

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-1 改 29
提出年月日	平成 29 年 8 月 3 日

東海第二発電所

重大事故等対策の有効性評価

平成 29 年 8 月

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
 - 1.1 概 要
 - 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
 - 1.3 評価に当たって考慮する事項
 - 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム
 - 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
 - 1.6 解析の実施方針
 - 1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
 - 1.8 必要な要員及び資源の評価方針
 - 付録1 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について
 - 付録2 原子炉格納容器の限界温度・圧力
 - 付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて
-
2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
 - 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
 - 2.3 全交流動力電源喪失
 - 2.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB）
 - 2.3.2 全交流動力電源喪失（TBD，TBU）
 - 2.3.3 全交流動力電源喪失（TBP）

- 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 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）
 - 2.8 津波浸水による注水機能喪失
3. 重大事故
- 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - 3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策
 - 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合
 - 3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合
 - 3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
 - 3.4 水素燃焼
 - 3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用
4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
- 4.1 想定事故1
 - 4.2 想定事故2
5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
- 5.1 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
 - 5.2 全交流動力電源喪失

5.3 原子炉冷却材の流出

5.4 反応度の誤投入

6. 必要な要員及び資源の評価

6.1 必要な要員及び資源の評価条件

6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果

6.3 重大事故等対策時に必要な水源，燃料及び電源の評価結果

添付資料 目次

- 添付資料 1.2.1 定期検査工程の概要
- 添付資料 1.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について
- 添付資料 1.3.2 運転員等の操作時間に対する仮定
- 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 東海第二発電所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 使用済み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影響評価フロー

- 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 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 2.1.4 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 2.1.5 常設代替交流電源設備の負荷（高圧・低圧注水機能喪失）

- 添付資料 2.2.1 安定状態について（高圧注水・減圧機能喪失）
- 添付資料 2.2.2 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（高圧注水・減圧機能喪失）
- 添付資料 2.2.3 高圧注水・減圧機能喪失時における低圧非常用炉心冷却系の作動台数の考え方
- 添付資料 2.2.4 7日間における燃料の対応について（高圧注水・減圧機能喪失）

- 添付資料 2.3.1.1 全交流動力電源喪失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 2.3.1.2 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 安定状態について（全交流動力電源喪失（長期TB））
- 添付資料 2.3.1.4 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（全交流動力電源喪失（長期TB））
- 添付資料 2.3.1.5 逃がし安全弁作動用の窒素の供給について
- 添付資料 2.3.1.6 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（長期TB））
- 添付資料 2.3.1.7 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（長期TB））
- 添付資料 2.3.1.8 常設代替交流電源設備の負荷（全交流動力電源喪失（長期TB））

- 添付資料 2.3.2.1 全交流動力電源喪失（TBD, TBU）時における高圧代替注水系の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 2.3.2.2 蓄電池による給電時間評価結果について

添付資料 2.3.2.3 安定状態について（全交流動力電源喪失（T B D， T B U））

添付資料 2.3.2.4 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（全交流動力電源喪失（T B D， T B U））

添付資料 2.3.2.5 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（T B D， T B U））

添付資料 2.3.2.6 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（T B D， T B U））

添付資料 2.3.2.7 常設代替交流電源設備の負荷（全交流動力電源喪失（T B D， T B U））

添付資料 2.3.3.1 安定状態について（全交流動力電源喪失（T B P））

添付資料 2.3.3.2 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（T B P））

添付資料 2.3.3.3 減圧・注水開始の時間余裕について

添付資料 2.3.3.4 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（T B P））

添付資料 2.3.3.5 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（T B P））

添付資料 2.3.3.6 常設代替交流電源設備の負荷（全交流動力電源喪失（T B P））

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日間における水源の対応について (崩壊熱除去機能喪失
(取水機能が喪失した場合))
- 添付資料 2.4.1.4 7日間における燃料の対応について (崩壊熱除去機能喪失
(取水機能が喪失した場合))
- 添付資料 2.4.1.5 常設代替交流電源設備の負荷 (崩壊熱除去機能喪失 (取水
機能が喪失した場合))
- 添付資料 2.4.2.1 安定状態について (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))
- 添付資料 2.5.1 プラント動特性評価における評価対象炉心の選定について
- 添付資料 2.5.2 自動減圧系の自動起動阻止操作の考慮について
- 添付資料 2.5.3 安定状態について (原子炉停止機能喪失)
- 添付資料 2.5.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (原
子炉停止機能喪失)

- 添付資料 2.5.5 リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響
- 添付資料 2.5.6 原子炉への注水に使用する水源とその水温の影響
- 添付資料 2.5.7 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温度の影響
- 添付資料 2.5.8 外部電源の有無による評価結果への影響
- 添付資料 2.5.9 ほう酸水注入系を手動起動としていることについての整理
- 添付資料 2.5.10 原子炉水位が低めに維持される条件設定とした場合の影響
-
- 添付資料 2.6.1 「L O C A時注水機能喪失」の事故条件の設定について
- 添付資料 2.6.2 敷地境界外での実効線量評価について
- 添付資料 2.6.3 安定状態について（L O C A時注水機能喪失）
- 添付資料 2.6.4 解析コード条件及び解析条件の不確かさの影響評価について（L O C A時注水機能喪失）
- 添付資料 2.6.5 原子炉注水開始が遅れた場合の影響について
- 添付資料 2.6.6 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 2.6.7 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 2.6.8 常設代替交流電源設備の負荷（L O C A時注水機能喪失）
-
- 添付資料 2.7.1 インターフェイスシステムL O C A発生時の破断面積及び現場環境等について
- 添付資料 2.7.2 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 2.7.3 解析コード条件及び解析条件の不確かさの影響評価について
(格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A))
- 添付資料 2.7.4 7 日間における水源の対応について (格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A))
- 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))
- 添付資料 2.7.6 常設代替交流電源設備の負荷 (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 2.8.1 基準津波を超え敷地に遡上する津波への対応について
- 添付資料 2.8.2 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する施設の防護方針について
- 添付資料 2.8.3 地震発生と同時に津波が到達するとした評価上の想定の妥当性について
- 添付資料 2.8.4 7 日間における水源の対応について (津波浸水による注水機能喪失)
- 添付資料 2.8.5 7 日間における燃料の対応について (津波浸水による注水機能喪失)
- 添付資料 2.8.6 常設代替交流電源設備の負荷 (津波浸水による注水機能喪失)
- 添付資料 3.1.2.1 炉心損傷後及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について
- 添付資料 3.1.2.2 原子炉水位不明時の対応について
- 添付資料 3.1.2.3 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について
- 添付資料 3.1.2.4 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について

- 添付資料 3.1.2.5 格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料 3.1.2.6 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器加圧・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 3.1.2.7 格納容器雰囲気温度が格納容器の健全性に与える影響について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器加圧・過温破損））
- 添付資料 3.1.2.8 安定状態について（代替循環冷却系を使用する場合）
- 添付資料 3.1.2.9 格納容器内に存在するアルミニウム／亜鉛の反応により発生する水素の影響について
- 添付資料 3.1.2.10 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合））
- 添付資料 3.1.2.11 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 3.1.2.12 7 日間における水源の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合））
- 添付資料 3.1.2.13 7 日間における燃料の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合））
- 添付資料 3.1.2.14 常設代替交流電源設備の負荷（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合））
- 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 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合)) における Cs-137 放出量評価について

添付資料 3.1.3.3 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について

添付資料 3.1.3.4 サプレッション・チェンバのスクラビングによりエアロゾル捕集効果について

添付資料 3.1.3.5 安定状態について (代替循環冷却系を使用しない場合)

添付資料 3.1.3.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合))

添付資料 3.1.3.7 注水操作が遅れる場合の影響について

添付資料 3.1.3.8 7日間における水源の対応について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用しない場合))

添付資料 3.1.3.9 7日間における燃料の対応について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用しない場合))

添付資料 3.1.3.10 常設代替交流電源設備の負荷 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用しない場合))

添付資料 3.1.3.11 非凝縮性ガスの影響について

添付資料 3.2.1 原子炉圧力容器高压破損防止のための原子炉手動減圧について

- 添付資料 3.2.2 原子炉圧力容器の破損判断について
- 添付資料 3.2.3 ペDESTAL（ドライウェル部）内の水位管理方法について
- 添付資料 3.2.4 格納容器破損モード「DCH」、 「FCI」及び「MCCI」
の評価事故シーケンスの位置付け
- 添付資料 3.2.5 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について
- 添付資料 3.2.6 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 3.2.7 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 3.2.8 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
容器雰囲気直接接触）
- 添付資料 3.2.9 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
容器雰囲気直接接触）
- 添付資料 3.2.10 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
囲気直接接触）
- 添付資料 3.2.11 原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冠水評価について
- 添付資料 3.2.12 コリウムシールド材料の選定について
- 添付資料 3.2.13 コリウムシールド厚さ、高さの設定について
- 添付資料 3.2.14 原子炉圧力容器の破損位置について
- 添付資料 3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（炉外FCI）
に関する知見の整理について
- 添付資料 3.3.2 JASMIN E解析について
- 添付資料 3.3.3 水蒸気爆発評価の解析モデルについて
- 添付資料 3.3.4 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 3.3.5 水蒸気爆発発生時のコリウムシールドへの影響
- 添付資料 3.3.6 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（原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用）
- 添付資料 3.3.7 エントレインメント係数の圧カスパイクに対する影響
- 添付資料 3.3.8 プラント損傷状態をLOCAとした場合の圧カスパイクへの影響
- 添付資料 3.4.1 G値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響について
- 添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について
- 添付資料 3.4.3 安定状態について
- 添付資料 3.4.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について（水素燃焼）
- 添付資料 3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響について
- 添付資料 3.4.6 シビアアクシデント条件下で用いるG値の設定について
- 添付資料 3.4.7 格納容器内における気体のミキシングについて
- 添付資料 3.5.1 安定状態について
- 添付資料 3.5.2 熔融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について
- 添付資料 3.5.3 熔融炉心による熱影響評価について
- 添付資料 3.5.4 熔融炉心の排水流路内での凝固停止評価について
- 添付資料 3.5.5 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（熔融燃料・コンクリート相互作用）
- 添付資料 4.1.1 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について

て

添付資料 4.1.2 水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線量率の算出について

添付資料 4.1.3 安定状態について

添付資料 4.1.4 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

添付資料 4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故1）

添付資料 4.1.6 7日間における水源の対応について（想定事故1）

添付資料 4.1.7 7日間における燃料の対応について（想定事故1）

添付資料 4.2.1 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について

添付資料 4.2.2 使用済燃料プールサイフォンブレイカについて

添付資料 4.2.3 安定状態について

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）

添付資料 5.1.1 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における基準水位到達までの時間余裕と必要な注水量の計算方法について

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

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

添付資料 5.1.4 安定停止状態について（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 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 5.1.6 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 5.1.7 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）
- 添付資料 5.2.1 安定停止状態について（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）
- 添付資料 5.3.1 原子炉圧力容器開放時における運転停止中の線量評価につい
て
- 添付資料 5.3.2 「原子炉冷却材の流出」におけるプラント状態選定の考え方
- 添付資料 5.3.3 安定停止状態について（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）

- 添付資料 5.4.1 安定停止状態について（運転停止中 反応度の誤投入）
- 添付資料 5.4.2 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（運
転停止中 反応度の誤投入）
- 添付資料 5.4.3 反応度誤投入事象の代表性について

- 添付資料 6.1.1 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（評価事故）シーケンス以外の事故シーケンスの要
員の評価について
- 添付資料 6.3.1 水源，燃料，電源負荷評価結果について

3. 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，長期TBU，TBP，TBD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「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，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の蓄積によって，格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し，格納容器の過圧・過温により格納容器破損に至る。

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常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による原子炉注水，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却並びに代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱によって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、格納容器内における水素燃焼を防止するため、水素燃焼の可燃限界濃度到達までに格納容器内へ窒素供給することによって、格納容器の破損を防止する。

本格納容器破損モードは、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、代替循環冷却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、代替循環冷却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。代替循環冷却系が使用できる場合には、格納容器圧力逃がし装置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 代替循環冷却系を使用する場合

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、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、初期の対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（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代替循環冷却系による原子炉注水手段及び格納容器除熱手段、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、可搬型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 図に、対応手順の概要を第 3.1.2-2 図に、対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策の手順と設備との関係を第 3.1.2-1 表に示す。

(添付 3.1.2.1)

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、必要な要員は初動対応要員 14 名及び事象発生から 2 時間以降に期待する招集要員 2 名である。初動対応要員の内訳は、発電長 1 名、副発電長 1 名、運転操作対応を行う運転員 4 名、通報連絡等を行う災害対策要員 2 名、現場操作を行う重大事故等対応要員 6 名である。招集要員の内訳は、燃料補給作業を行う重大事故等対応要員 2 名である。必要な要員と作業項目について第 3.1.2-3 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、初動対応要員 14 名及び招集要員 2 名で対処可能である。

a. 原子炉スクラム，L O C A発生及び全交流動力電源喪失の確認

運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（L O C A）又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。また，主蒸気隔離弁が閉止，再循環ポンプがトリップするとともに，L O C Aが発生したことを確認する。

原子炉スクラム，L O C A発生及び全交流動力電源喪失の確認に必要な計装設備は，平均出力領域計装等である。

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. 炉心損傷確認

原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い，炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は，格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）の指示値が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合とする。

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（D/W）等である。

（添付資料 3.1.3.1，3.1.3.2）

c. 早期の電源回復不能の確認

全交流動力電源喪失の確認後，中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず，非常用母線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，常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作を開始する。

d. 電源確保操作対応

早期の電源回復不能の確認後，対応可能な要員により非常用ディーゼ

ル発電機等の機能回復操作及び外部電源の機能回復操作を実施する。

- e. 常設代替高压電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低压代替注水系（常設）による原子炉注水操作
- 中央制御室からの遠隔操作により常設代替高压電源装置による緊急用母線への交流電源供給を開始し，常設低压代替注水系ポンプ2台を用いて流量分配することで常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び常設低压代替注水系ポンプを用いた低压代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。常設低压代替注水系ポンプの流量は，格納容器スプレイと原子炉注水に低压代替注水系格納容器スプレイ流量及び低压代替注水系原子炉注水流量を用いて，格納容器スプレイ弁と原子炉注水弁を中央制御室からの遠隔操作により格納容器スプレイと原子炉注水に分配し，それぞれ連続で格納容器スプレイ及び原子炉注水を実施する。

(a) 常設代替高压電源装置による緊急用母線の受電操作

早期の電源回復不能の確認後，中央制御室からの遠隔操作により常設代替高压電源装置から緊急用母線を受電する。

常設代替高压電源装置による緊急母線受電操作に必要な計装設備は，緊急用M/C電圧である。

(b) 常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作

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。格納容器雰囲気圧力及び温度上昇を抑制する観点から，常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器冷却を実施す

る。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作のために必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等である。

(c) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作

常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）にて原子炉注水を開始することで、原子炉圧力容器破損に至ることなく、ジェットポンプ上端（以下「原子炉水位L0」という。）以上まで原子炉水位が回復し、炉心は冠水する。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（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、低圧代替注水系原子炉注水流量等である。

なお、大破断LOCAにより格納容器雰囲気温度が上昇し、ドライウエル雰囲気温度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、原子炉圧力等である。

水位不明と判断した場合、原子炉水位L0以上まで冠水させるために必要な水量を注水する。具体的には、原子炉底部から原子炉水位L0以上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。

原子炉水位L0以上まで冠水した後は、代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱実施後に、サプレッション・プール水位の上昇を抑制する観点から、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替

注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。なお、代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱ができない場合は、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水流量を崩壊熱相当に調整するとともに、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。

（添付 3.1.2.2）

f. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作

炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、常設代替高圧電源装置による緊急用母線受電操作後は、水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。

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

g. 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作

常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電後、中央制御室及び現場にて常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作を実施し、中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を介して非常用母線を受電する。

常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作に必要な計装設備は、M/C 2C（2D）電圧である。

h. 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作

常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電後、中央制御室からの遠隔操作により原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系を起動する。

i. 緊急用海水系による海水通水操作

中央制御室にて、非常用母線の負荷となっている緊急用海水系及び代替循環冷却系の弁を対象に、緊急用母線から電源が供給されるよう電源切り替え操作を実施する。また、中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を通水する。

緊急用海水系による海水通水操作に必要な計装設備は、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）である。

j. 代替循環冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作

緊急用海水系に海水を通水した後、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施する。代替循環冷却系の循環流量は、代替循環冷却系原子炉注水流量及び代替循環冷却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。

代替循環冷却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、代替循環冷却系原子炉注水流量等であり、格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量等である。

k. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作

代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作によって常設低圧代替注水系ポンプからペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施する。この場合の注水は、ペDESTAL（ドライウエル部）水位を約 1.0m に調整することが目的であるため、ペDESTAL（ドライウエル部）水位が 1m を超えて上昇したことを確認後、ペDESTAL（ドライウエル部）注水を停止する。その後、ペDESTAL（ドライウエル部）水はサプレッション・プールに排水され、ペDESTAL（ド

ライウエル部) 水位は約 1.0m に調整される。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) による格納容器下部水位確保操作のために必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量等である。

l. サプレッション・プール pH 制御装置による薬液注入操作

常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) による格納容器下部水位確保操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作によって格納容器内の pH 制御のための薬液注入を行う。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。

m. 使用済燃料プールの冷却操作

対応可能な要員にて使用済燃料プールの冷却操作を実施する。

n. 可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作

格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器 (サプレッション・チェンバ) 内へ窒素を供給することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。

可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作に必要な計装設備は、格納容器内酸素濃度 (SA) 等である。

o. タンクローリによる燃料補給操作

タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替注水大型ポンプに燃料補給を実施する。

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、「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋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、スプレー冷却並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における格納容器内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、格納容器雰囲気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、原子炉再循環系の吸込配管とする。

(添付資料 1.5.2)

(b) 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、全交流動力電源が喪失するものとする。さらに高圧・低圧注水機能が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、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。

(d) 水素の発生

水素の発生については、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による水素及び酸素の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、原子炉水位低（レベル 3）信号によるものとする。

(b) 低圧代替注水系（常設）

230m³/h（一定）にて原子炉注水し、原子炉水位 L0 以上まで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量で注水する。なお、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。

（添付 3.1.2.3）

(c) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

大破断 L O C A 発生後に、格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、130m³/h（一定）にて格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。

（添付 3.1.2.4）

(d) 格納容器下部注水系（常設）

格納容器の温度挙動を厳しく評価するため、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作については考慮しない。

(e) 代替循環冷却系

代替循環冷却系ポンプは 1 台使用するものとし、代替循環冷却系の循環流量は、全体で 250m³/h とし、ドライウェルへ 150m³/h、原子炉へ 100m³/h にて流量分配し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水

を実施する。

(f) 緊急用海水系

伝熱容量は、約 14MW（サブプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において）とする。

(g) 可搬型窒素供給装置

可搬型窒素供給装置は、窒素 198m³/h 及び酸素を 2m³/h で格納容器内に注入するものとする。

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、常設代替高圧電源装置によって供給を開始し、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生 25 分後から開始する。なお、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、代替循環冷却系の起動後に停止する。
- (b) 緊急用海水系及び代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作は、緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮して、事象発生 90 分後から開始するものとする。
- (c) 可搬型窒素供給装置を用いた格納容器（サブプレッション・チェンバ）内への窒素供給操作は、格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合に開始する。なお、可搬型窒素供給装置を用い

た格納容器（サブプレッション・チェンバ）内への窒素供給は格納容器圧力が 310kPa[gage]到達により停止する。

(3) 有効性評価（Cs-137 放出量評価）の条件

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

※1 セシウムの格納容器内への放出割合については、本評価事故シナリオにおいては解析コードMARPの評価結果の方がNUREG-1465より大きく算出する。

- (c) 格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレイやサブプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果を考慮する。
- (d) 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。
漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。
 - a) 格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。
 - b) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で構成）により原子炉建屋の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。原子炉建屋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。

原子炉建屋ガス処理系は，事象発生 115 分後から，常設代替高压電源装置からの交流電源の供給を受けて中央制御室からの遠隔操作により起動し，起動後 5 分間で設計負圧が達成されることを想定する。

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

(添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)

(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 3.1.2-4 図から第 3.1.2-6 図に，燃料最高温度の推移を第 3.1.2-7 図に，格納容器圧力，格納容器雰囲気温度，サブレーション・プール水位及び水温度の推移を第 3.1.2-8 図から第 3.1.2-11 図に示す。

a. 事象進展

大破断 L O C A 時に高压・低压注水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 4 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 9 分後に 1,200℃に到達し，また，事象発生から約 27 分後に燃料温度は 2,500K（約 2,227℃）に到達する。事象発生から 25 分後，常設代替高压電源装置による交流電源の供給を開始し，常設低压代替注水系ポンプ 2 台を用いた低压代替注水系（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、炉心は冠水する。

(添付資料 3.1.2.6)

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。そのため、原子炉注水と同時に常設低圧代替注水系ポンプ 2 台を用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを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 90 分経過した時点で、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系により、原子炉圧力容器は破断口より原子炉冷却材が流出することで溢水状態となり、格納容器は除熱効果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。

事象発生から約 84 時間後に格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達し、可搬型窒素供給装置を用いたサブプレッション・チェンバへの窒素供給を実施するため格納容器圧力が徐々に上昇するが、事象発生から約 163 時間後に格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達し窒素供給を停止するため、格納容器圧力の上昇は停止する。

b. 評価項目等

格納容器圧力は、第 3.1.2-8 図に示すとおり、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、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による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、格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.31MPa[gage]となり、格納容器の限界圧力

0.62MPa[gage] を超えない。なお、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 163 時間後において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の約 5%^{※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 0.31MPa[gage]を示す事象発生約 163 時間後の格納容器内の非凝縮ガス（水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス）の物質量は約 1.3×10^6 mol であり、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の和は約 3.5×10^4 mol 以下であることから、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素が格納容器圧力に与える影響は 0.01MPa[abs]未満であり、無視しうる程度と考えられる。

格納容器雰囲気温度は、第 3.1.2-9 図に示すとおり、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し、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことにより、温度上昇は抑制される。その結果、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 139℃となり、評価項目である 200℃を超えない。なお、事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202℃となるが、この時の格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 137℃であり、評価項目である 200℃を超えない。

（添付資料 3.1.2.7）

第 3.1.2-4 図に示すとおり、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（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 3.1.2-8 図及び第 3.1.2-9 図に示すとおり、

90 分後に開始する代替循環冷却系の運転により、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。事象を通じて格納容器の限界圧力に到達せず、格納容器圧力逃がし装置を使用することなく、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、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 3.1.2.8, 3.1.2.9, 3.1.3.11)

なお、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 7.4TBq (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●TBq（30日間）及び約●TBq（100日間）であり、100TBq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）」（代替循環冷却系を使用する場合）では、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、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作、緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による原子炉注水操作及び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

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認している。常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については，高圧・低圧注水機能が喪失したと判断した場合，速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（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。また，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作については，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SAFEER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SAFEER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，高圧・低圧注水機能が喪失したと判断した場合，速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替

注水系（常設）による原子炉注水（電源の確包含む）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。

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おり、本評価事故シーケンスでは、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、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。本評価事故シーケンスでは、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TMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、リロケーション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。

炉心損傷後の格納容器における格納容器内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 3.1.2.10)

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、注水操作による有効燃料棒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。

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、B W R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、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、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P H E B U S - 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。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、代替循環冷却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。

炉心損傷後の格納容器における格納容器内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、代替循環冷却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。

(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，設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから，その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は燃焼度約 33GWd/t 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、解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため、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。本評価事故シーケンスでは、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。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の気相部及び液相部、サブプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度は、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。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位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。

機器条件の代替循環冷却系は、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。

機器条件の緊急用海水系は、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、海水温度がおおむね低めとなり除熱性能が向上するため、格納容器圧力及び温度の上昇の抑制効果は大きくなる。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 3.1.2.10)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対して最確条件は燃焼度約 33Gwd/t 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、解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため、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格納容器スプレイ及び代替循環冷却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、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の気相部及び液相部、サブプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度は、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、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●図及び第●図に示すとおり、格納容器圧力は 0.62MPa [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。

機器条件の低圧代替注水系（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。

機器条件の代替循環冷却系は、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、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。

機器条件の緊急用海水系は、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、海水温度が概ね低めとなり除熱性能が向上するため、格納容器圧力及び温度の上昇の抑制効果は大きくことから、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 3.1.2.10, 3.1.2.11）

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

操作条件の常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（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 25 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、常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作については認知に 10 分間、操作所要時間に 6 分間、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については操作所要時間に 9 分間、合計 25 分間を想定しており、解析上の操作開始時間と同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。

操作条件の緊急用海水系による海水通水操作 及び代替循環冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作は、解析上の運転開始時間として事象発生から 90 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、代替循環冷却系運転は事象発生 90 分後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため運転員等操作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、緊急用海水系の準備期間を考慮して設定したものであり、緊急用海水系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

(添付資料 3.1.2.10)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（

常設)による格納容器冷却及び低圧代替注水系(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、実際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。

操作条件の緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による原子炉注水操作及び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、緊急用海水系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、この場合、格納容器圧力及び温度等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の判断基準に対する余裕は大きくなる。

(添付資料 3.1.2.10)

(3) 操作時間余裕の把握

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

第 3.1.3-12 図から第 3.1.3-14 図に示すとおり、操作条件の常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作については、事象発生から 50 分後(操作開始時間の 25 分程度の遅れ)までに常設代替高圧電源装置からの受電操作を行い、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(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り、時

間余裕がある。

操作条件の緊急用海水系による海水通水操作 及び代替循環冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作については、緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作開始までの時間は事象発生から 90 分であり、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、格納容器圧力が評価項目となるパラメータである最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa[gage]）に到達するまでの時間は事象発生から事象発生約 14 時間後であり、約 12 時間の余裕があることから、時間余裕がある。

（添付資料 3.1.2.10, 3.1.3.7）

（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）」における必要な初動対応要員は、「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり 14 名である。このため、「6.2 重大事故等対策時

に必要な要員の評価結果」で示す運転員及び災害対策要員の 39 名で対処可能である。

また、必要な招集要員は 2 名であり、発電所構外から 2 時間以内に招集可能な要員の 71 名で対応可能である。

(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」の条件にて評価にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却については、7 日間の対応を考慮すると、合計約 400m³の水が必要となる。水源として、代替淡水貯槽に約 4,300m³の水量を保有していることから、水源が枯渇することなく、7 日間の対応が可能である。

(添付資料 3.1.2.12)

b. 燃料

常設代替交流電源装置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 352.8kL の軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクに約 800kL の軽油を保有していることから、常設代替交流電源装置による電源供給について、7 日間の継続が可能である。

可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素供給については、事象発生からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 18.5kL の軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクに約 210kL の軽油を保有していることから、可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素供給について、7

日間の継続が可能である。

(添付資料 3.1.2.13)

c. 電源

常設代替交流電源装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として約 2,339kW 必要となるが、常設代替交流電源設備の連続運転許容負荷容量は 5,520kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

(添付資料 3.1.2.14)

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、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、格納容器の過圧・過温により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、初期の対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対策として代替循環冷却系による原子炉注水手段及び格納容器除熱手段、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、可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給手段等を整備している。

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「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 +

低圧炉心冷却失敗＋全交流動力電源喪失」について、代替循環冷却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、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却，常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び格納容器除熱を実施することにより，格納容器冷却及び除熱が可能である。

その結果，格納容器圧力逃がし装置を使用せず，事象を通じて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，運転員及び災害対策要員にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源については，外部支援を考慮しないとしても，7日間以上の供給が可能である。

以上のことから，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却，常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱，可搬型窒素供給装置を用いた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 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）における重大事故等対策について（1/5）

操作及び確認	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， L O C A 発生及び全 交流動力電源喪失の 確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失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。 ・ 主蒸気隔離弁が閉止するとともに，再循環ポンプがトリップしたことを確認する。 ・ 格納容器圧力が 13.7kPa[gage]に到達したことにより L O C A が発生したことを確認する。 	逃がし安全弁（安全弁機能） 所内常設直流電源設備 【主蒸気隔離弁】 A T W S 緩和設備 （代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	—	平均出力領域計装 起動領域計装 原子炉圧力 原子炉圧力（S A） M / C 2 C 電圧 M / C 2 D 電圧 緊急用 M / C 電圧 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
炉心損傷確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い，炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は，格納容器雰囲気放射線モニタ（D / W）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（S / C）の指示値が設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上の場合とする。 	所内常設直流電源設備	—	格納容器雰囲気放射線モニタ（D / W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S / C）
早期の電源回復不能の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失の確認後，中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず，非常用母線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。 	—	—	—
電源確保操作対応	<ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用ディーゼル発電機等の回復操作を実施する。 ・ 外部電源の回復操作を実施する。 	—	—	—

【 】：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 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）における重大事故等対策について（2/5）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	<ul style="list-style-type: none"> • 早期の電源回復不能の確認後，中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を受電する。 • 緊急用母線の受電を確認後，中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。 • 原子炉冷却材喪失により，ドライウェル雰囲気温度の指示が原子炉圧力の飽和温度を超える場合は水位不明と判断し，原子炉底部から原子炉水位LO以上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。 • 原子炉水位LO以上まで冠水した後は，代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作実施後に，常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を停止する。 • 代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱ができない場合は，原子炉水位LO以上まで冠水したことを判断し，原子炉注水量を崩壊熱相当に調整するとともに，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。 	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	緊急用M/C電圧 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉水位（SA広帯域，SA燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） ドライウェル雰囲気温度 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 代替淡水貯槽水位

【 】：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 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）における重大事故等対策について（3/5）

操作及び確認	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操作	<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷の確認後において、常設代替高圧電源装置から緊急用母線の受電後は、水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動する。 	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内酸素濃度（SA）
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電後、常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作を実施する。 常設代替高圧電源装置から緊急用母線を介して非常用母線 2C 及び 2D を受電する。 	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	M/C 2C 電圧 M/C 2D 電圧
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電後、原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系を起動する。 	中央制御室換気系（空気調和機ファン、フィルタ系ファン、高性能粒子フィルタ、チャコールフィルタ） 非常用ガス処理系（排風機、フィルタトレイン） 非常用ガス再循環系（排風機、フィルタトレイン）	—	—
緊急用海水系による海水通水操作	<ul style="list-style-type: none"> 非常用母線の負荷となっている緊急用海水系及び代替循環冷却系の弁を対象に、緊急用母線から電源が供給されるよう電源切り替え操作を実施する。 緊急用海水ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を通水する。 	緊急用海水ポンプ 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）

【 】：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 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）における重大事故等対策について（4/5）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作	・緊急用海水系ポンプにより緊急用海水系に海水を通水した後、代替循環冷却系ポンプを起動することで、原子炉注水及び格納容器除熱を実施する。	代替循環冷却系ポンプ 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 原子炉水位計（広帯域，燃料域） 原子炉水位計（SA広帯域，SA燃料域） サブプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル圧力
常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作	・原子炉圧力容器破損に備えて、中央制御室からの遠隔操作によって常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水を実施する。この場合の注水は、ペDESTAL（ドライウエル部）水位を約 1.0m に調整することが目的であるため、ペDESTAL（ドライウエル部）水位が 1m を超えて上昇したことを確認後、ペDESTAL（ドライウエル部）注水を停止する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位
サブプレッション・プール pH 制御装置による薬液注入操作	・常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作によって格納容器内の pH 制御のための薬液注入を行う。	—	—	—

【 】：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 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）における重大事故等対策について（5/5）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
使用済燃料プールの冷却操作	・使用済燃料プールの冷却操作を実施する。	—	—	—
可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作	・格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器（サプレッション・チェンバ）内へ窒素を供給することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	—	可搬型窒素供給装置	格納容器内酸素濃度（S A）
タンクローリによる燃料補給操作	・タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替注水大型ポンプに燃料補給を実施する。	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	—

【 】：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 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））（1/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	—	
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定
	原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6.93MPa[gage]	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から+126cm）	通常運転水位を設定
	炉心流量	48,300t/h	定格流量を設定
	燃料	9×9燃料（A型）	9×9燃料（A型）と9×9燃料（B型）は、熱水力的な特性はほぼ同等であることから、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	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため、崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として、1サイクルの運転期間（13ヶ月）に調整運転期間（約1ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
	格納容器体積（ドライウエル）	5,700m ³	設計値を設定
	格納容器体積（ウェットウエル）	空間部：4,100m ³ 液相部：3,300m ³	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サブプレッション・プール水位	6.983m (通常水位-4.7cm)	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サブプレッション・プール水温度	32℃	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として、保安規定の運転上の制限における上限値を設定

第 3.1.2-2 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））（2/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
初期条件	格納容器圧力	5kPa [gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定
	格納容器雰囲気温度	57°C	ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度を設定
	外部水源の温度	35°C	格納容器スプレイによる圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温として、代替淡水貯槽及び水源補給に用いる淡水貯水池の年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
	真空破壊装置	3.45kPa (ドライウエル-サプレッション・チェンバ間差圧)	設計値を設定
	ペDESTAL（ドライウエル部）のプール水	考慮しない	ペDESTAL（ドライウエル部）には通常運転時からプール水が存在するが、格納容器の熱容量に寄与することから、格納容器の温度挙動を厳しく評価する設定として、ペDESTAL（ドライウエル部）のプール水を考慮しない

3.1.2-38

第 3.1.2-2 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））（3/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 原子炉再循環系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である原子炉再循環系の吸込配管における両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	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高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、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（低圧注水系）の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	運転員の対応を厳しく見積もる観点から外部電源なしを設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定している
水素の発生	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発生については、格納容器圧力及び雰囲気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

3.1.2-39

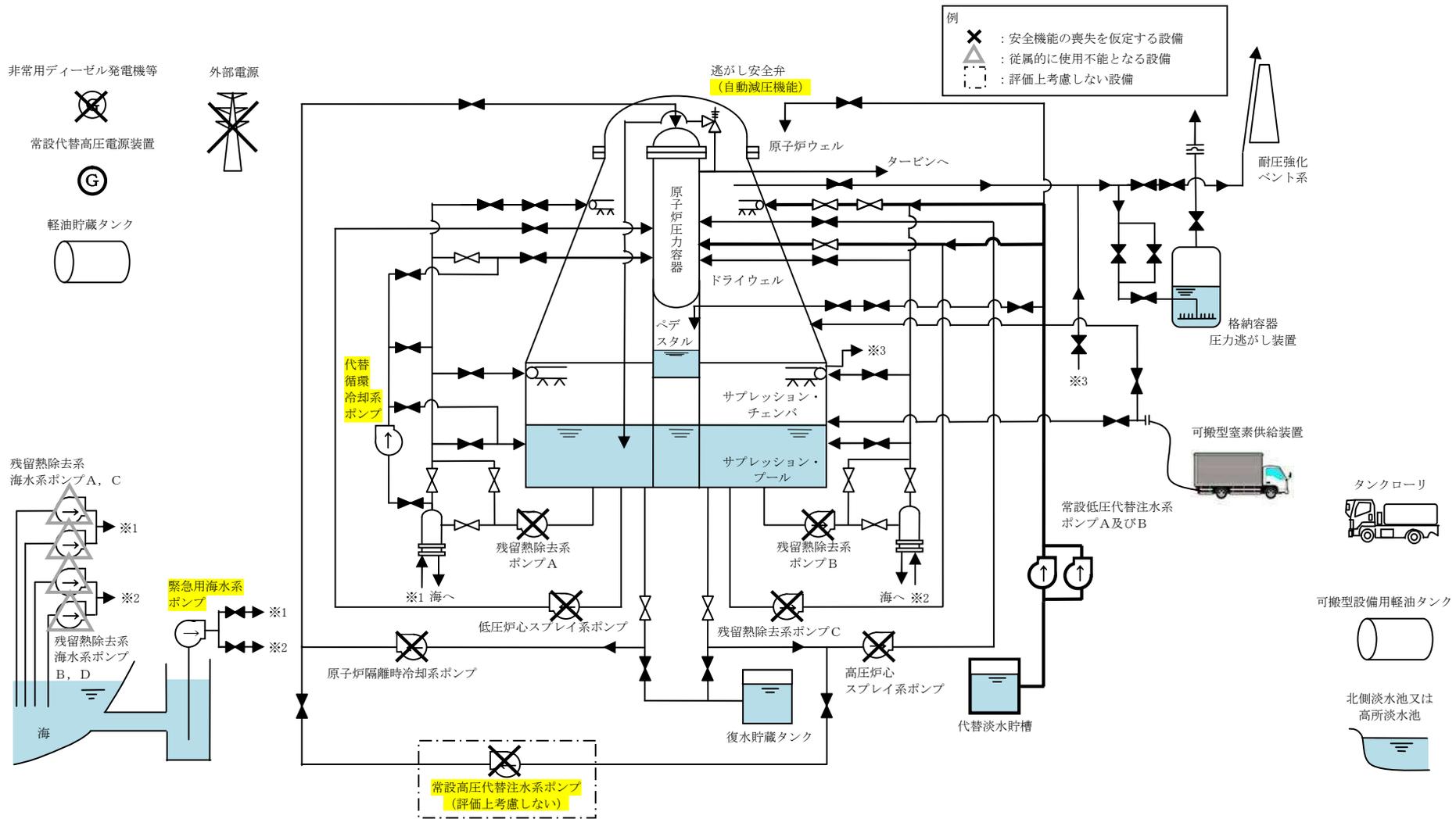
第 3.1.2-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））（4/5）

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル3）信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低（レベル3）にてスクラムするものとして設定
	低压代替注水系（常設）	230m ³ /h で注水	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	130m ³ /h で格納容器内へスプレイ	格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量として設定
	格納容器下部注水系（常設）	解析上考慮しない	ペDESTAL（ドライウエル部）への水張り水は格納容器内の熱容量を確保するため、解析上は格納容器圧力及び温度上昇を保守的に評価する観点から、ペDESTAL（ドライウエル部）注水を実施しない
	代替循環冷却系	循環流量は、全体で 250m ³ /h とし、原子炉へ 150m ³ /h、格納容器スプレイへ 100m ³ /h に流量を分配	炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
	緊急用海水系	伝熱容量：約 14MW （サプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において）	代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定
	可搬型窒素供給装置	窒素 198m ³ /h 及び酸素 2m ³ /h の流量で窒素供給	格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定

第 3.1.2-2 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））（5/5）

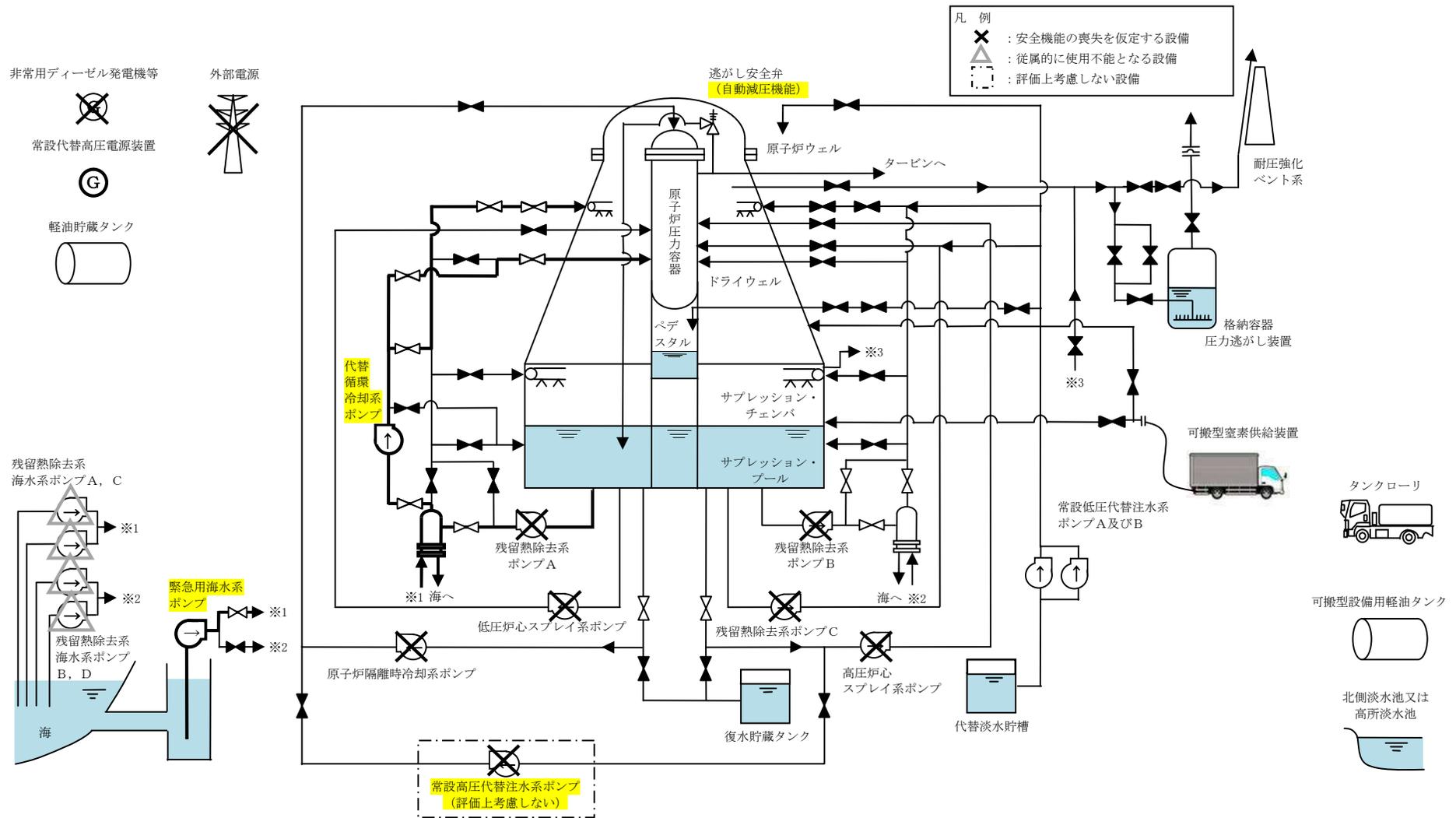
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
<p>重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>常設代替高圧電源装置による交流電源供給及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作</p>	<p>事故発生から 25 分後</p>	<p>常設代替高圧電源装置，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備に要する時間を考慮して設定</p>
<p>緊急用海水系を用いた代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作</p>	<p>事象発生から 90 分後</p>	<p>緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備期間を考慮して設定</p>
<p>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素ガス供給</p>	<p>格納容器内酸素濃度が 4.0%（ドライ条件）到達時</p>	<p>格納容器内酸素濃度がベント基準である 4.3%（ドライ条件）到達を防止する観点で設定</p>

3.1.2-41

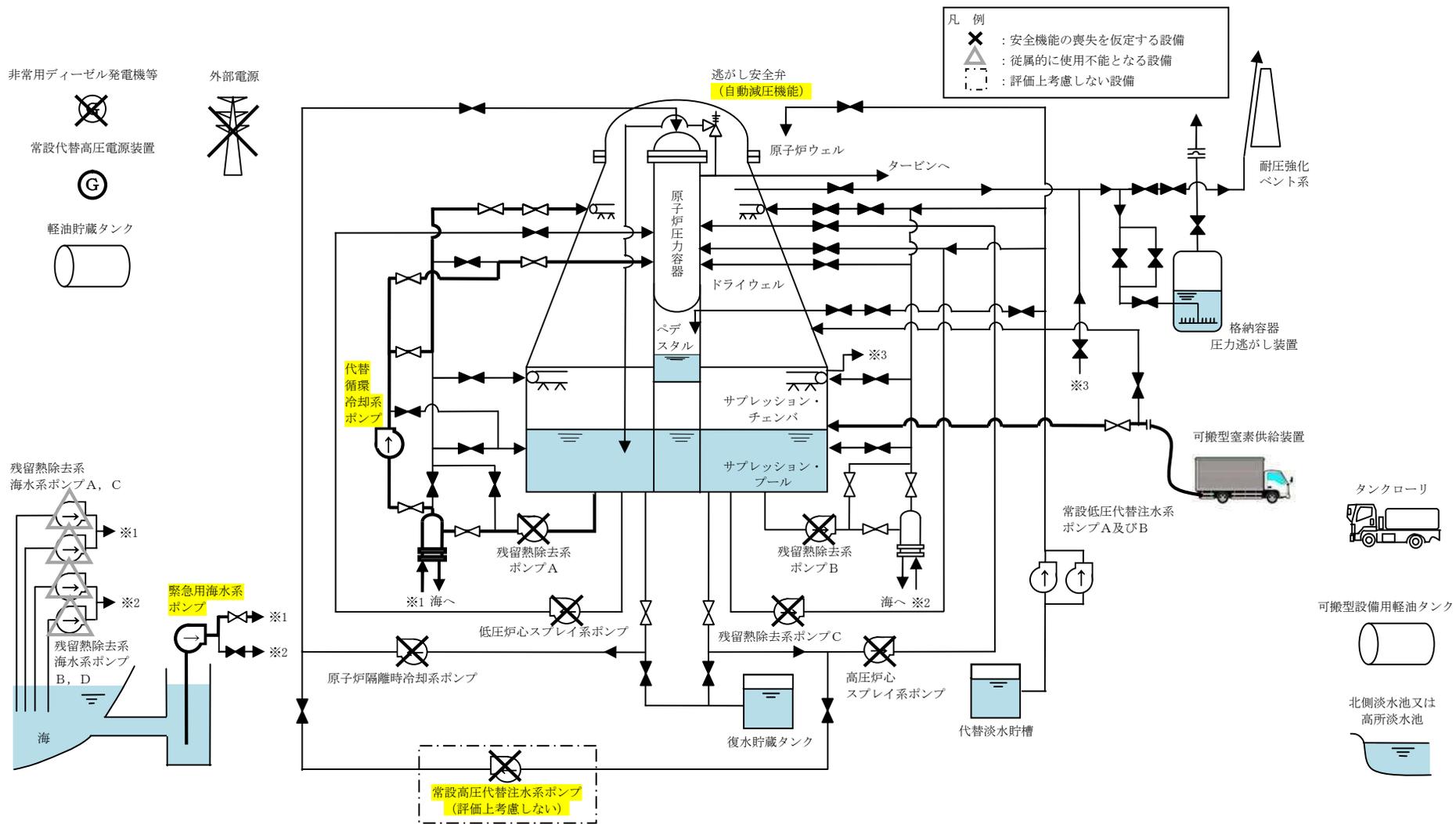


第 3.1.2-1 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時の
 重大事故等対策の概略系統図（1/3）
 （低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却段階）

3.1.2-42

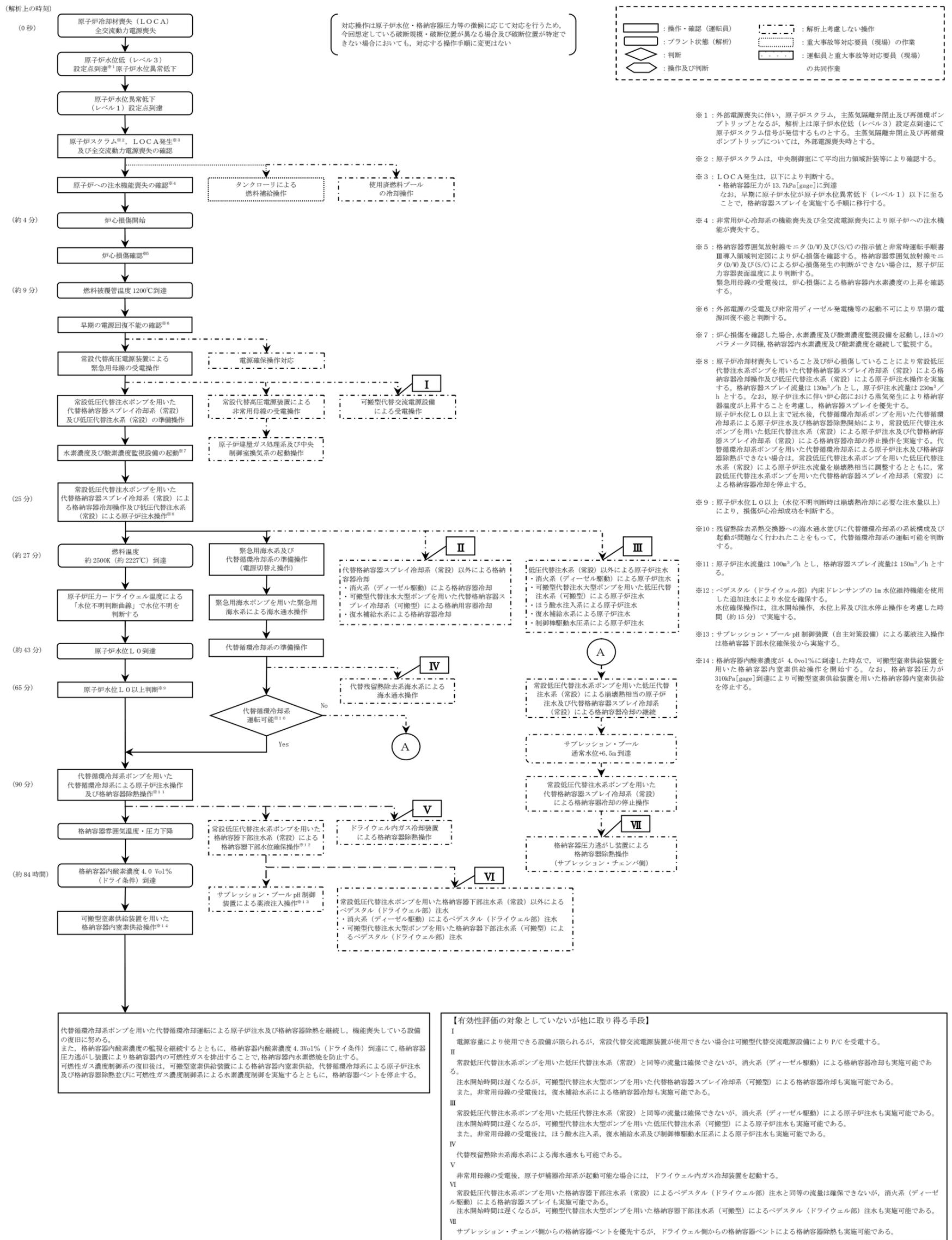


第 3.1.2-1 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時の重大事故等対策の概略系統図（2/3）
（代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器冷却段階）



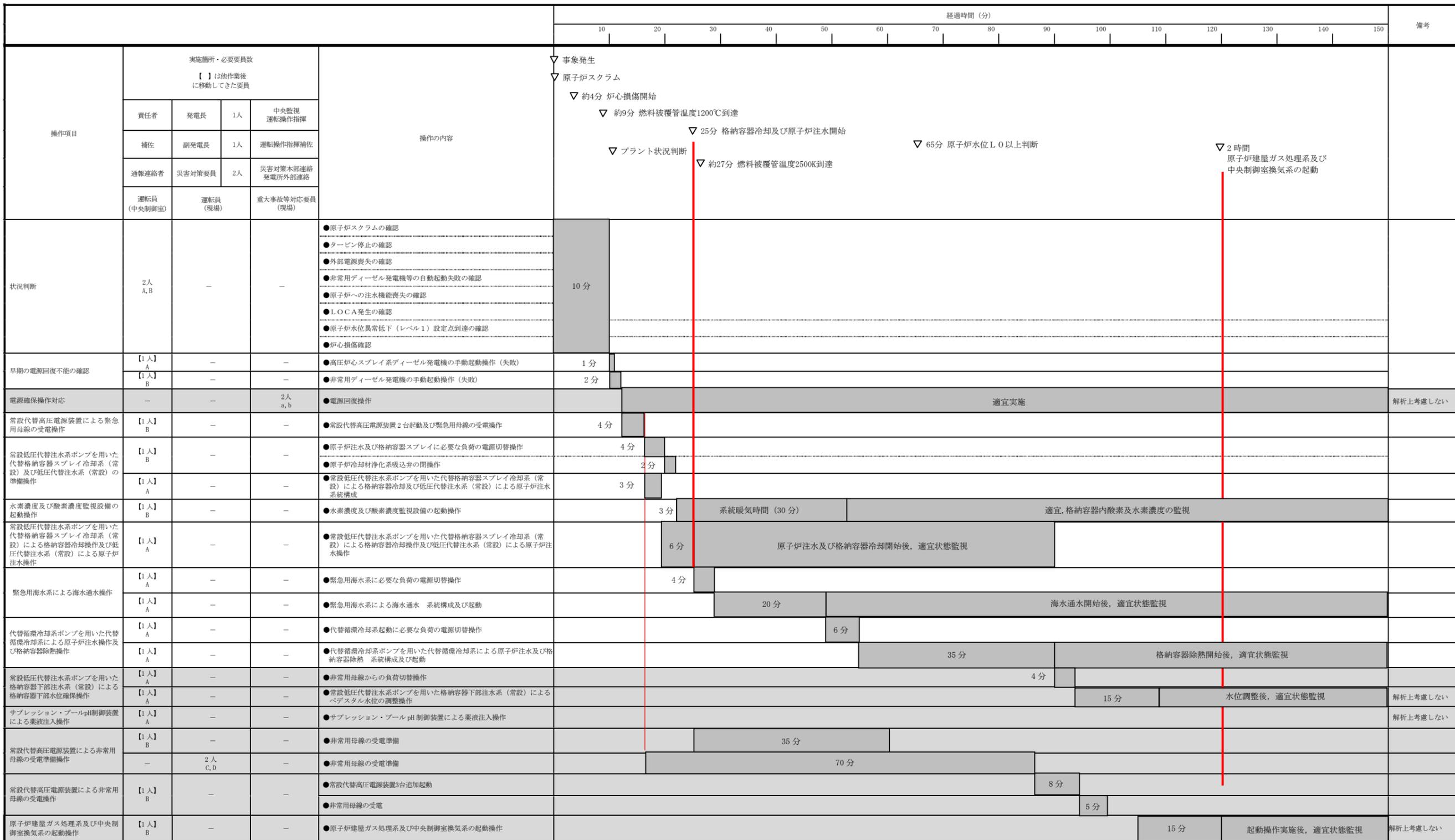
第 3.1.2-1 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時の重大事故等対策の概略系統図（3/3）
（可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給段階）

