることから、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3.1.2.7)
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	—	全ての非常用ディーゼルの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スの機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイス及び残留熱除去系(低圧注水モード)の機能喪失を設定	—	—
外部電源	外部電源なし	—	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定	仮に、外部電源がある場合は、注水開始時間が早くなり、格納容器圧力・温度の差動は低く推移することから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	仮に、外部電源がある場合は、注水開始時間が早くなり、格納容器圧力・温度の差動は低く推移することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度による影響が軽微であることから考慮していない	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はない。 (添付資料3.1.2.7)	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展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
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (4/4)

項目	解析条件 (初期条件, 事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉スクラム信号	事故発生と同時に原子炉スクラム	事故発生と同時に原子炉スクラム	事故発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
主蒸気隔離弁	事故発生と同時に閉止	原子炉水位低(レベル2)	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
再循環ポンプ	事故発生と同時に停止	事故発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。
機器条件 低圧原子炉代替注水系(常設)	200m ³ /h (1.00MPa[gage])において注水、その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	200m ³ /h (1.00MPa[gage])において注水、その後には炉心を冠水維持可能な注水量に制御	低圧原子炉代替注水系(常設)の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の流して冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性の保守性)、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
格納容器代替スプレイ系(可搬型)	120m ³ /hにて原子炉格納容器内へスプレイ	120m ³ /hにて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器代替スプレイ系(可搬型)の設計値として設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。
格納容器フィルタベント系	格納容器圧力427kPa[gage]における最大排出流量9.8kg/sに対して、格納容器隔離弁を全開操作にて格納容器除熱	格納容器圧力427kPa[gage]における最大排出流量9.8kg/sに對して、格納容器隔離弁を全開操作にて格納容器除熱	格納容器フィルタベント系の設計値として設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。

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（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））(1/3)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作余裕時間	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え				
代替電源起電圧代流備、及び原子注水系統構成 常設流動電源喪失等 操作条件	事象発生30分後	流動力電源喪失等を実施判断して、事後に事象発生から10分後操作時間として設定	早期の電源回復不可の判断、常設代替電源設備の起動、受電操作、実態の運転操作時間に与える影響はない。 中期の電源回復不可の判断、常設代替電源設備の起動、受電操作、実態の運転操作時間に与える影響はない。 前期の電源回復不可の判断、常設代替電源設備の起動、受電操作、実態の運転操作時間に与える影響はない。	実態の操作時間に基づいて、開始時間を早める。開始時間を早めることにより、回復可能な範囲が広がる。また、早期の電源回復不可の判断により、操作時間が増える可能性がある。	事象発生から60分後、30分程度で電源操作を行い、原子炉注水系統の操作が完了する。格納容器の冷却水が注水される。格納容器の冷却水が注水される。格納容器の冷却水が注水される。格納容器の冷却水が注水される。	解析上は作業成立性を踏まえ、事後に事象発生から30分後、注水弁の電源切り替え作業は、想定通り実施される。運転操作が実施可能なことを確認した。

表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））(2/3)

項目	解析上の操作開始時間	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	操作余裕時間	訓練実績等
		条件設定の考え	方					
低圧原子炉水補給	事象発生から2時間30分後	低圧原子炉代替注水への水補給は不要であるが、解析条件では想定している継続作業による作業成立性を踏まえ設定		評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から2時間30分後から開始としているが、低圧原子炉代替注水の水源枯渇までに実施すれば良い作業であり、低圧原子炉代替注水の保有水のみで事象発生から約21時間後まで注水可能であることから十分な時間余裕がある。	—	—	—	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から2時間30分後としており、このうち、輪谷貯水槽から低圧原子炉代替注水への補給の系統構成は、所要時間2時間10分想定のところ、訓練実績では約1時間33分である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。
低圧原子炉水を量送り給大車燃料補給	事象発生から2時間30分後	大量送水車等への燃料補給は解析条件では想定しているが、低圧原子炉代替注水の保有水のみで作業成立性を踏まえ設定		評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から2時間30分後から開始としているが、低圧原子炉代替注水の保有水のみで事象発生から約21時間後まで注水可能であることから十分な時間余裕がある。	—	—	—	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から約2時間30分後としており、このうち、大量送水車への給油作業は、所要時間1時間40分想定のところ、訓練実績では約1時間29分である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。
格納容器代替系(可搬型)による原子炉冷却操作	格納容器圧力640kPa Lgage)到達時(640~588kPa Lgage)の範囲で維持し、その後停止	格納容器代替系(可搬型)による注水準備操作は、格納容器の限界圧力到達の防止を踏まえて設定		格納容器代替系(可搬型)による注水準備操作は、格納容器の限界圧力到達の防止を踏まえて設定	格納容器圧力の上昇は緩慢であり、継続監視していることから、操作開始の起点である640kPa Lgage)到達時点で速やかに操作を実施可能であり、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(操作条件を除外開始時間は遅れる可能性はあるが、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。	事象の操作開始時間は解析上の想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。	格納容器代替系(可搬型)による注水準備操作に要する時間は約1時間33分である。想定で意図している作業実施可能なことを確認した。	

注水操作が遅れる場合の影響について

1. はじめに

評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」では，大破断LOCA時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源が喪失するため，原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低下により炉心は露出し，事象発生約5分後に燃料被覆管の最高温度は1,000K（約727℃）に到達し，炉心損傷が開始する。有効性評価では，事象発生から30分経過した時点で，常設代替交流電源設備による電源供給を開始し，低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することによって，原子炉圧力容器破損に至ることなく，原子炉水位は回復し，炉心は再冠水する評価結果となっている。

本事象進展について，運転員による原子炉注水操作が有効性評価よりも遅れた場合の評価項目への影響について評価した。

2. 評価項目への影響

操作遅れを想定し，注水開始時間を有効性評価における設定よりも30分遅延（事象発生60分後に原子炉注水を開始）した場合について，原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性に係る感度解析を行った。

(1) 原子炉圧力容器の健全性への影響

原子炉圧力容器の健全性の観点から，炉心内でのデブリの移行（リロケーション）*の発生有無を評価した。表1に感度解析の評価結果を示す。また，操作30分遅れのケースの原子炉水位及び注水流量の推移を図1，2に示す。

操作30分遅れの場合においても，損傷炉心は炉心位置に保持され，リロケーションは発生しないことから，原子炉圧力容器の健全性は確保される。

※ここで言うリロケーションとは，炉心損傷後，熔融炉心が炉心下部プレナムに移行した状態を指す。

(2) 格納容器破損防止対策の有効性への影響

格納容器破損防止対策の有効性の観点から，格納容器スプレイ開始時間及び格納容器ベント開始時間を評価した。表2に感度解析の評価結果を示す。また，操作30分遅れケースにおける格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図3，4に示す。

操作30分遅れの場合においても，原子炉注水開始の遅れに伴い格納容器スプレイの開始時間は遅くなるが，図3，4に示すとおり，格納容器スプレイ開始後は原子炉格納容器の圧力及び温度は制御される。また，操作30分遅れの場合においても，サプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3mに到達する時間は，約34時間後であり，格納容器圧力及び温度の上昇傾向への影響はほぼない。

3. まとめ

操作 30 分遅れの場合においても、有効性評価のケースと同様に、原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性は維持される。したがって、原子炉注水操作は、有効性の確認された申請解析ケースに対して 30 分程度の遅れの余裕がある。

表 1 原子炉圧力容器の健全性に関する感度解析結果

ケース	損傷炉心の位置
有効性評価のケース (事象発生 30 分後に原子炉注水開始)	炉心位置に保持 (リロケーションは発生しない)
操作 30 分遅れのケース (事象発生 60 分後に原子炉注水開始)	炉心位置に保持 (リロケーションは発生しない)

表 2 格納容器破損防止対策の有効性に関する感度解析結果

ケース	格納容器代替 スプレイ開始時間	格納容器ベント開始時間 (サブプレッション・プール水位 が通常水位+1.3m 到達)
有効性評価ケース (事象発生 30 分後に原 子炉注水開始)	約 27 時間後	約 32 時間後
操作 30 分遅れのケース (事象発生 60 分後に原 子炉注水開始)	約 29 時間後	約 34 時間後

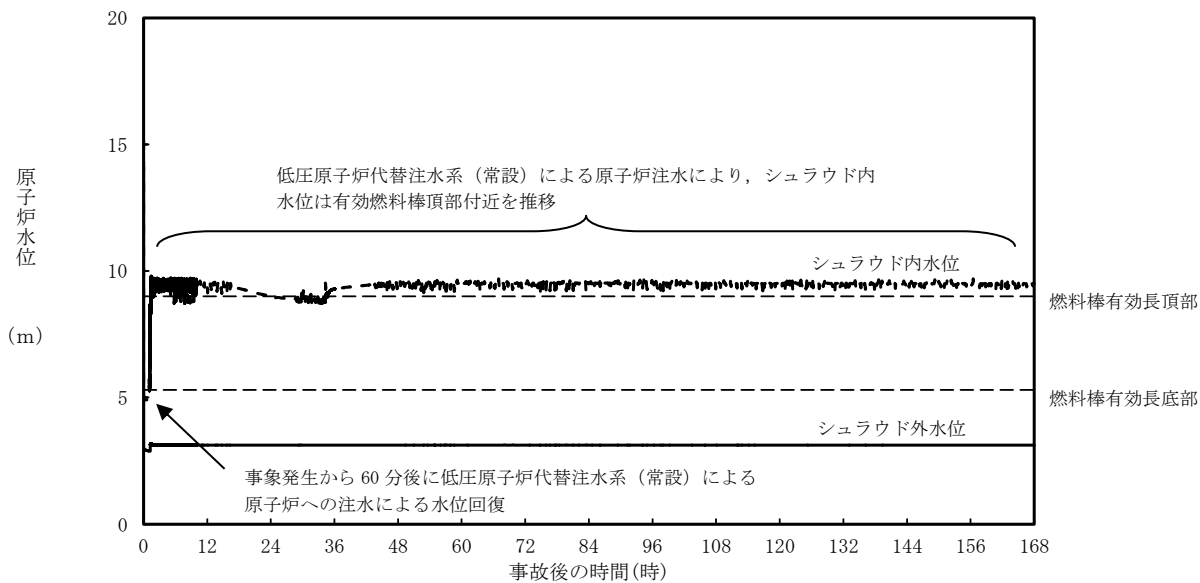


図 1 操作 30 分遅れのケースにおける原子炉水位の推移

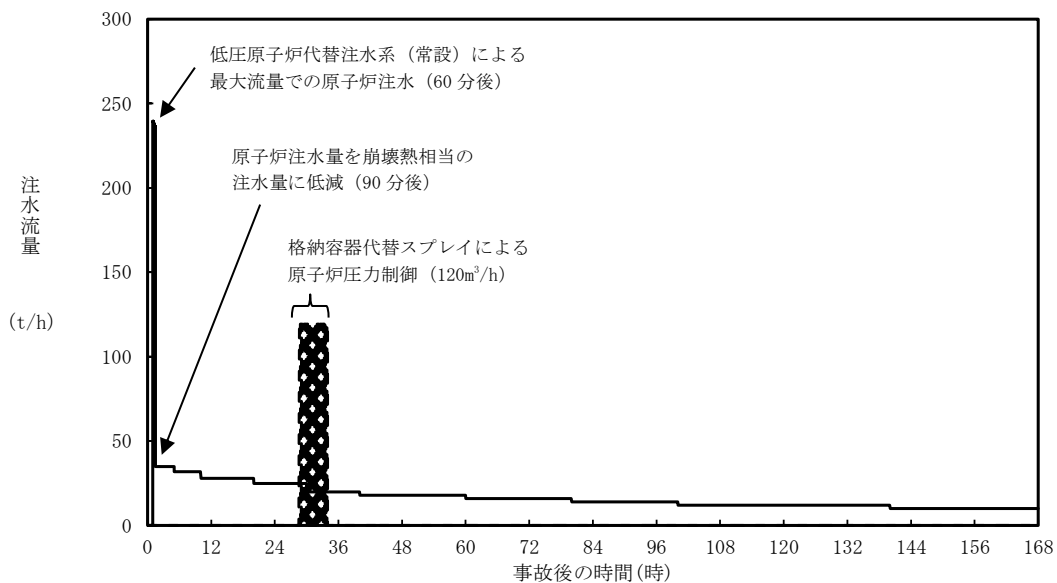


図 2 操作 30 分遅れのケースにおける注水流量の推移

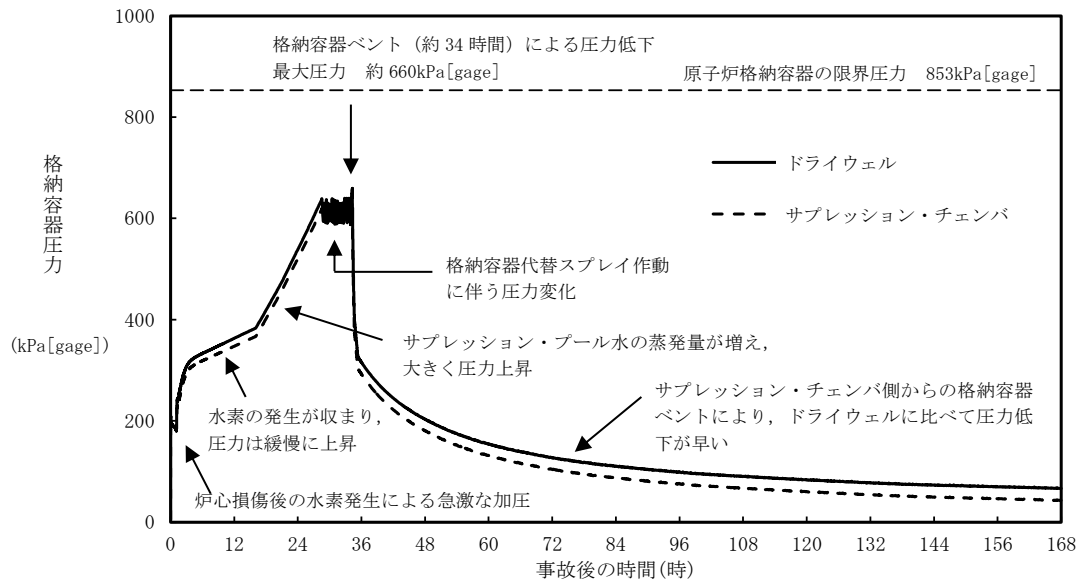


図3 操作30分遅れのケースにおける格納容器圧力の推移

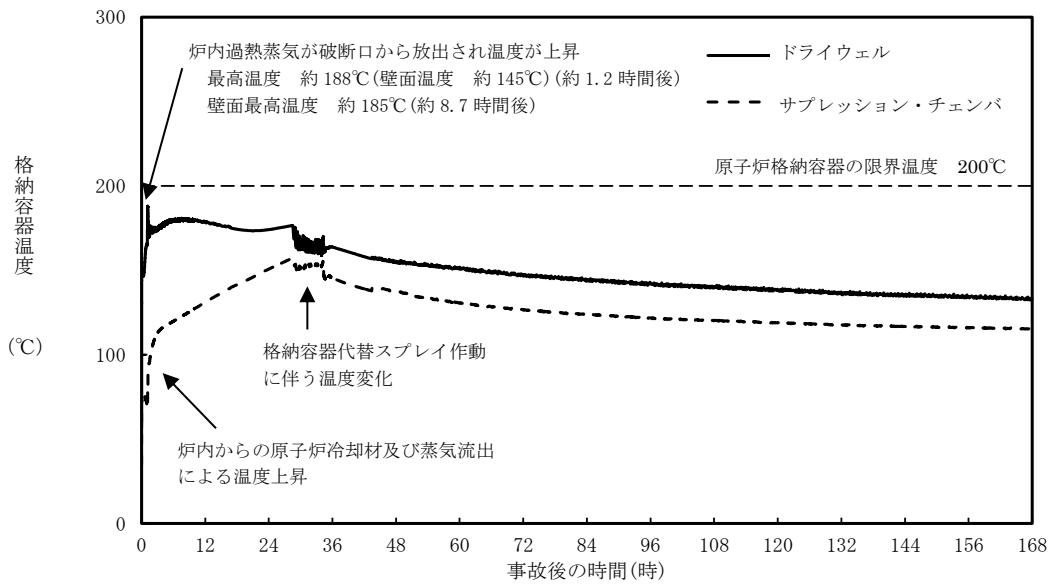


図4 操作30分遅れのケースにおける格納容器温度の推移

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作開始を 限界圧力接近時とした場合の影響

1. はじめに

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、事象発生約 32 時間後にサプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達する。手順上、サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m 到達により格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施することから、ベースケースではサプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m 到達時に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作を実施している。

ここでは、格納容器圧力が限界圧力 853kPa[gage]に近接した場合に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作を実施しても、格納容器過圧及び過温破損にかかる評価項目が判断基準を満足することを以下のとおり確認した。

2. 評価条件

ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。その他の評価条件は、ベースケースの評価条件と同等である。

- ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が限界圧力 853kPa[gage]に接近した場合に実施する。

3. 評価結果

図 1 から図 3 に格納容器圧力、格納容器温度及びサプレッション・プール水位の推移を示す。

事象発生約 32 時間後にサプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達し、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイを停止することから、格納容器圧力は上昇する。その後、事象発生約 35 時間後に格納容器圧力が限界圧力 853kPa[gage]に接近したときに、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作を実施することで格納容器圧力は低下するため、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は原子炉格納容器の限界圧力 853kPa[gage]を超えない。また、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は約 197℃となり、原子炉格納容器の限界温度 200℃を超えない。なお、図 3 のサプレッション・プール水位の推移は、格納容器ベント実施後のベントクリア（ダウンカマ部からサプレッション・チェンバへの水の移行）及びサプレッション・チェンバ圧力の低下による体積膨張によるサプレッション・プール水位上昇を考慮した結果となっており、サプレッション・プール水位は最大で約 5.03m となる。

以上により、格納容器圧力が限界圧力 853kPa[gage]に近接した場合に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作を実施しても、格納容器過圧及び過温破損にかかる評価項目が判断基準を満足することを確認した。

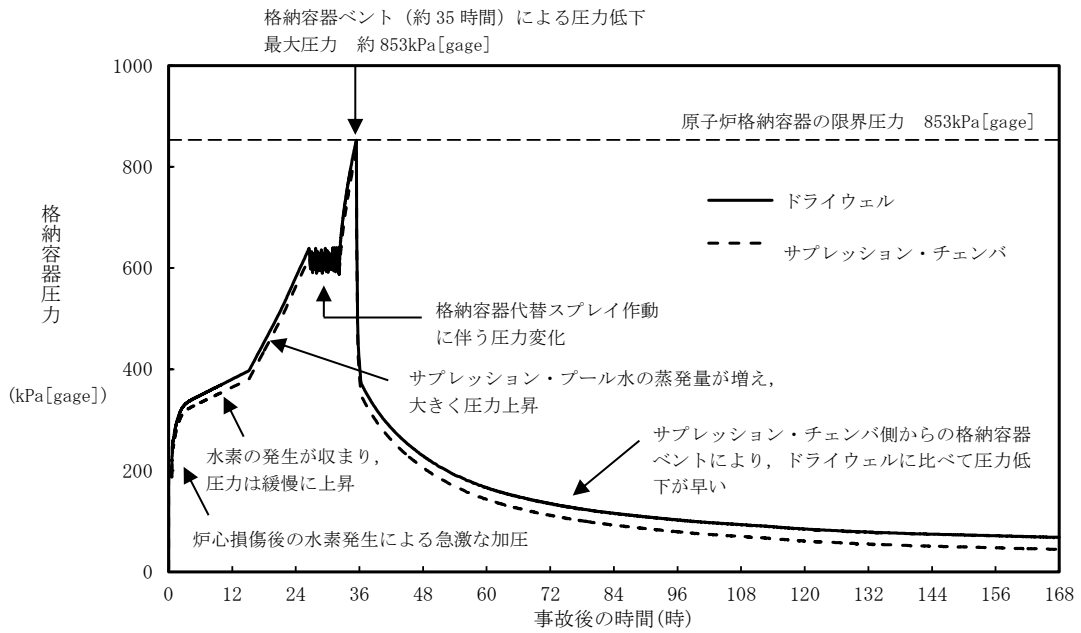


図1 格納容器圧力の推移

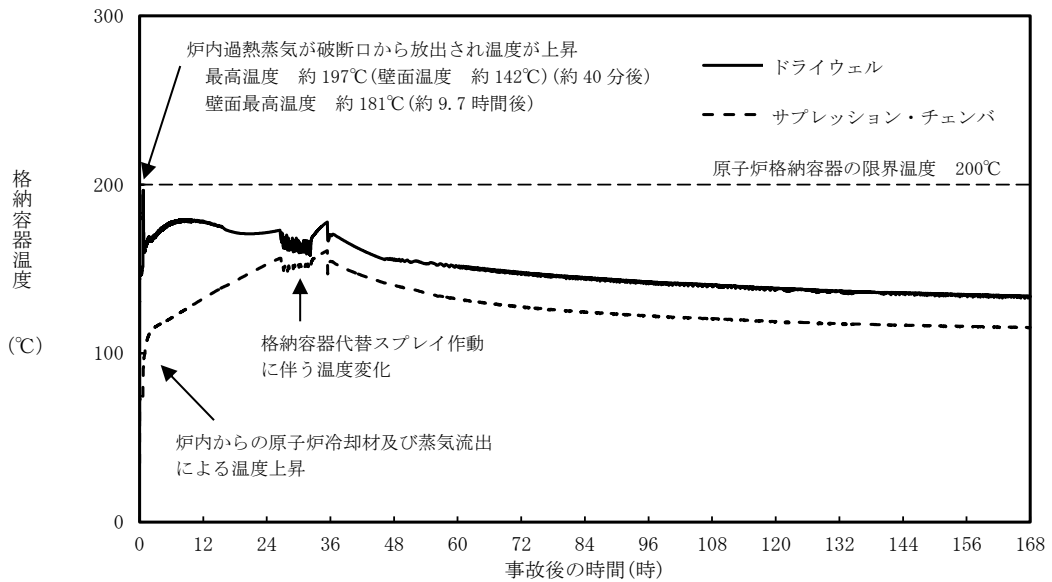


図2 格納容器温度の推移

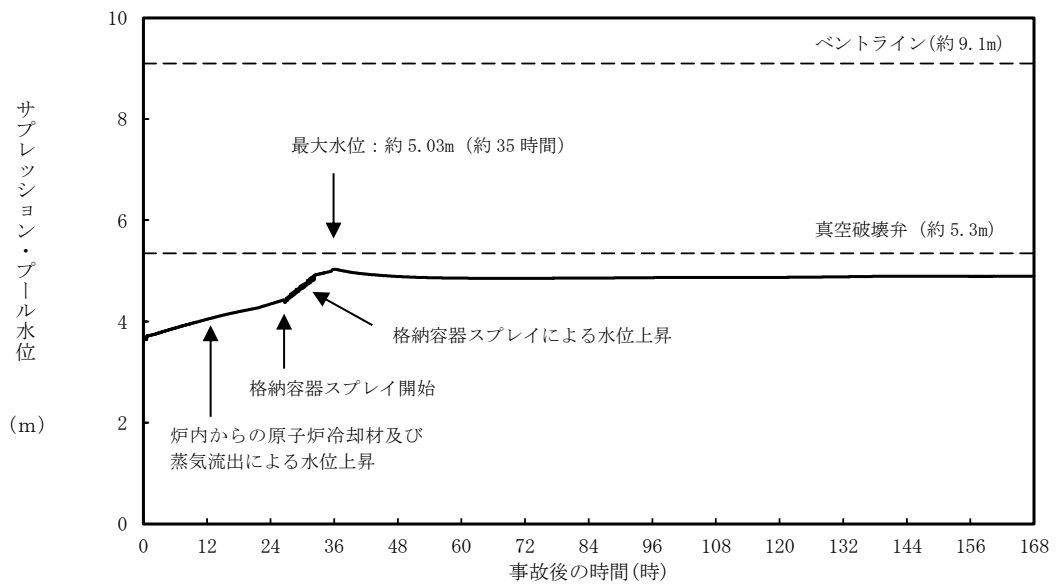


図3 サプレッション・プール水位の推移

7日間における水源の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（残留熱代替除去系を使用しない場合）

○水源

低圧原子炉代替注水槽：740m³

輪谷貯水槽（西）※：7,000 m³

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

○水使用パターン

①低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

事象発生後，最大流量（250m³/h）で注水する。

冠水後は，崩壊熱に応じた注水量で注水する。

②輪谷貯水槽（西）から低圧原子炉代替注水槽への移送

事象発生 2 時間 30 分後から大量送水車を用いて 120m³/h で

低圧原子炉代替注水槽へ移送する。

③代替格納容器スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ

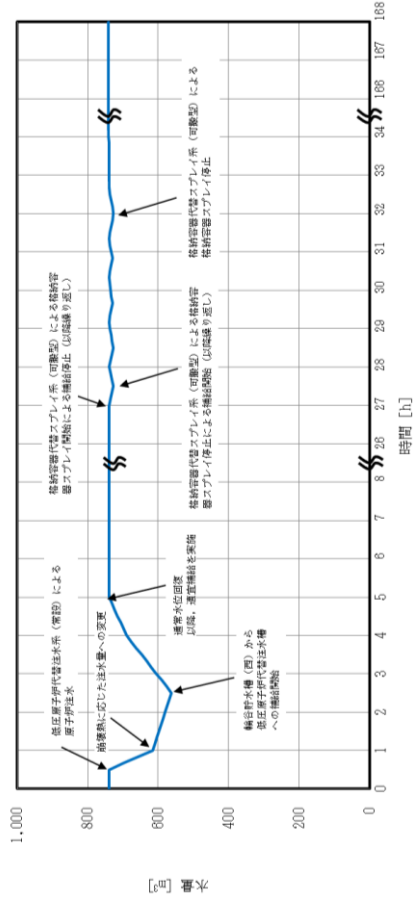
事象発生 27 時間後から格納容器圧力に応じ，120 m³/h で間欠運転を実施。

○時間評価（右上図）

事象発生後から 2 時間 30 分までは低圧原子炉代替注水槽を水源として原子炉注水を実施するため，低圧原子炉代替注水槽水量は減少する。事象発生 2 時間 30 分後から低圧原子炉代替注水槽への補給を開始するため水量は回復する。事象発生 27 時間後から格納容器圧力に応じた格納容器スプレイを実施するため，低圧原子炉代替注水槽への移送を一旦停止するが，格納容器スプレイは間欠運転であるため，格納容器スプレイ停止後は低圧原子炉代替注水槽への移送を再開し，以降，安定して冷却が可能である。

○水源評価結果

時間評価の結果から低圧原子炉代替注水槽が枯渇することはない。また，7 日間の対応を考慮すると，約 3,200m³ 必要となる。低圧原子炉代替注水槽に約 740m³ 及び輪谷貯水槽（西）に約 7,000m³ の水を保有することから，必要水量は確保可能であり，安定して冷却を継続することが可能である。



7日間における燃料の対応について
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))
 (残留熱代替除去系を使用しない場合)

保守的に全ての設備が、事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

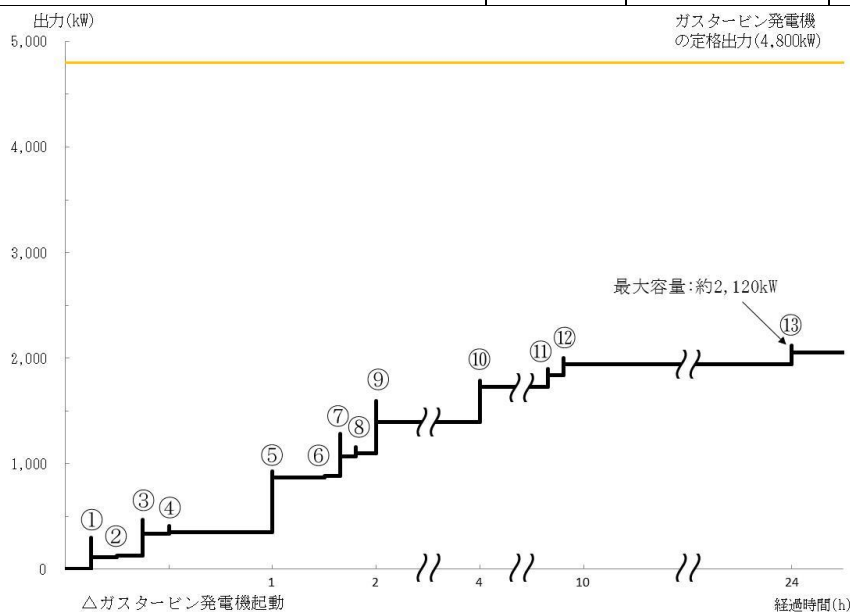
時系列	合計	判定
ガスタービン発電機 1台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) $2.09\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 351.12\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 416m^3	ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は約 450m^3 であり、7日間対応可能
大量送水車 1台起動 $0.0652\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 10.9536\text{m}^3$		
大型送水ポンプ車 1台起動 $0.31\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 52.08\text{m}^3$		
緊急時対策所用発電機 1台 $0.0469\text{ m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 7.8792\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 8m^3	緊急時対策所用燃料地下タンクの容量は約 45m^3 であり、7日間対応可能

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

主要負荷リスト

電源設備：ガスタービン発電機 定格出力：4,800kW

起動順序	主要機器	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の最大負荷容量 (kW)
①	ガスタービン発電機付帯設備	約 111	約 300	約 111
②	代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷)	約 18	約 129	約 129
③	低圧原子炉代替注水ポンプ	約 210	約 471	約 339
④	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機	約 15	約 409	約 354
⑤	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (D系高圧母線自動投入負荷)	約 512	約 932	約 866
⑥	格納容器水素濃度 (SA), 格納容器酸素濃度 (SA) 監視設備	約 20	約 886	約 886
⑦	A-中央制御室送風機	約 180	約 1,281	約 1,066
⑧	A-中央制御室非常用再循環送風機	約 30	約 1,158	約 1,096
⑨	A-中央制御室冷凍機	約 300	約 1,598	約 1,396
⑩	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (C系高圧母線自動投入負荷)	約 329	約 1,787	約 1,725
⑪	A-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約 110	約 1,895	約 1,835
⑫	B-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約 110	約 2,005	約 1,945
⑬	B-燃料プール冷却水ポンプ	約 110	約 2,120	約 2,055



常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

3.2.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUX，長期TB，TBU及びTBDである。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素ガス等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより、急速に格納容器圧力が上昇する等、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、溶融炉心、水蒸気及び水素ガスの急速な放出に伴い原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため、原子炉圧力容器破損までに逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧を実施することによって、原子炉格納容器の破損を防止する。

また、原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに、格納容器代替スプレイ系（可搬型）によってペDESTALに溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保するとともに格納容器冷却を実施する。溶融炉心の落下後は、コリウムシールド及びペDESTAL代替注水系（可搬型）によって溶融炉心の冷却を実施する。その後、残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

さらに、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、原子炉格納容器内へ窒素を注入することによって、原子炉格納容器内における水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。

なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素ガス等が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することに対して、原子炉減圧を可能とするため、自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧手段を整備する。

また、原子炉圧力容器破損前における格納容器温度の上昇を抑制し、自動減圧機能付き逃がし安全弁の環境条件を緩和する観点から格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却手段を整備し、原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱手段並びに格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱手段を整備する。

さらに、長期的な原子炉格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可

搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入手段を整備する。

なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。

本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応を含めた重大事故等対策の概要を以下の a. から k. に示すとともに、a. から k. の重大事故等対策についての設備と手順の関係を第 3.2.1-1 表に示す。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は以下の a. から f. 及び h. である。

本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概略系統図を第 3.2.1-1(1) 図から第 3.2.1-1(4) 図に、対応手順の概要を第 3.2.1-2 図に示す。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は、第 3.2.1-1(1) 図及び第 3.2.1-1(2) 図である。

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、緊急時対策要員 31 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名、当直副長 1 名、運転操作対応を行う運転員 5 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は 5 名、復旧班要員は 19 名である。必要な要員と作業項目について第 3.2.1-3 図に示す。

なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、31 名で対処可能である。

a. 原子炉スクラム確認

運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域計装である。

b. 高圧・低圧注水機能喪失確認

原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続けるが、全ての非常用炉心冷却系等が機能喪失^{※1}していることを確認する。

非常用炉心冷却系等の機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各ポンプの出口流量等である。

※1 非常用炉心冷却系等による注水が出来ない状態。高圧炉心スプレー系、低圧炉心スプレー系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び原子炉隔離時冷却系の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心スプレー系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧炉心スプレー系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水ができない場合を想定。

c. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備

外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより非常用高圧母線（6.9kV）が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。

中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動がで

きず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却系の準備を開始する。

d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧

原子炉水位の低下が継続し、燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって自動減圧機能付き逃がし安全弁2個を手動で開放し、原子炉を急速減圧する。

原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（燃料域）、原子炉圧力及び原子炉圧力（SA）である。

原子炉急速減圧後は、自動減圧機能付き逃がし安全弁の開状態を保持し、原子炉圧力を低圧状態に維持する。

e. 炉心損傷確認

原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は、ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合とする。

炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）である。

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

f. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動

炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生し、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）である。

g. ペDESTALへの注水

原子炉への注水手段がないため、炉心が溶融して炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行する。

炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力容器温度（SA）である。

原子炉圧力容器下鏡温度300℃到達により炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認した場合、原子炉圧力容器破損に備えて格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水^{*2}を実施する。この場合の注水は、ペDESTALへの水張りが目的であるため、ペDESTALの水位が2.4m（注水量

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

ペDESTALへの注水を確認するために必要な計装設備は、格納容器代替スプレイ流量及びペDESTAL水位である。

※2 ペDESTAL注水を格納容器代替スプレイ系（可搬型）にて実施することにより、原子炉格納容器内の温度を低下させ、逃がし安全弁の環境条件を緩和する効果がある。

なお、本操作に期待しない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部破損に至るまでの間、自動減圧機能付き逃がし安全弁は原子炉減圧機能を維持できる。

h. 原子炉圧力容器破損確認

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

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

ペDESTAL水温度の急激な上昇又は指示値喪失、原子炉圧力の急激な低下、ドライウェル圧力の急激な上昇、ペDESTALの雰囲気温度の急激な上昇といったパラメータの変化によって原子炉圧力容器破損を判断する。

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

原子炉圧力容器の破損判断に必要な計装設備は、ペDESTAL水温度(SA)等である。

i. 溶融炉心への注水

溶融炉心の冷却を維持するため、原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心がペDESTALに落下した後は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTALへの注水を崩壊熱相当に余裕を見た流量にて継続して行う。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL注水を確認するために必要な計装設備は、ペDESTAL代替注水流量等である。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）により溶融炉心の冷却が継続して行われていることは、ペDESTAL代替注水流量のほか、ペDESTAL水位によっても確認することができるが、原子炉圧力容器破損時の影響により、ペDESTAL水位による監視ができない場合であっても、以下の条件の一部又は全てから総合的に溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。

- ・ペDESTALの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
 - ・ドライウェルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
 - ・原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること
- これらは、短時間ではなく数時間の推移を確認する。

j. 残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱

原子炉補機代替冷却系の準備及び残留熱代替除去系の運転の準備が完了した後、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。残留熱代替除去系の循環流量は、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を用いて格納容器スプレイ弁を中央制御室から遠隔操作することで、格納容器スプレイによるペDESTAL注水を実施する。

残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量、ドライウエル圧力（SA）、サプレッション・プール水温度（SA）等である。

k. 可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入

残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を実施した場合、可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素を注入することで、原子炉格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。

可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入を確認するために必要な計装設備は、格納容器酸素濃度（SA）である。

3.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUXとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が維持される「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗＋DCH発生」である。

本評価事故シーケンスは「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためのシーケンスであることから、炉心損傷までは事象を進展させる前提での評価となる。このため、前提とする事故条件として、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が使用できないものと仮定した。また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を確認する観点から、原子炉圧力容器破損に至る前提とした。

仮に炉心損傷後の原子炉注水に期待できる場合には、原子炉圧力容器が破損するまでの時間の遅れやペDESTALへの落下量の抑制等、事象進展の緩和に期待できると考えられるが、本評価の前提とする事故条件は原子炉注水による事象進展の緩和の不確かさを包絡する保守的な条件である。

さらに、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、原子炉格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。

なお、格納容器過圧・過温破損の観点については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」にて示したとおり、LOCAをプラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。これは、過圧の観点ではLOCAによるドライウエルへの蒸気の放出及び原子炉注水による

蒸気の発生が重畳する事故シーケンスへの対応が最も厳しいためであり、過温の観点では、事故初期に炉心が露出し過熱状態に至る事故シーケンスへの対応が最も厳しいためである。また、本格納容器破損モードを評価する上では、原子炉圧力容器が高圧の状態に破損に至る事故シーケンスを選定することから、LOCAをプラント損傷状態とする事故シーケンスは、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスには適さない。

本格納容器破損モードの評価事故シーケンスに示される、炉心損傷前に原子炉減圧に失敗し、炉心損傷後に再度原子炉減圧を試みる状況としては、炉心損傷前の段階で非常用炉心冷却系である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系のみならず、重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水系（常設）等を含む全ての低圧注水機能が失われることで「2.2 高圧注水・減圧機能喪失」に示した代替自動減圧機能が作動せず、全ての低圧注水機能が失われている場合の手順に従って原子炉減圧しないまま炉心損傷に至る状況が考えられる。

手順上、全ての低圧注水機能が失われている状況では、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達する時点までは原子炉を減圧しない。この原子炉減圧のタイミングは、原子炉水位が燃料棒有効長頂部以下となった場合、原子炉減圧を遅らせた方が、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため、原子炉圧力容器破損に至る時間を遅らせることができる一方で、ジルコニウム-水反応等が著しくなる前に原子炉を減圧することで水素ガスの発生量を抑えられることを考慮して設定したものである。また、代替自動減圧機能は残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系の起動が作動条件の1つであるため、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が失われている状況では作動しない。

これを考慮し、本評価では評価事故シーケンスに加えて全ての低圧注水機能も失われている状況を想定した。

なお、この評価事故シーケンスへの対応及び事象進展は、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」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熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとしており、異なるプラント状態を選定している。TQUXとTQUVでは喪失する設計基準事故対処設備が異なり、原子炉減圧について、TQUVでは設計基準事故対処設備である自動減圧機能付き逃がし安全弁の機能に期待し、TQUXでは重大事故等対処設備としての自動減圧機能付き逃がし安全弁の機能に期待する点が異なる。手順に従う場合、TQUVでは原子炉減圧機能は維持されているが低圧注水機能を喪失しているため、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧することとなる。また、TQUXは高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に進展し得るとして選定したプラント損傷状態であるが、重大事故等対処設備としての自動減圧機能付き逃がし安全弁に期待し、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧することにより、高圧熔融物放出/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「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、1つの評価事故シーケンスへの一連の対応の中で各格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を評価する。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達並びに原子炉圧力容器破損が重要現象となる。

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉圧力等の過渡応答を求める。

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

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第3.2.2-1表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能等の喪失に対する仮定

高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残留熱除去系（低压注水モード）及び低压炉心スプレイ系の機能喪失^{※3}を想定する。

また、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。

さらに重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しない^{※4}ものとする。

※3 自動減圧機能付き逃がし安全弁の逃がし弁機能は健全だが、自動減圧機能作動条件（低压ECCSポンプ運転）を満たしていないため作動しない。

※4 低压原子炉代替注水弁（残留熱除去系注入弁）制御不能による低压原子炉代替注水系機能喪失を想定。ペDESTAL代替注水系（可搬型）等、大量送水車を用いた原子炉注水以外の緩和機能には期待する。

- (c) 外部電源
外部電源は使用できないものと仮定する。
電源復旧のための対応時間を厳しく見積もるため、全交流動力電源喪失を想定する。
 - (d) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響
原子炉圧力を厳しく評価するため、高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。
 - (e) 水素ガス及び酸素ガスの発生
水素ガスの発生については、ジルコニウム-水反応及び溶融炉心・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、事象の発生と同時に発生するものとする。
 - (b) 主蒸気隔離弁
主蒸気隔離弁は、事象の発生と同時に閉止するものとする。
 - (c) 再循環ポンプ
再循環ポンプは、事象の発生と同時に停止するものとする。
 - (d) 逃がし安全弁
逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。
 - (e) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）
原子炉圧力容器破損前に、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により120m³/hで格納容器内にスプレイし、ペDESTAL水位が2.4mに到達するまで水張りを実施するものとする。
 - (f) ペDESTAL代替注水系（可搬型）
原子炉圧力容器が破損して溶融炉心がペDESTALに落下した後は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）により崩壊熱相当に余裕を見た流量の注水を行うものとする。
 - (g) 残留熱代替除去系
残留熱代替除去系により循環流量120m³/hにて原子炉格納容器内に連続スプレイを実施する。
 - (h) 原子炉補機代替冷却系
残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量は、残留熱代替除去系による格納容器スプレイ流量120m³/hとした場合の熱交換器の設計性能に基づき約6MW（サプレッション・プール水温度100℃、海水温度30℃において）とする。
 - (i) 可搬式窒素供給装置

可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、ガス温度 35℃、純度 99.9vol%にて 100Nm³/h (窒素 99.9Nm³/h 及び酸素 0.1Nm³/h) で原子炉格納容器内に注入する。

(j) コリウムシールド

材料は、熔融炉心のドライウェルサンプへの流入を防止する観点から、ジルコニア耐熱材を設定する。侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき、2,100℃を設定する。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

- (a) 原子炉急速減圧操作は、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系等）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失している場合の運転手順に従い、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達した時点で開始する。
- (b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃に到達したことを確認して開始し、ペDESTALの水位が 2.4m(注水量 225m³)に到達したことを確認した場合に停止する。
- (c) ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損後の注水）は、原子炉圧力容器破損を確認した場合に開始する。
- (d) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は、原子炉補機代替冷却系の準備時間等を考慮し、事象発生から 10 時間後から開始するものとする。
- (e) 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入操作は、原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置の準備時間等を考慮し、12 時間後からドライウェル内へ窒素注入を開始する。

(3) 有効性評価（C s -137 の放出量の評価）の条件

- a. 事象発生直前まで、定格出力の 100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高 50,000 時間とする。
- b. 残留熱代替除去系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出^{※5}されるものとする。

※5 セシウムの原子炉格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コード M A A P の評価結果の方が N U R E G-1465 より大きく算出する。

- c. 原子炉格納容器内に放出された C s -137 については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。

- d. 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。
- (a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。なお、エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから、原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果 ($DF = 10$) を考慮する。
 - (b) 非常用ガス処理系による原子炉建物の設計負圧が維持されていることを想定し、設計換気率1.0回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。
 - (c) 原子炉建物内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

(添付資料 3.2.2)

(4) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力、原子炉水位（シュラウド内外水位）、格納容器圧力、格納容器温度、サプレッション・プール水位及び注水流量の推移を第3.2.2-1(1)図から第3.2.2-1(6)図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、全ての設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系等）が機能喪失し、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用出来ないものと仮定することから、原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点（事象発生から約1.0時間後）で、中央制御室からの遠隔操作により自動減圧機能付き逃がし安全弁2個を手動で開放することで、原子炉急速減圧を実施する。水位低下により炉心が露出し、事象発生から約1.1時間後に炉心損傷に至る。原子炉減圧後の低圧原子炉代替注水系（常設）等による原子炉注水は実施しないものと仮定するため、事象発生から約5.4時間後に原子炉圧力容器破損に至る。

事象発生から約3.1時間後、原子炉圧力容器下鏡温度が 300°C に到達した時点で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉圧力容器破損前のペDESTALへの水張りを開始する。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による注水流量を $120\text{m}^3/\text{h}$ とし、約1.9時間の注水を実施することでペDESTAL水位2.4m分の水量を確保し、事象発生から約5.0時間後にペDESTALへの水張りを停止する。

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

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

崩壊熱が原子炉格納容器内に蒸気として放出されるため、格納容器圧力は

急激に上昇するものの、格納容器スプレイの実施基準には到達しない。

事象発生から 10 時間が経過した時点で、原子炉補機代替冷却系による残留熱代替除去系の運転を開始する。残留熱代替除去系により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下するとともに、ペDESTALの溶融炉心は安定的に冷却される。

また、事象発生から 12 時間後に、可搬式窒素供給装置を用いたドライウエルへの窒素供給を実施するため、窒素供給を実施している期間においては格納容器圧力の低下は抑制される。

なお、事象発生から約 5.4 時間後の原子炉圧力容器の破損までは、自動減圧機能付き逃がし安全弁によって原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持することが必要となるが、炉心損傷後の原子炉圧力容器から自動減圧機能付き逃がし安全弁を通してサプレッション・チェンバへ放出される高温流体や格納容器温度等の熱的影響を考慮しても、自動減圧機能付き逃がし安全弁は確実に開状態を維持することが可能である。

(添付資料3.2.1)

b. 評価項目等

原子炉圧力容器破損直前の原子炉圧力は約 0.1MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]以下に低減されている。

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

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

ここで、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価項目については、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から原子炉建物への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建物内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着すると考えられるためである。原子炉建物内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 0.56TBq (7日間)となり、100TBqを下回る。

事象発生からの7日間以降、Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約0.57TBq(30日間)及び約0.58TBq(100日間)であり、

100TBqを下回る。

(添付資料3.5.1, 3.2.3)

3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至り、原子炉圧力容器が破損する前に手動操作により原子炉減圧を行うことが特徴である。

また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、原子炉急速減圧操作及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペデスタルへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）とする。

本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、熔融炉心落下流量、熔融ジェット径、熔融炉心粒子化割合、冷却材とデブリ粒子の伝熱、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、熔融炉心と上面水プールとの伝熱、熔融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達、原子炉圧力容器破損判定が挙げられる。

これらの不確かさに対して、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度、熔融ジェット径、エントレインメント係数、デブリ粒子系、ジルコニウム-水反応速度、限界熱流束に係る係数、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数、溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。

また、原子炉水位を監視し、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に達した時点で原子炉急速減圧を行うといった、徴候を捉えた対応を図ることによって、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行が発生する前に速やかに2.0MPa[gage]を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であることを確認している。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCOR A実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注水機能が喪失することを想定しており、最初を実施すべき操作は原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点

の原子炉減圧操作であり、また、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心における沸騰・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S A F E Rの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードM A A Pの評価結果の方が大きく、解析コードS A F E Rに対して保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉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T M I 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点での格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

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

炉心損傷後の原子炉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T M I 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点での格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）があるが、炉心下部プレナムへの溶

融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペデスタルへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

（添付資料3.2.4）

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCOR A実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間への感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点での運転員等操作による原子炉急速減圧によって原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減し、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持しているため、運転員等操作時間に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であり、原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価

事故シーケンスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約 5.4 時間後）に対して早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料3.2.4)

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 3.2.2-1 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順（原子炉水位に応じて急速減圧を実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡温度に応じてペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）を実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(添付資料3.2.4)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが、原子炉圧

力容器破損も遅くなり、原子炉急速減圧操作開始後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料3.2.4)

b. 操作条件

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

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の原子炉急速減圧操作は、解析上の操作時間として原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達時（事象発生から約1.0時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達するまでに事象発生から約1.0時間の時間余裕があり、また、原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、解析上の操作開始時間として原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達するまでには事象発生から約3.1時間の時間余裕がある。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作は原子炉圧力容器下鏡温度を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、当該操作に対応する運転員、対策要員に他の並列操作はなく、また、現場操作における評価上の所要時間には余裕を見込んで算定していることから、他の操作に与える影響はない。

(添付資料3.2.4)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の原子炉急速減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料3.2.4）

(3) 操作時間余裕の把握

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

操作条件の原子炉急速減圧操作については、原子炉圧力容器破損までに完了する必要があるが、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約 5.4 時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）については、原子炉圧力容器破損前の格納容器冷却を兼ねる操作であり、原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃に到達後、速やかに実施することが望ましいが、原子炉圧力容器破損前は、本操作が実施できないと仮定しても、格納容器圧力及び温度が原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度に到達することはなく、逃がし安全弁による原子炉減圧機能維持も可能であることから、時間余裕がある。

（添付資料3.2.4）

(4) まとめ

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

3.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、重大事故等対策時における必要な要員は「3.2.1(3)格納容器破損防止対策」に示すとおり 31 名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している緊急時対策要員の 42 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTALへの注水については、7 日間の対応を考慮すると、合計約 600m³の水が必要である。水源として、輪谷貯水槽（西）に約 7,000m³の水を

保有している。これにより必要な水源は確保可能である。

(添付資料 3.2.5)

b. 燃料

常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約 352m³の軽油が必要となる。格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL注水については、保守的に事象発生直後からの大量送水車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 11m³の軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車については、保守的に事象発生直後からの大型送水ポンプ車の運転を想定すると、約 53m³の軽油が必要となる。可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素供給については、保守的に事象発生直後からの可搬式窒素供給装置の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 7m³の軽油が必要となる。合計約 423m³の軽油が必要となる。ガスタービン発電機用軽油タンクにて約 450m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから常設代替交流電源設備による電源供給、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL注水、原子炉補機代替冷却系の運転、可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素供給について、7日間の運転継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約 8m³の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約 45 m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

(添付資料 3.2.6)

c. 電源

常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として、約 1,905kW 必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が約 4,800kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

(添付資料3.2.7)

3.2.5 結論

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器が高い圧力の状態で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素ガスが急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては、自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉減圧手段を整備している。

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故

シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗＋DCH発生」について、有効性評価を行った。

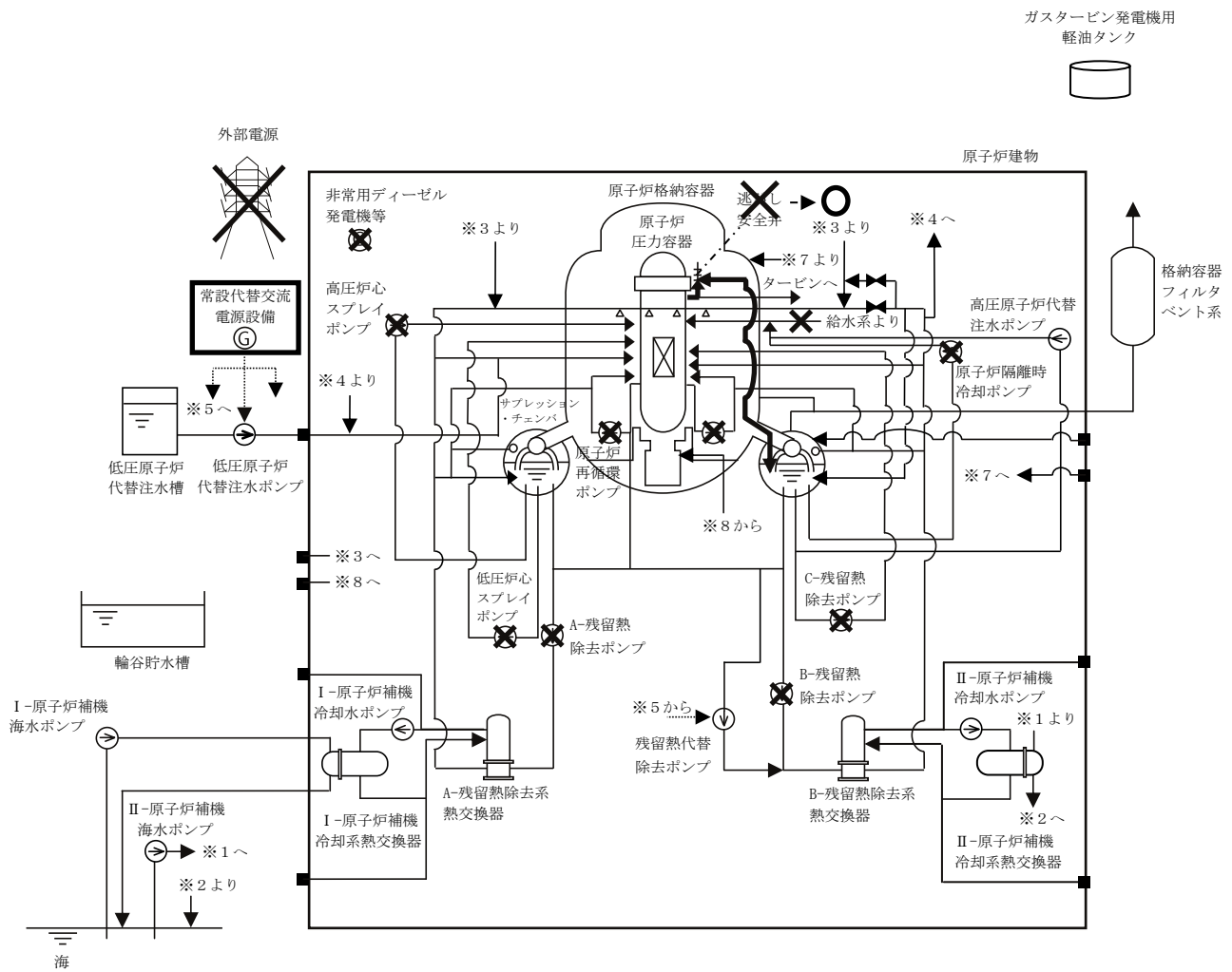
上記の場合においても、自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減することが可能である。また、安定状態を維持できる。

