

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 2 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。

3.4 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DESTAL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、サブレーション・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、サブレーション・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少なく、また、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。

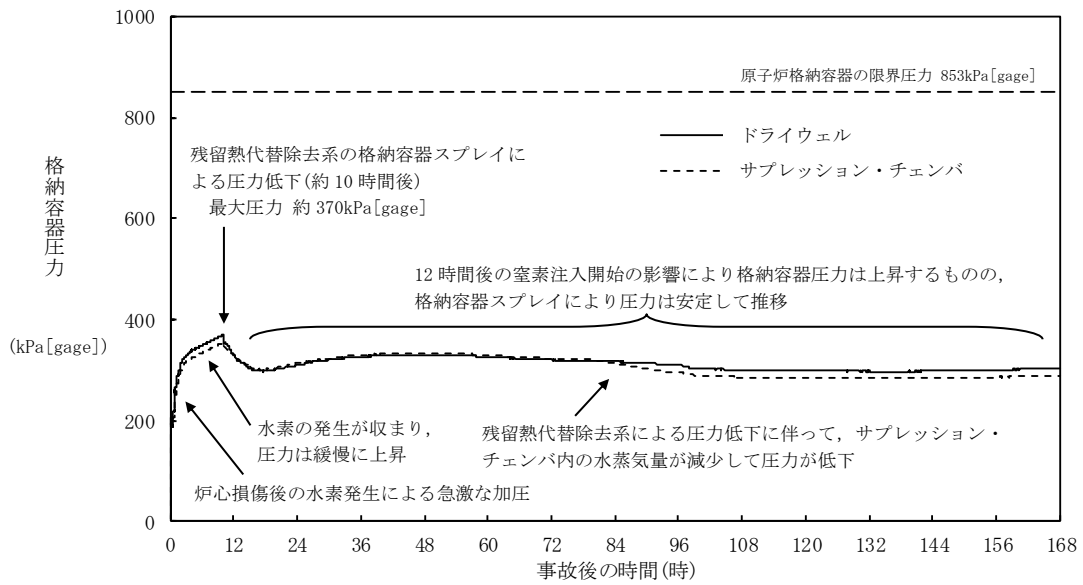
格納容器破損モード「水素燃焼」では、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断LOCA）+ ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について、有効性評価を行った。

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。

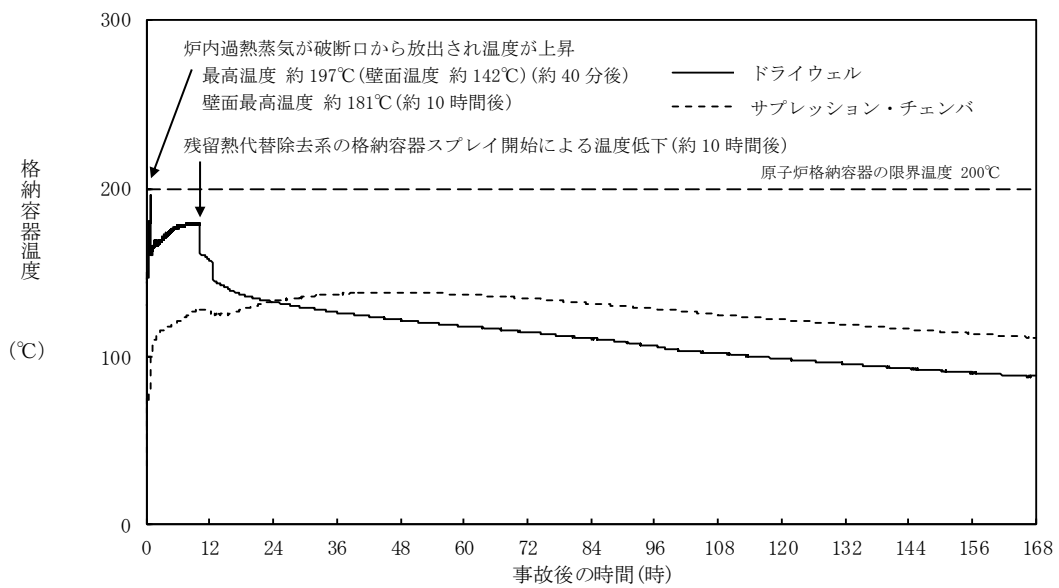
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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。

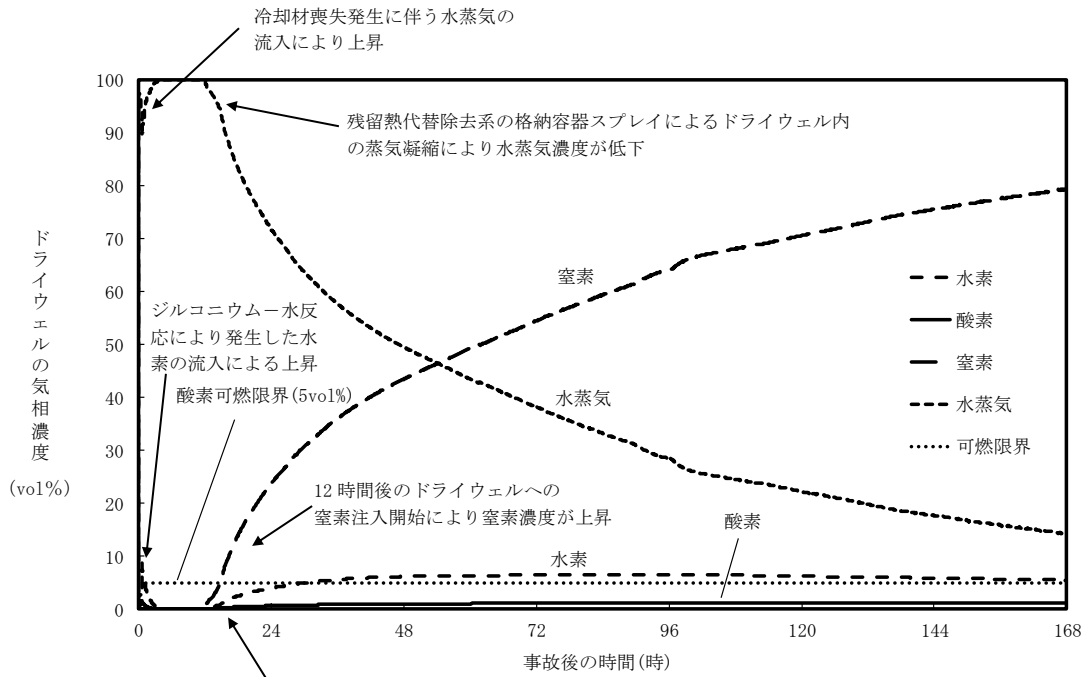
以上のことから、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化及び可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入手段等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。



第 3. 4. 2-1 (1) 図 格納容器圧力の推移

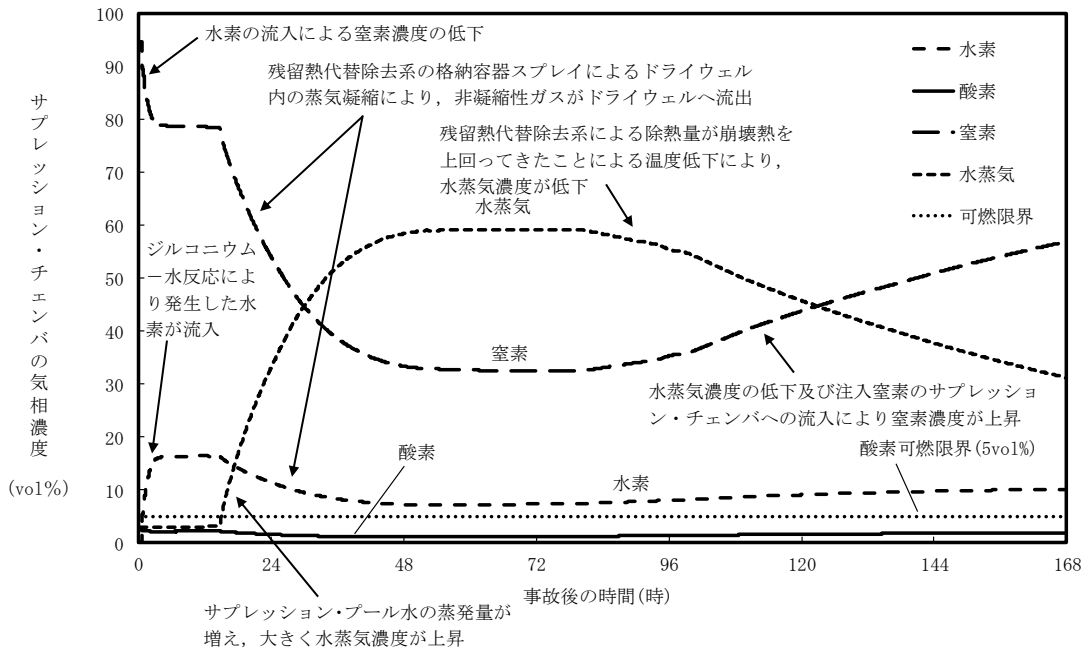


第 3. 4. 2-1 (2) 図 格納容器温度の推移

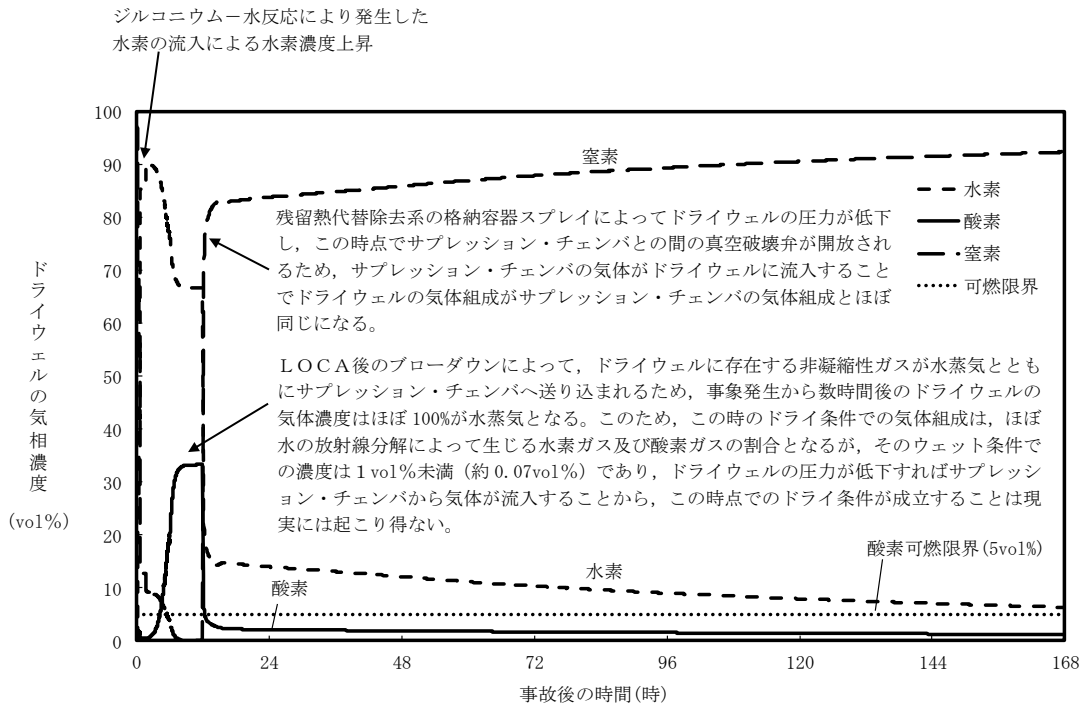


残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウェル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウェルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