3.1.2-44

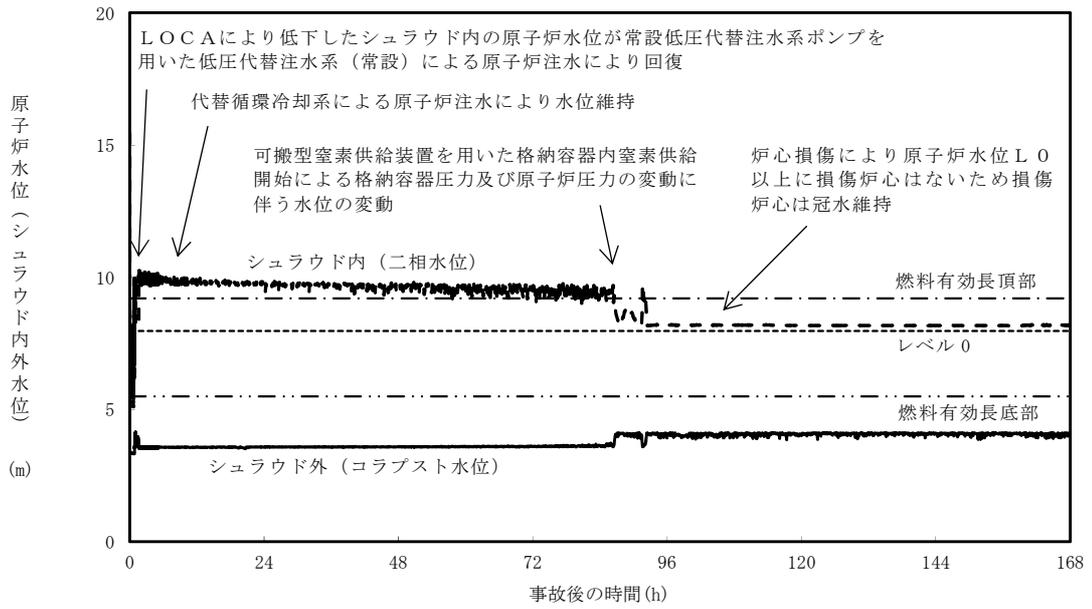


第 3.1.2-2 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）の対応手順の概要

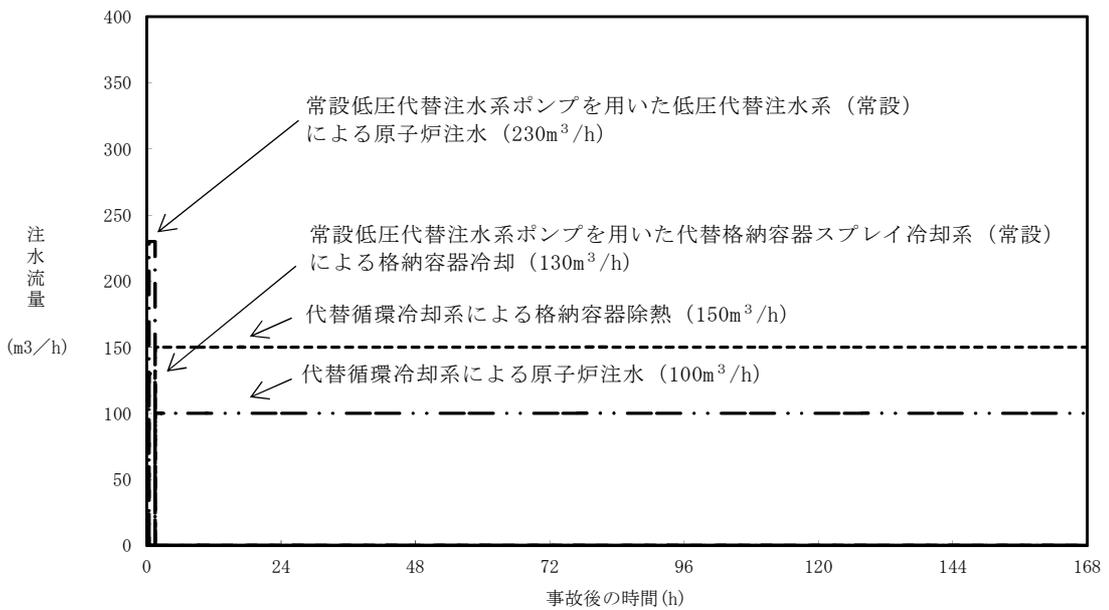
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）



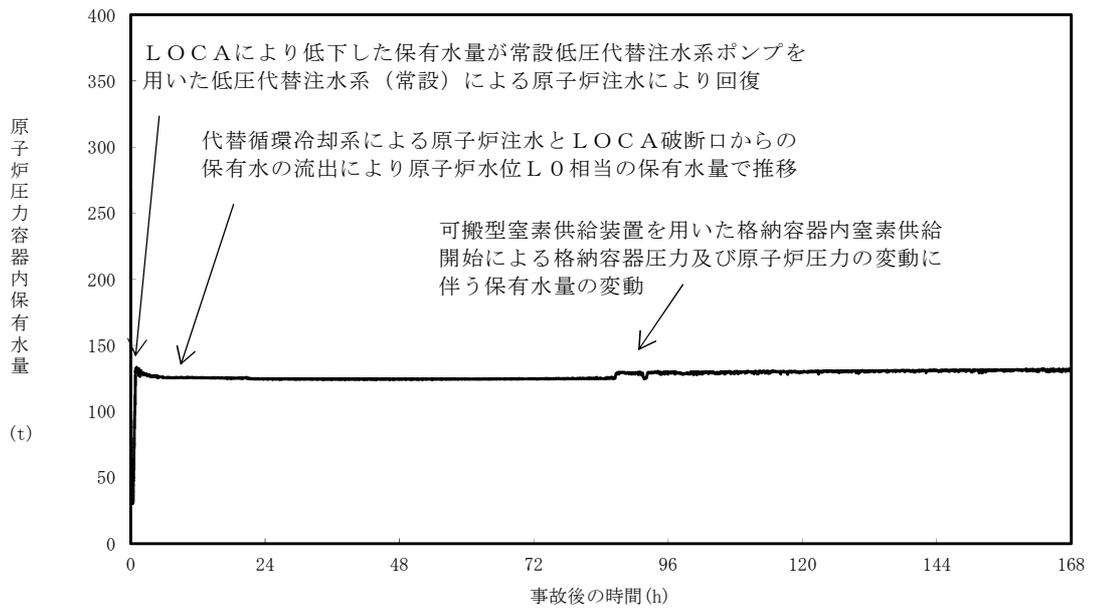
第 3. 1. 2-3 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）の作業と所要時間（1/2）



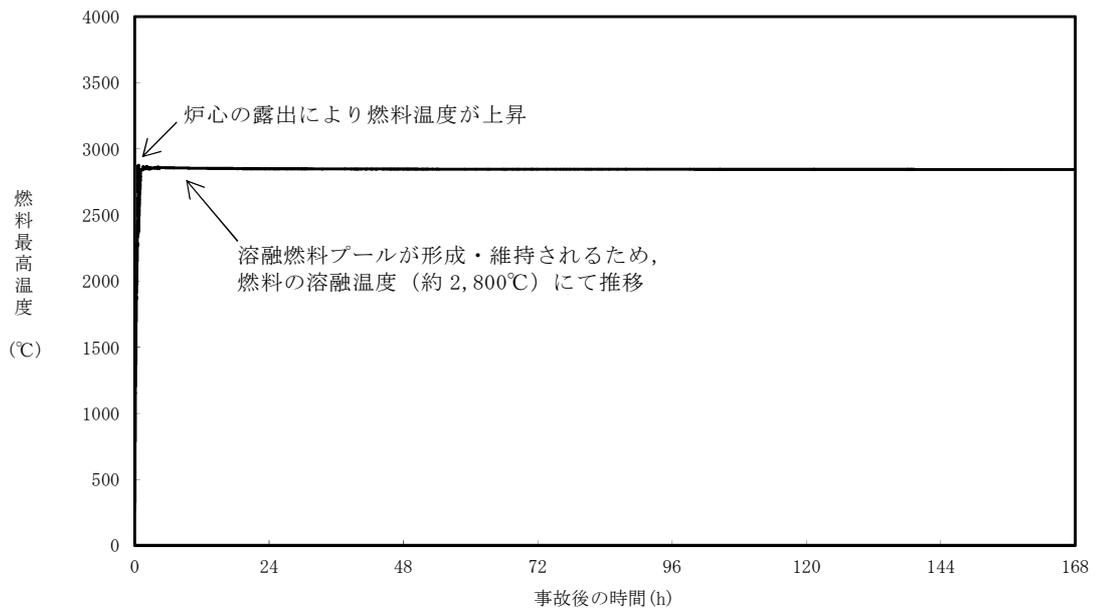
第 3. 1. 2-4 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



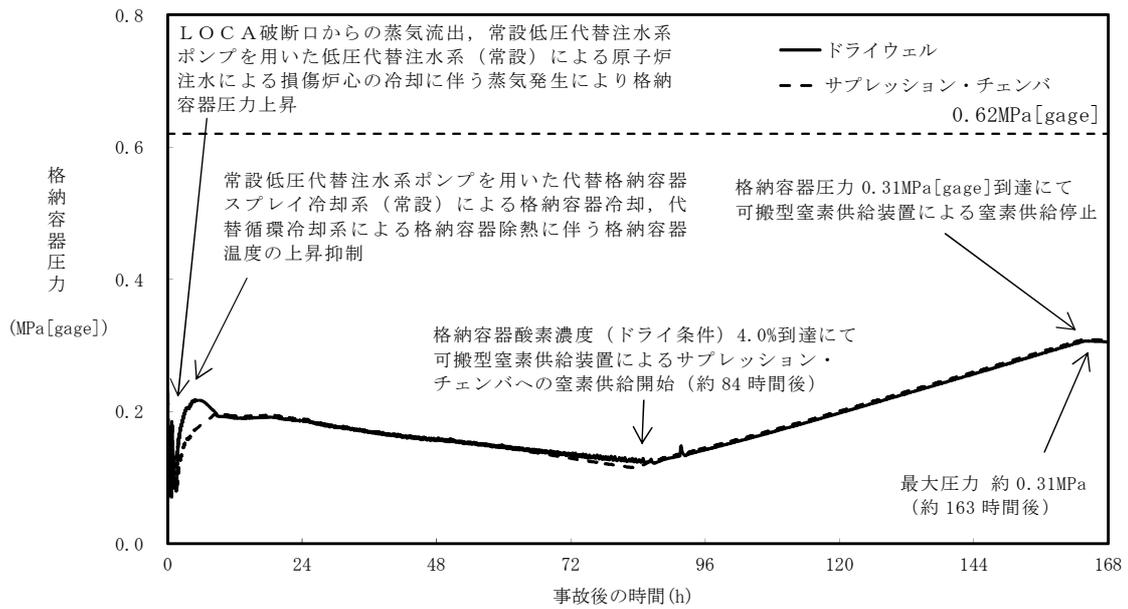
第 3. 1. 2-5 図 注水流量の推移



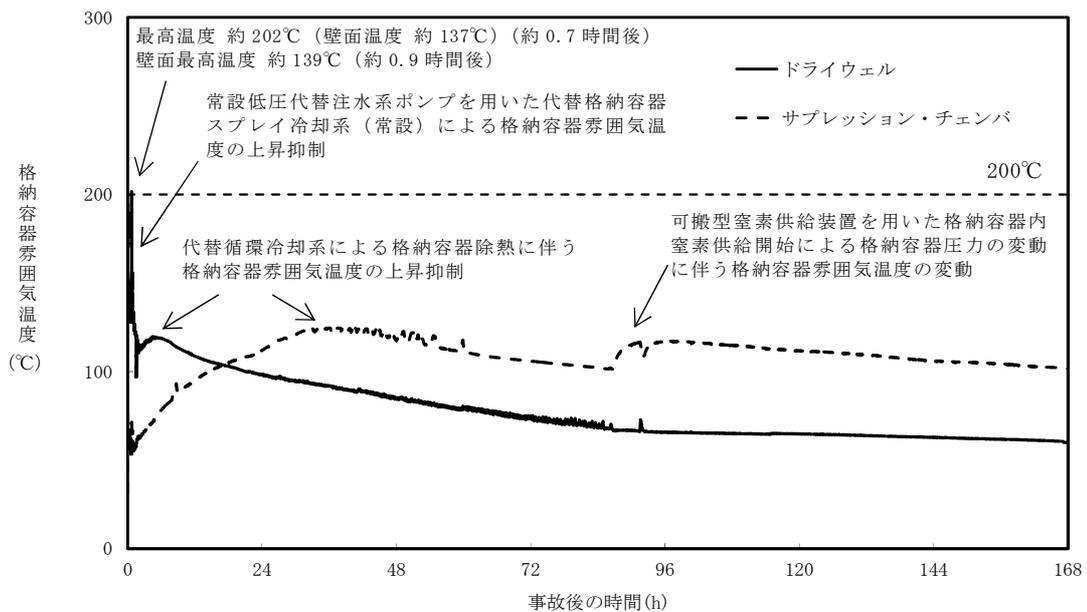
第 3.1.2-6 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



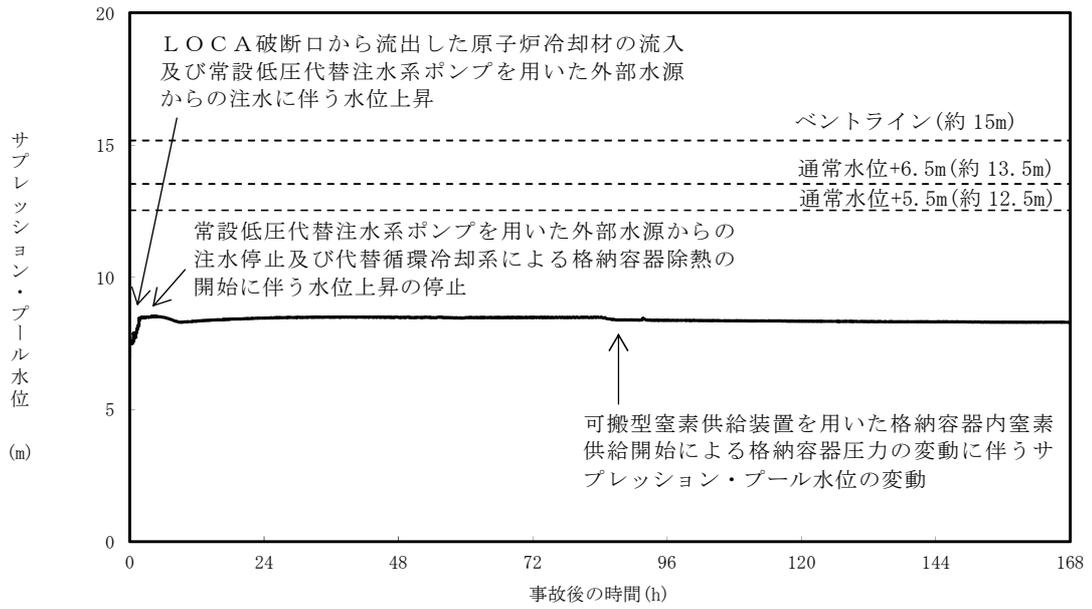
第 3.1.2-7 図 燃料最高温度の推移



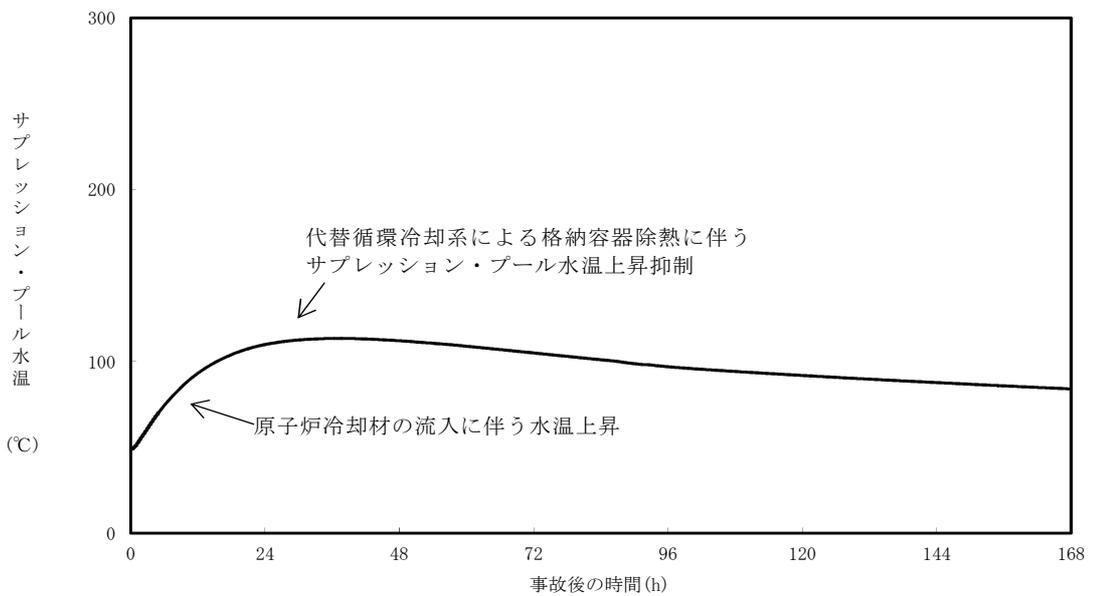
第 3. 1. 2-8 図 格納容器圧力の推移



第 3. 1. 2-9 図 格納容器雰囲気温度の推移



第 3. 1. 2-10 図 サプレッション・チェンバプール水位の推移



第 3. 1. 2-11 図 サプレッション・チェンバプール水温の推移

炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

炉心損傷後における重大事故等対処設備による注水や除熱の考え方を以下に示す。

1. 期待する重大事故等対処設備について

非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失し炉心損傷に至った場合、重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、格納容器下部注水系（常設）及び代替循環冷却系の機能に期待し、炉心損傷の進展防止及び格納容器破損防止を図る手順としている。これらの系統の主な特徴を第1表に示す。

第1表 注水及び除熱手段の特徴

系統	注水先	ポンプ	水源
低圧代替注水系（常設）	原子炉圧力容器	常設低圧代替注水系ポンプ	代替淡水貯槽
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	ドライウエル		
格納容器下部注水系（常設）	ペDESTAL（ドライウエル部）		
代替循環冷却系	原子炉圧力容器	代替循環冷却系ポンプ	サプレッション・プール
	ドライウエル		
	サプレッション・プール		

2. 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損前後の注水及び除熱の考え方

(1) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統

a. 炉心損傷後の対応について

炉心損傷を判断した後は、補機系が不要であり短時間で注水が可能で低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する手順としている。また、原子炉注水ができない場合においても、注

水手段の確保に努めることとしている。したがって、炉心損傷前後ともに原子炉注水を優先する対応方針に違いはないが、事象進展の違いによって以下の異なる手順となる。

- ① L O C A時に炉心が損傷した場合は、ヒートアップした炉心へ原子炉注水を実施することにより、炉内で発生する過熱蒸気がドライウエルに直接放出されドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇する。そこで、格納容器の健全性を確保するために、L O C A時に炉心損傷を判断した場合には、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるドライウエルスプレイを同時に実施する手順とする。この場合の原子炉注水とドライウエルスプレイの優先順位は、格納容器の破損を防止するためドライウエルスプレイを優先させることとする。
- ② L O C A時に炉心が損傷し原子炉注水が実施できない場合は、いずれはリロケーションに伴う熔融炉心と原子炉圧力容器下部プレナム水との接触による発生蒸気がドライウエルに放出され、ドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇することを踏まえて、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるドライウエルスプレイを実施する手順とする。

b. 原子炉圧力容器破損前の対応について

- ③通常運転時からペDESTAL（ドライウエル部）水位を1mに維持する構造としているが、炉心損傷判断後は、原子炉圧力容器破損時の熔融炉心の冷却を考慮し、格納容器下部水位を確実に1m確保するために格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施する手順とする。

c. 原子炉圧力容器破損後短期の対応について

- ④原子炉圧力容器破損を検知した後は、溶融炉心とペデスタル（ドライウエル部）に存在する水との相互作用により、ドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇するため、原子炉圧力容器破損を判断した場合は代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるドライウエルスプレイを優先して実施する手順とする。
- ⑤ドライウエルスプレイを開始した後、ペデスタル（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却維持のため、格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）注水を実施する手順とする。

d. 本システムの停止及び一時的な運転について

- ⑥本システムは外部水源を用いた手段であり、本システムの運転継続によりサプレッション・プール水位が上昇する。そこで、代替循環冷却系による原子炉注水やドライウエルスプレイを開始すれば、本システムによる原子炉注水やドライウエルスプレイを停止する。
- ⑦ただし、代替循環冷却系による原子炉注水やドライウエルスプレイを実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるドライウエルスプレイを一時的に実施する手順とする。

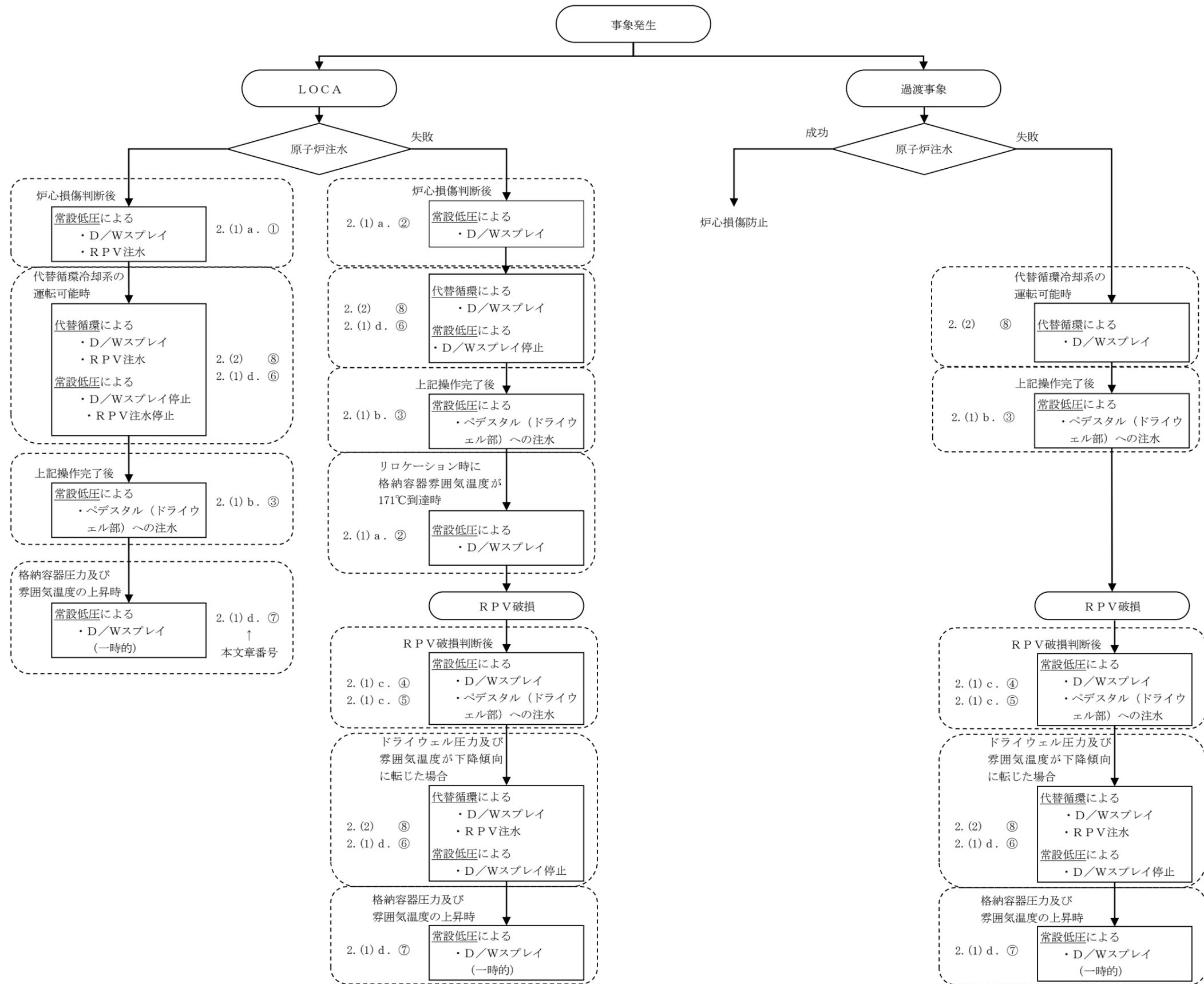
(2) 代替循環冷却系

- ⑧代替循環冷却系は残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等の補機系の起動後に期待できるシステムであり運転開始までに一定の時間を要するが、内部水源であるため本システムの運転継続によりサプレッション・プール水位は上昇しない。したがって、起

動が可能となった時点で本システムを運転開始する手順とし、サブレーション・プール水位の上昇を抑制しつつ、原子炉注水やドライウェルスプレイを実施することで、損傷炉心の冷却や格納容器の冷却及び除熱を実施することとする。

3. 各事象の対応の流れについて

炉心損傷に至る事象としては、格納容器への原子炉冷却材流出の有無により L O C A 又は過渡事象が考えられ、その後の進展としては初期に原子炉注水に成功する場合と成功しない場合が考えられる。これらの事象進展の対応の流れを第 1 図に示す。



第1図 各事象の対応の流れ

添付 3.1.2.1-5

原子炉水位不明時の対応について

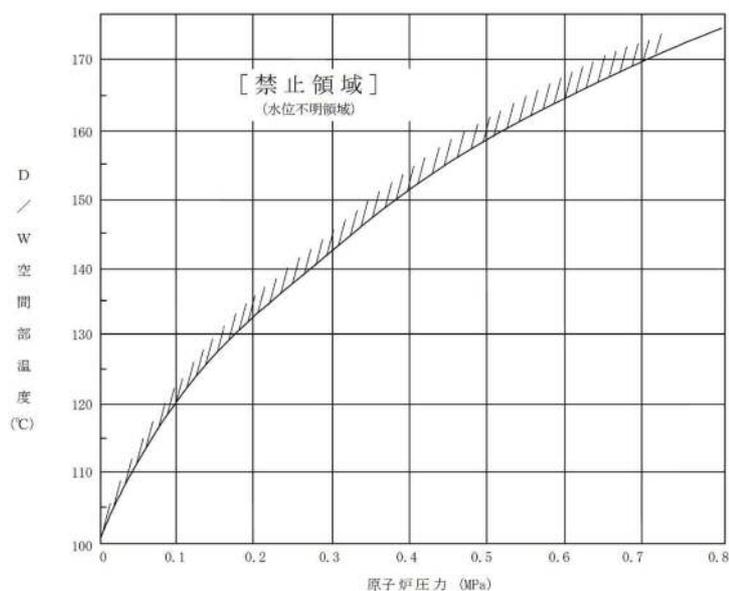
1. 概要

重大事故等対処設備とする原子炉水位計は、原子炉水位（S A 広帯域）及び原子炉水位（S A 燃料域）があり、それぞれの計測範囲で原子炉压力容器内の水位を確認する。

2. 水位不明判断条件

以下の場合、原子炉水位不明と判断する。

- a. 原子炉水位指示計の電源が喪失した場合
- b. 原子炉水位計の指示に「バラツキ」があり、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることが判定できない場合
- c. ドライウェル空間部温度が、原子炉压力容器飽和温度に達した場合（不測事態「水位不明（C 3）」の中で定める水位不明判断曲線で水位不明領域に入った場合）



第 1 図 水位不明判断曲線

3. 有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」
における水位不明時の対応について

有効性評価の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では、原子炉冷却材喪失（大破断LOCA）により、第1図に示す水位不明領域となるため、運転員は水位不明を判断する。

この場合、炉心損傷判断後の対応手順に従い、原子炉停止後の経過時間に応じた必要注水時間の継続注水を実施しシュラウド内水位回復に必要な注水量（原子炉水位LOまで回復させるため必要な注水量）を注水することで、原子炉水位LO以上の水位回復を判断する。

4. 炉心損傷後における水位不明判断時の対応手順について

上記のとおり、炉心損傷後の対応手順として、LOCA時に水位不明を判断し外部水源に期待した原子炉注水を実施する場合には、手順に従い、第1表に示す原子炉水位LOまで水位回復させるために必要な注水時間を $230\text{m}^3/\text{h}$ 以上で継続して注水する。原子炉水位LO到達後に崩壊熱相当以上の注水を実施する場合には、原子炉に持ち込んだ水がLOCA破断口から格納容器へ流出しサプレッション・プール水位の上昇につながるため、格納容器冷却停止及び格納容器ベントの時間が早まる。そのため、原子炉水位LO到達までに必要な注水時間の注水を実施後は、格納容器ベントを可能な限り遅延させ環境への影響を低減させるため、崩壊熱相当の注水とする。

なお、サプレッション・プールを水源とした原子炉注水に切り替える場合には、崩壊熱相当の注水流量には変更せず、所定の流量での注水を継続する。

第1表に示す必要注水時間は、原子炉底部から原子炉水位LOまでに冠水させるために必要な注水量に加え、注水開始時点での崩壊熱除去に必要な注

水量を考慮し設定した。

第1表 水位不明時に必要注水時間（L O C A）

原子炉水位L O 到達までに必要な注水時間 (注水流量230m ³ /h以上)	
原子炉注水開始時間 (原子炉停止後の経過時間)	注水時間
5分～	55分
10分～	50分
15分～	45分
25分～	40分
1時間～	35分
12時間～	30分

常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について

1. 常設低圧代替注水系ポンプの機能

常設低圧代替注水系ポンプは以下の 5 つの機能に期待している。

- ・ 原子炉水位を維持し炉心損傷の防止及び炉心損傷の進展を防止するための低圧代替注水機能
- ・ 格納容器の過圧・過温破損防止のための代替格納容器スプレイ機能
- ・ 格納容器内での損傷炉心の冷却のためのペDESTAL(ドライウェル部)注水機能
- ・ 格納容器のトップヘッドフランジ部からの漏えいを防止するための格納容器頂部注水機能
- ・ 使用済燃料プール水位を維持し燃料損傷を防止するための注水機能

2. 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保について

(1) 単一の機能に期待する場合

常設低圧代替注水系ポンプは、各注水先の最大流量を包絡する注水量を確保できる設計としている。

常設低圧代替注水系ポンプにより注水する際の系統構成は、中央制御室からの遠隔操作により行い、現場操作は不要である。また、各注水先へ注水する際の操作の相違点は、開操作する弁の違いのみであり、各弁の操作も中央制御室からの遠隔操作が可能であることから、困難な操作はない。

このように、常設低圧代替注水系ポンプの単一の機能の確保については問題ないと考えられる。

(2) 複数の機能に期待する場合

常設低圧代替注水系ポンプは、複数個所への同時注水を想定したものとなっており、想定する同時注水の組み合わせで必要流量が確保できる設計としている。また、想定する同時注水の組み合わせで、重大事故等による影響の緩和が可能であることを有効性評価にて示している。

① 原子炉注水と格納容器スプレイ

大破断 L O C A が発生し、非常用炉心冷却設備からの注水に失敗した場合、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを同時に実施する。この場合の最大流量の組み合わせは、原子炉注水 $230\text{m}^3/\text{h}$ 、格納容器スプレイ $130\text{m}^3/\text{h}$ であるが、この条件で炉心の冷却及び格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制できることを有効性評価で確認するとともに、この流量を設計にて考慮している。なお、上記以外の同時注水については、原子炉へは崩壊熱相当での注水となるため、上記注水流量を超えることはない。

② 原子炉注水とペDESTAL（ドライウエル部）注水

大破断 L O C A が発生し非常用炉心冷却設備からの注水に失敗し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイに成功した場合、格納容器スプレイを停止し、原子炉注水とペDESTAL（ドライウエル部）の水張りを実施する。この場合の最大流量の組み合わせは、原子炉注水として崩壊熱相当の流量、ペDESTAL（ドライウエル部）の水張りとして $80\text{m}^3/\text{h}$ であるが、この条件で炉心の冷却及びペDESTAL（ドライウエル部）の必要水位を確保できることを有効性評価にて確認するとともに、この流量を設計にて考慮している。

③ 格納容器スプレイとペデスタル（ドライウエル部）注水

原子炉注水に失敗し、原子炉圧力容器が破損する場合、格納容器スプレイとペデスタル（ドライウエル部）への注水を同時に実施する。この場合の最大流量の組み合わせは、格納容器スプレイ 300m³/h、ペデスタル（ドライウエル部）注水 80m³/h であるが、この条件で格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制並びにペデスタル（ドライウエル部床面）に落下した溶融炉心の冷却等ができることを有効性評価で確認するとともに、この流量を設計にて考慮している。なお、溶融炉心の冷却が進んだ後は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止するため、上記注水流量を超えることはない。

④ その他注水先の組み合わせ

その他の組み合わせとして、格納容器頂部又は使用済燃料プールへの注水が重畳することも考えられる。これら注水先へは、間欠的に注水を行い一定量の水位を維持するため、①、②及び③の最大流量の注水等と異なるタイミング又は系統の余力で注水等を行うため、対応が可能である。

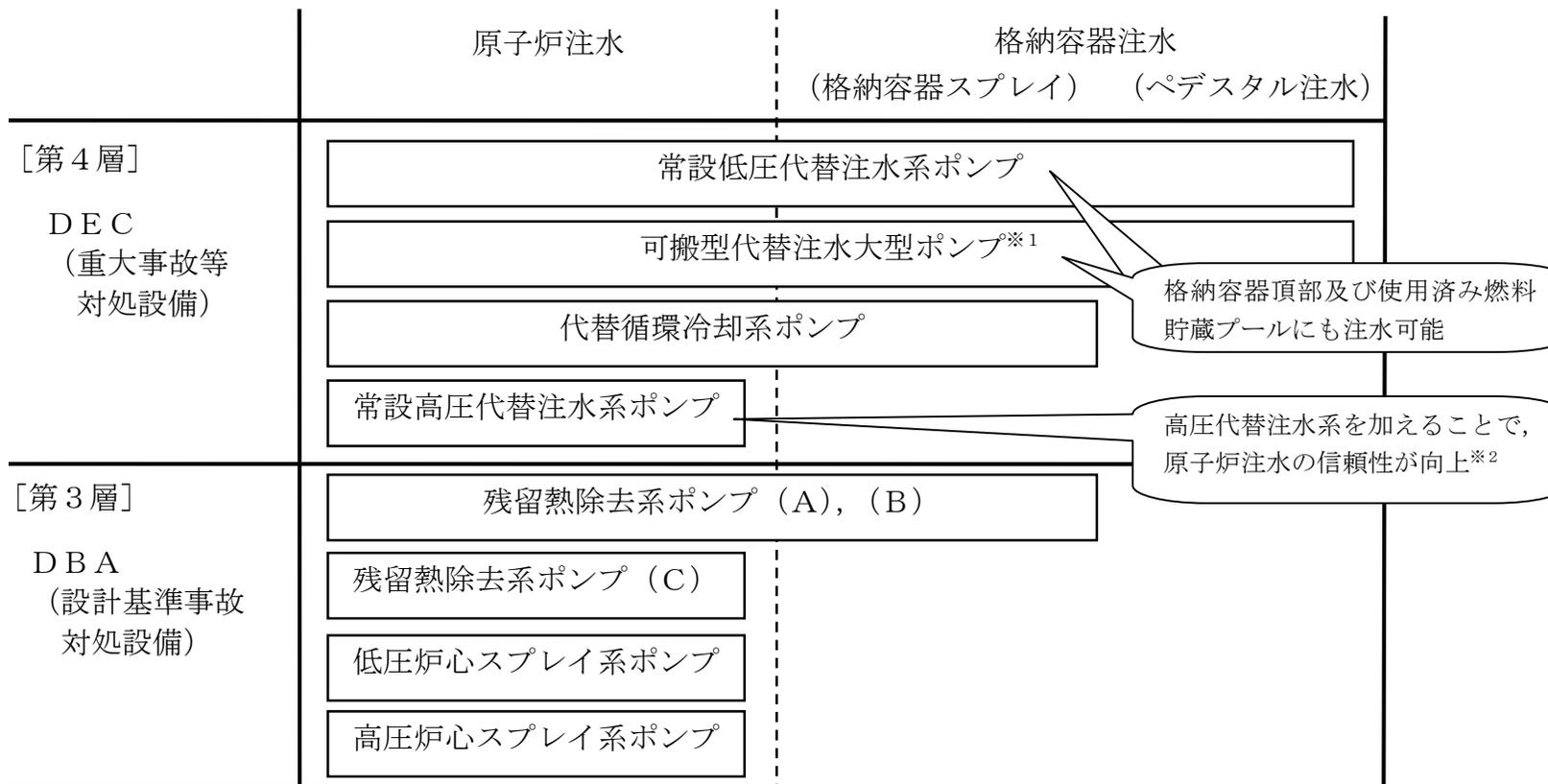
また、複数の注水先に注水するための操作については、各注水先へ注水するための操作に必要な時間を考慮した有効性評価により、炉心冷却や溶融炉心の冷却等ができることを確認している。

以上より、常設低圧代替注水系ポンプの複数の機能の確保についても問題ないと考えられる。

3. 常設低圧代替注水系ポンプの機能の冗長性について

常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水については、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系及び代替循環冷却系

を用いた手段に加え、アクセスルートの確保を確認した後であれば低圧代替注水系（可搬型）によって機能を補うことも可能である。また、格納容器冷却については、代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、ペDESTAL(ドライウェル部)注水については格納容器下部注水系(可搬型)、格納容器頂部注水については格納容器頂部注水系（可搬型）、使用済燃料プール注水については可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）によって機能を補うことも可能である。このように、常設低圧代替注水系ポンプの各機能については冗長性を持たせることで機能強化を図っている。機能強化のイメージを第1図に示す。



※1：可搬型設備でありアクセスルート復旧までは期待できないが、信頼性を向上させている。

※2：TQUV, TW (LUHS, RHR機能喪失), SBO等の一次圧力バウンダリの喪失 (LOCA等) を除く事故に対して初期炉心冠水維持が可能

第1図 第3層及び第4層にて期待する注水設備

原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について

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・加温破損）」における有効性評価において、厳しい事象を想定した場合でも、格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。

原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系で構成）が起動している場合は、原子炉建屋内は負圧となるため、原子炉建屋から大気への漏えいは無く、原子炉建屋内の放射性物質は原子炉建屋ガス処理系を經由して排気筒から大気中に放出される。一方、原子炉建屋ガス処理系が停止している場合は、放射性物質は原子炉建屋から大気へ漏えいする。本有効性評価では、排気筒からの放出による放射性物質の大気拡散効果に期待するため、電源確保等を実施した後に、原子炉建屋ガス処理系を起動することを想定している。

本有効性評価では格納容器は健全であると評価していることから、格納容器内の放射性物質は、格納容器圧力に応じて原子炉建屋へ漏えいする。漏えいした放射性物質の一部は、原子炉建屋内での重力沈降等に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられる。また、原子炉建屋内の換気空調系が停止している場合は、原子炉建屋内外における圧力差が生じにくく、原子炉建屋内外での空気のやりとりは多くないと考えられるため、漏えいした放射性物質の一部は原子炉建屋内に滞留し、時間減衰すると考えられる。

これらのことから、格納容器の健全性が維持されており、原子炉建屋の換気空調系が停止している場合は、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質の一部は、原子炉建屋内で沈着又は時間減衰するため、大気中への放出量は格納容器からの漏えい量より少なくなると考えられる。

しかし、本評価では、上述の状況によらず、原子炉建屋ガス処理系が起動するまでの間、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は、即座に原子炉建屋から大気中へ漏えいするものとして、放出量を保守的に評価する。

1. 評価条件

- (1) 格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「大破断LOCA+高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗+全交流動力電源喪失」において、代替循環冷却系により格納容器除熱を実施する場合について評価する。
- (2) 格納容器からの漏えい率は、MAAP解析上で格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、開口面積は以下のように設定する。

- ・ 1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/日相当^{※1}
- ・ 1~2Pd : 2Pdで1.3%/日相当^{※2}

※1 設計漏えい率

※2 AECの式等に基づく

- (3) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、原子炉建屋ガス処理系の起動前は、格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとし（漏えい率無限大）、原子炉建屋ガス処理系の起動後は漏えい率を1回/日（設計値）とする。また、原子炉建屋ガス処理系の起動時間は、事象発生2時間後（起動操作時間（115分）+負圧達成時間（5分）^{※3}）とする。

※3 原子炉建屋ガス処理系の起動に伴い原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定

- (4) 非常用ガス処理系は、フィルタを通して原子炉建屋内の放射性物質を大気へ放出するため、フィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする（DF=1）。

- (5) 原子炉建屋から大気への漏えい量を保守的に見積もる観点から、原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での沈着による除去効果も考慮しない。

2. 評価結果

原子炉建屋から大気中への放射性物質（ $Cs-137$ ）の漏えい量は7日間で約7.4TBqであり、評価項目の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日間における大気中への $Cs-137$ の漏えい量を評価しており、第1表のとおり、いずれの場合においても100TBqを下回っている。

第1表 原子炉建屋から大気中への放射性物質（ $Cs-137$ ）の漏えい量

事象発生7日間	事象発生30日間	事象発生100日間
約7.4TBq	約●TBq	約●TBq

格納容器漏えい率の設定について

格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、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設定している。

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（310kPa[gage]（1Pd））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。

ただし、MAAP解析においては、よう素の化学組成について考慮されておらず、全て粒子状よう素として扱われることから、無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率は別途設定する。

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%/day）を基に算出した等価漏えい面積（約 $3 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）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、2Pdで漏えい率1.3%/dayとなる等価漏えい面積（約 $7 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）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。

2Pdにおける漏えい率1.3%/dayは、以下のAECの評価式、GEの評価式及び定常流の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。これらの式は、設計基準事故の原子炉冷却材喪失事象において格納容器漏えい率の評価に用いている理論式^{*1}である。格納容器内圧力（2Pd）及び温度（200℃）までは、事故後7日間に渡り、格納容器本体並びに開口部及び

貫通部の健全性が確保されていることを確認していることから、これらの理論式を用いて格納容器内圧力（2Pd）及び温度（200℃）における漏えい率を設定することは可能と判断した。

○A E C の評価式

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

L	事故時の格納容器漏えい率（2Pd）	【1.28%/day】
L_0	設計漏えい率（0.9Pd）	【0.5%/day】
P_t	事故時の格納容器内圧力（2Pd）	【721kPa[abs]】
P_d	設計圧力（0.9Pd）	【380kPa[abs]】
P_a	格納容器外の圧力（大気圧）	【101.325kPa[abs]】
R_t	事故時の気体定数 ^{*2}	【523.7J/Kg・K】
R_d	空気の気体定数	【287J/Kg・K】
T_t	事故時の格納容器内温度（200℃）	【473.15K】
T_d	設計格納容器内温度（20℃）	【293.15K】

○GE の評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

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

L	: 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【0.51%/day】
L ₀	: 設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/day】
P _t	: 事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721kPa[abs]】
P _d	: 設計圧力 (0.9Pd)	【380kPa[abs]】
P _a	: 格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa[abs]】

○定常流の式

$$L = L_0 \sqrt{\frac{\rho_d(P_t - P_a)}{\rho_t(P_d - P_a)}}$$

L	: 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【0.93%/day】
L ₀	: 設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/day】
ρ _t	: 事故時の格納容器内気体の平均密度 ^{※3}	【2.9kg/m ³ 】
ρ _d	: 設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度 ^{※4}	【4.5kg/m ³ 】
P _t	: 事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721kPa[abs]】
P _d	: 設計圧力 (0.9Pd)	【380kPa[abs]】
P _a	: 格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa[abs]】

※1 「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について (平成 16 年 1 月)」 (株式会社 日立製作所)

※2 事故時の気体定数 R_t は、以下の式により算出した。

$$R_t [\text{J}/\text{kg}\cdot\text{K}] = \text{モル気体定数 } 8.314 [\text{J}/\text{K}\cdot\text{mol}] / \text{平均分子量 } M [\text{kg}/\text{mol}]$$

A E C の評価式より、事故時の気体定数が大きくなるほど漏えい率は高くなる。また、上記計算式より、事故時の気体定数は、平均分子量が小さくなるほど大きくなる。事故時の格納容器内は水素、窒素及び水蒸気で構成されるため、分子量の小さい水素の割合が増加するほど平均分子量は小さくなり、結果として事故時の気体定数は大きくなる。平均分子量の設定に当たり、水素、窒素及び水蒸気のガス組成を 34% : 33% : 33% とし、水素の割合 (34%) は、有効性評価 (「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 」) における水素発生量 (約 700kg (内訳: ジルコニウム-水反応 約 324kg, アルミニウム/亜鉛の反応 約 246kg, 水の放射線分解 約 115kg)) を包含した値であることから、保守的な設定であると考え

る。

※3 事故時の格納容器内気体の平均密度 ρ_t は、以下の式により算出した。

$$\rho_t [\text{kg}/\text{m}^3] = \text{平均分子量 } M [\text{kg}/\text{mol}] \times \text{物質質量 } n [\text{mol}] / \text{格納容器体積 } V [\text{m}^3]$$

定常流の式より、事故時の格納容器内気体の平均密度が小さくなるほど漏えい率は大きくなる。また、上記計算式より、事故時の格納容器内気体の平均密度は、平均分子量が小さくなるほど小さくなる。平均分子量は※2 と同じであり、保守的な設定であると考え

※4 設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度 ρ_d は、以下の式により算出した。

$$\rho_d [\text{kg}/\text{m}^3] = \text{乾燥空気密度 (20°C) } 1.205 [\text{kg}/\text{m}^3] \times (P_d [\text{Pa}] / P_a [\text{Pa}])$$

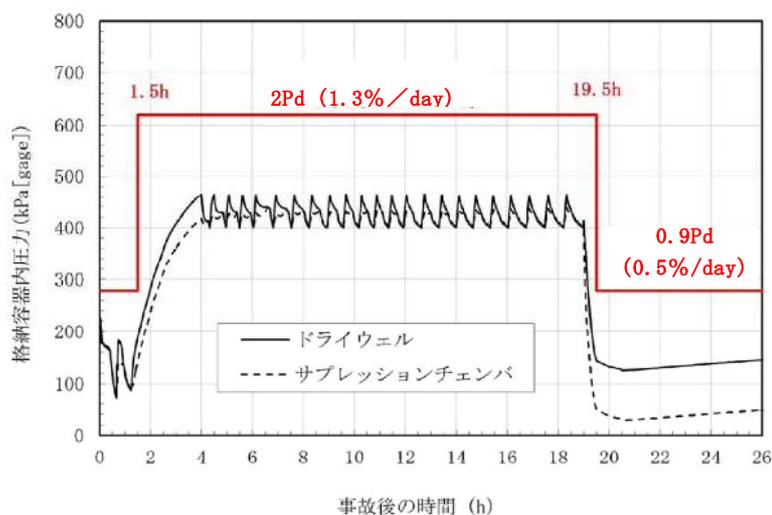
3. 無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率

(1) 無機よう素

他の核種と同様に格納容器圧力に応じて漏えい率が変動すると考えるが、MAAP解析において無機よう素を模擬していないため、MAAP解析結果による格納容器圧力を基に漏えい率を設定する。

漏えい率の設定に当たっては、第1図のとおりMAAP解析結果による格納容器圧力を包絡した格納容器圧力を設定し、その格納容器圧力に対する漏えい率を設定している。

このように設定した漏えい率は、0.9Pd以下で0.5%/day、0.9Pd超過で1.3%/dayを一律に与えるものであり、MAAP解析における漏えい率を包絡した保守的な設定であるとする。



第1図 格納容器圧力と漏えい率の時間変化
(無機よう素の格納容器漏えい率の設定)

(2) 有機よう素

有機よう素についても，無機よう素と同様の漏えい率の設定が可能であるが，有機よう素がガス状として振る舞うこと及び格納容器内での除去効果を受けない点で希ガスに類似していることから，MAAP解析における希ガスと同じ挙動を示すものとし，1.及び2.に基づき漏えい率を設定する。

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 4 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約 9 分後に 1,200℃に到達し、また、事象発生約 27 分後に燃料温度は 2500K（約 2,227℃）に到達する。事象発生約 25 分後からの常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水により、原子炉水位は上昇し、原子炉水位 L 0 相当に維持される。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

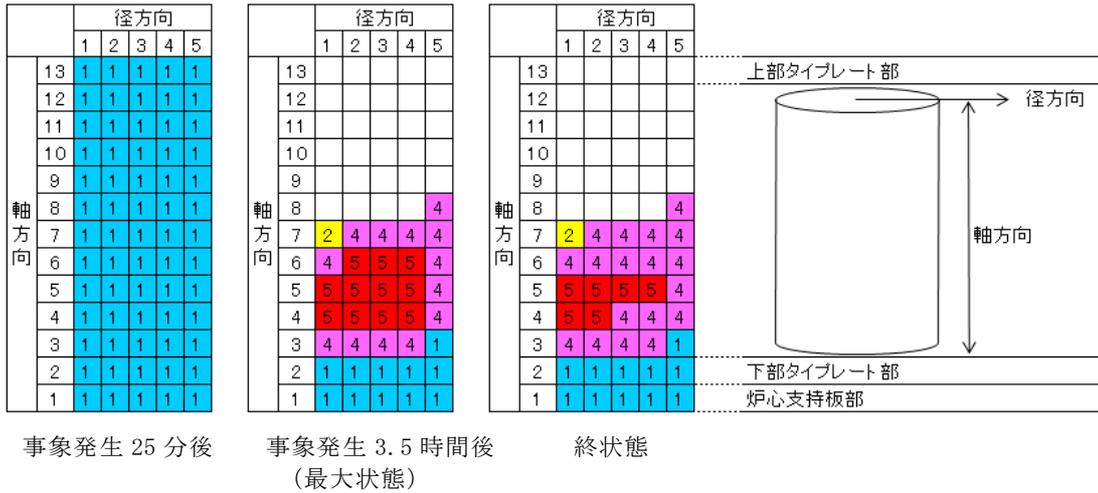
第 1 図に事象発生 25 分後、事象発生約 3.5 時間後（最大状態）及び事象発生 7 日後（終状態）の炉心損傷状態を示す。終状態以降には炉心損傷は拡大しない。

(2) 損傷炉心の位置

第 2 図に炉心位置及び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。第 2 図に示すとおり、炉心は炉心位置に保持される。

(3) シュラウドへの熱影響

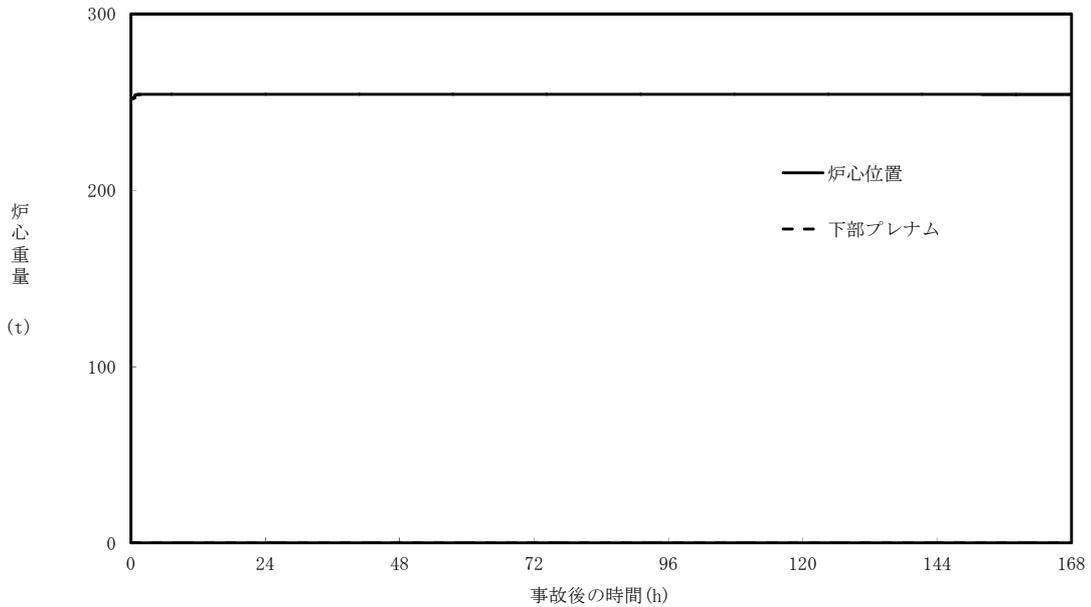
終状態においても、熔融プールは炉心の外周部に至っておらず、シュラウドへの熱影響はない。



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 : 熔融プール状態

第 1 図 炉心の損傷状態



第 2 図 炉心位置及び下部プレナムにおける炉心重量の時間変化

格納容器雰囲気温度が格納容器の健全性に与える影響について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）)

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）」において、格納容器雰囲気温度は、一時的に 200℃を超える評価となっている。ここでは、これが格納容器の健全性に与える影響について考察する。

2. 格納容器の健全性に与える影響について

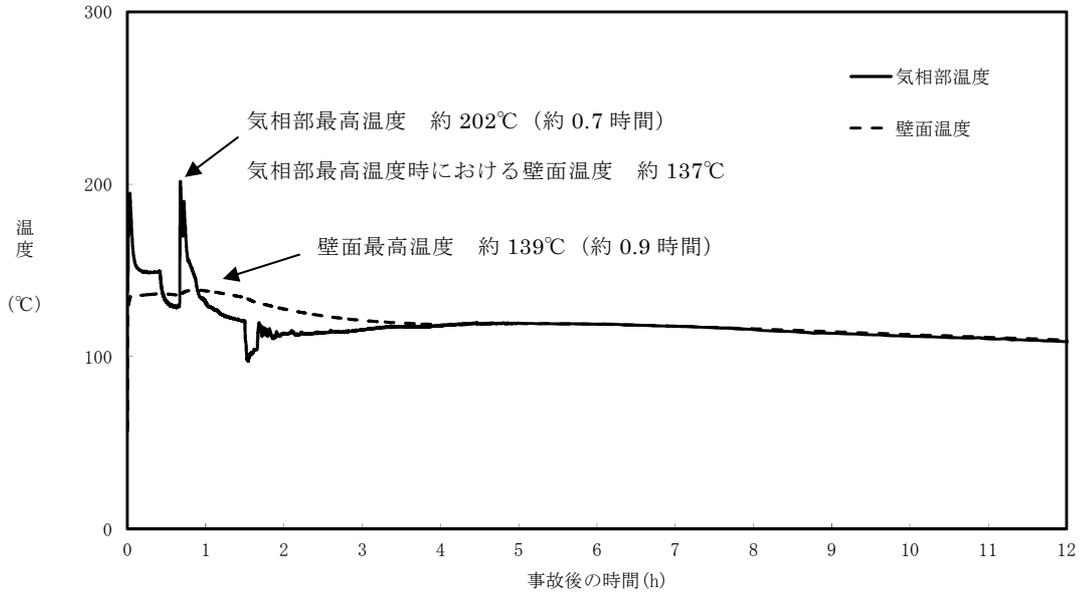
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における格納容器の雰囲気と壁面温度の推移を第 1 図に示す。

事象発生後、破断口から流出する蒸気により、格納容器雰囲気温度が上昇し、格納容器スプレイの実施により、温度上昇は抑制されるものの、一時的に評価項目である 200℃以上に到達する評価となる。

格納容器温度によって健全性への影響を受ける部位としては、フランジ部等に用いられているシール材であると考えられる。シール材は格納容器壁面温度に近い雰囲気に曝されるため、第 1 図に示す通り、雰囲気温度が一時的に 200℃を超えたとしてもシール材温度が 200℃に到達することはない。シール材については、「東海第二発電所 格納容器限界温度・圧力に関する評価結果」において、格納容器内を 200℃、2Pd に模擬したシール材性能試験にて 7 日間の格納容器の閉じ込め機能を評価しているため問題ない。

3. まとめ

格納容器雰囲気温度は 200℃を若干超えるものの、壁面温度は 200℃以上には到達しない。このため、格納容器の健全性に問題はない。



第1図 格納容器雰囲気温度と壁面温度の推移

安定状態について（代替循環冷却系を使用する場合）

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」時の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。

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（代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置）により，格納容器圧力及び雰囲気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の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】

