

東海第二発電所

重大事故等対策の有効性評価

平成 29 年 9 月
日本原子力発電株式会社

目 次

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

- 1.1 概 要
- 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
- 1.3 評価に当たって考慮する事項
- 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム
- 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
- 1.6 解析の実施方針
- 1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
- 1.8 必要な要員及び資源の評価方針

付録1 事故シーケンスグループ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T B）
 - 2.3.2 全交流動力電源喪失（T B D，T B U）
 - 2.3.3 全交流動力電源喪失（T B P）

- 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 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - 3.4 水素燃焼
 - 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用
- 4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 4.1 想定事故 1
 - 4.2 想定事故 2
- 5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 5.1 崩壊熱除去機能喪失（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 1.1.1 重大事故等対策の深層防護の考え方について
- 添付資料 1.2.1 外圧支配事象における燃料被覆管の健全性について
- 添付資料 1.2.2 サプレッション・プールの水位上昇に係る構造的な耐性について
- 添付資料 1.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について
- 添付資料 1.2.4 格納容器破損防止対策の各重要事故シーケンスにおける評価項目について
- 添付資料 1.2.5 定期検査工程の概要
- 添付資料 1.3.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における機能喪失の仮定について
- 添付資料 1.3.2 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 1.3.3 事象発生時の状況判断について
- 添付資料 1.3.4 有効性評価における運転員等の操作余裕時間の仮定について
- 添付資料 1.3.5 安定状態の考え方について
- 添付資料 1.4.1 有効性評価に使用している解析コード／評価手法の開発に係る当社の関与について
- 添付資料 1.5.1 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 時の破断位置及び破断面積設定の考え方について
- 添付資料 1.5.3 サプレッション・プール初期水位について
- 添付資料 1.5.4 外部水源温度の条件設定の根拠について
- 添付資料 1.5.5 給水流量をランアウト流量（68％）で評価することの妥当性

添付資料1.5.6 逃がし安全弁の解析条件設定について

添付資料1.5.7 原子炉停止機能喪失の解析条件設定の考え方について

添付資料1.5.8 重大事故等対処設備としての逃がし安全弁7弁の十分性について

添付資料1.5.9 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故1及び2）の有効性評価における共通評価条件について

添付資料1.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさ影響評価フロー

添付資料2.1.1 平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代表性について

添付資料2.1.2 安定状態について（高圧・低圧注水機能喪失）

添付資料2.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高圧・低圧注水機能喪失）

添付資料2.1.4 7日間における水源の対応について（高圧・低圧注水機能喪失）

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

添付資料2.1.6 常設代替交流電源設備の負荷（高圧・低圧注水機能喪失）

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 逃がし安全弁作動用の窒素の供給について
- 添付資料2.3.1.2 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2.3.1.3 蓄電池による給電時間評価結果について
- 添付資料2.3.1.4 安定状態について（全交流動力電源喪失（長期T B））
- 添付資料2.3.1.5 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
（全交流動力電源喪失（長期T B））
- 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T B））
- 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T B））
- 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
T B））
- 添付資料2.3.1.9 原子炉再循環ポンプからのリークについて
-
- 添付資料2.3.2.1 全交流動力電源喪失（T B D， T B U）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 非常用ディーゼル発電機が起動成功した場合の影響について（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2.4.1.5 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2.4.1.6 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 外圧事象における燃料被覆管の健全性について

添付資料2.5.4 安定状態について (原子炉停止機能喪失)

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

添付資料2.5.6 リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響

添付資料2.5.7 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2.5.8 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2.5.9 外部電源の有無による評価結果への影響

添付資料2.5.10 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2.5.11 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 敷地境界外での実効線量評価に対する指針との対比について

添付資料2.6.4 非常用ガス処理系による系外放出を考慮した被ばく評価について

添付資料2.6.5 安定状態について（L O C A時注水機能喪失）

添付資料2.6.6 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2.6.7 原子炉注水開始が遅れた場合の影響について

添付資料2.6.8 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2.6.9 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2.6.10 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 I S L O C A時の格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度
に対する設計基準事故の代表性について

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

添付資料2.7.4 解析コード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2.7.5 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LOCA））

添付資料2.7.6 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LOCA））

添付資料2.7.7 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LOCA））

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基準適合のための基本方針及び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 of 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2.8.7 全交流動力電源喪失（長期TB）との事故対応の相違点について

添付資料3.1.2.1 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

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漏えいするCs-137の漏えい量評価

価について

- 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（格納容器過圧・過温破損）における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について
- 添付資料3.1.2.7 水の放射線分解を考慮した場合の格納容器過圧に対する影響について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
- 添付資料3.1.2.8 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））
- 添付資料3.1.2.9 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3.1.2.10 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3.1.2.11 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））
- 添付資料3.1.2.12 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について
- 添付資料3.1.2.13 7日間における水源の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））
- 添付資料3.1.2.14 7日間における燃料の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））
- 添付資料3.1.2.15 常設代替交流電源設備の負荷（雰囲気圧力・温度による静

的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）

添付資料3.1.2.16 格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応操作について

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 崩壊熱による蒸発量相当の注水量について

添付資料3.1.3.3 格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出される $Cs-137$ の放出量評価

添付資料3.1.3.4 原子炉建屋から大気中へ漏えいする $Cs-137$ の漏えい量評価等について

添付資料3.1.3.5 格納容器内での除去効果について

添付資料3.1.3.6 安定状態について（代替循環冷却を使用しない場合）

添付資料3.1.3.7 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
（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3.1.3.8 注水操作が遅れる場合の影響について

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

添付資料3.1.3.10 7日間における燃料の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合））

添付資料3.1.3.11 常設代替交流電源設備の負荷（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使

用しない場合))

添付資料3.1.3.12 非凝縮性ガスの影響について

添付資料3.1.3.13 サプレッション・プール水位上昇による真空破壊弁への影響について

添付資料3.2.1 原子炉圧力容器高圧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 ペデスタル（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 高温ガスによる原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えい可能性と事象進展等に与える影響について

添付資料3.2.5 原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の漏えい量評価について

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 水の放射線分解を考慮した場合の格納容器過圧に対する影響について（高圧溶融物放出／格納容器直接加熱）

添付資料3.2.8 安定状態について

添付資料3.2.9 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3.2.10 代替循環冷却系による原子炉注水を考慮しない場合の影響評価について

添付資料3.2.11 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3.2.12 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3.2.13 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3.2.14 原子炉压力容器破損時の溶融炉心の冠水評価について

添付資料3.2.15 コリウムシールド材料の選定について

添付資料3.2.16 コリウムシールド厚さ，高さの設定について

添付資料3.2.17 原子炉压力容器の破損位置について

添付資料3.3.1 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（炉外 F C I）
に関する知見の整理について

添付資料3.3.2 J A S M I N 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想定した場合の格納容器の健全性への影響評価

添付資料3.3.5 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（原子炉压力容器外の溶融燃料－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力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 L O C A とした場合の圧力スパイクへの影響

添付資料3.4.1 水の放射線分解の評価について

添付資料3.4.2 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3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について

添付資料3.4.4 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3.4.5 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 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 コリウムシールドを考慮した熔融炉心・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3.5.2 熔融炉心による熱影響評価について

添付資料3.5.3 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3.5.4 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（熔融炉心・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

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 運転停止中の原子炉の事故時における現場作業員の退避について

添付資料5.1.2 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5.1.3 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5.1.4 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5.1.5 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5.1.6 原子炉停止中 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時における放射線の遮蔽維持について

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

添付資料5.1.8 7日間における燃料の対応について（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5.4.4 原子炉初期出力に係る感度解析の評価条件について
- 添付資料5.4.5 反応度誤投入における炉心状態の不確かさの感度解析について
- 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

重大事故等対処設備としての逃がし安全弁 7 弁の十分性について

1. はじめに

第 46 条重大事故等対処設備としての逃がし安全弁の弁数は、以下を考慮することにより、操作・設備の信頼性を確保するとともに、十分な減圧能力を確保するよう設定している。

- ・ 操作の信頼性（減圧操作の容易性（必要時に一括開操作可能））
- ・ 設備の信頼性（作動電源の多重性，耐震性）
- ・ 高圧注水機能喪失時において低圧注水のために必要な弁数
- ・ 格納容器雰囲気直接加熱（D C H）発生防止に必要な弁数

ここでは、S A 設備とする逃がし安全弁の弁数（7 弁）が、高圧注水機能喪失時における低圧注水及び D C H 防止の観点から、十分な確保されていることについて説明する。

2. 高圧注水機能喪失時における逃がし安全弁 7 弁の S A 設備化の十分性について

(1) 原子炉減圧操作時の逃がし安全弁作動数の影響について

原子炉減圧操作時の逃がし安全弁の作動数が少なくなった場合、原子炉圧力の低下が遅くなる。7 弁にて原子炉減圧を実施する「高圧・低圧注水機能喪失」及び 2 弁にて原子炉減圧を実施する「高圧注水・減圧機能喪失」における減圧開始から所定の圧力に低下するまでに要する時間を第 1 表に示す。このように、作動する逃がし安全弁数が 2 弁まで減少した場合、原子炉圧力の低下タイミングは 1MPa[gage]到達時点で約 10 分程度遅くなる。

第 1 表 逃がし安全弁作動数による減圧時間の違い

原子炉圧力	7 弁減圧 (高圧・低圧注水 機能喪失)	2 弁減圧 (高圧注水・ 減圧機能喪失)	時間の差
3MPa[gage]	1.7 分後	6.4 分後	約 4.7 分
2MPa[gage]	2.7 分後	9.2 分後	約 5.8 分
1MPa[gage]	4.6 分後	14.3 分後	約 9.7 分

- (2) 逃がし安全弁作動数を 7 弁から 2 弁にした場合に評価項目に与える影響

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」及び「L O C A 時注水機能喪失」の有効性評価においては、高圧注水機能が喪失することから、運転手順に従い逃がし安全弁 7 弁にて原子炉を減圧し、常設低圧代替注水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。

これらの事故シーケンスについては、減圧操作の開始が 10 分程度遅れた場合でも、評価項目を満足するとともに燃料被覆管の破裂が発生しないことを確認している。

よって、原子炉減圧時の逃がし安全弁の作動数を 7 弁から 2 弁にした場合でも、炉心損傷防止対策の有効性評価における評価項目に与える影響は小さく、逃がし安全弁の作動数については、7 弁確保されていれば十分と考えられる。

3. D C H 発生防止に対する逃がし安全弁 7 弁の S A 設備化の十分性
- 炉心損傷後、原子炉注水手段がない場合には、燃料有効頂底部 + 20% 水位にて逃がし安全弁（自動減圧機能）2 弁を開け原子炉を減圧

し，DCHを防止することとしている。重大事故等対処設備としての逃がし安全弁7弁は，DCH防止に必要な弁数2弁に対しても十分余裕があると言える。

基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する基準適合のための基本方針 及び施設の防護方針について

基準津波を超え敷地に遡上する津波（以下「敷地に遡上する津波」という。）に対する浸水対策が本有効性評価の前提となることから、敷地に遡上する津波に対する施設の防護方針について以下に示す。なお、詳細は耐津波設計方針等において説明する。

1. 敷地に遡上する津波

敷地に遡上する津波については、事故シーケンス選定の評価結果に基づき、防潮堤位置において T.P. + 24m^{※1※2}の津波を想定する。なお、敷地に遡上する津波の年超過確率は、確率論的津波ハザードの評価結果から、約 3×10^{-7} / 炉年に相当する。

※1 T.P. は Tokyo Peil の略で東京湾中等潮位（平均潮位）を示す。

※2 津波高さ（T.P. + 24m）は、仮想的に防潮堤位置に無限鉛直壁を設定した場合の防潮堤位置の最高水位（駆け上がり高さ）を示す。

2. 敷地に遡上する津波に対する事故対応の基本方針

敷地に遡上する津波襲来時については、敷地内への浸水により屋外作業が制限されることが考えられることから、重大事故等対処設備の有効性の確認においては、以下の対応を基本方針とする。

- 津波防護を考慮した常設設備による対応を基本とする
- ただし、可搬型設備による対応を行う場合は、津波影響のない高所に限定した対応とする

3. 敷地に遡上する津波に対する津波防護対象の選定

敷地に遡上する津波に対する津波防護対象については、敷地に遡上する津波により重大事故等が発生した場合において、事故対応を行うために必要な設備として、以下の設備を選定する。

- 敷地に遡上する津波に対する事故対応の基本方針に基づいた重大事故の防止及び緩和に必要な重大事故等対処設備※³
- 設備要求に係る設置許可基準規則第 45 条～第 62 条に適合するために必要となる重大事故等対処設備※³

※3：「設置許可基準規則第 43 条（重大事故等対処設備）」における可搬型重大事故等対処設備の接続口、保管場所及び機能保持に対する要求事項を満足するため、可搬型設備保管場所（西側及び南側）、東側接続口、西側接続口（地下格納槽）、高所接続口についても津波防護の対象とする。
なお、高所接続口については、事故シーケンスグループ「津波浸水による注水機能喪失」の有効性評価において、期待する機能（低圧代替注水系（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型））を確保できる設計とする。

なお、ここで「設置許可基準規則第 44 条 発電用原子炉を未臨界にする設備」については、大津波警報発表時にはあらかじめ原子炉停止操作を行うことから、防護対象としていない。

また、以下設備については、機能を代替する重大事故等対処設備により設置許可基準規則に対する基準適合性を満たすため、防護対象としていない。

系統機能	除外理由
高圧炉心スプレイ系	津波により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水ポンプ等が損傷することで機能喪失が想定されるが、津波時に必要な容量は原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系にて代替可能。
残留熱除去系海水系	津波により残留熱除去系海水系ポンプ等が損傷することで機能喪失が想定されるが、津波時に必要な容量は、緊急用海水系にて代替可能。
非常用交流電源設備	津波により非常用ディーゼル発電機海水ポンプ等が損傷することで機能喪失が想定されるが、津波時に必要な容量は、常設代替交流電源設備にて代替可能。

選定した津波防護対象について、第 1 表に示す。

第 1 表 津波防護対象 (1/3)

設置許可基準規則	津波防護対象
第 4 5 条 (原子炉冷却材圧力バウンダ リ 高圧時に発電用原子炉を 冷却するための設備)	・ 高圧代替注水系 ・ ほう酸水注入系 ・ 原子炉隔離時冷却系
第 4 6 条 (原子炉冷却材圧力バウンダ リを減圧するための設備)	・ 逃がし安全弁 ・ 過渡時自動減圧機能 ・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 (逃がし安全弁機能回復 (可搬型代替直流電源供給)) ・ 高圧窒素ガスポンプ (逃がし安全弁機能回復 (代替窒素供給))
第 4 7 条 (原子炉冷却材圧力バウンダ リ 低圧時に発電用原子炉を 冷却するための設備)	・ 低圧代替注水系 (可搬型) ・ 低圧代替注水系 (常設) ・ 代替循環冷却系 ・ 残留熱除去系 (低圧注水系) ・ 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系)
第 4 8 条 (最終ヒートシンクへ熱を輸 送するための設備)	・ 緊急用海水系 ・ 格納容器圧力逃がし装置 ・ 耐圧強化ベント系 ・ 残留熱除去系
第 4 9 条 (原子炉格納容器内の冷却等 のための設備)	・ 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) ・ 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) ・ 代替循環冷却系 ・ 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) ・ 残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系)
第 5 0 条 (原子炉格納容器の過圧破損 を防止するための設備)	・ 格納容器圧力逃がし装置 ・ 代替循環冷却系 ・ 可搬型窒素供給装置
第 5 1 条 (原子炉格納容器下部の熔融 炉心を冷却するための設 備)	・ 原子炉格納容器下部注水設備 (常設) ・ 原子炉格納容器下部注水設備 (可搬型)
第 5 2 条 (水素爆発による原子炉格納 容器の破損を防止するた めの設備)	・ 格納容器圧力逃がし装置 ・ 水素濃度監視設備
第 5 3 条 (水素爆発による原子炉建屋 等の損傷を防止するた めの設備)	・ 静的触媒式水素再結合器 ・ 水素濃度の監視設備

第 1 表 津波防護対象 (2/3)

設置許可基準規則	津波防護対象
第 5 4 条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等 のための設備)	・ 常設低圧代替注水系ポンプ及び代替燃料プール注水系 (注水ライン) ・ 可搬型代替注水大型ポンプ及び代替燃料プール注水系 (注水ライン) ・ 常設低圧代替注水系ポンプ及び代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッダ) ・ 可搬型代替注水大型ポンプ及び代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) ・ 可搬型代替注水大型ポンプ及び代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッダ) ・ 可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) 及び放水砲 (大気への拡散抑制) ・ 代替燃料プール冷却設備
第 5 5 条 (工場等外への放射性物質の 拡散を抑制するための設 備)	・ 可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) 及び放水砲 (大気への拡散抑制) ・ 汚濁防止膜 (海洋への拡散抑制)
第 5 6 条 (重大事故等の収束に必要と なる水の供給設備)	・ 重大事故等の収束に必要となる水源の確保 (代替淡水貯槽, サプレッション・プール, ほう酸水貯蔵タンク, 使用済燃料プール) ・ 水の移送設備の確保 (可搬型代替注水大型ポンプ, ホース等)
第 5 7 条 (電源設備)	・ 可搬型代替交流電源設備 ・ 常設代替交流電源設備 ・ 非常用所内電気設備 ・ 所内常設直流電源設備 ・ 常設代替直流電源設備 ・ 可搬型代替直流電源設備 ・ 代替所内電気設備 ・ 燃料補給設備
第 5 8 条 (計装設備)	・ 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備 ・ 代替パラメータを計測する設備 ・ パラメータ記録時に使用する設備
第 5 9 条 (原子炉制御室)	・ 中央制御室及び中央制御室待避室の照明を確保するための設備 (可搬型照明 (S A)) ・ 居住性を確保するための設備 － 遮蔽及び換気設備 (中央制御室換気系, 原子炉建屋ガス処理系, 中央制御室待避室, 中央制御室待避室ボンベユニット) － 衛星電話設備 (可搬型) (待避室) 及びデータ表示装置 (待避室) － 酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計
第 6 0 条 (監視測定設備)	・ 放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備 － 可搬型モニタリング・ポスト － 可搬型放射能測定装置 ・ 風向, 風速その他の気象条件の測定に用いる設備 － 可搬型気象観測設備

第 1 表 津波防護対象 (3/3)

設置許可基準規則	津波防護対象
第 6 1 条 (緊急時対策所)	・ 緊急時対策所 ・ 必要な情報を把握できる設備及び通信連絡を行うために必要な設備 - ー安全パラメータ表示システム - ー通信設備 (衛星電話設備 (固定型), 衛星電話設備 (携帯型), 携行型有線通話装置及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, I P 電話, I P - F A X), データ伝送設備) ・ 代替電源設備 (緊急時対策所用発電機, 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク, 緊急時対策所用発電機給油ポンプ及び緊急時対策所用M/C) ・ 居住性を確保するための設備 (緊急時対策所遮蔽, 緊急時対策所非常用送風機, 緊急時対策所非常用フィルタ装置と緊急時対策所加圧設備及び酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計, 可搬型モニタリング・ポスト, 緊急時対策所エリアモニタ)
第 6 2 条 (通信連絡を行うために必要な設備)	・ 発電所内の通信連絡を行うための設備 - ー通信設備 (発電所内) (携行型有線通話装置, 衛星電話設備 (固定型), 衛星電話設備 (携帯型) 及び無線連絡設備 (携帯型)) - ー安全パラメータ表示システム ・ 発電所外との通信連絡を行うための設備 - ー通信設備 (発電所外) (衛星電話設備 (固定型), 衛星電話設備 (携帯型) 及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, I P 電話, I P - F A X)) - ーデータ伝送設備

4. 津波防護対象の基準適合内容

【設置許可基準規則】

(重大事故等対処設備)

第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。
 - 二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。
 - 三 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。
 - 四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。
 - 五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。
 - 六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。
- 2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
- 一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。
 - 二 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であつて、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。
 - 三 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。
- 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
- 一 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。
 - 二 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。
 - 三 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

- 四 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。
- 五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。
- 六 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。
- 七 重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

3. 項で選定した津波防護対象とする重大事故等対処設備に対する基準適合性を確認するに当たり、設置許可基準規則第 43 条により要求されている項目のうち、敷地に遡上する津波に関連する項目の基本設計方針について整理した。敷地に遡上する津波を考慮した基準適合のための基本設計方針を第 2 表に示す。

第 2 表に示すとおり、津波防護対象とする重大事故等対処設備に対しては、想定される津波に対して機能を喪失しない措置を講じる又は津波影響の受けない敷地高さに設置することにより、基準に適合する設計とする。

また、敷地に遡上する津波による事故対応時にのみ必要となる高所接続口についても、設置許可基準規則第 43 条第 3 項第 3 号（異なる複数の接続箇所確保について）に対する基準適合のため、常設代替高圧電源装置置場の異なる壁面の隣接しない位置に複数箇所に設置することにより、共通要因によって接続することができなくなることを防止する設計とする。

第2表 基準適合のための基本設計方針（1/2）

考慮事項	設置許可基準規則	津波防護対象とする重大事故等対処設備の基本設計方針
敷地に遡上する津波	第1項第1号 (重大事故等時の環境条件)	敷地に遡上する津波に対する考慮 敷地に遡上する津波に対しては、想定される津波に対して機能を喪失しない設計とする又は津波影響の受けない敷地高さに設置することとする。
	第2項第3号 (常設重大事故防止設備の共通要因故障)	位置的分散 設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないよう、可能な限り多様性を有し、位置的分散を図ることを考慮する。 敷地に遡上する津波に対する考慮 敷地に遡上する津波に対しては、想定される津波に対して機能を喪失しない措置を講じる又は津波影響の受けない敷地高さに設置することとする。
	第3項第3号 (複数の接続箇所の確保)	複数箇所 可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と、常設設備との接続口は、共通要因によって接続できなくことを防止するため、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。 敷地に遡上する津波に対する考慮 敷地に遡上する津波に対しては、想定される津波に対して機能を喪失しない措置を講じる。 敷地に遡上する津波を起因とした重大事故等時に必要となる可搬型設備の接続口※4については、津波影響の受けない敷地高さに設置する設計とする。また、当該接続口は常設代替高圧電源装置置場の異なる壁面の隣接しない位置に複数箇所に設置することにより、共通要因によって接続することができなくなることを防止する。
	第3項第5号 (保管場所)	位置的分散 可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないよう、位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する。 敷地に遡上する津波に対する考慮 敷地に遡上する津波に対しては、津波影響の受けない敷地高さに分散して保管する。

※4：事故シーケンスグループ「津波浸水による注水機能喪失」の有効性評価において、期待する機能（低圧代替注水系（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型））を有する高所接続口を指す。

第2表 基準適合のための基本設計方針（2／2）

考慮事項	設置許可基準規則	津波防護対象とする重大事故等対処設備の基本設計方針
敷地に 遡上する 津波	第3項第6号 (アクセス ルート)	【屋内アクセスルート】 <u>アクセスルートの確保</u> 迂回路も考慮したアクセスルートを確保する設計とする。 <u>敷地に遡上する津波の考慮</u> 敷地に遡上する津波に対しては、敷地に遡上する津波による浸水の ないよう設計する施設内に確保する設計とする。
		【屋外アクセスルート】 <u>アクセスルートの確保</u> 複数のアクセスルートを確保する設計とする。 <u>敷地に遡上する津波の考慮</u> 敷地に遡上する津波に対しては、ホイールローダによる漂流物撤 去作業を行うことで、通行性を確保できるよう考慮する。 また、敷地に遡上する津波を起因とした重大事故等時に必要とな る屋外アクセスルート※⁵については、津波影響の受けない敷地高さに 確保する設計とする。
	第3項第7号 (可搬型重大事故 防止設備の 共通要因故障)	<u>位置的分散</u> 可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設 重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないよう、位置 的分散を図り複数箇所に分散して保管する。 <u>敷地に遡上する津波に対する考慮</u> 敷地に遡上する津波に対しては、津波影響の受けない敷地高さに 分散して保管する。

※5：事故シーケンスグループ「津波浸水による注水機能喪失」の有効性評価において、事故対応として実施する可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作（南側保管場所～高所淡水池～高所接続口）のためのアクセスルートを指す。

5. 敷地に遡上する津波に対する防護方針

選定した津波防護対象施設・設備（第1表）のうち、原子炉建屋に内包される津波防護対象施設・設備を津波対策の観点から「原子炉建屋」として整理した上で、以下の施設・設備を敷地に遡上する津波から防護する対象とする。

- ・ 原子炉建屋
- ・ 緊急用海水ポンプピット（地下格納槽）及び地上敷設部
- ・ S A用海水ピット取水塔
- ・ 格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置（地下格納槽）及び地上敷設部
- ・ 常設低圧代替注水系格納槽（地下格納槽）
- ・ 東側接続口及び西側接続口（地下格納槽）
- ・ 常設代替高圧電源装置置場
- ・ 軽油貯蔵タンク（地下式）
- ・ 可搬型設備保管場所（西側及び南側）
- ・ 緊急時対策所
- ・ 高所接続口

敷地に遡上する津波からの施設の防護に当たっては、防潮堤による敷地への浸水量抑制及び浸水防止設備による取水路・放水路等からの津波の流入防止を考慮した上で、以下の対策を実施する。

(1) 建屋・壁に内包される津波防護対象施設・設備

建屋・壁に内包される津波防護対象施設・設備に対しては、これらを内包する建屋・壁の浸水経路（扉、貫通部等）を特定し、それらに対し浸水防止対策（水密扉の設置、貫通部止水処置等）を講じることで、内包する津波防護対象施設・設備への浸水影響を防止する設計とする。また、津波荷

重（静水頭，波力）及び建屋・壁への漂流物到達評価結果に応じ漂流物衝突荷重を考慮した設計とする。

【対象】

- ① 原子炉建屋
- ② 緊急用海水ポンプピット（地下格納槽）
- ③ 格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置（地下格納槽）
- ④ 常設低圧代替注水系格納槽（地下格納槽）
- ⑤ 西側接続口（地下格納槽）

(2) 建屋・壁に内包されない津波防護対象施設・設備

建屋・壁に内包されない津波防護対象施設・設備に対しては，設備の地上敷設部等からの浸水経路（配管フランジ等）がないことを確認（S A用海水ピット取水塔を除く）するとともに，津波荷重（静水頭，波力）の影響評価及び建屋・壁への漂流物到達評価結果に応じ漂流物衝突荷重を考慮した設計とする。

【対象】

- ⑥ 緊急用海水ポンプピット地上敷設部（換気用配管）
- ⑦ 格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置地上敷設部（出口配管）
- ⑧ 東側接続口
- ⑨ S A用海水ピット取水塔

(3) 高所に設置することで津波対策とする津波防護対象施設・設備

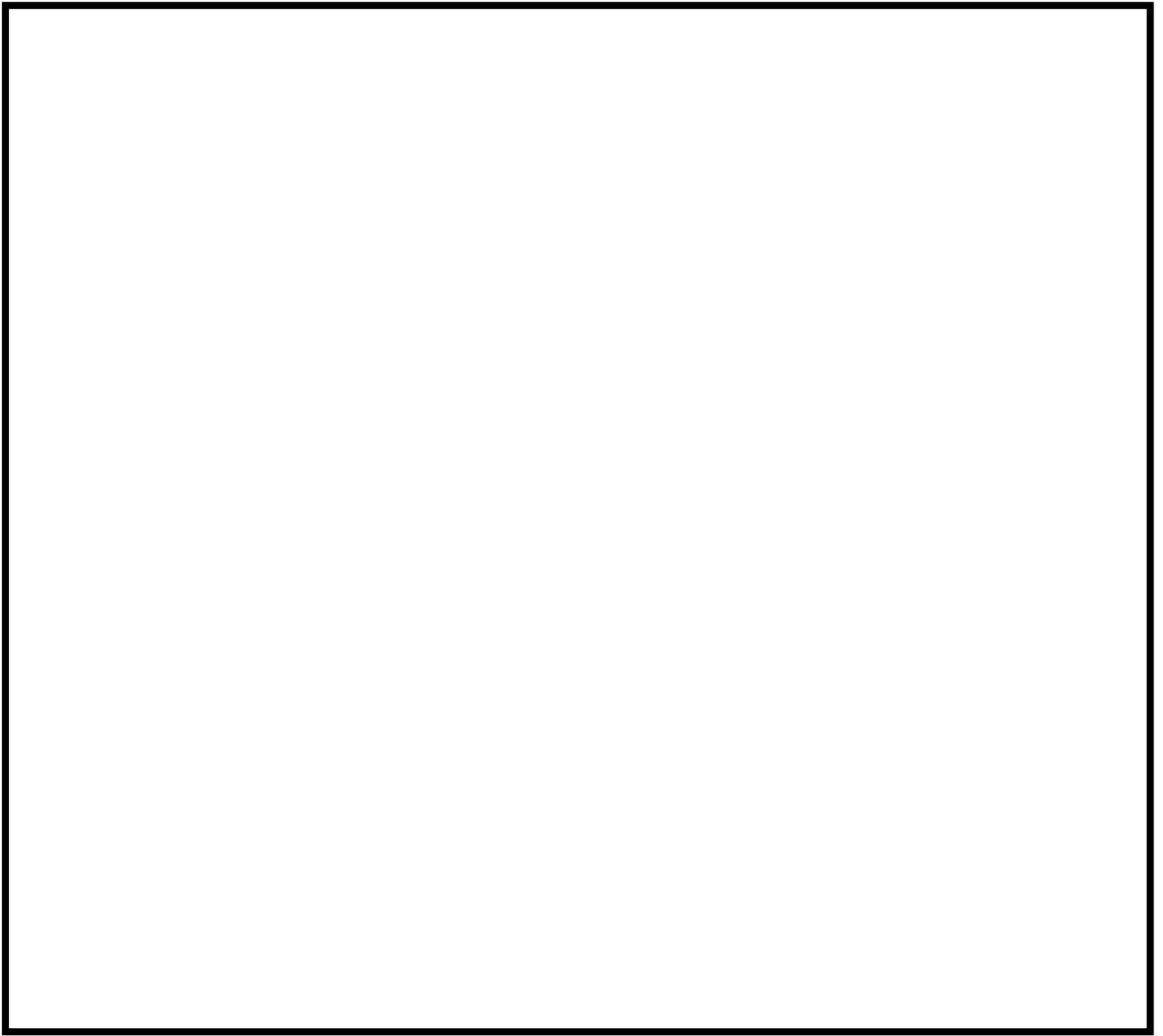
高所に設置することで津波対策とする津波防護対象施設・設備に対しては，敷地浸水評価結果から求めた各施設・設備から最も近い敷地の最大津波高さと各施設・設備の設置高さを比較し，最大津波高さが各施設・設備の設置高さを下回ること（津波が到達しないこと）を確認する。

【対象】

- ⑩ 緊急時対策所
- ⑪ 常設代替高圧電源装置置場
- ⑫ 軽油貯蔵タンク（地下式）
- ⑬ 可搬型設備保管場所（西側及び南側）
- ⑭ 高所接続口

また、津波により想定される漂流物及び倒壊物が起因となって、津波防護対象施設・設備に対し波及的影響を与えないよう、排気筒、屋外大型タンク等について、漂流防止及び倒壊防止を考慮した設計とする。

敷地に遡上する津波から防護する①～⑭の施設等の配置を第1図に示す。



第 1 図 津波防護対象の配置図

高所接続口の複数箇所設置による共通要因故障の防止について

敷地に遡上する津波による事故対応時にのみ必要となる高所接続口については、設置許可基準規則第 43 条第 3 項第 3 号（異なる複数の接続箇所の確保について）に対する基準適合のため、常設代替高圧電源装置置場の異なる壁面の隣接しない位置に複数箇所に設置することにより（第 2 図参照）、共通要因によって接続することができなくなることを防止する設計方針としている。

ここでは、敷地に遡上する津波時において考慮する必要がある共通要因を抽出し、抽出した共通要因により複数箇所設置した高所接続口の機能が喪失しないことの確認を行った。

(1) 共通要因の抽出及び共通要因を考慮した設計方針

敷地に遡上する津波時に考慮する必要がある共通要因、及び共通要因を考慮した高所接続口の設計方針について、第 3 表に示す。

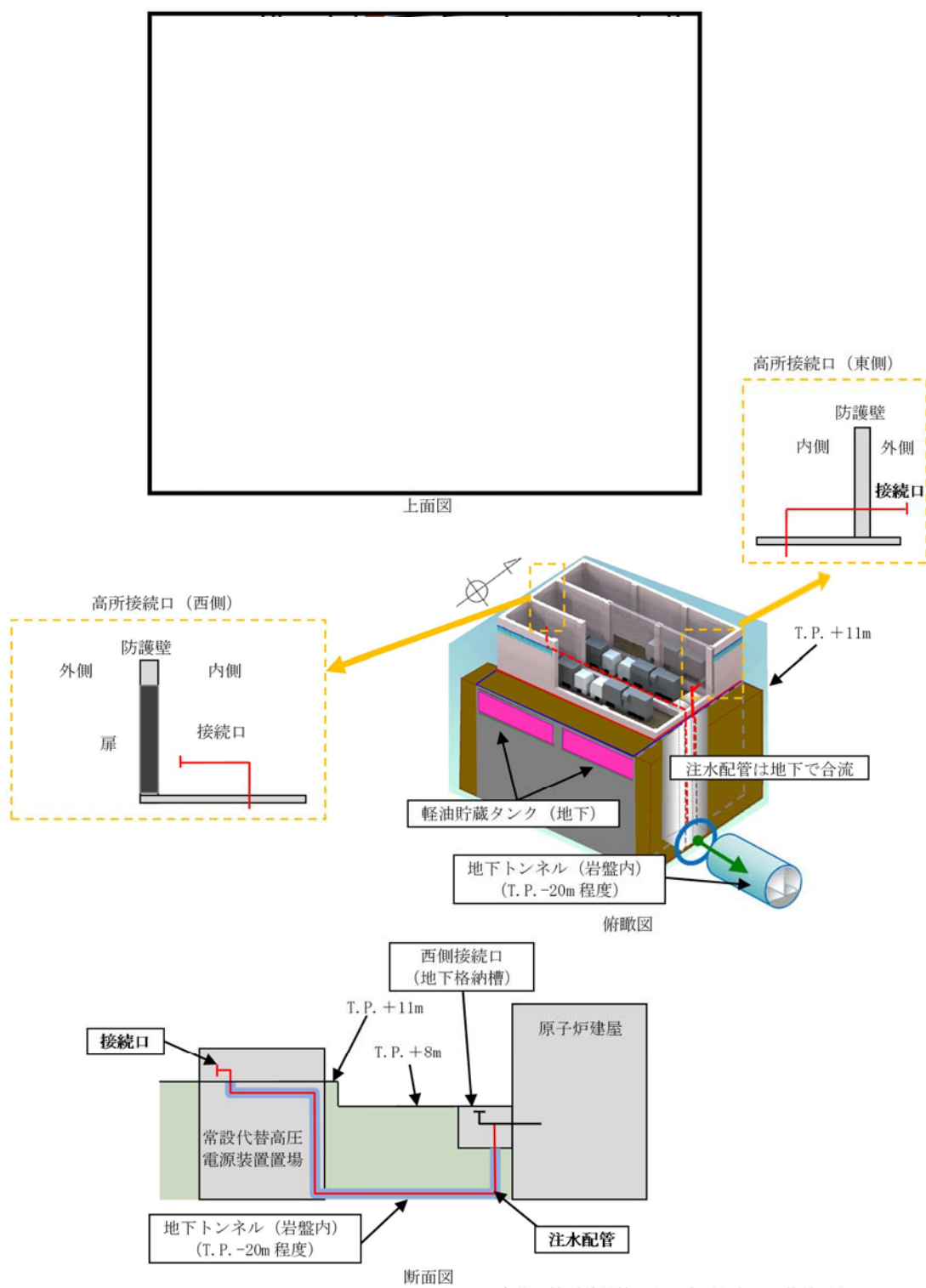
考慮する必要があるものとして整理した共通要因のうち、複数箇所の接続口設置による措置のみで機能喪失することを防止するものは、以下のものに整理される。

- ・ 風（台風）（飛来物）

- ・ 竜巻（飛来物）

風（台風）及び竜巻による飛来物に対しては、常設代替高圧電源装置置場の異なる壁面の隣接しない位置に複数箇所に設置することにより、複数の接続口の同時損傷が発生する確率を低減させることで、必要な機能が喪失することを防止することが可能であると考えられる。

以上のことから、高所接続口を常設代替高圧電源装置置場の異なる壁面の隣接しない位置に複数箇所に設置することで、敷地に遡上する津波時に考慮する必要のある共通要因により、複数の接続口が全て機能喪失することを防止することが可能であることを確認した。



第2図 高所接続口の構造

第3表 高所接続口に対して考慮する共通要因及び設計方針

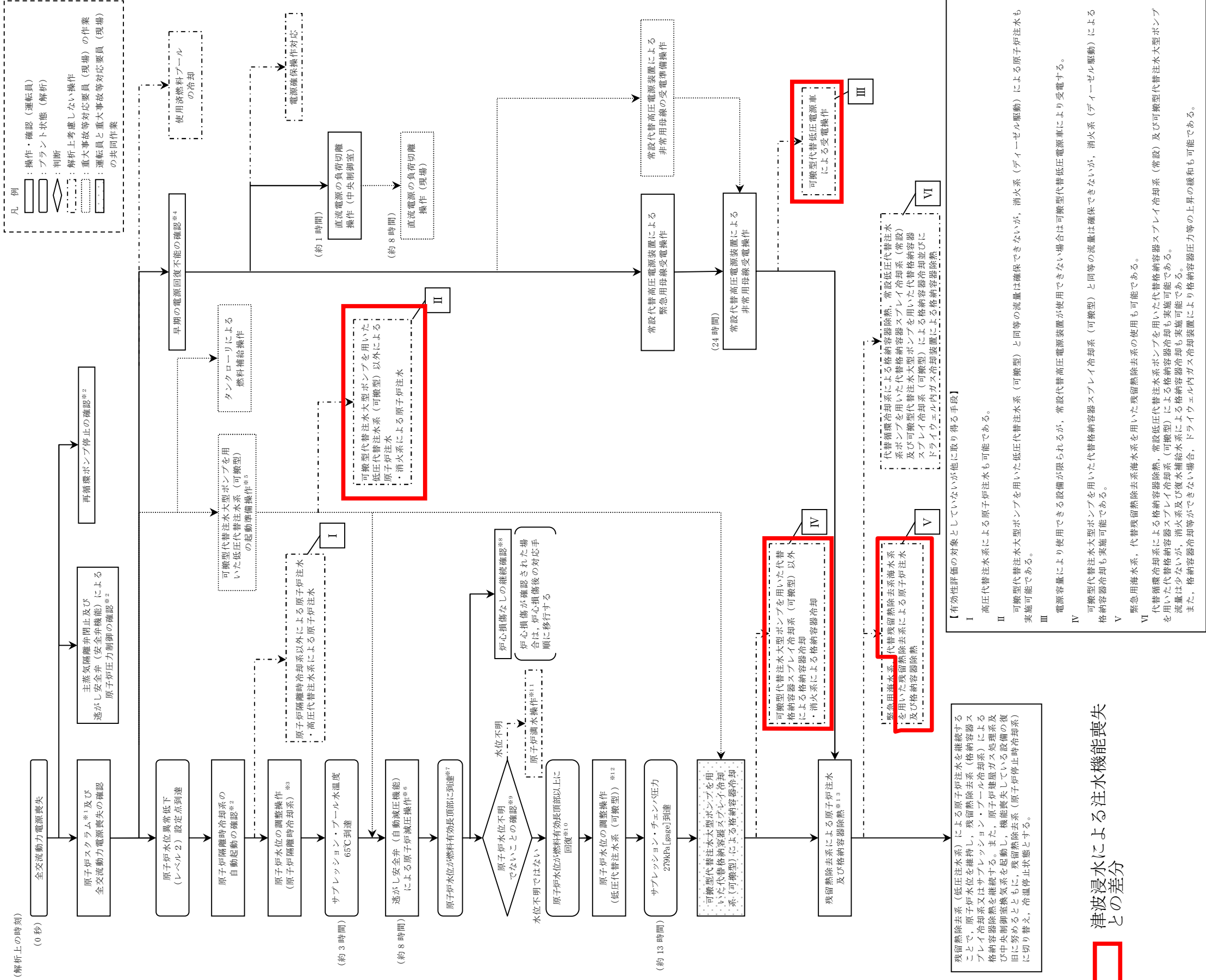
共通要因		考慮の可否	共通要因を考慮した設計方針
環境条件（温度，放射線，荷重，その他使用条件）		○	・環境条件を考慮した設計 ・複数箇所
地盤		○	・第38条(重大事故等対処設備の地盤)に基づく地盤上に設置
自然災害	地震	○	・第39条(地震による損傷の防止)に基づく設計
	津波	○	・敷地に遡上する津波の影響を受けない敷地高さに設置
	洪水		(立地的要因により考慮不要)
	風（台風）	○	・風（台風）による風荷重を環境条件にて考慮 ・複数箇所
	竜巻	○	・竜巻による風荷重を環境条件にて考慮 ・複数箇所
	凍結	○	・環境条件にて考慮 ・複数箇所
	降水	○	・環境条件にて考慮 ・複数箇所
	積雪	○	・環境条件にて考慮 ・複数箇所
	落雷	○	・避雷設備を設置する常設代替高圧電源装置置場に設置 ・複数箇所
	地滑り		(立地的要因により考慮不要)
	火山の影響	○	・環境条件にて考慮 ・複数箇所
	生物学的事象	○	・ネズミ等の小動物に対して，開口部の閉止により必要な機能が損なわれるおそれのない設計 ・複数箇所
	森林火災	○	・防火帯の内側に設計 ・保管場所周辺の植生火災に対し，防火エリアを設定 ・複数箇所
	高潮	○	・高潮の影響を受けない敷地高さに設置
外部人為事象	航空機落下		(原子炉施設への航空機落下確率が，防護設計の基準である 10^{-7} 回/炉・年を超えないため考慮不要)
	ダムの崩壊		(立地的要因により考慮不要)
	爆発 近隣工場等の火災 有毒ガス	○	・防火帯の内側に設計 ・保管場所周辺の植生火災に対し，防火エリアを設定 ・複数箇所
	船舶の衝突	○	・船舶の衝突の影響を受けない敷地高さに設置
	電磁的障害	○	・環境条件にて考慮 ・複数箇所
	故意による大型航空機衝突その他テロリズム		(敷地に遡上する津波と重畳して発生することは考慮しない)
溢水		○	・想定される溢水水位に対して機能を喪失しない設計 ・複数箇所
火災		○	・第41条(火災による損傷の防止)に基づく設計 ・複数箇所

全交流動力電源喪失（長期 T B）との事故対応の
相違点について

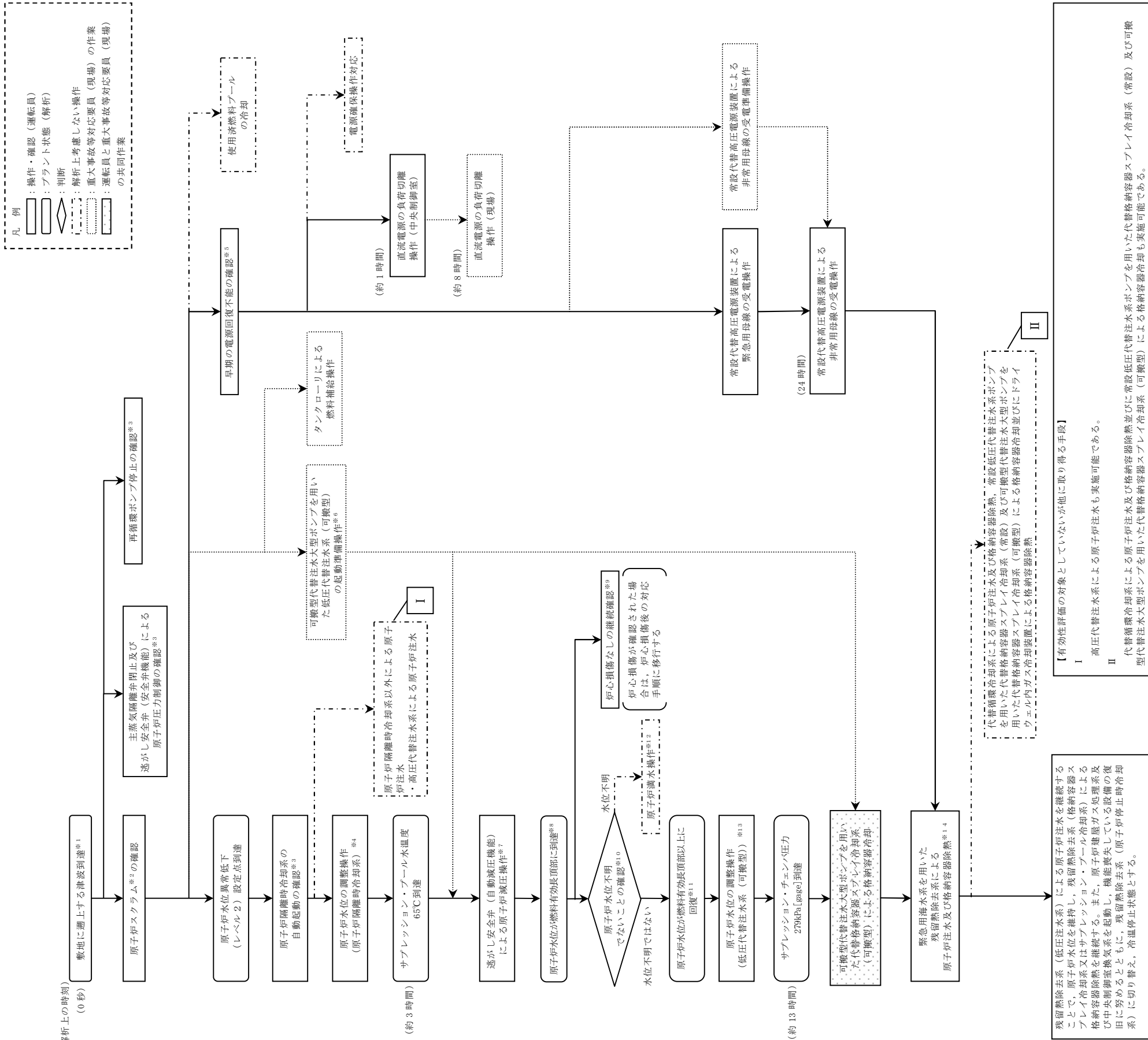
「2.8 津波浸水による注水機能喪失」では、海水系として緊急用海水系を用いている点以外に、第 1 表に示すとおり敷地に遡上する津波の影響により有効性評価において期待しないが他に取り得る手段の一部が「2.3.1 全交流動力電源（長期 T B）」と相違がある。

第 1 表 事故対応の相違点

事故対応	相違理由
可搬型代替低圧電源車による受電操作	高所以外の可搬型設備を用いた事故対応には期待しないこととしている
代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱	
消火系による原子炉注水及び格納容器冷却	消火系が設置されているタービン建屋への浸水による機能喪失の可能性を考慮し期待しない



第2.3.1-2図 全交流動力電源喪失(長期TB)の対応手順の概要



※1：敷地に遡上する津波の到達に伴い循環水ポンプが停止し復水器が使用不能となることで給水流量の全喪失が発生する。また、重要事故シーケンスにおいては、「外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗（RCIC成功）」との従属性を考慮して、外部電源喪失を想定する。

※2：原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域等により確認する。

※3：中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力、系統流量、原子炉水位（広帯域）、原子炉圧力等にて確認する。

※4：原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間に維持する。

※5：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ます、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。

※6：全交流動力電源喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備を開始する。なお、低圧代替注水系（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）には同じ可搬型代替注水大型ポンプを用いる。

※7：サブプレッション・プール水温度がサブプレッション・プール熱容量制限（原子炉が高圧の場合は65℃）に到達又は超過した場合は、低圧で注水可能な系統の準備完了後に原子炉減圧操作を実施する。また、実際の操作では、原子炉圧力が低下し可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水が開始された後に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。

※8：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器蒸気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。

※9：炉心損傷は、以下により判断する。（炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行）

・格納容器蒸気放射線モニタガンマ線線量率が設計基準原子炉冷却材の減圧沸騰により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれる恐れがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。

原子炉水位不明は、以下により判断する。

・ドライウエル内の計装電源が喪失した場合

・原子炉水位の指示値のばらつきが大きくなる場合

※11：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、燃料有効長頂部以下の継続時間を測定し、「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っているかを確認するとともに、格納容器蒸気監視系γ線モニタにより燃料の健全性を確認する。

※12：原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることを確認する。

※13：可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間に維持する。

※14：残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）設定点にて残留熱除去系（低圧注水系）に切り替え、原子炉水位高（レベル8）設定点にて残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサブプレッション・プール冷却系）に切り替える。

第 2.8-3 図 津波浸水による注水機能喪失の対応手順の概要

3. 運転中の原子炉における重大事故

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，T Q U V，T Q U X，長期T B，T B U，T B P，T B D及びL O C Aである。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では，発電用原子炉の運転中に異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失（L O C A）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，格納容器圧力及び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並びに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，格納容器内の水素

濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、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・雰囲気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、「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の本格納容器破損モードに対する評価については、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」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低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段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。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。

（添付資料 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 20 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 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、代替循環冷却系を使用しない場合の初動対応要員 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，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（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，主蒸気隔離弁の閉止，再循環ポンプの停止及び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. 原子炉への注水機能喪失の確認

原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達後，原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。

原子炉への注水機能喪失の確認に必要な計装設備は，原子炉隔離時冷却系系統流量である。

c. 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）又は（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）

d. 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等の起動ができず、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緊急用母線の受電準備操作を開始する。

- 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
- 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による緊急用母線への交流電源供給を開始し、原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作、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。具体的には、格納容器スプレイ弁と原子炉注水弁を用いて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) 常設代替高圧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圧電源装置から緊急用母線を受電する。

常設代替高圧電源装置による緊急用母線の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

原子炉注水に伴い炉心部で発生する過熱蒸気により、格納容器圧力及び雰囲気温度が急激に上昇する。格納容器圧力及び雰囲気温度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。

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、ジェットポンプ上端 (以下「原子炉水位 L 0」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、LOCAにより格納容器雰囲気温度が上昇し、ドライウェ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 L 0 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 L 0 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 L 0 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を開始後に、サブプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から、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、サプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から、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）による原子炉注水の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。

（添付資料 3.1.2.2, 3.1.3.2）

f. 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。

g. 可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作

全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後、可搬型代替注水大型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。

h. 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操作完了後、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、 $M/C \quad 2C(2D)$ 電圧である。

i. 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操作完了後、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。

j. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入操作

常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作完了後，中央制御室からの遠隔操作によりほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入操作を実施する。なお，有効性評価においては，ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入操作には期待しない。

ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入操作に必要な計装設備は，ほう酸水注入ポンプ吐出圧力である。

k. 緊急用海水系による海水通水操作

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後，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系ポンプを起動し，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。

l. 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。具体的には，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。

以降、損傷炉心の冷却は、代替循環冷却系による原子炉注水により継続的に行い、また、格納容器除熱は、代替循環冷却系により継続的に行う。

- m. 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り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）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水操作を実施する。この場合の注水は、水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を抑制しつつ熔融炉心・コンクリート相互作用の影響を緩和する観点から格納容器下部水位を約 1m に調整することが目的であるため、格納容器下部水位が 1m を超えて上昇したことを確認後、ペデスタル（ドライウェル部）への注水を停止する。その後、ペデスタル（ドライウェル部）水はサプレッション・プールに排水され、格納容器下部水位は約 1m 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。

- n. 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－水反応により水素が発生し、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実施後は、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確

認する。

水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作に必要な計装設備は、格納容器内水素濃度（S A）等である。

o. サプレッション・プール p H制御装置による薬液注入操作

水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作によりサプレッション・プール p H制御装置（自主対策設備）による薬液注入を行う。サプレッション・プール水の p Hを7以上に制御することで、サプレッション・プール水中での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、p H制御には期待しない。

p. 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。

q. 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（S A）等である。

r. 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窒素供給装置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、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、格納容器圧力及び気温度上昇の観点で厳しい大破断LOCAに加えて、ECCS注水機能が喪失する「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」である。

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

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 L O C A が発生するものとする。破断箇所は、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、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

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）が機能喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものとする。

安全機能の喪失に対する仮定に基づき、外部電源なしを想定する。

(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) 主蒸気隔離弁

主蒸気隔離弁は，事象発生と同時に閉止するものとする。

(c) 再循環ポンプ

再循環ポンプは，事象発生と同時に停止するものとする。

(d) 低圧代替注水系（常設）

原子炉注水は $230\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。なお，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は，格納容器冷却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。

（添付資料 3.1.2.3）

(e) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

格納容器冷却は，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量を考慮し， $130\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。なお，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却は，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。

（添付資料 3.1.2.3）

(f) 格納容器下部注水系（常設）

格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため，初期条件としてペDESTAL（ドライウェル部）のプール水を考慮していないことから，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も考慮しない。

(g) 代替循環冷却系

代替循環冷却系の循環流量は、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の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、全体で $250\text{m}^3/\text{h}$ とし、ドライウェルへ $150\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉へ $100\text{m}^3/\text{h}$ 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。

(h) 緊急用海水系

代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量は、約 14MW（サブレーション・プール水温度 100°C 、海水温度 32°C において）とする。

(i) 可搬型窒素供給装置

可搬型窒素供給装置は、窒素 $198\text{m}^3/\text{h}$ 及び酸素 $2\text{m}^3/\text{h}$ の流量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により停止する。
- (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）に到達した場合にサプレッション・チェンバ内へ窒素供給を開始する。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 310kPa[gage]到達により停止する。

(3) 有効性評価（C s -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) 原子炉内に内蔵されている核分裂生成物は、事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出されるものとする。
- (c) 格納容器内に放出された C s -137 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等による除去効果を受けるものとする。
- (d) 原子炉建屋から大気中へ漏えいする C s -137 の漏えい量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率は、設計漏えい率及びA E Cの式等に基づき設定した漏えい率を基に格納容器圧力に応じて変動するものとする。
 - b) 漏えい量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。また、原子炉建屋ガス処理系

により負圧を達成した後は、大気への放出率を 1 回／日（設計値）とする。

なお、原子炉建屋ガス処理系は、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事象発生 115 分後に起動し、起動後 5 分間で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及び除去効果は考慮しないものとする。

（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. 2-8 図に、燃料最高温度の推移を第 3. 1. 2-9 図に、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、サプレッション・プール水位及びサプレッション・プール水温度の推移を第 3. 1. 2-10 図から第 3. 1. 2-15 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 2, 500K（約 2, 227℃）に到達する。事象発生から 25 分後、常設代替高圧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

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。このため、原子炉注水と同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）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は抑制される。

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原子炉注水及び格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系による原子炉注水により、冷却材の一部は破断口から流出するが、熔融炉心は原子炉水位 L 0 位置相当で冠水維持される。また、格納容器除熱により、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制され、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 310kPa[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 3.1.2-10 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、評価項目である最高使用圧力の 2 倍 (0.62MPa[gage]) を下回る。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 3%未満であるため、その影響は無視し得る程度である。

(添付資料 3.1.2.7)

格納容器雰囲気温度は、第 3.1.2-11 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、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℃を下回る。なお、事象発生直後、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℃を下回る。

(添付資料 3.1.2.8)

第 3.1.2-4 図及び第 3.1.2-6 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 3.1.2-10 図及び第 3.1.2-11 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、格納容器除熱を行うことによって、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

大気中へのCs-137放出量は約7.5TBq（事象発生7日間）であり、評価項目である100TBqを下回る。また、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放出量評価を行った結果、約7.5TBq（30日間）及び約7.5TBq（100日間）であり、いずれの場合も100TBqを下回る。なお、放出量評価においては、原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び除去効果を保守的に考慮しておらず、これらの効果を考慮した場合、放出量は小さくなると考える。

（添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5）

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)から(3)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 3.1.2.7, 3.1.2.9, 3.1.2.10, 3.1.3.12）

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

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはT M I 事故についての再現性を確認している。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 3.1.2.11)

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、格納容器圧力及び雰囲気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雰囲気

気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実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雰囲気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、CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内F P挙動の不確かさとして、核分裂生成物（F P）挙動モデルはPHEBUS-FP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。PHEBUS-FP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。

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。

（添付資料 3.1.2.11）

（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、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなる。本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び雰囲気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

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・プール水位及び格納容器雰囲気温度は、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（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。

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）、格納容器圧力及び雰囲気温度の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、格納容器圧力及び雰囲気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、格納容器圧力及び雰囲気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。

(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、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は代替格納容器スプレイ冷却系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・プール水位及び格納容器雰囲気温度は、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 3.1.2-16 図及び第 3.1.2-17 図に示すとおり、格納容器圧力及び温度は、それぞれ評価項目である最高使用圧力の 2 倍 ($0.62\text{MPa}[\text{gage}]$) 及び 200°C 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，格納容器圧力及び雰囲気温度の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，格納容器圧力及び雰囲気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。

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，格納容器圧力及び雰囲気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. 11， 3. 1. 2. 12）

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、常設代替高压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 3.1.2.11）

(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及び低压代替注水系（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、格納容器圧力及び雰囲気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に対する余裕は大きくなる。

(添付資料 3.1.2.11)

(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 3.1.3-16 図から第 3.1.3-18 図に示すとおり、操作条件の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及び低压代替注水系（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）までに常設代替高压電源装置からの受電操作を行い、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 3.1.2.11，3.1.3.7）

（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）」において，重大事故等対策に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 20 名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で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，事象発生 2 時間以降に必要な招集要員は 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」の条件にて評価を行い、以下のとおりである。

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 3.1.2.13）

b. 燃料

常設代替交流電源設備による電源供給については、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 3.1.2.14）

c. 電源

常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策時に必

要な負荷として約 1,996kW 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 3.1.2.15)

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、格納容器圧力及び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低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段及び代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却手段を整備している。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」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による原子炉注水及び格納容器除熱を実施することで，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，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，安定状態を維持することができる。

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，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，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，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）」の重大事故等対策について
(代替循環冷却系を使用する場合) (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、LOCA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、再循環ポンプが停止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LOCAが発生したことを確認する。	所内常設直流電源設備 【主蒸気隔離弁】	—	平均出力領域計装 起動領域計装 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) M/C 2C電圧 M/C 2D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 【原子炉隔離時冷却系系統流量】
原子炉への注水機能喪失の確認	・原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達後、原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。	—	—	
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) 又は (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	・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の受電を試みるが、失敗したことを確認する。 ・中央制御室からの遠隔操作により非常用ディーゼル発電機等の起動を試みるが、失敗したことを確認する。 ・以上により、早期の電源回復不能を確認する。	—	—	—

【 】：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）」の重大事故等対策について
(代替循環冷却系を使用する場合) (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
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	常設代替高压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）	—	—
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作	常設代替高压電源装置による非常用母線の受電後、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作を実施する。	ほう酸水注入系	—	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力
緊急用海水系による海水通水操作	- 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後、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。 - 緊急用海水系ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を通水する。	緊急用海水ポンプ 常設代替高压電源装置 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）」の重大事故等対策について
(代替循環冷却系を使用する場合) (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、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）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水を実施する。	常設低圧代替注水系ポンプ 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
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	・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、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）
サプレッション・プール pH制御装置による薬液注入操作	・水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後、サプレッション・プール pH制御装置（自主対策設備）による薬液注入を行う。	—	—	—

【 】：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）」の重大事故等対策について
(代替循環冷却系を使用する場合) (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窒素供給装置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))
(代替循環冷却系を使用する場合) (1/5))

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナリオの重要現象を評価できる解析コード
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 スカーフト下端から +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
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 (サブプレッション・チェンバ)	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

初期条件

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））
（代替循環冷却系を使用する場合）（2/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
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
ベント管真空破壊装置作動差圧	3.45kPa（ドライウエル－サブプレッション・チェンバ間差圧）	設計値を設定
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
ペデスタル（ドライウエル部）のプール水	考慮しない	ペデスタル（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、格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価する設定として、ペデスタル（ドライウエル部）のプール水を考慮しない

初期条件

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））
（代替循環冷却系を使用する場合）（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 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	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	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 全交流動力電源喪失の重畳を考慮し設定
外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 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
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

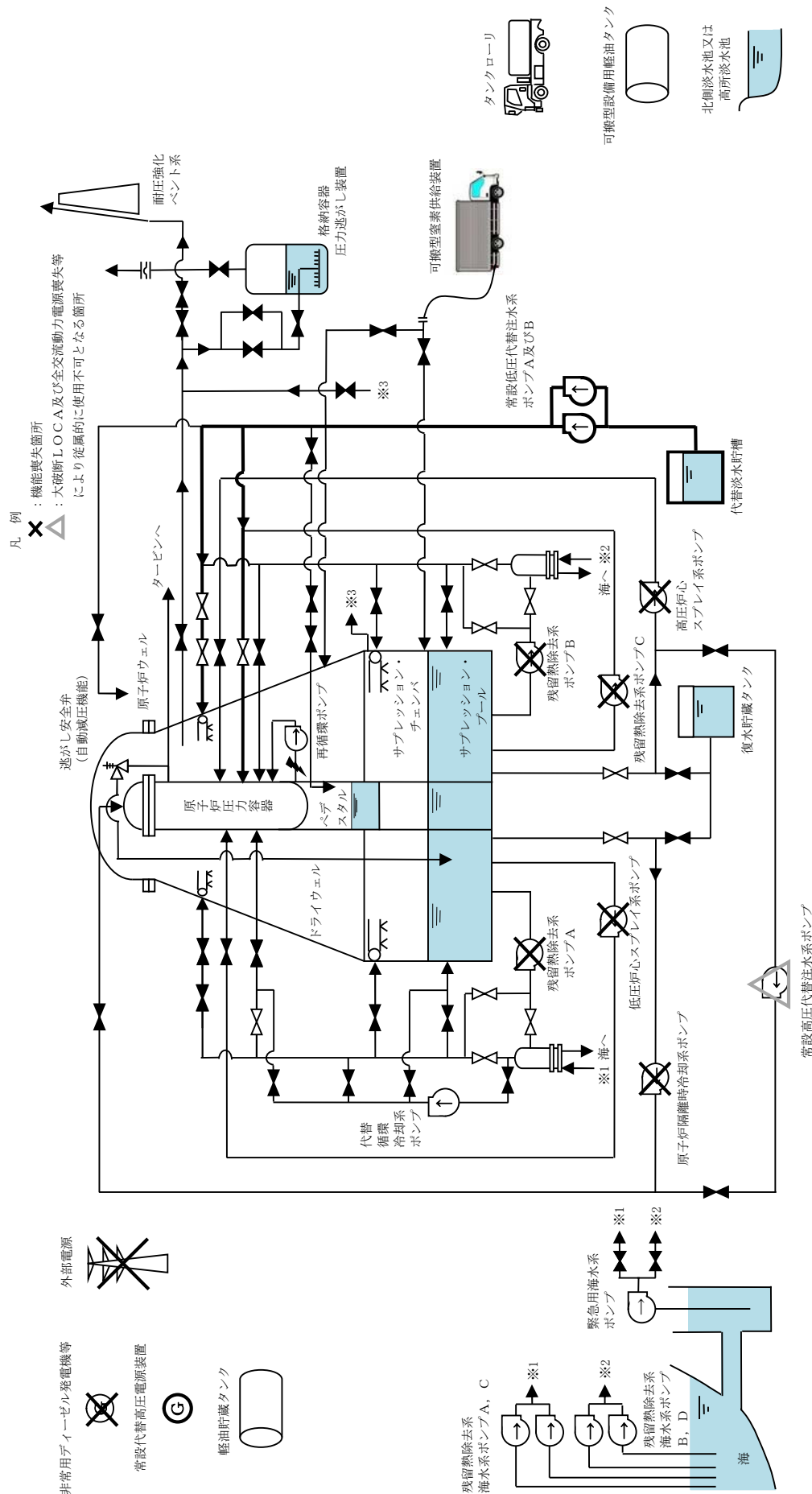
第3.1.2-2 表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(代替循環冷却系を使用する場合) (4/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
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) 信号にてスクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として、原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下 (レベル2) 信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧代替注水系 (常設)	注水流量: $230\text{m}^3/\text{h}$ (一定)	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)	スプレイ流量: $130\text{m}^3/\text{h}$ (一定)	格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量として、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	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてペデスタル (ドラフワイエル部) のプール水を考慮していないことから、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も考慮しない。
代替循環冷却系	循環流量は、全体で $250\text{m}^3/\text{h}$ とし、原子炉へ $150\text{m}^3/\text{h}$ 、格納容器スプレイへ $100\text{m}^3/\text{h}$ 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の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	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量: 約 14MW (サブプレッショントン・プール水温度 100°C 、海水温度 32°C において)	代替循環冷却系及び緊急用海水系の系統流量を考慮し設定 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 $198\text{m}^3/\text{h}$ 及び酸素 $2\text{m}^3/\text{h}$ 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

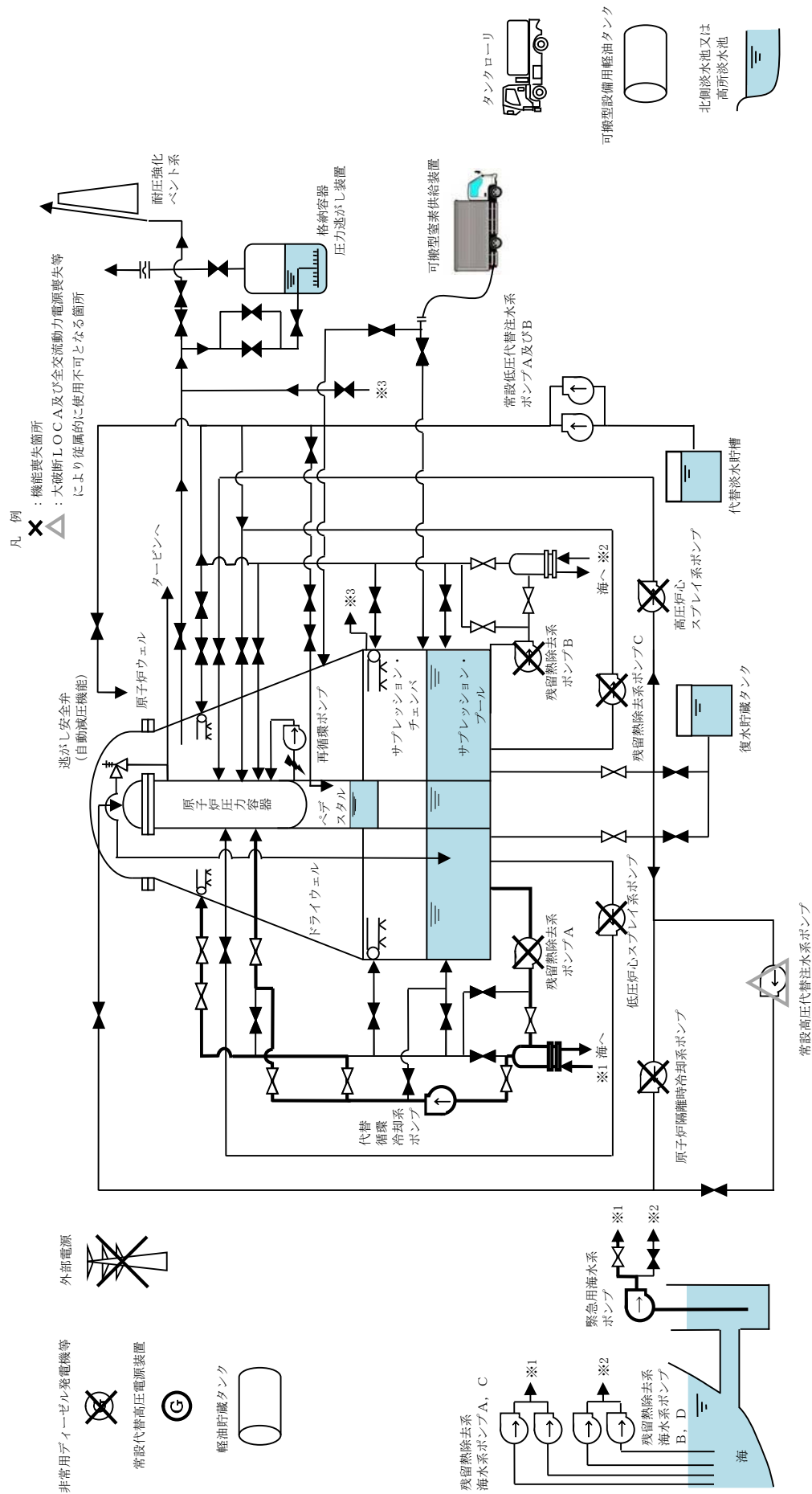
重大事故等対策に関する機器条件

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))
(代替循環冷却系を使用する場合) (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	事故発生から 25 分後	常設代替高圧電源装置, 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) の準備に要する時間を考慮して設定
	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	事象発生から 90 分後	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
	可搬型窒素供給装置による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) に到達時	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



第 3. 1. 2-1 図 「霧用気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（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イスポンプ冷却系（常設）による格納容器冷却段階）

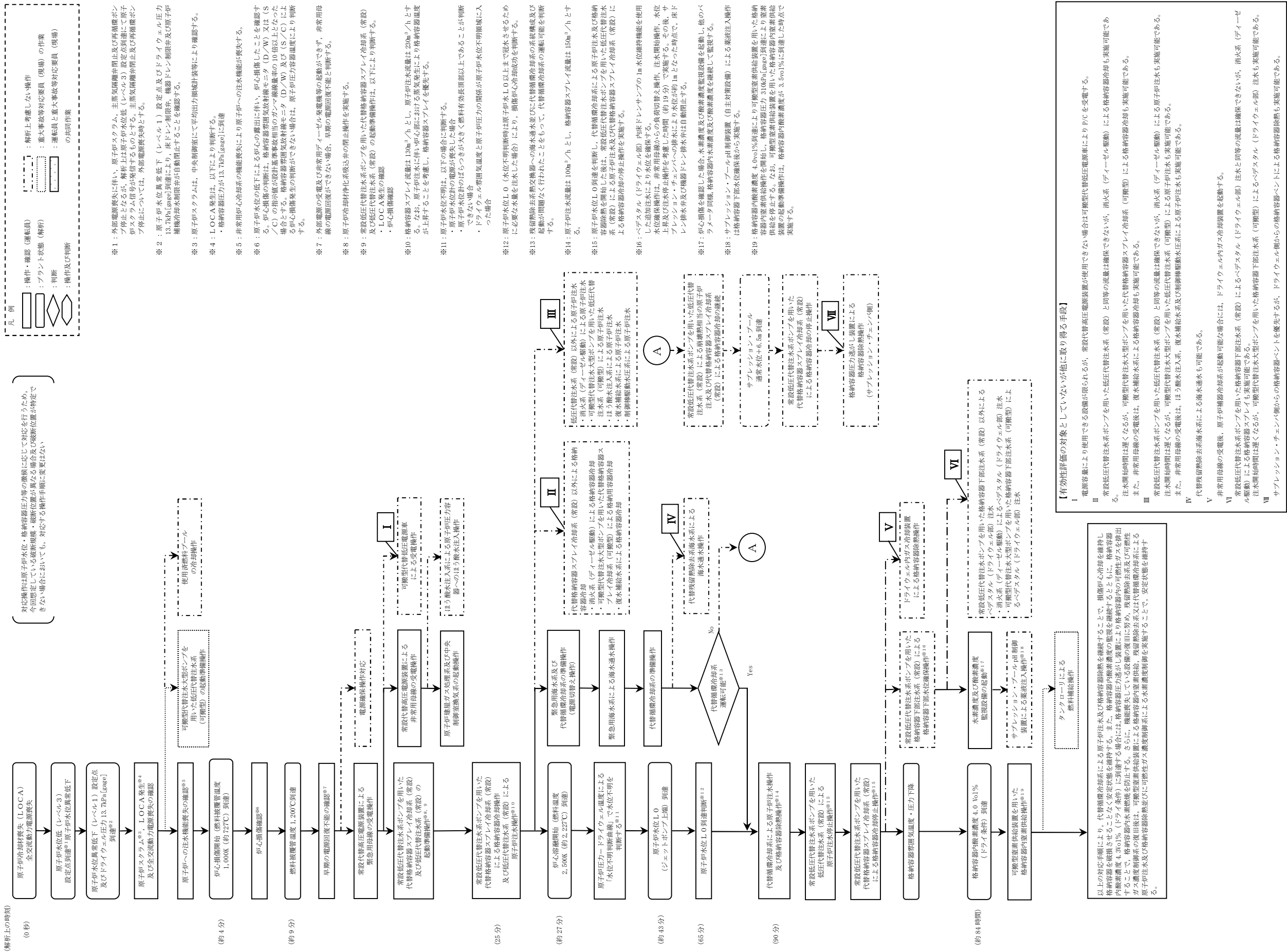


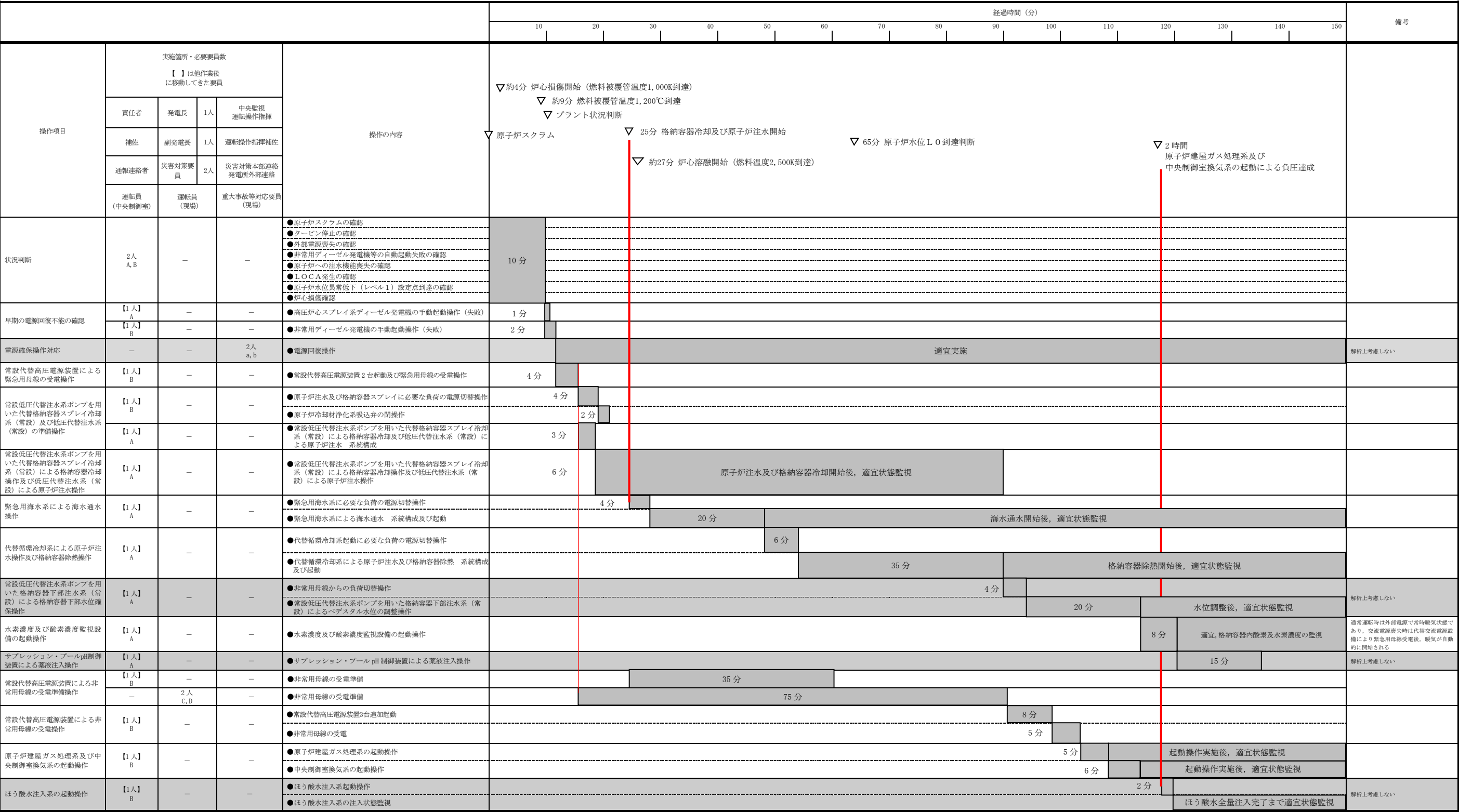
第 3.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（2/3）
（代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱段階）



(代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱並びに可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給段階)

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）」の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用する場合）

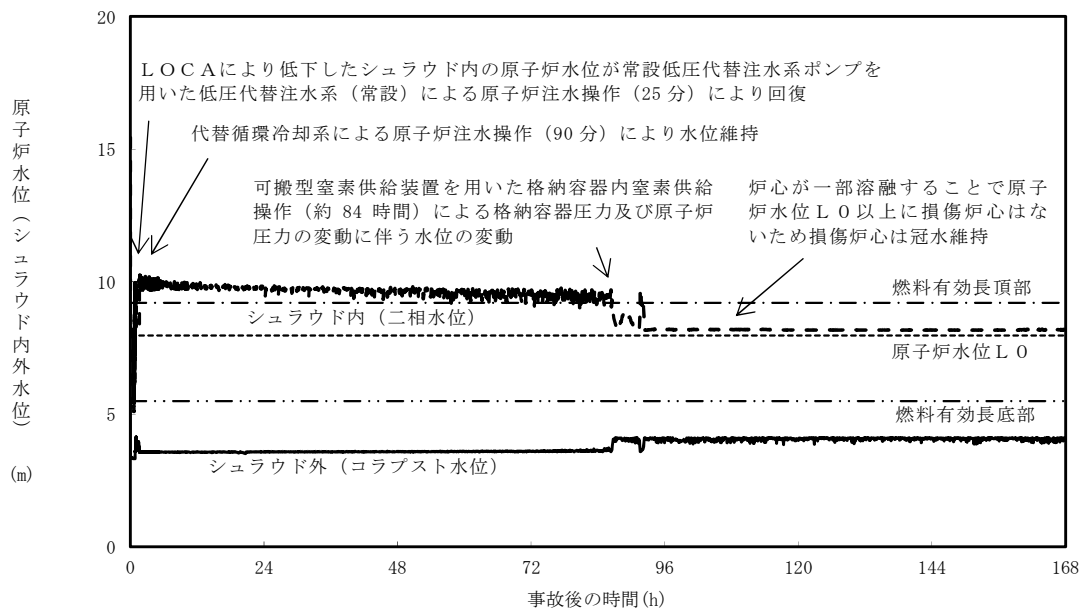




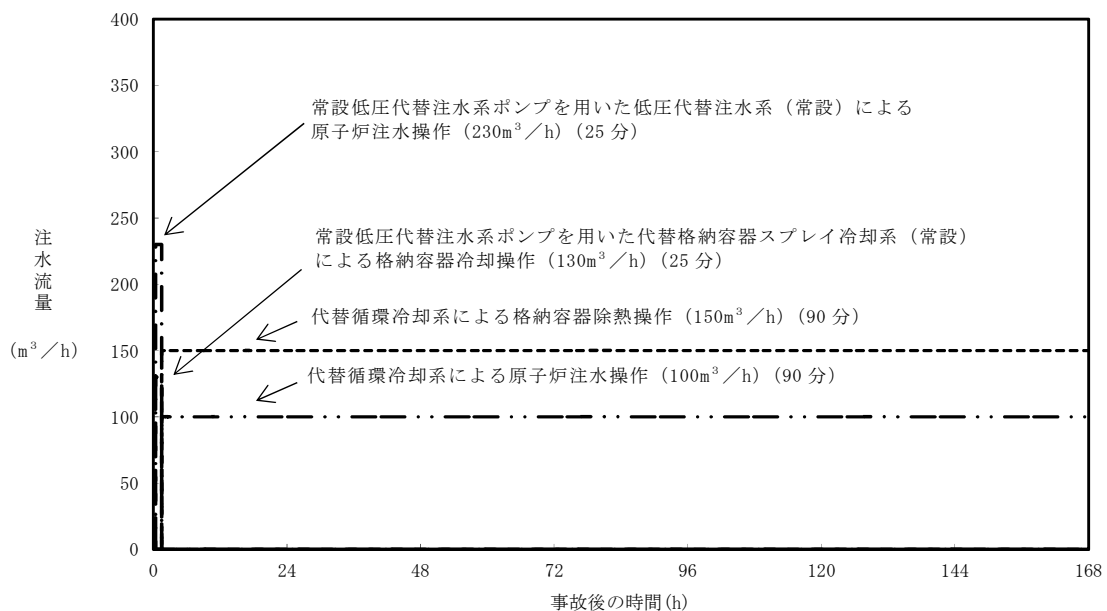
第 3. 1. 2-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用する場合）（1／2）