(添付資料3.5.1)

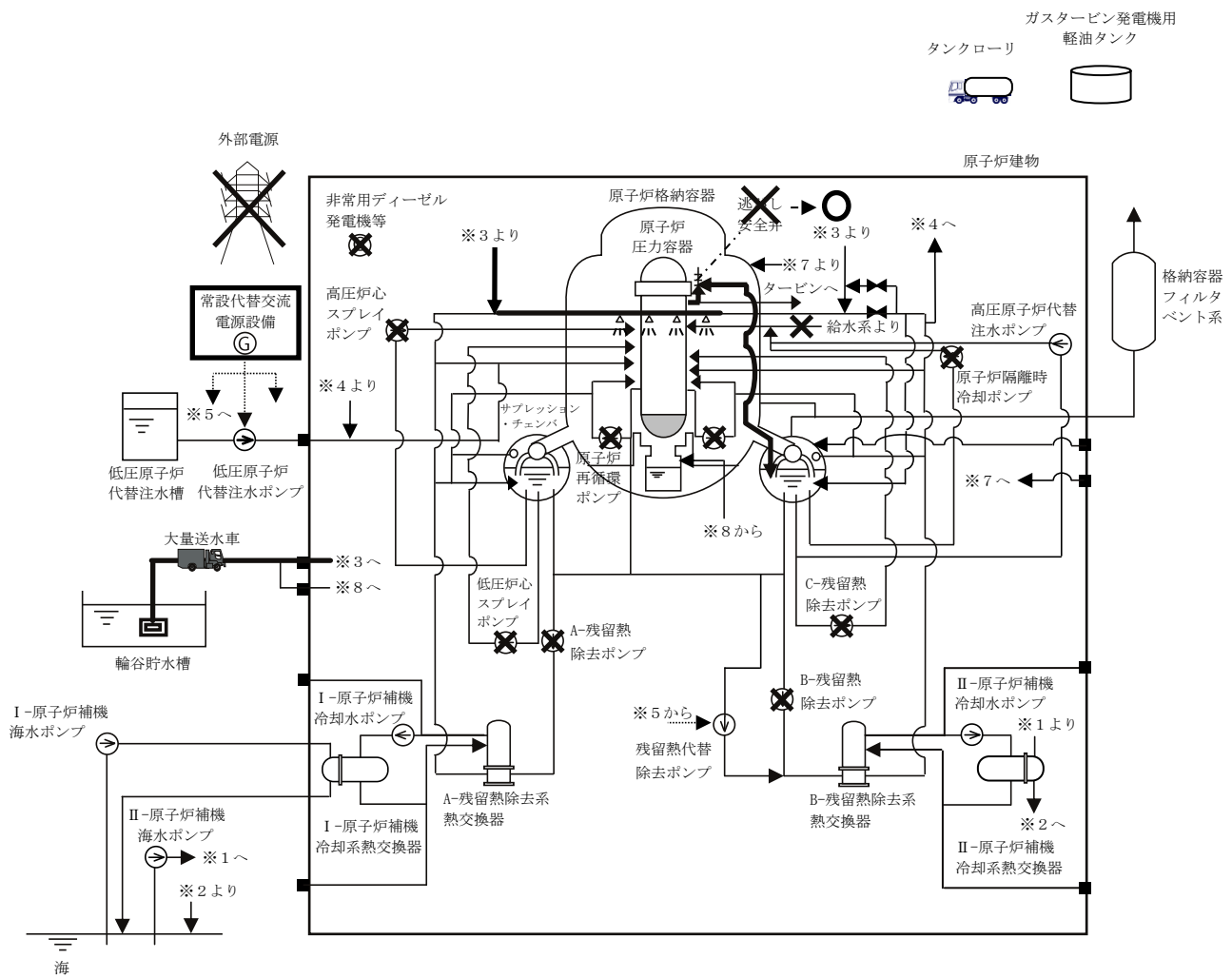
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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

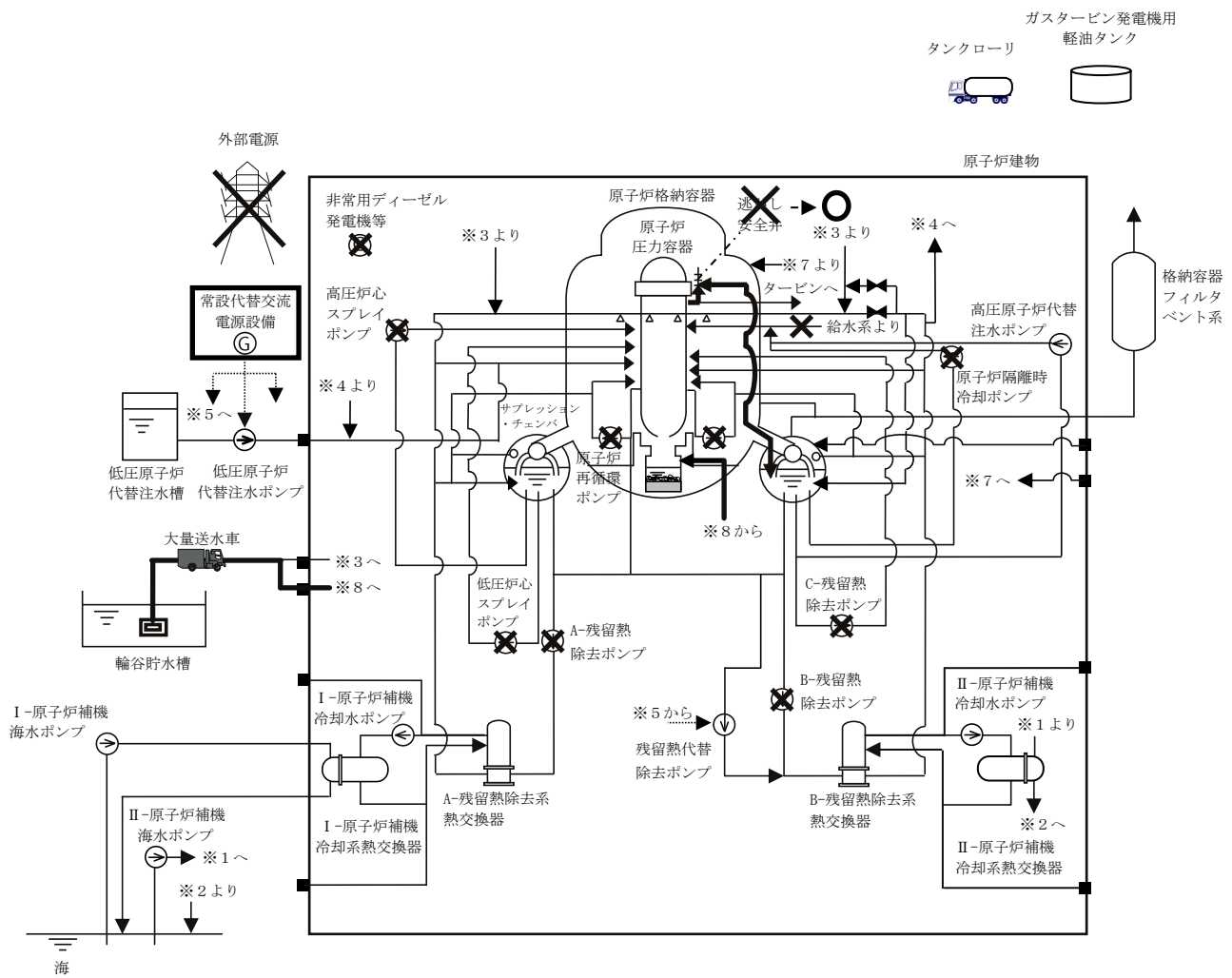
以上のことから、自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。



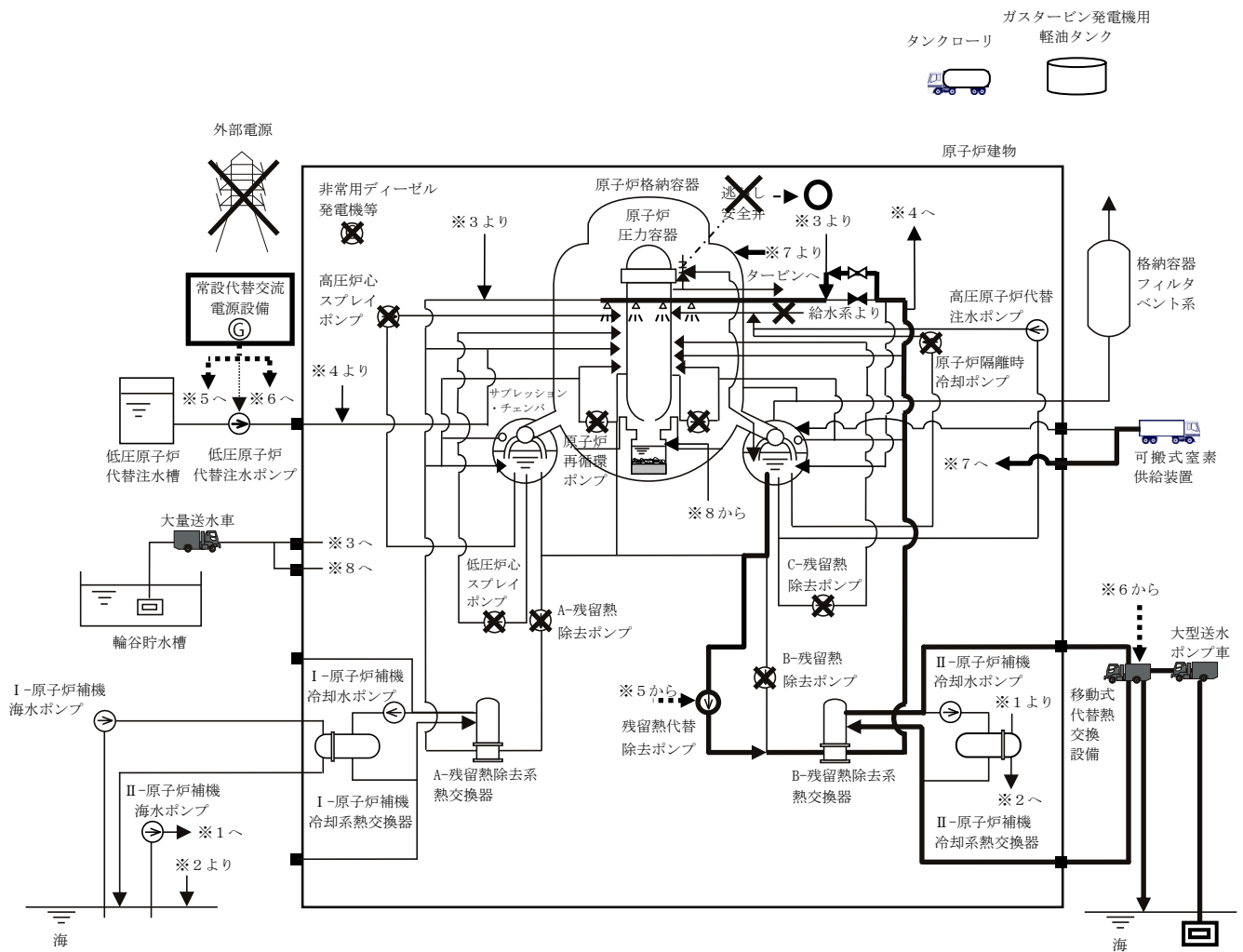
第 3. 2. 1-1(1) 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉減圧)



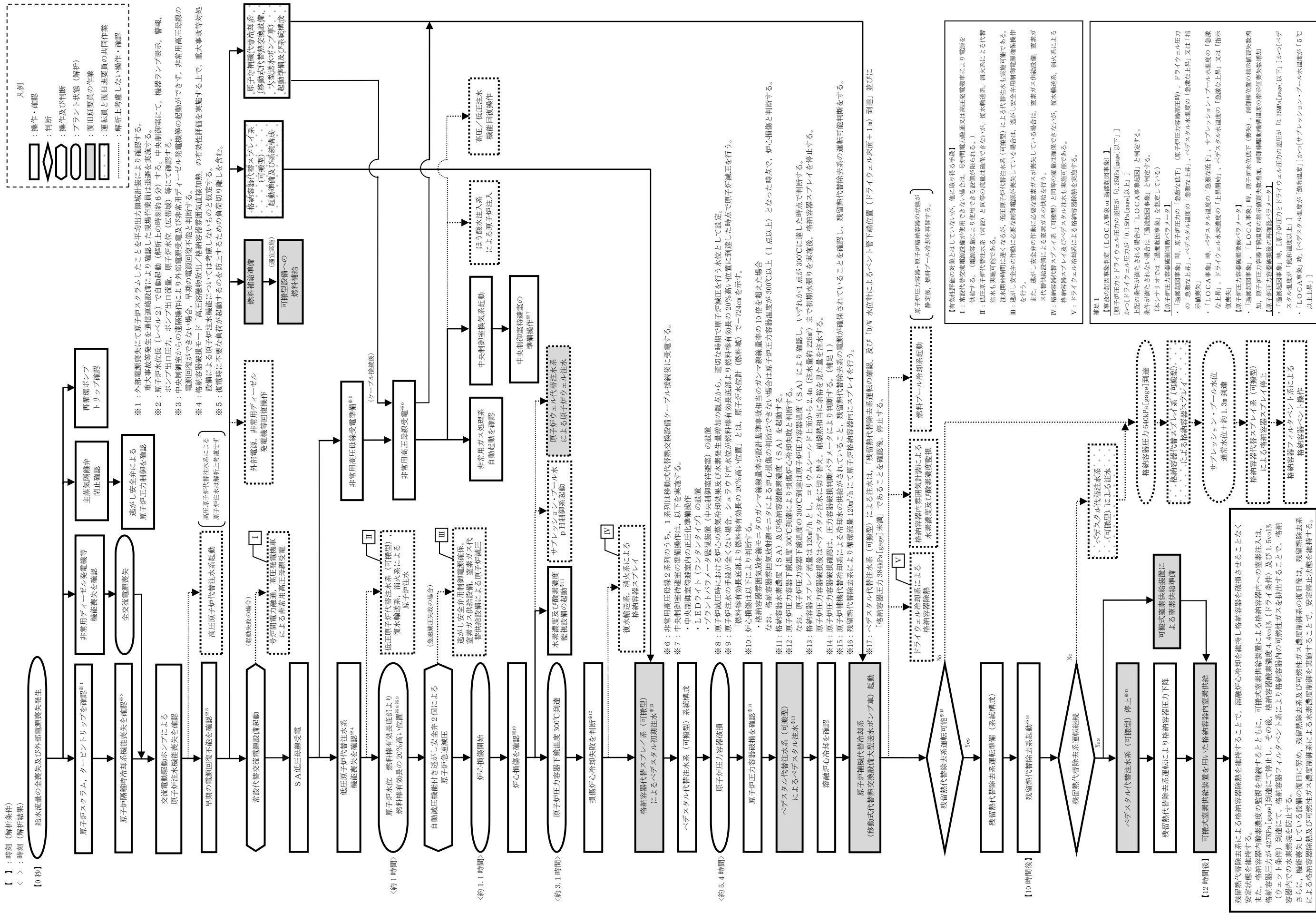
第 3. 2. 1-1(2) 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉圧力容器破損前の原子炉減圧，ペデスタル注水)



第 3.2.1-1(3) 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉压力容器破損後のペデスタル注水)



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

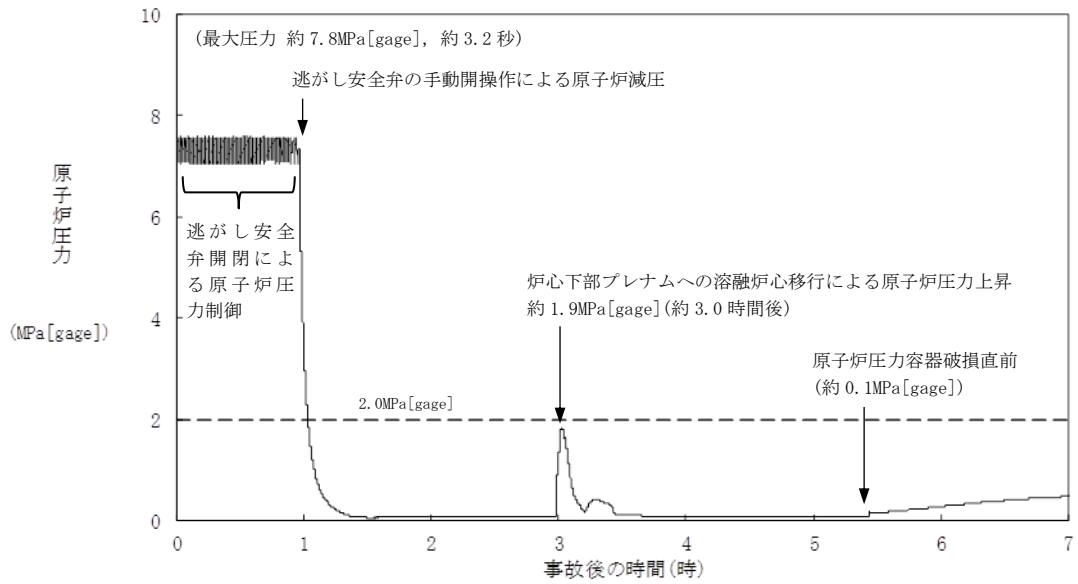


3.2.1-2 図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要

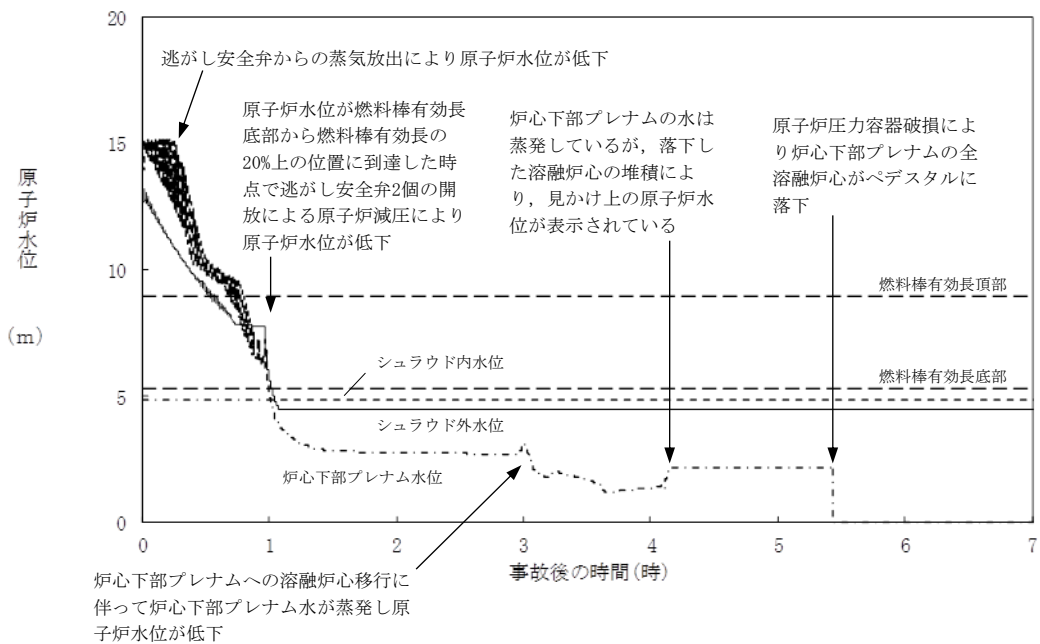
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱					経過時間(分)		経過時間(時間)		経過時間(日)		備考																
					10	20	30	40	50	60		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
操作項目	実施箇所・必要人員数				操作内容	<p>10分 事故発生 原子炉スクラム</p> <p>17分 プラント監視時間</p> <p>10分 施設代替交流電源設備による給電</p> <p>約1.1時間 原子炉本位燃料棒再供給装置(RRF)への20%減速 非常用ガス処理系 運転開始</p> <p>約1.1時間 炉心格納</p> <p>約1.1時間 中央制御室換気系 運転開始</p> <p>約1.1時間 原子炉圧力容器下層温度300℃ (留置炉心の炉心下部プラントへの移行開始)</p> <p>約1.4時間 原子炉圧力容器格納</p> <p>10時間 残留熱代替除去系 運転開始</p> <p>12時間 ベジスタル代替注水系(可搬型)停止 可搬式燃料供給装置による格納容器雰囲気加熱開始</p>																					
	責任者	当直長	1人	中央制御室監視 運転操作指揮 緊急時対応本部連絡																							
	補佐	当直副長	1人	運転操作指揮補佐																							
	通報連絡等を行う 要員	指示者	1人	初期での指揮																							
			連絡責任者	4人	発電所内外連絡																						
			運転員 (中央制御室)		復旧要員																						
状況判断	1人	A			10分																						
交流電源回復操作																											
高圧・低圧注水機能喪失 調査、復旧操作																											
施設代替交流電源設備起動操作	(1)A				10分																						
低圧原子炉代替注水系 (常設) 機能喪失確認	(1)A				10分																						
D系非常用高圧圧力受電準備	(1)A				10分																						
D系非常用高圧圧力受電操作	(1)A				10分																						
C系非常用高圧圧力受電準備	(1)A				10分																						
C系非常用高圧圧力受電操作	(1)A				10分																						
原子炉急減圧操作	(1)A				10分																						
非常用ガス処理系 運転確認	(1)A					適宜実施																					
ほうろく水注入系による原子炉圧力容器へのほうろく水注入	(1)A				10分																						
水素濃度及び酸素濃度監視装置の 起動	(1)A				5分																						
中央制御室換気系起動	(1)A				20分																						
中央制御室待機室準備	(1)A				10分																						
サブプレッション・プール水 位制御系起動操作	(1)A				20分																						
格納容器代替スプレイ系(可搬型) 準備操作					10分																						
格納容器代替スプレイ系(可搬型) 系統構成	(1)A				10分																						
格納容器代替スプレイ系(可搬型) ベジスタル代替注水系(可搬型) 系統構成	(1)A				10分																						
ベジスタル代替注水系(可搬型) 注水操作	(1)A				10分																						
ベジスタル代替注水系(可搬型) 停止操作	(1)A				10分																						
原子炉格納容器冷却系準備操作	(1)A				10分																						
原子炉格納容器冷却系運転	(1)A				10分																						
格納容器内空気計測による水素濃 度及び酸素濃度監視	(1)A				5分																						
燃料補給準備					10分																						
燃料補給作業					1時間40分																						
残留熱代替除去系 準備操作	(1)A				10分																						
残留熱代替除去系 運転開始	(1)A				10分																						
残留熱代替除去系 運転状態監視	(1)A					適宜実施																					
可搬式燃料供給装置による格納容器 内空気計測					1時間40分																						
可搬式燃料供給装置による格納容器 内空気計測						適宜実施																					
原子炉圧力容器代替注水系 注水操作	(1)A				10分																						
燃料プール冷却 再開	(1)A				10分																						

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

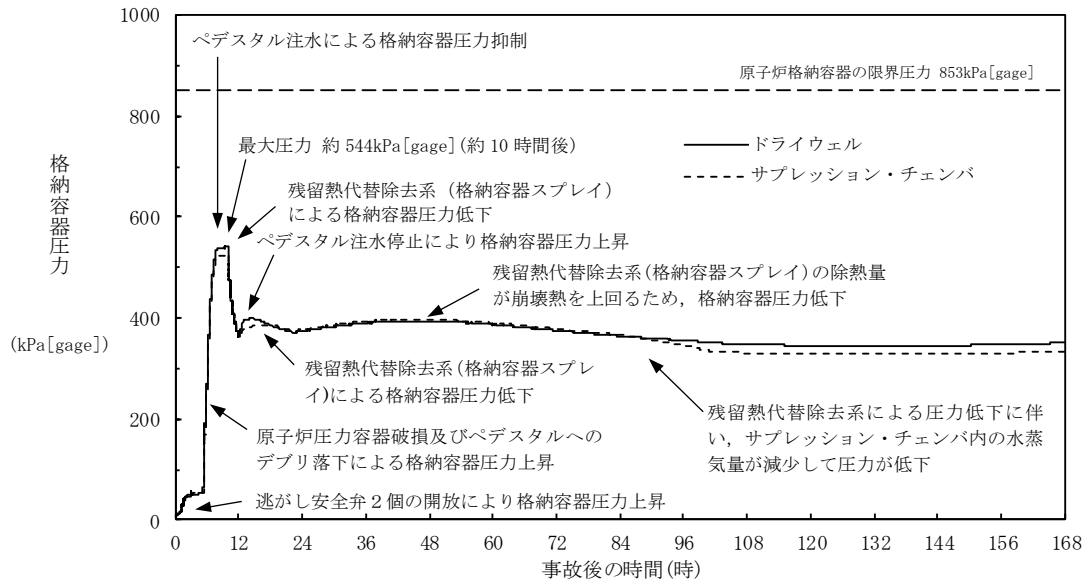
第 3.2.1-3 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の作業と所要時間



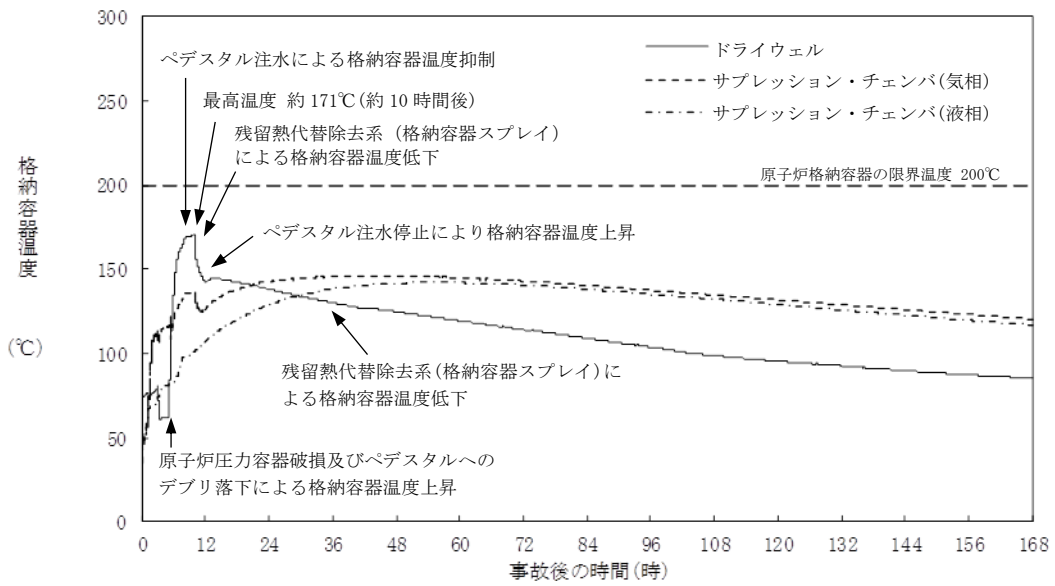
第 3. 2. 2-1 (1) 図 原子炉圧力の推移



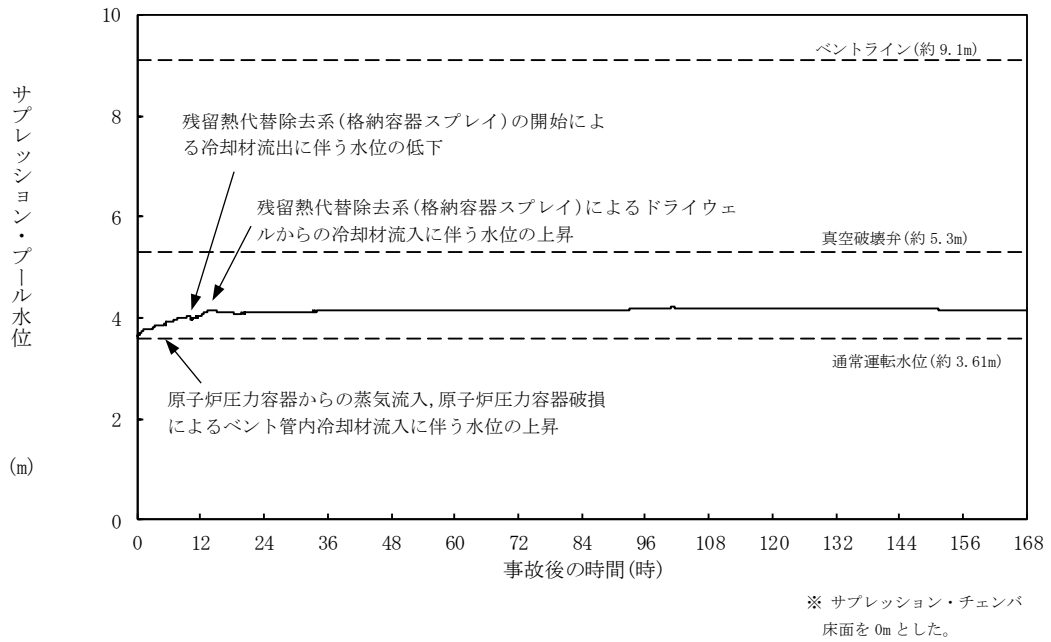
第 3. 2. 2-1 (2) 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



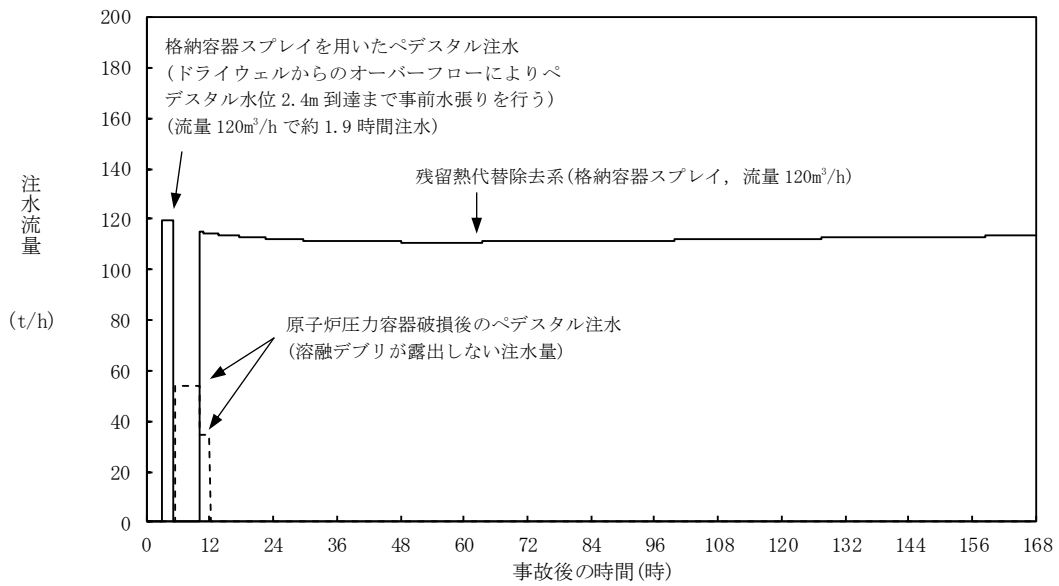
第 3. 2. 2-1 (3) 図 格納容器圧力の推移



第 3. 2. 2-1 (4) 図 格納容器温度の推移



第 3. 2. 2-1 (5) 図 サプレッション・プール水位の推移



第 3. 2. 2-1 (6) 図 注水流量の推移

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

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

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
：有効性評価上考慮しない操作

※1 非常用炉心冷却系等による注水が出来ない状態。高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び原子炉隔離時冷却系の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系の機能喪失に伴い、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水ができない場合。

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備 計装設備
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより非常用高圧母線（6.9kV）が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却系の準備を開始する。	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉水位が燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手動操作により自動減圧機能付き逃がし安全弁2個を開放し、原子炉を急速減圧する。	自動減圧機能付き逃がし安全弁	原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力
炉心損傷確認	高圧・低圧注水機能喪失により原子炉水位がさらに低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを確認する。	—	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） 格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
：有効性評価上考慮しない操作

第 3.2.1-1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について（3／4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生し、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク	-	格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A)
ペデスタルへの注水	原子炉圧力容器下鏡温度 300℃到達により炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認した場合、原子炉圧力容器破損に備えて格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペデスタルへの注水を実施する。この場合の注水は、ペデスタルの水張りが目的であるため、ペデスタルの水位が 2.4m（注水量 225m ³ ）に到達した後、ペデスタルへの注水を停止する。	-	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力容器温度 (S A) 格納容器代替スプレイ流量 ペデスタル水位
原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃に到達した場合には、原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するため、ペデスタル水温等を継続監視する。ペデスタル水温の急激な上昇又は指示値喪失、原子炉圧力の急激な低下、ドライウエル圧力の急激な上昇といったパラメータの変化によって原子炉圧力容器破損を判断する。	-	-	原子炉圧力容器温度 (S A) 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 ドライウエル圧力 (S A) ペデスタル温度 (S A) ペデスタル水温 (S A)

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
：有効性評価上考慮しない操作

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
溶融炉心への注水	原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心がペデスタルに落下した後は、ペデスタル代替注水系（可搬型）によるペデスタル注水を崩壊熱に余裕を見た流量にて継続して行う。 ^{※2}	コリウムシールド	大量送水車 タンクローリ	ペデスタル代替注水流量 ペデスタル代替注水流量（狭帯域用） ペデスタル水位
残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱	原子炉補機代替冷却系の準備が完了した後、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により開操作し、格納容器スプレイを実施する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 残留熱代替除去系 サブレシジョン・チェンバ	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 タンクローリ	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ドライウエル温度（SA） ドライウエル圧力（SA） サブレシジョン・チェンバ圧力（SA） サブレシジョン・プールの水温度（SA）
可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入	残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を実施した場合、可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク	可搬式窒素供給装置 タンクローリ	格納容器酸素濃度（SA）

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
：有効性評価上考慮しない操作

※2 原子炉圧力容器破損時の影響により、ペデスタル水位による監視ができない場合であっても、以下の条件の一部又は全てから総合的に溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。

- ・ペデスタルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
- ・ドライウエルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
- ・原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること

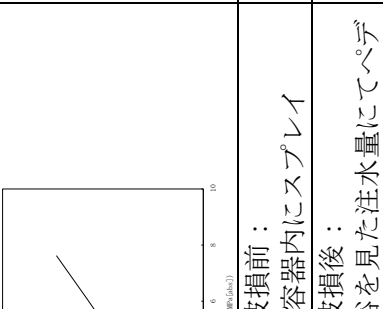
第3.2.2-1表 主要解析条件 (高压熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (1/4)

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

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

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

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

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7. 58MPa[gage] × 2 個, 367t/h/個 7. 65MPa[gage] × 3 個, 370t/h/個 7. 72MPa[gage] × 3 個, 373t/h/個 7. 79MPa[gage] × 4 個, 377t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の 2 個を開することによる原子炉急速減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁 1 個あたりの蒸気量の関係) 	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
逃がし安全弁	原子炉圧力容器破損前： 120m ³ /hにて格納容器内にスプレー 原子炉圧力容器破損後： 崩壊熱相当に余裕を見た注水量にてペダスタルに注水	逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定
格納容器代替スプレー系 (可搬型)	原子炉圧力容器破損前： 120m ³ /hにて格納容器内にスプレー	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレー流量を考慮して設定
ペダスタル代替注水系 (可搬型)	原子炉圧力容器破損後： 崩壊熱相当に余裕を見た注水量にてペダスタルに注水	溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定
残留熱代替除去系	120m ³ /hにて格納容器内にスプレー	残留熱代替除去系の設計値として設定
原子炉補機代替冷却系	残留熱代替除去系からの原子炉補機代替冷却系への伝熱容量：約 6 MW (サブプレッション・プールの水温度 100℃、海水温度 30℃において)	原子炉補機代替冷却系の設計値 (残留熱代替除去系による格納容器スプレー流量 120m ³ /h とした場合) として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

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

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
可搬式窒素供給装置	総注入流量：100Nm ³ /h ・窒素：99.9Nm ³ /h ・酸素：0.1Nm ³ /h ガス温度：35℃	総注入量は格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度99.9%を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定
コリウムシールド	材料：ジルコニア耐熱材 侵食開始温度：2,100℃	材料は、溶融炉心のドライウェルサンプルへの流出を防止する観点から、ジルコニア耐熱材を設定 侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定
原子炉急速減圧操作	原子炉水位が燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定
格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペデスタルへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）	原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達したことを確認して開始し、ペデスタルの水位が2.4mとなる注水量（225m ³ ）が注水されたことをもって停止する	格納容器温度の抑制効果及び炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
ペデスタル代替注水系（可搬型）によるペデスタルへの注水操作（原子炉圧力容器破損後の注水）	原子炉圧力容器の破損を確認した場合	炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱操作	事象発生から10時間後	原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮して設定
可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作	事象発生から12時間後	原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置の準備時間を考慮して設定

高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について

原子炉水位が燃料棒有効長頂部を下回り、炉心損傷に至るような状況では、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）内の気相温度は飽和蒸気温度を大きく超える。高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（以下「DCH」という。）を防止するためには、その様な環境下でも逃がし安全弁（以下「SRV」という。）を開保持し、RPV内の圧力を2MPa以下の低圧に維持する必要がある。

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

SRVについては以下の環境条件における機能維持を確認している。

- ・171℃において3時間継続の後160℃において3時間継続

ここでは、事象発生からRPV破損直前までの約5.3時間においてDCH防止のために原子炉の減圧を継続している環境下で想定されるSRVの温度を評価し、上記の条件と比較することで、SRVの健全性を評価する。

1. 評価方法

MAAP解析によって得られたDCH対応シナリオでのRPV内気相温度とドライウェル（以下「D/W」という。）内気相温度を環境温度条件として、三次元熱流動解析コード(STAR-CCM+)により、SRVの温度を評価した。

三次元熱流動解析では、RPV内気相温度とD/W内気相温度の温度条件が厳しくなる評価点を2点設けて定常解析を実施した。

2. 評価条件

(1) 温度条件

図4にRPV内気相温度及びD/W内気相温度のMAAP解析結果を示す。MAAP解析結果を踏まえ、以下に示す通り評価条件を設定した。

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

(2) 評価部位

SRVの開保持には、電磁弁コイルを励磁することで、補助作動装置のピストン部へ窒素を供給し、SRV本体スプリングの閉止力を上回る駆動力を発生させ、ピストンを押し上げた状態とする必要がある。SRVの開保持機能維持の観点では、高温影響を受けやすい以下の部位について評価する必要がある。

① 電磁弁（下部コイルハウジング）

電磁弁のコイルは熱容量が小さく、高温影響を受けやすい。電磁弁のコイルが熱によって損傷した場合、電磁弁のコイルが消磁することで、補助作動装置のピストンへの窒素供給が遮断されるとともに、流路が排気側へ切り替わることから、ピストンを押し上げていた窒素が排出され、SRV本体スプリングの閉止力によってSRVが閉止する。このため、電磁弁を評価の対象とするが、その中でも高温配管に近く、最も温度が高くなりやすい下部コイルハウジングの温度を評価する。

② ピストン（シール部）

ピストンのシール部にはフッ素ゴム製のOリングが用いており、高温影響を受けやすい。ピストンのシール部が熱によって損傷した場合、シール部よりピストンを押し上げていた窒素が排出され、SRV本体スプリングの閉止力によってSRVが閉止する。このため、ピストンの温度を評価する。

(3) 評価モデル

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

3. 評価結果

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

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

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

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

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

4. 本体部の温度上昇による影響

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

以上

表1 三次元熱流動解析での温度条件

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

表2 三次元熱流動解析での評価結果

	温度条件①【定常解析】 (事象発生から熔融炉心落下直前までのR P V内気相平均温度が最高となる温度条件)	温度条件②【定常解析】 (事象発生から熔融炉心落下直前までのD/W内気相平均温度が最高となる温度条件)
下部コイルハウジング最高温度*	約 141℃	約 136℃
ピストン部最高温度	約 136℃	約 132℃

※電磁弁設置位置

表3 S R V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
S R V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、S R V強制開機能には影響を及ぼさない。
弁棒・ネッキブッシュ摺動抵抗	弁棒は[]、ネッキブッシュは[]と、入熱時に隙間が拡大する材料の組み合わせとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
バランスピストン・ブッシュ摺動抵抗	バランスピストンは[]、ブッシュは[]と、入熱時に隙間が拡大する材料の組み合わせとなっており、ブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
弁体ソケット・弁体ガイド摺動抵抗	主蒸気温度上昇に伴い拡大するため、温度上昇に伴う弁体ガイドの弁体ソケット拘束は発生しない。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

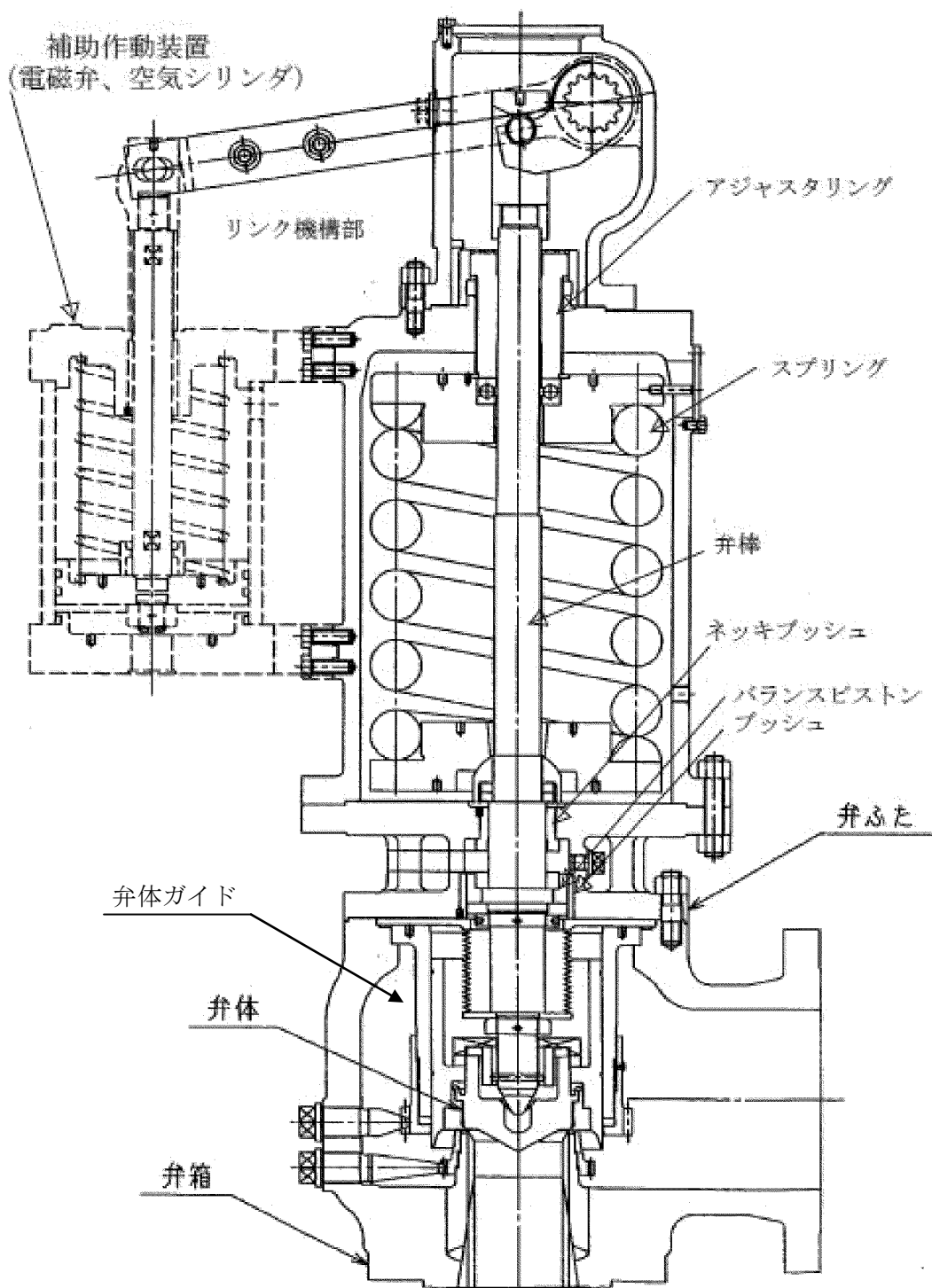


図1 SRV構造図

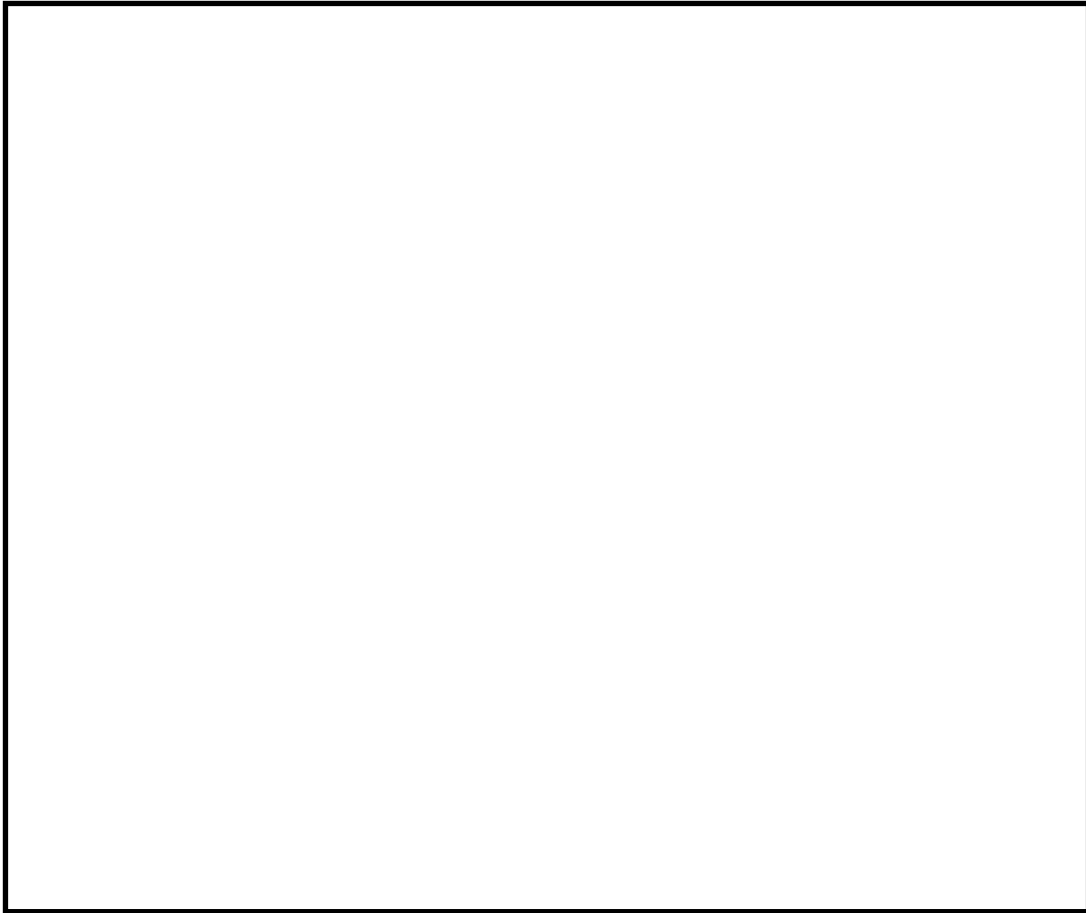


図2 SRV構造図（側面図詳細）

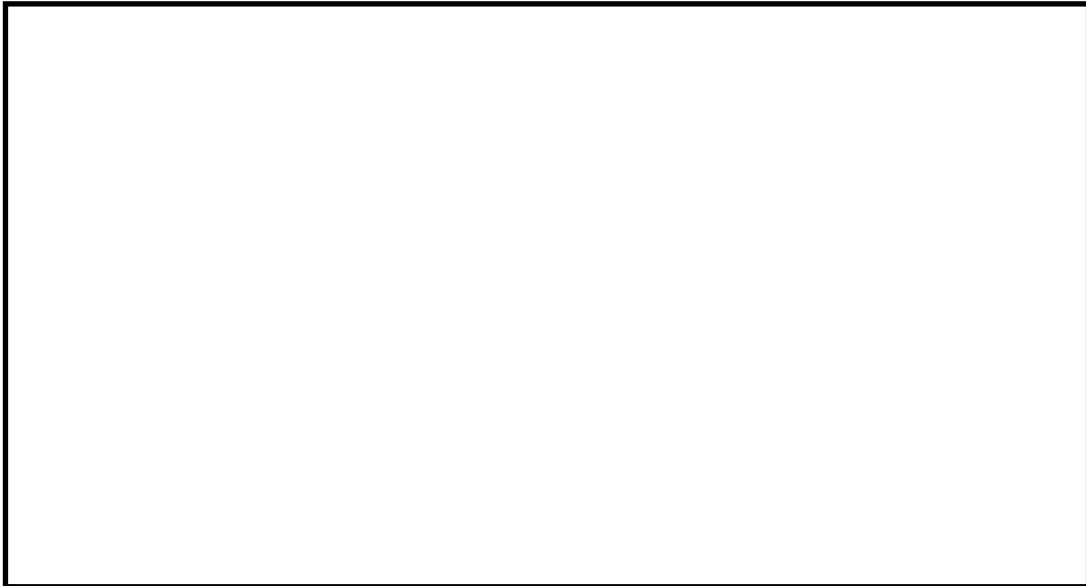


図3 SRV構造図（平面図詳細）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

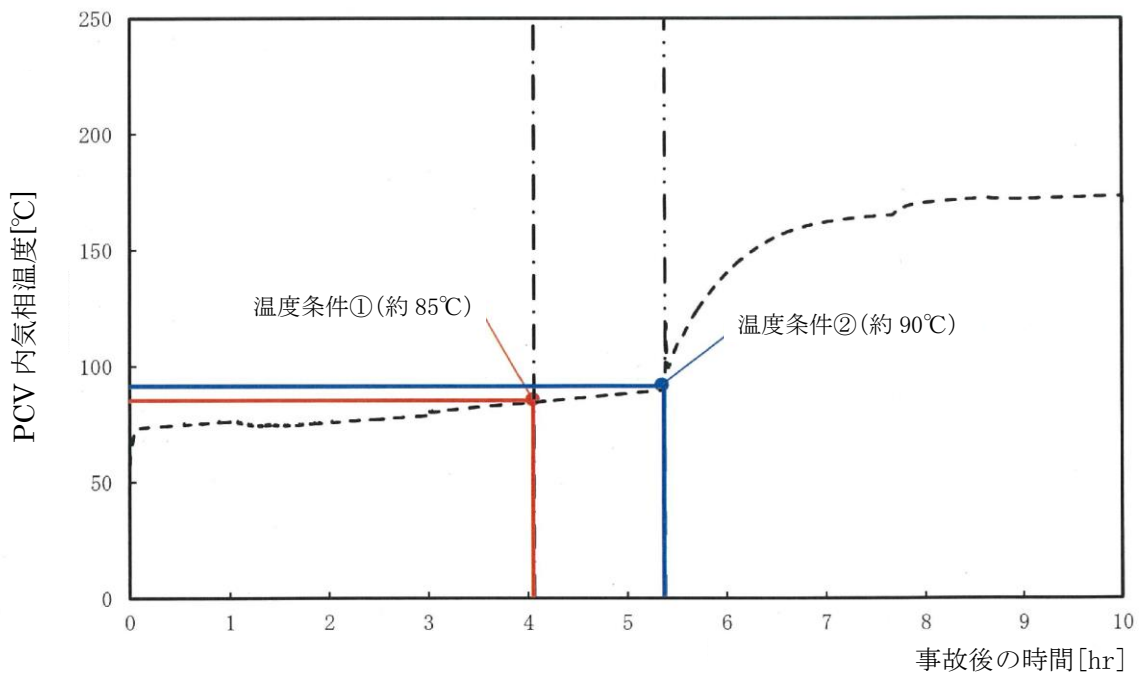
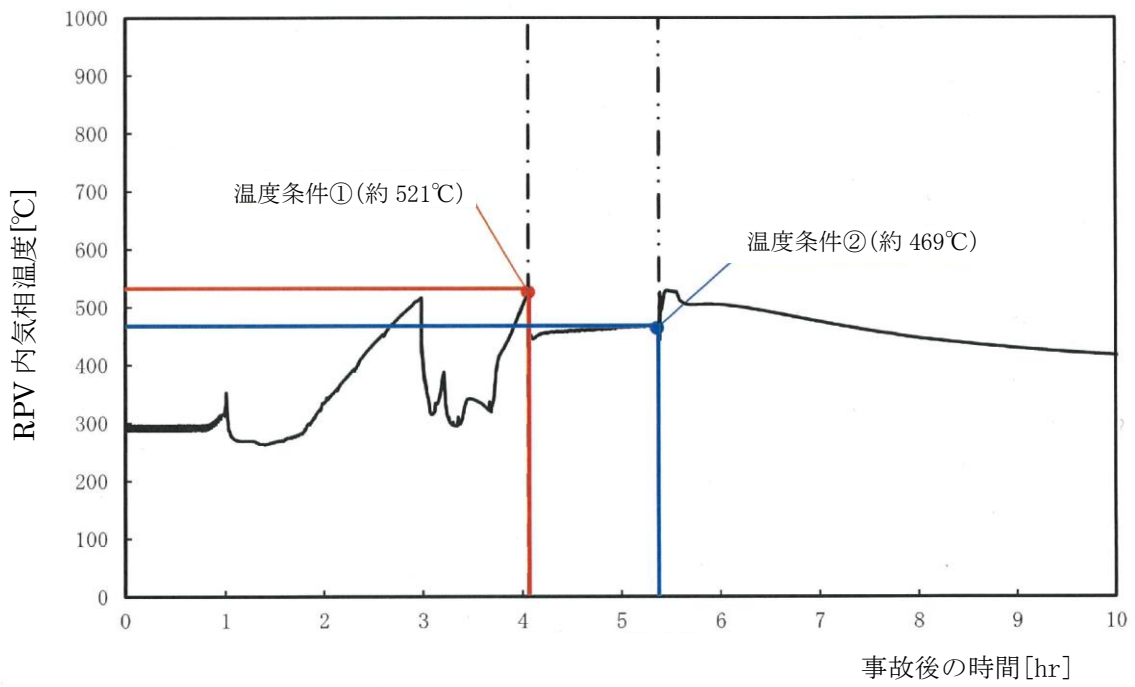