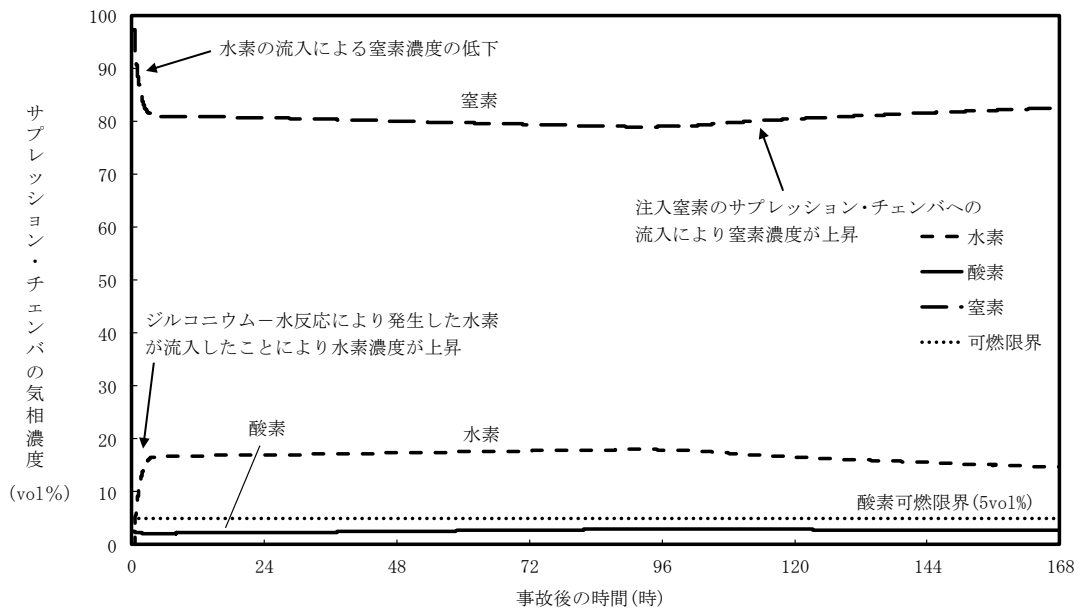
第 3. 4. 2-1 (3) 図 ドライウェル気相濃度の推移 (ウェット条件)



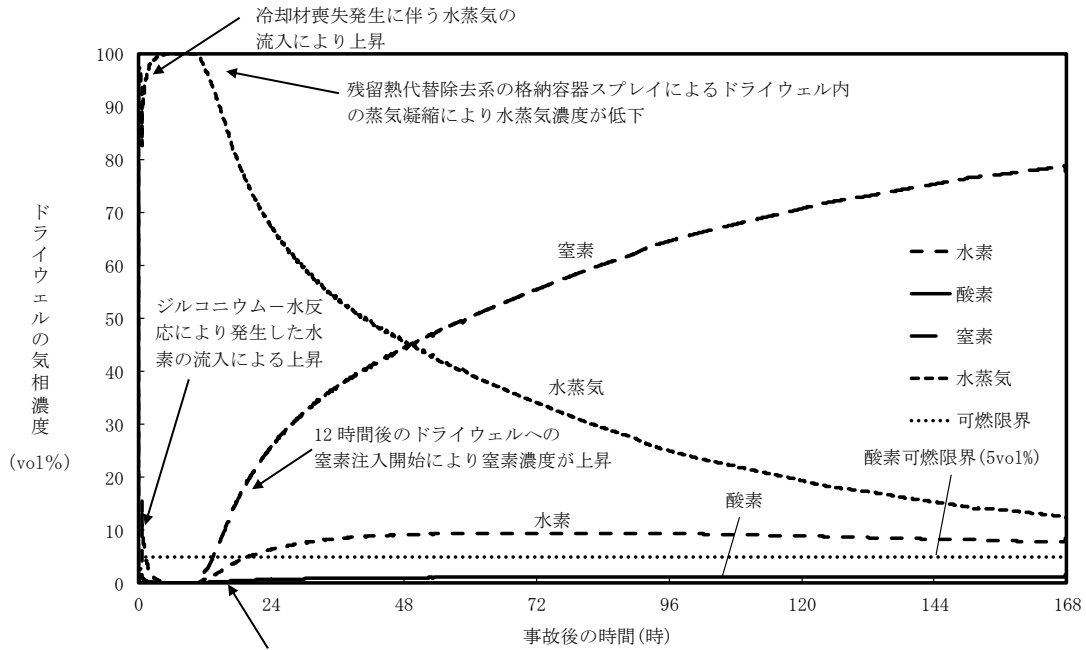
第 3. 4. 2-1 (4) 図 サプレッション・チェンバ気相濃度の推移 (ウェット条件)



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)

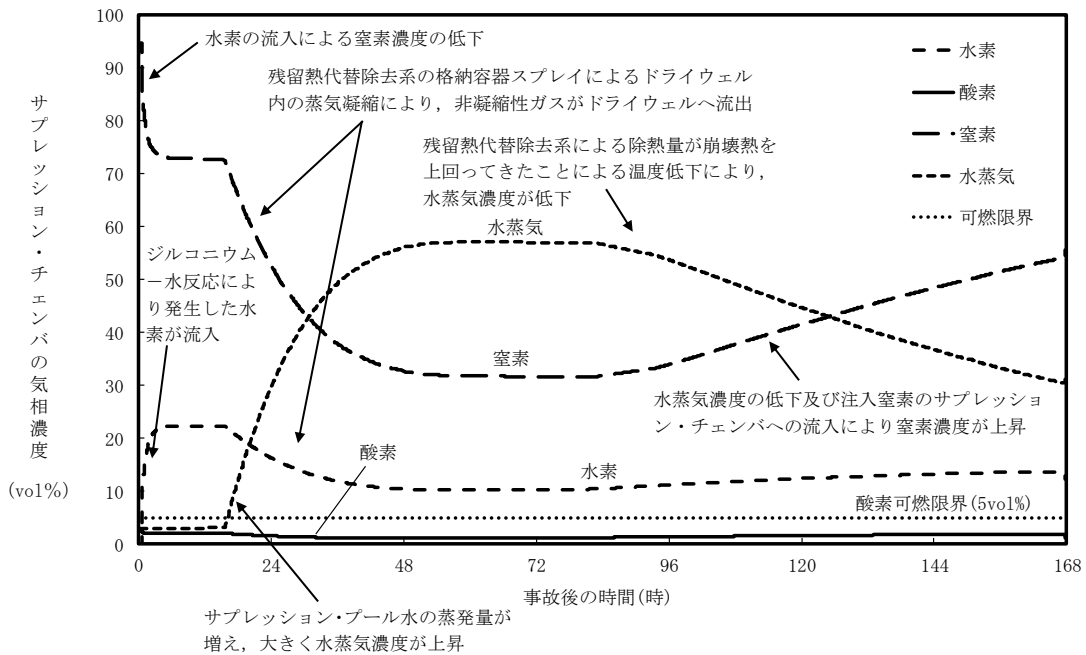


第 3. 4. 2-1 (6) 図 サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

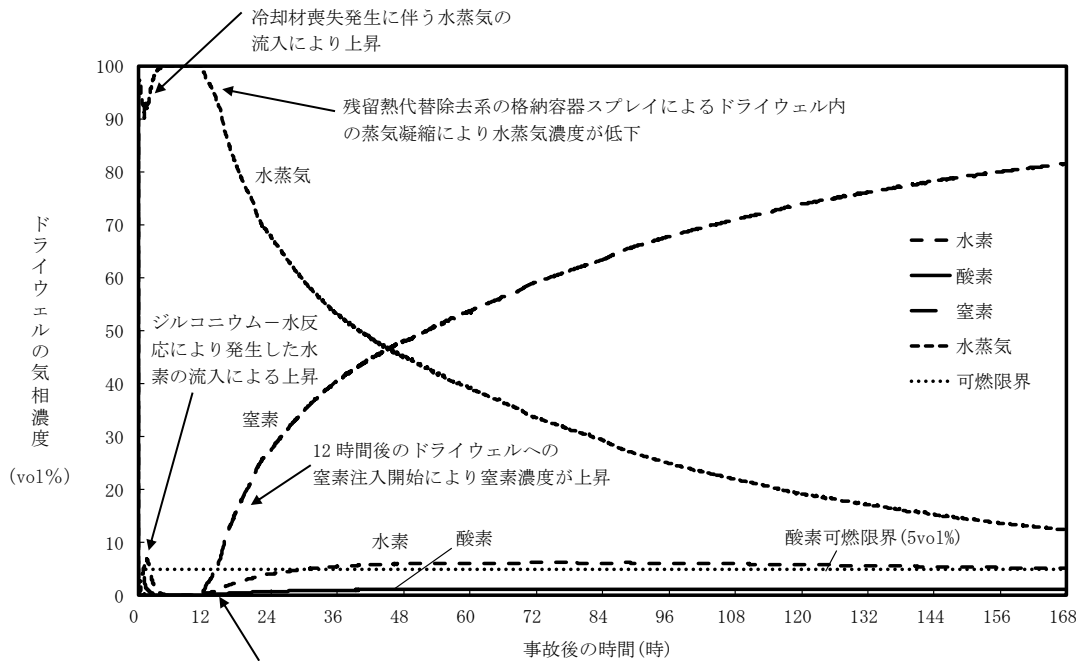


残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウェル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウェルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

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)

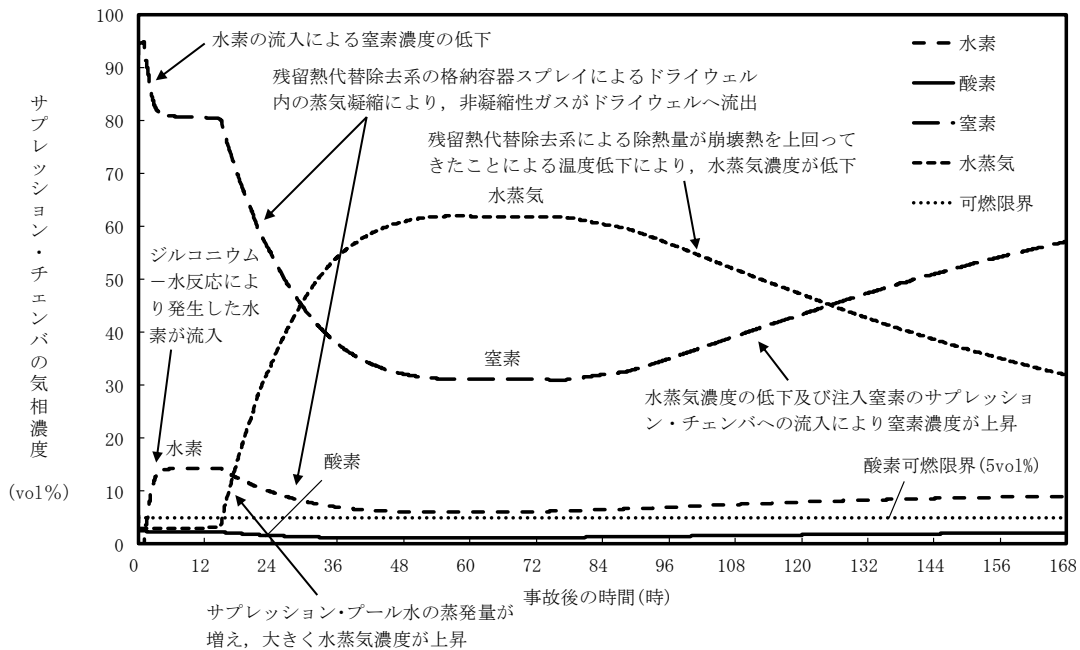


第3.4.2-1(8) 図 事象発生から25分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

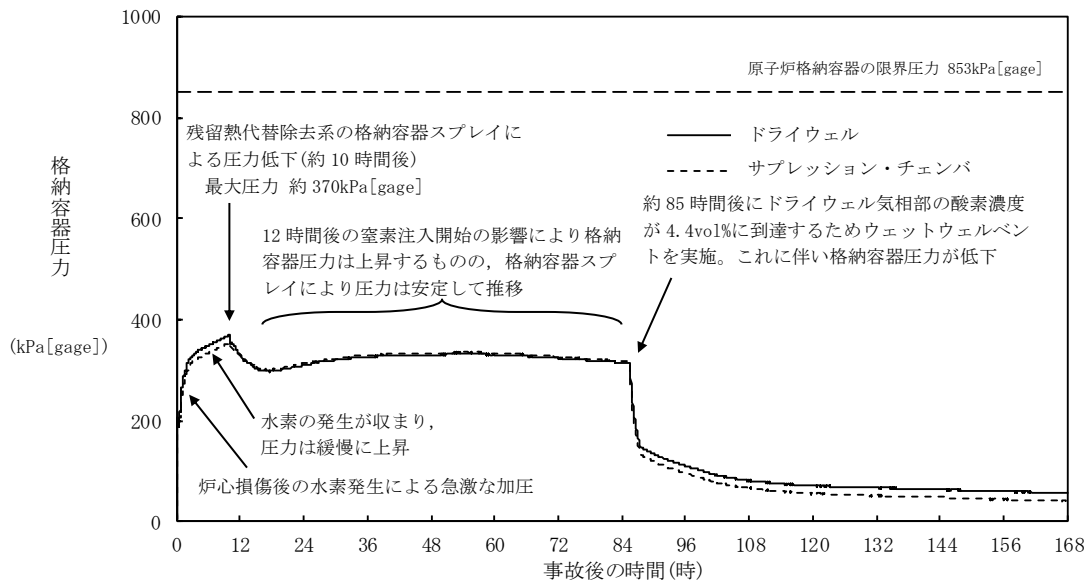


残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウエル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウエルへ流入し、非凝縮性ガス濃度が上昇