原子炉安定状態の確立について

低圧代替注水系（常設）におけ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。

格納容器安定停止状態の確立について

炉心冷却を継続し，事象発生から 90 分後に代替循環冷却系による格納容器除熱を開始することで，格納容器圧力及び雰囲気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，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】

上記の格納破損防止対策により安定状態を維持できる。

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

（添付資料 2. 1. 1 別紙 1 参照）

格納容器内に存在するアルミニウム／亜鉛の反応により
発生する水素の影響について

1. はじめに

格納容器内では配管の保温材等にアルミニウムを使用しており、サブプレッション・プール pH 制御装置により注入される水酸化ナトリウムが格納容器内に存在するアルミニウムに被水すると化学反応により水素が発生する。

また、格納容器内のグレーチングには亜鉛メッキが施されており、亜鉛も同様に水酸化ナトリウムと反応して水素が発生する。

以上の化学反応が、格納容器内の水素発生量及び格納容器圧力上昇に与える影響を評価する。なお、実際に水酸化ナトリウムと反応する金属は、格納容器スプレイの飛散範囲と考えられるが、保守的に格納容器内全ての亜鉛とアルミニウムが反応し、水素が発生するとして評価を行う。



2. 影響評価

(1) 格納容器内アルミニウム量及び亜鉛量

格納容器内でアルミニウムを使用している構造物は配管保温材等であり、重量は約 1027kg である。

一方、格納容器内で亜鉛を使用している構造物はグレーチングの亜鉛メッキ等であり、重量は約 4244kg である。

(2) アルミニウム及び亜鉛と水酸化ナトリウムの化学反応による水素発生量

a. アルミニウムと水酸化ナトリウムの化学反応によって発生する水素量

式(a)より, アルミニウム 1mol に対して水素発生量は 1.5mol であり, アルミニウムの原子量が 27, 水素の原子量が 2 であるため, アルミニウム 9kg に対して水素 1kg 発生する。

b. 亜鉛と水酸化ナトリウムの化学反応によって発生する水素量

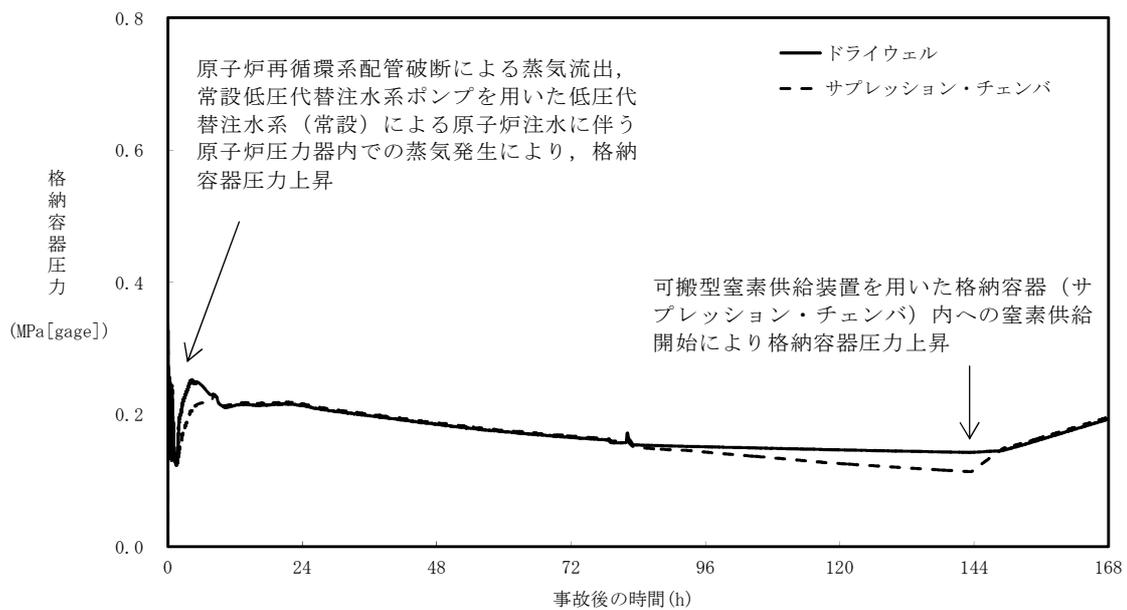
式(b)より, 亜鉛 1mol に対して水素発生量は 1mol であり, 亜鉛の原子量が 65.4, 水素の原子量が 2 であるため, 亜鉛 32.7kg に対して水素 1kg 発生する。

以上より, 格納容器内全てのアルミニウム及び亜鉛が水酸化ナトリウムと反応した場合, アルミニウムとの反応により約 115kg, 亜鉛との反応により約 131kg の合計約 246kg の水素が発生する。

3. 発生する水素の圧力上昇による影響

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) (代替循環冷却系を使用する場合)」シーケンスにおいて, 事象初期から 246kg 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。

第 1 図に示すとおり, 格納容器スプレイによって圧力抑制することが可能である。また, 90 分後に代替循環冷却系の起動によって, 格納容器圧力は降下し, 評価項目である最高使用圧力の 2 倍 (0.62MPa [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アルミニウム及び亜鉛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。



第 1 図 格納容器圧力の推移

4. 水素燃焼への影響について

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

5. まとめ

格納容器内に存在するアルミニウム及び亜鉛が全て反応することを想定すると、約 246kg の水素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、崩壊熱により発生する蒸気の影響が大きいいため、アルミニウム及び亜鉛の反応により発生する水素は、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 のドライウエル内は窒素により

不活性化されており，本反応では酸素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，本反応による水素発生量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

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合))

第1表 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(1/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル(原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル(炉心熱水モデル) 溶融炉心の挙動モデル(炉心ヒートアップ)	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。 CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。 炉心ヒートアップ速度の増加(被覆管酸化の促進)を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響を確認した。 ・TQUV、大破断 LOCA シーケンスとともに炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。 ・下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。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、炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作については、高圧・低圧注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(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。 また、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作については、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はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性が確認されている。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、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				
	燃料被覆管酸化				
	燃料被覆管変形				
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル(炉心水位計算モデル)	TQUX シーケンス及び中小破断 LOCA シーケンスに対して、MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないこと等から、水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり、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。 原子炉注水操作については、高圧・低圧注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(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。
気液分離(水位変化)・対向流					
原子炉圧力容器	ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)	安全系モデル(非常用炉心冷却系) 安全系モデル(代替注水設備)	入力値に含まれる。	「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。

第1表 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(2/2)

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
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℃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、実機体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	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。本評価事故シナリオでは、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、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。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。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。
	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	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ない。	「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。
	サブプレッション・プールの冷却	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。
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。 ・TQVU、大破断 LOCA シナリオとともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。 	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、リロケーション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。	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。
	構造材との熱伝達				
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、FP 放出の開始時間をよ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 FP 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。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シナリオでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シナリオでは、代替循環冷却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。
格納容器 (炉心損傷後)	格納容器内 FP 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正に評価できることを確認した。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは 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正に評価できることを確認している。本評価事故シナリオでは、炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP 挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは 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正に評価できることを確認している。本評価事故シナリオでは、代替循環冷却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。

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(1/4)

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	原子炉熱出力	3, 293MW	約 3, 279MW～ 約 3, 293MW (実績値)	定格原子炉熱出力として設定 原子炉熱出力のゆらぎを考慮した最確条件を包絡できる条件	最確条件とした場合には、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合には、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6. 93MPa[gage]	約 6. 91～約 6. 94MPa[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、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	通常運転水位 (セパレータスカート 下端から+126cm)	通常運転水位 (セパレータスカート 下端から約+122cm～ 約+132cm) (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、原子炉スクラム 10 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 3m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 40mm であり非常に小さい。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム 10 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 3m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 40mm であり非常に小さい。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	炉心流量	48, 300t/h (定格流量 (100%))	定格流量の 約86%～約104% (実績値)	定格流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に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するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に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)	装荷炉心ごと	9×9燃料(A型)と9×9燃料(B型)は、熱水力的な特性はほぼ同等であり、燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されることから、代表的に9×9燃料(A型)を設定	最確条件とした場合には、9×9燃料のA型又はB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、9×9燃料のA型又はB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に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。
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 燃焼度 33GWd/t	燃焼度 33GWd/t 以下 (実績値)	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため、1サイクルの運転期間(13ヶ月)に調整運転期間(約1ヶ月)を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定	最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりもおおよそ小さくなるため、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。本評価事故シナリオでは、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。	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おおよそ小さくなるため、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、格納容器圧力及び温度の上昇は代替格納容器スプレッド冷却系(常設)及び代替循環冷却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の判断基準に対する余裕は大きくなる。
	格納容器体積 (ドライウエル)	5, 700m ³	5, 700m ³ (設計値)	設計値を設定	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、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。
	格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部: 4, 100m ³ 液相部: 3, 300m ³	空間部: 約 4, 092m ³ ～ 約 4, 058m ³ 液相部: 約 3, 308m ³ ～ 約 3, 342m ³ (実績値)	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定	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体積(サブプレッション・チェンバ)の液相部の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が6.983mの時の水量は3,300m ³ であるのに対し、ゆらぎ(0.087m)による水量変化は約42m ³ であり、その割合は初期保有水量の約1.3%と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、格納容器体積(サブプレッション・チェンバ)の液相部の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが、ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が6.983mの時の水量は3,300m ³ であるのに対し、ゆらぎによる水量変化(0.087m)は約42m ³ であり、その割合は初期保有水量の約1.3%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。

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(2/4)

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	サブプレッション・プール水位	6.983m (通常運転水位-4.7cm)	約7.000m~ 約7.070m (実績値)	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として, 保安規定の運転上の制限における下限値を設定	最確条件とした場合には, サプレッション・プール水位の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが, ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば, サプレッション・プール水位が6.983mの時の水量は3,300m ³ であるのに対し, ゆらぎによる水量変化(0.087m)は約42m ³ であり, その割合は初期保有水量の約1.3%と非常に小さい。したがって, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, ゆらぎによる格納容器体積(サブプレッション・チェンバ)の液相部の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば, サプレッション・プール水位が6.983mの時の水量は3,300m ³ であるのに対し, ゆらぎ(0.087m)による水量変化は約42m ³ であり, その割合は初期保有水量の約1.3%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。
	サブプレッション・プール水温	32℃	約15℃~約32℃ (実績値)	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として, 保安規定の運転上の制限における上限値を設定	最確条件とした場合は, 解析条件で設定している水温よりも低くなるため, 格納容器圧力の上昇が遅くなる。本評価事故シナリオでは, 格納容器圧力及び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。	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のパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器圧力	5kPa[gage]	約2.2~約4.7 kPa[gage] (実績値)	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として, 通常運転時の圧力を包含する値を設定	最確条件とした場合は, 解析条件で設定している圧力よりも小さくなるため, 格納容器圧力が低めに推移する。本評価事故シナリオでは, 格納容器圧力及び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。	最確条件とした場合は, 解析条件で設定している圧力よりも小さくなるため, 格納容器圧力が低めに推移することから, 格納容器ペントに至るまでの時間は長くなるが, 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。
	ドライウエル雰囲気温度	57℃	約25℃~約58℃ (実績値)	ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度を設定	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。本評価事故シナリオでは, 格納容器圧力及び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。	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。
	真空破壊装置	3.45kPa (ドライウエールサブプレッション・チェンバ間差圧)	3.45kPa (ドライウエールサブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値	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, 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。
	外部水源の温度	35℃	35℃以下	格納容器スプレイによる圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温として, 代替淡水貯槽及び水源補給に用いる淡水貯水池の年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定	最確条件とした場合は, 解析条件で設定している水温よりもおおむね低くなるが, 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る。本評価事故シナリオでは, 格納容器圧力及び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。	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おおむね低くなるが, 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, 格納容器の圧力及び温度の上昇は遅くなるが, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	外部水源の容量	約9,300m ³	9,300m ³ 以上 (淡水貯水池+代替淡水貯槽)	淡水貯水池及び代替淡水貯槽の管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日後までに必要な容量を備えており, 水源は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	—
	燃料の容量	約1,010kL	1,010kL以上 (軽油貯蔵タンク+可搬型設備用軽油タンク)	軽油貯蔵タンク及び可搬型設備用軽油タンクの管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日後までに必要な容量を備えており, 燃料は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	—

第2表 解析条件を最確条件とした場合に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(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			
事故条件	起回事象	大破断 LOCA 原子炉再循環系の吸込配管の破断	—	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である原子炉再循環系の吸込配管における両端破断を設定	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 3.1.2.11)	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 0.62MPa [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 3.1.2.11)
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧・低圧注水機能喪失	—	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高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、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(低圧注水系)の機能喪失を設定	—	—
	外部電源	外部電源なし	—	運転員の対応を厳しく見積もる観点から外部電源なしを設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定している	仮に、外部電源がある場合でも、常設低圧代替注水系ポンプの起動のために緊急用母線を受電する必要があるため、注水開始時間は外部電源がない場合と同等となる。本評価事故シナリオでは、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。	仮に、外部電源がある場合でも、常設低圧代替注水系ポンプの起動のために緊急用母線を受電する必要があるため、注水開始時間は外部電源がない場合と同等となることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	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対す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。

第2表 解析条件を最確条件とした場合に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(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			
機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低(レベル3)信号	タービン蒸気加減弁急速閉信号又は原子炉保護系電源喪失	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低(レベル3)にてスクラムするものとして設定	最確条件とした場合には、原子炉熱出力の低下が早くなるため、原子炉冷却材の放出が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。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び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。	最確条件とした場合には、原子炉熱出力の低下が早くなるため、原子炉冷却材の放出が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、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。
	低圧代替注水系(常設)	230m ³ /hで注水	230m ³ /h以上で注水	炉心冷却の維持に必要な流量として設定	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)、原子炉水位の回復が早くなる可能性があるが、原子炉水位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小さい。	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可能性があるが、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。
	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	130m ³ /hでスプレイ	130m ³ /hでスプレイ	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定	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、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。
	格納容器下部注水系(常設)	解析上考慮しない	100m ³ /hで注水	ベDESTAL(ドライウエル部)への水張り水は、格納容器の熱容量を確保するため、格納容器圧力及び温度上昇を保守的に評価する観点から、解析上はベDESTAL(ドライウエル部)注水を考慮していない	ベDESTAL(ドライウエル部)への水張りを実施した場合、水張り水の熱容量により格納容器圧力及び温度の上昇は緩和される。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び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。	ベDESTAL(ドライウエル部)への水張りを実施した場合、水張り水の熱容量により格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなることから、評価項目となるパラメータの判断基準に対する余裕は大きくなる。
	代替循環冷却系	循環流量は全体で250m ³ /hとし、原子炉へ100m ³ /h、格納容器スプレイへ150m ³ /hにて流量分配	循環流量は全体で約250m ³ /hとし、原子炉へ約100m ³ /h、格納容器スプレイへ約150m ³ /hにて流量分配	炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	実際の注水量は解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器の圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなる。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び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。	実際の注水量は解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、格納容器の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。
	緊急用海水系	約14MW(サブプレッション・プール水温度100℃、海水温度32℃において)	約14MW以上(サブプレッション・プール水温度100℃、海水温度32℃以下において)	代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定	最確条件とした場合には、海水温度がおおむね低めとなり除熱性能が向上するため、格納容器圧力及び温度の上昇の抑制効果は大きくなる。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び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。	最確条件とした場合には、海水温度がおおむね低めとなり除熱性能が向上するため、格納容器圧力及び温度の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。

第3表 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (1/2)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等	
	解析条件	条件設定の考え方						
操作条件	<p>常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作</p> <p>(以下「低圧代替注水系(常設)等起動操作」という。)</p>	<p>事象発生 25 分後</p>	<p>操作所要時間を踏まえて設定</p>	<p>【認知】 中央制御室にて、外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断し、これにより、常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作及び低圧代替注水系(常設)等の起動操作を開始する手順としている。この認知に係る時間として10分間を想定しているため、認知遅れにより操作時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 中央制御室での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 中央制御室での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】 非常用ディーゼル発電機等の手動復旧操作(失敗)、常設代替高圧電源装置の起動操作、緊急用母線の受電操作、低圧代替注水系(常設)等起動操作を行う運転員の操作内容及び操作所要時間は以下のとおり。これらの作業は一連の操作として行うため、操作所要時間は最長で15分間となる</p> <ul style="list-style-type: none"> ●非常用ディーゼル発電機等の手動起動操作(失敗)に係る時間として2分を想定 ●常設代替高圧電源装置の起動操作及び緊急用母線の受電操作として4分を想定 ●低圧代替注水系(常設)等起動操作として9分を想定 <p>【他の並列操作有無】 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>低圧代替注水系(常設)等起動操作は、操作所要時間を踏まえて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。</p> <p>代替循環冷却系起動後、格納容器圧力が400kPa[gage]まで低下した場合、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却を停止する。当該操作開始時間は、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。また、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p>	<p>低圧代替注水系(常設)等起動操作は、操作所要時間を踏まえて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ない。</p>	<p>事象発生から50分後(操作開始時間の25分程度の遅れ)までに常設代替高圧電源装置からの受電操作を行い常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作が開始できれば、評価項目を満足する結果となり、時間余裕がある。</p>	<p>中央制御室における操作のため、シミュレータ(模擬操作含む。)にて訓練実績を取得。解析上においては、低圧代替注水系(常設)等起動操作まで25分としているところ、訓練実績では約25分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。</p>
	<p>緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作</p>	<p>事象発生 90 分後</p>	<p>操作所要時間を踏まえて設定</p>	<p>【認知】 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の非常用高圧系統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、これにより緊急用海水系の起動準備を開始する手順としている。そのため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】 中央制御室における操作は、ポンプ起動、系統構成にかかる時間として緊急用海水系の起動に20分、代替循環冷却系の起動に35分を想定しており、操作時間に余裕を確保している。</p> <p>【他の並列操作有無】 並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>代替循環冷却系運転は事象発生90分後に開始することとしているが、余裕時間を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さい。また、本操作の操作開始時間は、緊急用海水系の準備期間を考慮して設定したものであり、緊急用海水系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p>	<p>緊急用海水系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作開始までの時間は事象発生から90分あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p> <p>なお、本操作が大幅に遅れるような場合でも、格納容器圧力が0.62MPa[gage]に到達するまでの時間は事象発生から約14時間であり、12時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。</p>	<p>中央制御室における操作のため、シミュレータ(模擬操作含む。)にて訓練実績を取得。訓練では緊急用海水系起動に約16分。代替循環冷却系起動に約27分。想定している範囲内で意図している運転操作が実施可能であることを確認した。</p>

第3表 運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（2/2）

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作	格納容器内酸素濃度が4.0%（ドライ条件）到達時	格納容器内酸素濃度がベント基準である4.3%（ドライ条件）到達を防止する観点で設定	格納容器内への窒素供給までの時間は，事象発生から約84時間あり十分な時間余裕がある。	—	—	—	格納容器内への窒素供給は，所要時間115分のところ，訓練実績等により約111分に実施可能なことを確認した。
	タンクローリによる燃料補給操作	事象発生から84時間以降，適宜	可搬型窒素供給装置への給油は，解析条件ではないが，解析で想定している操作の成立や継続に必要な操作・作業。各機器の使用開始時間を踏まえて設定。	可搬型窒素供給装置への給油開始までの時間は，事象発生から約84時間あり十分な時間余裕がある。	—	—	—	可搬型窒素供給装置への燃料補給は，所要時間90分のところ，訓練実績等により約82分に実施可能なことを確認した。

7 日間における水源の対応について

(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)

(代替循環冷却系を使用する場合))

1. 水源に関する評価

① 淡水源 (有効水量)

・代替淡水貯槽：約 4,300m³

2. 水使用パターン

① 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水

事象発生 25 分後，定格流量で代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施する。

炉心水位回復後は，崩壊熱除去に相当する流量で注水する。

代替循環冷却系による原子炉注水が開始される事象発生約 90 分後，常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を停止する。

② 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器スプレイ

事象発生 25 分後から炉心水位回復まで，代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器スプレイを実施する。

代替循環冷却系による格納容器スプレイが開始される事象発生約 90 分後に，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器ス

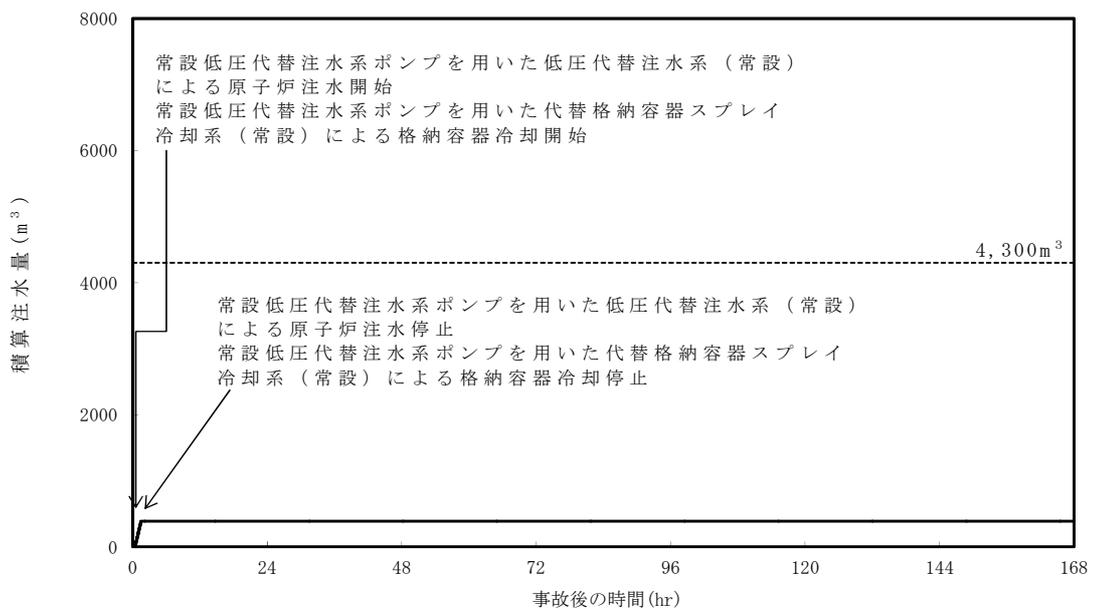
プレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。

3. 時間評価

原子炉注水等によって、代替淡水貯槽の水量は減少する。

事象発生 90 分後までに代替循環冷却系による原子炉注水等を実施し、その後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水等を停止するため、代替淡水貯槽の水量の減少は停止する。

この間の代替淡水貯槽の使用水量は合計約 400m³ である。



第 1 図 外部水源による積算注水量

(雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

（代替循環冷却系を使用する場合）

4. 水源評価結果

時間評価の結果から、7 日間の対応において合計約 400m³ 必要とな

るが、代替淡水貯槽に合計約 4,300m³の水を保有することから必要水量を確保している。このため、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))

(代替循環冷却を使用する場合))

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

時系列	合計	判定
常設代替高圧電源装置 5 台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) $420.0\text{L/h(燃料消費率)} \times 168\text{h(運転時間)} \times 5\text{台(運転台数)}$ $= \text{約 } 352.8\text{kL}$	7 日間の軽油消費量 約 352.8kL	軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり, 7 日間対応可能
可搬型窒素供給装置 1 台起動 (格納容器への窒素供給) $110.0\text{L/h(燃料消費率)} \times 168\text{h(運転時間)} \times 1\text{台(運転台数)}$ $= \text{約 } 18.5\text{kL}$	7 日間の軽油消費量 約 18.5kL	可搬型設備用軽油タンクの容量は約 210kL であり, 7 日間対応可能

常設代替交流電源設備の負荷

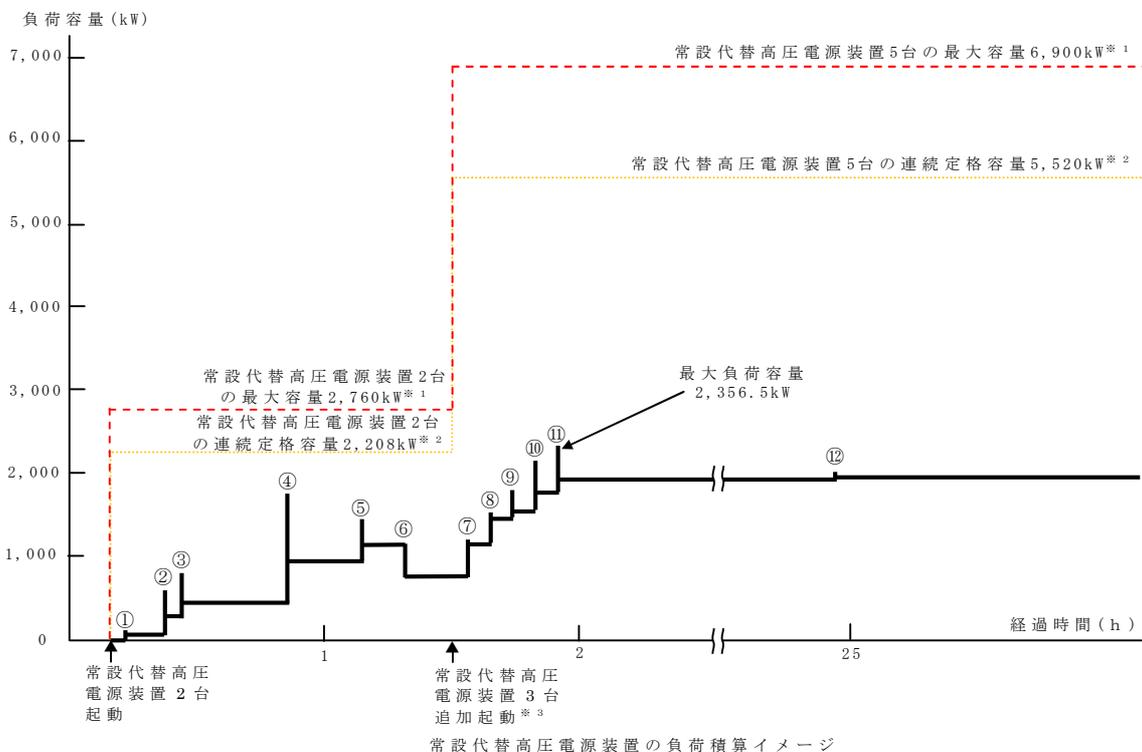
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))

(代替循環冷却系を使用する場合)

主要負荷リスト

【電源設備：常設代替高压電源装置】

起動順序	主要機器名称	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の連続運転負荷容量 (kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器盤 ・その他負荷	24.0 35.6	124.3	59.6
②	常設低圧代替注水系ポンプ	190.0	544.0	249.6
③	常設低圧代替注水系ポンプ	190.0	734.0	439.6
④	緊急用海水ポンプ その他	510.0 10.0	1,775.8	959.6
⑤	代替循環冷却系ポンプ	190.0	1,444.0	1,149.6
⑥	停止負荷 常設低圧代替注水系ポンプ2台	-380	-	769.6
⑦	非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器盤2A ・非常用照明 ・120V A C 計装用電源2A ・その他負荷	47.1 89.0 28.6 224.5	1,205.9	1,158.8
⑧	非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器盤2B ・非常用照明 ・120V A C 計装用電源2B ・その他負荷	35.9 71.2 102.1 103.9	1,495.8	1,471.9
⑨	非常用ガス再循環系ファン 非常用ガス処理系ファン その他負荷 停止負荷	55.0 7.5 78.7 -54.3	1,776.4	1,558.8
⑩	中央制御室空調ファン 中央制御室非常用循環ファン その他負荷	45.1 7.5 165.1	2,138.7	1,776.5
⑪	蓄電池室排気ファン その他負荷	7.5 153.0	2,356.5	1,937.0
⑫	代替燃料プール冷却系ポンプ	22.0	2,016.5	1,959.0



※1：常設代替高压電源装置定格出力運転時の容量 (1,380kW×運転台数=最大容量)
 ※2：常設代替高压電源装置定格出力運転時の80%の容量 (1,380kW×0.8×運転台数=連続定格容量)
 ※3：非常用母線の負荷への給電に伴い、負荷容量が増加するため、常設代替高压電源装置を3台追加起動する

3.1.3 代替循環冷却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、代替循環冷却系を使用しない場合を想定し、代替循環冷却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。

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、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、初期の対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（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格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備する。

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 3.1.3-1 図に、対応手順の概要を第 3.1.3-2 図に、対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策の手順と設備との関係を第 3.1.3-1 表に示す。

(添付 3.1.2.1)

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、必要な要員は初動対応要員 21 名及び事象発生から 2 時間以降に期待する招集要員 5 名である。初動対応要員の内訳は、発電長 1 名、副発電長 1 名、運転操作対応を行う運転員 5 名、通報連絡等を行う災害対策要員 2 名、現場操作を行う重大事故等対応要員 12 名である。招集要員の内訳は、燃料補給作業を行う重大事故等対応要員 2 名、現場手動による格納容器ベント操作を行

う重大事故等対応要員 3 名である。必要な要員と作業項目について第 3.1.3-3 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、初動対応要員 21 名及び招集要員 5 名で対処可能である。

a. 原子炉スクラム，LOCA 発生及び全交流動力電源喪失の確認

原子炉スクラム，LOCA 発生及び全交流動力電源喪失の確認については、「3.1.2.1 a. 原子炉スクラム，LOCA 発生及び全交流動力電源喪失の確認」と同じ。

b. 炉心損傷確認

炉心損傷確認については、「3.1.2.1 b. 炉心損傷確認」と同じ。

(添付 3.1.3.1)

c. 早期の電源回復不能の確認

早期の電源回復不能の確認については、「3.1.2.1 c. 早期の電源回復不能の確認」と同じ。

d. 電源確保操作対応

電源確保操作対応については、「3.1.2.1 d. 電源確保操作対応」と同じ。

e. 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作

常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操

作については、「3.1.2.1 e. 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作」と同じ。

f. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作

水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作については、「3.1.2.1

f. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作」と同じ。

g. 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作

原常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作については、

「3.1.2.1 g. 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作」と同じ。

h. 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作

原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作については、

「3.1.2.1 h. 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作」と同じ。

i. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作

常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作については、「3.1.2.1 k. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作」と同じ。

j. サプレッション・プール pH制御装置による薬液注入操作

サプレッション・プール pH制御装置による薬液注入操作については、「3.1.2.1 l. サプレッション・プール pH制御装置による薬液注入操作」と同じ。

k. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系
(常設) による格納容器冷却操作

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。格納容器の雰囲気冷却するため、格納容器圧力が 0.465MPa[gage]到達を確認した場合は、中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)により格納容器冷却を実施し、格納容器圧力が 0.400MPa[gage]到達により格納容器冷却を停止する。以降、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)の運転により、格納容器圧力を 0.400MPa[gage] から 0.465MPa[gage]の範囲で制御する。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却に必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等である。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却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、格納容器ベントに伴うサブプレッション・プール水位の上昇を考慮(約 2m)しても、サブプレッション・プール水位がベントライン下端位置を超えないようにサブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mで格納容器冷却を停止する。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却の停止を確認するため必要な計装設備はサブプレッション・プール水位である。

1. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(サブプレッション・チェンバ側)

サブプレッション・プール水位が通常水位+5.5m に到達した時点で、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備として、中央制御室からの遠隔操作により格納容器圧力逃がし装置一次隔離弁の開操作を実施する。

さらに、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した場合、中央制御室からの遠隔操作により、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止し、格納容器逃がし装置二次隔離弁を全開とすることで、サブプレッション・チェンバ側から格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施する。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・チェンバ圧力等である。

サブプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置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、サブプレッション・プール水位等である。

以降、損傷炉心の冷却は、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による注水により継続的に行い、また、格納容器除熱は、格納容器圧力逃がし装置により継続的に行う。

m. 使用済燃料プールの冷却操作

使用済燃料プールの冷却操作については、「3.1.2.1 m. 使用済燃料プールの冷却操作」と同じ。

n. 可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作

可搬型代替注水大型ポンプにより北側淡水池又は高所淡水池から代替淡水貯槽へ水源補給操作を実施する。

可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作に必要な計装設備は、

代替淡水貯槽水位である。

o. タンクローリによる燃料補給操作

タンクローリによる燃料補給操作については「3.1.2.1 o. タンクローリによる燃料補給操作」と同じ。

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、「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋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挙動並びに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、スプレー冷却、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の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，原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価するため，原子炉再循環系の吸込配管とする。

(添付資料 1.5.2)

(b) 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，全交流動力電源が喪失するものとする。さらに高圧・低圧注水機能が喪失するものとする。なお，代替循環冷却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，全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定

する。

(d) 水素の発生

水素の発生については、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M A A Pの評価結果では水の放射線分解による水素及び酸素の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

原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル 3）信号によるものとする。

(b) 低圧代替注水系（常設）

230m³/h（一定）にて原子炉注水し、原子炉水位 L 0 以上まで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量で注水する。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量配分することで実施する。

（添付 3.1.2.3）

(c) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

大破断 L O C A 発生後に、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、130m³/h にて格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量配分することで実施する。

原子炉水位 L 0 以上に回復後、一旦格納容器スプレイを停止するが、格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力 465kPa[gage]に到達した場合は、再度 130m³/h にて格納容器内にスプレイする。

(d) 格納容器下部注水系（常設）

格納容器の温度挙動を厳しく評価するため、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作については考慮しない。

(e) 格納容器圧力逃がし装置

サプレッション・チェンバ圧力が 0.31MPa[gage]における排出流量 13.4kg/s に対して、中央制御室からの遠隔操作により格納容器逃がし装置二次隔離弁を全開することにより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、常設代替高圧電源装置によって供給を開始し、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生 25 分後から開始する。なお、代替循環冷却系による格納容器除熱ができないこと及び原子炉水位 L0 以上まで回復したことを確認し、原子炉注水流量を崩壊熱相当に調整するとともに、格納容器スプレイを停止する。

(b) 常設低圧代替注水系ポンプ用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達した場合に開始し、400kPa[gage]に到達した場合は停止する。以降、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の運転により、格納容器圧力を 0.400MPa[gage] から 0.465MPa[gage]の範囲で制御する。なお、

格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントに伴うサブプレッション・プール水位上昇を考慮しても、サブプレッション・プール水位がベントライン下端を超えないようにサブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達により格納容器冷却を停止する。

- (c) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱は、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達から 5 分後に実施する。

(3) 有効性評価 (Cs-137 放出量評価) の条件

- (a) 事象発生直前まで、定格出力 100% で長期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) 環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出^{*1}され、サブプレッション・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圧力逃がし装置に至るものとする。

格納容器圧力逃がし装置に到達した核分裂生成物は、格納容器圧力逃がし装置のフィルタによって除去された後、格納容器圧力逃がし装置排気管から放出される。

※1 セシウムの格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コードMAAPの評価結果の方がNUREG-1465より大きく算出する。

- (c) 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合のCs-137 放出量は、以下の式で計算される。

$$\text{Cs-137 放出量 (Bq)} = f_{Cs} \times Bq_{Cs137} \times (1/DF)$$

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

f_{Cs} : 格納容器から放出されるセシウムの放出割合

f_{CsI} : 格納容器から放出される Cs I の放出割合

(MAAPコードでの評価値)

f_{CsOH} : 格納容器から放出される Cs OH 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/mol)

W_{Cs} : セシウムの分子量 (kg/mol)

Bq_{Cs137} : Cs-137 の炉内内蔵量 (Bq)

DF : 格納容器圧力逃がし装置の除染係数

(d) 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・プールでのスクラビングによる除去効果を
考慮する。

(e) 格納容器圧力逃がし装置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) 原子炉建屋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。

i) 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。

ii) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積
もるため、原子炉建屋の換気回数を、原子炉建屋ガス処理系
(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系で構成)により原
子炉建屋の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内

の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。原子炉建屋ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率である 1 回／日相当を考慮する。

原子炉建屋ガス処理系は、事象発生 115 分後から、常設代替高圧電源装置からの交流電源の供給を受けて中央制御室からの遠隔操作により起動し、起動後 5 分間で設計負圧が達成されることを想定する。

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

(添付資料 3.1.3.2, 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）、注水流量、原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.3-4 図から第 3.1.3-6 図に、燃料最高温度の推移を第 3.1.3-7 図に、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、サブプレッション・プール水位及び水温度の推移を第 3.1.3-8 図から第 3.1.3-11 図に示す。

a. 事象進展

大破断 L O C A 時に高圧・低圧注水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 4 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 9 分後に 1,200℃に到達し、また、事象発生から約 27 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 25 分後、常設代替交流電源装置による交流電源の供給を開始し、常設低圧

代替注水系ポンプ 2 台を用いた低圧代替注水系（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、炉心は冠水する。

（添付資料 3.1.2.6）

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、格納容器圧力及び雰囲気温度が徐々に上昇する。そのため、原子炉注水と同時に常設低圧代替注水系ポンプ 2 台を用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを実施することによって、格納容器の圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する。

原子炉水位が原子炉水位 L 0 以上に回復後、サブプレッション・プール水位の上昇を抑制するため、崩壊熱による蒸発量相当の原子炉注水流量とすることで原子炉水位 L 0 以上を維持するとともに、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を一時停止する。

その後、崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等の格納容器内への放出により、格納容器圧力及び雰囲気温度は徐々に上昇する。そのため、再度、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施することによって、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する。

ベントラインの水没防止のために、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに伴うサブプレッション・プール水位の上昇（約 2m）を考慮し、サブプレッション・プール水位がベントライン下端を超えないように、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した時点で常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。事象発生から約 19 時間経過

した時点でサプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達にするため、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器冷却を停止後、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施し、格納容器の圧力及び温度を低下させる。格納容器雰囲気温度は、格納容器ベントによる格納容器雰囲気温度低下後、溶融炉心からの放熱によって数時間は上昇傾向となるが、崩壊熱の減少に伴い、崩壊熱の減少に伴い低下傾向に転じて、その後は徐々に低下する。格納容器圧力については格納容器ベントの実施により低下する。なお、格納容器除熱実施時のサプレッション・チェンバ水位は、ベント管真空破壊装置及びサプレッション・チェンバ側のベントライン設置高さと比較して十分に低く推移するため、これらの設備の機能は維持される。

b. 評価項目等

格納容器圧力は、第 3.1.3-8 図に示すとおり、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、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を行うことによって、格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.47MPa[gage]となり、評価項目である限界圧力 0.62MPa[gage]を超えない。なお、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 18 時間後（最も遅く最大値に到達する時間）において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の約 2%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 3.1.3-9 図に示すとおり、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、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を行うことによって、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 157℃となり、格納容器の限界温度 200℃を超えない。なお、事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202℃となるが、この時の格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 137℃であり、評価項目である格納容器の限界温度 200℃を超えない。

（添付 3.1.2.7）

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圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の総放出量は約 1.1×10^{-4} TBq（7 日間）であり、評価項目である 100TBq を下回る。

ドライウェルのベントラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の総放出量は約 3.6TBq（7 日間）であり、評価項目である 100TBq を下回る。

なお、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋内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 14.3TBq（7 日間）となる。原子炉建屋からの大気への Cs-137 の漏え

い量に、ドライウエルのベントラインを經由した格納容器圧力逃がし装置による大気への Cs-137 の放出量（約 3.6TBq）を加えた場合でも、約 18TBq（7 日間）であり、評価項目である 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經由した格納容器逃がし装置による総放出量は、約●TBq（30 日間）及び約●TBq（100 日間）である。ドライウエルのベントラインを經由した場合には、約●TBq（30 日間）及び約●TBq（100 日間）である。原子炉建屋からの大気への Cs-137 の漏えい量に、ドライウエルのベントラインを經由した格納容器圧力逃がし装置による大気への Cs-137 の放出量を加えた場合でも、約●TBq（30 日間）及び約●TBq（100 日間）であり、評価項目である 100TBq を下回る。

（添付資料 3.1.3.2, 3.1.3.3, 3.1.3.4）

第 3.1.3-4 図に示すとおり、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の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 3.1.3-10 図に示すとおり、約 19 時間後にサプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した時点で、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止し、格納容器圧力逃がし装置による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は、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）」（代替循環冷却系を使用しない場合）では、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、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作、格納容器圧力逃がし装置による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

ー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。常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作については、高圧・低圧注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(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、燃料被覆管温度等のパラメータ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、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作については、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压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。原子炉注水操作については、高圧・低圧注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(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。

格納容器における格納容器各領域間の流動、気液界面の熱伝達並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、格納容器モデ

ル（格納容器の熱水力モデル）はH D R 実験解析において区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度，格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが，B W R 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不確かさが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雰囲気温度の傾向を適切に再現できていことから，格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却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よ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，格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却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。本評価事故シーケンスでは，リロケーション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を推測され、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、運転員等操作時間に与える影響はない。炉心損傷後の格納容器における格納容器内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、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 3.1.3.6)

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、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が確認されている。また、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压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、注水操作による有効燃料棒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。

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並びに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雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、B W R 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不確かさが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雰囲気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、C S T F 実験解析により格納容器雰囲気温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動は測定データとよ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 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 F P 挙動及び炉心損傷後の格納容器内 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、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。炉心損傷後の格納容器における格納容器内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が確認されている。したがって、大気中へのC s -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圧力逃がし装置によるC s -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、サプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合は約 0.11×10^{-3} TBq (7 日間)、ドライウエルのベントラインを経由した場合は約 0.35TBq (7 日間) であり、評価項目である 100TBq 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 3.1.3-2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の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、設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影

響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は 33GWd/t 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、解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため、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（常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント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。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の気相部及び液相部、サブプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度は、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）、原子炉水位の回復が早くなる可能性がある。溶融炉心の冠水後の操作として崩壊熱による蒸発を補う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。

機器条件の格納容器圧力逃がし装置は、解析条件の不確かさとして、実際の流量が解析より多い場合、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 3.1.3.6）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は 33GWd/t 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、解析条件で設定している崩壊熱がおおむね小さくなるため、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、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び雰囲気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、格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の気相部及び液相部、サプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度は、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、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●図及び第●図に示すとおり、格納容器圧力は 0.62MPa[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。

機器条件の低圧代替注水系（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）は原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び雰囲気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。

機器条件の格納容器圧力逃がし装置は、解析条件の不確かさとして、実際の流量が解析より多い場合、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力の最大値は格納容器ベント時のピーク圧力であり、ベント後の格納容器圧力挙動への影響はほとんどないことから、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 3.1.3.6）

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

操作条件の代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（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 25 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、操作所要時間を踏まえて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。また、原子炉注水によって原子炉水位が原子炉水位 L0 まで回復した場合、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水流量を崩壊熱による蒸発を補う流量に変更するとともに、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。当該操作開始時間は、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ことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。また、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。

操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力 465kPa[gage]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、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性がある

が、中央制御室で行う操作であり、他の操作と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圧力逃がし装置による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+6.5m 到達から 5 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、炉心損傷後の格納容器ベントの実施基準（サプレッション・プール水位通常水位+6.5m）に到達するのは、事象発生の約 19 時間後である。また、格納容器ベントの準備操作はサプレッション・プール水位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・プール水位通常水位+6.5m 到達時に速やかに格納容器除熱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は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

（添付資料 3.1.3.6）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（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、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。

操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による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、原子炉注水の状況により格納容器冷却操作の開始は原子炉水位 L 0 以上まで水位回復し格納容器冷却を一時停止させた後、格納容器圧力 465kPa[gage]到達時点となり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、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圧力逃がし装置による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) 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並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、第 3.1.3-12 図から第 3.1.3-14 図に示すとおり、事象発生から 50 分後（操作開始時間の 25 分程度の遅れ）までに常設代替高圧電源装置からの受電操作を行い、常設低圧代替注水

系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（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。

操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作については、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作開始までの時間は、事象発生から約 3.9 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、操作が大幅に遅れるような場合でも、格納容器限界圧力に至るまでの時間は事象発生後約 14 時間後であり、時間余裕がある。

操作条件の格納容器圧力逃がし装置による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 19 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, 3.1.2.7）

(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、重大事故等対策に初動対応要員は、「3.1.3.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり 21 名である。このため、「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で示す運転員及び災害対策要員の 39 名で対処可能である。

また、必要な招集要員は 5 名であり、発電所構外から 2 時間以内に招集可能な要員の 71 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」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却については、7 日間の対応を考慮すると、合計約 5,490m³の水が必要となる。水源として、代替淡水貯槽に約 4,300m³、北側淡水池に約 2,500m³及び高所淡水池に約 2,500m³の水を保有しており、可搬型代替注水大型ポンプを用いて、北側淡水池又は高所淡水池から代替淡水貯槽への補給を行うことで、代替淡水貯槽を枯渇させることなく、7 日間の注水継続が可能である。

(添付資料 3.1.3.8)

b. 燃料

常設代替交流電源装置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 352.8kL の軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクに約 800kL の軽油を保有していることから、常設代替交流電源設備による電源供給について、7日間の継続が可能である。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への給水については、事象発生からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約 36.6kL の軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクに約 210kL の軽油を保有していることから、可搬型代替注水大型ポンプによる給水について、7日間の継続が可能である。

(添付資料 3.1.3.9)

c. 電源

常設代替交流電源装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として約 2,149kW 必要となるが、常設代替交流電源設備の連続運転許容負荷容量は 5,520kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

(添付資料 3.1.3.10)

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、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によって、格納容器内雰囲

気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により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、初期の対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（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常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段及び格納容器圧力逃がし装置による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「大L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 全交流動力電源喪失」について、代替循環冷却系を使用しない場合を想定し、格納容器圧力逃がし装置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、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施することにより、格納容器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、運転員及び災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部支援を考慮しないとしても、7日間以上の供給が可能である。

以上のことから、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シナリオ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 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
（代替循環冷却系を使用しない場合）（1/4）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム、L O C A 発生及び全交流動力電源喪失の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失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。 ・ 主蒸気隔離弁が閉止するとともに，再循環ポンプがトリップしたことを確認する。 ・ 格納容器圧力が 13.7kPa[gage]に到達したことにより L O C A が発生したことを確認する。 	逃がし安全弁（安全弁機能） 所内常設直流電源設備 【主蒸気隔離弁】 A T W S 緩和設備 （代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	—	平均出力領域計装 起動領域計装 原子炉圧力 原子炉圧力（S A） M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 緊急用 M/C 電圧 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
炉心損傷確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い，炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は，格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）の指示値が設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上の場合とする。 ・ 炉心損傷が発生すれば，ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから，常設代替高圧電源装置による緊急用母線受電操作後は，格納容器内の水素及び酸素濃度を確認する。 	所内常設直流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） 格納容器内水素濃度（S A） 格納容器内酸素濃度（S A）
早期の電源回復不能の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失の確認後，中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず，非常用母線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。 	—	—	—
電源確保操作対応	<ul style="list-style-type: none"> ・ 早期の電源回復不能の確認後，対応可能な要員により非常用ディーゼル発電機等の機能回復操作及び外部電源の機能回復操作を実施する。 	—	—	—

【 】：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 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
（代替循環冷却系を使用しない場合）（2/4）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作及び常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	<ul style="list-style-type: none"> • 早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を受電する。 • 緊急用母線の受電を確認後、中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。 • 原子炉冷却材喪失により、ドライウェル雰囲気温度の指示が原子炉圧力の飽和温度を超える場合は水位不明と判断し、原子炉底部から原子炉水位レベル0以上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。 • 原子炉水位低（レベル0）以上まで冠水した後は、代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作実施後に、サプレッション・プール水位の上昇を抑制する観点から、常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を停止する。 • 代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱ができない場合は、原子炉水位低（レベル0）以上まで冠水したことを判断し、原子炉注水量を崩壊熱相当に調整するとともに、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。 	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	緊急用M/C電圧 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 原子炉水位（広帯域、燃料域） 原子炉水位（SA広帯域、SA燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） ドライウェル雰囲気温度 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 代替淡水貯槽水位

【 】：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 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
（代替循環冷却系を使用しない場合）（3/4）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	・常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電後、中央制御室及び現場にて常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作を実施し、中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を介して非常用母線を受電する。	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	M/C 2C電圧 M/C 2D電圧
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	・常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電後、中央制御室からの遠隔操作により原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系を起動する。	中央制御室換気系（空気調和機ファン、フィルタ系ファン、高性能粒子フィルタ、チャコールフィルタ） 非常用ガス処理系（排風機、フィルタトレイン） 非常用ガス再循環系（排風機、フィルタトレイン）	—	—
常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作	・原子炉圧力容器破損に備えて、中央制御室からの遠隔操作によって常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水を実施する。この場合の注水は、ペDESTAL（ドライウエル部）水位を約 1.0m に調整することが目的であるため、ペDESTAL（ドライウエル部）水位が 1m を超えて上昇したことを確認後、ペDESTAL（ドライウエル部）注水を停止する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位

【 】：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 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
 （代替循環冷却系を使用しない場合）（4/4）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
サプレッション・プール pH 制御装置による薬液注入操作	<ul style="list-style-type: none"> 常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作によって格納容器内の pH 制御のための薬液注入を行う。 	—	—	—
常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力が 465kPa[gage] に到達したことを確認した場合、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。 格納容器圧力を 465kPa[gage] と 400kPa[gage] の間で制御する。 格納容器ベントに伴うサプレッション・プール水位上昇を考慮しても、サプレッション・プール水位がベントライン下端を超えないように格納容器スプレイを停止する。 	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	サプレッション・プール水位 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 代替淡水貯槽水位
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	<ul style="list-style-type: none"> サプレッション・プール水位が通常水位+5.5m に到達後、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備を開始する。 サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達後、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を開始する。 	格納容器圧力逃がし装置	—	サプレッション・プール水位 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
使用済燃料プールの冷却操作	<ul style="list-style-type: none"> 対応可能な要員にて、使用済燃料プールの冷却操作を実施する。 	—	—	—
可搬型代替注水大型ポンプを用いた水源補給操作	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水大型ポンプにより淡水貯水池から代替淡水貯槽へ水源補給操作を実施する。 	代替淡水貯槽	可搬型代替注水大型ポンプ	代替淡水貯槽水位
タンクローリによる燃料補給操作	<ul style="list-style-type: none"> タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替注水大型ポンプに燃料補給を実施する。 	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	—

【 】：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 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））
（代替循環冷却系を使用しない場合）（1/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	—	
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定
	原子炉圧力 （圧力容器ドーム部）	6.93MPa[gage]	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート 下端から+126cm）	通常運転水位を設定
	炉心流量	48,300t/h	定格流量を設定
	燃料	9×9燃料（A型）	9×9燃料（A型）と9×9燃料（B型）は、熱水力的な特性はほぼ同等であることから、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	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため、崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として、1サイクルの運転期間（13ヶ月）に調整運転期間（約1ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
	格納容器体積（ドライウェル）	5,700m ³	設計値を設定
	格納容器体積（ウェットウェル）	空間部：4,100m ³ 液相部：3,300m ³	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サプレッション・プール水位	6.983m （通常水位-4.7cm）	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サプレッション・プール水温度	32℃	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として、保安規定の運転上の制限における上限値を設定

第 3.1.3-2 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））
（代替循環冷却系を使用しない場合）（2/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
初期条件	格納容器圧力	5kPa [gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定
	格納容器雰囲気温度	57℃	ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度を設定
	外部水源の温度	35℃	格納容器スプレイによる圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温として、代替淡水貯槽及び水源補給に用いる淡水貯水池の年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
	真空破壊装置	3.45kPa （ドライウエルーサプレッション・ チェンバ間差圧）	設計値を設定
	ペDESTAL（ドライウエル部） のプール水	考慮しない	ペDESTAL（ドライウエル部）には通常運転時からプール水が存在するが、格納容器の熱容量に寄与することから、格納容器の温度挙動を厳しく評価する設定として、ペDESTAL（ドライウエル部）のプール水を考慮しない

第 3.1.3-2 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））
（代替循環冷却系を使用しない場合）（3/5）

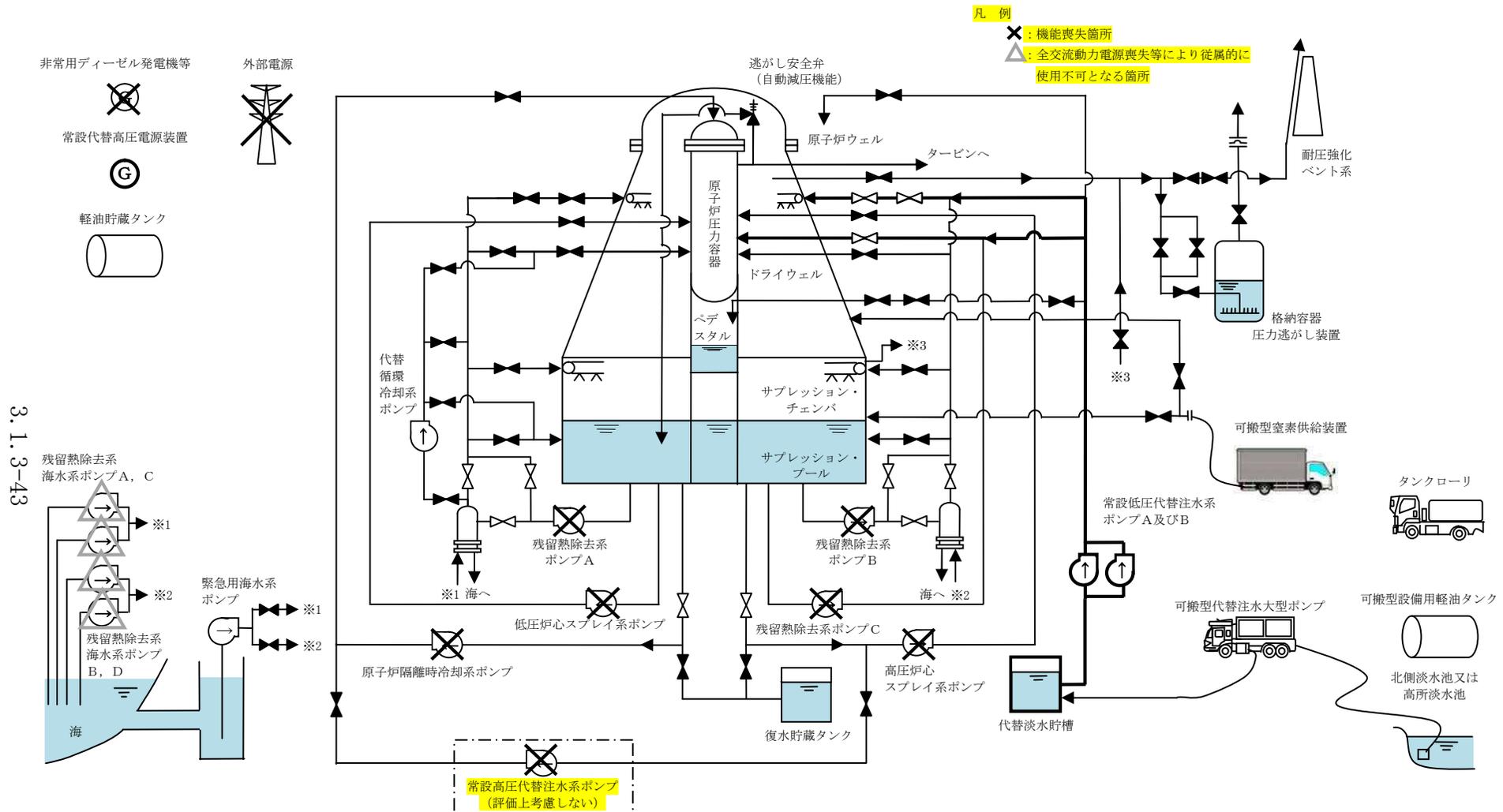
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断LOCA 原子炉再循環系の吸込配管の破断	原子炉压力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として、原子炉压力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である原子炉再循環系の吸込配管における両端破断を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し設定 高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	運転員の対応を厳しく見積もる観点から外部電源なしを設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定している
	水素の発生	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発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない