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）																			
					経過時間（時間）														備考
					12	24	36	48	60	72	84	96	108	120	132	144	156	168	170
操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】は他作業後 移動してきた要員			操作の内容	▽ 約62時間 格納容器酸素濃度3.5vol%（ドライ条件）到達 ▽ 約84時間 格納容器酸素濃度4.0vol%（ドライ条件）到達 ▽ 約163時間 格納容器圧力310kPa[gage]到達														
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)																
使用済燃料プールの冷却操作	【1 人】 A	—	—	●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														
可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備	—	—	10人 c～1	●可搬型代替注水大型ポンプ準備、ホース敷設等	170 分														解析上考慮しない アクセスルート復旧時間含む が心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を行う
可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作	—	—	【4 人】 e～h	●可搬型窒素供給装置起動準備操作	115 分		可搬型窒素供給装置起動後、適宜状態監視												
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への補給	90 分														タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから補給
				●可搬型窒素供給装置への給油	適宜実施														
必要要員合計	2 人 A, B	2 人 C, D	12人 a～1 及び招集2人																

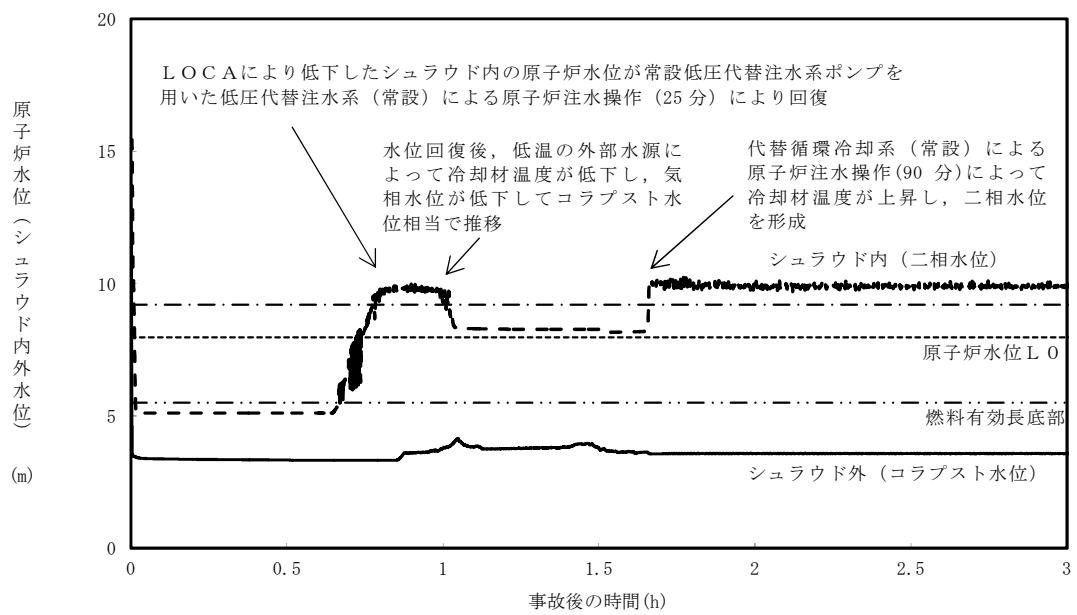
第 3. 1. 2-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用する場合）（2／2）



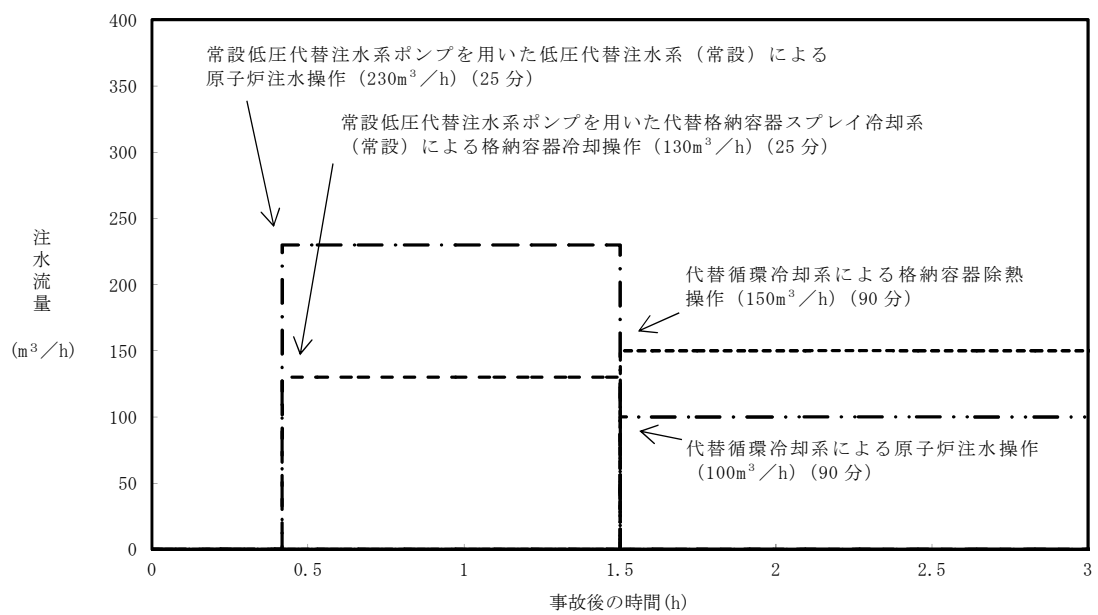
第 3. 1. 2-4 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



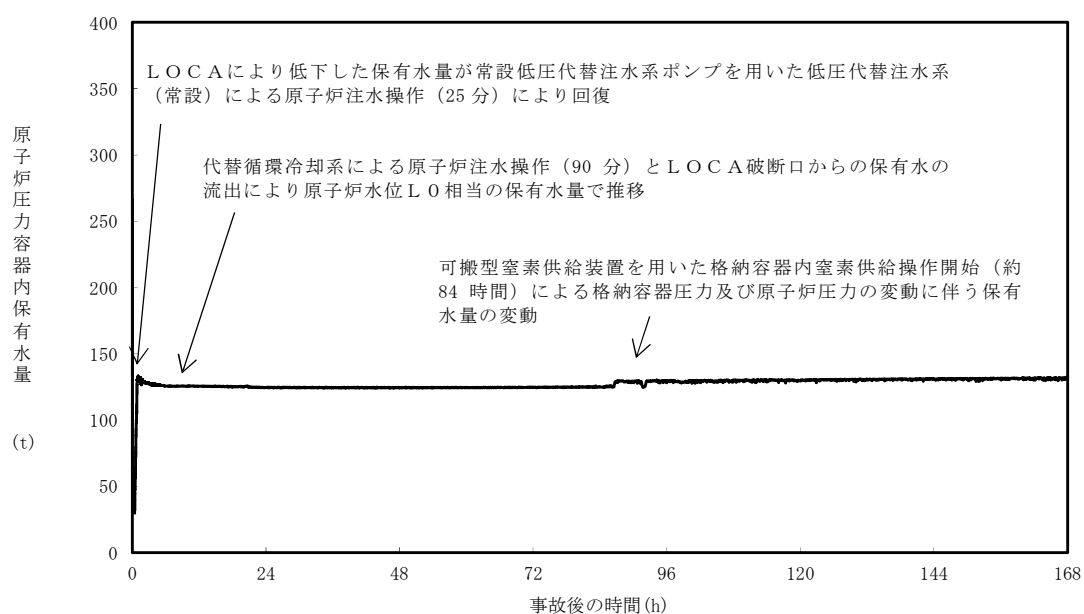
第 3. 1. 2-5 図 注水流量の推移



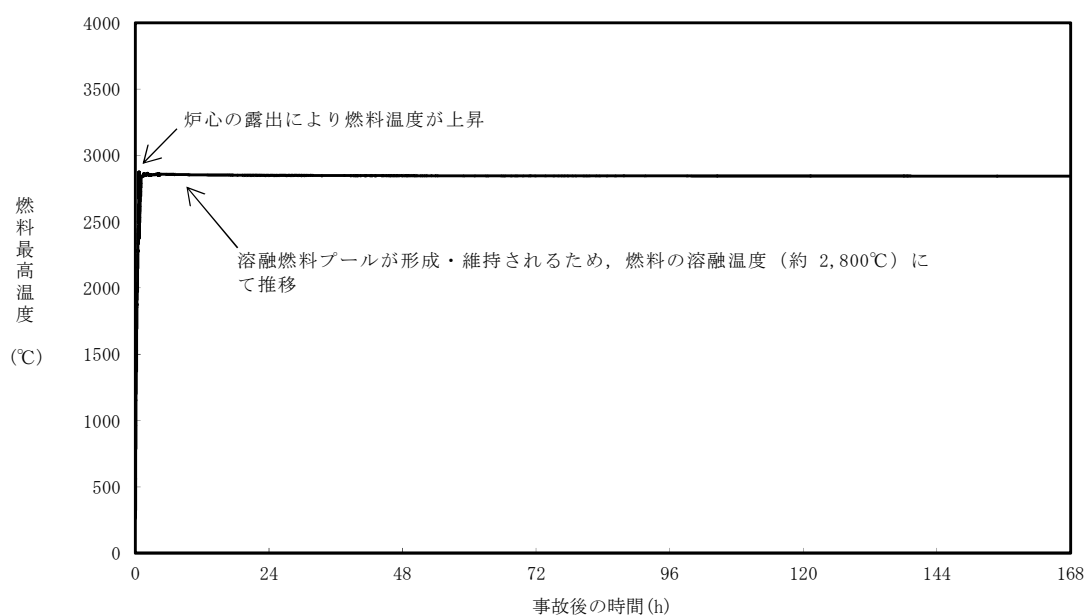
第 3. 1. 2-6 図 原子炉水位（シラウド内外水位）の推移（～3 時間）



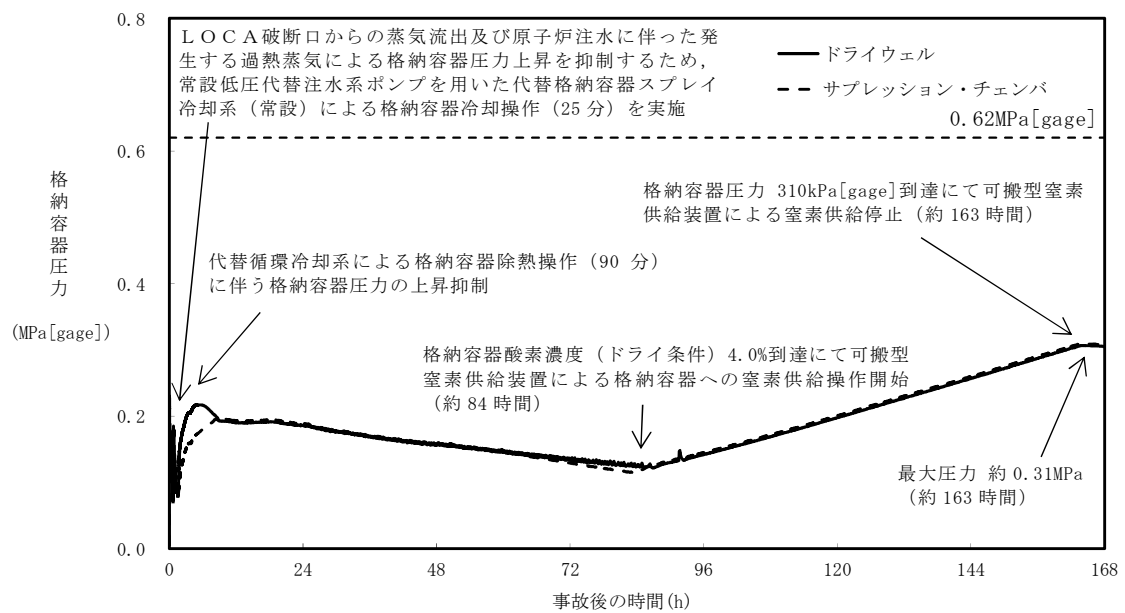
第 3. 1. 2-7 図 注水流量の推移（～3 時間）



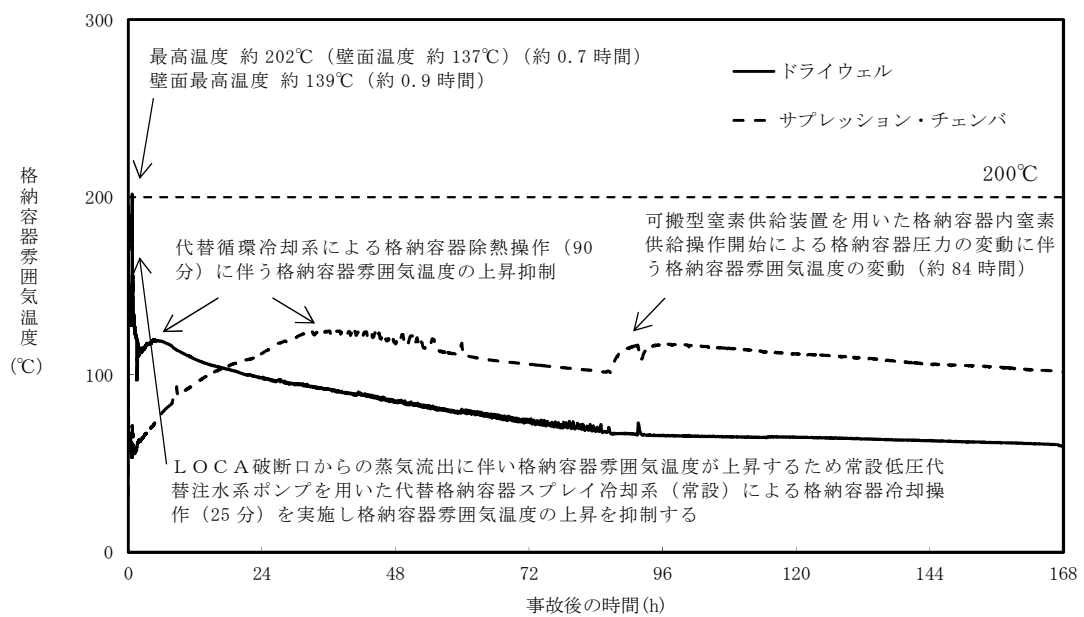
第 3.1.2-8 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



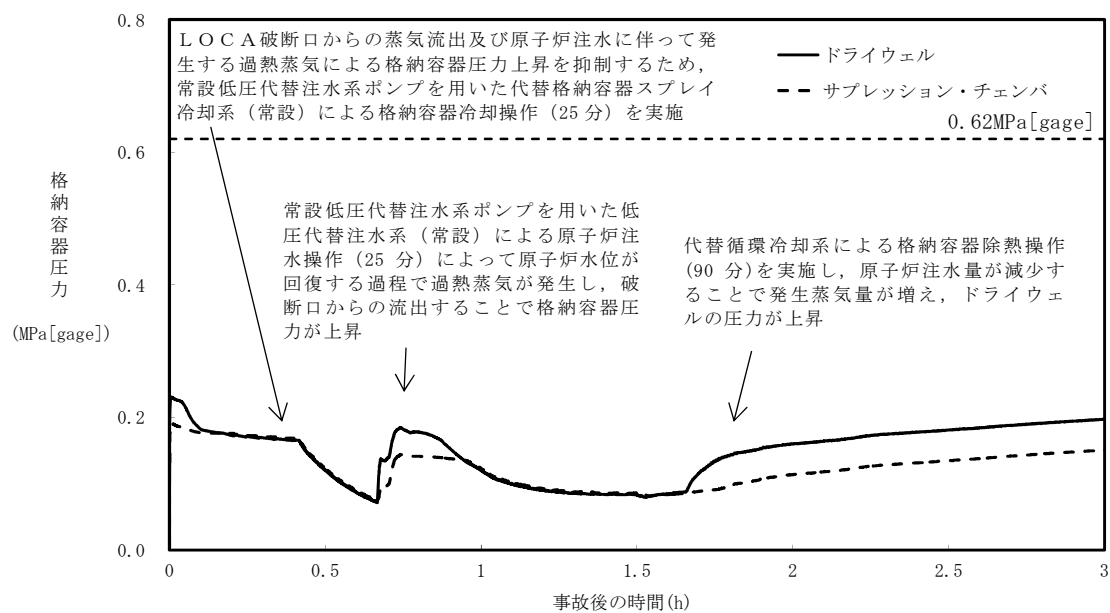
第 3.1.2-9 図 燃料最高温度の推移



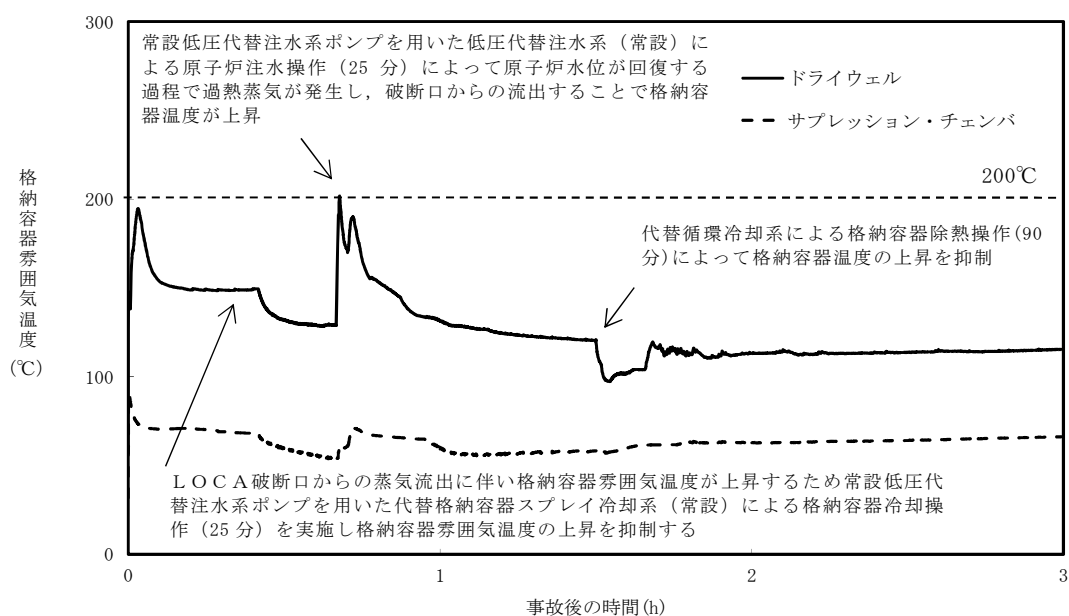
第 3. 1. 2-10 図 格納容器圧力の推移



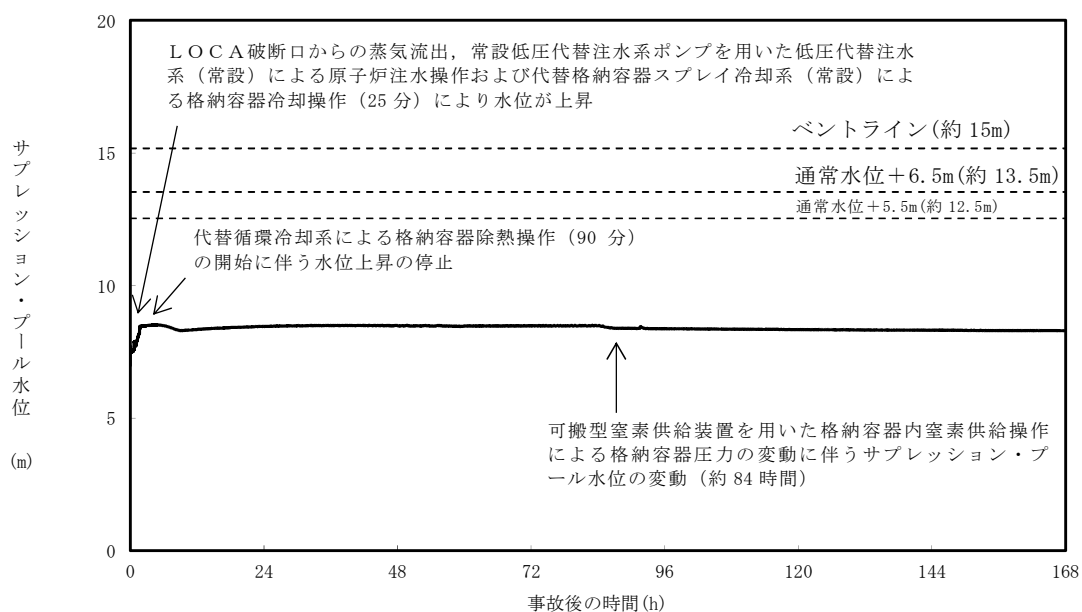
第 3. 1. 2-11 図 格納容器雰囲気温度の推移



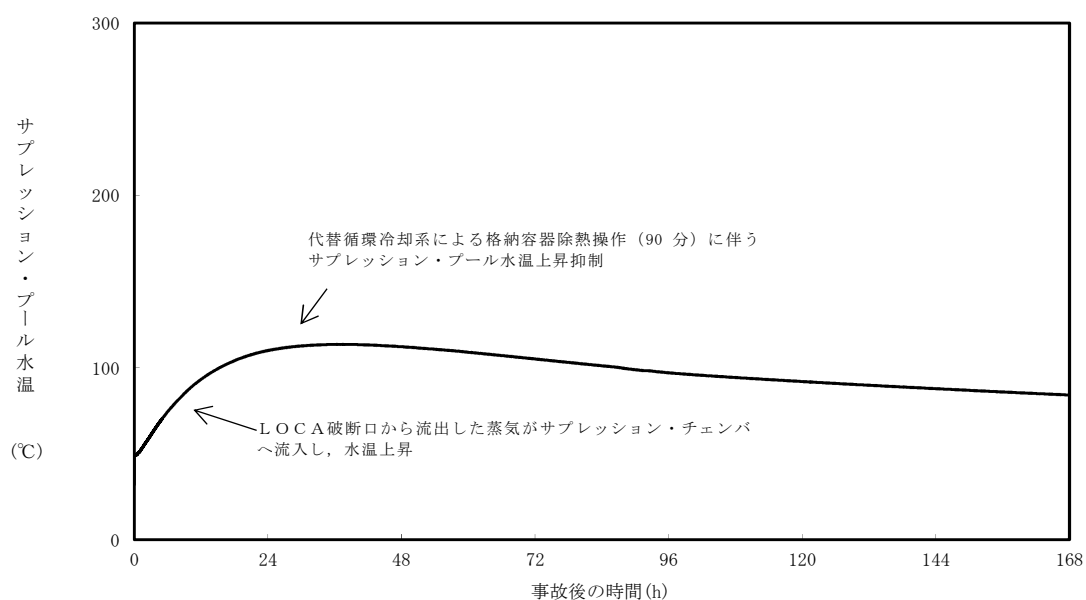
第 3. 1. 2-12 図 格納容器圧力の推移（～3 時間）



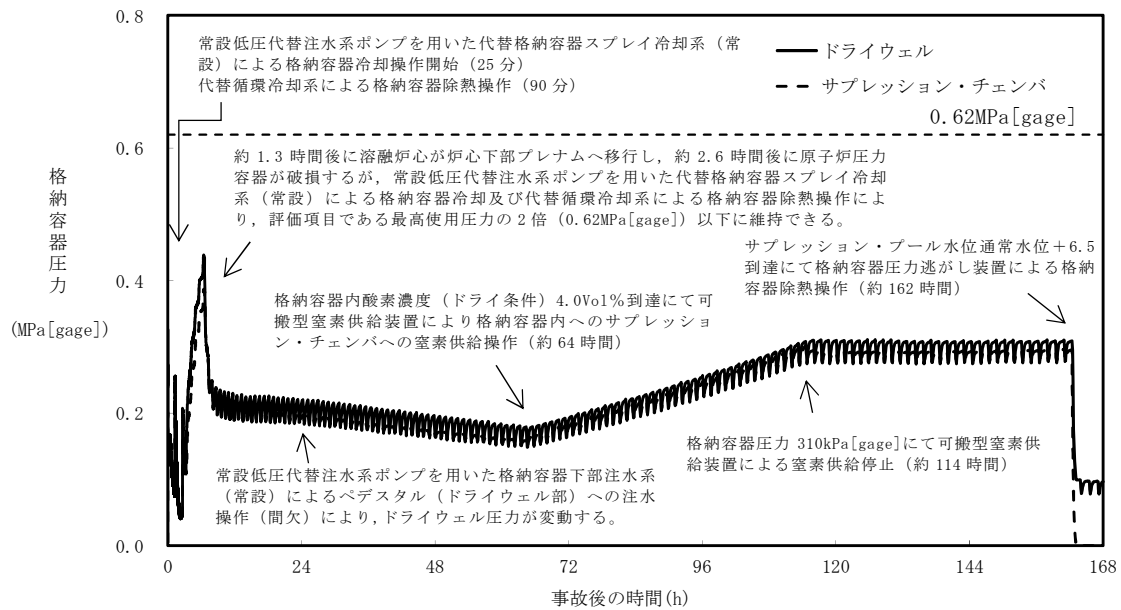
第 3. 1. 2-13 図 格納容器雰囲気温度の推移（～3 時間）



第 3.1.2-14 図 サプレッション・プール水位の推移

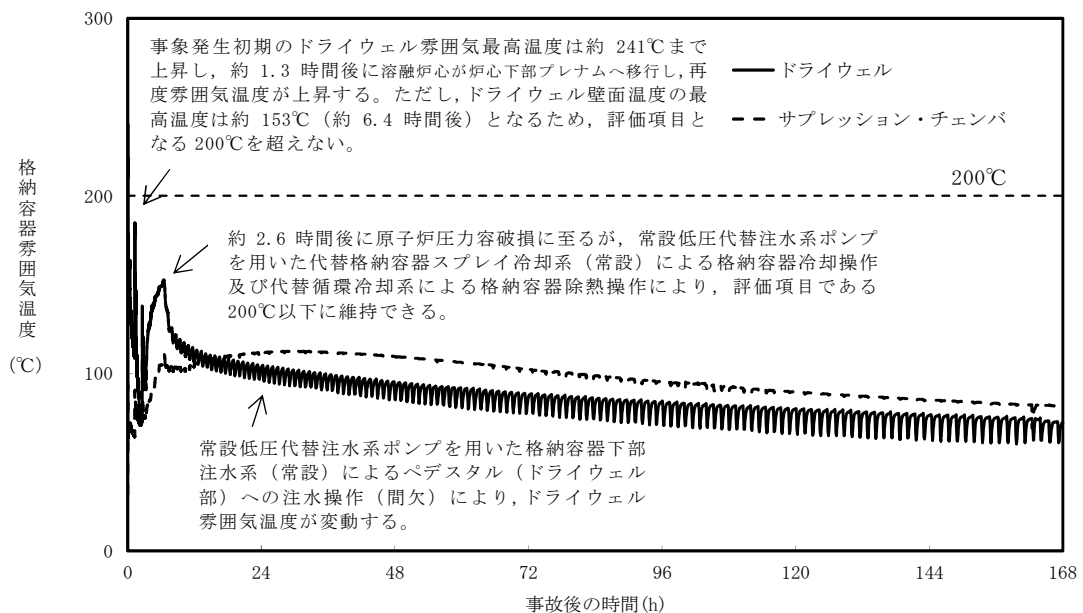


第 3.1.2-15 図 サプレッション・プール水温の推移



第 3.1.2-16 図 格納容器圧力の推移

(E x c e s s i v e L O C A の発生を考慮した場合)



第 3.1.2-17 図 格納容器雰囲気温度の推移

(E x c e s s i v e L O C A の発生を考慮した場合)

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（重大事故等対処設備）

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		

常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統は、補機系を持たない独立した系統であり事故後早期に使用可能であるが、代替淡水貯槽を水源としており格納容器内へ外部から水を持ち込むため、継続して使用するとサプレッション・プール水位が上昇し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の実施時期を早めることとなる※。

一方、代替循環冷却系は補機系の起動を要するため、常設低圧代替注水系

ポンプを用いた系統に比べて起動に時間を要するが、サブプレッション・プールを水源としており外部からの水の持ち込みは生じない。

上記の特徴を踏まえ、事象発生初期の原子炉への注水は常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用することとし、その後、外部からの水の持ち込みを抑制し、サブプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベントの遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減するため、代替循環冷却系が使用可能となった段階で代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただし、代替循環冷却系の運転時において、格納容器圧力・温度の上昇により追加の格納容器の冷却が必要な場合には、一時的に常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用する手順とする。

※：格納容器圧力逃がし装置におけるサブプレッション・チェンバ側のベント配管の水没を防止する観点から、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、外部水源による水の持ち込みを制限した上で、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手順としている。

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な低圧代替注水系（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実施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ェルに直接放出されドライウェ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の判断（ドライウェル圧力 13.7kPa[gage]以上）及び炉心損傷の判断（格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）又は（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）により、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作と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（ドライウェルスプレイ）を同時に実施する。この場合、原子炉注水により過熱蒸気が発生することから、先行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操作（ドライウェルスプレイ）を実施し、その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）による原子炉注水操作を実施することで、ドライウェルスプレイを実施している状態で原子炉へ注水する手順とする。

② L O C A時に炉心が損傷して原子炉注水が実施できない場合は、いずれは熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行に伴う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ェルに放出され、ドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇することを踏まえて、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操作（ドライウェルスプレイ）を実施する手順とする。ただし、実際の操作としては、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イ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施後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を実施することから、炉心

損傷の判断後にドライウェルスプレイをする手順は①と同様である。

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（ドライウェル部）水位を約 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約 1m 確保するために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，熔融炉心とペDESTAL（ドライウェル部）に存在する水との相互作用により，ドライウェ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，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（ドライウェルスプレイ）を実施する手順とする。

- ⑤ドライウェルスプレイを開始した後は，ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した熔融炉心の冷却維持のため，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）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作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ブレーション・プール水位が上昇する。そこで，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を遅延させる観点から，本システムによる原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を停止し，代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施する。

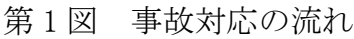
⑦ただし、代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を一時的に実施する手順とする。

(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系統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系統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系統を運転開始する手順とし、サプレッション・プール水位の上昇を抑制しつつ、原子炉注水操作や格納容器除熱操作（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、起因事象がLOCAの場合と過渡事象の場合で事象進展が異なることが考えられる。また、初期に原子炉注水に成功する場合と成功しない場合においても、事象進展が異なることが考えられる。以上の事象進展の違いを踏まえ、事故対応の流れを第1図に示す。



中央制御室での運転員操作について

1. はじめに

重大事故等発生時において、運転員は中央制御室に配置する制御盤によって、常設重大事故等対処設備の操作を実施する。以下、中央制御室の制御盤の配置等の考え方及び運転員の操作分担について示す。

2. 対応操作を踏まえた制御盤の配置と作業分担について

常設重大事故等対処設備の操作のため、中央制御室に常設代替高圧電源装置遠隔操作盤、高圧代替注水系制御盤及びS A監視操作盤を配置する。第1図に中央制御室における制御盤の配置図、第1表に制御盤の概要を示す。事象発生からの運転員対応として以下の流れを想定しており、常設重大事故等対処設備の操作は②、③にて実施している。運転員Aについては主に原子炉側に関連する操作、運転員Bについては主に電源関連、主制御盤での操作を担当する。

①事象発生直後のプラント状況の把握や非常用電源確保等の操作（運転員A，運転員B）

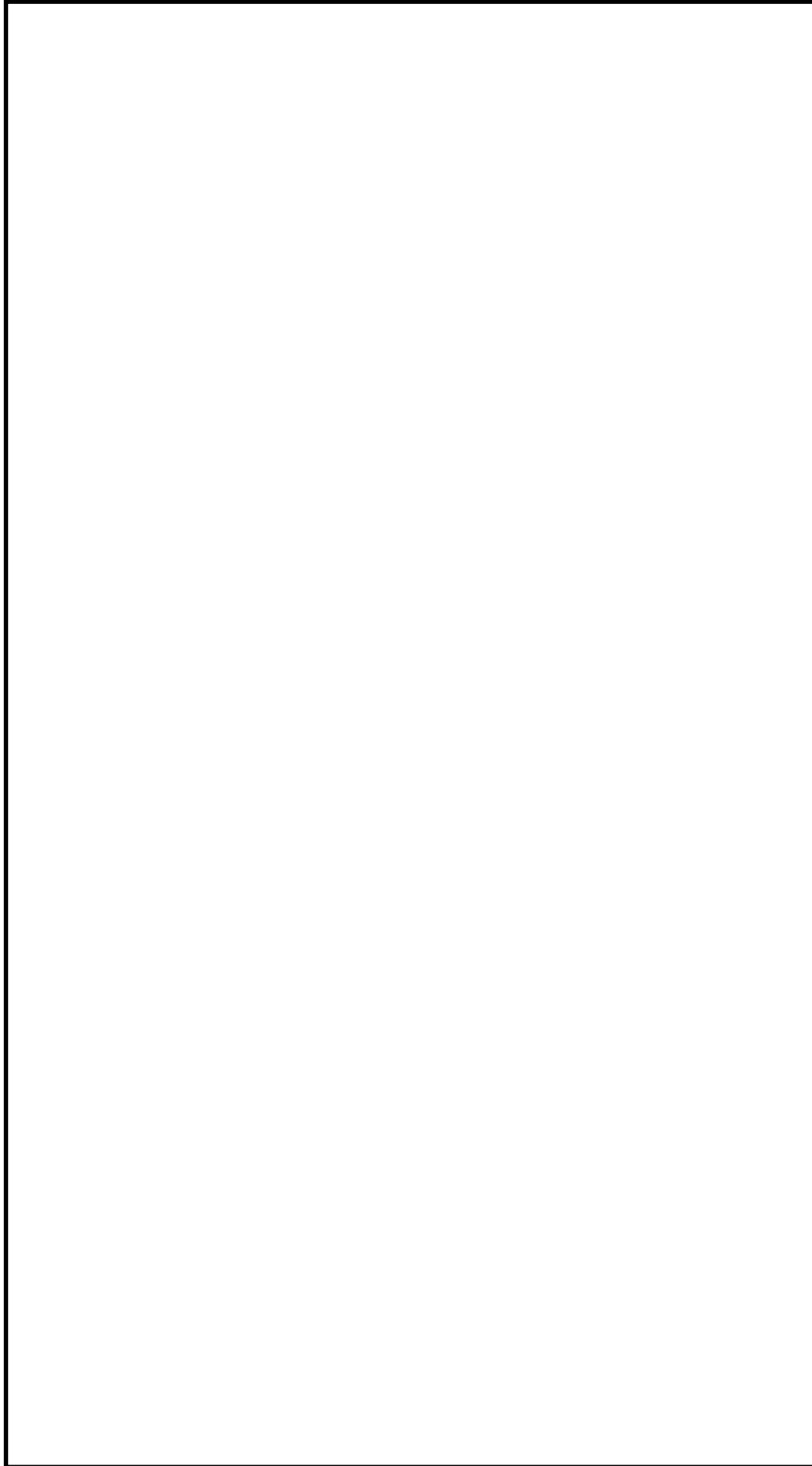
②高圧代替注水系の起動（運転員A）及び常設代替高圧電源装置の起動（運転員B）

③S A監視操作盤を用いた操作・監視（運転員A）及びその他の制御盤を用いた操作・監視（運転員B）

②の高圧代替注水系の起動及び常設代替高圧電源装置の起動については、①により非常用電源の確保や原子炉注水の確保ができないことが確認された場合には、炉心損傷防止のため速やかに実施する必要があることから、2

名の運転員がそれぞれの起動操作をお互いに干渉しないよう、それぞれの盤を独立して配置している。

また、③については、②により高圧代替注水系制御盤での操作が完了（起動できなかった場合を含む）した運転員 A が、引続き原子炉注水操作等の原子炉側の操作を継続するために、S A 監視操作盤により操作・監視を対応することとしている。S A 監視操作盤は、タッチパネルから複数の系統の監視・操作を集中的に行うことが可能であり、運転員 B による操作・監視と干渉しないよう独立した盤としている。③における運転員 B の操作については、②により常設代替高圧電源装置を起動した後、S A 監視操作盤以外の盤の操作・監視を行うことを想定している。第 2 表に制御盤操作の流れを示す。



第 1 図 中央制御室における制御盤の配置図

第 1 表 制御盤の設置目的

制御盤	設置目的
常設代替高圧電源装置遠隔操作盤	外部電源喪失時に早期に緊急用母線への給電を実施するため、中央制御室により常設代替高圧電源装置の遠隔起動及び監視を可能にする
高圧代替注水系制御盤	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が起動できない場合、早急に高圧代替注水系を起動させるため、中央制御室での遠隔起動及び監視を可能にする
S A 監視操作盤	重大事故等発生時に、上記以外の常設重大事故等対処設備の監視及び操作を中央制御室で行うことを可能にする

第 2 表 制御盤操作の流れ

運転員 A	運転員 B
プラント状況の把握， 非常用電源確保等の操作 (主制御盤)	プラント状況の把握， 非常用電源確保等の操作 (主制御盤)
(移動)	(移動)
高圧代替注水系の起動 (高圧代替注水系制御盤)	常設代替高圧電源装置の起動 (常設代替高圧電源装置遠隔操作盤)
(移動)	(移動)
S A 監視操作盤を使った操作 及び監視 (S A 監視操作盤)	S A 監視操作盤以外の制御盤での操作

3. 各操作盤の仕様等について

(1) 常設代替高圧電源装置遠隔操作盤

a. 仕様

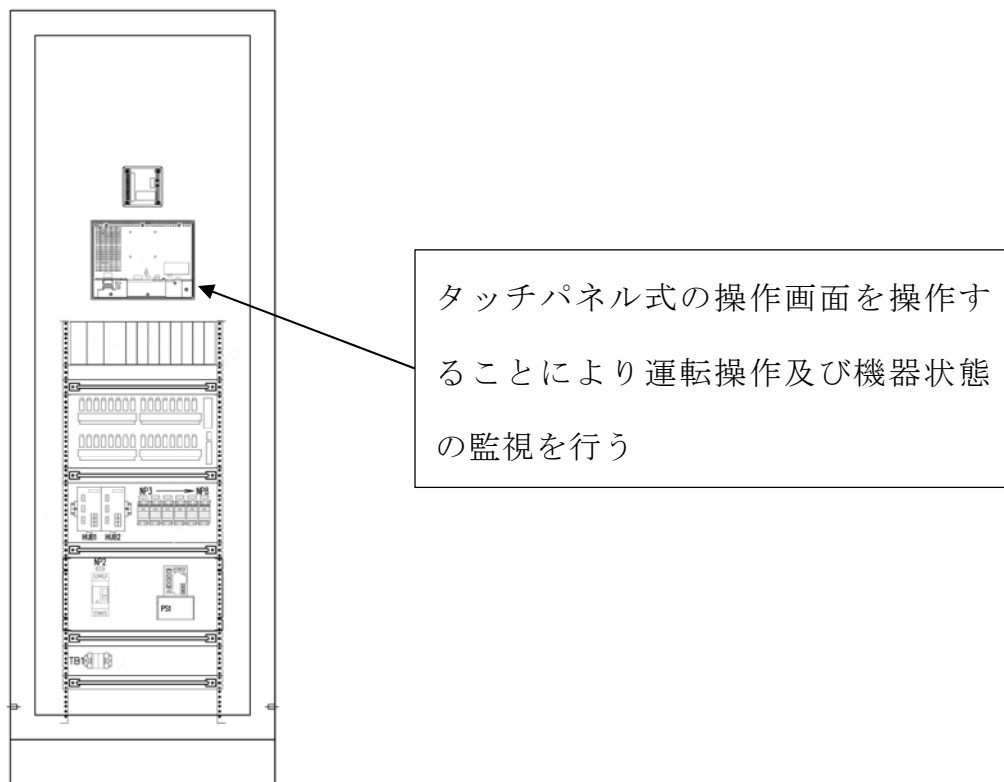
タッチパネル式の操作画面を設置しており，常設代替高圧電源装置の遠隔起動操作及び運転状態の監視が可能な設計としている。第2図に常設代替高圧電源装置遠隔操作盤の外観図を示す。

b. 操作可能な設備

- ・ 常設代替高圧電源装置

c. 操作方法

タッチパネル式の操作画面を操作することにより，上記の設備の運転操作及び機器状態の監視を行う。



第2図 常設代替高圧電源装置遠隔操作盤（イメージ図）

(2) 高圧代替注水系制御盤

a. 仕様

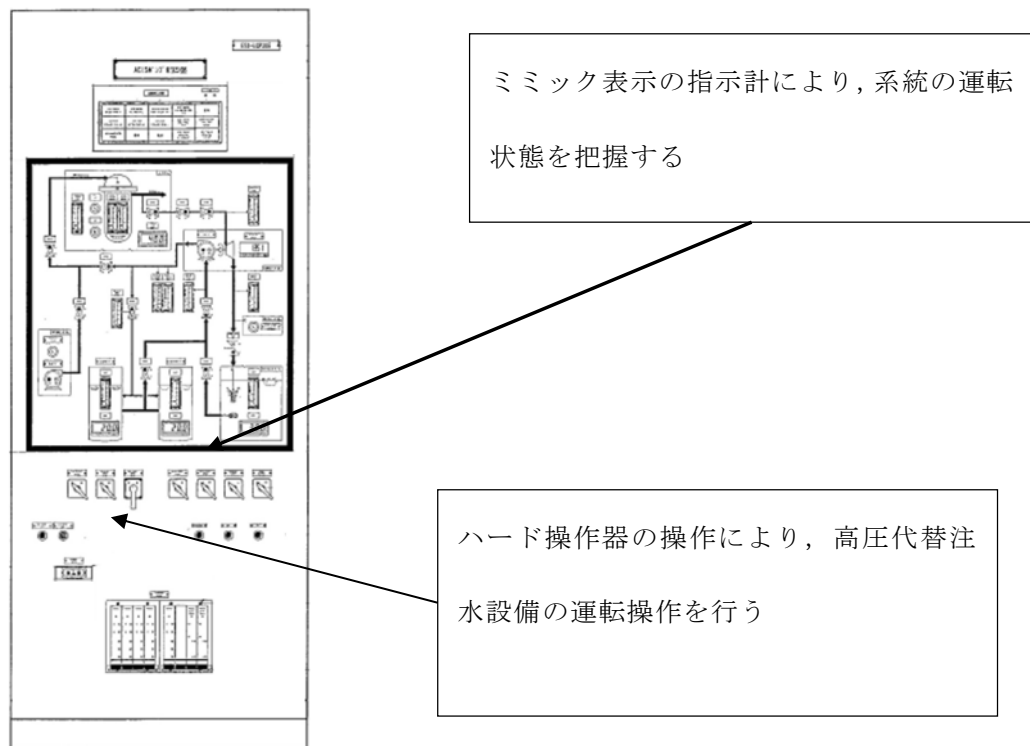
盤前面にハードの指示計，操作器等を設置しており，高圧代替注水設備の遠隔操作が可能な設計としている。第 3 図に高圧代替注水系制御盤のイメージ図を示す。

b. 操作可能な設備

- ・ 高圧代替注水設備

c. 操作方法

ハード操作器の操作により，高圧代替注水系の運転操作を行う。指示計等をミミック表示とすることにより，系統の運転状態の把握が容易に行える設計とする



第 3 図 高圧代替注水系制御盤（イメージ図）

(3) S A監視操作盤

a. 仕様

事故対応時の並行操作に対し容易に監視・操作ができるように、タッチパネル式の監視操作画面を2面設置している。常設代替高圧電源装置及び高圧代替注水系以外の常設重大事故等対処設備の遠隔操作及び運転状態の監視が可能な設計としている。第3図にS A監視操作盤、第4図に監視操作画面のイメージ図を示す。

b. 主な操作可能な設備

- ・ 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）
- ・ 代替燃料プール注水系
- ・ 緊急用海水系
- ・ 代替循環冷却系
- ・ 格納容器圧力逃がし装置
- ・ 耐圧強化ベント系
- ・ 水素濃度及び酸素濃度監視設備
- ・ サプレッション・プールpH制御装置（自主設備）

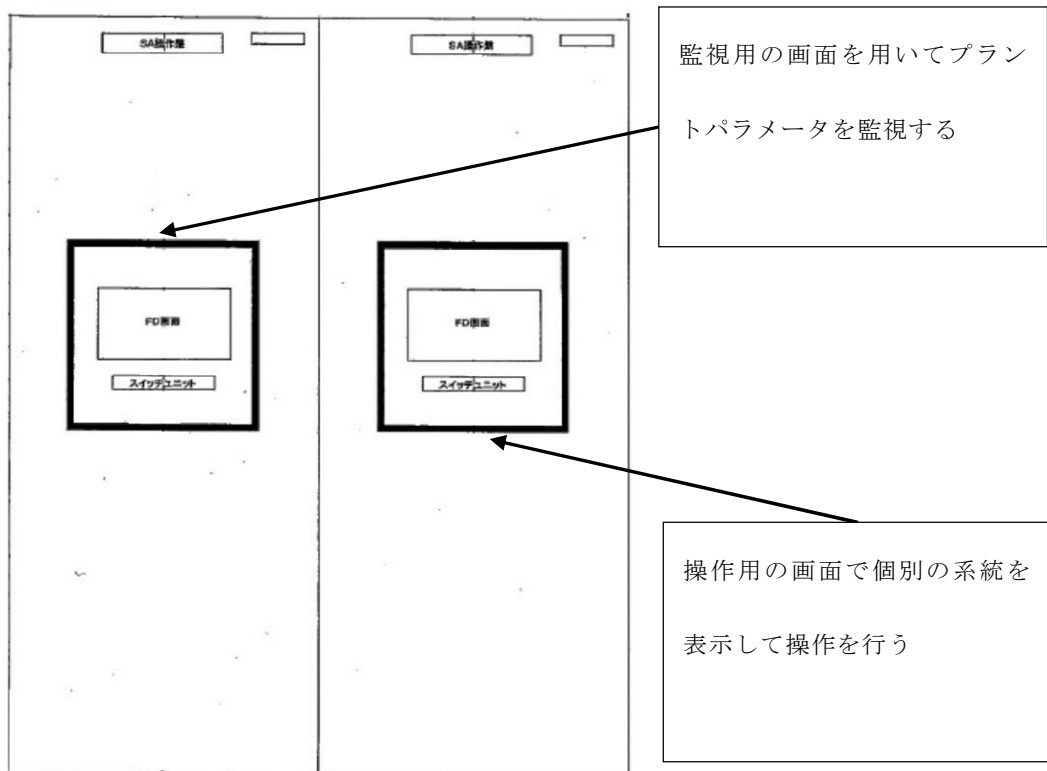
c. 操作方法

2面のタッチパネルの操作により、上記の設備の運転操作を行う。監視用の画面を用いてプラントパラメータを監視し、操作用の画面で個別の系統を表示して操作を行う。誤操作防止等の観点から以下を考慮した設計とする。

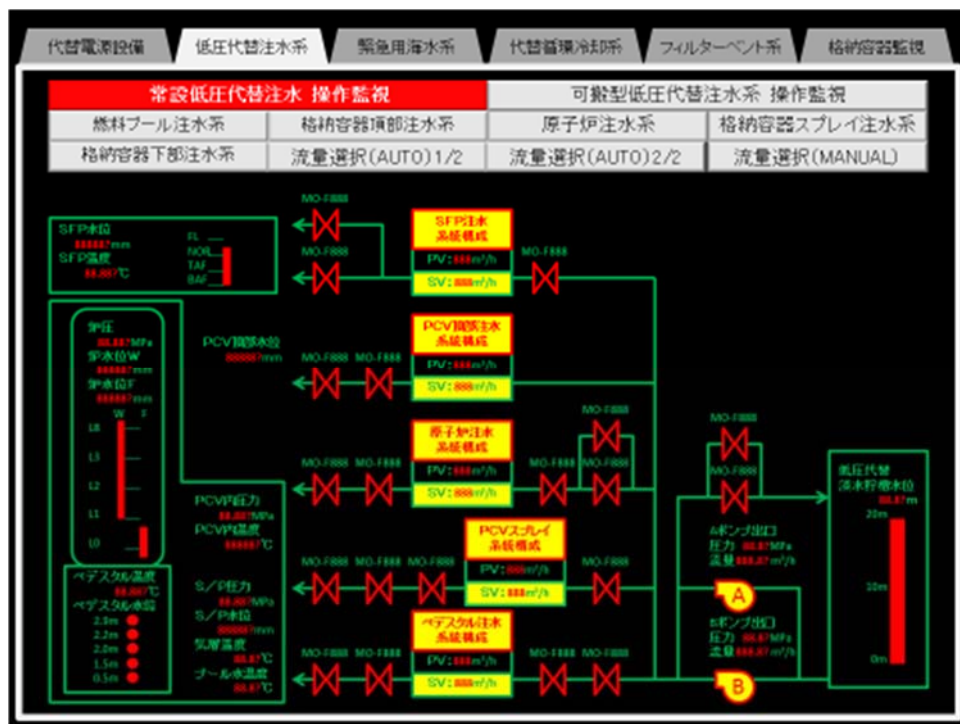
- ・ 2画面で同一機器の異なった操作ができないように、1画面の機器を操作している場合はもう1画面で同一機器操作を行えない設計とす

る。

- ・タッチ領域は枠などを表示することにより，その領域がタッチ領域であることを明確にする。
- ・タッチを受け付けたことを示す打ち返し表示を行う。また，打ち返し表示は運転員の認知的特性に対して長すぎない時間内に行う。
- ・プラント設備の操作に係るタッチ領域には，タッチミスが発生しないような大きさ及び間隔を確保する。
- ・一貫したタッチ方式を用いる。
- ・タッチ操作器の呼び出しによって表示される制御器及び操作器の数は1つとする。
- ・画面上に予め制御器及び操作器を配置しておく場合には，タッチ領域の大きさ及びタッチ領域間の距離を考慮し，大きさ及び間隔を確保し制御器及び操作器を配置する。



第 3 図 S A監視操作盤（イメージ図）



第 4 図 監視操作画面（イメージ図）

並行操作の対応について

1. はじめに

炉心損傷後のマネジメントについては、炉心損傷の進展緩和のための低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作、格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制のための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、落下後の熔融炉心を冷却するための格納容器下部注水系（常設）による熔融炉心への注水操作など、複数の操作を並行して実施する必要がある。操作の成立性の観点から、並行して実施する操作について整理する。

2. 操作の整理

2.1 考え方

主な重大事故等対処設備の操作については、中央制御室に設置した S A 監視操作盤によって操作を行う。S A 監視操作盤で実施する操作については、代替循環冷却系による原子炉注水操作のように一定の流量で操作開始しその後の状態監視を継続的に実施するものと、格納容器圧力が 465kPa[gage]到達時点で実施する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のように、ある制御範囲において間欠的に操作を実施するもの（間欠操作）がある。

状態監視を継続的に実施している際には、2 画面ある S A 監視操作盤の 1 画面で状態を監視し、もう 1 画面で操作を行うことにより、間欠操作が必要な場合にも容易に対応可能である。しかし、間欠的な操作を実施中に並行操作の必要が生じた場合、時間余裕のない操作が含まれているとプラントに対して悪影響が出る可能性があることから、間欠的な操作を整理し

た上で、その際に並行操作となり得る操作について成立性を確認する。

2.2 並行操作の整理

炉心損傷後の対応操作として、並行操作となるものを以下に示す。以下のケースにおける運転A及び運転員Bの作業と所要時間について、第1図から第3図に示す。

- ・「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） 3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」

運転員Aによる以下の①の間欠操作の期間において、運転員Aによるその他の操作として、”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”，”水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作”及び”サプレッション・プールpH制御装置”が存在する（ケースA）。

また、運転員Aによる以下の①②の間欠操作について重なる期間が存在する。また、この重なる期間において、運転員Aによるその他の操作として、”格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱準備”のうち”格納容器ベント準備（系統構成）”が存在する。（ケースB）

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）による原子炉注水操作（事象発生12時間までは崩壊熱の変化が大きいため、6時間間隔で注水量を変更するが、12時間以降においては、12時間以上の時間間隔で流量調整を実施する）

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操作（400kPa[gage]到達で格納容器スプレイ停止：②－1，465kPa[gage]到達で格納容器スプレイ開始：②－2）

- ・「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」

以下の③の操作が長期間必要で、運転員 A の負荷が大きいケース（原子炉圧力容器破損後も原子炉注水を考慮しない場合。添付資料 3. 2. 10 参照。）を対象とする。この場合、運転員 A による以下の②③の間欠操作について、重なる期間が存在する。また、この重なる期間において、運転員 A によるその他の操作は存在しない。（ケース C）

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）による格納容器圧力制御操作（400kPa[gage]到達で格納容器スプレイ停止：②－1，465kPa[gage]到達で格納容器スプレイ開始：②－2）

③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による熔融炉心への注水操作（2. 25m 到達で注水開始：③－1，2. 75m 到達で注水停止：③－2）

2. 3 並行操作と影響の整理

2. 2 で記載した各操作の優先度の考え方について以下に示す。並行操作が生じた場合には、基本的には最初に操作基準に到達した操作を優先するが、時間余裕の観点で優先度が高い③－1 及び②－2 の操作については操作基準の到達により警報を発報させる設計とし、警報発報時には当該操作を優先して実施することとする。

優先度最高 格納容器下部水位が 2. 25m（下限水位）に到達した場合の熔融炉心への注水操作（③－1）

全量の熔融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）に落下した場合の堆積高さは 1. 9m 未満であり（添付資料 3. 2. 13 参照）、熔融炉心の露出には 0. 3m 以上蒸発する必要があるが、時間余裕としては 10 分未満である（解析において 0. 5m 水位低下するまでの最短時間が約 10 分間である）。

優先度高 格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達した場合の格納容器スプレ
イ開始操作 (②－2)

格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達し、格納容器冷却の開始操作のタイ
ミングが遅れた場合、格納容器最高使用圧力の 2 倍 (0.62MPa [gage]) に
到達するまでの時間余裕は約 30 分であり、比較的余裕が少ない。

優先しない操作

- ・ 原子炉注水操作 (流量調整) (①)

流量調整操作が遅れた場合でも原子炉注水は継続されるため、操作のタイ
ミングが遅くなることによるプラント挙動に及ぼす影響は小さい。

流量調整の変更幅は、崩壊熱の変化幅が大きい事象初期においても十数
 m^3/h であり、並行操作の実施により操作が 10 分程度 (優先する操作に 5
分、優先しない操作に 5 分と想定) 遅れたと仮定してもサプレッション・プ
ール水の増加量は数 m^3 となり、サプレッション・プール水位が通常水位
+6.5m に到達する時間が早くなるが、 $130\text{m}^3/\text{h}$ のスプレイに換算しても 1
分未満相当であることから、ベント時間に与える影響は小さい。

- ・ 格納容器圧力が 400kPa[gage]に到達した場合の格納容器スプレイ停止操
作 (②－2)

停止操作が遅れた場合でも格納容器圧力が 400kPa[gage]未満に低下す
るのみであり、操作のタイミングが遅くなることによるプラント挙動に及
ぼす影響は小さい。

スプレイ流量は最大 $130\text{m}^3/\text{h}$ であり、並行操作の実施により操作が 10
分程度 (優先する操作に 5 分、優先しない操作に 5 分と想定) 遅れたと仮定
してもサプレッション・プール水の増加量は 30m^3 未満となり、サプレッシ
ョン・プール水位が通常水位+6.5m に到達する時間が早くなるが、 130m^3
 h のスプレイに換算しても 15 分未満相当であることから、ベント時間に

与える影響は小さい。

スプレイによって格納容器圧力の低下幅が大きくなり、スプレイ開始基準である 465kpa[gage]到達が遅れることとなり、その後のスプレイ開始も順次遅れることからベント時間に与える影響は小さい。

- ・ 格納容器下部水位が 2.75m（上限水位）に到達した場合の熔融炉心への注水停止操作（③－２）

停止操作が遅れた場合でも格納容器下部水位は約 2.75m 以上には上昇せず、余分な水はドライウェルを介してサブプレッション・プールに移行するのみであり、操作のタイミングが遅くなることによるプラント挙動に及ぼす影響は小さい。

崩壊熱相当の注水流量は、保守的に設定した燃焼度 33Gwd/t の場合においても最大で 50 m³/h であり、並行操作の実施により操作が 10 分程度（優先する操作に 5 分、優先しない操作に 5 分と想定）遅れたと仮定してもサブプレッション・プール水の増加量は 10m³ 未満となり、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達する時間が早くなるが、130m³/h のスプレイに換算しても 5 分未満相当であることから、ベント時間に与える影響は小さい。

- ・ その他の操作

その他の” 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” 等の操作は、操作が必要なタイミングまで時間余裕があることから、操作のタイミングが遅くなることによるプラント挙動に及ぼす影響は小さい。

次に、2.2 でまとめた各ケースの並行操作の成立性について以下に示す。

ケース A

添付資料 3.1.3.2 に示すとおり①の操作は、事象発生後 12 時間までは 6 時間間隔、事象発生後 12 時間以降は 12 時間以上の間隔とする。このため、” 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”，” 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作” 及び” サプレッション・プール pH 制御装置” は①の操作と異なるタイミングでの操作となり、操作の成立性に問題はない。

ケース B

①の操作は、事象発生後 12 時間までは 6 時間間隔、事象発生後 12 時間以降は 12 時間以上の間隔とするため、②の操作及び” 格納容器ベント準備（系統構成）” と並行することは考えにくい。仮に優先度高である②－2 の操作を含む全ての操作が並行した場合、②－2 の操作を優先し、その他の①の操作及び” 格納容器ベント準備（系統構成）” をその後実施することで、操作の成立性に問題はない。

ケース C

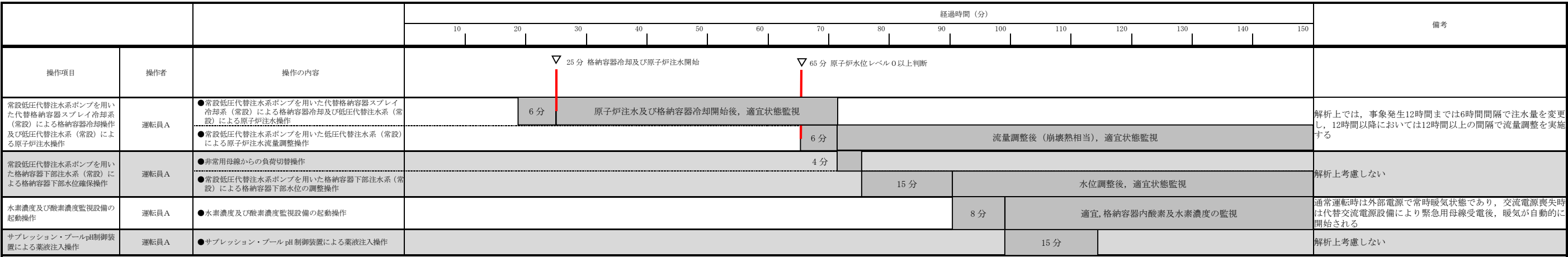
格納容器下部水位が 2.25m（下限水位）に到達した場合の熔融炉心への注水操作（③－1），次に格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達した場合の格納容器スプレイ開始操作（②－2）を優先して対応し、②－1 や③－2 の操作の優先度を下げて対応することで、時間余裕は確保され、操作の成立性に問題はない。

なお、②の操作について、解析上の最も早い操作間隔は格納容器圧力 400kPa[gage]到達により格納容器冷却操作を停止してから 465kPa[gage]到達で再開するまでの約 6 分間となるが、実運用上はスプレイ流量を調整することで可能な限り連続スプレイする手順とし、並行した操作を極力減らすこととする。また、③の操作について、解析上の最も早い操作間隔は格納容器下部水位 2.75m で熔融炉心への注水を停止してから 2.25m 到達に

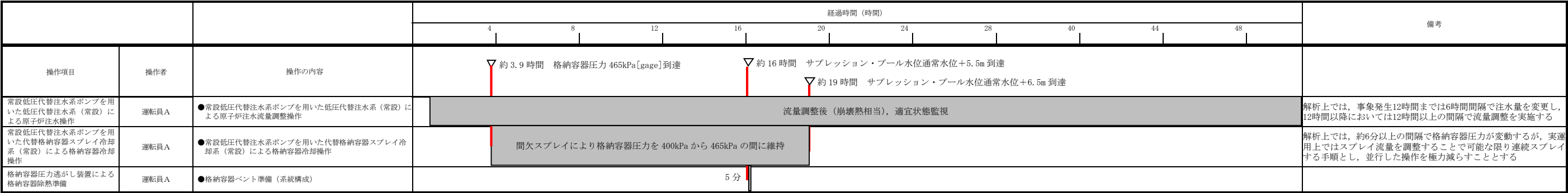
より再開するまでの約 10 分間となるが、実運用上では崩壊熱相当の注水量に変更することで可能な限り連続注水する手順とし、並行した操作を極力減らすこととする。

3. まとめ

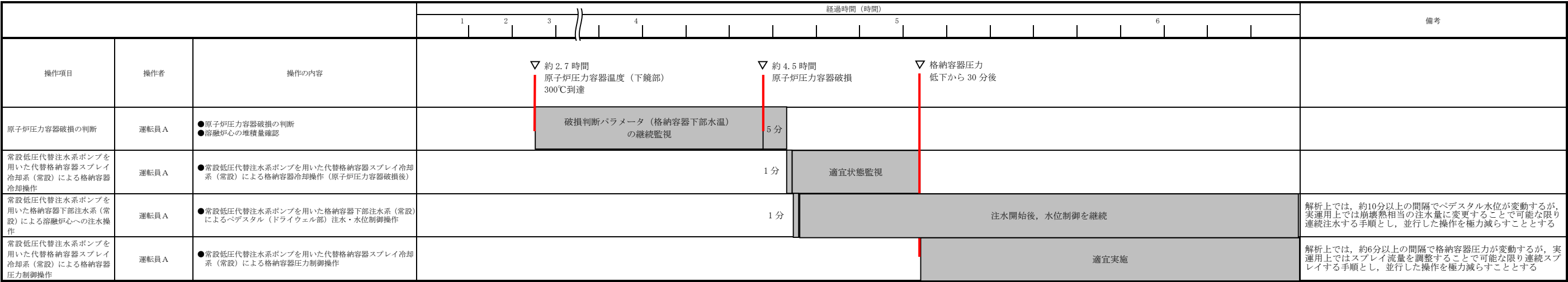
炉心損傷後の操作について、並行操作となり得る操作について整理しその影響を評価した。その結果、いずれのケースにおいても、操作の成立性に問題は無いことを確認した。



第 1 図 ケース A における作業と所要時間（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））



第 2 図 ケース B における作業と所要時間（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））



第 3 図 ケース C における作業と所要時間（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

原子炉水位不明時の対応について

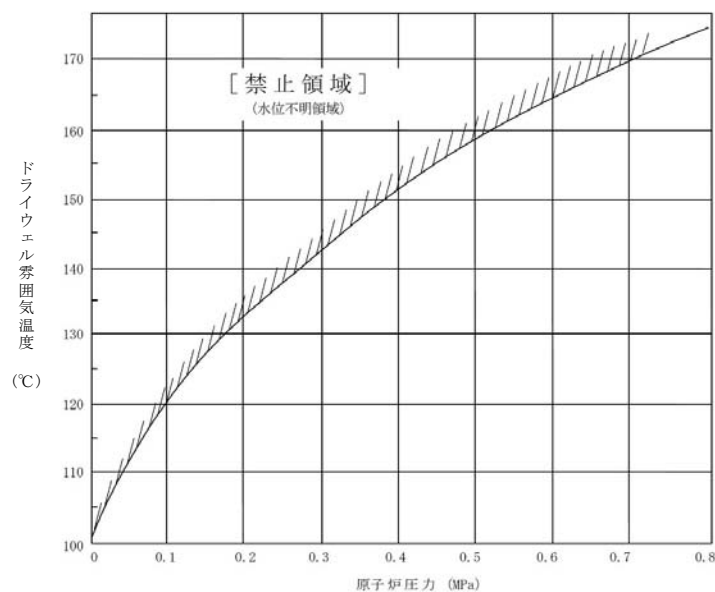
1. 概 要

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圧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「ばらつき」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. ドライウェル雰囲気温度が、原子炉圧力に対する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 L O C A）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。

水位不明と判断した場合，原子炉水位 L O 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 L O 以上まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び注水した時点での崩壊熱による蒸発量を考慮し，原子炉注水流量に応じた必要注水時間を注水することとする。

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，L O C A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 L O 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 L O 到達後に崩壊熱による蒸発量相当の注水量（以下「崩壊熱相当の注水量」という）よりも多い注水量で注水する場合には，原子炉に持ち込んだ水が L O C A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，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の開始時間が早まる。そのため，原子炉水位 L O 到達までに必要な注水時間の注水を実施後は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を可能な限り遅延させ環境への影響を低減させるため，崩壊熱相当の注水流量とする。

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 L 0 まで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 水位不明時の必要注水時間（L O C A）

原子炉水位 L 0 到達までに必要な注水時間 (注水流量 $230\text{m}^3/\text{h}$ 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

5. 水位不明判断時の原子炉水位の推定手段について

上記のとおり、水位不明と判断した場合、原子炉注水流量及び必要な注水時間により、原子炉水位 L 0 位置までの水位回復を判断する。

その後、原子炉水位を L 0 以上で維持するためには、崩壊熱相当の注水量以上での注水の継続及び原子炉圧力容器下部が健全であることが必要となる。仮に原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合には、原子炉水位 L 0 以上を維持できない可能性があるが、漏えい水がペデスタル（ドライウェル部）へ落下することで、格納容器下部水位及び格納容器下部水温が上昇すると考えられるため、以下のパラメータによって損傷炉心の冷却維持を判断することとする。

- ・崩壊熱相当の注水量以上で原子炉注水を継続していること
- ・格納容器下部水位及び格納容器下部水温の上昇がないこと

代替循環冷却系等のサプレッション・プールを水源とした注水手段を確保できる場合には、崩壊熱相当及び漏えいを補う注水量以上で注水を継続することで、原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合でも、サプレッション・プールの水位上昇を防止しつつ損傷炉心の冷却維持を図る。

一方、代替循環冷却系が使用できない場合において、原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合等には、原子炉水位 L O 到達の判断後に原子炉注水を崩壊熱相当の注水量とすると、原子炉水位が低下し損傷炉心の冷却維持ができない可能性がある。この場合、その後の事象進展により原子炉下部プレナムへ熔融炉心が移行することになるが、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で、損傷炉心の冷却失敗を判断し、原子炉圧力容器破損に備えた対応を実施することとする。

上記のとおり、崩壊熱相当の注水量に調整した場合、損傷炉心の冷却維持ができず、いずれは原子炉圧力容器の破損に至る可能性があるが、崩壊熱相当の注水量に調整しない場合（流量低下しない場合）においても、サプレッション・プール水位の上昇により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際には、原子炉注水を崩壊熱相当の注水量に減少させる必要があり、その後、原子炉圧力容器の破損に至ることになる。

そのため、格納容器下部水位及び格納容器下部水温の上昇等により、損傷炉心の冷却失敗の兆候を確認した場合に、原子炉注水流量を増加させることはせず、原子炉水位 L O 到達を判断した時点で崩壊熱相当の注水量に変更することにより、サプレッション・プール水位上昇を抑制し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の実施を可能な限り遅延させることとする。したがって、破断位置等の違いによる注水手順の差異は生じない。

上記の原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段について第2表に示す。なお、流量計指示が正常な状況で崩壊熱相当の注水が失敗している場合には、注水配管の破断による漏えいが考えられるが、その場合に有意な変化を示すと考えられるパラメータを第3表に示す。格納容器スプレイの実施によりドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続しない等、状況によっては正確な判断が難しい場合が存在するが、第3表に記載の場合は注水失敗の傾向を判断することが可能と考えられる。ただし、注水が失敗している傾向を確認した場合においても崩壊熱相当の注水を継続し、最終的には原子炉圧力容器表面温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で注水不可を判断することとする。

第2表 原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段

推定事項	判断パラメータ
原子炉水位 L 0 までの水位回復判断	原子炉注水流量と必要注水時間
損傷炉心の冷却維持判断 (原子炉水位 L 0 以上の水位維持)	原子炉水位 L 0 到達判断後, ・ 原子炉注水流量 : 崩壊熱相当以上の流量 ・ 格納容器下部水位 : 上昇がないこと ・ 格納容器下部水温 : 上昇がないこと
損傷炉心の冷却失敗判断 (原子炉水位 L 0 以下に低下, 炉心損傷の進展)	原子炉圧力容器温度 (下鏡部) : 300℃到達

第3表 パラメータ推移

漏えい個所	パラメータの推移
原子炉建屋内で漏えいしている場合	・ 原子炉建屋内の漏えい検知設備の作動により, 注水系統からの漏えいを判断可能な場合がある ・ 原子炉圧力容器内に崩壊熱相当の注水ができていない場合, 発生した蒸気が炉心部で過熱され, 過熱蒸気として格納容器内に流出するため, 格納容器スプレイを実施していない場合においては, ドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある ・ 常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系 (常設) の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある
格納容器内で漏えいしている場合	・ 原子炉へ注入する冷却水がドライウェルからベント管を通じてサプレッション・プールに移行することで, サプレッション・プール水位が上昇する可能性がある ・ 原子炉圧力容器内に崩壊熱相当の注水ができていない場合, 発生した蒸気が炉心部で過熱され, 過熱蒸気として格納容器内に流出するため, 格納容器スプレイを実施していない場合においては, ドライウェル雰囲気温度 ・ 圧力の上昇が継続する可能性がある 常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系 (常設) の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある

原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の漏えい量評価について

本資料では、「原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137」の放出量評価について示す。

なお、本評価では、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、瞬時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しているが、下記のとおり、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本評価結果より少なくなると考えられる。

- ・ 格納容器が健全な場合、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ものとしている。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。
- ・ 原子炉建屋内の換気空調系が停止している場合、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。

1. 評価条件

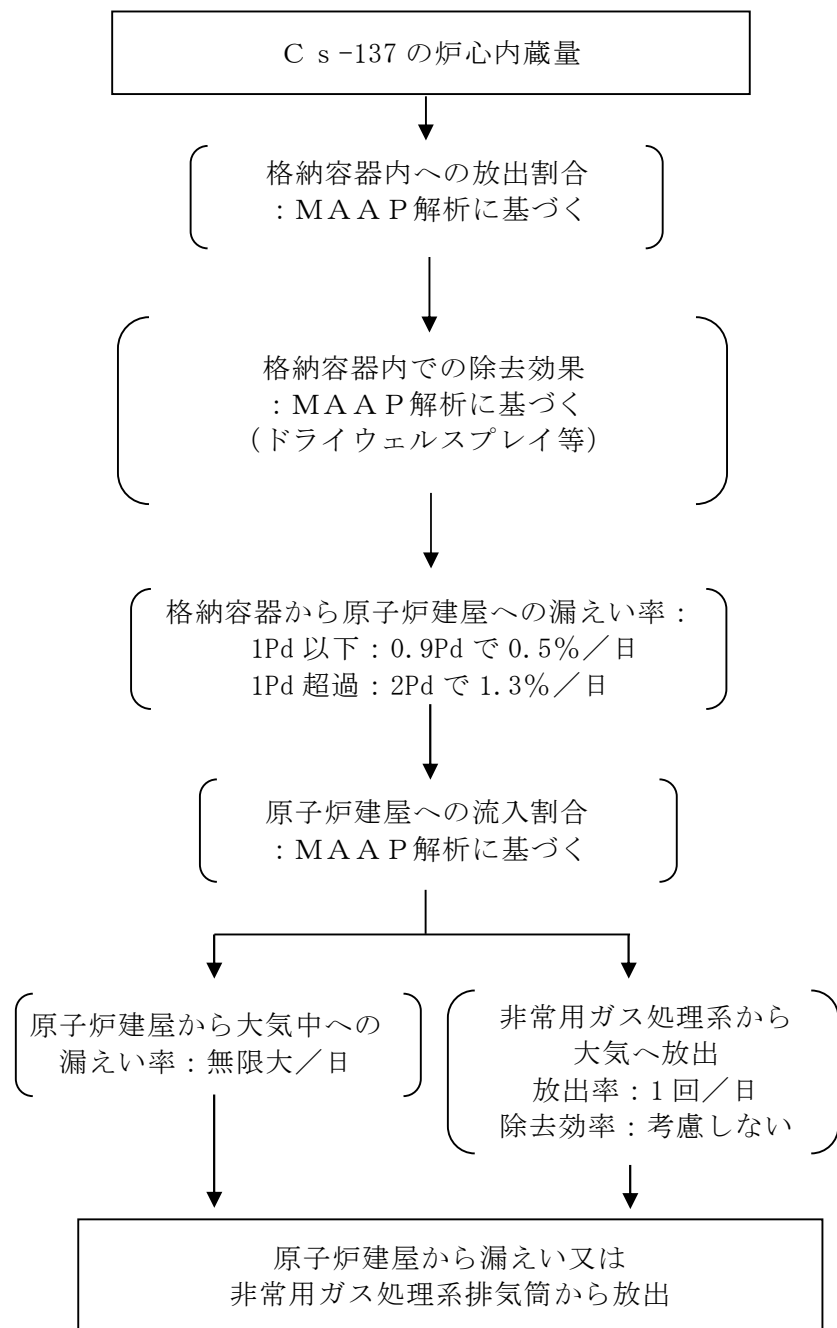
放出量評価条件を第 1 表、大気中への放出過程及び概略図を第 1 図及び第 2 図に示す。

第 1 表 放出量評価条件 (1/2)

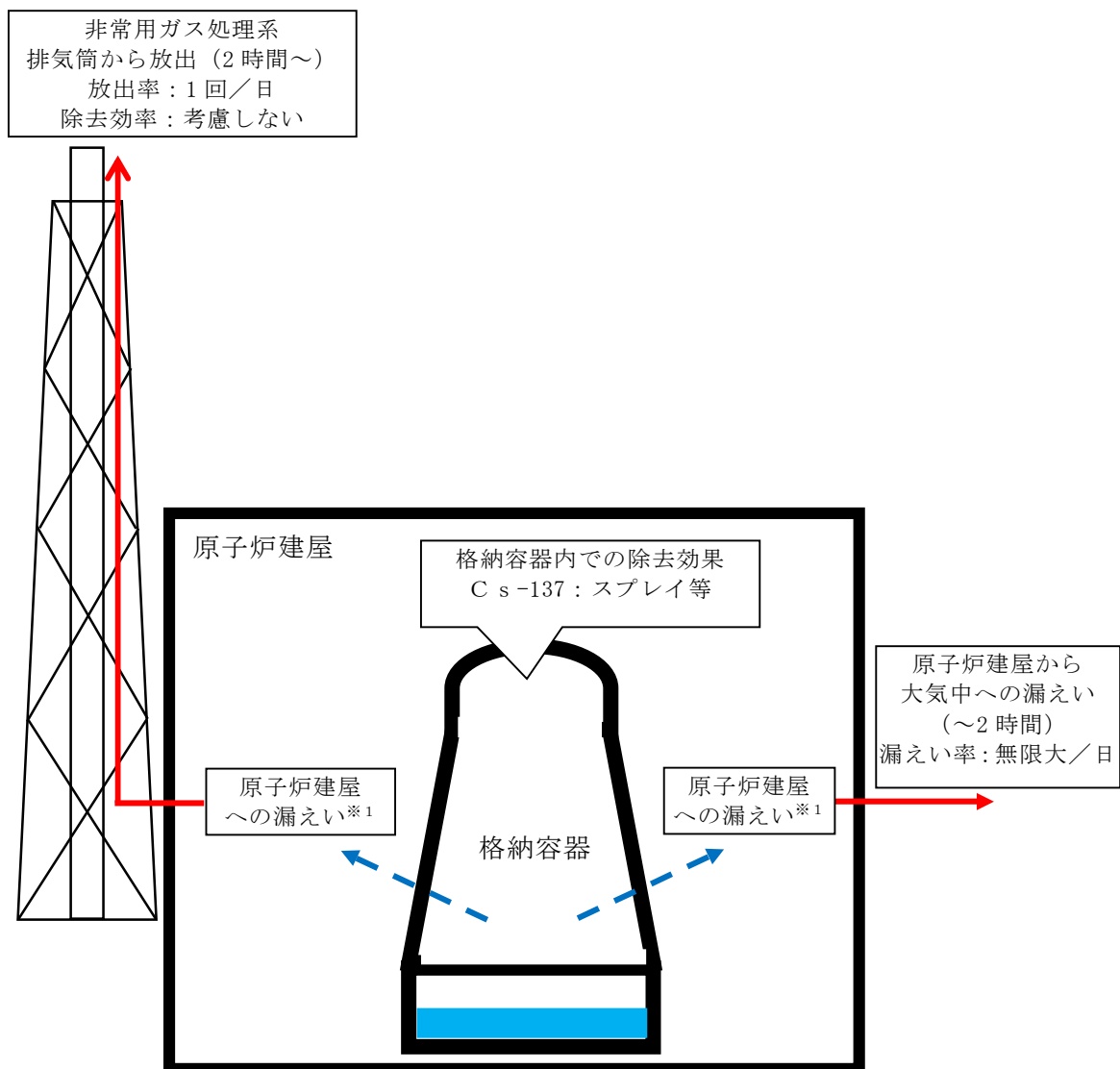
項 目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用する場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	—
炉心熱出力	3, 293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10, 000 時間 (416 日)	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して設定
取替炉心の 燃料装荷割合	1 サイクル : 0. 229 2 サイクル : 0. 229 3 サイクル : 0. 229 4 サイクル : 0. 229 5 サイクル : 0. 084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉心内蔵量 (C s -137)	約 $4. 36 \times 10^{17}$ Bq	「単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW)」 × 「3, 293MW (定格熱出力)」 (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 A B W R のサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	格納容器漏えい : 事象発生直後	M A A P 解析結果
格納容器内への 放出割合 (C s -137)	0. 49	M A A P 解析結果
格納容器内での 除去効果	M A A P 解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)	M A A P の F P 挙動モデル
格納容器内 p H 制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水 p H 制御設備は、重大事故等対処設備に位置付けていないため、保守的に設定

第 1 表 放出量評価条件 (2/2)

項 目	評価条件	選定理由
格納容器から原子炉建屋への漏えい率	1Pd以下：0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過：2Pdで1.3%/日	M A A P 解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし、格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/日)及びA E Cの式等に基づき設定(添付資料 3.1.2.5 参照)
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	C s I 類：約 2.41×10^{-5} C s O H 類：約 1.66×10^{-5}	M A A P 解析結果
原子炉建屋から大気への漏えい率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日(地上放出) (格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、瞬時に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定
原子炉建屋から大気への放出率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/日(排気筒放出)	設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間(115分) + 負圧達成時間(5分) (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)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定
ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋の急激な圧力上昇等によるブローアウトパネルの開放がないため(別紙参照)



第 1 図 Cs-137 の大気放出過程



※1 格納容器から原子炉建屋への漏えい率
 1Pd 以下 : 0.9Pd で 0.5% / 日, 1Pd 超過 : 2Pd で 1.3% / 日

大気への放出経路	0h	▼2h ^{※2}	▼19h	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい				
非常用ガス処理系排気筒から放出				

※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋内は負圧となるため、事象発生 2 時間以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

第 2 図 大気放出過程概略図 (イメージ)

2. 評価結果

原子炉建屋から大気中へのC s -137 の漏えい量を第 2 表に示す。

原子炉建屋から大気中へのC s -137 の漏えい量は、約 7.5TBq（事象発生 7 日間）であり、評価項目の 100TBq を下回っている。

また、事象発生 7 日間以降の影響を確認するため評価した、事象発生 30 日間、100 日間における大気中へのC s -137 の漏えい量は、ともに約 7.5TBq であり、いずれの場合においても 100TBq を下回っている。