図4 R P V内気相平均温度及びD/W内気相平均温度の推移

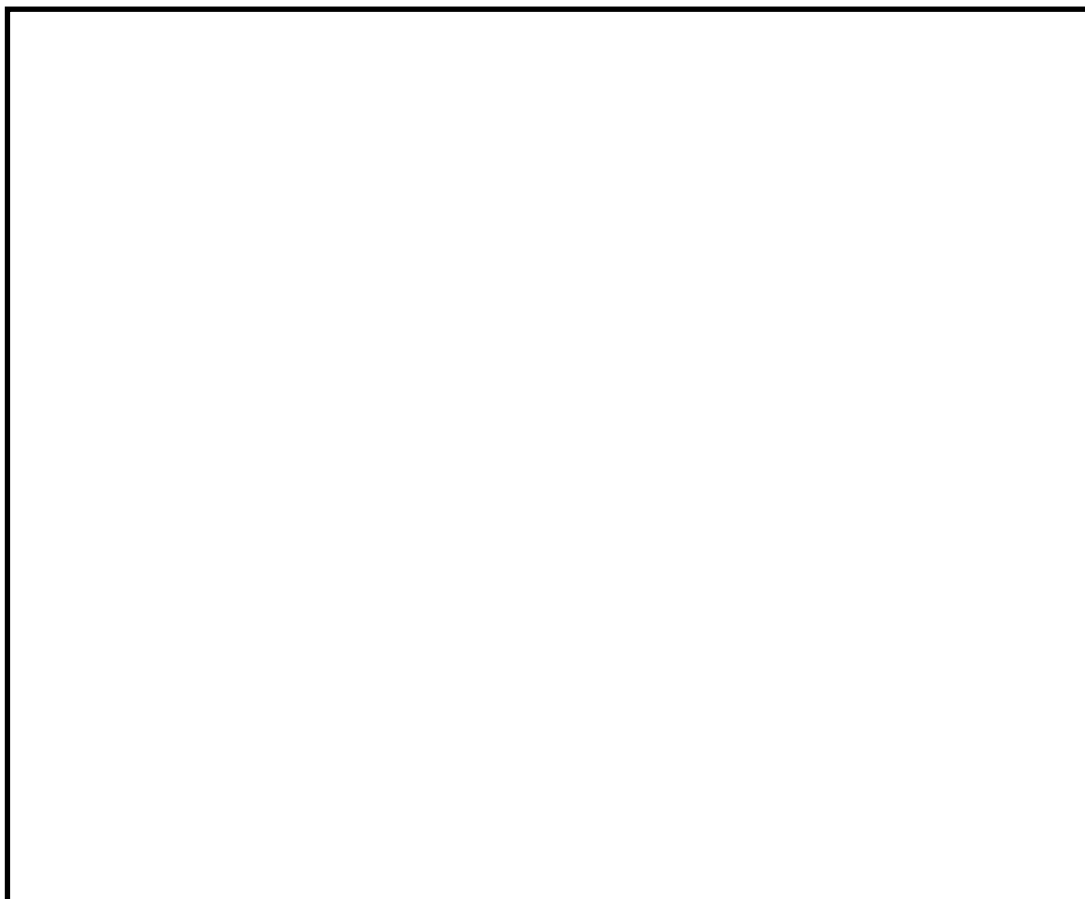


図5 モデル化範囲と境界条件



図6 モデル図と断面メッシュ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

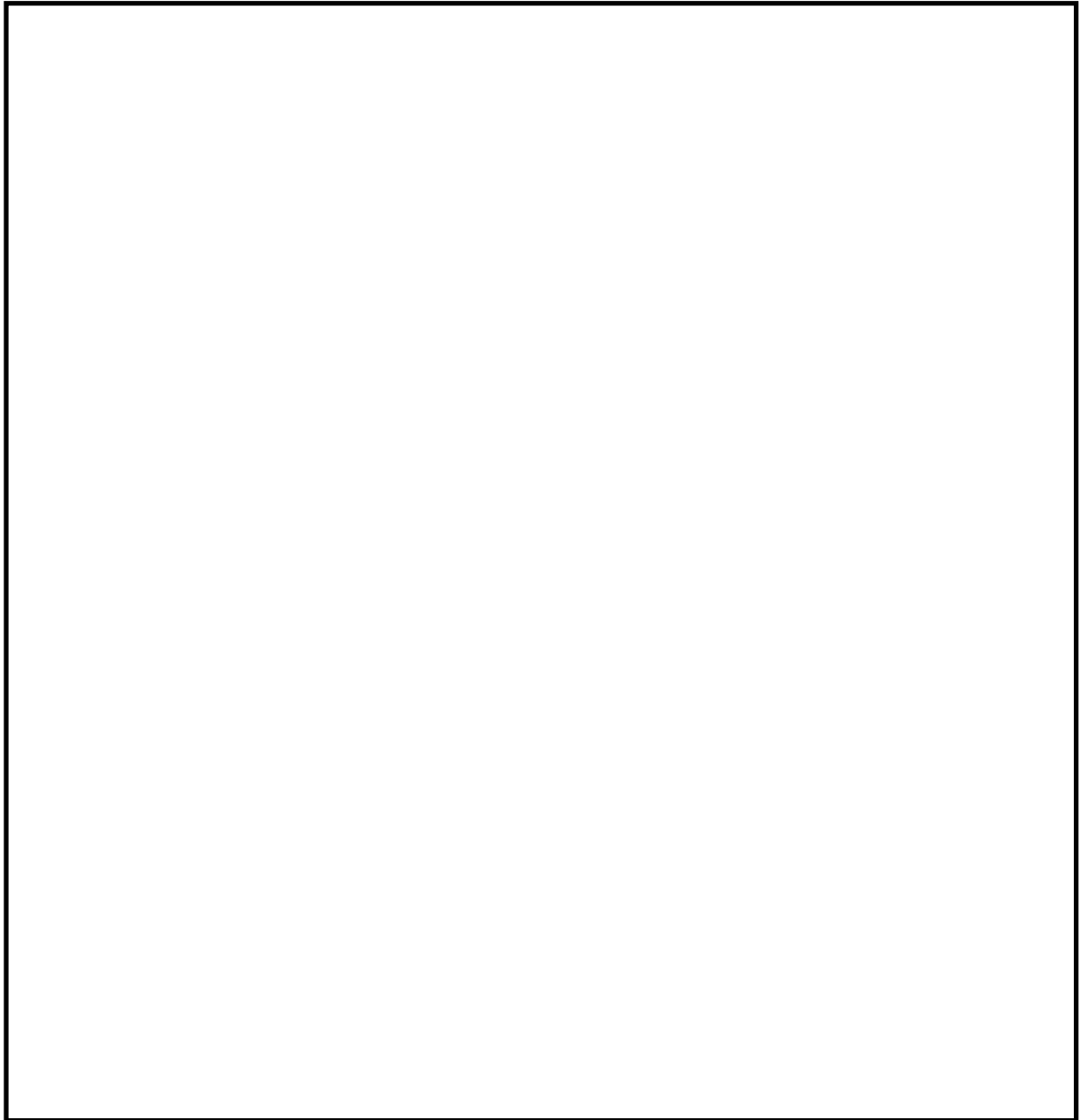


図 7 解析結果 (温度条件①: R P V内気相温度 521°C, P C V内気相温度 85°C)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

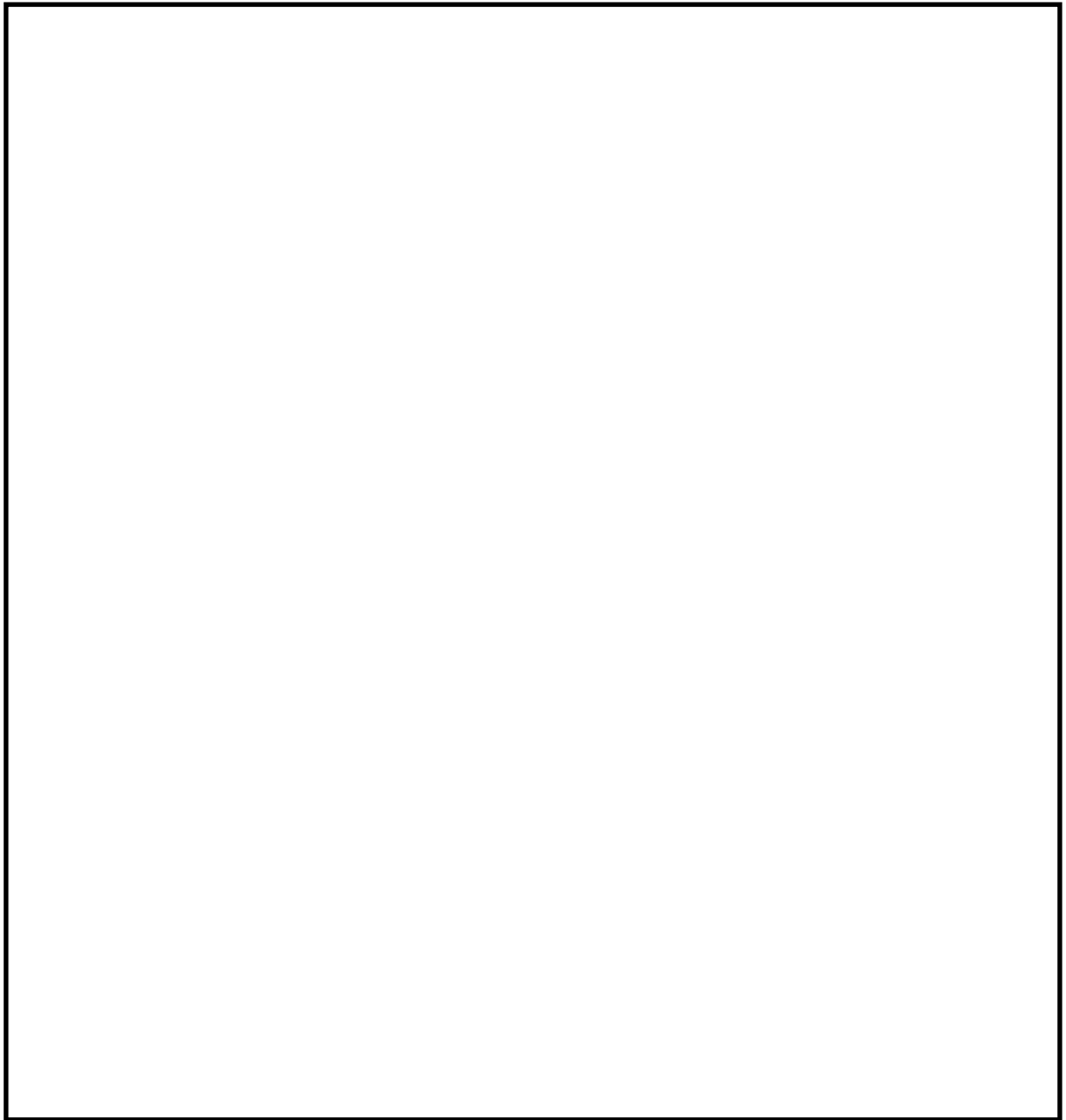


図 8 解析結果(温度条件②): R P V内気相温度 469°C, P C V内気相温度 90°C)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

格納容器破損モード「DCH」、「FCI」及び「MCCI」の
評価事故シーケンスの位置づけ

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI)」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」については、各プラント損傷状態(PDS)に対応する各重要事故シーケンス及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスへの重大事故等防止対策の有効性評価の結果等から、重大事故等対処設備に期待する場合、炉心損傷あるいは炉心下部プレナムへの溶融炉心移行までに事象の進展を停止し、これらの現象の発生を防止することが出来る。

しかしながら、格納容器破損モード「DCH」、「FCI」及び「MCCI」は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(以下、「解釈」という。)第37条2-1(a)において、「必ず想定する格納容器破損モード」として定められている。このため、今回の評価では重大事故等対処設備の一部に期待しないものとして、各物理化学現象に伴う格納容器破損が懸念される状態に至る評価事故シーケンスを設定している。

一方、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」については、事故シーケンス選定のプロセスにおいて、国内外の先進的な対策と同等な対策を講じても炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出された、「冷却材喪失(大破断LOCA)＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」を評価事故シーケンスとして選定し、重大事故等対策の有効性を評価している。

以上のとおり、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」は重大事故等対策に期待して評価し、解釈第37条2-3(a)～(c)の評価項目に対する重大事故等対策の有効性を評価しており、格納容器破損モード「DCH」、「FCI」及び「MCCI」は、評価を成立させるために、重大事故等対処設備の一部に期待しないものとして、解釈第37条2-3(d),(e),(i)の評価項目に対する重大事故等対策の有効性を評価している。

以 上

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

本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では、厳しい事象を想定した場合でも、原子炉格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。

格納容器破損防止対策の有効性評価では、通常運転時に用いている原子炉棟内の換気系が全交流動力電源喪失により停止し、交流電源が回復した後に非常用ガス処理系が起動する状況を想定している。ここで、原子炉棟内の換気系の停止から非常用ガス処理系が起動するまでの時間遅れを考慮し、非常用ガス処理系によって原子炉棟の設計負圧が達成されるまで事象発生から 70 分かかると想定している。

本格納容器破損モードの重大事故対策の有効性評価では原子炉格納容器の閉じ込め機能は健全であると評価していることから、原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建物内で凝縮され、原子炉建物空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉棟内の換気系は停止しているため、原子炉建物内空間部と外気との圧力差が生じにくく、原子炉建物内外での空気のやりとりは殆どないものと考えられる。さらに、原子炉格納容器内から原子炉建物に漏えいした粒子状放射性物質は、原子炉建物内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着するものと考えられる。

これらのことから、原子炉格納容器の健全性が維持されており、原子炉棟内の換気系が停止している場合は、原子炉格納容器から原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、原子炉建物内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。

本評価では、上述の状況に係わらず、非常用ガス処理系が起動し、原子炉建物の設計負圧が達成されるまでの間、原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質は、保守的に全量原子炉建物から大気中へ漏えいすることを想定した場合の放出量を示す。

1. 評価条件

- (1) 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗＋DCH発生」について評価する。
- (2) 原子炉格納容器からの漏えい量は、MAAP解析上で原子炉格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、開口面積は以下のように設定する。(添付資料 3.1.2.6 参照)

- ・ 1Pd 以下 : 0.9Pd で 0.5%/日 相当
 - ・ 1 ~ 2Pd : 2.0Pd で 1.3%/日 相当
- (3) エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果を考慮して評価する (DF=10)。
- (4) 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについては、非常用ガス処理系により負圧が達成される事象発生 70 分後までは原子炉建物内の放射性物質の保持機能に期待しないこととし (換気率無限)、非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 1 回/日相当を考慮する。
- (5) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉棟内の空気を外気に放出するためフィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする (DF=1)。
- (6) 原子炉建物内での放射エネルギーの時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

2. 評価結果

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

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

なお、事象発生 7 日間以降の影響を確認するため、事象発生 30 日間、100 日間における環境への Cs-137 の放出量を確認している。

事象発生後 30 日間及び 100 日間での放出量においても 100TBq を下回る。

表 1 原子炉建物から大気中への放射性物質 (Cs-137) の漏えい量

(単位 : TBq)

	漏えい量 (7 日間)	漏えい量 (30 日間)	漏えい量 (100 日間)
高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気直 接加熱	約 0.56	約 0.57	約 0.58*

※ 格納容器フィルタベント系から大気中への放出量を含む (事象発生約 81 日後から 100 日まで格納容器ベント実施)

以上

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（1/2）

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル(原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認
	燃料棒内温度変化	炉心モデル(炉心熱水力モデル)	TMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と良く一致することを確認した。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故に関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCOR A実験についての実験結果が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数)についての感度解析では、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、影響は小さいことを確認している。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCOR A実験についての実験結果が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数)についての感度解析では、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、影響は小さいことを確認している。
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル(炉心熱水力モデル)	COR A実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャレ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。	本評価シナリオでは、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燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点の減圧操作であり、また、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている操作ではないこと、また、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている操作ではないこと、また、運転員等操作時間に与える影響はない。	本評価シナリオでは、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燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点の減圧操作であり、また、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている操作ではないこと、また、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている操作ではないこと、また、運転員等操作時間に与える影響はない。
	燃料被覆管酸化	溶融炉心の牽動モデル(炉心ヒートアップ)	促進)が早まることを想定し、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シナリオにも炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。	本評価シナリオでは、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燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点の減圧操作であり、また、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている操作ではないこと、また、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている操作ではないこと、また、運転員等操作時間に与える影響はない。
	燃料被覆管変形	炉心モデル(炉心熱水力モデル)	・下部プレナムへのリロケーション開始時刻は、ほぼ変化しない。	・TQUV、大破断LOCAシナリオにも炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。	本評価シナリオでは、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燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点の減圧操作であり、また、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている操作ではないこと、また、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている操作ではないこと、また、運転員等操作時間に与える影響はない。
原子炉压力容器	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。	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SAFERコードとの比較により、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、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であり、原子炉急速減圧操作後に原子炉水位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。	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SAFERコードとの比較により、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、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であり、原子炉急速減圧操作後に原子炉水位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。	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SAFERコードとの比較により、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、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であり、原子炉急速減圧操作後に原子炉水位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。	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SAFERコードとの比較により、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、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であり、原子炉急速減圧操作後に原子炉水位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。
	冷却材放出(臨界流量・差圧流)	原子炉压力容器モデル(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、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、設計に基づいて流量が計算されていることから、運転員等操作時間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と与える影響（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（2／2）

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
原子炉圧力容器(炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル(リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> ・TMI事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認した。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・TQUV、大破断LOCAシナシナとともに、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。 	<p>溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融時間と与える影響は小さいことを確認している。本評価では、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータと与える影響はない。</p>	
	構造材との熱伝達				
原子炉圧力容器内FCCI(溶融炉心細粒化)	原子炉圧力容器内FCCI(溶融炉心細粒化)		原子炉圧力容器内FCCIに影響する項目として溶融ジェット径、エントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度は小さいことを確認した。	<p>下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価では、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータと与える影響はない。</p>	
	原子炉圧力容器内FCCI(デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心の挙動モデル(下部プレナムでの溶融炉心の挙動)			
下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達			<ul style="list-style-type: none"> ・TMI事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認した。 ・下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの限界熱流束、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻等の現象進展に対する感度は小さいことを確認した。 	<p>溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間と与える影響は小さいことを確認している。本評価では、リロケーションが発生する前に運転員等操作による原子炉の急減圧を実施することから、運転員等操作時間と与える影響はない。</p>	
原子炉圧力容器破損		溶融炉心の挙動モデル(原子炉圧力容器破損モデル)	原子炉圧力容器破損に影響する項目として制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)をパラメータとした感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻が約13分早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり、実機における解析への影響は十分小さいと判断される。	<p>制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に対する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損(現象発生から約5.4時間後)に対して早まる時間はわずかなことであることから、評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。</p>	

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに関する影響（高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）（1 / 4）

項目	解析条件（初期条件、事故条件）		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉熱出力	2, 436MW	2, 435MW以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力	6. 93MPa[gage]	約6. 77～6. 79MPa[gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合には、運転中の圧力変動により解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響は小さく、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、運転中の圧力変動により解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響はない。
原子炉水位	通常水位(気水分離器下端から+83 cm)	通常水位(気水分離器下端から約+83cm～約+85 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約4. 6mであり、ゆらぎにより通常運転水位から約2cmで小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約4. 6mであり、ゆらぎにより通常運転水位から約2cmで非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
炉心流量	35. 6×10 ³ t/h	定格流量の85～104% (実測値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
燃料	9×9燃料(A型)	装荷炉心毎	9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、MOX燃料の評価値は9×9燃料(A型)の評価値に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料(A型)を設定	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料について、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)の燃料の組成は同等であり、また、MOX燃料の評価値は9×9燃料(A型)の評価値に包絡され、事象進展に及ぼす影響は小さい。	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)の燃料の組成は同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 (燃焼度33GWd/t)	ANSI/ANS-5. 1-1979 炉心平均燃焼度約30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順(原子炉水位に応じた急速減圧を実施すること)に変わりはなく、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。

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

項目	解析条件（初期条件、事故条件）		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
格納容器空間体積（ドライウエル）	7,900m ³	7,900m ³ （設計値）	ドライウエル内各種の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）を設定		
格納容器空間体積（サブプレッジョン・チェンバ）	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³ （設計値）	サブプレッジョン・チェンバ内各種の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）を設定		
真空破壊弁	3.43kPa（ドライウエル・サブプレッジョン・チェンバ間差圧）	3.43kPa（ドライウエル・サブプレッジョン・チェンバ間差圧）（設計値）	真空破壊弁の設定値		
サブプレッジョン・プール水位	3.61m（NWL）	約3.59m～約3.63m（実測値）	通常運転時のサブプレッジョン・プール水位として設定	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としているため、原子炉格納容器側の条件による直接的な影響はない。	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としているため、原子炉格納容器側の条件による直接的な影響はない。
サブプレッジョン・プール水温度	35℃	約19℃～約35℃（実測値）	通常運転時のサブプレッジョン・プール水温度の上限値として設定		
格納容器圧力	5.0kPa[gage]	約5kPa[gage]～約7kPa[gage]（実測値）	通常運転時の格納容器圧力として設定		
格納容器温度	57℃	約45℃～約54℃程度（実測値）	通常運転時の格納容器温度として設定		
外部水源の温度	35℃	31℃以下（実測値）	屋外貯水槽の水温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定	本シナリオは重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注水機能に期待しないことで原子炉圧力容器破損に至ることを想定しており、水温の影響はない。	本シナリオは重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注水機能に期待しないことで原子炉圧力容器破損に至ることを想定しており、水温の影響はない。
外部水源の容量	7,000m ³	7,000m ³ 以上（合計貯水量）	輪谷貯水槽の水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなるため、水源が枯渇することはない。操作時間を与える影響はない。	－
燃料の容量	1,180m ³	1,180m ³ 以上（合計貯水量）	発電所構内に貯蔵している合計容量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件より燃料容量の余裕が大きくなるため、燃料が枯渇することはない。操作時間を与える影響はない。	－

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3 / 4)

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

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

項目	解析条件（初期条件、事故条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムとするものとして設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間を与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータを与える影響はない。
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉水位低（レベル2）	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に影響はない。
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa [Gage] 367~377t/h/個	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa [Gage] 367~377t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
	自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個を開ることによる 原子炉急速減圧	自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個を開ることによる 原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
格納容器代替スプレイ系（可搬型）	原子炉圧力容器破損前：120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	原子炉圧力容器破損前：120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
ペデスタル代替注水系（可搬型）	原子炉圧力容器破損後：崩壊熱相当に余裕を見た注水量にてペデスタルに注水	原子炉圧力容器破損後：崩壊熱相当に余裕を見た注水量にてペデスタルに注水	溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
残留熱代替除去系	120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	残留熱代替除去系の設計値として設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
原子炉補機代替冷却系	残留熱代替除去系からの原子炉補機代替冷却系への伝熱容量：約6MW（サブレーション・プール水温度：100℃、海水温度30℃において）	残留熱代替除去系からの原子炉補機代替冷却系への伝熱容量：約6MW（サブレーション・プール水温度：100℃、海水温度30℃において）	原子炉補機代替冷却系設計値（残留熱代替除去系による格納容器スプレイ流量 120m ³ /h とした場合）として設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
可搬式窒素供給装置	総注入流量：100Nm ³ /h ・窒素：99.9Nm ³ /h ・酸素：0.1Nm ³ /h ガス温度：35℃	総注入流量：100Nm ³ /h ・窒素：99.9Nm ³ /h ・酸素：0.1Nm ³ /h ガス温度：35℃	総注入量は格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
コリウムシールド	材料：ジルコニア耐熱材 侵食開始温度：2,100℃	材料：ジルコニア耐熱材 侵食開始温度：2,100℃	材料は、溶融炉心のドライウェルサンプへの流入を防止する観点から、ジルコニア耐熱材を設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。

7日間における水源の対応について（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

○水源

輪谷貯水槽（西）※：7,000m³

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

○水使用パターン

①格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペデスタル注水

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

②ペデスタル代替注水系（可搬型）によるペデスタル注水

原子炉圧力容器破損以降，崩壊熱相当に余裕を見た量で注水

○時間評価

事象発生 12 時間までは輪谷貯水槽（西）を水源としてペデスタル注水を実施するため，輪谷貯水槽（西）水位は減少する。事象発生後約 10 時間後から，サブレッション・チェンバのプール水を水源とした残留熱代替転を実施する。

○水源評価結果

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

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

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

保守的に全ての設備が、事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
ガスタービン発電機 1台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) $2.09\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 351.12\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 423m^3	ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は約 450m^3 であり、7日間対応可能
大量送水車 1台起動 $0.0652\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 10.9536\text{m}^3$		
大型送水ポンプ車 1台起動 $0.31\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 52.08\text{m}^3$		
可搬式窒素供給装置 1台起動 $0.036\text{ m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 6.048\text{m}^3$		
緊急時対策所用発電機 1台 $0.0469\text{ m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 7.8792\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 8m^3	緊急時対策所用燃料地下タンクの容量は約 45m^3 であり、7日間対応可能

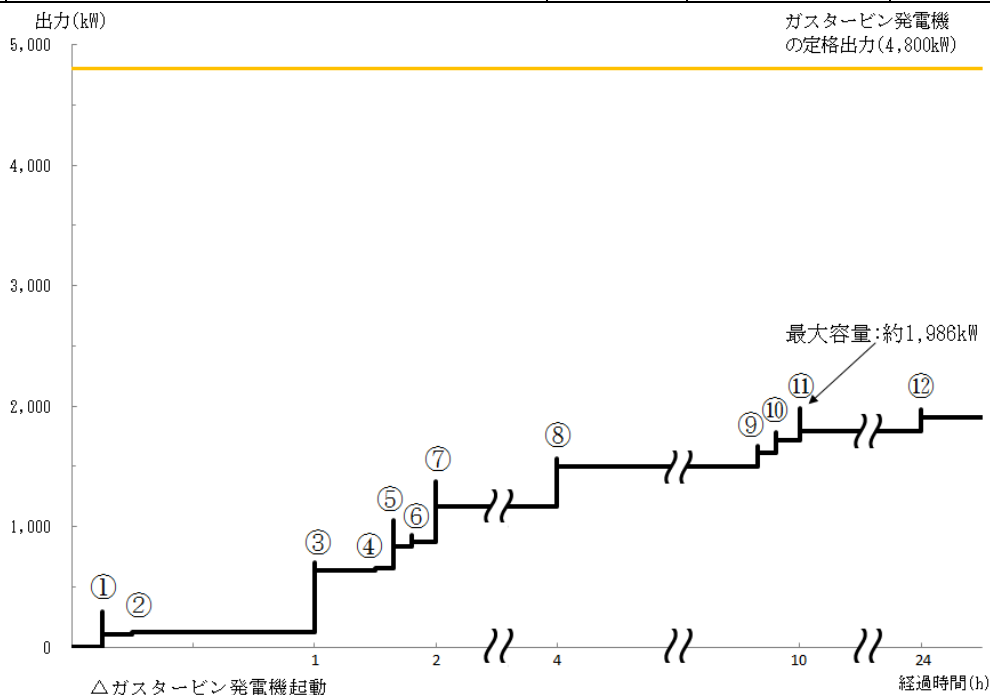
常設代替交流電源設備の負荷（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

主要負荷リスト

電源設備：ガスタービン発電機

定格出力：4,800kW

起動順序	主要機器	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の最大負荷容量 (kW)
①	ガスタービン発電機付帯設備	約 111	約 300	約 111
②	代替所内電気設備負荷（自動投入負荷）	約 18	約 129	約 129
③	充電器，非常用照明，非常用ガス処理系他（D系高压母線自動投入負荷）	約 512	約 707	約 641
④	格納容器水素濃度（S A），格納容器酸素濃度（S A）監視設備	約 20	約 661	約 661
⑤	B-中央制御室送風機	約 180	約 1,056	約 841
⑥	B-中央制御室非常用再循環送風機	約 30	約 933	約 871
⑦	B-中央制御室冷凍機	約 300	約 1,373	約 1,171
⑧	充電器，非常用照明，非常用ガス処理系他（C系高压母線自動投入負荷）	約 329	約 1,562	約 1,500
⑨	A-淡水ポンプ（移動式代替熱交換設備）	約 110	約 1,670	約 1,610
⑩	B-淡水ポンプ（移動式代替熱交換設備）	約 110	約 1,780	約 1,720
⑪	残留熱代替除去ポンプ	約 75	約 1,986	約 1,795
⑫	B-燃料プール冷却水ポンプ	約 110	約 1,970	約 1,905



常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ

3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

3.3.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

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

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については、これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は、溶融炉心が水中に落下し、細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し、そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に、瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギーを発生させる事象である。細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり、何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。ペDESTALに張られた水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。このことから、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。

（添付資料3.3.1、3.3.2）

また、水蒸気爆発とは別に、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器圧力の上昇（以下「圧力スパイク」という。）が発生する。

上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、圧力スパイクについてその影響を評価する。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、溶融炉心からペDESTALの水への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。

また、溶融炉心の落下後は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）によって溶融炉心の冷却を実施する。その後、残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

さらに、原子炉格納容器内における水素燃焼を防止するため、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、原子炉格納容器内へ窒素を注入することによって、原子炉格納容器の破損を防止する。

なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」で想定される事故シーケンスでは、ペDESTALへの溶融炉心落下を想定する。この

状況では、ペDESTALにおける「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、溶融炉心落下前に格納容器スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの水張りを行うことから、溶融炉心落下時にはペDESTALに水が張られた状態を想定する。なお、この水張り深さは、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に伴う圧力スパイクの発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して2.4mとしている。

また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱手段又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱手段を整備する。なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のa. からk. に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)に示すf. 及びg. である。なお、g. のペDESTALへの注水は、ペDESTALにおける「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、ペDESTALに溶融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」への影響も考慮してペDESTALへの注水量及びペDESTALの水位を定めていることから、本格納容器破損モードの対策として整理した。

(添付資料3.3.3)

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1-1(1)図から第3.2.1-1(3)図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1-1(2)図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

3.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

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

また、「1.2.2.1(3)c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に

示すとおり、プラント損傷状態の選定では、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、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原子炉格納容器内に流出するため原子炉压力容器破損までの時間が短くなる。この時の圧力スパイクへの影響については、解析条件のうち初期条件の不確かさとして評価する。

さらに、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、原子炉格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。

なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧熔融物放出／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、異なるプラント状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、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压力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉压力容器破損、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压力容器外FCI（熔融炉心細粒化）並びに原子炉压力容器外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、原子炉压力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより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 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移を第3.3.2-1(1)図及び第3.3.2-1(2)図に、格納容器圧力、格納容器温度、ペDESTALの水位及び注水流量の推移を第3.3.2-1(3)図から第

3.3.2-1(6)図に示す。

a. 事象進展

事象進展は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

b. 評価項目等

圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は、約193kPa[gage]に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の限界圧力853kPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。

圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は、約123℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、原子炉格納容器の限界温度の200℃を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について、格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(8)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、ペDESTALに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.5溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。

(添付資料 3.5.1)

3.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り、溶融炉心がペDESTALの水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。

また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）とする。

本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心落下速度、細粒化量、プール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。溶融炉心落下速度及び細粒化量の不確かさに対して、エントレインメント係数を変化させた場合並びにプール水とデブリ粒子の伝熱の不確かさに対してデブリ粒子径を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。

なお、これまでのFCI実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件のもとで実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確認されていないことから、実機条件においては原子炉格納容器の

損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCOR A実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。

本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点でペDESTALへの初期水張り操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としているペDESTALへの初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（原子炉格納容器の熱水力モデル）はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点でのペDESTALへの初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上

昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としているペデスタルへの初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の熔融燃料－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CORAX実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力挙動への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（原子炉格納容器の熱水力モデル）はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認しており、原子炉圧力容器外の熔融燃料－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5.4時間後）に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料3.3.4, 3.3.5)

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.2.2-1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡温度に応じてペDESTALへの初期水張り操作を実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の外部水源の温度は、解析条件の 35℃ に対して最確条件は 31℃ 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、ペDESTALへの注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時のペDESTALのプール水温度が低くなるが、注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、大破断 L O C A を考慮した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡温度に応じてペDESTALへの初期水張りを実施すること）に変わりはない

ことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料3.3.4, 3.3.5)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の外部水源の温度は、解析条件の 35℃に対して最確条件は 31℃以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、ペDESTALへの注水温度が低くなり、原子炉压力容器破損時のペDESTALのプール水温度が低くなるが、ペDESTALのプール水温度が低い場合は、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し、圧力スパイクに寄与する水蒸気発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、原子炉压力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について、原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクを評価するにあたり、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、事故シーケンスを「大破断 L O C A + E C C S 注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉压力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、第 3.3.2-1(7)図に示すとおり、事象発生から約 3.3 時間後に原子炉压力容器破損に至り、圧力スパイクの最大値は約 301kPa[gage]となったが、圧力スパイクの最大値は本評価の結果と同程度であり、原子炉格納容器の限界圧力 853kPa[gage]以下であることから、評価項目を満足する。

(添付資料3.3.4, 3.3.5)

b. 操作条件

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

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注

水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃に到達するまでに事象発生から約 3.1 時間の時間余裕があり、また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作は原子炉圧力容器下鏡温度を監視しながら熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、当該操作に対応する運転員、対策要員に他の並列操作はなく、また、現場操作における評価上の所要時間には余裕を見込んで算定していることから、他の操作に与える影響はない。

（添付資料3.3.4）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料3.3.4）

(3) 操作時間余裕の把握

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

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）については、原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃に到達するまでの時間は事象発生から約 3.1 時間あり、ペDESTALへの注水操作は原子炉圧力容器下鏡温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また、熔融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による水張りは約 1.9 時間で完了することから、水張りを原子炉圧力容器下鏡温度 300℃到達時点である事象発生から約 3.1 時間後に開始すると、事象発生から約 5.0 時間後に水張りが完了する。事象発生から約 5.0 時間後の水張りの完了から、事象発生から約 5.4 時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると、ペDESTALへの注水操作は操作遅れに対して 0.4 時間程度の時間余裕がある。

（添付資料3.3.4）

(4) まとめ

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

3.3.4 必要な要員及び資源の評価

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

3.3.5 結論

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失事故（LOCA）が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL注水により原子炉圧力容器破損前にペDESTALへ2.4mの水張りを実施する手段を整備している。

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗＋FCI発生」について、有効性評価を行った。

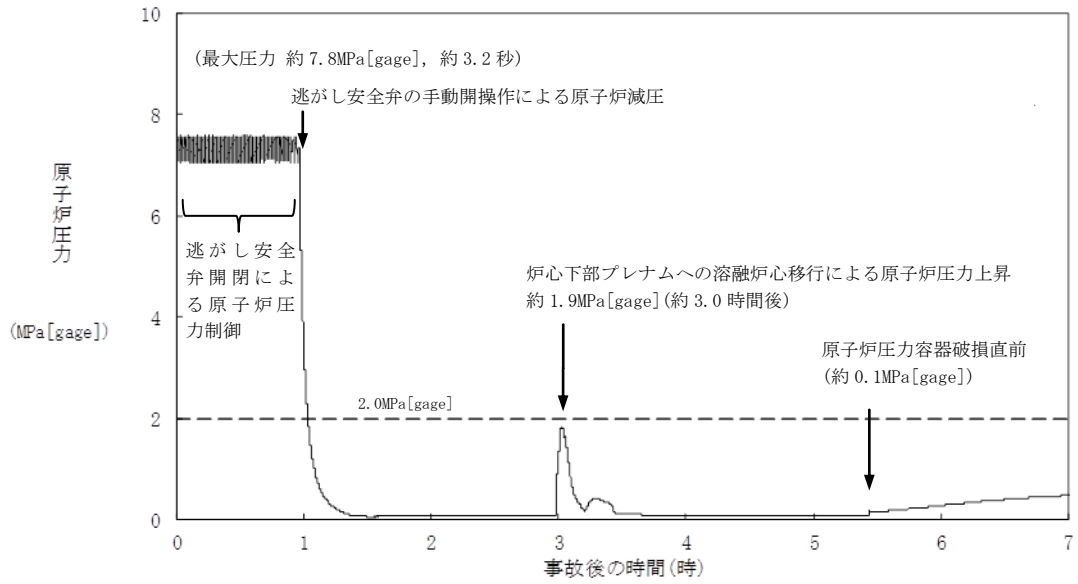
上記の場合には、水蒸気発生によって圧力スパイクが発生するが、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の限界圧力853kPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持できる。また、安定状態を維持できる。

(添付資料 3.5.1)

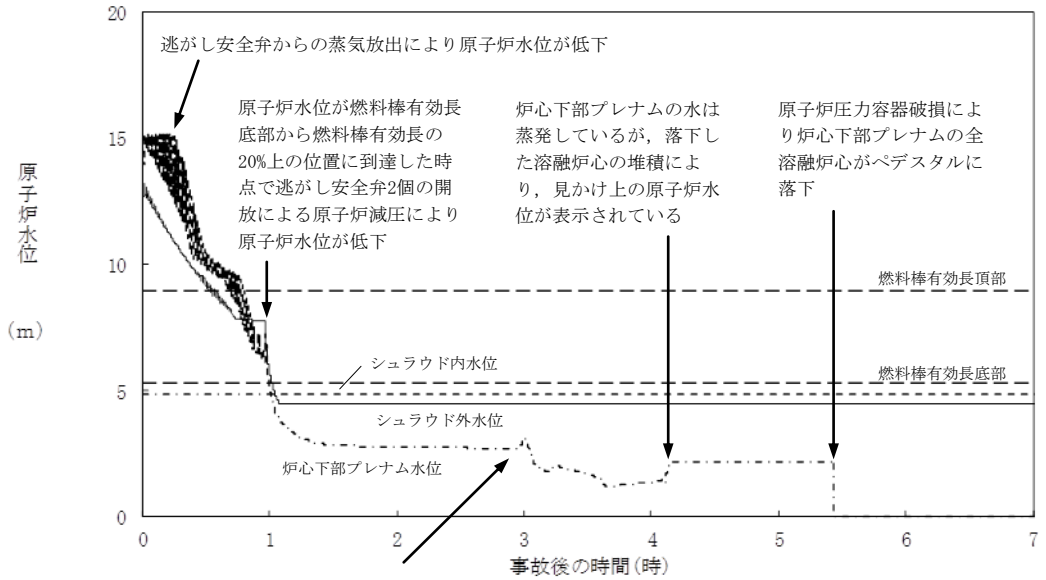
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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

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

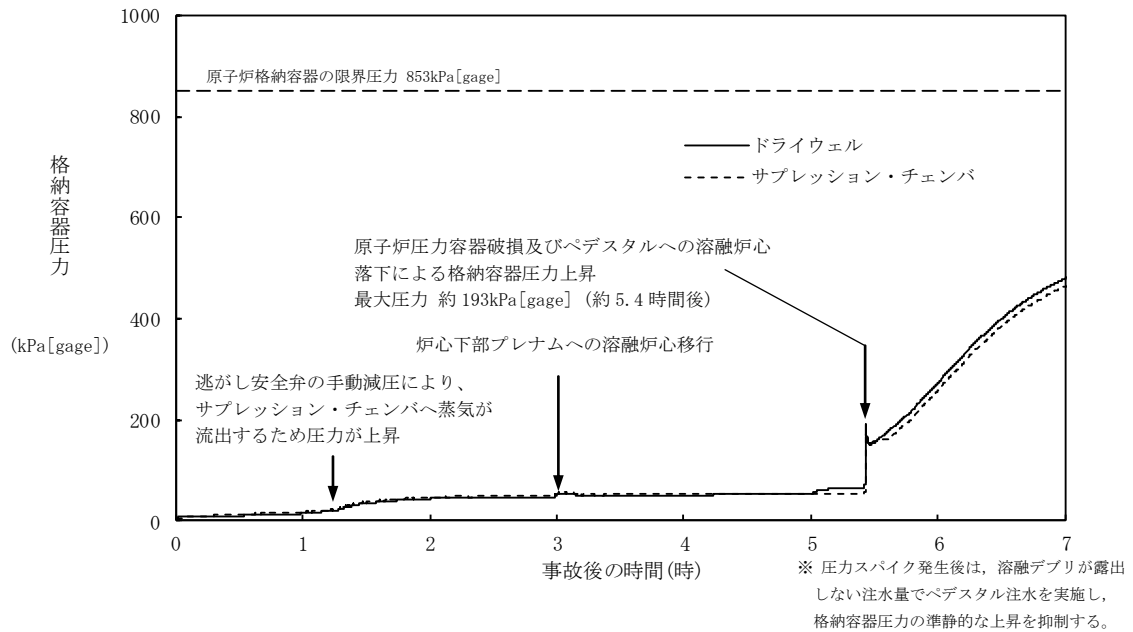


第 3.3.2-1 (1) 図 原子炉圧力の推移

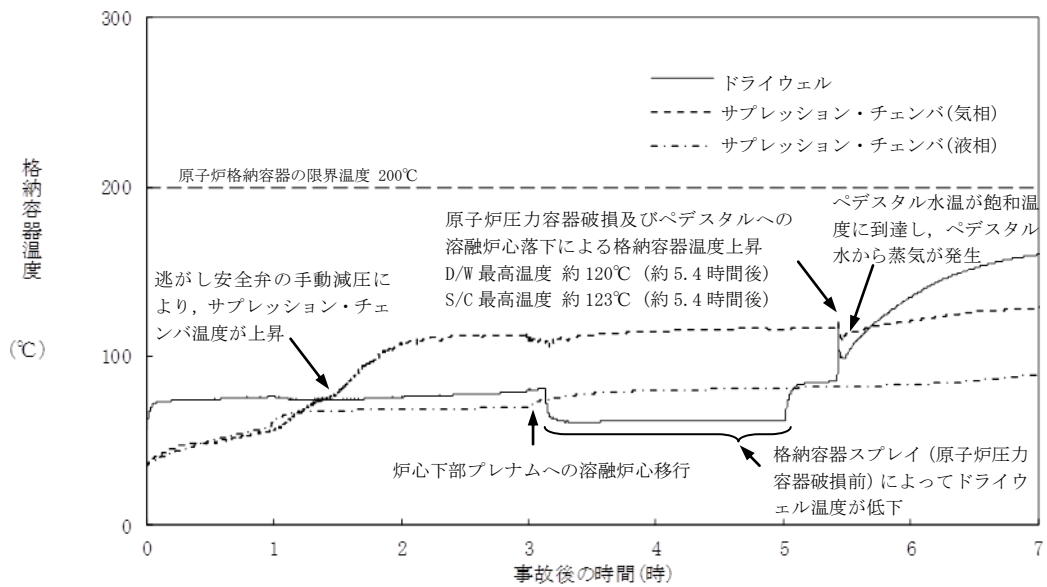


炉心下部プレナムへの溶融炉心移行に伴って炉心下部プレナム水が蒸発し原子炉水位が低下

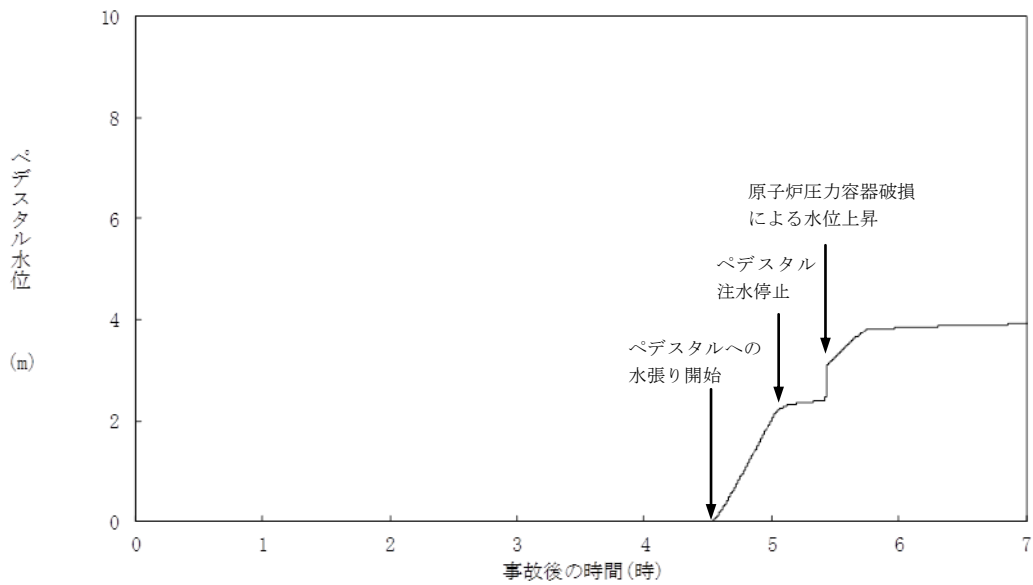
第 3.3.2-1 (2) 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



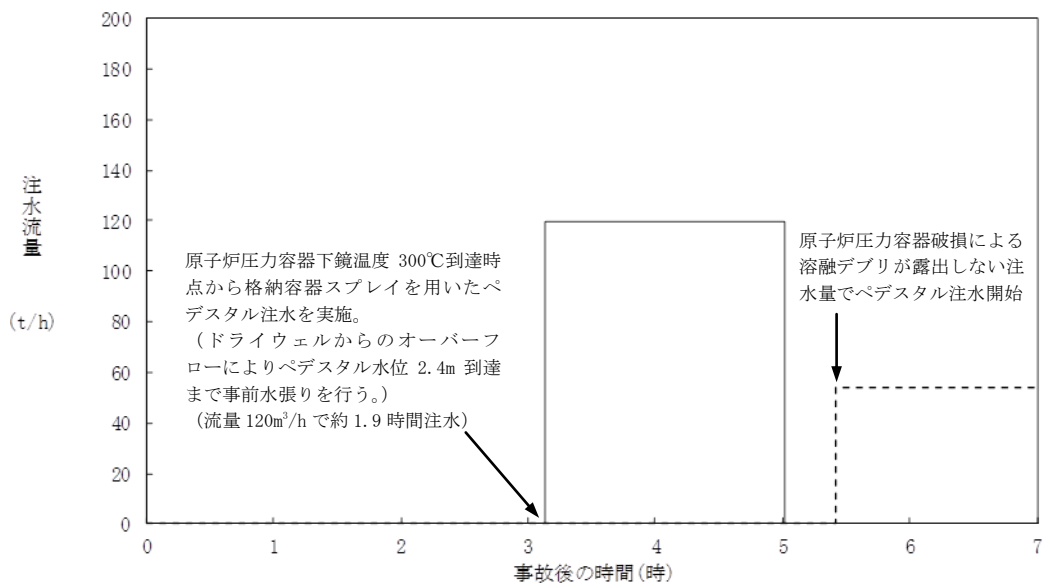
第 3. 3. 2-1 (3) 図 格納容器圧力の推移



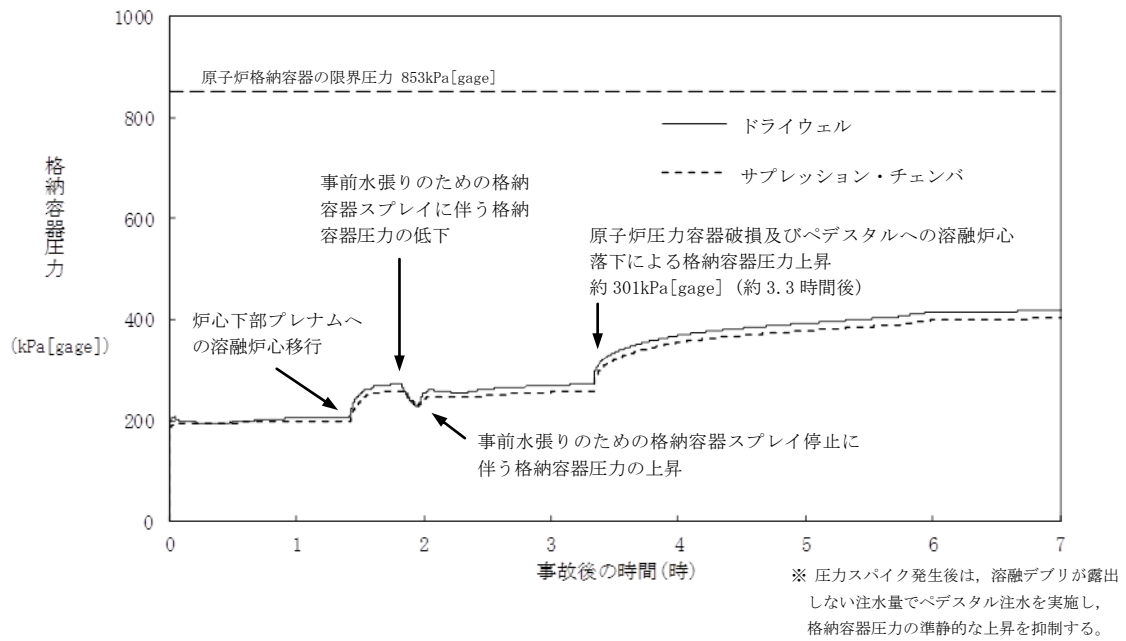
第 3. 3. 2-1 (4) 図 格納容器温度の推移



第 3. 3. 2-1 (5) 図 ペデスタル水位の推移



第 3. 3. 2-1 (6) 図 注水流量の推移



第 3. 3. 2-1 (7) 図 格納容器圧力の推移 (大破断 LOCA + ECCS 機能喪失)

原子炉压力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用に関する知見の整理

1. 原子炉压力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用の概要

炉心損傷後、溶融燃料と冷却材が接触すると、一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損する場合がある。溶融炉心と冷却材との接触及びそれに伴って引き起こされる現象のことを「溶融燃料—冷却材相互作用（FCI）」と呼ぶ。また、FCIのうち、溶融炉心が水中に落下した際に溶融炉心の周囲に形成される蒸気膜が、何らかの外乱によって崩壊した際に瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギーを発生させる事象を「水蒸気爆発」と呼び、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器圧力の上昇を「圧カスパイク」と呼ぶ。

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

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

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

2. 水蒸気爆発が発生する可能性について

これまでの代表的なFCIの実験として、JRCイストラ研究所で実施されたFARO実験、KROTOS実験、(旧)原子力発電技術機構で実施されたC

OTELS実験、韓国原子力研究所で実施されたTRO I実験等がある。これらの実験では UO_2 混合物と模擬溶融物としてアルミナ等を用いている。

これまでの代表的なFC Iの実験から得られた知見については、解析コード(MAAPコード)^[1]の「添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について」に示されている。これまでの UO_2 混合物を用いた実験では、KROTOS実験及びTRO I実験の一部の実験ケースにおいて、水蒸気爆発の発生が報告されている。

このうち、KROTOS実験は、溶融炉心が水中に落下している時に容器の底から圧縮ガスを供給し、膜沸騰を強制的に不安定化させて(外部トリガを与えて)いるため、実機で起こるとは考えられない条件で実験した結果であるが、機械的エネルギーへの変換効率は最大でも0.05%程度であり大規模な水蒸気爆発に至っていない。また、外部トリガを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されている。