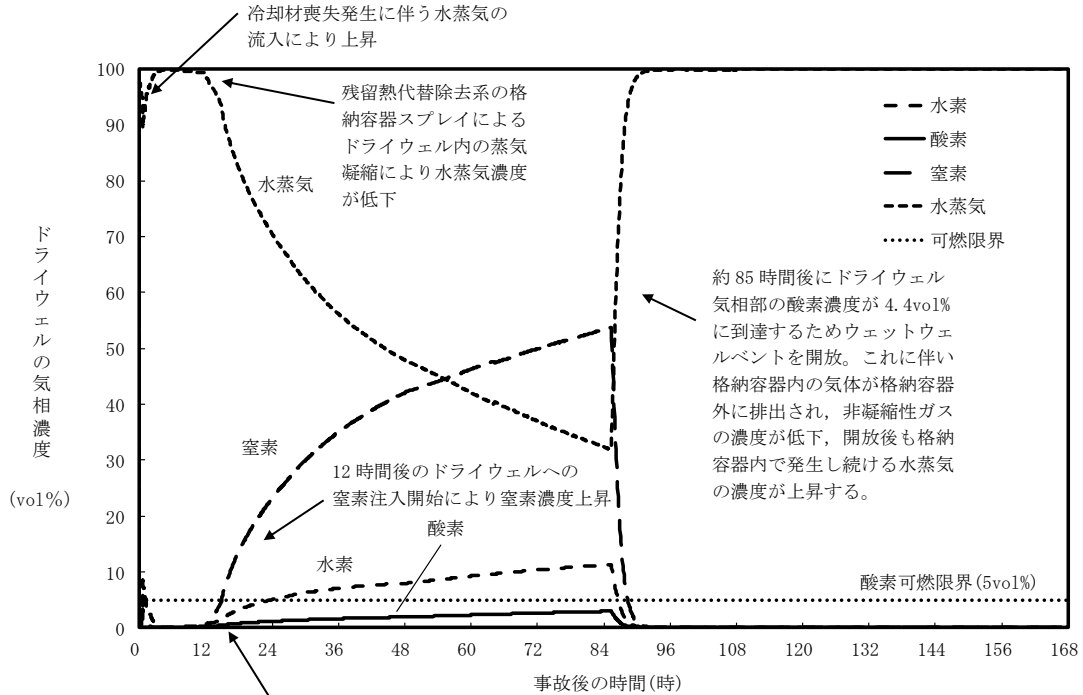
第3.4.2-1(9) 図 事象発生から60分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)



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)

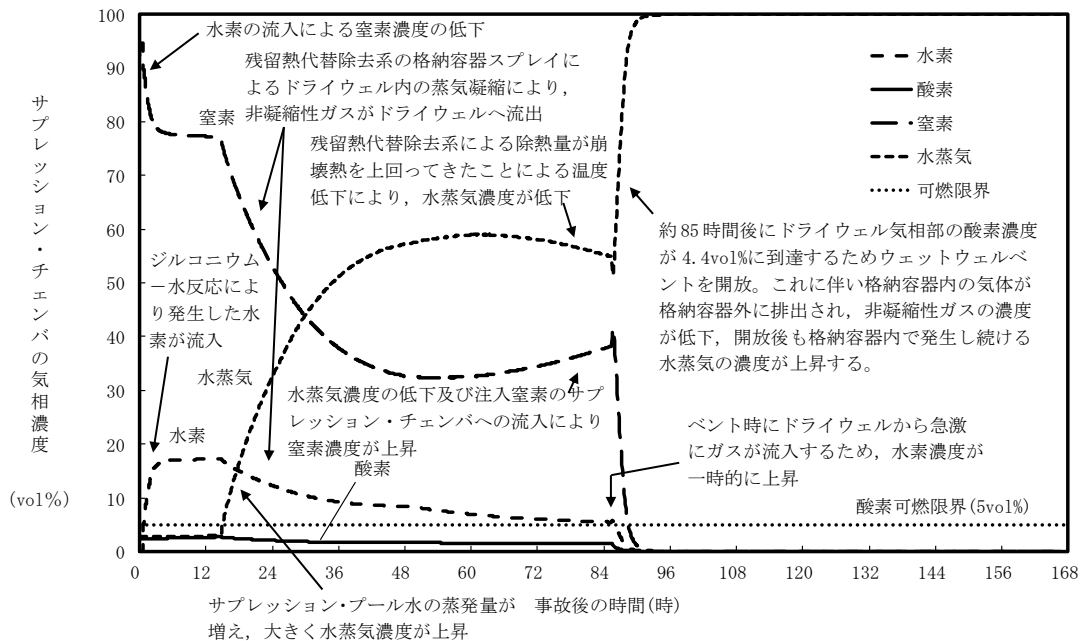


第3.4.2-1(11)図 G値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移



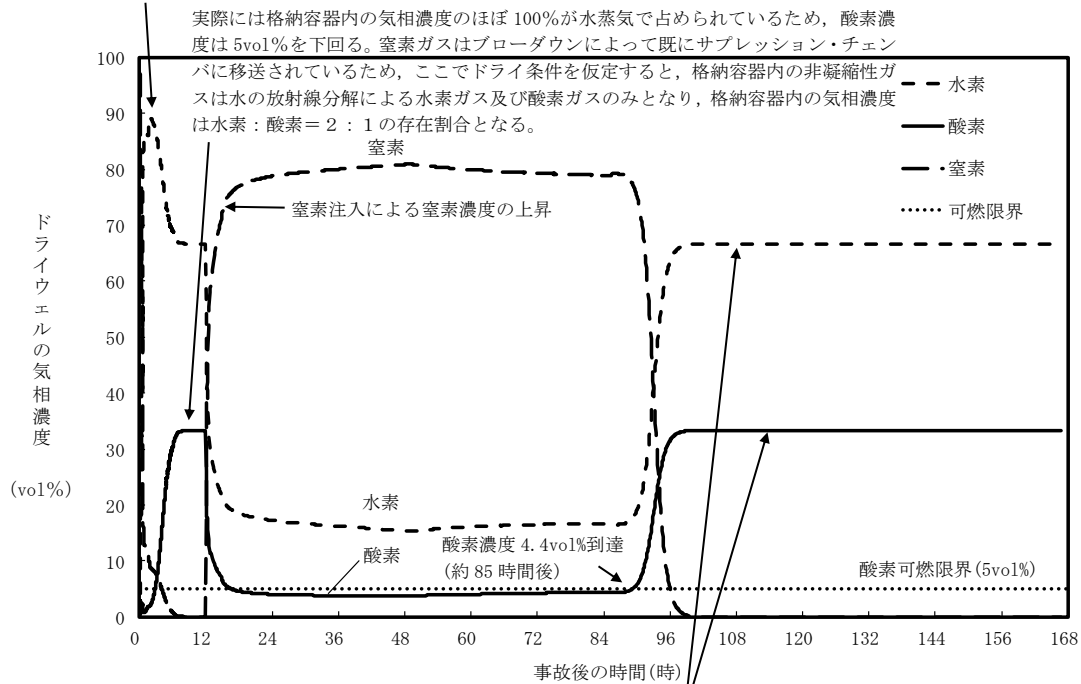
残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウエル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウエルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

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)

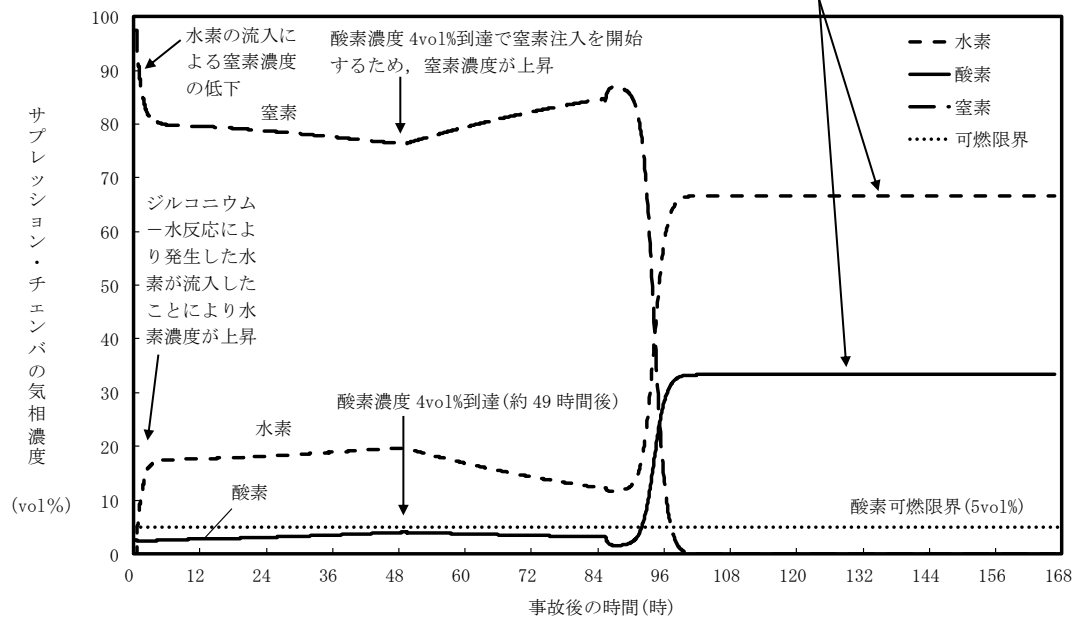
ジルコニウム-水反応により発生した水素の流入による水素濃度上昇



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 L O C A 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(C s -137)の観点でも、大破断 L O C A 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)	