なお、事象発生 7 日以降の長期解析においては、事象発生約 40 日後に格納容器内水素燃焼防止の観点で格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施し、事象発生 100 日まで格納容器ベント継続しているが、格納容器の除熱機能、格納容器への窒素供給機能及び格納容器内の可燃性ガスの濃度制御系機能が確保できた場合には、格納容器ベントを停止する運用とする。

第 2 表 大気中へのC s -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 7.5TBq	約 7.5TBq	約 7.5TBq [*]

※格納容器圧力逃がし装置から大気中への放出量を含む（事象発生約 40 日後～事象発生 100 日まで格納容器ベント実施）

ブローアウトパネルの重大事故等対策としての機能について

1. はじめに

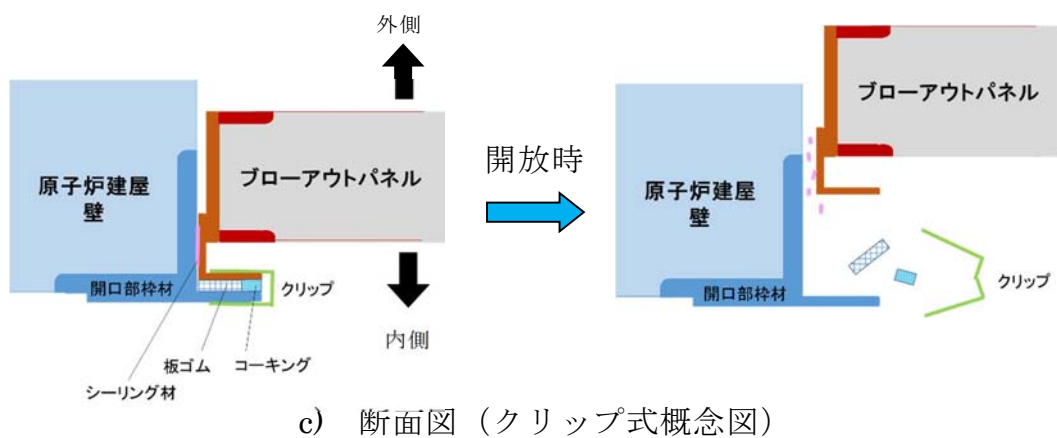
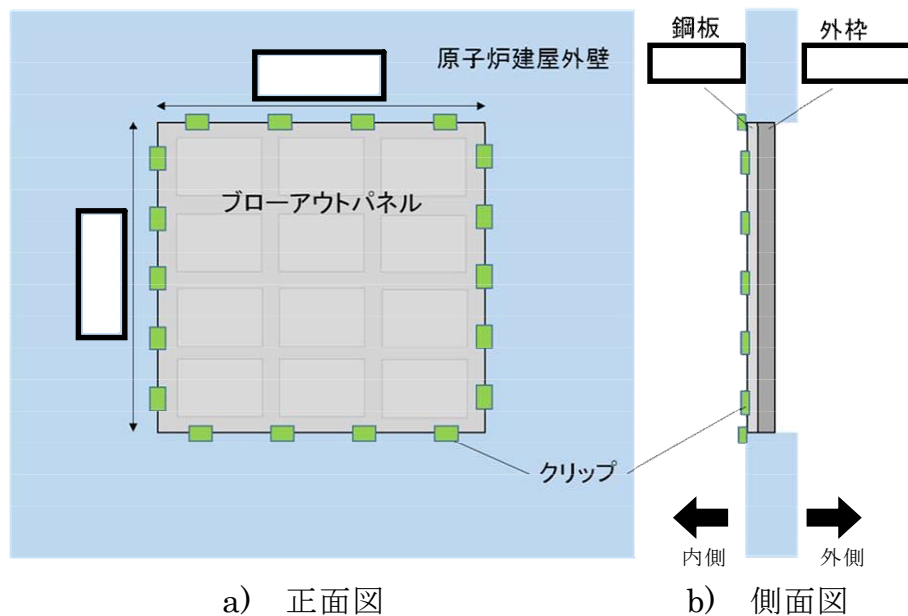
ブローアウトパネルは、主蒸気管破断のようにプラント運転中に格納容器外で配管が破断した場合等に、高圧の蒸気が原子炉建屋内に漏えい・浸入することにより生じる建屋内の圧力上昇によって建屋内の天井・外壁等が破損することを防止するため、建屋内に損傷箇所（圧力開放箇所）を限定して発生させる目的で、原子炉建屋オペレーティングフロア等に設置している。

2. ブローアウトパネルの仕様

ブローアウトパネルの設置図を別図 1，機器仕様を別表 1 に示す。

別表 1 ブローアウトパネル機器仕様（原子炉建屋オペレーティングフロア）

仕 様		備 考
台 数	12 台 (6 階：8 台，5 階：4 台)	原子炉建屋と外気の境界として設置
重量		1 枚当たり
開口面積		1 枚当たり
開放差圧	約 6.9kPa[dif] (1psi)	格納容器の最高使用外圧(2psi)に対して余裕のある設定
保持方式	クリップ式	別図 1 参照 開放差圧はクリップ強度によって設定



別図 1 ブローアウトパネル設置概念図

3. ブローアウトパネルの機能要求

(1) 設計基準事故対策としての機能

① 放射性物質の閉じ込め機能

「第三十二条 原子炉格納施設」において原子炉建屋ガス処理系の設置要求があり、ブローアウトパネルの閉じ込め機能は原子炉建屋ガス処理系運転時の負圧達成に必要な機能であることから、設計基準事故対策として当該機能を有しているものと整理する。

② 差圧による開放機能

「第九条 溢水による損傷の防止等」における原子炉建屋内環境条件評価として、主蒸気管等の高エネルギー配管に対して大規模な破断が生じた際には速やかにブローアウトパネルの開放によって建屋外に圧力を排出することで原子炉建屋内の圧力が著しく上昇することはないとしていることから、設計基準事故対策として当該機能を有しているものと整理する。

(2) 重大事故等対策としての機能

① 放射性物質の閉じ込め機能

ブローアウトパネルの放射性物質の閉じ込め機能は、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）により原子炉建屋内の放射性物質を排気筒から放出するとともに、原子炉建屋内の負圧達成に必要な機能となる。そのため、「第五十九条 原子炉制御室」における居住性評価の条件として必要な機能となることから、重大事故等対策として必要な機能として整理する。ただし、第2表に示すとおり、建屋内圧力上昇等によりブローアウトパネルが開放される状態で、放射性物質の閉じ込め機能として評価上の影響がない事象においては、当該機能の要求はないものとする。

② 差圧による開放機能

差圧による開放機能は、インターフェイスシステム L O C A（以下、「I S－L O C A」という。）が発生した場合に原子炉建屋内に漏えいした水蒸気等を排出し、I S－L O C Aによる破断箇所の隔離のための現場操作時の環境条件（温度、圧力等）を緩和する機能を有している。ただし、東海第二発電所においては、炉心損傷防止対策の有効性評価「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）」において、ブローアウトパネルが開放した場合、閉維持した場合の両ケースについて現場での隔離操作の成立性を確認していることから、「第四十六条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」としては、当該機能が重大事故等対策として必要な機能とはならないものと整理する。

なお、高エネルギー配管の破断を想定した場合の環境条件については設計基準事故に包絡される。

4. ブローアウトパネルの機能確保のための設計条件

3.で整理した各機能を確保するための設計条件は下記のとおり。

(1) 放射性物質の閉じ込め機能

閉維持又は再閉止によって、原子炉建屋ガス処理系運転時の原子炉建屋内の負圧を維持すること。ただし、別表 2 に示すとおり、I S－L O C A等の閉じ込め機能に期待しない事象を除く。

(2) 差圧による開放機能

設計差圧 6.9kPa[dif]においてブローアウトパネルが開放し、原子炉建屋内の水蒸気等を外気に排出することで、原子炉建屋内の環境条件を設計基準事故で想定している範囲に抑えること。

5. まとめ

ブローアウトパネルが有する機能と設計基準事故対策及び重大事故等対策としての位置付けについて別表 3 に示す。また、閉じ込め機能の対象となるブローアウトパネルについて別表 4 に示す。ブローアウトパネルについては、設計基準事故及び重大事故等対策に必要な設備として、放射性物質の閉じ込め機能及び差圧による開放機能が維持可能な設計とする。

別表 2 ブローアウトパネルが開放する事象における閉じ込め機能の要求

事象	開放条件	閉じ込め機能	考 え 方
インターフェースシステムLOCA	建屋内圧力上昇による開放	要求なし	「2.7 格納容器バイパス（インターフェースシステムLOCA）」において、ブローアウトパネルが開放した場合、閉維持した場合の両ケースについて線量評価を実施し、非居住区域境界外の線量が 5mSv 未満であることを確認していることから、当該機能が重大事故等対策として必要な機能とはならないものと整理する。
主蒸気管破断等の高エネルギー配管の破断によってブローアウトパネルが開放する運転時の異常な過渡変化	建屋内圧力上昇による開放	要求あり (格納容器破損防止対策において)	【設計基準】 設計基準における線量評価では原子炉建屋からの地上放出を想定しており、ブローアウトパネルの開閉状態の影響はない。 【重大事故等】 ①炉心損傷防止対策 非居住区域境界外の線量評価においては格納容器圧力逃がし装置からの放出量を元に評価しており、格納容器からの漏えい量については影響が軽微であるため考慮していない。そのため、ブローアウトパネルの開閉状態の影響はない。なお、起因事象を主蒸気管破断とした場合の非居住区域境界外の線量として、耐圧強化イベントからの放出による線量 0.62mSv に、設計基準における評価線量 0.18mSv を加えた場合でも、5mSv を下回る。 ②格納容器破損防止対策 大破断LOCA以外の起因事象においては炉心損傷防止可能であることを確認しているため、主蒸気管破断においても炉心損傷に至らない。 ただし、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価上の起因事象として主蒸気管破断を考慮した場合においても中央制御室の居住性評価を満足する条件として、ブローアウトパネル開放後にも再閉止等の設備対策によって原子炉建屋ガス処理系使用時の原子炉建屋内負圧達成が可能な設計とする。 設計竜巻(100m/s)による荷重に対して安全機能を維持する設計としているが、竜巻によって外部電源喪失が発生する場合を想定する。 ブローアウトパネルの設計作動圧に等しい最大気圧低下量を生じる竜巻風速(約 89m/s)が発生する年超過確率は約 5.1×10^{-6}/年である。 また、竜巻による外部電源喪失が想定されるが、外部電源喪失が発生した場合の条件下から、竜巻によってブローアウトパネルが開放した状態で、外部電源喪失により炉心損傷する確率は十分低い値となることから、竜巻を起因事象とした重大事故等が発生し、ブローアウトパネルの機能が必要となる可能性は十分低いものと考えられる。
竜巻	ブローアウトパネルの設計作動圧に等しい最大気圧低下量を生じる竜巻風速(約 89m/s)による開放	—	
地震	地震動による開放	要求あり	重大事故等対処設備として、地震時においても閉じ込め機能を有する設計とする。

別表 3 ブローアウトパネルの機能の整理

	放射性物質の閉じ込め機能	差圧による開放機能
設計基準事故対策としての機能	有 (第三十二条)	有 (第九条)
重大事故等対策としての機能	有 (第五十九条)	無

別表 4 ブローアウトパネルの設置位置と閉じ込め機能の整理

設置個所			閉じ込め 機能
設置位置	台数	境界	
原子炉建屋 6 階 (EL45680)	8 台 東西南北各 2 台	原子炉建屋 オペレーティング フロア ⇔ 外気	○
原子炉建屋 5 階 (EL38800)	4 台 東西南北各 1 台		○
主蒸気管 トンネル室 (EL20300)	3 台	原子炉建屋 主蒸気管 トンネル室 ⇔ 原子炉建屋内 通路	—※
主蒸気管 トンネル室 (EL14000)	3 台		—※

※ 当該パネルの境界は原子炉建屋間となっているため、開閉状態によって原子炉建屋ガス処理系運転時の負圧達成に与える影響はない

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おいて、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低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段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手段を整備する。また、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する。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 図に示すとともに、対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における手順と設備との関係を第 3.1.3-1 表に示す。

（添付資料 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，L O C A 発生及び全交流動力電源喪失の確認

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ついては、「3.1.2.1 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」と同じ。

b. 原子炉への注水機能喪失の確認

原子炉への注水機能喪失の確認については、「3.1.2.1 b. 原子炉への注水機能喪失の確認」と同じ。

c. 炉心損傷確認

炉心損傷確認については、「3.1.2.1 c. 炉心損傷確認」と同じ。

(添付資料 3.1.3.1)

d. 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 d. 早期の電源回復不能の確認」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。

（添付資料 3.1.2.2, 3.1.3.2）

f. 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 f. 電源確保操作対応」と同じ。

g. 可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作

可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作については、「3.1.2.1 g. 可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作」と同じ。

h. 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非常用母線の受電操作については、「3.1.2.1 h. 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。

i. 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 i. 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。

j. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作については、「3.1.2.1 j. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作」と同じ。

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

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 m. 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。

1. 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 n. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作」と同じ。

m. 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 o. 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。

n. 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、格納容器圧力及び雰囲気温度が徐々に上昇する。格納容器圧力が465kPa[gage]に到達した場合は、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）による格納容器冷却を実施し、格納容器圧力が400kPa[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400kPa[gage]から465kPa[gage]の範囲で制御する。これは、格納容器圧力を400kPa[gage]から465kPa[gage]の高い領域で維持することでスプレイ効果を高め、サプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の遅延を図り、可能な限り

外部への影響を軽減するための運用として設定している。

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に伴い、サブプレッション・プール水位は徐々に上昇する。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。

○. 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、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後、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二次隔離弁を全開としサブプレッション・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、サプレッション・チェンバ圧力等である。

サプレッション・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）による原子炉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。

p．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 p．使用済燃料プールの冷却操作」と同じ。

q．可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作

アクセスルートの復旧、可搬型代替注水大型ポンプ準備及びホース敷設等の実施後、代替淡水貯槽の残量に応じて、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。

r．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。

3.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、中小破断LO

C Aに比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く，格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の観点で厳しい大破断L O C Aに加えて，E C C S注水機能が喪失する「大破断L O C A＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」である。

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

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，原子炉圧力容器内F P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M A A P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) 起因事象

起因事象として、大破断 L O C A が発生するものとする。破断箇所は、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価するため、再循環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

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）が機能喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。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する。

安全機能の喪失に対する仮定に基づき、外部電源なしを想定する。

(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) 主蒸気隔離弁

主蒸気隔離弁は，事象発生と同時に閉止するものとする。

(c) 再循環ポンプ

再循環ポンプは，事象発生と同時に停止するものとする。

(d) 低圧代替注水系（常設）

原子炉注水は $230\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとし，原子炉水位 L0 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ものとする。なお，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は，格納容器冷却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。

（添付資料 3.1.2.3）

(e) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

格納容器冷却は，格納容器圧力及び雰囲気温度上昇抑制に必要なスプレイ流量を考慮し， $130\text{m}^3/\text{h}$ （一定）を用いるものとする。なお，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却は，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。

（添付資料 3.1.2.3）

(f) 格納容器下部注水系（常設）

格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため，初期条件としてペDESTAL（ドライウェル部）のプール水を考慮していないことから，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も考慮しない。

(g) 格納容器圧力逃がし装置

サプレッション・チェンバ圧力 310kPa[gage]において、13.4 kg/s の排気流量にて格納容器除熱を実施するものとする。

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 L 0 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、格納容器冷却を停止する。
- (b) 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。なお、格納容器スプレイはサプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した場合に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、定格出力の 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) 原子炉内に内蔵されている核分裂生成物は、事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出されるものとする。
- (c) 格納容器内に放出された Cs-137 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等による除去効果を受けるものとする。
- (d) 格納容器圧力逃がし装置を介して大気中へ放出される Cs-137 の放出量評価条件は以下のとおりとする。
 - i) サプレッション・チェンバ又はドライウエルのベントラインを通じて格納容器圧力逃がし装置を介して大気中に放出するものとする。
 - ii) 格納容器内から原子炉建屋への漏えいはないものとする。
 - iii) 格納容器圧力逃がし装置のフィルタによる除去係数は、1,000（設計値）とする。
- (e) 原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の漏えい量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率は、設計漏えい率及び AEC の式等に基づき設定した漏えい率を基に格納容器圧力に応じて変動するものとする。
 - ii) 漏えい量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。また、原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後は、大気への放出率を 1 回/日（設計値）

とする。

なお、原子炉建屋ガス処理系は、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事象発生 115 分後に起動し、起動後 5 分間で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及び除去効果は考慮しないものとする。

(添付資料 3.1.3.3, 3.1.3.4, 3.1.3.5)

(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、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 3.1.3-8 図に、燃料最高温度の推移を第 3.1.3-9 図に、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、サプレッション・プール水位及びサプレッション・プール水温度の推移を第 3.1.3-10 図から第 3.1.3-15 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 2,500K（約 2,227℃）に到達する。事象発生から 25 分後、常設代替高圧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。このため、原子炉注水と同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）による格納容器冷却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は抑制される。

原子炉水位が原子炉水位 L 0 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 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は抑制される。

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除熱操作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ブプレッション・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、格納容器圧力及び雰囲気温度を低下させる。格納容器雰囲気温度は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施後、熔融炉心からの放熱によって上昇傾向となる期間が生じるが、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除熱操作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・プール水位は、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 3.1.3-10 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圧力の最大値は約 0.47MPa[gage]となり、評価項目である最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa[gage]）を下回る。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。

格納容器雰囲気温度は、第 3.1.3-11 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、評価項目である 200℃を下回る。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℃を下回る。

（添付資料 3.1.2.8）

大気中への Cs-137 放出量について、ベントラインへの移行量においては保守的に格納容器からの漏えいがない場合を想定し評価しており、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の格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の放出量は約 1.2×10^{-4} TBq（事象発生 7 日間）であり、評価項目である 100TBq を下回る。また、ドライウエルのベントラインを経由した場合の放出量は約 3.7TBq（事象発生 7 日間）であり、評価項目である 100TBq を下回る。

原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の漏えい量については、約 14.3TBq（事象発生 7 日間）であり、格納容器からの漏えいがない場合の評価におけるサブプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合の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 15TBq（事象発生 7 日間）であり、評価項目である 100TBq を下回る。なお、ドライウエルのベントラインを経由した場合の放出量を加えた場合でも、約 18TBq（事象発生 7 日間）であり、100TBq を下回る。

事象発生 7 日間以降、Cs-137 の放出が継続した場合の放出量評価を行った結果、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

合の格納容器逃がし装置による放出量は、約 1.2×10^{-4} TBq (30 日間) 及び 1.4×10^{-4} TBq (100 日間) であり、原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量を加えた場合でも、約 15TBq (30 日間) 及び約 15TBq (100 日間) であり、いずれの場合も 100TBq を下回る。

(添付資料 3.1.3.3, 3.1.3.4, 3.1.3.5)

第 3.1.3-4 図及び第 3.1.3-7 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 3.1.3-14 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)から(3)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認した。

(添付資料 3.1.3.6)

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（電源の確包含む）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、格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード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、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、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. 3. 7)

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、格納容器圧力及び雰囲気気温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）では、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード S A F E R の評価結果との比較により、水位低下幅は解析コード M A A P の評価結果の方が保守的であり、注水操作による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 Cs-137 の放出量は、評価項目（100TBq を下回っていること）に対して、サブレーション・チェンバのベントラインを経由した場合は約 1.2×10^{-4} TBq（7 日間）、ドライウェルのベントラインを経由した場合は約 3.7TBq（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 3.1.3.7）

（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、格納容器圧力及び雰囲気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イ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び格

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、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（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。

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。熔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、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

（添付資料 3.1.2.12, 3.1.3.7）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t

に対して最確条件は 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の上昇が遅くなるが、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 3.1.2-16 図及び第 3.1.2-17 図に示すとおり、格納容器圧力及び温度は、それぞれ評価項目である最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa[gage]）及び 200℃を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の低圧代替注水系（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の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の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 3.1.2.12, 3.1.3.7)

b. 操作条件

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

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の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LO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くなる可能性があるが、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くなる可能性があるが、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 3.1.3.7)

(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イ冷却系（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 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 3.1.3.7)

(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、第 3.1.3-16 図から第 3.1.3-18 図に示しており、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 C s 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 3.1.3.7, 3.1.3.8)

(4) まとめ

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

3.1.3.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、重大事故等対策に必要な初動対応要員は、「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。「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、事象発生 2 時間以降に必要な招集要員は 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」の条件にて評価を行い、以下のとおりである。

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 3.1.3.9)

b. 燃料

常設代替交流電源設備による電源供給については、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 3.1.3.10)

c. 電源

常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として約 2,186kW 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 3.1.3.11)

3.1.3.5 結論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、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、格納容器圧力及び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低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段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手段を整備している。また、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「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」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）による原子炉注水を継続し、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で、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、安定状態を維持することができる。

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、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、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、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ーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。

第 3.1.3-1 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、LOCA 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、再循環ポンプが停止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 LOCA が発生したことを確認する。	所内常設直流電源設備 【主蒸気隔離弁】	—	平均出力領域計装 起動領域計装 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) M/C 2C 電圧 M/C 2D 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
原子炉への注水機能喪失の確認	原子炉水位が原子炉水位異常低下 (レベル 2) 設定点に到達後、原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。	—	—	【原子炉隔離時冷却系系統流量】
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) 又は (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	- 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の受電を試みるが、失敗したことを確認する。 - 中央制御室からの遠隔操作により非常用ディーゼル発電機等の起動を試みるが、失敗したことを確認する。 - 以上より、早期の電源回復不能を確認する。	—	—	—

【 】：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
常設代替高压電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設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	• 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。 • 緊急用母線の受電を確認後，原子炉冷却材浄化系吸込み弁の閉止操作を実施し，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，ドライウエ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。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高压電源装置 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（S A広帯域，S A燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（S A） ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 代替淡水貯槽水位
電源確保操作対応	• 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。	—	—	—
可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	• 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後，可搬型代替注水大型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。	代替淡水貯槽	可搬型代替注水大型ポンプ ホイールローダ	代替淡水貯槽水位
常設代替高压電源装置による非常用母線の受電操作	• 常設代替高压電源装置による緊急用母線の受電後，常設代替高压電源装置による非常用母線の受電準備操作を実施する。 • 常設代替高压電源装置から緊急用母線を介して非常用母線2 C及び2 Dを受電する。	常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク	—	M/C 2 C電圧 M/C 2 D電圧

【 】：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
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	常設代替高压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）	—	—
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作	常設代替高压電源装置による非常用母線の受電後、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作を実施する。	ほう酸水注入系	—	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力
常設低压代替注水系（常設下部注水系（常設）による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、常設低压代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドライウェル部）への注水を実施する。	常設低压代替注水系ポンプ代替淡水貯槽 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク	—	低压代替注水系格納容器下部注水量 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	常設低压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、水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動する。	常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク	—	格納容器内水素濃度（S A） 格納容器内酸素濃度（S A）

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
☐ 有効性評価上考慮しない操作

第3.1.3-1 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
サブレーション・プ ール p H制御装置に よる薬液注入操作	水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後、サブレーション・プール p H制御装置（自主対策設備）による薬液注入を行う。	—	—	—
常設低圧代替注水系 ポンプを用いた代替 格納容器スプレィ冷 却系（常設）による 格納容器冷却操作	- 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ィ冷却系（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。 - 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作に伴うサブレーション・プール水位上昇を考慮しても、サブレーション・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ィを停止する。	常設低圧代替注 水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高压電 源装置 軽油貯蔵タンク	—	サブレーション・プール水位 ドライウエル圧力 サブレーション・チェンバ 力 低圧代替注水系格納容器ス プレィ流量 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	- サブレーション・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。 - サブレーション・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 常設代替高压電 源装置 軽油貯蔵タンク	—	サブレーション・プール水位 ドライウエル圧力 サブレーション・チェンバ 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	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	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	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	M A A P	本評価事故シナリオの重要現象を評価できる解析コード
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
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 (サブプレッション・チェンバ)	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

初期条件

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	サブレシジョン・プール水位	サブレシジョン・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
	サブレシジョン・プール水温度	サブレシジョン・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
	ベント管真空破壊装置作動差圧	設計値を設定
	外部水源の温度	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
	ペデスタル（ドライウエル部）のプール水	ペデスタル（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、格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価する設定として、ペデスタル（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
起因事象	大破断 L O C A 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	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	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 全交流動力電源喪失の重量を考慮し設定
外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 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
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対する影響が軽微であることから考慮していない

事故条件

第3.1.3-2 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)

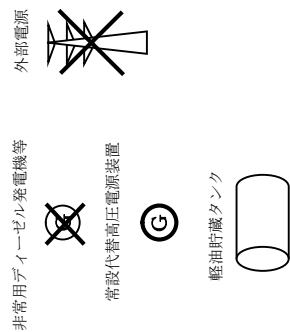
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム	原子炉水位低 (レベル3) 信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低 (レベル3) 信号にてスクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として、原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下 (レベル2) 信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧代替注水系 (常設)	注水流量 : $230\text{m}^3/\text{h}$ (一定)	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)	スプレイ 流量 : $130\text{m}^3/\text{h}$ (一定)	格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制可能な流量として、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	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてペデスタル (ドライウエル部) のプール水を考慮していないことから、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も考慮しない。
格納容器圧力逃がし装置	排気特性 : 13.4kg/s (格納容器圧力 310kPa [gage] において)	格納容器減圧特性の観点で厳しい設定として、機器設計上の最低要求値である最少流量特性を設定

重大事故等対策に関連する機器条件

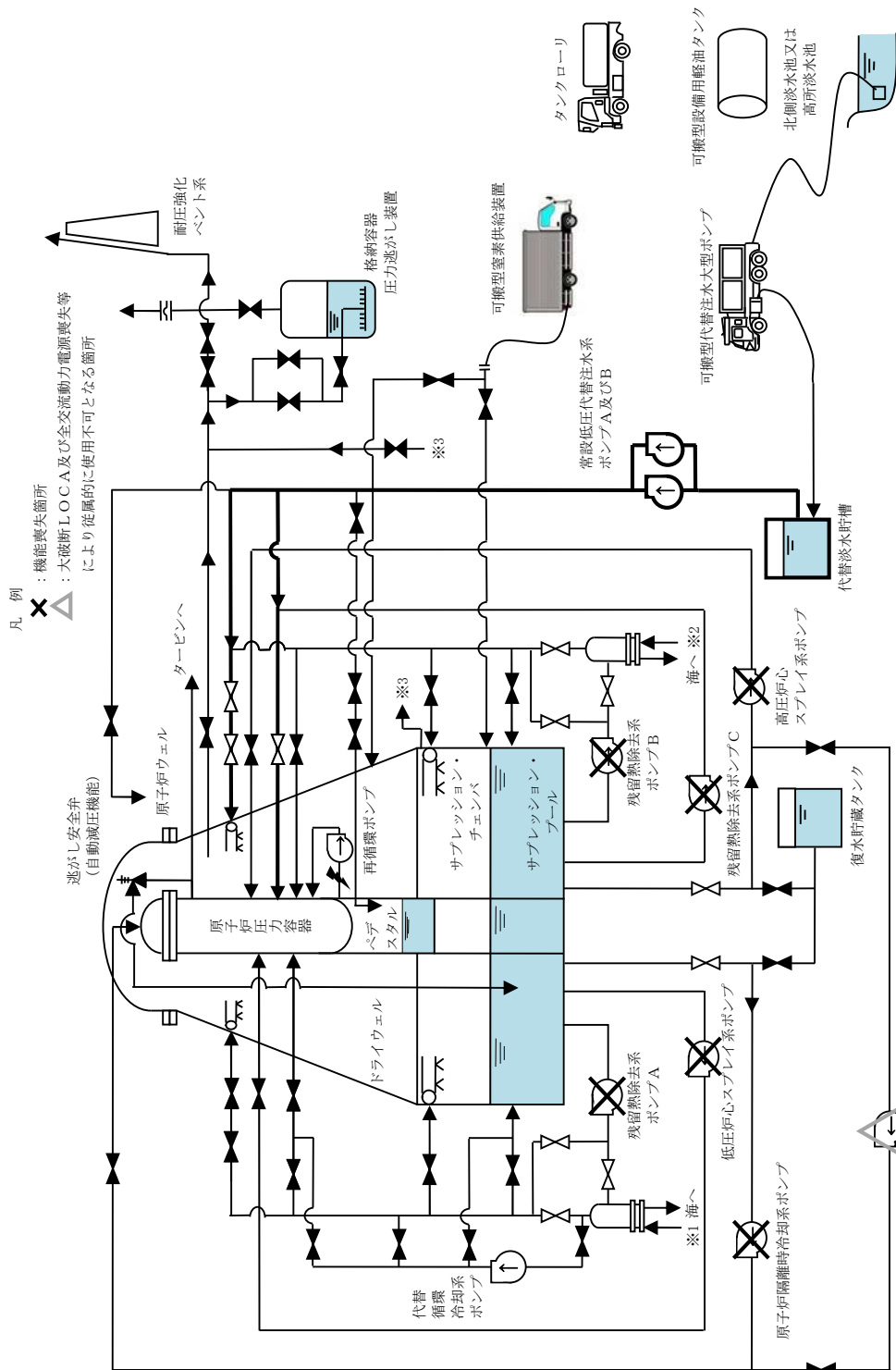
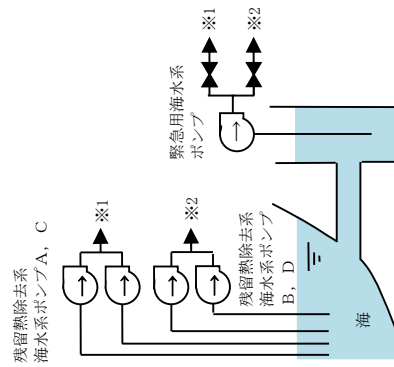
第 3. 1. 3-2 表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(代替循環冷却系を使用しない場合) (5/5))

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
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	事故発生から 25 分後	常設代替高圧電源装置, 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	運転手順に基づき評価項目である最高使用圧力の 2 倍 (620kPa [gage]) に対する余裕を考慮して設定
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	評価項目である最高使用圧力の 2 倍 (620kPa [gage]) への到達防止を踏まえて設定

重大事故等対策に関連する操作条件

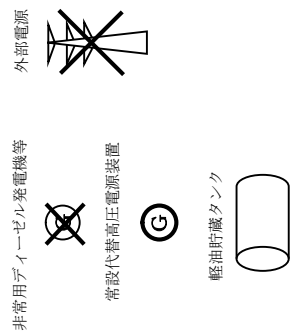


3. 1. 3-42

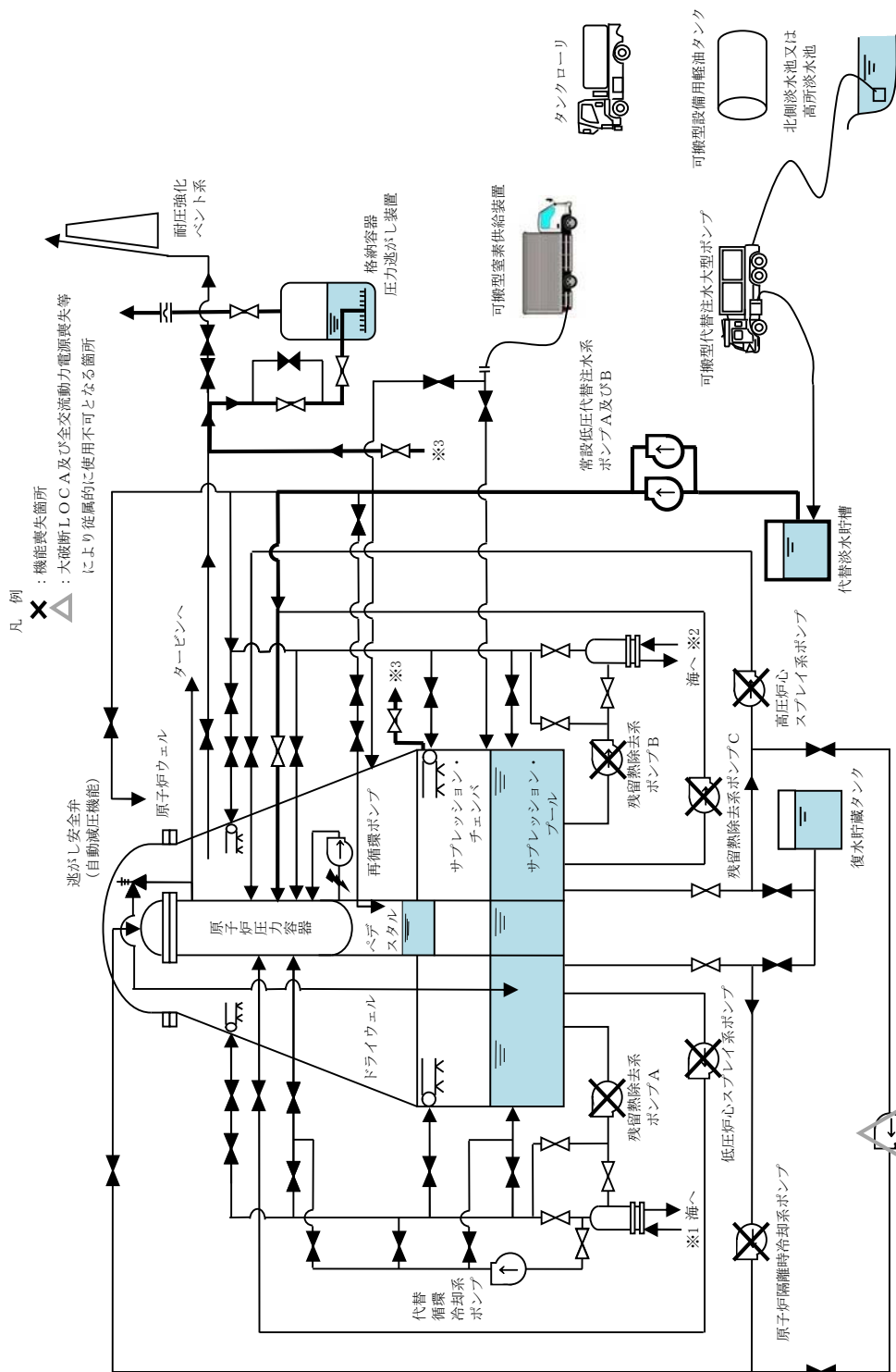


凡 例
 ✕ : 機能喪失箇所
 △ : 大破断 LOCA 及び全交流動力電源喪失等により従属的に使用不可となる箇所

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）」の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イ冷却系（常設）による格納容器冷却段階）

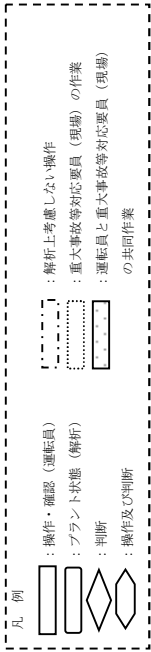


3. 1. 3-43

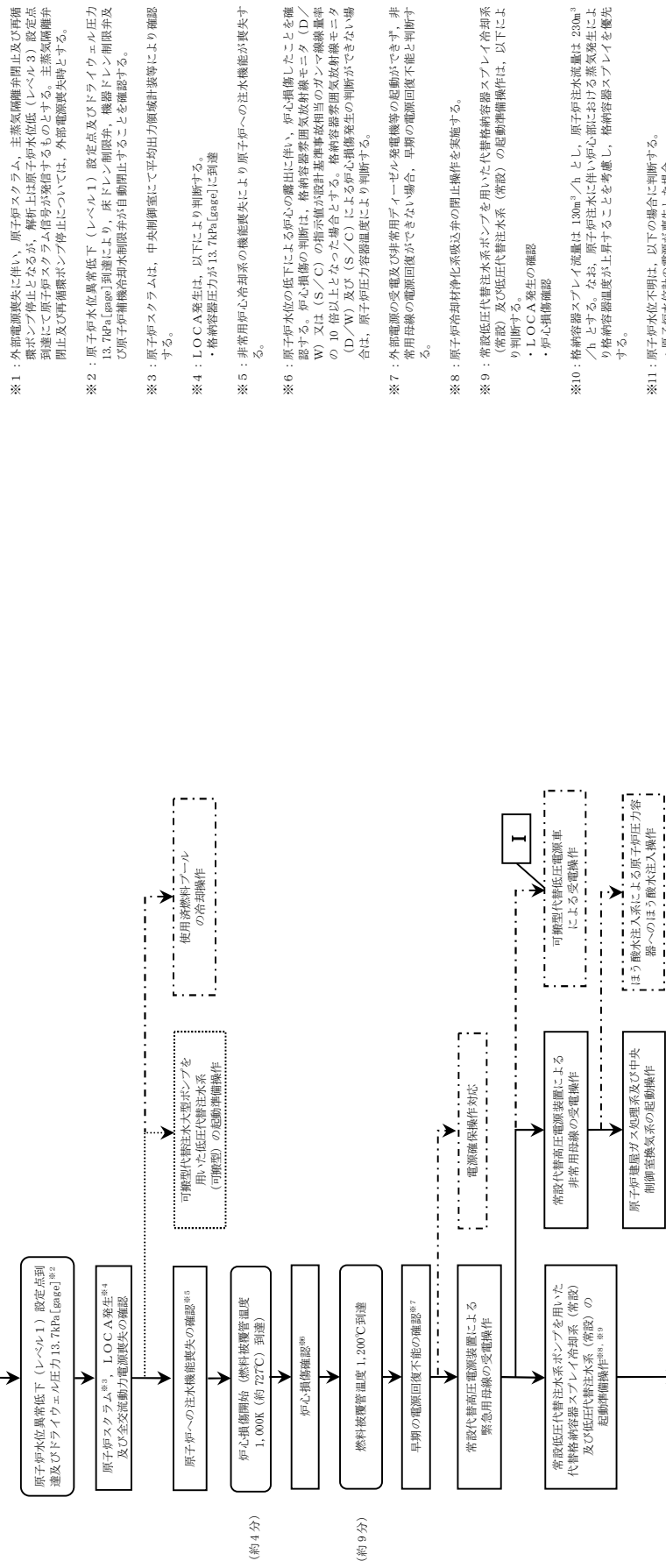


常設高圧代替注水系ポンプ

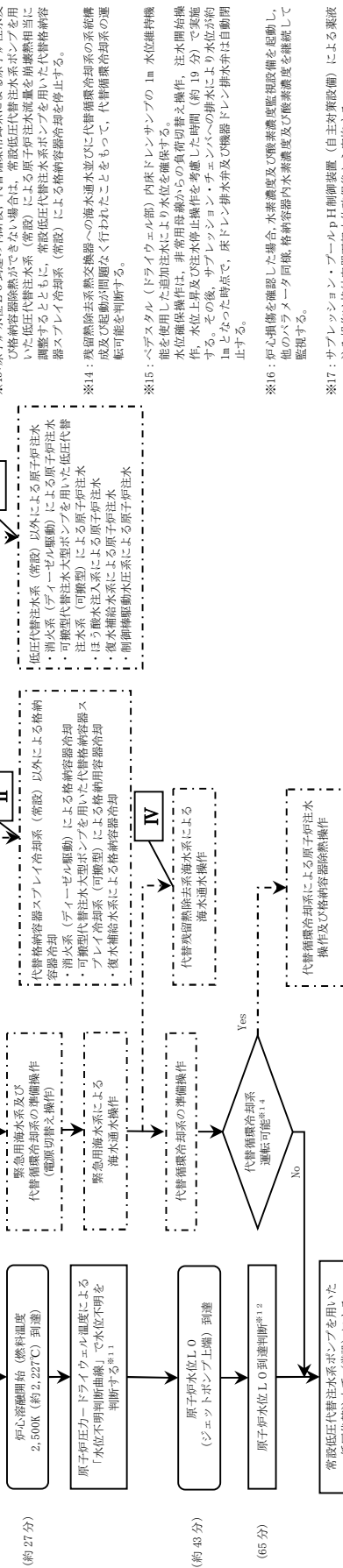
第 3. 1. 3-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の
重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用しない場合）（2/2）
（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱段階）



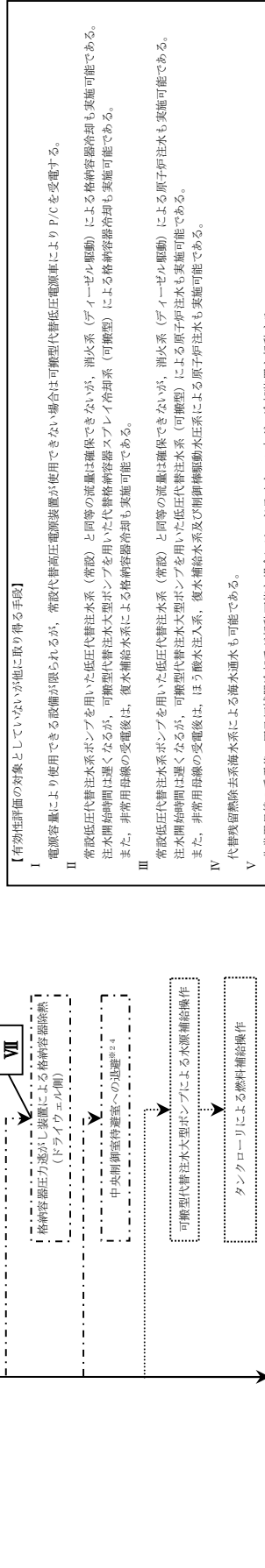
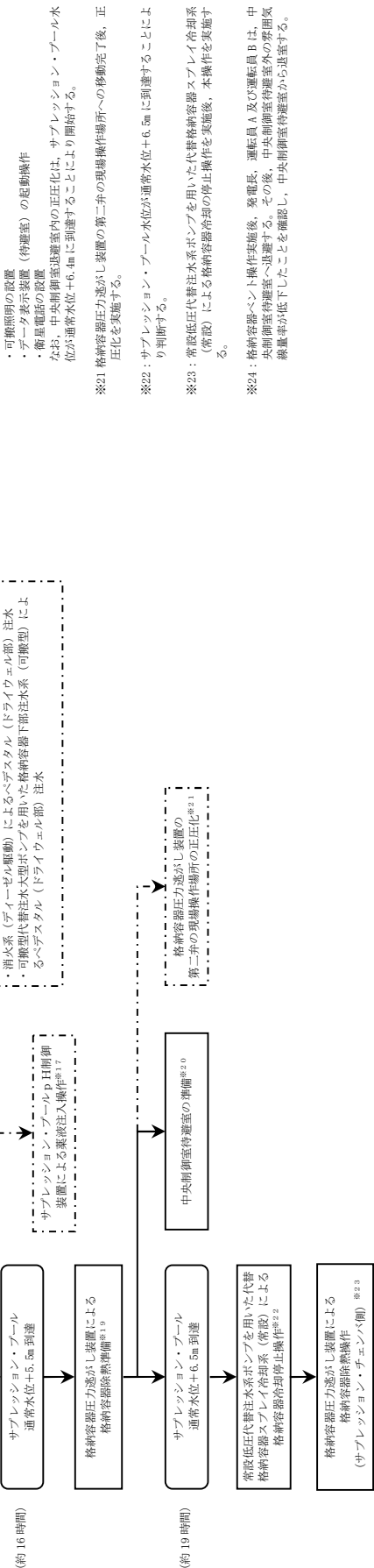
対応操作は原子炉水位・格納容器圧力等の微候に応じて対応を行うため、今回想定している破断規模・破断位置が異なる場合及び破断位置が特定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない



(約25分)

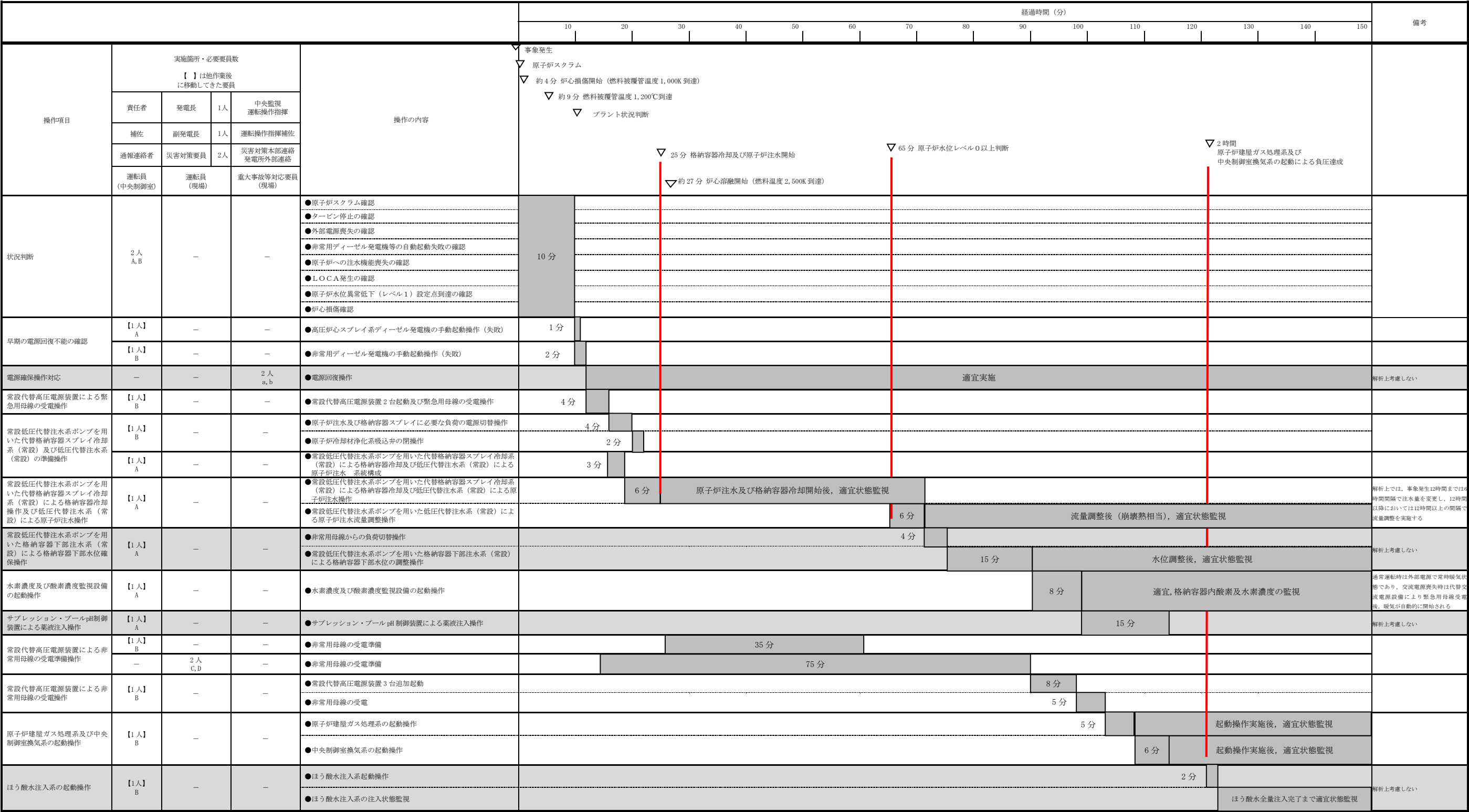


約3.9時間)



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しない場合）

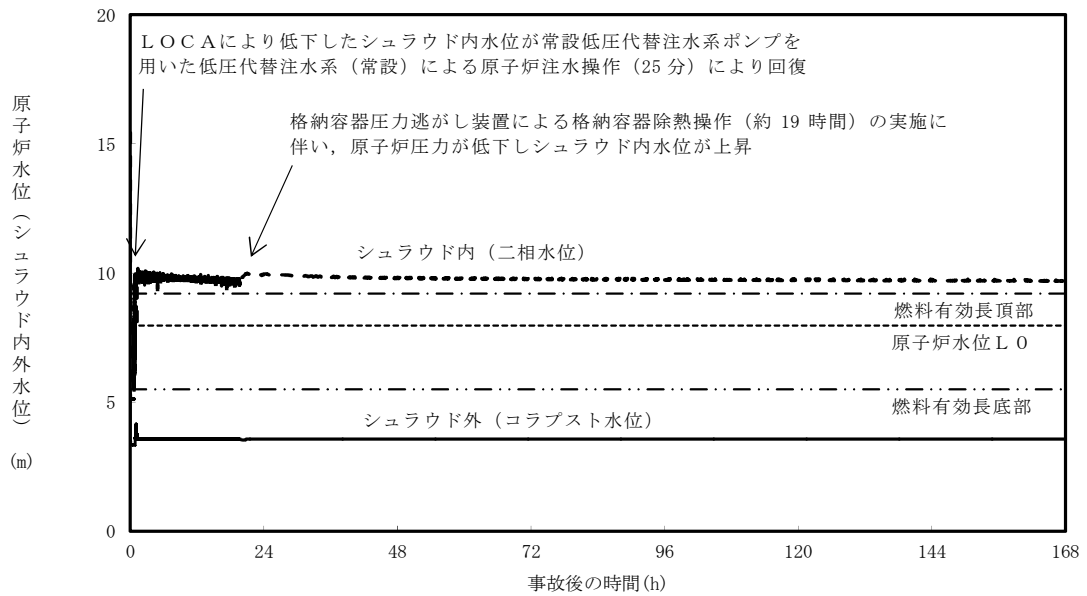


第 3. 1. 3-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用しない場合）（1／2）

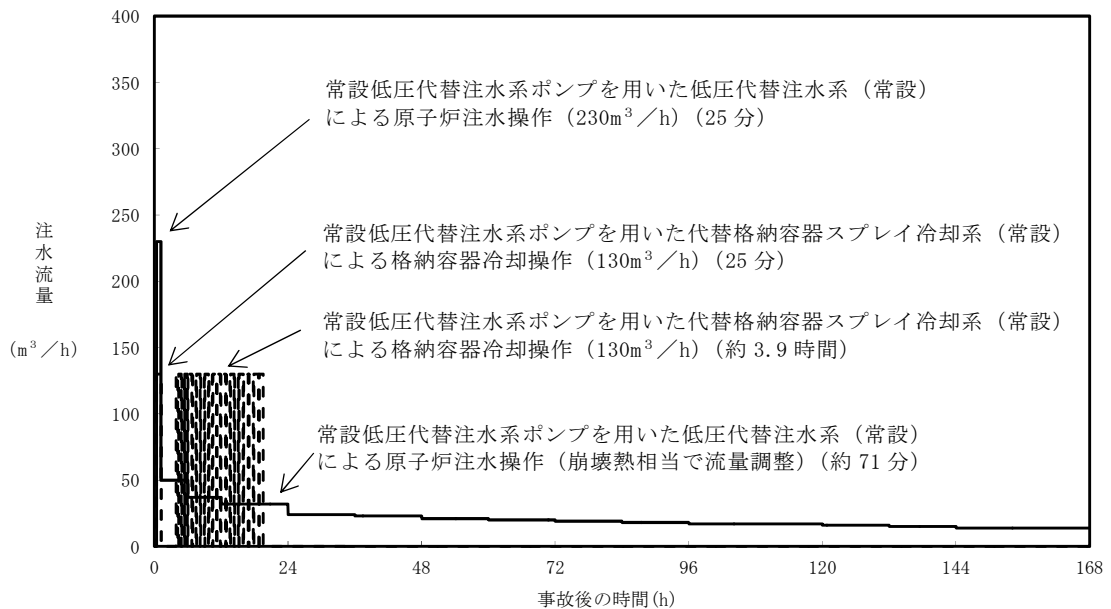
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）

				経過時間（時間）												備考
				48												
操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】は他作業後移動してきた要員			操作の内容	▽ 約 3.9 時間 格納容器圧力 465kPa〔gage〕到達 <											

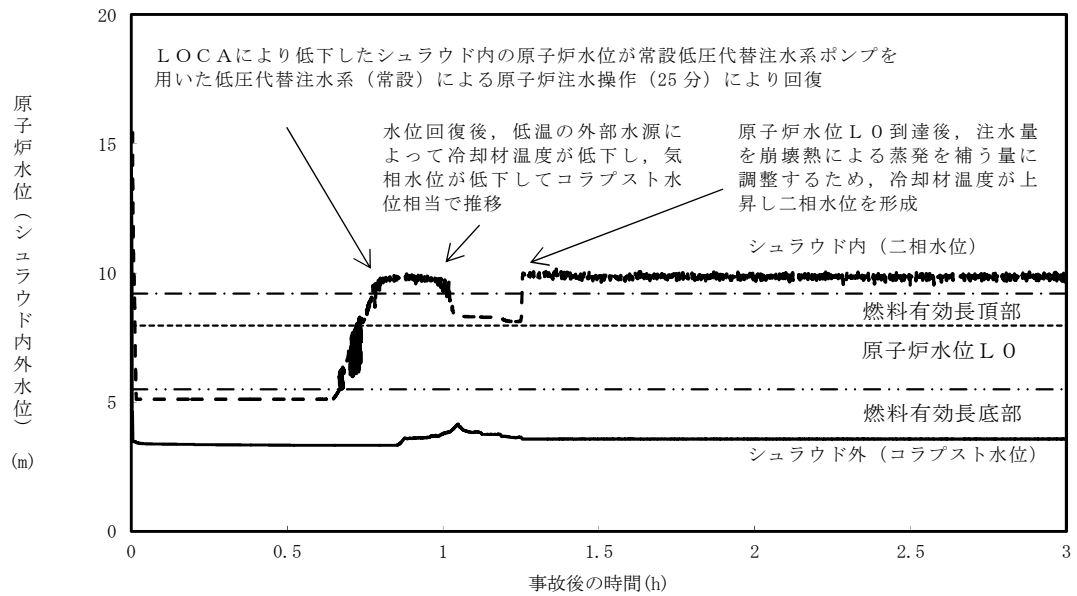
第 3. 1. 3-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用しない場合）（2／2）



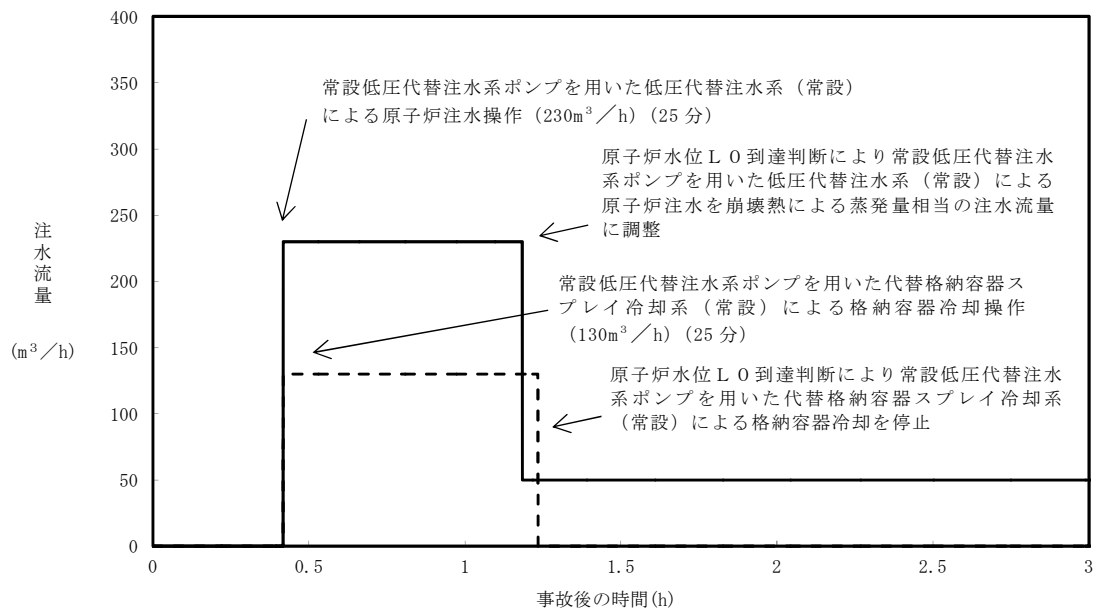
第 3. 1. 3-4 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



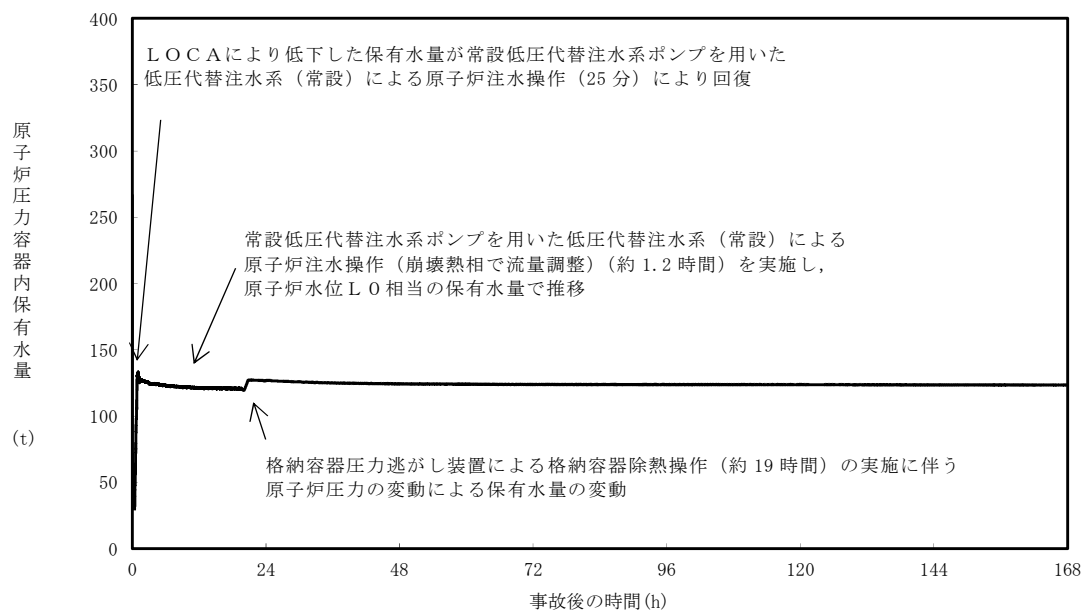
第 3. 1. 3-5 図 注水流量の推移



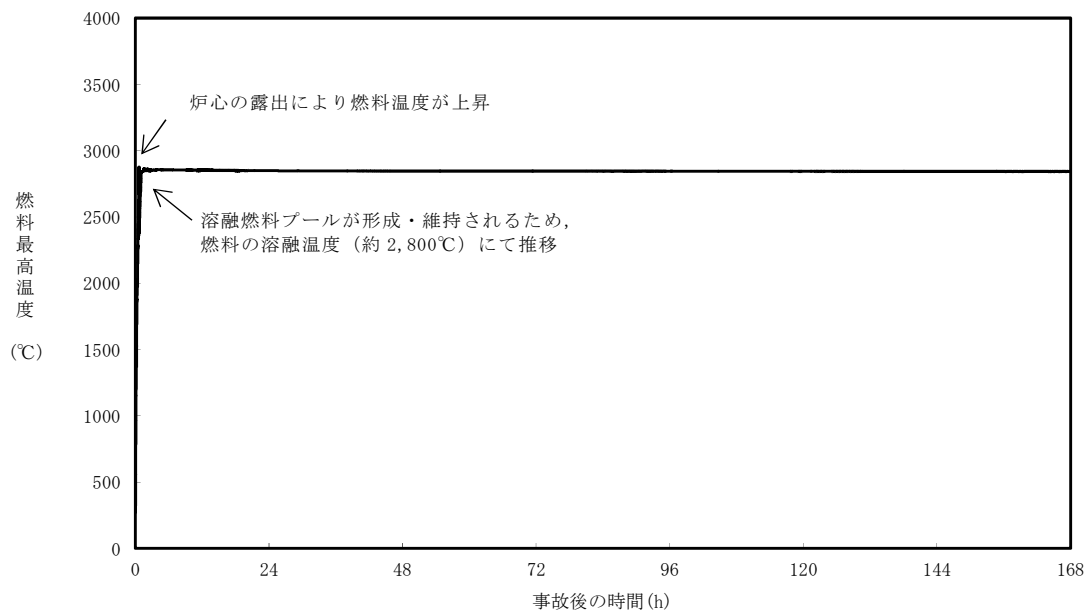
第 3. 1. 3-6 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移 (～3 時間)



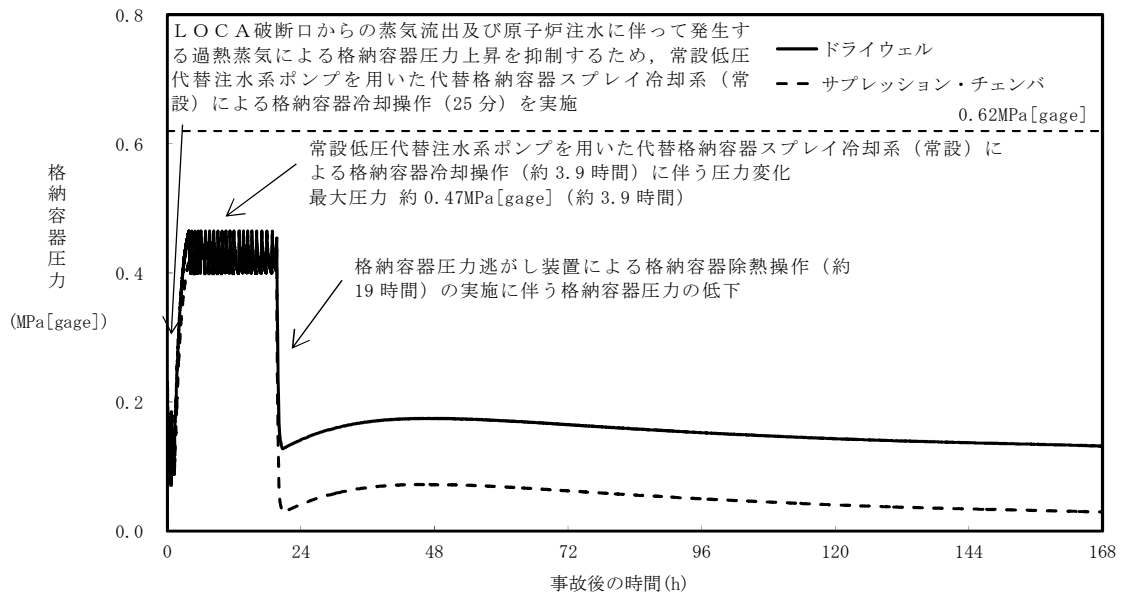
第 3. 1. 3-7 図 注水流量の推移 (～3 時間)



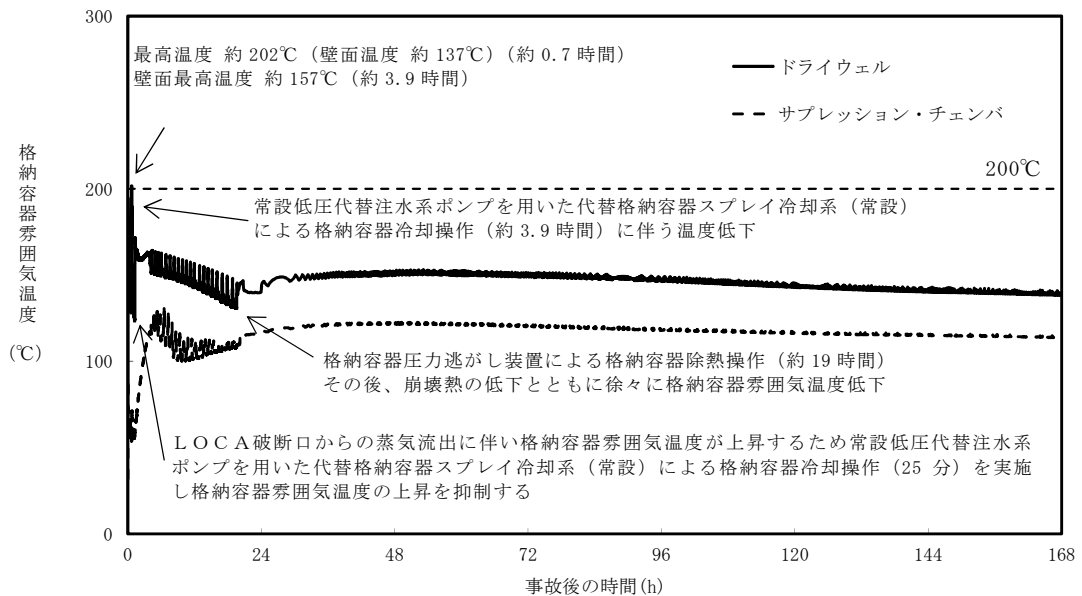
第 3. 1. 3-8 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



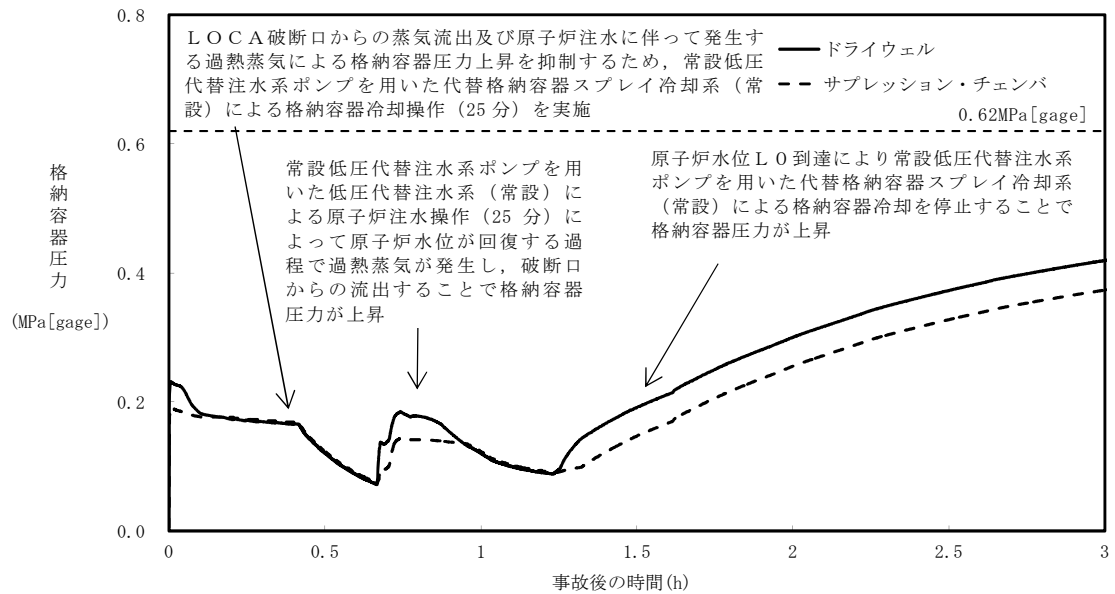
第 3. 1. 3-9 図 燃料最高温度の推移



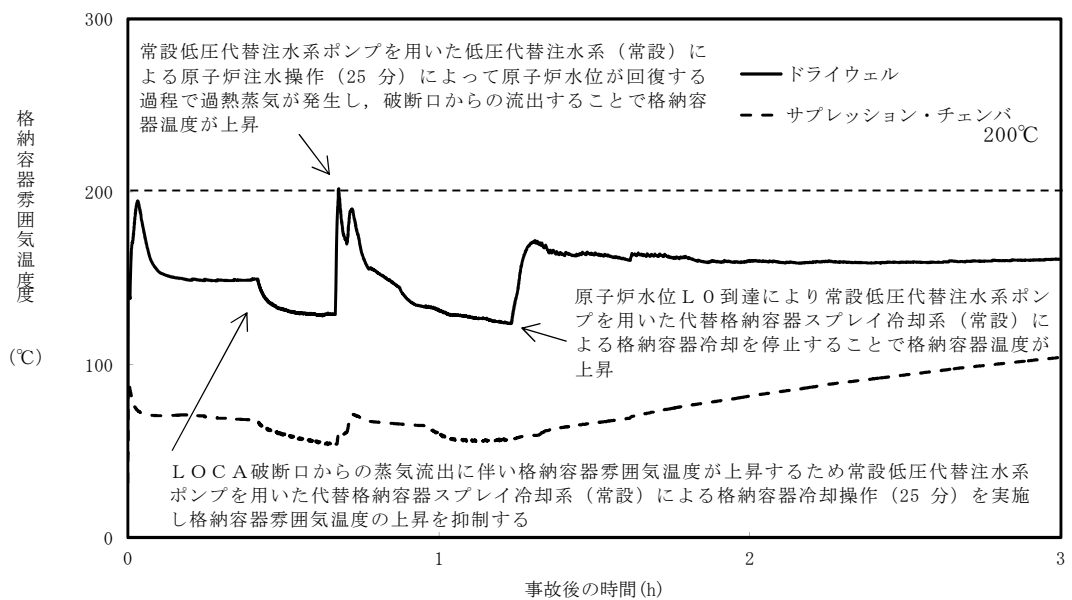
第 3.1.3-10 図 格納容器圧力の推移



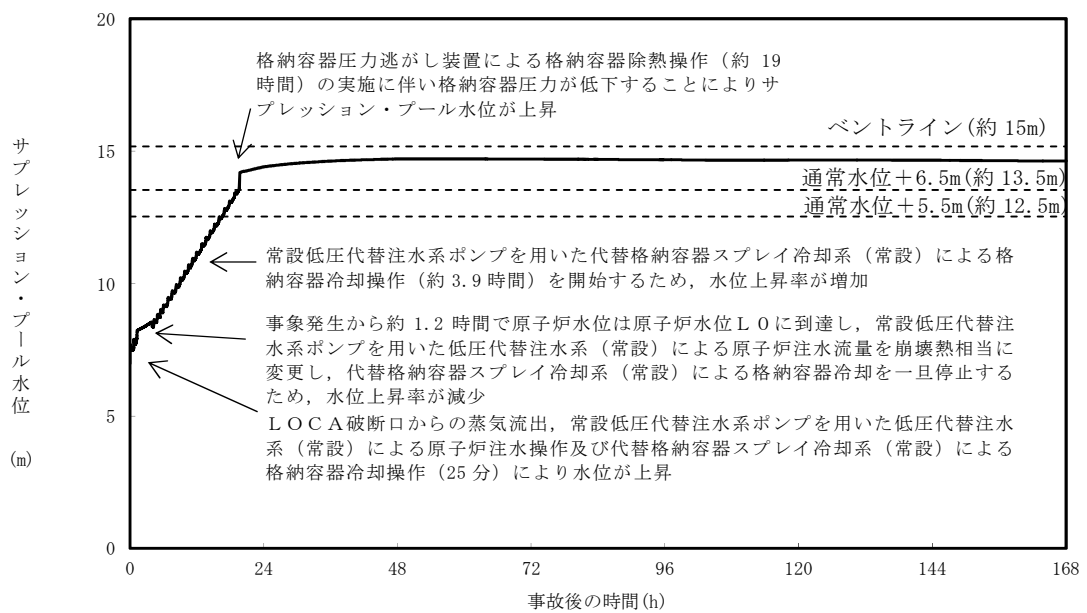
第 3.1.3-11 図 格納容器雰囲気温度の推移



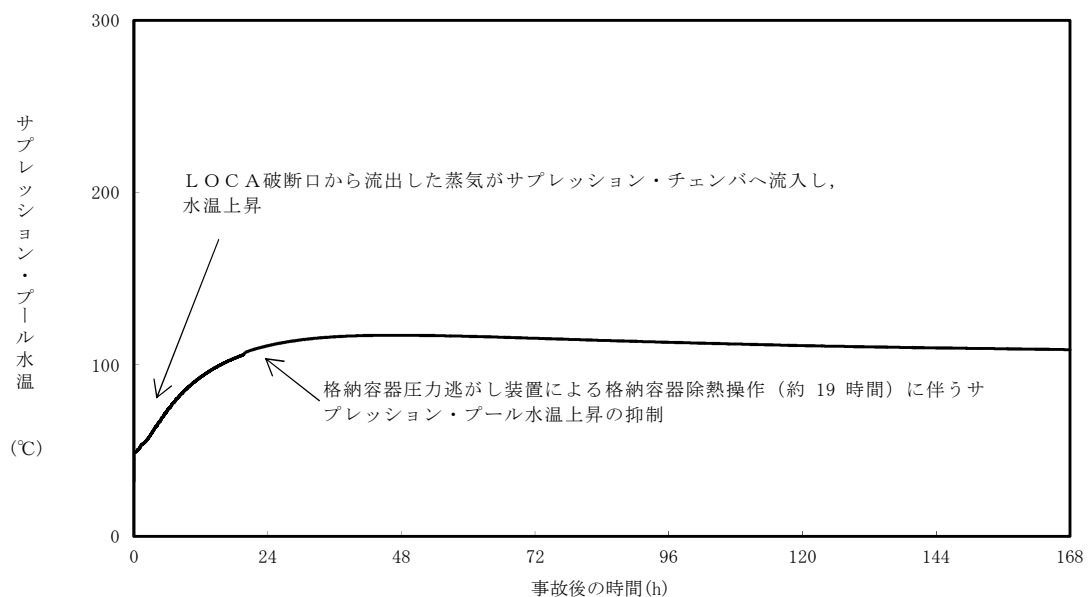
第 3.1.3-12 図 格納容器圧力の推移（～3 時間）



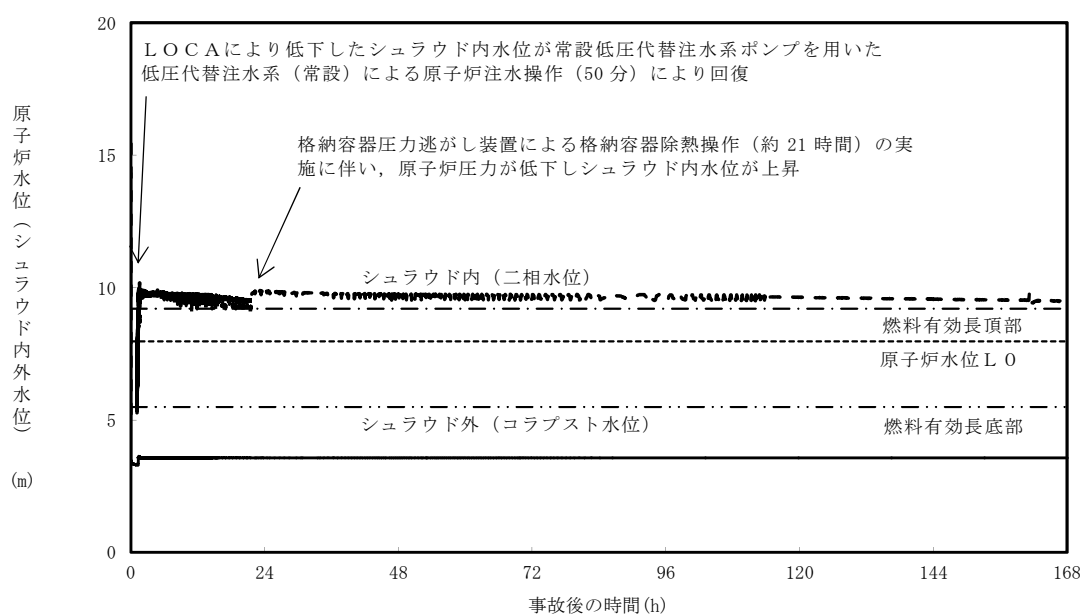
第 3.1.3-13 図 格納容器雰囲気温度の推移（～3 時間）



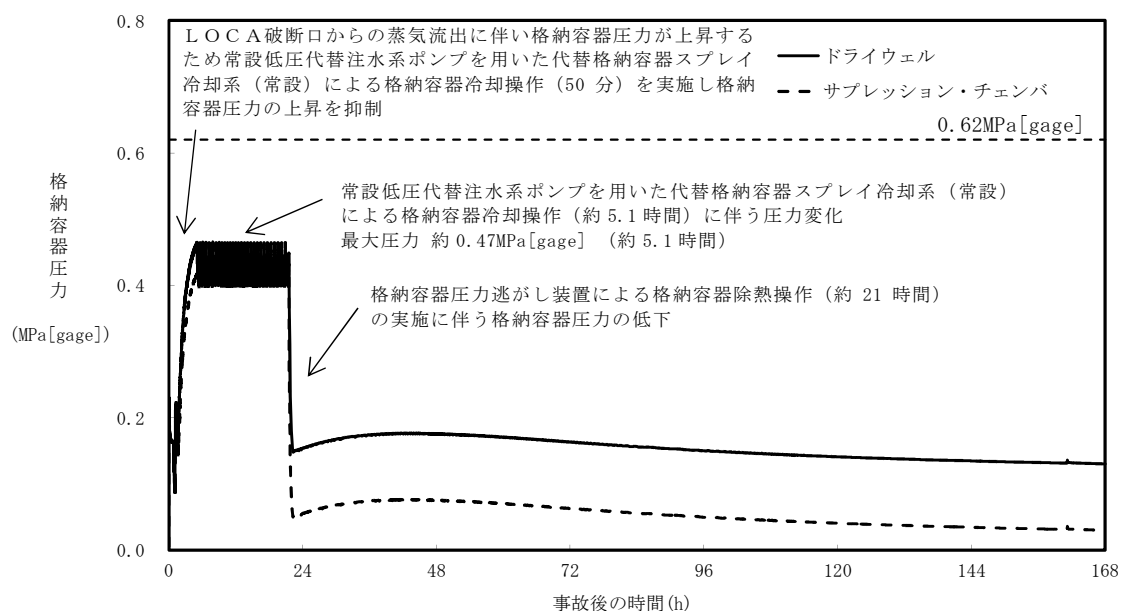
第 3.1.3-14 図 サプレッション・プール水位の推移



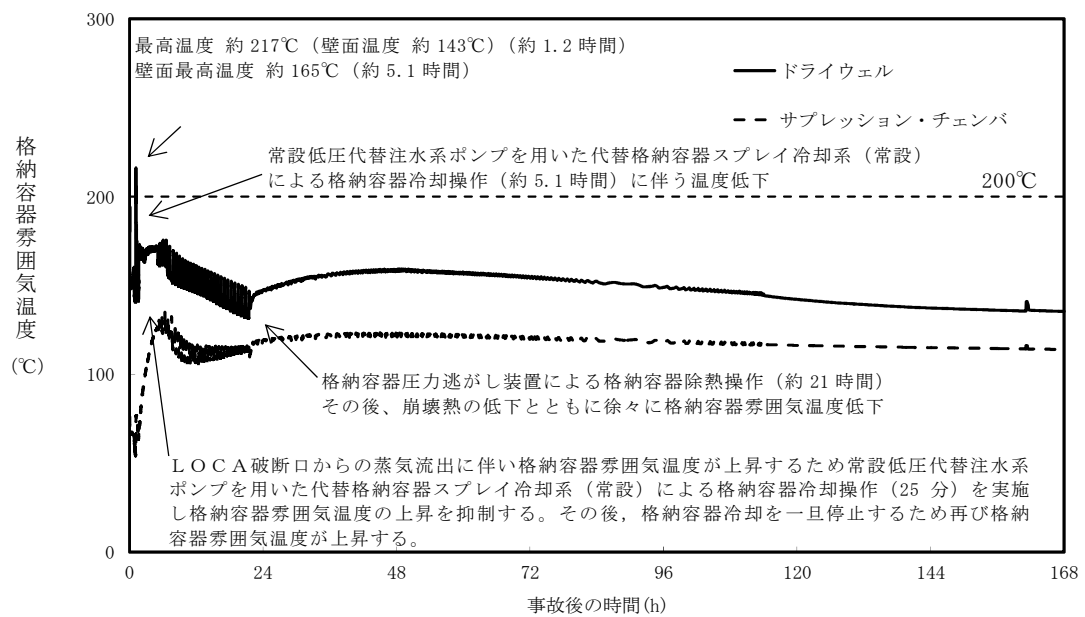
第 3.1.3-15 図 サプレッション・プール水温の推移



第 3. 1. 3-16 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. 3-17 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 3.1.3-18 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

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

3.2.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

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

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

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

したがって，本格納容器破損モードでは，溶融炉心，水蒸気，水素等の急速な放出に伴い格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため，原子炉圧力容器破損までに原子炉を減圧することによって，格納容器の破損を防止する。

また，原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに，ペDESTAL（ドライウェル部）に溶融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保するとともに，長期的には，最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより，格納容器の破損を防止する。

さらに，格納容器内における水素燃焼を防止するため，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに，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に対する有効性を評価するためには、原子炉圧力容器が破損した時点及びその後のプラント状態を評価する必要があることから、原子炉圧力容器破損までは原子炉への注水を考慮しないものとする。一方、本格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため、原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。したがって、本評価では原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから、これを考慮した有効性評価を実施することとする。また、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響について評価することとする。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し、格納容器雰囲気が直接加熱されることを防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作による原子炉減圧手段を整備する。