第 3.1.3-2 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）
（代替循環冷却系を使用しない場合）（4/5）

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル3）信号	原子炉水位低下を厳しくする観点で、外部電源喪失に伴うタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低（レベル3）による原子炉スクラムを設定
	低圧代替注水系（常設）	230m ³ /h で注水，その後は崩壊熱による蒸発を補う注水量に制御	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	130m ³ /h にて格納容器へスプレイ	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量として、運転手順に基づき設定
	格納容器下部注水系（常設）	解析上考慮しない	ペDESTAL（ドライウェル部）の水プールを考慮しないため、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作についても考慮しない。
	格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力 0.31MPa[gage]において13.4kg/s の流量に対し、格納容器フィルタベント系第二弁を全開操作にて格納容器除熱	格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能できる格納容器圧力逃がし装置の設定値を考慮して設定

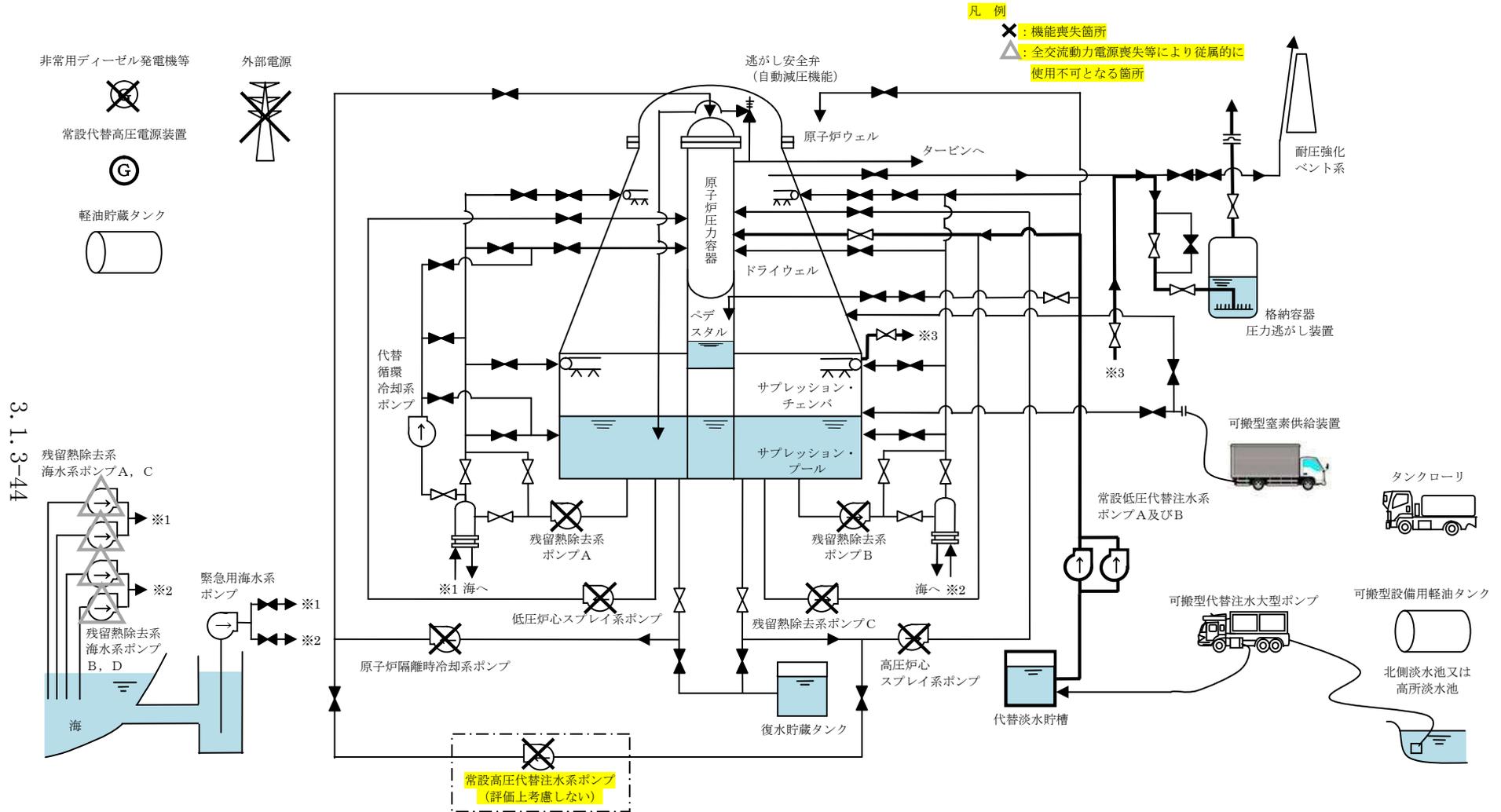
第 3.1.3-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用しない場合）（5/5）

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	常設代替高压電源装置による交流電源供給及び常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却並びに常設低压代替注水系ポンプを用いた低压代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事故発生から 25 分後	常設代替高压電源装置，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低压代替注水系（常設）の準備に要する時間を考慮して設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	格納容器圧力 465kPa [gage] 到達時	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達から 5 分後	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定



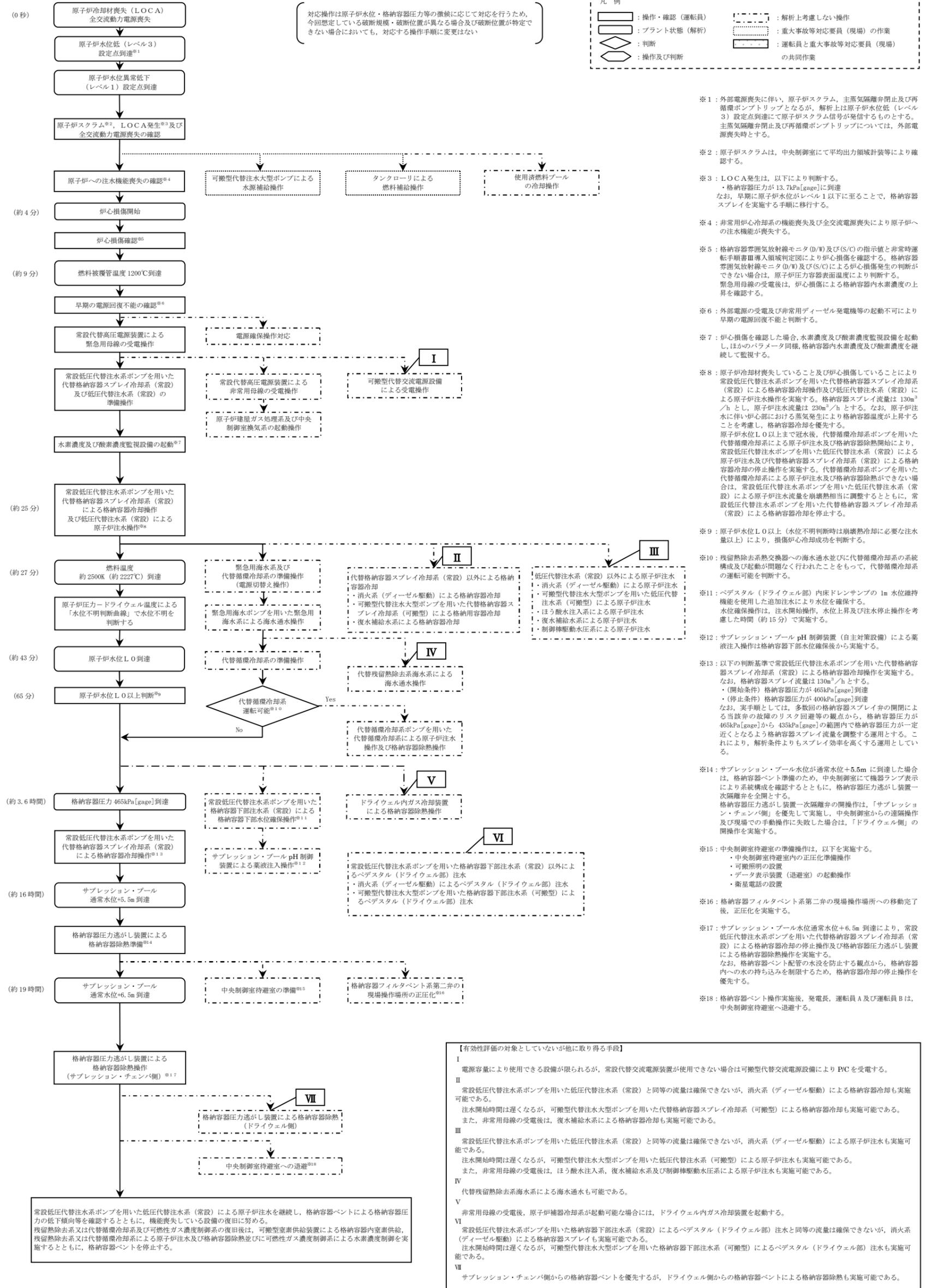
3.1.3-43

第 3.1.3-1 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）
 重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用しない場合）（1/2）
 （低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却段階）



第 3.1.3-1 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)」
重大事故等対策の概略系統図 (代替循環冷却系を使用しない場合) (2/2)
(低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水, 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱段階)

(解析上の時刻)



第 3.1.3-2 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)」の対応手順の概要(代替循環冷却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）（代替循環冷却系を使用する場合）

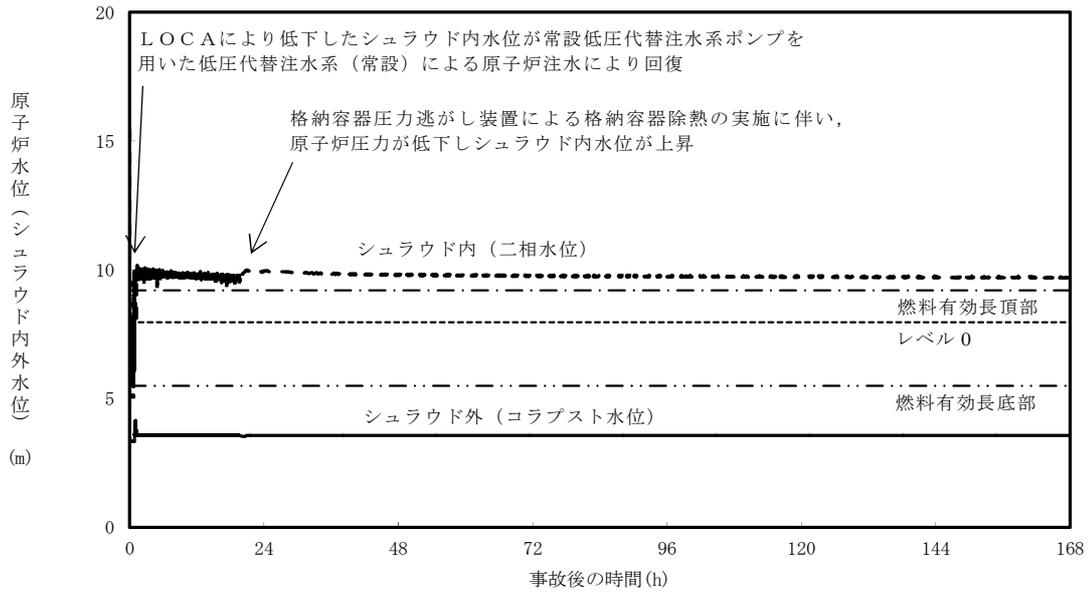
操作項目	実施箇所・必要員数 【 】は他作業後に移動してきた要員			操作の内容	経過時間（分）										備考						
	責任者	発電長	1人		中央監視 運転操作指揮	10	20	30	40	50	60	70	80	90		100	110	120	130	140	150
状況判断	2人 A, B	-	-	-	●原子炉スクラム確認 ●タービン停止の確認 ●外部電源喪失の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動失敗の確認 ●原子炉への注水機能喪失の確認 ●L O C A発生の確認 ●原子炉水位異常低下（レベル1）設定点到達の確認 ●炉心損傷確認	10分															
早期の電源回復不能の確認	【1人】 A	-	-	-	●高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗）	1分															
	【1人】 B	-	-	-	●非常用ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗）	2分															
電源確保操作対応	-	-	-	2人 a, b	●電源回復操作																適宜実施
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作	【1人】 B	-	-	-	●常設代替高圧電源装置2台起動及び緊急用母線の受電操作	4分															
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備操作	【1人】 B	-	-	-	●原子炉注水及び格納容器スプレイに必要な負荷の電源切替操作 ●原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉操作	4分															
	【1人】 A	-	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 系統構成	3分															
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	【1人】 B	-	-	-	●水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	3分															系統暖気時間（30分） 適宜格納容器内酸素及水素濃度の監視
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	【1人】 A	-	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	6分															原子炉注水及び格納容器冷却開始後、適宜状態監視
	【1人】 A	-	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水流量調整操作	6分															流量調整（崩壊熱相当）後、適宜状態監視
緊急用海水ポンプを用いた緊急用海水系による海水通水操作	【1人】 A	-	-	-	●緊急用海水系に必要な負荷の電源切替操作	4分															
	【1人】 A	-	-	-	●緊急用海水系による海水通水 系統構成及び起動	20分															海水通水開始後、適宜状態監視
代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作	【1人】 A	-	-	-	●代替循環冷却系起動に必要な負荷の電源切替操作	6分															
	【1人】 A	-	-	-	●代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱 系統構成及び起動	35分															原子炉注水及び格納容器除熱開始後、適宜状態監視
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作	【1人】 A	-	-	-	●非常用母線からの負荷切替操作	4分															
	【1人】 A	-	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位の調整操作	15分															水位調整後、適宜状態監視
シプレッション・プールpH制御装置による薬液注入操作	-	-	-	-	●シプレッション・プールpH制御装置による薬液注入操作																
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作	【1人】 B	-	-	-	●非常用母線の受電準備	35分															
	-	2人 C, D	-	-	●非常用母線の受電準備	70分															
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	【1人】 B	-	-	-	●常設代替高圧電源装置3台追加起動 ●非常用母線の受電	8分															
	【1人】 B	-	-	-	●非常用母線の受電	5分															
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	【1人】 B	-	-	-	●原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	15分															起動操作実施後、適宜状態監視

第 3.1.3-3 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）（代替循環冷却系を使用しない場合）の作業と所要時間（1/2）

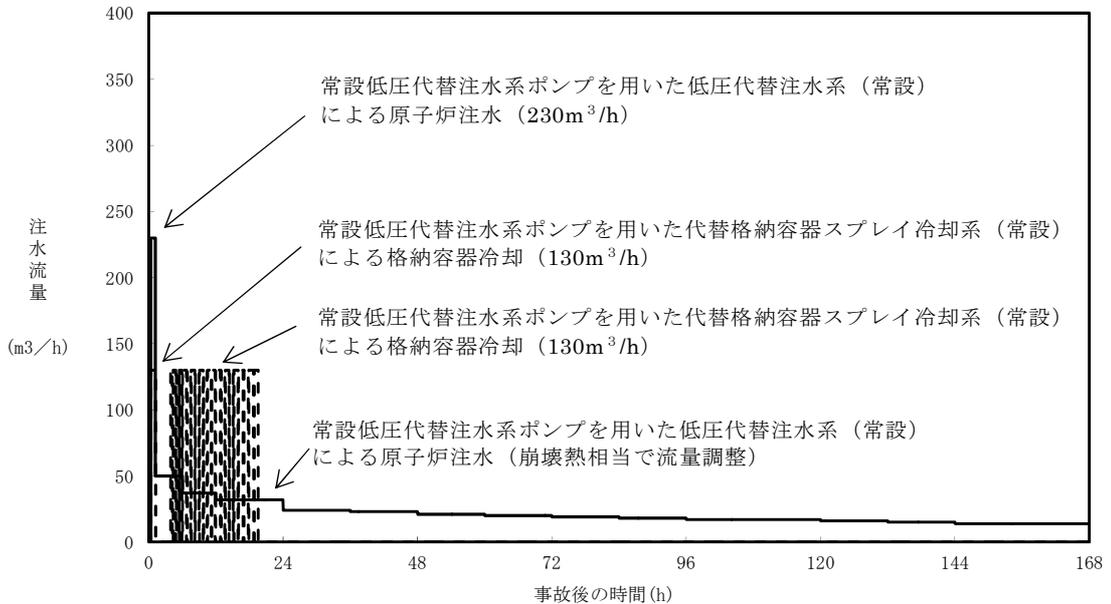
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）

操作項目	実施箇所・必要員数			操作の内容	経過時間（分）										備考		
	責任者	発電長	1人		中央監視 運転操作指揮	4	8	12	16	20	24	28	44	48		52	56
	補佐	副発電長	1人	運転操作指揮補佐													
	通報連絡者	災害対策要員	2人	災害対策本部連絡 発電所外部連絡													
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		重大事故等対応要員 (現場)													
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	【1人】 A	-	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	約3.9時間 格納容器圧力 465kPa[gage]到達 約16時間 サプレッション・プール水位 通常水位+5.5m 到達 約19時間 サプレッション・プール水位 通常水位+6.5m 到達											
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱準備	【1人】 A	-	-	-	●格納容器ベント準備（系統構成）	5分											
	-	【2人】+1人 C, D, E	-	-	●現場移動（第一弁） ●格納容器ベント準備（系統構成）	125分											
	-	-	3人 (招集)	-	●現場移動	45分											
中央制御室退避室の準備	【1人】 B	-	-	-	●中央制御室退避室内の正圧化準備操作	20分											
					●可搬照明の設置	15分											
					●データ表示装置（退避室）の起動操作	15分											
					●衛星電話の設置	5分											
格納容器フィルタベント系第二弁現場操作場所の正圧化	-	-	【3人】 (招集)	-	●格納容器フィルタベント系第二弁の現場操作場所の正圧化	10分											
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（サプレッション・チェンバール側）	【1人】 B	-	-	-	●代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ停止操作	3分											
					●格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント操作	2分											
					●ベント状態監視	格納容器ベント実施後、適宜状態監視											
	-	-	【3人】 (招集)	-	●現場手動による格納容器ベント操作	30分											
	-	-	【3人】 (招集)	-	●格納容器フィルタベント系第二弁の現場操作場所への待避	180分											
	【1人】 B	-	-	-	●中央制御室待避室内の正圧化操作	5分											
	【2人】 A, B	-	-	-	●中央制御室待避室内への待避	300分											
使用済燃料プールの冷却操作	【1人】 B	-	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作	適宜実施										解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までに実施する	
					●代替燃料プール冷却系起動操作	15分										解析上考慮しない 25時間までに実施する	
可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作	-	-	10人 e~l	-	●アクセスルート復旧、可搬型代替注水大型ポンプの移動、ホース敷設等	220分										水源枯渇までは十分余裕がある。	
	-	-	【2人】 c, d	-	●ポンプ起動及び水源補給操作	適宜実施											
タンクローリによる燃料補給操作	-	-	2人 (招集)	-	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリーへの補給	90分										タンクローリー残量に応じて適宜軽油タンクから補給	
	-	-		-	●可搬型代替注水大型ポンプへの給油	適宜実施											
	2人 A, B	3人 C, D, E	12人 a~l 及び招集 5人														

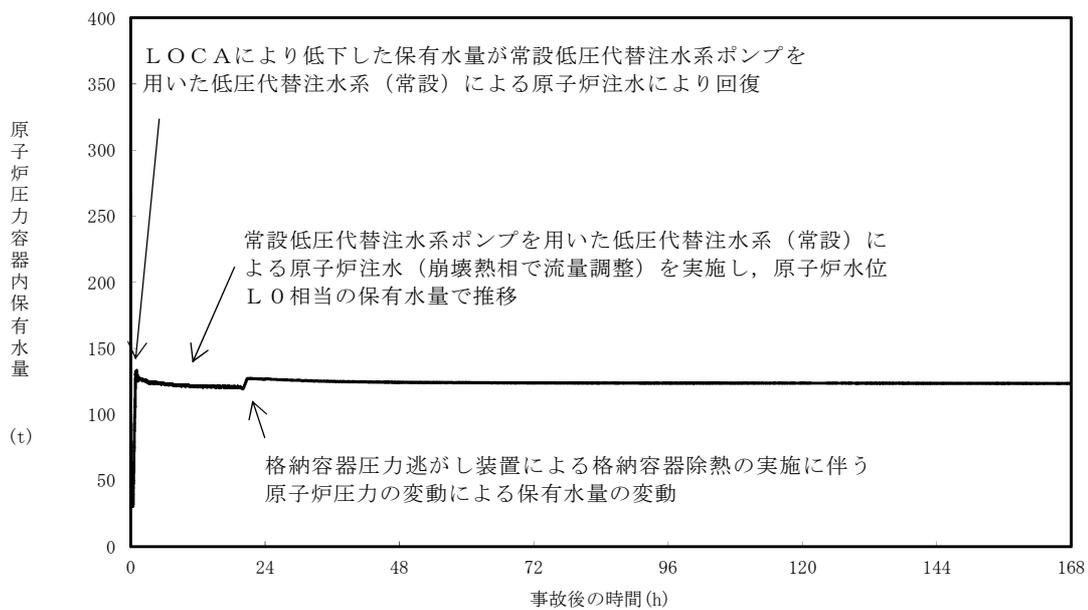
第 3.1.3-3 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（代替循環冷却系を使用しない場合）の作業と所要時間（2/2）



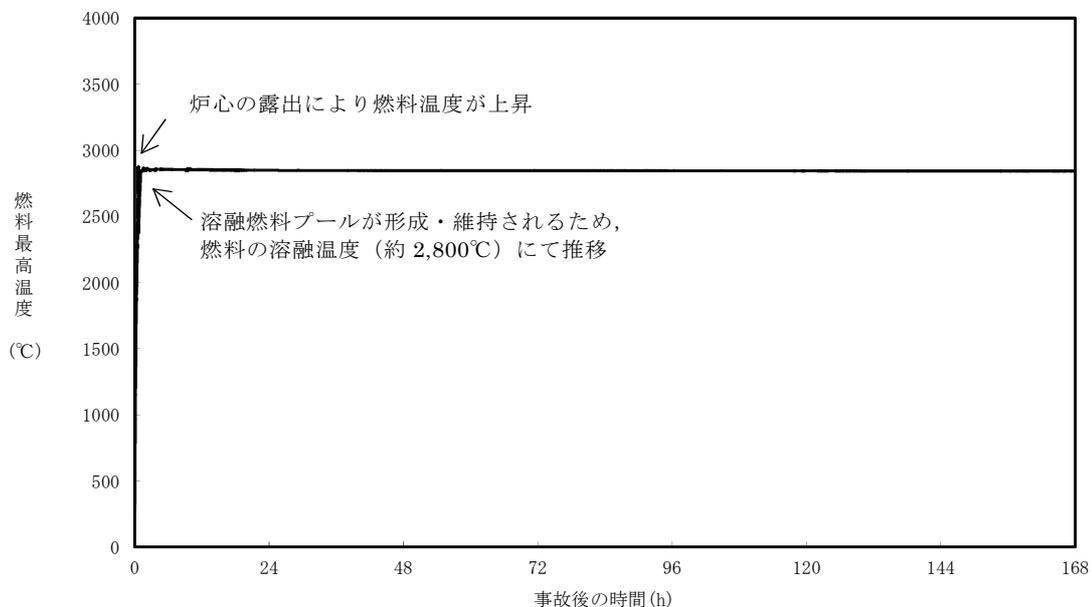
第 3. 1. 3-4 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



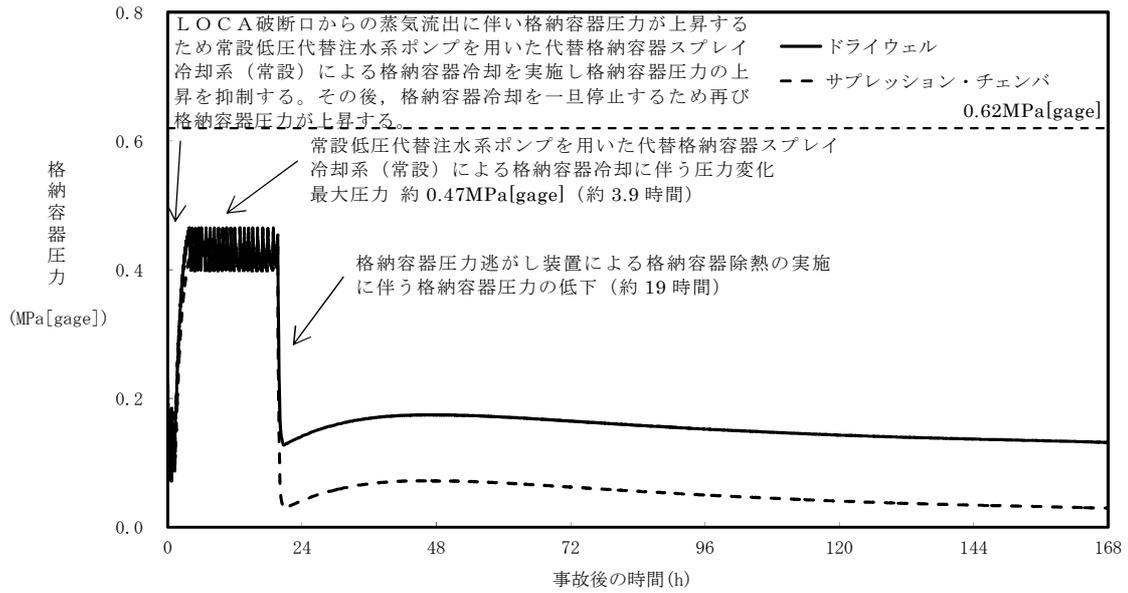
第 3. 1. 3-5 図 注水流量の推移



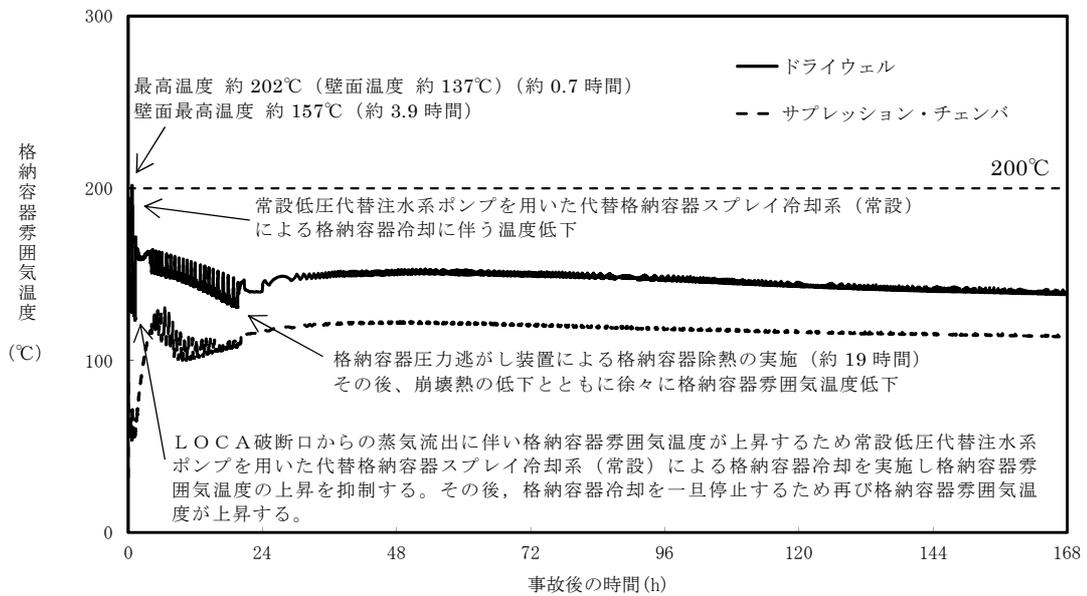
第 3.1.3-6 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移



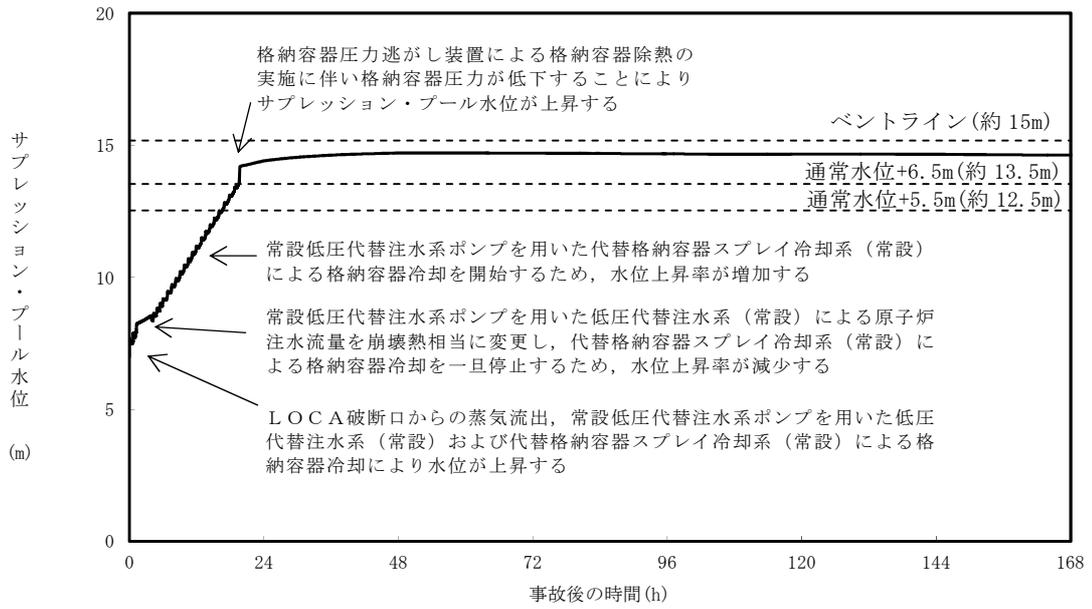
第 3.1.3-7 図 燃料最高温度の推移



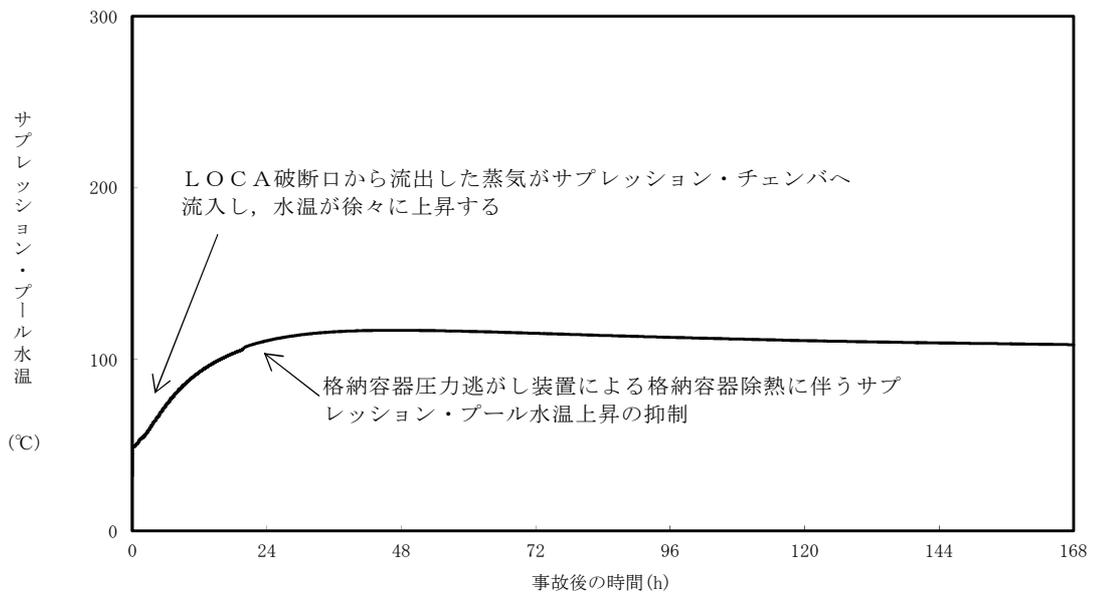
第 3.1.3-8 図 格納容器圧力の推移



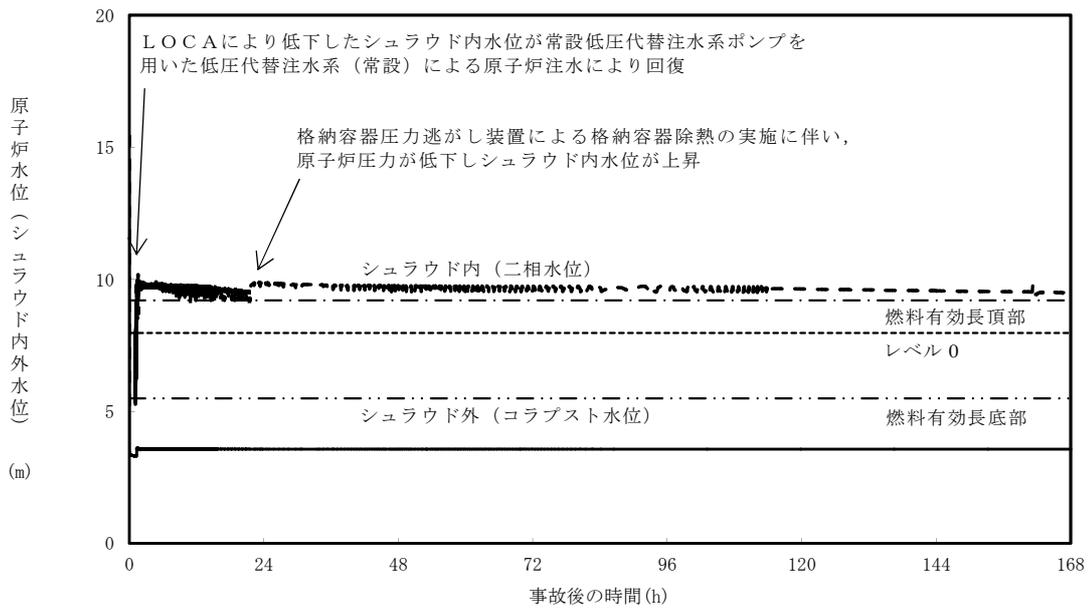
第 3.1.3-9 図 格納容器雰囲気温度の推移



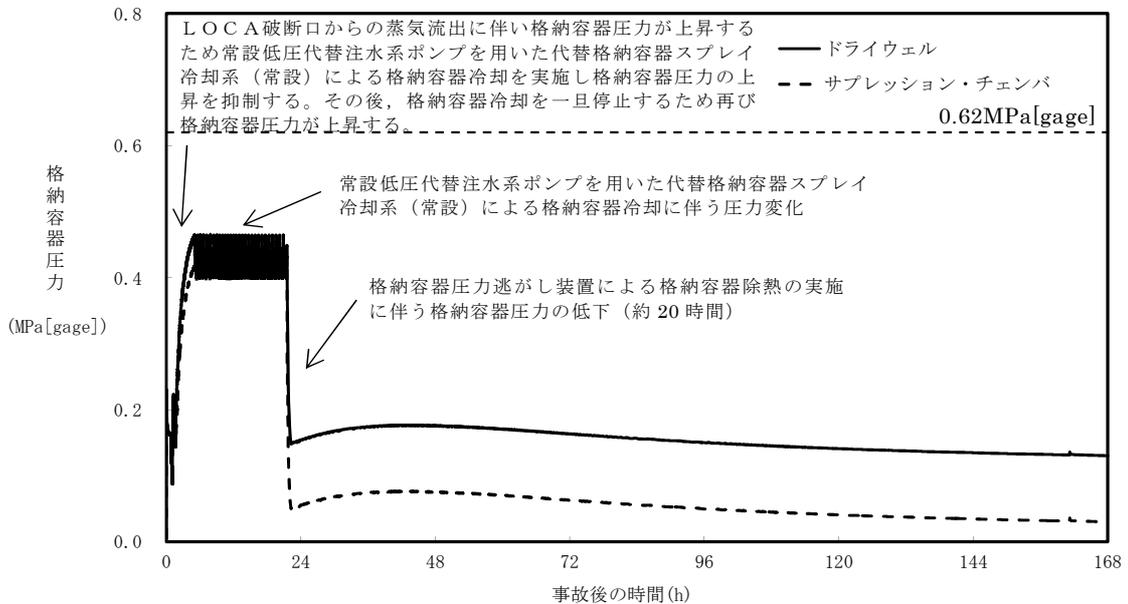
第 3.1.3-10 図 サプレッション・チェンバプール水位の推移



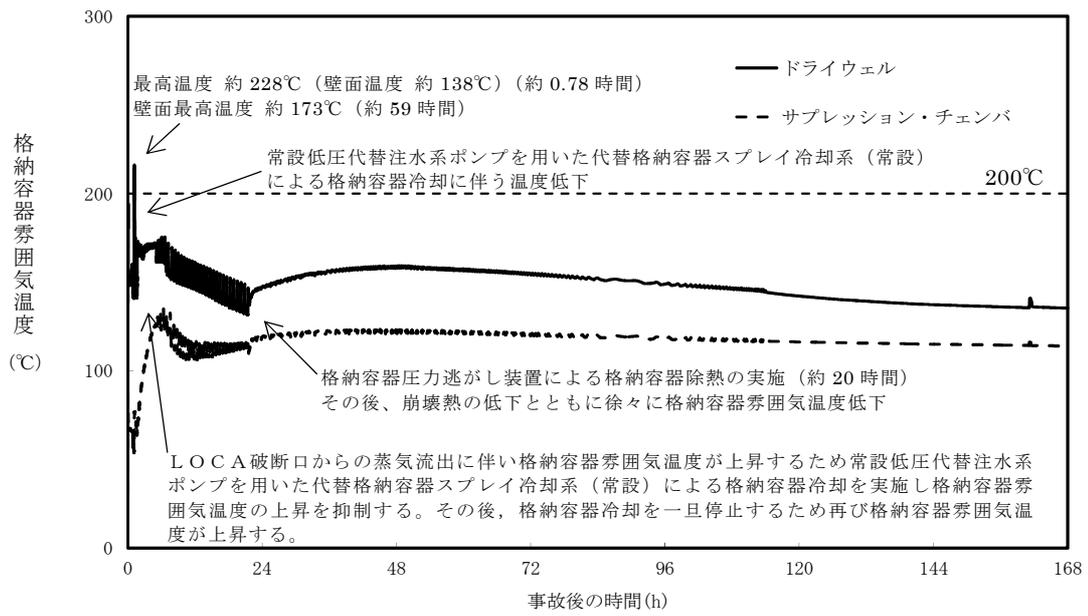
第 3.1.3-11 図 サプレッション・チェンバプール水温の推移



第 3. 1. 3-12 図 操作開始時間 25 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. 3-13 図 操作開始時間 25 分遅れのケースにおける格納容器圧力の推移



第 3.1.3-14 図 操作開始時間 25 分遅れのケースにおける格納容器雰囲気温度の推移

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有効長頂部（以下「T A F」という。）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。

炉心損傷の判断基準は非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）において、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未満となった場合、格納容器雰囲気放射線モニタを用いてドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内の γ 線線量率の状況を確認し、第1図に示す設計基準事故における原子炉冷却材喪失^{※1}時の追加放出量（以下「追加放出量」という。）に相当する指示値の10倍以上となった場合を、炉心損傷の判断としている。炉心損傷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（F P）が、逃がし安全弁等を介して格納容器内に流入する事象進展をふまえて、格納容器内の γ 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る。

※1 設計基準事故の中で格納容器内の核分裂生成物の存在量が最大となる事象

また、格納容器内雰囲気放射線モニタが使用不能の場合は、原子炉压力容器表面温度 300℃以上を炉心損傷判断基準として手順に追加する方針である。

原子炉压力容器内表面温度は、炉心が冠水している場合には、逃がし安全弁動作圧力（安全弁機能の最大 8. 31MPa[gage]）における飽和温度約 298℃を超えることなく、300℃以上にはならない。一方、炉心が冠水していない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内雰囲気放射線モニタが使用可能な場合には、当該計装設備にて判断を行う。

1.2 炉心損傷の判断基準の根拠について

追加放出量の 10 倍に相当する F P が燃料から放出される状態は、多くの燃料が損傷していることを示唆していると考えられ、炉心損傷と判断することは、以下の理由から妥当と考えている。

- ① 東海第二発電所では、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の評価では、燃料棒の破裂は発生していない。そのため、多くの燃料に破損が生じている状態は、設計基準事故を大きく超える状態と判断されること。
- ② 炉心冷却が不十分な事象において、格納容器雰囲気モニタの γ 線線量率が追加放出量の 10 倍に相当する値に至る場合には、その後、ごく短時間で 10 倍に相当する値を大きく上回る線量率に至っていること。また、これは、大量の F P が格納容器内に放出されたことを意味しており、これ以降、格納容器の健全性を確保することが極めて重要となること（第 1 図）。
- ③ 追加放出量の 10 倍の F P が放出された時点では、有効性評価における判断基準（燃料被覆管最高温度 1,200℃以下、酸化量 15%以下）に至っていない可能性もあるが、上記②のとおり、炉心冷却が不十分な事象において、追加放出量の 10 倍に相当する F P が放出された以降の事象進展は非常に早く、有効性評価において炉心損傷と判断する時間との差異が小さいと考えられること。



第 1 図 炉心損傷判定図及び T Q U V における格納容器雰囲気の γ 線線量率

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 γ 線線量率の測定レンジは、 $10^{-2} \sim 10^5$ 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」、「炉心損傷の判断目安(追加放出量相当の10倍)」並びに「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+全交流動力電源喪失」の評価事故シーケンスにおける最大放射線量率を測定可能である(第1表参照)。

格納容器雰囲気放射線モニタは連続計測しており、計器の指示値は換算不要で第1図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、ドライウエル内の対角位置に2カ所、サブプレッション・チェンバ内の雰囲気の対角位置に2カ所の合計4カ所に設置している。炉心損傷後のFPの原子炉圧力容器内から格納容器への移行は、大破断LOCA等の直接ドライウエ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ブプレッション・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、格納容器雰囲気放射線モニタにて炉心損傷に伴う γ 線線量率の上昇を測定可能である。

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 γ 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。

第1表 格納容器雰囲気放射線モニタによる炉心損傷の判断

項目	判断基準	計器	炉心損傷の判断	格納容器ベント
設計基準事故の追加放出	$10^{-1} \sim 10^1 \text{Sv/h}$ 未満 (原子炉停止後の経過時間が、 0.1時間後から100時間後の値)	格納容器雰囲気放射線モニタ※	無	1Pd 到達
炉心損傷の判断目安 (設計基準事故の追加放出量相当 10倍)	$10^1 \sim 10^2 \text{Sv/h}$ 程度 (原子炉停止後の経過時間が、 0.1時間後から100時間後の値)	格納容器雰囲気放射線モニタ※	有	2Pd 到達前
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 (発生事故当たり概ね 5mSv 以下)	—	—	—
格納容器雰囲気放射線モニタ使用不可時の炉心損傷判断の基準	300℃以上	原子炉压力容器表面温度	有	2Pd 到達前
「大LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+全交流動力電源喪失」シー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、重大事故の中でも早期に炉心損傷する例)	●Sv/h 程度 (事故時の最大値)	格納容器雰囲気放射線モニタ※	有	2Pd 到達前

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

2. 炉心損傷判断前後における運転操作の差異

2.1 原子炉圧力容器への注水について

BWRの場合、炉心損傷判断後においても、炉心損傷前と同様に原子炉注水を実施するマネジメントを実施する。原子炉注水により、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の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

格納容器ベント及び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する（第2表）。

格納容器ベントについて、炉心損傷前の実施判断基準である 1Pd（格納容器最高使用圧力 0.31MPa[gage]）到達に対し、炉心損傷後は 2Pd（格納容器限界圧力 0.62MPa[gage]）到達前に変更になる。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、格納容器の健全性を確保することを目的に設計上の最高使用圧力（1Pd）を実施基準としているが、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 F P 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 F P 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、格納容器限界圧力 2Pd 到達前を実施基準としている。

また、格納容器ベントの判断基準が変わることで、格納容器スプレイの判断基準も変更となる。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第2表に示す。

第2表 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	(圧力基準) 格納容器の健全性を維持し、格納容器からの放射性物質の漏えいを可能な限り抑えるために格納容器の最高使用圧力(0.31MPa[gage])以下で制御することを目的に、格納容器圧力が設計圧力(0.279MPa[gage])に到達した時点で開始する。	(圧力基準) 炉心損傷後の格納容器スプレイは、格納容器限界圧力(2Pd)の0.62MPa[gage]未満に制御することを目的に、格納容器圧力が0.465MPa[gage](1.5Pd)に到達した時点で開始する。
	(温度基準) 格納容器最高使用温度は、ドライウエル171℃、サブプレッション・チェンバ104℃であり、雰囲気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う。	(温度基準) 格納容器限界温度の200℃に至らないように、ドライウエル又はサブプレッション・チェンバの雰囲気温度が171℃以上になった場合に、格納容器スプレイを行う。
格納容器ベント	格納容器の圧力が上昇し、格納容器最高使用圧力の0.31MPa[gage]に到達する場合には、格納容器の健全性を維持するために、サブプレッション・チェンバからのベントを優先として格納容器圧力逃がし装置等により格納容器ベントを行う。	サブプレッション・プール水位の基準水位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、サブプレッション・チェンバからのベントを優先として格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを行う。

3. M A A P 解析における炉心損傷判定値と運転操作における炉心損傷判定基準について

有効性評価のM A A P 解析においては、炉心損傷の解析上の判定基準を、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）の燃料被覆管最高温度 1,200℃（約 1,473K）よりも低い、1,000K（約 727℃）と設定している。

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 F P の放出が開始されたことを踏まえて設定されたものであり、M A A P 解析上の判定基準である。

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 γ 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。上記より、M A A P 解析上の炉心損傷の判定基準である 1,000K（約 727℃）は、その後の運転操作に影響を与えるものではない。

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）における 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）（代替循環冷却系を使用しない場合）における Cs-137 放出量は、以下のとおり評価している。なお、Cs-137 の炉内内蔵量は、「単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW)」に「3293MW (定格熱出力)」を乗じて評価しており、「単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW)」は、BWR 共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料（9×9燃料 (A型)）、運転時間（10,000 時間）で算出した ABWR のサイクル末期の値を使用している。

1. Cs-137 の放出量 (TBq) の算出

大気中への Cs-137 の放出量は、以下の式により算出される。

$$[\text{Cs-137 の放出量}] = F_{\text{Cs}} \cdot \text{Bq}_{\text{Cs137}} \cdot (1/\text{DF}) \cdot \dots (1)$$

一方、格納容器からのセシウム放出割合 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、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。

$$F_{\text{Cs}} = (M_{\text{CsI}} + M_{\text{CsOH}}) / M_{\text{Cs}} \cdot \dots \cdot (2)$$

$$M_{\text{CsI}} = W_{\text{Cs}} \cdot M_{\text{I}} / W_{\text{I}} \cdot F_{\text{CsI}} \cdot \dots \cdot (3)$$

$$M_{\text{CsOH}} = (M_{\text{Cs}} - W_{\text{Cs}} \cdot M_{\text{I}} / W_{\text{I}}) \cdot F_{\text{CsOH}} \cdot \dots \cdot (4)$$

(2)、(3) 及び (4) 式により、

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

F_{Cs} : 格納容器から放出されるセシウムの放出割合

F_{CsI} : 格納容器から放出される Cs I の放出割合*

$$[S/C \text{ ベント} : 4.33 \times 10^{-7}, D/W \text{ ベント} : 1.13 \times 10^{-4}]$$

F_{CsOH} : 格納容器から放出される Cs OH の放出割合*

$$[S/C \text{ ベント} : 2.42 \times 10^{-7}, D/W \text{ ベント} : 9.05 \times 10^{-3}]$$

M_{CsI} : 格納容器から放出される Cs I に含まれる Cs 量[kg]

M_{CsOH} : 格納容器から放出される Cs OH に含まれる Cs 量[kg]

M_{Cs} : Cs の初期重量[321.2kg]

M_I : I の初期重量[24.4kg]

W_I : I の分子量[131g/mol]

W_{Cs} : Cs の分子量[133g/mol]

DF : 格納容器圧力逃がし装置の除染係数[1000]

$B_{q_{Cs137}}$: Cs-137 の炉内内蔵量[4.35×10^{17} Bq]

*格納容器内における粒子状の放射性物質の低減効果（サプレッション・プールの除染係数等）を考慮したMAAPコードでの評価値

2. 評価結果

サプレッション・チェンバから格納容器圧力逃がし装置を介して放出される大気中への Cs-137 の放出量は(1)式及び(5)式により、以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} F_{Cs} &= F_{CsOH} + M_I / M_{Cs} \cdot W_{Cs} / W_I \cdot (F_{CsI} - F_{CsOH}) \\ &= 2.42 \times 10^{-7} + (24.4 / 321.2) \cdot (133 / 131) \cdot (4.33 \times 10^{-7} - 2.42 \times 10^{-7}) \\ &= 2.6 \times 10^{-7} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
[\text{C s -137 の放出量}] &= F_{\text{Cs}} \cdot B_{\text{qCs137}} \cdot (1/\text{DF}) \\
&= 2.6 \times 10^{-7} \cdot 4.35 \times 10^{17} \cdot (1/1000) \\
&= 1.1 \times 10^8 [\text{Bq}] \\
&= 1.1 \times 10^{-4} [\text{TBq}]
\end{aligned}$$

ドライウエルから格納容器圧力逃がし装置を介して放出される大気中への C s -137 の放出量は(1)式及び(5)式により、以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned}
F_{\text{Cs}} &= F_{\text{CsOH}} + M_{\text{I}}/M_{\text{Cs}} \cdot W_{\text{Cs}}/W_{\text{I}} \cdot (F_{\text{CsI}} - F_{\text{CsOH}}) \\
&= 9.05 \times 10^{-3} + (24.4/321.2) \cdot (133/131) \cdot (1.13 \times 10^{-4} - 9.05 \times 10^{-3}) \\
&= 8.4 \times 10^{-3}
\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
[\text{C s -137 の放出量}] &= F_{\text{Cs}} \cdot B_{\text{qCs137}} \cdot (1/\text{DF}) \\
&= 8.4 \times 10^{-3} \cdot 4.35 \times 10^{17} \cdot (1/1000) \\
&= 3.6 \times 10^{12} [\text{Bq}] \\
&= 3.6 [\text{TBq}]
\end{aligned}$$

同様に、事象発生 30 日間及び 100 日間における C s - 1 3 7 の放出量の評価結果は以下のとおりである。

[C s - 1 3 7 の放出量 (サブプレッション・チェンバ)]

約●TBq (事象発生 30 日間), 約●TBq (事象発生 100 日間)

[C s - 1 3 7 の放出量 (ドライウエル)]

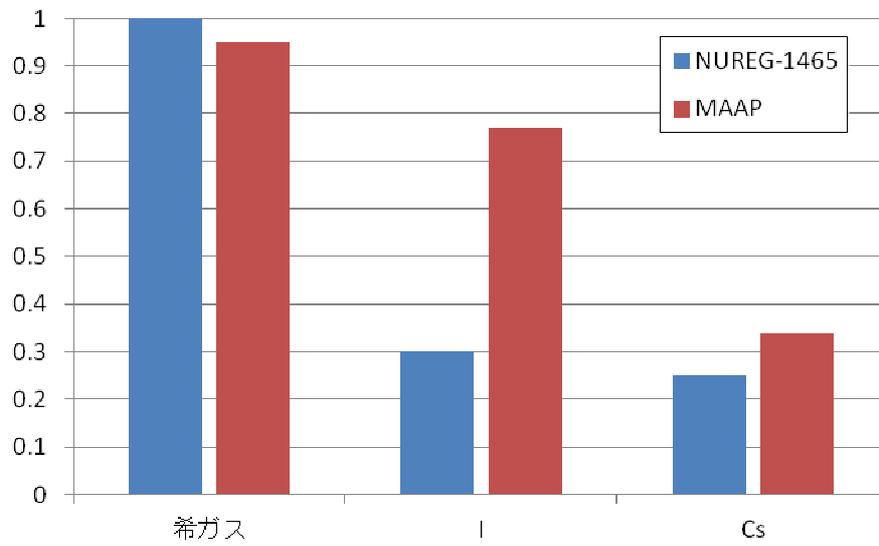
約●TBq (事象発生 30 日間), 約●TBq (事象発生 100 日間)

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）における放射性物質の格納容器内への放出割合について

大気へのセシウムの放出量の評価において、格納容器内へのセシウムの放出割合としてMAAP解析結果を用いている。

ここで、放射性物質の格納容器内への放出割合について、米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465^{*1}で示された値（BWRプラント、「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和）と、想定事故シナリオ「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋全交流動力電源喪失」におけるMAAP解析結果を第1図に示す。第1図のとおり、よう素及びセシウムについては、MAAP解析の方が大きい。また、希ガスについては、NUREG-1464の方が大きい。これは東海第二の想定シナリオでは原子炉注水により炉心を再冠水させることで、炉心の終状態においても炉心内に自立した状態の燃料が一部存在するためである（添付資料3.1.2.7）。

※1 TMI事故を契機として行われたシビアアクシデントに係るソースターム研究を踏まえ、被覆管材であるジルコニウムの酸化量の違い等により核分裂生成物の放出量や放出タイミングに相違が生じることを考慮し、BWR及びPWRそれぞれに対して放出割合を設定する等、より現実的なソースタームの設定を目的としている



第 1 図 格納容器内への放出割合の比較

原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について

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・加温破損）」における有効性評価において、厳しい事象を想定した場合でも、格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。

原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系で構成）が起動している場合は、原子炉建屋内は負圧となるため、原子炉建屋から大気への漏えいは無く、原子炉建屋内の放射性物質は原子炉建屋ガス処理系を經由して排気筒から大気中に放出される。一方、原子炉建屋ガス処理系が停止している場合は、放射性物質は原子炉建屋から大気へ漏えいする。本有効性評価では、排気筒からの放出による放射性物質の大気拡散効果に期待するため、電源確保等を実施した後に、原子炉建屋ガス処理系を起動することを想定している。

本有効性評価では格納容器は健全であると評価していることから、格納容器内の放射性物質は、格納容器圧力に応じて原子炉建屋へ漏えいする。漏えいした放射性物質の一部は、原子炉建屋内での重力沈降等に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられる。また、原子炉建屋内の換気空調系が停止している場合は、原子炉建屋内外における圧力差が生じにくく、原子炉建屋内外での空気のやりとりは多くないと考えられるため、漏えいした放射性物質の一部は原子炉建屋内に滞留し、時間減衰すると考えられる。

これらのことから、格納容器の健全性が維持されており、原子炉建屋の換気空調系が停止している場合は、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質の一部は、原子炉建屋内で沈着又は時間減衰するため、大気中への放出量は格納容器からの漏えい量より少なくなると考えられる。