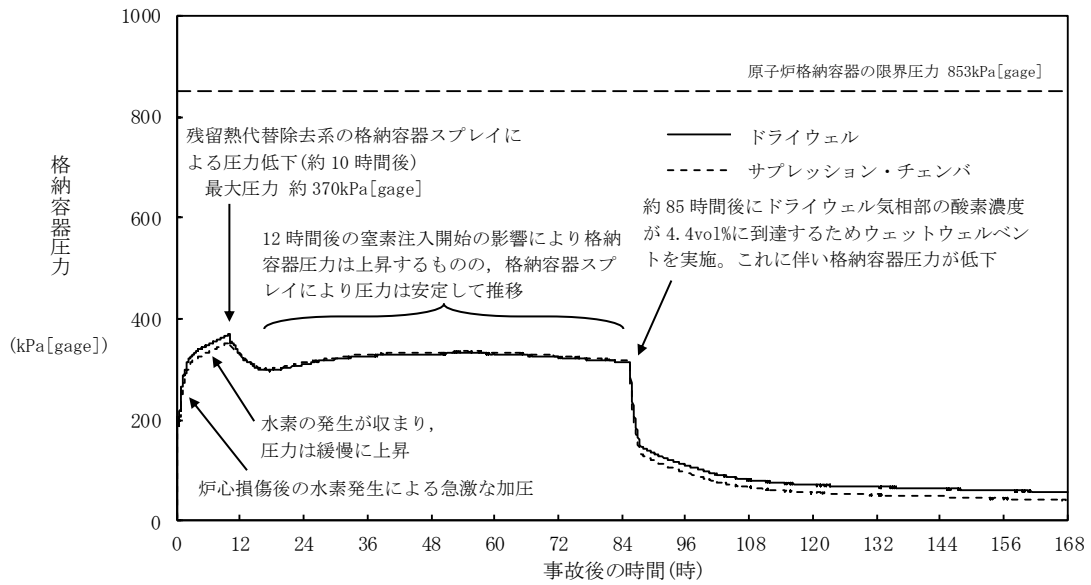


図1 格納容器圧力の推移

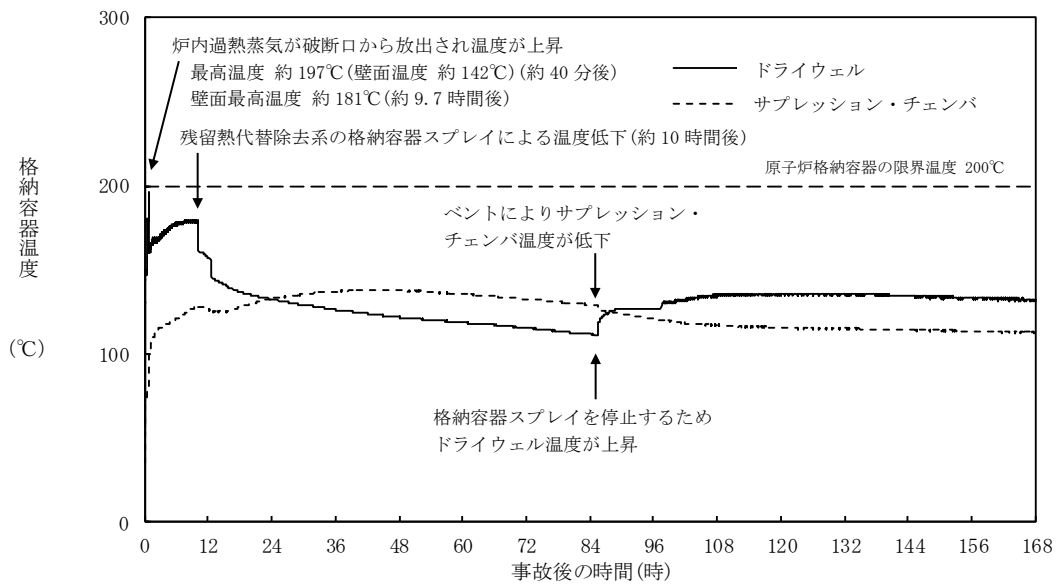
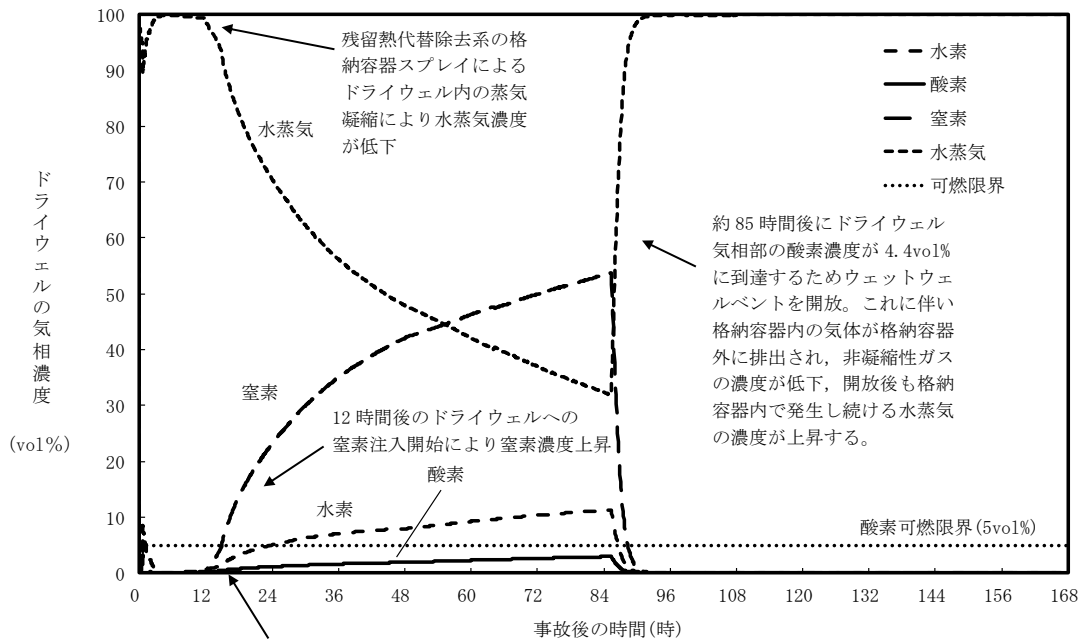


図2 格納容器温度の推移



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)

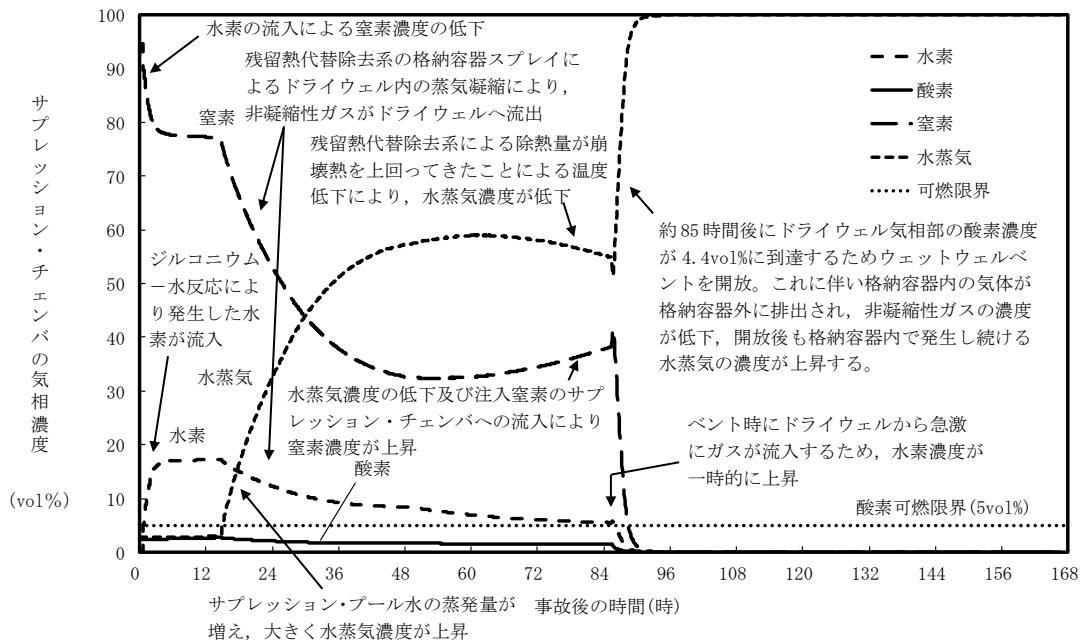
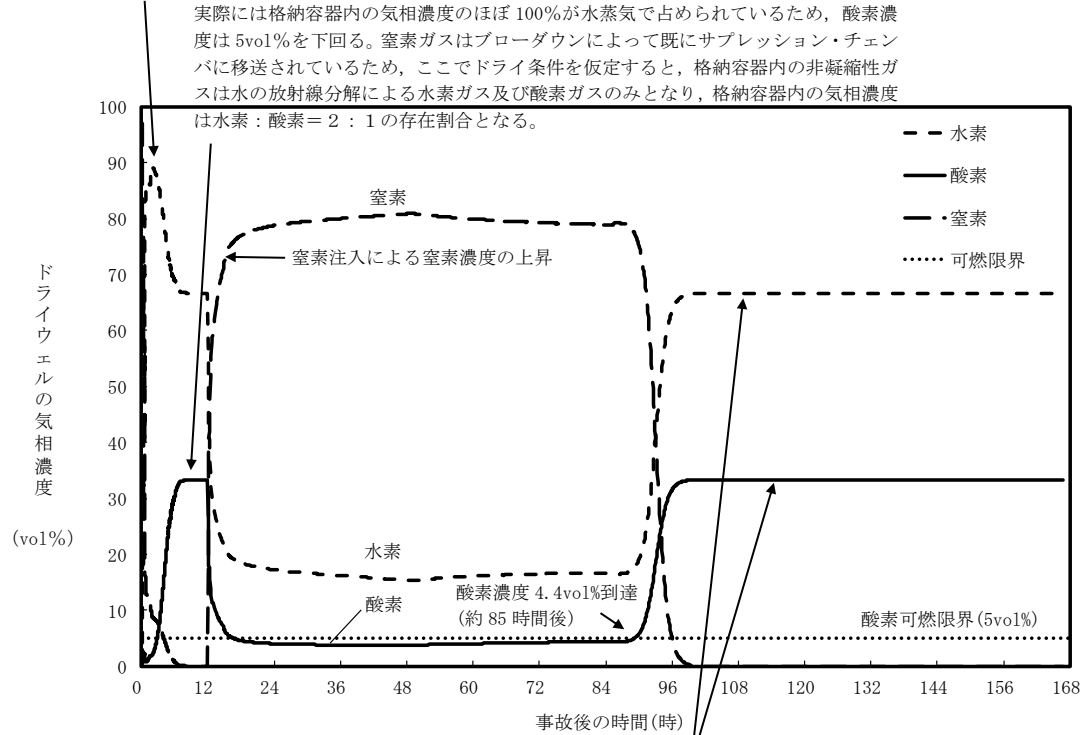


図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

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。

図5 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

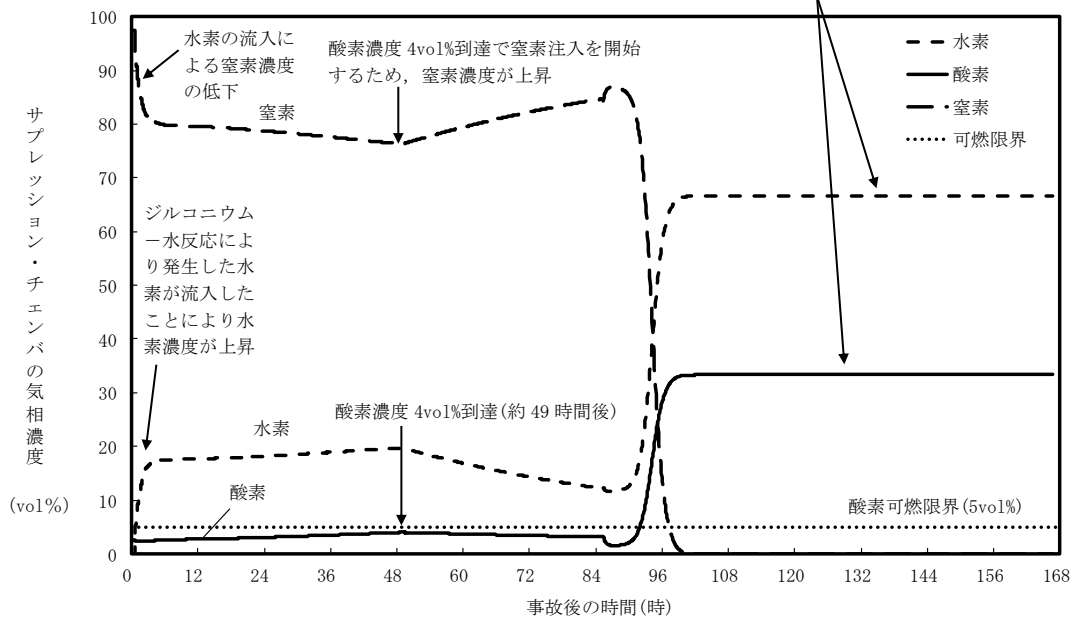
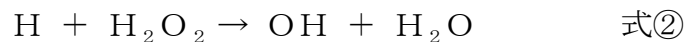
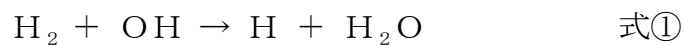