また、原子炉圧力容器の下部から落下する熔融炉心の冷却の観点から、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）による熔融炉心への注水手段を整備する。

さらに、原子炉圧力容器破損前における格納容器からの除熱のため、緊急用海水系による海水通水手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段を整備する。なお、この格納容器除熱手段には逃がし安全弁の環境条件を緩和する効果がある。原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び雰囲気

温度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、緊急用海水系による海水通水手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段並びに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。

また、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防止及びその他の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要を以下に示す。対策の概略系統図を第 3.2-1 図に、対応手順の概要を第 3.2-2 図に示す。また、重大事故等対策の手順と設備との関係を第 3.2-1 表に示す。

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、必要な要員は初動対応要員 20 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 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 名である。必要な要員と作業項目について第 3.2-3 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 20 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するとともに、再循環ポンプが停止したことを確認する。

原子炉スクラム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。

b. 原子炉への注水機能喪失の確認

原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達後，原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。

原子炉への注水機能喪失の確認に必要な計装設備は，原子炉隔離時冷却系系統流量である。

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等の起動ができず，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緊急用母線の受電準備操作を開始する。

d. 常設代替高圧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圧電源装置から緊急用母線を受電する。

常設代替高圧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。

e. 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。

f. 可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作

全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後，可搬型代替注水大型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。

g. 高圧注水機能喪失の確認

原子炉スクラム後，原子炉水位の低下が継続し，原子炉水位異常低下（レベル 2）設定点に到達した後，中央制御室からの遠隔操作により原子炉隔離時冷却系の手動起動を試みるが失敗したことを確認する。

高圧注水機能喪失の確認に必要な計装設備は，原子炉隔離時冷却系系統流量等である。

h．常設高圧代替注水系ポンプを用いた高圧代替注水系の起動操作

高圧注水機能喪失の確認後，中央制御室からの遠隔操作により高圧代替注水系を起動する。なお，有効性評価においては，高圧代替注水系による原子炉注水操作には期待しない。

高圧代替注水系による原子炉注水に必要な計装設備は，高圧代替注水系系統流量である。

i．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操作完了後，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， $M/C \quad 2C(2D)$ 電圧である。

j．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操作完了後，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。

k．ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作

常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作完了後，中央制御室からの遠隔操作によりほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう

酸水注入操作を実施する。なお、有効性評価においては、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作には期待しない。

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作に必要な計装設備は、ほう酸水注入ポンプ吐出圧力である。

1. 緊急用海水系による海水通水操作

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）による原子炉注水機能喪失を確認した後、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系ポンプを起動し、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。

m. 代替循環冷却系による格納容器除熱操作

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ポンプを起動することで、格納容器スプレイを実施し、格納容器除熱を実施する。

代替循環冷却系による格納容器除熱操作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。

n. 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）又は（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。

o. 逃がし安全弁（自動減圧機能）2 弁による原子炉急速減圧操作

原子炉水位の低下が継続し、燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達した時点で、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）2 弁を手動で開放し、原子炉を急速減圧する。なお、この原子炉減圧のタイミングは、原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合、原子炉減圧を遅らせた方が、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため、原子炉圧力容器破損に至る時間を遅らせることができる一方で、ジルコニウム－水反応が著しくなる前に原子炉を減圧することで水素の発生量を抑えられることを考慮して設定したものである。

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

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

（添付資料 3.2.1）

p. 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、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り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）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水操作を実施する。この場合の注水は、水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を抑制しつつ熔融炉心・コンクリートの影響を緩和する観点から格納容器下部水位を約 1.0m に調整することが目的であるため、格納容器下部水位が 1m を超えて上昇したことを確認後、ペデ

スタル（ドライウェル部）への注水を停止する。その後、ペデスタル（ドライウェル部）水はサプレッション・プールに排水され、格納容器下部水位は約 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に必要な計装設備は、格納容器下部水位等である。

q. 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－水反応により水素が発生し、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り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。

r. サプレッション・プール p H制御装置による薬液注入操作

水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作によりサプレッション・プール p H制御装置（自主対策設備）による薬液注入を行う。サプレッション・プール水の p Hを 7 以上に制御することで、サプレッション・プール水中での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、p H制御には期待しない。

s. 格納容器下部水温の継続監視

原子炉圧力容器破損の徴候として、原子炉水位の低下、制御棒位置の

指示値の喪失数増加，原子炉圧力容器温度（下鏡部）の 300℃到達といったパラメータの変化を確認する。原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達した場合には，原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するために格納容器下部水温を継続監視する。

格納容器下部水温の継続監視の開始に必要な計装設備は，原子炉圧力容器温度等である。

t．原子炉圧力容器破損の判断

格納容器下部水温の指示上昇又はダウンスケールといったパラメータの変化によって，原子炉圧力容器破損を判断する。

原子炉圧力容器の破損判断に必要な計装設備は，格納容器下部水温である。

（添付資料 3.2.2）

u．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

原子炉圧力容器破損の判断後，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。

v．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）による溶融炉心への注水操作

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を実施後，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格納容器下部注水系（常設）によ

り格納容器下部水位 2.75m までペDESTAL（ドライウェル部）注水を実施する。以降は、ペDESTAL（ドライウェル部）満水付近で溶融炉心の冠水状態を維持するとともに、サプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から、約 2.25m から約 2.75m の範囲に水位を維持する。ただし、高さ 0.2m までの溶融炉心堆積が検知されない場合は、断続的に溶融炉心が落下した際の水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を抑制する観点から、約 0.5m から約 1m の範囲に水位を維持する。

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）による溶融炉心への注水操作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。

格納容器下部注水系（常設）により溶融炉心が冠水可能な水位に維持されていることは、格納容器下部水位計によって確認することができる。高さ 0.2m までの溶融炉心堆積を検知した場合は、原子炉圧力容器破損時の影響を受けないペDESTAL外側のボックス内の格納容器下部水位計（2.25m 及び 2.75m 位置にそれぞれ複数設置）によって格納容器下部水位を監視し、溶融炉心が冠水可能な水位に維持されていることを確認できる。また、高さ 0.2m までの溶融炉心堆積が検知されない場合は、格納容器下部水位計（0.5m 及び 1m 位置にそれぞれ複数設置）によって、溶融炉心が冠水可能な水位に維持されていることを確認できる。なお、格納容器下部雰囲気温度により格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していることを確認することによっても、溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。

（添付資料 3.2.3）

w. 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

「m. 代替循環冷却系による格納容器除熱操作」以降、代替循環冷却系による格納容器除熱を継続するが、原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じた後は、原子炉圧力容器内の冷却及び格納容器の除熱のため、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系の注水先を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と格納容器スプレイを実施する。サブプレッション・プールを水源として原子炉注水及び格納容器スプレイを実施し、緊急用海水系により格納容器内の熱を海に逃がすことで、格納容器外からの注水によるサブプレッション・プール水位の上昇抑制を図る。

代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱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る。

x. 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）による格納容器圧力制御操作

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を実施後、サブプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から、「s. 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」を一旦停止し、格納容器への水の持ち込みを制限する。ただし、格納容器圧力が 465kPa [gage]に到達した場合は、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）による格納容器スプレイを実施し、格納容器圧力が 400kPa [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

400kPa[gage]から 465kPa[gage]の範囲で制御する。これは、格納容器圧力を 400kPa[gage]から 465kPa[gage]の高い領域で維持することでスプレイ効果を高め、サプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減するための運用として設定している。

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）による格納容器圧力制御操作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。

y．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。

z．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（S A）である。

a 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窒素供給装置に燃料補給を実施する。

3.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をT Q U Xとし、逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が維持され

る「過渡事象＋高压炉心冷却失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の手動減圧失敗＋DCH」である。

本評価事故シーケンスでは「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性評価として、原子炉圧力容器破損時の原子炉冷却材圧力を確認する観点より、原子炉圧力容器破損までは事象を進展させることを前提とする必要があり、原子炉への注水失敗により原子炉圧力容器破損に至る状況を仮定する。具体的には、炉心損傷前の段階で設計基準事故対処設備の非常用炉心冷却系である高压炉心スプレイ系、低压炉心スプレイ系及び低压注水系並びに原子炉隔離時冷却系のみならず、重大事故等対処設備である低压代替注水系（常設）等を含む全ての低压注水機能が失われることで「2.2 高压注水・減圧機能喪失」に示した過渡時自動減圧回路が作動せず、低压注水機能を含む全ての注水機能が失われている場合の手順に従って原子炉減圧しないまま炉心が損傷し、その後、原子炉圧力容器破損に至る状況を仮定する。

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

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

なお、格納容器過圧・過温破損の観点については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」にて示したとおり、L

LOCAをプラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。これは、過圧の観点ではLOCAによるドライウェルへの蒸気の放出及び原子炉注水による蒸気の発生が重畳する事故シーケンスへの対応が最も厳しいためであり、過温の観点では、事象初期に炉心が露出し過熱状態に至る事故シーケンスへの対応が最も厳しいためである。また、本格納容器破損モードを評価する上では、原子炉圧力容器が高圧の状態では破損に至る事故シーケンスを選定する必要があることから、LOCAをプラント損傷状態とする事故シーケンスは、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスには適さない。

本格納容器破損モードではプラント損傷状態をTQUXとし、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとしており、異なるプラント損傷状態を選定している。

TQUVでは、安全機能の喪失に対する仮定として、減圧機能は喪失していないが、低圧注水機能が喪失していることから原子炉注水ができないため、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧し、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。

TQUXでは、安全機能の喪失に対する仮定として、減圧機能が喪失しているため、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で、重大事故等対処設備としての逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧し、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。

以上のとおり、どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子炉減圧までの対応は同じとなり、運転員等操作時間やパラメータの変化も

同じとなる。また、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、本評価事故シーケンスへの対応及び事象進展は、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスへの対応及び事象進展と同じものとなる。よって、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、同じシーケンスで格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を評価する。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱，燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化，燃料被覆管変形，沸騰・ボイド率変化，気液分離（水位変化）・対向流，原子炉圧力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流），炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション，原子炉圧力容器内 F C I（溶融炉心細粒化），原子炉圧力容器内 F C I（デブリ粒子熱伝達），構造材との熱伝達，下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達並びに原子炉圧力容器破損が重要現象となる。よって，これらの現象を適切に評価することが可能であり，原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え，かつ，炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心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 により原子炉圧力等の過渡応答を求める。

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

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を第 3.2-2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

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）が機能喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。

(c) 重大事故等対処設備による原子炉注水に対する仮定

原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉への注水を考慮しない※¹ものとする。

また、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響を「3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」において考慮するものとする。

※1 常設低圧代替注水系ポンプを用いた原子炉注水以外の緩和機能となる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）には期待する。また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉圧力容器内の冷却を考慮し、代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとする。

(d) 外部電源

外部電源は使用できないものとする。

安全機能の喪失に対する仮定に基づき、外部電源なしを想定する。

(e) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響

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

(添付資料 3.2.4)

(f) 水素及び酸素の発生

水素の発生については、ジルコニウム－水反応及び熔融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。なお、解析コードMAAPの評価結果では水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮していない。このため、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は「3.4 水素燃焼」と同様に、解析コードMAAPで得られる崩壊熱をもとに評価する。初期条件の初期酸素濃度並びに事故条件の水素及び酸素の発生については、「3.4 水素燃焼」と同じである。

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) 主蒸気隔離弁

主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。

(c) 再循環ポンプ

再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。

(d) 逃がし安全弁

逃がし安全弁（安全弁機能）にて原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑制するものとする。また、原子炉減圧には、逃がし

安全弁（自動減圧機能）2 弁を使用するものとし、容量として、1 弁当たり定格主蒸気流量の約 6%を処理するものとする。

(e) 代替循環冷却系

代替循環冷却系の循環流量は、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の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、全体で $250\text{m}^3/\text{h}$ とし、原子炉圧力容器破損前及び原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力が低下傾向となるまではドライウェルへ $250\text{m}^3/\text{h}$ で連続スプレイを実施する。原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力が低下傾向に転じた後は、ドライウェルへ $150\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉へ $100\text{m}^3/\text{h}$ にて流量配分し、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

代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量は、約 14MW（サブレーション・プール水温度 100°C 、海水温度 32°C において）とする。

(g) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

原子炉圧力容器破損の判断後に、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量を考慮し、 $300\text{m}^3/\text{h}$ にて格納容器内にスプレイするものとする。格納容器圧力が低下傾向となれば、一旦格納容器スプレイを停止するが、再度格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力 $465\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合は、 $130\text{m}^3/\text{h}$ にて格納容器内にスプレイするものとする。

(h) 格納容器下部注水系（常設）

原子炉圧力容器破損の判断後に、溶融炉心の冠水継続が可能な流量を考慮し、 $80\text{m}^3/\text{h}$ にてペデスタル（ドライウェル部）に注水するものとする。

(i) 可搬型窒素供給装置

可搬型窒素供給装置は、窒素 $198\text{m}^3/\text{h}$ 及び酸素 $2\text{m}^3/\text{h}$ の流量で格納容器内に注入するものとする。

(j) コリウムシールド耐熱材の種類

コンクリートの侵食を防止する観点から、ジルコニア耐熱材を設定する。

(k) コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度

ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき、 $2,100^\circ\text{C}$ を設定する。

(添付資料 3.5.1)

(1) ペデスタル（ドライウェル部）床面積

熔融炉心の拡がり面積が狭いことにより、コンクリート侵食量の観点で厳しくなることから、コリウムシールドを考慮した床面積を設定する。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 原子炉急速減圧操作は、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失している場合の運転手順に従い、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達した時点で開始するものとする。

(b) 代替循環冷却系による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、事象発生 90 分後から開始するものとする。その後、原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力が低下

傾向に転じて 30 分後に、ドライウェルと原子炉へ流量配分し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施することで、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ものとする。

- (c) 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は、炉心損傷後に代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施した後に開始し、格納容器下部水位が 1m を超えて上昇したことを確認した場合に停止するが、ペDESTAL（ドライウェル部）には事象初期から 1m の水位を形成していることから、有効性評価上は本操作を考慮しないものとする。
- (d) 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、原子炉圧力容器破損の判断及び操作実施に必要な時間を考慮し、原子炉圧力容器破損の 6 分後に開始するものとする。また、原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じて 30 分後に停止するものとする。その後、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）による格納容器圧力制御操作は、格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達した場合に開始し、格納容器圧力が 400kPa[gage]まで低下した場合に停止する間欠注水を行うものとする。
- (e) 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）による熔融炉心への注水操作は、操作実施に必要な時間を考慮し、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の 1 分後に開始するものとする。また、格納容器下部水位が 2.75m に到達した場合に停止するものとする。その後は、格納容器下部水位が 2.25m まで低下した場合に注水を開始し、2.75m に到達した場合に停止する間欠注水を行うものとする。

- (f) 可搬型窒素供給装置を用いた格納容器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）に到達した場合にサブプレッション・チェンバ内へ窒素供給を開始するものとする。

(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) 原子炉内に内蔵されている核分裂生成物は、事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出されるものとする。
- (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・プール水でのスクラビング等による除去効果を受けるものとする。
- (d) 原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の漏えい量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率は、設計漏えい率及び AEC の式等に基づき設定した漏えい率を基に格納容器圧力に応じて変動するものとする。
- b) 漏えい量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。また、原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後は、大気への放出率を 1 回/日（設計値）とする。

なお、原子炉建屋ガス処理系は、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事象発生
115 分後に起動し，起動後 5 分間で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及び除去効果は考慮しないものとする。

(添付資料 3.2.5)

(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圧力，原子炉水位（シュラウド内外水位）及び原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移を第 3.2-4 図から第 3.2-6 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・プール水位及び注水流量の推移を第 3.2-7 図から第 3.2-14 図に，ペデスタル（ドライウエル部）の水位，ペデスタル（ドライウエル部）の壁面及び床面のコンクリート侵食量並びに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 3.2-15 図から第 3.2-25 図にそれぞれ示す。

a. 事象進展

事象発生後，全ての設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系）が機能喪失し，重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定することから，原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心が露出し，事象発生から約 35 分後に炉心損傷が開始する。原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達した時点（事象発生から約 38 分後）で，中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）2 弁を手動で開放することで，原子炉急速減圧を実施する。

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行う。

また、代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後、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し、格納容器下部水位を約 1.0m に調整する。

原子炉減圧後の低圧代替注水系（常設）又は代替循環冷却系による原子炉注水は実施しないものと仮定するため、事象発生から約 4.5 時間後に原子炉圧力容器破損に至る。

原子炉圧力容器が破損し、熔融炉心がペデスタル（ドライウェル部）の水位約 1m の水中に落下する際に、熔融炉心からペデスタル（ドライウェル部）プール水への伝熱が起こり、水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。

熔融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下した後は、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）によりペデスタル（ドライウェル部）に $80\text{m}^3/\text{h}$ の注水を行い、熔融炉心を冠水維持することで、継続的に熔融炉心の冷却を実施する。

崩壊熱が格納容器内に蒸気として放出されるため、格納容器圧力は急激に上昇する。原子炉圧力容器破損前から代替循環冷却系による格納容器除熱操作により $250\text{m}^3/\text{h}$ の格納容器スプレーを実施していること、原子炉圧力容器破損を判断した時点で、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ー冷却系（常設）による格納容器冷却操作により $300\text{m}^3/\text{h}$ の格納容器スプレーを実施することにより、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制される。

格納容器圧力が低下傾向となった時点で、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するとともに、代替循環冷却系の循環流量をドライウェルへ $150\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉へ $100\text{m}^3/\text{h}$ に分配する。その後、

格納容器圧力が 465kPa[gage]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 $130\text{m}^3/\text{h}$ の格納容器スプレイを実施する。これらによって、格納容器圧力及び雰囲気圧力及び温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下するとともに、ペDESTAL（ドライウェル部）の熔融炉心は安定的に冷却される。

また、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、事象発生から約 4.5 時間後の原子炉圧力容器破損までは、逃がし安全弁（自動減圧機能）によって原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持することが必要となるが、炉心損傷後の原子炉圧力容器から逃がし安全弁（自動減圧機能）を通してサブプレッション・チェンバへ放出される高温流体や格納容器温度等の熱的影響を考慮しても、逃がし安全弁（自動減圧機能）は確実に開状態を維持することが可能である。

（添付資料 3.2.6）

b. 評価項目等

格納容器圧力は、第 3.2.-7 図及び第 3.2-9 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。事象発生の約 7.4 時間後に最高値の約 0.47MPa[gage]となるが、以降は低下傾向となることから、格納容器バウンダリにかかる圧力は、評価項目である最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa[gage]）を下回る。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 7.4 時間後においても、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 3%未満であるため、その影響は無視し得る程度である。

(添付資料 3.2.7)

格納容器雰囲気温度は、第 3.2-8 図及び第 3.2-10 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、温度上昇は抑制される。事象発生の約 7.4 時間後に最高値の約 151℃となるが、以降は低下傾向となることから、評価項目である 200℃を下回る。

原子炉圧力は、第 3.2-4 図に示すとおり、原子炉圧力容器の破損直前で約 0.2MPa[gage]であり、原子炉圧力容器の破損までに 2.0MPa[gage]以下に低減される。

格納容器内の水素濃度は、第 3.2-24 図及び第 3.2-25 図に示すとおり、ジルコニウム-水反応等により発生した水素が格納容器へ放出されることで 13vol%を上回るが、第 3.2-20 図及び第 3.2-21 図に示すとおり、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、酸素濃度の最高値は約 4.0vol%（ドライ条件）にとどまることから、可燃限界である 5vol%を下回る。なお、コリウムシールドによってペデスタル（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリートの侵食は抑制されることから、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスは発生しない。

第 3.2-9 図及び第 3.2-10 図に示すとおり、事象発生から約 4.5 時間

後に溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）へ落下するが、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水、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並びに代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱を行うことで、第 3.2-7 図及び第 3.2-8 図に示すとおり、格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度は低下傾向を示し、ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心及び格納容器雰囲気は安定して除熱される。

事象発生から 7 日までの大気中への $Cs-137$ 放出量は、約 $3.2 \times 10^{-2} TBq$ であり、評価項目である $100TBq$ を下回る。また、事象発生から 7 日間以降、 $Cs-137$ の放出が継続した場合の放出量評価を行ったところ、約 $3.4 \times 10^{-2} TBq$ （事象発生 30 日間）及び約 $3.9 \times 10^{-2} TBq$ （事象発生 100 日間）であり、いずれの場合も $100TBq$ を下回る。

（添付資料 3.2.5, 3.2.8）

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)から(4)、(6)及び(7)の評価項目並びにペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態の維持について、対策の有効性を確認した。

「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目については、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において確認している。また、(8)の評価項目については、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認している。

3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操

作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

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

また，不確かさの影響を確認する運転員等操作は，事象発生から 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，原子炉急速減圧操作，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格納容器除熱操作とする。

本評価事故シーケンスの有効性評価における不確かさとしては，リロケーション（炉心溶融開始後の溶融炉心の移動）が挙げられる。これに対しては，原子炉水位を監視し，原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達した時点で原子炉急速減圧を行うといった，徴候を捉えた対応を図ることによって，炉心下部プレナムへの溶融炉心移行が発生する前に速やかに 2.0MPa[gage]を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であることを確認している。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化

及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注水機能が喪失することで原子炉圧力容器破損に至ることを想定しており、最初に実施すべき操作は原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点の原子炉減圧操作であり、また、燃料被覆管温度及び原子炉圧力容器温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差違であることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、リロケーション及び構造

材との熱伝達を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

炉心損傷後の原子炉压力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは T M I 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている操作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操作があるが、原子炉压力容器破損（事象発生から約 4.5 時間後）に対して早まる時間はわずかであり、また、原子炉压力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を

検知し，原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温計の指示を継続監視することで，原子炉圧力容器破損を速やかに判断可能であることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(添付資料 3.2.9)

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

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

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

える影響は小さい。

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

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内F C I（溶融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内F C I（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損が発生する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひず

み（しきい値）に対する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約 4.5 時間後）に対して早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料 3.2.9）

（2） 解析条件の不確かさの影響評価

a． 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 3.2-2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられとさ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、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順（原子炉急速減圧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。また、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（緊急用海水系ポンプを用いた緊急用海水系による海水通水操作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、原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(添付資料 3.2.9)

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

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

(添付資料 3.2.9)

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

操作条件の原子炉急速減圧操作は、解析上の操作時間として原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達時（事象発生から約 38 分後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達するまでには事象発生から約 38 分の時間余裕があり、また、原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅くなる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の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は、解析上の操作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操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。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 3.2.9）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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

操作条件の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は、運転員等操作時間に与える影響として、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、格納容器圧力及び雰囲気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。

(添付資料 3.2.9)

(3) 操作時間余裕の把握

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

操作条件の原子炉急速減圧操作については、原子炉圧力容器破損までに完了する必要があるが、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約 4.5 時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。

操作条件の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については、格納容器除熱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。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、原子炉圧力容器破損に至るまでの時間は事象発生から約 4.5 時間であり、約 3 時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。

(添付資料 3.2.9)

(4) 原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響評価

重大事故等対処設備による原子炉注水に対する仮定として、原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉への注水を考慮しないものとしているが、故障により原子炉注水ができない状態であった場合、故障要因を除去できないまま、原子炉圧力容器破損後も原子炉へ注水できないことも考えられる。この影響を考慮した感度解析を実施した。その結果、原子炉圧力容器破損後に原子炉へ注水できない場合においても、格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度の観点では大きな影響はないことから、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。

(添付資料 3.2.10)

(5) 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。また、原子炉圧力容器破損後も原子炉へ注水できない場合の感度解析を実施した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

3.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」にお

いて、重大事故等対策に必要な初動対応要員は、「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同様 20 名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で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、事象発生 2 時間以降に必要な招集要員は 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 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、以下のとおりである。

a. 水 源

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下部注水系（常設）による熔融炉心への注水については、7 日間の対応を考慮すると、合計約 380m³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 3.2.11）

b. 燃 料

常設代替交流電源設備による電源供給については、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 3.2.12)

c. 電 源

常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策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 3.2.13)

3.2.5 結 論

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

格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の手動減圧失敗＋DCH」について有効性評価を行った。

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

る。

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

重大事故等対策時に必要な要員は、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、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作による原子炉減圧の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。

第3.2-1 表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について（1／6）

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。 ・主蒸気隔離弁が自動閉止するとともに、再循環ポンプが停止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】	—	平均出力領域計装 起動領域計装 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） M／C 2C 電圧 M／C 2D 電圧 緊急用M／C 電圧
原子炉への注水機能喪失の確認	・原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達後、原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。	—	—	【原子炉隔離時冷却系系統流量】
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の受電を試みるが、失敗したことを確認する。 ・中央制御室からの遠隔操作により非常用ディーゼル発電機等の起動を試みるが、失敗したことを確認する。 ・以上により、早期の電源回復不能を確認する。	—	—	—
常設代替高圧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、常設代替高圧電源装置から緊急用母線を受電する。	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	緊急用M／C 電圧
電源確保操作対応	・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。	—	—	—
可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	・全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後、可搬型代替注水大型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。	代替淡水貯槽	可搬型代替注水大型ポンプ ホイールローダ	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3.2-1表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について（2／6）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設備	可搬型設備	計装設備
高圧注水機能喪失の確認	- 原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達したことを確認する。 - 原子炉隔離時冷却系の手動起動に失敗したことを確認する。	—	—	原子炉水位（広帯域、燃料域） 原子炉水位（SA広帯域、SA燃料域） 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）
常設高圧代替注水系ポンプを用いた高圧代替注水系の起動操作	高圧注水機能喪失の確認後、高圧代替注水系を起動する。	高圧代替注水系	—	高圧代替注水系系統流量
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、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	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）	—	—
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作	常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電後、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作を実施する。	ほう酸水注入系	—	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

□ 有効性評価上考慮しない操作

第3.2-1表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について (3/6)

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
緊急用海水系による海水通水操作	・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）による原子炉注水機能喪失を確認した後，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。 ・緊急用海水系ポンプを起動し，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）
代替循環冷却系による格納容器除熱操作	・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，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	—	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 サプレッション・チェンバ圧力 ドライウェル圧力
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）又は（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。	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）
逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁による原子炉急速減圧操作	・原子炉水位の低下が継続し，燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で，逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁を手動で開放し，原子炉を急速減圧する。 ・原子炉急速減圧後は，逃がし安全弁（自動減圧機能）の開状態を保持し，原子炉圧力を低圧状態に維持する。	逃がし安全弁（自動減圧機能） 所内常設直流電源設備	—	原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（S A） サプレッション・プール水温度

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

第3.2-1 表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について（4／6）

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，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）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水を実施する。	常設低圧代替注水系ポンプ 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
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	・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，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（S A） 格納容器内酸素濃度（S A）
サブレーション・プールの pH 制御装置による薬液注入操作	・水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後，サブレーション・プールの pH 制御装置（自主対策設備）による薬液注入を行う。	—	—	—
格納容器下部水温の継続監視	・原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達した場合には，原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するために格納容器下部水温を継続監視する。	—	—	原子炉圧力容器温度 格納容器下部水温
原子炉圧力容器破損の判断	・格納容器下部水温計の指示上昇又はダウンスケールといったパラメータの変化によって，原子炉圧力容器破損を判断する。	—	—	格納容器下部水温

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
☐有効性評価上考慮しない操作

第 3. 2-1 表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について (5/6)

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	原子炉圧力容器破損の判断後，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。	常設低圧代替注水系ポンプ 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スプレイ流量 サプレッション・チェンバ圧力 ドライウェル圧力
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）による溶融炉心への注水操作	- 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を実施後，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）により格納容器下部水位 2.75m までベデスタル（ドライウェル部）注水を実施する。以降は，約 2.25m から約 2.75m の範囲に水位を維持する。 - 高さ 0.2m までの溶融炉心堆積が検知されない場合は，約 0.5m から約 1m の範囲に水位を維持する。	常設低圧代替注水系ポンプ 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 格納容器下部水温
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	原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じた後は，代替循環冷却系の注水先を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と格納容器スプレイを実施する。	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 サプレッション・チェンバ圧力 ドライウェル圧力

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
☐ 有効性評価上考慮しない操作

第3.2-1表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について（6／6）

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）による格納容器圧力制御操作	- 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を実施後，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。 - 格納容器圧力が465kPa[gage]に到達した場合は，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イ冷却系（常設）による格納容器スプレイを実施し，格納容器圧力の上昇を抑制する。	常設低圧代替注水系ポンプ 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スプレイ流量 サプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル圧力
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（SA）
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窒素供給装置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 3.2-2 表 主要解析条件 (高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱) (1/7)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナリオの重要現象を評価できる解析コード
初期条件	原子炉熱出力	定格熱出力を設定
	原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位を設定
	炉心流量	定格流量を設定
	燃料	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	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
	格納容器圧力	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	ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度を設定
	格納容器体積 (ドライウエル)	設計値を設定
	格納容器体積 (ウェットウエル)	サブレッション・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

第 3. 2-2 表 主要解析条件 (高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱) (2／7)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
サブレシジョン・プール水位	6. 983m (通常水位－4. 7cm)	サブレシジョン・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
サブレシジョン・プール水温度	32℃	サブレシジョン・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
ベント管真空破壊装置動作差圧	3. 45kPa (ドライウエル－サブレシジョン・チェンバ間差圧)	設計値を設定
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
溶融炉心からプール水への熱流束	800kW／m ² 相当 (圧力依存あり)	過去の知見に基づき事前水張りの効果を考慮して設定
コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定
ペデスタル (ドライウエル部) 水張り水位	ペデスタル (ドライウエル部) 床面から 1m	「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に伴う水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を抑制しつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して設定 (添付資料 3. 2. 3)
原子炉圧力容器下部及びペデスタル (ドライウエル部) 内構造物の扱い	ペデスタル (ドライウエル部) に落下する溶融物とは扱わない	発熱密度を下げないよう保守的に設定
コンクリート以外の構造物の扱い	鉄筋は考慮しない	鉄筋についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない

初期条件

第3.2-2 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（3／7）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定
安全機能の喪失に対する仮定	高压注水機能喪失 低压注水機能喪失 全交流動力電源喪失	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、低压注水機能として低压炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低压注水系）の機能喪失を設定 全交流動力電源喪失の重量を考慮し設定
重大事故等対処設備による原子炉注水に対する仮定	原子炉圧力容器破損前の重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	原子炉圧力容器が破損する条件として、原子炉注水を考慮しない設定
外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 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
高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等	考慮しない	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定

事故条件

第3.2-2 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（4／7）

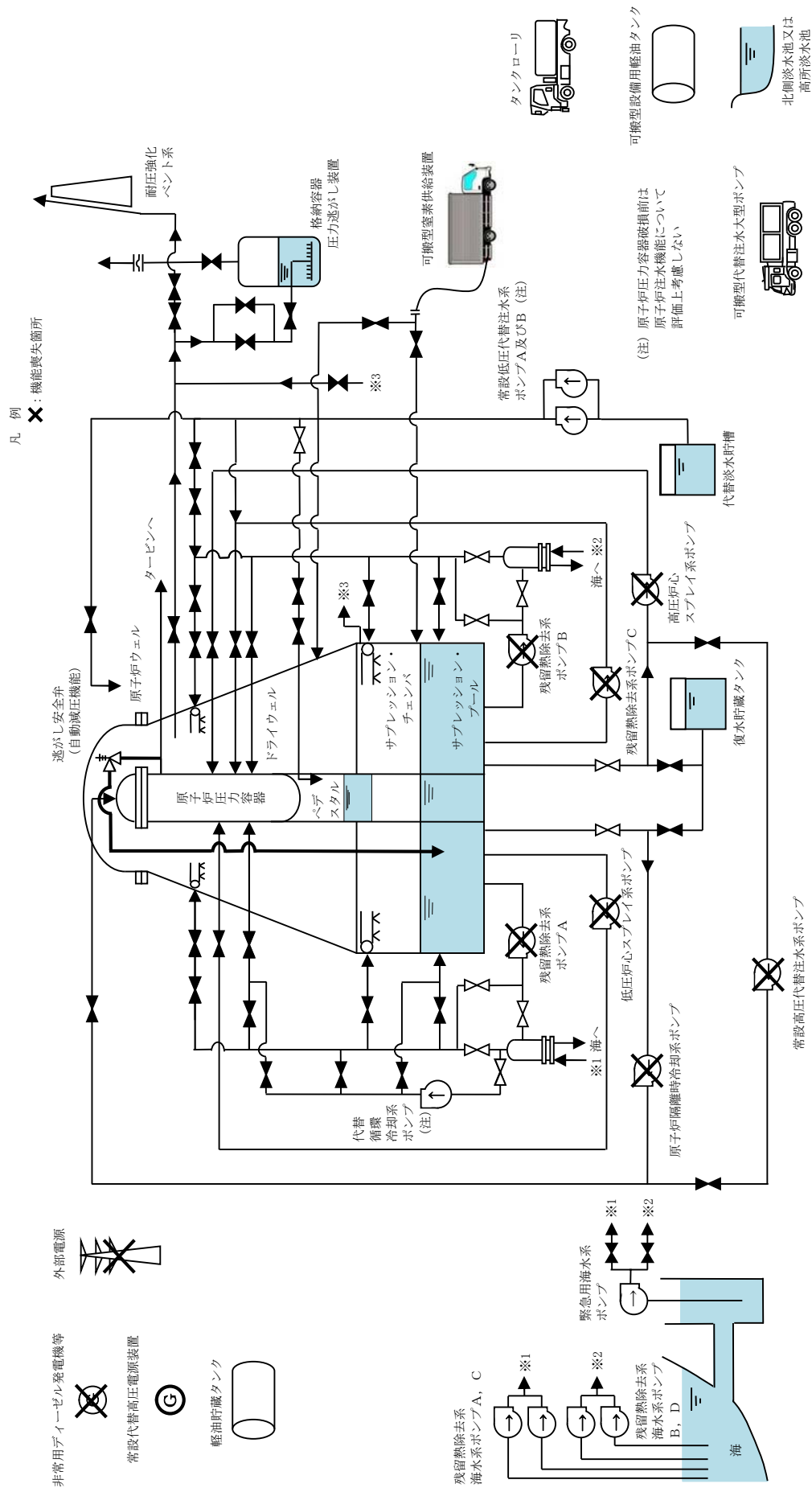
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル3）信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低（レベル3）信号にてスクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として、原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下（レベル2）信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
重大事故等対策に関連する機器条件		

第 3.2-2 表 主要解析条件 (高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱) (6／7)

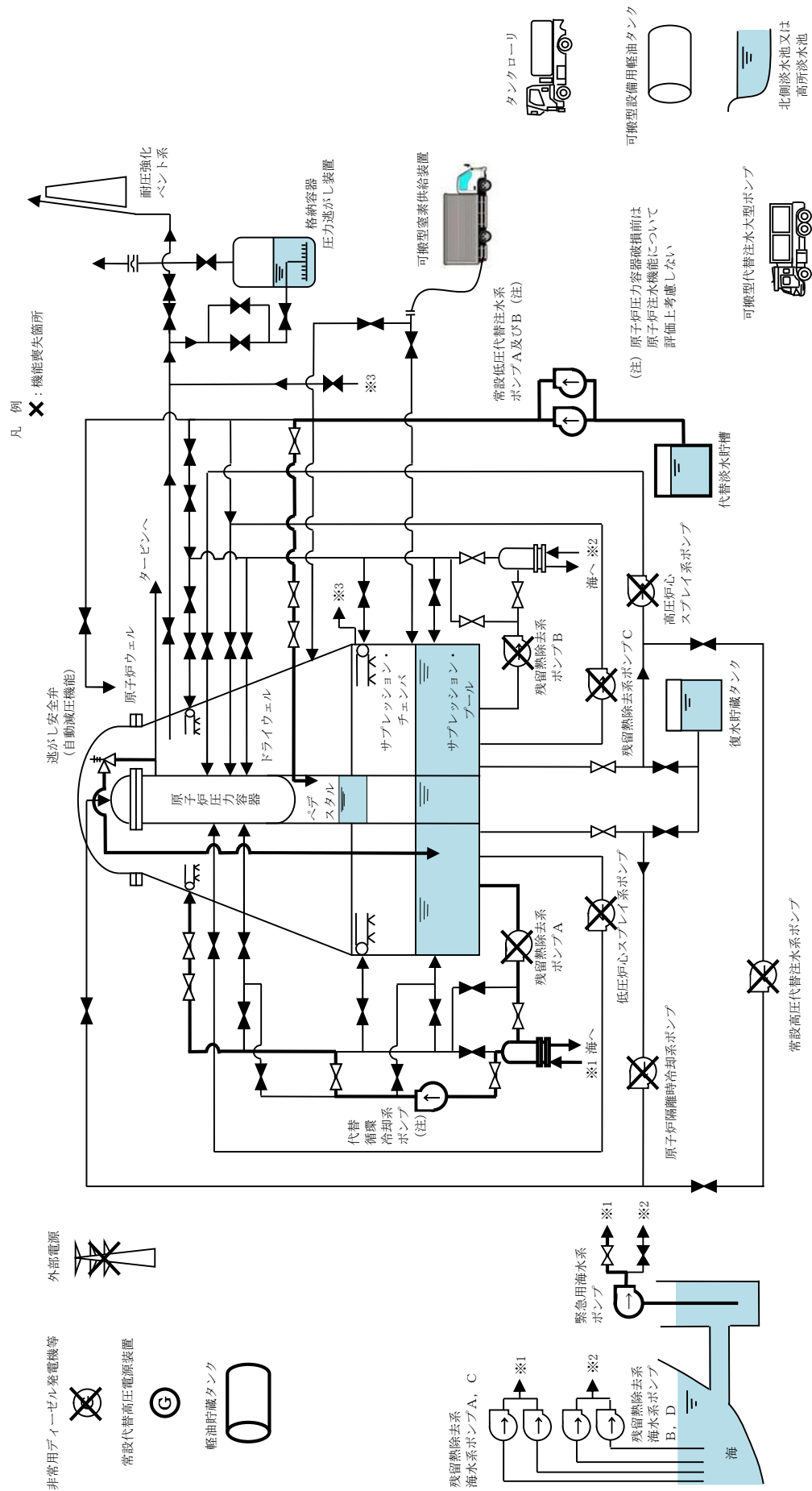
項目	条件設定の考え方	
	主要解析条件	
重大事故等対策に関する機器条件	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	原子炉圧力容器破損判断後： 300m ³ /h にて格納容器へスプレイ
	格納容器下部注水系 (常設)	格納容器圧力制御： 130m ³ /h にて格納容器へスプレイ
	可搬型窒素供給装置	80m ³ /h にてペデスタル (ドライウエル部) へ注水
	コリウムシールド耐熱材の種類	窒素 198m ³ /h 及び窒素 2m ³ /h の流量で窒素供給
	コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度	ジルコニア耐熱材
	ペデスタル (ドライウエル部) 床面積	2, 100℃
		コリウムシールドを考慮
		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
		格納容器圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
		溶融炉心の冠水継続が可能な流量として設定
		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
		コンクリートの侵食を防止する観点から設定 (添付資料 3.2.15, 3.2.16)
		ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定 (添付資料 3.5.1)
		溶融炉心の拡がり面積が狭いことにより, コンクリート侵食量の観点で厳しくなる設定

第 3.2-2 表 主要解析条件 (高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱) (7/7)

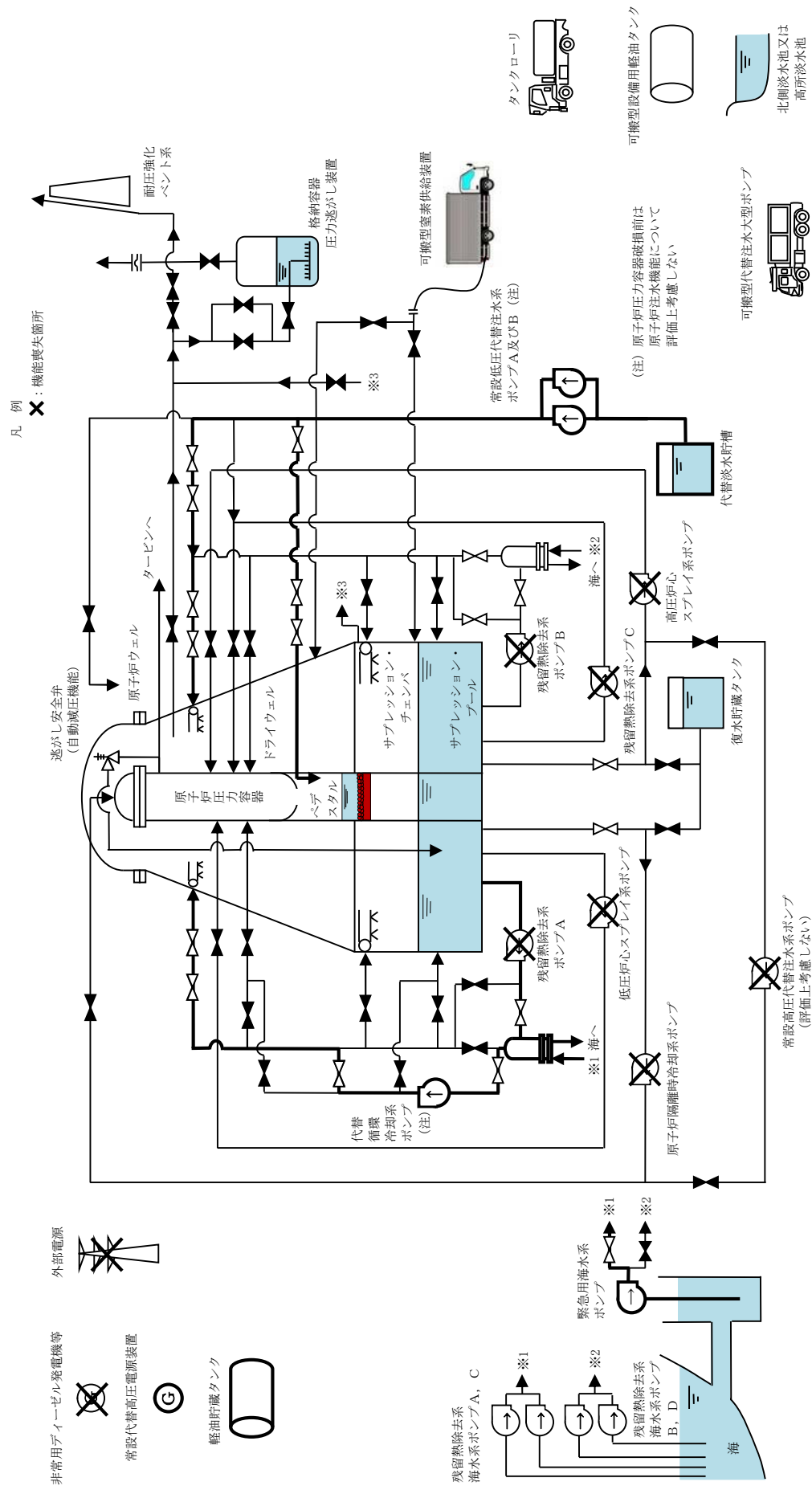
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	原子炉急速減圧操作	原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 高い位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮して設定 (添付資料 3.2.1)
	緊急用海水系による海水通水及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作	事象発生から 90 分後	緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮して設定
	常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) による格納容器下部水位確保操作	解析上考慮しない	ペデスタル (ドライウエル部) には事象初期から 1m の水位を形成していることから、解析上は本操作を考慮しない
	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	原子炉圧力容器破損 6 分後に開始し、格納容器圧力が低下傾向に転じてから 30 分後に停止	原子炉圧力容器破損の判断及び操作実施に必要な時間を考慮して設定
	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による溶融炉心への注水操作	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開始から 1 分後に開始し、格納容器下部水位 2.75m に到達した時点で停止 その後は、2.25m まで低下した時点で開始し、2.75m に到達した時点で停止	操作実施に必要な時間を考慮して設定 炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
	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) による格納容器圧力制御操作	格納容器圧力 465kPa [gage] に到達した場合に開始し、格納容器圧力 400kPa [gage] まで低下した時点で停止	格納容器圧力の抑制効果を踏まえて設定
	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) に到達した場合に開始	格納容器内酸素濃度がベント基準である 4.3vol% (ドライ条件) 到達を防止する観点で設定



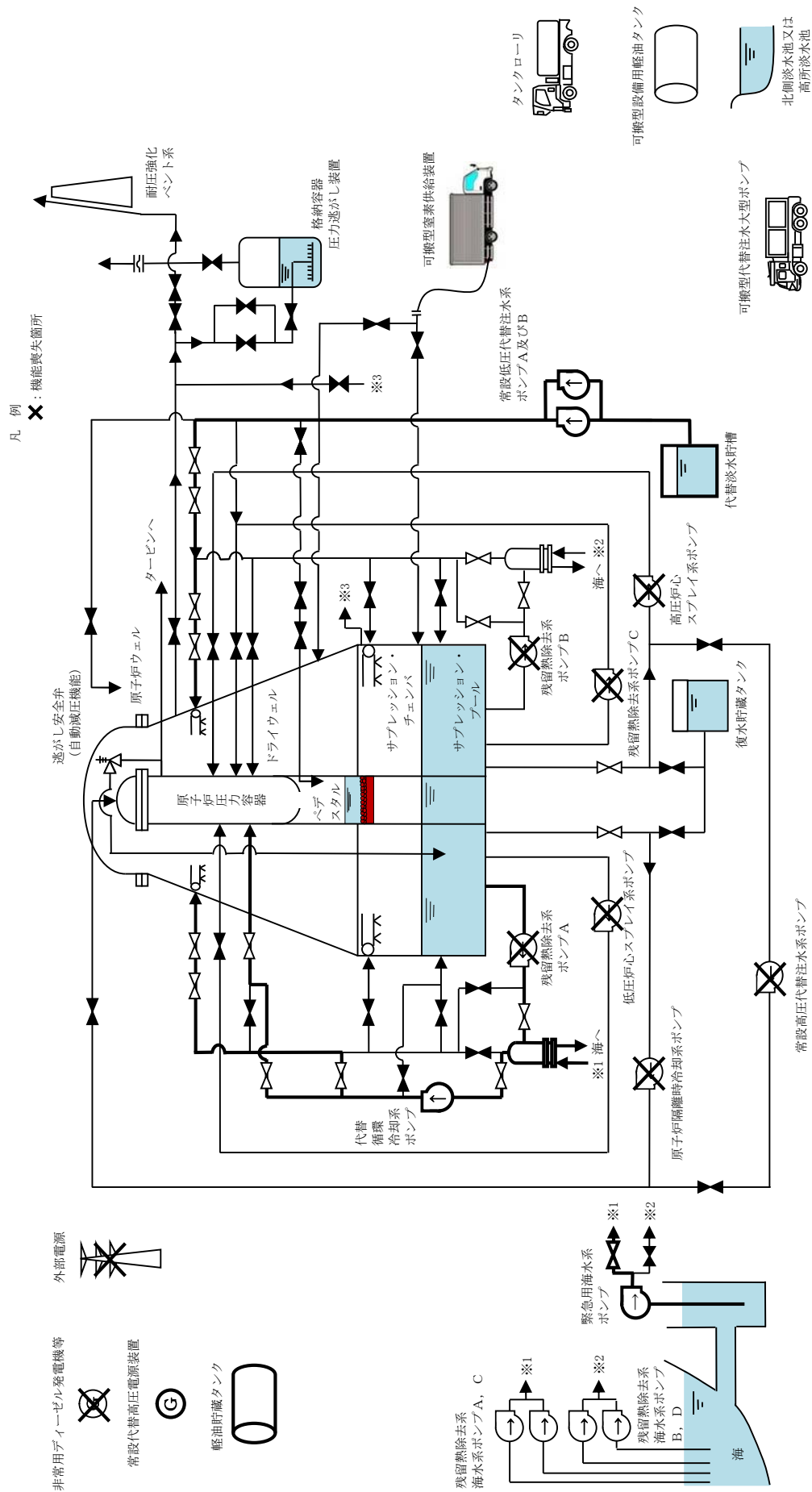
第 3.2-1 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対処設備の概略系統図 (1/5)
(原子炉圧力容器破損前の逃がし安全弁 (自動減圧機能) による原子炉減圧段階)



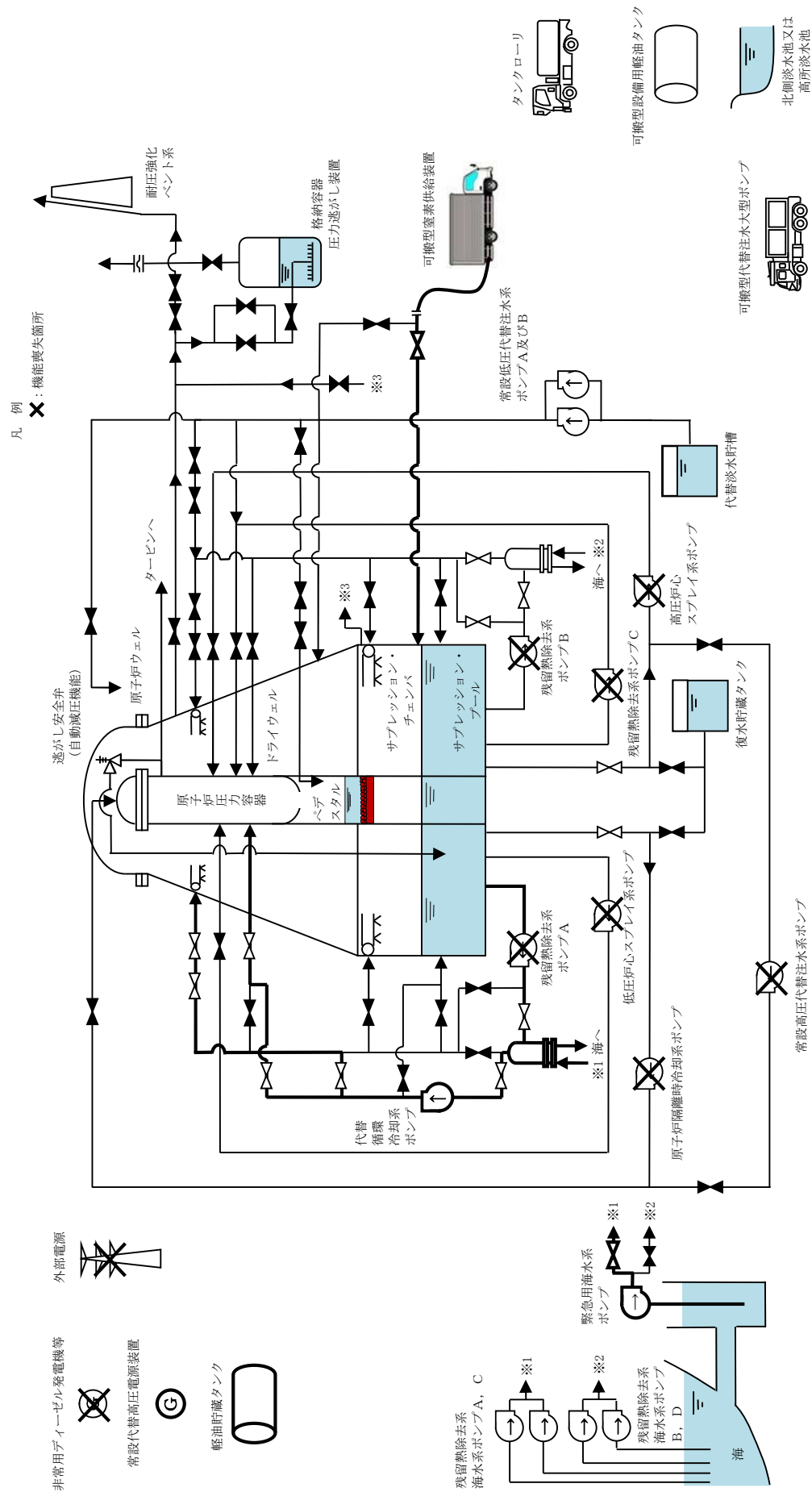
第 3.2-1 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対処設備の概略系統図 (2/5)
(原子炉圧力容器破損前の代替循環冷却系による格納容器除熱及び格納容器下部注水系 (常設) による格納容器下部水位確保段階)



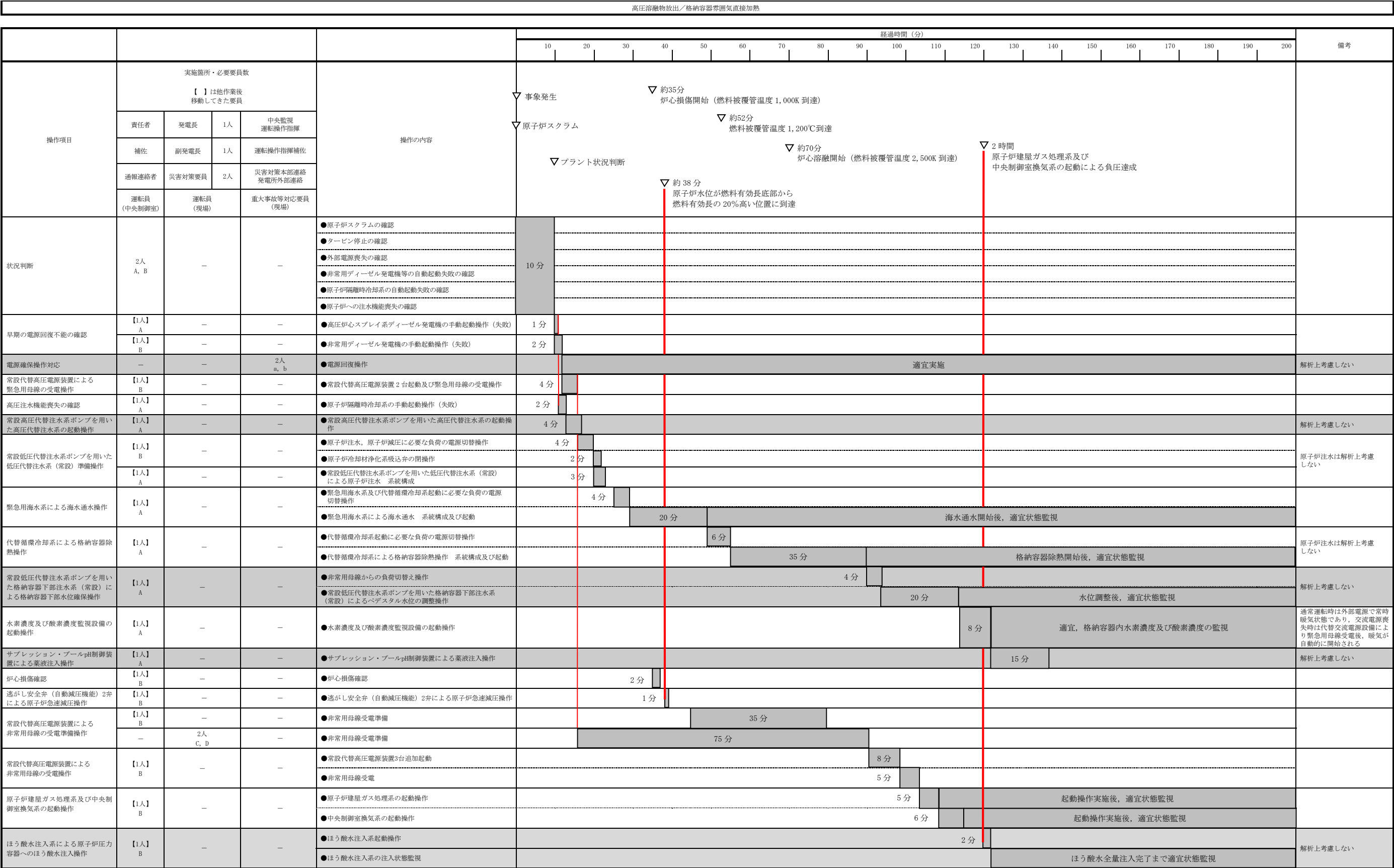
第3.2-1 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対処設備の概略系統図 (3/5)
 (原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器スプレイス冷却系 (常設) による格納容器冷却及び格納容器下部注水系 (常設) による溶融炉心への注水段階)



第3.2-1 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対処設備の概略系統図 (4/5)
 (原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱、代替格納容器スプレイス冷却系 (常設) による格納容器圧力制御段階)



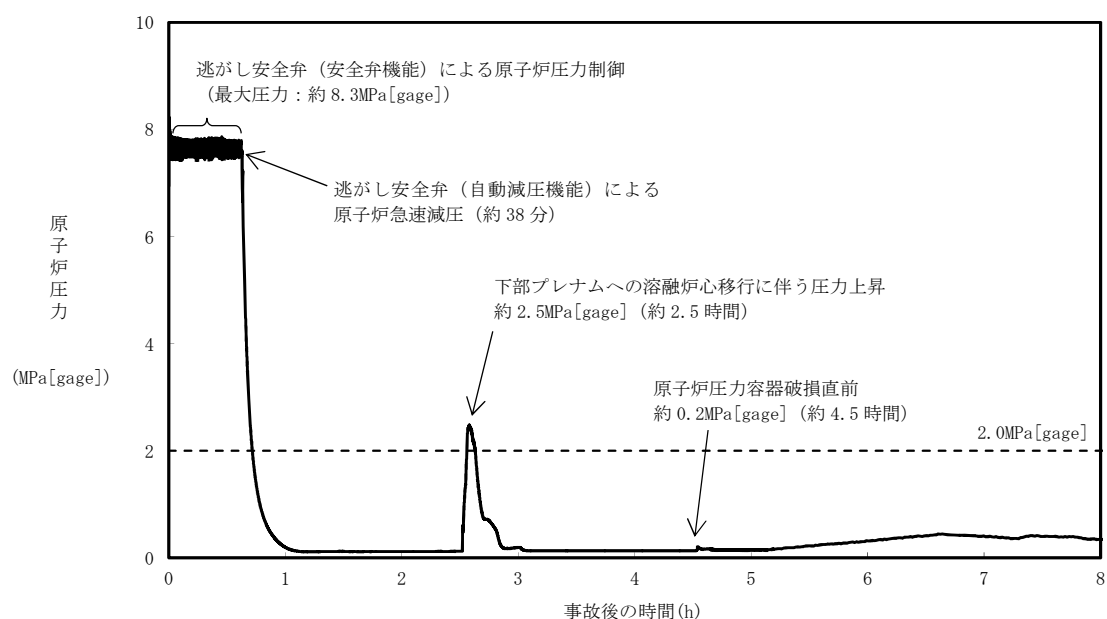
第 3.2-1 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対処設備の概略系統図 (5/5)
 (原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱、可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給段階)



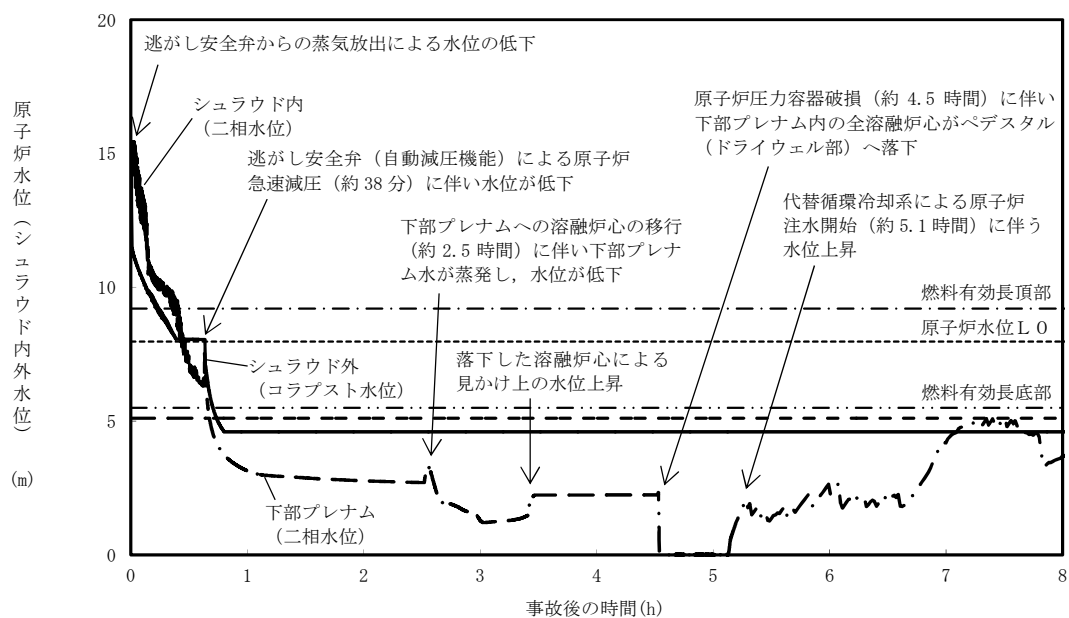
第 3. 2-3 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の作業と所要時間（1／2）

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱																										
操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】は他作業後 移動してきた要員			操作の内容	経過時間（時間）												備考									
					1	2	3	4					5	25		124		167								
							▽ 約 2.7 時間 原子炉圧力容器温度（下鏡部） が 300℃到達						▽ 約 4.5 時間 原子炉圧力容器破損					▽ 約 124 時間 格納容器内酸素濃度 3.5vol％ （ドライ条件） 到達					▽ 約 167 時間 格納容器内酸素濃度 （ドライ条件） 到達	4.0vol％		
原子炉圧力容器破損の判断	【1人】 A	—	—	●原子炉圧力容器破損の判断 ●溶融炉心の堆積量確認	破損判断パラメータ（格納容器下部水温） の継続監視					5 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ィ冷却系（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ィ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）						1 分	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）による溶融炉心への注水操作	【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）によるベデスタル（ドライウェル部）注水・水位制御操作						1 分	注水開始後、水位制御を継続										解析上では、約10分以上の間隔でベデスタル水位が変動するが、実運用上では崩壊熱相当の注水量に変更することで可能な限り連続注水する手順とし、並行した操作を極力減らすこととする。					
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	【1人】 A	—	—	●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											流量調整及び原子炉注水開始後、適宜状態監視											
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器圧力制御操作	【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ィ冷却系（常設）による格納容器圧力制御操作											適宜実施					解析上では、約6分以上の間隔で格納容器圧力が変動するが、実運用上ではスプレィ流量を調整することで可能な限り連続スプレィする手順とし、並行した操作を極力減らすこととする						
使用済燃料プールの冷却操作	【1人】 A	—	—	●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 事象発生後約25時間までに実施する										
可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	—	—	10人 c～1	●可搬型代替注水大型ポンプ準備、ホース敷設等	170 分															解析上考慮しない アクセスルート復旧時間含む 炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を行う						
可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作	—	—	【4人】 e～h	●可搬型窒素供給装置起動操作											115 分						可搬型窒素供給装置起動後、 適宜状態監視					
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への補給																90 分						タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから補給
				●可搬型窒素供給装置への給油																適宜実施						
必要要員合計	2人 A, B	2人 C, D	12人 a～1 及び招集2人																							

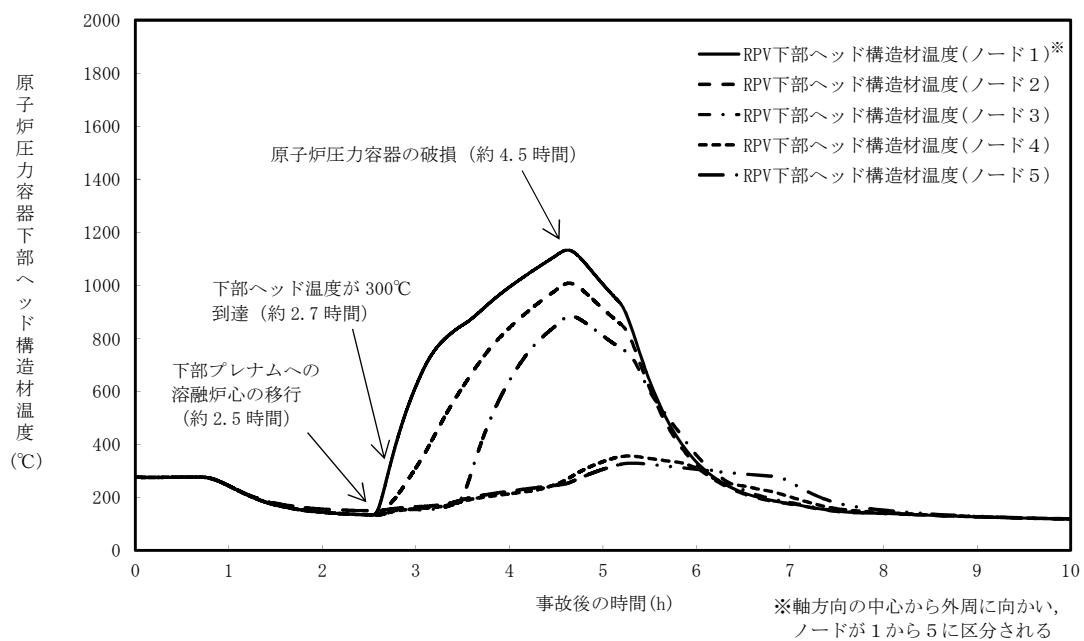
第 3. 2-3 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の作業と所要時間（2／2）



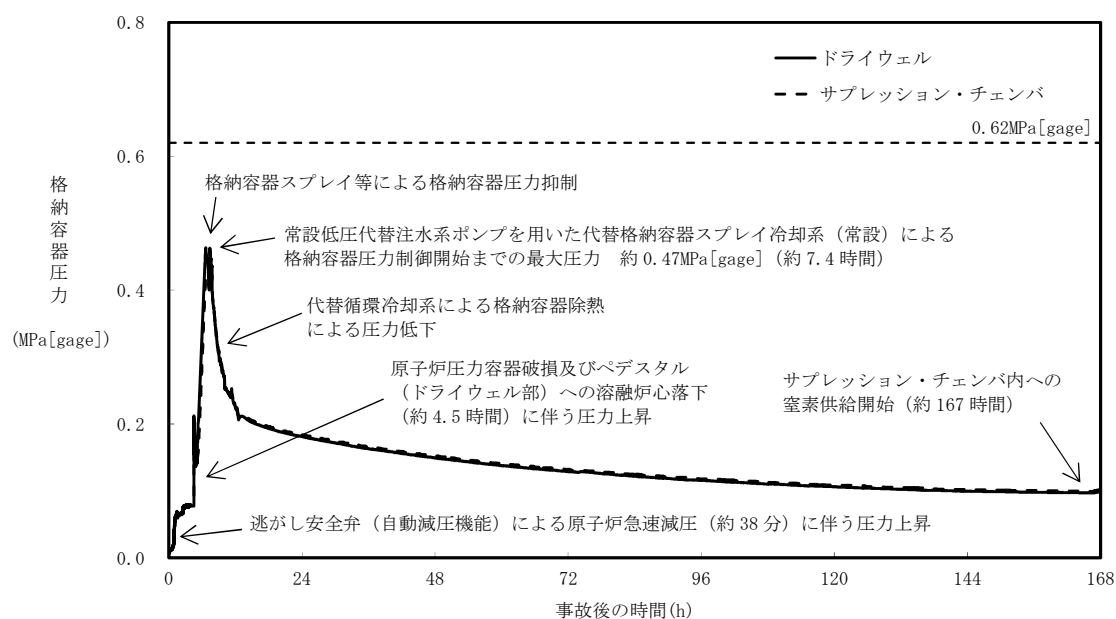
第 3. 2-4 図 原子炉圧力の推移



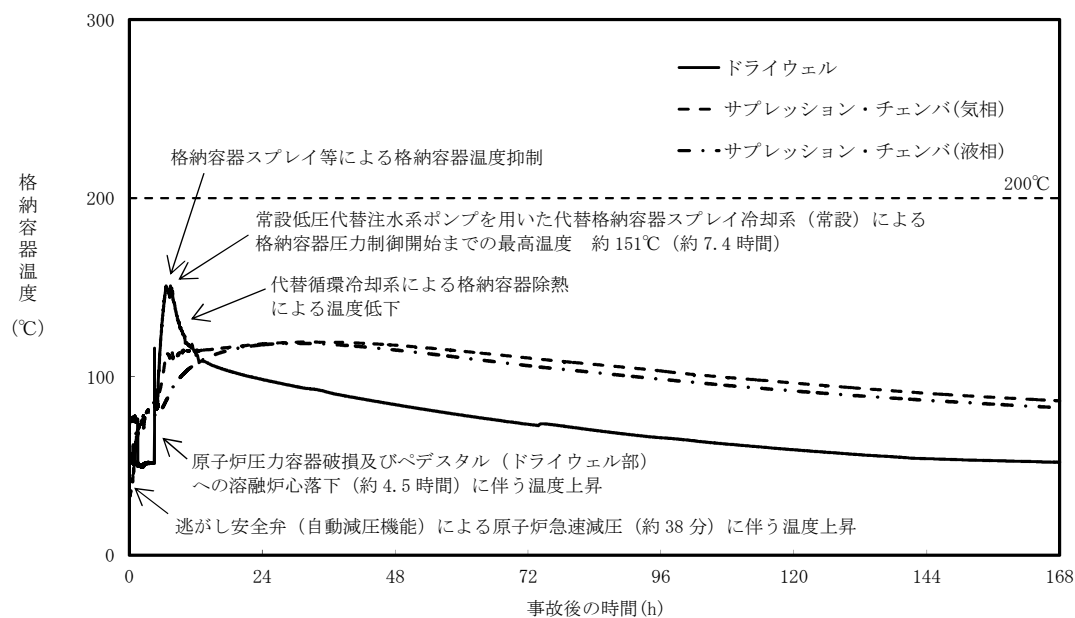
第 3. 2-5 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



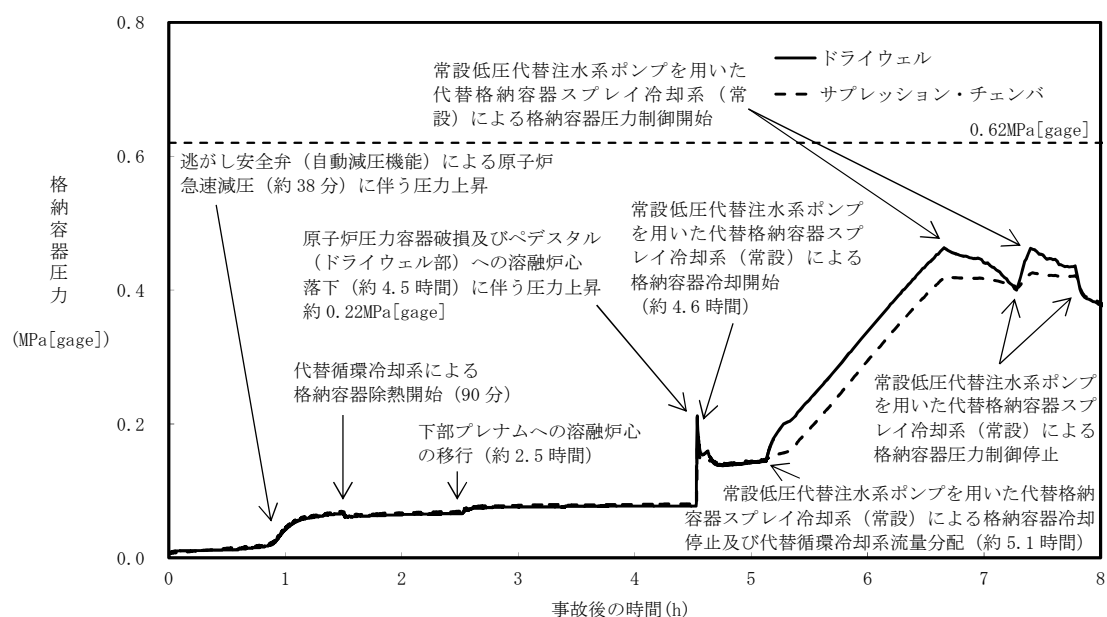
第 3. 2-6 図 原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移