しかし、本評価では、上述の状況に係らず、原子炉建屋ガス処理系が起動するまでの間、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は、即座に原子炉建屋から大気中へ漏えいするものとして、放出量を保守的に評価する。

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「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 全交流動力電源喪失」において、格納容器ベントにより格納容器除熱を実施する場合について評価する。
- (2) 格納容器からの漏えい率は、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。

- ・ 1Pd 以下 : 0.9Pd で 0.5%/day 相当^{※1}
- ・ 1~2Pd : 2.0Pd で 1.3%/day 相当^{※2}

※1 設計漏えい率

※2 A E C の式等に基づく

- (3) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、原子炉建屋ガス処理系の起動前は、格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとし（漏えい率無限大）、原子炉建屋ガス処理系の起動後は漏えい率を 1 回/日（設計値）とする。また、原子炉建屋ガス処理系の起動時間は、事象発生 2 時間後（起動操作時間（115 分）+ 負圧達成時間（5 分）^{※3}）とする。

※3 原子炉建屋ガス処理系の起動に伴い原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として 5 分を想定

- (4) 非常用ガス処理系は、フィルタを通して原子炉建屋内の放射性物質を大気へ放出するため、フィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする（DF=1）。

- (5) 原子炉建屋から大気への漏えい量を保守的に見積もる観点から、原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での沈着による除去効果も考慮しない。

2. 評価結果

原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の評価結果を第1表に示す。

原子炉建屋から大気中への放射性物質 (Cs-137) の漏えい量は約 14.3TBq (事象発生 7 日間) となる。また、「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」に示すドライウエルのラインを経由した場合の放出量約 3.6TBq (事象発生 7 日間) であり、これらの和 (約 18TBq) は基準の 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 日間における大気中への Cs-137 の放出量を評価している。原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量に格納容器圧力逃がし装置 (ドライウエルのライン経由) から大気中へ放出する Cs-137 の放出量を加えた場合でも、約 ●TBq (事象発生 30 日間)、約 ●TBq (事象発生 100 日間) であり、いずれの場合においても 100TBq を下回っている。

第1表 原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の漏えい量

事象発生 7 日間	事象発生 30 日間	事象発生 100 日間
約 14.3TBq	約 ●TBq	約 ●TBq

サブプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果について

「添付資料 3. 1. 3. 3」で評価している“雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）における格納容器圧力逃がし装置を用いた場合のCs-137 放出量”は、サブプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル状の放射性物質の捕集についても期待しており、その捕集効果はMAAPコード内（SUPRA評価式）で考慮している。

事故発生後、サブプレッション・プール水は沸騰するが、沸騰時には気泡中の水蒸気凝縮に伴う除去効率の向上が見込めないため、捕集効果に影響を及ぼす可能性がある。

ここでは、サブプレッション・プール水の沸騰による捕集効果への影響について検討を行った。

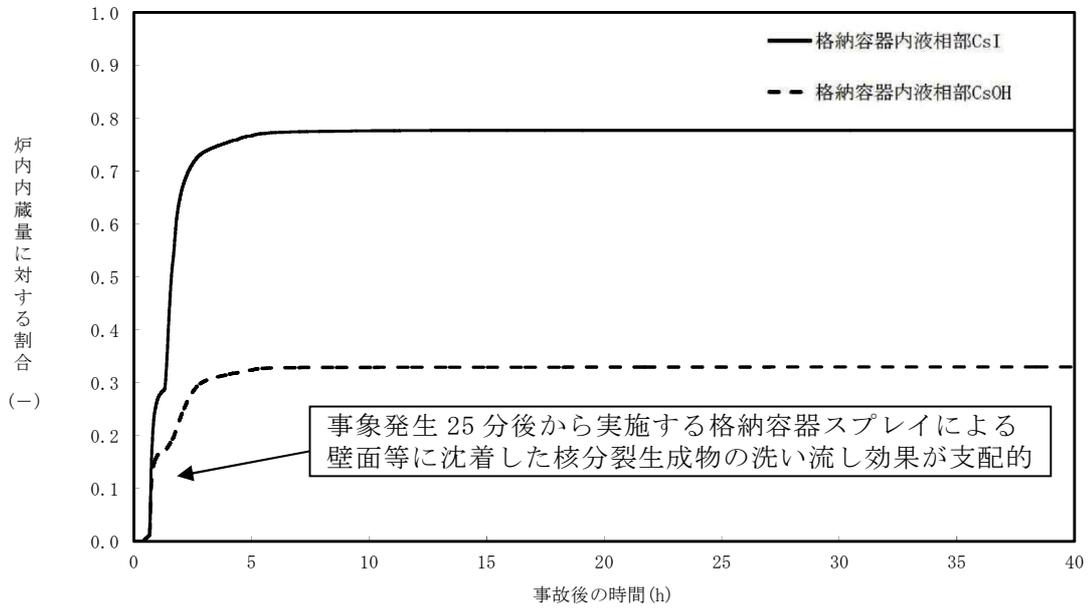
1. スクラビング時のサブプレッション・プール水の状態

事故発生後、CsI及びCsOHは原子炉圧力容器から格納容器内気相部へ移行し、また、その大部分は格納容器内液相部に移行する。MAAP解析により得られた格納容器内液相部中のCsI及びCsOHの存在割合の時間推移を第1図に、サブプレッション・プール水温の時間推移を第2図に示す。

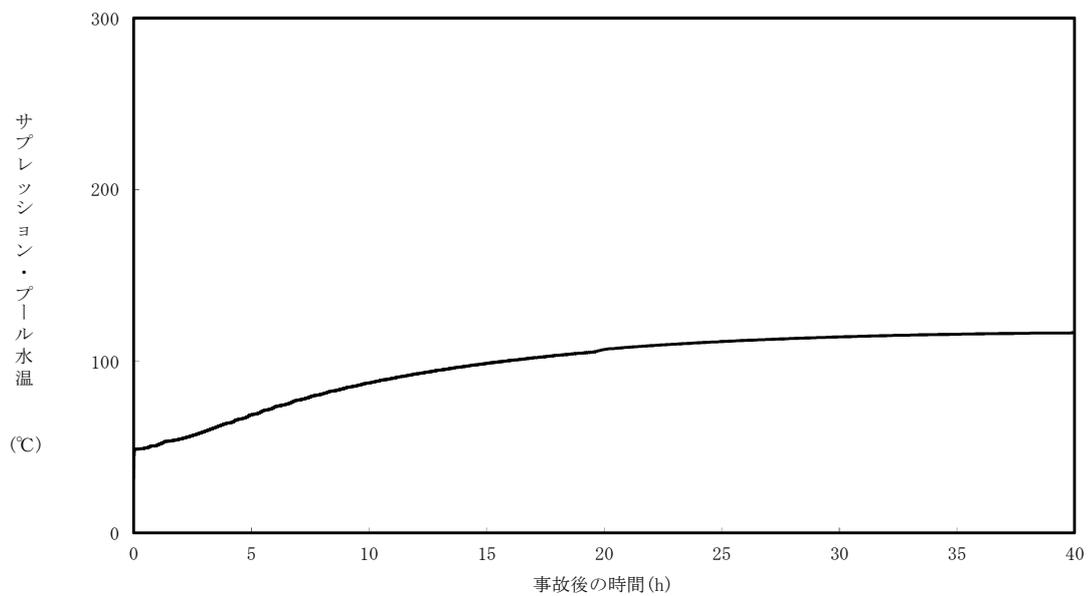
第1図より、格納容器の壁面等に沈着した核分裂生成物がドライウェルスプレイによって洗い流される効果や初期のブローダウンによるスクラビングの効果等により、CsI及びCsOHの大部分が初期の数時間で液相部へ移行することが分かる。また、第2図より、最初の数時間においては、サブプレッション・プール水温は未飽和状態であり、沸騰は起きていないことがわかる。すなわち、サブプレッション・プールでスクラビングされる大部分のCs

I 及び $C_s OH$ は、最初の数時間の非沸騰状態でその効果を受け、残りの少量の $C_s I$ 及び $C_s OH$ が沸騰状態下でのスクラビングを受けることになる。

このことから、サプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に対しては、沸騰条件下でのスクラビング効果の影響よりも、非沸騰状態下でのスクラビング効果の影響が支配的になると考えられる。



第 1 図 格納容器内液相部中の存在割合



第 2 図 サプレッション・プール水温

2. 沸騰時のスクラビング効果

沸騰時においても少量のエアロゾル粒子がサプレッション・プールのスクラビングを受けるため、沸騰時のスクラビング効果が極めて小さい場合は、サプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に与える影響は大きくなる可能性がある。

沸騰時のスクラビング効果については、電力共同研究にて実験が行われており、未飽和時のスクラビング効果との比較が行われている。試験の概要と試験結果を以下に示す。

(1) 試験の概要

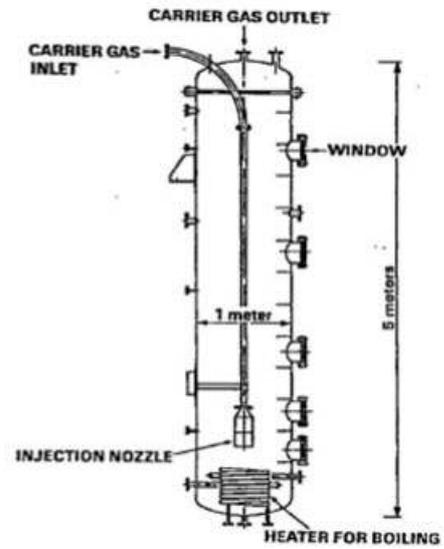
試験装置は直径約 1m、高さ 5m の第 3 図に示す円筒状容器であり、第 1 表に示す試験条件のもと、スクラバ水のスクラビング効果を測定している。

(2) 試験結果

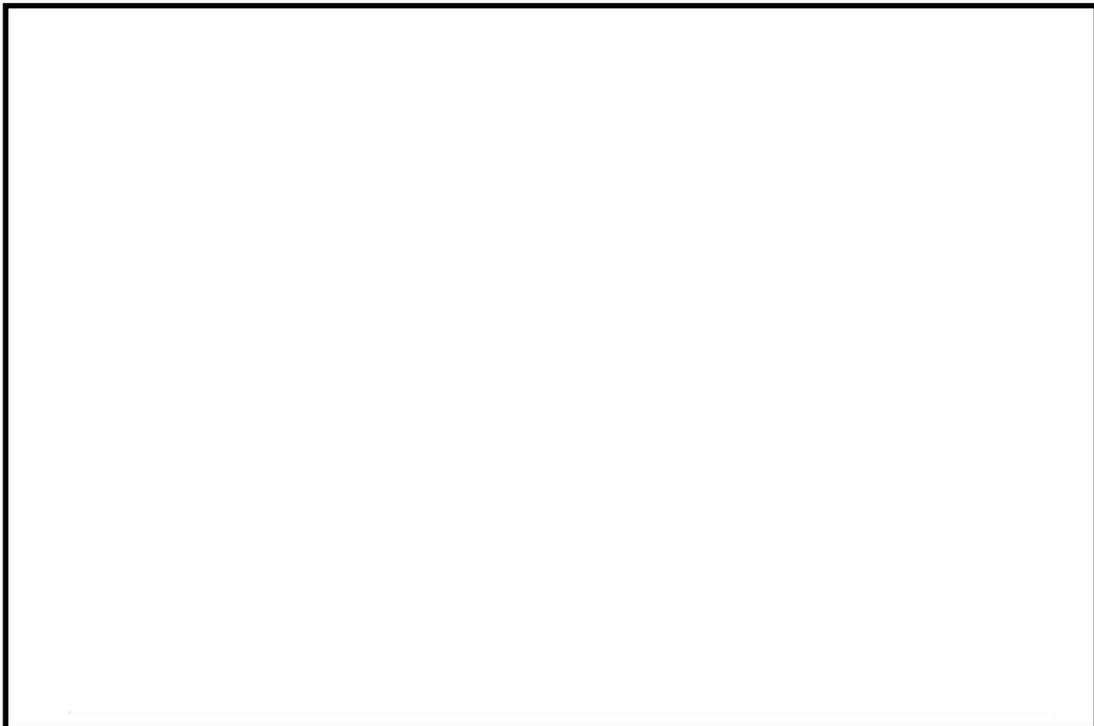
スクラバ水が未飽和である場合と、沸騰している場合の試験結果を第 4 図に示す。第 4 図では未飽和時の実験データを白丸、沸騰時の実験データを黒丸で示しており、スクラバ水の水深を実機と同程度（約 3m）とした場合では、スクラビング効果は沸騰時と未飽和時で同等程度となっている。このことから、実機においても、沸騰後にサプレッション・プールのスクラビング効果が全くなくなる（ $DF=1$ となる）ことにはならず、沸騰後のスクラビングがサプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に与える影響は限定的となると考えられる。

第1表 試験条件

Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	steam fraction (vol.%)	50	0~80
	carrier gas flow rate (L/min)	500	300~2000
Aerosol property	particle diameter (μm)	0.21~1.1	0.1~1.9
	material	LATEX	LATEX, Col



第3図 試験装置の概要



第4図 エアロゾル粒子に対するスクラビング効果

出典：共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」

(PHASE 2) 最終報告書 平成5年3月

安定状態について（代替循環冷却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）（代替循環冷却系を使用しない場合）」時の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可能であり，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。

格納容器安定状態：

重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置）により，格納容器圧力及び雰囲気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の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】

原子炉安定状態の確立について

低圧代替注水系（常設）における注水継続により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。

格納容器安定停止状態の確立について

炉心冷却を継続し，格納容器圧力 0.62MPa[gage]到達までに格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を開始することで，格納容器圧力及び雰囲気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，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】

上記の格納破損防止対策により安定状態を維持できる。

代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系を復旧させ，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 格納容器除熱機能として代替循環冷却系による冷却又は残留熱除去系復旧による冷却へ移行
- ② 格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント及び格納容器への窒素封入並びに格納容器内の水素・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
- ③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源），冷却水等の確保
- ④ 長期的に維持される格納容器の状態（圧力・温度）に対し，適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保
（添付資料 2. 1. 1 別紙 1 参照）

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用しない場合))

第1表 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(1/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。 CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。 炉心ヒートアップ速度の増加 (被覆管酸化の促進) を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確認した。 ・TQV、大破断 LOCA シーケンスとともに、炉心溶融の開始時刻への影響は小さい ・下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。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、炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作については、高圧・低圧注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (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。 また、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作については、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。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析 (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				
	燃料被覆管酸化				
	燃料被覆管変形				
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	TQV シーケンス及び中小破断 LOCA シーケンスに対して、MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないこと等から、水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり、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。 原子炉注水操作については、高圧・低圧注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (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。
気液分離 (水位変化)・対向流					
原子炉圧力容器	ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)	安全系モデル (非常用炉心冷却系) 安全系モデル (代替注水設備)	入力値に含まれる。	「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。

第1表 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(2/2)

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	
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℃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、実機体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。 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 実験解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、格納容器圧力を操作開始の起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却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、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、格納容器圧力を操作開始の起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 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。	
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		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ない。	「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。
	気液界面の熱伝達		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。	「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。
	スプレイ冷却	原子炉圧力容器(炉心損傷後)	原子炉圧力容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により、FP 放出の開始時刻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 FP 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思われる。	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 FP 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-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ものと推定される。本評価事故シナリオでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	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てい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ものと推定される。
	格納容器ベント	格納容器(炉心損傷後)	格納容器内 FP 挙動	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正に評価できることを確認した。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは 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正に評価できることを確認している。本評価事故シナリオでは、炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP 挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	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、本評価事故シナリオにおける格納容器圧力逃がし装置による大気中への 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、サブプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合は約 1.1×10^{-3} TBq (7 日間)、ドライウエルのベントラインを経由した場合は約 0.35TBq (7 日間) であり、評価項目に対して余裕がある。
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)	・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。 ・TQV、大破断 LOCA シーケンスともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、リロケーション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。	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。	
	構造材との熱伝達	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル				
	原子炉圧力容器内 FP 挙動					
格納容器(炉心損傷後)	格納容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル				

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(1/4)

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	原子炉熱出力	3, 293MW	約 3, 279MW～ 約 3, 293MW (実績値)	定格原子炉熱出力として設定 原子炉熱出力のゆらぎを考慮した最確条件を包絡できる条件	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. 91～約 6. 94MPa [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。
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート 下端から約+122cm～ 約+132cm)	通常運転水位 (セパレータスカート 下端から約+122cm～ 約+132cm) (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、原子炉スクラム 10 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 3m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 40mm であり非常に小さい。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
	炉心流量	48, 300t/h (定格流量 (100%))	定格流量の 約 86%～約 104% (実績値)	定格流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に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。
	燃料	9×9 燃料 (A型)	装荷炉心ごと	9×9 燃料(A型)と9×9 燃料(B型)は、熱水力的な特性はほぼ同等であり、燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されることから、代表的に9×9 燃料(A型)を設定	最確条件とした場合は、9×9 燃料のA型又はB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に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。
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS- 5. 1-1979 燃焼度 33GWd/t	燃焼度 33GWd/t 以下 (実績値)	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため、崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として、1 サイクルの運転期間(13 ヶ月)に調整運転期間(約 1 ヶ月)を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、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り格納容器スプレイ及び格納容器ベント操作の開始が遅くなるが、操作手順(常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント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。
	格納容器体積 (ドライウエル)	5, 700m ³	5, 700m ³ (設計値)	設計値を設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に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。
	格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部：4, 100m ³ 液相部：3, 300m ³	空間部： 約 4, 092m ³ ～ 約 4, 058m ³ 液相部： 約 3, 308m ³ ～ 約 3, 342m ³ (実績値)	サブプレッション・プールの圧力抑制効果が厳しくなる少々の水量として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定	最確条件とした場合には、格納容器体積(サブプレッション・チェンバ)の液相部の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが、ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が 6. 983m の時の水量は 3, 300m ³ であるのに対し、ゆらぎによる水量変化(0. 087m)は約 42m ³ であり、その割合は初期保有水量の約 1. 3% 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。

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(2/4)

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	サブプレッション・プール水位	6.983m (通常運転水位－4.7cm)	約7.000m～ 約7.070m (実績値)	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定	最確条件とした場合には、サブプレッション・プール水位の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが、ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が6.983mの時の水量は3,300m ³ であるのに対し、ゆらぎによる水量変化(0.087m)は約42m ³ であり、その割合は初期保有水量の約1.3%と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、サブプレッション・プール水位の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが、ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が6.983mの時の水量は3,300m ³ であるのに対し、ゆらぎによる水量変化(0.087m)は約42m ³ であり、その割合は初期保有水量の約1.3%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。
	サブプレッション・プール水温	32℃	約15℃～約32℃ (実績値)	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として、保安規定の運転上の制限における上限値を設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも若干低くなるため、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ペント操作の開始が遅くなるが、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若干低くなるため、格納容器の熱容量は若干大きくなり格納容器ペ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	5kPa[gage]	約2.2～約4.7 kPa[gage] (実績値)	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している圧力よりも小さくなるため、格納容器圧力が低めに推移することから、格納容器スプレイ及び格納容器ペント操作の開始が遅くなるが、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圧力よりも小さくなるため、格納容器圧力が低めに推移することから、格納容器ペントに至るまでの時間は長くなるが、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。
	ドライウエル雰囲気温度	57℃	約25℃～約58℃ (実績値)	ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度を設定	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。
	真空破壊装置	3.45kPa (ドライウエルサブプレッション・チェンバ間差圧)	3.45kPa (ドライウエルサブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値	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、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。
	外部水源の温度	35℃	35℃以下	格納容器スプレイによる圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温として、代替淡水貯槽及び水源補給に用いる淡水貯水池の年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりもおおむね低くなるが、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る。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び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。	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おおむね低くなるが、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、格納容器の圧力及び温度の上昇は遅くなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	外部水源の容量	約9,300m ³	9,300m ³ 以上 (淡水貯水池+代替淡水貯槽)	淡水貯水池及び代替淡水貯槽の管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日後までに必要な容量を備えており、水源は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	—
	燃料の容量	約1,010kL	1,010kL以上 (軽油貯蔵タンク+可搬型設備用軽油タンク)	軽油貯蔵タンク及び可搬型設備用軽油タンクの管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日後までに必要な容量を備えており、燃料は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	—

第2表 解析条件を最確条件とした場合に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(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				
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 原子炉再循環系の吸込配管の破断	—	原子炉压力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として、原子炉压力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である原子炉再循環系の吸込配管における両端破断を設定 (添付資料 3.1.2.12)	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。 (添付資料 3.1.2.12)	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 0.62MPa[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 3.1.2.12)
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高压注水機能及び低圧注水機能喪失	—	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 高压注水機能として高压炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、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（低圧注水系）の機能喪失を設定	—	—
	外部電源	外部電源なし	—	運転員の対応を厳しく見積もる観点から外部電源なしを設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定している	仮に、外部電源がある場合でも、常設低圧代替注水系ポンプの起動のために緊急用母線を受電する必要があるため、注水開始時間は外部電源がない場合と同等となる。本評価事故シーケンスでは、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。	仮に、外部電源がある場合でも、常設低圧代替注水系ポンプの起動のために緊急用母線を受電する必要があるため、注水開始時間は外部電源がない場合と同等となることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	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、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。

第2表 解析条件を最確条件とした場合に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(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			
機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低(レベル3)信号	タービン蒸気加減弁急速閉信号又は原子炉保護系電源喪失	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低(レベル3)にてスクラムするものとして設定	最確条件とした場合には、原子炉熱出力の低下が早くなるため、原子炉冷却材の放出が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り、格納容器スプレイ及び格納容器ベント操作の開始が遅くなるが、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には、原子炉熱出力の低下が早くなるため、原子炉冷却材の放出が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り、格納容器ベントに至るまでの時間は長くなるが、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。
	低圧代替注水系(常設)	230m ³ /hで注水、その後は崩壊熱による蒸発を補う注水量に制御	230m ³ /h以上で注水、その後は崩壊熱による蒸発を補う注水量に制御	炉心冷却の維持に必要な流量として設定	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)、原子炉水位の回復が早くなる。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。	実際の注水流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。
	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	130m ³ /hでスプレイ	130m ³ /hでスプレイ	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定	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、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。
	格納容器下部注水系(常設)	解析上考慮しない	100m ³ /hで注水	ベDESTAL(ドライウェル部)への水張り水は、格納容器の熱容量を確保するため、格納容器圧力及び温度上昇を保守的に評価する観点から、解析上はベDESTAL(ドライウェル部)注水を実施しない。	ベDESTAL(ドライウェル部)への水張りを実施した場合、水張り水の熱容量により格納容器圧力の上昇は緩和されるため、格納容器圧力を起点とする運転員等操作の開始は遅くなる。	ベDESTAL(ドライウェル部)への水張りを実施した場合、水張り水の熱容量により格納容器圧力及び温度の上昇は緩和される。このため、評価項目となるパラメータの判断基準に対する余裕は大きくなる。
	格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が0.31MPa[gage]における、排出流量13.4kg/sにて除熱	格納容器圧力が0.31MPa[gage]における、排出流量13.4kg/s以上にて除熱	格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能できる格納容器圧力逃がし装置の設定値を考慮して設定	実際の流量が解析より多い場合、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(格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱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。	実際の流量が解析より多い場合、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力の最大値は格納容器ベント時のピーク圧力であり、ベント後の格納容器圧力挙動への影響はほとんどないことから、評価項目となるパラメータに対して与える影響はない。

第3表 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（1/4）

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	操作時間余裕	訓練実績等
	解析条件	条件設定の考え方					
<p>操作条件</p> <p>常設代替高压電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作</p> <p>(以下「低圧代替注水系(常設)等起動操作」という。)</p>	<p>事象発生 25 分後</p>	<p>操作所要時間を踏まえて設定</p>	<p>【認知】 中央制御室にて、外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断し、これにより、常設代替高压電源装置による緊急用母線の受電操作及び低圧代替注水系(常設)等の起動操作を開始する手順としている。この認知に係る時間として 10 分間を想定しているため、認知遅れにより操作時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 中央制御室での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 中央制御室での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】 非常用ディーゼル発電機等の手動復旧操作(失敗)、常設代替高压電源装置の起動操作、緊急用母線の受電操作、低圧代替注水系(常設)等起動操作を行う運転員の操作内容及び操作所要時間は以下のとおり。これらの作業は一連の操作として行うため、操作所要時間は合計 15 分間となる</p> <ul style="list-style-type: none"> ●非常用ディーゼル発電機等の手動起動操作(失敗)に係る時間として 2 分を想定 ●常設代替交流電源設備の起動操作及び緊急用母線の受電操作として 4 分を想定 ●低圧代替注水系(常設)等起動操作として 9 分を想定 <p>【他の並列操作有無】 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>低圧代替注水系(常設)等起動操作は、操作所要時間を踏まえて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し。</p> <p>また、原子炉注水によって原子炉水位が原子炉水位 L0 まで回復した場合、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による格納容器冷却による蒸発を補う流量に変更するとともに、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却を停止する。当該操作開始時間は、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ことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。また、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し。</p>	<p>低圧代替注水系(常設)等起動操作は、操作所要時間を踏まえて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ない。</p>	<p>事象発生から 50 分後(操作開始時間の 25 分程度の遅れ)までに常設代替高压電源装置からの受電操作を行い、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器冷却及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(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。(添付資料 3.1.3.12)</p>	<p>中央制御室における操作のため、シミュレータ(模擬操作含む。)にて訓練実績を取得。解析上においては、低圧代替注水系(常設)等起動操作まで 25 分としているところ、訓練実績では約 25 分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。</p>

第3表 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (2/4)

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	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作	格納容器圧力 465kPa[gage] 到達時	運転手順書等を踏まえて設定	<p>【認知】 事故時には重要監視パラメータである格納容器圧力を継続監視しており、また、格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達する時間は事象発生から約 3.9 時間後であり、それまでに格納容器圧力の上昇を十分に認知できる時間があるため、認知遅れにより操作時間に与える影響はなし</p> <p>【要員配置】 中央制御室での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし</p> <p>【移動】 中央制御室での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし</p> <p>【操作所要時間】 注水流量調整の操作は、流量調整弁の操作であり、操作装置による操作のため簡易であり、格納容器の緩やかな圧力上昇に対して操作開始時間は十分に短い</p> <p>【他の並列操作有無】 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>実態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。</p> <p>当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作と重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p>	<p>実態の操作開始時間は解析上の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。</p>	<p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却開始までの時間は、事象発生から約 3.9 時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p> <p>なお、操作が大幅に遅れるような場合でも、格納容器限界圧力に至るまでの時間は事象発生後約 14 時間後であり、時間余裕がある。（添付資料 3.1.3.12）</p>	<p>中央制御室における操作のため、シミュレータ（模擬操作含む。）にて訓練実績を取得。訓練では、格納容器圧力 465kPa[gage]到達時に、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を実施、スプレイ操作は約 4 分。想定している範囲内で意図している運転操作が実施可能であることを確認した。</p>

第3表 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (3/4)

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	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	サブプレッション・プール水位が通常水位 +6.5m 到達から 5 分後	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定	<p>【認知】</p> <p>事故時には重要監視パラメータであるサブプレッション・プール水位を継続監視しており、また、炉心損傷後の格納容器ベントの操作実施基準に到達するのは、事象発生の約 19 時間後であり、それまでにサブプレッション・プール水位の上昇を十分に認知できる時間があるため、認知遅れにより操作時間に与える影響はなし</p> <p>【要員配置】</p> <p>中央制御室での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし</p> <p>なお、中央制御室における操作が失敗した場合を想定して現場操作を行うための要員を配置する。他の現場操作を行う発電所災害対策本部要員とは独立して、格納容器ベント操作を行う発電所災害対策本部要員を配置していることから、操作開始時間に与える影響はなし</p> <p>【移動】</p> <p>中央制御室での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし</p> <p>なお、中央制御室における操作が失敗した場合を想定して現場操作を行うための要員を配置する。発電所災害対策本部要員は、サブプレッション・プール水位が通常水位から 5.5m 高い位置に到達する事象発生から約 16 時間後に災害対策本部から操作現場へ移動する。移動に係る所要時間は約 1 時間以内であり、ベント操作開始時間の事象発生から約 19 時間後までに余裕時間があることから、操作開始時間に与える影響はなし</p> <p>【操作所要時間】</p> <p>制御盤の操作スイッチによる操作のため簡易であり、サブプレッション・プール水位の緩やかな上昇に対して操作開始時間は十分に短い</p> <p>なお、中央制御室における操作が失敗した場合を想定して現場操作を行うための要員を配置する。発電所災害対策本部要員の現場操作は、フレキシブルシャフトを用いた 1 弁の手動操作であり、30 分を想定している。本操作は、中央制御室による格納容器ベントが実施不可と判断した場合に開始し、格納容器圧力が 0.62MPa[gage] に到達する予定時刻の 40 分以上前から実施する。よって、操作開始時間に与える影響はなし</p> <p>【他の並列操作有無】</p> <p>当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし</p> <p>なお、中央制御室における操作が失敗した場合を想定して現場操作を行うための要員を配置する。他の現場操作を行う発電所災害対策本部要員とは独立して、格納容器ベント操作を行う発電所災害対策本部要員を配置していることから、操作開始時間に与える影響はなし</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>中央制御室における操作は、制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p> <p>なお、中央制御室における操作が失敗した場合を想定して現場操作を行うための要員を配置する。現場操作は、作業の成立性や要員の安全のため 3 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>炉心損傷後の格納容器ベントの実施基準（サブプレッション・プール水位通常水位+6.5m）に到達するのは、事象発生の約 19 時間後である。また、格納容器ベントの準備操作はサブプレッション・プール水位上昇の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余裕時間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、サブプレッション・プール水位通常水位 +6.5m 到達時に速やかに格納容器除熱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。</p> <p>当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p>	<p>実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約 19 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。</p>	<p>中央制御室での操作は、シミュレータ（模擬操作含む。）にて訓練を取得。中央制御室におけるベント操作は、タッチパネルによる 1 弁の操作に約 2 分の操作時間を要した。また、ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は現場操作にて対応するが、現場モックアップ等による実績では、約 25 分で操作を実施できた。想定している範囲内で意図している運転操作が実施可能であることを確認した。</p>

第3表 運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（4/4）

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	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	可搬型代替注水大型ポンプを用いた水源補給操作	事象発生から48時間後	代替淡水貯槽への補給は、解析条件ではないが、解析で想定している操作の成立や継続に必要な作業。代替淡水貯槽の枯渇が発生しないよう設定。	代替淡水貯槽は、水源補給を実施しない場合においても約92時間枯渇しないため、代替淡水貯槽への水源補給までの時間は、十分な時間余裕がある。	—	—	—	代替淡水貯槽への補給は所要時間220分のところ、訓練実績等により約194分に実施可能なことを確認した。
	タンクローリによる燃料補給操作	事象発生から49.5時間以降、適宜	可搬型代替注水大型ポンプへの給油は、解析条件ではないが、解析で想定している操作の成立や継続に必要な操作・作業。各機器の使用開始時間を踏まえて設定。	代替淡水貯槽は、水源補給を実施しない場合においても約92時間枯渇しないため、可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給までの時間は、十分な時間余裕がある。	—	—	—	代替淡水貯槽への補給は所要時間90分のところ、訓練実績等により約82分に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「大 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 全交流動力電源喪失」では、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、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生約 9 分後に燃料被覆管の最高温度は 1, 200℃に到達する。有効性評価では、事象発生から 25 分経過した時点で、常設代替高圧電源装置からの給電により常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することで、原子炉圧力容器破損に至ることなく、水位は回復し、炉心は冠水する評価結果となっている。

本事象進展について、運転員による格納容器冷却操作及び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 25 分遅延（事象発生 50 分後に原子炉注水開始）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。第 1 表に感度解析の評価結果を示す。また、操作 25 分遅れケースの炉心損傷状態を第 1 図に示す。

操作 25 分遅れの場合においても、損傷した燃料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。

※ここでのリロケーションとは、炉心損傷後、溶融炉心が炉心下部プレナムへ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限界圧力・限界温度の到達時間を評価した。第2表に感度解析のへ評価結果を示す。また、操作25分遅れケースにおいても、スプレイ開始後は格納容器の圧力・温度は制御され、格納容器限界圧力・限界温度に到達することはない。また、サプレッション・プール水が通常水位+6.5mに到達する時間は約20.1時間後であり、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇傾向への影響はほとんどない。

3. まとめ

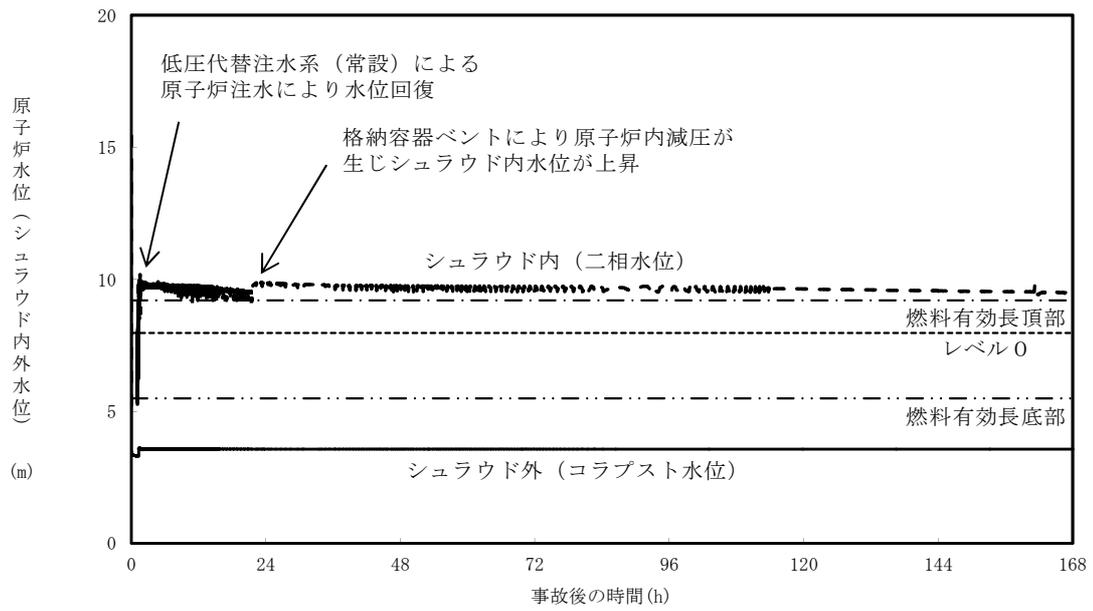
操作25分遅れケースにおいても、有効性評価のケースと同様に原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性は維持される。したがって、原子炉注水操作は、有効性の確認された25分程度の遅れの余裕がある。

第1表 原子炉圧力容器の健全性に関する感度解析結果

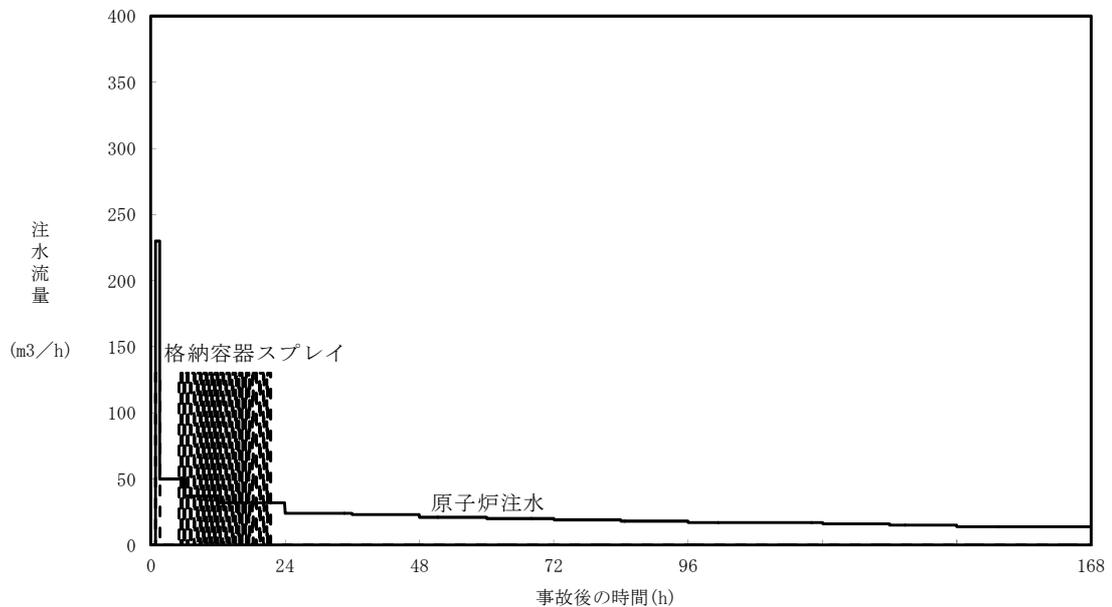
ケース	損傷炉心の位置
有効性評価 (事象発生 25 分後に注水)	炉心位置に保持 (リロケーション発生せず)
操作 25 分遅れ (事象発生 50 分後に注水)	炉心位置に保持 (リロケーション発生せず)

第2表 格納容器破損防止対策の有効性に関する感度解析結果

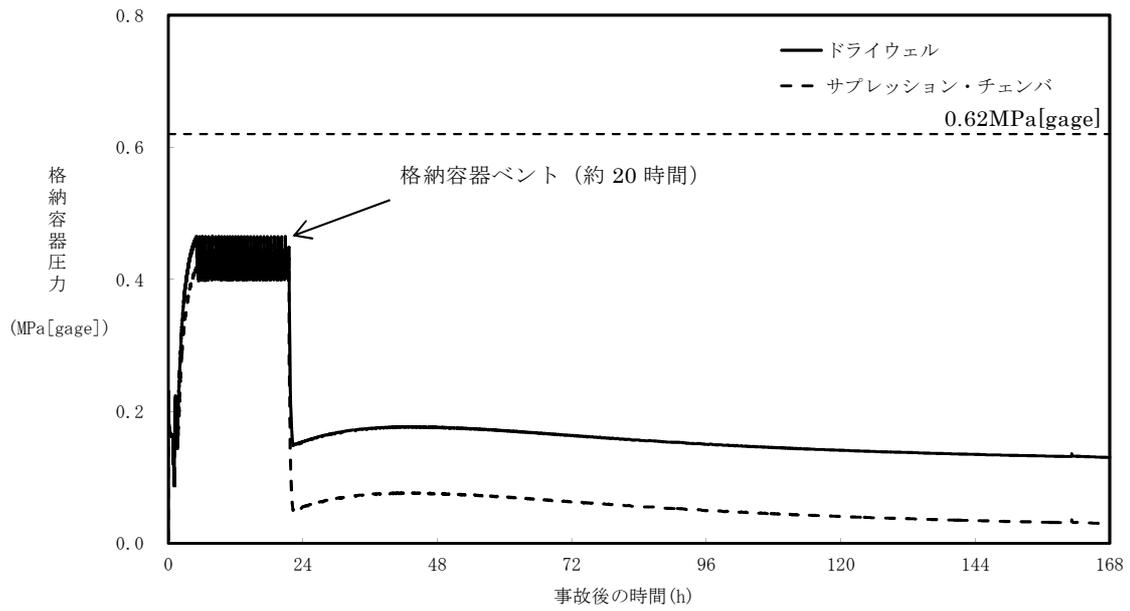
ケース	代替格納容器 スプレイ開始時間	通常水位+6.5m 到達時間 (ベント開始時間)
有効性評価	約 3.9 時間	約 19.5 時間
操作 25 分遅れ	約 4.0 時間	約 20.1 時間



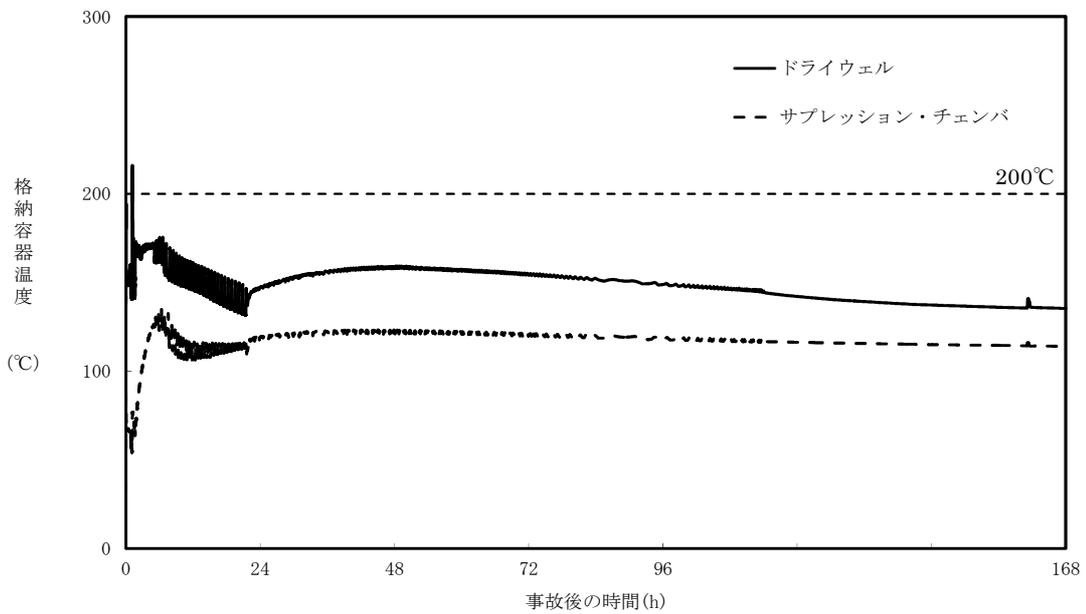
第 1 図 操作 25 分遅れのケースにおける原子炉水位の推移



第 2 図 操作 25 分遅れにおける注水流量の推移



第 3 図 操作 25 分遅れにおける格納容器圧力の推移



JOB No. MA47BNT2AE--3H7W000

第 4 図 操作 25 分遅れにおける格納容器温度の推移

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)

(代替循環冷却系を使用しない場合))

1. 水源に関する評価

① 淡水源 (有効水量)

- ・ 代替淡水貯槽 : 約 4,300m³
- ・ 北側淡水池 : 約 2,500m³
- ・ 高所淡水池 : 約 2,500m³

2. 水使用パターン

① 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水

事象発生 25 分後, 定格流量で代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施する。

炉心水位回復後は, 崩壊熱除去に相当する流量で注水する。

② 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却

事象発生 25 分後から炉心水位回復まで, 代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却を実施する。

格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達する事象発生約 3.9 時間後, 代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却を実施す

る。その後、格納容器圧力 465kPa[gage]到達でスプレイ開始、400kPa[gage]で停止の操作を継続する。

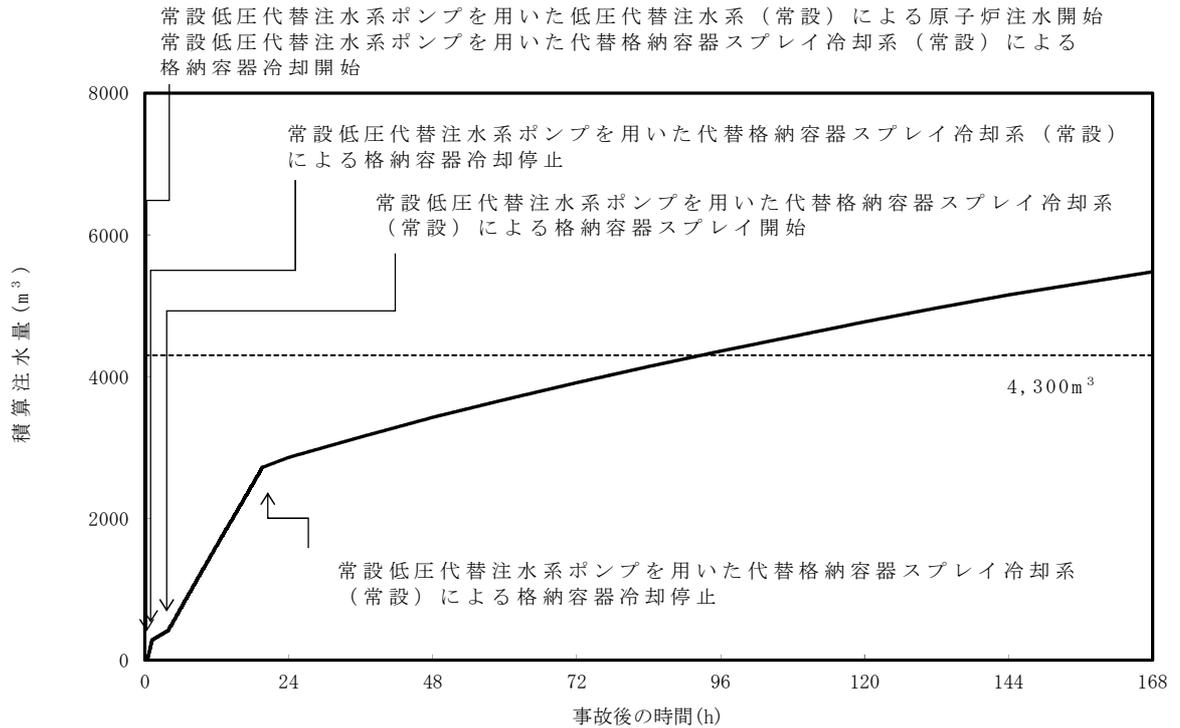
サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達後、格納容器スプレイを停止する。

③ 北側淡水池又は高所淡水池から代替淡水貯槽への補給

可搬型代替大型注水大型ポンプによる水源補給準備が完了後、北側淡水池又は高所淡水池の水を代替淡水貯槽へ水位が上昇する流量で補給する。

3. 時間評価

事象発生直後の原子炉注水等によって、代替淡水貯槽の水量は減少する。可搬型代替大型注水大型ポンプによる水源補給準備が完了後、北側淡水池又は高所淡水池から代替淡水貯槽への補給を開始するため、代替淡水貯槽は枯渇することなく、安定した冷却を継続することが可能である。



第 1 図 外部水源による積算注水量

(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(代替循環冷却系を使用しない場合))

4. 水源評価結果

時間評価の結果から代替淡水貯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、合計約 5,490m³ 必要となる。代替淡水貯槽、北側淡水池及び高所淡水池に合計約 9,300m³ の水を保有することから必要水量を確保している。このため、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))

(代替循環冷却系を使用しない場合))

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

時系列	合計	判定
常設代替高圧電源装置 5 台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) $420.0\text{L/h(燃料消費率)} \times 168\text{h(運転時間)} \times 5\text{台(運転台数)}$ $= \text{約 } 352.8\text{kL}$	7 日間の軽油消費量 約 352.8kL	軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり, 7 日間対応可能
可搬型代替注水大型ポンプ 1 台起動 (代替淡水貯槽給水) $218\text{L/h(燃料消費率)} \times 168\text{h(運転時間)} \times 1\text{台(運転台数)}$ $= \text{約 } 36.6\text{kL}$	7 日間の軽油消費量 約 36.6kL	可搬型設備用軽油タンクの容量は約 210kL であり, 7 日間対応可能

常設代替交流電源設備の負荷

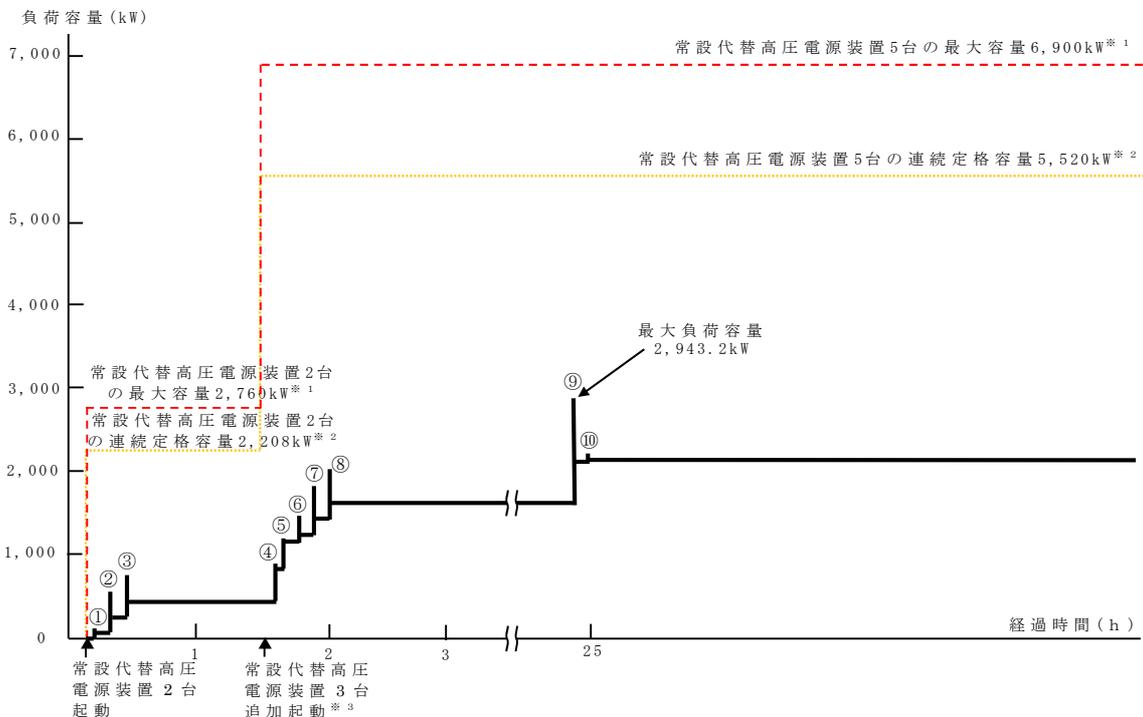
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))

(代替循環冷却系を使用しない場合))

主要負荷リスト

【電源設備：常設代替高压電源装置】

起動順序	主要機器名称	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の連続運転負荷容量 (kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器盤 ・その他負荷	24.0 35.6	124.3	59.6
②	常設低圧代替注水系ポンプ	190.0	544.0	249.6
③	常設低圧代替注水系ポンプ	190.0	734.0	439.6
④	非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器盤2A ・非常用照明 ・120V A C 計装用電源2A ・その他負荷	47.1 89.0 28.6 224.5	875.9	828.8
⑤	非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器盤2B ・非常用照明 ・120V A C 計装用電源2B ・その他負荷	35.9 71.2 102.1 103.9	1,165.8	1,141.9
⑥	非常用ガス再循環系ファン 非常用ガス処理系ファン その他負荷 停止負荷	55.0 7.5 78.7 -54.3	1,446.4	1,228.8
⑦	中央制御室空調ファン 中央制御室非常用循環ファン その他負荷	45.1 7.5 165.1	1,808.7	1,446.5
⑧	蓄電池室排気ファン その他負荷	7.5 153.0	2,026.5	1,607.0
⑨	緊急用海水ポンプ その他	510.0 10.0	2,943.2	2,127.0
⑩	代替燃料プール冷却系ポンプ	22.0	2,206.5	2,149.0



常設代替高压電源装置の負荷積算イメージ

※1：常設代替高压電源装置定格出力運転時の容量 (1,380kW×運転台数=最大容量)
 ※2：常設代替高压電源装置定格出力運転時の80%の容量 (1,380kW×0.8×運転台数=連続定格容量)
 ※3：非常用母線の負荷への給電に伴い、負荷容量が増加するため、常設代替高压電源装置を3台追加起動する

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「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+全交流動力電源喪失」を評価事故シーケンスとして選定している。MAAPコードの水素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鎖が発生しにくい場合には水素が発生しやすいため、MAAPコードでそのような仮定を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

第1図に示すように、炉心内でデブリの移行(リロケーション)が発生し、それが冷却材流路に堆積して閉塞を起こした場合、MAAP解析では流路閉塞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完全に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の場合、流路閉塞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、完全閉塞は発生しない。

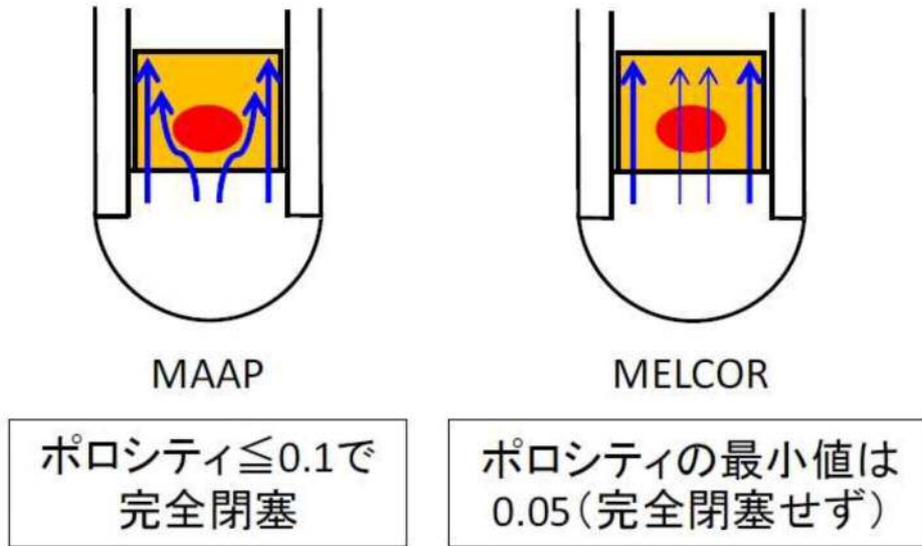
したがって、流路閉塞した場合、炉心で発生する非凝縮性ガスはMAAPの方が少なくなる傾向にある。このため、MAAPにおいて、流体が閉鎖部分を通過できなくなるとするノードの空隙率(ポロシティ)を0.0以下とすることで完全閉塞が発生しない条件とし、水素発生量に対する感度解析を行う。なお、ポロシティの設定以外の条件についてはベースケースと同様とし

た。

3. 解析結果

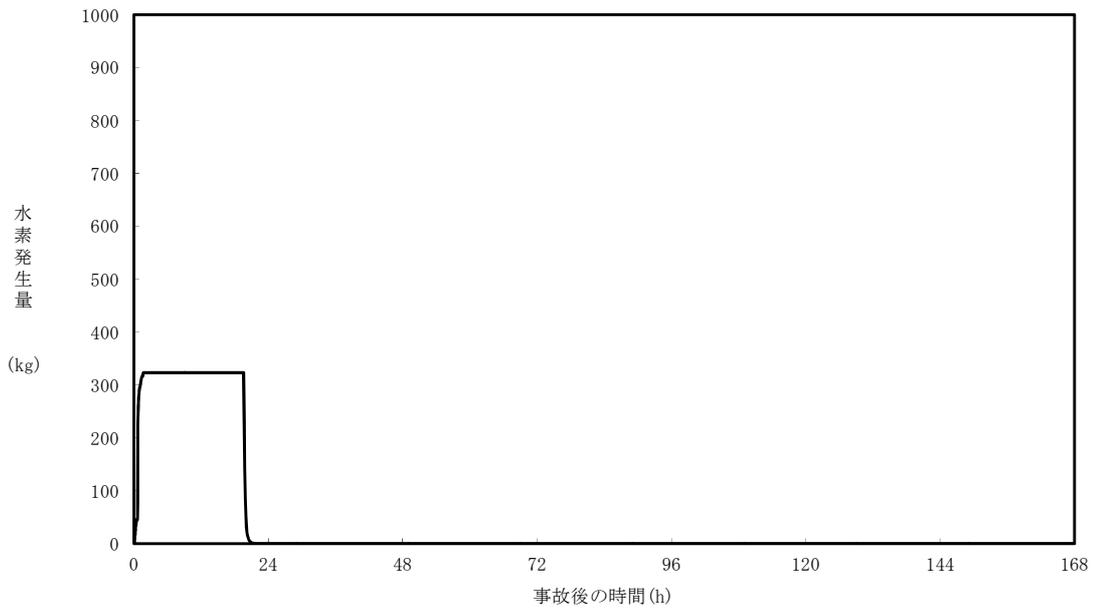
第2図から第6図に解析結果を示す。第2図より、ベースケースでの水素発生量が約324kgに対して感度解析では約288kgとなり、水素発生量は約11%減少している。これは、感度解析ではより炉心部への蒸気流入量は多くなる一方で、熔融炉心の冷却効果により、水-ジルコニウム反応が抑えられたためと考えられる。なお、第3図に示すとおり格納容器圧力の制御は可能であり、保守的な条件として非凝縮性ガスが変化するような場合においても、当該操作に大きな影響はない。