TRO I実験については、No. 10, 12, 13 及び14 実験において、外部トリガがない条件で水蒸気爆発が観測されている。しかしながら、TRO I実験で用いた溶融物の過熱度が実機条件の過熱度(300K程度)に比べてかなり高いことが水蒸気爆発の発生に至った理由と考えられ、実機条件に近い溶融物温度では水蒸気爆発の発生可能性は小さいと考えられる。また、自発的に水蒸気爆発が発生したとされるNo. 13のエネルギー変換効率は0.4%であり、KROTOS実験の例よりは大きくなるが、1%を下回る小さいものである。なお、溶融物の温度を含め、実機を模擬した溶融物を用いた実験の中で水蒸気爆発が観測された例は、いずれも外部トリガがある条件で実施されたものである。

上述のとおり、溶融物の温度を含め、実機を模擬した溶融物を用いたFC I実験において水蒸気爆発が発生したケースでは、水蒸気爆発のトリガを発生させるための装置を用いている。水蒸気爆発のトリガは粗混合粒子の周囲に形成される蒸気膜の崩壊に起因すると考えられており、上述の実験で用いられたトリガ装置は蒸気膜を不安定化させる効果があると考えられるが、一方、実機条件ではこのようなトリガ装置で発生させているような圧力外乱となる要因は考えられない。

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

3. 参考文献

- [1] 「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(MAAP)について」, 東芝エネルギーシステムズ株式会社, TLR-094, 日立GEニュークリア・エナジー株式会社, HLR-123, 平成30年5月

以上

水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容器の健全性への影響評価

1. 評価の目的

水蒸気爆発現象は、粗混合、トリガリング、拡大伝播といった段階的な過程によって説明するモデルが提唱されており、これらを全て満たさなければ大規模な水蒸気爆発は発生しないと考えられている。

溶融炉心が原子炉圧力容器の破損口から落下した際に水蒸気爆発が発生する可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられるが、水蒸気爆発が発生した場合についても考慮し、原子炉格納容器の健全性に対する影響を確認しておくことは、ペDESTALへの水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する上でも有益な参考情報になると考える。このため、ここでは溶融炉心落下時の水蒸気爆発の発生を仮定し、水蒸気爆発が生じた際の原子炉格納容器の健全性を評価した。

2. 評価に用いた解析コード等

水蒸気爆発の影響を評価するにあたっては、溶融燃料-冷却材相互作用によって発生するエネルギー、発生エネルギーによる圧力伝播挙動及び構造応答が重要な現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である水蒸気爆発解析コードJASMIN E、構造応答解析コードAUTODYN-2Dにより圧力伝播挙動及び構造応答、格納容器圧力等の過渡応答を求める。

これらの解析コードに対して構築した評価モデル及び入力の詳細は添付資料 1.5.1 の(3)に示している。溶融炉心の物性値はJASMIN Eコードに付属している溶融コリウム模擬のライブラリから、デブリ物性値が実機条件に近いと考えられるライブラリを用いた。また、これらの解析コードへの入力条件の一部は、シビアアクシデント総合解析コードMAAPを用いて評価した、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価結果を用いた。

(添付資料 1.5.1)

3. 評価条件

主要解析条件を表1に示す。MAAPによる解析の結果から溶融炉心は原子炉圧力容器底部の中央から落下するものとし、溶融炉心が原子炉圧力容器の破損口から落下する際には、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和策として、ペDESTALに水位 2.4m の水張りが実施されているものとした。

なお、応力評価の対象としている内側鋼板（厚さ 32mm）及び外側鋼板（厚さ 38mm）の降伏応力は約 490MPa である。

4. 評価結果

水蒸気爆発に伴うエネルギー、ペDESTAL内側及び外側鋼板の応力の推移を図1、図2及び図3に示す。また、参考として、内側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移を図4に示す。外側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移を図5に示す。

水蒸気爆発の発生を想定した場合にペDESTALの水に伝達される運動エネルギーの最大値は、約14MJである。このエネルギーを入力とし、ペDESTAL内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、ペDESTALの内側鋼板にかかる応力は約233MPa、外側鋼板にかかる応力は約140MPaとなった。これは内側及び外側鋼板の降伏応力を大きく下回る値であり、かつ、弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持に支障が生じるものではない。なお、構造上、ペDESTAL内側鋼板にかかる応力の方が外側鋼板にかかる応力よりも大きくなる傾向があるが、原子炉圧力容器の支持機能についてはペDESTALの外側鋼板のみで維持可能である。

以上の結果から、水蒸気爆発の発生を想定した場合であっても、原子炉圧力容器の支持機能は維持され格納容器の健全性に支障がないことから、原子炉格納容器バウンダリの機能を維持できることを確認した。

以上

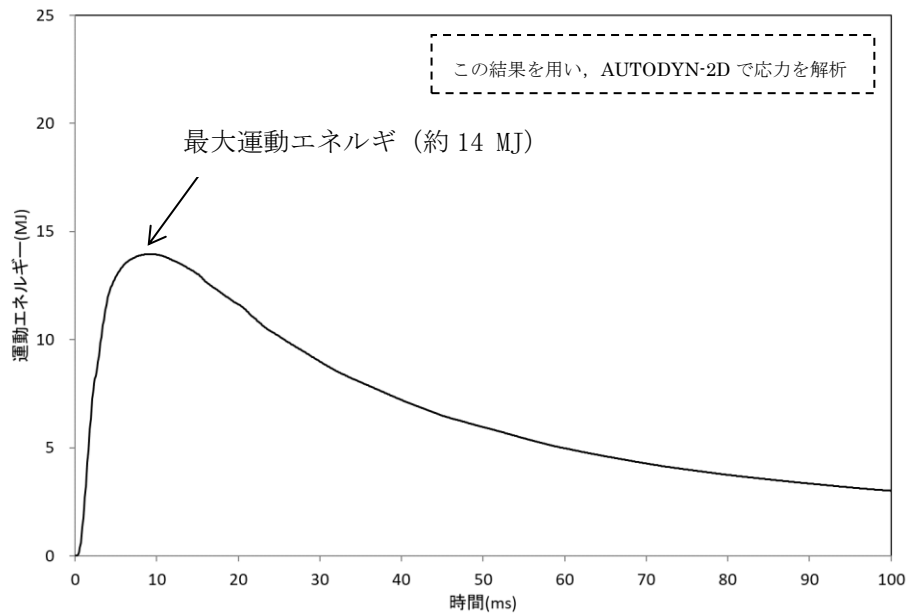


図1 水蒸気爆発によるエネルギーの推移^{※1}

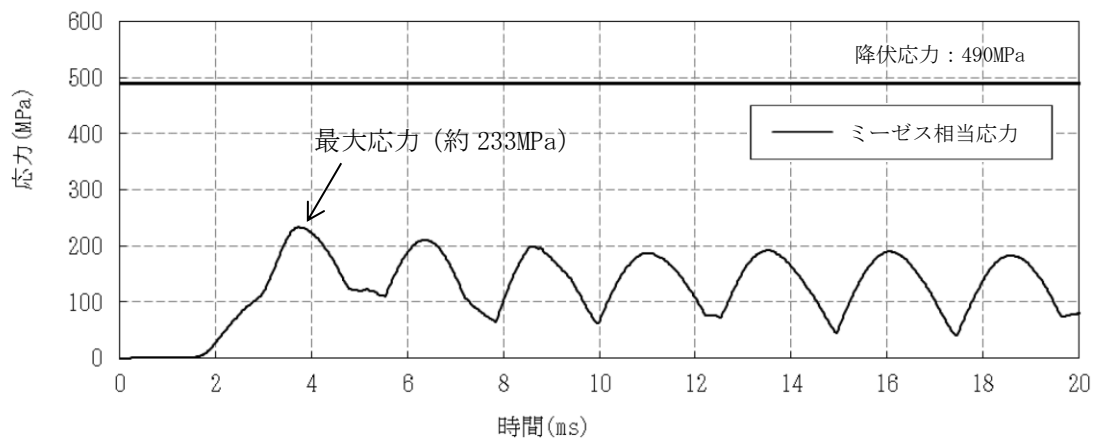


図2 ペDESTAL内側鋼板の応力の推移^{※1}

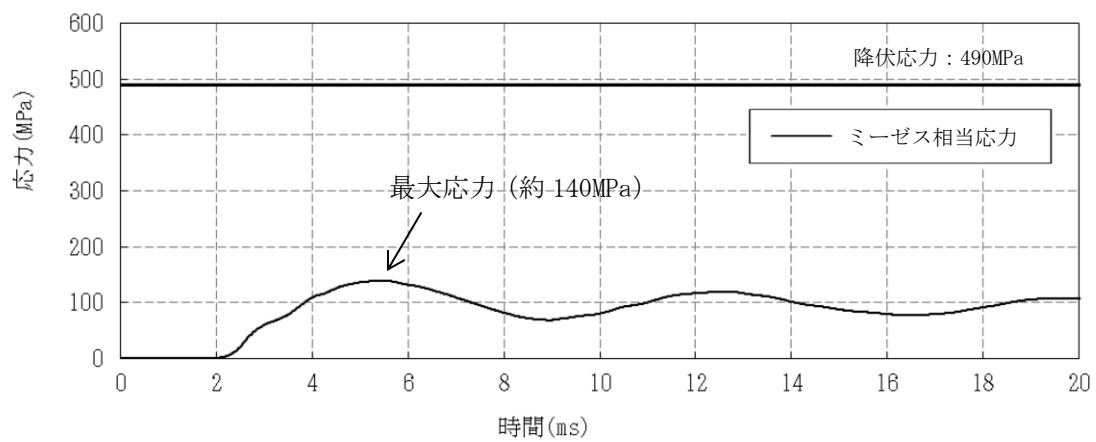


図3 ペDESTAL外側鋼板の応力の推移^{※1}

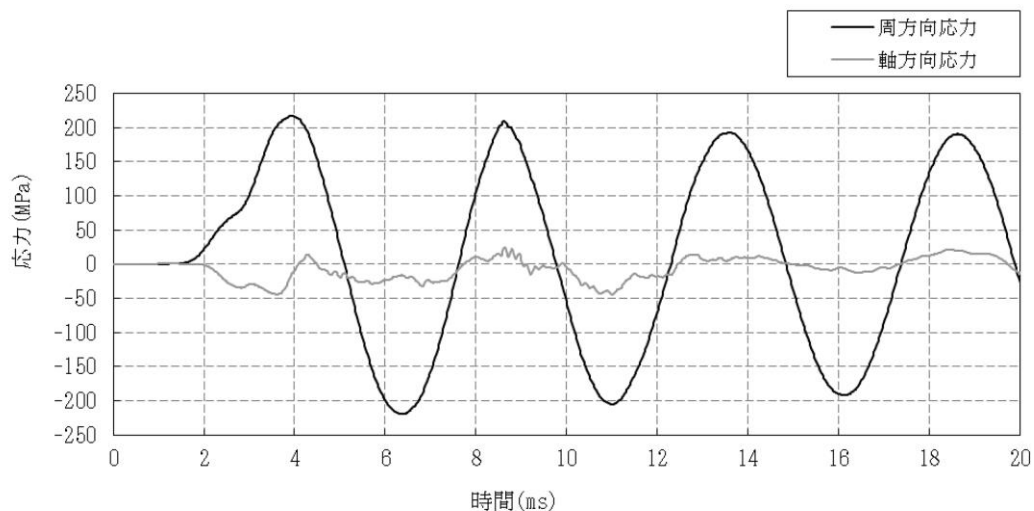


図4 内側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移^{※1}

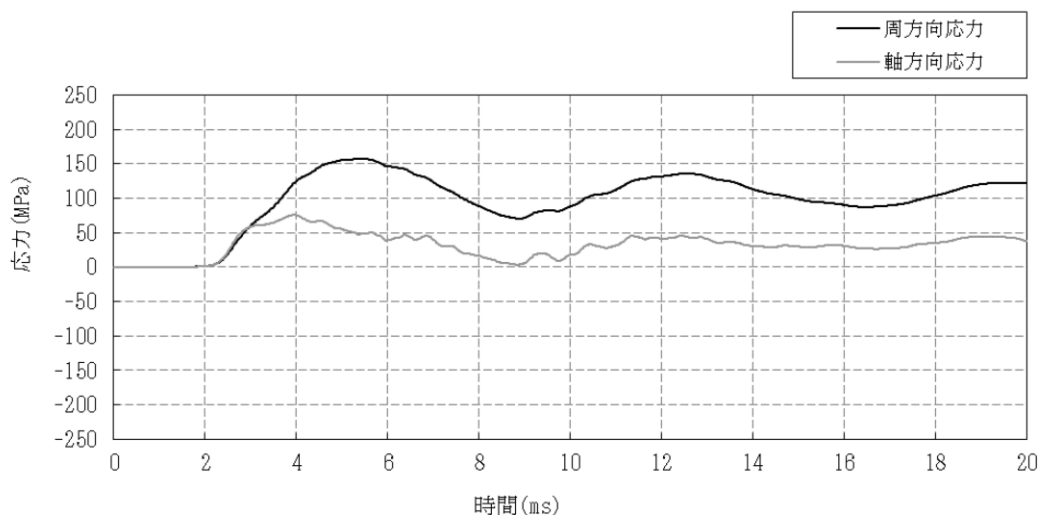


図5 外側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移^{※1}

※1 JASMIN Eによって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー（図1）の最大値をAUTODYNへの時刻0での入力とし、ペDESTAL鋼板の応力の推移（図2～5）を評価している。このため、図1と図2～5の時刻歴は一致しない。

表 1 主要解析条件 (原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用 (水蒸気爆発の評価))

解析コード	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
MAAP※	原子炉圧力容器の破損径	0.2m	制御棒駆動機構ハウジング 1 本の外径として設定
	ペDESTアル水深	2.4m	溶融炉心—コククリート相互作用による格納容器破損防止対策として、落下した溶融炉心を微粒子化し、十分な除熱量を確保するため、予め水張りをを行うものとして手順上定めている値
	ペDESTアルへの水張り に用いる水の温度	35℃	外部水源の水温として設定
JASMINE	粗混合粒子径	4 mm	F A R O 試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
	爆発計算時の微粒子径	50 μ m	F A R O, K R O T O S 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
AUTODYN-2D	溶融炉心—冷却材相互作用による発生エネルギー	JASMINE の解析結果をもとに設定	—

※「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」と重複する条件を除く。

ペDESTALへの水張り実施の適切性

炉心の溶融が進展し、溶融炉心が原子炉圧力容器底部から流出するような場合には、原子炉格納容器内で発生する種々の現象の発生を防止あるいは影響を緩和することで、原子炉格納容器の破損を防止することが重要なマネジメントとなる。原子炉圧力容器の外において発生する現象のうち、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）に対してはその影響緩和の手段として、ペDESTALへの溶融炉心落下前の水張り（以下「初期水張り」という。）が有効な対策となる。一方、初期水張りによって、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（以下「FCI」という。）による急激な水蒸気発生に伴う原子炉格納容器内圧力の急激な上昇（以下「圧カスパイク」という。）が生じるほか、実機条件における大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は低いと推定されるものの、水蒸気爆発が発生する可能性も考慮に入れる必要がある。初期水張りの水深によって想定される影響の程度は変化すると考えられることから、初期水張りを実施する場合には、両者の影響を考慮して水位を決定する必要がある。以下に初期水張りにおける水位設定の考え方を示す。

1. ペDESTALへの水張りのFCIに対する影響

FCIとして生じる主な現象は、圧カスパイクである。

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

なお、FCIとして生じる現象としては水蒸気爆発も挙げられるが、水蒸気爆発については、 UO_2 主体の溶融物が水中に落下した場合に水蒸気爆発が発生した実験例は僅かであること及び、水蒸気爆発が発生した実験は、外部トリガを意図的に与えた場合、または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端に大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。^[1-4]また、水深1.3m以上の条件下での水蒸気爆発の発生は報告されておらず、実機条件に近い多くの溶融物量を落下させた実験でも水蒸気爆発の発生は報告されていない。^[2,5,6]これらを考慮すると、実機で水蒸気爆発が生じる可能性は小さいと考える。しかしながら、仮に水蒸気爆発が発生した場合を想定すると、水深が深い方が粗混合が促進され、発生するエネルギーが大きくなることから、構造壁への衝撃荷重が大きくなると考えられる。

2. ペDESTALへの水張りのMCCIに対する影響

ペDESTALへの初期水張りに失敗し、溶融炉心落下後に注水を開始した場合、これまでの知見^[7-16]からは、溶融炉心上部にクラストが形成され、溶融炉心の冷却が阻害される可能性が考えられる。

一方、初期水張りを実施することで、熔融物落下時に熔融炉心が粒子化されるため、クラストの形成によるデブリ内部への熱の閉じ込めを抑制することができ、デブリ上面からの除熱と落下時の熔融炉心の急速な冷却(デブリクエンチ)に期待できる。^[5, 6, 17]

3. 初期水張りの水位について

(1) 水位の設定

1. 及び2. に示した通り、初期水張りの水位は、FCIの水蒸気爆発による原子炉格納容器への影響の観点では低い方が良く、MCCIによる原子炉格納容器への影響の観点では高い方が良い。なお、添付資料3.3.1「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に関する知見の整理」で確認したように、水蒸気爆発が発生する可能性は小さいものと考えられるのに対し、ペDESTALに熔融炉心が落下するとMCCIは発生するため、MCCIの影響緩和を考慮する必要があるが、島根2号炉のペDESTAL床面には、熔融炉心に対して耐侵食性を有するジルコニア耐熱材を材料とするコリウムシールドを設置しているため、MCCIによるペDESTAL下部のコンクリート侵食を抑制できるという特徴がある。

以上を踏まえ、島根2号炉においては、FCIの圧カスパイクを考慮しても原子炉格納容器バウンダリの機能が維持され、MCCI緩和のための熔融炉心の粒子化の効果に期待でき、さらにFCIの水蒸気爆発が発生した場合の影響を小さく抑えることができる水位として、初期水張り水位を2.4m(コリウムシールド上面からの水位)に設定している。初期水張り水位2.4mにおけるFCI、MCCIの影響や、水張りの実施可能性については、FCI、MCCI各事象の有効性評価で示したとおり、問題がないものとする。

(2) 水位の設定根拠

a. FCIの影響の観点

1. に示したとおり、実機では水蒸気爆発が発生する可能性は小さい。しかしながら、仮にFCIによる水蒸気爆発の発生を前提とした場合、ペDESTALの水位について、水位が高い方が熔融炉心の細粒化割合が大きくなる傾向がある。この場合、細粒化した粒子から水への伝熱量が多くなるので、水蒸気爆発に伴いペDESTALに与えられる荷重は大きくなる。このことから、ペDESTALの水深が2.4mより深い場合の影響を評価し、問題がないことを確認している。この詳細は4. に示す。

b. MCCIの影響の観点

原子炉圧力容器の下部から熔融炉心が落下するまでに、ペDESTALに熔融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保することによって、熔融炉心が落下時に粒子化され、粒子ベッドとして堆積することにより、デブリ冷却性の向上が期待される。

島根原子力発電所2号炉では、「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、全炉心に相当する量が熔融炉心としてペDESTALに落下し、落下した熔融炉心はペDESTALに一樣に拡がるものとしており、この場合の堆

積高さは約1mとなる。しかしながら、デブリの堆積高さには不確かさがあると考えられることから、この不確かさを考慮した場合におけるデブリ冠水評価を実施し、初期水張りの水深の妥当性を確認した。

(a) デブリの堆積高さ

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

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

ここで、

H_0 : 初期デブリ高さ [1.039m]

H_s : ペDESTAL内構造物分のデブリ堆積高さ [0.17m]

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

P : ポロシティ [0.5] P U L i M S 実験の知見 (0.29~0.37) 及びMAAPコード説明書のデブリ除熱量検討で想定している範囲 (0.26~0.48) から保守的に設定

式(1)からデブリ堆積高さは、約1.6mとなる。

(b) デブリ堆積形状の不確かさ評価

デブリが均一に堆積しない場合の堆積高さについて評価する。

P U L i M S 実験において確認されたデブリ堆積高さと同様距離のアスペクト比を適用し、デブリ堆積形状を山状と想定すると、均一化した場合と比較して堆積高さが高くなる。

b. (a)の堆積高さに対して、アスペクト比を考慮した場合のデブリの堆積形状として、図2のように、連続層については、円柱状に堆積した形状とし、その上に粒子状デブリが円錐状に堆積する形状を仮定する。ここで、アスペクト比は、P U L i M S 試験で得られた1:14を想定する*。これを元に初期水張り2.4mにおける堆積高さを計算した結果、堆積高さは約1.9mとなる。計算方法は以下のとおりである。

- ・連続層の円錐部分については、堆積高さが最大となるのは床全面に広がった場合であることから、ペDESTAL径5.745mにアスペクト比を考慮すると、頂点部分の堆積高さは約0.42mとなる。
- ・円柱部分については、連続層のうち、円錐部分の体積を除いたものとして求める。
- ・粒子状デブリについては、連続層の上に一様に堆積すると仮定して求める。
- ・デブリ堆積高さは上述の連続層と粒子状デブリの堆積高さの合計となる。

なお、デブリ堆積形状が山状の場合、均一化した場合と比較して溶融炉心上部水プールとの伝熱面積が増加して、水位低下が早くなる可能性

があるが、伝熱面積の増加率は1%未満である。したがって、伝熱面積の増加によるペDESTAL水位変化への影響は小さく、デブリ露出までの時間への影響は小さい。

※ PUL i MS実験のうち、溶融物量が比較的大きいE 4実験において、平均堆積高さ 41mm に対して、拡がり距離は 740mm×560mm となっている（表1，図3）。アスペクト比としては1：18～1：14 となっており、デブリ堆積高さの評価としては、保守的に、1：14 を適用し評価を行う。

PUL i MS実験は溶融物を水中に落下した実験であり、連続層と粒子状デブリを含めたデブリ全体としての体積高さに関する知見として適用できるものである。連続層と粒子状デブリを含めた全体を1：14 とするため、本評価では円柱状に堆積した連続層の上に粒子状デブリが円錐状に堆積する形状を仮定する。

(c) デブリ冠水評価

粒子化したデブリの間隙に冷却水が浸入するため、デブリの冠水維持評価の観点から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ について式（2）で評価する。

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

ここで、

H_{pool} : 水プール初期水深 [2.4m]

H_0 : 初期デブリ高さ [1.039m]

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

P : ポロシティ [0.5]

式（2）から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ は約 2.005m となる。MAAPコードを用いた有効性評価の結果（デブリから水プールへの限界熱流束を 800kW/m^2 （圧力依存性あり）と設定）から、原子炉圧力容器破損後のペDESTAL注水が実施されず、デブリ露出^{*}までの時間は、過渡起因事象の場合で約 1.4 時間、LOCA起因事象の場合で約 0.58 時間であることから、粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深条件であって、ペDESTAL注水の開始が遅れた場合でも一定時間冠水維持することが可能であることを確認した。

また、MCCIに対して保守的な評価条件を設定した上で、初期水張りの有効性を感度解析によって確認している。初期水張りの水位を2.4mとした場合について、溶融炉心は全量落下するものとし、上面熱流束を格納容器圧力への依存性を考慮しない 800kW/m^2 一定とした場合であっても、MCCIによる侵食量は数cm (800kW/m^2 （圧力依存あり）の場合、床面0cm, 壁面約4cm)であるのに対し、 800kW/m^2 （一定）の場合、床面0cm, 壁面約13cm)に留まることを確認していることから、現状の初期水張り

の水位の設定に問題はないものとする。感度解析の結果を図4に示す。

※ デブリが水面から露出する状態の悪影響として、以下が考えられることから、これらの影響を防止するためデブリの冠水状態を維持する。

① FP放出に関する悪影響

水面から露出した部分のデブリは冷却されにくく高温状態を維持するため、その下に堆積するデブリの除熱も悪くなり、デブリの平均温度が上昇する。この結果、高温のデブリからのFP放出が継続する。また水面から露出しているデブリから放出されたFPについては、水中で除去される効果を期待できないことから、格納容器へのFP放出量が増加する。

② 格納容器過温に対する悪影響

水面から露出した部分のデブリは高温状態を維持するため、輻射や対流によりペDESTAL雰囲気や格納容器バウンダリを直接加熱する要因となる。この結果、格納容器の健全性に影響を与える可能性がある。

③ MCCIに対する悪影響

水面から露出した部分のデブリは高温状態を維持するため、その下に堆積するデブリの除熱も悪くなり、デブリの平均温度が上昇する。この結果、ペDESTAL床面のコリウムシールドやコンクリートの侵食量が増加し、格納容器の健全性に影響を与える可能性がある。

c. まとめ

FCIについては、これまでの試験結果から、実機において原子炉格納容器の破損に至るような大規模な原子炉圧力容器外での水蒸気爆発の発生の可能性は小さいと考える。なお、FCIの発生を前提とした評価においても、ペDESTALの構造損傷に伴う原子炉格納容器の破損には至らず、十分な余裕があることを確認しており、その水位が原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではないと判断している。また、溶融炉心の粒子化の効果等によるMCCIの影響緩和にも期待できる。

上記を踏まえ、ペDESTALに溶融炉心が落下する状況に対しては、ペDESTALに2.4mの初期水張りまで注水を実施する運用としている。

4. ペDESTALの水位上昇の影響

炉心損傷後の事故対応として、ペDESTALへの初期水張り運用の手順を定め、またペDESTAL内外には、重大事故等発生時における貯水状況を把握するための計測設備を設けていることから、ペDESTAL水位は適切に管理可能であるが、ここでは、FCIの有効性評価で設定した原子炉圧力容器破損に至るシナリオにおいて、ペDESTALへの初期水張りの水位が高い場合を想定し、その際のFCIへの影響を評価した。

a. 原子炉圧力容器破損前のペDESTAL水位上昇の可能性

格納容器スプレイによるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、スプレイ水がペDESTAL開口部である制御棒駆動機構搬出入口よりペDESTAL内に流入することによって貯水し、ペDESTAL水位計

にて水位 2.4m を確認した後、注水を停止する手順としている。この流路において、原子炉格納容器内の上階フロアの床はグレーチングとなっており、スプレイ水が滞留するような機器や堰はない。ペDESTAL開口部とドライウェル床面の間には堰があるものの、ドライウェル床面に溜まった水は一様に上昇し、制御棒駆動機構搬出入口は比較的大きな開口部であることから、スプレイ水はこの開口部を通じて、遅滞なくペDESTALに流れ込むと考えられるため、スプレイ水の原子炉格納容器内における滞留による影響は考えにくい。

この操作においてペDESTAL水位を上昇させる要因としては、停止操作判断による時間遅れ及び操作実施後のスプレイ弁全閉までの間、格納容器スプレイによる注水量が増加する可能性がある。この場合、注水停止後もオーバーフローを続けることでペDESTAL水位は上昇するが、ペDESTAL水位が制御棒駆動機構搬出入口下端位置までの高さ（約 3.8m）よりも高くなるには、ドライウェル床面全体を拡張しながら水位が形成される必要があり、その水位上昇は緩やかであることから、実際の事故対応において、制御棒駆動機構搬出入口下端位置までの高さ（約 3.8m）よりも高い水位となることはない。

また、その他ペDESTAL水位を上昇させる要因としては、注水の停止後にドライウェルサンプに貯まったスプレイ水が、ドライウェルサンプとペDESTAL床を接続するドレン配管及びコリウムシールドスリットを通じて、ドライウェルサンプからペDESTALに流入する場合（逆流）が考えられる。ただし、この経路を通じて流入する流量は最大で約 $1.5\text{m}^3/\text{h}$ 、ペDESTALの水位上昇率は約 $0.06\text{m}/\text{h}$ であり、注水を停止した後の原子炉圧力容器破損までの逆流による水位上昇分は約 3 cm であることから、FCI に対して与える影響は小さいと考えられる。なお、逆流を続けたとしても水頭圧の関係から、制御棒駆動機構搬出入口下端位置までの高さ（約 3.8m）となることはない。

b. 評価条件

溶融炉心がペDESTALに落下する前に、ペDESTALに制御棒駆動機構搬出入口下端位置までの高さ（約 3.8m）の水位が形成されているものとした。

また、ここでは現実的な溶融炉心の落下様態を想定した条件を適用し、その他の解析条件は、添付資料 3.3.2 において設定した評価条件と同様とした。

c. 評価結果

圧カスパイクに加え、水蒸気爆発による影響についても評価を実施した。以下にその結果を示す。

(1) 圧カスパイク

格納容器圧力の評価結果を図 9 に示す。原子炉圧力容器が破損して、溶融炉心がペDESTALの水中に落下する際に圧カスパイクが生じているが、圧カスパイクのピーク圧力は約 $216\text{kPa}[\text{gage}]$ であり、水位 2.4m の場合の約 $193\text{kPa}[\text{gage}]$ よりも高くなっている。

この理由としては、初期水張り水位の上昇によってペDESTALの水量が多くなり、溶融炉心の粗混合量が増加し、水への伝熱量が増加したために、圧カスパイク評価は厳しくなったものと考えられる。

(2) 水蒸気爆発

水蒸気爆発に伴うエネルギー、ペDESTAL内側及び外側の応力の推移を図5、図6及び図7に示す。水蒸気爆発の発生を想定した場合にペDESTALの水に伝達される運動エネルギーの最大値は約0.2MJである。このエネルギーを入力とし、ペDESTALの内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、ペDESTALの内側鋼板にかかる応力は約14MPa、外側鋼板にかかる応力は約7MPaとなった。これはペDESTAL内側及び外側鋼板の降伏応力(490MPa)を十分に下回っており、原子炉格納容器破損に至るおそれはないと考える。

また、初期水張りの水位が上昇すると、水面から原子炉圧力容器の底部までの距離が短くなる。ペDESTALで水蒸気爆発が発生した場合には、発生した水蒸気によって水塊がピストン状に押し上げられ、水塊が原子炉圧力容器の底部に衝突する可能性が考えられるが、水面と原子炉圧力容器の底部の距離が短くなることにより、衝突の可能性が高くなることが懸念される。

水塊による水位上昇は、主にペDESTALの径、 D と初期水位、 H_0 のアスペクト比(H_0/D)によって整理できる。^[19]初期水張り水位2.4mの場合、アスペクト比が約0.42となることから、水塊の上昇を含む最大水位は約2.4mとなる。また、初期水張り水位約3.8mの場合、アスペクト比が約0.66となることから、水塊の上昇を含む最大水位は約7.2mとなる。水位約3.8mの場合、水塊はコリウムシールド上面から約7.2mまで上昇する可能性があるが、この高さはコリウムシールド上面から原子炉圧力容器の底部までの高さである約9.5mよりも低いことから、水塊が原子炉圧力容器の底部に衝突することはない。水塊による衝撃により、原子炉格納容器の支持機能の健全性に与える影響はない。

水蒸気爆発が発生した際の気相部の挙動については、JASMINEコードを用い、添付資料3.3.2の評価条件(初期水張り水位2.4m)における、ペDESTALの空間部での格納容器圧力を評価した。評価結果を図8に示す。水蒸気爆発時の粗混合粒子の細粒化と伝熱により、爆発源の膨張に伴う圧力波が伝播する。圧力波は減衰するため、原子炉圧力容器底部に到達する時点では0.30MPa[abs]以下となる。0.30MPa程度の圧力波によって原子炉圧力容器が損傷に至ることは想定し難いことから、圧力波による原子炉圧力容器への影響は無視できる程度と考える。原子炉格納容器への影響については、原子炉格納容器の構造上、ペDESTALにおいて発生した圧力波が減衰されないまま原子炉格納容器上部に到達することは考えにくい。仮に0.30MPa程度の圧力波が原子炉格納容器上部の壁面に到達しても、原子炉格納容器の限界圧力(0.853MPa[gage])未満であることから、原子炉格納容器が破損に至ることはない。

以上の結果から、ペDESTALの水位を現状の初期水張り水位である2.4m以上に上昇させた場合であっても、FCIによって原子炉格納容器が破損に至るおそれはないと考える。このことから事故対応におけるドライウェルスプレイによるペDESTALへの初期水張り運用に対して、FCIの観点からの制約は生じない。

5. 結論

島根原子力発電所2号炉においては、FCIが発生した場合の影響を低減しつつ、溶融炉心の粒子化の効果等によるMCCIの影響緩和を期待できる水位として、初期水張り水位を2.4mに設定している。また、ペDESTALの水位が上昇した場合であっても原子炉格納容器が破損に至るおそれはない。

以 上

参考文献

- [1] V. Tyrpekl, Material effect in the nuclear fuel - coolant interaction : structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, 2012
- [2] J. H. Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04
- [3] J. H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Design. 222, 1-15, 2003
- [4] J. H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol.158 378-395, 2007
- [5] D. Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng. Design, 236 1998-2009, 2006
- [6] M. Kato, H. Nagasaka, "COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions," JAERI-Conf 2000-015, 2000
- [7] (財) 原子力発電技術機構 (NUPEC), 「重要構造物安全評価 (原子炉格納容器信頼性実証事業) に関する総括報告書」 2003
- [8] B. R. Sehgal, et al., "ACE Project Phase C&D : ACE/MCCI and MACE Tests", NUREG/CR-0119, Vol. 2, 1991
- [9] R. E. Blöse, et al., "SWISS: Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions With Overlying Water Pools," NUREG/CR-4727, 1987
- [10] R. E. Blöse, et al., "Core-Concrete Interactions with Overlying Water Pools - The WETCOR-1 Test," NUREG/CR-5907, 1993
- [11] M. T. Farmer, et al. "Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments", Proc. OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999
- [12] M. T. Farmer, et al., "Corium Coolability under Ex-Vessel Accident Conditions for LWRs," Nuc. Eng. and Technol., 41, 5, 2009
- [13] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests : Final Report," OECD/MCCI-2005-TR05, 2006
- [14] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project Final Report," OECD/MCCI-2005-TR06, 2006
- [15] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final Report," OECD/MCCI-2010-TR07, 2010
- [16] H. Nagasaka, et al., "COTELS Project (3): Ex-vessel Debris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999
- [17] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design 239 1653- 1659, 2009
- [18] F. B. Ricou, D. B. Spalding, "Measurements of Entrainment by Axisymmetrical Turbulent Jets," Journal of Fluid Mechanics, Vol. 11, pp. 21-32, 1961
- [19] 稲坂 他 「軽水炉のシビアアクシデント時における気泡急成長による水撃力の研究」, 海上技術安全研究報告書 第4巻 第3号, p. 323-343, 2004.
- [20] A. Konovalenko et al., Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction, NUTHOS-9, Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.

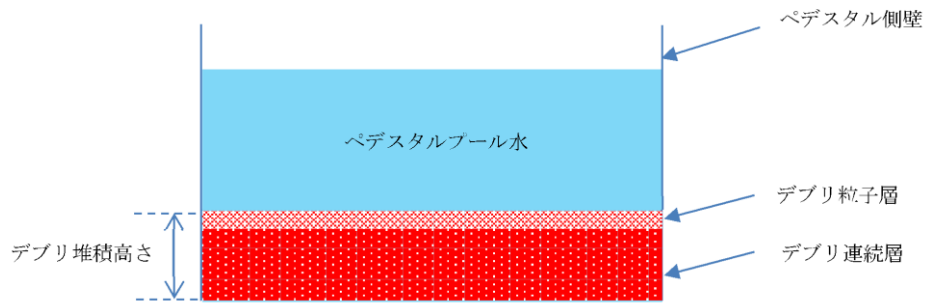


図1 デブリ堆積高さの概念図

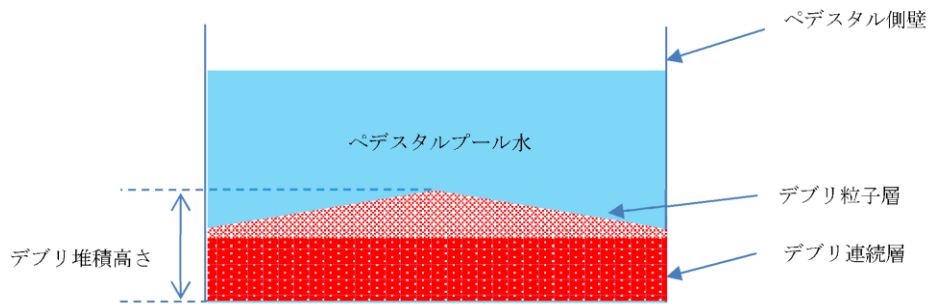


図2 デブリ堆積高さの概念図 (不確かさ考慮)

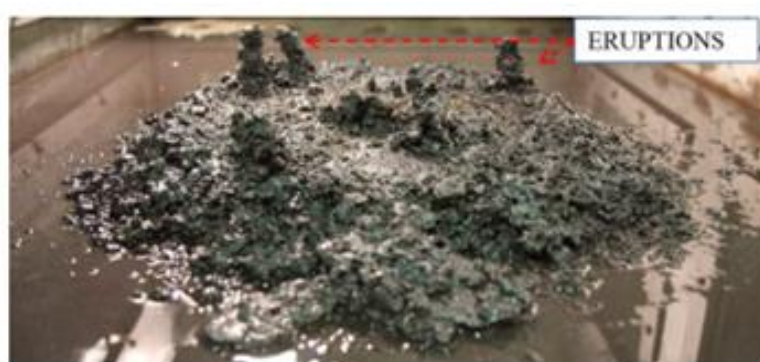


図3 PULiMS実験結果 (E4)

表1 PULiMS実験条件と結果^[20]

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

Parameter	PULiMS tests				
	E1	E2	E3	E4	E5
Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -CaO	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	ZrO ₂ -WO ₃
Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2
T _{sol} , °C	870	1027	870	870	1231
T _{liq} , °C	870	1027	870	870	1231
Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200
Water temperature, °C	79	78	75	77	72

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

Parameter	Exploratory PULiMS tests			
	E1	E3	E4	E5
Melt release time, (sec)	10	15	12	~8.7
Total size $x \times y$, mm	460x440	~750x750	740x560	-
Cake size $x \times y$, mm	~430x320	~750x750	711x471	~400x420
Max debris height, mm	93	unknown	106	50
Area averaged debris bed height, mm	31	~30	30	22
Volume averaged debris bed height, mm	50	unknown	41	28
Debris height under injection point, mm	48	unknown	50	39
Total area occupied by cake, m ²	0.14	~0.44	0.30	0.14
Measured particulate debris mass, kg	~4	unknown	2.9	-
Measured particulate debris mass fraction, %	~20%	unknown	~6.8%	-
Solidified cake mass, kg	~20	unknown	39.5	13.6
Measured debris bed volume, L	~4.2	unknown	8.9	~3.1
Estimated total cake porosity	0.29	-	0.36	0.37
Symmetry of the spread	non-sym.	unknown	non-sym.	symmetric
Steam explosion	no	yes	no	yes
Cake formation	cake	no cake	cake	cake
Measured melt superheat, °C	136	206	70	300
Measured melt superheat in the pool, °C	121	77	48	90
Estimated loss of melt superheat due to jet interaction with coolant, °C	15	129	22	210

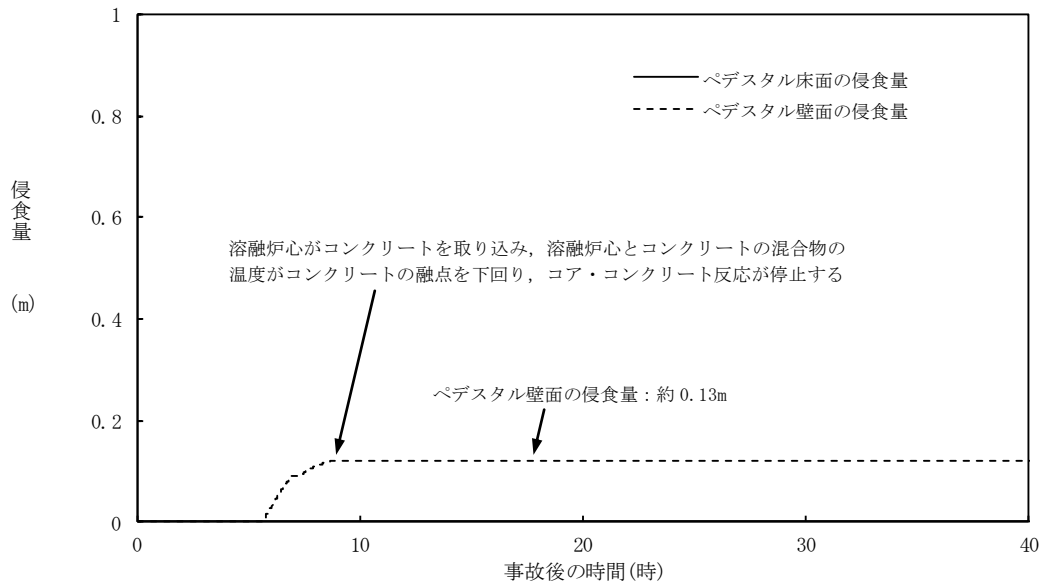


図4 ペデスタル壁面及び床面の侵食量の推移
 (初期水張り水位 2.4m, 上面熱流束:800kW/m²相当 (圧力依存なし))

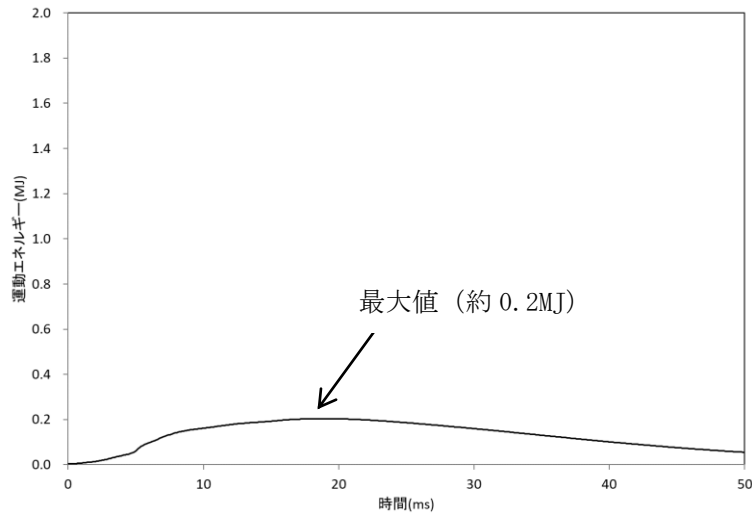


図5 水蒸気爆発によるエネルギーの推移 (約 3.8m, 現実的な想定) ※1

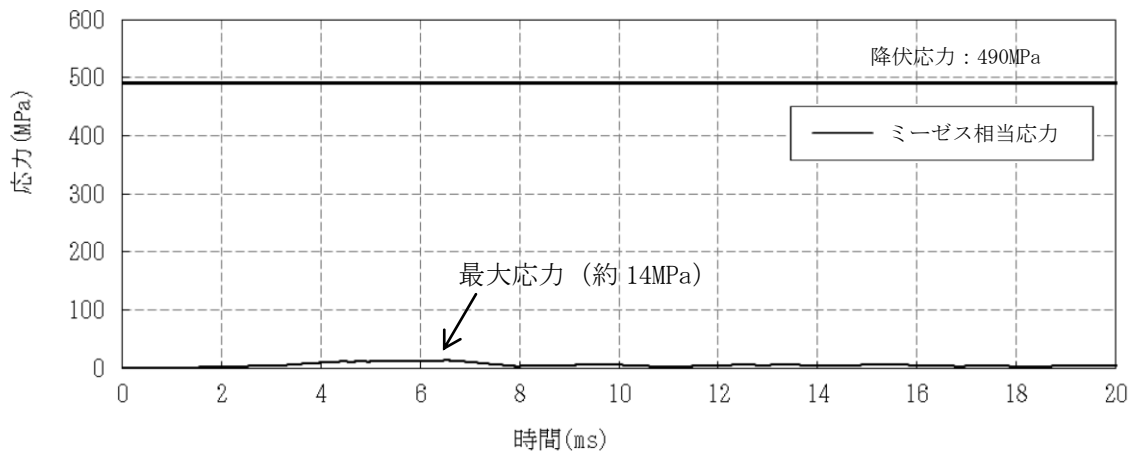


図6 水蒸気爆発によるペDESTAL内側鋼板の応力の変化 (約 3.8m, 現実的な想定) ※1

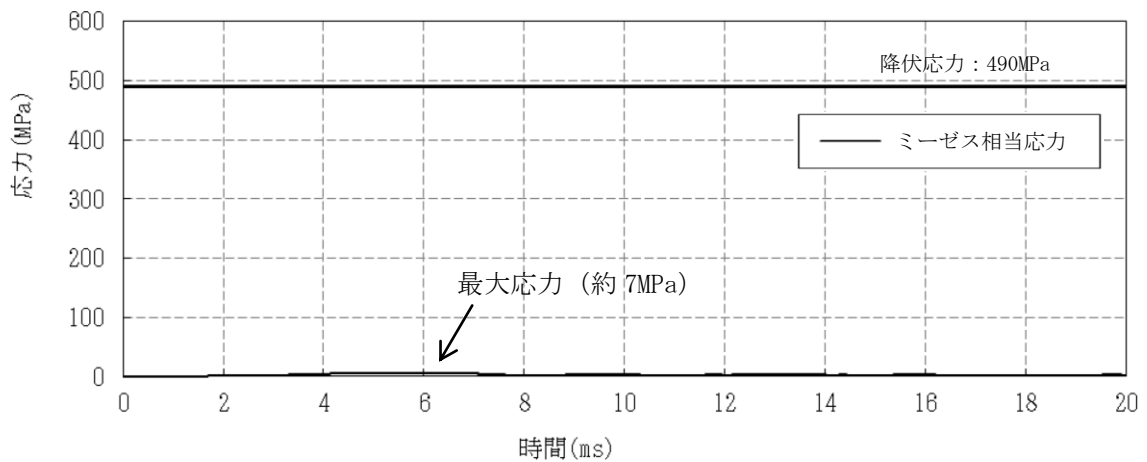


図7 水蒸気爆発によるペDESTAL外側鋼板の応力の変化 (約 3.8m, 現実的な想定) ※1

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

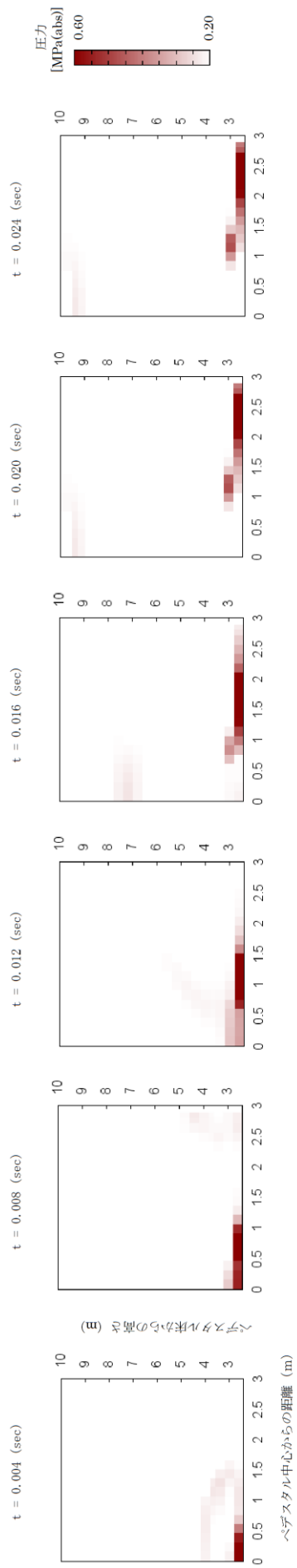


図 8 水蒸気爆発が発生した際の格納容器圧力

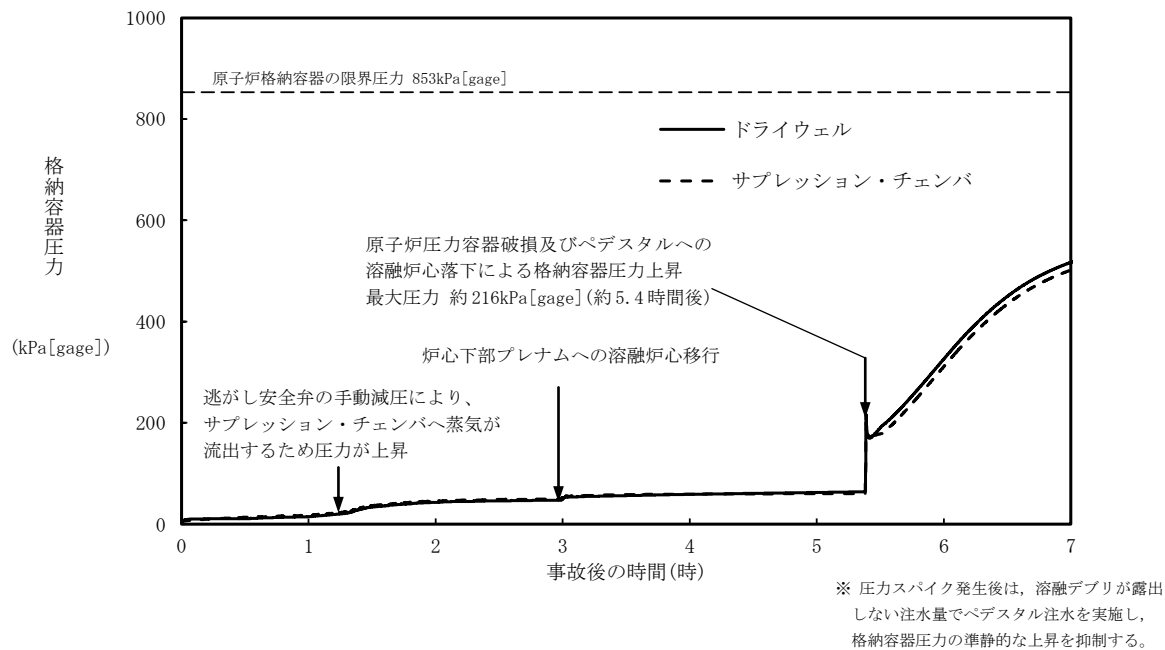


図9 格納容器圧力の推移（初期水張り水位約 3.8m）

粒子化割合の算出

R P V破損時における流出する溶融炉心の粒子化割合を以下のR i c o u – S p a l d i n g 相関式によって評価している。本相関式は、M A A Pにおいても実装されている。

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

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

ここで、

Φ_{ent} : 粒子化割合 [-]

E_0 : エントレインメント係数 [-]

ΔH_{pool} : プール水深 [m]

d_{dj} : プール底部におけるデブリジェット径 [m]

$d_{dj,0}$: 気相部落下を考慮した水面におけるデブリジェット径^{*1} [m]

ρ_{dj} : デブリジェット密度 [kg/m³]

ρ_w : 水密度 [kg/m³]

※1 解析コードM A A Pによる破損口径の拡大（アブレーション）を考慮
評価条件は以下のとおり。

- ・プール水深：2.4m（ペDESTAL水位）
- ・デブリジェット密度： kg/m³（M A A P 計算結果^{*2}）
- ・初期デブリジェット径：0.20m（C R D案内管径）

※2 粒子化割合を大きく見積もる観点から、デブリ密度が小さい過渡事象シーケンスの値を使用

以上により評価した結果、粒子化割合は以下のとおり。

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

※3 M A A Pコードにおけるエントレインメント係数は、F A R O実験のベンチマーク解析の不確かさの範囲から、 から である。また、不確かさの範囲のうち、およそ中間となる を推奨範囲の最確値としており、A L P H A – M J B実験の検証解析において、最確値を用いることで実験結果とよく一致する結果が得られている。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 1 解析コードにおける重要現象の不確かさ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）（1/2）

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
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を与える影響」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を与える影響」にて確認
	燃料棒内温度変化		TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故に関する再現実性確認されている。	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実性及び CORA 実験についての再現実性を確認している。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を与える影響はない。
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル(炉心熱水力モデル)	CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。	炉心ヒートアップ速度の増加(燃料被覆管酸化の促進)を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、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。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故に関する再現実性確認されている。
	燃料被覆管酸化	溶融炉心の挙動モデル(炉心ヒートアップ)	炉心ヒートアップ速度の増加(燃料被覆管酸化の促進)を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、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。	心溶解の開始時刻への影響は小さい。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故に関する再現実性確認されている。
	燃料被覆管変形		・下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない。	心溶解の開始時刻への影響は小さい。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故に関する再現実性確認されている。
	沸騰・ボイド率変化		TQUX シーケンス及び中小破断 LOCA シーケンスに対して、MAAP コードと SFR コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。	心溶解の開始時刻への影響は小さい。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故に関する再現実性確認されている。
原子炉格納器	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 SFR コードで考慮している CCF L を取り敢っていないことから水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり、その後の注水操作による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 SFR の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータを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 SFR の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータを与える影響は小さい。
	格納容器各領域間の流動	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。格納容器雰囲気温度を十数°C 程度高めに、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、解析結果は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雰囲気温度を十数°C 程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価しているが、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考えられる。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、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時間を与える影響はない。	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°C 程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価しているが、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考えられる。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、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時間を与える影響はない。