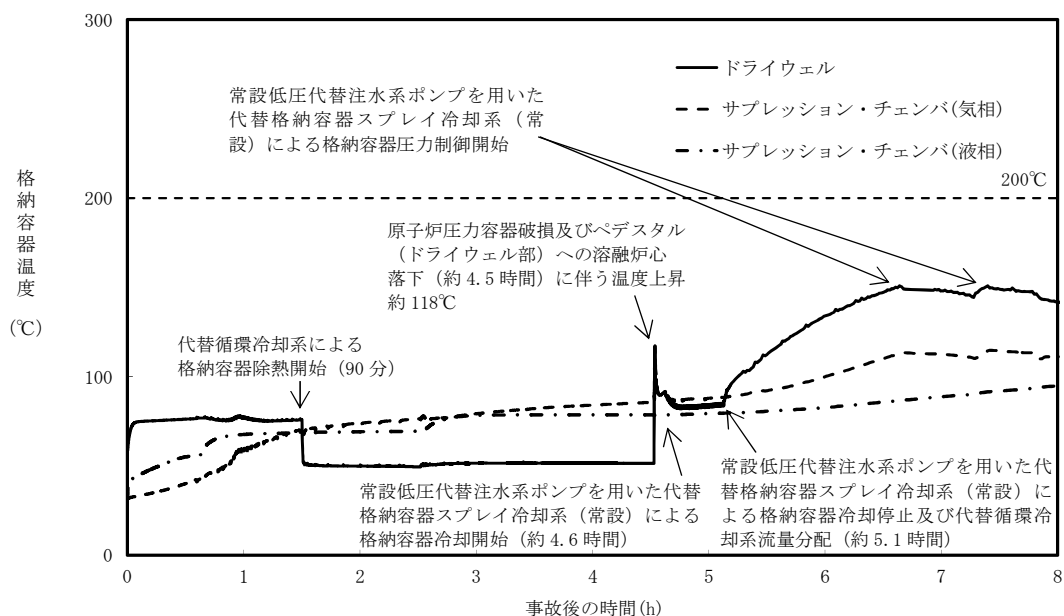
第 3.2-7 図 格納容器圧力の推移



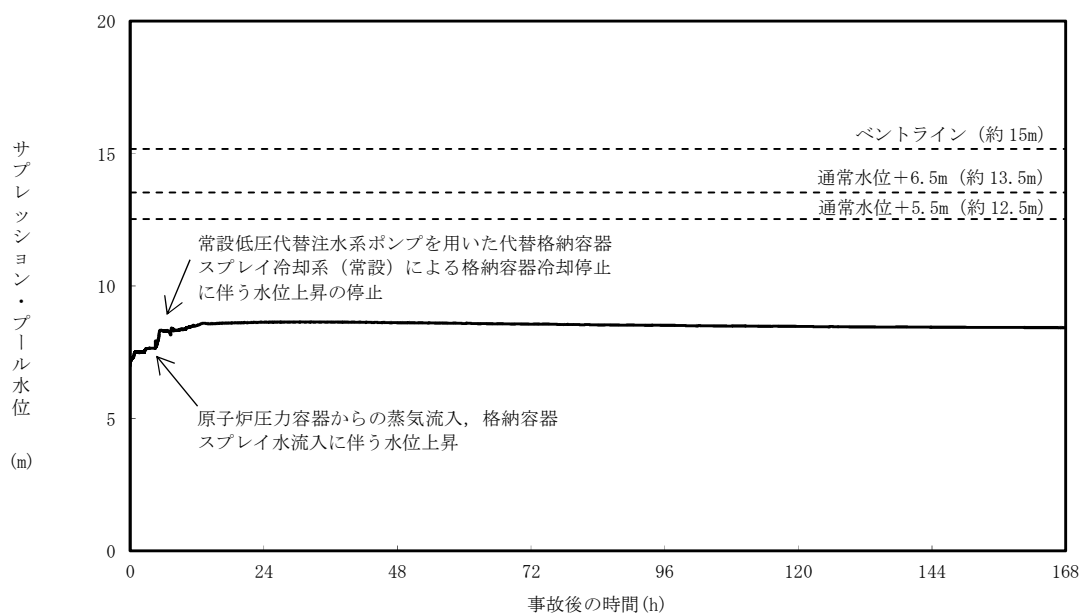
第 3.2-8 図 格納容器雰囲気温度の推移



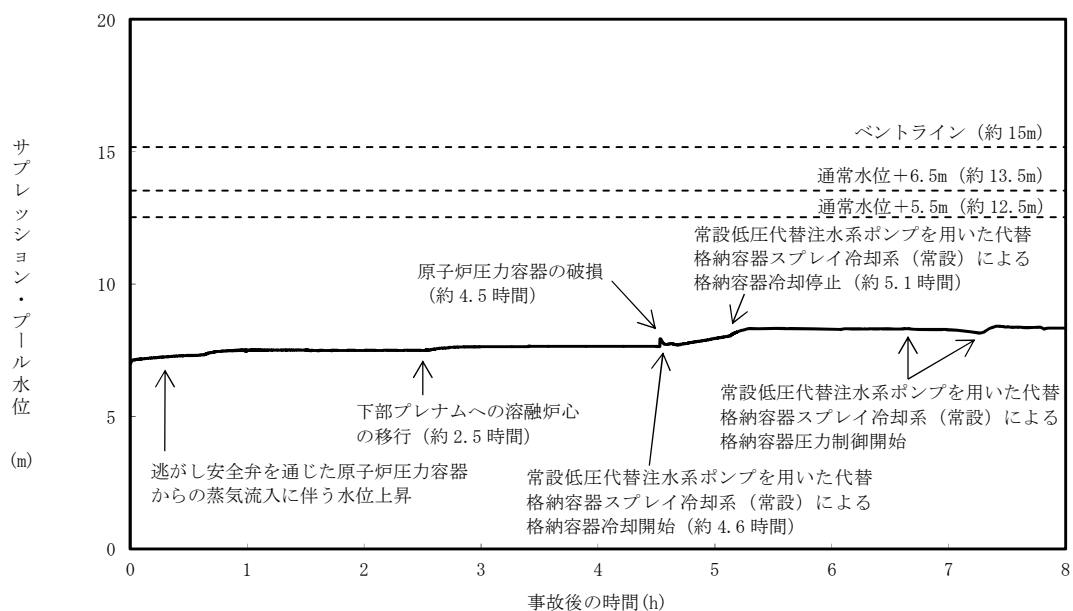
第 3.2-9 図 格納容器圧力の推移（～8 時間）



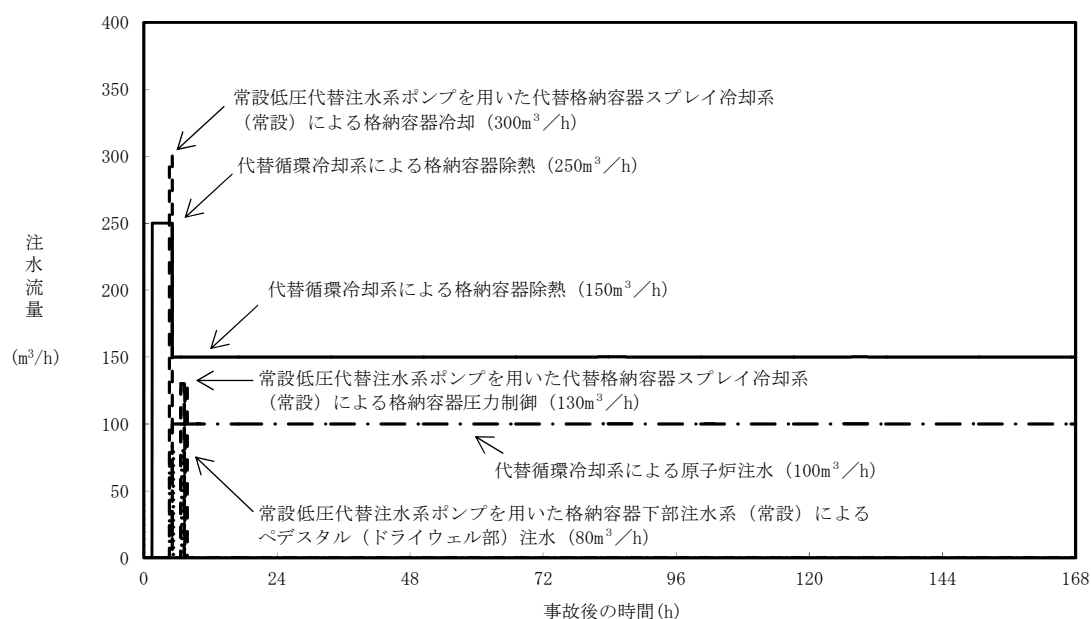
第 3.2-10 図 格納容器雰囲気温度の推移（～8 時間）



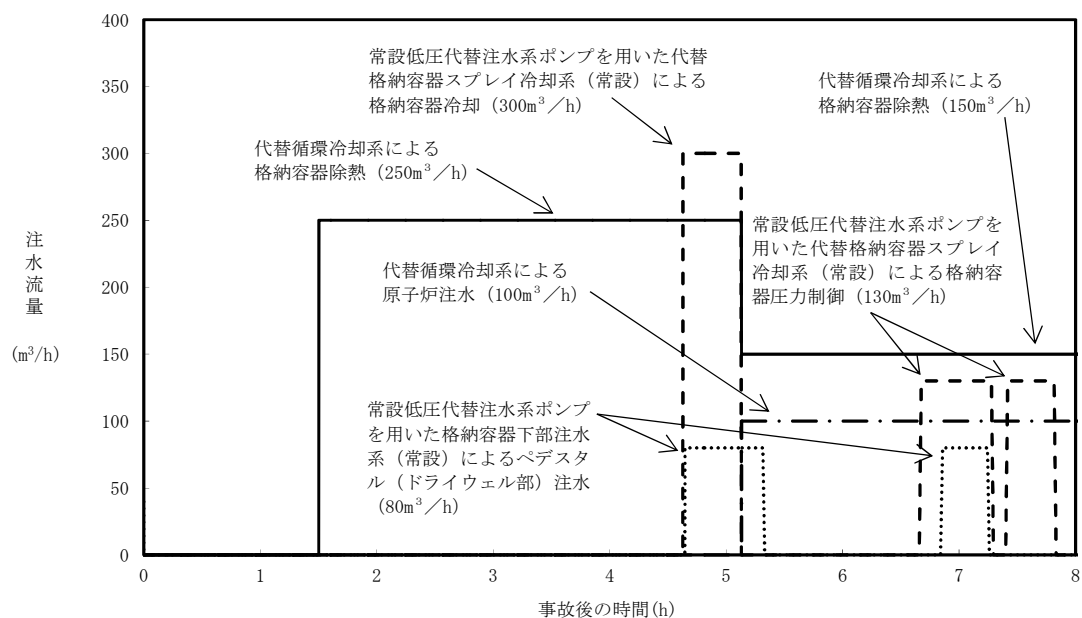
第 3.2-11 図 サプレッション・プール水位の推移



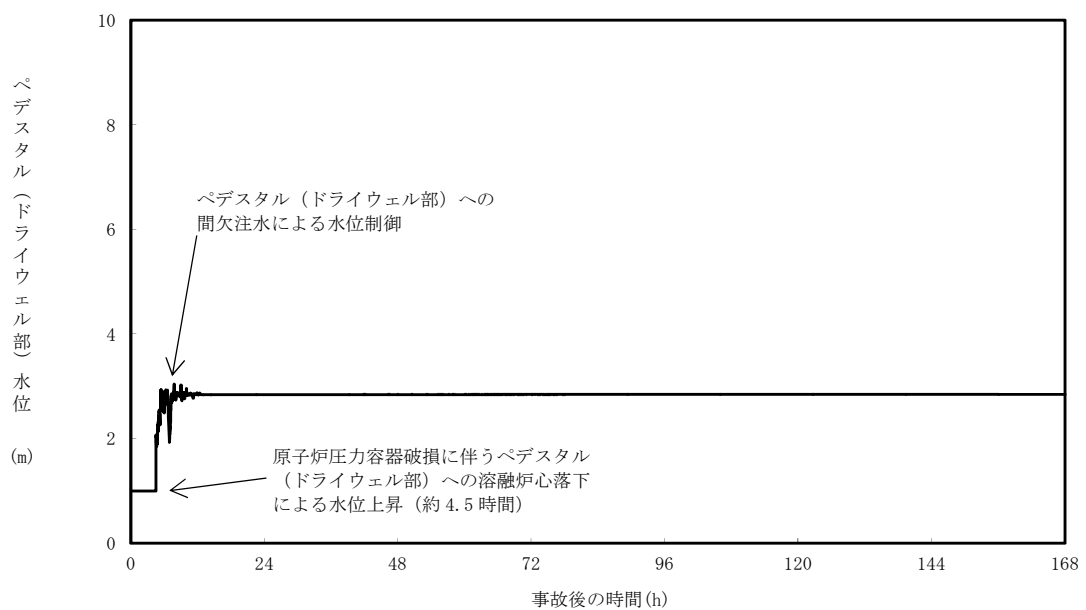
第 3.2-12 図 サプレッション・プール水位の推移（～8 時間）



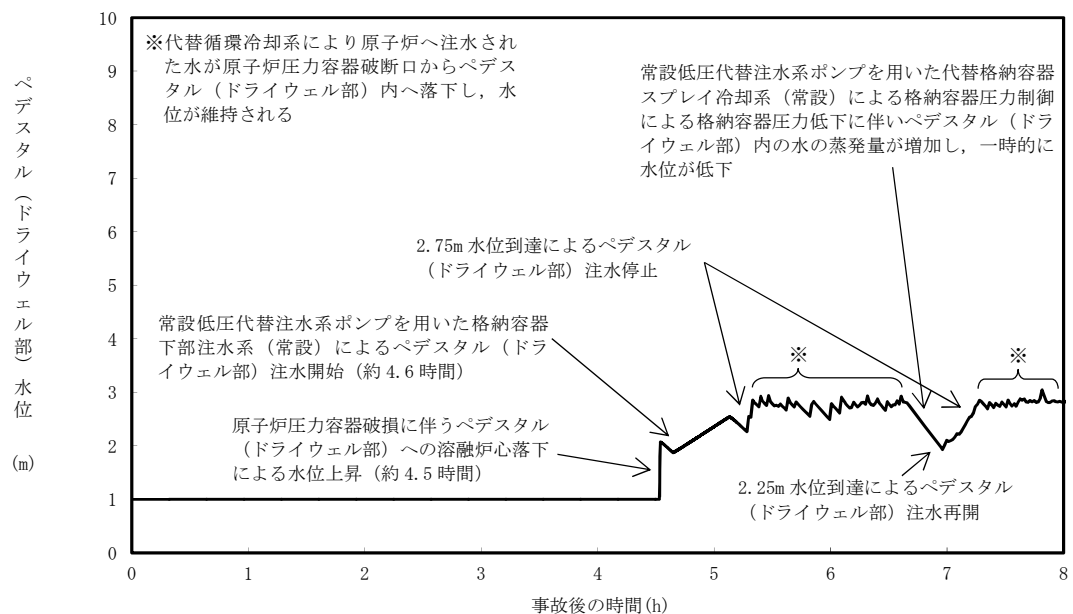
第 3.2-13 図 注水流量の推移



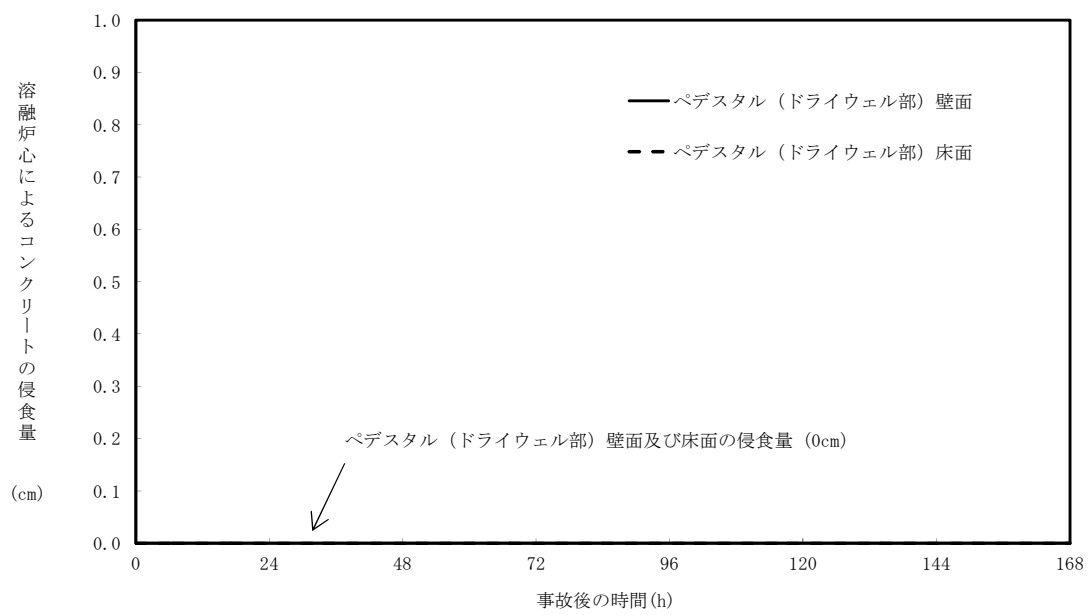
第 3.2-14 図 注水流量の推移 (～8 時間)



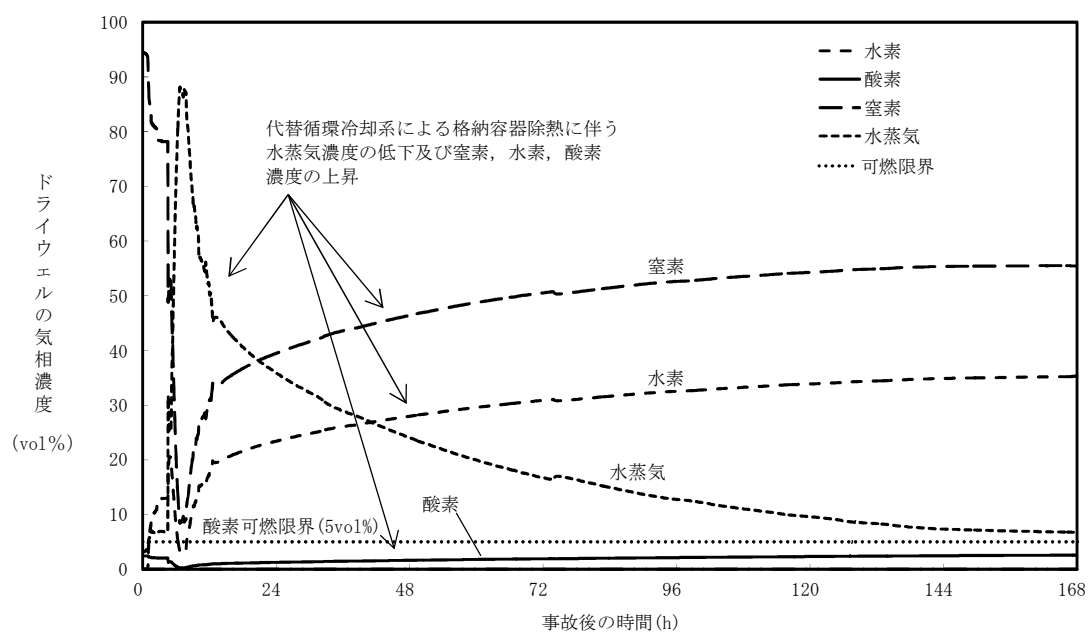
第 3.2-15 図 ペデスタル（ドライウェル部）の水位の推移



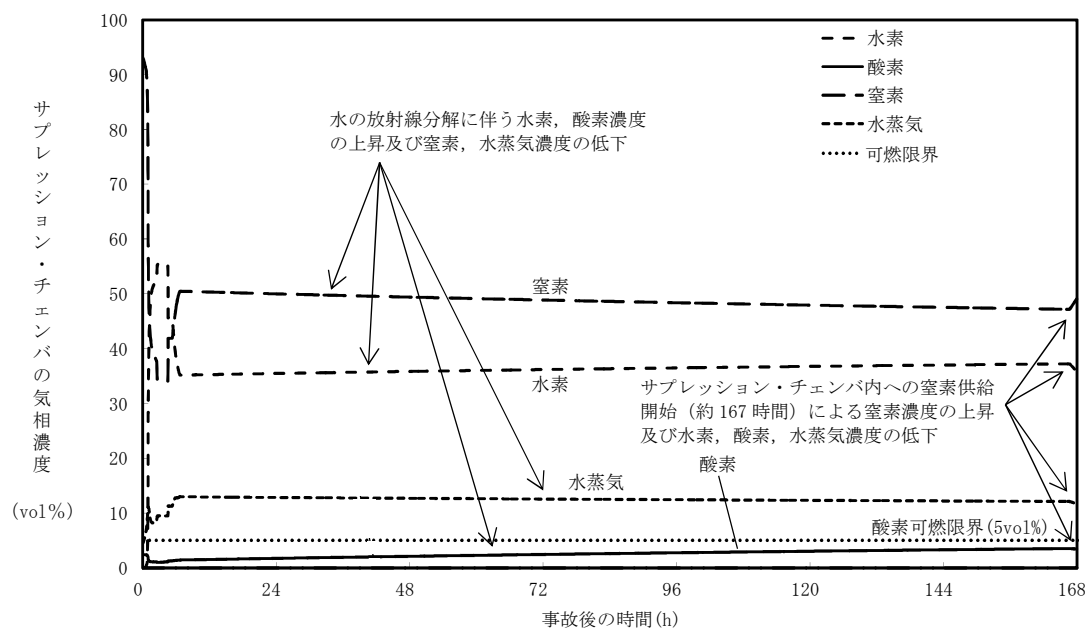
第 3.2-16 図 ペデスタル（ドライウェル部）の水位の推移（～8 時間）



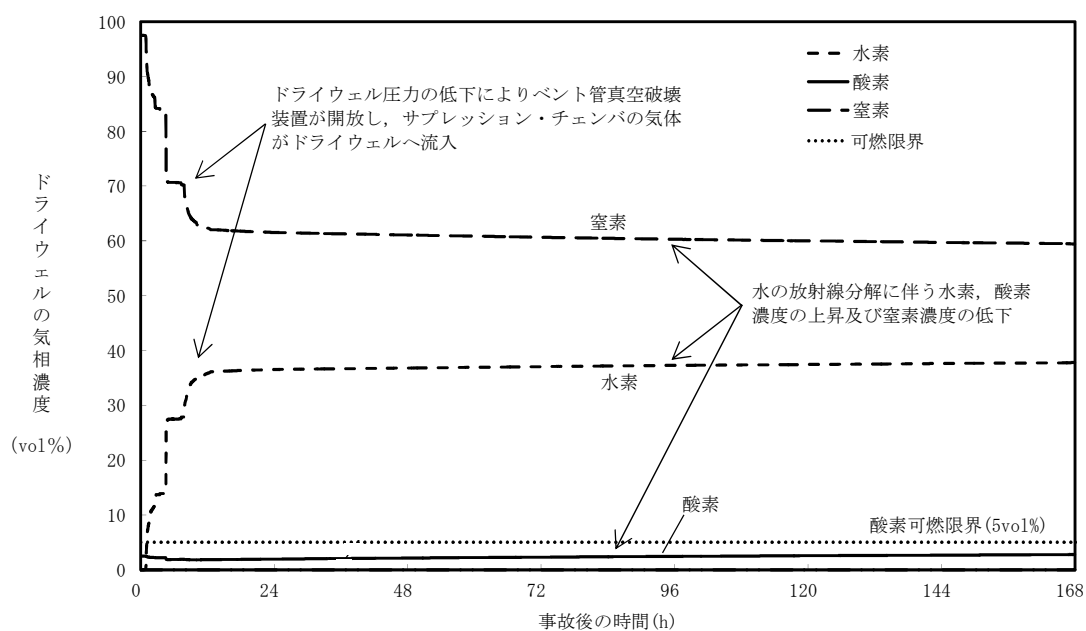
第 3.2-17 図 ペデスタル (ドライウエル部) の
壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移



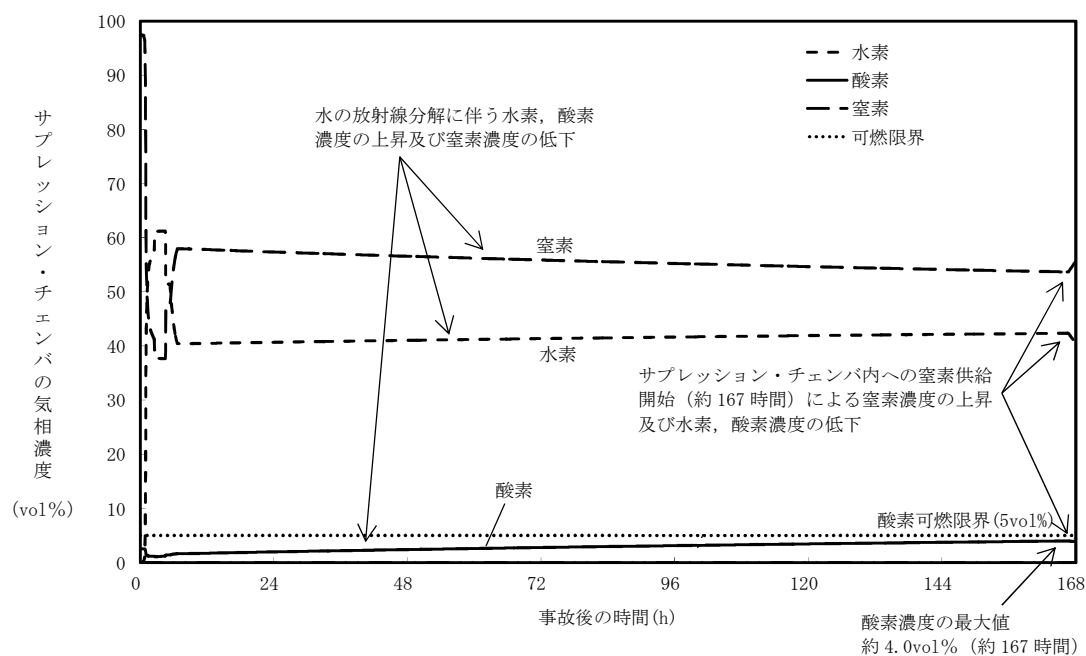
第 3.2-18 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）



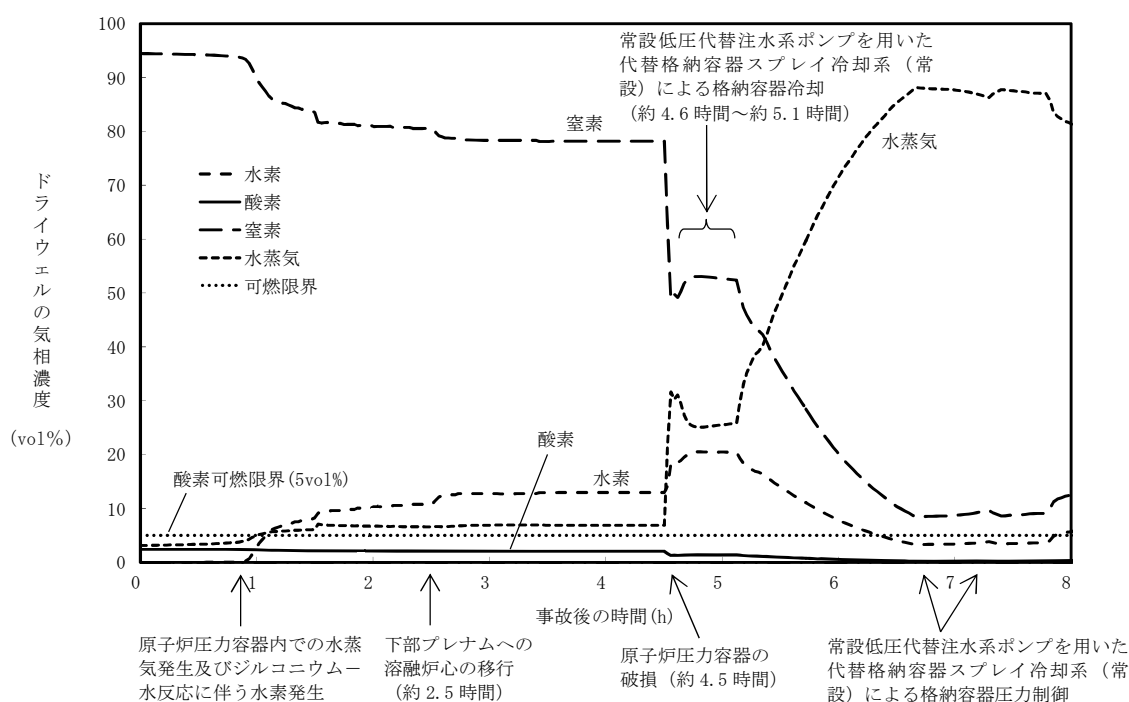
第 3.2-19 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）



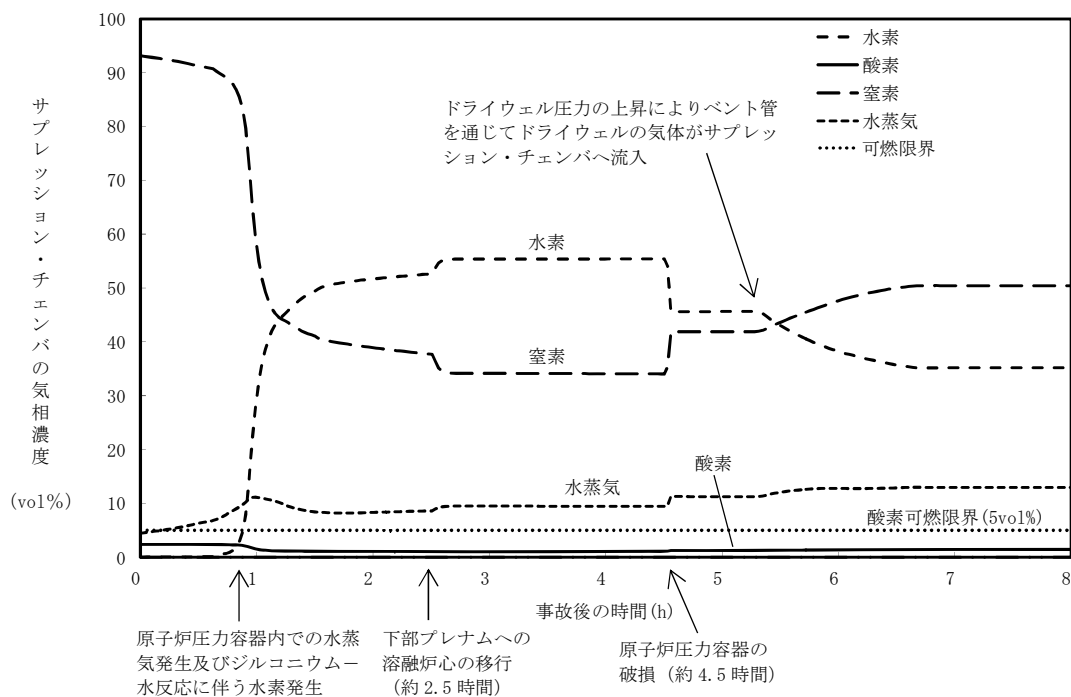
第 3.2-20 図 ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）



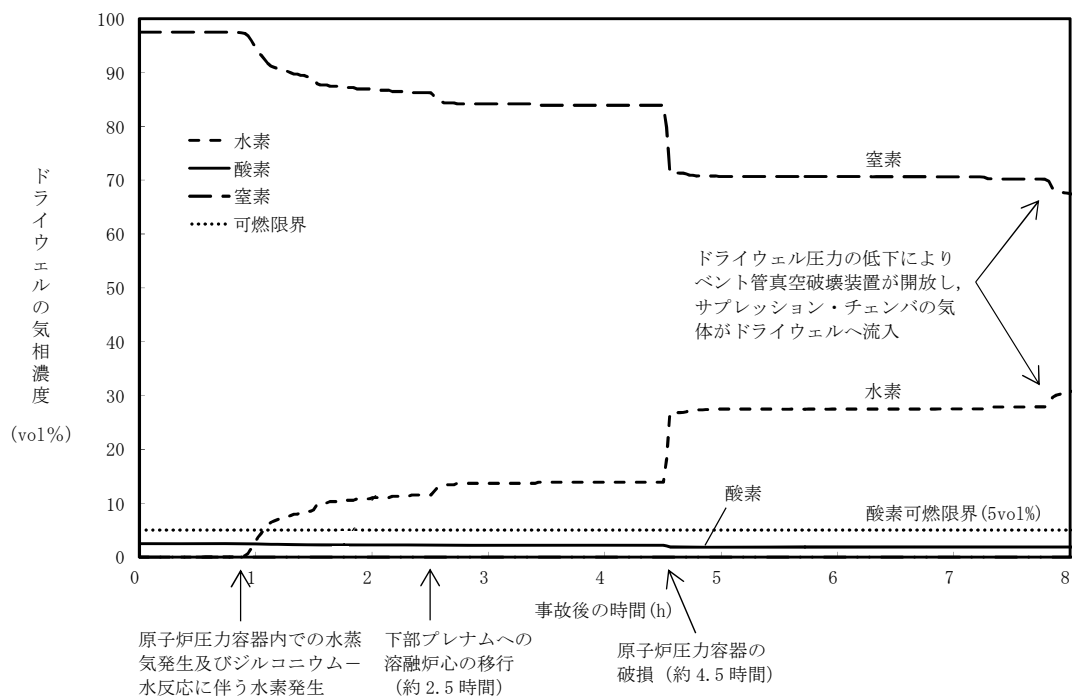
第 3.2-21 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）



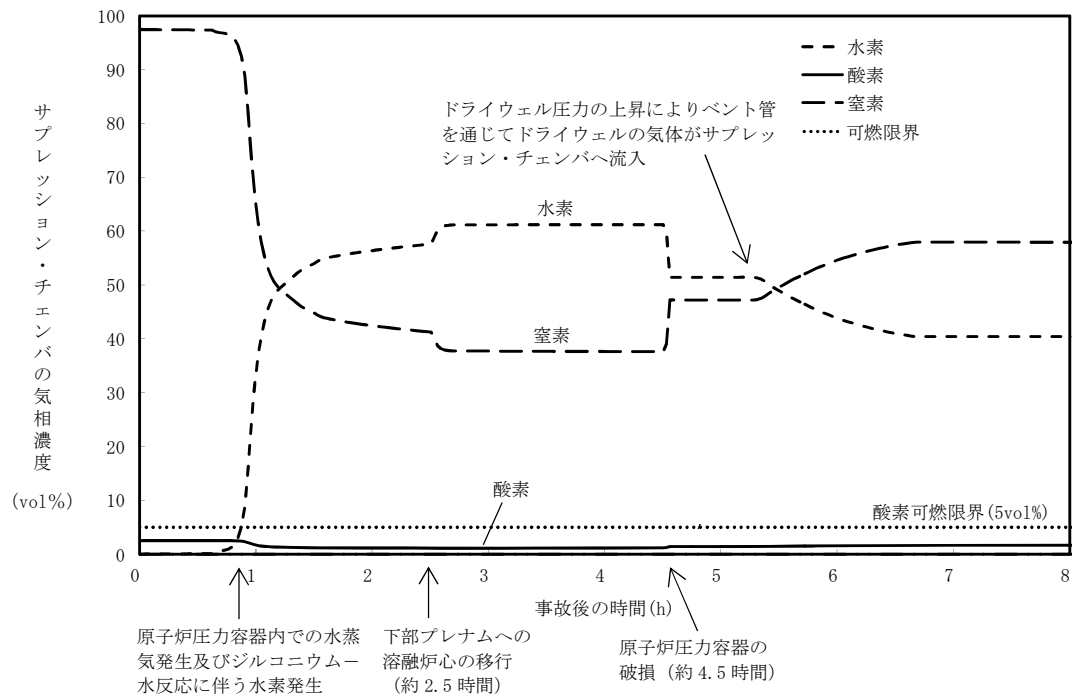
第 3.2-22 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)
(～8 時間)



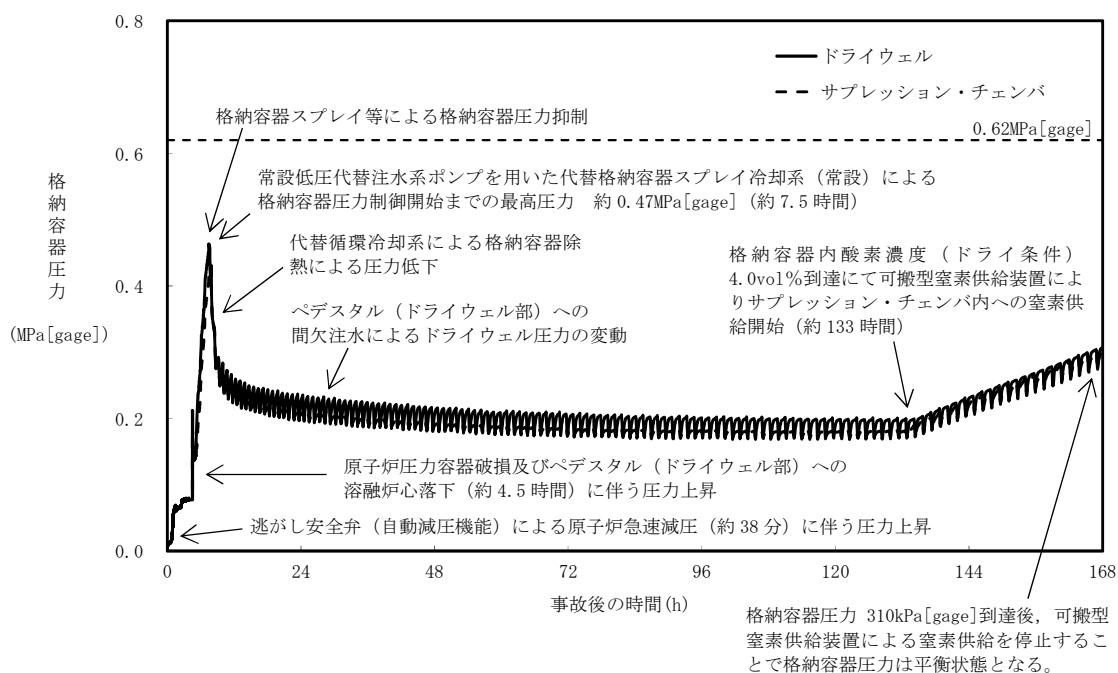
第 3.2-23 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)
(～8 時間)



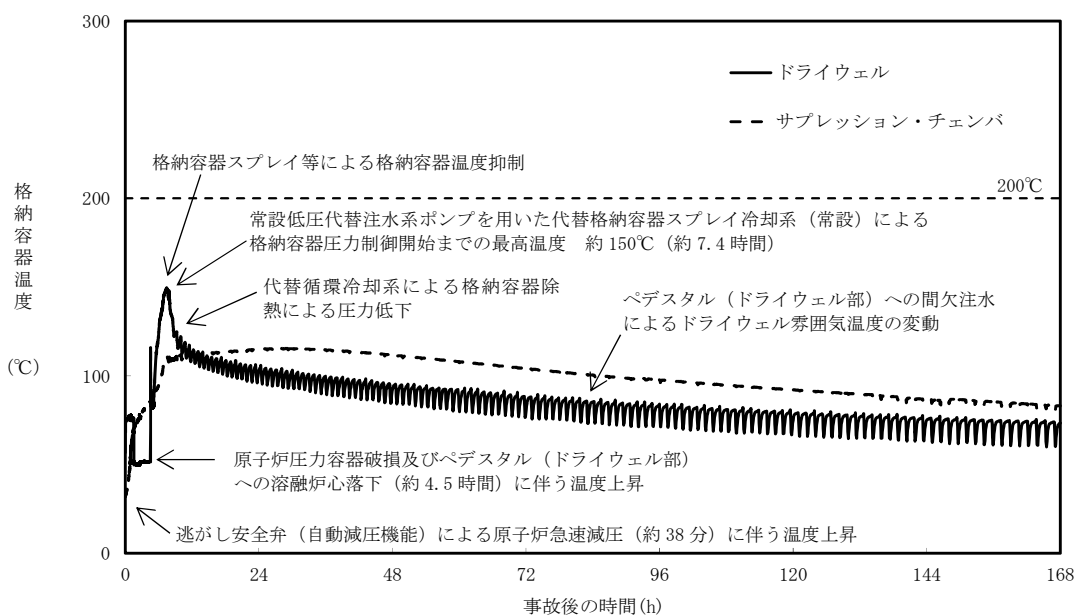
第 3.2-24 図 ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）
（～8 時間）



第 3.2-25 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）
（～8 時間）



第 3.2-26 図 原子炉圧力容器破損後に原子炉注水しない場合の
格納容器圧力の推移



第 3.2-27 図 原子炉圧力容器破損後に原子炉注水しない場合の
格納容器雰囲気温度の推移

ペデスタル（ドライウエル部）内の水位管理方法について

東海第二発電所における，溶融燃料－冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用の影響抑制を考慮したペデスタル（ドライウエル部）（以下「ペデスタル」という。）内の水位管理対策の内容を以下に示す。

1. ペデスタルの構造及び設備概要

東海第二発電所のペデスタルの概要図を第1図(a)及び(b)に示す。

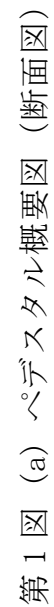
ペデスタル内の底面及び側面には，原子炉圧力容器（以下「R P V」という。）が破損し溶融炉心（以下「デブリ」という。）が落下した際のペデスタル構造健全性確保のため，Z r O₂製のコリウムシールドを設置する。また，コリウムシールド内は床ドレンサンプとして用いるために，コリウムシールド表面にS U S製のライナを敷設し通常運転中の水密性を確保するとともに，その内側に機器ドレンサンプを設置する。

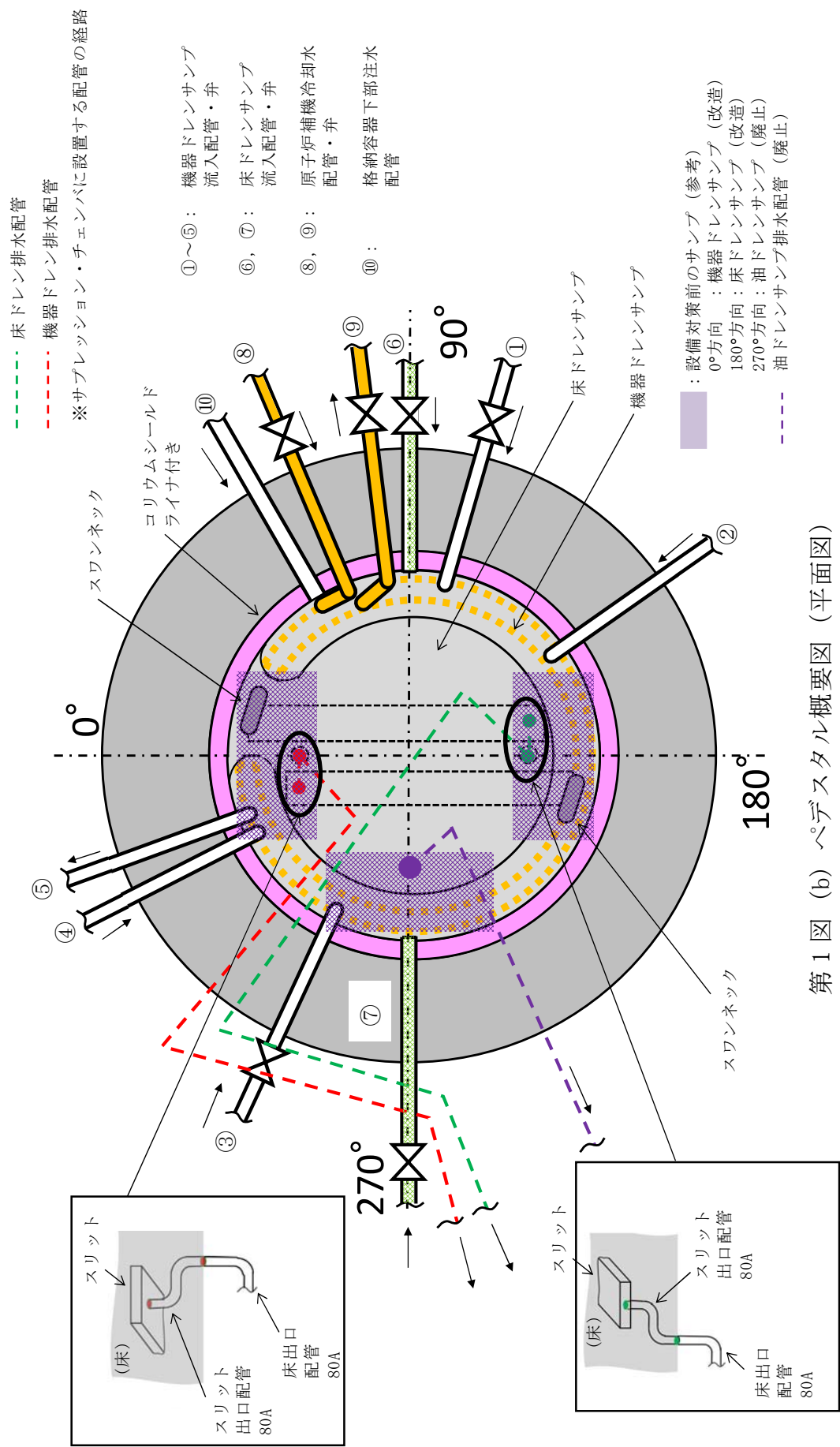
ドライウエルにて生じる床ドレン及び機器ドレン並びに機器ドレンサンプを冷却するための冷却水は，第1図(a)及び(b)のようにペデスタル側壁の貫通孔を通る配管により各ドレンサンプへ導かれる。これらの配管はコリウムシールドの側壁部より高い位置からペデスタル内へ接続し，コリウムシールド内に堆積したデブリが配管へ流入しない設計とする。

床ドレンサンプ内に流入した水は，1mに立ち上げたスワンネックから流出させ，スリット及び配管を通じて原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排水する。また，排水配管を分岐させベント管へ接続することで，事故時においてペデスタルからサブプレッション・チェンバへ排水する経路を設ける。

ペデスタルの側壁は鋼製スカートを介してR P Vを支持しており，R P V下部プレナムの中心付近には原子炉冷却材浄化系のボトムドレン配管が接続

されているとともに、ペデスタル内には制御棒駆動水圧系配管が敷設されている。





第1図 (b) ペデスタル概要図 (平面図)

2. 水位管理方法

通常運転時及び事故時におけるペDESTAL内水位の管理方法を以下に示す。

(1) 通常運転時

ペDESTAL床ドレンサンプの機能として、排水配管から 1m の水深を超えた流入水を原子炉建屋原子炉棟の床ドレンサンプ設備へ排水し、ペDESTAL内水位を 1m に維持する。

(2) 事故発生から R P V 破損まで

ドライウェル圧力高信号及び原子炉水位異常低下 (L1) 信号により、ペDESTAL内へ流入する配管 (床ドレン配管、機器ドレン配管及び原子炉補機冷却水配管) に対してペDESTAL外側に設置した制限弁を自動閉止し、ペDESTALへの流入水を制限する。

制限弁閉止前の流入水等により水位が 1m を超えた場合には、ベント管に接続された床ドレン排水配管及び床ドレン排水弁を経由してサブプレッショ^ン・プールへ排水され、R P V 破損までにペDESTAL内水位は 1m まで低下する。

事故が発生し炉心が損傷した場合、格納容器下部注水配管から水位 1m を超過するまで注水を実施し、その後排水することにより、R P V 破損時に確実に水位 1m を確保する運用とする。これに要する時間は 20 分程度 (注水開始操作に要する時間 (約 6 分)、水位 10cm 分の注水に要する時間 (約 3 分)、注水停止操作に要する時間 (約 4 分) 及び 5cm 分の排水に要する時間 (約 5 分) に余裕を加味した時間) と想定され、炉心損傷後のペDESTAL注水開始から R P V 破損までの約 2.5 時間 (事象進展の早い大破断 L O C A 時の例) の間に余裕をもって実施可能である。

なお、床ドレンサンプの水位をR P V破損までに 1m とする排水の過程において、水位が 1.2m 以上であるときには床ドレン排水配管及び床ドレン排水弁を経路とした排水に加えて、ベント管に接続された機器ドレンサンプ排水配管及び排水弁を経由してサンプレッション・プールに排水することが可能である。

ベント管に接続する床ドレン排水弁及び機器ドレン排水弁はR P V破損前に閉とし、R P V破損後のペデスタル水のサンプレッション・プールへの流出を防止する。

(3) R P V破損後

R P V破損及びデブリ落下後、ペデスタル内にて 0.2m 以上のデブリ堆積を検知後に、 $80\text{m}^3/\text{h}$ でペデスタル満水相当まで水位を上昇させるとともに、その後は満水近傍にて水位を維持する（別添 1）。

また、上記(1)～(3)の水位管理を実現するための設備対策について別添 2 に、ペデスタル内に設置する計器類について別添 3 にそれぞれ示す。

ペデスタル注水開始後の水蒸気爆発発生の可能性及び
水蒸気爆発発生抑制の考え方について

1. はじめに

東海第二発電所では、水蒸気爆発（以下「S E」という。）によるペデスタル構造への影響抑制のため、R P V破損時のペデスタル水位を 1m と設定し、S E 影響評価を実施している。しかし、R P Vの破損を判断した場合には、格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル注水を実施する手順としており、注水開始後には 1m を超える水位がペデスタル内に形成されることとなり、S E 影響評価の想定を上回る規模の S E が発生する可能性がある。

これに対して、R P V破損及びペデスタル注水開始後のペデスタル内の状況を推定し、S E の発生可能性及びこれを考慮した水位管理について検討した。以下に検討の内容を示す。

2. R P V破損時のデブリ落下挙動

R P Vが破損するような状況においては原子炉注水機能が喪失している可能性が高く、R P V破損時にはデブリの大部分が下部プレナムに堆積することで、これらのデブリの重量及び熱的影響により制御棒駆動機構ハウジング等のR P V貫通部溶接箇所が破損し、デブリが落下し始めると考えられる。その後も、制御棒駆動機構ハウジングはペデスタル内において外部サポートにより支持されているため逸出が生じることは考えにくく、アブレーションによる破損口の拡大を伴いながら下部プレナムに堆積したデブリが継続的にペデスタルへ落下するものと考えられる。

なお、有効性評価においては、溶融燃料－冷却材相互作用や溶融炉心・コ

ンクリート相互作用による格納容器への負荷を厳しく評価する観点から、R P Vの破損形態として制御棒駆動機構ハウジングの逸出を想定しており、R P V破損口はアブレーションにより拡大しながら、R P Vの内圧及びデブリの堆積ヘッドにより、約 300ton の熔融デブリが約 30 秒間でペDESTALへ全量落下する結果となっている。

3. R P V破損後のペDESTAL内の水の状態とS E発生抑制の考え方

ペDESTAL内の初期水量及びペDESTAL注水量と、R P Vから落下するデブリの保有熱の関係より、ペDESTAL内の水が飽和温度に到達する条件を評価し、その結果よりS Eの発生可能性について検討した。第1表及び第2表に、評価条件を示す。

まず、R P V破損時にペDESTAL内に存在する水量（水深 1m）は であり、この水量を飽和温度まで昇温させるデブリ量は、約 11ton と評価される。これは、デブリ全体に対して 4%未満の落下量である。また、ペDESTALを満水（水深 ）とする水量は約 81m³であり、この水量を飽和温度まで昇温させるデブリ量は、約 31ton と評価される。このデブリ量がペDESTAL内に堆積した場合、その堆積高さは約 0.15m となる。よって、これに余裕を考慮し、0.2m までのデブリ堆積を検知後に満水までの注水を行うことで、ペDESTAL内を満水とした場合でも水の飽和状態は維持される。

また、R P V破損後のペDESTAL注水は 80m³/h にて実施するが、デブリからペDESTAL水への伝熱速度の観点からは、熱流束を 800kW/m²一定※、伝熱面積をデブリ拡がり面積である とすると、180m³/h 以上の水を飽和温度まで昇温する熱移行率となる。

※：MAAPコードを用いた有効性評価においてデブリから上面水への限界熱流束として小さめに設定している値。

以上より，R P V破損後にはペデスタル内の水は速やかに飽和状態に至るとともに，0.2m までのデブリ堆積を検知後にペデスタル満水相当(水位 2.75m)までの注水を開始することにより，その後の注水過程でもペデスタル内の水は飽和状態に維持されるため，S Eの発生は抑制されと考えられる。

ペデスタル満水相当（水位 2.75m）まで注水を実施した後は，2.25m 及び 2.75m 高さの水位計を用いて，水位を 2.25m から 2.75m の範囲に維持するようペデスタル注水を実施することで，サブクール度を小さく保ちS Eの発生を抑制しながら，デブリの冷却を継続する。

また，R P V破損後にR P V内の残存デブリ冷却のための注水を実施した場合，注水の一部がR P Vの破損口からペデスタルへ落下しペデスタル内が常に満水状態となることが考えられるが，以下の理由によりS Eの発生は抑制されと考えられる。

- ・ R P Vからペデスタルへの落下水はR P V内に残存するデブリにより加熱され，また，ペデスタル内の水はペデスタルに落下したデブリにより加熱されているため，ペデスタル内の水は飽和状態を維持する
- ・ R P Vからペデスタルへの流入水のサブクール度が大きい場合，R P V内の残存デブリは冷却されており，ペデスタルへ落下する可能性は低い
ただし，ペデスタル注水手順は，先述のR P V破損口の拡大が生じない場合のような，デブリが少量ずつペデスタルへ落下してくる可能性を考慮しても，S Eの発生を抑制できるよう整備する（別紙参照）。

第 1 表 デブリの評価条件

項目	値	備考
デブリ密度 (kg/m^3)		MAAP 計算結果 (RPV 破損時の値) を, デブリ保有熱が小さくなるように丸めた値
デブリ比熱 (J/kgK)		
デブリ溶融潜熱 (J/kg)		
デブリ初期温度 ($^{\circ}\text{C}$)		
デブリ冷却後温度 ($^{\circ}\text{C}$)	500	デブリ保有熱を小さめに評価する観点から, 高めに設定

第 2 表 ペデスタル水の評価条件

項目	値	備考
ペデスタル水密度 (kg/m^3)	1,000	概略値を使用
ペデスタル水比熱 (J/kgK)	4,180	
ペデスタル水初期温度 ($^{\circ}\text{C}$)	35	外部水源温度
ペデスタル水飽和温度 ($^{\circ}\text{C}$)	135	RPV 破損時のドライウェル圧力の包絡値 (0.3MPa) における飽和温度
ペデスタル水半径 (m)		コリウムシールド厚さを とした場合の, コリウムシールド内半径

デブリ少量落下時のS E発生可能性を考慮したペデスタル注水管理について

原子炉注水機能が喪失しR P V破損に至るような状況においては、デブリが継続的に落下することによりペデスタル内の水は飽和状態となりS Eの発生は抑制されることが考えられることから、R P V破損の検知後には、確実なデブリ冠水及び冷却のため、ペデスタル満水相当まで連続して注水を行うとともに、その後もデブリの冷却に必要な量の注水を継続することとしている。その手順は以下のとおりである。

(a) R P V破損前

ペデスタルへの事前注水及び排水配管からの排水により、水位は1mに維持される。

(b) R P V破損後

R P V破損を判断した場合には、ペデスタル満水相当の水位2.75mまで注水を実施する。その後は、2.25m及び2.75m高さの水位計を用いて、水位を2.25mから2.75mの範囲に維持するようペデスタル注水を実施し、サブクール度を小さく保ちS Eの発生を抑制する。

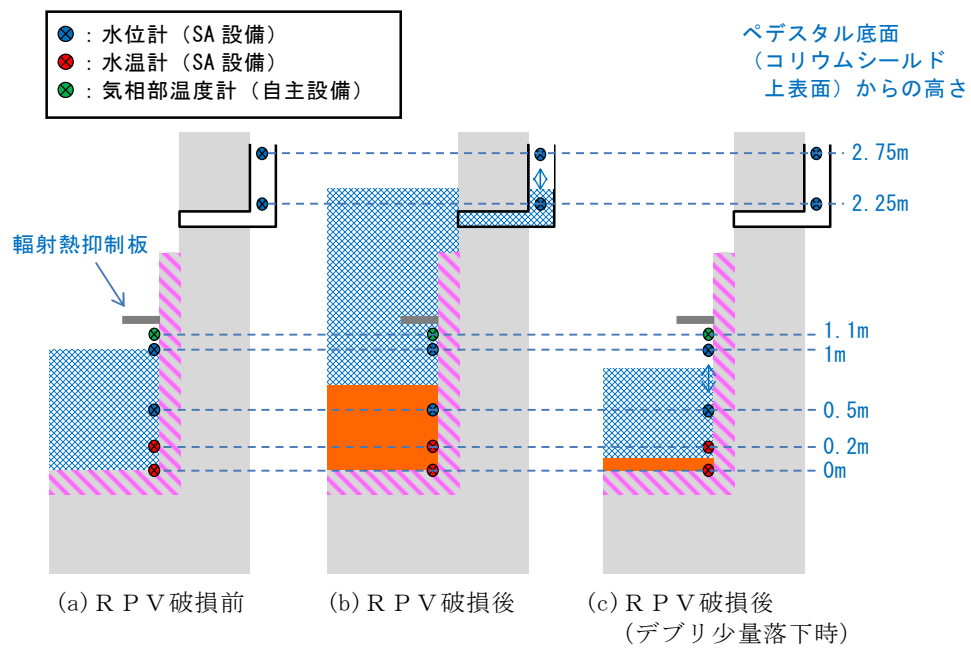
一方、R P V破損前に原子炉注水機能が復旧した場合等に、少量のデブリがペデスタルに落下し残りの大部分がR P V内に残存する可能性や、デブリがごく少量ずつ継続して落下する可能性も考えられ、デブリ落下挙動には不確かさが存在する。したがって、このような場合において、ペデスタル注水により水深が深く、サブクール度の大きい水プールが形成され、その後R P V内に残存したデブリが落下した際に万が一S Eが発生する可能性についても考慮し、上記(a)及び(b)の手順に加え、以下(c)の手順によりペデスタルへの注水を管理す

ることとする。

(c) R P V破損後（デブリの落下量が少量の場合）

ペDESTAL満水（水深 ，約 81ton）の水を飽和温度に到達させるデブリ量は約 31ton（全体の約 11%）であり，その堆積高さは約 0.15m となる。これより，ペDESTAL底面から 0.2m 高さにデブリ検知器を設置し，R P V破損判断後においても 0.2m 高さまでのデブリ堆積が検知されない場合には，0.5m 及び約 1m 高さの水位計を用いて，水位 0.5m 未満を検知した場合に水位約 1m までペDESTALへ注水する間欠注水を行うことにより，深い水プールの形成を防止し S E の発生を抑制する。

第 1 図に示す重大事故等対処設備の計装設備を用いた水位管理により，上記のとおりデブリの冠水状態は維持・監視可能であるが，デブリの冠水状態が維持されていることを別のパラメータにより参考情報として得られるよう，自主設備として 1m より上部に気相部温度計を設置し，気相部温度が格納容器圧力に対する飽和温度相当であることを確認する。気相部温度計は蒸気密度が高い水面付近（ペDESTAL底面から約 1.1m）に設置するとともに，気相部温度計の上部に輻射熱抑制板を設置することにより，人通用開口部下端（ペDESTAL底面から約 2.8m 高さ）付近に設置されているターンテーブル等のペDESTAL上部にデブリが付着した際の輻射熱の影響を抑制し，飽和状態の雰囲気温度を計測可能な設計とする。



第 1 図 ペDESTAL水位管理の概念図

ペデスタル排水設備対策について

1. はじめに

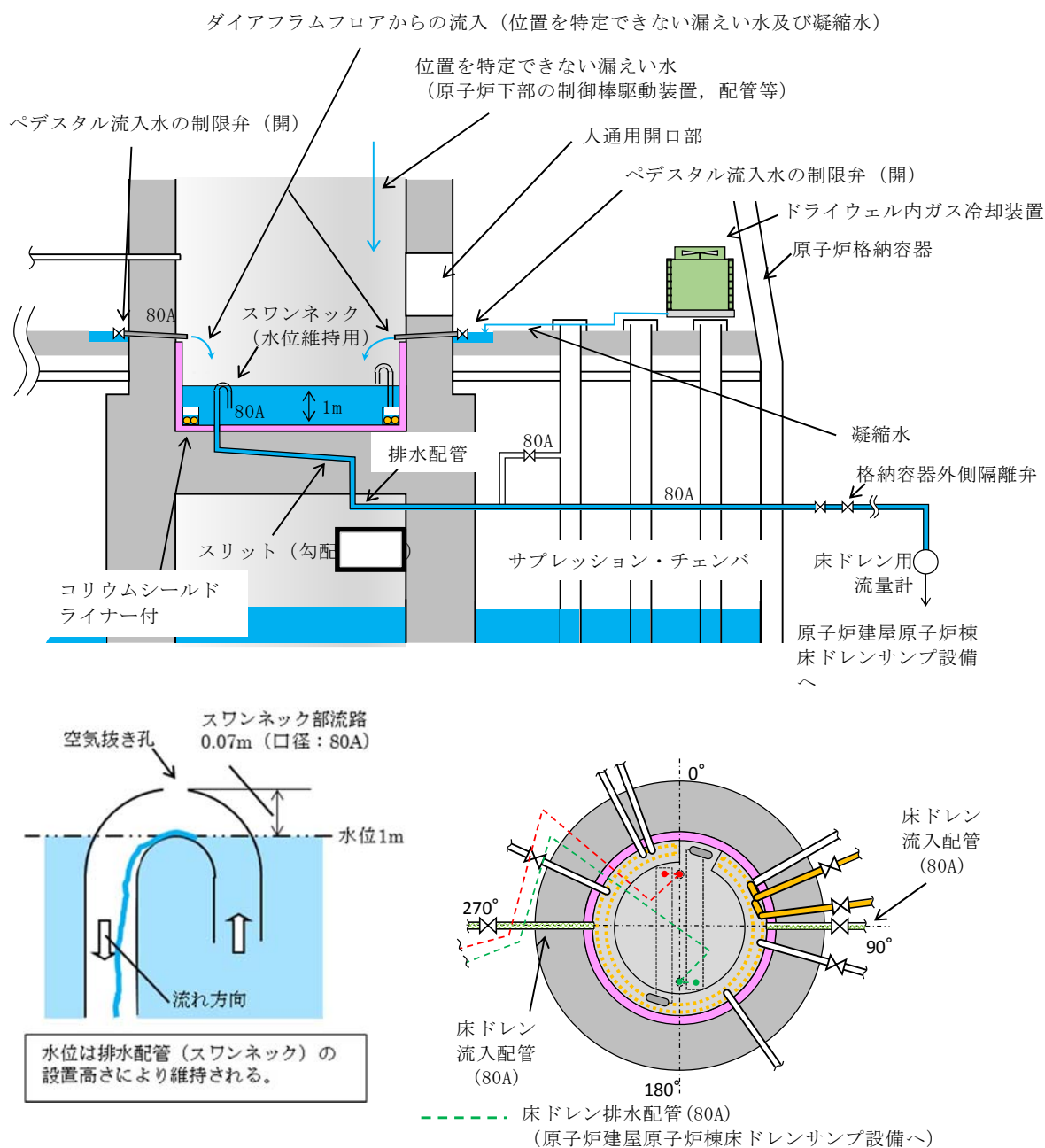
通常運転中，事故発生から R P V 破損まで及び R P V 破損後について，水位管理に必要な排水設備対策の方針を各々記載する。

1) 通常運転時

①ペデスタル内床ドレンサンプ

- ・ドライウェル内ガス冷却装置から発生する凝縮水，漏えい位置を特定できない格納容器内の漏えい水（以下「漏えい水」という。）が流入する設計とする。（第 1 図）
- ・サンプの水位は，サンプから排水する排水配管の入口（スワンネック）高さを床面から 1m に設定することで，常時 1m の水位を保つことが可能な設計とする。（第 1 図）
- ・サンプへの流入水は，高さ 1m に設置する排水配管の入口（スワンネック）から，排水配管内を通じてサプレッション・チェンバを経由し，格納容器外の原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ全量排水される設計とする。（第 1 図）
- ・漏えい水は，運転中に生じるドライウェル内ガス冷却装置からの凝縮水の流入によってサンプ水位は常時 1m に維持されているため，サンプに流入する全量が排水され，原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備に至る過程で，床ドレン用流量計により $0.23\text{m}^3/\text{h}$ を検出することが可能な設計とする。（第 1 図）
- ・排水配管水平部の勾配は，通常運転中の排水性を確保する観点及び R P V 破損後にスリット内でデブリが凝固するための必要な距離（スリット

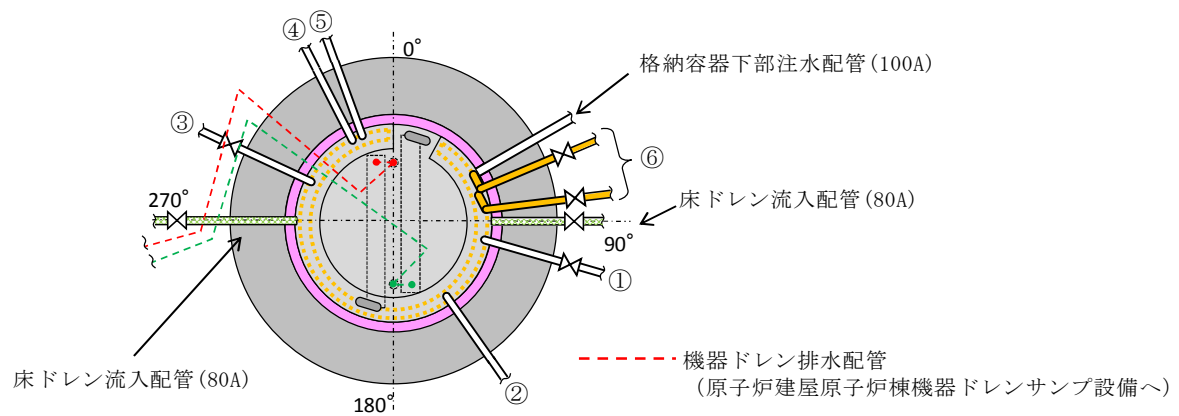
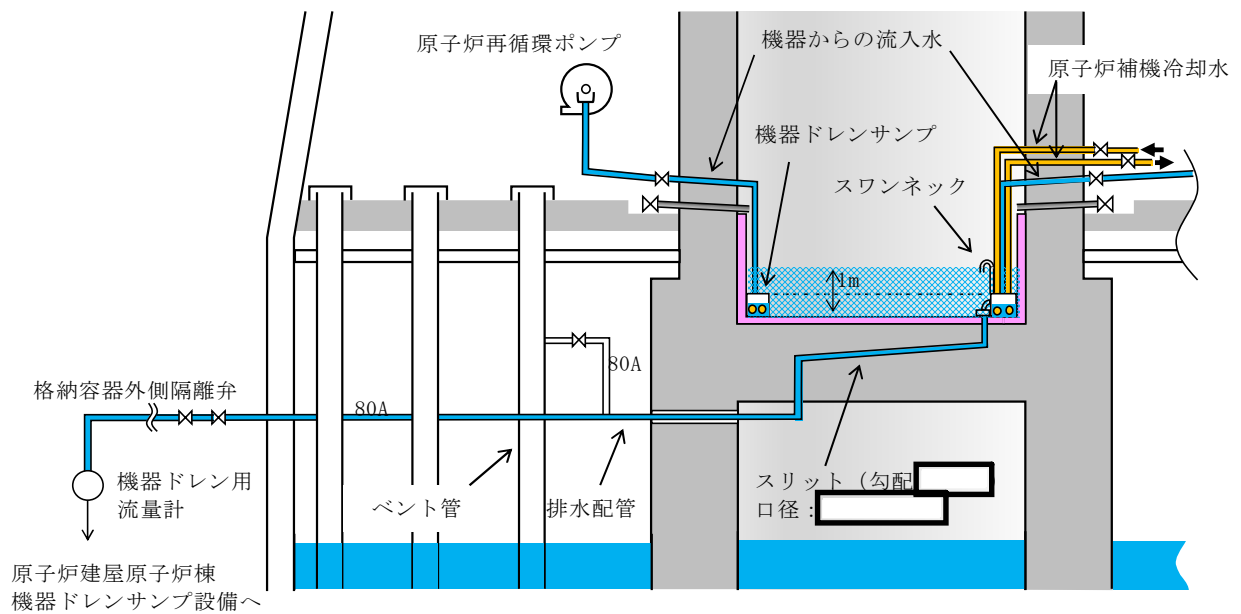
全長は□を短くする観点から、スリットの勾配を□に制限した設計とする。(第1図) なお、RPV破損までの排水性に対しては、スリットの勾配は影響しない。



第1図 ペDESTAL床ドレンサンプの通常運転時流入水及び排水経路図

②ペデスタル内機器ドレンサンプ

- ・原子炉再循環ポンプグランド部からの排水，機器からのリーク水及び機器点検時のドレン水が流入する設計とする。（第2図）
- ・ドレン水は，サンプ内で冷却（原子炉補機冷却水配管により）され，原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプへ全量排出される設計とする。（第2図）
- ・原子炉補機冷却水配管をサンプ内部に通し，高温のドレン水を冷却することができる設計とする。（第2図）
- ・サンプからの排水は，原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプ設備に至る過程で，機器ドレン用流量計により排水量を計測し， $5.70\text{m}^3/\text{h}$ の排水（漏えい量）を検出することが可能な設計とする。（第2図）
- ・排水配管水平部の勾配は，通常運転中の排水性を確保する観点及びR P V破損後にスリット内でデブリが凝固するため必要な距離（スリット全長は□）を短くする観点から，スリットの勾配を□に制限した設計とする。（第2図）
- ・サンプには複数のドレン水が流入するため，排水性確保の観点からベント管を設置する設計とする。



NO.	流入元	運転中の状態
①	原子炉再循環ポンプ(A) グランド部排水, 機器からのリーク水 (*1), 機器点検時のドレン水 (50A) (*2)	常時排水有
②	原子炉再循環ポンプ(A) 点検時のドレン (50A) (*2)	常時排水なし
③	原子炉再循環ポンプ(B) グランド部排水, 機器からのリーク水 (*1), 機器点検時のドレン水 (50A) (*2)	常時排水有
④	機器点検時のドレン水 (80A) (*2)	常時排水なし
⑤	原子炉再循環ポンプ(B) 点検時のドレン (50A) (*2)	常時排水なし
⑥	原子炉補機冷却水配管 (50A)	常時流入

*1: 弁グランド部からのリーク水 (運転中)

*2: 通常閉の弁を開にし排水 (定検時のみ)

第2図 ペDESTAL機器ドレンサンプの運転中流入水及び排水概要図

2) 事故発生から R P V 破損前まで

① R P V 破損前までに達成すべき条件

- ・デブリ落下までの間、ペDESTAL床ドレンサンプの水位を 1m に維持すること。

② 条件を達成するための設備対策

a. ドライウェルからの流入水の遮断

- ・ペDESTAL床ドレンサンプへの流入水を遮断するため、ドライウェル圧力高信号及び原子炉水位異常低下 (L1) 信号により、ペDESTAL流入水の制限弁 (床ドレン) を閉にする設計とする。(第 3 図(a)(c))
- ・制限弁を閉にすることにより、格納容器スプレイ水等のペDESTALへ流入する可能性のある水は、ベント管を介してサブプレッション・プールへ排水される設計とする。(第 3 図(a)(c)(d))

b. ペDESTALへの流入水の排出

- ・事故発生により格納容器外側隔離弁は開から閉状態となり、ペDESTAL床ドレンサンプへの流入水の格納容器外への排水は遮断されるが、通常運転中から床ドレン排水弁を開の状態にしておくことで、ベント管を介してサブプレッション・プールへ自然排水される設計とする。(第 3 図(a)(c)(d))
- ・事故時のペDESTAL床ドレンサンプへの流入水により、ペDESTAL床ドレンサンプの水位は上昇するが、R P V 破損までの間に、ペDESTAL床ドレンサンプの水位が、1m まで排水可能な設計とする。(別紙)
- ・以下を考慮し、床ドレン排水配管のベント管への接続高さをペDESTAL床のコンクリート表面より  下の位置に設置する設計とする。(第 3 図(a))

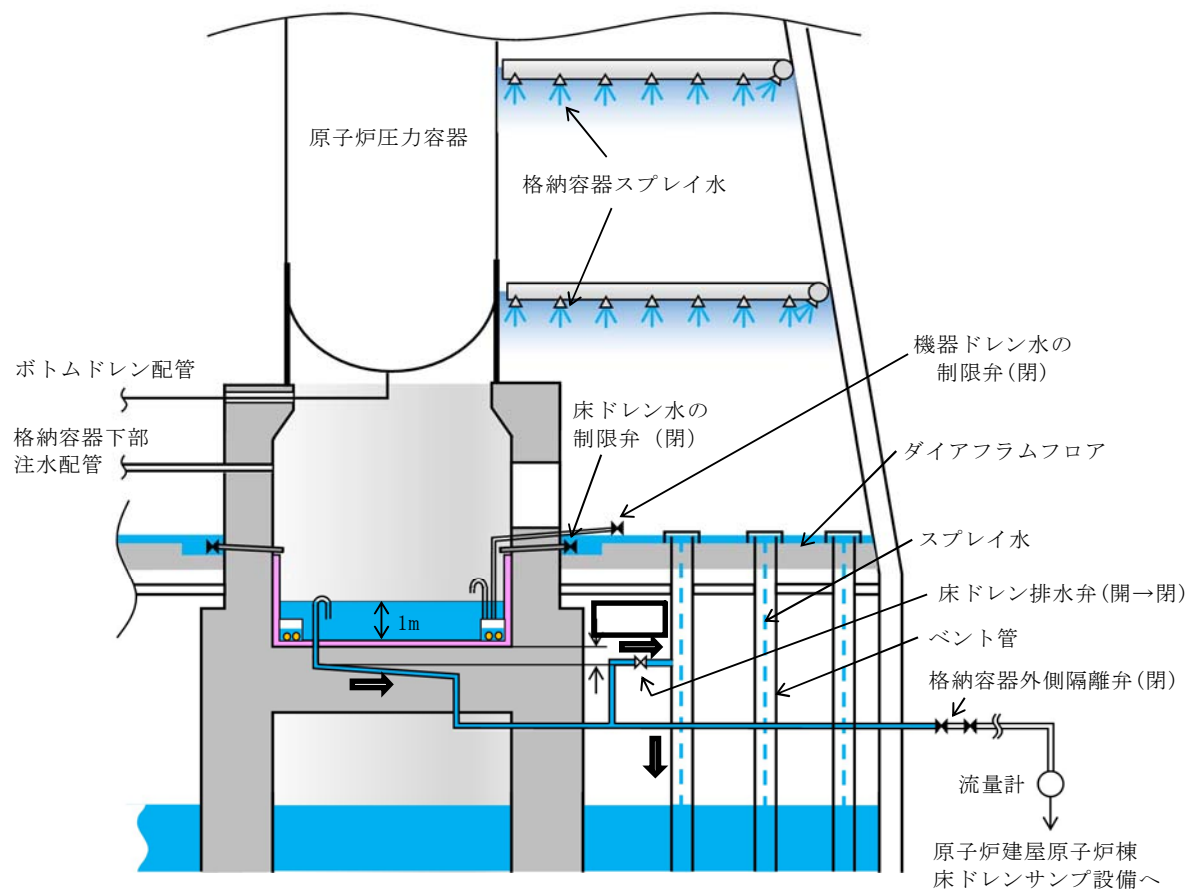
➤ 床ドレン排水配管のベント管への接続高さは、サンプへの流入水の

排水流量を確保する観点からは低い方が望ましいが、スリット内部でのデブリ凝固の確実性向上の観点からは、スリット内に水を保有させるためスリットより高くする必要がある。このため、床ドレン排水配管のベント管への接続高さは、床ドレン排水配管の下端位置がスリット高さ方向の流路（10mm）の上端の位置になるように設置する設計とする。（第3図(a)）

➤ スリットの設置高さを低くする場合、スリット内でデブリが凝固した際に、床スラブ鉄筋コンクリートの温度上昇による強度低下が懸念される。そこで、コリウムシールド無しの条件において温度による強度低下を考慮しても床スラブの健全性が確保されるスリット高さ（ペデスタル床のコンクリート表面から  下）にスリットを設置する。（第3図(a)）

- ・ 床ドレン排水配管を接続するベント管については、真空破壊弁作動時のベント管内のサプレッション・チェンバからドライウェルへの上昇流が排水に影響することがないように、真空破壊弁が設置されていないベント管を対象とする設計とする。（第3図(d)）
- ・ ベント管に接続する床ドレン排水弁は、R P V破損前のペデスタル注水により水位が上昇し1mを超える高さの水位計が水位を検出した後、ベント管を通じた排水により水位が低下し同水位計にて水位が検出されなくなった場合に、一定の時間遅れ（当該水位計高さから1m高さまでの排水に必要な時間を考慮）で自動閉止する設計とする。これにより、R P V破損後のペデスタル水のサプレッション・プールへの流出を防止する。なお、地震によるスロッシング等により万一排水弁が意図せず閉止した場合には、運転員操作により早期に排水弁を開放する手順とする。

- ・機器ドレン排水配管及び排水弁による排水経路から、R P V破損後のペDESTAL水がサプレッション・プールへ流出することを防ぐため、床ドレン排水弁と同時に自動閉止する設計とする。また、機器ドレン排水配管のベント管への接続高さ及び接続位置（真空破壊弁が設置されていないベント管に設置する）は、床ドレン排水配管と同じ設計とする。（第3図(d)(e)）

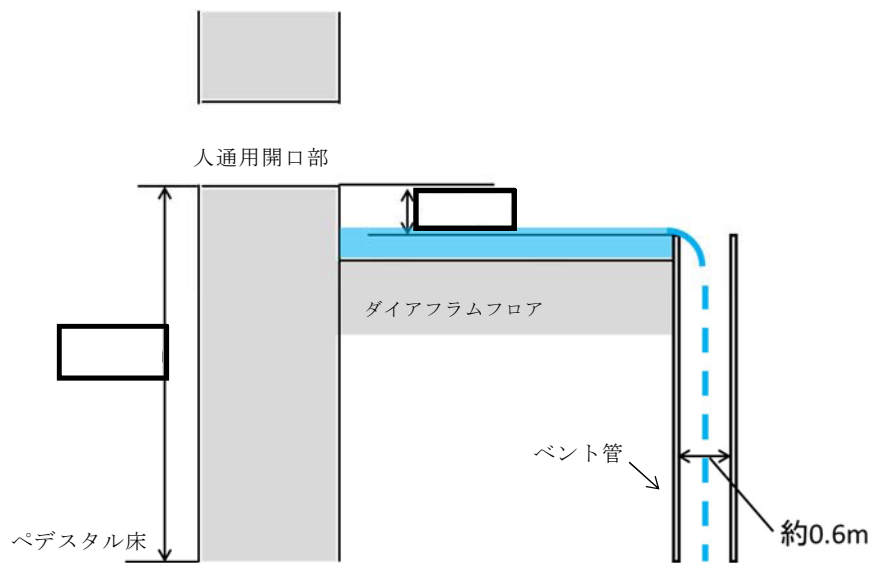


ペDESTALに流入した水はベント管（真空破壊弁が設置されていないもの）を介してサプレッション・プールへ排水される。ベント管は、格納容器スプレイ水等の流入も考えられるが、ベント管は個数が108本あり、約0.6mの直径を有していることから、ベント管の単位面積あたり流れる格納容器スプレイ水等の流量はわずかであり、ペDESTALへの流入水の排水性に影響はないと考えられる。

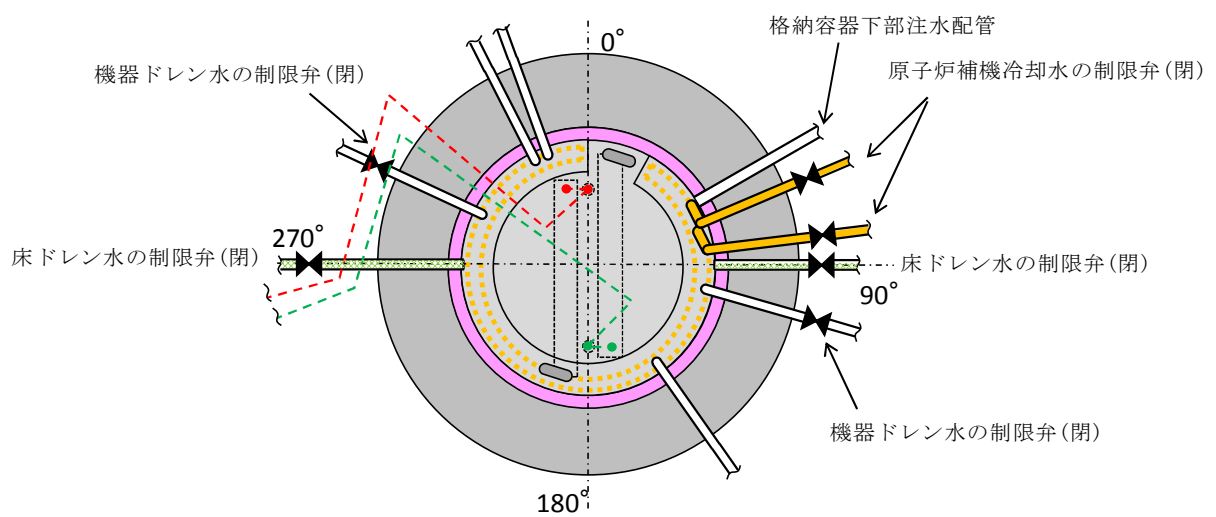
サプレッション・チェンバからの格納容器ベント用の配管下端は、ペDESTAL床のコンクリート表面より下であり、排水配管のベント管への接続高さよりも高い位置に設置されている。ただし、格納容器ベント中のサプレッション・プール水の最高水位は、ペDESTAL床のコンクリート表面より約0.62m下であり、床ドレン排水配管のベント管への接続高さよりも低い位置となるため、格納容器ベント中でも床ドレン排水配管が水没することは無い。

【参考】最も高い位置の真空破壊弁はペDESTAL床のコンクリート表面より約0.47m下であり、床ドレン排水配管のベント管への接続高さよりも高い位置であるが、その他の真空破壊弁はペDESTAL床のコンクリート表面より約1.36m下であり、床ドレン排水配管のベント管への接続高さよりも低い位置に設置されている。

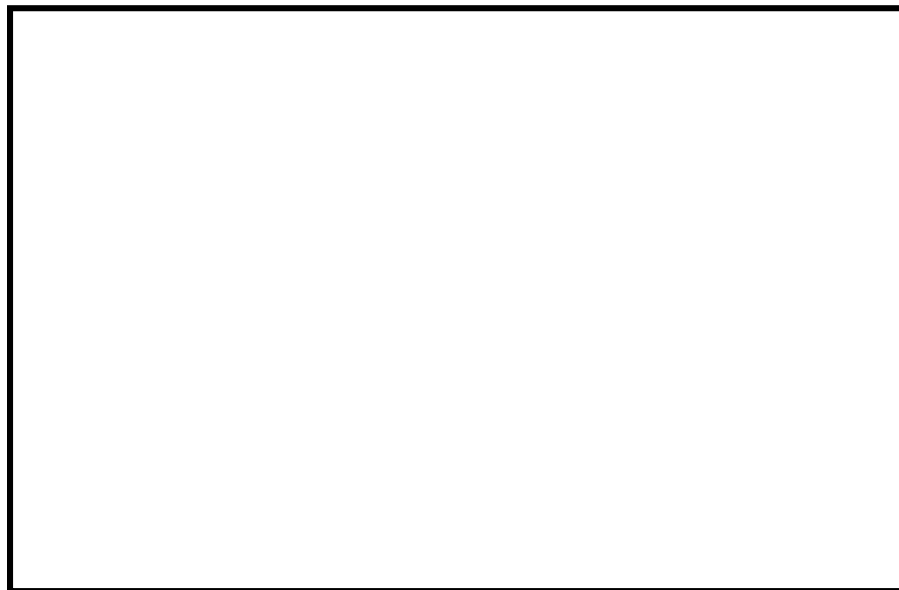
第3図 (a) ペDESTAL床ドレンサンプの水位1m維持対策概要



第3図 (b) ペデスタル床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要

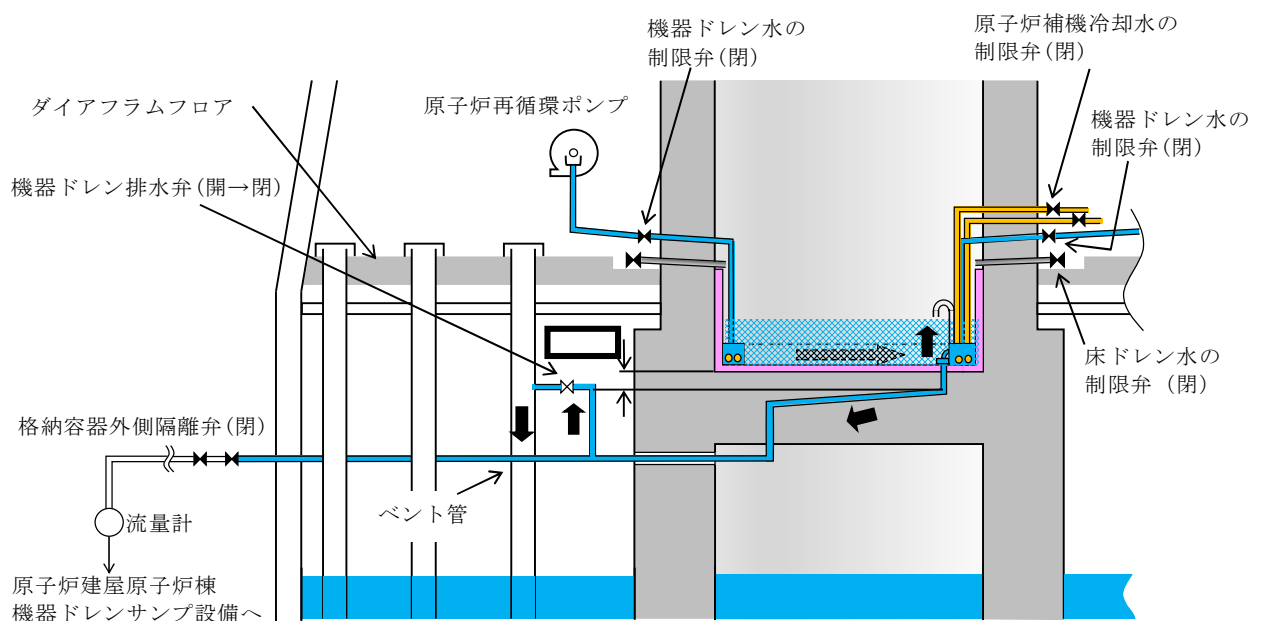


第3図 (c) ペデスタル床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



- - - 機器ドレン排水配管 (80A)
(原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプ設備へ)
- - - 床ドレン排水配管 (80A)
(原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ)
- ベント管 ペDESTAL床ドレンの排水経路となるもの (真空破壊弁なし 1 か所)
- ベント管 ペDESTAL機器ドレンの排水経路となるもの (真空破壊弁なし 1 か所)
- ベント管 真空破壊弁付き (11 か所)
- ベント管 真空破壊弁なし (95 か所)