図6 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

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。

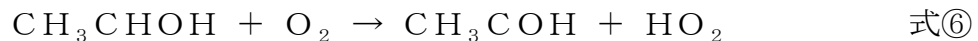
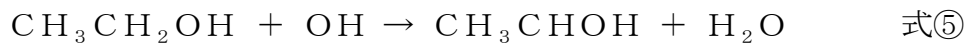
本評価条件では、温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。

(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 Gy	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 Gy 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 Gy) 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ないと考える。(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, MCC I 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MCC I 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, MCC I 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)

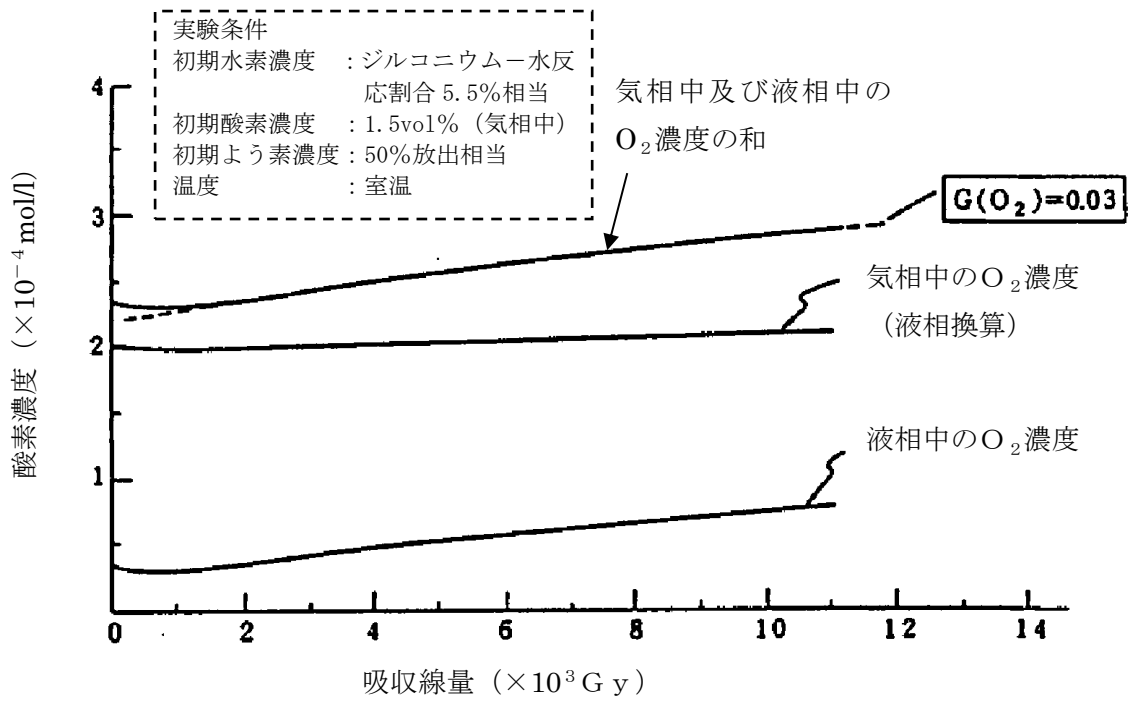


図1 本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果

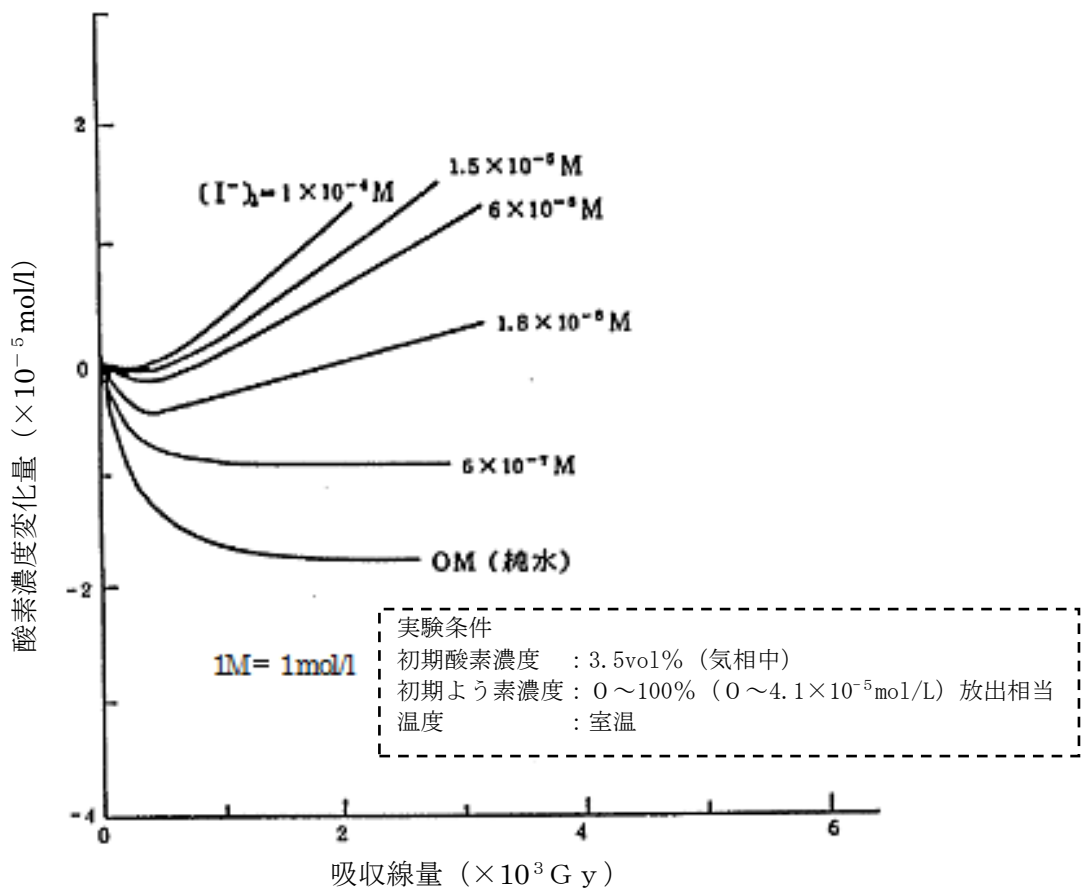


図2 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (よう素濃度を変化させた場合)

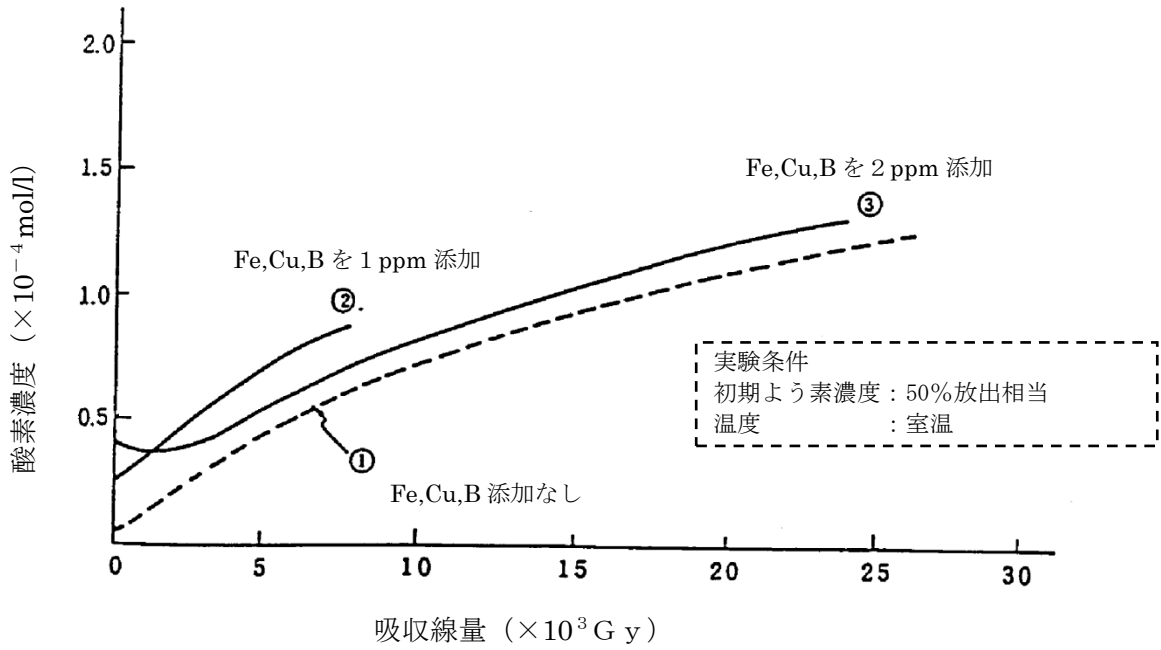


図3 溶存酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の有無と吸収線量の関係
(酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の添加量を変化させた場合)

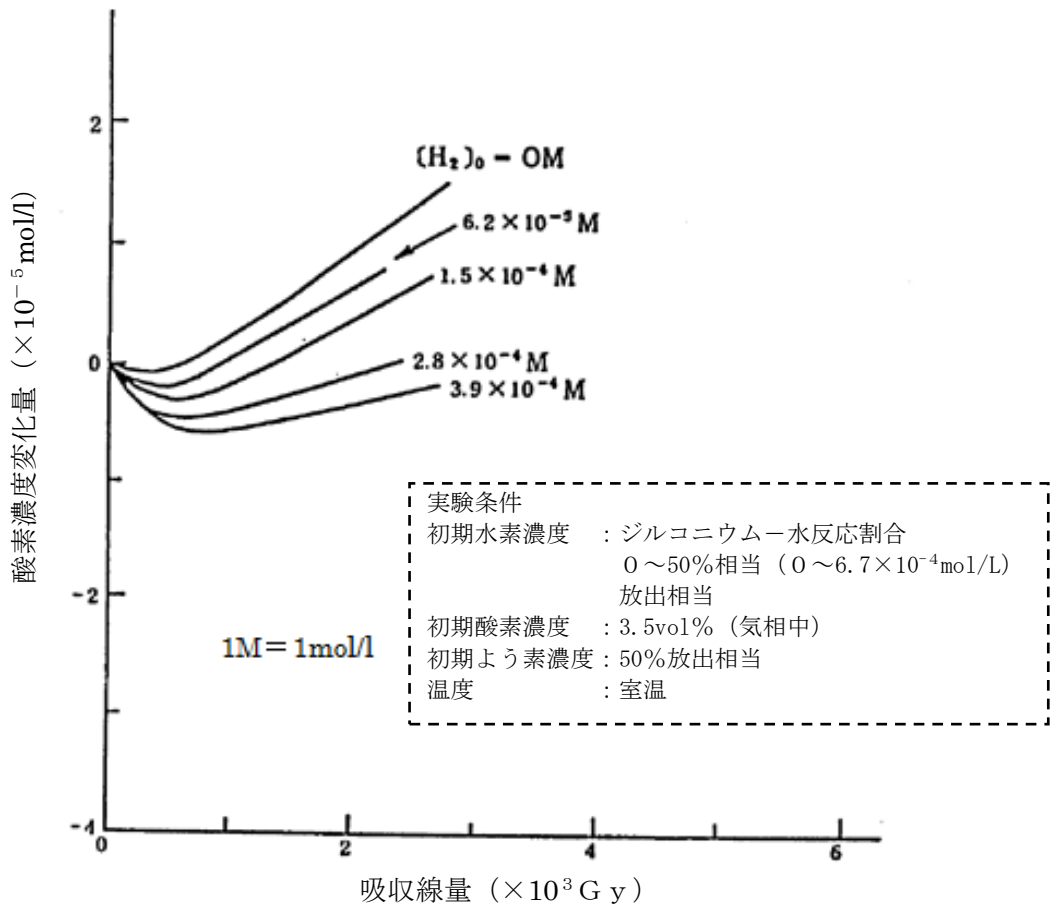


図4 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (溶存水素濃度を変化させた場合)