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（原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用）（2/2）

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉 圧力容 器(炉心 損傷後)	リロケー ション	溶融炉心の挙 動モデル (リロケーシ ョン)	<ul style="list-style-type: none"> ・TMI事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認した。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・TQUV、大破断LOCAシナシスともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。 	<p>溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの到達した時点でのベデスタルへの初期水張り操作は、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点でのベデスタルへの初期水張り操作は小さく、溶融炉心が炉心下部ブレナムへリロケーション開始時間の不確かさは小さく、溶融炉心が炉心下部ブレナムへリロケーションした際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としているベデスタルへの初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの到達した時点でのベデスタルへの初期水張り操作は、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点でのベデスタルへの初期水張り操作は小さく、溶融炉心が炉心下部ブレナムへリロケーションした際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としているベデスタルへの初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>
	構造材と の熱伝達				
原子炉 格納容 器(炉心 損傷後)	原子炉圧 力容器破 損	溶融炉心の挙 動モデル(原子 炉圧力容器破 損モデル)	<p>原子炉圧力容器破損に影響する項目として、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)をパラメータとした感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻が約13分早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり、実機における解析への影響は十分小さいと判断される。</p>	<p>制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に関する感度解析より最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損(事象発生から約5.4時間後)に対して早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、BW Rにおいては原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>
原子炉 格納容 器(炉心 損傷後)	原子炉圧 力容器外 FCI(溶 融炉心細 粒化)	溶融炉心の挙 動モデル (格納容器下 部での溶融炉 心挙動)	<p>原子炉圧力容器外FCI現象に関する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、原子炉圧力容器外FCIによって生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。</p>	<p>本評価事象シナシスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作時間には影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、BW Rにおいては原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータによる影響(原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用)(1/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータによる影響
	解析条件	最確条件			
原子炉熱出力	2, 436MWt	2, 435MWt以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	6.93MPa[gage]	約6.77~ 6.79MPa[gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉水位	通常水位(気水分離器下端から+83cm)	通常水位(気水分離器下端から約+83cm~約+85cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム25分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下状態でも通常運転水位から約4.6mであるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2cmであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム25分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下状態でも通常運転水位から約4.6mであるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2cmであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	35.6×10 ³ t/h	定格流量の85~ 104% (実測値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に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。
燃料	9×9燃料(A型)	装荷炉心毎	9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料(A型)を設定。	最確条件とした場合は、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)の燃料の組成は同等であり、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合は、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)の燃料の組成は同等であり、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979(燃焼度33GWd/t)	ANSI/ANS-5.1-1979平均的燃焼度約30GWd/t(実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順(原子炉圧力容器下錐温度に応じてペダスタルへの初期水張り操作を実施すること)に変わりはしないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
格納容器空間体積(ドライウエル)	7,900m ³	7,900m ³ (設計値)	ドライウエル内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)を設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
格納容器空間体積(サブレーション・チェンバ)	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³ (設計値)	サブレーション・チェンバ内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)を設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間による影響	評価項目となるパラメータによる影響
	解析条件	最確条件			
真空破壊弁	3.43kPa(ドライウエール-サブプレッジョン・チェンバ間差(圧))	3.43kPa(ドライウエール-サブプレッジョン・チェンバ間差(圧)) (設計値)	真空破壊弁の設定値	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
サブプレッジョン・ブール水位	3.61m(NWL)	約3.59m~約3.63m(実測値)	通常運転時のサブプレッジョン・ブール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッジョン・ブール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分の熱容量は約20m ³ 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約0.7%程度と常に小さい。従って、事象進展による影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッジョン・ブール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分の熱容量は約20m ³ 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約0.7%程度と常に小さい。従って、事象進展による影響は小さい。
サブプレッジョン・ブール水温度	35℃	約19℃~約35℃(実測値)	通常運転時のサブプレッジョン・ブール水温度の上限値として設定	運転員等操作としては原子炉圧力容器下鏡温度の上昇を起点としてペデスタルへの注水操作を行うこととなるが、本パラメータによる影響を受けることはなく、運転員等操作時間による影響はない。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している水温より低くなるため、圧力スパイクへの影響としては、発生する蒸気量の低下が考えられるが、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。
格納容器圧力	5.0kPa[gage]	約5kPa[gage]~約7kPa[gage](実測値)	通常運転時の格納容器圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇による影響は小さい。例えば、事象発生から圧力容器破損までの圧力上昇率(平均)は約5.4時間間で約188kPa[gage]であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇率は約2kPaであり非常に小さい。従って、事象進展による影響は小さいことから、評価項目となるパラメータによる影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇による影響は小さい。例えば、事象発生から圧力容器破損までの圧力上昇率(平均)は約5.4時間間で約188kPa[gage]であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇率は約2kPaであり非常に小さい。従って、事象進展による影響は小さいことから、評価項目となるパラメータによる影響は小さい。
格納容器温度	57℃	約45℃~約54℃程度(実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定	運転員等操作としては原子炉圧力容器下鏡温度の上昇を起点としてペデスタルへの注水操作を行うこととなることから本パラメータによる影響を受けることはなく、運転員等操作時間による影響はない。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器温度の上昇による影響は小さい。例えば、事象発生から圧力容器破損までの温度上昇率は約5.5時間で約70℃であるのに対して、ゆらぎによる温度上昇率は非常に小さい。従って、事象進展による影響は小さい。評価項目となるパラメータによる影響は小さい。
外部水源の温度	35℃	31℃以下(実測値)	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定	最確条件とした場合は、ペデスタルへの注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時のペデスタルブ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よる影響はない。	最確条件とした場合は、ペデスタルへの注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時のペデスタルブール水温度が低くなるが、ペデスタルブール水温度が低い場合は、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、顕熱が吸収するエネルギーが相対的に減少し、圧力スパイクに寄与する水蒸気の発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。一方、トリガリングの発生を前提とした水蒸気爆発の観点では、低い水温は厳しめの評価を与えるが、水温の変化に対する水蒸気爆発のエネルギーの感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。
外部水源の容量	7,000m ³	7,000m ³ 以上(合計貯水量)	輪谷貯水槽の水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなるため、水源が枯渇することはない。運転員等操作時間による影響はない。	—
燃料の容量	1,180m ³	1,180m ³ 以上(合計貯蔵量)	発電所構内に貯蔵している合計容量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合は、燃料が枯渇することはない。運転員等操作時間による影響はない。	—

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を与える影響(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)(3/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定	大破断LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、操作手順(原子炉圧力容器下鏡温度に応じたベデスタタルへの初期水張りを実施すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間を与える影響はない。(添付資料3.3.5)	溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、事象発生から約3.3時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクの最大値は約301kPa[Gage]となつたが、圧力スパイクの最大値はベースケースの評価結果と同程度であり、格納容器の限界圧力の853kPa[Gage]以下であることから、評価項目を満足する。(添付資料3.3.5)
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失 全交流動力電源喪失	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系、低圧注水系の機能喪失を設定するとともに、重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定 また、全ての非常用ディーゼル機関等の機能喪失を設定	-	-
	外部電源	外部電源なし	全交流動力電源喪失を想定するため、外部電源なしを設定	-	-

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

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

機器条件

プラント損傷状態をLOCAとした場合の圧カスパイクへの影響

1. 評価の目的

今回の申請において示した解析ケース（以下、「ベースケース」という。）では、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンスのプラント損傷状態として、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、溶融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられるTQUVを選定しており、起因事象としては原子炉水位の低下の観点で最も厳しい給水流量の全喪失を設定している。

一方、起因事象として大破断LOCAを仮定した場合、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の放出によって格納容器圧力が上昇することに加え、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなり、圧カスパイクの最大値がベースケースに比べて高い値となる可能性が考えられる。

このため、解析条件のうち初期条件の不確かさとして、起因事象が大破断LOCAの場合の圧カスパイクへの影響を確認する。

2. 評価条件

ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。その他の評価条件は、ベースケースの評価条件と同等である。

- ・起因事象を大破断LOCAとし、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」とした。
- ・リロケーションに伴い原子炉圧力容器下鏡温度が急激に上昇するため、これに備えた運転手順に従い、原子炉圧力容器下鏡温度300℃到達後にペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL注水を200m³/hで開始し、ペDESTAL水位が2.4mに到達していることを確認した後、ペDESTALへの注水を停止するものとした。

3. 評価結果

格納容器圧力の評価結果を図1、格納容器温度の評価結果を図2に示す。

事象発生から約3.3時間後に原子炉圧力容器破損を確認した以降は、格納容器スプレイを開始することによって、格納容器温度は低下する挙動を示している。圧カスパイクのピーク値は約301kPa[gage]であり、圧カスパイクのピーク値はベースケースの結果より高くなるものの、格納容器限界圧力の853kPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持されることを確認した。

(補足) 過渡起因事象又はLOCA事象の原子炉圧力容器破損時の各判断パラメータ挙動は下表のとおり。

「過渡起因事象」時		「LOCA事象」時	
原子炉圧力	「急激な低下」 (原子炉圧力容器 高圧時)	ペDESTAL温度	「急激な低下」※1
ドライウエル圧力	「急激な上昇」	サプレッション・プー ル水温度	「急激な上昇」
ペDESTAL温度	「急激な上昇」	ドライウエル水素濃度	「上昇開始」
ペDESTAL水温度	「急激な上昇」又は 「指示値喪失」	ペDESTAL水温度	「急激な上昇」又は 「指示値喪失」

※1 LOCAを起因とした事象発生時において原子炉注水が出来ない状況下においては、原子炉圧力容器破損以前に原子炉圧力容器とドライウエルが破断口を通じて連通しているため、炉内の過熱蒸気がドライウエルに放出される。そのため、原子炉圧力容器破損時には一次系の高温ガスがペDESTALに放出されない状況となり、原子炉圧力容器破損時にペDESTALのプール水（LOCA破断水または事前水張り水）とデブリが触れて水蒸気が発生することで、ペDESTAL雰囲気温度は急低下する傾向となる。

以 上

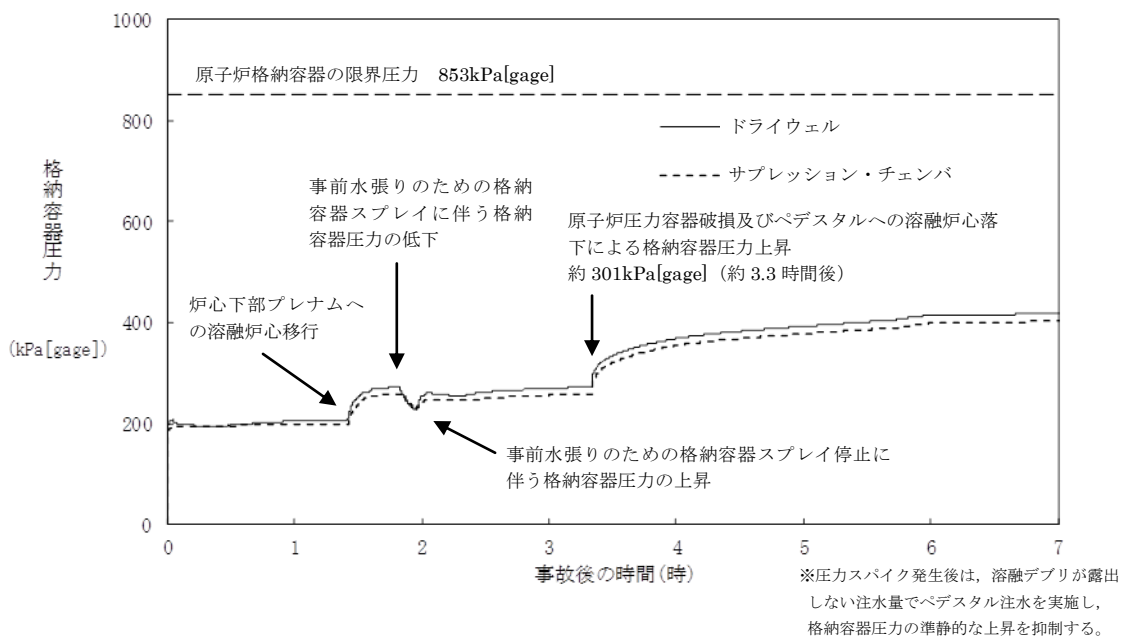


図1 格納容器圧力の推移

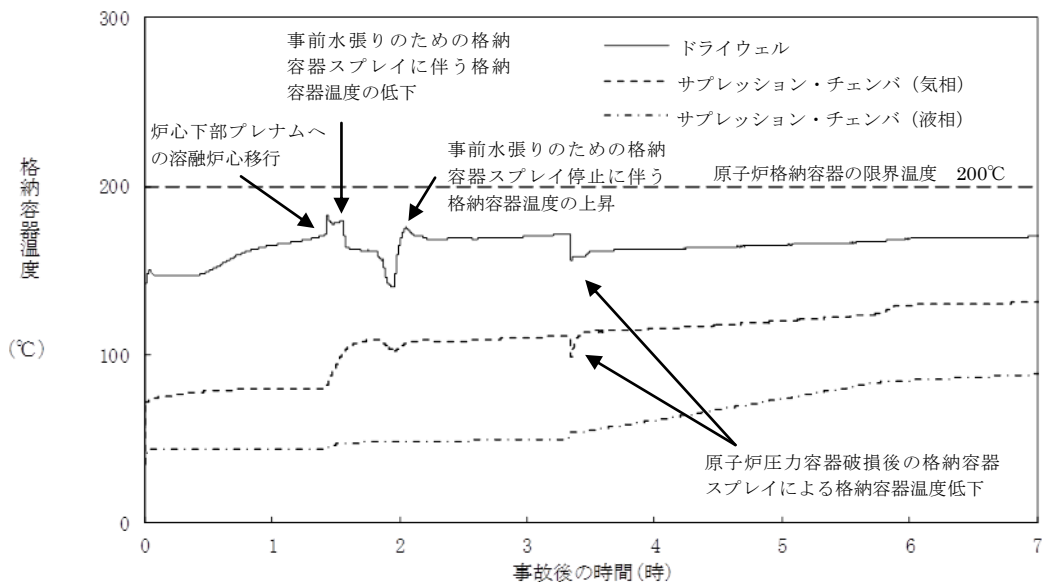


図2 格納容器温度の推移

3.4 水素燃焼

3.4.1 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「水素燃焼」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、確率論的リスク評価の結果からは抽出されない。このため、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定する。

(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「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食、熔融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素ガスによって原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し、水の放射線分解によって発生する酸素ガスによって原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため、緩和措置がとられない場合には、ジルコニウム-水反応等によって発生する水素ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードは、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化に加え、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入によって、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、熔融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生に対しては「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」のとおり、ペデスタル注水によって水素ガス発生を抑制する。

なお、島根2号炉において重大事故が発生した場合、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は13vol%^{※1}を大きく上回る。このため、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損を防止する上では、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要であるが、特に酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要である。また、水の放射線分解、金属腐食、熔融炉心・コンクリート相互作用等による水素ガス発生の影響は小さい。

※1 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断される。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化に加え、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入により、水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。

「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとおり、格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは、「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）」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じであることから、格納容器破損防止対策は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。

3.4.2 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、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、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ている「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」である。

この事故シーケンスは、「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）」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「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）」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シーケンスを「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」では格納容器フィルタベント系に期待することで、原子炉格納容器内の気体が排出され、水素ガス及び酸素ガスの絶対量が減少し、水素ガス及び酸素ガスの分圧が低下するとともに、サブプレッション・チェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気とともに原子炉格納容器外に排出され続けることで、水素ガス及び酸素ガスの分圧並びに水素濃度及び酸素濃度が低く維持され、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。

（添付資料 3.4.1）

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ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）、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、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生、原子炉圧力容器内FP挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、スプレー冷却、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより格納容器圧力、格納容器温度、原子炉格納容器内の気相濃度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）」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の条件は「3.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第 3.4.2-1 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 酸素濃度

原子炉格納容器の初期酸素濃度、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガス並びに可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入に伴い注入される酸素を考慮することとする。原子炉格納容器の初期酸素濃度は、運転上許容される上限の2.5vol%とする。

b. 事故条件

(a) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量

炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析コードMAAPの評価結果から得られた値を用いた。これは、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の原子炉格納容器内の酸素濃度が低く管理されていること及び解析コードMAAPの評価結果で水素濃度が13vol%を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点から厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応し、水素ガスが発生した場合、原子炉格納容器内の水素濃度が増加するため、相対的に水の放射線分解で発生する酸素ガスの濃度は低下する。

(b) 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合

水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの発生量は、解析コードMAAPで得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで、水素ガス及び酸素ガスの発生割合(G値(100eVあたりの分子発生量)、以下「G値」という。)は、それぞれ0.06, 0.03とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、原子炉圧力容器内については、ベータ線、ガンマ線ともに0.1、原子炉圧力容器外の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに1とする。

(添付資料 3.4.2)

(c) 金属腐食等による水素ガス発生量

原子炉格納容器内の亜鉛等の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素ガスの発生量は、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に比べて多いが、水素ガスの発生は、原子炉格納容器内の水素濃度を上昇させ、酸素濃度を低下させると考えられることから、金属腐食等による水素ガス発生量は考慮しない。

(添付資料 3.1.2.4, 3.4.5)

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスは、「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)」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の結果は「3.1.2.2(4) 有効性評価の結果」と同じである。この他に、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウェル及びサブプレッション・チェンバ気相濃度(ウェット条件、ドライ条件)の推移を第3.4.2-1(1)図から第3.4.2-1(6)図に、事象発生から7日後(168時間後)の酸素濃度を第3.4.2-2表に示す。

a. 事象進展

事象進展は3.1.2.2(4)a.と同じである。

上記の事象進展に伴い、主に炉心の露出から炉心再冠水までの間に、全炉心内のジルコニウム量の約7.8%が水と反応して水素ガスが発生する。また、炉心再冠水に伴い、事象発生から約1.8時間後にジルコニウム-水反応は停止する。発生した水素ガスは原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに、破断口からドライウェルに流入する。また、原子炉圧力容器内及びサプレッション・チェンバ内における核分裂生成物によ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。残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱の開始後は、ドライウェル内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、原子炉格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇するが、事象発生から約12時間後に、可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入操作を実施することで、原子炉格納容器内酸素濃度の上昇が抑制される。

b. 評価項目等

原子炉格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から13vol%を上回るが、ウェット条件における酸素濃度は、事象発生から7日後までの間、可燃限界を上回ることとはなく、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1.9vol%であり、可燃限界を下回る。

ドライ条件では、事象発生の約4時間後から約12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、LOCA後のブローダウンによって、ドライウェルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気と共にサプレッション・チェンバに送り込まれ、破断口から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酸素ガス濃度は1vol%未満(約0.1vol%)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、0.006MPa[abs]未満(水素及び酸素の分圧の和は0.002MPa[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3vol%であり、サプレッション・チェンバ内の全圧が0.43MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス(水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス)の分圧は少なくとも0.42MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウェル内の水蒸気が凝縮してドライウェル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウェル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サプレッション・チェンバから酸素濃度が5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウェルの酸素濃度が現実的に可燃限界である5vol%を上回ることとはない。事象発生の約12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1.2vol%、サプレッション・チェンバにおいて約2.8vol%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。

その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ベントによって、その水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる。

また、原子炉格納容器内は、原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、原子炉格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。なお、事象発生後の168時間後における崩壊熱は約7.27MWであるが、これに相当する水蒸気発生量は約 $1.4 \times 10^4 \text{ Nm}^3/\text{h}$ である。このため、水素燃焼の可能性の有無は、ウェット条件における気相濃度において判断することが妥当であると考えられる。

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(6)の評価項目について、酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また、(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、「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)」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。

なお、本評価は選定された評価事故シーケンスに対する、「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対策の有効性を評価するものであり、ペDESTALに溶融炉心が落下しない場合の評価であるが、溶融炉心がペDESTALに落下した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生の影響については、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」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。

(添付資料 3.4.3)

3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスは、「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)」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じであることから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。

(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ける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「3.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。

(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、「3.1.2.3(2)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」と同様であるが、本評価事故シーケンスを評価する上で、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

初期条件の酸素濃度は、解析条件の2.5vol%に対して最確条件は約2.5vol%以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、

初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃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。

事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 7.8%が水と反応して発生する水素ガス量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シーケンスにおいては水素ガス発生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。

事故条件の金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃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。

事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水素ガス：0.06、酸素ガス：0.03 に対して最確条件は同じであるが、G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器フィルタベント系を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、格納容器フィルタベント系に係る運転員等の操作については、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」において、成立性を確認している。

(添付資料3.4.4)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の酸素濃度は、解析条件の 2.5vol%に対して最確条件は約 2.5vol%以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 7.8%が水と反応して発生する水素ガス量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、運転員等操作である低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、「3.1.2.3(2)b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。仮に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が早まった場合、第 3.4.2-1(7)図及び第 3.4.2-1(8)図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 11.7%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は 5 割程度増加するが、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1.9vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、仮に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、第3.4.2-1(9)図及び第3.4.2-1(10)図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約6.2%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は16%程度減少するが、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。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水素ガス：0.06、酸素ガス：0.03に対して最確条件は同じであるが、G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器フィルタベント系を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合について、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いているG値（沸騰状態の場合、水素：0.4、酸素：0.2、非沸騰状態の場合、水素：0.25、酸素：0.125）を使用した感度解析を実施した。第3.4.2-1(11)図から第3.4.2-1(15)図に示すとおり、原子炉格納容器内の酸素濃度は、ドライ条件において事象発生から約85時間で4.4vol%に到達するが、格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。4.4vol%到達時点で原子炉格納容器内の気体の排出操作を実施すると、水蒸気とともに非凝縮性ガスが原子炉格納容器外に押し出され、また、原子炉格納容器内は、減圧沸騰による原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ0vol%まで低下することから、水素燃焼が発生することはない。

格納容器フィルタベント系による対応が生じる場合、その対応フローは「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）」のうち、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」と同じであり、格納容器フィルタベント系の操作が必要となる時間は、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」よりも、本感度解析による評価結果の方が遅いことから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中へのCs-137の総放出量の観点でも、本感度解析による評価結果の方が、事象発生から原子炉格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」の評価結果である約4.8TBqを超えることはなく、評価項目である100TBqを十分に下回る。

（添付資料3.4.1, 3.4.4, 3.4.5）

b. 操作条件

本評価事故シーケンスにおける操作条件は、「3.1.2.3(2)b. 操作条件」と同様である。

(3) 操作時間余裕の把握

本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は、「3.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」と同様である。

(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。

3.4.4 必要な要員及び資源の評価

本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。

3.4.5 結論

格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素ガスと、水の放射線分解によって発生した酸素ガスが原子炉格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化に加え、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入手段を整備している。

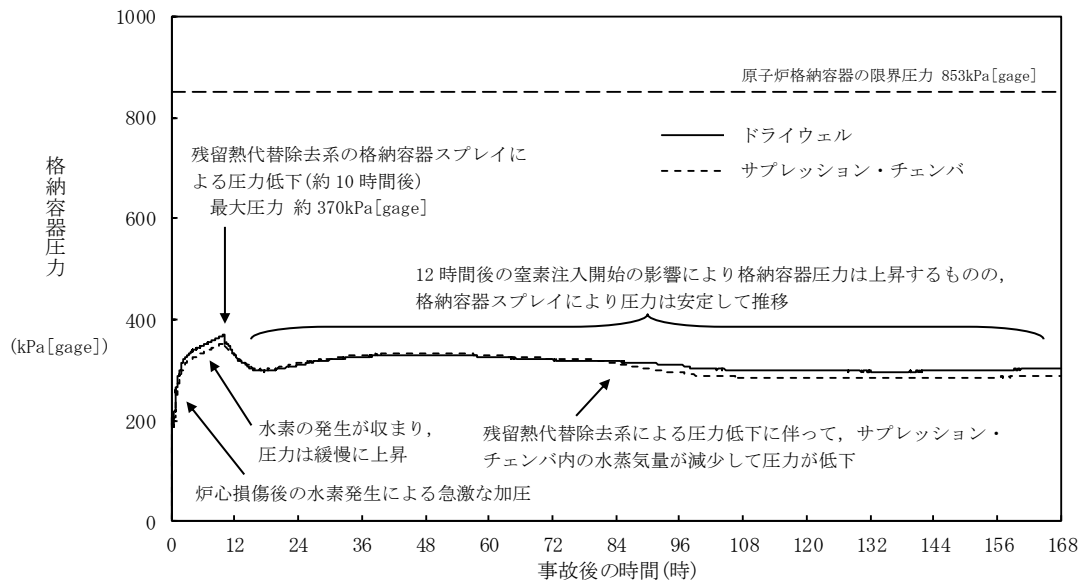
格納容器破損モード「水素燃焼」では、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断LOCA）+ ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について、有効性評価を行った。

上記の場合においても、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化及び可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入により、酸素濃度が可燃限界である5 vol%以下となることから、水素燃焼に至ることはなく、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

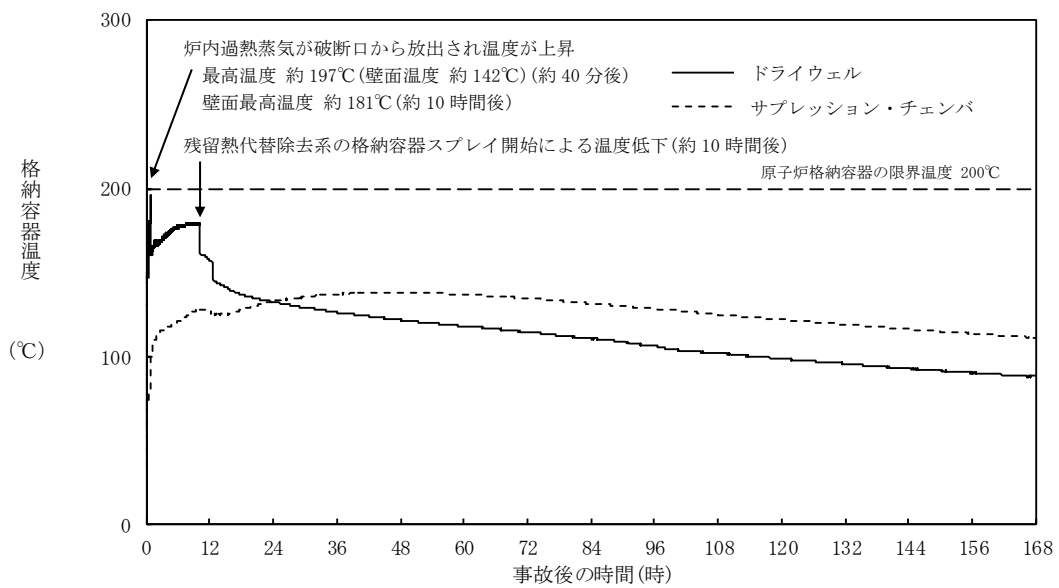
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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

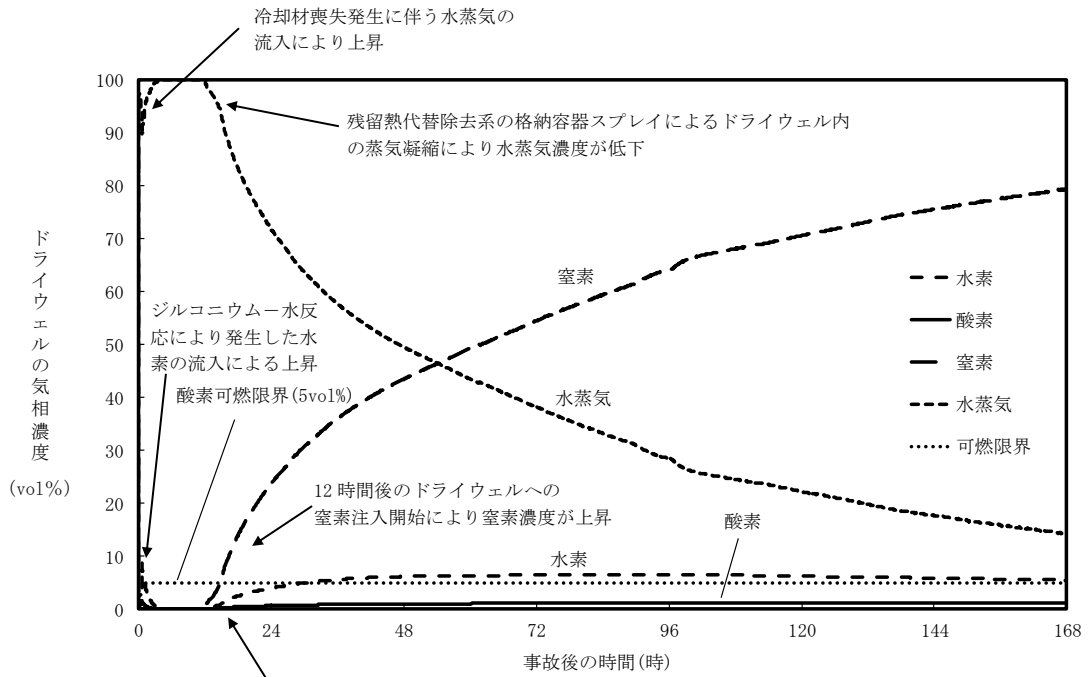
以上のことから、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化及び可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入手段等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。



第 3. 4. 2-1 (1) 図 格納容器圧力の推移

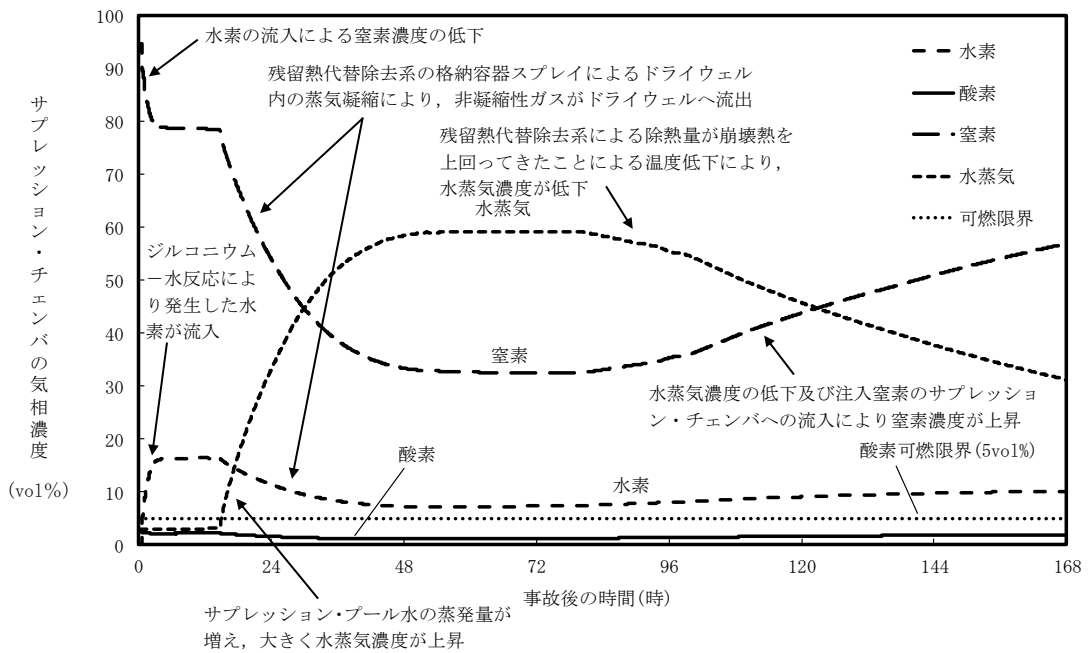


第 3. 4. 2-1 (2) 図 格納容器温度の推移

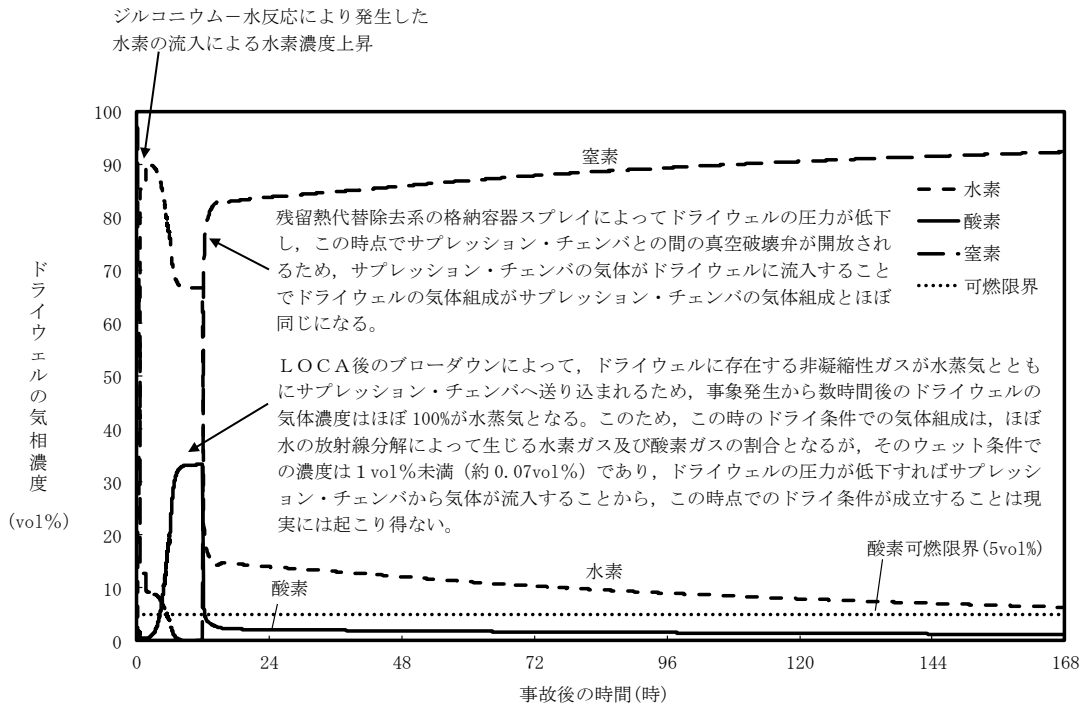


残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウェル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウェルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

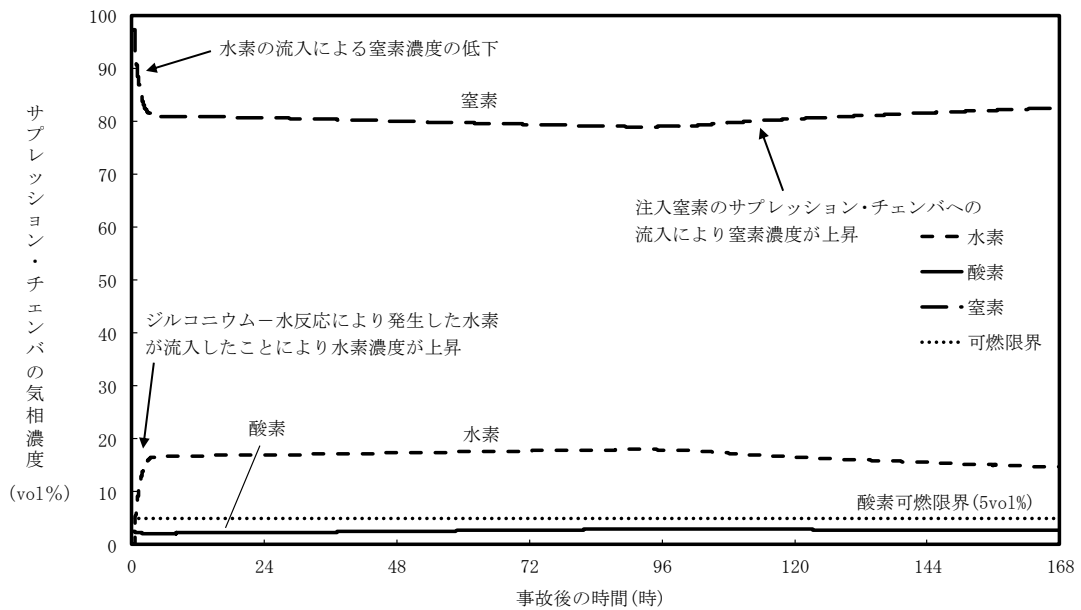
第 3. 4. 2-1 (3) 図 ドライウェル気相濃度の推移 (ウェット条件)



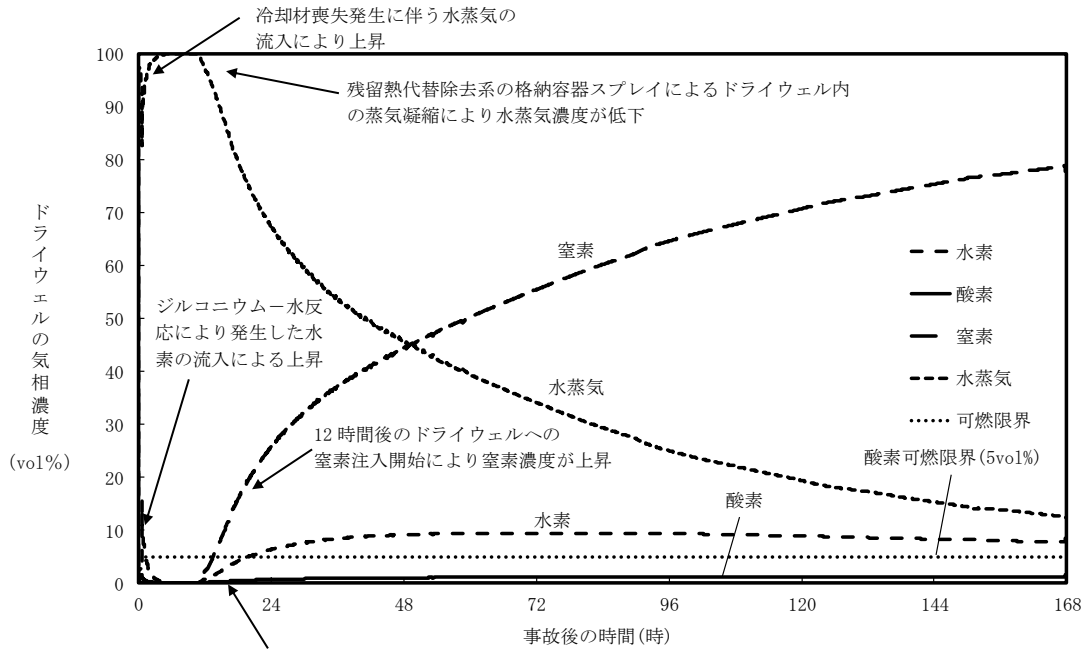
第 3. 4. 2-1 (4) 図 サプレッション・チェンバ気相濃度の推移 (ウェット条件)



第 3. 4. 2-1 (5) 図 ドライウエルの気相濃度の推移(ドライ条件)

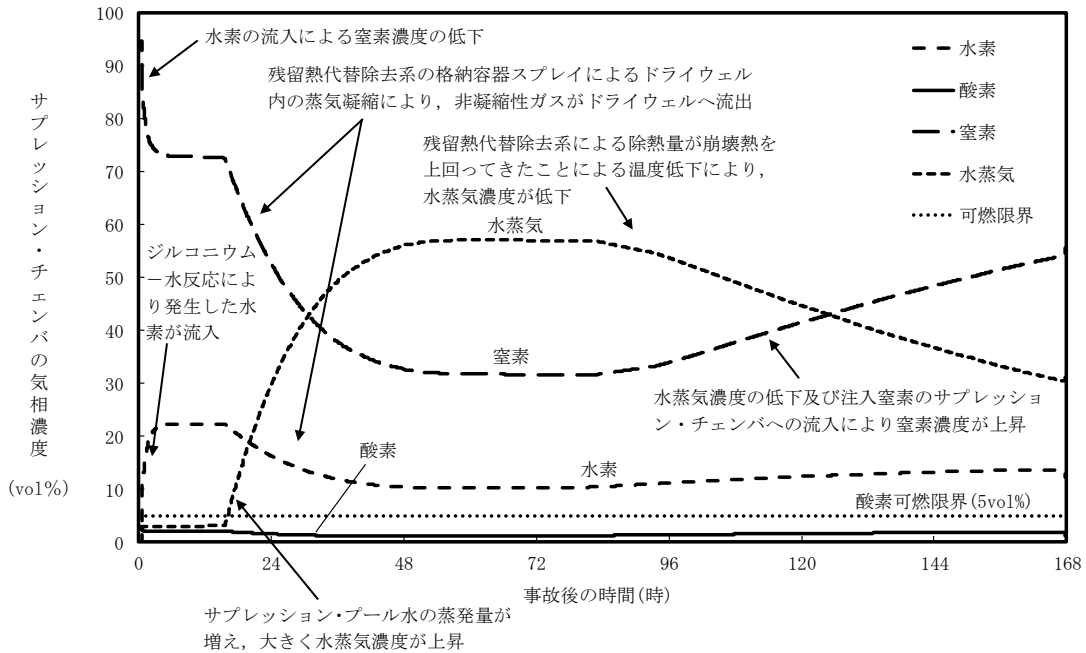


第 3. 4. 2-1 (6) 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

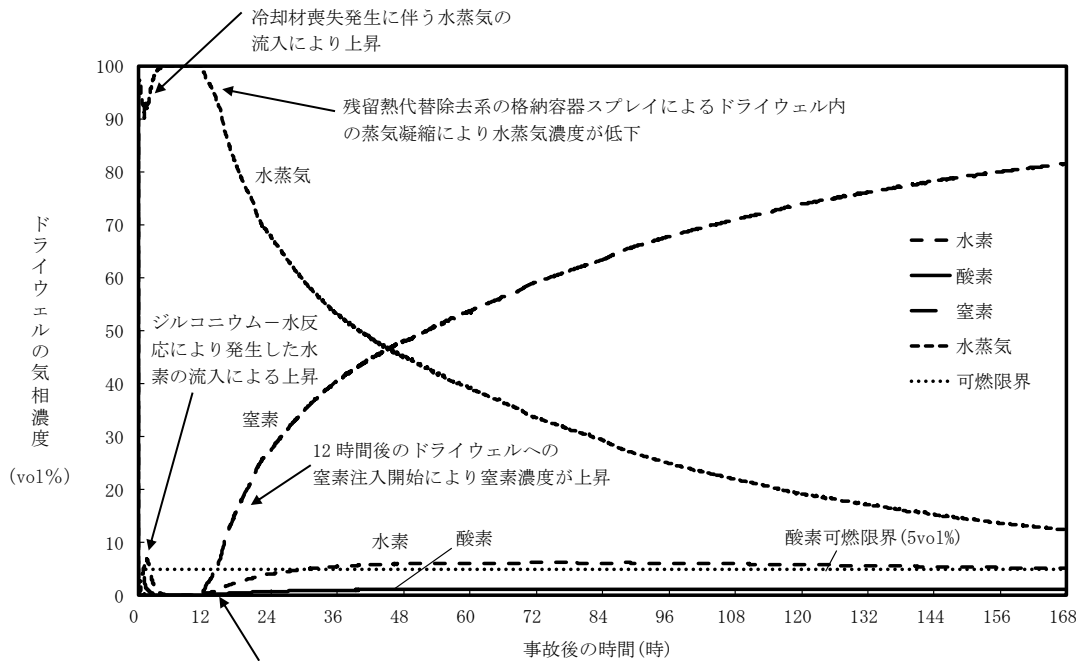


残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウェル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウェルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

第3.4.2-1(7) 図 事象発生から25分後に注水を開始した場合のドライウェルの気相濃度の推移(ウェット条件)

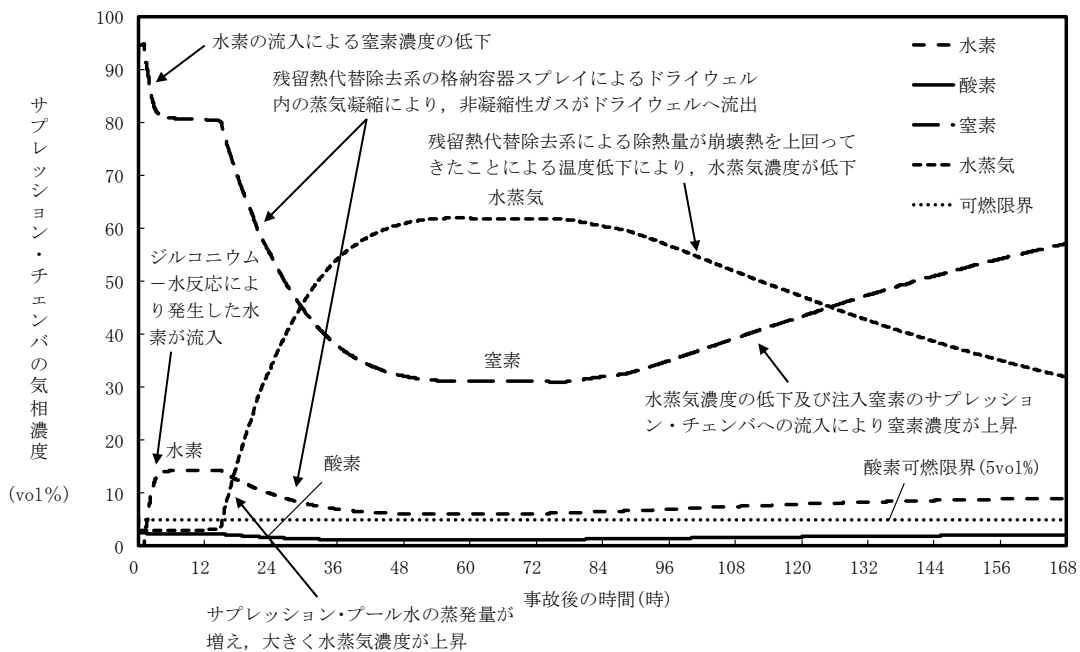


第3.4.2-1(8) 図 事象発生から25分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

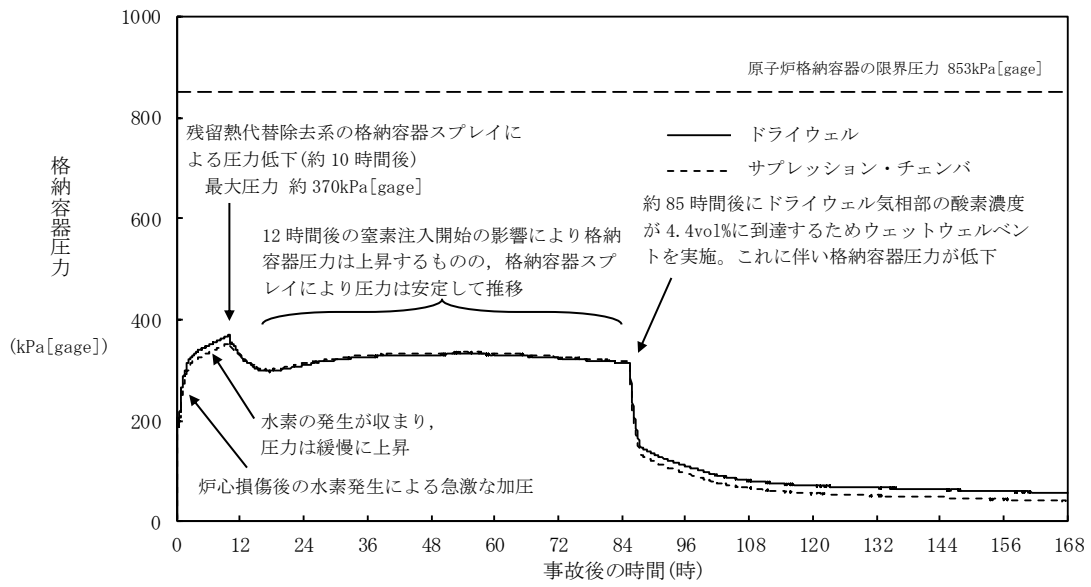


残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウエル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウエルへ流入し、非凝縮性ガス濃度が上昇

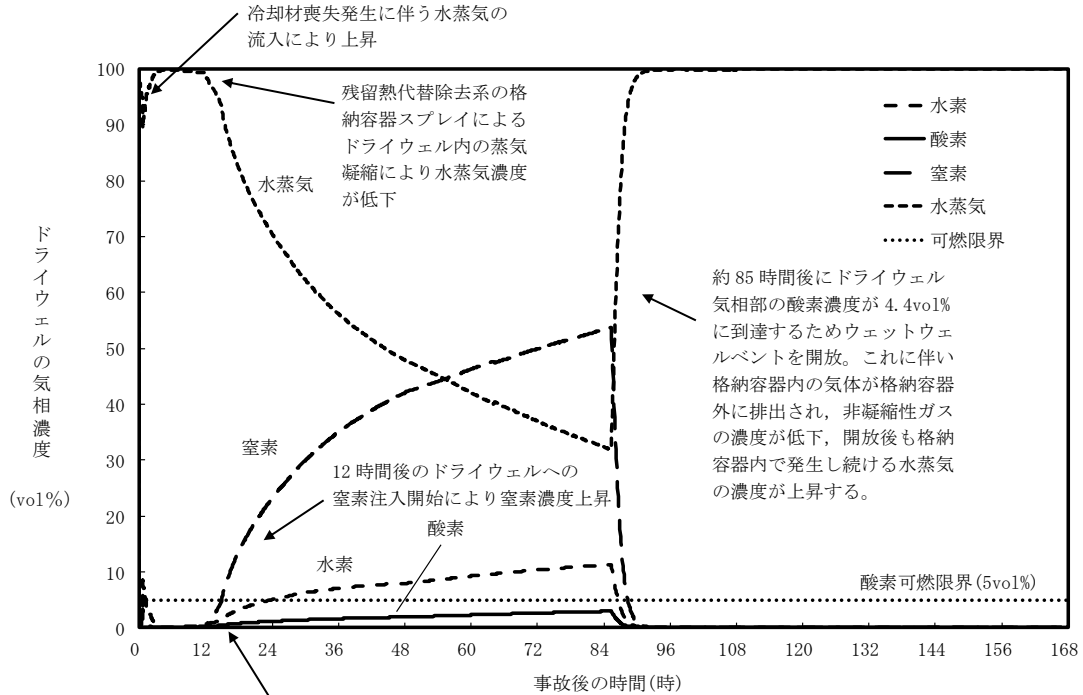
第 3. 4. 2-1(9) 図 事象発生から 60 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)



第 3. 4. 2-1(10) 図 事象発生から 60 分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

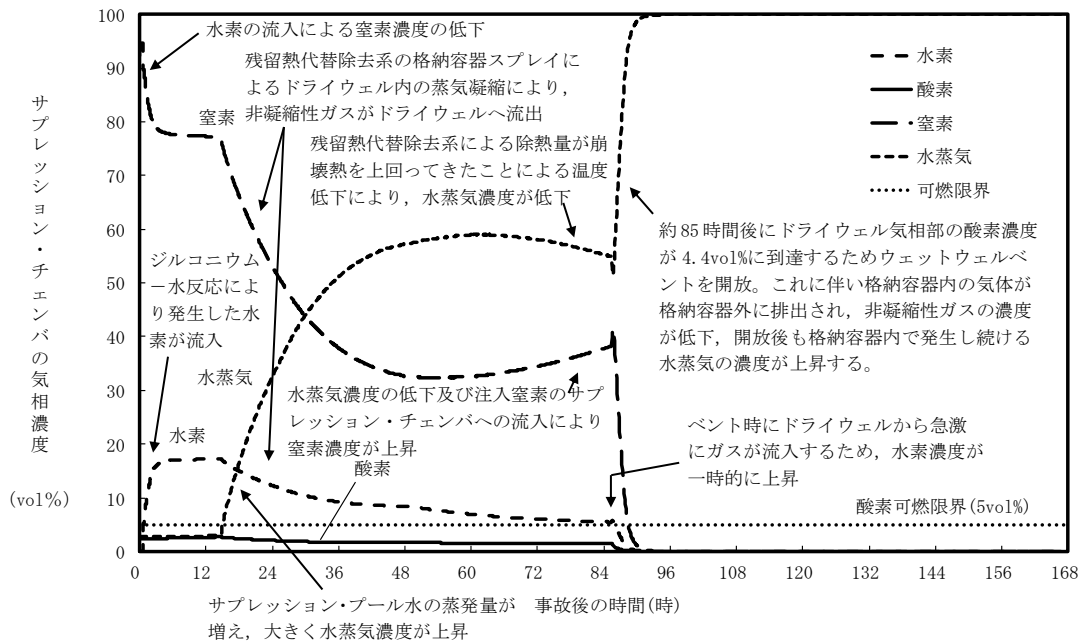


第 3. 4. 2-1(11) 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移



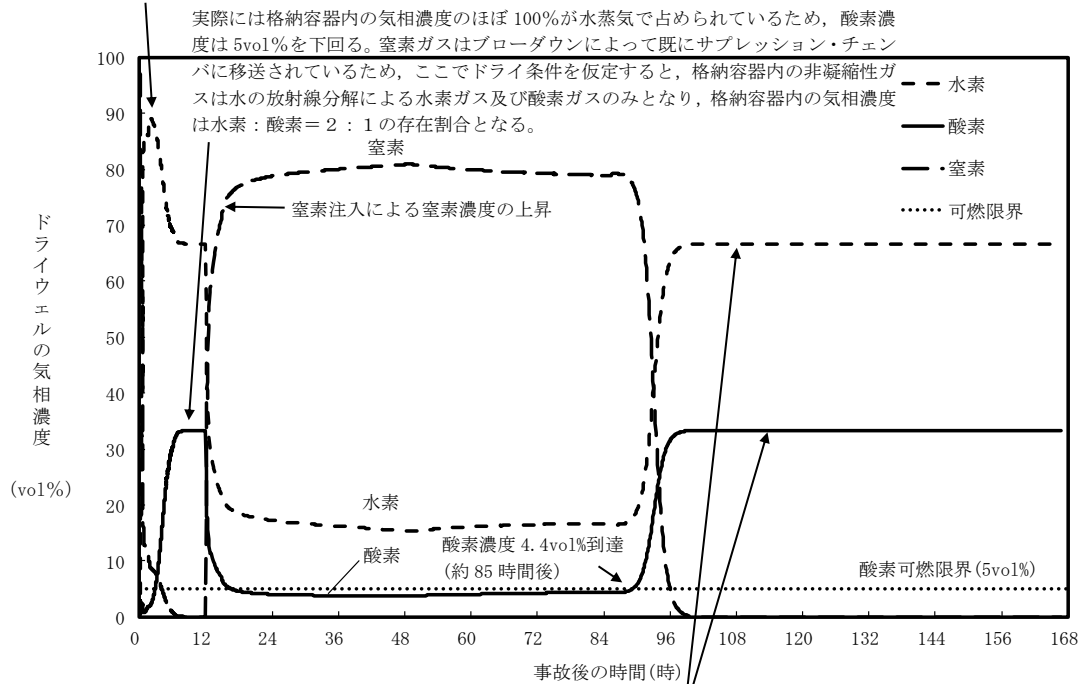
残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウエル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウエルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