第 3 図 (d) ペDESTAL床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



第 3 図 (e) ペDESTAL床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要

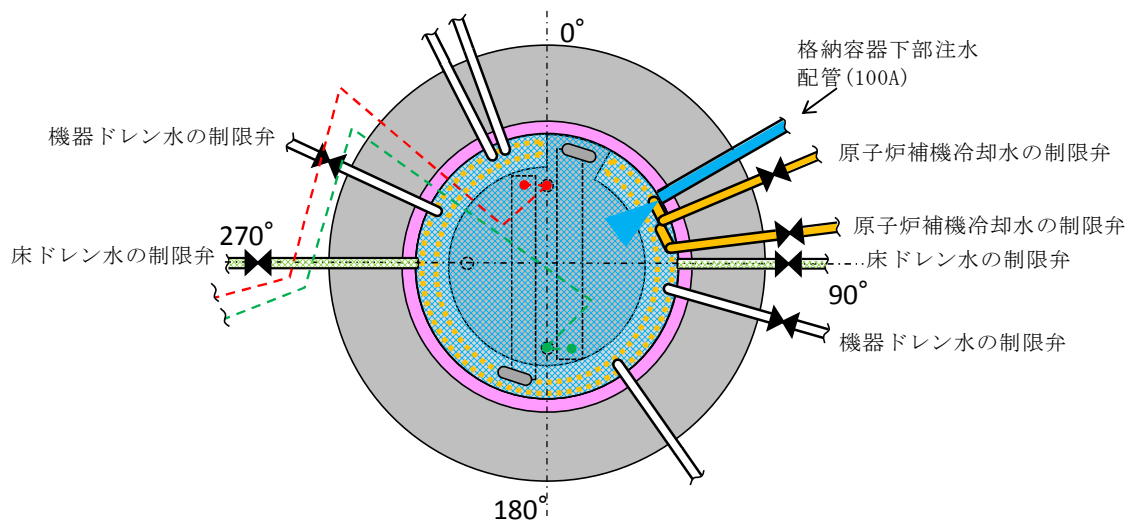
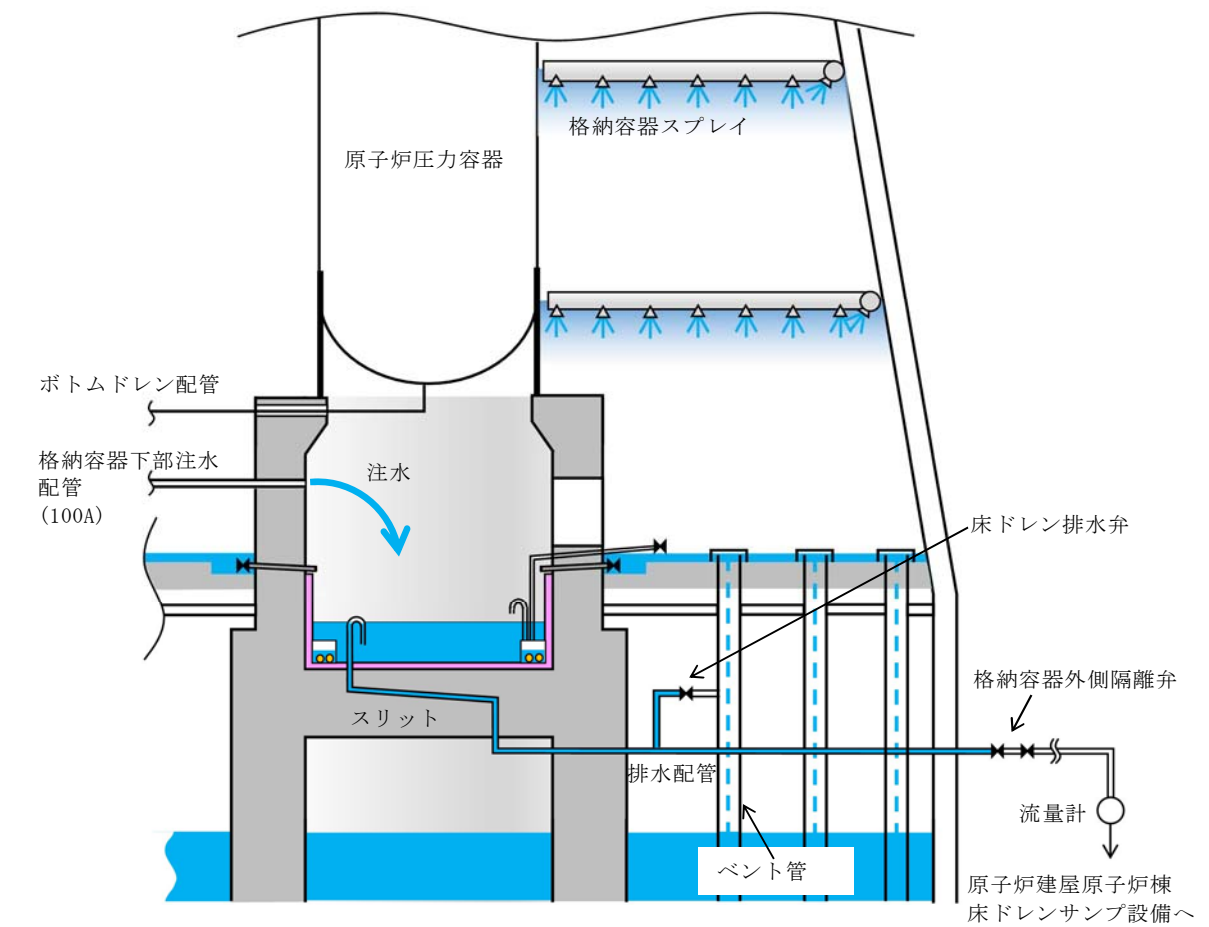
3) R P V 破損後

① R P V 破損後に達成すべき条件

- ・ ペデスタル床ドレンサンプへ落下したデブリを冷却するために、注水できること。
- ・ ペデスタル床ドレンサンプの水位を管理できること。

② 条件を達成するための設備対策

- ・ R P V 破損後、デブリが機器ドレン配管及び原子炉補機冷却水配管を溶融することにより、当該配管からペデスタル内へ内包水が流入することを防止するため、ドライウェル圧力高信号及び原子炉水位異常低下 (L1) 信号により、ペデスタル流入水の制限弁 (機器ドレン及び原子炉補機冷却水) を閉にする設計とする。 (第 4 図)
- ・ R P V 破損後のデブリ落下後に、格納容器下部注水系から注水を行う設計とする。 (第 4 図)



第4図 ペデスタル床ドレンサンプ注水概要図

事故発生からR P V破損までのペデスタル流入水の排水評価について

R P Vが破損しデブリがペデスタルへ落下する際には、S Eの影響を抑制するためペデスタル内水位を1mとすることとしている。これに対して、事故発生後にペデスタル内への水の流入があった場合でも、R P V破損までにペデスタル内水位が1mまで排水されることを確認した。以下にその内容を示す。

1. 評価において想定する事象

東海第二発電所のペデスタル内構造（添付資料 3.2.3 本文第1図参照）をもとに、事故発生からR P V破損までの間にペデスタル内へ水が流入し得る事象を選定し、それぞれに対して排水評価の要否を検討する。

(1) 大破断L O C A

R P V破損する場合の有効性評価の評価事故シーケンスとしては、過渡事象時に注水機能が喪失する事象（以下「過渡事象」という）を選定しているが、過渡事象ではドライウェル内に水が流出することはない、R P V破損までに格納容器スプレイを実施することはない。一方で、大破断L O C A時に注水機能が喪失する事象（以下「L O C A事象」という）では、ドライウェル内への水の流出やR P V破損までの格納容器スプレイの実施により、ペデスタル内への水の流入が生じるため、排水評価の対象とする。

(2) ボトムドレンL O C A

R P V破損を想定する評価事故シーケンスのうち、ペデスタル内におけるボトムドレンL O C Aが生じた場合、R P Vからペデスタルへ多量の原子炉冷却材が流入する。しかし、この流入水は飽和状態であるため、水深が深い場合でもS Eの発生可能性は極めて低く、万一S Eが発生した場合

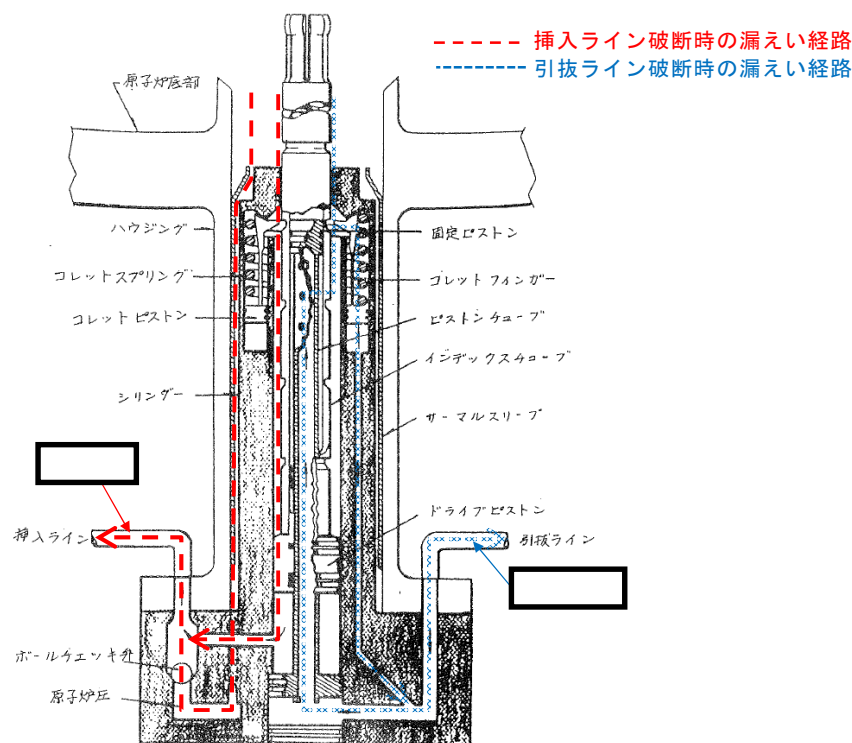
の発生エネルギーも小さいと考えられることから、排水評価の対象事象とする必要はないと考える。ただし、排水性能の保守性を確認する観点から参考として排水可能性を評価する（参考 1）。

(3) その他のペデスタル内への流入事象

ペデスタル内において制御棒駆動水圧系配管が破断した場合、R P V及び制御棒駆動水圧系からペデスタル内に漏えい水が流入する。しかし、事象確認後に制御棒駆動水ポンプを停止することで、制御棒駆動水圧系からペデスタルへの流入は停止する。また、第 1 図のとおり、当該配管は 1 インチ以下の細さであることに加え R P Vからの漏えいは制御棒駆動機構のシール部を介するため、その漏えい量はごく少量であり、R P V破損に至ることは考えにくく、排水評価の対象外とする。

また、ペデスタル内において機器ドレン配管や原子炉補器冷却水配管が破断した場合にもペデスタル内へ冷却水が流入するが、上記と同様にこれらの事象に起因して R P V破損に至ることは考えにくく、排水評価の対象外とする。

以上より、排水評価において想定する事象として L O C A 事象を選定する。



第 1 図 制御棒駆動水圧系配管破断時の R P V からの漏えい経路

2. 評価条件

- ・ L O C A 事象発生時, ドライウェル圧力高信号及び原子炉水位異常低下 (L1) 信号によりペデスタル流入水の制限弁は事象発生後すぐに閉止することから, 格納容器スプレイ水等によるドライウェルからの流入水は制限されるが, ここでは事故発生 5 分間はペデスタルへの流入が継続すると仮定する。また, ドライウェルからの流入量を多く評価する観点から, ダイアフラムフロア上に溜まる水の水位は, 物理上最も高くなるベント管高さとする。このとき, ドライウェルからペデスタルへの流入量は, 以下のように計算され, これを R P V 破損までの必要排水量とする。

$$V = v_{in} \times A \times t = (2gh)^{1/2} \times A \times t$$

V : 必要排水量 $[\text{m}^3]$, v_{in} : 流入速度 $[\text{m}/\text{s}]$,

A : 流入口面積 $[\text{約 } 8.6 \times 10^{-3} \text{ m}^2]$

(床ドレン配管内径 73.9mm×2 本分) ,

t : 流入継続時間 [5min=300s] , g : 重力加速度 [9.8m/s²] ,

h : 流入水水頭 [約 0.36m]

(ベント管上端高さ - 流入配管高さ)

- ・設備対策より配置されるコリウムシールド等の構造物については、評価上その体積を除外することで必要排水量を増やし、保守的な評価とする。
- ・機器ドレン排水配管及び排水弁を経由したサプレッション・プールへの排水が期待できるが、この排水経路からの排水は評価から除外する。
- ・排水配管はドライウェル気相部に接続され圧力差はないため、排水量を評価する上で、ドライウェル及びサプレッション・プール内圧は考慮しない。
- ・排水配管の長さ、内径、エルボや弁等に相当する長さ等考慮し、下記式によりある排水流量を想定した場合の排水流路の圧力損失を算出する。本評価では、まず任意の流量 (22m³/h : ボトムドレン L O C A 時の平均必要排水流量) の場合の圧力損失 (1.8m) を算出し、その際に求まる圧損係数 (K) を基に、以降の流量と圧力損失の関係を算出している。圧力損失はペデスタル水位と排水口の水頭差に等しいことから、排水開始する初期水位時の排水口との水頭差及び圧損係数 (K) を基に初期排水流量を算出し、初期排水流量である時間ステップ幅だけ排水された場合の水位及び当該水位での排水流量を算出し、これを繰り返すことによって水位 1m までの排出時間を算出している。また、下式に示す圧損 H は、エルボの数を 2 倍程度見込む等、保守的な値としている。

圧損損失計算式 (出典 : 日本機械学会編, 機械工学便覧)

$$H = \lambda \times (L/D) \times (v^2/2g) + \sum \lambda \times (L'/D) \times (v^2/2g) = K \times Q^2$$

H : 配管圧損 [m] , L : 配管長さ [m] , D : 配管内径 [m] ,

L' : エルボや弁等に相当する長さ [m] , v : 流速 [m/s] ,

g : 重力加速度 $[\text{m}/\text{s}^2]$, λ : 管摩擦係数 $[-]$, K : 圧損係数 $[-]$,
 Q : 流量 $[\text{m}^3/\text{h}]$

第 1 表 圧力損失計算要素

	単位	スワンネック入 口～出口 (*1)	スリット入口 ～出口 (*2)	スリット下流 配管 (*3)
配管内径 : D	m			
流量 *4	m^3/h			
流速	m/s			
管摩擦係数 : λ	—			
配管長	m			
配管 L/D	—			
90°ショートエルボ *5 ($L'/D = \square$)	個			
弁 *5 ($L'/D = \square$)	個			
管入口 *5 ($\lambda \cdot (L'/D) = \square$)	個			
開放端 *5 ($\lambda \cdot (L'/D) = \square$)	個			

(補足) 上記計算要素の具体的な数値等は設計進捗により、妥当性を損なわない範囲で変更があるものとする。

*1 : スワンネック部は、90° ショートエルボ ($\square$ 個), 直管 $\square$ 相当とし、管入口と管出口 (開放端) の係数を考慮。

*2 : スリット部は、断面積が等しい円管、90° ショートエルボ ($\square$ 個) とし、管入口と管出口 (開放端) の係数を考慮。圧損は円管の $\square$ とする。

*3 : スリット下流配管は、配管長 $\square$, 90° ショートエルボ ($\square$ 個), 弁 ($\square$ 個) と想定し、 $\square$ を考慮。

*4 : 流量は $\square$ とした。表 1 は流量を $\square$ とした場合の例を記載。

*5 : CRANE 社「FLOW OF FLUIDS THROUGH VALVES, FITTINGS, AND PIPE Technical Paper No. 410, 1988」

上表を基に、圧力損失を計算した結果を以下に示す。

$H_1 = \square$

K=

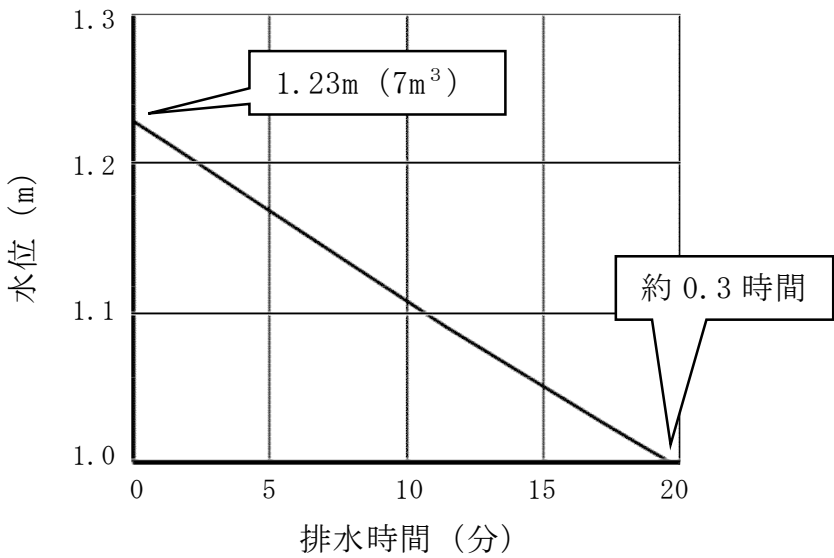
(流量)における配管圧損は、 $K \times Q^2 =$

3. 評価結果

評価結果は第 2 表及び第 2 図のとおりであり， R P V破損までの時間が短い大破断 L O C A （事象発生から R P V破損まで約 3 時間）を想定しても，水位 1m まで排水可能である。

第 2 表 必要排水量と排水時間

項 目	評価結果
必要排水量	約 7m ³
排水時間	約 0.3 時間



第 2 図 ペデスタル水位 1.23m から水位 1m までの排水時間

4. 評価結果に対する裕度

- ・必要排水量

必要排水量はコリウムシールド等の構造物を考慮していないことから、必要排水量は内部構造物の体積分保守的な評価としている。

- ・排水時間

排水時間については、排水に伴って低下する水位並びに流路の形状及び長さ等（圧力損失）を保守的に考慮して算出している。（第2図）

- ・排水流量

計算過程で使用する圧力損失は、配管長さやエルボの数等に余裕を持たせており、平均排水流量 時の圧力損失は合計 である。

5. 異物による影響

ペデスタル内に設ける排水の流入口は、スワンネック構造とする。スワンネックは、逆U字形の形状をしているため、水面付近の浮遊物は排水口から流入し難い構造上の利点がある。空気孔は、逆U字形部からの排水性を確実にするために設ける設計とする。排水口の高さ方向の位置は、水面の浮遊物や床面の異物を持ち込ませないために適切な位置で設定する設計とする。また、異物落下に対して破損等がないよう、サポート等で固定する。このスワンネックの構造を考慮した上で、スワンネック構造への落下物の影響、ペデスタル内に流入する異物による排水性への影響を評価する。なお、スワンネック構造を流入口とする排水流路は、R P V破損前にペデスタル内の水位 1m を達成した時点で排水弁を閉止し、その後は用いないことから、排水機能の要求期間はR P V破損前までであり、R P V破損前までに想定される落下物及び異物を対象として評価する。

事故時に発生する落下物によりスワンネック構造が損傷しないこと、異物

がペデスタル床ドレンサンプに流入したと仮定し評価しても、異物により排水性に悪影響が生じる可能性が低いことを第3表に示す。

落下物により、スワンネック構造が影響を受けないことを確実にするため、スワンネック構造の周囲に柵を設置する設計とする。

この柵は、異物がスワンネック及び排水配管の排水性に対して悪影響を及ぼさないこと及び想定されない異物が排水性に悪影響を及ぼさないことをより確実にするため、異物混入防止機能を有した設計とする。柵は、スリットの短辺  よりも小さい開口径を有し、開口が重ならないよう2重に配置した設計とする。仮に、スリット部で固着し堆積する可能性がある線状の異物を想定しても、柵の2重部分で流入を防ぐ構造の設計とする。（第3図）

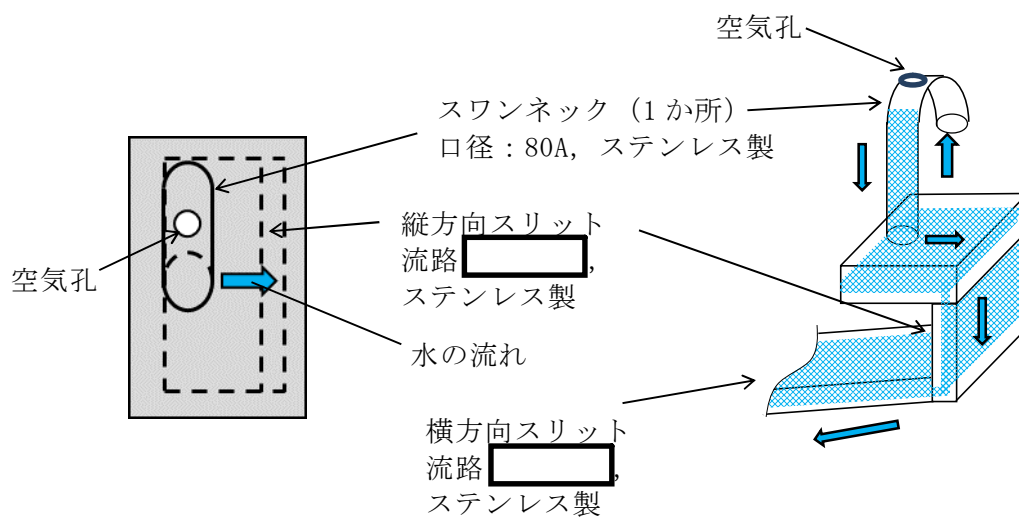
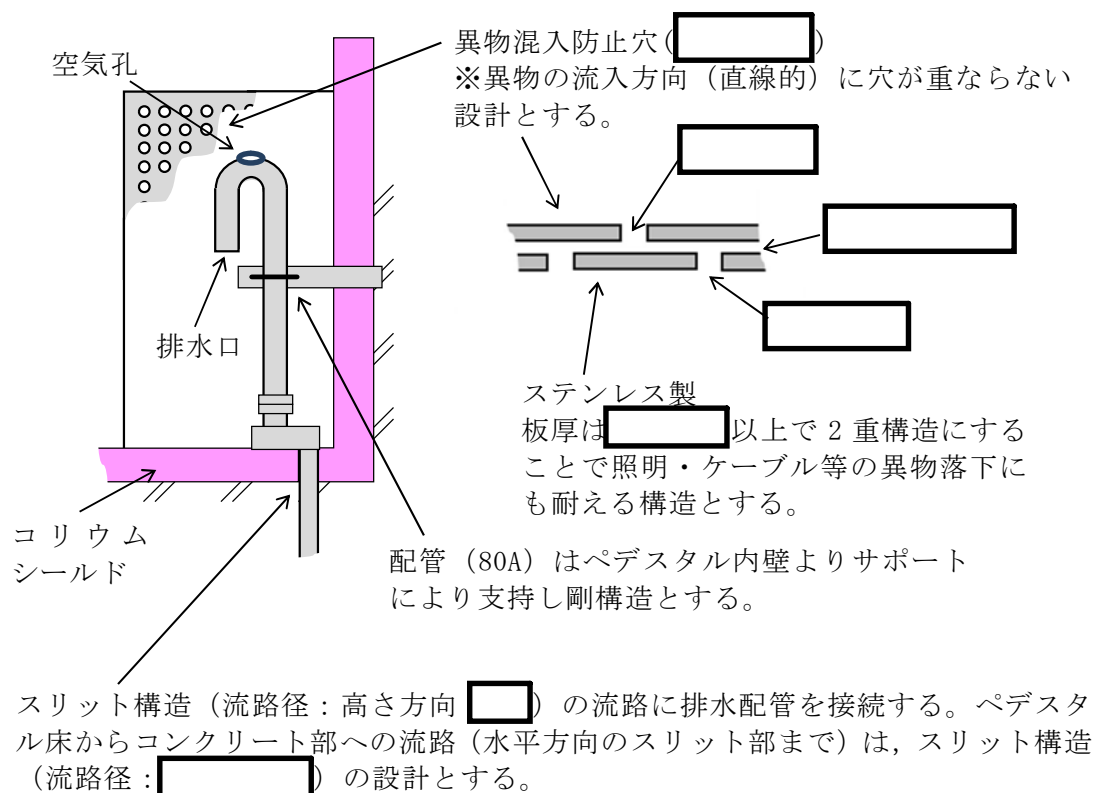
なお、機器ドレンサンプについても、排水経路として利用することから、異物落下に対して破損等がないよう、十分な強度を有する設計とし、スワンネックの異物混入防止及び損傷防止については、床ドレン排水用のスワンネックと同様の対策を行うことで、悪影響を防止する。

第3表 想定異物と影響評価

想定異物	異物による排水性への影響
核計装用及び照明用等のケーブル（管路含む）	【発生源】 ペデスタル内 【スワンネックへの落下／床ドレンへの流入】 落下あり／流入あり ペデスタル上部には、ケーブルが設置されており、落下の可能性はある。 【影響評価】 ・落下による影響 スワンネックは鋼製でサポートに固定されているため破損・転倒する恐れはない。また、周囲に鋼製の柵を設置することから、スワンネックに直接接触することもない。機器ドレンサンプについては、サンプ自体を十分な強度を有する設計とするため、破損する恐れはない。

	・流入による影響 ケーブルは床に沈降することから，排水性に影響はない。また，何らかの要因で被覆片が生じたとしても，機器ドレンサンプと床ドレンサンプ各々のスワンネックは対向して配置され，かつ前述の通り各々の周囲を柵（第3図参照）にて囲うため，共通要因による排水性への影響はない。
保温材	【発生源】 ペデスタル外 【スワンネックへの落下／床ドレンへの流入】 落下なし／流入あり ペデスタル床ドレンサンプ内に保温材はない。 重大事故時にドライウェルから格納容器スプレイ水等によって床ドレンの流入経路から持ち込まれる可能性がある。 【影響評価】 床ドレン流入経路の弁を事故後早期に閉に流入を制限することから，排水経路を閉塞させる等，排水性への影響はない。
塗料片	【発生源】 ペデスタル内・外 【スワンネックへの落下／床ドレンへの流入】 落下あり／流入あり ペデスタル内・外の構造物には塗装が施されていることからスワンネックへの落下，床ドレンへ流入する可能性がある。 【影響評価】 ・落下による影響 スワンネックを損傷する程の重量はなくスワンネックが破損・転倒する恐れはない。また，同様に機器ドレンサンプへの影響もない。 ・流入による影響 塗料片は，底に堆積若しくは水面に浮遊することが考えられるが，スワンネックの排水口を水位 1m の中間位置に設定するため，これらの異物がスワンネックの排水口に流入するとは考え難い。また，重大事故時は格納容器スプレイ水等によってペデスタル外から床ドレンの流入経路を通じて塗料片が多く持ち込まれる可能性があるが，床ドレン流入経路の弁を事故後早期に閉にし，流入を制限することから，排水経路を閉塞させる等，排水性への影響はない。

スラッジ（鉄錆）	【発生源】 ペデスタル外 【スワンネックへの落下／床ドレンへの流入】 落下なし／流入あり スラッジ（鉄錆）は、床ドレン水によって床ドレンサンプ内に流入し底に堆積する可能性がある。 【影響評価】 スワンネックの排水口を水位 1m の中間位置に設定するため、底に堆積した異物が積極的に排水経路に流入するとは考え難い。また、重大事故時は格納容器スプレイ水等によってペデスタル外から床ドレンの流入経路を通じてスラッジが多く持ち込まれる可能性があるが、床ドレン流入経路の弁を事故後早期に閉にし、流入を制限することから、排水経路を閉塞させる等、排水性への影響はない。
サポート	【発生源】 ペデスタル内 【スワンネックへの落下／床ドレンへの流入】 落下なし／流入なし ペデスタル内にはサポートが設置されているが、十分な耐震性を有する設計とすることから、落下しない。 【影響評価】 排水性への影響はない。
照明	【発生源】 ペデスタル内 【スワンネックへの落下／床ドレンへの流入】 落下あり／流入あり ペデスタル内には照明が設置されているため、落下の可能性がある。 【影響評価】 ・落下による影響 スワンネックは鋼製でサポートに固定されているため破損・転倒する恐れはない。また、周囲に鋼製の柵を設置することから、スワンネックに直接接触することもない。機器ドレンサンプについても、十分な強度を有する設計とすることから、破損する恐れはない。 ・流入による影響 照明は、床に沈降することから、排水性に影響はない。



第 3 図 排水配管に対する異物対策概要

ボトムドレン L O C A を想定した場合の排水評価

ボトムドレン L O C A 時に R P V からペデスタルへ流入する水は飽和状態であることから、R P V 破損及びデブリ落下時の S E の発生可能性は極めて低く、また、万が一 S E が発生した場合の発生エネルギーも小さいと考えられる。

しかし、排水性能の保守性を確認する観点から、ペデスタル内の水位が最も高くなる事象であるボトムドレン L O C A を想定した場合についても、参考として排水可能性を実施する。

1. 評価条件

- ・ペデスタル内におけるボトムドレン L O C A 時には、ペデスタル床ドレンサンプルに上部から漏えい水が流入し、著しく水位が上昇するため、水位は人通用開口部まで達することが想定される。
- ・排水評価は人通用開口部下端から水位 1m までの水量(必要排水量)とする。
また、設備対策より配置されるコリウムシールド等の構造物については、評価上その体積を除外することで必要排水量を増やし、保守的な評価とする。
- ・排水配管はドライウェル気相部に接続され圧力差はないため、排水量を評価する上で、ドライウェル及びサプレッション・プール内圧は考慮しない。
- ・排水配管の長さ、内径、エルボや弁等に相当する長さ等考慮し、下記式によりある排水流量を想定した場合の排水流路の圧力損失を算出する。本評価では、まず任意の流量 ($22\text{m}^3/\text{h}$: ボトムドレン L O C A 時の平均必要排水流量) の場合の圧力損失 (1.8m) を算出し、その際に求まる圧損係数 (K) を基に、以降の流量と圧力損失の関係を算出している。圧力損失はペ

デスタル水位と排水口の水頭差に等しいことから、排水開始する初期水位時の排水口との水頭差及び圧損係数（K）を基に初期排水流量を算出し、初期排水流量である時間ステップ幅だけ排水された場合の水位及び当該水位での排水流量を算出し、これを繰り返すことによって水位 1m までの排出時間を算出している。また、下式に示す圧損 H は、エルボの数を 2 倍程度見込む等、保守的な値としている。

圧損損失計算式（出典：日本機械学会編，機械工学便覧）

$$H = \lambda \times (L/D) \times (v^2/2g) + \sum \lambda \times (L'/D) \times (v^2/2g) = K \times Q^2$$

H：配管圧損 [m]，L：配管長さ [m]，D：配管内径 [m]，

L'：エルボや弁等に相当する長さ [m]，v：流速 [m/s]，

g：重力加速度 [m/s²]，λ：管摩擦係数 [-]，K：圧損係数 [-]，

Q：流量 [m³/h]

第 1 表 圧力損失計算要素

	単位	スワンネック入口～出口(*1)	スリット入口～出口(*2)	スリット下流配管(*3)
配管内径：D	m			
流量 *4	m ³ /h	22	22	22
流速	m/s			
管摩擦係数：λ	—			
配管長	m			
配管 L/D	—			
90°ショートエルボ *5 (L'/D=)	個			
弁 *5 (L'/D=)	個			
管入口 *5 (λ・(L'/D)=)	個			
開放端 *5 (λ・(L'/D)=)	個			

(補足) 上記計算要素の具体的な数値等は設計進捗により、妥当性を損なわない範囲で変更があるものとする。

- *1: スワンネック部は、90° ショートエルボ () 個, 直管 () 相当とし、管入口と管出口 (開放端) の係数を考慮。
- *2: スリット部は、断面積が等しい円管、90° ショートエルボ () 個とし、管入口と管出口 (開放端) の係数を考慮。圧損は円管の () とする。
- *3: スリット下流配管は、配管長 () , 90° ショートエルボ () 個, 弁 () 個と想定し、 () を考慮。
- *4: 必要排水量約 59m³ を約 2.7 時間で排出した場合の流量 22m³/h とした。
- *5: CRANE 社「FLOW OF FLUIDS THROUGH VALVES, FITTINGS, AND PIPE Technical Paper No. 410, 1988」

上表を基に、圧力損失を計算した結果を以下に示す。

$$H_1 = \text{[]}$$
$$K = \text{[]}$$
$$\text{(流量 [] における配管圧損は、} K \times Q^2 = \text{[])}$$

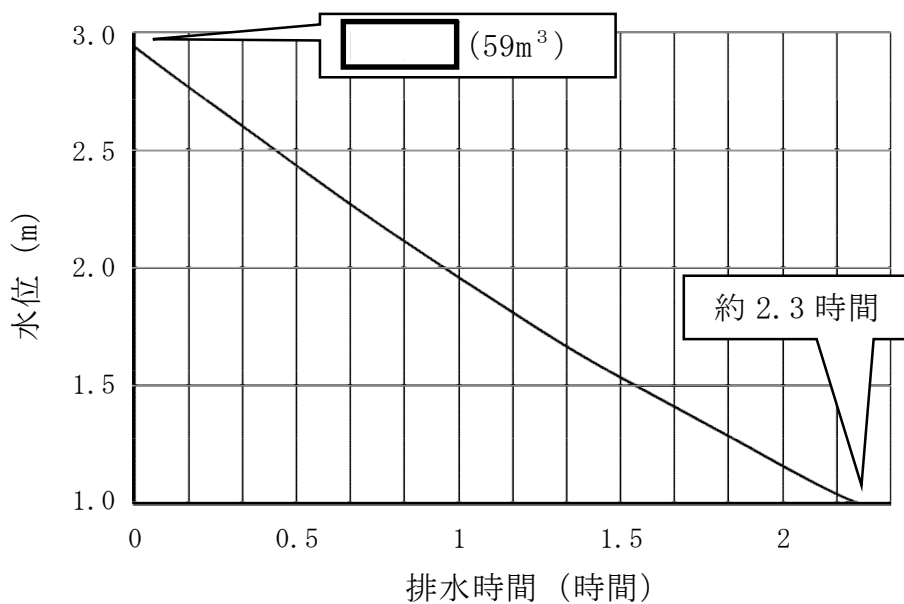
2. 評価結果

評価結果は第 2 表及び第 1 図のとおりであり、ペデスタル内のボトムドレン配管破断時に流入した水を、R P V からペデスタルへの流入停止 (事象発生後約 0.3 時間) から R P V 破損 (事象発生後約 3 時間) までの約 2.7 時間以内に、水位 1m まで排水可能である。

第 2 表 必要排水量と排水時間

項 目	評価結果
必要排水量	約 59m ³ ※
排水時間	約 2.3 時間

※：必要排水範囲の水量（内径 、高さ の水の体積）



第 1 図 ペデスタル水位満水から水位 1m までの排水時間

3. 評価結果に対する裕度

・必要排水量

必要排水量はコリウムシールド等の構造物を考慮していないことから、必要排水量は内部構造物の体積分保守的な評価としている。

・排水時間

排水時間については、排水に伴って低下する水位並びに流路の形状及び長さ等（圧力損失）を保守的に考慮して算出している。

・排水流量

必要排水流量は、評価上の容量約 59m³ に対して約 2.7 時間で排水する

必要があることから、全量排水する場合には平均約 $22\text{m}^3/\text{h}$ の流量が必要である。これに対して、排水時の水位による圧力損失を考慮した平均排水流量は であり、必要排水量を上回っている。

なお、このとき計算過程で使用する圧力損失は、配管長さやエルボの数等に余裕を持たせており、平均排水流量 時の圧力損失は合計 である。

4. 機器ドレン排水配管及び排水弁の経路を併用した評価

機器ドレンサンプには排水性を確保するために必要な空気ベント用のスワンネックを有し、床ドレンサンプの排水入口水位 1m よりも 0.2m 高い位置に設置する設計としている。床ドレンサンプの水位が 1.2m よりも高い水位までは、床ドレンの排水経路に加え機器ドレンの排水経路が期待できることから、実際の排水時間に対して更に裕度を有している。以下に機器ドレン排水経路を併用した評価を示す。

・機器ドレン排水経路の圧力損失

機器ドレンの排水経路は床ドレンの排水経路と比較してほぼ同じ長さの経路であるが、機器ドレンサンプ内を経由する経路となることが相違している。しかし、排水評価に当たっては、機器ドレンサンプの圧力損失は機器ドレン排水配管に対してその流路面積が十分大きいいため考慮せず、機器ドレンサンプ出入口部の形状による圧力損失のみ考慮し、他は床ドレン排水経路の圧力損失と同等として評価を行う。（第3表）

第3表 圧力損失計算要素

	単位	スワンネック入口～出口(*1) 機器ドレンサンプ入口～出口(*1)	スリット入口～出口(*2)	スリット下流配管(*3)
配管内径：D	m			
流量 *4	m ³ /h	22	22	22
流速	m/s			
管摩擦係数：λ	—			
配管長	m			
配管 L/D	—			
90°ショートエルボ *5 (L'/D=□)	個			
弁 *5 (L'/D=□)	個			
管入口 *5 (λ・(L'/D)=□)	個			
開放端 *5 (λ・(L'/D)=□)	個			

(補足) 上記計算要素の具体的な数値等は設計進捗により、妥当性を損なわない範囲で変更があるものとする。

*1：スワンネック部は、90° ショートエルボ(□個)、直管□相当とし、管入口と管出口(開放端)の係数を考慮。

機器ドレンサンプ入口と出口について係数を考慮。

*2：スリット部は、断面積が等しい円管、90° ショートエルボ(□個)とし、管入口と管出口(開放端)の係数を考慮。圧損は円管の□とする。

*3：スリット下流配管は、配管長□、90° ショートエルボ(□個)、弁(□個)と想定し、□を考慮。

*4：必要排水量約 59m³を約 2.7 時間で排出した場合の流量 22m³/h とした。

*5：CRANE 社「FLOW OF FLUIDS THROUGH VALVES, FITTINGS, AND PIPE Technical Paper No. 410, 1988」

上表を基に、圧力損失を計算した結果を以下に示す。

H1=

K=

(流量 における配管圧損は、 $K \times Q^2 =$)

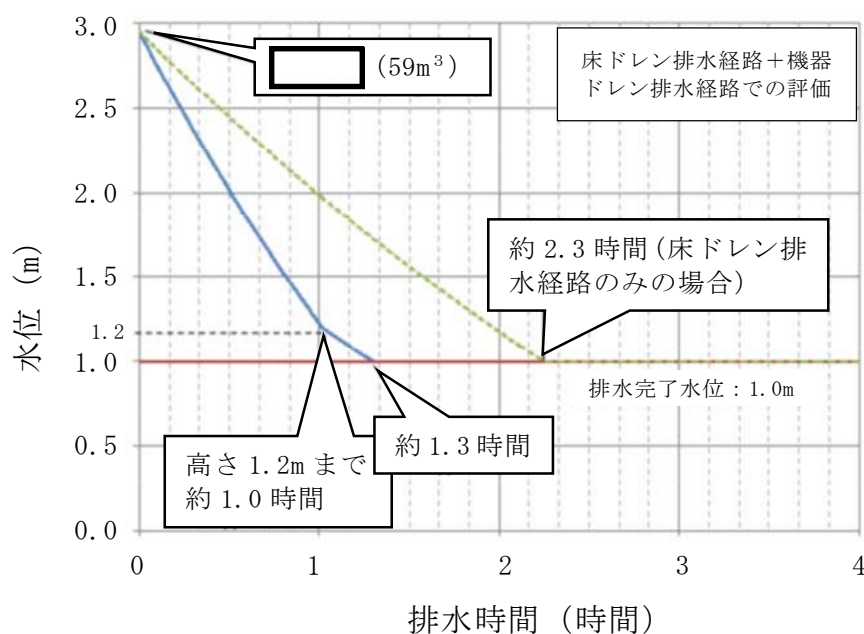
・床ドレン排水経路と機器ドレン排水経路を併用した排水評価結果

評価結果は第4表及び第2図のとおりであり、ペデスタル内のボトムドレン配管破断時に流入した水を、RPVからペデスタルへの流入停止（事象発生後約0.3時間）からRPV破損（事象発生後約3時間）までの約2.7時間以内に、水位1mまで排水可能である。

第4表 必要排水量と排水時間

項 目	評価結果
必要排水量	約 59m ³ ※
排水時間	約 1.3 時間

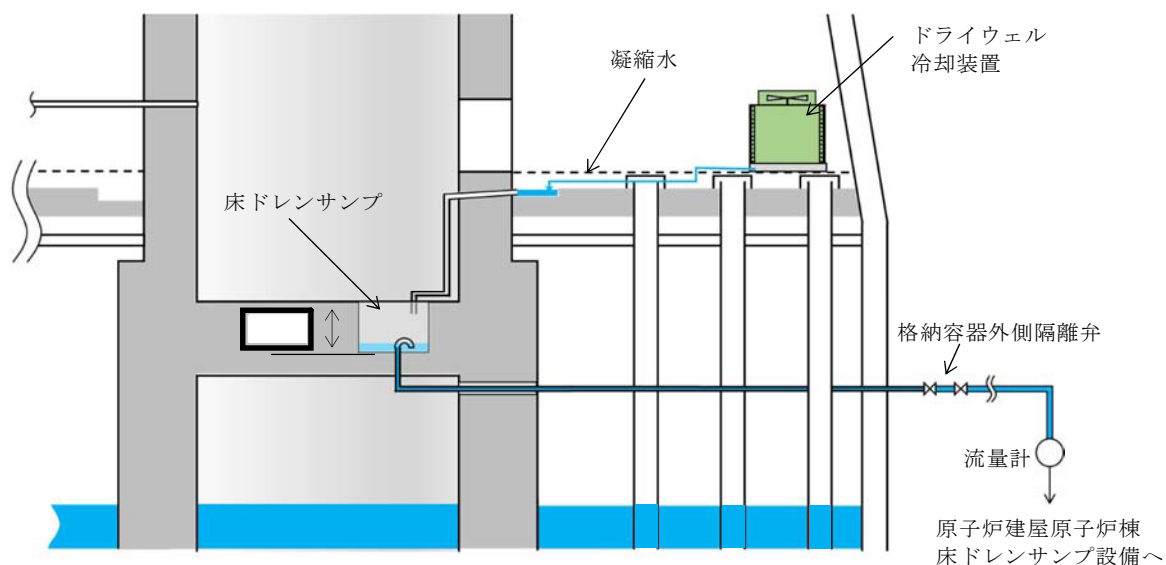
※：必要排水範囲の水量（内径 高さ の水の体積）



第2図 ペデスタル水位満水から水位1mまでの排水時間

ペDESTAL床ドレンサンプ改造に伴う，位置を特定できない漏えい水の検知性について

改造前のペDESTAL床ドレンサンプは，ペDESTAL床下に設置されており，水深[]の深さ及び水面の表面積が[]のサンプである。改造後は，ペDESTAL床ドレンサンプの水深は 1m，かつ，表面積は[]であり，漏えい水によるペDESTAL床ドレンサンプの水位は上昇しにくい構造となる。しかし，通常運転中はドライウェル冷却装置のクーラー部より凝縮水が発生するため，常時ペDESTAL床ドレンサンプには少量の流入水があり，水位は満水の 1m を常時維持することから，ペDESTALへの流入水は速やかに全量計測することが可能である。



第 1 図 床ドレンサンプ概要図（改造前）

ペデスタル内に設置する計器について

ペデスタル内の水位管理のために設置する計器について、概要及び設置位置を第 1 表及び第 1 図に示す。また、各計器の設置目的等を以下に示す。

(1) R P V 破損前までの水位管理

①格納容器下部水位計（1m 超）

ペデスタル底面から 1m 超の水位を検知できるよう、測定誤差を考慮した高さに水位計を設置し、炉心損傷後は当該水位計設置高さまで事前注水を実施する。注水停止後は、排水配管等により R P V 破損までに 1m 水位まで排水される。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し、1 個以上がこの高さ以上の水位を検知した場合に水張り完了及び注水停止を判断する。

なお、高さ 1m 超水位計高さまで排水されたことを検知した後、水位 1m まで排水される時間遅れを考慮して、排水弁は自動閉止することとする。

(2) R P V 破損及びデブリ落下・堆積検知（第 2 表）

②格納容器下部水温計（0m）

ペデスタル底部に温度計を設置し、指示値の上昇又は喪失により R P V 破損検知に用いる。測温抵抗体式温度計を採用することで、ペデスタルにデブリが落下した際の水温上昇や高温のデブリに接触した際に指示値がダウンスケールとなる特性を利用し、R P V からのデブリ落下検知が可能である。

デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個（予備 1 個含む）設置し、R P V 破損の早期判断の観点から、2 個以上が上昇傾向（デ

デブリの落下による水温上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)となった場合に、R P V破損を判断する。

③格納容器下部水温計 (0.2m)

ペDESTAL底面から 0.2m の高さに測温抵抗体式温度計を設置し、0.2m 以上のデブリ堆積有無を検知し、ペDESTAL満水までの注水可否を判断する。また、指示値の上昇又は喪失により、R P V破損検知に用いる。

デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個(予備 1 個含む)設置し、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3 個以上がオーバースケール(デブリの接触による温度上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)した場合にペDESTAL満水までの注水を判断する。また、R P V破損の早期判断の観点から、2 個以上が上昇傾向(デブリの落下による水温上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)となった場合に、R P V破損を判断する。

(3) R P V破損後の水位管理(デブリ堆積高さ $\geq 0.2\text{m}$ の場合)

④格納容器下部水位計 (2.25m, 2.75m)

ペDESTAL底面から 2.25m 及び 2.75m の高さに水位計を設置し、デブリの多量落下時(堆積高さ 0.2m 以上)においてペDESTAL水位を 2.25m~2.75m の範囲に維持するため、各高さにおける水位の有無を検知しペDESTAL注水開始及び停止を判断する。

ペDESTAL側壁の貫通孔を通じたペDESTAL外側のボックス内に、2.25m 及び 2.75m の各高さに 2 個の水位計(予備 1 個含む)を設置し、1 個以上が 2.25m 未満を検知した場合にペDESTAL注水開始、2.75m 到達を検知した場合にペDESTAL注水停止を判断する。

(4) R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2mの場合）

⑤格納容器下部水位計（0.5m）

ペDESTAL底面から 0.5m の高さに水位計を設置し、デブリの少量落下時（堆積高さ 0.2m 未満）においてペDESTAL水位を 0.5m～1m の範囲に維持するため、水位 0.5m 未満を検知しペDESTAL注水開始を判断する。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し、1 個以上が水位 0.5m 未満を検知した場合に注水開始を判断する。

⑥格納容器下部水位計（1m 未満）

ペDESTAL底面より 1m の高さから測定誤差を差し引いた高さに水位計を設置し、デブリの少量落下時（堆積高さ 0.2m 未満）においてペDESTAL水位を 0.5m～1m の範囲に維持するため、水位 1m 到達を検知しペDESTAL注水停止を判断する。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し、1 個以上が水位 1m 到達を検知した場合に注水停止を判断する。

⑦格納容器下部雰囲気温度計

自主設備としてペDESTAL底面から 1.1m の高さに温度計を設置し、デブリの少量落下時にペDESTAL水位を 0.5m～1m の範囲に管理している間において、デブリが冠水されていることを確認する。

約 180° 間隔で計 2 個設置し、1 個以上が露出したデブリからの輻射熱等により上昇した場合に注水を判断する。

各計器の検出部の仕様等を第 3 表に、測定原理を第 2 図及び第 3 図にそれぞれ示す。また、各計器の構造図及び設置概略図を第 4 図に示す。ペDESTAL内に設置する各計器の検出部及びケーブル（MI ケーブル）は耐熱性の高い無機物で構成し、ペDESTAL外に取り出したケーブル（MI ケーブル）をペネトレーシ

ョンボックス内にてペネトレーションのケーブルと直ジョイントで接続する。

これらの計器は、重大事故等時の環境条件下において耐性を有する設計とする。ペデスタル内の SA 環境条件としては、格納容器破損防止対策の有効性評価において示している各解析結果の最大値は約 212℃－約 1 秒間, 0.465kPa[gage] であり、これを包絡するペデスタル内環境条件 200℃（ピーク温度 215℃－1 分間）、0.62MPa[gage]を設定している。また、ペデスタル内は R P V 破損後のデブリの落下に配慮した設計とする。

- ・各計器の MI ケーブルは、第 5 図に示すとおり、チャンネル毎に別ルートで敷設し、デブリの落下に伴うペデスタル内構造物等の落下物を考慮した場合においても、複数のチャンネルが同時に損傷し、機能喪失することがない設計とする。
- ・ R P V からデブリが大量に落下した場合は、デブリはペデスタル内の構造物に付着せずに、ペデスタル下部のプールに落下すると考えられる。仮に、 R P V から少量のデブリが落下した場合に僅かなデブリが構造物に付着したとしても、プールから発生する蒸気や構造物との伝熱によって冷却されるため、輻射熱による各計器への影響は小さいと考えられる。ただし、各計器の検出部及び MI ケーブルに対して金属製の保護カバーを設置（デブリ検知用水温計検出部を除く）することで、 R P V 破損後のペデスタル内計器の健全性に配慮した設計とする。

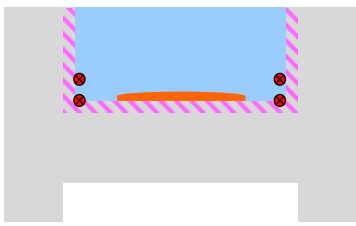
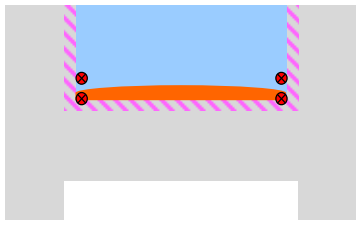
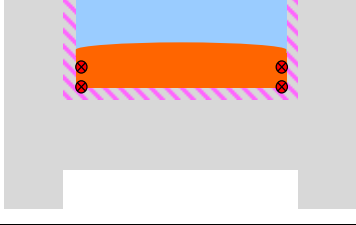
なお、ペデスタル内の検出器・MI ケーブル、保護カバーは無機物で構成されており、放射線による影響はない。

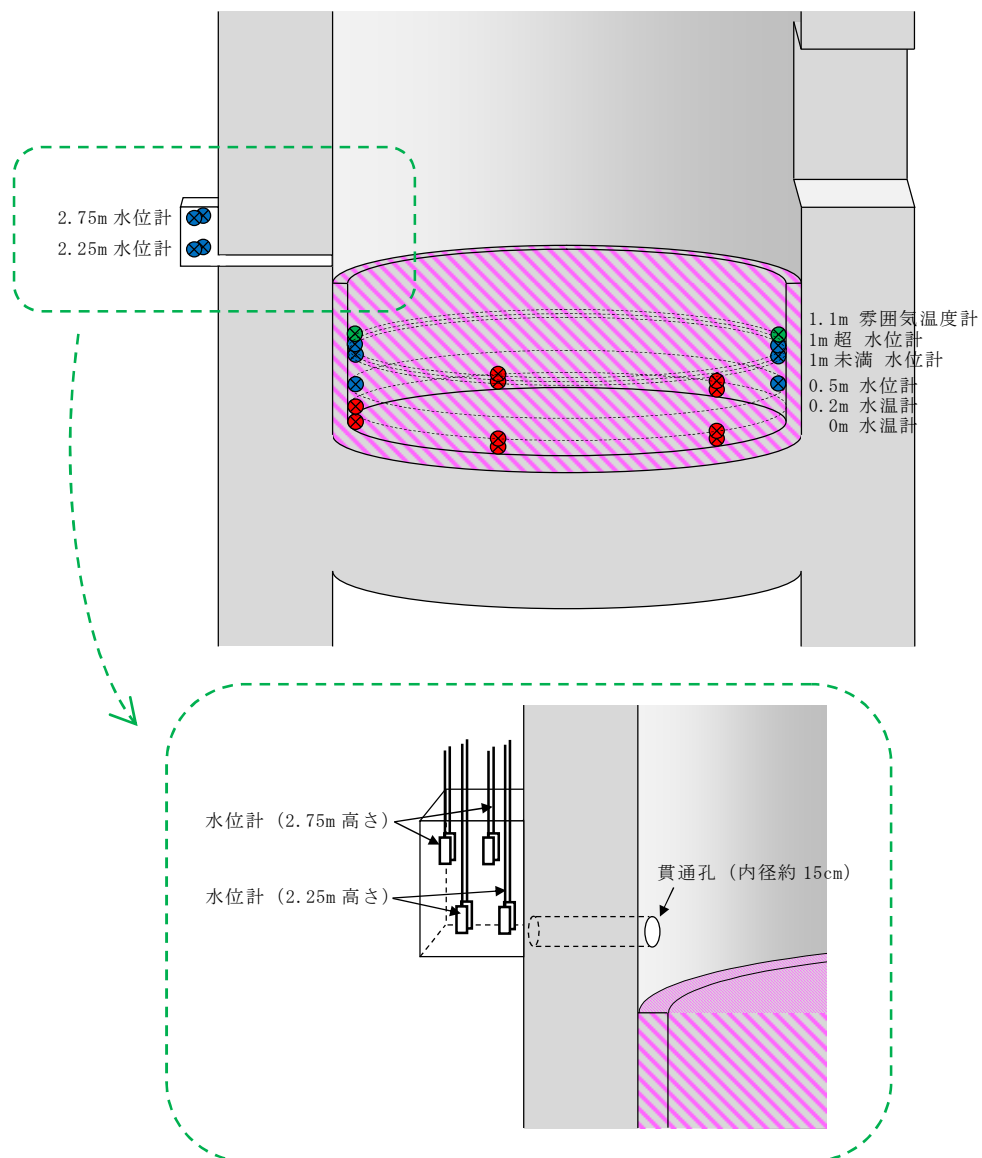
第 1 表 ペデスタル内計器の概要

	設置高さ※ ¹	設置数	計器種別
格納容器下部 水温計	0m	各高さに 5 個	測温抵抗体式 温度計
	0.2m		
格納容器下部 水位計	0.5m	各高さに 2 個	電極式 水位計
	1m－測定誤差		
	1m＋測定誤差		
	2.25m		
	2.75m		

※ 1 : ペデスタル底面（コリウムシールド上表面）からの高さ

第 2 表 R P V 破損及びデブリ落下・堆積検知の概念

デブリの堆積状態	格納容器下部水温計		判断
	0m 位置	0.2m 位置	
	上昇	上昇	R P V 破損, デブリ少量落下
	上昇／喪失	上昇	R P V 破損, デブリ少量落下
	上昇／喪失	上昇／喪失	R P V 破損, デブリ多量落下

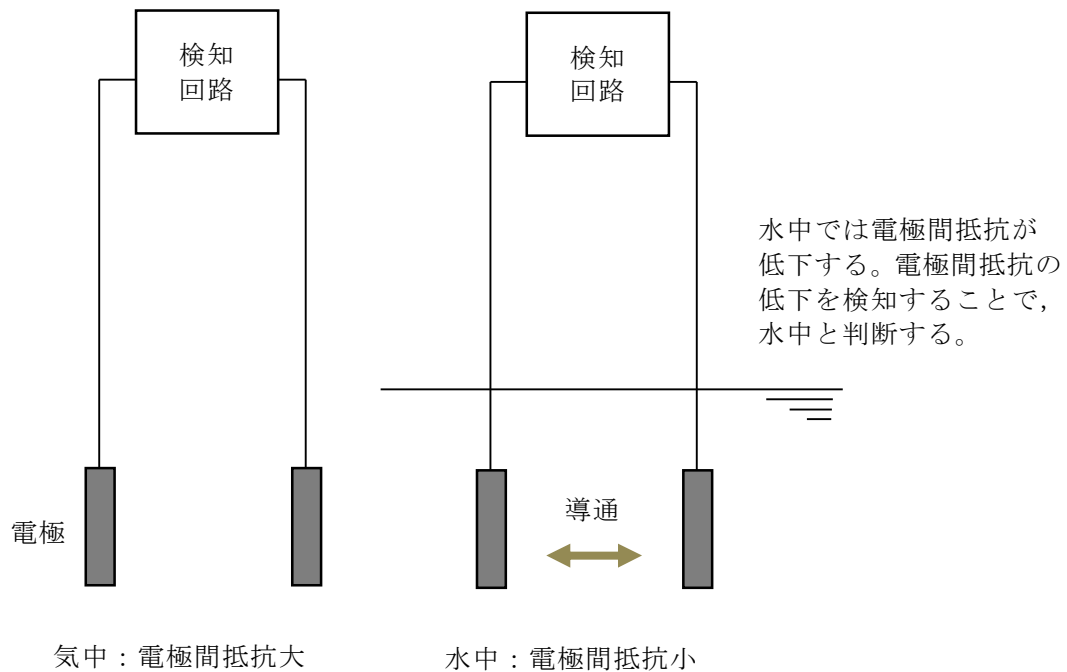


第 1 図 ペデスタル内の計器設置図

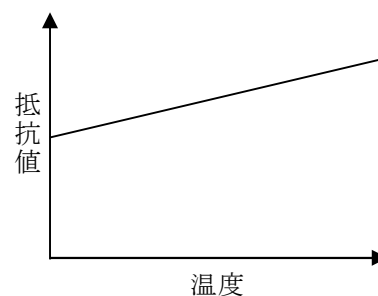
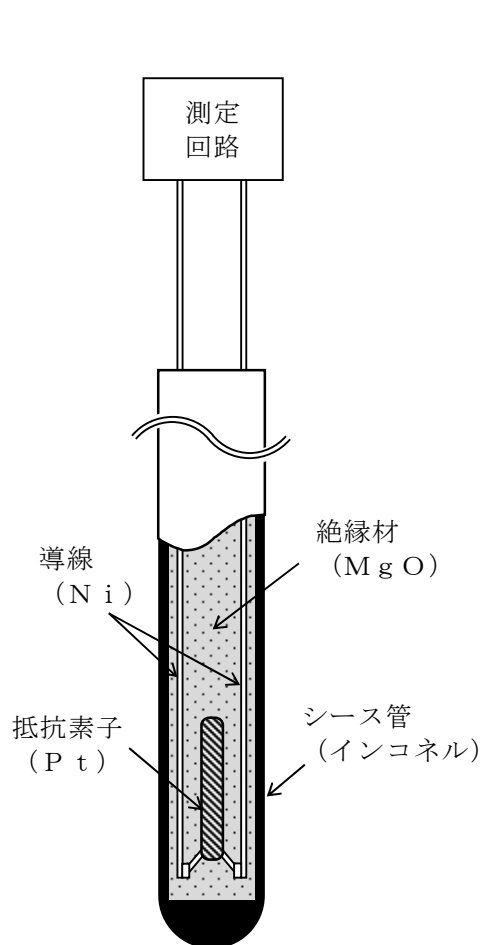
第 3 表 検出部の仕様等

計器種別	測定レンジ	測定誤差	耐環境性
測温抵抗体式 温度計	-200℃～500℃	$\pm (0.3 + 0.005 t)$ t : 測定温度	温度：短期 230℃， 長期 200℃ 圧力：620kPa[gage] 放射線：—※ ²
電極式 水位計	— (レベルスイッチ)	±10mm	温度：短期 230℃， 長期 200℃ 圧力：620kPa[gage] 放射線：—※ ²

※ 2：検出部は無機物で構成しており，放射線による影響はない



第 2 図 電極式水位計の動作原理



金属の電気抵抗が温度に比例する性質を利用し、抵抗素子の抵抗値をもとに温度測定を行う。

高温のデブリが接触すると、温度指示値は急上昇しオーバースケールとなる。

また、以下の過程の中で導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通すると、抵抗値が低下し温度指示値がダウンスケールとなる。

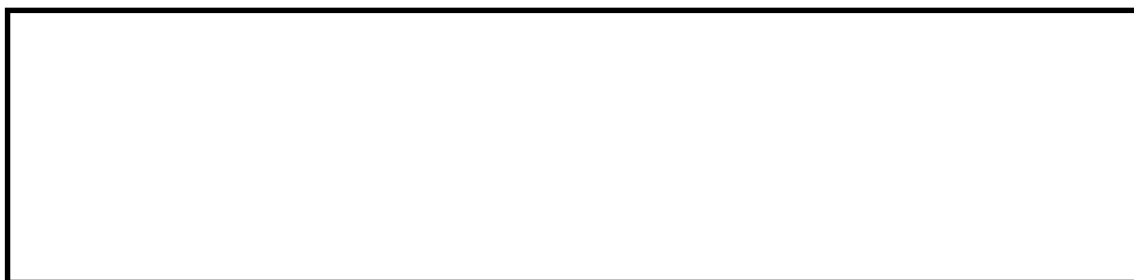
- ・ シース管の溶融、水及びデブリの浸入
- ・ 水との反応による絶縁材の膨張、剥離
- ・ デブリとの反応に伴う絶縁材の溶融、蒸発

测温抵抗体構成材料の融点

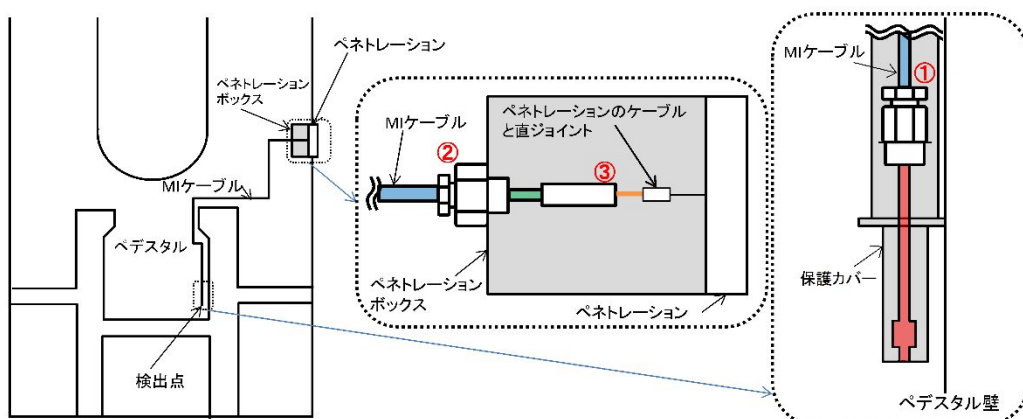
	材質	融点
シース管	インコネル (NCF600)	1,370℃～ 1,425℃
導線	Ni	1,455℃
抵抗素子	Pt	1,768℃
絶縁材	MgO※	約 2,800℃

※デブリ中のZr等により還元されると、融点約650℃、沸点約1,100℃のMgとなり、溶融又は蒸発する。

第3図 测温抵抗体式温度計の動作原理



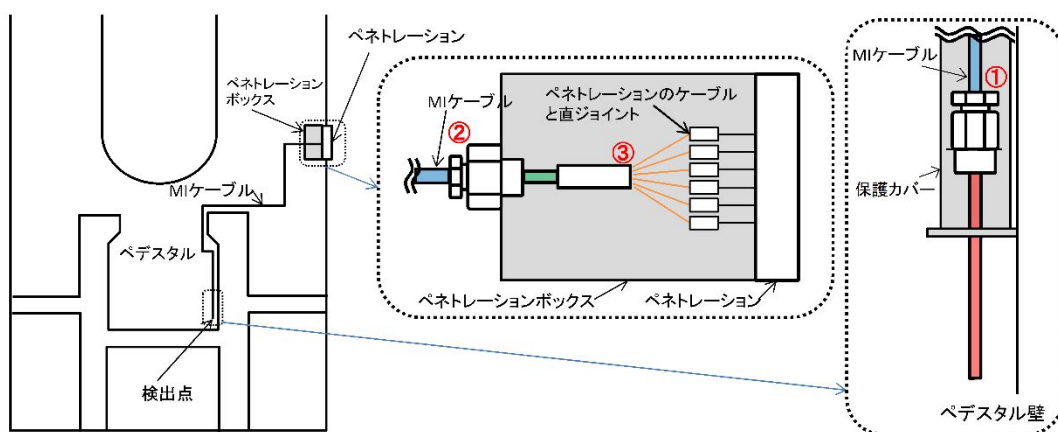
格納容器下部水位計（電極式）構造図



格納容器下部水位計の設置概略図

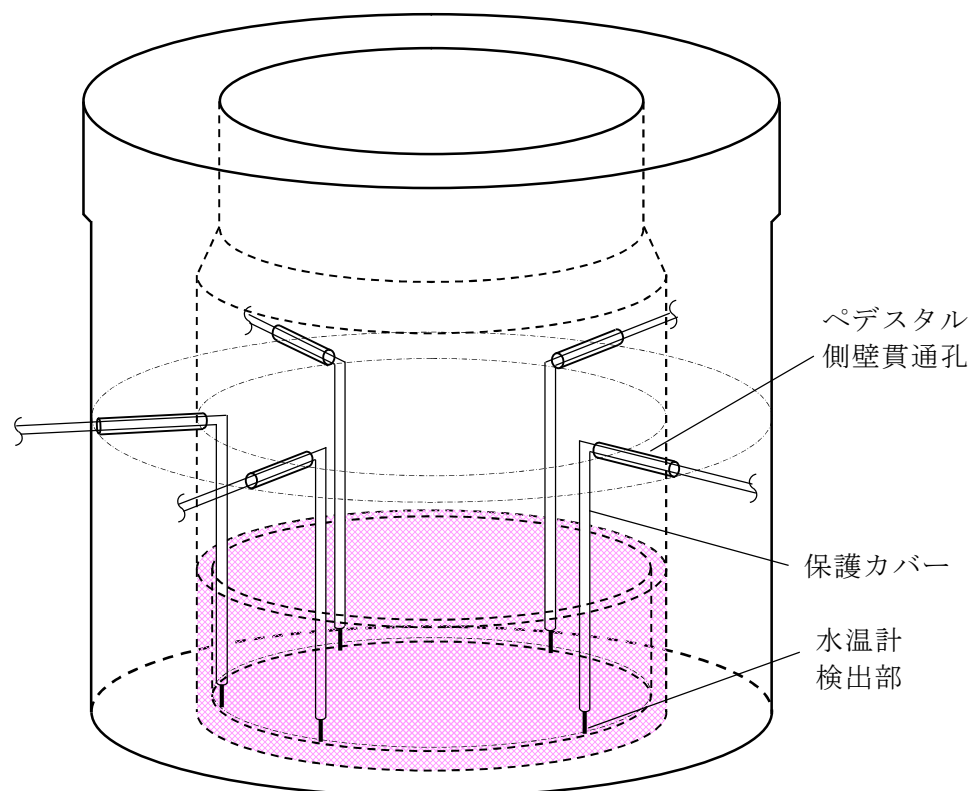


格納容器下部水温計（測温抵抗体式）構造図

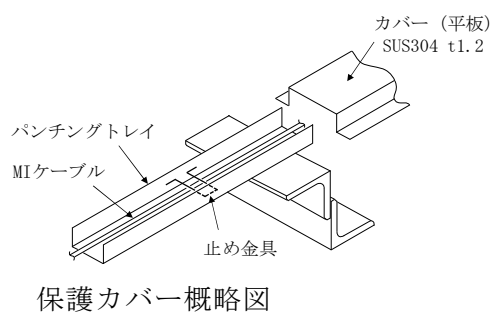


格納容器下部水温計の設置概略図

第 4 図 格納容器下部水位計及び格納容器下部水温計の構造図及び設置概略図



図は格納容器下部水温計（0m）の場合のイメージ

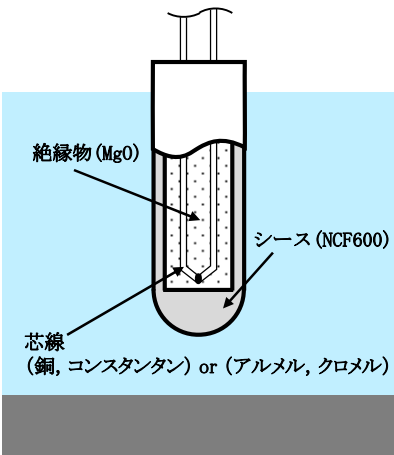


第 5 図 ペデスタル内検出器及びケーブル（MI ケーブル）設置概略図

格納容器下部水温計の測定原理とデブリ検知性について

ペデスタル内に設置する格納容器下部水温計によるデブリ検知性について，熱電対式とした場合と測温抵抗体式とした場合で比較し検討を行った。

熱電対の構造図，仕様，構成材料の融点を以下に示す。



熱電対構造図

熱電対仕様

No.	項目	仕様	
		Tタイプ	Kタイプ
1	計測範囲	-40～350℃	-40～1200℃
2	誤差	±1.0℃ (-40～133℃) 0.75% (133～350℃)	±2.5℃ (-40～333℃) 0.75% (333～1200℃)

熱電対構成材料の融点

No.	材質	融点	タイプ
1	NCF600	1370～1425℃	—
2	銅	1085℃	Tタイプ
3	コンスタンタン	1225～1330℃	Tタイプ
4	アルメル	1315～1390℃	Kタイプ
5	クロメル	1420℃	Kタイプ
6	MgO	約2800℃	—

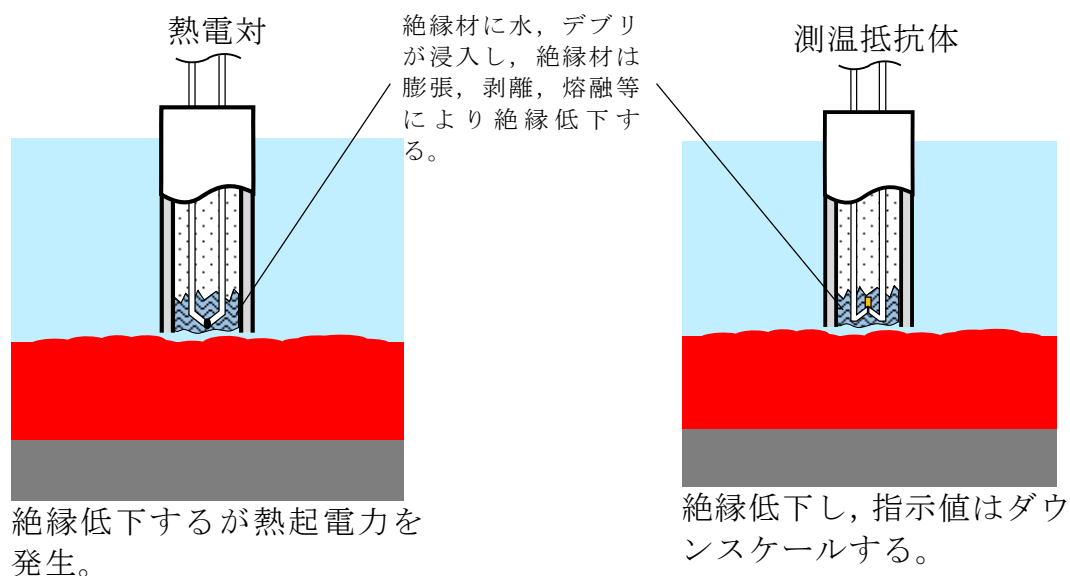
(1) 耐環境性

熱電対式及び測温抵抗体式の検出器は耐熱性の高い無機物により構成されており，いずれも重大事故等時の格納容器雰囲気下において，十分な耐性を有する。

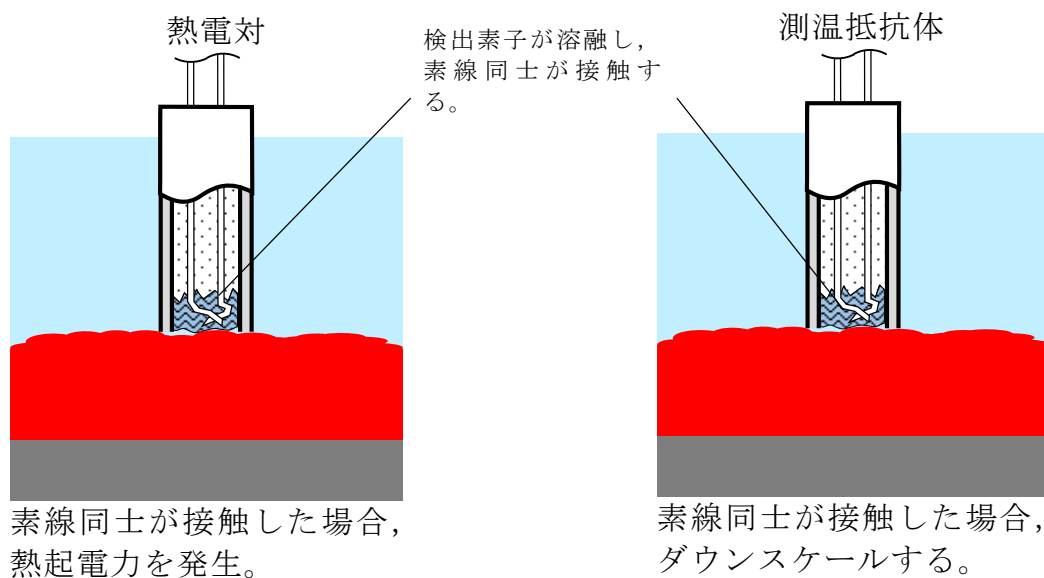
(2) デブリと水温計の接触により発生する現象

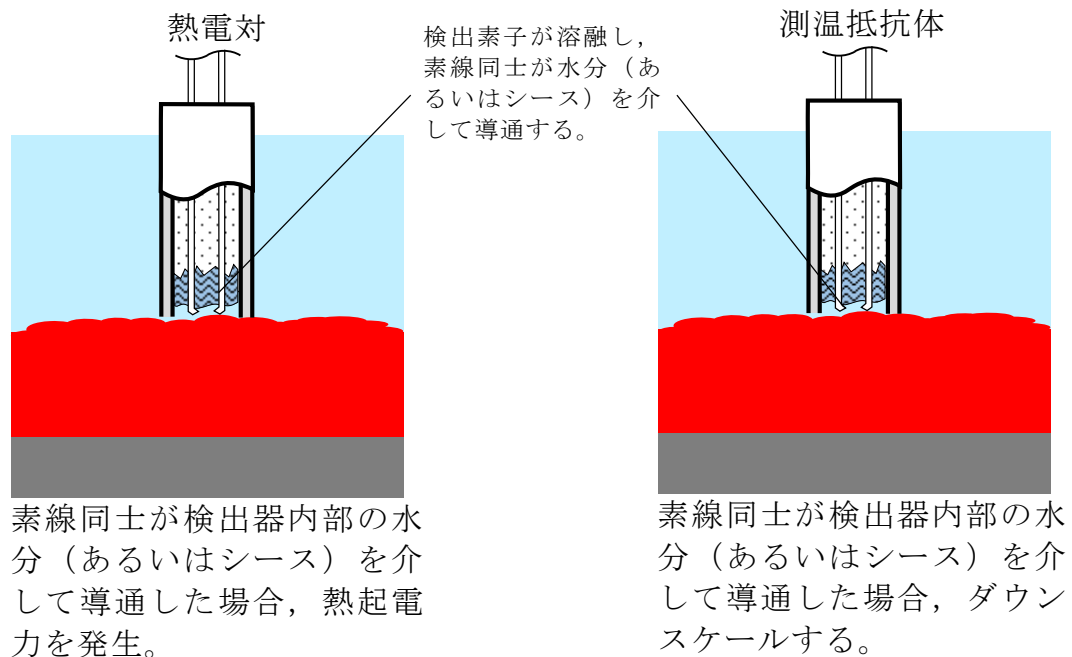
熱電対式及び測温抵抗体式の検出器がデブリと接触した場合に発生する現象を①～②に示す。

- ① デブリが検出器外郭（シース）に接触，シースは溶融し，絶縁材が露出する。



- ② デブリが検出素子に接触し，熔融する。





以上より、検出器とデブリが接触すると、測温抵抗体式の場合はダウンスケール、熱電対式の場合は指示値の急変及び発生する熱起電力による不確実な指示値を示すこととなる。

(3) 測定回路が故障した際の可搬型計測による測定

測定回路は熱電対式の場合は電圧値を、測温抵抗体式は抵抗値を測定することにより温度測定を行っている。可搬型計測器は電圧測定及び抵抗値測定が可能であり、測定回路故障時には可搬型計測器を水温計ケーブル端に接続することで熱電対式、測温抵抗体式のいずれの場合においても温度測定が可能である。

(4) まとめ

熱電対式、測温抵抗体式のいずれの検出器とした場合も、耐環境性を有し、デブリと接触した場合には特徴的な指示傾向を示し、測定回路が故障した際には可搬型計測器による測定が可能である。ただし、熱電対式の場

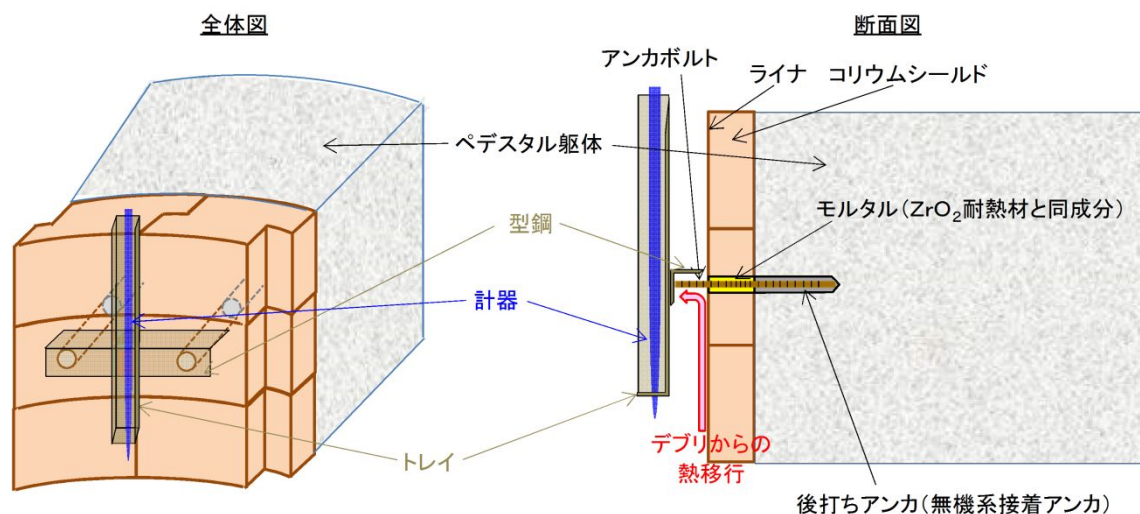
合には、指示値の急変及び不確実な指示値によりデブリとの接触を判断することとなるが、デブリとの接触後においても不確実な指示値が出力されることから、仮にデブリ接触前に近い指示値となった場合は、デブリとの接触の判断に迷う可能性がある。一方で、測温抵抗体式の場合にはオーバースケールやダウンスケールの有無で判断が可能であり、デブリとの接触の判断に迷う可能性はない。したがって、採用に当たっては上記の観点から測温抵抗体式が望ましいと考える。

ペDESTAL内計器の設置方法について

ペDESTAL内の水位管理のために設置する計器について、設置概念を第1図に示す。

第1図のとおり、計器はペDESTAL側壁のコンクリートに埋め込むアンカボルト、型鋼、トレイにより固定することとしている。

ここで、計器の下部にデブリが堆積した場合、コリウムシールド表面のライナを介してアンカボルト、型鋼、トレイ及び計器に熱が移行することが考えられる。しかし、ライナとアンカボルトの間は ZrO_2 耐熱材と同成分のモルタルで埋めるため熱が選択的に移行することはないこと、デブリを冠水維持することでデブリ上部の計器は水没していることを考慮すると、デブリからの熱移行により計器の健全性が損なわれることはないと考えられる。



第1図 ペDESTAL内計器の設置概念図

原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の漏えい量評価について

本資料では、「原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137」の放出量評価について示す。

なお、本評価では、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、瞬時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しているが、下記のとおり、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本評価結果より少なくなると考えられる。

- ・ 格納容器が健全な場合、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ものとしている。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。
- ・ 原子炉建屋内の換気空調系が停止している場合、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。