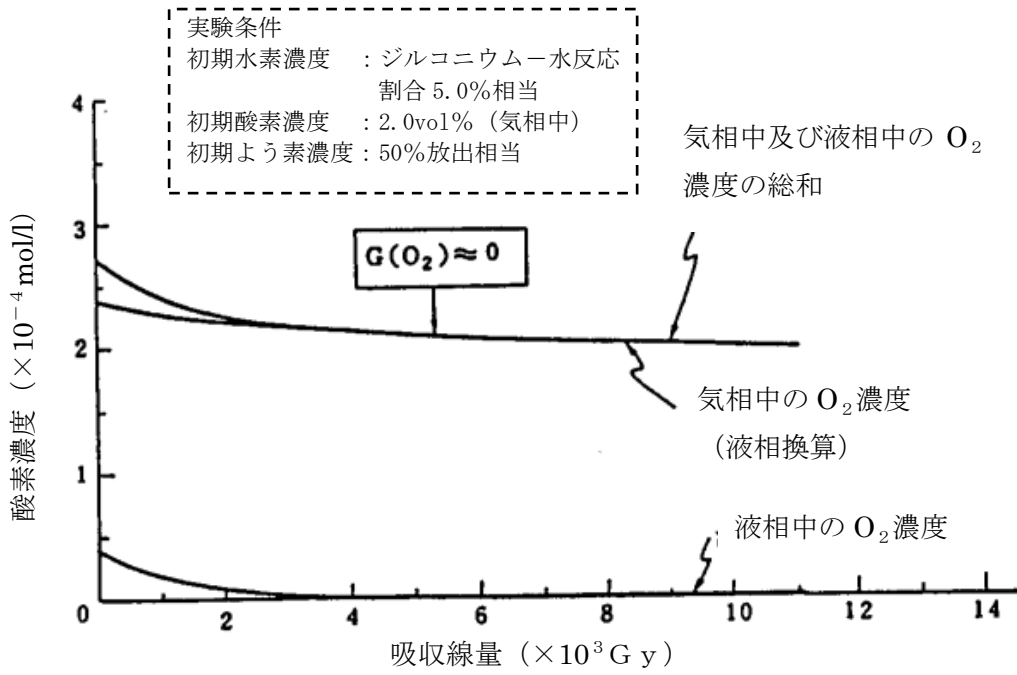


図5 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (沸騰状態)

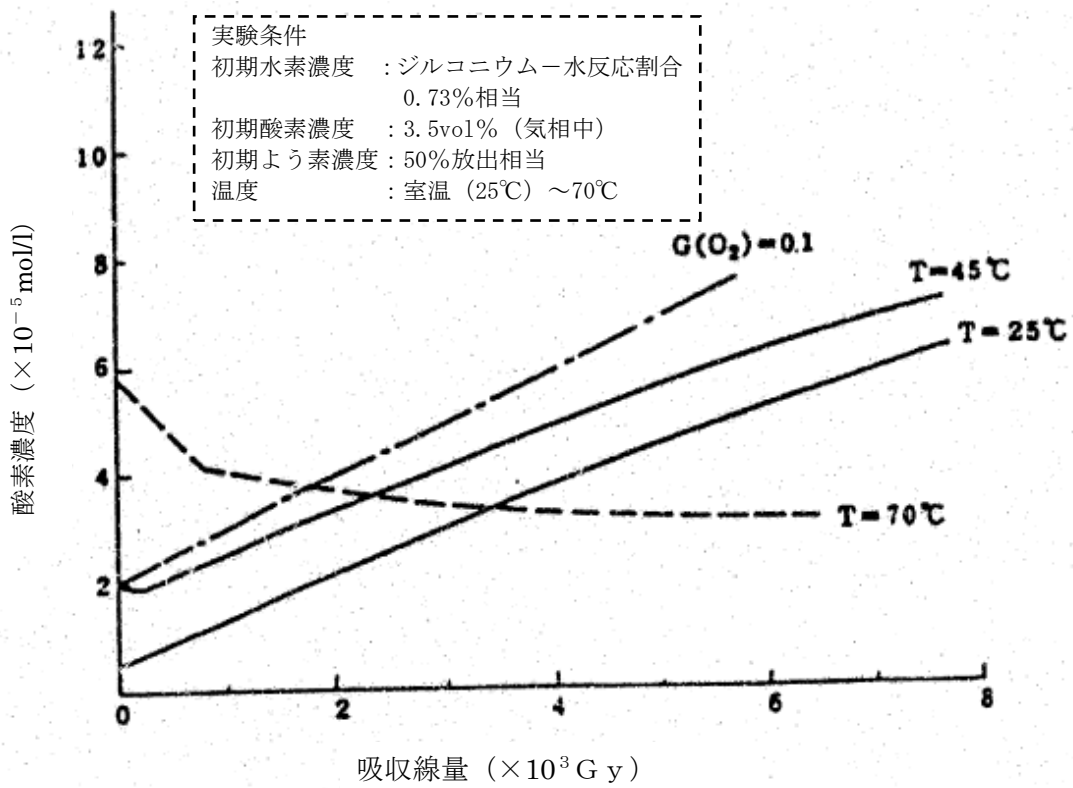


図6 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (温度を変化させた場合)

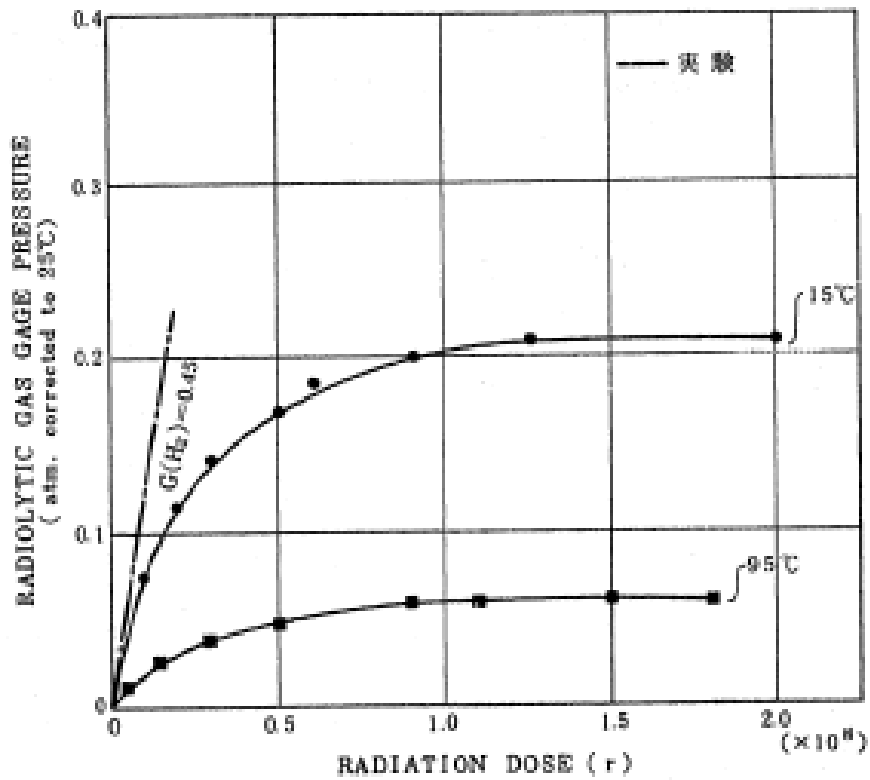


図7 水素ガス発生量と吸収線量の関係 (温度を変化させた場合) -ORNLによる試験

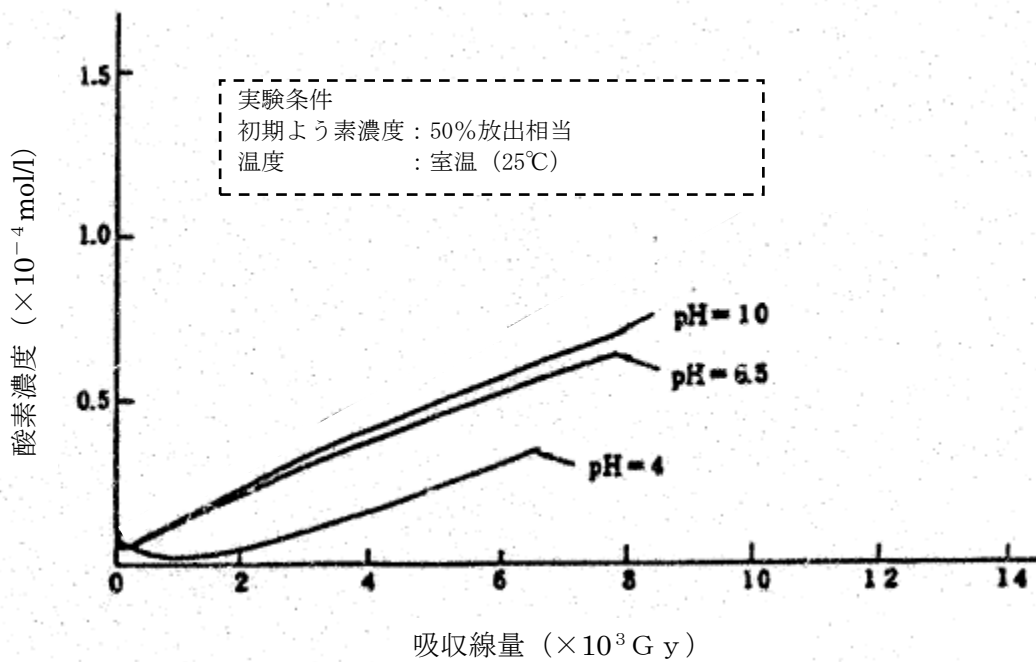


図8 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (pHを変化させた場合)