[1]重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第5部 MAA P）

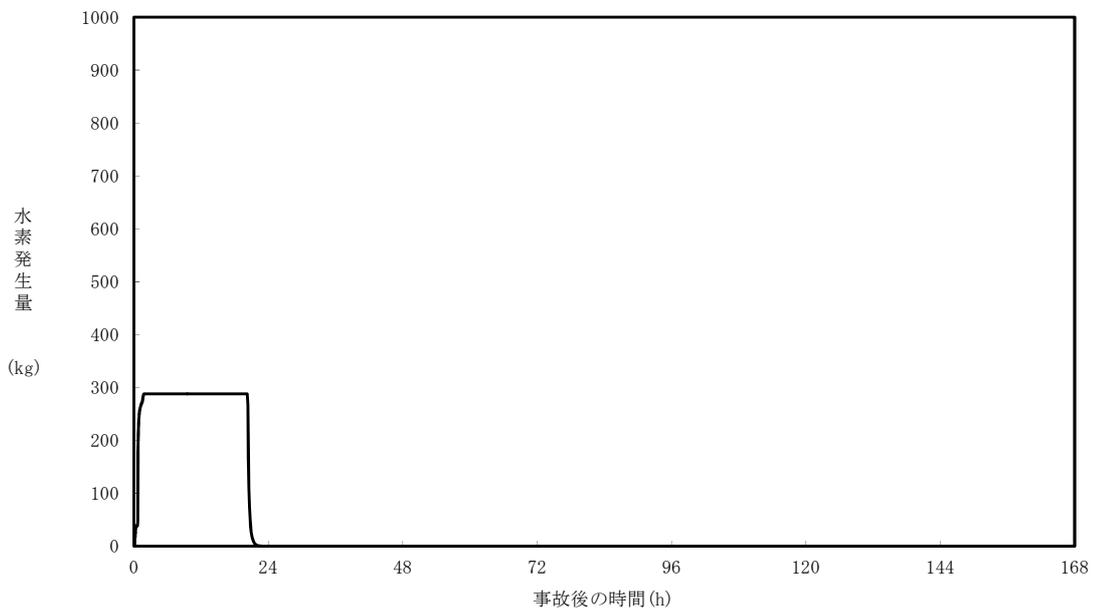


第 1 図 炉心内流路閉鎖モデルの概念図

(「MAAP5.01 及びMELCOR2.1 を用いた軽水炉プラントの苛酷事故解析」, 電力中央研究所, 平成 26 年 6 月 抜粋)

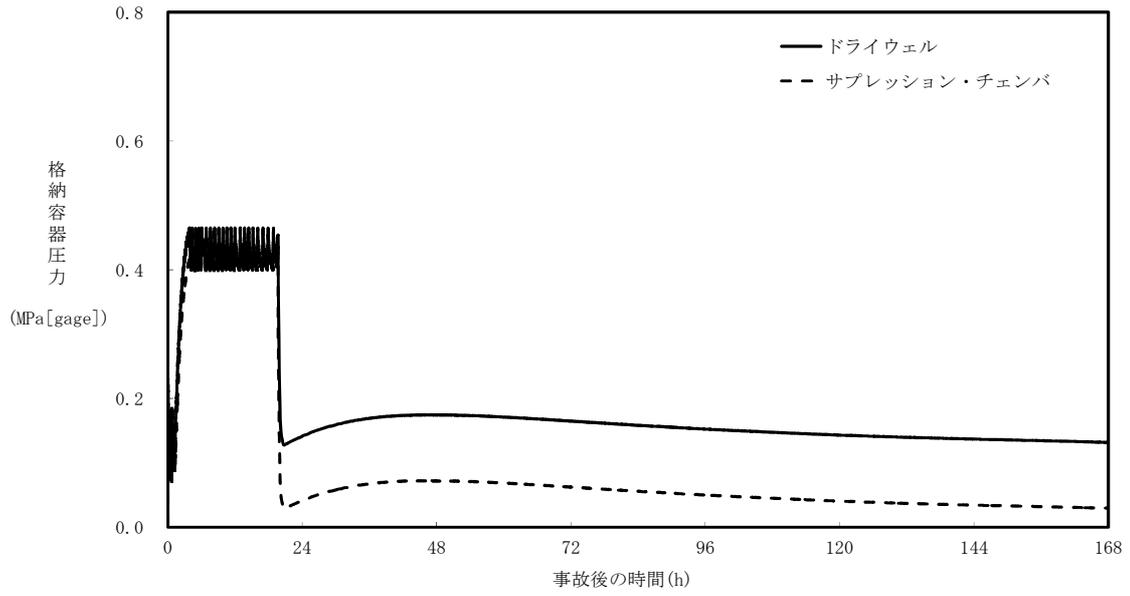


大破断LOCA解析 (ベースケース：空隙率 0.1 以下で完全閉塞)

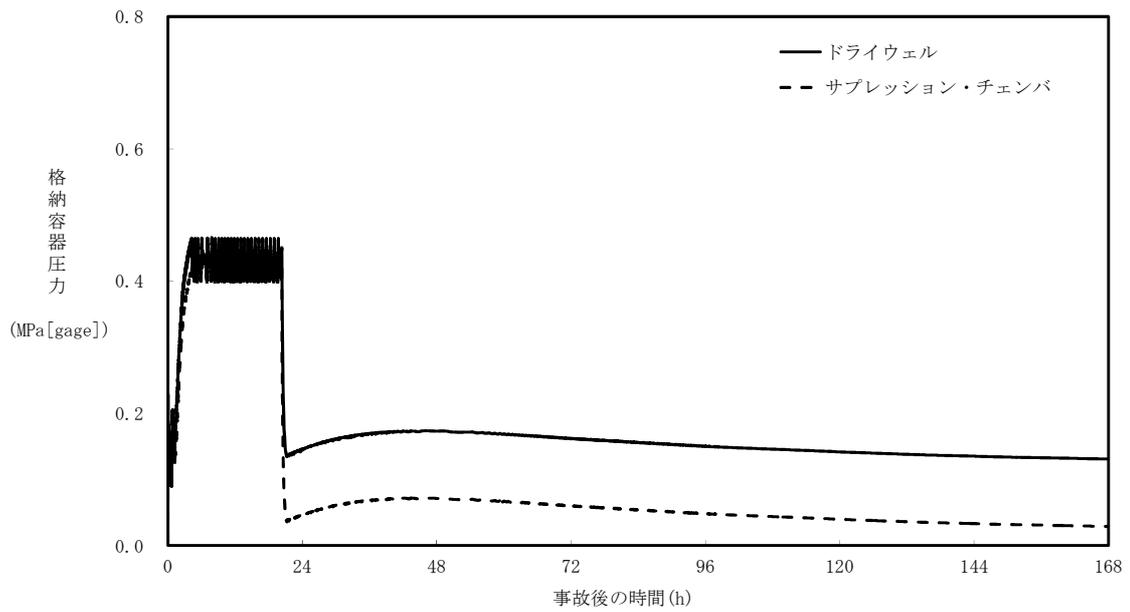


大破断LOCA解析 (ベースケース：空隙率 0.0 で完全閉塞)

第2図 水素発生量の比較

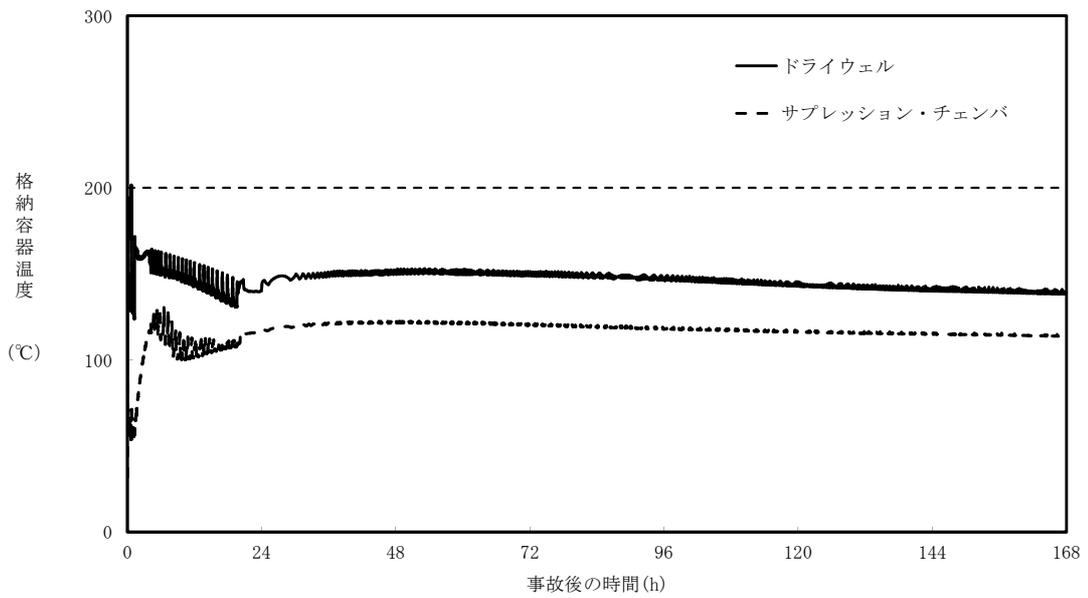


大破断LOCA解析（ベースケース：空隙率0.1以下で完全閉塞）

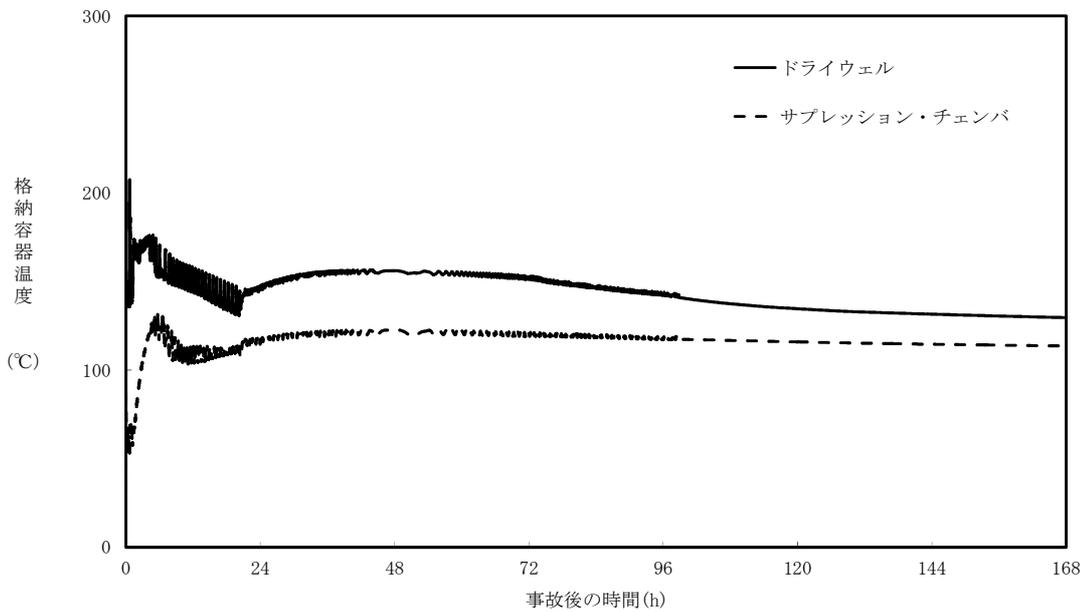


大破断LOCA解析（感度解析：空隙率0.0で完全閉塞）

第3図 格納容器圧力の比較

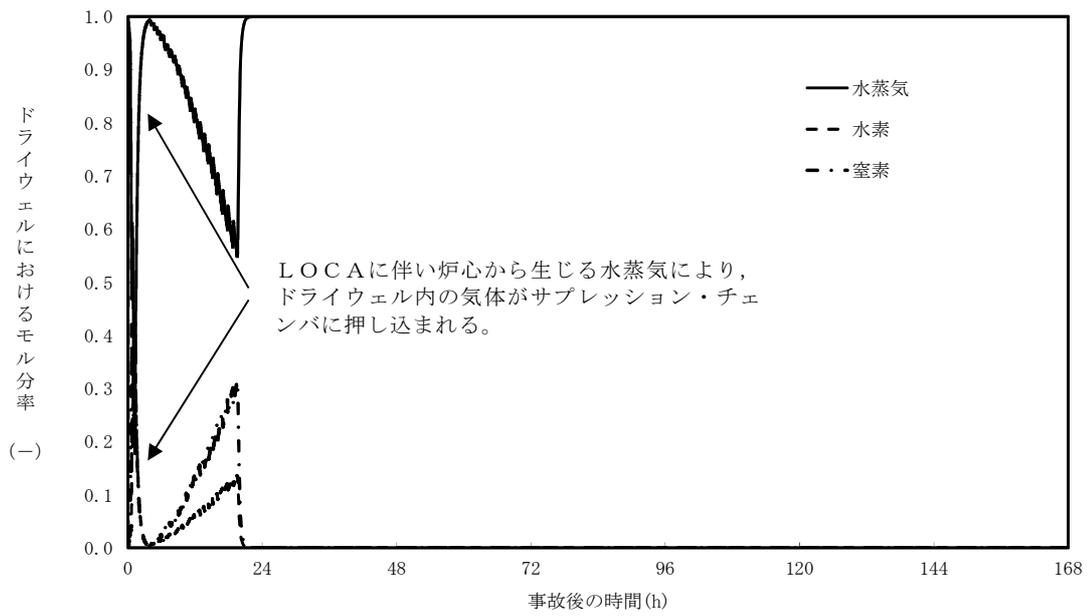


大破断LOCA解析（ベースケース：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

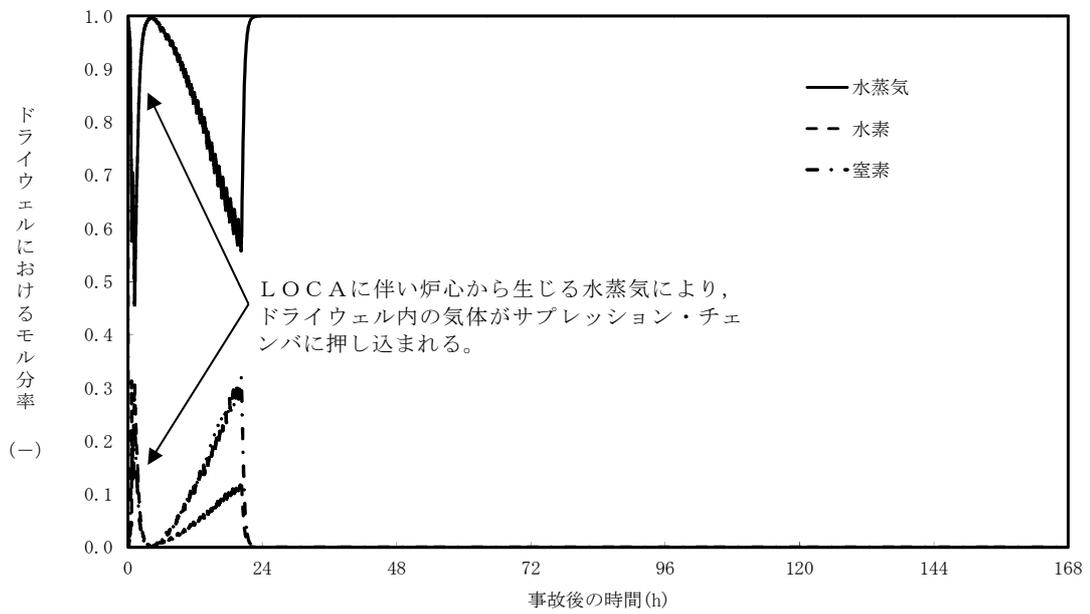


大破断LOCA解析（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

第 4 図 格納容器温度の比較

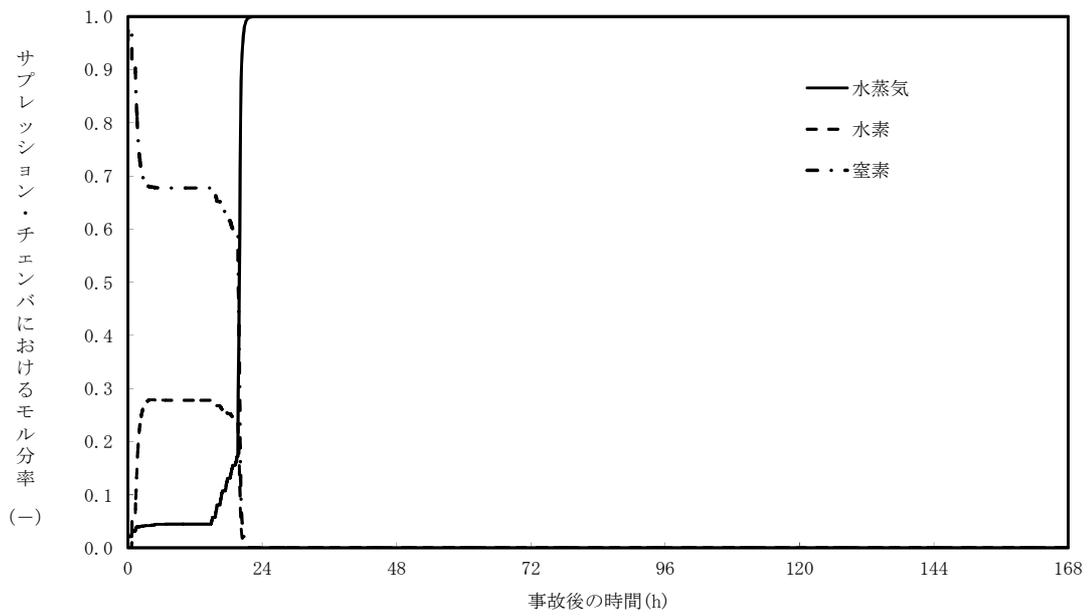


大破断LOCA解析（ベースケース：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

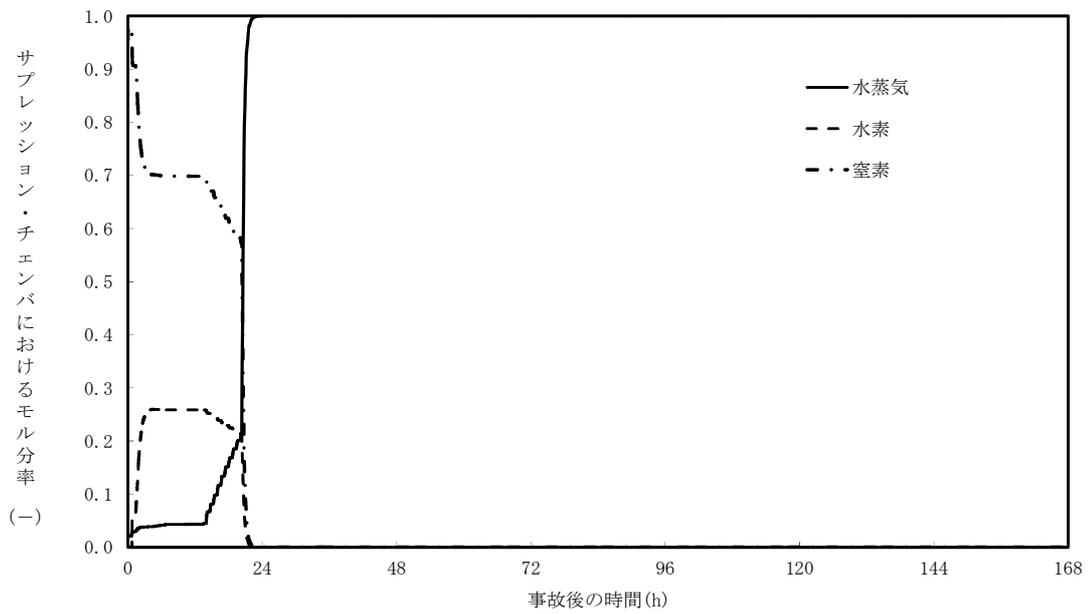


大破断LOCA解析（感度解析：空隙率 0.0 以下で完全閉塞）

第 5 図 ドライウエル気相濃度の比較



大破断LOCA解析 (ベースケース：空隙率 0.1 以下で完全閉塞)



大破断LOCA解析 (感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞)

第6図 サプレッション・チェンバ気相濃度の比

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，金属腐食及び熔融炉心・コンクリート相互作用等により発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇し，水の放射線分解により発生する酸素によって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-水反応等により発生する水素と格納容器内の酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ，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，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化及び格納容器内への窒素供給によって，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，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，コリウムシールドの設置及びペDESTAL（ドライウェル部）注水によって水素発生を抑制する。

(添付資料 3.4.1, 3.4.2, 3.4.3, 3.4.4, 3.4.5, 3.4.6, 3.4.7)

なお，東海第二発電所において重大事故が発生した場合，ジルコニウム

一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、本格格納容器破損モードによる格納容器の破損を防止する上では、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り、水の放射線分解、金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用等による水素発生の影響は小さい。

※1 格納容器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、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化及び可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給により、水素燃焼による格納容器破損を防止する。

「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 代替循環冷却系を使用する場合」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、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、格納容器において事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとして抽出されている「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失

敗＋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 代替循環冷却系を使用する場合」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 代替循環冷却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 代替循環冷却系を使用しない場合」では格納容器圧力逃がし装置に期待することで、格納容器内の気体が排出され、水素及び酸素の絶対量が減少することで、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。

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、原子炉圧力容器破損、放射線水分解等による水素・酸素発生、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、サプレッション・プール冷却、スプレー冷却、放射線水分解等による水素・酸素発生並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における格納容器内F P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M A A Pにより格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、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 代替循環冷却系を使用する場合」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。この他に、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3.4-1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) 初期酸素濃度

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及び酸素を考慮することとする。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-水反応による水素発生量

炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析コードMAAPの評価結果と全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合について、水素燃焼の観点から厳しい値を考慮し、MAAPによる評価結果から得られた値を用いた。これは、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の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の評価結果であっても

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、水素が発生した場合、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の濃度は低下する。

(b) 水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合

水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は、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、水素及び酸素の発生割合（G値（100eV 当たりの分子発生量）、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、原子炉压力容器内については、 β 線、 γ 線ともに 0.1、原子炉压力容器外の核分裂生成物については、 β 線、 γ 線ともに 1 とする。

(添付資料 3.4.6)

(c) 金属腐食等による水素発生量

格納容器内の亜鉛の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素の発生量は、ジルコニウム-水反応による水素発生量に比べて少なく、また、水素の発生は、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発生量は考慮しない。

(添付資料 3.1.2.4)

(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 代替循環冷却系を使用する場

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、格納容器雰囲気温度、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）の推移を第 3.4-1 図から第 3.4-6 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 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、全炉心のジルコニウム量の約 11%が水と反応して水素が発生する。また、炉心の冠水に伴い、事象発生から約 2.7 時間後にジルコニウム-水反応は停止する。発生した水素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エルに流入する。また、原子炉圧力容器内及びサブプレッション・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及び酸素が発生する。代替循環冷却系による格納容器除熱の開始後は、サブプレッション・チェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。その後、格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で、可搬型窒素供給装置を用いた格納容器（サブプレッション・チェンバ）内への窒素供給操作を実施することで、格納容器内酸素濃度の上昇が抑制される。なお、可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給は、格納容器圧力が 310kPa[gage]に到達した時点で停止する。

b. 評価項目等

格納容器内の水素濃度は、事象発生直後から 13vol%を上回るが、格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型

窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給を行うことによって、ドライ条件における酸素濃度の最高値は約 4.0vol%であり、可燃限界を下回る。

その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る可能性のある場合については、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。

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、評価事故シーケンス及び格納容器破損防止対策が同じである「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 代替循環冷却系を使用する場合」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（ドライウエル部）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（ドライウエル部）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 代替循環冷却系を使用する場合」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

初期条件の初期酸素濃度は、解析条件の 2.5vol% に対して最確条件は約 1~2vol% 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、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格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるため、格納容器内

の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

事故条件の炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 10.1% が水と反応して発生する水素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には水素発生量の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。

金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合には水素発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるがため、格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

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：0.06、酸素：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発生量が大幅に増加する場合、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、格納容器圧力逃がし装置を使用し、格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等の操作については、「3.1.3 代替循環冷却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

初期条件の初期酸素濃度は、解析条件の 2.5vol% に対して最確条件は約 1~2vol% であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には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の判断基準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-水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 10.1% が水と反応して発生する水素量に対して、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には、水素発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、運転員等操作である低圧代替注水系（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-水反応による水素発生量に与える影響は小さい。仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、第 3.4-7 図及び第 3.4-8 図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 15.3% が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は 5 割程度増加するが、ドライ条件における酸素濃度は、酸素の蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 2.4vol% 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 3.4-9 図及び第 3.4-10 図に

示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 7.6% 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 1 割程度減少するが、ドライ条件における酸素濃度は、酸素の蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 2.6vol% 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。

金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合には水素発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける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の判断基準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：0.06、酸素：0.03 に対して最確条件は同じであるが、本解析条件の不確かさとして、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、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、格納容器圧力逃がし装置を使用し、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として、G 値を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 3.4-11 図から第 3.4-13 図に示すとおり、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 26.4 時間で 4.3vol% に到達するが、格納容器圧力逃がし装置を用いた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。4.3vol% 到達

時点で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が格納容器外に押し出される。また、可搬型窒素供給設備を用いた格納容器内への窒素供給により、ドライ条件においても酸素濃度は可燃限界である 5vol% に到達しないため、水素燃焼が発生することはない。

格納容器圧力逃がし装置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 代替循環冷却系を使用しない場合」と同じであり、格納容器圧力逃がし装置等の操作が必要となる時間は、「3.1.3 代替循環冷却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 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価結果である約 3.6TBq 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。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

3.4.4 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 代替循環冷却系を使用する場合」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と、水の放射線分解によって発生した酸素が格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、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、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化を実施している。

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「大LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+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、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化により、酸素濃度が可燃限界である 5vol%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、運転員及び災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部支援を考慮しないとしても、7日間以上の供給が可能である。

以上のことから、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化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「水素燃焼」に対して有効である。

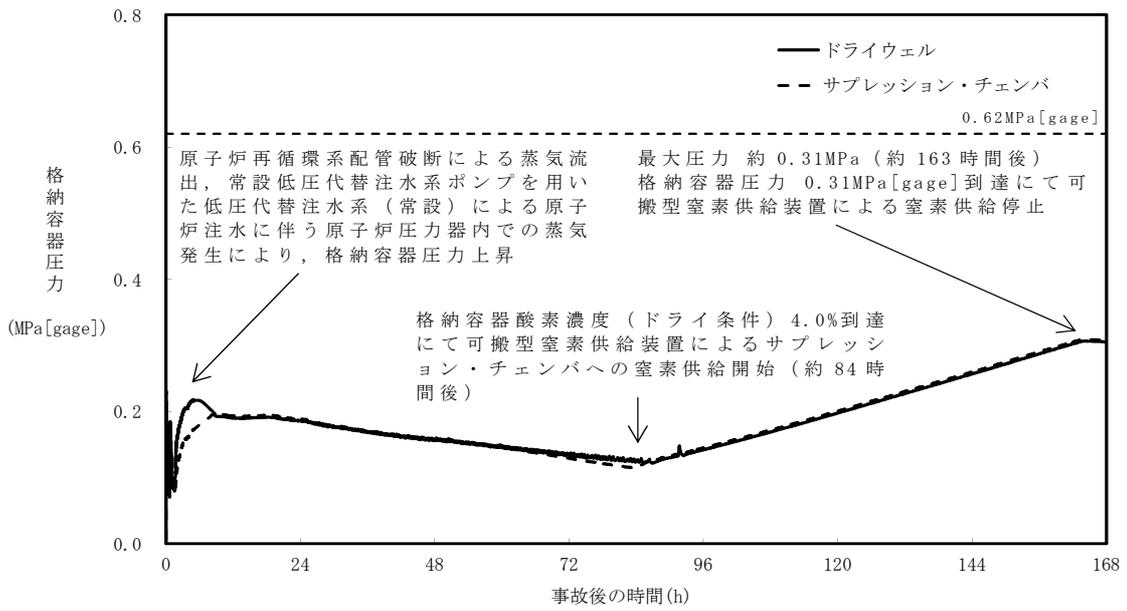
第 3.4-1 表 主要解析条件（水素燃焼）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	初期酸素濃度	2.5vol%	運転上許容する値の上限として設定
事故条件	炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量	全炉心内のジルコニウム量の約 10.1%が水と反応して発生する水素ガス量	解析コードMAAPによる評価結果
	金属腐食等による水素発生量	考慮しない	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定
	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	水素ガス：0.06 分子/100eV 酸素ガス：0.03 分子/100eV	重大事故時における格納容器内の条件を考慮して設定

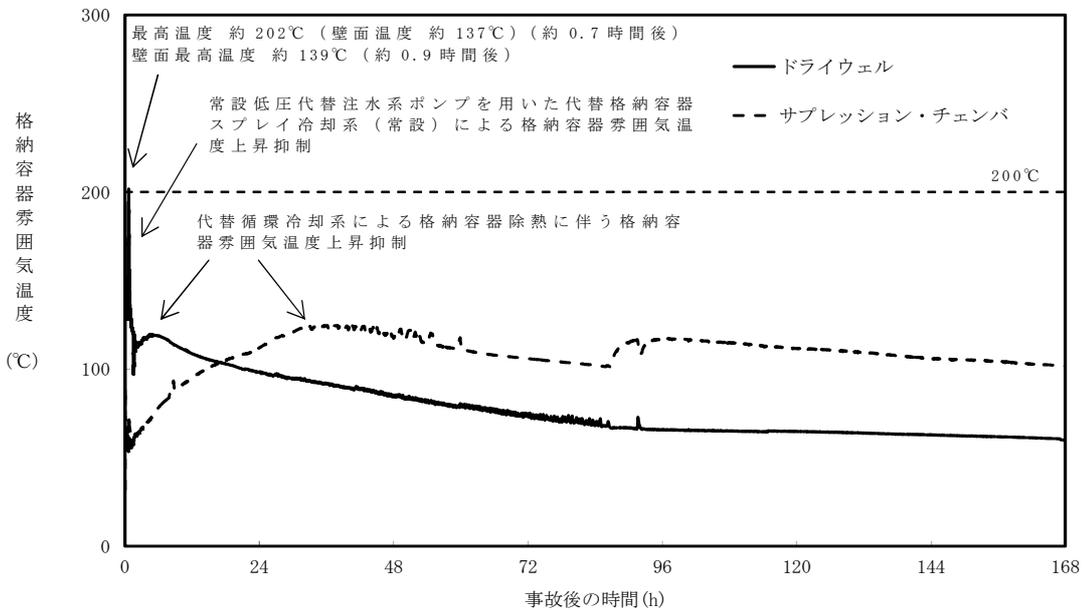
第 3.4-2 表 事象発生から 7 日後（168 時間後）における酸素濃度*

	ウェット条件 (vol%)	ドライ条件 (vol%)
ドライウエル	約 2.5	約 2.6
サプレッション・チェンバ	約 1.5	約 1.5

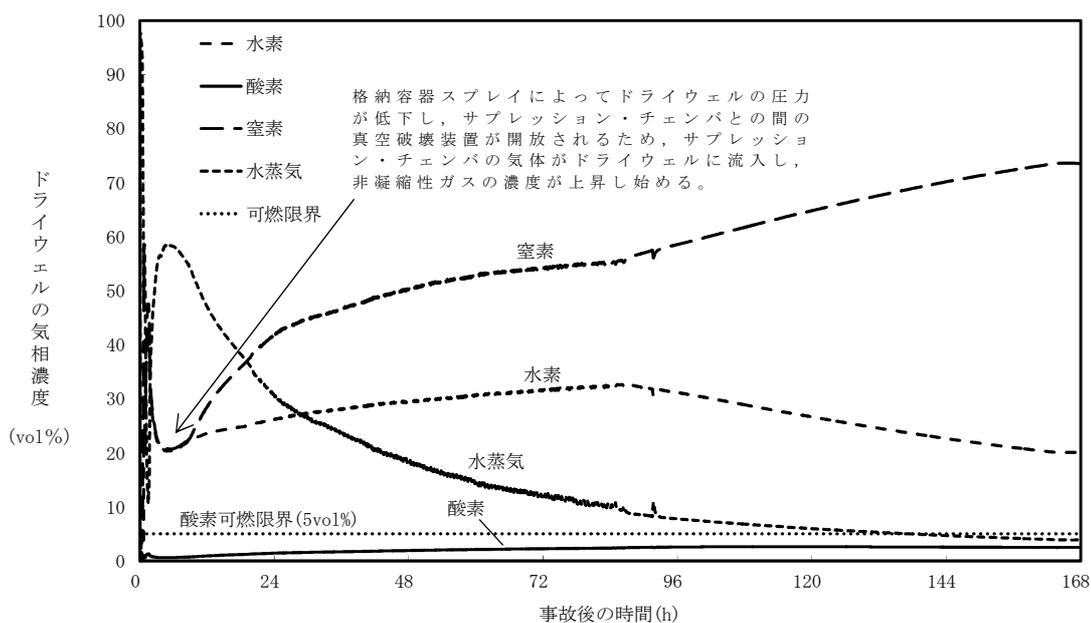
※ 全炉心内のジルコニウム量の約 10.1%が反応した場合



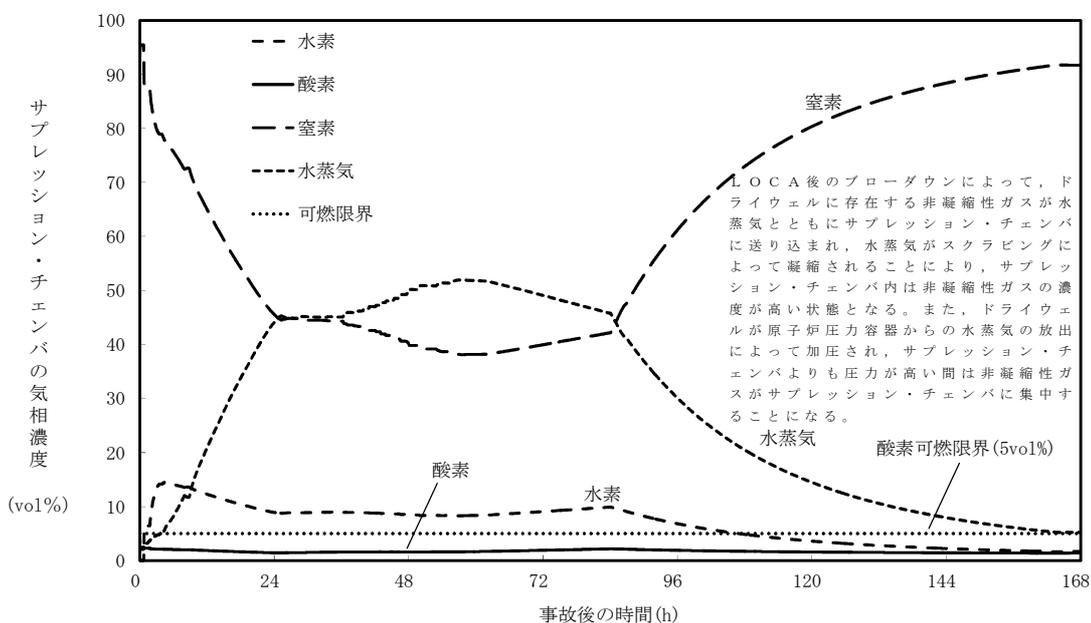
第 3.4-1 図 格納容器圧力の推移



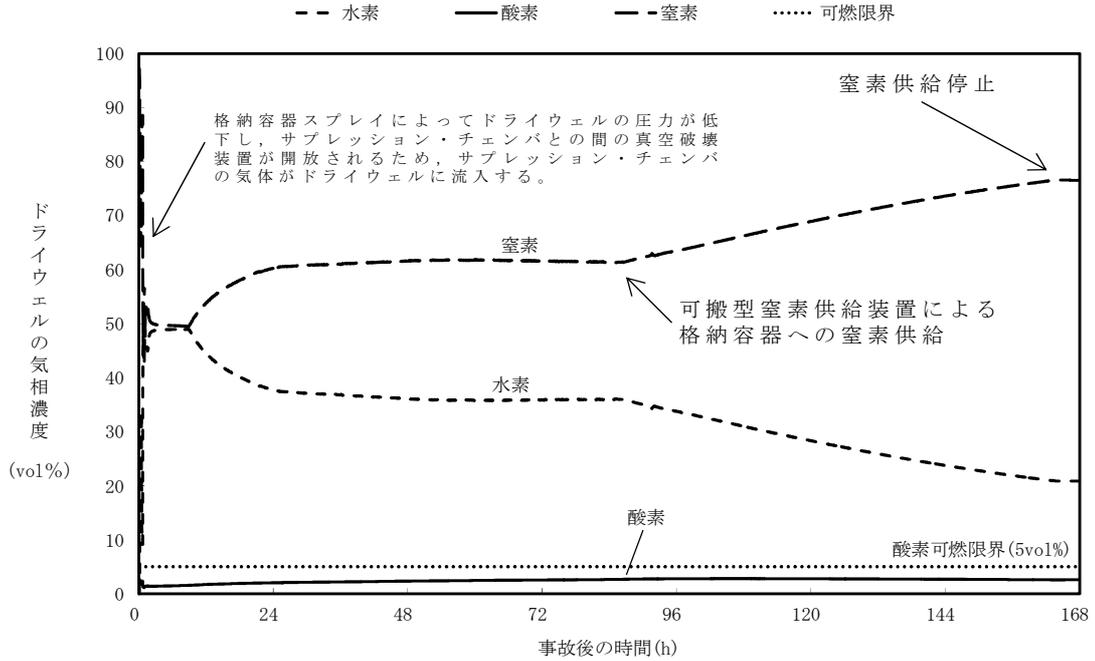
第 3.4-2 図 格納容器雰囲気温度の推移



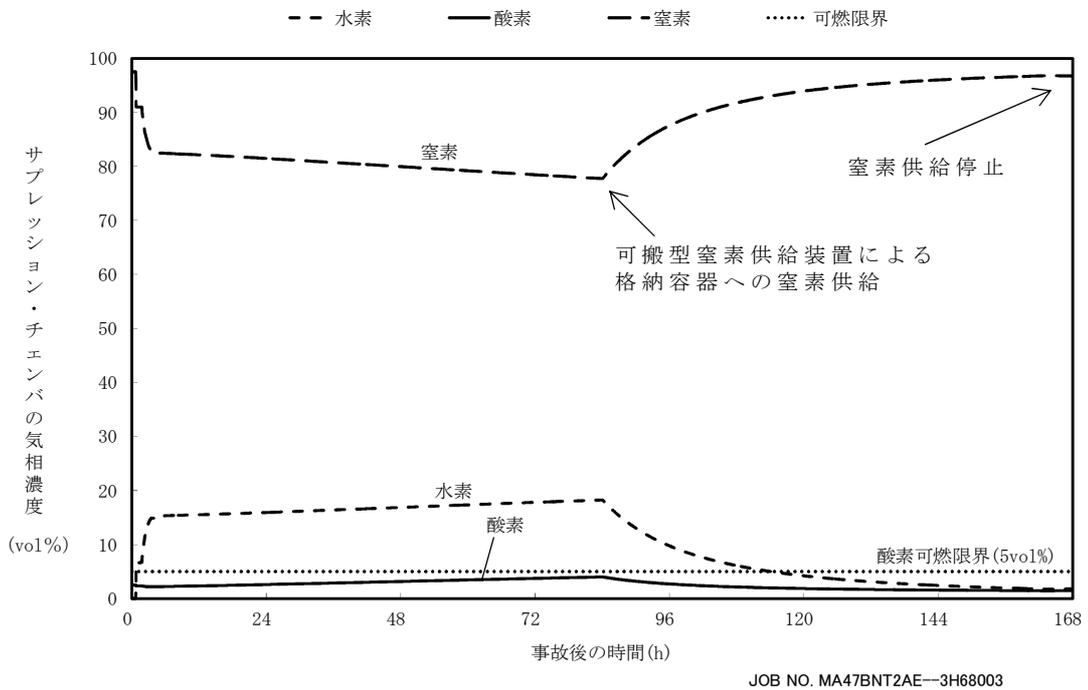
第 3.4-3 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



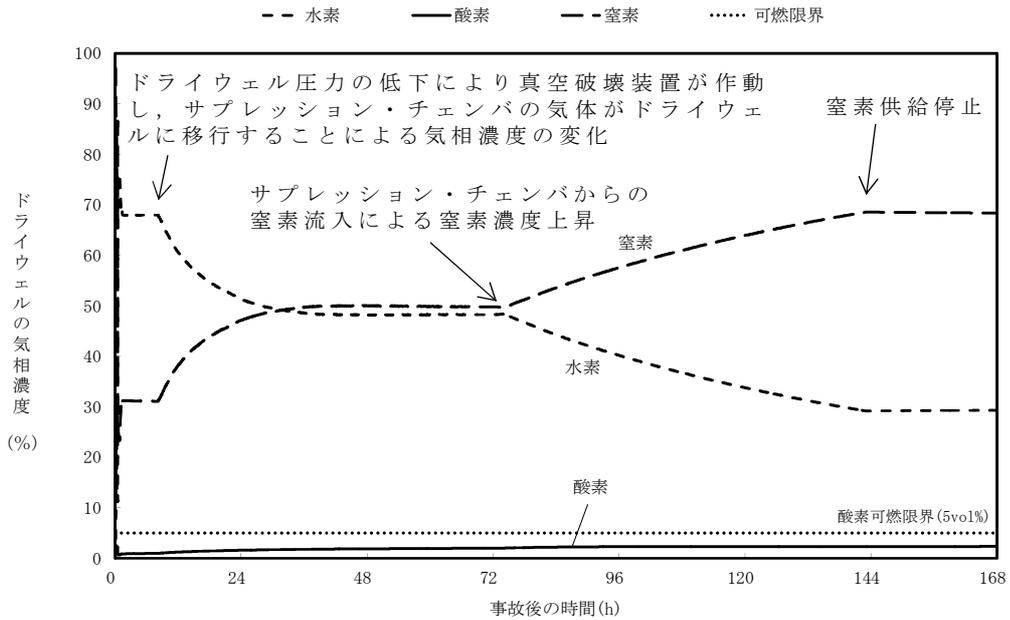
第 3.4-4 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)



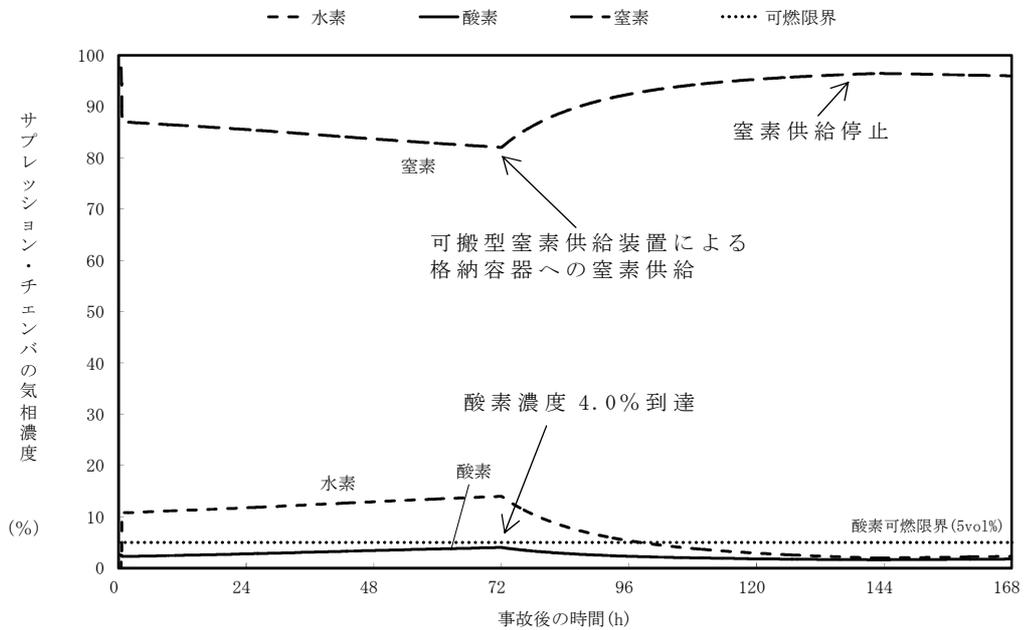
第 3.4-5 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）



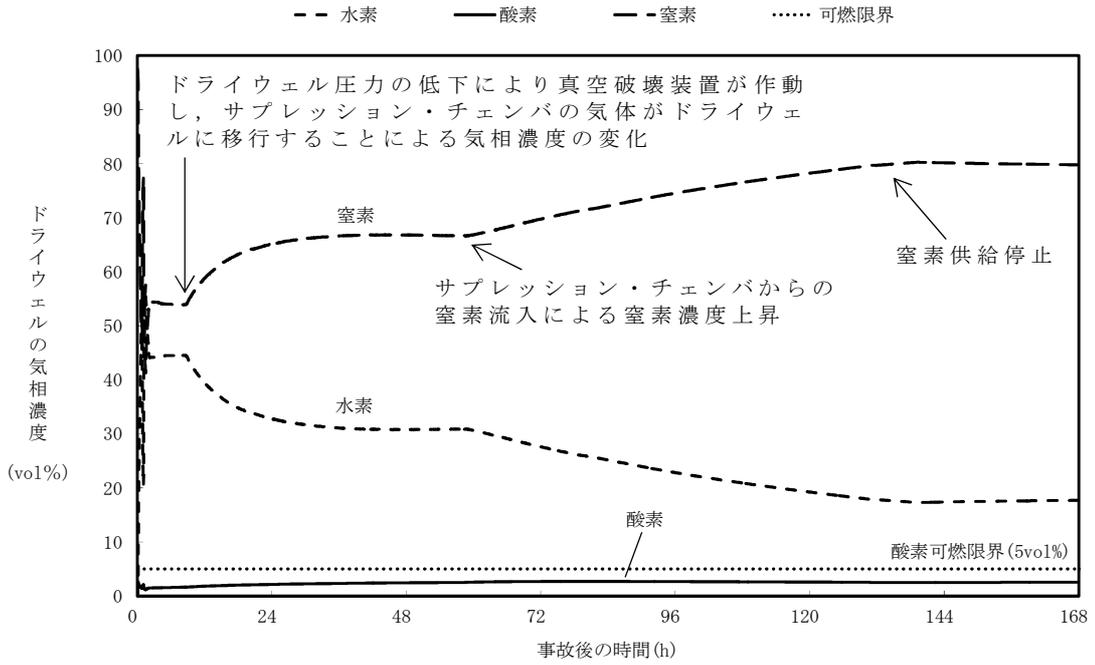
第 3.4-6 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移
（ドライ条件）



第 3.4-7 図 事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合の
ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）

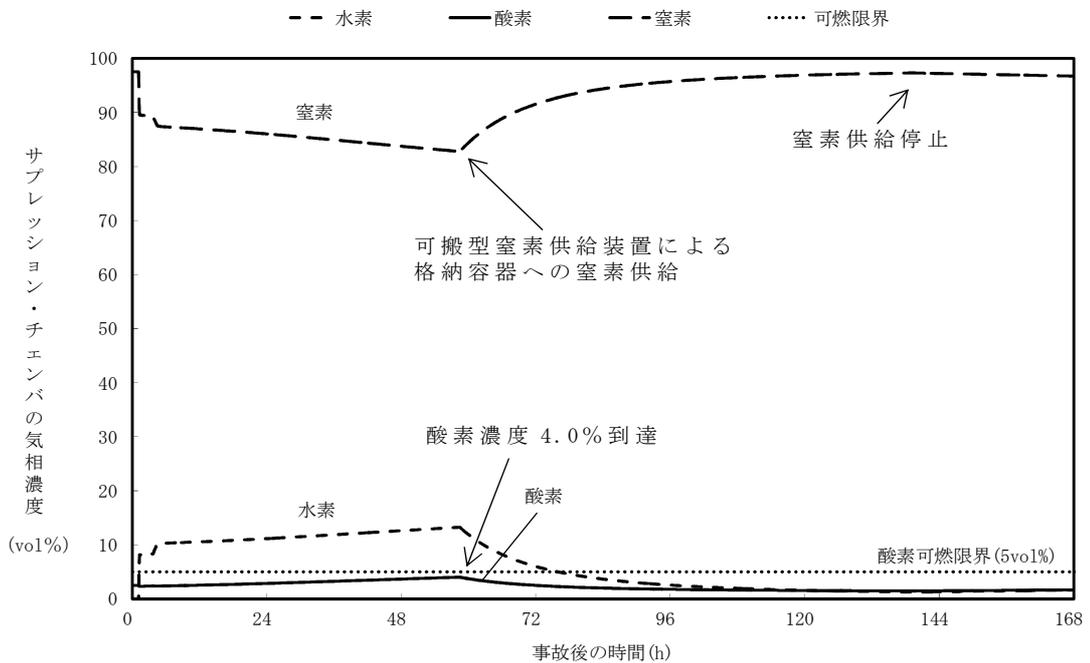


第 3.4-8 図 事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合の
サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

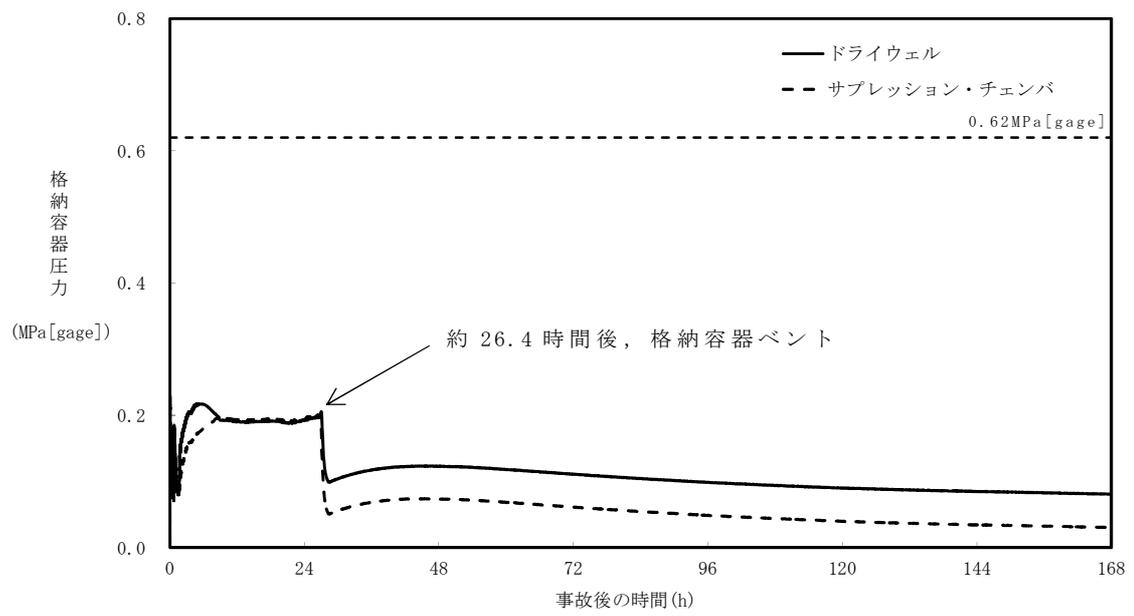


1

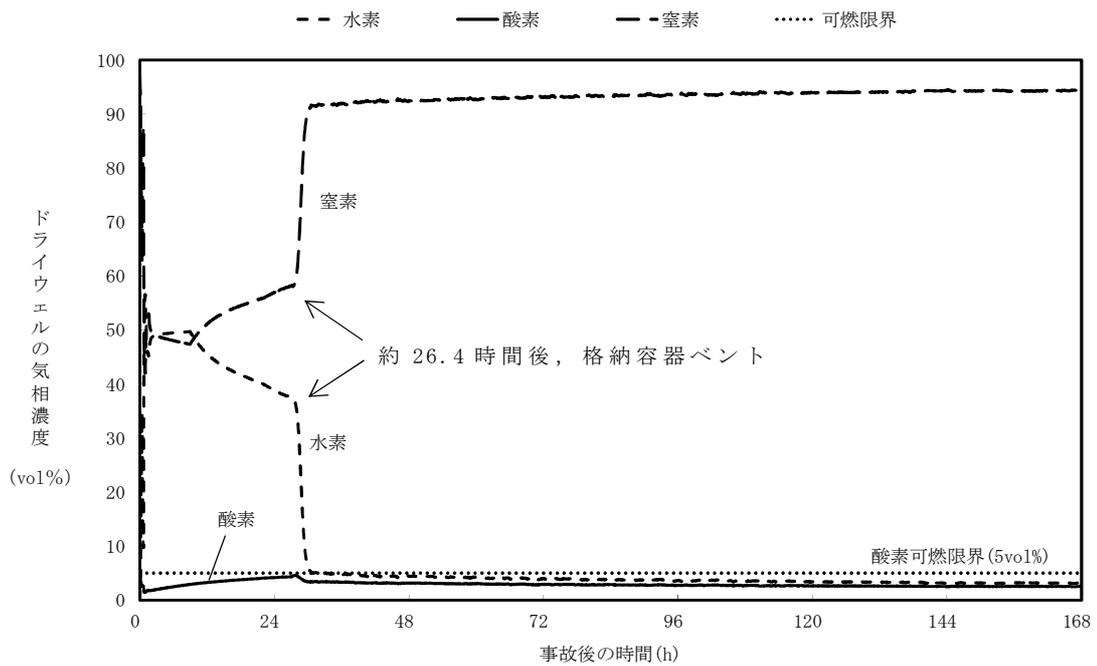
第 3.4-9 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合の
ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