1. 評価条件

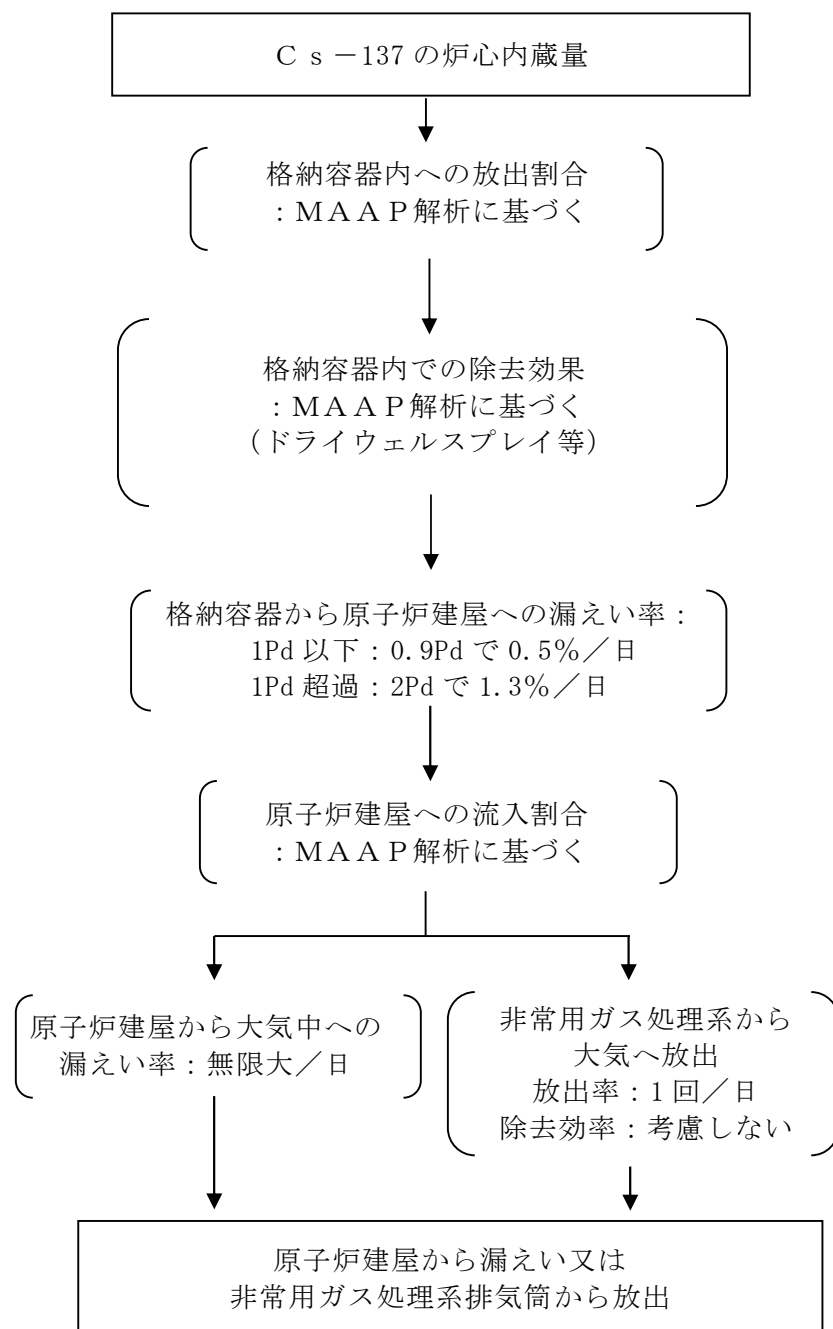
放出量評価条件を第 1 表、大気中への放出過程及び概略図を第 1 図及び第 2 図に示す。

第 1 表 放出量評価条件 (1/2)

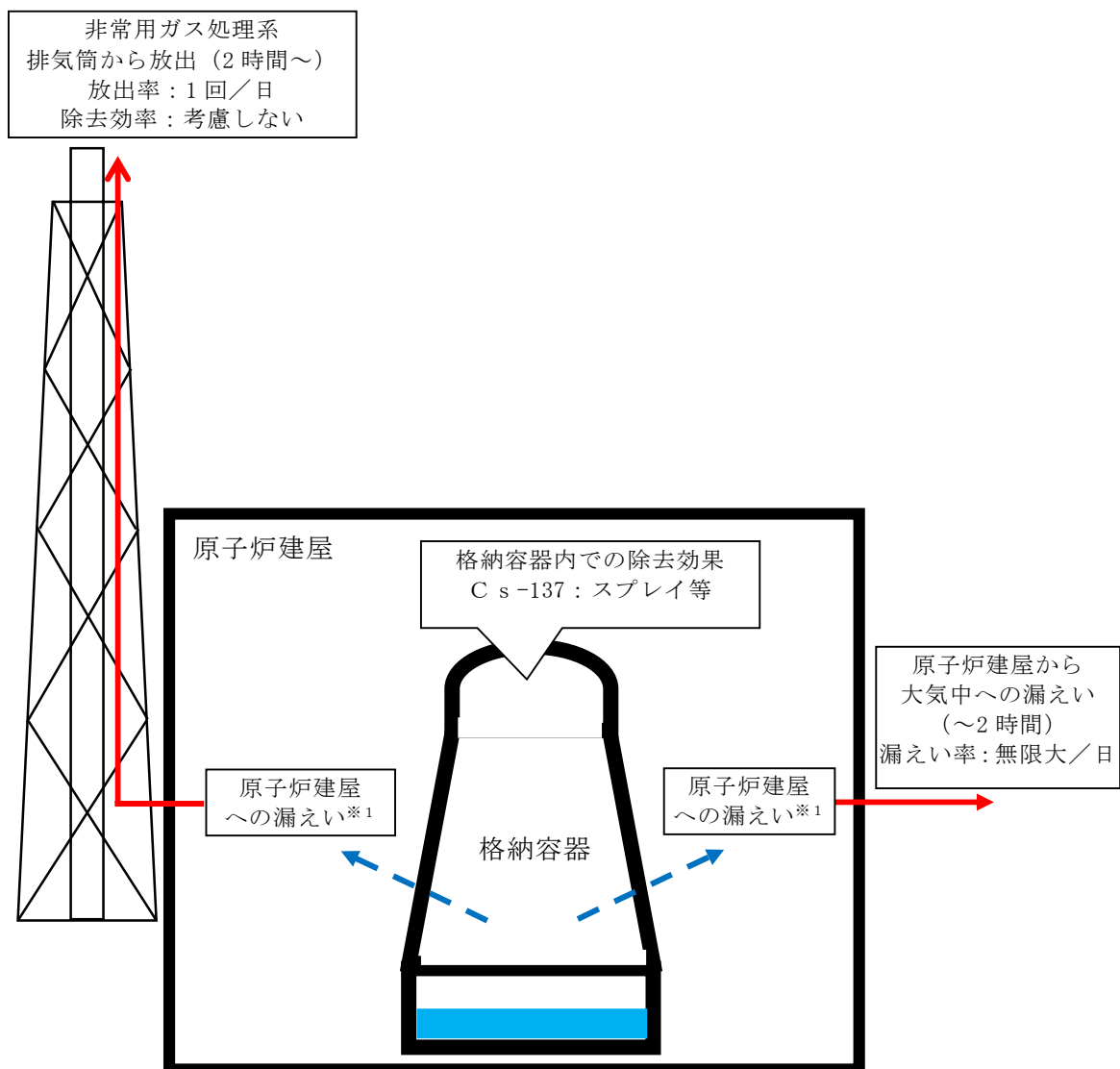
項 目	評価条件	選定理由
評価事象	「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の手動減圧失敗＋DCH」（全交流動力電源喪失の重量を考慮）	—
炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10,000 時間（416 日）	1 サイクル 13 ヶ月（395 日）を考慮して設定
取替炉心の 燃料装荷割合	1 サイクル：0.229 2 サイクル：0.229 3 サイクル：0.229 4 サイクル：0.229 5 サイクル：0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉心内蔵量 （Cs-137）	約 4.36×10^{17} Bq	「単位熱出力当たりの炉心内蔵量（Bq/MW）」 ×「3,293MW（定格熱出力）」 （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 A B W R のサイクル末期の値を使用）
放出開始時間	格納容器漏えい：事象発生直後	MAAP 解析結果
格納容器内への 放出割合 （Cs-137）	約0.73	MAAP 解析結果
格納容器内での 除去効果	MAAP 解析に基づく（沈着、サプレッション・プール及びペデスタル（ドライウェル部）水プールでのスクラビング並びにドライウェルスプレイ）	MAAP の F P 挙動モデル
格納容器内 pH 制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水 pH 制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定

第 1 表 放出量評価条件 (2/2)

項 目	評価条件	選定理由
格納容器から原子炉建屋への漏えい率	1Pd以下：0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過：2Pdで1.3%/日	M A A P 解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし、格納容器の設計漏えい率（0.9Pd で0.5%/日）及びA E Cの式等に基づき設定（添付資料 3.1.2.5 参照）
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	C s I 類 ：約 2.07×10^{-7} C s O H 類：約 6.17×10^{-8}	M A A P 解析結果
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前）	無限大/日（地上放出） （格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、瞬時に大気へ漏えいするものとして評価）	保守的に設定
原子炉建屋から大気への放出率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後）	1 回/日（排気筒放出）	設計値に基づき設定 （非常用ガス処理系のファン容量）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から 2 時間後	起動操作時間（115 分） ＋負圧達成時間（5 分） （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）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定
ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋の急激な圧力上昇等によるブローアウトパネルの開放がないため



第 1 図 Cs-137 の大気放出過程



※1 格納容器から原子炉建屋への漏えい率
1Pd 以下: 0.9Pd で 0.5%/日, 1Pd 超過: 2Pd で 1.3%/日

大気への放出経路	0h	▼2h ^{※2}	▼19h	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい				
非常用ガス処理系排気筒から放出				

※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋内は負圧となるため、事象発生2時間以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

第2図 大気放出過程概略図 (イメージ)

2. 評価結果

原子炉建屋から大気中への $Cs-137$ の漏えい量を第2表に示す。

原子炉建屋から大気中への $Cs-137$ の漏えい量は、約 3.2×10^{-2} TBq（事象発生7日間）であり、評価項目の100TBqを下回っている。なお、本評価事象では、原子炉圧力容器破損に伴いペDESTAL部にデブリが移行するが、ペDESTAL部に移行したデブリからの $Cs-137$ 放出は、デブリがペDESTALのコンクリート部を侵食した際に発生するガスに随伴して生じるものであり、東海第二発電所ではコリウムシールドの設置によりコンクリート部の侵食は生じないため、ペDESTAL部に移行したデブリ内に含まれる $Cs-137$ の放出は考慮していない。ペDESTAL部に移行したデブリ内からの $Cs-137$ が全て放出されたと仮定した場合でも、高揮発性核種である $Cs-137$ は、炉心損傷に伴い大部分が炉心から放出されるため、ペDESTALに移行したデブリ内に含まれる $Cs-137$ は少なく、 $Cs-137$ 放出量への影響はほとんどない。（第3表参照）

また、添付資料3.1.2.4に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合の $Cs-137$ の漏えい量（約7.5TBq）より 10^{-2} 程度小さい結果となっているが、これは事象初期における $Cs-137$ の原子炉圧力容器から格納容器への放出経路の違いによる影響が大きい（下記参照）。

- ・格納容器から原子炉建屋へ放出する $Cs-137$ の放出量に対する格納容器圧力の違いによる影響は小さい（格納容器内の除去効果を受けない希ガスに対する格納容器から原子炉建屋への放出割合※に大きな差がなく、高揮発性核種である Cs も同様と考える）

※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」：約0.21

「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」：約0.25

・「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，L O C A破断口から格納容器気相部へ直接放出されるのに対し，「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では，R P V破損前まで（事象発生約 4.5 時間），逃がし安全弁（自動減圧機能）を介してサプレッション・プールへ移行した後，格納容器気相部へ放出されるため，サプレッション・プールにおいてスクラビングによる除去効果を受ける。

また，事象発生 7 日間以降の影響を確認するため評価した，事象発生 30 日間，100 日間における大気中への C s -137 の漏えい量は，約 3.4×10^{-2} TBq（事象発生 30 日間）及び約 3.9×10^{-2} 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。

なお，事象発生 7 日以降の長期解析においては，事象発生約 54 日後に格納容器内水素燃焼防止の観点で格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施し，事象発生 100 日まで格納容器ベント継続しているが，格納容器の除熱機能，格納容器への窒素供給機能及び格納容器内の可燃性ガスの濃度制御系機能が確保できた場合には，格納容器ベントを停止する運用とする。

第 2 表 大気中への C s -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 3.2×10^{-2} TBq	約 3.4×10^{-2} TBq	約 3.9×10^{-2} TBq※

※格納容器圧力逃がし装置から大気中への放出量を含む（事象発生約 54 日後～事象発生 100 日まで格納容器ベント実施）

第 3 表 原子炉圧力容器から格納容器への C s -137 の放出割合及びペDESTAL 部に移行したデブリ内に含まれる C s -137 の割合

原子炉圧力容器から格納容器への C s -137 の放出割合※	ペDESTAL 部に移行したデブリ内に含まれる C s -137 の割合
約 0.73	約 0.03

※原子炉圧力容器から格納容器への放出経路は以下のとおり。

- ・原子炉圧力容器から逃がし安全弁（自動減圧機能）を介したサプレッション・プールへの放出
- ・原子炉圧力容器破損箇所から格納容器気相部への放出

3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

3.5.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，TQUV，TQUX，長期TB，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「溶融炉心・コンクリート相互作用」では，発電用原子炉の運転中に異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応等によって，ペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートが侵食され，格納容器の構造部材の支持機能を喪失し，格納容器の破損に至る。

したがって，本格納容器破損モードでは，ペDESTAL（ドライウェル部）にコリウムシールドを設置するとともに，通常運転中にあらかじめペDESTAL（ドライウェル部）に約 1m の水位で水張りを実施した上で，原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに，ペDESTAL（ドライウェル部）に溶融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保し，また，溶融炉心の落下後は，溶融炉心への注水によって溶融炉心を冷却することにより，溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生を抑制するとともに格納容器の破損を防止する。

また，長期的には，最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより，

格納容器の破損を防止する。

さらに、格納容器内における水素燃焼を防止するため、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、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に対する有効性を評価するためには、原子炉圧力容器が破損した時点及びその後のプラント状態を評価する必要があることから、原子炉圧力容器破損までは原子炉への注水を考慮しないものとする。一方、本格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため、原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。したがって本評価では、原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから、これを考慮した有効性評価を実施することとする。また、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響について評価することとする。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、ペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため、ペDESTAL（ドライウェル部）にコリウムシールドを設置するとともに、通常運転中にあらかじめペDESTAL（ドライウェル部）に約 1m の水位で水張りを実施した上で、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手段及び熔融炉心への注水手段を整備する。

また、原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び雰囲気温度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、緊急用海水系による海水通水手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段並びに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防止及びその他の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)と同様である。対策の概略系統図及び対応手順の概要は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2-1図及び第3.2-2図である。また、重大事故等対策の手順と設備との関係は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2-1表である。

3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない、「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋デブリ冷却失敗（ペデスタル）」である。

1.2.2.1(3)に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、LOCAとTQUVを比較し、事象緩和のための対応操作の観点で大きな差異はないこと、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用と溶融炉心・コンクリート相互作用は原子炉圧力容器破損後に生ずる一連の物理現象であることから、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」と同じプラント損傷状態を選定し一連のプラント挙動を確認することを考慮し、TQ

UVを選定した。

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

なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉圧力容器内FP挙動、炉心損傷後の格納容器におけるペDESTAL（ドライウェル部）床面での溶融炉心の拡がり、原子炉圧力容器外FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器外FCI

(デブリ粒子熱伝達)、溶融炉心とペデスタル（ドライウェル部）プール水との伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心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によりペデスタル（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリート侵食量等の過渡応答を求める。

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

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。また、初期条件の初期酸素濃度並びに事故条件の水素及び酸素の発生については、「3.4 水素燃焼」と同じである。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおけるペデスタル（ドライウェル部）の水位、ペデスタル（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移を第 3.5-1 図及び第 3.5-2 図に示す。

a. 事象進展

事象進展は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

b. 評価項目等

第 3.5-2 図に示すとおり，コリウムシールドの設置によりコンクリートの侵食を抑制するとともに，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及び熔融炉心への注水によりペDESTAL（ドライウェル部）に落下した熔融炉心を冷却することで，ペDESTAL（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリートの温度は融点に至らず侵食は生じない。このため，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

なお，MAAPコードによる評価においては，コリウムシールドと熔融炉心の接触面温度は 2,100℃未満であり，コリウムシールドの侵食は生じない。ただし，熔融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価した場合には，コリウムシールドには 3.3cm 程度の侵食が生じるが，この場合においてもペDESTAL（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリートの温度は融点に至らず侵食は生じない。このため，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また，コリウムシールドの侵食に伴うガスの発生は生じず，熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスは発生しない。

（添付資料 3.5.1，3.5.2，3.5.3）

本評価では，「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について，対策の有効性を確認した。

「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)，(6)及び(7)に示す評価項目並びにペDESTAL（ドライウェル部）に落下した熔融炉心及び格納容器の安定状態維持については，「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において確認している。また，(5)の評価項目については，「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材

相互作用」において確認している。

(添付資料 3.2.8)

3.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器の破損に至り、溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下してコンクリートを侵食することが特徴である。

また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から 12 時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、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格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作とする。

本評価事故シーケンスの有効性評価における不確かさとしては、リロケーション（炉心溶融開始後の溶融炉心の移動）、水張りされたペデスタル（ドライウェル部）へ落下した溶融炉心の粒子化、落下した溶融炉心の拡がり、溶融炉心から水への熱伝達及びコンクリート侵食が挙げられる。リロケーション（炉心溶融開始後の溶融炉心の移動）に対しては、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、格納容器下部水温計の指示を継続監視することで原子炉圧力容器破損を判断し、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格納容器下部注水

系（常設）による溶融炉心への注水操作を行うといった徴候を捉えた対応によって、溶融炉心を確実に冷却できることを確認している。また、本評価事故シーケンスの評価では、溶融炉心から水への熱伝達が本格格納容器破損モードに対して影響が大きいことを踏まえて、溶融炉心から水への熱伝達に対する影響評価を実施する。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損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操作及び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）による溶融炉心への注水操作を実施するが、下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉压力容器温度（下鏡部）の上昇及び原子炉压力容器破損時の格納容器下部水温の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている常

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格納容器下部注水系（常設）による熔融炉心への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コード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ることを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは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压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉压力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては、熔融炉心落下後の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格納容器下部注水系（常設）による熔融炉心への注水操作があるが、下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉压力容器温度（下鏡部）の上昇及び原子炉压力容器破損時の格納容器下部水温の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器の破損を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操作及び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）による熔融炉心への注水操作に係る運転員等操作

時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉压力容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉压力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落下後の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格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器の破損を起点としている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格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損（事象発生から約4.5時間後）に対して、十数分早まる程度であり、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操作及び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）による溶融炉心への注水操作は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている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格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器内F P挙動の不確かさとして、核分裂生成物（F P）挙動モデルは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、炉心損傷後の原子炉压力容器内F P放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作に与える影響はない。

炉心損傷後の格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数、デブリ粒子径の感度解析により、原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プールクラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。これより、コリウムシールド侵食量に対しても影響を

与える可能性があるが、本評価事故シーケンスでは、コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の格納容器における溶融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、コリウムシールド及びコンクリートの侵食量への影響が考えられるが、コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、炉心損傷後の格納容器における溶融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさがコンクリート侵食に与える影響に対しては、実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。また、MAAPコードにおける溶融炉心から構造材への伝熱は材質に依存しないモデルであり、コリウムシールドにも適用可能である。

(添付資料 3.5.1, 3.5.4)

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点でペDESTAL（ドライウェル部）に水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード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ることを確認している。また、原子炉圧力容器破損時点でペデスタル（ドライウェル部）に水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは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、原子炉圧力容器破損時点でペデスタル（ドライウェル部）に水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはT M I 事故についての再現性を確認している。また、下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点でペデスタル（ドライウェル部）に水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

器破損（事象発生から約 4.5 時間後）に対して、早まる時間はわずかにあり、破損時間がわずかに早まった場合においても、ペデスタル（ドライウェル部）に水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 F P 挙動の不確かさとして、原子炉圧力容器内 F P 挙動と熔融炉心との相互作用によるコリウムシールド及びコンクリートの侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の格納容器における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数の感度解析より熔融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認している。また、このことは、エントレインメント係数の不確かさにより熔融炉心の細粒化割合が変化した場合でも熔融炉心の温度に対する感度は小さいことを示しており、コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さいと考えられることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での熔融炉心の拡がりについて、実機では熔融炉心の落下量が多く崩壊熱による継続的な加熱も生じることから各種実験と比較してより拡がり易い傾向となる。また、熔融炉心の拡がりが抑制されると想定した場合は、種々の不均一な堆積形状を考慮しても、拡がりが抑制されないペデスタル（ドライウェル部）への均一堆積形状の方が熔融炉心と水の伝熱面積が大きくなり、熔融炉心が冷却される傾向となる。拡がりが抑制されない均一堆積形状の場合、熔融炉心落下時点における熔融炉心とコリウムシールドの接触面温度はコリウムシールドの侵食開始温度を下回っており、また、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）による熔融炉心への注水によって熔融炉心は継続的に冷却されることから、熔融炉心の膨がりが抑制されると想定した場合においても、コリウムシールド及びコンクリートの侵食への影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、炉心損傷後の熔融炉心と格納容器下部プール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、熔融炉心からプール水への熱流束及び熔融プルーラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリート侵食量について支配的な熔融炉心からプール水への熱流束についての感度解析を実施した。その結果、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じていないことから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性の影響については、「(4) コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価」において、評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

（添付資料 3.5.1, 3.5.4）

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 3.2-2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられ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、原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（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格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水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。

初期条件の溶融炉心からプールへの熱流束は、解析条件の 800kW/m^2 相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW/m^2 相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは、解析条件の鉄筋は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点の高い鉄筋の耐熱の効果により、コンクリートの侵食が抑制されるが、コンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、コリウムシールドについては、機器条件にて考慮している。

初期条件の原子炉圧力容器下部及びペDESTAL（ドライウェル部）内構造物の扱いは、解析条件のペDESTAL（ドライウェル部）に落下する溶融物とは扱わないことに対して、最確条件は部分的な溶融が生じ、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下する可能性があり、解析条

件の不確かさとして、最確条件とした場合は、熔融物の発熱密度が下がるため、コリウムシールド及びコンクリートの侵食が抑制されるが、コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、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）の空間部及び液相部、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、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定しているが、起因事象の違いによって操作手順（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格納容器下部注水系（常設）による熔融炉心への注水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。

機器条件のコリウムシールド耐熱材の種類及びペデスタル（ドライウェル部）床面積は、解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件のコリウムシールド耐熱材の侵食開始温度は、解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、熔融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価すると、コリウムシールドには 3.3cm 程度の侵食が生じるものの、コリウムシールドの侵食を操作開始の起点とし

ている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料 3.5.1, 3.5.4)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は 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、熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

初期条件の熔融炉心からのプールへの熱流束は、解析条件の 800kW/m^2 相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW/m^2 相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。コリウムシールド及びコンクリートの侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい熔融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。その結果、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。また、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスは発生しない。

初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは、解析条件の鉄筋は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、コンクリートより融点の高い鉄筋の耐熱の効果により、コンクリートの侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余

裕は大きくなる。また、コリウムシールドについては、機器条件にて考慮している。

初期条件の原子炉压力容器下部及びペDESTAL（ドライウェル部）内構造物の扱いは、解析条件のペDESTAL（ドライウェル部）に落下する溶融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な溶融が生じ、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、コリウムシールド及びコンクリートの侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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）の空間部及び液相部、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。

事故条件について、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、起因事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定し、事故シーケンスを「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」として、本評価事故シーケンスの評価条件と同様に、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても原子炉压力容器破損まで使用できないものと仮定した。この場合、原子炉压力容器破損のタイミングが早くなるため、溶融炉心落下時の崩壊熱が大きくなるが、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉压力容器の支持機能を維持できることを確認した。

機器条件のコリウムシールド耐熱材の種類及びペデスタル（ドライウェル部）床面積は、解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

機器条件のコリウムシールド耐熱材の侵食開始温度は、解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、熔融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価すると、コリウムシールドには3.3cm程度の侵食が生じるが、この影響については「(4) コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価」にて、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。

(添付資料 3.5.1, 3.5.4)

b. 操作条件

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

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の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は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器破損から6分後（事象発生から約4.6時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器破損までに事象発生から約4.5時間の時間余裕があり、また、熔融炉心落

下後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は、原子炉压力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、原子炉压力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温計の指示を継続監視することで原子炉压力容器破損を判断し、格納容器冷却を実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅くなる可能性があるが、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、また、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はないことから、操作時間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格納容器下部注水系（常設）による熔融炉心への注水は、解析上の操作時間として原子炉压力容器破損から 7 分後（事象発生から約 4.6 時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉压力容器破損までに事象発生から約 4.5 時間の時間余裕があり、また、熔融炉心落下後の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）による熔融炉心への注水は、原子炉压力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、原子炉压力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温計の指示を継続監視することで原子炉压力容器破損を判断し、注水操作を実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。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くなる可能性があるが、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、また、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はないことから、操作時間に与える影響はない。

(添付資料 3.2.2, 3.5.4)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の溶融炉心落下後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及び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）による溶融炉心への注水は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料 3.5.4)

(3) 操作時間余裕の把握

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

操作条件の溶融炉心落下後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及び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）による溶融炉心への注水については、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約 4.5 時間あり、また、溶融炉心落下後にペDESTAL（ドライウェル部）注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム－水反応による発熱により蒸発するまでには約 0.3 時間の時間余裕がある。

(添付資料 3.2.14, 3.5.4)

(4) コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価

コリウムシールドの材質であるジルコニアは、溶融炉心中に存在する金属酸化物との共晶反応を考慮した場合に侵食される可能性がある。また、MAAPコードにおけるコリウムシールドの伝熱モデルには伝熱物性値の温度依存性の不確かさが考えられる。このため、コリウムシールド設置に伴うこれらの影響を考慮した感度解析を実施した。

解析条件について、金属酸化物との共晶反応により侵食したコリウムシールドの厚さは、CIT実験の知見を踏まえた侵食量を想定し 11cm とした。また、コリウムシールドの熱伝導率及び比熱はペデスタル（ドライウェル部）の温度を厳しく評価するため、常温時のジルコニアの物性値とした。

第 3.5-3 図にペデスタル（ドライウェル部）壁面及び床面のコンクリートの温度の推移を示す。感度解析の結果、溶融炉心と接するコリウムシールドの温度は融点に至らず侵食は進行しない、また、ペデスタル（ドライウェル部）コンクリートの壁面及び床面の温度も融点に至らず侵食しないことを確認した。したがって、コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性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。

(添付資料 3.5.1)

(5) 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。また、コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した感度解析を実施した。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。

なお、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響について感度解析を実施しており、評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している。

(添付資料3.2.10)

3.5.4 必要な要員及び資源の評価

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

3.5.5 結 論

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失（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、原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応等によって、ペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートが侵食され、格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、ペDESTAL（ドライウェル部）にコリウムシールドを設置するとともに、通常運転中にあらかじめペデ

スタル（ドライウェル部）に約 1m の水位で水張りを実施した上で，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手段及び溶融炉心への注水手段を整備している。

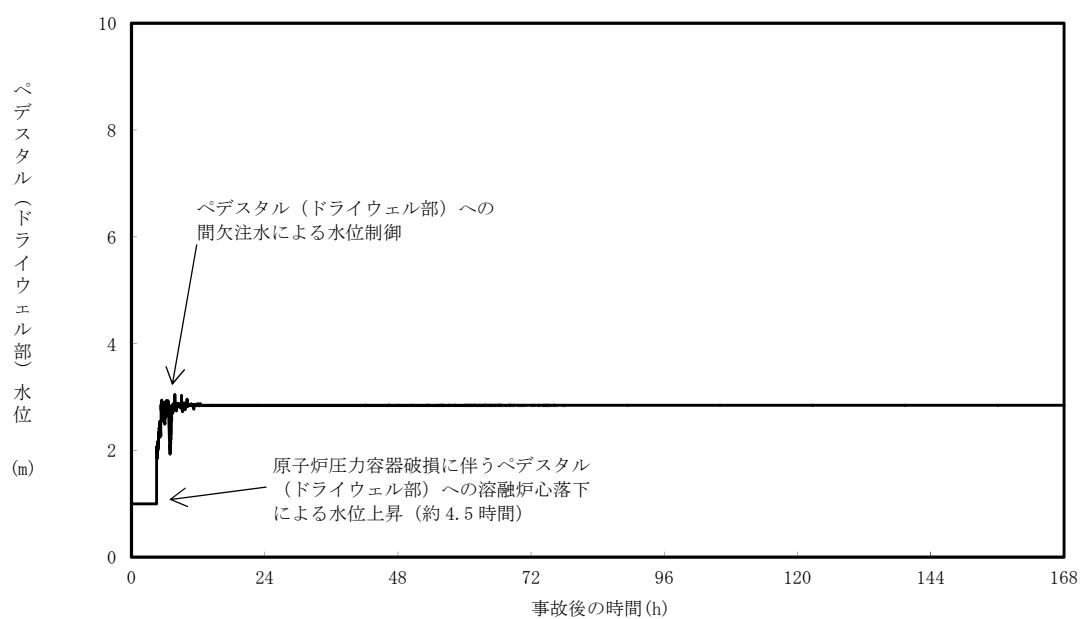
格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋デブリ冷却失敗（ペデスタル）」について，有効性評価を行った。

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格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保及び溶融炉心への注水を実施することにより，溶融炉心の冷却が可能である。その結果，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリートの侵食は生じず，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また，安定状態を維持できる。

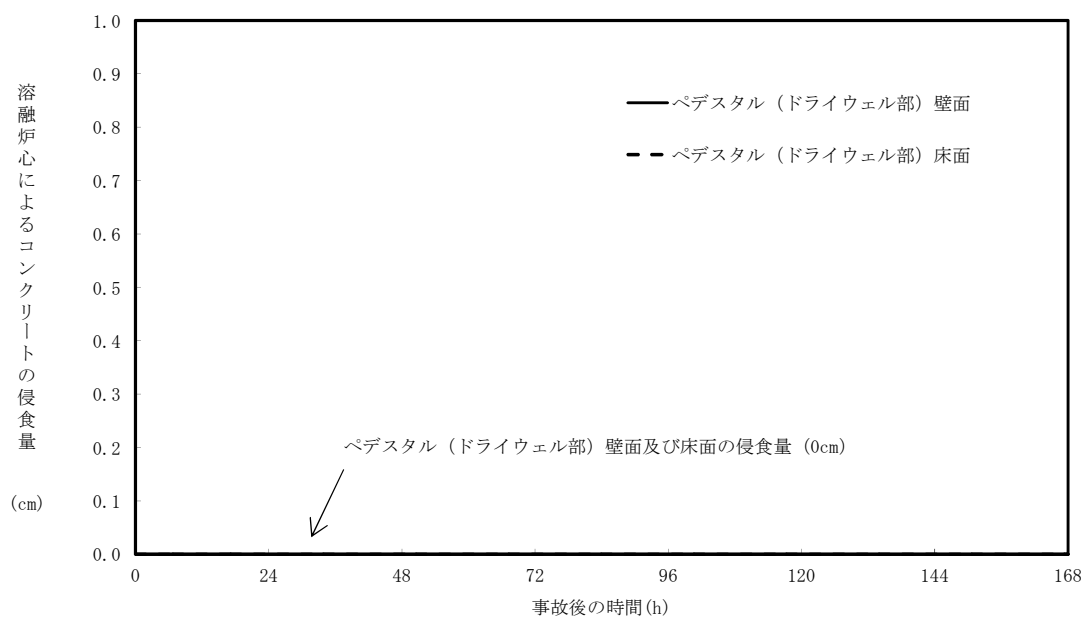
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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。

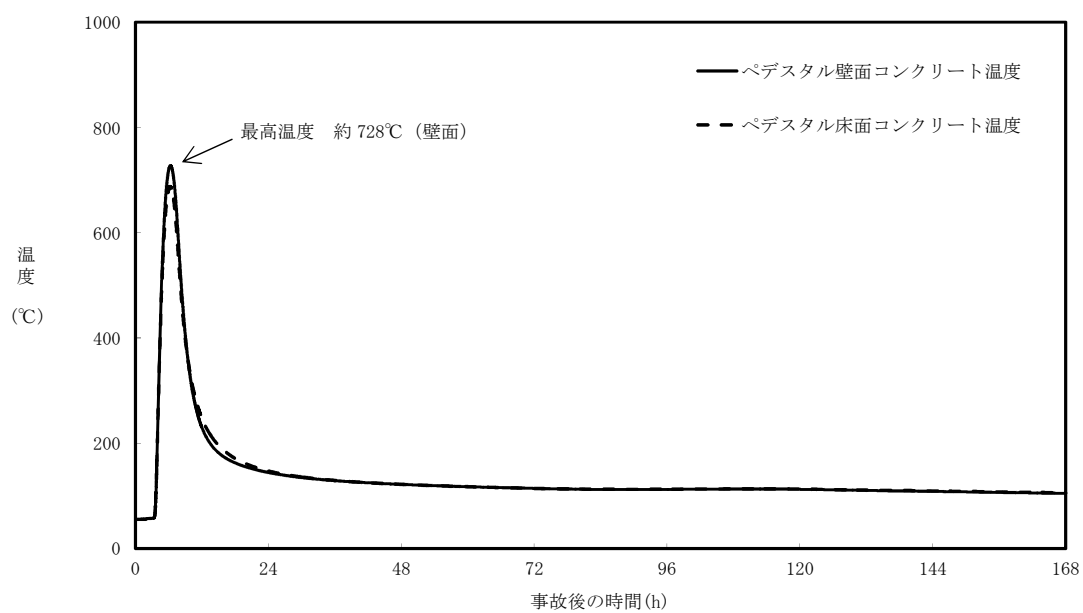
以上のことから，格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において，コリウムシールドの設置，通常運転中のペデスタル（ドライウェル部）における約 1m の水位での水張り，常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保及び溶融炉心への注水等の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。



第 3.5-1 図 ペデスタル（ドライウエル部）の水位の推移



第 3.5-2 図 ペデスタル（ドライウエル部）の壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移



第 3.5-3 図 コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を
考慮した場合のペデスタル（ドライウェル部）の
壁面及び床面のコンクリート温度の推移

コリウムシールドを考慮した溶融炉心・コンクリート相互作用による
侵食量評価について

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」（以下「MCCI」という。）に対する重大事故等対処設備であるコリウムシールドについて、解析コードにおける取扱いを示すとともに、解析コード及び解析条件の不確かさの影響について整理する。

1. 解析コードにおけるコリウムシールドの取扱いについて

MAAPコードにおけるMCCI伝熱モデルでは、溶融炉心－コンクリート間の伝熱、クラストの伝熱と厚さ、上部クラスト－水プール間熱伝達が考慮されている。ここでは、コリウムシールド模擬に伴う設定の変更点及び評価モデルの適用性について示す。

(1) コリウムシールドの模擬について

MAAPコードにおけるMCCI伝熱モデルの概念図を第1図に示す。MAAPコードによる侵食量評価では、本モデルのうち、コンクリートの物性値として設定されている以下のパラメータについて、 ZrO_2 の物性値を固定値で設定し、コリウムシールドを模擬している。

- ・ 侵食開始温度
- ・ 密度
- ・ 比熱
- ・ 熱伝導率
- ・ 溶融潜熱

侵食開始温度については、化学反応等による侵食開始温度低下を考慮した保守的な設定としている（別添 1）。また、落下した溶融炉心とコリウ

ムシールド間の接触面温度は侵食開始温度未満であることから、コリウムシールドの侵食は発生しない。なお、解析上はコリウムシールドの厚さを考慮し、コリウムシールド裏面にはコンクリートが配置されたモデルとして評価を実施しているが、コンクリートーコリウムシールド間の伝熱において接触熱抵抗は考慮していない。

以上のとおり、MAAPコードにおいてコリウムシールドを適切に模擬している。

(2) 溶融炉心ーコリウムシールド間の伝熱

溶融炉心ーコリウムシールド間の伝熱は、以下の溶融炉心ーコンクリート間の伝熱と同様のモデルを用いている。溶融プールからクラスト、クラストから構造材への伝熱は、壁面及び床の材質に依存しないモデルとなっているため、コリウムシールドにも適用可能である。

$$\text{床方向の熱流束} \quad q_d = h_d (T_f - T_{F,m}) + q_v \cdot X_{cd}$$

$$h_d = h_{d0}(1 - f_s)^n$$

$$\text{壁方向の熱流束} \quad q_s = h_s (T_f - T_{F,m}) + q_v \cdot X_{cs}$$

$$h_s = h_{s0}(1 - f_s)^n$$

ここで、

q_d, q_s : 床方向及び側面方向の熱流束 [W/m²]

h_d, h_s : 溶融プールからクラスト層への対流熱伝達係数 [W/m²-K]

h_{d0}, h_{s0} : 溶融プールが完全な液相の場合の対流熱伝達係数 [W/m²-K]

f_s : 固化割合 [ー]

n : 固化効果項の指数 [ー]

T_f : 溶融プールの温度 [K]

$T_{F,m}$: デブリ融点 [K]

q_v : 体積発熱率 [W/m³]

X_{cd} , X_{cs} : 床面及び壁面のクラスト厚さ [m]

(3) クラストの厚さ

床面及び壁面のクラスト厚さ評価モデルでは、溶融プールからの伝熱及び構造物材への伝熱によりクラスト厚さの変化率を計算しており、壁面及び床の材質に依存しないモデルとなっているため、コリウムシールドにも適用可能である。

$$q = 2k_F(T_{F,m} - T_i)/x_c$$

ここで,

q : 床方向又は側面方向の熱流束 [W/m²]

k_F : デブリ熱伝導率 [W/m・K]

$T_{F,m}$: デブリ融点 [K]

T_i : クラストーコリウムシールド接触面温度 [K]

x_c : 床面又は壁面のクラスト厚さ [m]

2. 解析コードにおける不確かさの影響

(1) 不確かさの整理

解析コードにおける，コリウムシールドを考慮したMCC I 過程毎の不確かさ要因を整理する。BWRプラント安全審査資料「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」において，MCC I は以下の過程で段階的に推移することが示されているが，コリウムシールドを考慮してもこの過程に変わりはない。

- ・原子炉圧力容器下部ヘッド破損過程
- ・溶融物の落下・堆積過程
- ・MCC I 進行と注水によるデブリ冷却過程

ただし，「MCC I 進行と注水によるデブリ冷却過程」においては，MCC I 現象の影響因子として溶融炉心からのコリウムシールドを介したコンクリートへの伝熱を考慮する必要がある。ここで，MCC I 伝熱モデルでは固定値の物性を設定することから，コリウムシールドを介した伝熱の感度解析パラメータとして，コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性が想定される。第2図にMCC I における不確かさに関する流れ図を示す。

MCC I 現象の影響因子より抽出された感度解析パラメータに対して，感度解析の要否を整理する。MCC I 評価の不確かさに関する評価結果を第1表に示す。

エントレインメント係数について，感度解析より溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認している。また，このことは，エントレインメント係数の不確かさにより溶融炉心の細粒化割合が変化した場合でも溶融炉心の温度に対する感度は小さいことを示しており，コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さいと考えられることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さく，コリ

ウムシールドを考慮した感度解析は不要である。

熔融炉心の拡がりについて、熔融炉心の拡がりが抑制されると想定した場合は、種々の不均一な堆積形状を考慮しても、拡がりが抑制されないペデスタル（ドライウェル部）への均一堆積形状の方が熔融炉心と水の伝熱面積が大きくなり、熔融炉心が冷却される傾向となる。拡がりが抑制されない均一堆積形状の場合、熔融炉心落下時点における熔融炉心とコリウムシールドの接触面温度はコリウムシールドの侵食開始温度を下回っており、また、熔融炉心への注水によって熔融炉心は継続的に冷却されることから、熔融炉心の拡がりが抑制されると想定した場合においても、コリウムシールド及びコンクリートの侵食への影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はないことから、コリウムシールドを考慮した感度解析は不要である。

上面熱流束係数及び熔融プルークラスト間の熱伝達係数について、熔融炉心・コンクリート相互作用への影響を確認する観点で実施したエントレインメント係数、上面熱流束及び熔融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を踏まえ、MAAPコードによりコリウムシールド及びコンクリート侵食量について支配的な熔融炉心からプールへの熱流束を対象に感度解析を行い、影響を確認する。【感度解析①】

また、侵食の異方性について、コンクリート侵食の異方性については熔融炉心からプール水への熱流束の感度に比べて影響が小さいことが確認されており、コリウムシールドは侵食開始温度に到達していないことより同様に影響が小さいと考えられるため、上記の熔融炉心からプールへの熱流束を対象にした感度解析により、影響を確認する【感度解析①】

コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性について、MAAPコードにおけるMCCI伝熱モデルでは、固定値の物性を設定することから、不

確かさが想定される。このため、感度解析により伝熱物性値（熱伝導率，比熱）の温度依存性の影響を確認する。【感度解析②】

(2) 感度解析

a. 溶融炉心上面熱流束の感度解析【感度解析①】

(a) 解析条件

解析条件を第2表に示す。溶融炉心から水プールへの熱流束については，上面熱流束の不確かさを考慮した 800kW/m^2 （一定）とする。また，対象シーケンスは，事象進展が早く，崩壊熱が大きくなり，侵食を厳しくする観点で「大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し，原子炉圧力容器が破損するシーケンス」とする。

(b) 解析結果

評価結果を第3表に示す。ペデスタルのプール水中に落下した溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度は $2,100^\circ\text{C}$ 未満であり，コリウムシールドを設置することにより，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリートの侵食が生じない。このため，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

b. 伝熱物性値温度依存性の感度解析【感度解析②】

コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性の影響については，「4. コリウムシールドの侵食を考慮した感度解析」において，コリウムシールドの侵食が生じた場合の影響と併せて確認する。なお，伝熱物性値の温度依存性の取扱いが可能な汎用有限解析コードにて評価した場合においても，ペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートが侵食されないことを確認している（別添2）。

3. 解析条件における不確かさの影響

MAAPコードにおけるMCCI評価では、コリウムシールドを考慮した機器条件として、以下の条件を設定している。

- ・コリウムシールド耐熱材の種類
- ・コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度
- ・ペデスタル（ドライウェル部）床面積

これらは全て最確条件と同様の設定であることから、不確かさの影響はない。MAAPコード解析条件を第4表に示す。

4. コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した感度解析

熔融炉心中の金属酸化物との共晶反応により、コリウムシールドが侵食される可能性があるが、既往の実験にて確認された侵食速度を仮定した場合、コリウムシールドの侵食量は約33mmとなる（別添3）。コリウムシールドの厚みが減少した場合、コリウムシールド外表面のペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートへの伝熱量が大きくなることから、この影響を感度解析により確認する。また、前述のとおり、MAAPコードでは ZrO_2 の物性値を固定値で設定するモデルであることから、伝熱物性値の温度依存性の不確かさの影響についても併せて確認する。

(1) 解析条件

解析条件を第5表に示す。コリウムシールドの厚さは、コリウムシールドの設計値に対して、既往実験に基づく侵食量の約33mmを考慮し、保守性を見込んだ値として110mmを設定する。なお、コリウムシールドの侵食によるペデスタル（ドライウェル部）床面積の拡大は保守的に考慮しない。

また、MAAPコードにおけるコリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性の不確かさを考慮し、ペデスタル（ドライウェル部）のコンクリート

の温度を厳しく評価する観点で、常温時の ZrO_2 の伝熱物性値を設定する。

対象シーケンスは、事象進展が早く、崩壊熱が大きくなり、ペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリート侵食を厳しく評価する観点で「大破断 L O C A 時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス」とする。

(2) 解析結果

解析結果を第 6 表に示す。また、ベースケース及び感度解析ケースのコリウムシールド温度の推移及びコンクリート温度の推移を第 3 図から第 6 図に示す。コリウムシールド内表面温度の最高値は約 $1,860^{\circ}\text{C}$ にとどまり、コリウムシールドの侵食開始温度である $2,100^{\circ}\text{C}$ を下回ることから、コリウムシールドの侵食は金属酸化物との共晶反応で生じた状態から進行しない。また、コリウムシールド外表面と接するペDESTAL（ドライウェル部）コンクリートの温度の最高値は約 728°C にとどまり、コンクリートの侵食開始温度である約 $1,230^{\circ}\text{C}$ を下回ることから、コンクリートは侵食されない。このため、コリウムシールドが金属酸化物との共晶反応により侵食された場合においても、コリウムシールドを介した伝熱の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

5. まとめ

MAAP コードではコリウムシールドを適切に模擬しており、熔融炉心－コリウムシールド間の伝熱モデルはコリウムシールドに適用可能である。

コリウムシールドを考慮した解析コードの不確かさを踏まえた感度解析により、原子炉圧力容器の支持機能を維持でき、不確かさの影響は小さいこと

を確認した。また，コリウムシールドを考慮した解析条件は最確条件と同様であり，不確かさはない。

さらに，コリウムシールドが金属酸化物との共晶反応により侵食される可能性を考慮した感度解析により，コリウムシールド外表面と接するコンクリートは侵食されないことを確認した。

第1表 コリウムシールドを考慮した場合のMCC I 評価の不確かさに関する整理結果

MCC I 現象への 影響因子	不確かさ要因	有効性評価の取扱い	解析コード安全審査資料* における感度解析の要否	東海第二発電所における コリウムシールドを考慮した取扱い
下部ヘッド破損モード	破損部位 破損口侵食拡大	下部ヘッド貫通部の中で最も大口径の制御棒駆動機構ハウジングの瞬時破損を想定し、破損口径の拡大を考慮	下部ヘッド貫通部の中で最も大口径の貫通部の破損を想定し、破損口径の拡大も考慮しているため、感度解析不要	同左
	原子炉圧力容器内 溶融進展	全炉心相当を想定	全炉心相当の最も厳しい落下量を想定しているため、感度解析不要	同左
	プール水深	ペダスタルの注水開始条件及び注水流量について、手順書規定に準じた操作を想定	解析モデルパラメータではないため、感度解析不要	同左
溶融炉心の粒子化	エントレインメント 係数	実験解析を元に、粒子化割合を少ない側に評価する値を使用	エントレインメント係数に不確かさがあるため、MAAPコードの不確かさ範囲内(FARO実験解析に基づく)で感度解析を実施	左記の感度解析により、溶融炉心の細粒化割合がコンクリート浸食に与える感度が小さいことを確認しており、溶融炉心の細粒化割合が溶融炉心温度に対する感度は小さいと考えられることから感度解析不要
	溶融炉心ジェット径	破損口径に対応した径を考慮	最も大きい径を想定して、粒子化割合を小さくし、水に落下した際のデブリクエンチ量を小さくして厳しい側の扱いをしているため、感度解析不要	同左
	水による拡がり抑制	拡がりの知見から、全面に拡がることを想定し、均一堆積モデルを使用	溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定し、水張深さ等の個別パラメントの状況を確認し、必要に応じて感度解析等を行うことが必要	溶融炉心の拡がりが抑制される場合は、溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなり、溶融炉心が冷却される傾向となる。拡がりが抑制されない場合、溶融炉心落下時点における溶融炉心とコリウムシールド接触面温度はコリウムシールドの侵食開始温度を下回っており、また、注水により溶融炉心は継続的に冷却されることから、侵食への影響はなく、感度解析不要
デブリから水への熱伝達	デブリ上面の性状	粒子状ベッドの熱流束として、現実的な範囲内で保守側の想定をして、大気圧状態で 800 kW/m^2 として圧力依存性を考慮	【感度解析①】（コンクリートの種類と同じ） 溶融炉心・コンクリート相互作用への影響の観点で、エントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を踏まえ、コリウムシールド及びコンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からプール水への熱流束についての感度解析を実施	【感度解析②】 コリウムシールドの伝熱物性値には温度依存性があることを踏まえ、コリウムシールド及びコンクリート侵食量への影響を確認する観点で、伝熱物性値についての感度解析を実施
コリウムシールドを 介した熱伝達	伝熱物性値の 温度依存性	コリウムシールド侵食開始温度における物性値を考慮	—	【感度解析①】（デブリから水への熱伝達と同じ） コンクリート侵食の異方性については溶融炉心からプール水への熱流束の感度に比べて影響が小さいことが確認されており、コリウムシールドにおいても侵食開始温度に到達していないことなどから同様に影響が小さいと考えられるため、溶融炉心からプール水への熱流束についての感度解析を実施
コンクリート種類 （玄武岩系コンクリートの侵食 の異方性）	壁方向と床方向の 熱分配	溶融プールが完全な液相の場合の対流熱伝達係数として、壁方向クラストへは 〇 を使用	床方向と壁方向の侵食の異方性の影響を見るため、CCI-3 実験で確認された熱分配比率を想定した感度解析を実施	

※：BWRプラント安全審査資料「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2表 解析条件（溶融炉心上面熱流束）【感度解析①】

項 目	ベースケース	感度ケース
対象シーケンス	過渡事象時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス	大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス
溶融炉心から水プールへの限界熱流束	800kW/m ² (圧力依存性あり)	800kW/m ² (一定※1)
ペDESTAL初期水位	1m	
ペDESTAL注水	R P V破損 7 分後から 80m ³ /h	
コリウムシールド厚さ		
コリウムシールド侵食開始温度	2, 100℃※2	
R P V破損時の溶融炉心温度	M A A P解析結果に基づく	

※1 侵食の不均一性等の影響を考慮して設定

※2 Z r O₂耐熱材の 100mol% Z r による侵食試験結果に基づき設定（別添 1）

第3表 解析結果（溶融炉心上面熱流束）【感度解析①】

項 目	ベースケース	感度ケース
コリウムシールド侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし
ペDESTAL（ドライウェル部） コンクリート侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし

第 4 表 M A A P コード解析条件

項 目		解析条件	最確条件
機器条件	コリウムシールド耐熱材の種類	ジルコニア耐火材	ジルコニア耐火材
	コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度	2, 100℃	2, 100℃
	ペDESTAL（ドライウェル部）床面積	コリウムシールドを考慮	コリウムシールドを考慮

第 5 表 解析条件（伝熱物性値及びコリウムシールド侵食）【感度解析②】

項 目	ベースケース	感度ケース
対象シーケンス	過渡事象時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス	大破断 L O C A 時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス
コリウムシールド厚さ		11cm ※ 1
コリウムシールド熱伝導率	※ 2	※ 3
コリウムシールド比 熱	※ 2	※ 3
コリウムシールド侵食開始温度	2, 100℃ ※ 4	
ペDESTAL（ドライウェル部）床面積		
ペDESTAL 初期水位	1m	

※ 1 金属酸化物との共晶反応による侵食を仮定した厚さとして設定（別添 3）

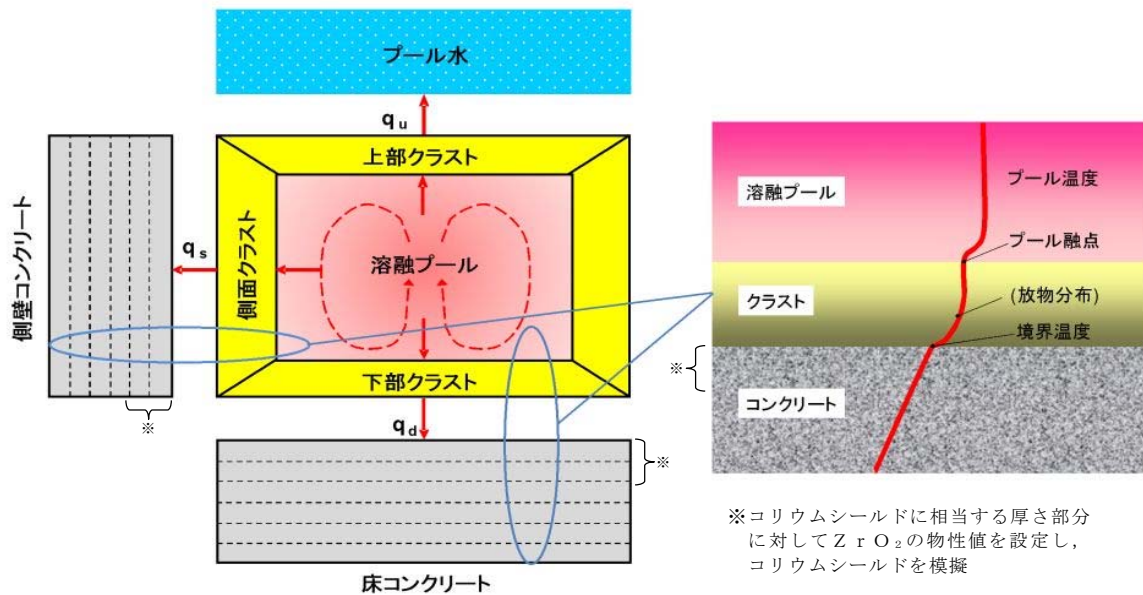
※ 2 Z r O₂ 耐熱材の侵食開始温度における伝熱物性として設定

※ 3 Z r O₂ 耐熱材の常温における伝熱物性として設定

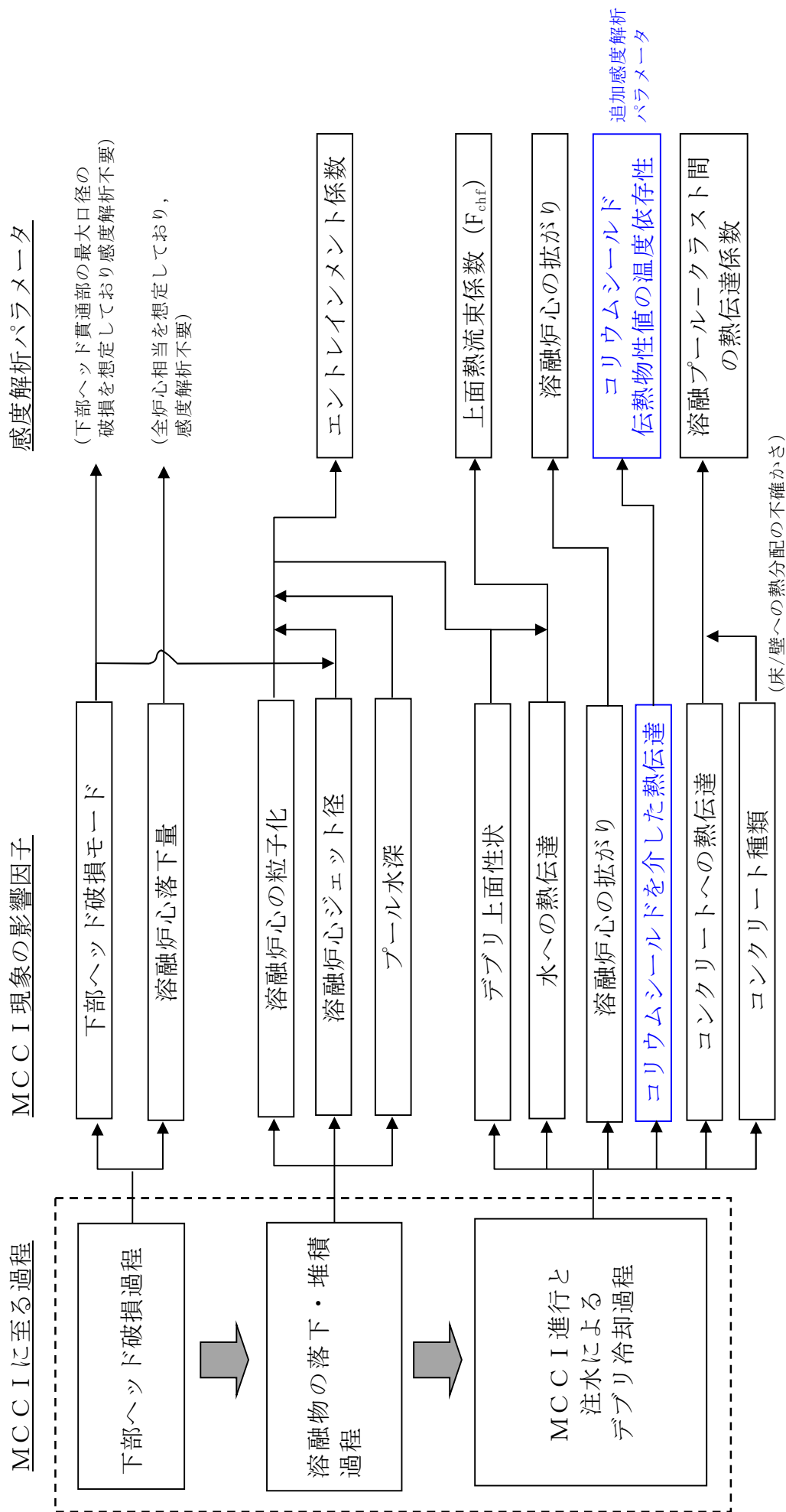
※ 4 Z r O₂ 耐熱材の 100mol% Z r による侵食試験結果に基づき設定（別添 1）

第 6 表 解析結果（伝熱物性値及びコリウムシールド侵食）【感度解析②】

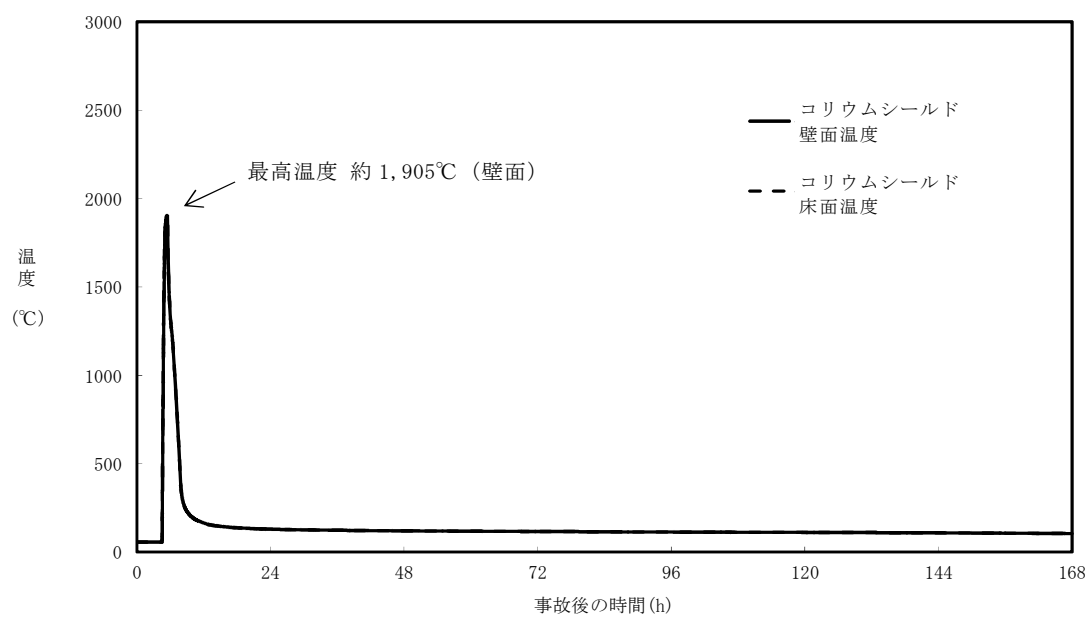
項 目	ベースケース	感度ケース
コリウムシールド侵食量 （壁面及び床面）	侵食なし	侵食なし
ペデスタル（ドライウェル部） コンクリート侵食量 （壁面及び床面）	侵食なし	侵食なし



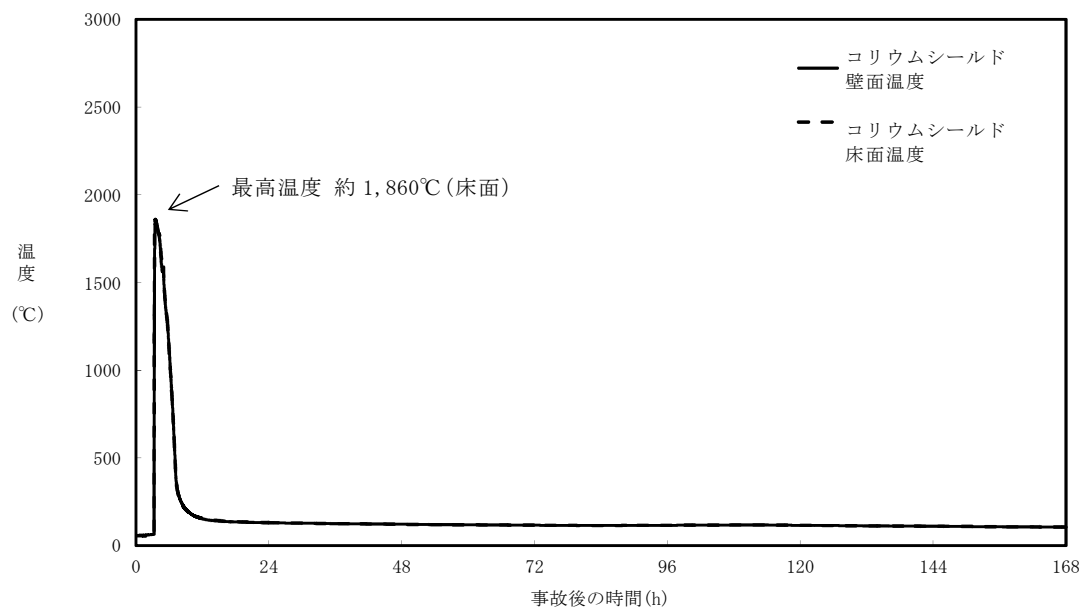
第 1 図 MAAPコードにおけるMCC I 伝熱モデル



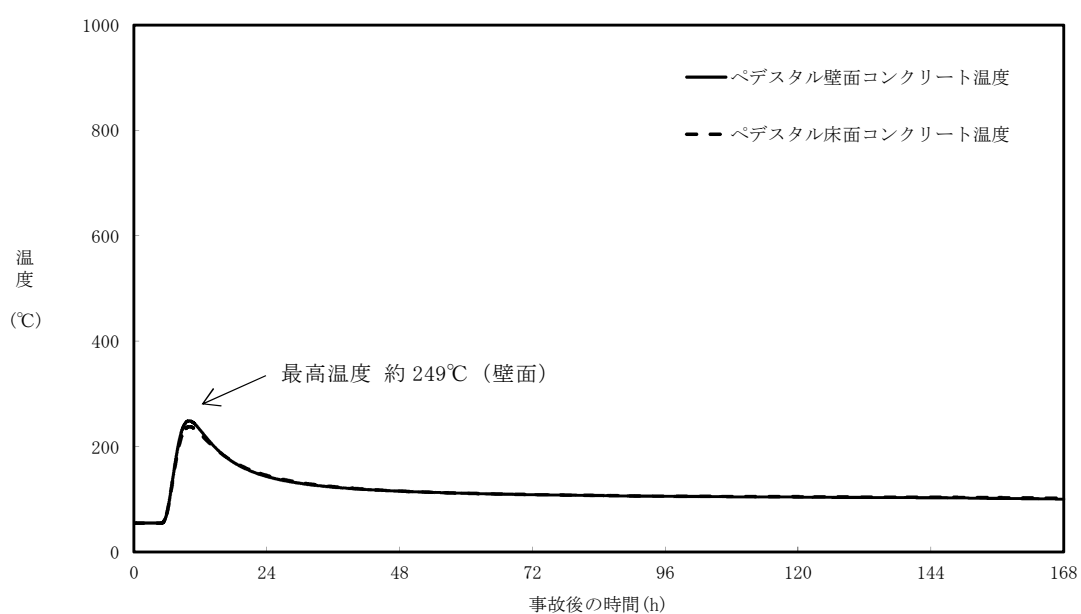
第 2 図 コリウムシールドを考慮した場合のMCC I における不確かさに関する流れ図



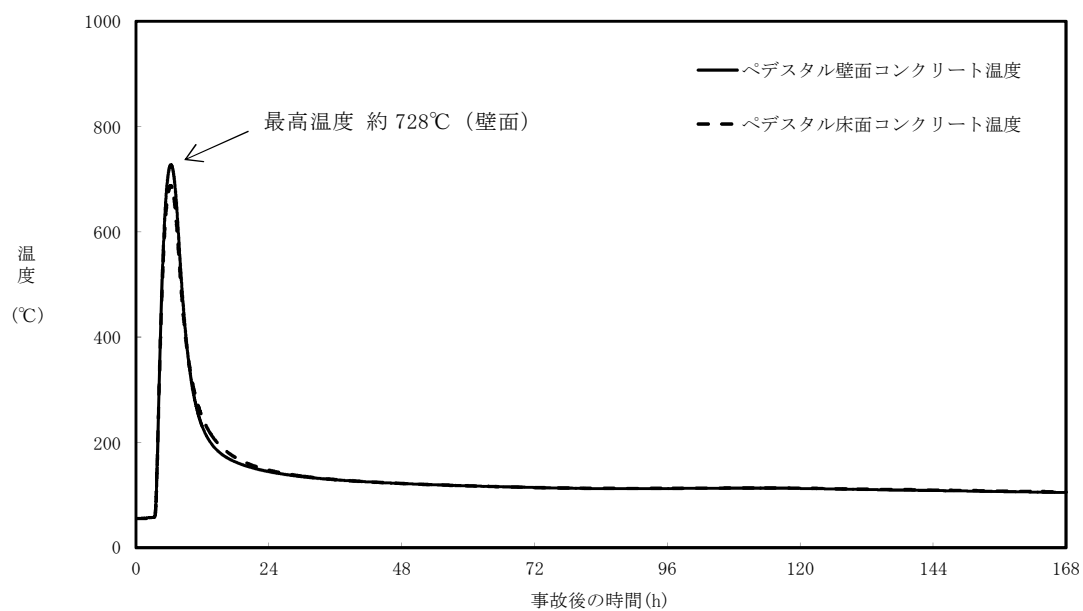
第 3 図 コリウムシールド内表面温度の推移
(ベースケース)



第 4 図 コリウムシールド内表面温度の推移
(感度解析ケース)



第 5 図 ペデスタル（ドライウェル部）コンクリート表面温度の推移
(ベースケース)



第 6 図 ペデスタル（ドライウェル部）コンクリート表面温度の推移
(感度解析ケース)

ZrO₂耐熱材の侵食開始温度の設定について

ZrO₂耐熱材の侵食量評価においては、耐熱材の侵食開始温度として 2,100℃を設定している。その設定の考え方を以下に示す。

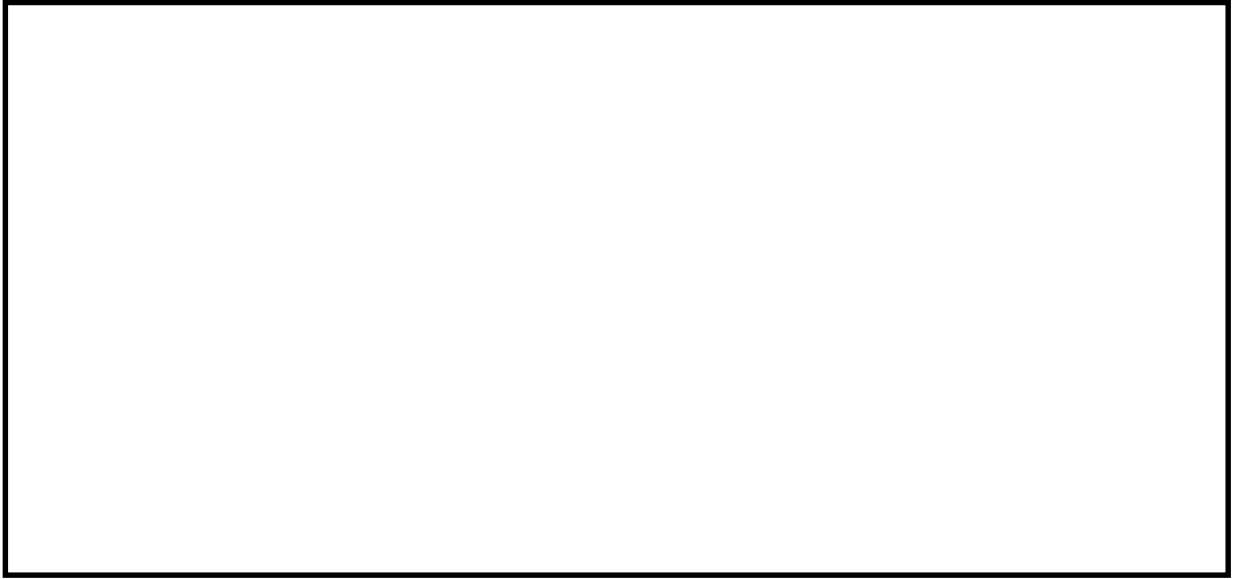
ZrO₂単体での融点は約 2,700℃であるが、溶融炉心に含まれる Zr 等の金属との化学反応により、ZrO₂耐熱材の侵食開始温度は 2,700℃より低下する。

これに対して、化学反応による耐熱材の侵食影響を確認するため、ZrO₂試験片の各種溶融金属への浸透試験が実施されており、溶融金属中の Zr の割合が大きいほど耐熱材の侵食量が大きくなる傾向が確認されている。

第 1 図*に、極めて耐熱材の侵食が大きくなる 100mol% Zr の条件で実施された侵食試験後の ZrO₂耐熱材試験片の断面写真を示す。試験結果より、2,150℃以上の条件では数分で耐熱材試験片が大きく侵食されているのに対し、2,100℃では 30 分保持した場合でもほとんど侵食されていない。

なお、本試験は 100mol% Zr という極めて厳しい条件で実施されているが、実機における溶融炉心では、UO₂、SUS 及び金属－水反応で生成された ZrO₂等が含まれるため、100mol% Zr という条件は考え難く、ZrO₂耐熱材は試験条件より侵食されにくくなると考えられる。

以上より、ZrO₂耐熱材の侵食量評価においては、極めて厳しい試験条件でも侵食量がわずかであった 2,100℃を侵食開始温度として設定した。



第 1 図 試験後の断面写真

※本図は，中部電力(株)，東北電力(株)，東京電力ホールディングス(株)，北陸電力(株)，中国電力(株)，日本原子力発電(株)，電源開発(株)，(一財)エネルギー総合工学研究所，(株)東芝，日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

汎用有限解析コードによるコリウムシールド伝熱物性値温度依存性の影響評価について

MAAPコードにおけるMCCI伝熱モデルでは、固定値の物性を設定することから、不確かさが想定される。このため、伝熱物性値の温度依存性の取扱いが可能な汎用有限解析コードABAQUSを用いた熱伝導解析により影響を確認する。

1. 伝熱物性値温度依存性の感度解析

(1) 解析条件

解析条件を第1表に示す。コリウムシールドの伝熱物性は既往の共同研究において確認された値を設定する。また、MAAP解析に基づくコリウムシールドー溶融炉心接触面温度、ペDESTAL雰囲気温度等を境界条件とする。なお、これらの境界条件は、RPVが破損し溶融炉心がペDESTALへ落下する事故シーケンスの解析結果を包絡する保守的な温度条件を適用する。

(2) 解析結果

解析結果を第2表及び第1図に示す。解析結果が最も厳しいペDESTAL（ドライウェル部）壁面の温度は約900℃であり、コンクリートの侵食開始温度である約1,230℃を下回ることから、ペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートは侵食されない。

なお、ABAQUSを用いた熱伝導解析結果は、本添付資料の本文「4.

コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した感度解析」において示したMAAPコードによる解析結果（壁面温度 約 728℃）を上回っているが、これは大破断LOCAシナリオとして溶融炉心から水プールへの限界熱流束 $800\text{kW}/\text{m}^2$ （一定）を考慮したMAAP解析を包絡する温度境界条件を与えたためである。

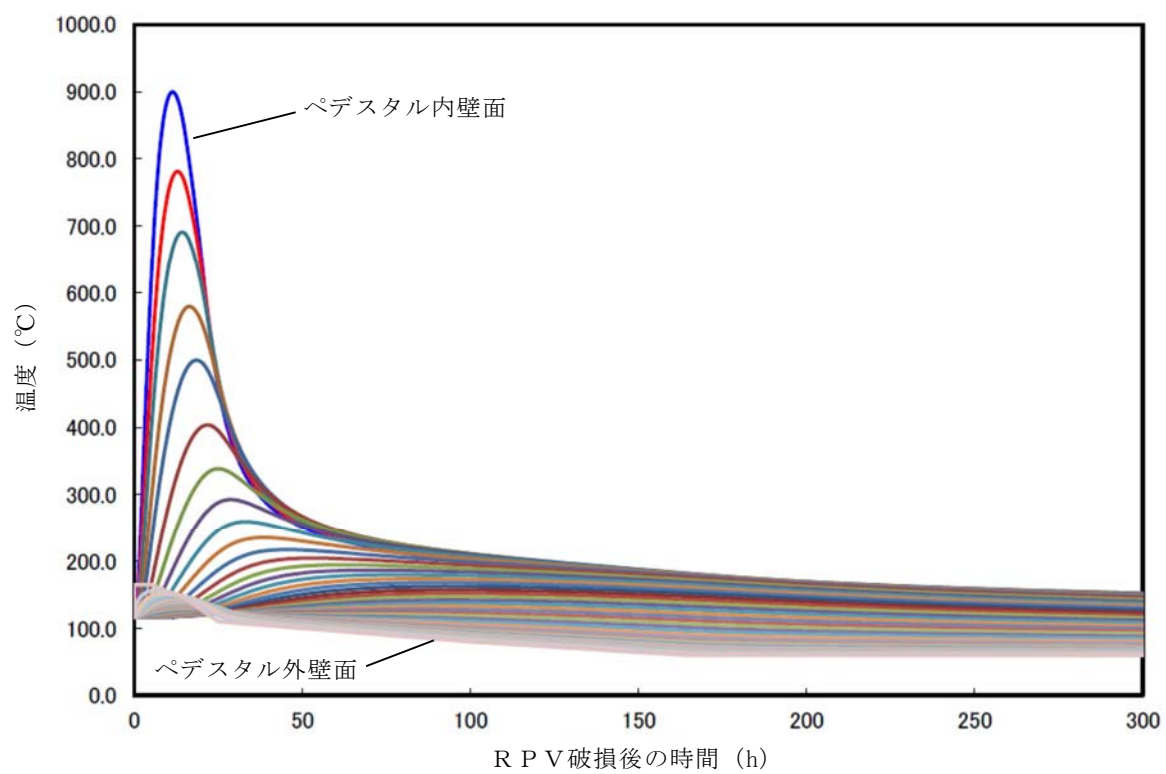
第 1 表 解析条件（伝熱物性値温度依存性）

項 目	設 定	備 考
解析コード	汎用有限解析コードABAQUS	
温度境界条件	過渡事象及び大破断LOCAシナリオ※のMAAP解析結果を包絡する条件	添付資料 3.5.2 別紙 1 第 3 図から第 6 図
コリウムシールド 伝熱物性値	既往の共同研究において確認された値	添付資料 3.5.2 別紙 1 表 4 表

※：大破断LOCAシナリオとして溶融炉心から水プールへの限界熱流束 $800\text{kW}/\text{m}^2$ （圧力依存性あり）及び $800\text{kW}/\text{m}^2$ （一定）の 2 ケースを考慮

第 2 表 解析結果（伝熱物性値温度依存性）

項 目	解析結果	備 考
ペDESTAL 壁面温度	約 900℃	コンクリート侵食開始温度 約 1,230℃



第 1 図 ペデスタル壁面の温度変化

既往実験の知見を考慮したコリウムシールドの侵食量評価について

MAAPコードによる侵食量評価では、熔融炉心中の Zr による ZrO_2 耐熱材の還元反応を考慮し、耐熱材侵食試験結果に基づき侵食開始温度を保守的に $2,100^{\circ}C$ と設定した上で、熔融炉心によるコリウムシールドの侵食が生じないことを確認している。しかし、熔融炉心には少量ながらその他の金属酸化物も含まれており、これらの影響によって ZrO_2 耐熱材の侵食される可能性も考えられるため、関連する既往実験の知見を考慮した場合のコリウムシールドの侵食量について検討する。

1. CIT実験について

模擬熔融炉心による ZrO_2 耐熱材の侵食挙動に係る実験として、欧州委員会のプロジェクトとして実施されたCIT実験^{[1][2]}がある。

CIT実験では、第1図に示すような試験装置によって、模擬熔融炉心と ZrO_2 耐熱材を最長10時間程度接触させ、模擬熔融炉心の表面温度（ ZrO_2 耐熱材との界面温度）と侵食深さの推移が測定された。そのうち、CIT-9及びCIT-11では実機の条件に近い組成の ZrO_2 耐熱材が用いられている。

CIT-9における入力エネルギー及び模擬熔融炉心表面温度と ZrO_2 耐熱材の侵食深さの推移を第2図及び第3図に示す。耐熱材の最終的な侵食深さは $22.5mm$ 、最大の侵食速度は $0.18mm/min$ と報告されている。実験において、模擬熔融炉心は誘導加熱により $2,080^{\circ}C$ から $2,474^{\circ}C$ まで段階的に昇温されたが、出力を一定に維持し模擬熔融炉心の昇温を停止すると、耐熱材の侵食は一定の深さまで進んだ後に停止する挙動が確認されている。

また、CIT-11における模擬熔融炉心表面温度と ZrO_2 耐熱材の侵食深さ

の推移を第4図に示す。最終的な侵食深さは39.5mm, 最大の侵食速度は0.28mm/min と報告されており, CIT-9 と同様に出力を一定に維持すると侵食が停止する挙動が確認されている。

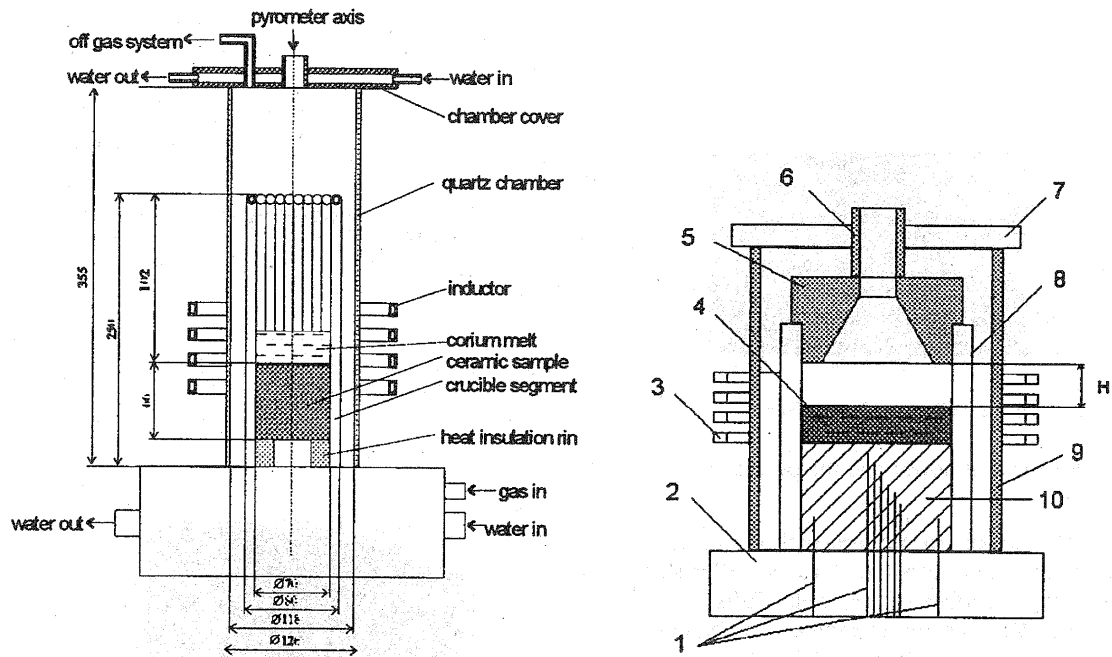
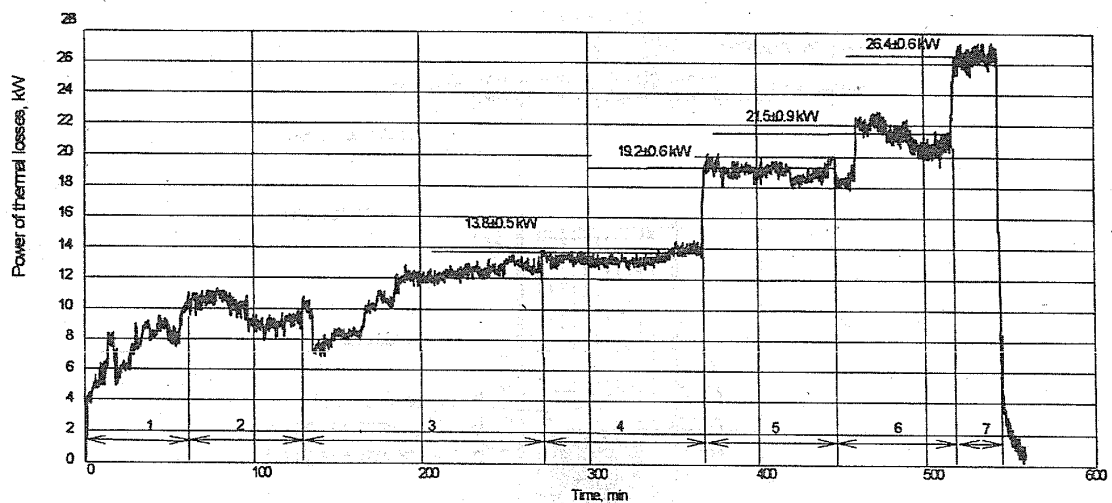
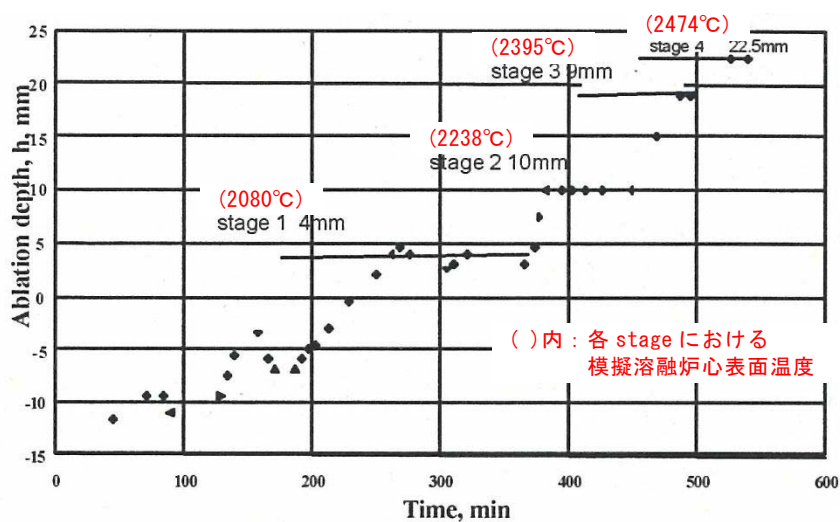


Figure 7.4 Test device and details of the interaction zone. 1 – thermocouples; 2 – water collector of the crucible; 3 – inductor; 4 – corium melt; 5 – ceramic shield; 6 – ceramic shaft of pyrometer; 7 – steel water-cooled lid of the furnace; 8 – crucible sections and cooling system; 9 – quartz shell; 10 – bottom ceramic specimen. H – distance between the ceramic shield and corium melt surface.