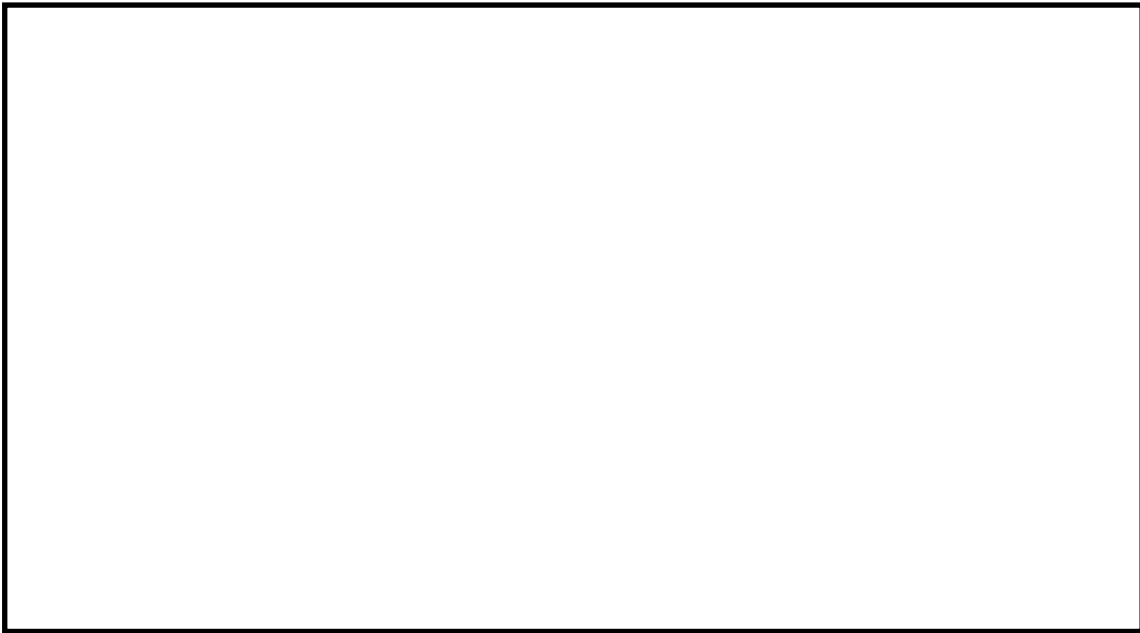


図9 溶存酸素濃度と吸収線量の関係（エタノール添加なし）

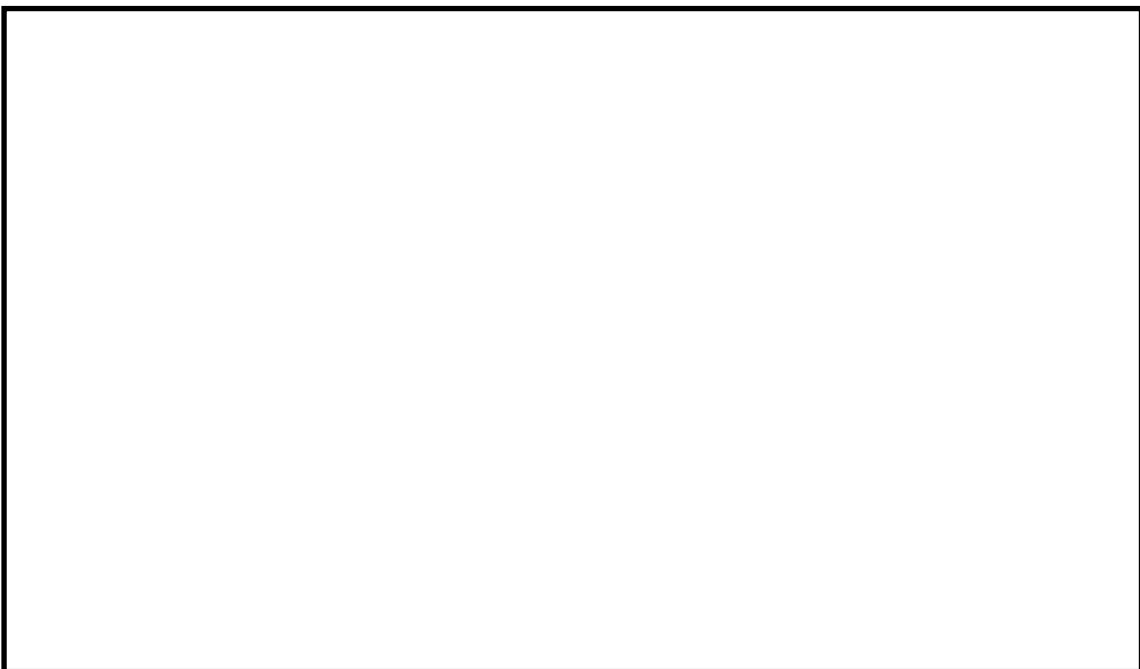


図10 溶存酸素濃度と吸収線量の関係（エタノール添加あり）

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

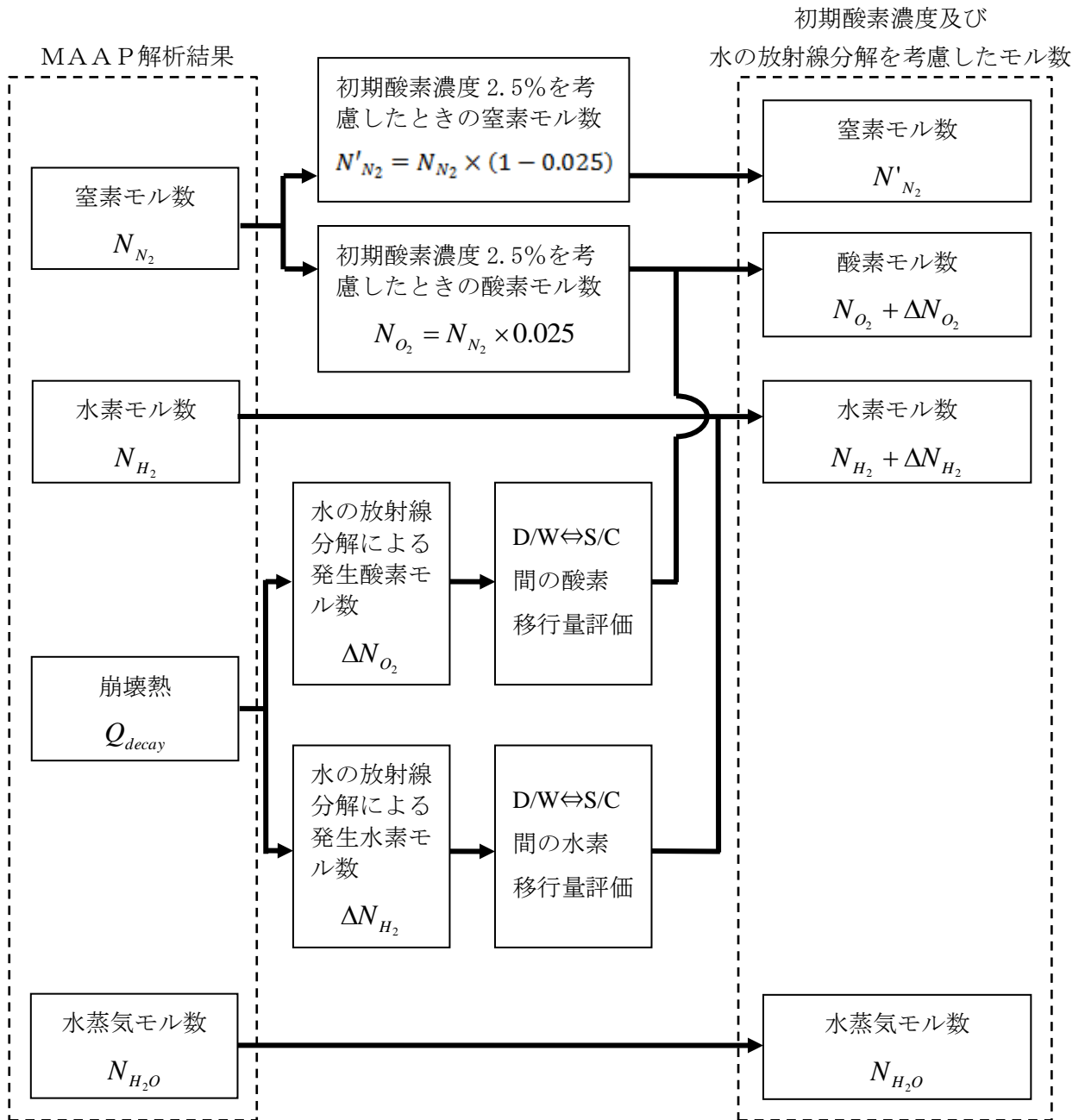


図 11 水素・酸素濃度の評価フロー図

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-水反応約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)	

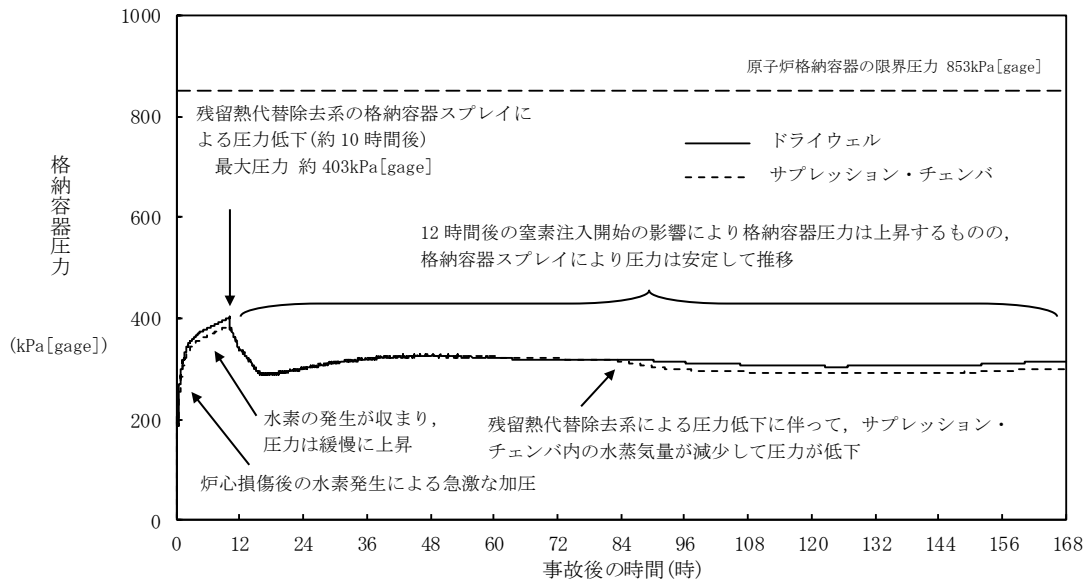


図1 格納容器圧力の推移 (感度解析1)

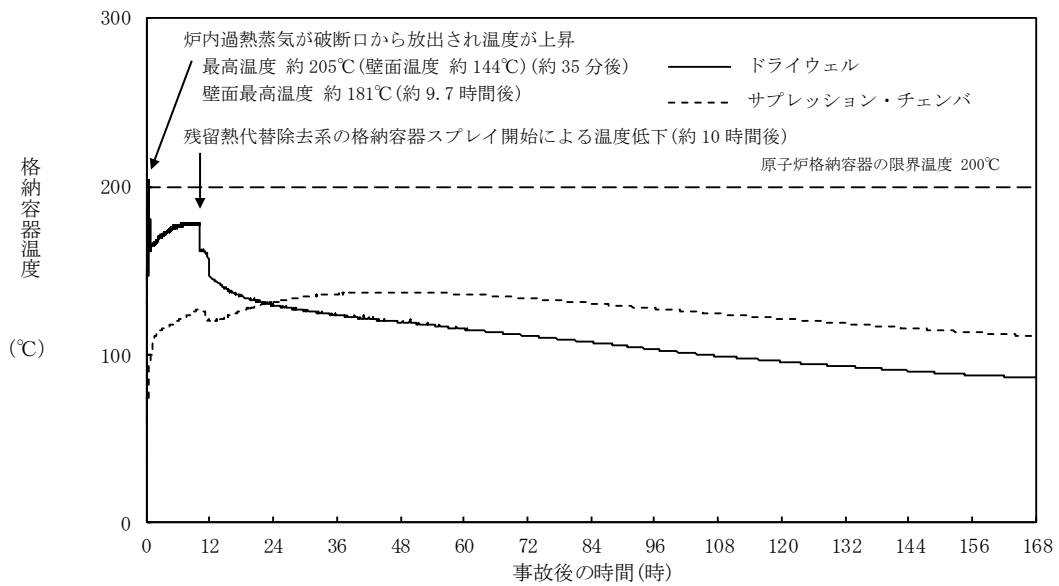
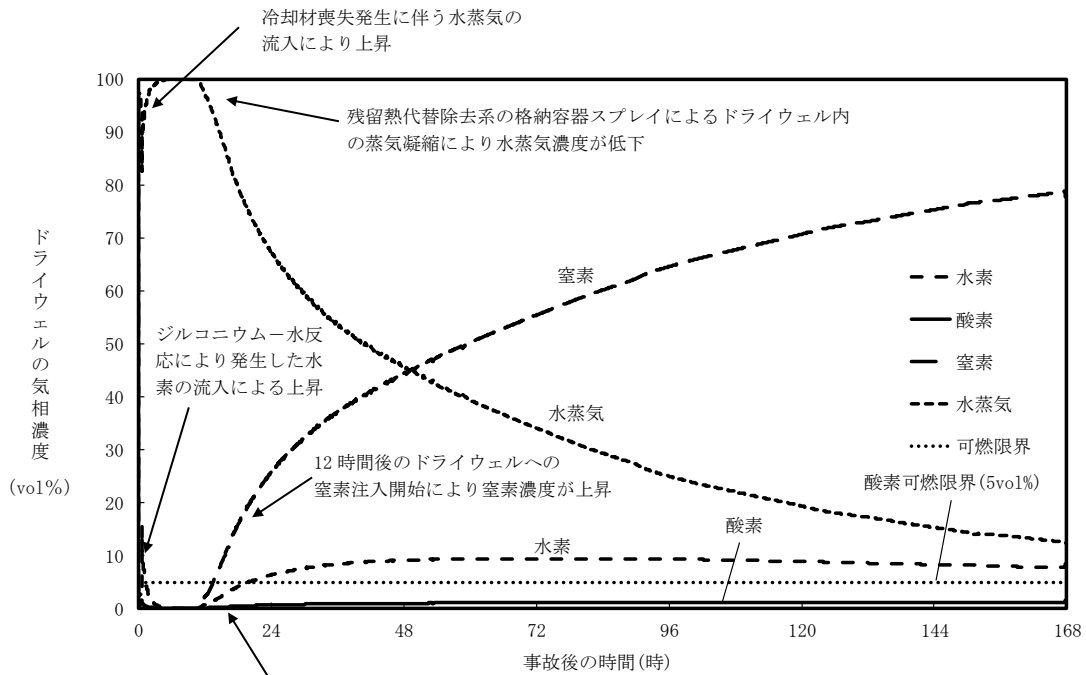