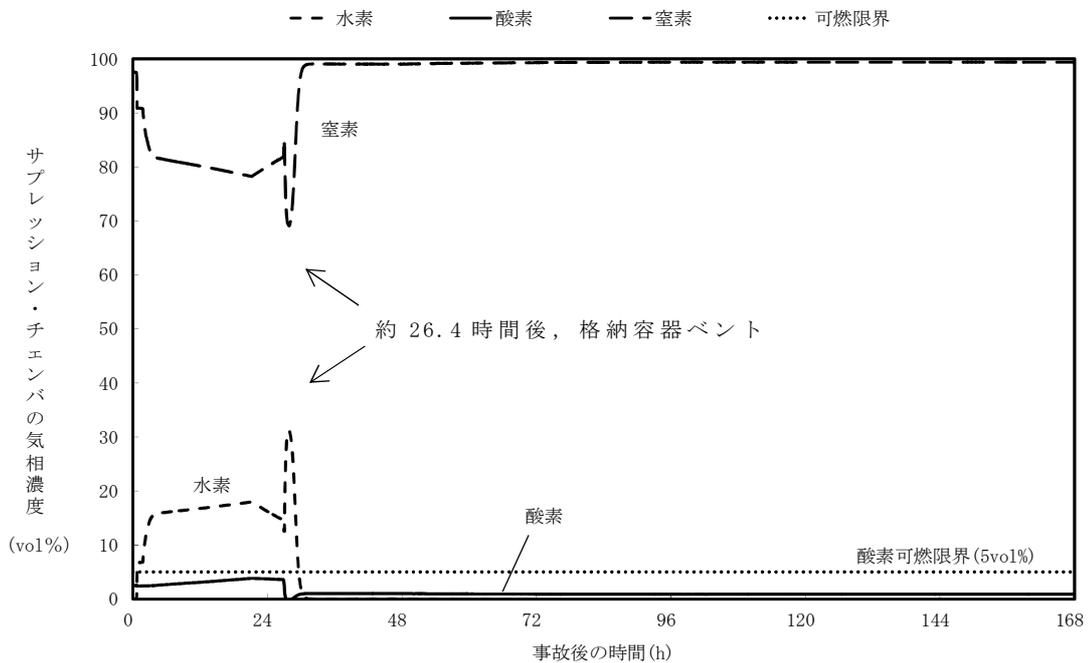
第 3.4-10 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合の
サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第 3.4-11 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



第 3.4-12 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 (ドライ条件)



第 3.4-13 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)

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について

1. はじめに

今回の評価では、電力共同研究^{[1][2]}の成果を踏まえ、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。

実際の事故対応について、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日を経過する前に酸素濃度が4.3vol%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、格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。ただし、水素燃焼による爆轟の可能性の有無は、保守的にドライ条件における気相濃度によって判断する。

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、 $G(H_2)=0.4$ 、 $G(O_2)=0.2$ 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に比べ、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。
- ・格納容器内の初期酸素濃度はベースケースと同様 2.5vol%とした。
- ・事象発生から7日が経過する前に、水素濃度及び酸素濃度がともに可燃限界を上回る場合には、格納容器圧力逃がし装置によって格納容器内の気体を環境中に排出し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する。

3. 評価結果

評価結果を第1図から第4図に示す。また、評価結果のまとめを第1表に示す。

ドライ条件において、第3図及び第4図に示すとおり、酸素濃度は事象発生から約26.4時間後に4.3vol%に到達した。このため、本評価では酸素濃度が4.3vol%に到達した約26.4時間時点でウェットウェルベントを実施することになるため、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。

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4.3vol%に到達するが、格納容器圧力逃がし装置による環境中への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、格納容器圧力逃がし装置による環境中への格納容器内の気体の排出までには約 26.4 時間の時間余裕があることを確認した。

格納容器圧力逃がし装置による対応が生じる場合、その対応フローは大破断LOCA後に代替循環冷却系を使用しない場合と同じであり、前述のケースよりも格納容器圧力逃がし装置による環境中への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られる。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19時間)で格納容器圧力逃がし装置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、格納容器圧力逃がし装置による対応は可能と考える。

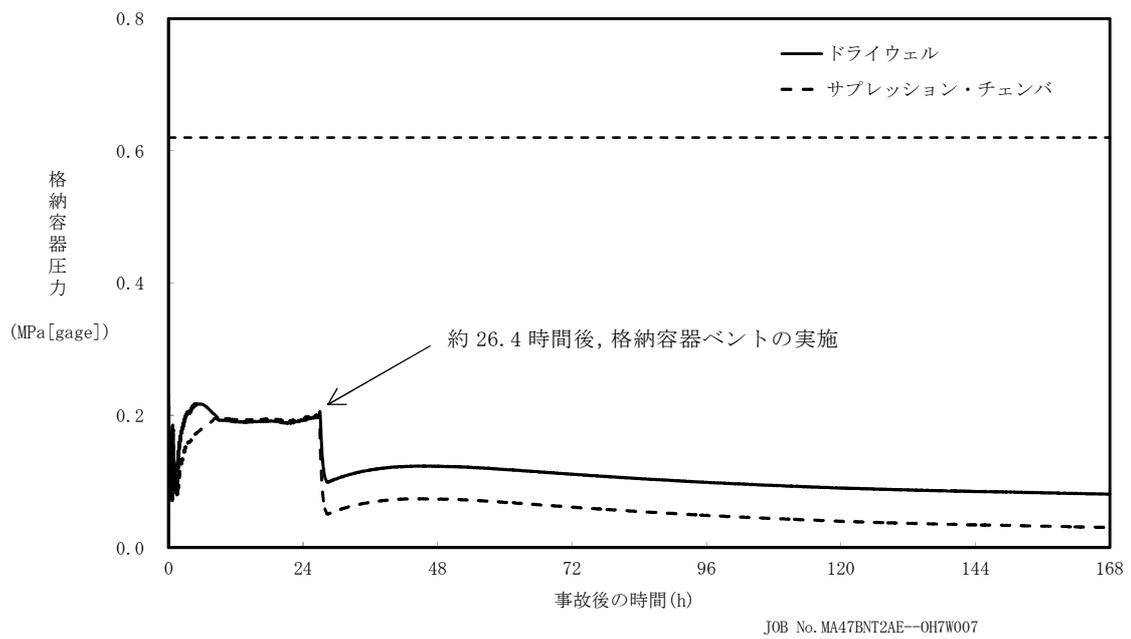
5. 参考文献

- [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)

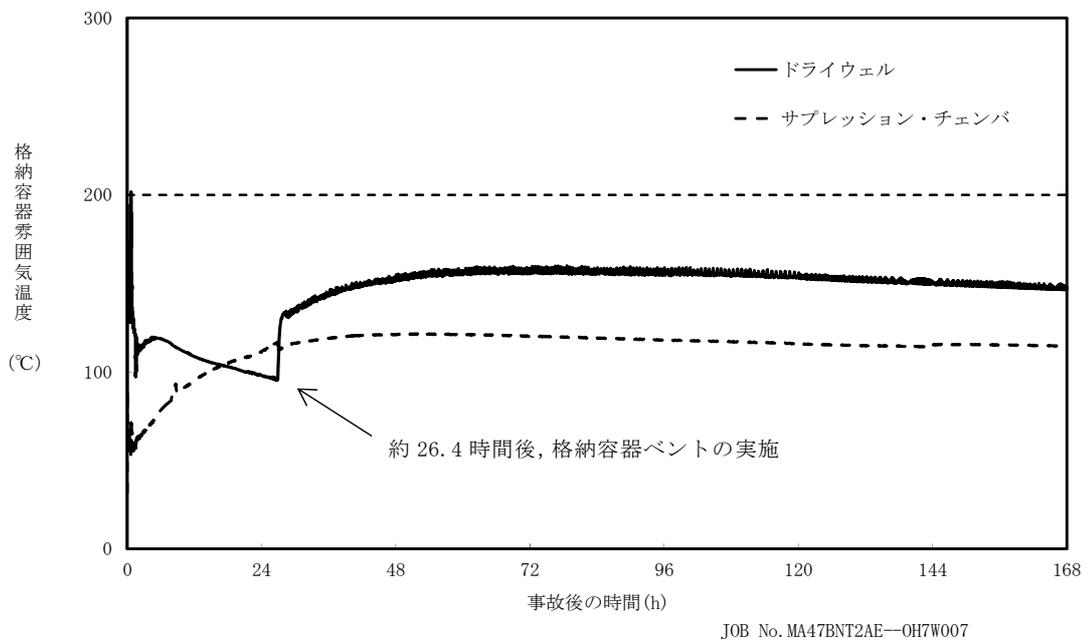
以上

第1表 G値の変更に伴う評価項目への影響（ドライ条件）

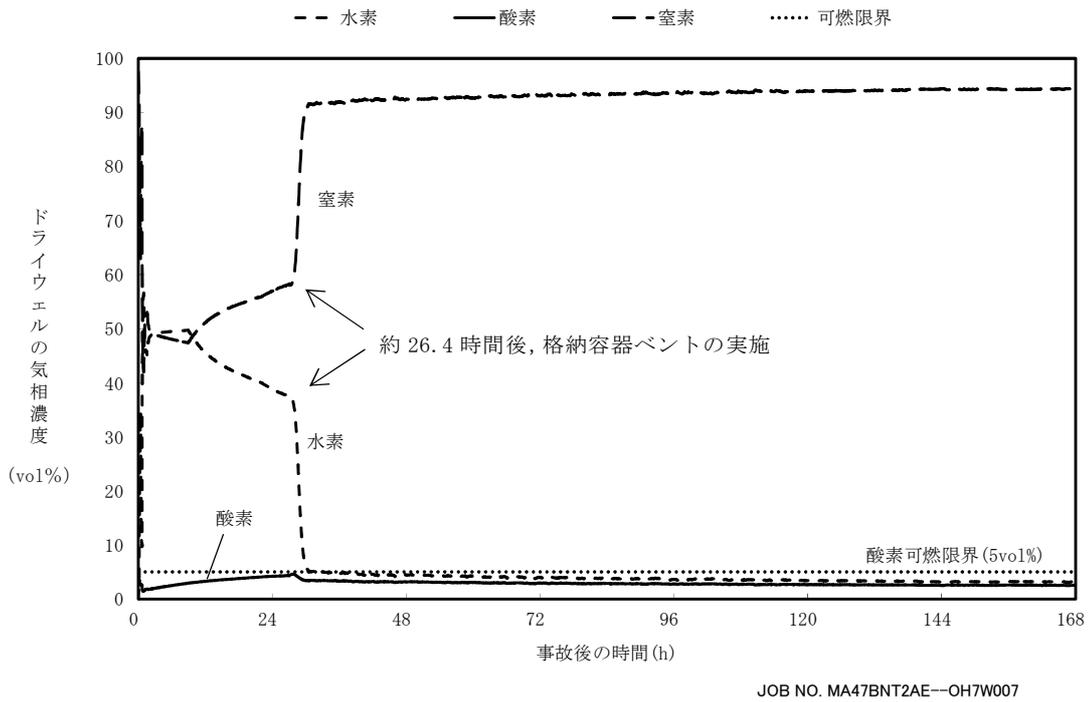
項目	感度解析 ($G(H_2) = 0.4$, $G(O_2) = 0.2$)	ベースケース ($G(H_2) = 0.06$, $G(O_2) = 0.03$)	評価項目
酸素濃度 (ドライウエル)	事象発生から約26.4時間後にドライウエルにおいて4.3%に到達するため、約26.4時間時点でのウェットウエルベント実施によって、ドライウエル及びサプレッション・チェンバともに4.3vol%未満に低減できる	約2.6vol% (事象発生から168時間後)	4.3vol% 未満
酸素濃度 (サプレッション・チェンバ)		約1.5vol% (事象発生から168時間後)	



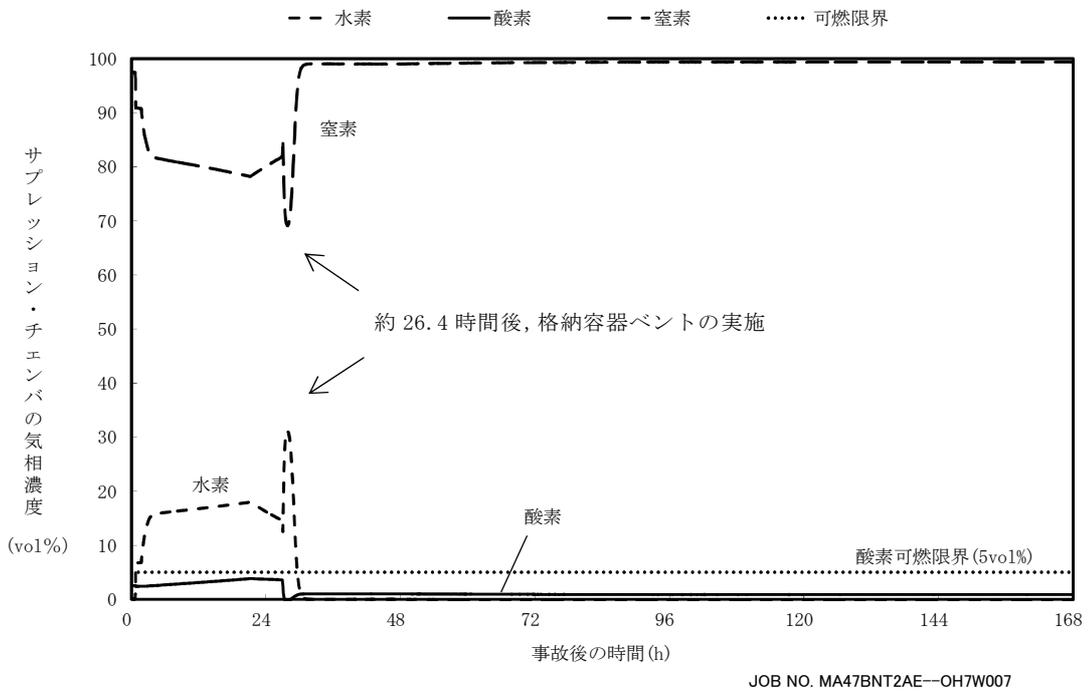
第 1 図 格納容器圧力の推移



第 2 図 格納容器雰囲気温度の推移



第 3 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第 4 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)

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、これらの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及び酸素の生成をモデル化している。

東海第二発電所は、運転中、格納容器内が窒素で置換されている。炉心損傷に至った場合及びその後の圧力容器破損後には、水-ジルコニウム反応やコア・コンクリート反応等、水素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、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及び酸素量の計算

水の放射線分解による水素及び酸素の生成量は以下の式（1）で算出している。

$$\Delta n = Q_{decay} \times \frac{E}{1.6 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times \Delta t \quad \text{式（1）}$$

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）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 F P : β 線, γ 線ともに 1

G : 実効 G 値[分子/100eV]

— 水素 : $G(\text{H}_2) = 0.06$

— 酸素 : $G(\text{O}_2) = 0.03$

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 F P 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当りに生成する原子・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を考慮した実効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の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。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であるとされるため、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。

3. 格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法

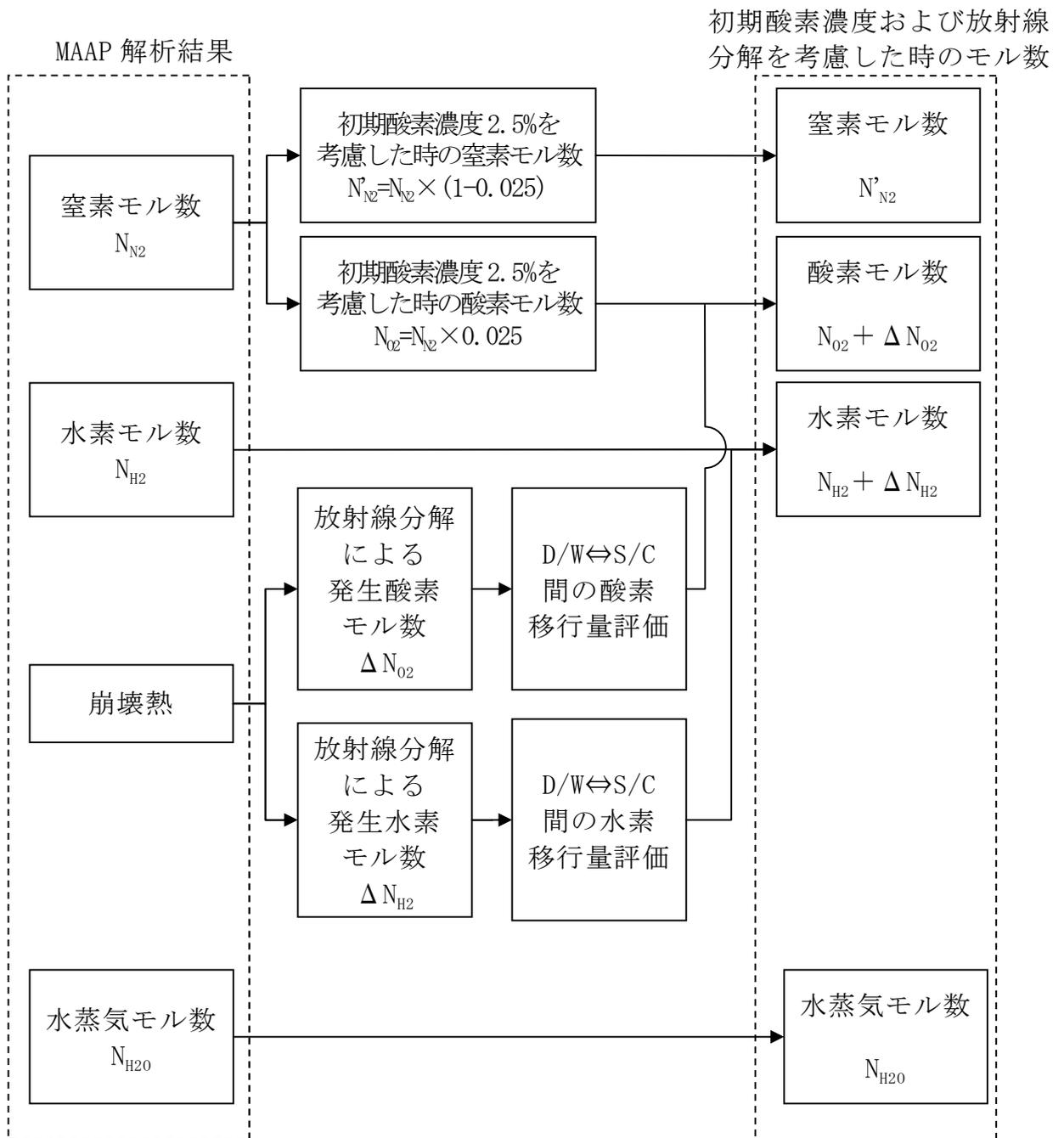
放射線分解を考慮した格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法は次のとおり。また、格納容器内の水素・酸素濃度の評価の流れを第1図に示す。

- ・ MAA P解析から得られる各コンパートメントの窒素モル数から、格納容器の初期酸素濃度を2.5vol%とした時の酸素モル数と窒素モル数を計算する。
- ・ 各コンパートメントにおける崩壊熱から、水の放射線分解による酸素発生量と水素発生量を計算する。

- ・ 上記を重ね合わせるにより，格納容器内の気相濃度を計算する。

4. 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]Parczewski, 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).



第 1 図 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」時の安定状態については以下のとおり。

格納容器安定状態：

本評価では、事象発生から 90 分で代替循環冷却による格納容器除熱を実施する。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、水の放射線分解によって発生する酸素の蓄積により、いずれは格納容器ベント実施基準である 4.3vol%（ドライ条件）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、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、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について

第1表 解析条件を最確条件とした場合に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

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	初期酸素濃度	2.5vol%	約1vol%～ 約2vol%	運転上許容する値の上限として設定	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格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるため，格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給の開始時間は遅くなることから，運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	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	炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量	全炉心内のジルコニウム量の約10.1%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MAAPによる評価結果	最確条件とした場合は，水素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-水反応による水素発生量は，運転員等操作である低压代替注水系（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ため，低压代替注水系（常設）による原子炉注水の操作時間が早まる場合について感度解析を行い，評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認した。 (添付資料3.4.5)
	金属腐食等による水素発生量	考慮しない	考慮する	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，水素発生量が増加するため，本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるため，格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給の開始時間は遅くなることから，運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合は，水素発生量が増加するため，本評価事故シーケンスにおける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。
	水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合	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		重大事故における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，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，格納容器圧力逃がし装置を使用し，格納容器内の気体を排出する必要があるが，ベント開始までの時間は事象発生から約26.4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3.4.1)

添付3.4.4-1

添付資料3.4.4

シビアアクシデント条件下で用いる G 値の設定について

1. これまでの許認可解析に用いた G 値と今回の申請で採用した G 値について
従来、G 値は可燃性ガス濃度制御系性能評価解析（以下「FCS 性能解析」という。）で使用しており、以前にはその値として、Regulatory Guide 1.7(Rev. 2)の記載に基づき $G(H_2)/G(O_2)=0.5/0.25$ が使用されていた。この値は Regulatory Guide 1.7 の前身である Safety Guide 7(1971 年 3 月)^[1]に記載されている。当時、既に一般的知見として、水の放射線分解の短時間内の一次反応に基づく G 値（以下「初期 G 値」という。）は $G(H_2)=0.43\sim 0.45$ となることが知られており、Regulatory Guide 1.7(Rev. 2)の G 値はこの初期 G 値を包絡するものとなっている。

しかし、この初期 G 値は水の放射線分解の一次反応に基づく値であるため、その後の二次反応、つまり水素と酸素の再結合反応を含めた最終的な水素、酸素の発生割合を示す実効的な G 値（以下「実効 G 値」という。）に比べてかなり大きい値となる。

格納容器内の可燃性ガス濃度の評価において必要となるのは、正味の発生割合を表す実効 G 値である。これに関して、電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」（昭和 61～62 年度）^[2]（以下「基本実験」という。）において水の放射線分解に関する実験を実施し、可燃性ガス濃度系性能評価条件下での実効 G 値として次の結果を得た。

沸騰状態 : $G(H_2) < 0.4$, $G(O_2) < 0.2$

非沸騰状態 : $G(H_2) < 0.25$, $G(O_2) < 0.125$

この結果に基づき、東海第二発電所等の沸騰水型原子力発電所では、可燃性ガス濃度の評価^[3]において、沸騰状態で $G(H_2)/G(O_2)=0.4/0.2$ 、非沸騰状態で $G(H_2)/G(O_2)=0.25/0.125$ を採用している。

基本実験では、重大事故条件を想定した環境下でも実験を実施しており、実効G値として次の結果を得ている。

沸騰状態 : $G(H_2) < 0.27$, $G(O_2) \doteq 0$

非沸騰状態 : $G(H_2) < 0.06$, $G(O_2) < 0.03$

この結果に基づき、今回の申請では、水素燃焼の評価において、非沸騰状態でのG値 ($G(H_2)/G(O_2)=0.06/0.03$) を採用している。

また、電力共同研究「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（以下「追加実験」という。）」^[4]において、水の放射線分解に係る追加実験を行った。追加実験では、試験条件の温度、沸騰状態、水素濃度、よう素濃度の感度によるG値への影響を確認しており、基本実験の結果を用いることは妥当であることを確認している。

2. 電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」（基本実験）

2.1 基本実験の概要

(1) 実験装置及び実験方法

基本実験では、BWRの実機事故条件を模擬した水の放射線分解実験を実施することにより、種々の事故条件下で生成される可燃性ガスの生成割合（G値）の検討を行った。

実験に使用した実験装置を第1図及び第2図に示す。非沸騰実験では15リットルの硬質ガラス製照射容器を使用。また、沸騰実験では1.8リットルのステンレス製照射容器を使用している。

実験は、照射容器内に純水を所定量注入した後、高純度アルゴン（Ar）ガスで脱気し、水素ガス、酸素ガスポンペを用いて雰囲気条件（気液相の水素、酸素初期濃度）を設定する。その後、よう素、鉄、銅等の不純物を所定量添加し、循環ポンプで均一混合させる。沸騰実験の場合、更にマン

トルヒータにより加熱，沸騰させる。

全ての条件が定常状態に達した後， Co-60 の γ 線源に照射を開始，水の放射線分解で生成される水素，酸素濃度を溶存水素計（DH計），溶存酸素計（DO計）及びガスクロマトグラフで測定する。水の吸収線量は，水を媒体とした標準的な換算係数を用いて評価した。

実機の事故条件を考慮して，実験ではLOCA条件，FCS性能解析条件及び重大事故条件の三種類の条件を想定し，各条件下でG値の実測を実施した。

なお，以下で示す第3図から第8図は，連続測定である液相中の濃度を除き，サンプリングにより計測された濃度測定値に基づいてフィッティングを行っている。

(2) 試験条件及び実験結果

第1表に実験でのパラメータ設定範囲と実機の想定事故条件との比較を示す。実機の想定事故条件は，実機の事故時の環境条件及び照射設備を考慮して設定した。

実験結果を第2表，第3図から第8図に示す。

実験結果は， γ 線の吸収線量に対する液相中及び気相中の水素及び酸素濃度（絶対量）で整理している。また， γ 線の吸収線量とこれによる分子量の増加量から実効G値を求めている。

なお，G値とは100eVの放射線エネルギー吸収により発生する分子数であるが，水の放射線分解で生成する水素及び酸素は，水中で起こる化学反応により分子数が変化するため，ここでは，化学反応による変化（よう素等の不純物の影響）を考えに入れた値を実効G値として評価している。

a. LOCAベースの結果：第3図，第4図

非沸騰条件の場合には、液相中及び気相中の水素及び酸素濃度にほとんど変化がないことから、実効G値は0と見なしうる。

沸騰条件の場合には、水素濃度の実効G値は、照射開始初期は約0.4分子/100eVと高いが、その後に安定し0.2分子/100eV程度になる。また、酸素濃度の場合には0と見なしうる。

沸騰実験で得られた実効G値は、非沸騰実験に比べガスの気相への移行速度が大きくなるため全般に大きくなる。

b. FCS性能解析ベースの結果：第5図，第6図

非沸騰条件の場合には、得られた実効G値として水素は0.14分子/100eV，酸素は0.06分子/100eVである。

沸騰条件の場合には、照射開始初期の水素は0.43分子/100eVだが、その後安定し0.36分子/100eV程度になる。また、酸素は0.14分子/100eVである。

FCS性能解析では、沸騰条件の水素のG値として実験結果の0.36分子/100eVに余裕を見て0.4分子/100eVの一定値を用いている。

c. 重大事故ベースの結果：第7図，第8図

非沸騰条件の場合には、初期水素濃度が高いことによる抑制効果（再結合効果）によって、得られた実効G値として水素は0.06分子/100eV，酸素は0.03分子/100eVとなり、FCS性能解析ベースの約半分である。

沸騰条件の場合には、非沸騰条件の場合と同様、水素による抑制効果により実効G値は低減され、水素は0.27分子/100eV，酸素はほぼ0になる。

(3) 実験から得られた知見

以上の実験結果及び他のパラメータ実験結果からの知見を以下に示す。

a. よう素放出のない L O C A 条件下，非沸騰状態での実効 G 値は水素，酸素のいずれも 0 と見なしうる。L O C A 条件下での実効 G 値は以下の値となる。

沸騰状態 : $G(H_2) < 0.2$, $G(O_2) < 0.1$

b. 多量のよう素放出と小さな金属－水反応を仮定した F C S 性能解析条件下での実効 G 値は以下の値となる。

沸騰状態 : $G(H_2) < 0.4$, $G(O_2) < 0.2$

非沸騰状態 : $G(H_2) < 0.25$, $G(O_2) < 0.125$

c. 多量のよう素放出と大きな金属－水反応を仮定した重大事故条件下での実効 G 値は以下の値となる。上記 b. の F C S 性能解析条件下での値より小さくなる理由は，金属－水反応によって格納容器中に水素が多く存在するため，水素と酸素の再結合反応が促進されたことによるものと考えられる。

沸騰状態 : $G(H_2) < 0.27$, $G(O_2) \doteq 0$

非沸騰状態 : $G(H_2) < 0.06$, $G(O_2) < 0.03$

d. a. ～ c. により，実効 G 値はよう素放出量が高くなると増加し，金属－水反応割合（水素放出量）が大きくなると減少する。

e. 初期酸素濃度の実効 G 値に及ぼす影響は小さい。ただし，酸素濃度が高くなると若干増加する傾向がある。

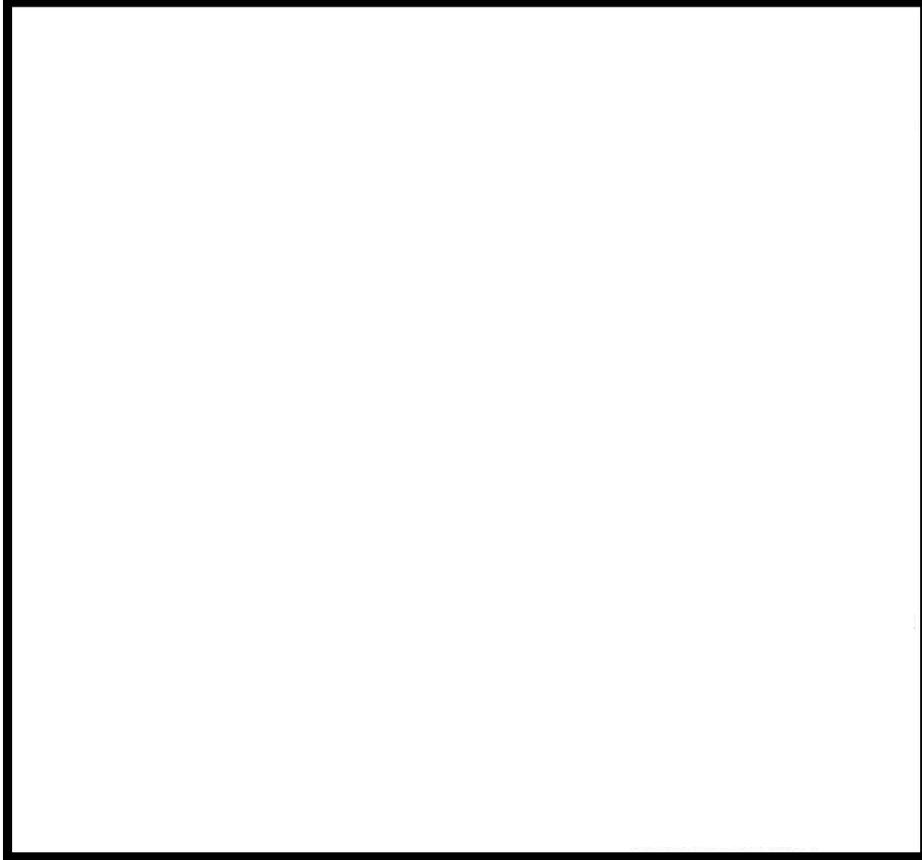
f. よう素以外の不純物（ $F e^{2+}$, $C u^{2+}$ 等）の実効 G 値に及ぼす影響は小さく，よう素を多量に含む場合は無視しうる。また，よう素を含まない場合には実効 G 値を幾分増加させるが， $F e^{2+}$ については酸素を減少させる傾向がある。

第1表 試験条件のパラメータ範囲と実機の想定事故条件との比較

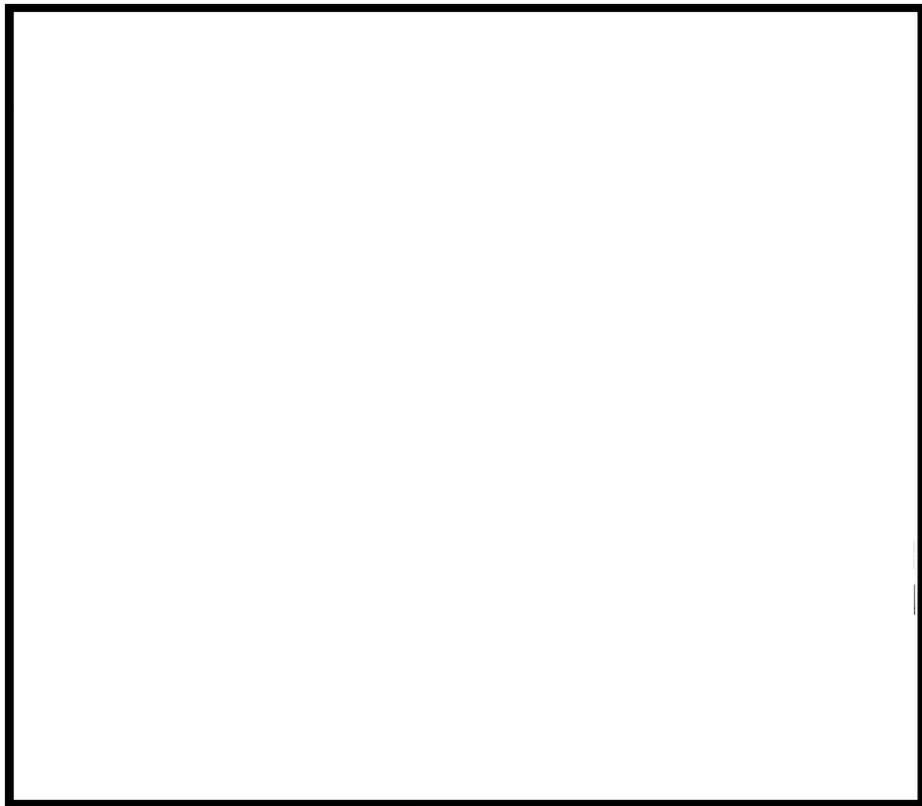
条件 パラメータ	試験条件	想定事故条件		
		LOCA	FCS性能解析	重大事故
初期水素濃度 (金属-水反応)				
初期酸素濃度				
初期よう素濃度 (炉心からの放出割合)				
不純物				
温度				
pH				

第 2 表 実験結果

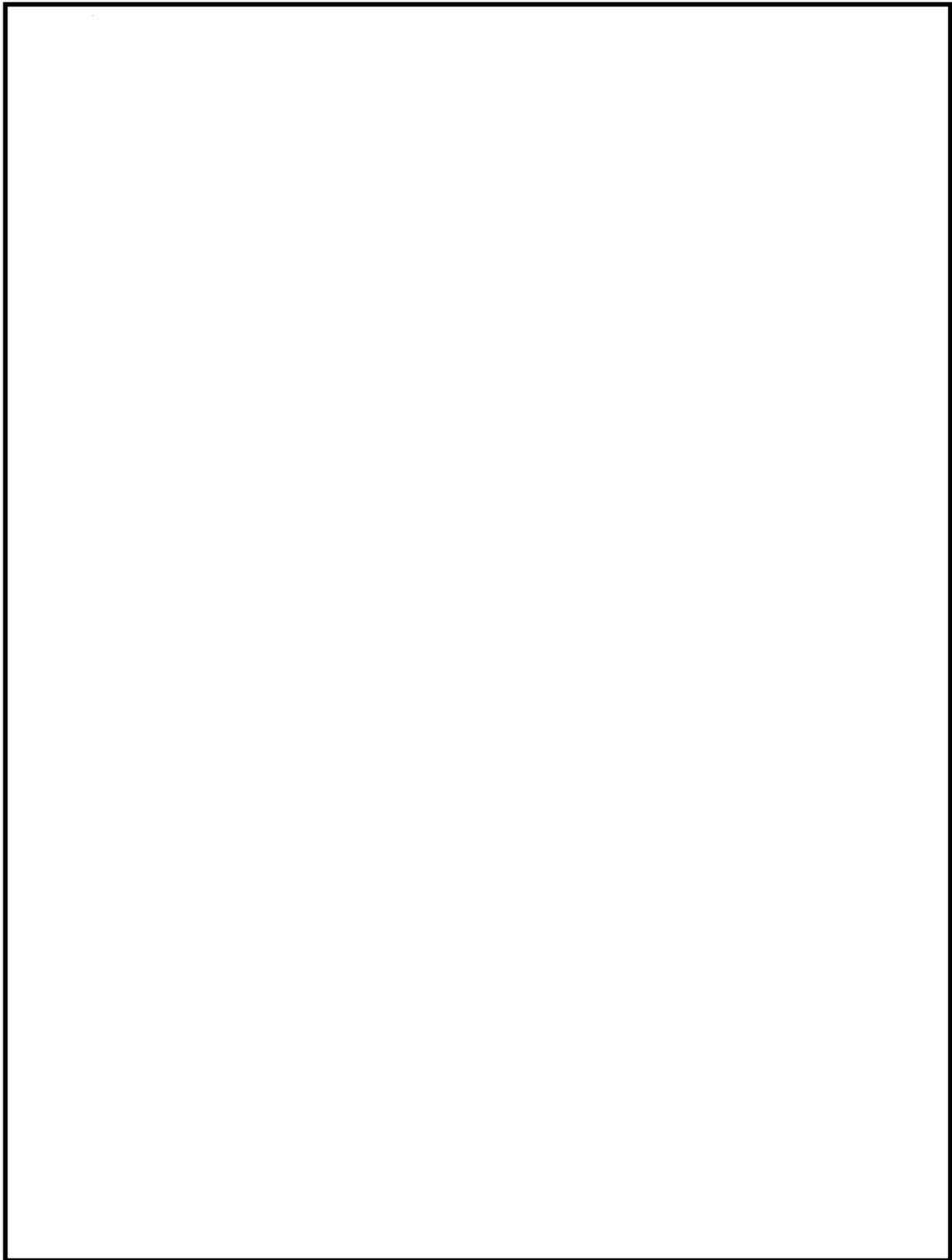
事故条件		パラメータ					実測値 (実効G値) [分子/100eV]	
		金属-水 反応割合	初期酸素 濃度	よう素 放出割合	不純物 添加	温度	G (H2)	G (O2)
LOCA 条件	非沸騰							
	沸騰							
FCS 性能 解析条件	非沸騰							
	沸騰							
重大事故 条件	非沸騰							
	沸騰							



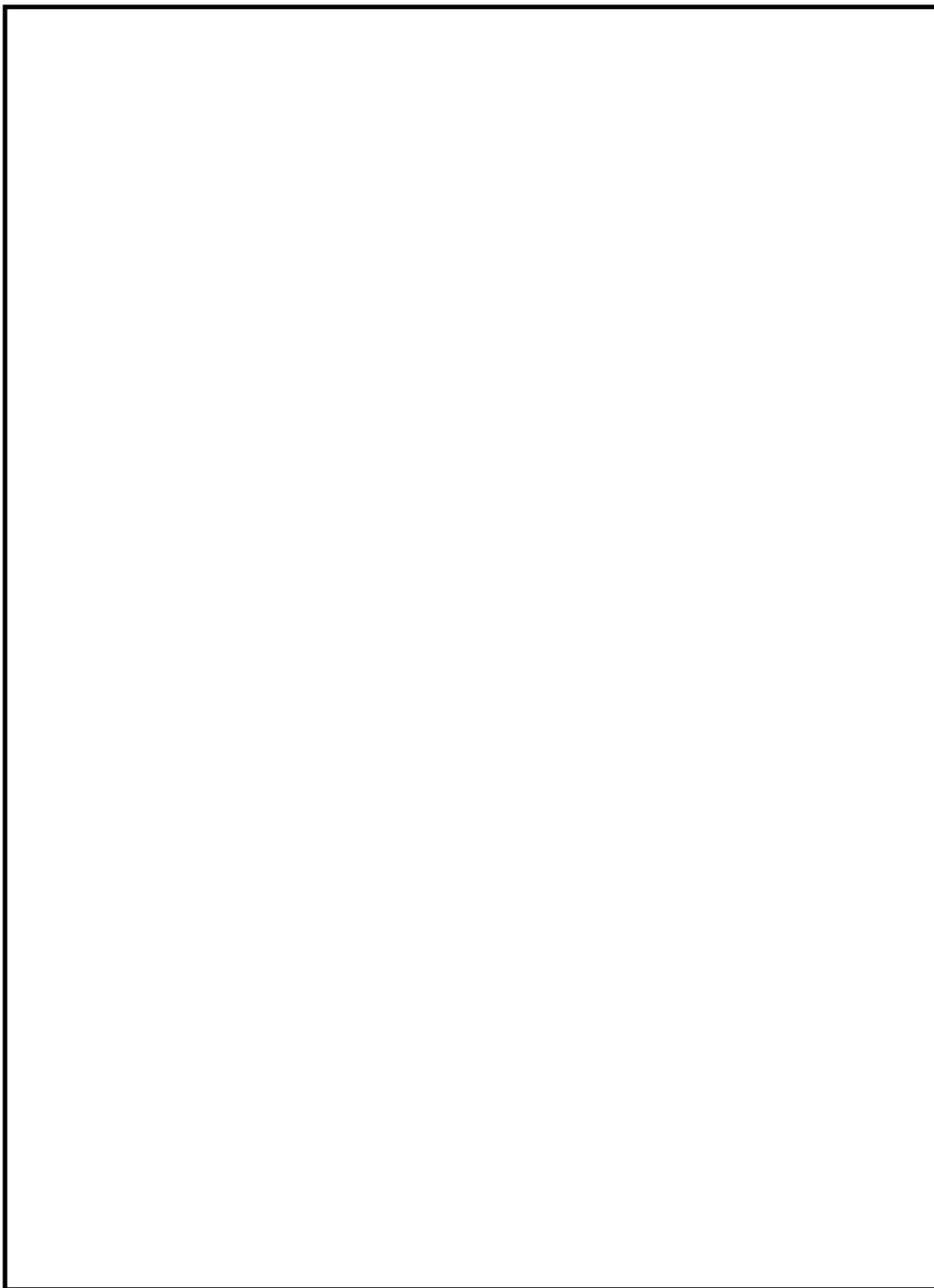
第 1 図 非沸騰実験装置の概要



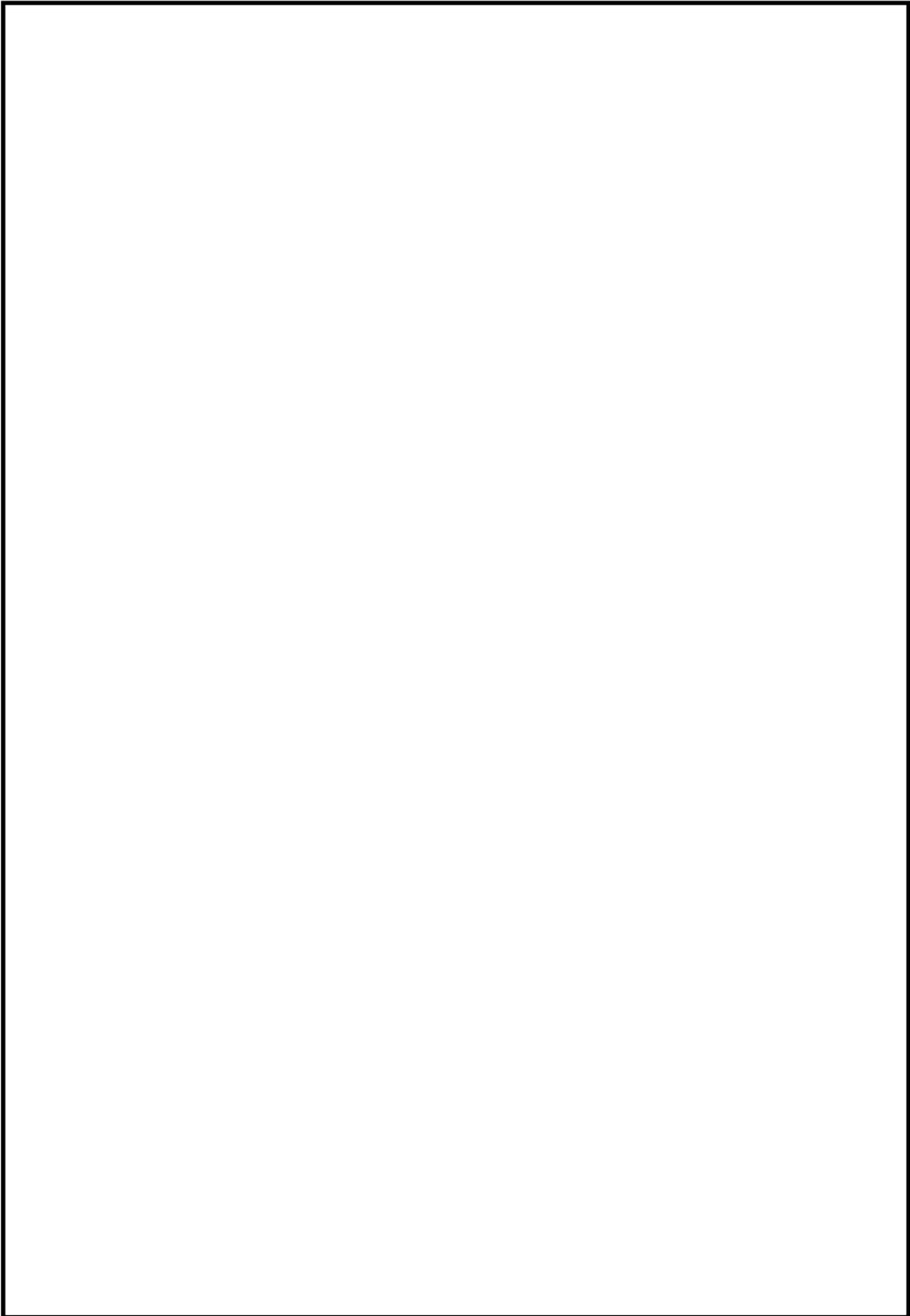
第 2 図 沸騰実験装置の概要



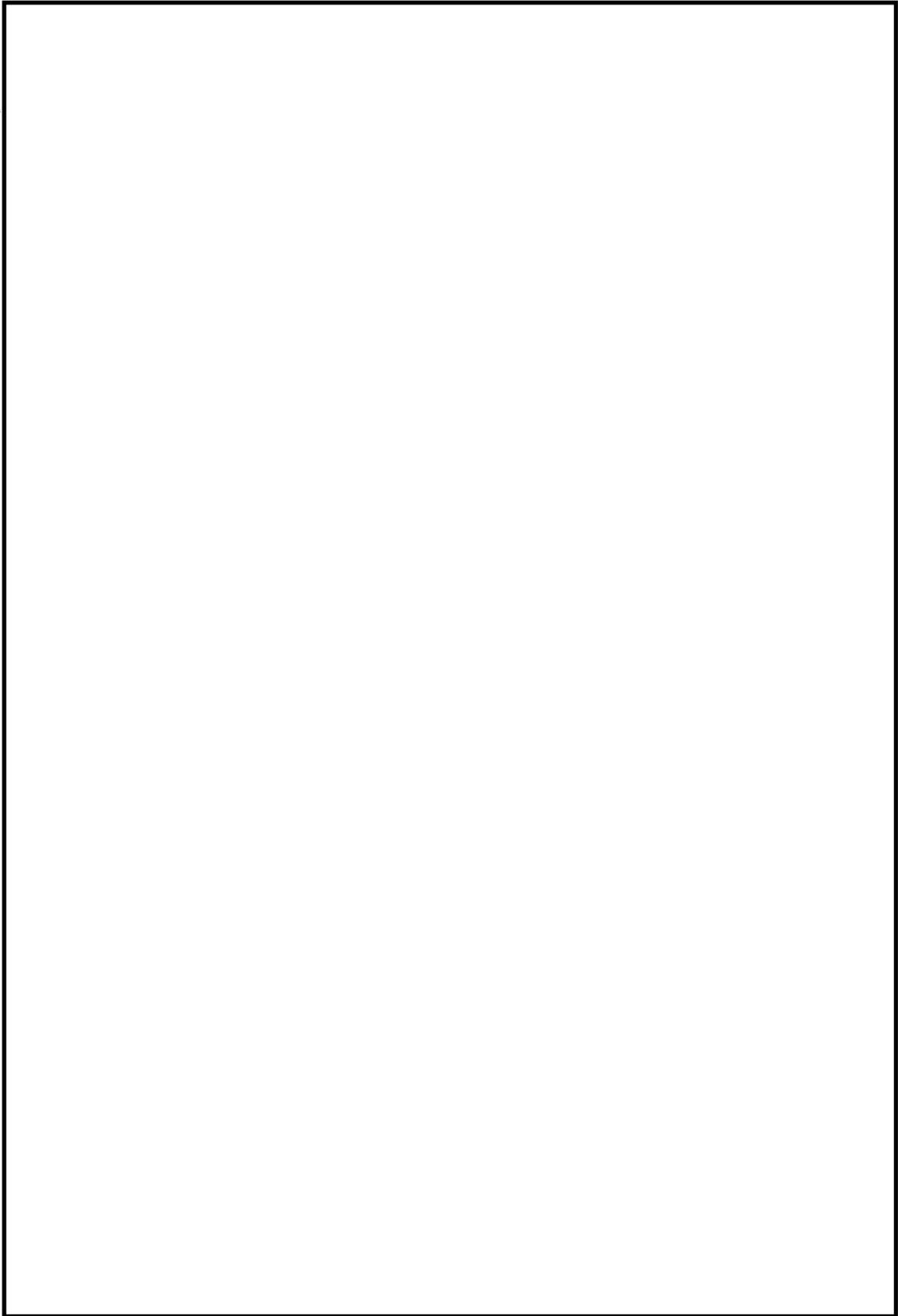
第3図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度
(LOCA ベース：非沸騰状態)



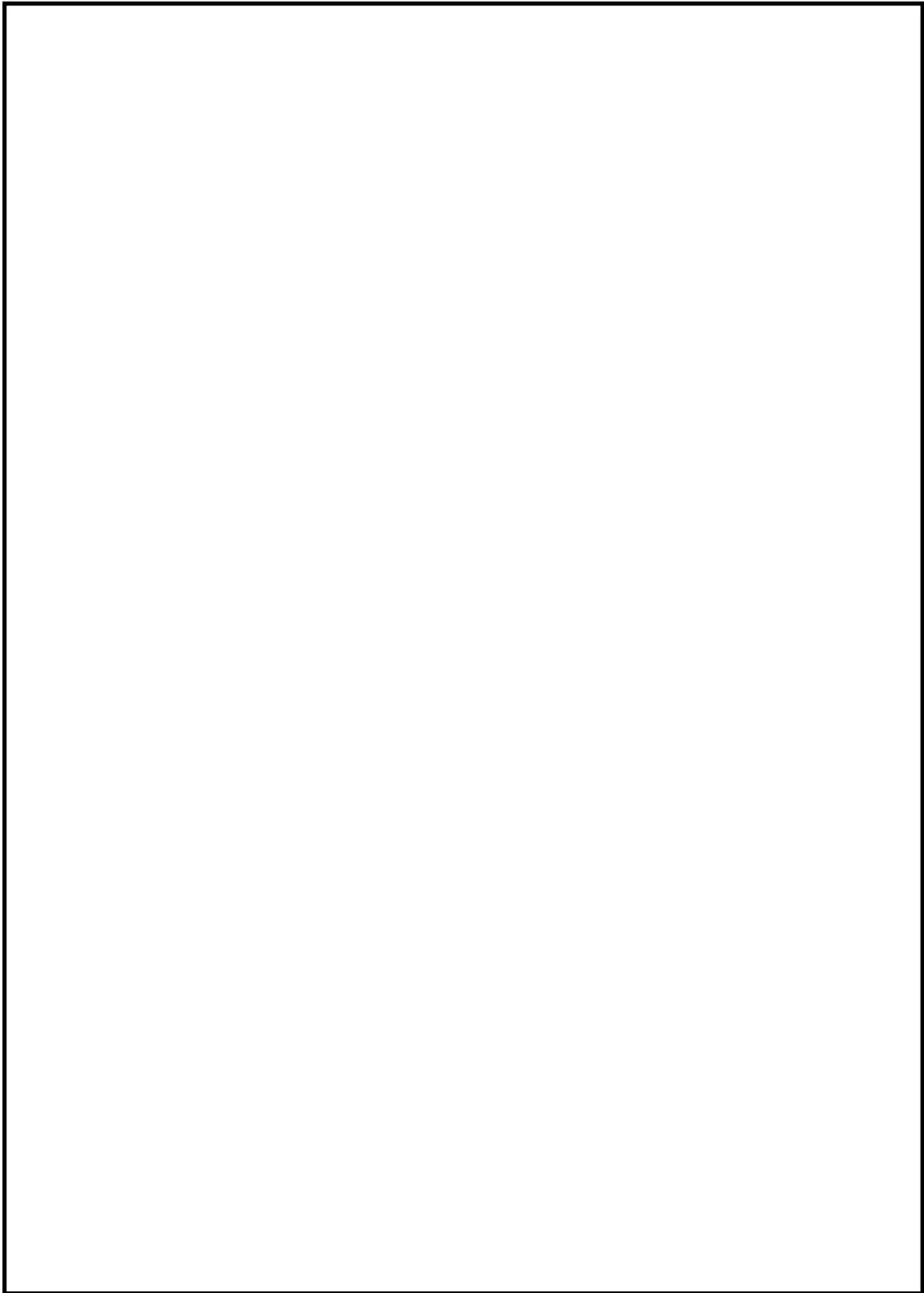
第4図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度
(LOCA ベース：沸騰状態)



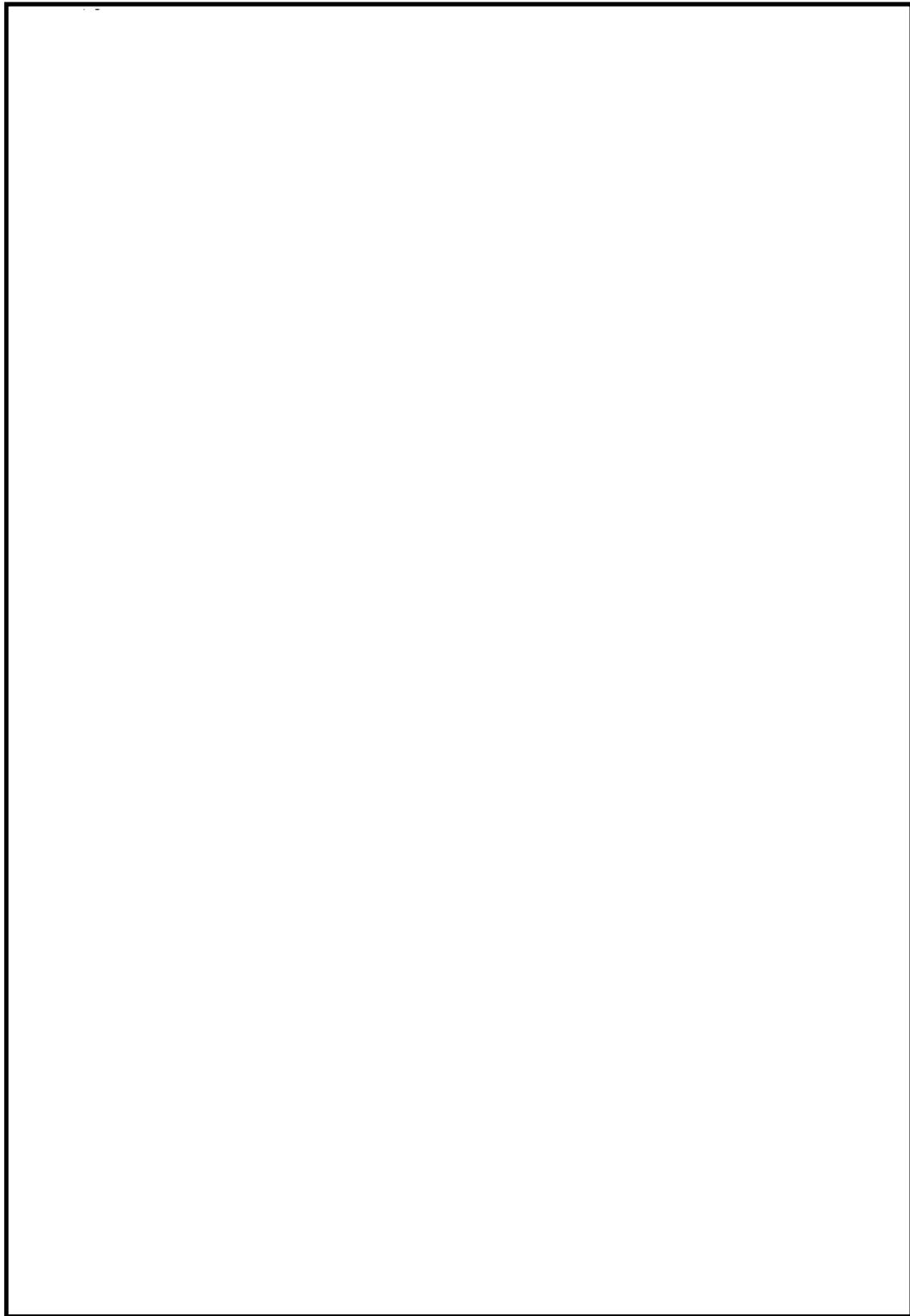
第 5 図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度
(F C S 性能解析ベース：非沸騰状態)