第 3. 4. 2-1(12) 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)



第 3. 4. 2-1(13) 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

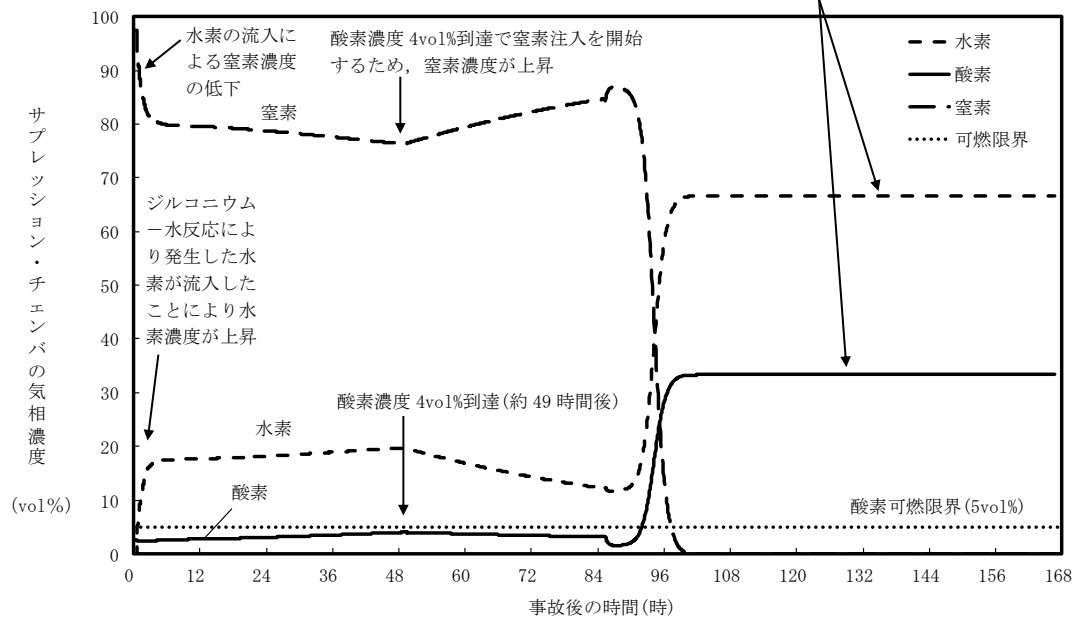
ジルコニウム-水反応により発生した水素の流入による水素濃度上昇



約 85 時間後にドライウエル気相部の酸素濃度が 4.4vol%に到達するため、ウェットウエルベントラインを開放。これに伴い格納容器内の気体が格納容器外に排出される。開放後、現実的には格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容器内の気相濃度のほぼ 100%を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、格納容器内の気相濃度は水素：酸素= 2：1 の存在割合となる。

第 3. 4. 2-1 (14) 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移(ドライ条件)

約 85 時間後にドライウエル気相部の酸素濃度が 4.4vol%に到達するため、ベントラインを開放。これに伴い格納容器内の気体が格納容器外に排出される。開放後、現実的には格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容器内の気相濃度のほぼ 100%を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、格納容器内の気相濃度は水素：酸素= 2：1 の存在割合となる



第 3. 4. 2-1 (15) 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

第3.4.2-1表 主要解析条件 (水素燃焼)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	酸素濃度	酸素濃度 4.4vol% (ドライ条件) 到達を防止可能な初期酸素濃度として設定 (運転上許容されている値の上限)
	炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	解析コードMARPによる評価結果
事故条件	金属腐食等による水素ガス発生量	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定
	水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合	重大事故時における原子炉格納容器内の条件を考慮して設定

第3.4.2-2表 事象発生から7日後 (168時間後) の酸素濃度※

項目	ウェット条件 (vol%)	ドライ条件 (vol%)
ドライウエル	約 1.1	約 1.2
サブプレッション・チェンバ	約 1.9	約 2.8

※全炉心内のジルコニウム量の約7.8%が反応した場合

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

1. はじめに

今回の評価では、電力共同研究^[1,2]の結果を踏まえ、水の放射線分解における水素ガス及び酸素ガスのG値を $G(\text{H}_2)=0.06$, $G(\text{O}_2)=0.03$ としている。今回の評価で用いたG値は過去の複数回の実験によって測定した値であり、重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値と考えるが、実験においてもG値にはばらつきが確認されたこと及び事故時の原子炉格納容器内の環境には不確かさがあることを考慮すると、G値については不確かさを考慮した取り扱いが特に重要となる。

実際の事故対応において、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合、事象発生から7日が経過する前に酸素濃度が5 vol%を上回る可能性が考えられる。ここでは何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合を想定し、酸素濃度の上昇速度の変化が評価結果及び事故対応に与える影響を確認した。

なお、基本的に、炉心損傷を伴う事故シーケンスでは、原子炉水位の低下や損傷炉心への注水により多量の水蒸気が発生するため、原子炉格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。このため、水素燃焼の可能性の有無は、ウェット条件における気相濃度によって判断した。

2. 評価条件

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。）の評価条件に対する変更点は以下のとおり。その他の評価条件は、ベースケースと同等である。

- 水の放射線分解における水素ガス及び酸素ガスのG値を、沸騰状態においては $G(\text{H}_2)=0.4$, $G(\text{O}_2)=0.2$ 、非沸騰状態においては $G(\text{H}_2)=0.25$, $G(\text{O}_2)=0.125$ とした。この値は設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値であり、設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有する値である。設計基準事故環境下と比べ、重大事故環境下ではG値が低下する傾向にあることから、重大事故環境下におけるG値の不確かさとして考慮するには十分に保守的な値である。
- 事象発生から7日が経過する前に、水素濃度が可燃限界を上回り、酸素濃度がドライ条件で4.4 vol%及びウェット条件で1.5 vol%に到達する場合には、格納容器フィルタベント系によって原子炉格納容器内の気体を環境中に排出し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する。

- ・ サプレッション・チェンバ内の酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達する場合には、可搬式窒素供給装置を用いた窒素供給をドライウェル側からサプレッション・チェンバ側へ切り替える。

3. 評価結果

評価結果を図1から図6に示す。また、評価結果のまとめを表1及び表2に示す。

事象発生約12時間後からドライウェルへの窒素注入を開始し、その後、第6図に示すとおり、事象発生約49時間後にサプレッション・チェンバの酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達するため、窒素の注入をドライウェルからサプレッション・チェンバへ切り替える。

ドライ条件において、酸素濃度は事象発生から約85時間後に4.4vol%に到達した。このため、本評価では酸素濃度がドライ条件において4.4vol%に到達した約85時間時点でウェットウェルベントを実施した。その結果、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は大幅に低下し、水素濃度及び酸素濃度は可燃限界未満に抑制された。実際の手順では、窒素の注入をドライウェルからサプレッション・チェンバへ切り替えた後、ドライウェルの酸素濃度が4.0vol%に到達した場合に、再度窒素の注入をサプレッション・チェンバからドライウェルへ切り替えることから、格納容器ベントは約85時間よりも遅延される。

なお、ドライ条件では、図5及び図6に示すとおり、事象発生の約3時間後から約17時間後までの間、ドライウェルにおける酸素濃度が5vol%を上回る時間帯があるが、図3及び図4に示すとおり、その時間帯には原子炉格納容器内の大部分が水蒸気で占められているため、ドライ条件では放射線分解に伴って発生する水素ガス及び酸素ガスの体積割合が高くなり、酸素濃度が5vol%を超える結果となっているものであり、ウェット条件における酸素濃度が1.5vol%未満であることから水素燃焼が発生することはない。

4. まとめ

何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合の評価結果への影響を確認した結果、評価項目となる酸素濃度は、事象発生から7日が経過する前に4.4vol%に到達するが、格納容器フィルタベント系による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出によって水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に抑制できることを確認した。

今回の感度解析に用いたG値は十分に保守的と考えられる値を用いたことから、仮に事故に至った場合でも、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇速度は今回の感度解析の結果を十分下回るものと考えられるが、仮に酸素濃度の上昇速度が今回の感度解析の結果のとおりであっても、格納容器フィルタベント系による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出までに約85時間の時間余裕があることを確認した。

格納容器フィルタベント系による対応が生じる場合、その対応フローは大破断LOCA後に格納容器フィルタベント系を使用するケースと同じであり、前述のケースよりも格納容器フィルタベント系による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出までの時間余裕が確保されることから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能と考える。環境中に放出される核分裂生成物(Cs-137)の観点でも、大破断LOCA後により短い時間(事象発生から約32時間)で格納容器フィルタベント系による排出を実施する場合について評価し、評価項目である100TBqを十分に下回ることを確認していることから、格納容器フィルタベント系による対応は可能と考える。

5. 参考文献

- [1] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」 (BWR電力共同研究, 平成12年3月)
- [2] 「事故時放射線分解に関する研究」 (BWR電力共同研究, 昭和63年3月)

表1 G値の変更に伴う評価項目への影響（ウェット条件）

項目	感度解析 (沸騰 : $G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$ 非沸騰 : $G(H_2)=0.25$, $G(O_2)=0.125$)	ベースケース ($G(H_2)=0.06$, $G(O_2)=0.03$)	評価項目
酸素濃度 (ドライウエル)	事象発生から約 85 時間後に ドライウエルにおいてドライ 条件での酸素濃度が 4.4vol%に到達するが、約 85 時間時点でのウェットウ エルベントラインの開放に よって、ドライウエル及びサ プレッション・チェンバとも に 5 vol%未満に低減。	約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)	5 vol%以下
酸素濃度 (サプレッショ ン・チェンバ)		約 1.9vol% (事象発生から 168 時間後)	

表2 G値の変更に伴う評価項目への影響（ドライ条件）

項目	感度解析 (沸騰 : $G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$ 非沸騰 : $G(H_2)=0.25$, $G(O_2)=0.125$)	ベースケース ($G(H_2)=0.06$, $G(O_2)=0.03$)	評価項目
酸素濃度 (ドライウエル)	事象発生から約 85 時間後に ドライウエルにおいてドライ 条件での酸素濃度が 4.4vol%に到達するが、約 85 時間時点でのウェットウ エルベントラインの開放によ って、ドライウエル及びサプ レッション・チェンバともに 5 vol%未満に低減。	約 1.2vol% (事象発生から 168 時間後)	5 vol%以下
酸素濃度 (サプレッショ ン・チェンバ)		約 2.8vol% (事象発生から 168 時間後)	

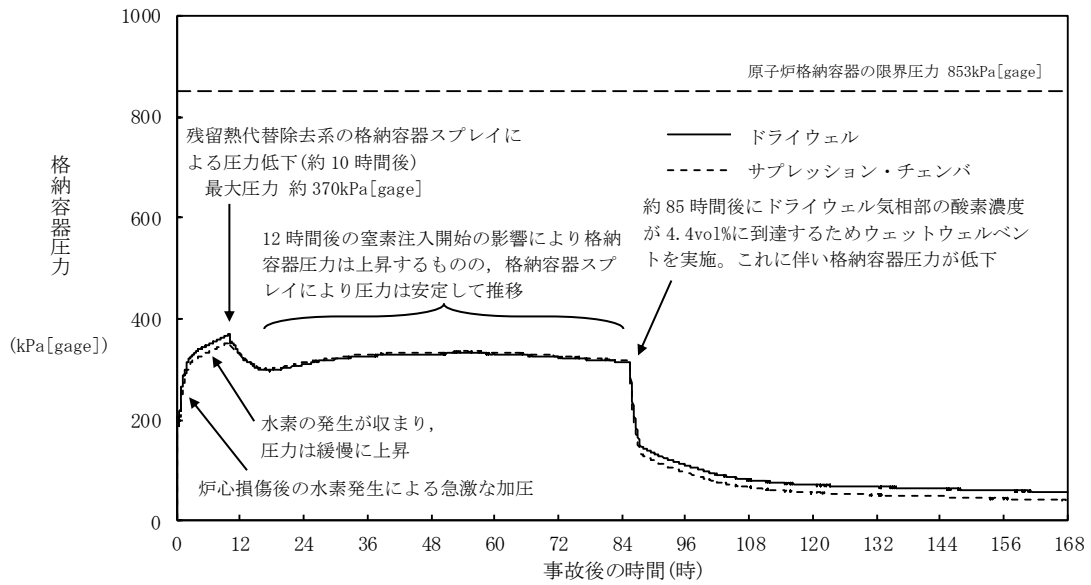


図1 格納容器圧力の推移

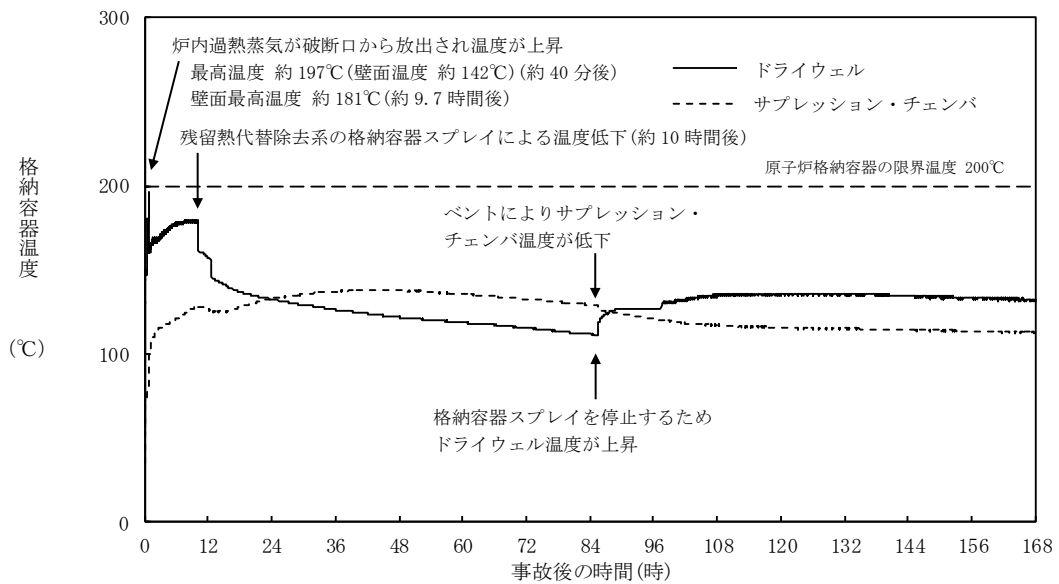
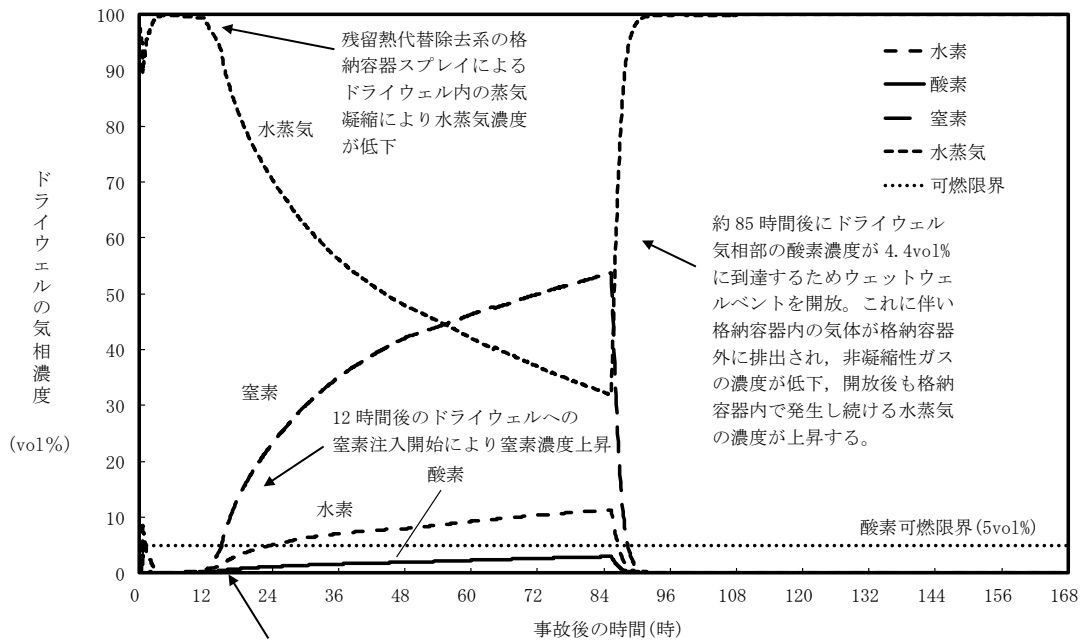


図2 格納容器温度の推移



残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウエル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウエルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

図3 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

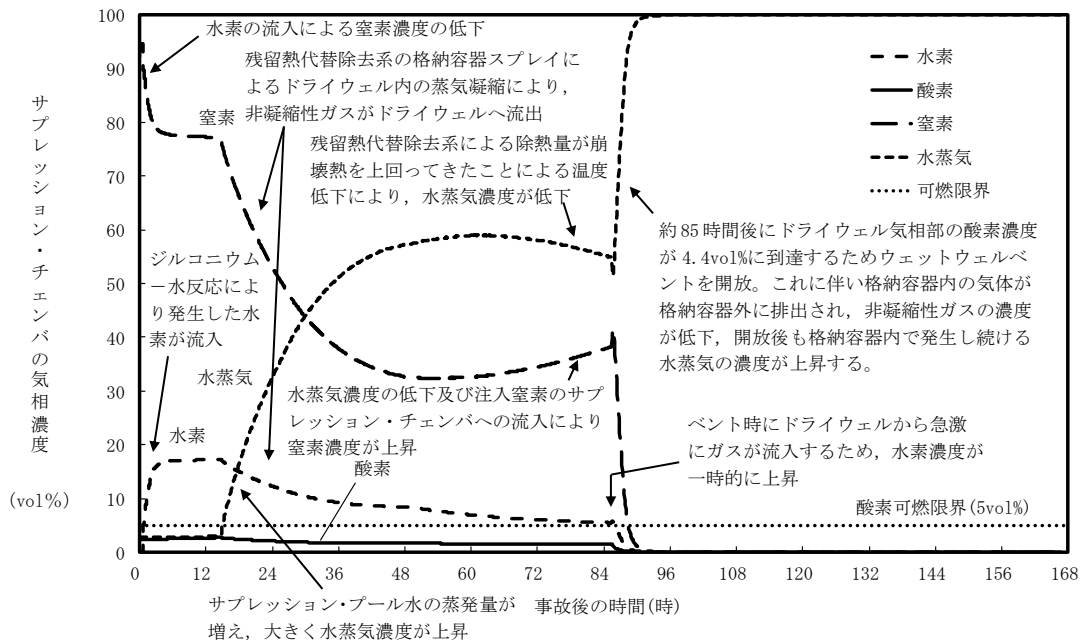
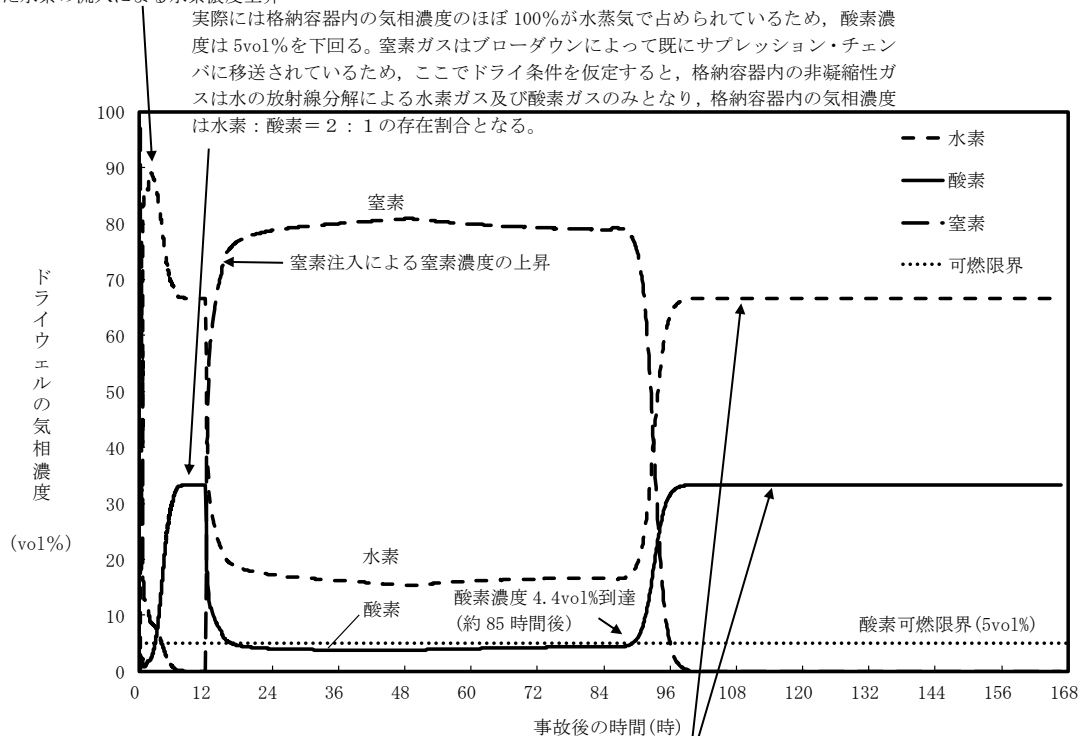


図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

ジルコニウム-水反応により発生した水素の流入による水素濃度上昇



約 85 時間後にドライウェル気相部の酸素濃度が 4.4vol%に到達するため、ウェットウェルベントラインを開放。これに伴い格納容器内の気体が格納容器外に排出される。開放後、現実的には格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容器内の気相濃度のほぼ 100%を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、格納容器内の気相濃度は水素：酸素=2：1の存在割合となる。

図5 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)

約 85 時間後にドライウェル気相部の酸素濃度が 4.4vol%に到達するため、ベントラインを開放。これに伴い格納容器内の気体が格納容器外に排出される。開放後、現実的には格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容器内の気相濃度のほぼ 100%を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、格納容器内の気相濃度は水素：酸素=2：1の存在割合となる

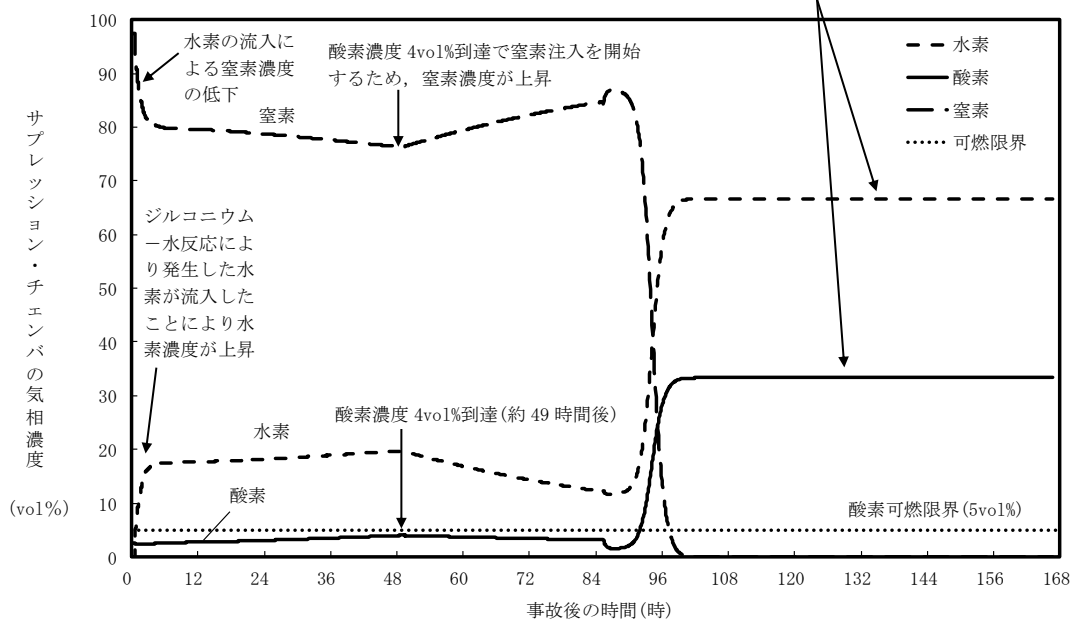
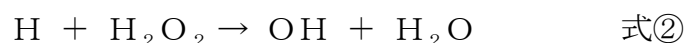


図6 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

水の放射線分解の評価について

1. 水の放射線分解の考慮

水が γ 線等の放射線エネルギーを吸収すると非常に短時間の間に水の放射線分解が起こり、H（水素原子）、OHラジカル、 e_{aq}^- （水和電子）、 HO_2 ラジカル、 H^+ （水素イオン）及び分子生成物の H_2 、 H_2O_2 （過酸化水素）を生じる。また、これら反応と並行して以下の化学反応が生じ、 H_2 がOHラジカルと反応して水に戻る等の再結合反応が起こる。なお、酸素ガスは過酸化水素の分解によって生成される。



格納容器破損モード「水素燃焼」における重大事故等対策の有効性評価では、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの生成をモデル化している。

島根原子力発電所2号炉は、運転中、原子炉格納容器内が窒素ガスで置換されている。炉心損傷に至った場合及びその後の原子炉圧力容器破損後には、ジルコニウム-水反応やコア・コンクリート反応等、水素ガスについては多量に放出されるメカニズムが考えられるものの、酸素ガスに関しては水の放射線分解が支配的な生成プロセスである。水素ガスに関しては上記の反応によって比較的短時間で可燃限界の濃度を超えることから、原子炉格納容器内の気体の濃度を可燃限界以下に維持する観点では酸素濃度を低く維持することが重要となる。

以下では、この酸素ガスの支配的な生成プロセスである水の放射線分解について、本評価で用いた考え方を示す。

2. 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス量の計算

水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの生成量は以下の式(1)で算出している。

$$\Delta n = Q_{decay} \times \frac{E}{1.6 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times \Delta t \quad (1)$$

式(1)のパラメータは以下のとおり。

Δn : 水の放射線分解による水素（酸素）ガス発生量[mol]

Q_{decay} : 崩壊熱[W]

E : 放射線吸収割合[-]

— 炉内 : β 線, γ 線ともに0.1

— 炉外のFP : β 線, γ 線ともに1

- G : 実効G値[分子/100eV]
 -水素 : $G(H_2) = 0.06$
 -酸素 : $G(O_2) = 0.03$
 Δt : タイムステップ[sec]

放射線吸収割合について、炉内については、炉心から放出される放射線が水に吸収される割合を解析によって評価した結果、約1%となったことから、これを保守的に考慮して10%とした。また、炉外のFPについては水中に分散していることを考慮し、保守的に放射線のエネルギーの100%が水の放射線分解に寄与するものとした。^[1]

今回は β 線及び γ 線を考慮の対象とし、 α 線については考慮の対象としていない。 α 線については飛程が短いため、大部分が熔融炉心等に吸収されるものと考え、 α 線による水の放射線分解への寄与は無視できるものとした。また、本評価では電力共同研究（以下、「電共研」という。）において求めたG値を用いているが、これは γ 線源による照射によって得られた実験結果である。 β 線は γ 線に比べて飛程が短いことから熔融炉心等に吸収され易く、 γ 線源による実験結果のG値を β 線に対して適用することは、放射線分解に伴う水素及び酸素濃度を多く見積もる点で保守的な取り扱いと考えられる。

放射線の吸収エネルギー100eVあたりに生成する原子・分子数をG値と呼ぶ。G値には水の放射線による分解作用のみを考慮した初期G値と、これに加えて放射線分解による生成物が再結合して水分子等に戻る化学反応の効果も考慮した実効G値がある。

照射が始まり、放射線分解による生成物が増加すると、その生成物の濃度に応じて生成物が再結合して水に戻る等の化学反応も増加するため、水素分子及び酸素分子の生成割合は照射初期から徐々に低下する。水素濃度や酸素濃度と水の吸収線量との関係の傾向は、一時的に水素濃度や酸素濃度の上昇ピークが現れるのではなく、水素濃度や酸素濃度の上昇が徐々に抑制されていく形の曲線となる。原子炉格納容器内の濃度上昇というマクロな現象を評価する観点では再結合等の化学反応の効果を含めた実効G値を用いることが適切と考えられるため、本評価では実効G値を用いる。また、実効G値には電共研の実験結果^[2]に基づく値を用いた。これについては次項に示す。

3. 実効G値の設定について

3. 1 実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果^[2]

本評価における実効G値の設定根拠とした電共研「事故時放射線分解に関する研究」^[2]の実験結果を図1に示す。電共研の実験では、重大事故の際の原子炉格納容器内の環境を想定した。図1は、非沸騰条件において、よう素イオン濃度を炉心インベントリの50%に相当する濃度とし、ジルコニウム-水反応割合は5.5%とした場合の吸収線量と酸素濃度の相関を示している。

実効G値は吸収線量が $1 \times 10^4 \text{ Gy}$ での傾きから求めた。この吸収線量は事象発生から約 1.5 時間後までのサプレッション・プールでの吸収線量に相当する。実効G値は吸収線量の増加とともに傾きが小さくなる傾向にあることから、事象発生から約 1.5 時間後の実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。

3. 2 実効G値に影響を及ぼす因子

水の放射線分解によって生成した水素ガスや過酸化水素は、OHラジカルを介した再結合反応によって水に戻るが、このときOHラジカルと反応し易い物質の存在や、沸騰等による生成物の気相への移行があると、再結合反応が阻害され、水素分子及び酸素分子が生成される。このため、実効G値はこれらの因子によって変化する。

実効G値に影響を及ぼす因子としては、よう素等の不純物濃度、液相中の水素分子の濃度といった化学的因子の他に、ガスの気液移行速度（沸騰、非沸騰の違い）といった物理的因子がある。

本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果に対して上記の因子の影響を考慮する際に参照した電共研の実験結果を次に示す。また、電共研の実験結果と本評価における各因子の相違と影響をまとめた結果を表1に示す。

(1) よう素の影響

体系中によう素等の不純物が存在すると、以下の化学反応が生じ、OHラジカルがOH⁻となるため、OHラジカルを介した式①の再結合反応を阻害し、水素分子の増加と同時に水素原子の生成が減少する。水素原子の減少により式②の反応が減少することで過酸化水素の加水分解が促進され、酸素ガスの生成量が増大するものと考えられる。



水中のよう素濃度を变化させた場合の酸素ガスの発生割合を図2に示す。液相単相条件下において、よう素イオン濃度は炉心インベントリの0～100%に相当する濃度とした。図2のとおり、水中のよう素イオン濃度が高いほど、吸収線量に対する酸素ガスの発生割合が高い。

よう素以外の不純物として、ほう素、鉄、銅を添加した場合の酸素ガスの発生割合を図3に示す。図3のとおり、不純物の添加による酸素ガスの発生割合への影響は見られない。

以上の結果から、よう素濃度に関して本評価における条件とほぼ同等の実験の結果から求めた実効G値を用いることは妥当と考える。

(2) 溶存水素濃度の影響

液相中の水素濃度が増加すると、OHラジカルを介した再結合反応が進み、その結果、水素ガスと酸素ガスの生成量が減少すると考えられる。

水中の水素濃度を变化させた場合の酸素ガスの発生割合を図4に示す。液相単

相条件下において、初期水素濃度はジルコニウム－水反応割合が0～50%で生成した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度とした。図4のとおり、水中の水素濃度が高いほど、吸収線量に対する酸素ガスの発生割合が低い。

したがって、水の放射線分解が進行し、液相中の水素濃度が上昇すると実効G値は徐々に減少すると考えられる。また、ジルコニウム－水反応によって発生する水素ガスが液相中に溶解し、液相中の水素濃度が上昇する場合にも実効G値は減少すると考えられる。

よって、炉心損傷事故の状況としては比較的少ないと考えられるジルコニウム－水反応割合5.5%に相当する溶存水素濃度の実験結果から求めた実効G値を用いることは妥当と考える。

(3) 初期酸素濃度の影響

初期酸素濃度を変化させた場合の酸素ガスの発生割合を図3に示す。図3からは、初期酸素濃度が酸素ガスの実効G値に与える影響は確認できない。このことから、初期酸素濃度は少なくとも数vol%程度では、初期酸素濃度は酸素ガスの実効G値に影響を及ぼすものではないと考える。

(4) 沸騰、非沸騰状態の影響

非沸騰の場合には、水素ガス及び酸素ガスが比較的長期間液相に滞在できるため、再結合反応が起こりやすく、水素ガスと酸素ガスの生成量が減少すると考えられる。一方、液相が沸騰している場合には、生成された水素ガス及び酸素ガスがボイドに移行し短期間で気相に放出されるため、再結合反応が非沸騰状態に比べ起こりにくく、水素ガスと酸素ガスの生成量が増加すると考えられる。

沸騰状態における酸素濃度の変化を図5に示す。よう素イオン濃度を炉心インベントリの50%に相当する濃度とし、初期水素濃度はジルコニウム－水反応割合が5.0%で生成した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度とした。図5のとおり、沸騰状態であっても、吸収線量に対する酸素ガスの発生割合は極めて低い。

上記の結果に加え、本評価条件では、大部分の領域・期間が非沸騰状態であると考えられることから、非沸騰状態の実効G値を採用することは妥当と考える。

(5) 温度の影響

温度を室温(25℃)から70℃まで変化させた場合の酸素濃度の変化を図6に示す。図6のとおり、温度が高くなるほど再結合反応が促進されるため、実効G値は小さくなる傾向となっている。また、オークリッジ国立研究所(ORNL)による照射試験^[3]でも、図7のとおり、温度依存性について同様の傾向が示されている。

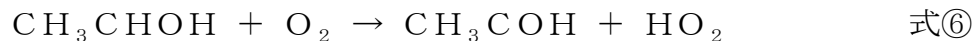
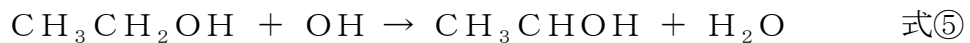
本評価条件では、温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。

(6) pHの影響

pHを4, 6.5, 10とした場合の酸素濃度の変化を図8に示す。図8からは、中性環境下で酸素ガスの実効G値は僅かに小さい傾向を示していることが分かる。^[2]しかしながら、その傾きの違いは僅かであることから、中性条件下の試験で求めた実効G値を用いることに問題はないと考える。

3. 3 実効G値への不純物の影響についての電共研の追加実験結果^[1]

電共研「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」^[1]では、電線被覆材等に起因する有機物の影響について追加実験を行っており、有機物をエタノールで模擬して液相中に添加し、酸素濃度の変化を測定している。実験結果は図9, 10のとおり、実効G値を低減する効果があることが確認されている。これは、エタノールは放射線場ではOHラジカルと反応してエタノールラジカルとなり、還元剤として働いて酸素ガスを消費する反応に寄与するためである。



その他の不純物と合わせて影響をまとめた結果を表2に示す。なお、通常の想定濃度範囲では、OHラジカルの反応速度の観点から、実効G値への影響はよう素イオンが支配的となることから、よう素イオンで不純物を代表させている。

4. 原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法

放射線分解を考慮した原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法は次のとおり。また、原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の評価の流れを図11に示す。

- ・MAAP解析から得られるドライウエル及びサブプレッション・チェンバの窒素ガスモル数から、原子炉格納容器の初期酸素濃度を2.5vol%としたときの酸素ガスモル数と窒素ガスモル数を計算する。
- ・ドライウエル及びサブプレッション・チェンバにおける崩壊熱から、水の放射線分解による酸素ガス発生量と水素ガス発生量を計算する。
- ・水の放射線分解によって生成する水素ガス及び酸素ガスについては、MAAP結果に基づいてドライウエルとサブプレッション・チェンバ間の移行量を評価し、移行量に応じてドライウエルとサブプレッション・チェンバに分配する。
- ・上記を重ね合わせるにより、原子炉格納容器内の気相濃度を計算する。

5. 参考文献

- [1] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」 BWR 電力共同研究, 平成 12 年 3 月
- [2] 「事故時放射線分解に関する研究」 (BWR 電力共同研究, 昭和 63 年 3 月)
- [3] Zittel, H. E., “Boiling water reactor accident radiolysis studies”, ORNL-TM-2412 Part VIII (1970) .
- [4] Przewski, K. I., et. al., “Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWR’ s”, U. S. NRC Joint ANS/ASME Conference, Aug (1984) .

以 上

表 1 各種パラメータが酸素ガスの実効G値に与える影響

パラメータ	電共研の 実験	有効性評価	酸素の実効G値への影響と保守性
吸収線量	~ 1×10^4 G y	サプレッション・プールでの吸収線量は事象発生から約 1.5 時間後に 1×10^4 G y を超える。	水素ガスの実効G値は吸収線量が多いほど小さくなる傾向があり ^[2, 3] , 酸素ガスの実効G値についても同様の傾向であることを確認している ^[2] 。酸素濃度の長期 (7日間) の推移を見る観点では, 事象進展を考えた上で事象発生から約 1.5 時間後の吸収線量に相当する (1×10^4 G y) で求めた実効G値を用いることは, 保守的であり妥当と考える。(図 1 参照)
よう素放出割合	50% (立地審査指針における仮想事故条件を設定)	約 79%	水素ガスの実効G値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾向があり ^[2, 4] , 酸素ガスの実効G値についても同様の傾向であることを確認している ^[2] 。しかしながら, 図 2 を参照すると, 左記の程度の割合の相違であれば, G値 (測定データの傾き) に大きな違いは表れないと考えられることから, 有効性評価において, 電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。
水-ジルコニウム反応割合 (溶存水素濃度)	5.5%	約 7.8%	水素ガスの実効G値は溶存水素濃度が高いほど小さくなる傾向があり ^[2, 4] , 酸素ガスの実効G値についても同様の傾向であることを確認している ^[2] 。このことから, ジルコニウム-水反応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。(図 4 参照)
初期酸素濃度	1.5vol%	2.5vol%	少なくとも初期酸素濃度数 vol%程度では, 初期酸素濃度は酸素ガスの実効G値に影響を及ぼすものではないと考える。(図 3 参照) ^[2]
沸騰・非沸騰	非沸騰状態	炉内: 沸騰状態 サプレッションプール: 非沸騰状態	沸騰状態では酸素ガスの実効G値はほぼ 0 となる傾向がある。このことから, 非沸騰状態での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。(図 5 参照) ^[2] 。
温度	室温	室温以上	温度が高いほど, 再結合反応が促進されるため実効G値は小さくなる傾向がある。事故時には温度は室温を上回るため, 室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。(図 6, 7 参照) ^[2, 3]
pH	中性	事故対応の中で変動する可能性がある。	中性環境下では酸素の実効G値は僅かに小さい傾向を示すが, その差は小さい。このため, 中性条件下の試験で求めた電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることに問題は無いと考える。(図 8 参照) ^[2]

表2 よう素以外の不純物が酸素ガスの実効G値に与える影響

物質	発生原因	シビアアクシデント環境下における発生量	酸素ガスの実効G値への影響
金属イオン等 (Fe, Cu)	炉内構造物等	0～2 ppm (TMI-2事故時の冷却材中不純物濃度やBWRプラント通常運転時における金属濃度等の評価を参考に設定)	よう素存在条件下において、金属イオン等(Fe, Cu, B)が添加された場合の結果からは、実効G値へ影響は見られない。 ^[2] (図3参照)
ホウ酸	制御棒材の酸化、MCCI時の化学反応	約 1×10^{-3} mol/l (原子炉格納容器内での想定発生量とS/C液相体積から概算)	水のpHに影響するが、pHの違いによる実効G値への影響は小さい。 ^[2]
コンクリート	主成分のSiO ₂ , CaO, Al ₂ O ₃ , MgOなどがMCCI時に放出	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けない	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けないので、放射線分解への影響は小さい。また、MCCI時にCO ₂ が発生し水のpHに影響するが、pHの変化によるG値への影響は小さい。 ^[1, 2]
有機物	電線被覆材などの熱分解や放射線分解	約 1.1×10^{-6} mol/l (格納容器内での想定発生量とS/C液相体積から概算)	酸素ガスを消費する反応に寄与し、実効G値を低減する。 ^[1] (図9, 10参照)

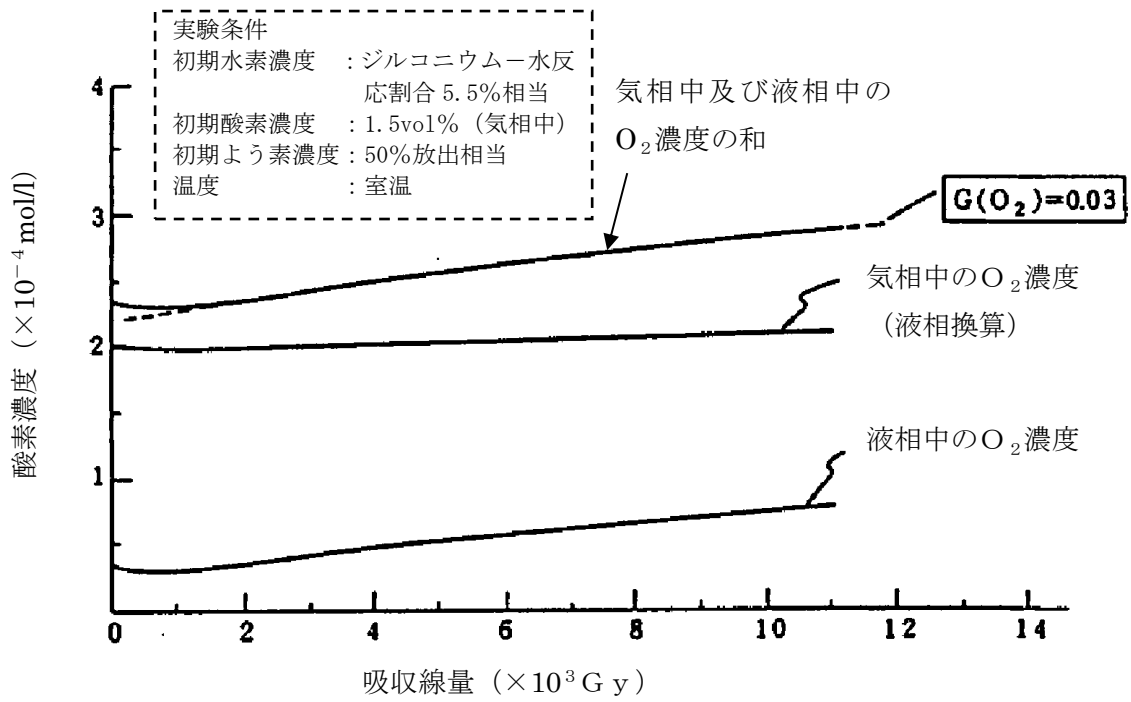


図1 本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果

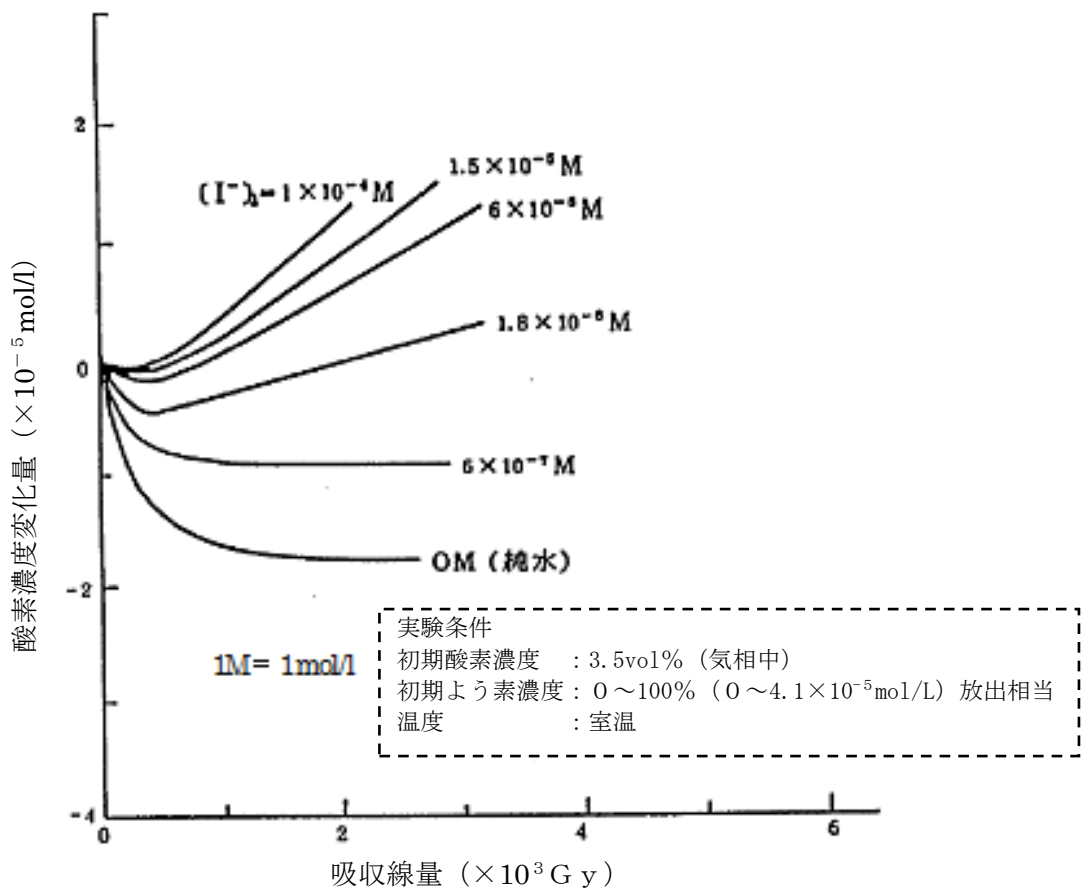


図2 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (よう素濃度を変化させた場合)

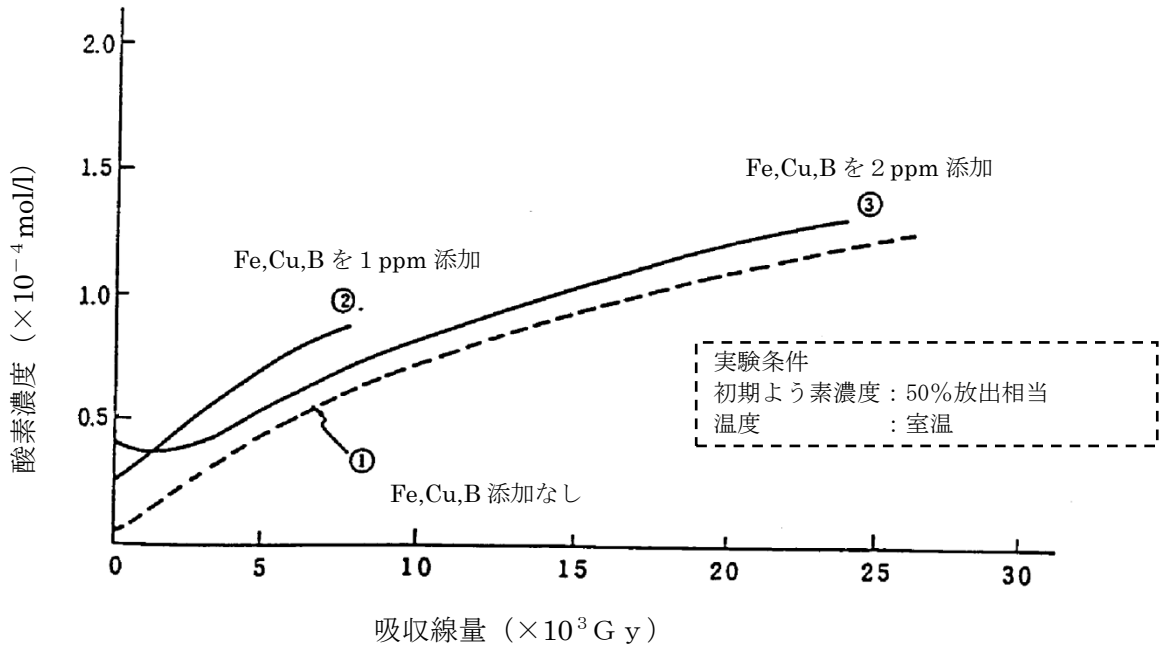


図3 溶存酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の有無と吸収線量の関係
(酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の添加量を変化させた場合)

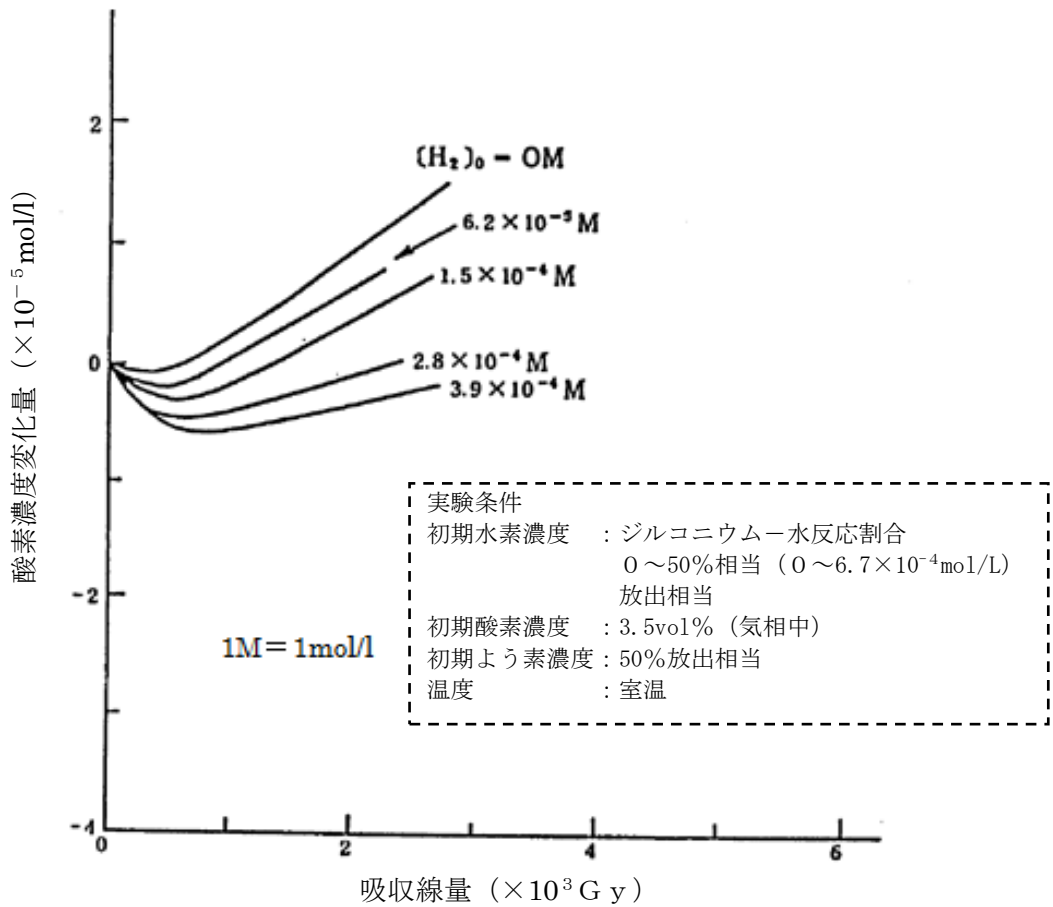


図4 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (溶存水素濃度を変化させた場合)