図2 格納容器温度の推移 (感度解析1)



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)

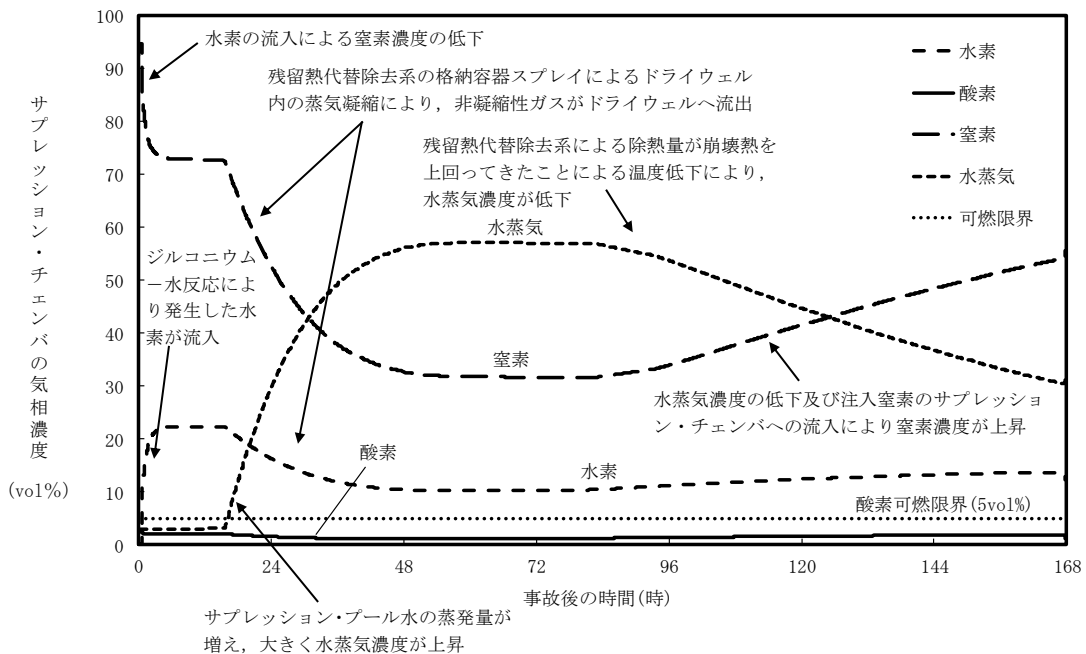


図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析1)

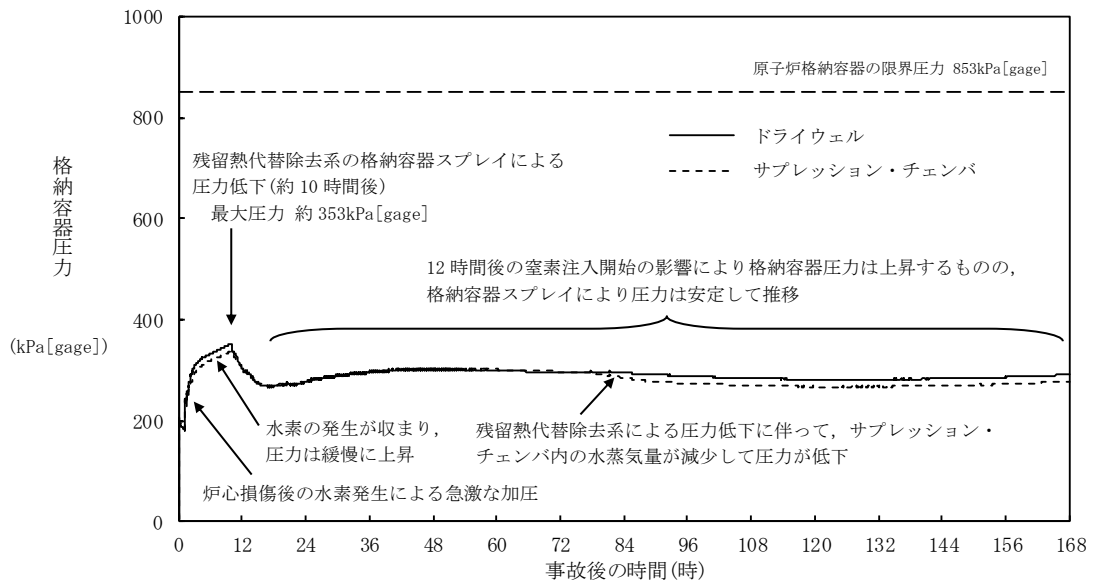


図5 格納容器圧力の推移（感度解析2）

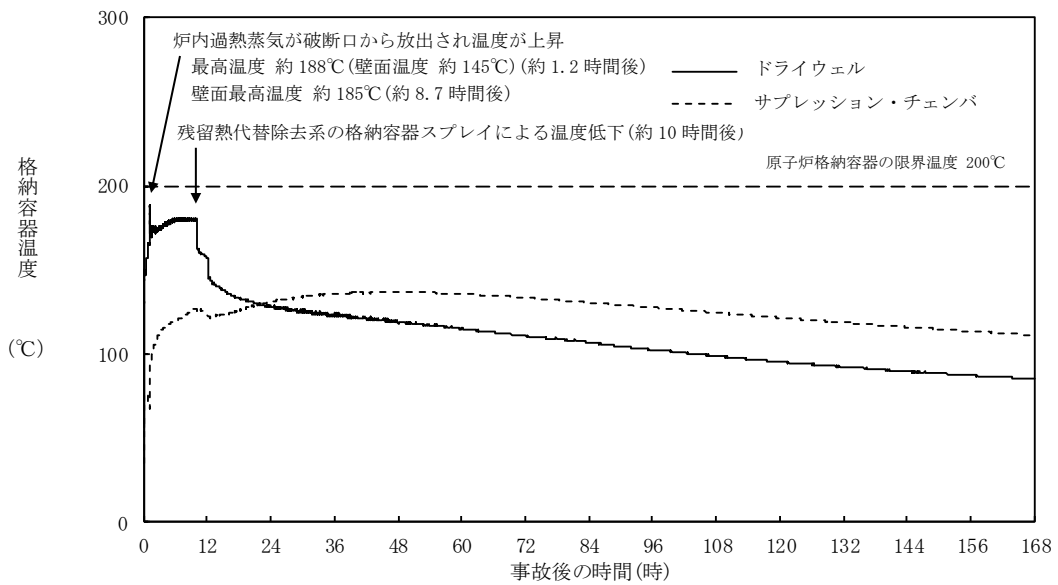
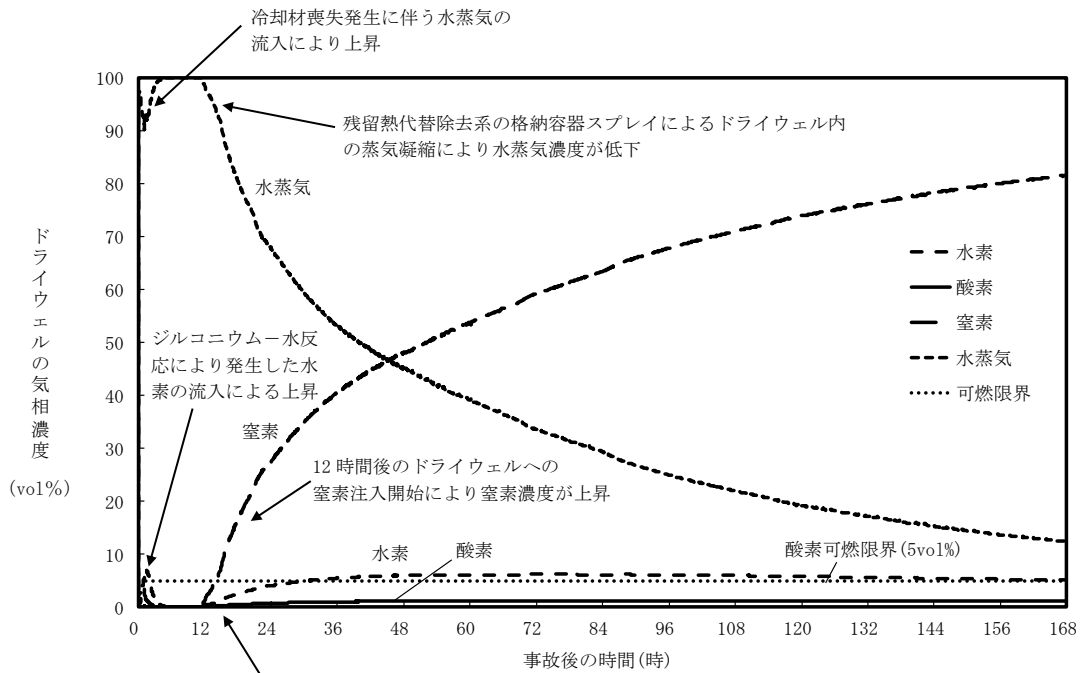


図6 格納容器温度の推移（感度解析2）



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

図7 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析2)

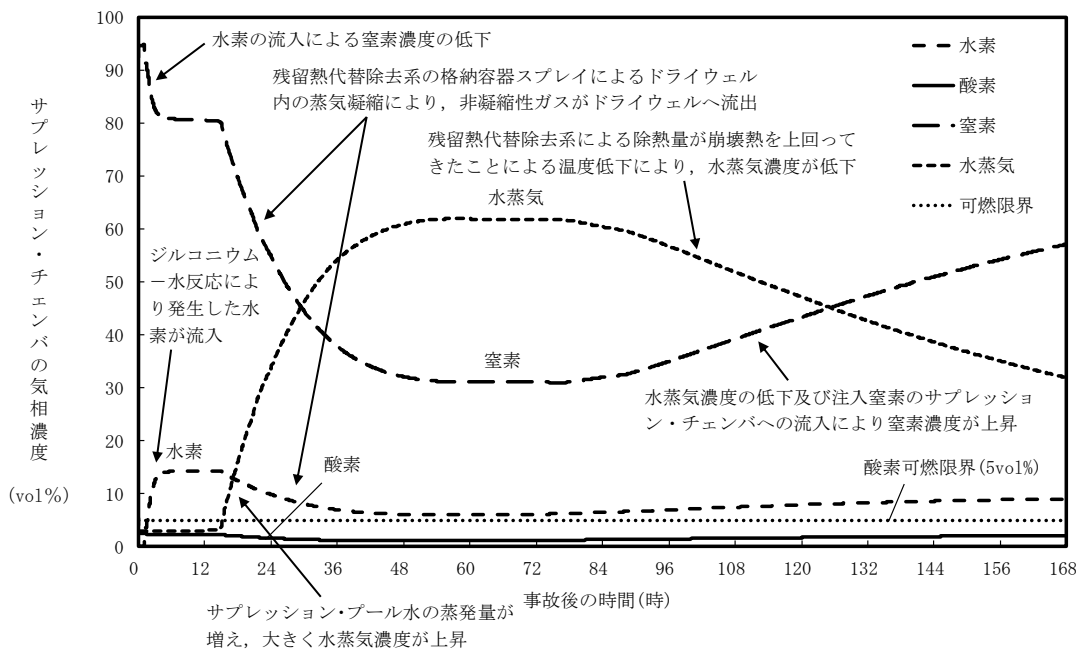


図8 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析2)