第 6 図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度
(F C S 性能解析ベース：沸騰状態)



第7図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度
(苛酷事故ベース：非沸騰状態)



第 8 図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度
(苛酷事故ベース：沸騰状態)

2.2 基本実験の妥当性に関する補足

基本実験では、研究を進める上での手法の妥当性を確認するため、実験結果に関係する過去の知見^{[5][6]}との比較を行っている。また、この基本実験の結果から得られたG値は、可燃性ガス濃度制御系の性能確認に使用されている^[3]。

以下、基本実験の概要について示す。また、基本実験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第3表及び第4表に示す。

(1) 実験方法について

基本実験では、純水に対する照射を行い、照射量と水素及び過酸化水素濃度について確認している。また、オークリッジ国立研究所（ORNL）においても純水に対する照射の実験が行われており、照射量と水素濃度の関係が報告されている^[5]。これらの結果は、照射量に対する水素の生成割合が照射開始から徐々に低下する点で同等の傾向を示している。純水に対する照射試験について、基本実験及びORNLにおける実験の概要を第9図及び第10図、実験の結果を第11図及び第12図に示す。

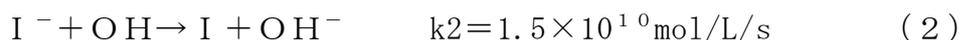
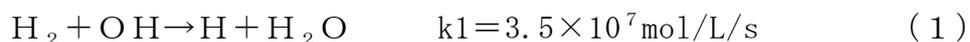
基本実験では、上記の純水に対する照射を行った試験装置を用い、よう素や水素濃度を上昇させた条件での実験を行っている。このことから、照射及びこれに伴って生じる水素及び酸素の濃度を測定する点で、基本実験での実験方法は妥当なものとする。

(2) 添加物の影響とG値の増減

水中に添加された場合にG値に影響を及ぼすよう素と水素について、添加量とG値の変化の傾向について確認するとともに、過去の知見^[6]と基本実験の実験結果の傾向が同様であることを確認している。

a. よう素を添加した場合

水中へのよう素の添加がG値を上昇させる側に作用することについては、従来から知られていたものの^[5]、基本実験では実験系内によるよう素を添加した場合についての添加量とG値の関係を確認している。傾向として、よう素の添加量が増加すると水素及び酸素共にG値は上昇する傾向を示している。また、この増加の要因は、式(1)の再結合反応が、式(2)のよう素がOHラジカルを還元する反応によって阻害されることによるものと考えられる。これは、式(2)の反応速度定数k2と式(1)の反応速度定数k1に大きな差があることから推定できる。



b. よう素及び水素を添加した場合

基本実験では、実験系内に水素を添加した場合についての添加量とG値の関係を確認している。傾向として、水素の添加量が増加すると水素及び酸素共にG値は低下する傾向を示している。水素のG値の傾向については、米国原子力規制委員会(NRC)によって反応モデルの作成および評価が実施されており、よう素が添加されていても水素の添加量が増加するとG値は低下すると報告されている^[6]。また、この低下の要因は、水素濃度の増加によって式(1)の再結合反応が促進されることで、水素及び酸素の発生割合が低下することによるものと考えられる。NRCにおける評価の結果を第13図に、基本実験における実験の結果を第14図に示す。

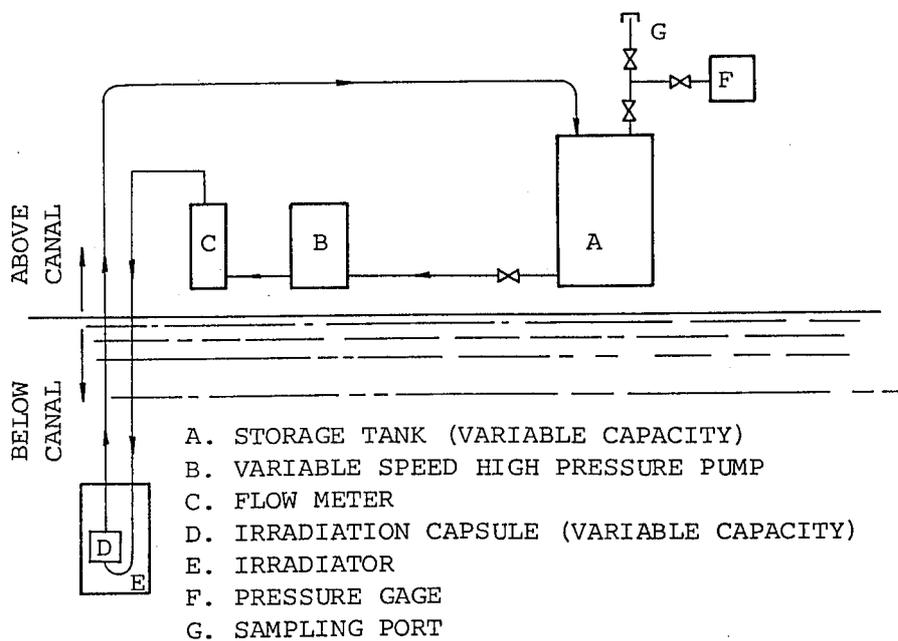
第3表 各種パラメータが酸素の実効G値に与える影響

パラメータ	電共研の実験	今回申請における評価	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●時間後で 1×10^4 Gyを超える。	水素の実効G値は吸収線量が多いほど小さくなる傾向があり ^{[2][5]} 、酸素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●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。（第15図参照）
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64%	水素の実効G値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾向があり ^{[2][6]} 、酸素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、第16図を参照すると、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）に大きな違いは現れないと考えられることから、今回申請における評価において、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。
ジルコニウム-水反応割合（溶存水素濃度）	5.5%	約11%	水素の実効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。（第17図参照）
初期酸素濃度	1.5%	2.5%	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の実効G値に影響を及ぼすものではないと考える ^[2] 。（第18図参照）
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 ^[2] 。（第19図参照）
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 ^{[2][5]} 。（第11, 20図参照）
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 ^[2] 。（第21図参照）

第4表 よう素以外の不純物が酸素の実効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	酸素の実効G値への影響
金属イオン等 (Fe, Cu, B)	炉内構造物等	0~2ppm (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解析結果からは、実効G値への影響は見られない ^[2] 。(第18図参照)
ホウ酸	制御棒材の酸化、MCCI時の化学反応	約 1×10^{-3} mol/L (格納容器内での想定発生量とサブプレッション・プール液相体積から概算)	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 ^{[2][4]} 。
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サブプレッション・プール液相体積から概算)	酸素を消費する反応に寄与し、実効G値を低減する ^[4] 。(第22, 23図参照)

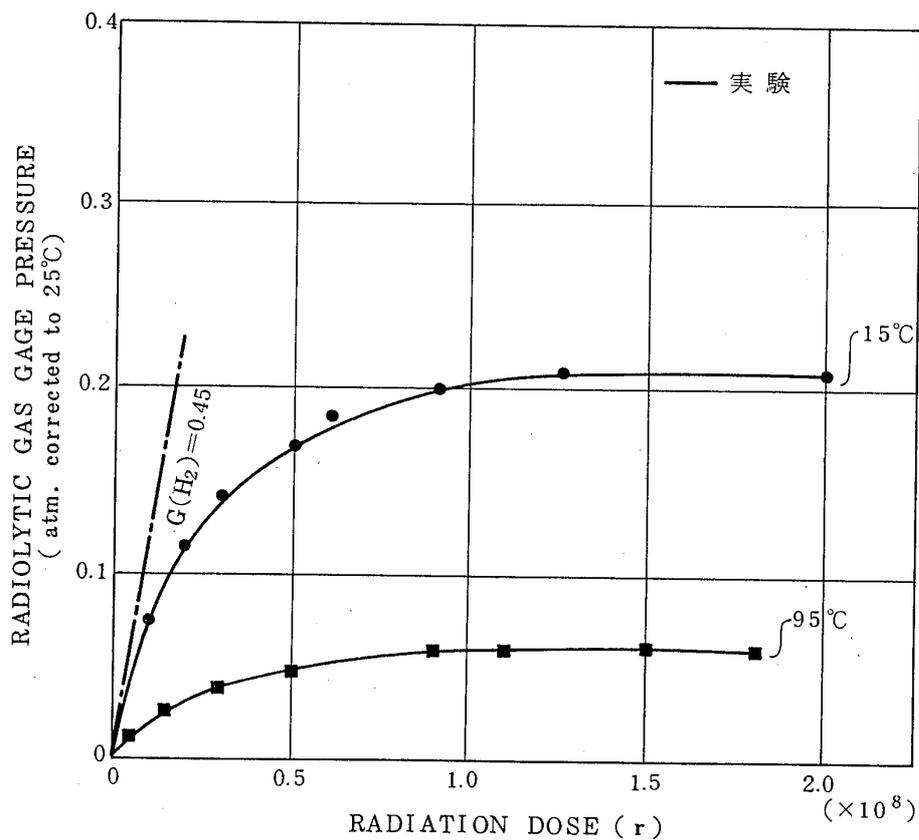
容積	カプセル液相	100cm ³
	タンク気相	350cm ³
	タンク液相	250cm ³
循環流量		14cm ³ /min
初期温度 (実験パラメータ)		15°C, 95°C



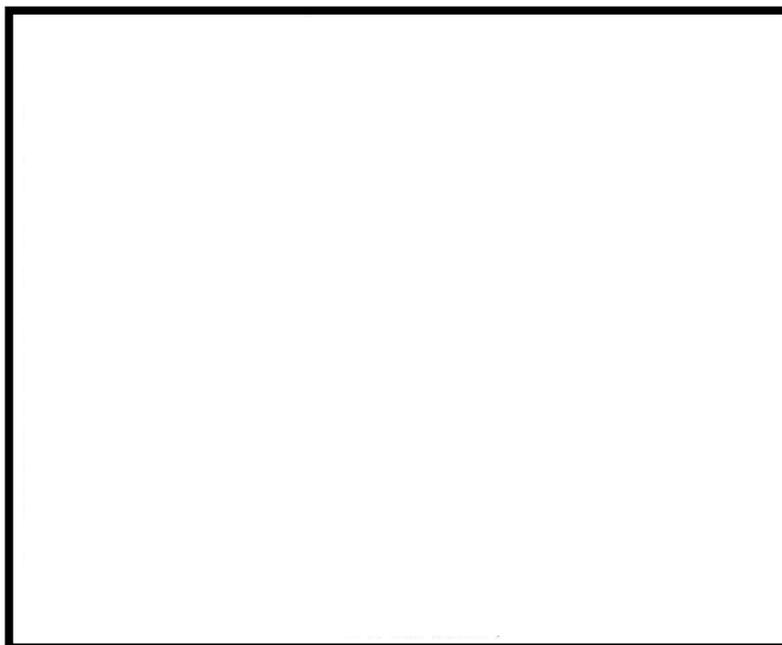
第9図 ORNLによる照射実験のループ



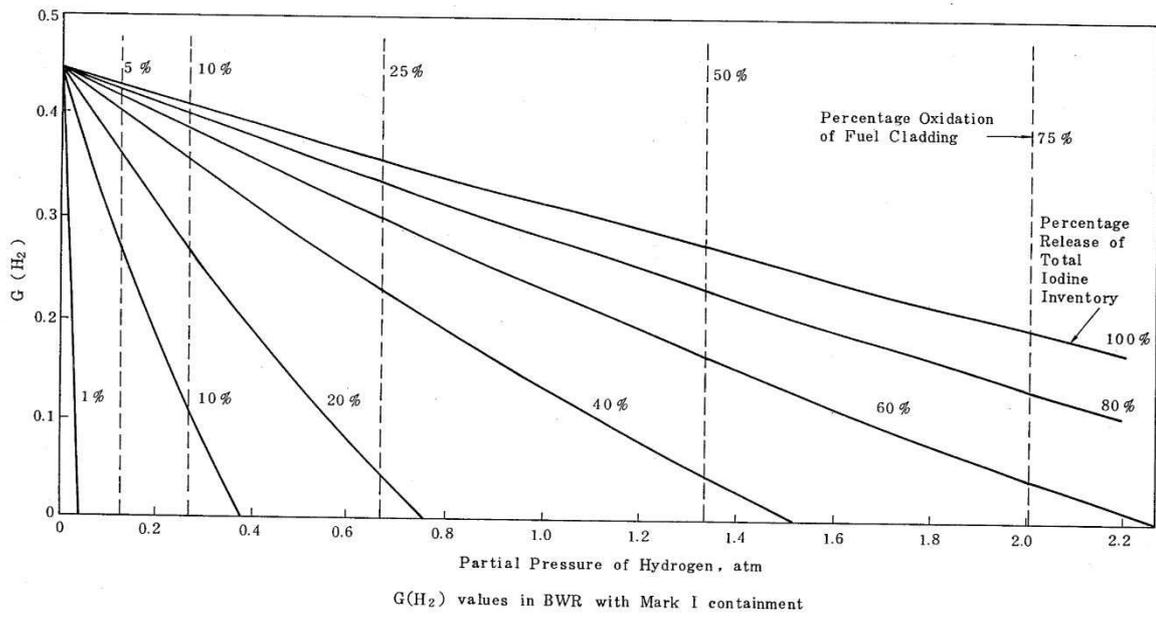
第 10 図 基本実験による純水照射の手順と実験で用いた容器の概略



第 11 図 ORNL による実験結果 (純水に対する照射)

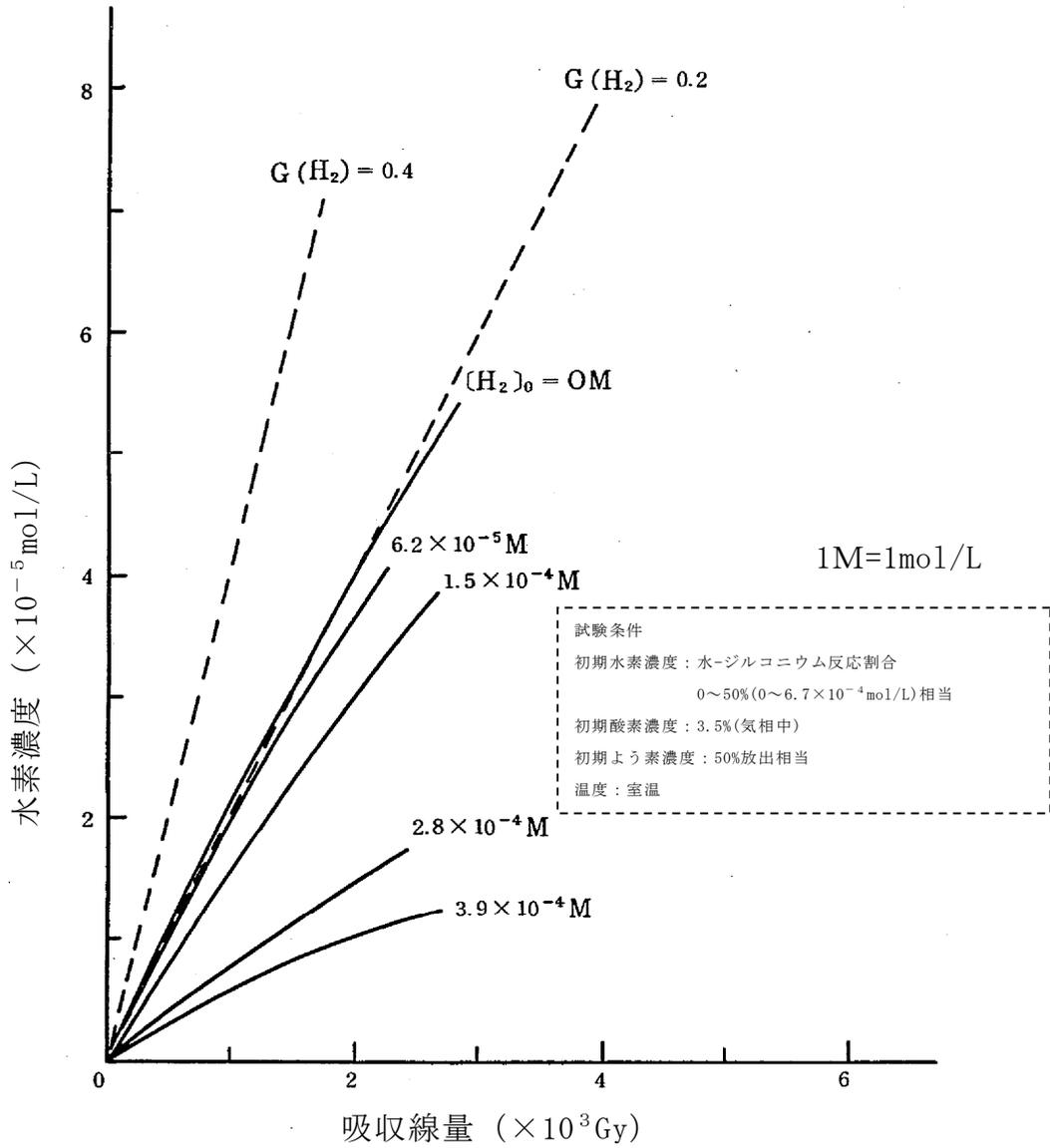


第 12 図 基本実験による実験結果 (純水に対する照射)



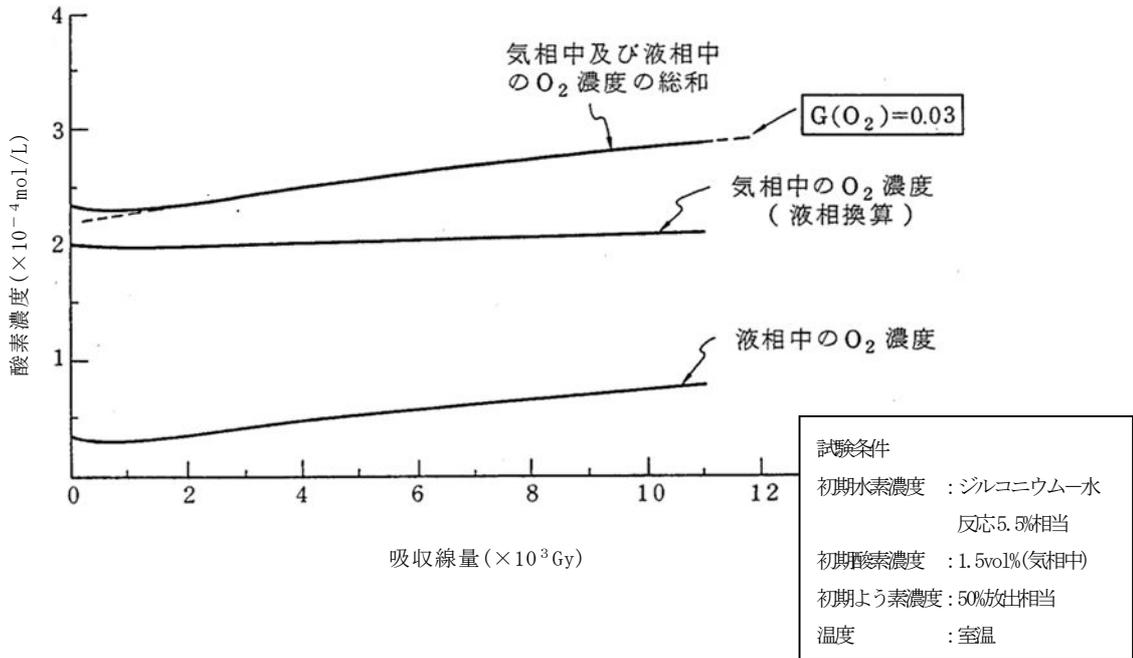
第 13 図 NRC による評価結果

(よう素及び水素の濃度と G (H₂) の変化)

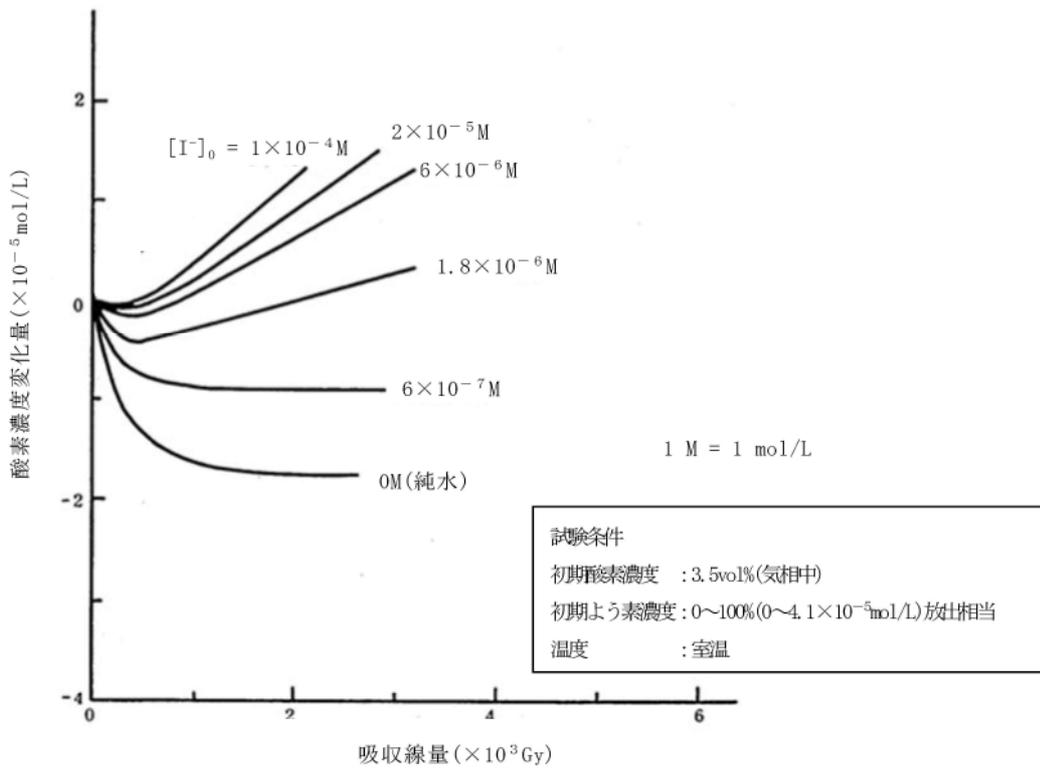


第 14 図 基本実験による実験結果

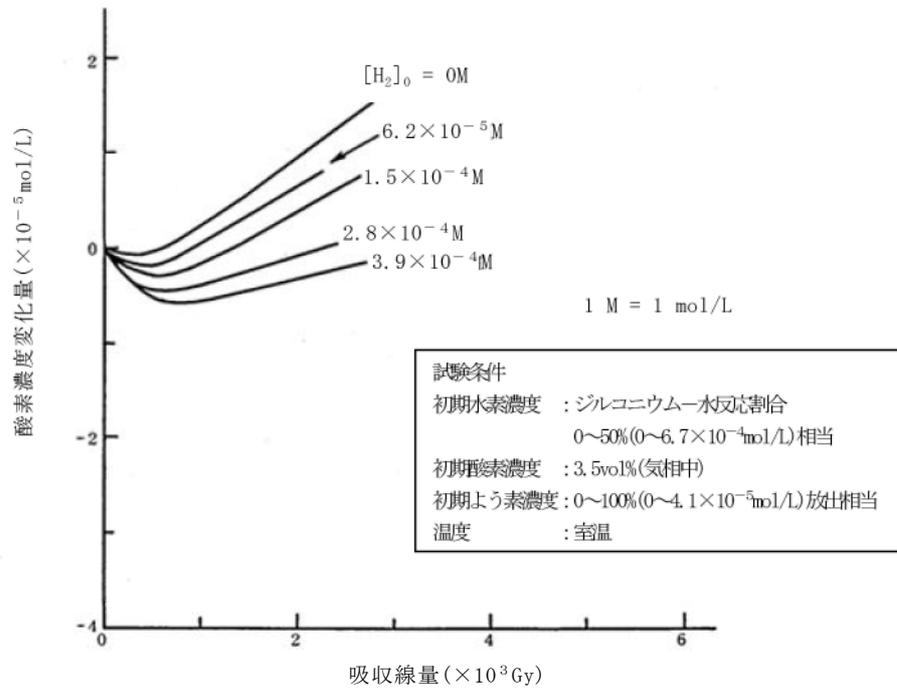
(溶存水素濃度と吸収線量の関係 (溶存水素濃度を変化させた場合))



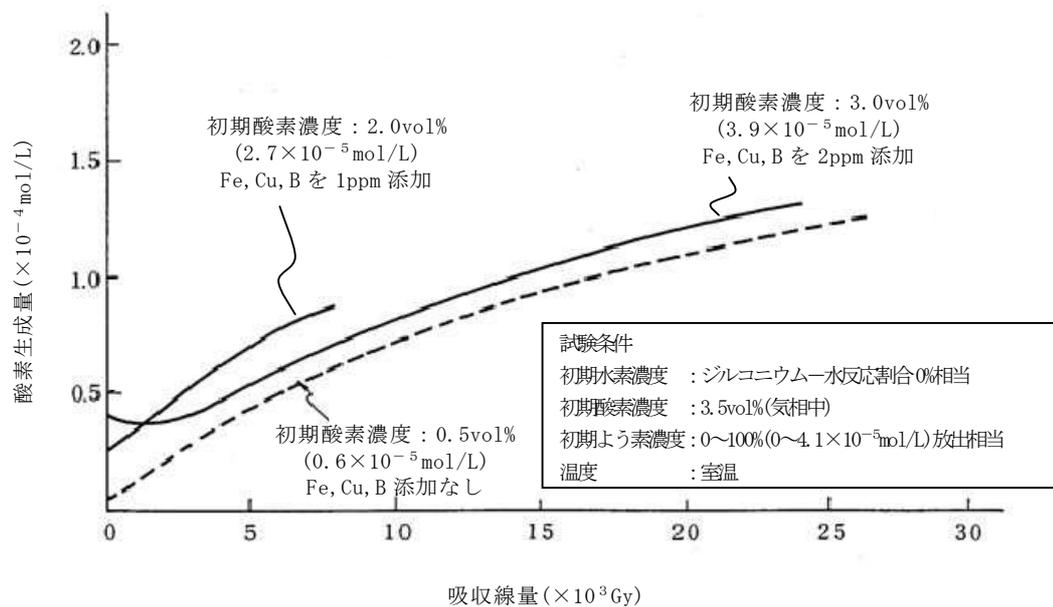
第 15 図 本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果



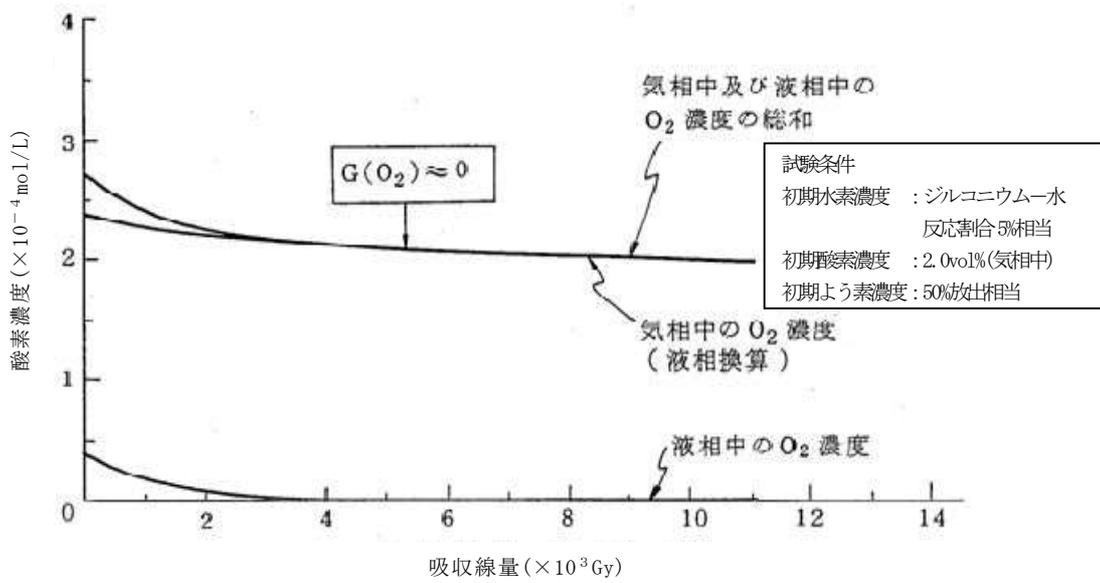
第 16 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (よう素濃度を変化させた場合)



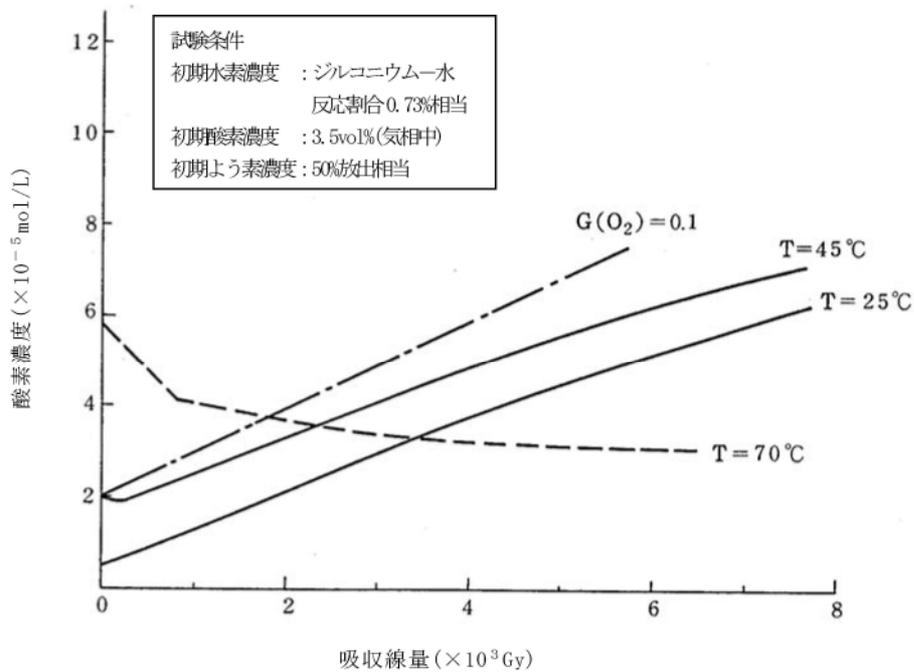
第 17 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (溶存水素濃度を変化させた場合)



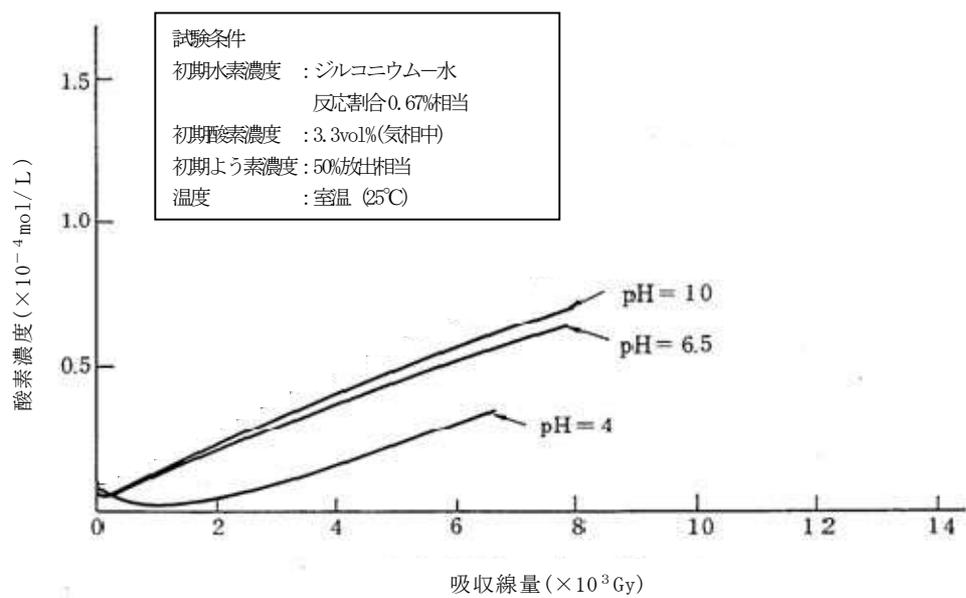
第 18 図 溶存酸素濃度及び不純物 (F e , C u , B) の有無と吸収線量の関係
 (酸素濃度及び不純物 (F e , C u , B) の添加量を変化させた場合)



第 19 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (沸騰状態)



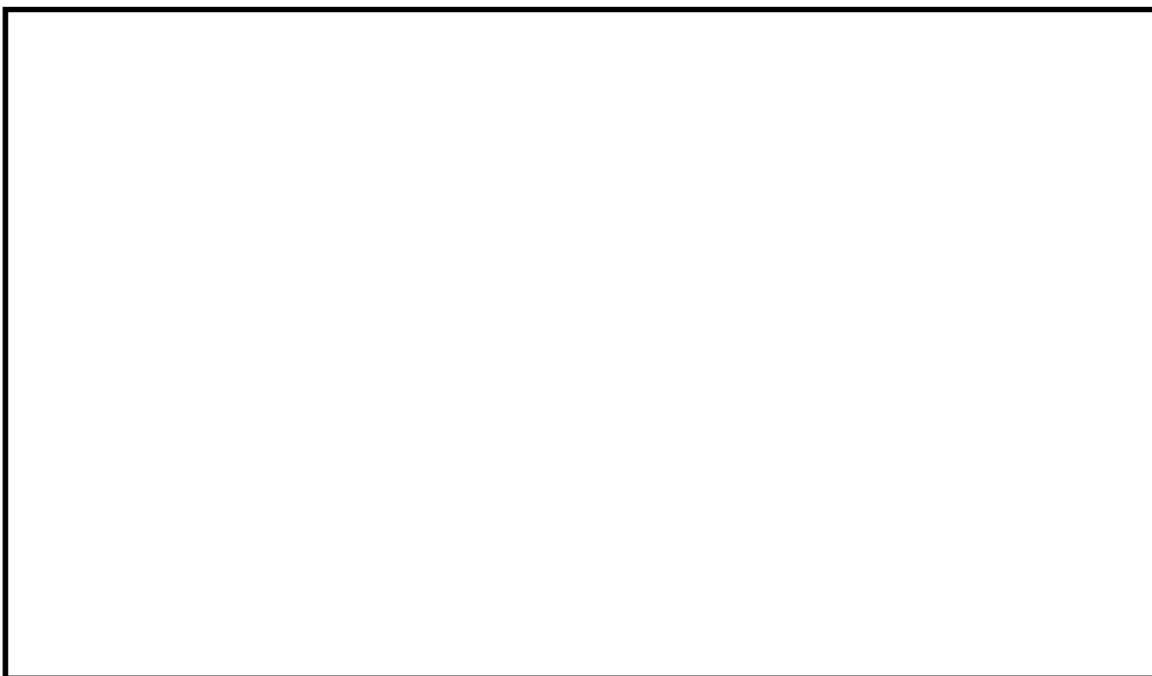
第 20 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (温度を変化させた場合)



第 21 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (pHを変化させた場合)



第 22 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係（エタノール添加なし）



第 23 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係（エタノール添加あり）

3. 電力共同研究「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」(追加実験)

3.1 追加実験の概要

(1) 実験装置及び実験方法

追加実験では、常温から高温に至るケースについて試験を行うため、170℃(飽和蒸気圧 691kPa [gage]) までの試験が可能な照射容器を用いた。

実験に使用した装置を第 24 図に示す。装置は、照射容器、液相循環ライン、気相サンプリングライン、ガス注入ライン等から成る。照射容器はステンレス製で、容量は 2L である。照射容器内には 3 本のガス注入ラインが接続されており、水素、酸素、窒素ガスにより所定の初期水質に調整することができる。照射容器内の水はバンドヒーターにより所定の温度に昇温される。液相中の水はポンプにより循環される。液相循環ラインには溶存水素計 (DH 計)、溶存酸素計 (DO 計)、導電率計等が設置されている。試験水は冷却された後、DH 計、DO 計により、液相中の水素、酸素濃度を連続測定される。気相中のガスはポンプにより循環される。気相循環ラインにはガスクロマトグラフが設けられている。ガンマ線照射により発生したガスは冷却された後、ガスクロマトグラフで気相中の水素、酸素濃度をバッチ測定する。

全ての条件が定常状態に達した後、C o -60 ガンマ線源にて照射を開始し、DH 計、DO 計で液相の水素・酸素濃度を測定するとともに、ガスクロマトグラフでバッチサンプリングを行い気相中の水素・酸素濃度を測定した。

実験は、温度、沸騰の有無、初期水素濃度、酸素濃度を試験パラメータとして変化させ G 値の実測を実施した。

(2) 試験条件及び実験結果

試験条件及び実験結果を第5表、第25図に示す。

沸騰している場合は水素・酸素のG値が0であること、また、沸騰していない場合は試験条件によりG値に若干のばらつきがあることを確認した。

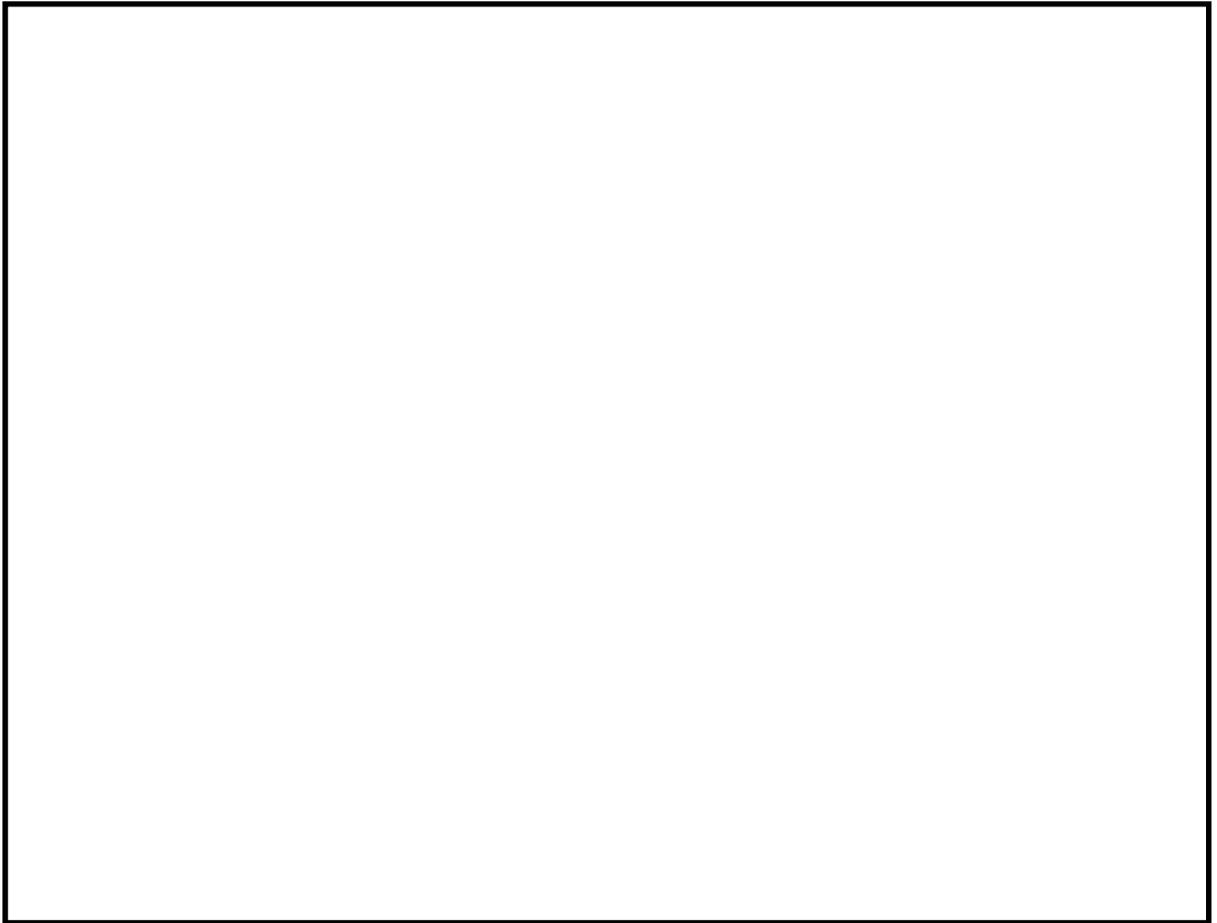
長期試験における吸収線量と水素・酸素の変化量の相関では、水素・酸素共にその増加量が吸収線量の増加と共に飽和する傾向を確認できた。吸収線量 1×10^4 Gy における実効G値は、水素：0.036、酸素：0.023であり、基本実験と同程度であった。

3.2 実験から得られた知見

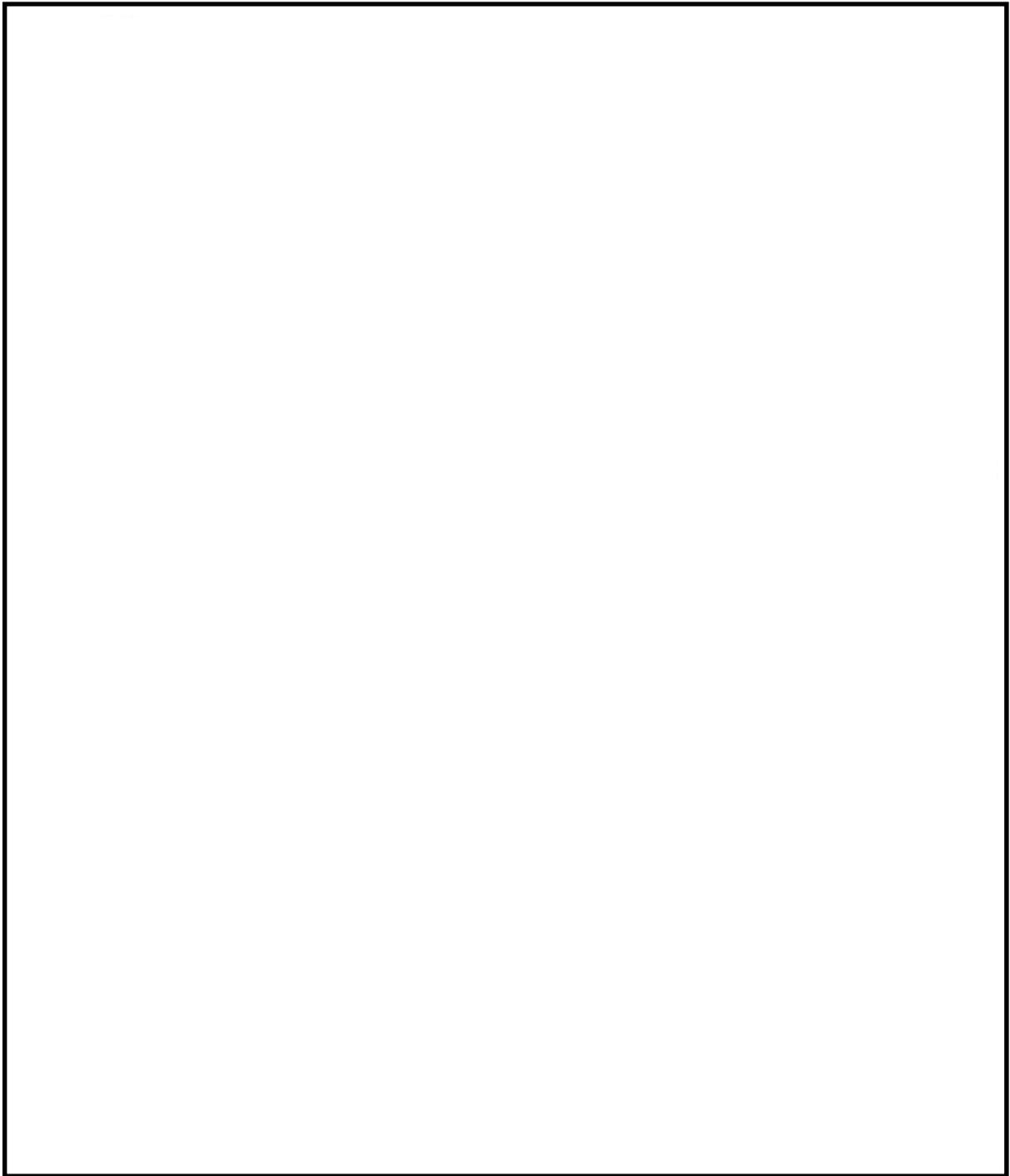
基本実験と追加実験は、異なる実験装置、異なる実験実施者によって行われたが、追加実験により同程度の実効G値が確認できたことから、実効G値の有する不確かさは小さいと考える。また、水素・酸素の増加量が吸収線量の増加と共に飽和する点で同様の傾向を確認できたことから、実効G値を事象発生初期（1.5時間後^{*}）の吸収線量から定めることは、事象発生から168時間後までを評価する本事象に適用する上で保守的な設定と考える。よって、前回の実験結果をもとに有効性評価を用いる実効G値を定めていること及び長期試験の結果を踏まえて、 1×10^4 Gy におけるG値を用いるのは妥当と考える。

第 5 表 試験条件及び実験結果

試験 ケース	試験条件				実験結果		
	温度 [°C]	沸騰	M-W 反応 割合 [%]	酸素濃度 [vol%]	よう素 放出 [%]	吸収線量 [Gy]	水素 G値
①							
①'							
②							
③							
④							
⑤							
⑥							
⑦							
⑧							



第 24 図 実験装置の概要



第 25 図 実験結果：水素・酸素の変化量と吸収線量の関係

(①及び①' の G 値)

4. 参考文献

- [1] Regulatory Guide 1.7 (Rev.2 Nov.1978) Control of Combustible Gas Concentrations In Containment Following A Loss-of-Coolant Accident.
- [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] 「沸騰水型原子力発電所 可燃性ガス濃度制御について」(株式会社東芝, TLR0002A 改訂 3, 平成 10 年 2 月)
- [4] 「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
- [5] Zittel, H. E., “Boiling water reactor accident radiolysis studies”, ORNL-TM-2412 Part VIII (1970).
- [6] Parczewski, K. I., et. al., “Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWRs”, U.S. NRC Joint ANS/AMSE Conference, Aug. (1984).

(参考) その他の文献における実効G値に関する報告

勝村による報告^[1]では、平成23年3月15日に発生した福島第一原子力発電所4号機の水素爆発の原因を探るため、沸騰水及び海水注入下での水素のG値を実験で測定している。

この実験では、沸騰した純水からはG値0.24相当の水素ガスの発生を検出し、沸騰した3.5%食塩水（海水相当）からはG値0.54*相当の水素ガス発生を検出したと報告されており、いずれも東海第二発電所の有効性評価「水素燃焼」で使用している水素ガスのG値0.06と比べて大きな値となっている。

本報告では酸素のG値に関しては論じられていないが、仮に水素ガスのG値と同様に酸素ガスも高いG値で発生したとしても、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至る恐れがある場合には、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）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ことができることから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至ることはない。

※：水の放射線分解によるG値は、分解初期（初期G値0.45）の後の再結合（水素とOHラジカル）により初期G値を理論的に超えないにも関わらず、G値0.54の水素発生が検出されているが、この原因については、水蒸気凝縮によって水素濃度が高めに測定されたためと考察している。

[1] 勝村庸介，“福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎 —沸騰水のラジオリシスと水素濃縮—”，放射線化学 第92号，(2011)。

格納容器内における気体のミキシングについて

BWRの格納容器内の気体のミキシング効果については、電力共同研究「格納容器内ミキシング確認試験に関する研究」(S57年度)^[1]によって、格納容器スプレーや温度差による自然対流に伴う攪拌効果がある場合には十分なミキシング効果が短時間に得られることを確認している。

格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンスでは、事象発生後90分までは常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系(常設)による格納容器冷却操作の実施及び格納容器内の温度差により、格納容器内は十分にミキシングされるものと考えられる。また、事象発生後90分以降は、代替循環冷却系による格納容器除熱操作の実施により、格納容器内はミキシングされるものと考えられる。さらに、崩壊熱によって炉心で発生した蒸気が格納容器内へ放出されることによってもミキシングが促進される。

格納容器スプレーを実施している場合の格納容器内の気体の流動については、上記研究にて実験的に確認されている。実験結果を第1図に示す。10vol%の空気希釈ヘリウムガスの供給を停止すると、格納容器スプレーにより短期間で十分なミキシング効果が得られることが示されている。

格納容器内雰囲気と壁面に温度差がある場合のミキシング効果についての実験結果を第2図に示す。第2図は格納容器内雰囲気と壁面に5℃の温度差がある場合のミキシング効果を示しており10vol%の空気希釈ヘリウムガスを供給しているが、実験開始から約20分後までには十分にミキシングされることを示している。BWRの格納容器内では、原子炉圧力容器が熱源として考えられるため、格納容器内雰囲気と壁面において少なくとも5℃以上の温度差は生じているものと考えられる。このため、BWRの格納容器内において、気体が成層化する等の位置的な濃度の著しい偏りが生じる可能性は低いと考えられる。ら

に、本試験は、より成層化の可能性が高い軽密度気体であるヘリウムにて攪拌効果を確認しているため、格納容器内での水素燃焼を防止するためのベント実施判断基準として設定している酸素については、濃度の著しい偏りが生じる可能性は更に低いと考えられる。

また、シビアアクシデント条件下における格納容器内の気体のミキシング効果については、比較的単純な形状から大規模で複雑な形状の試験装置に至る国内外の試験において検討されている。代表的なものとして、旧（財）原子力発電技術機構による試験で得られた知見^[2]を以下にまとめる。

- ・軽密度気体（試験では水素をヘリウムで模擬）の放出による自然循環のみでも、ミキシングは比較的良好であった。
- ・水蒸気発生を考慮したケースでは、ミキシングは促進された。
- ・上部区画へ軽密度気体を放出して濃度の偏りを生じさせたケースでも、格納容器スプレイを作動させることによりミキシングは達成された。

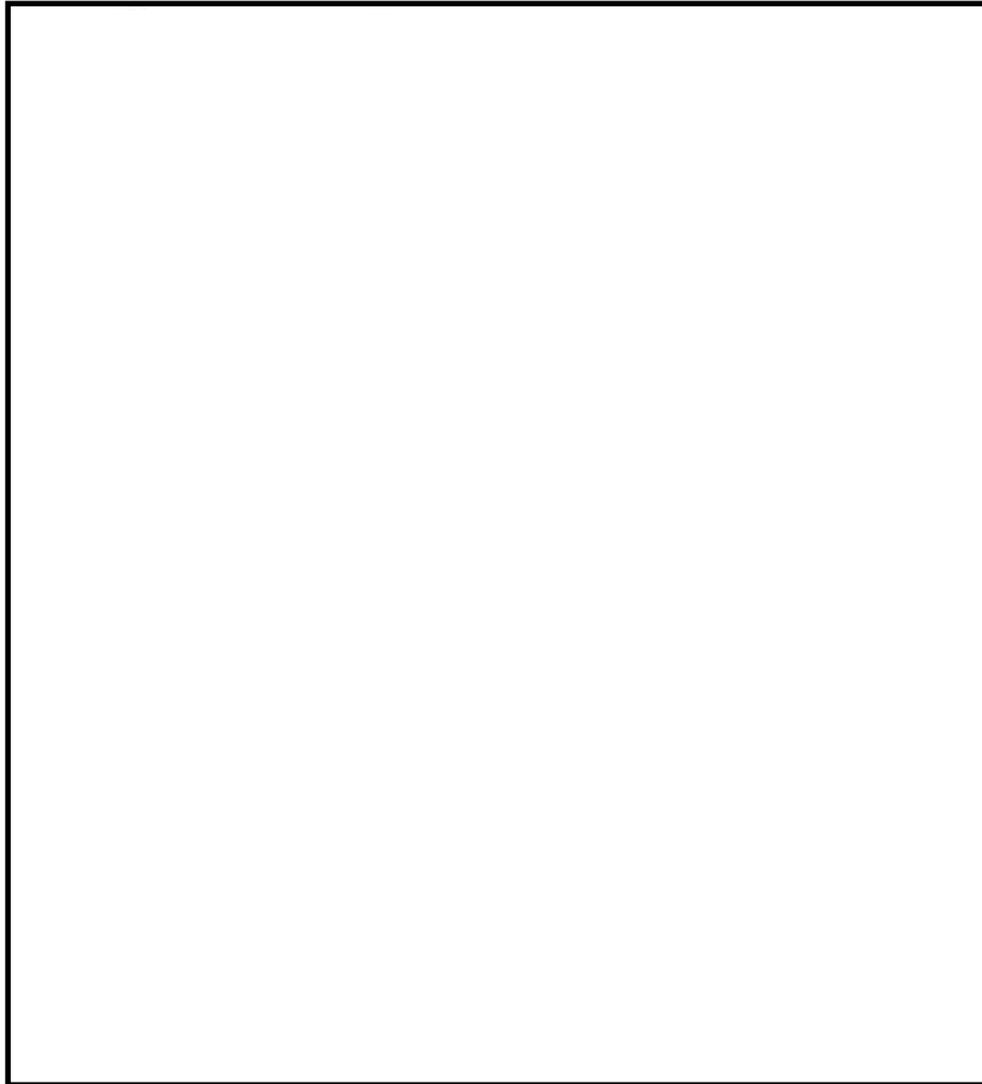
本試験はPWRプラントを模擬したものであるが、複雑な区画を含む形状においても十分なミキシングが得られたことが確認されており、BWRプラントでも同様の効果が期待できると考えられる。

したがって、これらの知見を踏まえると、格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンスにおいては、格納容器スプレイの実施、格納容器内の温度差等によりミキシング効果が得られると考えられる。

なお、格納容器スプレイ停止後は速やかに格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施するため、格納容器内の可燃性ガスは排出される。

[1] 共同研究報告書、格納容器内ミキシング確認試験に関する研究(S57年度)

[2] 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、財団法人 原子力発電技術機構（平成15年3月）



第1図 格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化



第2図 温度差によるミキシング効果（ガス濃度変化結果）