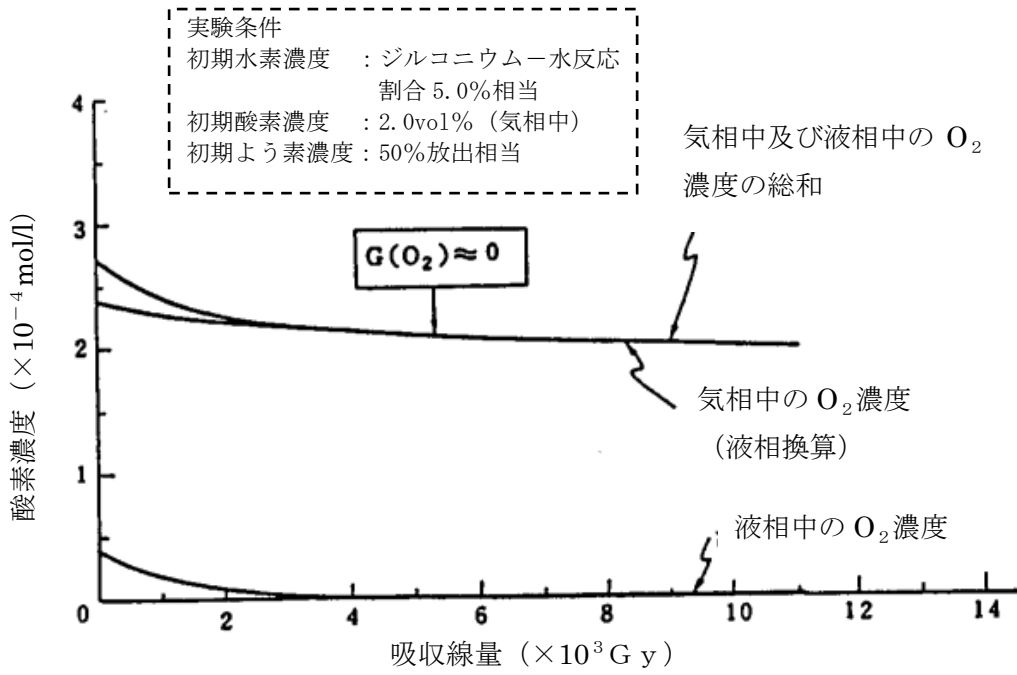


図5 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (沸騰状態)

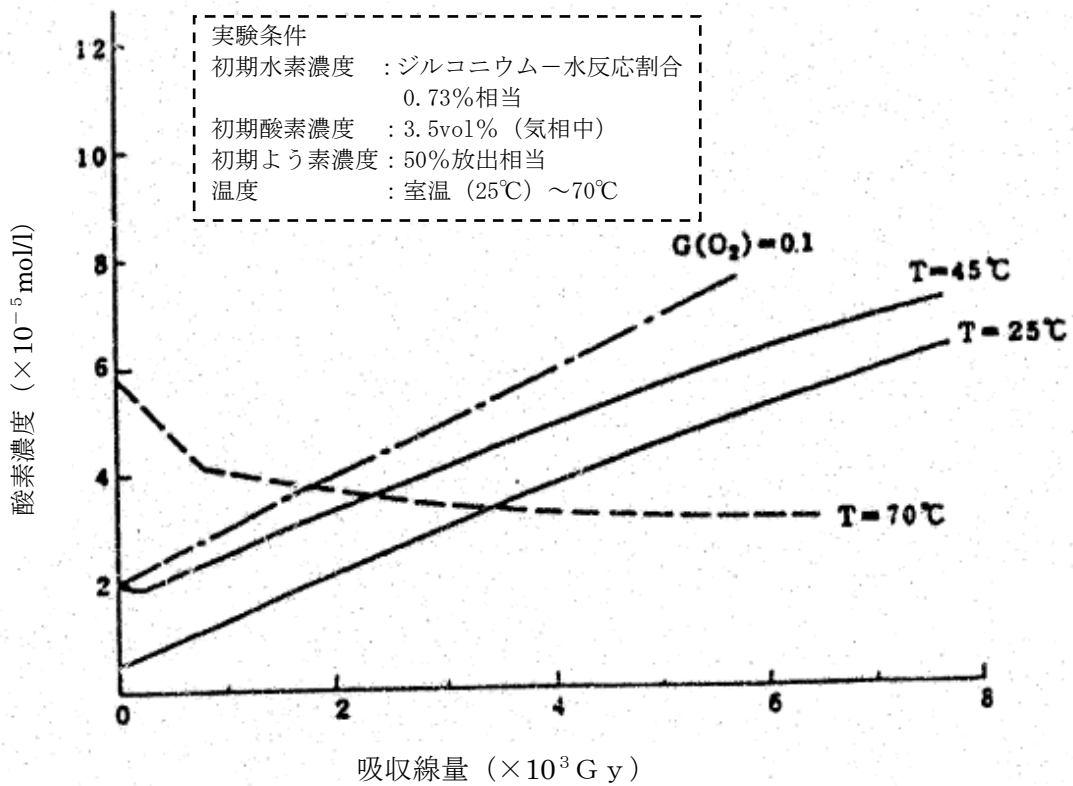


図6 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (温度を変化させた場合)

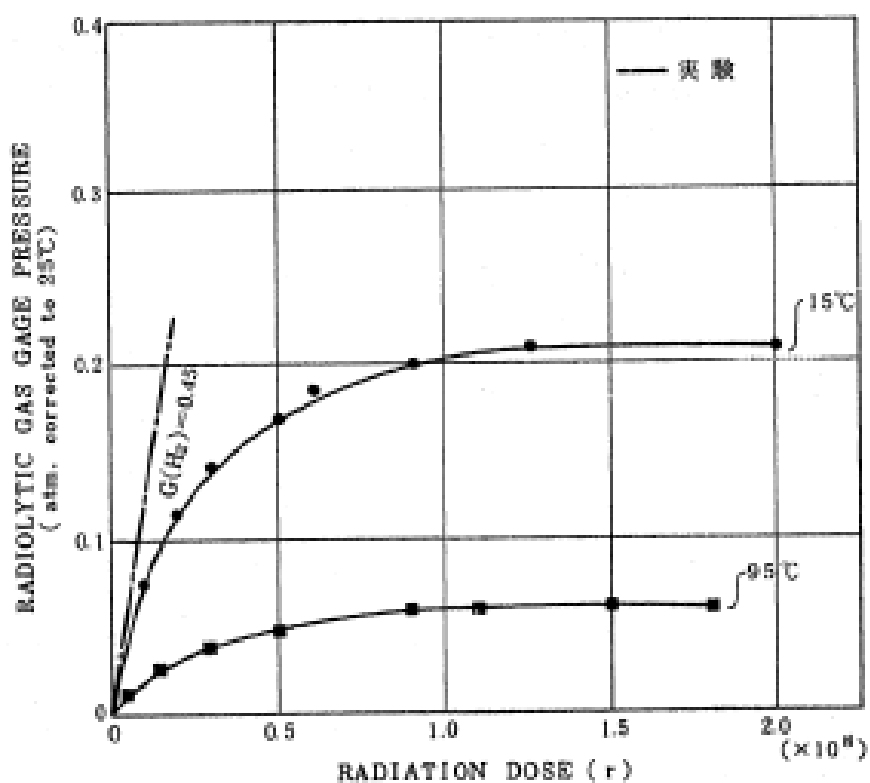


図7 水素ガス発生量と吸収線量の関係 (温度を変化させた場合) -ORNLによる試験

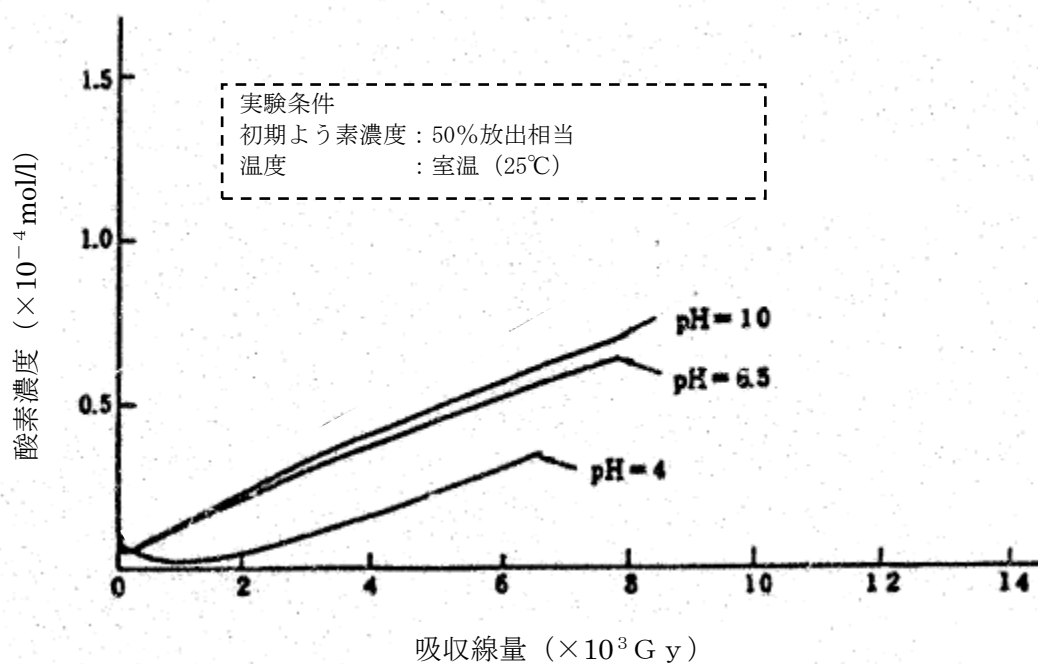


図8 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (pHを変化させた場合)

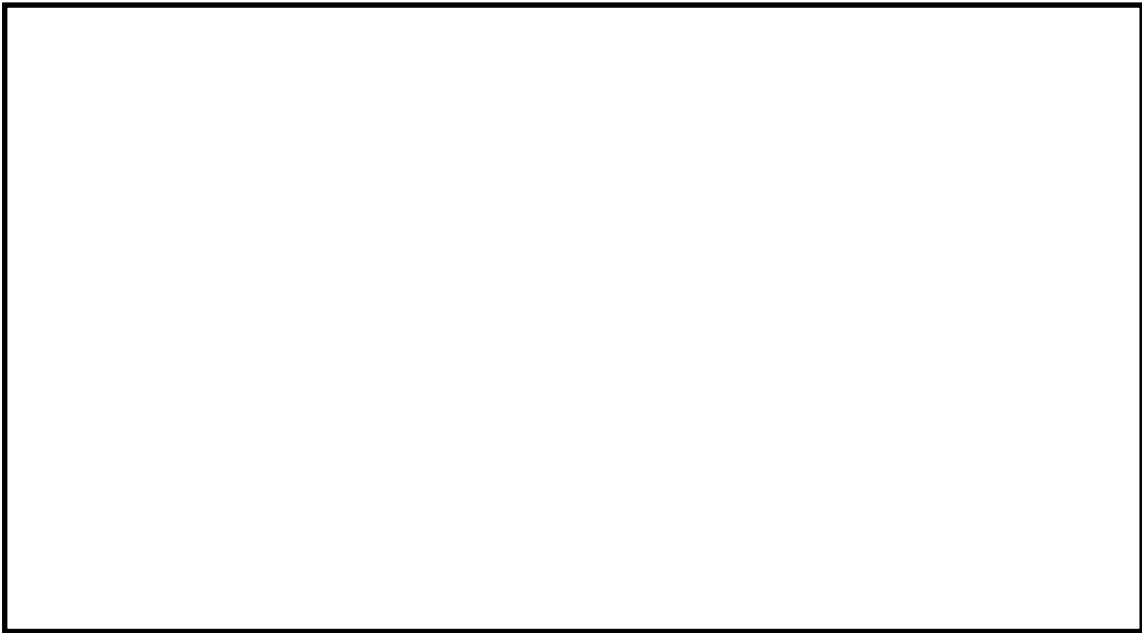


図 9 溶存酸素濃度と吸収線量の関係（エタノール添加なし）



図 10 溶存酸素濃度と吸収線量の関係（エタノール添加あり）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 3.4.2-13

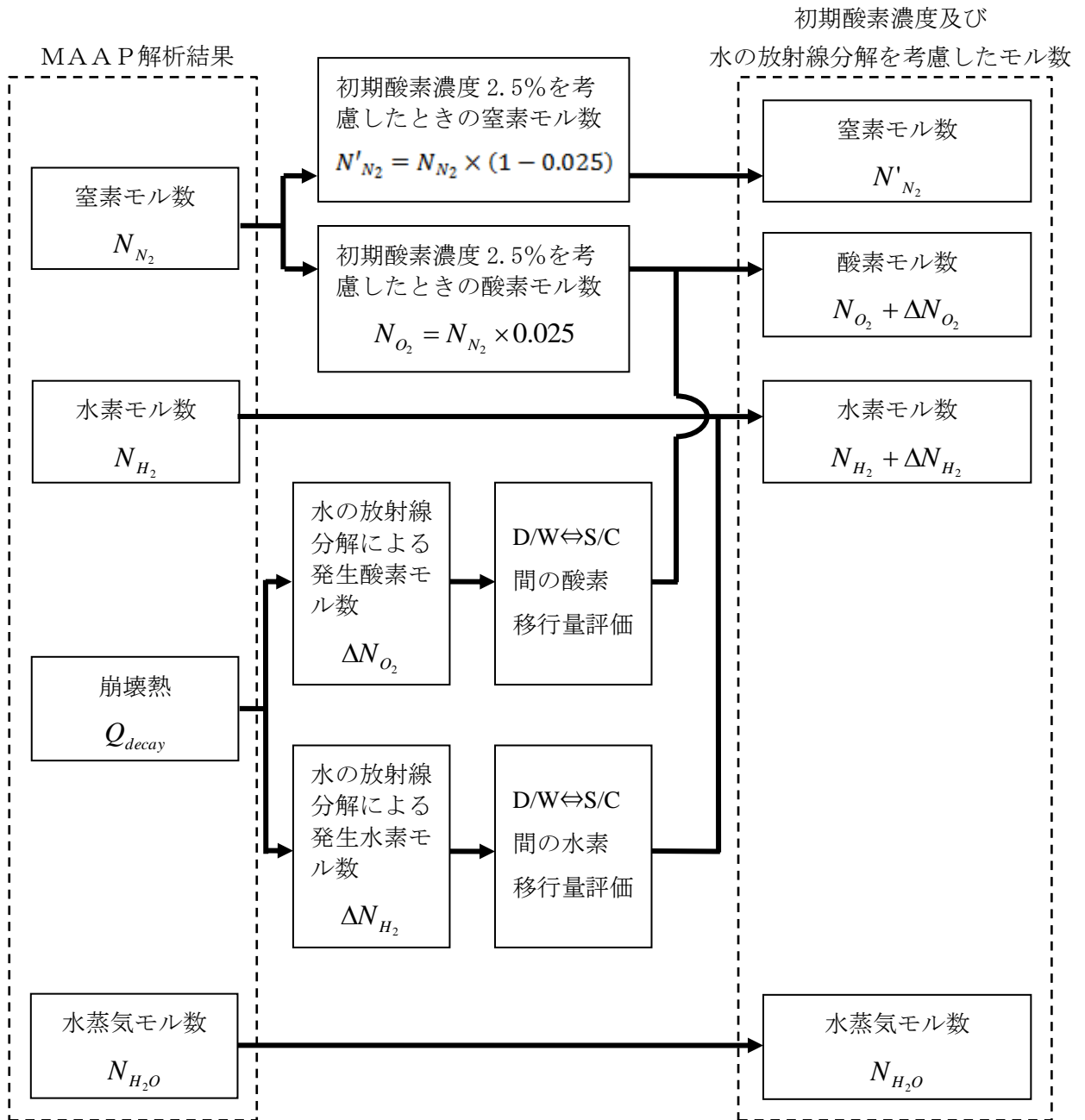


図 11 水素・酸素濃度の評価フロー図

安定状態について（水素燃焼）

水素燃焼の安定状態については以下のとおり。

原子炉格納容器安定状態：本評価では、事象発生から約 10 時間で原子炉補機代替冷却系を接続し、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を実施し、事象発生から約 12 時間後に可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入を実施する。これにより、7 日後まで格納容器ベントを実施しない状態で原子炉格納容器の機能を維持可能な事象進展となっている。

【安定状態の維持について】

本評価における格納容器ベントを実施しない状態を 7 日後以降も継続する場合、酸素濃度（ドライ条件）は事象発生から約 100 日以降にドライウェルにおいて 4.4vol% に到達する。

このため、事象発生から 7 日間が経過した以降も水素濃度及び酸素濃度を監視するとともに、状況に応じて酸素濃度の低減（可燃性ガス濃度制御系の運転等）を行い、原子炉格納容器内が可燃限界の濃度に到達することを防止する。また、重大事故等対処設備以外の設備の機能の復旧等も考慮し、格納容器圧力及び温度の低下操作や原子炉格納容器内の窒素ガス置換を試みる。これらの対応が困難であり、原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界に到達する場合については、格納容器ベントにより、その水素及び酸素濃度を低減することにより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の影響評価について（水素燃焼）
 表1 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（水素燃焼）

項目	解析条件（初期条件、事故条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
初期条件 酸素濃度	2.5vol.%	2.5vol.%以下	酸素濃度 4.4vol.%（ドライ条件）到達を防止可能な初期酸素濃度として設定（運転上許容されている値の上限）	最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シナリオにおいて原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作は、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、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
事故条件 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	全炉心内のジルコニウム約7.8%が水と反応して発生する水素量	事象進展による	解析コードMAMPによる評価結果	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シナリオにおいては水素ガス発生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、水素ガス発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、運転員等操作である低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、「3.1.2.3(2)b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実際の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。
	金属腐食等による水素ガス発生量	考慮しない	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シナリオにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合	水素： 0.06分子/100eV 酸素： 0.03分子/100eV	水素： 0.06分子/100eV 酸素： 0.03分子/100eV	重大事故時における原子炉格納容器内の条件を考慮して設定	G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器フィルタベント系を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器フィルタベント系を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(添付資料3.4.1)

原子炉注水開始時間の評価結果への影響

1. はじめに

今回の評価では、運転操作手順書等を踏まえ、原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から 30 分後としている。実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる可能性も想定される。水素燃焼のリスクの観点では、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量が抑制され、相対的に酸素濃度が高くなることで水素濃度及び酸素濃度がともに可燃領域に至る可能性が考えられる。一方で、注水時点の炉心の状態によっては、ジルコニウム-水反応が促進され、水素ガス発生量が増加する場合も考えられる。この場合には、増加した水素ガスによって相対的に酸素濃度が低下すると考えられる。

ここでは原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる場合を想定し、原子炉圧力容器への注水開始時刻が評価結果に与える影響を確認した。

2. 評価条件

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。）の評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は、ベースケースと同等である。

(1) 感度解析 1（注水開始時刻が早まる場合）

- ・原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から 25 分後とした。25 分は今後の更なる事故対応能力の改善を見据えて設定した値である。

(2) 感度解析 2（注水開始時刻が遅れる場合）

- ・原子炉圧力容器への注水開始時刻をベースケースから 30 分遅延することとし、事象発生から 60 分後とした。30 分は、原子炉圧力容器への注水が遅れたとしても、熔融炉心が炉心プレナム下部に移行しない時間であることを確認し、設定した値である。

3. 評価結果

評価結果を図 1 から図 8 に示す。また、評価結果のまとめを表 1 に示す。各パラメータの推移はベースケースとほぼ同等となり、事象発生から 7 日後の酸素濃度も 5 vol%未満となった。

4. まとめ

原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れることによる評価結果への影響を確認した結果、評価項目となるパラメータである酸素濃度は、ベースケースと同等となった。このことから、実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まった又は遅れる場合においても水素燃焼のリスクの観点での事故対応への影響はない。

以上

表1 原子炉圧力容器への注水開始時刻の変更に伴う評価項目への影響

項目	原子炉圧力容器への注水開始時刻			評価項目
	感度解析1 (事象発生から 25分後)	感度解析2 (事象発生から 60分後)	ベースケース (事象発生から 30分後)	
全炉心内のジル コニウム量に対 する酸化割合	約 11.7%	約 6.2%	約 7.8%	—
ジルコニウム- 水反応による水 素ガス発生量	約 293kg	約 167kg	約 198kg	
ドライウェル 酸素濃度 (ウェット条件)	約 1.1vol% (事象発生から 168時間後)	約 1.1vol% (事象発生から 168時間後)	約 1.1vol% (事象発生から 168時間後)	5 vol% 以下
サプレッショ ン・チェンバ 酸素濃度 (ウェット条件)	約 1.9vol% (事象発生から 168時間後)	約 2.1vol% (事象発生から 168時間後)	約 1.9vol% (事象発生から 168時間後)	

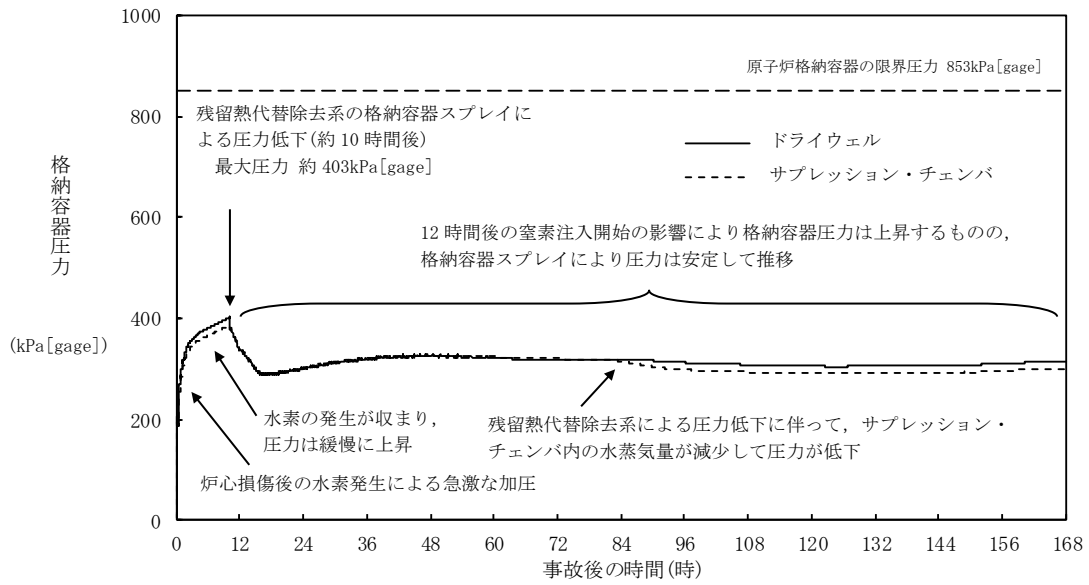


図1 格納容器圧力の推移 (感度解析1)

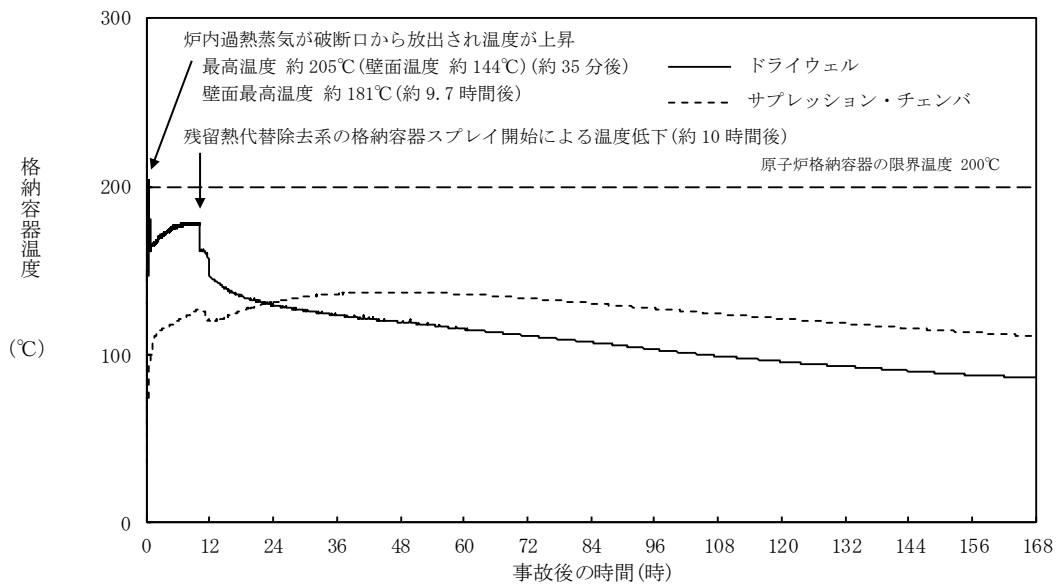
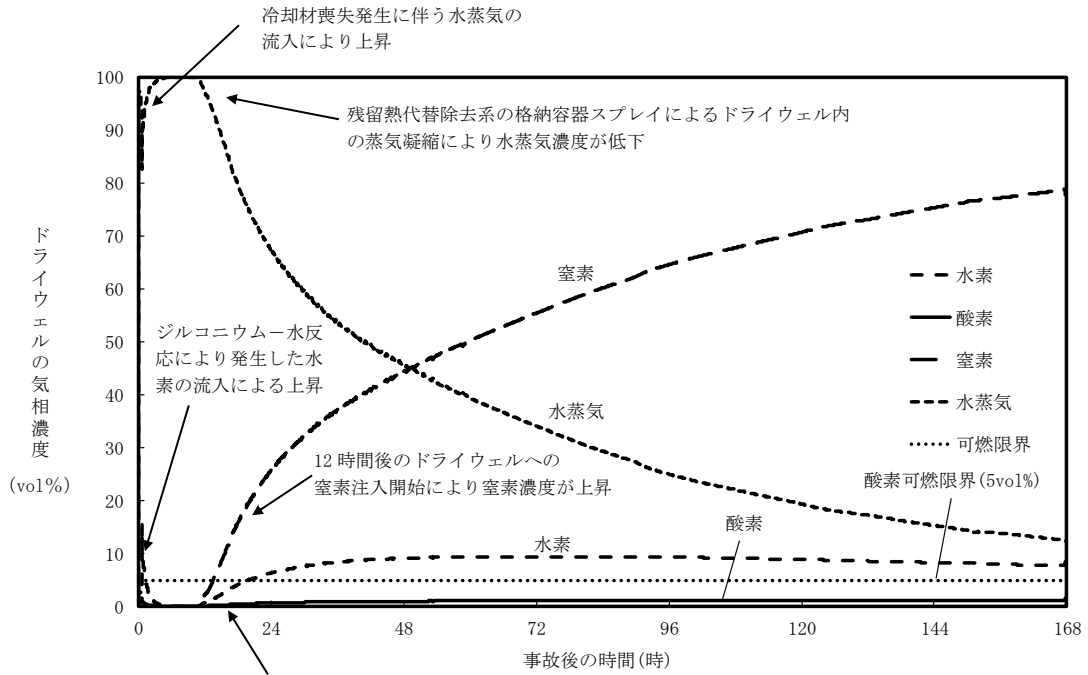


図2 格納容器温度の推移 (感度解析1)



残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウェル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウェルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

図3 ドライウェルの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析1)

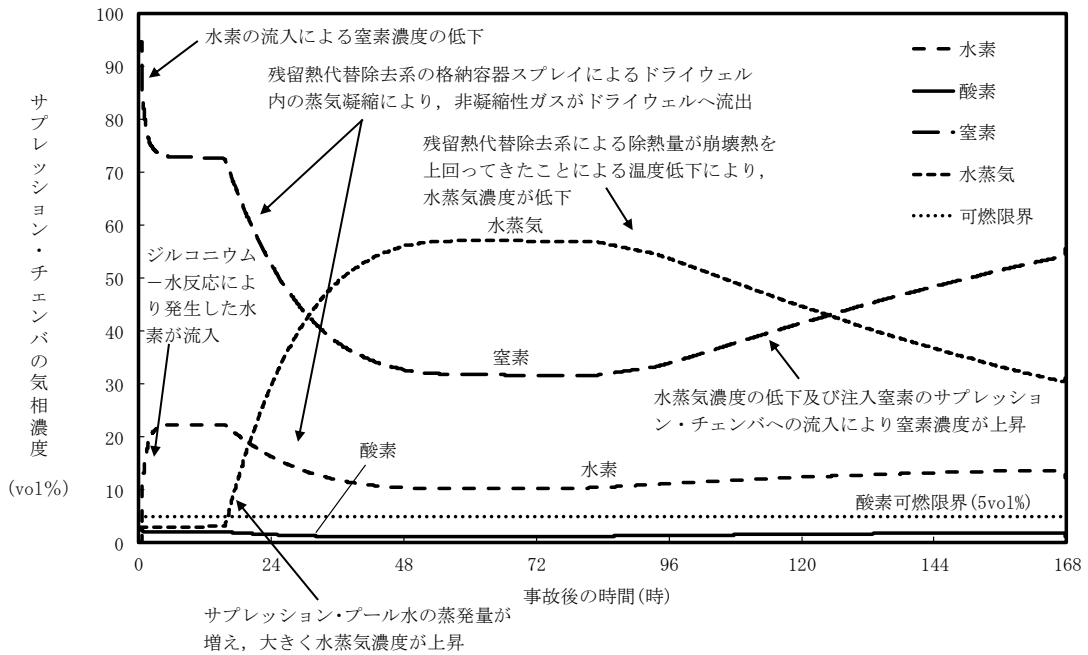


図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析1)

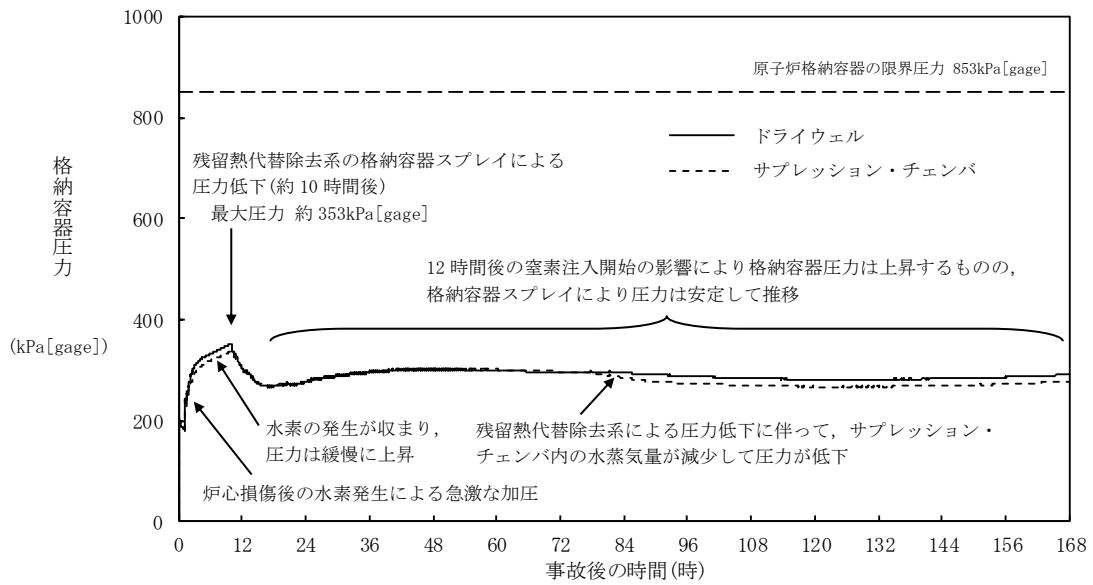


図5 格納容器圧力の推移 (感度解析2)

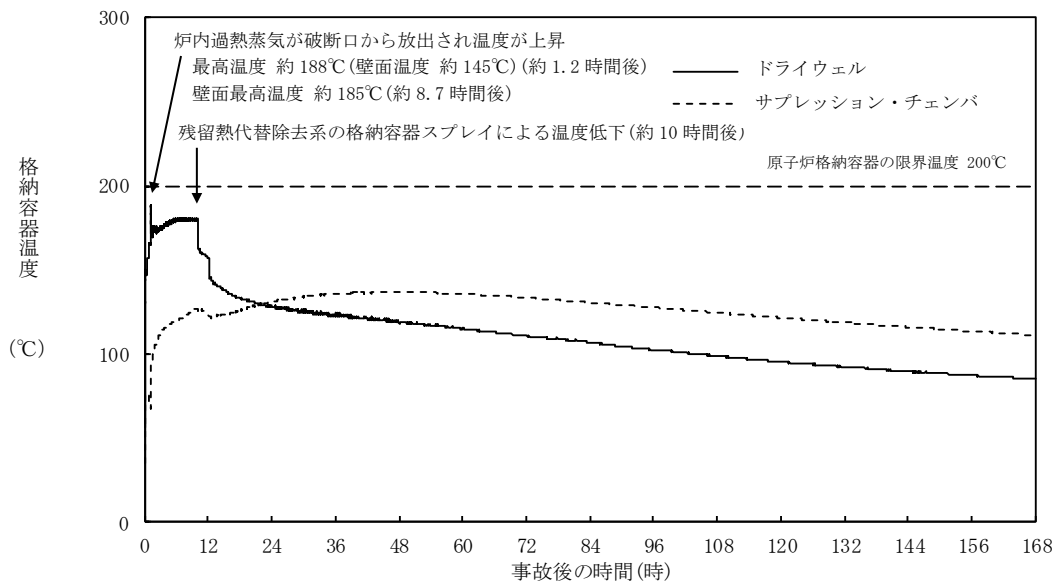
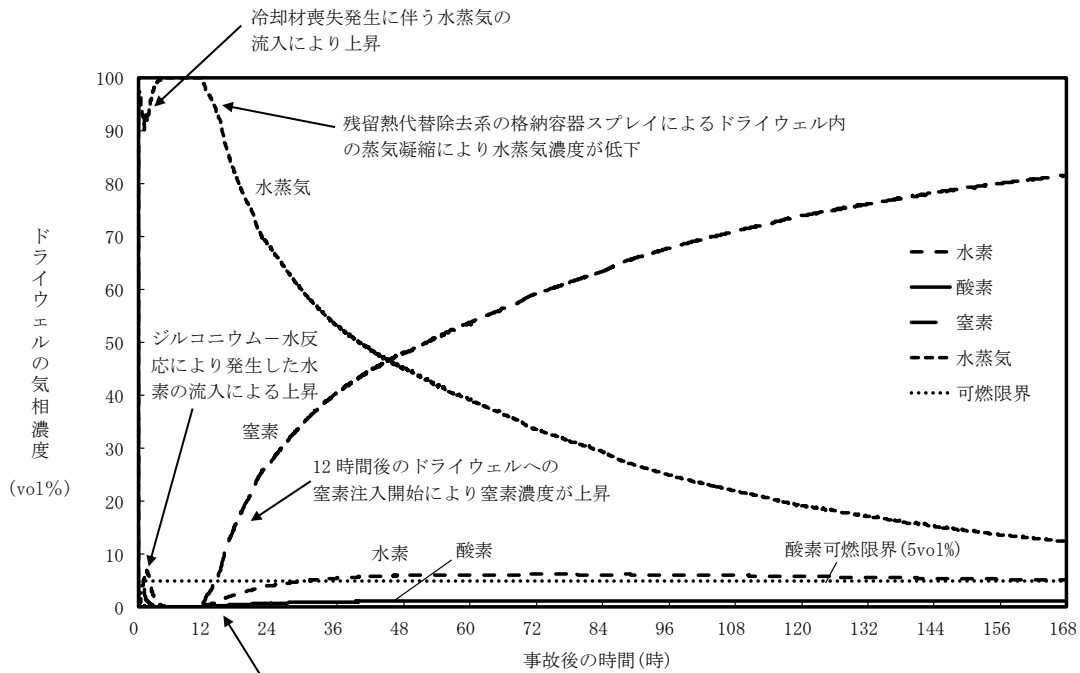


図6 格納容器温度の推移 (感度解析2)



残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウェル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウェルへ流入し、非凝縮性ガス濃度が上昇

図7 ドライウェルの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析2)

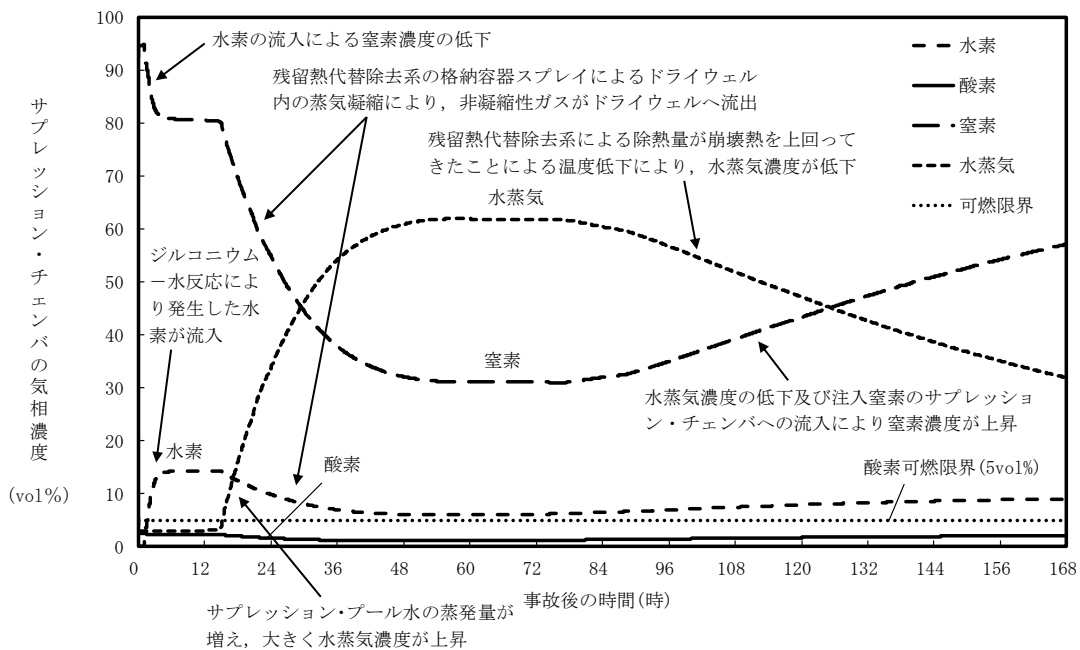


図8 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析2)

3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

3.5.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV、TQUX及びLOCAである。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，ペDESTALのコンクリートが侵食され，原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し，原子炉格納容器の破損に至る。

したがって，本格納容器破損モードでは，原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下する時点で，ペDESTALに溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し，かつ，溶融炉心の落下後は，ペDESTAL代替注水系（可搬型）によって溶融炉心を冷却すること及びペDESTALにコリウムシールドを設置することにより，原子炉格納容器の破損を防止するとともに，溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生を抑制する。

また，溶融炉心の落下後は，ペDESTAL代替注水系（可搬型）によって溶融炉心の冷却を実施する。その後，残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

さらに，長期的な原子炉格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から，可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素供給することによって，原子炉格納容器の破損を防止する。

なお，本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では，重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し，原子炉圧力容器破損に至るものとする。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して，ペDESTALのコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため，格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL注水手段を整備する。また，ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプ（以下「ドライウェルサンプ」という。）への溶融炉心の流入を防止し，溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために，ペDESTALにコリウムシールドを設置する。

また，その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から，残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱手段又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱手段を整備する。なお，これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のa.からj.に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)に示すf.からh.である。

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1-1(1)図から第3.2.1-1(3)図である。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1-1(2)図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

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

また、「1.2.2.1(3)e. 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、LOCAとTQUVを比較し、LOCAの場合はペDESTALに原子炉冷却材が流入することで溶融炉心・コンクリート相互作用が緩和される可能性等を考慮し、より厳しいと考えられるTQUVを選定した。

また、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。

なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱，燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化，燃料被覆管変形，沸騰・ボイド率変化，気液分離（水位変化）・対向流，炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション，構造材との熱伝達，下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達，原子炉圧力容器破損，原子炉圧力容器内F P挙動，炉心損傷後の原子炉格納容器におけるペDESTAL床面での熔融炉心の拡がり，原子炉圧力容器外F C I（熔融炉心細粒化），原子炉圧力容器外F C I（デブリ粒子熱伝達），熔融炉心とペDESTALプール水との伝熱，熔融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。

よって，これらの現象を適切に評価することが可能であり，原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え，かつ，炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPによりペDESTALの床面及び壁面のコンクリートの侵食量等の過渡応答を求める。

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

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は，「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。また，初期条件の初期酸素濃度並びに事故条件の水素ガス及び酸素ガスの発生については，「3.4 水素燃焼」と同じである。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移を第3.5.2-1(1)図及び第3.5.2-1(2)図に，格納容器圧力，格納容器温度，ドライウェル及びサプレッション・チェンバ気相濃度（ウェット条件，ドライ条件），サプレッション・プール水位，ペDESTAL水位並びに熔融炉心・コンクリート相互作用によるペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を第3.5.2-1(3)図から第3.5.2-1(11)図に示す。

a. 事象進展

事象進展は「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

b. 評価項目等

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

ペDESTAL壁面のコンクリート侵食に対しては，コンクリート侵食が約1.6m厚さの内側鋼板及びコンクリート部を貫通して外側鋼板まで到達しな

い限り、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。評価の結果、ペDESTAL壁面のコンクリート侵食量は約0.04mに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

ペDESTAL床面のコンクリート侵食に対しては、ペDESTALの床面以下のコンクリート厚さが約4mであり、ペDESTAL床面のコンクリート侵食量は0mであるため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

また、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は、ペDESTAL壁面についてはコンクリートの侵食量が約0.04mであるため、約11kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ジルコニウム-水反応によって約423kgの水素ガスが発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。このため、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。

なお、ペDESTALへの熔融炉心落下後の本評価における水素濃度は、サブレーション・チェンバにおいて、ウェット条件で約9.9vol%以上、ドライ条件で約24.7vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。一方、酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から7日後（168時間後）においても酸素濃度はウェット条件で約1.6vol%、ドライ条件で約2.5vol%であり、可燃限界である5vol%を下回る。熔融炉心・コンクリート相互作用によって、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となり、上記の酸素濃度（ウェット条件で1.6vol%、ドライ条件で2.5vol%）以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

その後は、ペDESTALに崩壊熱相当に余裕を見た流量でのペDESTAL注水を行い、また、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を継続して行うことで、安定状態を維持できる。

(添付資料 3.5.1)

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について、ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量^{※1}をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。

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

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

それぞれ選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、溶融炉心がペデスタルに落下した場合には、本評価において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。

3.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器の破損に至り、溶融炉心がペデスタルへ落下してコンクリートを侵食することが特徴である。

また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による水張り操作及び溶融炉心落下後のペデスタル代替注水系（可搬型）によるペデスタルへの注水操作とする。

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

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

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

また、原子炉圧力容器下鏡温度を監視し、300℃に到達した時点（事象発生から約3.1時間後）でペデスタルへの初期水張りを行い、ペデスタルへの溶融炉心の落下に対しては、ペデスタルの雰囲気温度、格納容器圧力等を監視することによって、原子炉圧力容器破損を認知し、ペデスタルへの注水を行うといった徴候を捉えた対応によって、溶融炉心を確実に冷却できることを確認している。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、T

MI 事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器下鏡温度が 300℃に到達した時点でペDESTALへの初期水張り操作、原子炉压力容器破損時点でペDESTALへの注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡温度の上昇及び原子炉压力容器破損時の格納容器圧力上昇は急峻であることから、原子炉压力容器下鏡温度及び原子炉压力容器破損を操作開始の起点としているペDESTALへの初期水張り操作及び原子炉压力容器破損時のペDESTALへの注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について、原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性が確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡温度が 300℃に到達した時点でのペDESTALへの初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器下鏡温度を操作開始の起点としているペDESTALへの初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。原子炉压力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては、熔融炉心落下後のペDESTALへの注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器の破損を起点としているペDESTALへの注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉压力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡温度が 300℃に到達した時点でペDESTALへの初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器下鏡温度を操作開始の起点としているペDESTALへの初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。原子炉压力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、熔融炉心落下後のペDESTALへの注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器の破損を

起点としているペDESTALへの注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損（事象発生から約5.4時間後）に対して、十数分早まる程度であり、ペDESTALへの注水は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としているペDESTALへの注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

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

炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数、デブリ粒子径の感度解析により、原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器におけるペDESTAL床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心とペDESTALのプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プールクラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。また、コリウムシールド侵食量に対しても影響を与える可能性があるが、本評価事故シーケンスでは、コリウムシールド及びコンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、コリウムシールド及びコンクリートの侵食量への影響が考えられる。本評価事故シーケンスでは、コリウムシールド及びコンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさがコンクリート侵食に与える影響に関しては、実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。また、MAAPコードにおける溶融炉心から構造材への伝熱は材質に依存しないモデルであり、コリウムシールドにも適用可能である。

（添付資料 3.5.2）

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり，影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，原子炉压力容器破損時点でペDESTALに初期水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして，炉心モデル（炉心水位計算モデル）は，原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により，水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく，解析コードSAFERに対して保守的であるものの，その差異は小さいことを確認している。また，原子炉压力容器破損時点でペDESTALに初期水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉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ペDESTALに初期水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉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ペDESTALに初期水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして，制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認しているが，原子炉压力容器破損（事象発生から約5.4時間後）に対して，早まる時間はわずかであり，破損時間がわずかに早まった場合においても，ペDESTALに初期水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉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，原子炉压力容器内FP挙動と熔融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして，エントレインメント係数の感度解析により熔融炉心の細粒化割

合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認しており、また、溶融炉心の温度に対する感度は小さく、コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉格納容器におけるペDESTAL床面での溶融炉心の拡がりについて、溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定した感度解析を実施した。評価の体系として、水中に落下した溶融炉心が初期水張り水深と同じ高さの円柱を形成し、円柱の上面から水によって除熱されるものとした。ただし、円柱の側面部分も水に接していることを想定し、上面からの除熱量は円柱上面の面積に側面の面積を加えた値とした。感度解析の結果、第3.5.2-1(12)図に示すとおり、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、溶融炉心とペDESTALのプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プールクラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリートの侵食量について支配的な溶融炉心からのプール水への熱流束についての感度解析を実施した。感度解析の結果、第3.5.2-1(13)図に示すとおり、コンクリート侵食量はペDESTALの床面で0m、壁面で約0.13mに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお、本感度解析では、ペDESTALでの溶融炉心・コンクリート相互作用によって約41kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約422kgの水素ガスが発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本評価におけるペDESTALへの溶融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、サプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約6.1vol%以上、ドライ条件で約30.9vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。このことから、本感度解析において評価した、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価しても、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。

なお、溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約41kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが約35kg、一酸化炭素が約6kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。

一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、事象発生から7日後(168時間後)においてもウェット条件で約1.5vol%、ドライ条件で約4.1vol%であり、可燃限界である5vol%を下回る。溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、上記の酸素濃度(ウェット条件で1.5vol%、ドライ条件で4.1vol%)以下になるもの

と考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

(添付資料 3.5.2, 3.5.3)

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, 第 3.2.2-1 表に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが, 操作手順 (原子炉圧力容器下鏡温度に応じてペDESTALへの初期水張り操作を実施すること及び溶融炉心落下後にペDESTALへの注水操作を開始すること) に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の溶融炉心からプールへの熱流束は, 解析条件の 800kW/m² 相当 (圧力依存あり) に対して最確条件は 800kW/m² 相当 (圧力依存あり) であり, 最確条件とした場合は, 解析条件と同様であるため, 事象進展に与える影響はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは, 解析条件の内側鋼板及びリブ鋼板は考慮しないことに対して, 最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合には, コンクリートより融点が高い内側鋼板, リブ鋼板の耐熱の効果により, 溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが, コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。また, コリウムシールドについては, 機器条件にて考慮している。

初期条件の原子炉圧力容器下部及びペDESTAL内構造物の扱いは, 解析条件のペDESTALに落下する溶融物とは扱わないことに対して, 最確条件は部分的な溶融が生じ, ペDESTALに落下する可能性があり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 溶融物の発熱密度が下がるため, 溶融炉心・コンクリート相互作用によるコリウムシールド及びコンクリートの侵食は抑制されるが, コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件のペDESTAL床面積は, 解析条件のペDESTALの床面積に対して最確条件はペDESTALの床面積であり, 最確条件とした場合は, 解析条件と同様であるため, 事象進展に与える影響はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，格納容器容積（サブプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部，サブプレッション・プール水位，格納容器圧力及び格納容器温度は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は，原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定しているが，起因事象の違いによって操作手順（原子炉圧力容器下鏡温度に応じてペDESTALへの初期水張り操作を実施すること及び原子炉圧力容器破損後にペDESTALへの注水操作を開始すること）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件のコリウムシールドの侵食開始温度は，解析条件の 2,100℃に対して最確条件は 2,100℃であり，最確条件とした場合は，解析条件と同様であるため，事象進展に影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

（添付資料 3.5.2）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したものとしており，その最確条件は平均的燃焼度約 30Gwd/t であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の熔融炉心からプールへの熱流束は，解析条件の 800kW/m²相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW/m²相当（圧力依存あり）であり，最確条件とした場合は，解析条件と同様であるため，事象進展に影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリートの侵食量に対しては，実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から，コンクリート侵食量への影響が最も大きい熔融炉心からプール水への熱流束について，感度解析を実施した。感度解析の結果，第 3.5.2-1(13)図に示すとおり，コンクリート侵食量はペDESTALの床面で 0m，壁面で約 0.13m に抑えられることから，原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。なお，本感度解析では，ペDESTALでの熔融炉心・コンクリート相互作用によって約 41kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが，本評価においてもジルコニウム-水反応によって約 422kg の水素ガスが発生することを考慮すると，熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。

熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が，可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について，本感度解析におけるペDESTALへの熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は，サブプレッション・チェンバにおいて，ウェット条件で約 6.1vol%以上，ドライ条件で約 30.9vol%以上となり，ドライ条件においては 13vol%を上回る。このことから，熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガスの発生量について，感度解析の結果を本評価の結果に加えて原子炉格納容器内の気相濃度を評価しても，原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性

には影響しない。なお、溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約 41kg の気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約 35kg、一酸化炭素が約 6 kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が 1 kg 未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。

一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、事象発生から 7 日後（168 時間後）においてもウェット条件で約 1.5vol%，ドライ条件で約 4.1vol%であり、可燃限界である 5 vol%を下回る。溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、上記の酸素濃度（ウェット条件で 1.5vol%，ドライ条件で 4.1vol%）以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析条件の内側鋼板及びリブ鋼板は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果により、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、コリウムシールドについては、機器条件にて考慮している。

初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは、解析条件のペDESTアルに落下する溶融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な溶融が生じ、ペDESTアルに落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコリウムシールド及びコンクリートの侵食は抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件のペDESTアル床面積は、解析条件のペDESTアルの床面積に対して最確条件はペDESTアルの床面積であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（サブプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サブプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件について、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食量を評価するにあたり、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象である LOCA 等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定し、事故シーケンスを「大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等

対処設備による原子炉注水機能についても使用出来ないものと仮定した。この場合、事象発生直後から原子炉冷却材が原子炉格納容器内に流出するため、原子炉水位の低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間は約 3.3 時間となる。

その結果、第 3.5.2-1(14)図に示すとおり、コンクリート侵食量はペDESTALの床面で 0m、壁面では約 0.04m に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。また、コンクリートの侵食量が僅かであることから、本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は原子炉格納容器内の気相濃度に及ぼす影響を与えない。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの蓄積及び燃焼による格納容器圧力への影響はなく、原子炉格納容器内の気体組成の推移は「3.5.2(3)b 評価項目等」と同じとなる。なお、本評価におけるペDESTALへの溶融炉心落下後の水素濃度は、ドライウェルにおいて、ウェット条件で約 0.1vol%以上、ドライ条件で約 24.8vol%以上となり、ドライ条件においては 13vol%を上回る。一方、酸素濃度は事象発生から 7 日後（168 時間後）においてもウェット条件で約 2.4vol%，ドライ条件で約 2.9vol%であり、可燃限界である 5vol%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

機器条件のコリウムシールドの侵食開始温度は、解析条件の 2,100°C に対して最確条件は 2,100°C であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(添付資料 3.5.2, 3.5.3)

b. 操作条件

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

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による水張り操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器下鏡温度が 300°C に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡温度が 300°C に到達するまでに事象発生から約 3.1 時間の時間余裕があり、また、ペDESTALの水張り操作は原子炉圧力容器下鏡温度を監視しながら溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、当該操作に対応する運転員、対策要員に他の並列操作はなく、また、現場操作における評価上の所要時間には余裕を見込んで算定していることから、他の操作に与える影響はない。

操作条件のペDESTAL代替注水系（可搬型）による溶融炉心落下後の

ペDESTALへの注水操作は、解析上の操作開始時間として原子炉圧力容器破損後（事象発生から約5.4時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器破損までに事象発生から約5.4時間の時間余裕があり、また、溶融炉心落下後にペDESTAL注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約1.4時間の時間余裕がある。溶融炉心落下後のペDESTALへの注水操作はペDESTAL温度、格納容器圧力等の傾向を監視しながら原子炉圧力容器破損を判断して実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。

（添付資料 3.5.2）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による水張り操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の溶融炉心落下後のペDESTALへのペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料 3.5.2）

(3) 操作時間余裕の把握

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

操作条件の溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による水張り操作については、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達するまでの時間は事象発生から約3.1時間あり、ペDESTALへの注水操作は原子炉圧力容器下鏡温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また、溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による水張りは約1.9時間で完了することから、水張りを事象発生から約3.1時間後に開始すると、事象発生から約5.0時間後に水張りが完了する。事象発生から約5.0時間後の水張りの完了から、事象発生から約5.4時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると、ペDESTALへの注水操作は操作遅れに対して0.4時間程度の時間余裕がある。

操作条件の溶融炉心落下後のペDESTALへのペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水操作については、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約5.4時間あり、また、溶融炉心落下後にペDESTAL注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発するまでには約1.4時間の時間余裕がある。

（添付資料 3.5.2）

(4) まとめ

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

3.5.4 必要な要員及び資源の評価

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

3.5.5 結論

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失事故（LOCA）が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、ペDESTALのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL注水手段を整備している。また、ペDESTALにコリウムシールドを設置している。

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗＋デブリ冷却失敗」について、有効性評価を行った。

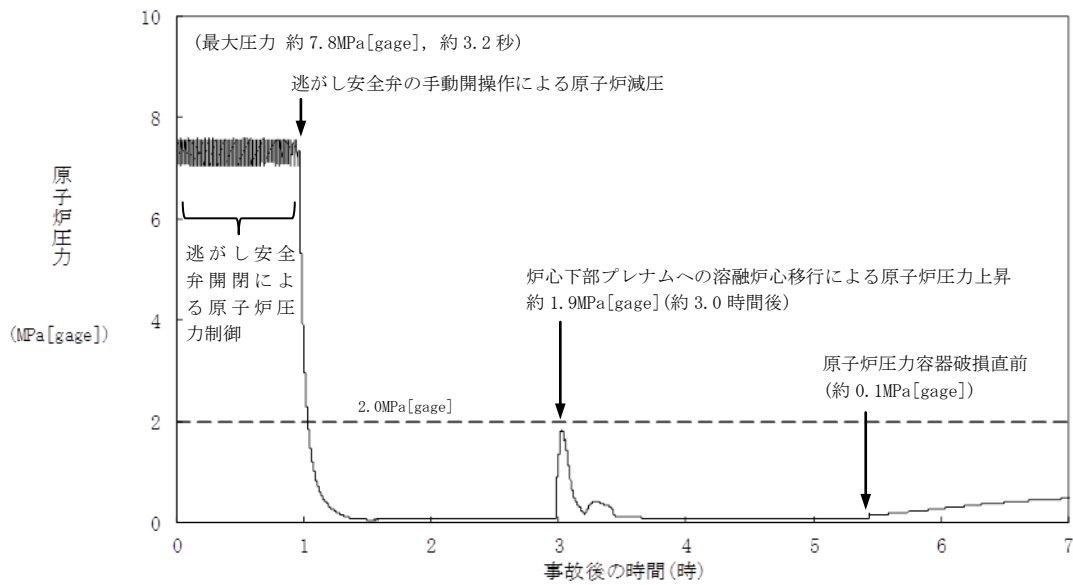
上記の場合においても、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL注水を実施することにより、溶融炉心の冷却が可能である。その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食量はペDESTAL床面で0m、壁面で約0.04mに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。

（添付資料3.5.3）

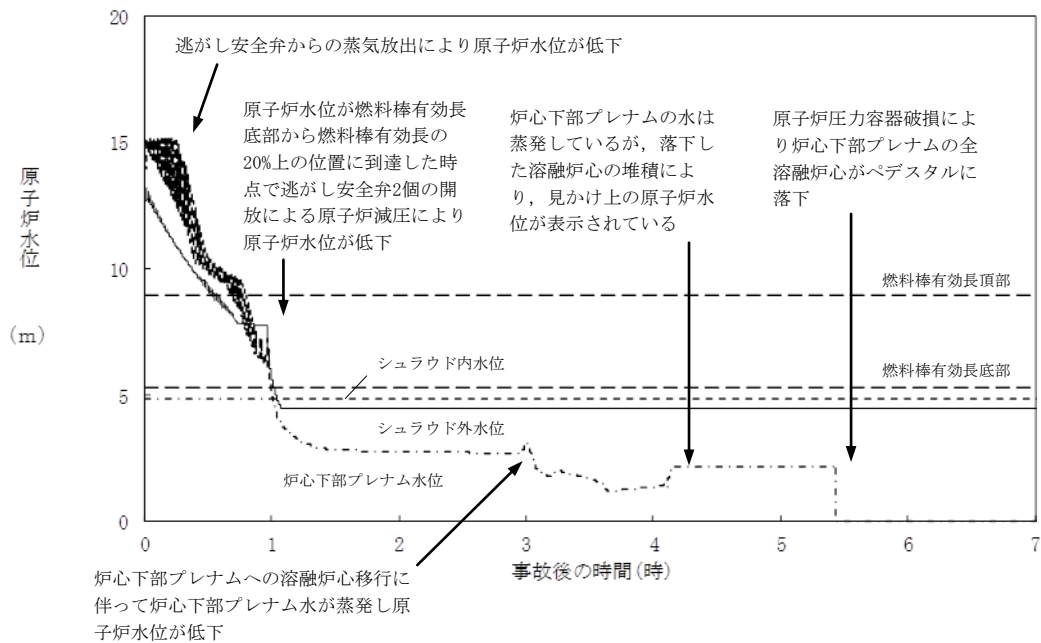
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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

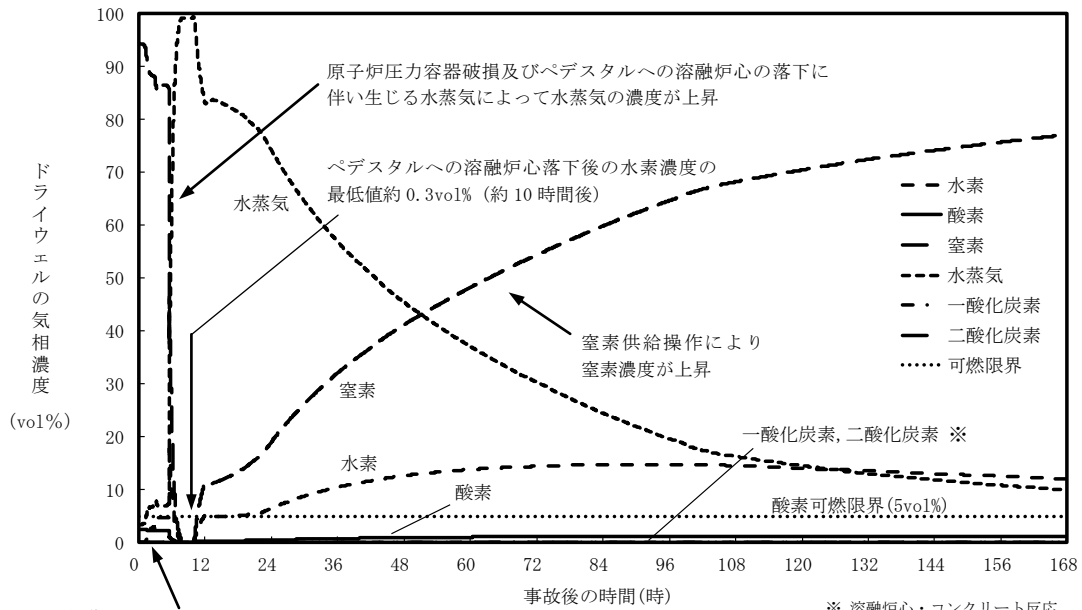
以上のことから、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTALへの注水等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。



第 3.5.2-1(1) 図 原子炉圧力の推移

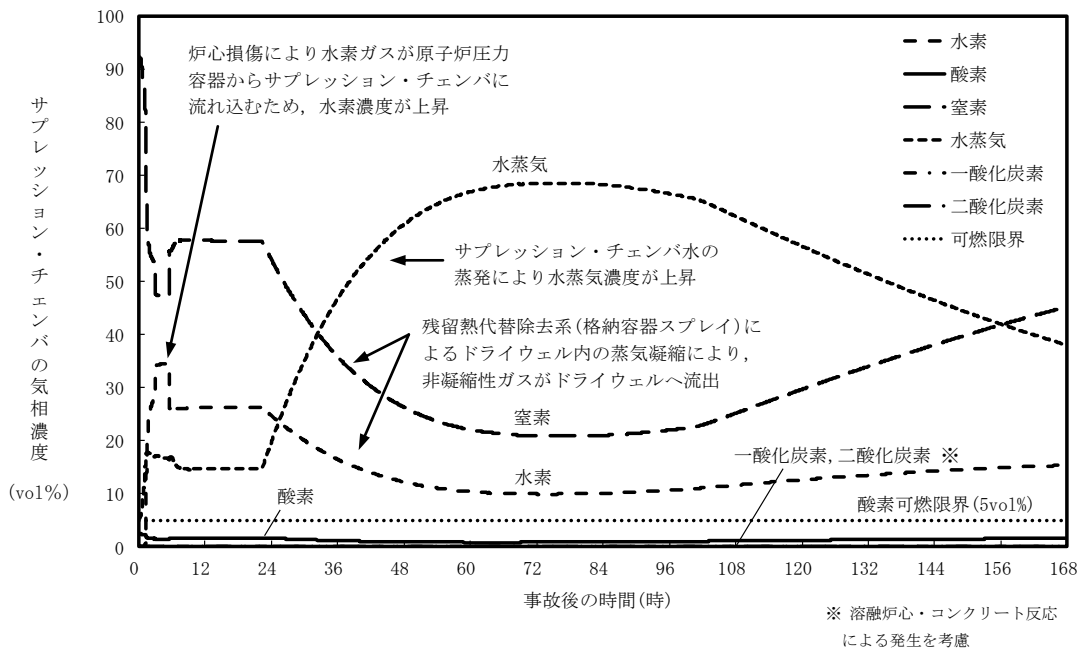


第 3.5.2-1(2) 図 原子炉水位(シュラウド内外水位) の推移

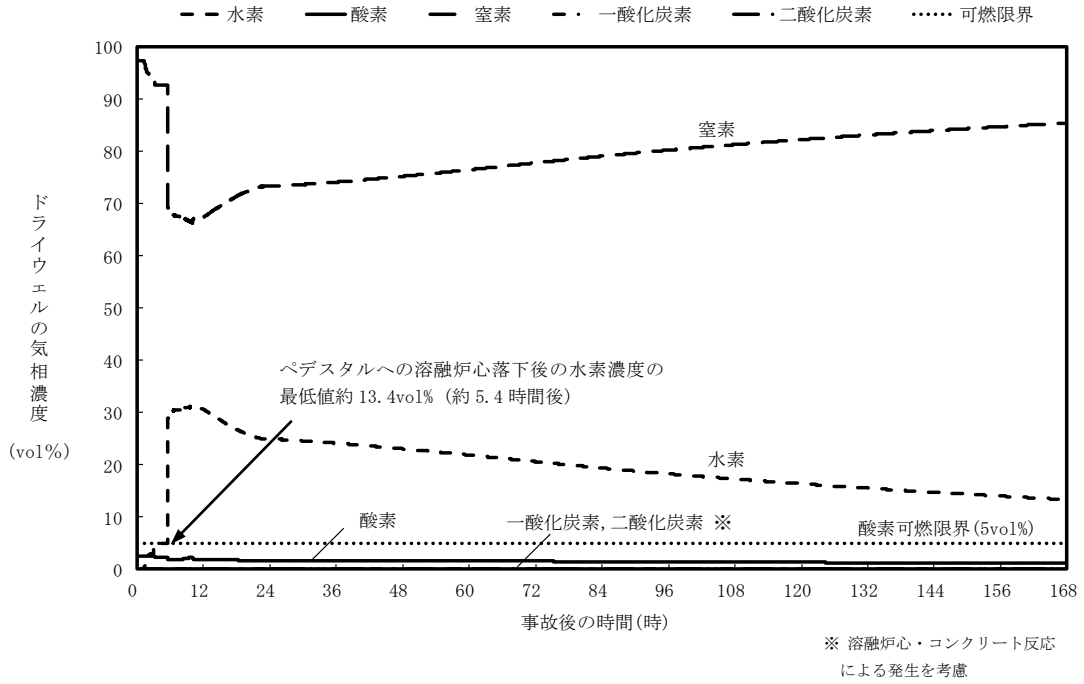


炉心損傷により水素ガスが原子炉圧力容器からサブプレッション・チェンバに流れ込み、真空破壊装置を介してドライウエル内に流入し、水素濃度が上昇

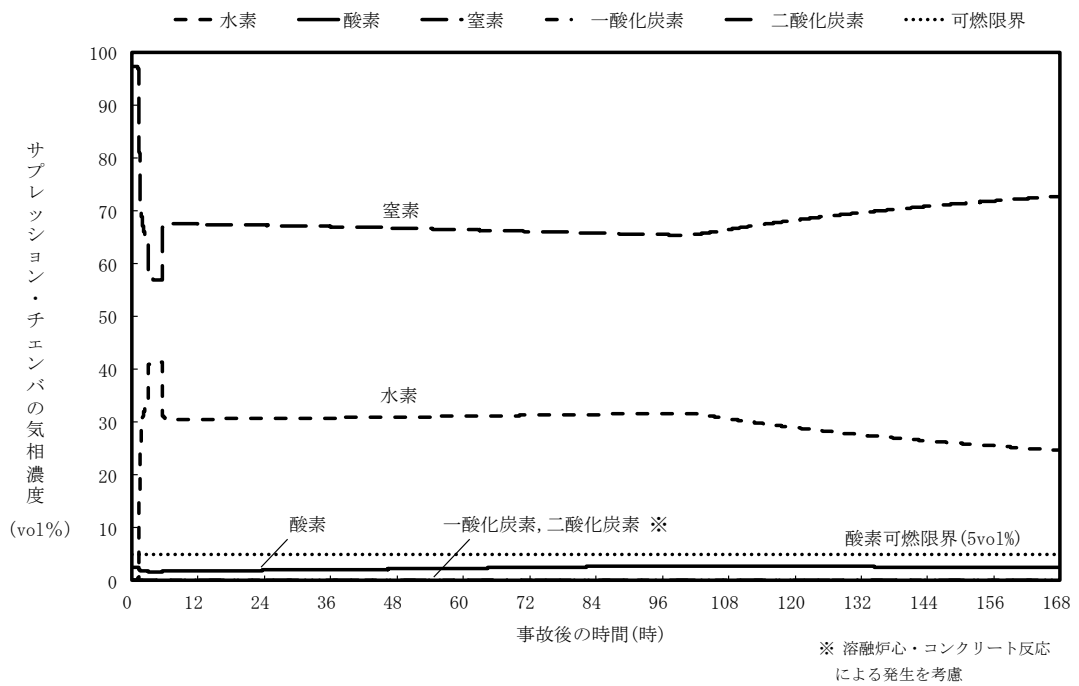
第3.5.2-1(5)図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



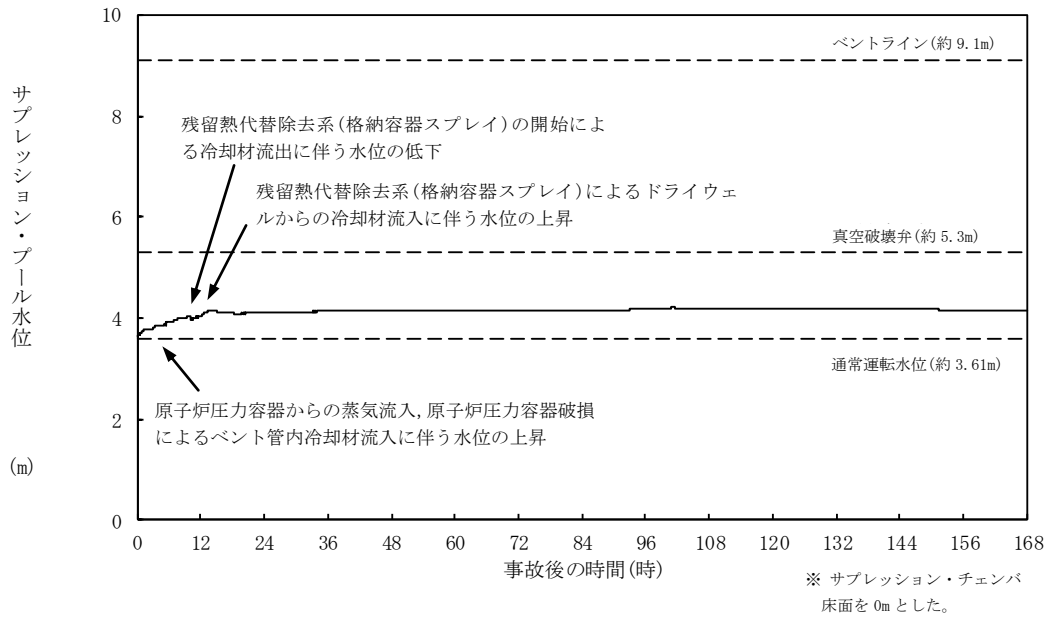
第3.5.2-1(6)図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)



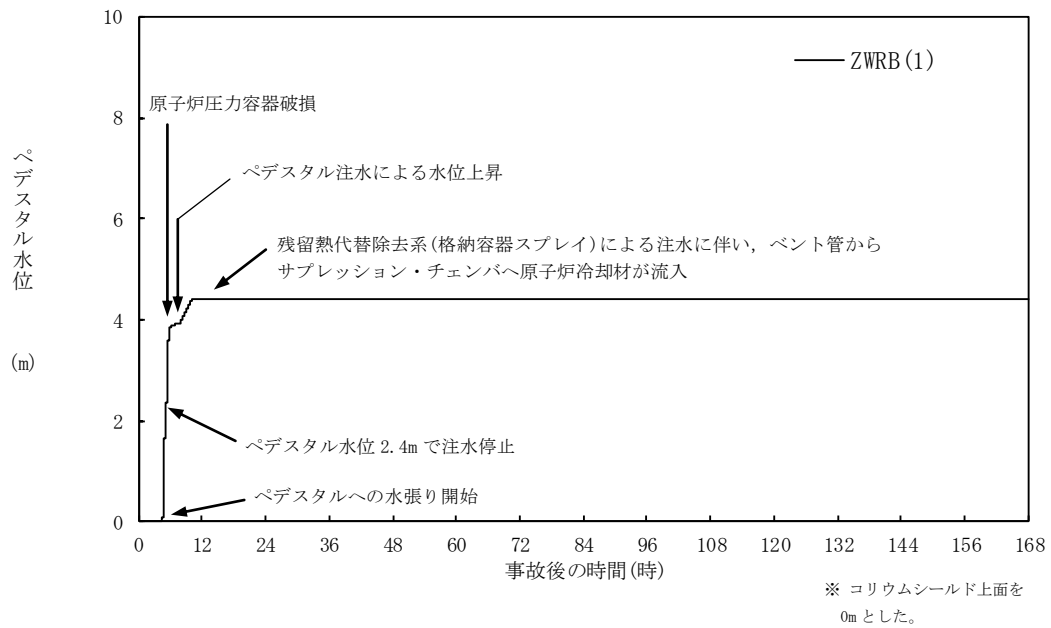
第 3.5.2-1(7) 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



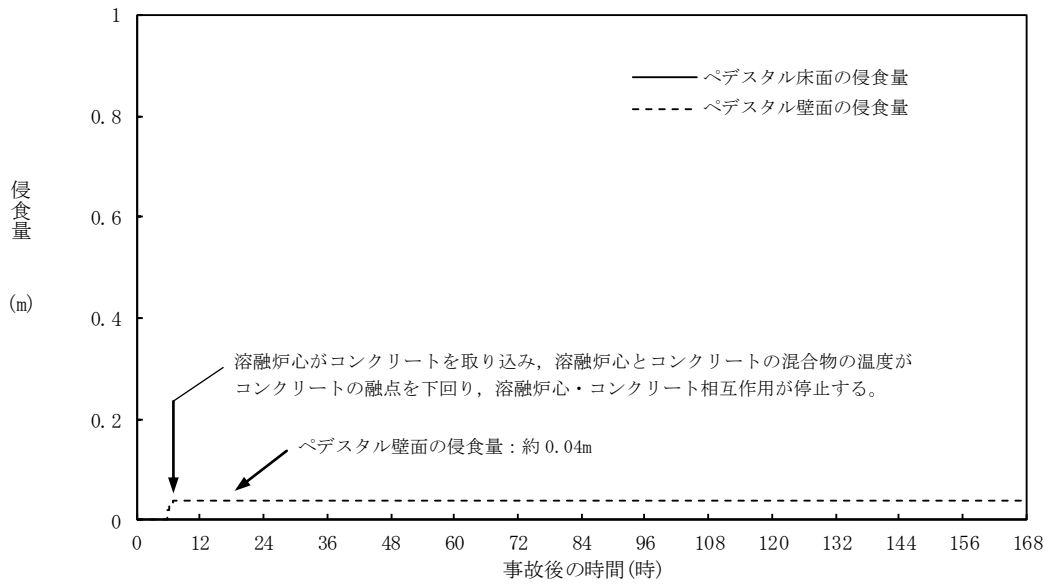
第 3.5.2-1(8) 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



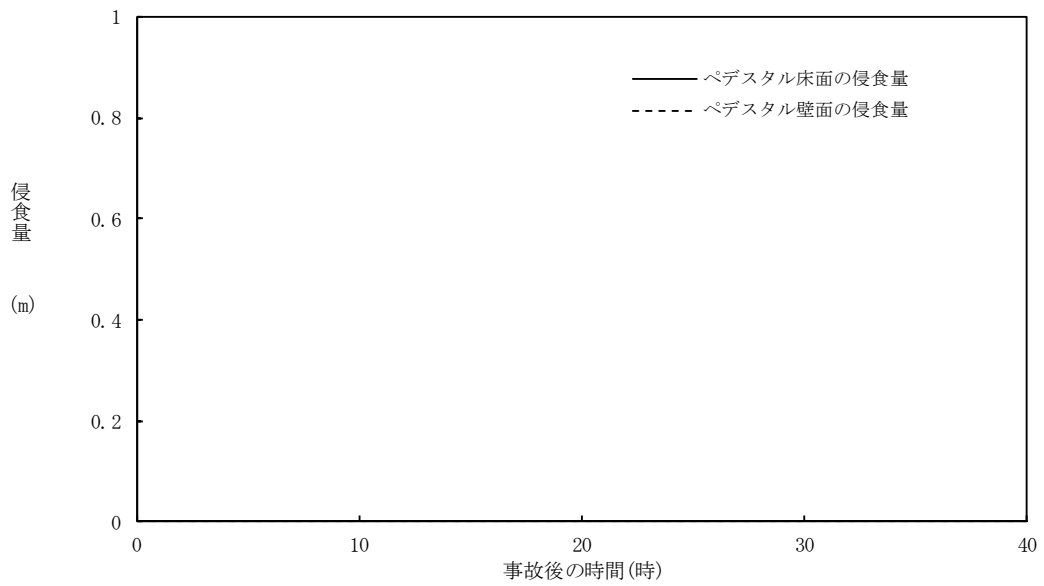
第 3.5.2-1(9) 図 サプレッション・プール水位の推移



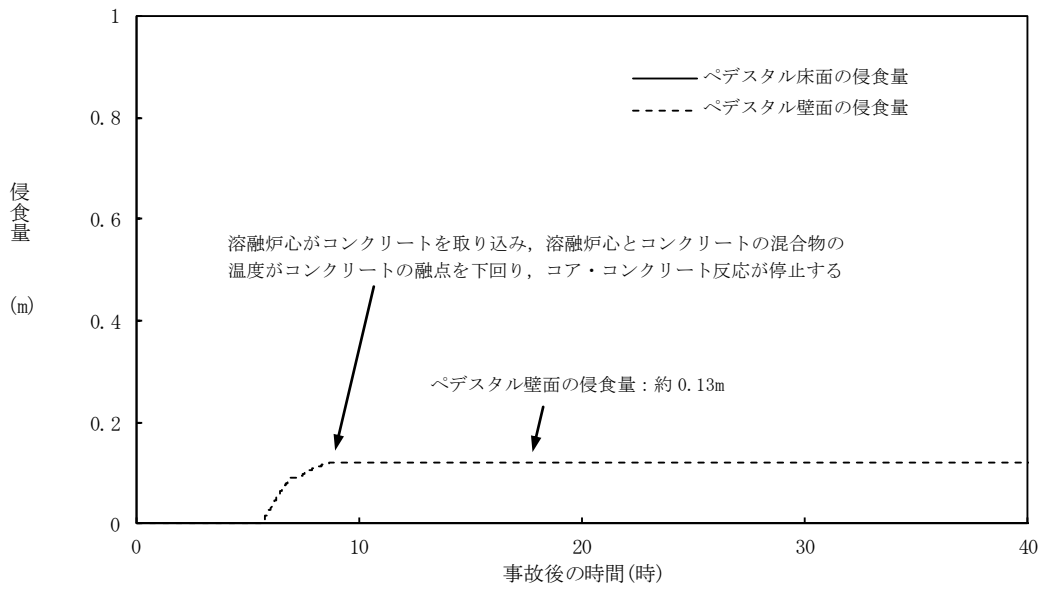
第 3.5.2-1(10) 図 ペデスタル水位の推移



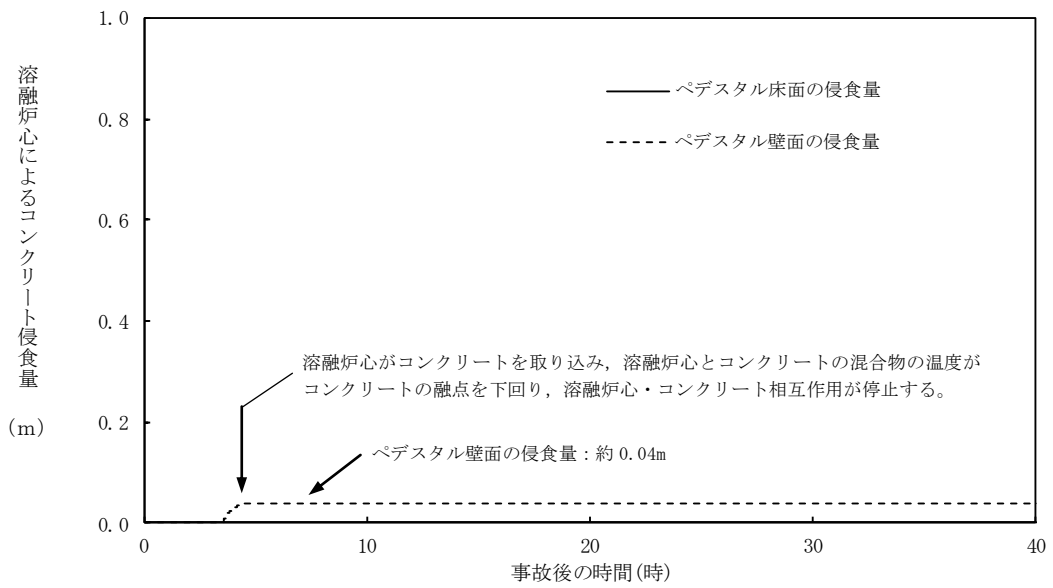
第 3.5.2-1(11)図 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



第 3.5.2-1(12)図 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心の拡がりを抑制した場合)



第 3.5.2-1(13) 図 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合)



第 3.5.2-1(14) 図 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)

安定状態について（溶融炉心・コンクリート相互作用）

溶融炉心・コンクリート相互作用時の安定状態については以下のとおり。

原子炉格納容器安定状態：溶融炉心・コンクリート相互作用によるペDESTAL床面及び壁面の侵食が停止し、侵食の停止を継続するための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

【安定状態の確立について】

原子炉格納容器安定状態の確立について

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

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

【安定状態の維持について】

残留熱代替除去系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行うことにより、安定状態後の更なる除熱が可能となる。

安定状態後の措置に関する具体的な要件は以下のとおり。

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

（添付資料 2.1.2 別紙 1）

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間となるパラメータと与える影響（溶融炉心・コンクリート相互作用）（2/3）

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
原子炉圧力容器(炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル(リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> ・TMI事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と良く一致することを確認した。 ・リロケーションが早まることを想定し、炉心ノード崩壊の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。 ・TMI、大破断LOCAシナシケンスともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器の破損時刻への影響が小さいことを確認した。 	<p>溶融炉心の挙動モデルはTMI事故について、再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析より原子炉圧力容器破損時間に対する影響は小さいことが確認されている。</p> <p>300℃に到達した時点でベデスタルへの初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへのリロケーション開始時間の不確かさは小さく、溶融炉心が炉心下部プレナムへリロケーションした際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としているベデスタルへの初期水張り操作に係る運転員等操作時間と与える影響は小さい。</p> <p>原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性はある操作としては、溶融炉心落下後のベデスタルへの注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器破損を起点としていうベデスタルへの注水操作に係る運転員等操作時間と与える影響は小さい。</p>	<p>溶融炉心の挙動モデルはTMI事故について、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と与える影響が小さいことを確認している。</p> <p>炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点でベデスタルへの初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としているベデスタルへの初期水張り操作の開始と与える影響は小さい。</p> <p>原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性はある操作としては、溶融炉心落下後のベデスタルへの注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器破損を起点としていうベデスタルへの注水操作に係る運転員等操作時間と与える影響は小さい。</p>
	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		溶融炉心の挙動モデル(原子炉圧力容器破損モデル)	<p>原子炉圧力容器破損に影響するパラメータとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いている最大ひずみ(しきい値)をパラメータとした感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻が約13分早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり、実機における解析への影響は十分小さいと判断される。</p>	<p>制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いている最大ひずみ(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から5.4時間後)に対して、早まる時間はわずかであり、破損時間がわずかに早まった場合においても、ベデスタルに初期水張りを実施されていることから、評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。</p>	
原子炉圧力容器内FP挙動		核分裂生成物(FP)挙動モデル	<p>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ることにより、高濃度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複雑によるものであり、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。</p>	<p>原子炉圧力容器内FP挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。</p>	

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

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉圧力容器外FC I (溶融炉心細粒化)		原子炉圧力容器外FC I 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FC I によって生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。	本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	エントレインメント係数の感度解析より溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認しており、また、このことはエントレインメント係数の不確かさにより溶融炉心の温度に対する感度が小さいことを示しており、コンクリート侵食に与える感度についても同様に小さいと考えられることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉圧力容器外FC I (デブリ粒子熱伝達)		溶融炉心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき、落下した溶融炉心は床上全体に均一に拡がると想定される。ただし、堆積形状の不確かさが想定されるため、個別プラントの形状や事前水張りの深さを踏まえ、拡がりを抑制した感度解析等の取扱いを行うことが適切と考えられる。		溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定した感度解析を実施した。感度解析の結果、コンクリート侵食の支持機能を維持できる。 (添付資料3.5.3参照)
	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動)			
	溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱		上記の感度解析は、想定される範囲で厳しい条件を与えて感度を確認したものであり、不確かさを考慮しても実機でのコンクリート侵食量は感度解析よりも厳しくなることはないと考えられる。	本評価事故シナリオでは、コンクリート侵食が起点としていないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	エントレインメント係数、溶融炉心からプール水への熱流束及び溶融プールクラスタ間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリートの侵食量について支配的な溶融炉心からプール水への熱流束量について感度解析を実施した。コンクリート侵食量はベデスタルの床面で0m、壁面で約0.13mに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお、本感度解析では、ベデスタルでの溶融炉心・コンクリート相互作用によって約41kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジュール・水反応によって約422kgの水素ガスが発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。 (添付資料3.5.3参照)
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		ACE実験解析及びSURC-4実験解析より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。		
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生		実験で確認されている侵食のばらつきがMAAPコードの予測侵食量の20%の範囲内に収まっていることから、上面熱流束の感度に比べて影響が小さいことを確認した。		

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響 (溶融炉心・コンクリート相互作用) (1/4)

項目	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉熱出力	2, 436MWt	2, 435MWt以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータと与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力	6.93MPa [gauge]	約 6.77 ~ 6.79MPa [gauge] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間と与える影響はない。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はない。
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から +83 cm)	通常水位 (気水分離器下端から約 +83 cm ~ 約 +85 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム 25 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 4.6m であるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約 2 cm であり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間と与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム 25 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 4.6m であるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約 2 cm であり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。
炉心流量	35.6 × 10 ⁴ t/h	定格流量の 85 ~ 104% (実績値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間と与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さい。
燃料	9 × 9 燃料 (A 型)	装荷炉心毎	9 × 9 燃料 (A 型)、9 × 9 燃料 (B 型) は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9 × 9 燃料の方が MOX 燃料よりも崩壊熱が大きく、MOX 燃料の評価は 9 × 9 燃料 (A 型) の評価に包絡されることを考慮し、代表的に 9 × 9 燃料 (A 型) を設定。	最確条件とした場合は、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である 9 × 9 燃料 (A 型)、9 × 9 燃料 (B 型)、MOX 燃料について、9 × 9 燃料 (A 型)、9 × 9 燃料 (B 型) の燃料の組成は同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。MOX 燃料の評価は 9 × 9 燃料 (A 型) の評価に包絡され、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間と与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である 9 × 9 燃料 (A 型)、9 × 9 燃料 (B 型) の燃料の組成は同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。MOX 燃料の評価は 9 × 9 燃料 (A 型) の評価に包絡され、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間と与える影響は小さい。
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 336Md/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 炉心平均燃焼度約 306Md/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくとも、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順 (原子炉圧力容器下鏡温度に応じてペダスタルへの初期水張り操作を実施すること及び溶融炉心落下後にペダスタルへの注水操作を開始すること) に変わりはないことから、運転員等操作時間と与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
格納容器空間体積 (ドライウエル)	7, 900m ³	7, 900m ³ (設計値)	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。
格納容器空間体積 (サブレーション・チェンバ)	空間部：4, 700m ³ 液相部：2, 800m ³	空間部：4, 700m ³ 液相部：2, 800m ³ (設計値)	サブレーション・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータとなるパラメータ相互作用 (2/4)

項目	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
真空破壊弁	3. 43kPa (ドライウエル・サブプレッジョン・チェンバ間差圧)	3. 43kPa (ドライウエル・サブプレッジョン・チェンバ間差圧) (設計値)	真空破壊弁の設定値	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
サブプレッジョン・ブール水位	3. 61m (NWL)	約3. 63m (実測値)	通常運転時のサブプレッジョン・ブール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッジョン・ブール水位低下分の熱容量は通常水位時に比べて非常に小さい。例えば、通常水位の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.02m分)の熱容量は約20m ³ 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約0.7%程度と常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッジョン・ブール水位低下分の熱容量は通常水位時に比べて非常に小さい。例えば、通常水位の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.02m分)の熱容量は約20m ³ 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約0.7%程度と常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さい。
サブプレッジョン・ブール水温度	35℃	約19℃~約35℃ (実測値)	通常運転時のサブプレッジョン・ブール水温度の上限値として設定	運転員等操作としては圧力容器下鏡温度上昇を起点として格納容器下部注水を行うこととなることから、本パラメータにより影響を受けることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量という観点では、直接的な影響はないこと、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
格納容器圧力	5. 0kPa [Gage]	約5kPa [Gage] ~ 約7kPa [Gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇量が格納容器破損までの圧力上昇率(平均)は約5.4時間(約188kPa [Gage])であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇率は約2kPaであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から圧力容器破損までの圧力上昇率(平均)は約5.4時間で約188kPa [Gage]であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇率は約2kPaであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さい。
格納容器温度	57℃	約45℃~約54℃程度 (実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定	運転員等操作としては原子炉圧力容器下鏡温度の上昇を起点としてペダスタルへの注水を行うこととなることから本パラメータにより影響を受けることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器温度の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から圧力容器破損までの温度上昇率(平均)は約5.4時間で約66℃であるのに対して、ゆらぎによる温度上昇率は非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
外部水源の温度	35℃	31℃以下 (実測値)	屋外貯水槽の水温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定	運転員等操作としては原子炉圧力容器下鏡温度の上昇を起点としてペダスタルへの注水操作の開始となることから、本パラメータにより影響を受けることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	外部水源の温度が低い場合、溶融炉心・コンクリート相互作用の侵食量という観点では溶融炉心からの熱が促進されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
外部水源の容量	7, 000m ³	7, 000m ³ 以上 (合計貯水量)	輪谷貯水槽の水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなるため、水源が枯渇することはない。	—
燃料の容量	1, 180m ³	1, 180m ³ 以上 (合計貯水量)	発電所構内に貯蔵している合計容量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも燃料容量の余裕が大きくなるため、水源が枯渇することはない。	—

初期条件

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

項目	解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方		運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件				
初期条件	溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m ² 相当（圧力依存あり）	800kW/m ² 相当（圧力依存あり）	過去の知見に基づき事前水張りの効果を考慮して設定	最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、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、コンクリートの侵食量はペデスタルの床面で0m、壁面で約0.13mに抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。（添付資料3.5.3）	
	コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定	最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に与える影響はない。コンクリートに与える影響はない。	
	コンクリート以外の構造材の扱い	内側鋼板及びリブ	コンクリート以外	内側鋼板及びリブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない	最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果により、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作時間には与える影響はない。	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、リブ鋼板の耐熱の効果により、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制される可能性があるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
	原子炉圧力容器下部の構造物の扱い	ペデスタルに落下する溶融物とは扱わない	部分的な溶融が生じ、ペデスタルに落下する可能性がある	発熱密度を下げないよう保守的に設定	最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、コリウムシールド及びコンクリートの侵食が抑制されるが、コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作時間には与える影響はない。	最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、コリウムシールド及びコンクリートの侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
	ペデスタル床面積	ペデスタル床面積を設定	ペデスタル床面積を設定	コリウムシールドを床面に設置するため、その設置面積を用いるものとする	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。運転員等操作時間には与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
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、LOCA等の原子炉冷却材パワダリ喪失を仮定した場合、冷却材の流出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡温度に達してペデスタルへの初期水張りを実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、起因事象として、原子炉水位の低下の観点で厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力パワダリ喪失を仮定し、事故シナリオを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」として、本評価事故シナリオの解析条件と同様に、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても原子炉圧力容器破損まで使用できないものと仮定した。この場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなるため、溶融炉心落下後の崩壊熱が大きくなるが、コンクリートの侵食量は、ペデスタルの床面で0m、壁面では約0.04mに抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、コンクリート侵食量が僅かであることから、本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を与えない。（添付資料3.5.3参照）
	安全機能等の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失 全交流動力電源喪失	—	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイス系、低圧注水系の機能喪失を設定するとともに、重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定 また、全ての非常用ディーゼル機関等の機能喪失を設定	—	
	外部電源	外部電源なし	—	全交流動力電源喪失を想定するため、外部電源なしを設定	—	

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

項目	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム閉止	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉水位低 (レベル2)	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa [gage] 367~377t/h/個	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa [gage] 367~377t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	自動減圧機能付き 逃がし安全弁の2個を開すことによる原子炉減圧	自動減圧機能付き 逃がし安全弁の2個を開すことによる原子炉減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)	原子炉圧力容器破損前: 120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	原子炉圧力容器破損前: 120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
ベデスタル代替注水系 (可搬型)	原子炉圧力容器破損後: 崩壊熱相当に余裕を見た注水量にてベデスタルに注水	原子炉圧力容器破損後: 崩壊熱相当に余裕を見た注水量にてベデスタルに注水	溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
コリウムシールド	材料:ジルコニア耐熱材 侵食開始温度: 2,100°C	材料:ジルコニア耐熱材 侵食開始温度: 2,100°C	材料は、溶融炉心のドライウェルサンプへの流入を防止する観点から、ジルコニア耐熱材を設定 侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

1. 評価の目的

今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）では、プラント損傷状態をTQUVとしており、溶融炉心からペDESTALのプール水への熱流束は、その格納容器圧力への依存性を考慮している。これは、より厳しいプラント損傷状態を設定した上で、より現実的に溶融炉心からの除熱量を評価する観点で設定したものである。

ベースケースの条件設定に対し、崩壊熱又は溶融炉心からプール水への熱流束（以下「上面熱流束」という。）についてコンクリート侵食量に対する感度を確認した。崩壊熱についての感度を確認した理由は、プラント損傷状態をLOCAとする場合、TQUVの場合よりも早く原子力圧力容器が破損に至ることを確認したためである。上面熱流束についての感度を確認した理由は、解析コード（MAAPコード）^[1]の「添付3 溶融炉心・コンクリート相互作用について」において、解析モデルの不確かさを整理し、感度解析対象として抽出し、その感度を確認したエントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数のうち、上面熱流束がコンクリート侵食量に対して影響の大きいパラメータであることを確認したためである。

また、ペDESTALに落下した溶融炉心について、ベースケースでは床面に一様に拡がる評価モデルとして扱っているが、その挙動には不確かさがあると考えられる。この溶融炉心が均一に拡がらない場合の影響を確認するため、溶融炉心の拡がりが抑制された場合の評価モデルを作成し、コンクリート侵食量を評価した。

2. 評価条件

ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。その他の評価条件は、ベースケースと同等である。

(1) ペDESTALの評価において溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合

- ・起因事象の不確かさを保守的に考慮するため、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの評価条件と同様、電源の有無にかかわらず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した。この場合、事象発生直後から原子炉冷却材が流出するため、原子炉圧力容器破損までの時間が早まり、崩壊熱は大きくなる。

(2) ペデスタルの評価において上面熱流束を保守的に考慮する場合

- ・ペデスタルに落下した後の上面熱流束をベースケースから変更し、 800kW/m^2 一定とした。これは、Kutateladze 型の水平平板限界熱流束相関式において大気圧状態を想定した場合、上面熱流束が 800kW/m^2 程度であることを考慮し、保守的に設定した値である。なお、ベースケースでは上面熱流束を 800kW/m^2 (圧力依存有り) としている。ベースケースにおける圧力容器破損後の格納容器圧力は、約 $0.2\text{MPa}[\text{gage}]$ 以上で制御されていることから、ベースケースにおける上面熱流束は、約 $1,300\text{kW/m}^2$ (格納容器圧力約 $0.2\text{MPa}[\text{gage}]$ において) 以上となる。

(3) ペデスタルの評価において溶融炉心の拡がりを抑制する場合

- ・溶融炉心が拡がらないことを想定した最も極端なケースとして、水中に落下した溶融炉心は水中で拡がらず、初期水張り水深と同じ高さの円柱になるものとした。
- ・評価体系 (円柱) の高さは 2.4m (初期水張り高さ) , 底面積は約 11m^2 (ペデスタル床面積の約 $2/5$) とし、評価体系 (円柱) の上面から水によって除熱されるものとした。ただし、円柱の側面部分も水に接していることを想定し、上面からの除熱量は円柱上面の面積に側面の面積を加えた値とした。

3. 評価結果

(1) ペデスタルの評価において溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合

評価結果を図1に示す。評価の結果、コンクリート侵食量は床面で 0m 、壁面で約 0.04m に抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。コンクリートの侵食量が僅かであることから、本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う可燃性ガスの発生による格納容器圧力への影響は無く、格納容器内の気体組成の推移はベースケース (3.5.2(3) b. 参照) と同じとなる。なお、本評価におけるペデスタルへの溶融炉心落下後の水素濃度は、ドライウェルにおいて、ウェット条件で約 $0.1\text{vol}\%$ 以上、ドライ条件で約 $24.8\text{vol}\%$ 以上となり、ドライ条件において $13\text{vol}\%$ を上回る。一方、酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から7日後 (168 時間後) においてもウェット条件で約 $2.4\text{vol}\%$ 、ドライ条件で約 $2.9\text{vol}\%$ であり、 $5\text{vol}\%$ を下回ることから、格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

(2) ペデスタルの評価において上面熱流束を保守的に考慮する場合

評価結果を図2に示す。評価の結果、コンクリート侵食量は床面で 0m 、壁

面で約 0.13m に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。本感度解析ケースでは、溶融炉心・コンクリート相互作用によって約 41kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約 422kg の水素ガスが発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。

溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃料の可能性に及ぼす影響について、本評価におけるペDESTALへの溶融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、サブプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約 6.1vol%以上、ドライ条件で約 30.9vol%以上となり、ドライ条件において 13 vol%を上回る。このことから、本感度解析において評価した、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスを、本評価の結果に加えたとしても、原子炉格納容器内の可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。なお、溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約 41kg の気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが約 35kg、一酸化炭素が約 6 kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が 1 kg 未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。

一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、事象発生から 7 日後（168 時間後）においてもウェット条件で約 1.5vol%，ドライ条件で約 4.1vol%であり、可燃限界である 5 vol%を下回る。溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、上記の酸素濃度（ウェット条件で 1.5vol%，ドライ条件で 4.1vol%）以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内の可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

(3) ペDESTALの評価において溶融炉心の拡がりを抑制する場合

評価結果を図 3 に示す。評価の結果、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。コンクリートの侵食が生じないことから、本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う可燃性ガスの発生による格納容器圧力への影響はなく、格納容器内の気体組成の推移はベースケース (3.5.2(3) b. 参照) と同じとなる。なお、本評価におけるペ

デスタルへの溶融炉心落下後の水素濃度は、サブレーション・チェンバにおいて、ウェット条件で約 10.2vol%以上、ドライ条件で約 24.4vol%以上となり、ドライ条件において 13 vol%を上回る。一方、酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から 7 日後（168 時間後）においても酸素濃度はウェット条件で約 1.6vol%，ドライ条件で約 2.6vol%であり、5 vol%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

4. まとめ

溶融炉心の落下時刻の不確かさや解析モデルの不確かさの影響によってペデスタルのコンクリート侵食量が増大する場合の保守的な条件設定が評価結果に与える影響を確認した結果、評価項目となるコンクリート侵食量は、最もコンクリート侵食量が多い結果となった上面熱流束を保守的に考慮した場合であっても床面で 0m、壁面で約 0.13m であり、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。

また、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生を考慮しても格納容器圧力に与える影響は小さく、可燃性ガスの燃焼の観点でも燃料のリスクを高めるものではないことを確認した。

5. 参考文献

- [1] 「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(MAAP)について」, 東芝エネルギーシステムズ株式会社, TLR-094, 日立GEニュークリア・エナジー株式会社, HLR-123, 平成 30 年 5 月

以 上

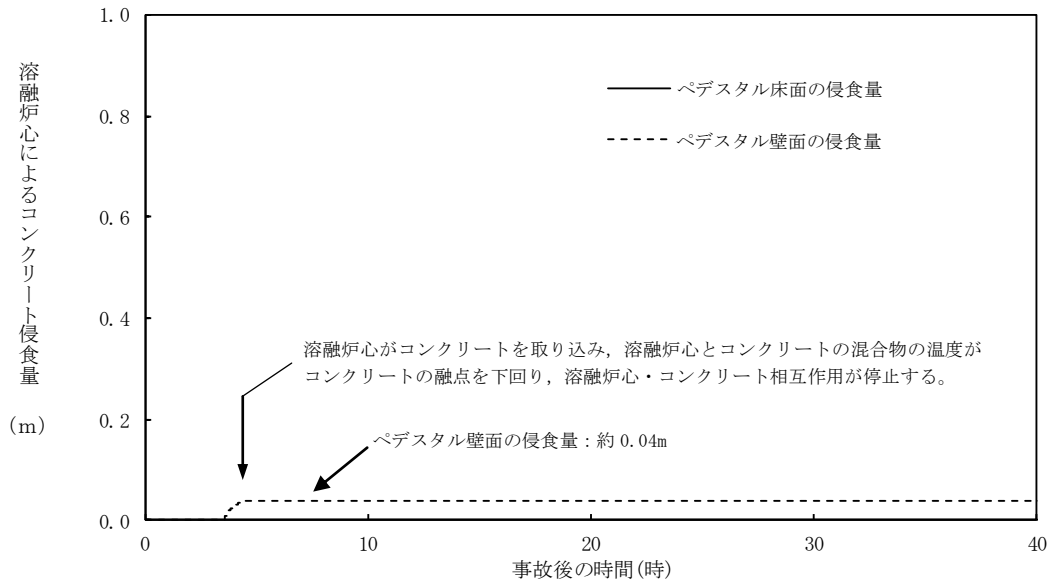


図1 ペデスタル床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)

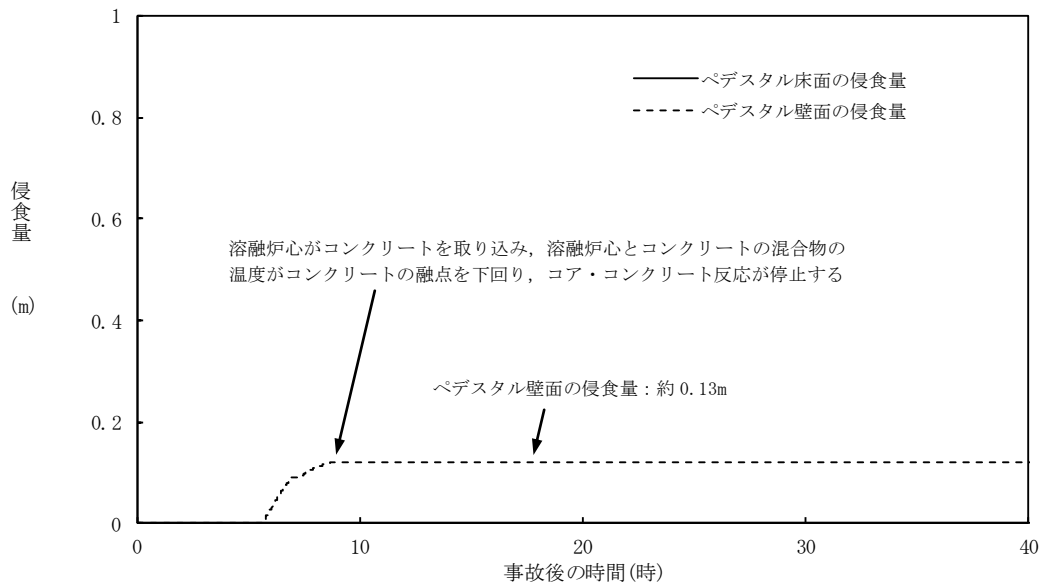


図2 ペデスタル床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(上面熱流束を保守的に考慮する場合)

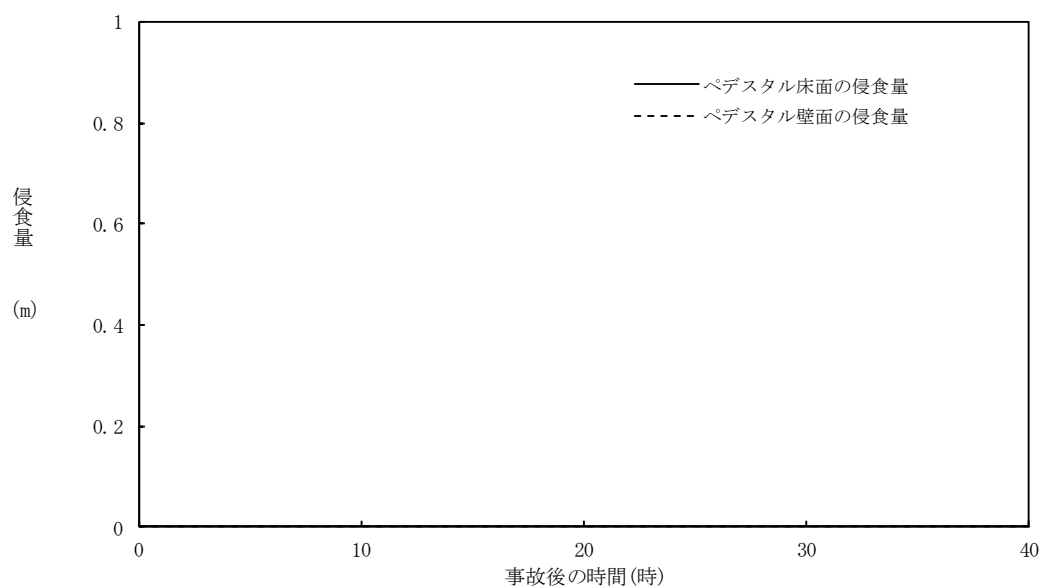


図3 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心の拡がりを抑制した場合)