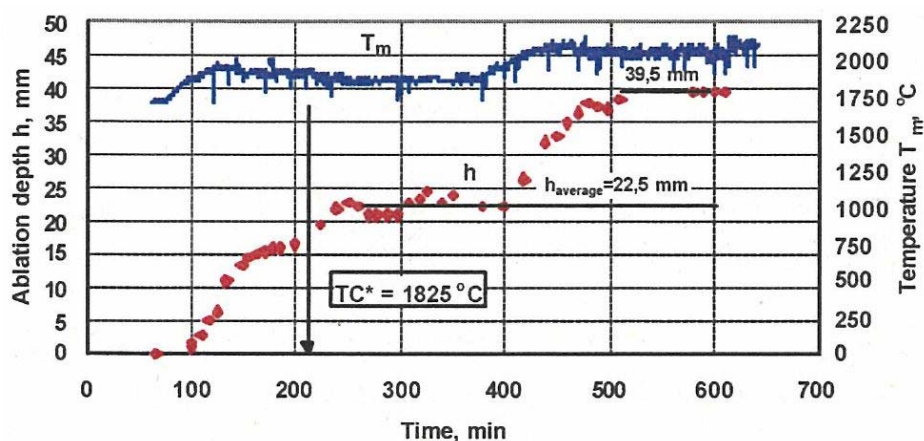
第1図 CIT実験装置



第2図 CIT-9における入力エネルギー



第 3 図 CIT-9 における模擬熔融炉心表面温度と耐熱材侵食深さの推移



第 4 図 CIT-11 における模擬熔融炉心表面温度と耐熱材侵食深さの推移

2. 実験条件と実機条件の比較

CIT-9 及び CIT-11 実験にて用いられた ZrO_2 耐熱材の組成を第 1 表に示す。主成分である ZrO_2 の純度は 94.7wt% であり，東海第二発電所においてコリウムシールドとして用いる ZrO_2 耐熱材と同等であることから，耐熱材の特性は実験条件と実機条件で大きな差はないと考えられる。

次に，CIT-9 及び CIT-11 実験における模擬熔融炉心の組成を第 2 表に示す。実験で用いられた模擬熔融炉心は，酸化鉄 (FeO や Fe_3O_4) の割合が大

きく、C I T 実験においては、これらの酸化鉄と ZrO_2 の共晶反応により、 ZrO_2 耐熱材が溶融、侵食されたものと考えられる。

一方、実機での溶融炉心中に含まれる酸化鉄の割合は 3% 程度^{※1}と想定され、溶融炉心に混入し得るペデスタル内構造物 $4m^3$ を全量酸化鉄^{※2}として加えた場合でも酸化鉄割合は約 13% となることから、C I T 実験の条件は、ともに実機条件に比べて共晶反応による耐熱材侵食が生じやすい条件と考えられる。

※1：原子炉圧力容器破損時点での溶融炉心中の酸化鉄割合

(M A A P 解析結果より)

※2：ペデスタル内構造物は主に S U S 材であり鉄以外の物質も含まれる。また、含有する鉄が全て酸化することは考え難いが、ここでは保守的に全量を酸化鉄として計算

第 1 表 CIT-9 及び CIT-11 実験における ZrO_2 耐熱材組成

成分	割合 wt%
SiO_2	1.4
CaO	0.2
MgO	2.5
Fe_2O_3	0.2
Al_2O_3	0.8
TiO_2	0.2
ZrO_2	94.7

第 2 表 CIT-9 及び CIT-11 実験における模擬溶融炉心組成

	CIT-9	CIT-11
組成 wt%	49.1 UO_2 20.4 ZrO_2 30.5 FeO	19.0 ZrO_2 81.0 Fe_3O_4 (共晶組成)

3. 実機における ZrO_2 耐熱材と金属酸化物との共晶反応による侵食

CIT-9 及び CIT-11 実験は、ともに実機の酸化鉄の割合を大きく上回っているが、ここでは実機の酸化鉄の割合により近い CIT-9 実験に基づき ZrO_2 耐熱材の共晶反応による侵食量について考察する。

実機のMAAP解析結果によれば、熔融炉心とコリウムシールドの接触面の最高温度は約 $2,000^{\circ}C$ となっている。CIT-9 実験では、これを上回る $2,080^{\circ}C$ において約 4mm の侵食が見られているが、その侵食量は時間とともに増加する傾向にはない結果となっている。ただし、この挙動は実験容器が外部から冷却されていたことに起因することが示唆されており、外部冷却がない場合には侵食が継続的に生じる可能性がある。

仮に実機において共晶反応による侵食が継続的に生じる可能性を考慮し、RPV破損時点から熔融炉心とコリウムシールドの接触面温度が $1,800^{\circ}C^{※3}$ を下回るまでの約3時間、CIT-9 実験で確認された最大侵食速度である $0.18mm/min$ で侵食が進んだと仮定した場合でも、侵食量は約 33mm となる。

※3：酸化鉄との共晶反応による侵食がより生じやすい条件と考えられる CIT-11 実験にて、 ZrO_2 耐熱材の侵食が開始している温度
(第4図)

したがって、万一熔融炉心中の酸化鉄が局所的に存在し耐熱材が侵食されたとしても、侵食量はコリウムシールド厚さ を十分下回る。

参考文献

- [1] D.Lopukh et al. , “New Experimental Results On The Interaction Of Molten Corium With Core Catcher Material” , ICONE-8179, (2000).
- [2] J.M.Seiler, K.Froment, “Material Effects On Multiphase Phenomena In Late Phases Of Severe Accidents Of Nuclear Reactors” , Multiphase Science and technology, Vol.12, No.2, pp.117-257, (2000).

溶融炉心による熱影響評価について

1. 評価目的

東海第二発電所におけるペDESTAL構造の特徴を踏まえた対策として、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）によるペDESTAL（ドライウェル部）（以下「ペDESTAL」という。）への影響抑制のためのコリウムシールドを設置するとともに、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）から落下した溶融炉心（以下「デブリ」という。）の冠水及び水蒸気爆発による影響抑制の観点からRPV破損時のペDESTAL内水位を1mに維持する対策、さらに、床スラブ内の排水流路をスリット形状としてデブリを凝固させる対策を講じることとしている。

これら東海第二発電所の特徴を踏まえた対策を考慮した上で、RPV破損時にペDESTALへ落下したデブリからの熱影響によってペDESTALに要求されるRPV支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを評価する。

2. 評価方針

RPV破損後にデブリからの伝熱によって高温となる鉄筋コンクリートの物性変化を考慮した上で、RPV支持機能及びデブリ保持機能の維持に必要な構造強度が保持されることを評価する。

3. 評価方法

(1) 荷重条件

構造強度の評価にあたり、RPV支持機能の評価ではRPV、遮へい壁等の自重（以下「RPV等の自重」という。）を考慮する。また、デブリ保持機能の評価では、デブリ、コリウムシールド、床スラブ躯体等の自重

(以下「デブリ等の自重」という。)を考慮する。

(2) 評価部位及び項目

a. 側壁 (R P V 支持機能)

R P V 等の自重により、側壁コンクリートには圧縮軸力が作用し、側壁基部コンクリートには面外方向のせん断力が作用する。

このため、高温によるコンクリート圧縮強度の低下を考慮した等価壁厚を評価し、R P V 等の自重による圧縮軸力及び面外せん断に対して必要な壁厚と比較する。

b. 床スラブ (デブリ保持機能)

デブリ等の自重により、床スラブのコンクリートには面外せん断力が作用し、鉄筋には曲げ応力が作用する。

このため、高温によるコンクリートの圧縮強度の低下を考慮した等価板厚を評価し、デブリ等の自重によるせん断力に対して必要な板厚と比較する。また、高温による鉄筋の強度低下を考慮した等価鉄筋量を評価し、デブリ等の自重による曲げ応力に対して必要な鉄筋量と比較する。

(3) 温度条件

別添 1 にペデスタルの温度評価を示す。デブリからの伝熱によるペデスタルの側壁及び床スラブの温度は、M A A P コードによる解析結果に基づき、汎用有限解析コード A B A Q U S による熱伝導解析にて評価する。

(4) 判断基準

炉心損傷防止に失敗し、重大事故の発生を想定する防護レベルにおいて、格納容器の健全性維持に必要な安全機能が維持されることを確認する観点

より，判断基準は終局限界状態に至らないこととする。具体的には，側壁コンクリートの必要壁厚，床スラブコンクリートの必要板厚，床スラブの必要鉄筋量の算定において，終局強度又は短期許容応力度を適用する。別添 2 に R P V 支持に必要な側壁コンクリート厚さ評価を，別添 3 にデブリ保持に必要な床スラブコンクリート厚さ評価を，別添 4 にデブリ保持に必要な床スラブ鉄筋量評価を示す。

4. 評価結果

以下に R P V 支持機能及びデブリ保持機能に対する評価結果を示す。評価結果はいずれも判断基準を満足し，デブリからの熱影響によってもペDESTAL に要求される機能は損なわれることはない。

(1) 側壁（R P V 支持機能）

a. コンクリートに対する圧縮軸力

別添 5 に熱影響を考慮した側壁コンクリートの構造評価を示す。側壁コンクリートの等価壁厚は約 1,229mm であり，R P V 等の自重によってコンクリートに作用する圧縮軸力に対して必要な壁厚 133mm（別添 2）を上回る。

b. 基部コンクリートに対する面外せん断力

別添 5 に示したとおり，側壁コンクリートの等価壁厚は約 1,276mm であり，R P V 等の自重によって基部コンクリートに作用する面外せん断力に対して必要な壁厚 192mm（別添 2）を上回る。

(2) 床スラブ（デブリ保持機能）

a. コンクリートに対する面外せん断力

別添 6 に熱影響を考慮した床スラブのコンクリート及び鉄筋の評価を

示す。床スラブコンクリートの等価板厚は約 629mm であり、デブリ等の自重によってコンクリートに作用する面外せん断力に対して必要な板厚 (別添 3) を上回る。

b. 鉄筋に対する曲げ応力

別添 6 に示したとおり、床スラブの鉄筋コンクリート部の幅 1m あたりの等価鉄筋量は であり、デブリ等の自重によって鉄筋に作用する曲げ応力に対して必要な鉄筋量 (別添 4) を上回る。

5. まとめ

東海第二発電所におけるペデスタル構造の特徴を踏まえた対策による影響を考慮し、デブリからの熱影響に対するペデスタルの構造健全性を評価した。

その結果、高温による鉄筋コンクリートの物性変化を考慮しても、ペデスタルに要求される R P V 支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを確認した。

デブリからの伝熱によるペデスタルの温度評価

1. 概要

MAAPコードによる解析結果に基づき、汎用有限解析コードABAQUSを用いた熱伝導解析により、デブリからの伝熱によるペデスタルの側壁及び床スラブの温度を評価する。

2. 汎用有限解析コードABAQUSによるペデスタル熱伝導解析

(1) 評価モデル

第1図に熱伝導解析モデルを示す。デブリからの熱影響による側壁及び床スラブの温度は、2次元体系有限要素法解析により評価する。本評価では、解析体系を縦横のメッシュで区切り、以下に示す2次元体系での非定常熱伝導の支配方程式に基づき、各部の温度変化を計算している。

$$\rho c \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial x} \left(k_x \frac{\partial T}{\partial x} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(k_y \frac{\partial T}{\partial y} \right) + Q$$

ここで、 T ：温度， ρ ：密度， c ：比熱， k_x, k_y ：x方向及びy方向の熱伝導率， Q ：物体の内部発熱量である。

(2) 評価条件

第1表にABAQUSコードによる熱伝導解析の解析条件を示す。解析条件は、RPVが破損しデブリがペデスタルへ落下する事故シーケンスに対するMAAPコードの解析結果を参照^{*}し、これを包絡する条件を設定している。

※：参照するM A A P解析結果は，有効性評価上のベースケースを含む以下を考慮

- ・起回事象：過渡事象，デブリから水プールへの限界熱流束：800kW
／m²（圧力依存性あり）（ベースケース）
- ・起回事象：L O C A，デブリから水プールへの限界熱流束：800kW
／m²（圧力依存性あり）
- ・起回事象：L O C A，デブリから水プールへの限界熱流束：800kW
／m²（一定）

(3) 評価結果

第7図にペデスタル温度の評価点の位置を示す。また，第8図に横スリット部の温度変化を示す。横スリット部の最高温度は約 798℃であり，スリット内で凝固したデブリは再溶融する温度に至らない。

また，第9図に側壁の温度変化を，第10図に床スラブ鉄筋コンクリート部の温度変化をそれぞれ示す。ペデスタル側壁の最高温度は内表面で約 900℃，床スラブ鉄筋コンクリート部の最高温度は上端部で約 475℃となっている。

第 1 表 ABAQUS コードによる熱伝導解析条件

項目	条件	備考
デブリ密度 (kg/m^3)		MAAP 計算結果 (RPV 破損時の値) を包絡する値
デブリ熱伝導率 (W/mK)		
デブリ比熱 (J/kgK)		
デブリ溶融潜熱 (J/kg)		
デブリ内部発熱密度 (W/m^3)	(第 2 図)	MAAP 計算結果 (保守的にスクラム後 3 時間からの崩壊熱を使用。希ガス・揮発性 FP による減衰 (30%) を考慮)
SUS 密度 (kg/m^3)	(第 2 表)	伝熱工学資料改訂第 5 版より
SUS 熱伝導率 (W/mK)		
SUS 比熱 (J/kgK)		
コンクリート密度 (kg/m^3)	2,345	鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 (2010) より
コンクリート熱伝導率 (W/mK)	(第 3 表)	Eurocode より
コンクリート比熱 (J/kgK)		
ジルコニア耐火材密度 (kg/m^3)	(第 4 表)	試験結果*に基づき設定
ジルコニア耐火材熱伝導率 (W/mK)		
ジルコニア耐火材比熱 (J/kgK)		
スリット内デブリ初期温度 ($^{\circ}\text{C}$)		MAAP 計算結果における RPV 破損時のデブリ平均温度 に対し、保守的に液相線温度を設定
構造材初期温度 ($^{\circ}\text{C}$)	117	MAAP 解析結果における RPV 破損時点でのペDESTAL 構造部の最高温度
ペDESTAL 雰囲気温度 ($^{\circ}\text{C}$)	(第 3 図)	MAAP 計算結果を包絡する温度変化を設定
ドライウェル雰囲気温度 ($^{\circ}\text{C}$)	(第 4 図)	
サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ($^{\circ}\text{C}$)	(第 5 図)	
デブリー・ジルコニア耐火材接触面温度 ($^{\circ}\text{C}$)	(第 6 図)	

※本試験は、中部電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

第 2 表 SUS 材物性値

温度 (K)	密度 (kg/m ³)	熱伝導率 (W/mK)	比熱 (J/kgK)
300	7,920	16.0	499
400	7,890	16.5	511
600	7,810	19.0	556
800	7,730	22.5	620
1,000	7,640	25.7	644

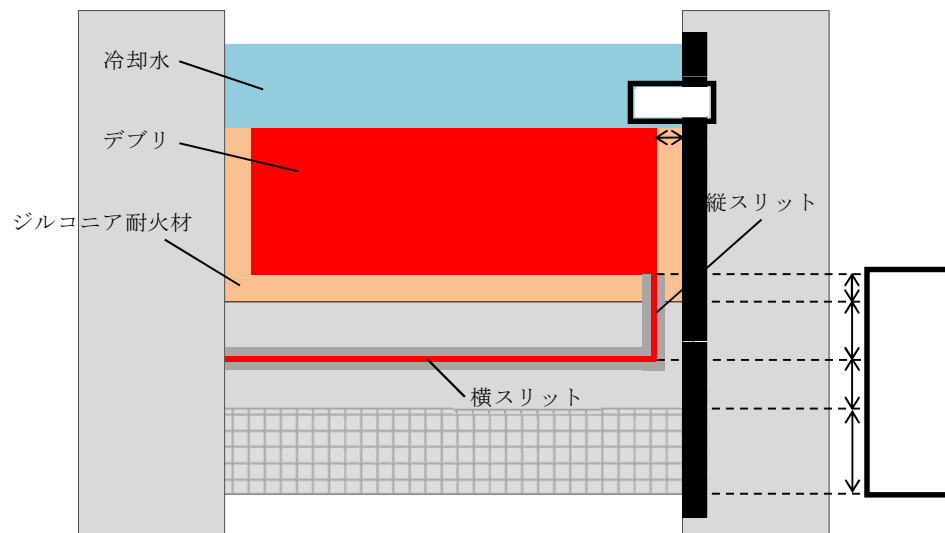
第 3 表 コンクリート物性値

温度 (°C)	熱伝導率 (W/mK)	比熱 (J/kgK)	温度 (°C)	熱伝導率 (W/mK)	比熱 (J/kgK)
20	1.951	901.1	650	0.859	1,111.7
50	1.880	917.3	675	0.833	1,114.4
75	1.822	930.2	700	0.809	1,116.8
100	1.766	942.8	725	0.785	1,118.7
125	1.710	954.9	750	0.764	1,120.3
150	1.656	966.7	775	0.743	1,121.3
175	1.604	977.9	800	0.724	1,122.0
200	1.553	988.8	825	0.706	1,122.2
225	1.503	999.2	850	0.690	1,122.1
250	1.454	1,009.3	875	0.675	1,121.4
275	1.407	1,018.8	900	0.661	1,120.4
300	1.361	1,028.0	925	0.648	1,118.9
325	1.316	1,036.7	950	0.637	1,117.1
350	1.273	1,045.1	975	0.627	1,114.7
375	1.231	1,052.9	1,000	0.619	1,112.0
400	1.191	1,060.4	1,025	0.612	1,108.8
425	1.152	1,067.4	1,050	0.606	1,105.3
450	1.114	1,074.1	1,075	0.602	1,101.2
475	1.077	1,080.2	1,100	0.599	1,096.8
500	1.042	1,086.0	1,125	0.597	1,091.9
525	1.008	1,091.3	1,150	0.596	1,086.7
550	0.976	1,096.3	1,175	0.597	1,080.9
575	0.944	1,100.7	1,200	0.600	1,074.8
600	0.915	1,104.8	1,225	0.600	1,068.2
625	0.886	1,108.4	1,250	0.600	1,061.3

第 4 表 ジルコニア耐火材の物性値

温度 (°C)	密度 (kg/m ³)	熱伝導率 (W/mK)	比熱 (J/kgK)

※本数値は，中部電力(株)，東北電力(株)，東京電力ホールディングス(株)，北陸電力(株)，中国電力(株)，日本原子力発電(株)，電源開発(株)，(一財)エネルギー総合工学研究所，(株)東芝，日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。



(a) 全体概要図

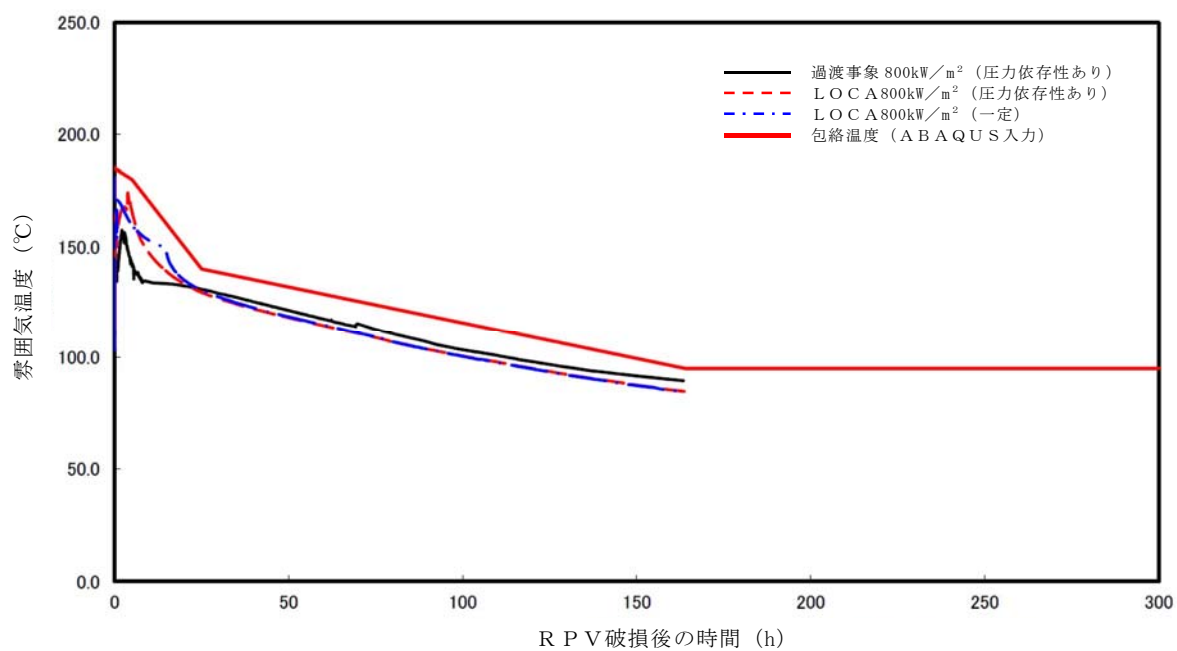


(b) スリット部拡大図

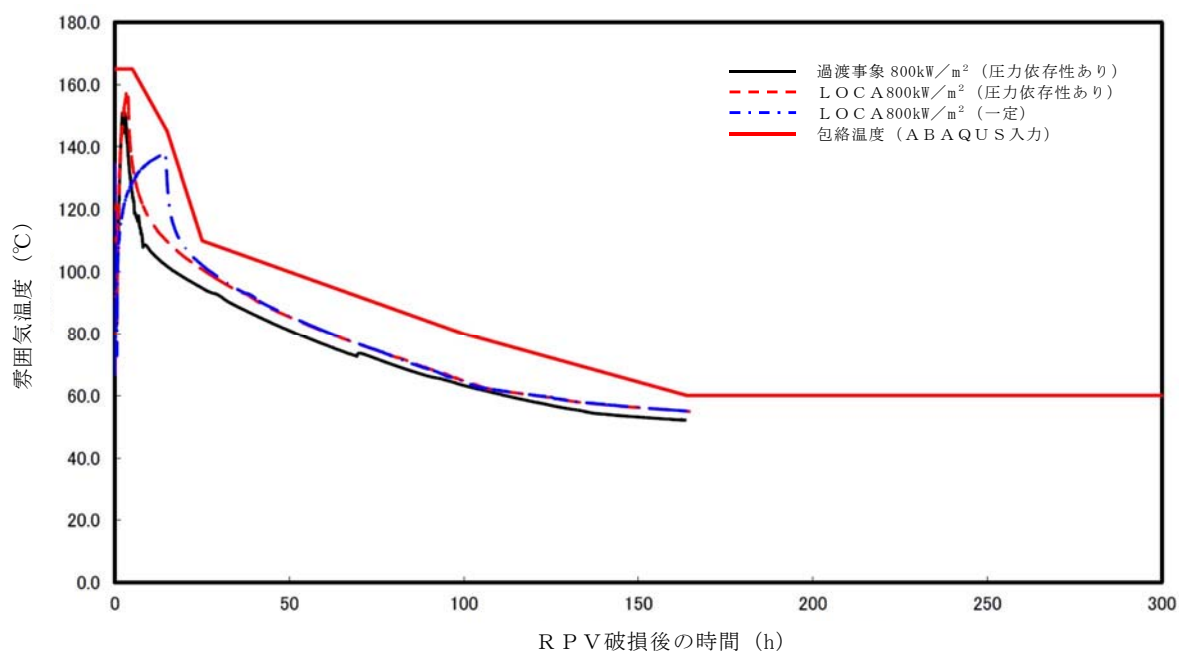
第 1 図 熱伝導解析モデル



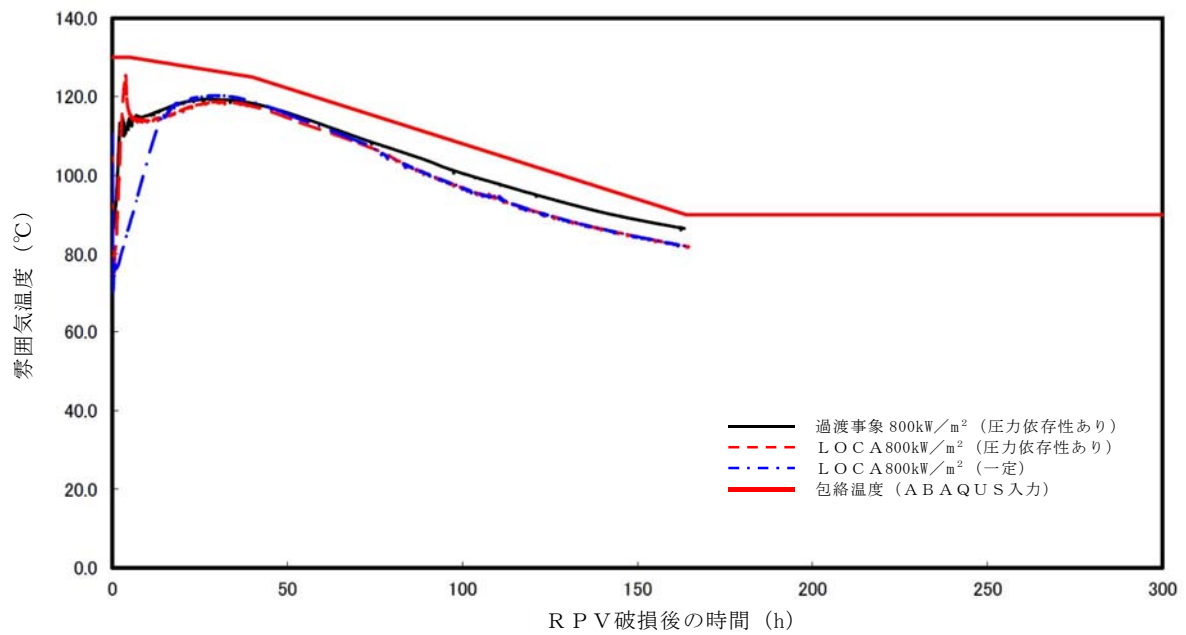
第 2 図 デブリ内部発熱密度条件



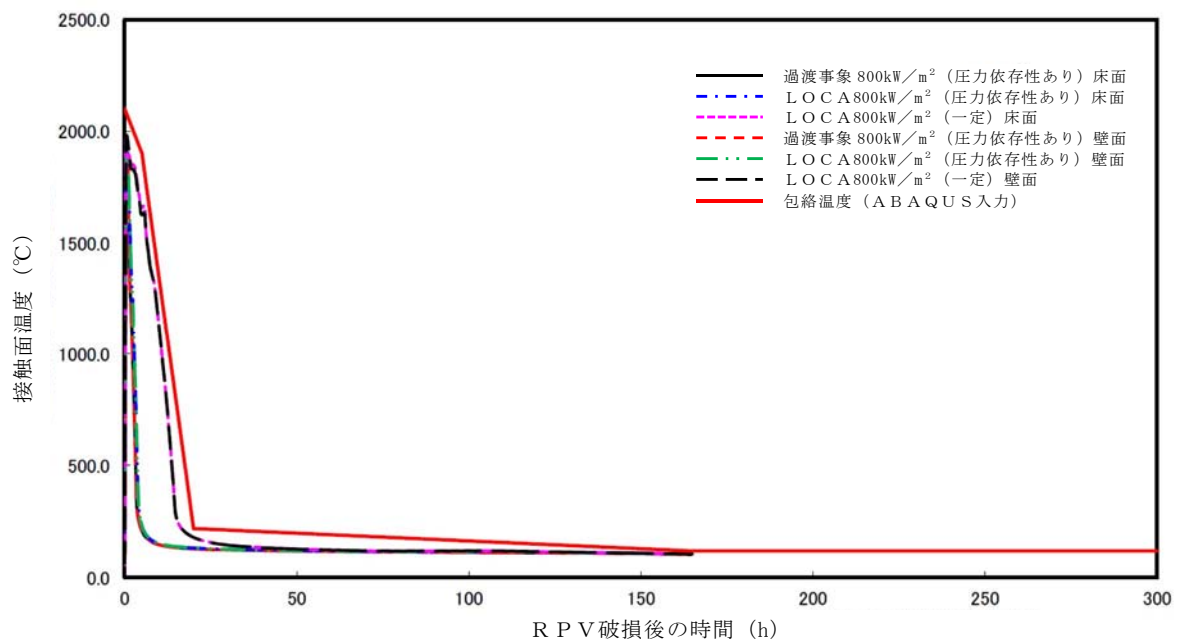
第 3 図 ペデスタル雰囲気温度条件



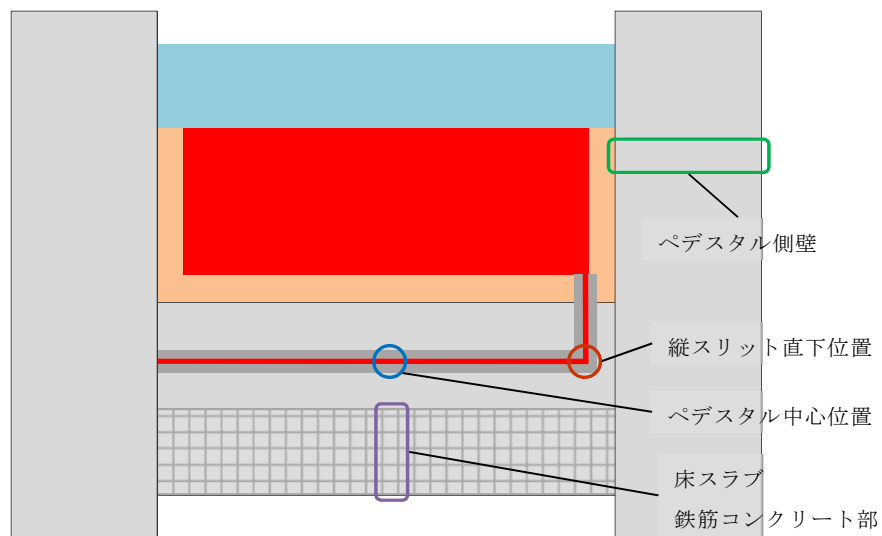
第 4 図 ドライウェル雰囲気温度条件



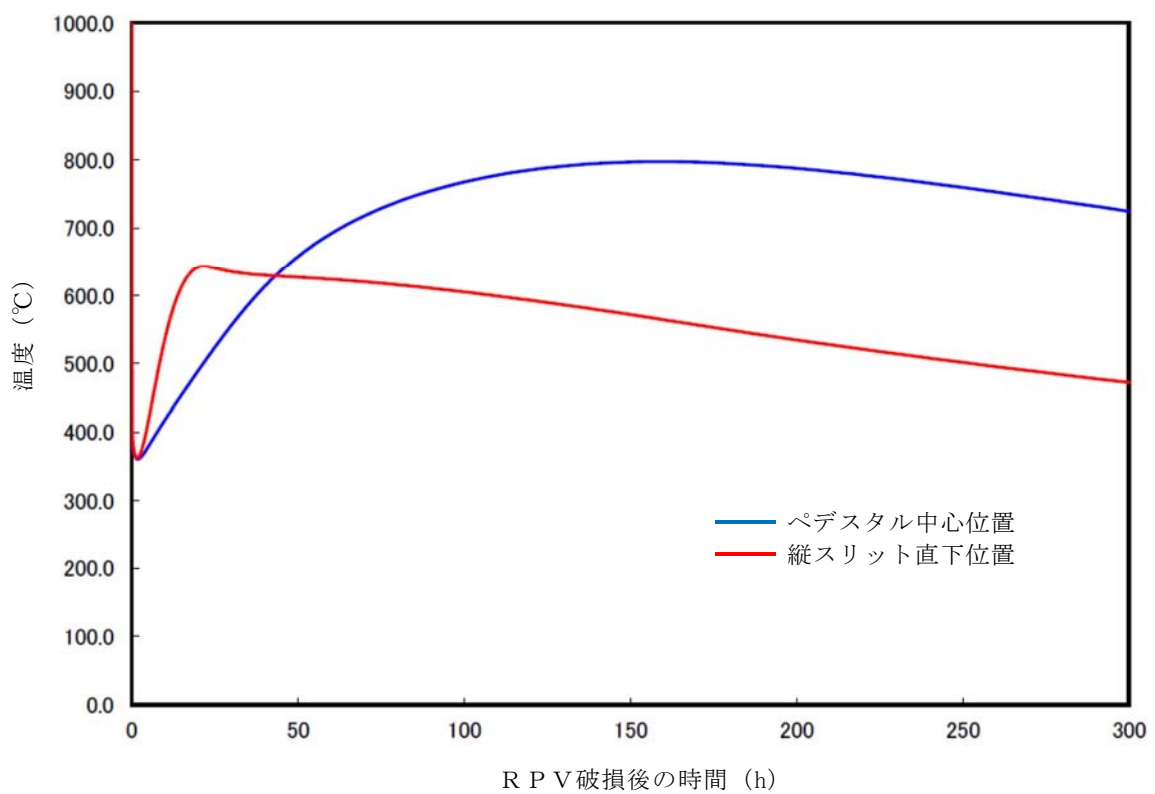
第 5 図 サプレッション・チェンバ雰囲気温度条件



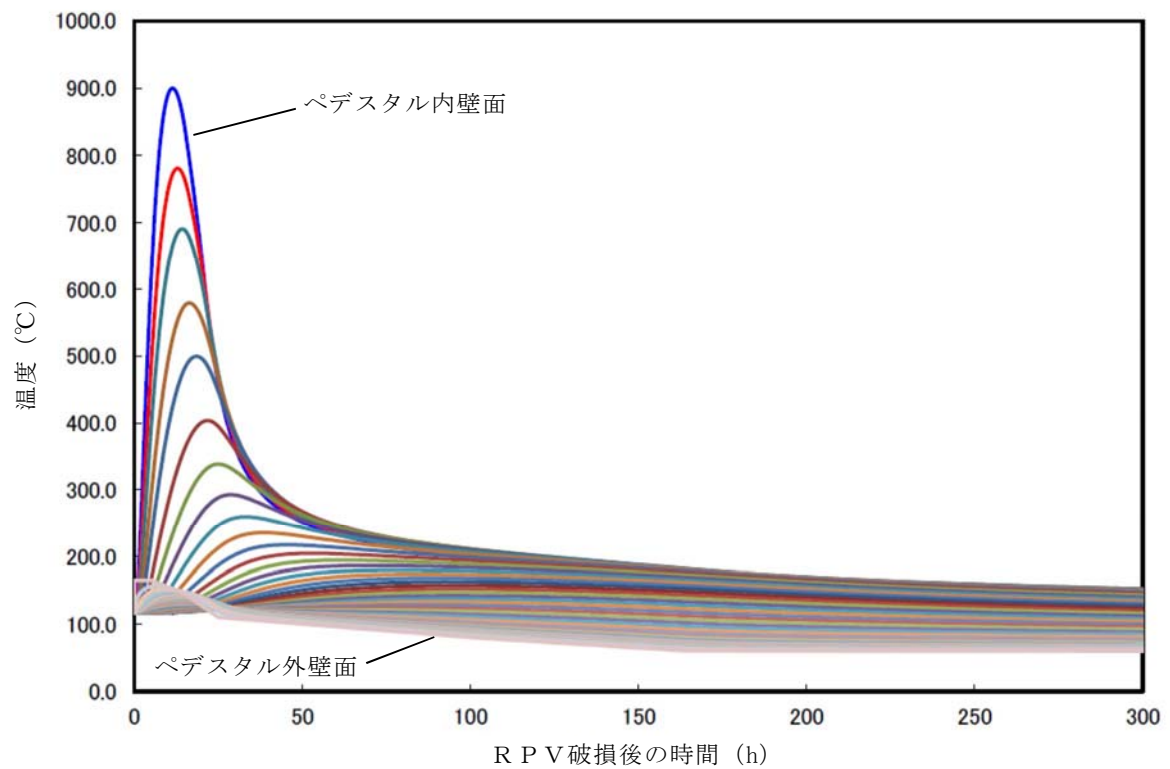
第 6 図 デブリー・ジルコニア耐火材接触面温度条件



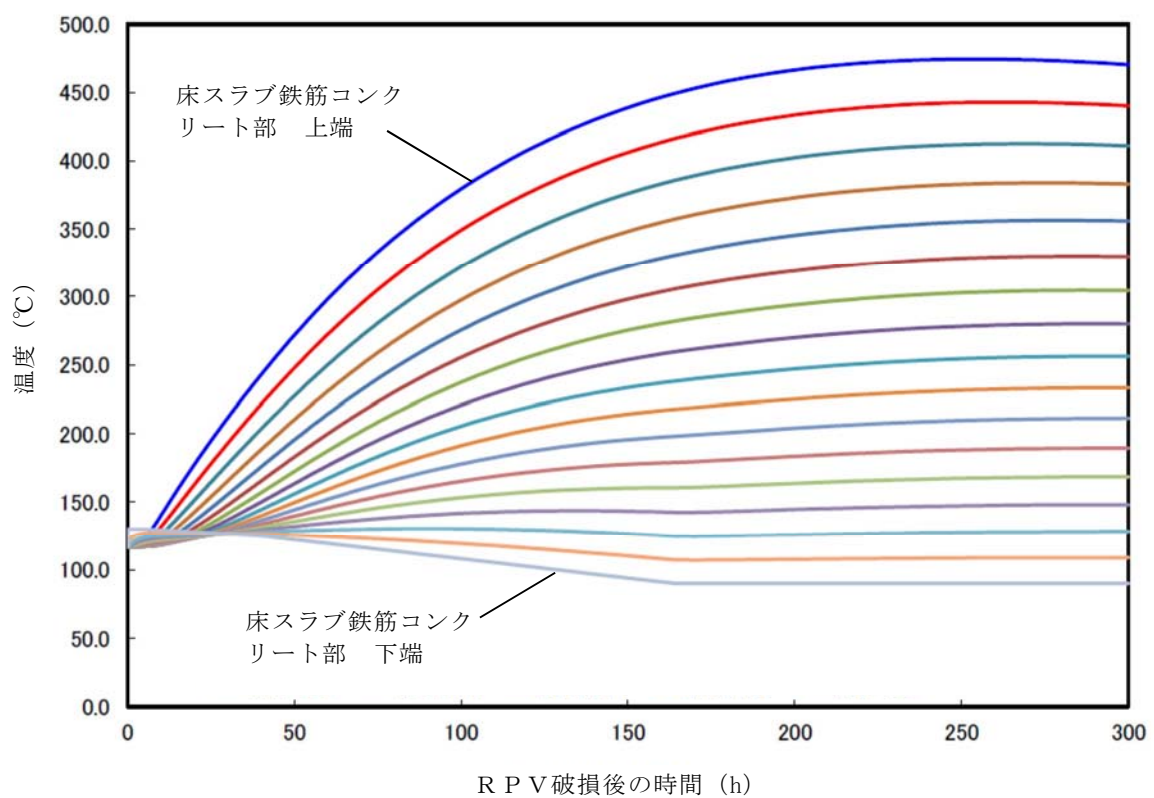
第 7 図 ペデスタル温度評価位置



第 8 図 横スリット部の温度変化



第 9 図 ペデスタル側壁の温度変化

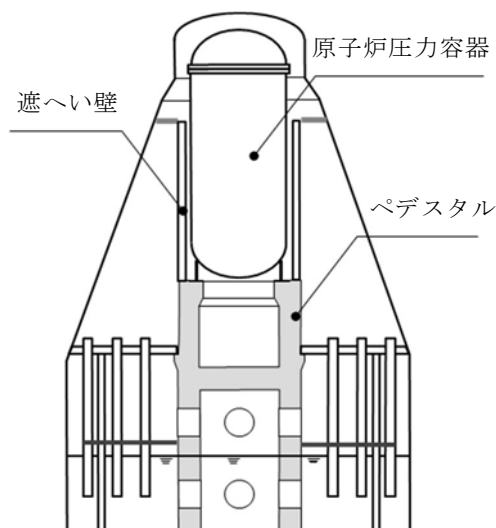


第 10 図 床スラブ鉄筋コンクリート部の温度変化

R P V 支持に必要な側壁コンクリート厚さ評価

1. 概要

格納容器内のペDESTAL等配置図を第 1 図に示す。ペDESTALは、原子炉圧力容器、遮へい壁等を支持する構造物である。M C C I によるペDESTAL側壁部の侵食を踏まえて、これら構造物を支持するために必要となるペDESTAL側壁部の壁厚（以下「必要壁厚」という。）を算定する。



第 1 図 格納容器内ペDESTAL等配置図

2. ペDESTAL側壁部に生じる荷重算定

2.1 荷重の算定方針

必要壁厚の算定のために必要となるペDESTAL側壁部の荷重は、今回工認におけるペDESTALの構造健全性評価に用いる解析モデルを適用し、ペDESTALにて支持される構造物の重量を考慮した解析により算定する。

2.2 解析方法

解析モデル図を第 2 図に，解析条件等の概要について第 1 表に示す。解析モデルは，ペデスタル構造をシェル要素にて 3 次元的にモデル化したものを用いる。

ペデスタルは，原子炉圧力容器及び遮へい壁等を支持する構造物であるため，解析における各構造物の重量の模擬については，ペデスタル上面に等分布荷重として負荷させる。また，M C C I に至る過程を踏まえれば，原子炉圧力容器内の燃料集合体等はデブリ化し，ペデスタル床面上に落下していることになるが，ペデスタル側壁コンクリートの必要壁厚を保守的に算定するために，原子炉圧力容器内に燃料集合体が残存することを前提に評価した。



第 2 図 ペデスタル 3 次元 F E M モデル図

第 1 表 解析条件等の概要

項 目	内 容
解析モデル	・ 3 次元 F E M モデル ・ シェル要素
解析コード	・ N A S T R A N
重量模擬	・ 原子炉圧力容器 $955 \times 10^3 \text{ kg}$ (圧力容器内構造物を含む) ・ 遮へい壁 $656 \times 10^3 \text{ kg}$
コンクリートの 材料物性等	・ 設計基準強度 22 N/mm^2 ・ ヤング係数 $2.2 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$ ・ せん断弾性係数 $0.918 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$ ・ 単位体積重量 23 kN/m^3

3 必要壁厚の算定

3.1 解析結果

必要壁厚の算定に用いる荷重は、構造物の重量によるペDESTAL鉛直方向に発生する荷重（圧縮軸力）に加えて、側壁コンクリートの壁厚変化に伴う構造不連続形状部に発生する面外せん断力についても考慮する。

構造物の重量を付加させた解析結果として、M C C I による侵食が想定されるペDESTAL側壁部における圧縮軸力及び面外せん断力を第 2 表に示す。

第 2 表 ペDESTAL側壁部に生じる荷重

部 位	圧縮軸力 (kN/m)	面外せん断力 (kN/m)
M C C I による 侵食想定部位	1, 940	178

3.2 コンクリートの応力度

必要壁厚の算定にあたっては、鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説((社)日本建築学会, 1999) (以下「RC規準」という。)に規定されているコンクリートの短期許容応力度を用いた。なお、水蒸気爆発に対する構造健全性評価においては終局状態に至らないことを判断基準としているが、短期許容応力度を用いることは保守的な取扱いとなる。第3表に必要壁厚算定に用いた許容応力度を示す。

第3表 必要壁厚算定に用いた許容応力度 (短期)

圧縮 (N/mm ²)	せん断 (N/mm ²)
14.6	1.06

※ RC規準許容応力度 (短期)

・圧縮 : $2/3 f_c$

・せん断 : $1/30 f_c$ かつ $(0.49 + 1/100 \times f_c)$ 以下の 1.5 倍

3.3 必要壁厚の算定結果

側壁コンクリートに生じる荷重、短期許容応力度から必要壁厚を圧縮軸力及び面外せん断力に対して算定した。

(1) 圧縮軸力による評価

側壁コンクリートに生じる圧縮軸力と短期許容応力度が等しくなるときの壁厚を必要壁厚として算定する。必要壁厚は下式のとおり算定され、圧縮軸力による評価においては、必要壁厚は 133 mm となる。

$$1.940 \times 10^3 \text{ (N/mm)} \div 14.6 \text{ (N/mm}^2\text{)} = 133 \text{ mm}$$

(2) 面外せん断力による評価

面外せん断力を用いた必要壁厚の算定については、RC規準の断面算定に用いる評価式を適用する。

$$Q = b \cdot j \cdot f_s$$

ここで、

Q：発生荷重 (N)

b：部材の有効幅 (mm)

j：柱の中心間距離 (mm)

$$j = d \times 7/8$$

d：有効せい（必要壁厚） (mm)

f_s：短期許容応力度 (N/mm²)

必要壁厚は、解析により生じる面外せん断力、短期許容応力から下式のとおり算定され、面外せん断力による評価としての必要壁厚は 192 mmとなる。

$$\begin{aligned} d &= 8/7 \times (Q \div b) \div f_s \\ &= 8/7 \times 178 \text{ (N/mm)} \div 1.06 \text{ (N/mm}^2\text{)} = 192 \text{ mm} \end{aligned}$$

4. まとめ

圧縮軸力による評価及び面外せん断力による評価から算定した必要壁厚を第 4 表に整理する。側壁コンクリートの必要壁厚は、圧縮軸力に対しては 133mm、面外せん断力に対しては 192 mmとなる。

第 4 表 必要壁厚の算定結果

	圧縮軸力による評価	面外せん断力 による評価
必要壁厚	133mm	192mm

デブリ保持に必要な床スラブ厚さ評価

床スラブに係る荷重を評価し，コンクリートのせん断耐力から必要床スラブ厚さを算定する。なお，本評価におけるコンクリートのせん断耐力は，終局強度に対して保守的な短期許容応力度を用いる。

1. 床スラブ荷重

床スラブ荷重として，床スラブ自重及びデブリ等の床スラブ積載荷重を評価する。

(1) 床スラブ自重

床スラブ自重は，

- ・ 床スラブのコンクリート体積：約 53.85m^3
- ・ 鉄筋コンクリートの単位体積重量： $24\text{kN}/\text{m}^3$

より，床スラブ自重による荷重は約 $1.30 \times 10^3 \text{kN}$ となる。

(2) 床スラブ積載荷重

床スラブ積載荷重は，デブリ，冷却水，コリウムシールド及びペDESTアル内構造物等の総重量を保守的に切り上げた値として 500ton を使用し，約 $4.90 \times 10^3 \text{kN}$ となる。

以上から，床スラブ荷重として約 $6.20 \times 10^3 \text{kN}$ を用いる。

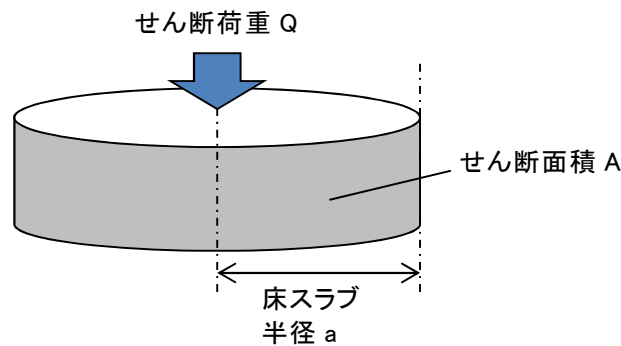
2. せん断応力による必要床スラブ厚さ

床スラブ端部の必要厚さは次のとおり算定される（第1図）。

必要せん断面積＝床スラブ荷重／短期許容せん断応力度

必要床スラブ厚さ＝必要せん断面積／床スラブ円周長

R C 規準に規定されている短期許容せん断応力度に基づき 1.06N/mm^2 を使用すると、必要床スラブ厚さは と算定される。



第1図 床スラブのせん断荷重

表 6.1 コンクリートの許容応力度 (N/mm ²)						
	長 期			短 期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
普通コンクリート			$\frac{1}{30}F_c$ かつ $\left(0.49 + \frac{1}{100}F_c\right)$ 以下			
軽量コンクリート 1種および2種	$\frac{1}{3}F_c$	—	普通コンクリートに対する値の0.9倍	長期に対する値の2倍	—	長期に対する値の1.5倍

[注] F_c は、コンクリートの設計基準強度 (N/mm²) を表す。

F_c : コンクリートの設計基準強度 約 22.1 (N/mm²)

第2図 コンクリートの許容応力度

デブリ保持に必要な床スラブ鉄筋量評価

床スラブに係る荷重を評価し，鉄筋の終局曲げ強度から曲げ応力に対する必要鉄筋量を算定する。

1. 床スラブ荷重

床スラブ荷重は別添 3 と同様に約 $6.20 \times 10^3 \text{ kN}$ を用いる。

分布荷重は床スラブ荷重を床面積で除した値であり となる。

2. 曲げ応力による必要鉄筋量

「機械工学便覧 基礎編 a3 材料力学」（第 1 図）に基づき，等分布荷重を受ける周辺単純支持の円板に作用するモーメント M を算定する。

$$M = (3 + \nu) \cdot p \cdot a^2 / 16 = \text{}$$

ここで，

- ν : ポアソン比 0.2
- p : 分布荷重
- a : 床スラブ半径

算定したモーメント及び建築物の構造関係技術規準解説書（国土交通省ほか，2015）に示される終局曲げ強度算定式より，床スラブ本体部の幅 1m 当たりの必要鉄筋量を算定する。

$$\text{必要鉄筋量} = M / (\sigma_y \cdot d) = \boxed{}$$

ここで，

σ_y ：鉄筋の降伏強度（ $345\text{N}/\text{mm}^2$ ）の 1.1 倍^{※1}＝ $379.5\text{N}/\text{mm}^2$

d ：床スラブの有効せい^{※2}＝ $\boxed{}$

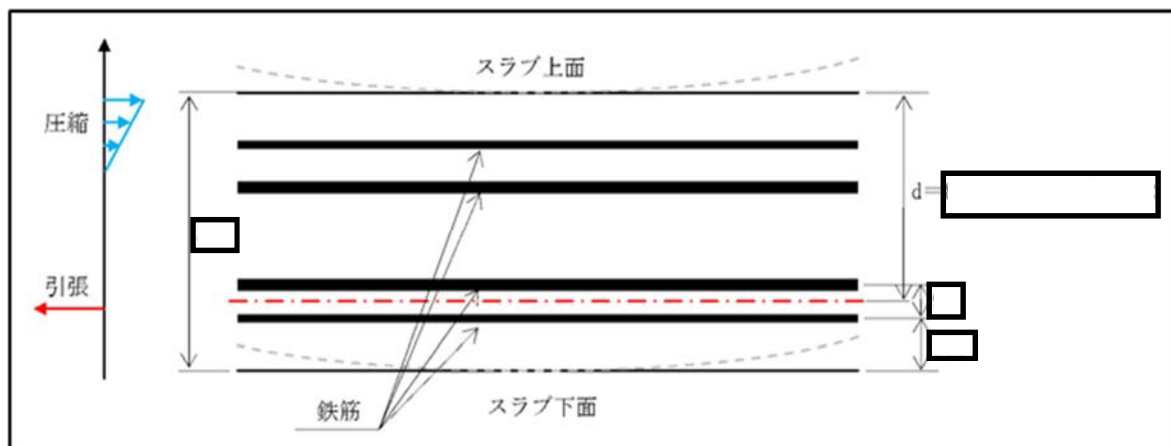
※1 建築物の構造関係技術規準解説書では，終局強度算定にあたり J I S 規格品の鉄筋の基準強度を 1.1 倍以下の数値とすることができるとされている

※2 圧縮縁から引張側鉄筋の重心までの距離（第 2 図）

表 5・1 円板のたわみと曲げ応力 (その1)	
(図中○印は最大応力を示す。応力式の複号は、上が上面、下が下面を表す。ln は自然対数。*印はポアソン比 $\nu=0.3$ のときの値を表す)	
No.	荷重状態とたわみ形および下表面の応力分布
1	円板，周辺単純支持，等分布荷重 たわみ w, $w_{\max}$ および応力 σ, $\sigma_{\max}$ $w = \frac{pa^4}{64D} \left(1 - \frac{r^2}{a^2} \right) \left(\frac{5+\nu}{1+\nu} - \frac{r^2}{a^2} \right)$ $w_{\max} = (w)_{r=0} = \frac{(5+\nu)pa^4}{64(1+\nu)D} = 0.696 \frac{pa^4}{Eh^3}^*$ $\sigma_r = \mp \frac{3pa^2}{8h^2} (3+\nu) \left(1 - \frac{r^2}{a^2} \right)$ $\sigma_\theta = \mp \frac{3pa^2}{8h^2} \left\{ (3+\nu) - (1+3\nu) \frac{r^2}{a^2} \right\}$ $\sigma_{\max} = (\sigma_r)_{r=0} = (\sigma_\theta)_{r=0} = \mp \frac{3(3+\nu)pa^2}{8h^2} = \mp 1.24 \frac{pa^2}{h^2}^*$
2	円板，周辺固定，等分布荷重 たわみ w, $w_{\max}$ および応力 σ, $\sigma_{\max}$ $w = \frac{pa^4}{64D} \left(1 - \frac{r^2}{a^2} \right)^2$ $w_{\max} = (w)_{r=0} = \frac{pa^4}{64D} = 0.171 \frac{pa^4}{Eh^3}^*$ $\sigma_r = \mp \frac{3pa^2}{8h^2} \left\{ (1+\nu) - (3+\nu) \frac{r^2}{a^2} \right\}$ $\sigma_\theta = \mp \frac{3pa^2}{8h^2} \left\{ (1+\nu) - (1+3\nu) \frac{r^2}{a^2} \right\}$ $\sigma_{\max} = (\sigma_r)_{r=a} = \pm \frac{3pa^2}{4h^2} = \pm 0.750 \frac{pa^2}{h^2}$ $M_{\max} = \sigma_{\max} \cdot Z$ 断面係数 $Z = h^2/6$ のため， $M_{\max} = [3(3+\nu)p \cdot a^2/8h^2] \times [h^2/6]$ $= (3+\nu)p \cdot a^2/16$

高温による影響を考慮した場合でも，床スラブの周辺固定が完全に失われることはないが，保守的に周辺単純支持条件での評価を実施

第 1 図 等分布荷重を受ける円板の応力計算式



第 2 図 床スラブの有効せい

熱影響を考慮した側壁コンクリートの構造評価

1. 側壁コンクリートの圧縮軸力に対する評価

(1) 評価方法

- ・ R P V等の重量は、側壁コンクリートに圧縮軸力として作用することから、コンクリートを対象に評価し、鉄筋については考慮しない。
- ・ A B A Q U S コードによる熱伝導解析結果における側壁での径方向各厚さの温度（第 1 図）に対して、第 2 図に示すとおり包絡温度を設定する。
- ・ 各厚さ部分の包絡温度に対して、第 3 図に示す構造材料の耐火性ガイドブック（（社）日本建築学会，2017）（以下「耐火性ガイドブック」という。）に示される加熱冷却後の圧縮強度残存比を参照し、コンクリート侵食後の残存壁厚に対し健全なコンクリートとしてみなせる等価壁厚を算定する。
- ・ 上記手順により算定した等価壁厚と別添 2 に示す R P V を支持するために必要な壁厚である 133mm とを比較し、等価壁厚が必要壁厚を上回ることを確認する。

(2) 評価結果

等価壁厚は約 1,229mm となり、R P V 支持に必要な壁厚 133mm を上回ることから、側壁コンクリートの圧縮軸力に対して R P V 支持機能は維持される。

2. 側壁基部コンクリートの面外せん断に対する評価

(1) 評価方法

- ・第4図に示すコンクリート面外せん断の短期許容応力度に、1.の圧縮軸力に対する評価にておいて設定した側壁部各厚さにおける包絡温度（第2図）を考慮した圧縮強度残存比（第3図）を乗じて、高温影響を考慮したコンクリート強度を求める。
- ・RC規準の断面算定評価式に基づいて、面外せん断に対する等価壁厚を算定する。

$$Q = b \cdot j \cdot f_s$$

ここで、

Q：発生荷重（N）

b：部材の有効幅（mm）

j：柱の中心間距離（mm）

$$j = d \times 7/8$$

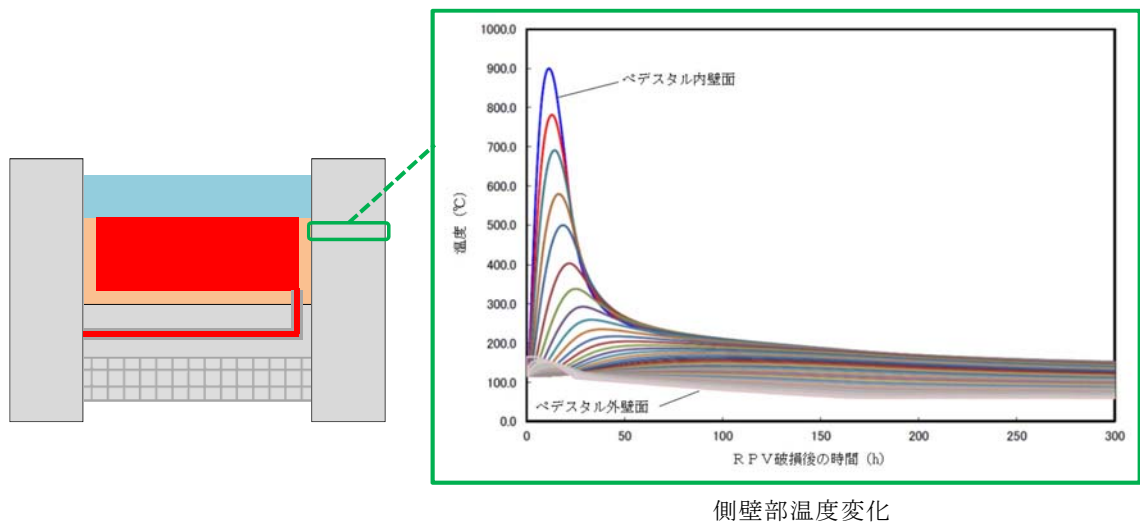
d：有効せい（必要壁厚）（mm）

f_s：短期許容応力度（N/mm²）

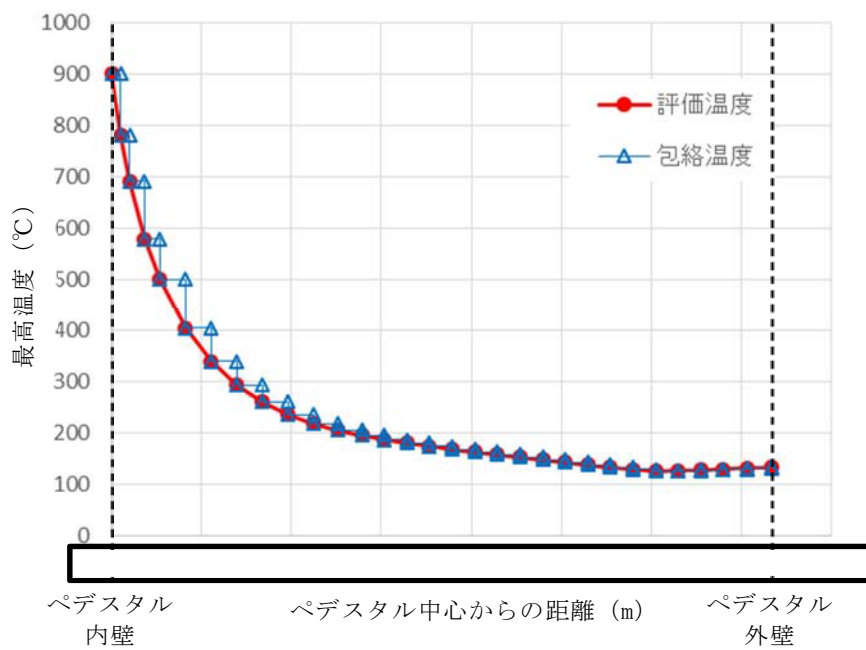
- ・上記手順により算定した等価壁厚と別添2に示すRPVを支持するために必要な壁厚である192mmとを比較し、等価壁厚が必要壁厚を上回ることを確認する。

(2) 評価結果

等価壁厚は約1,276mmとなり、RPV支持に必要な壁厚192mmを上回ることから、側壁基部コンクリートの面外せん断に対してRPV支持機能は維持される。



第 1 図 側壁部の熱伝導解析結果



第 2 図 ペデスタル側壁における包絡温度の設定

表 2.4.1.4 圧縮強度残存比の提案値

加熱温度 T, T_r (°C)	高温時		加熱冷却後	
	Eurocode ⁶⁹⁾ (normal weight concrete)	提案値 $\kappa_c(T)$	Eurocode ⁶⁹⁾ (normal weight concrete)	提案値 $\kappa_c(T_r)$
20	1.00 [1.00]*	1.00	1.00	1.00
100	1.00 [0.95]*	$0.09 \times W/B + 0.74$	0.95	0.97
200	0.95 [0.90]*	$0.27 \times W/B + 0.78$	0.86	0.93
300	0.85 [0.85]*	$0.21 \times W/B + 0.80$	0.77	0.77
400	0.75 [0.75]*	$0.32 \times W/B + 0.64$	0.68	0.61
500	0.60 [0.60]*	$0.31 \times W/B + 0.48$	0.54	0.45
600	0.45 [0.45]*	$0.41 \times W/B + 0.24$	0.41	0.35
700	0.30 [0.30]*	$0.40 \times W/B + 0.14$	0.27	0.25
800	0.15 [0.15]*	0.15	0.14	0.15

*: 表中の[]は、本ガイドブック 2009 年版の記載値である。
2005 年の Eurocode⁶⁹⁾ 修正に伴い、修正した。

第 3 図 コンクリートの圧縮強度残存比

表 6.1 コンクリートの許容応力度 (N/mm ²)						
	長 期			短 期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
普通コン クリート			$\frac{1}{30} F_c$ かつ $\left(0.49 + \frac{1}{100} F_c\right)$ 以下			
軽量コン クリート 1 種およ び 2 種	$\frac{1}{3} F_c$	—	普通コンクリートに対する値の 0.9 倍	長期に対す る値の 2 倍	—	長期に対する 値の 1.5 倍

[注] F_c は、コンクリートの設計基準強度 (N/mm²) を表す。

第 4 図 コンクリートの許容応力度

熱影響を考慮した床スラブのコンクリート及び鉄筋の構造評価

1. 床スラブコンクリートの面外せん断に対する評価

(1) 評価方法

- ・デブリ等の重量によるせん断応力は床スラブにせん断荷重として掛かることから、コンクリートを対象にせん断応力を評価し、鉄筋については考慮しない。
- ・ A B A Q U S コードによる熱伝導解析結果における床スラブ鉄筋コンクリート部の縦方向各厚さの温度（第 1 図）に対して、第 2 図に示すとおり包絡温度を設定する。
- ・ 各厚さ部分の包絡温度に対して、耐火性ガイドブックに示される加熱冷却後の圧縮強度残存比を参照し、健全なコンクリートとしてみなせる等価壁厚を算定する。
- ・ 上記手順により算定した等価板厚と別添 3 に示すデブリ保持に必要な板厚である とを比較し、等価壁厚が必要壁厚を上回ることを確認する。

(2) 評価結果

等価壁厚は約 618mm となり、デブリ保持に必要な板厚である を上回るため、床スラブコンクリートの面外せん断に対してデブリ保持機能は維持される。

2. 床スラブ鉄筋の曲げ応力に対する評価

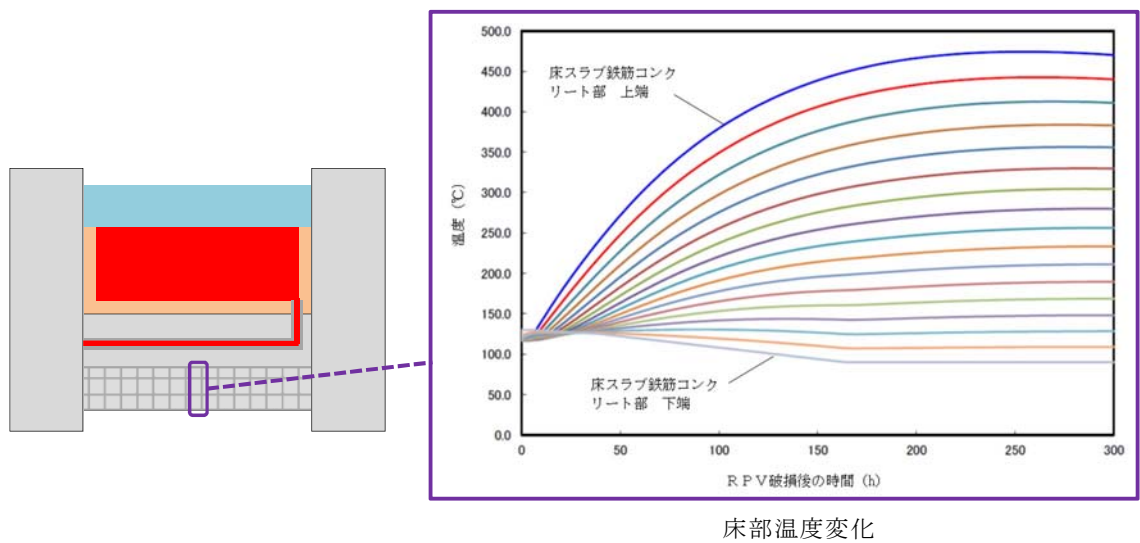
(1) 評価方法

以下に熱影響を考慮した床スラブ鉄筋の構造評価の方法を示す。

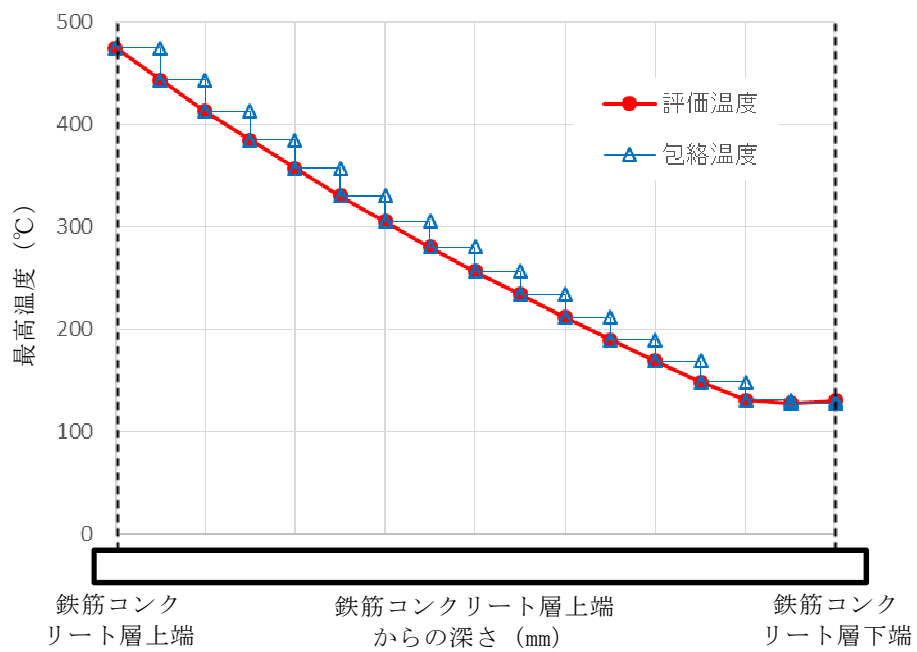
- ・デブリ等の重量による曲げ応力は床スラブの鉄筋コンクリート部に引張荷重として掛かることから、図 3 に示す鉄筋を対象に曲げ応力を評価し、コンクリートについては考慮しない。
- ・ A B A Q U S コードによる熱伝導解析結果より、下端筋位置では最大 220℃程度まで温度上昇するため、第 4 図に示す耐火性ガイドブックの高温時の鉄筋強度を参考に、強度低下割合として 4 割を設定する。
- ・ 実機の床スラブ本体部の幅 1m あたりの鉄筋量 に対し、上記の鉄筋強度劣化度合いを考慮し、健全な状態とみなせる鉄筋量を評価する。
- ・ 上記手順により算定した強度低下を考慮した鉄筋量と別添 3 に示すデブリ等の重量保持に必要な鉄筋量である幅 1m あたり とを比較し、等価壁厚が必要壁厚を上回ることを確認する。

(2) 評価結果

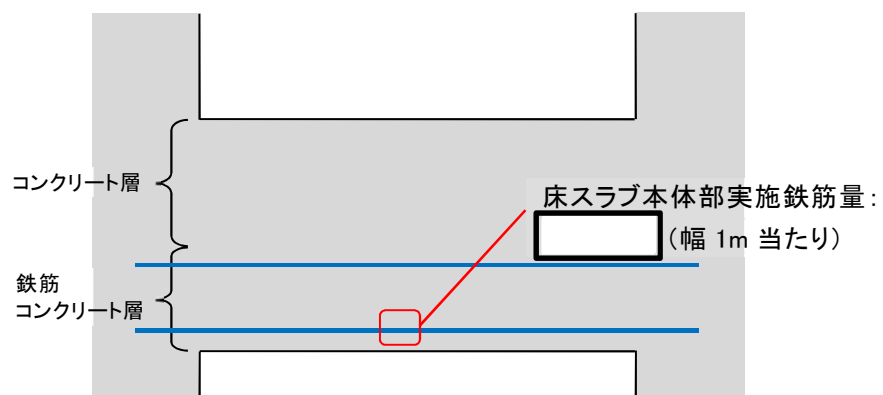
強度低下を考慮した鉄筋量は となる。デブリ等の重量保持に必要な鉄筋量は幅 1m あたり であり、必要な鉄筋量を上回ることから、曲げ応力に対してデブリ保持機能は確保される。



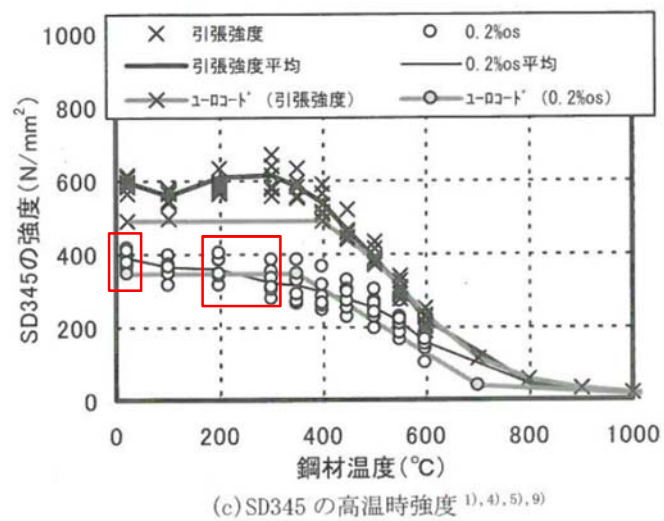
第 1 図 ペデスタル温度評価結果



第 2 図 床スラブ鉄筋コンクリート部における包絡温度の設定



第 3 図 床スラブの鉄筋コンクリート範囲



第 4 図 鉄筋強度の低下割合

鉄筋コンクリート内に発生する熱応力の取扱いについて

1. はじめに

東海第二発電所のMCC I 及び水蒸気爆発を考慮した対策を踏まえ、RPV破損時にペデスタルへ落下したデブリからの熱影響による鉄筋コンクリートの材料強度低下を考慮した構造健全性評価を行い、ペデスタルに要求されるRPV支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを確認している。

一方、本事象に対する構造健全性評価では終局状態における機能維持確認の観点より、デブリからの伝熱によって鉄筋コンクリートに発生する熱応力は考慮しないこととしており、この取扱いの考え方について説明する。

2. 発生する熱応力（自己拘束的な応力）の解放について

第1図に鉄筋コンクリート構造物に発生する熱応力の解放原理について示す。RPVの破損後にデブリが落下・堆積し、その非常に高温な熱により、ペデスタル内側が高温状態となり膨張するが、周囲の拘束によって膨張は抑えられるため、ペデスタル内側には圧縮力が生ずる。一方、ペデスタル外側は、内側よりも温度が低いため熱膨張に対する反作用として引張力が生ずる。次に、躯体の温度上昇に伴って熱膨張が進むと高温側（内側）には圧縮力が加算され、低温側（外側）には引張力が加算される。このように、定常状態からの温度上昇により、躯体内で熱応力（自己拘束的な応力）が発生する。更に温度が上昇し、熱応力がコンクリートの許容引張力を上回るとコンクリートにひび割れが発生する。熱応力は自己拘束的な応力であるため、ひび割れを生ずると、その部位の熱応力は解放される。終局状態は、ひび割れが複数発生した状態となり、熱応力のほとんどが解放されると考えられる。

3. C C V規格における熱応力の取扱いについて

ペデスタルと同様の円筒形状構築物の設計規格である発電用原子力設備規格コンクリート製原子炉格納容器規格（（社）日本機械学会，2003）（以下「C C V規格」という。）では，各荷重状態における熱応力の取り扱いについて示されており，終局状態に相当する荷重状態Ⅳでは熱応力は無視してよいこととされている。また，荷重状態Ⅰ～Ⅲでは，コンクリート部材の剛性，ひび割れ等を考慮して適切に評価することにより算定することとされている。第2図にC C V規格における熱力応力の扱いに関する記載を示す。

なお，C C V規格では熱応力を算定する際の手法も示されており，荷重状態Ⅰ，Ⅱでは弾性剛性を $1/2$ に，荷重状態Ⅲでは $1/3$ に一律に低減して算定する方法（一律低減法）が示されている。これはひび割れ等による部材剛性の低下により，鉄筋コンクリート部材の熱応力が低減するという性質を考慮したものであり，熱応力実験結果に基づいている。また，外力や熱応力に対する部材の塑性剛性（ひび割れ後のコンクリートの剛性等）を考慮した部材断面の釣合いを評価して応力を算定する方法（ひび割れ断面法）も示されている。

4. ペデスタルにおける熱的影響を考慮した解析的検討（参考）

前述のとおり，終局状態において躯体に生じる熱応力は解放されるが，ここでは，熱的影響による躯体材料の強度劣化を考慮した上で，外力や熱応力に対する部材の塑性剛性を考慮した部材断面の釣合いを算定し，応力と変形について評価することで，終局限界に対する健全性を検討する。

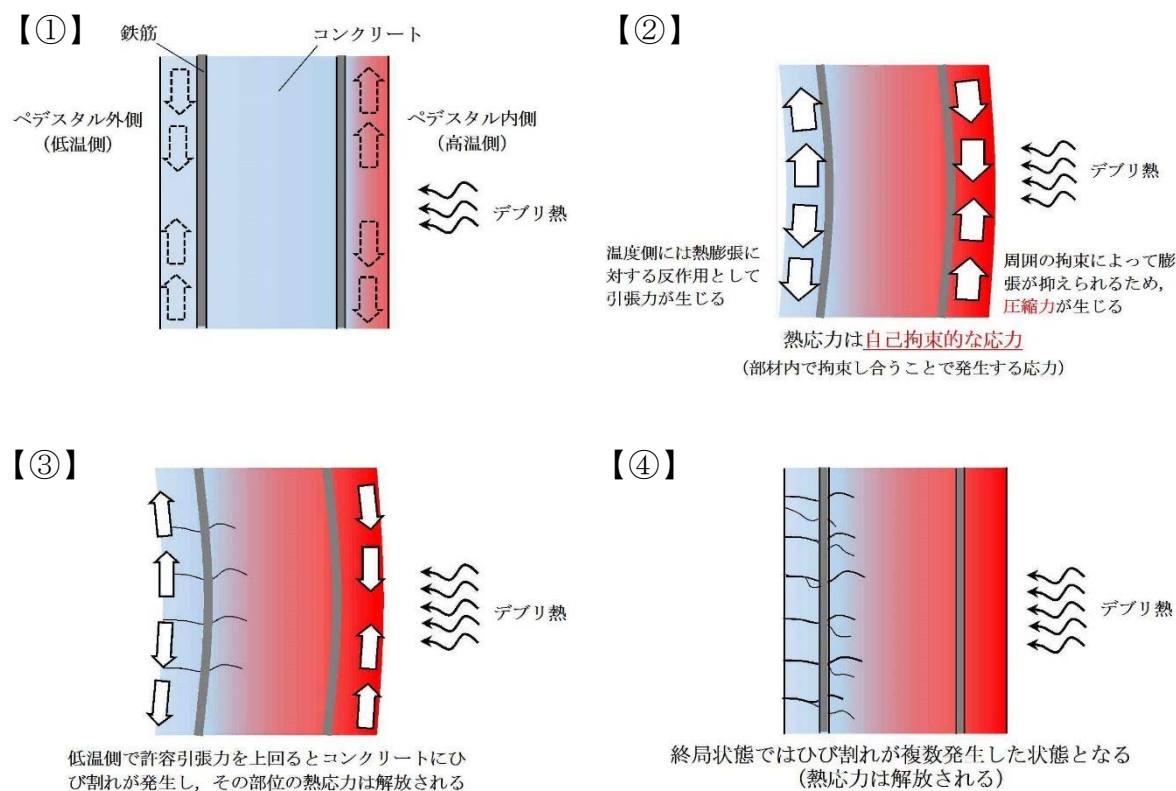
(1) 評価方法

第3図に原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（（社）日本建築学会，2005）（以下「RC-N規準」という。）に記載されているひび割れ断面法による設計フローを，第4図に評価対象部位を示す。本検討では，第3図に示す評価フローに準じて，デブリからの伝熱による熱応力として曲げモーメントが発生する上部側壁を対象に評価する。

温度荷重に対しては，NASTRANコードを用いて弾性剛性での温度応力解析にて曲げモーメントを評価し，断面の曲率について曲げ剛性（EI）を用いて求める。なお，NASTRANコードに入力した温度条件はコリウムシールド()設置を仮定したMAAP解析に基づき設定する。温度以外の荷重（固定荷重積載荷重）についても同様にNASTRANコードにより応力を評価する。次に両者で得られた曲率を加算し，温度を含む応力組合せ時の断面の釣合い状態を評価（中立軸位置の算定）し応力度を算定する。なお，この時に断面に作用する軸力は積載されるRPV自重を含む通常運転時の軸力とし，曲げモーメントが終局状態に達するまで漸次増加させていく。また，仮定する断面の釣合い計算においては，最も温度勾配が高い時点での断面内の温度分布に対応した材料強度低減を考慮し復元力特性（M- ϕ 関係）を算定する。

(2) 評価結果

第4図にペDESTAL上部側壁の曲げモーメントが最大になる断面におけるM- ϕ 関係図を示す。発生する熱応力に対する曲率は終局限界に対して十分に小さく，ペDESTALが十分な塑性変形能力を有していることを確認した。したがって，ペDESTAL機能維持確認の観点では，デブリからの熱影響により発生する熱応力は考慮しなくとも支障はないことを確認した。



第 1 図 熱応力が解放する原理

CVE-3330 熱応力の扱い

温度荷重により発生する応力である熱応力の扱いは、次の(1)および(2)によるものとする。

(1) 荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱおよび荷重状態Ⅲにおける熱応力は、コンクリート部材の剛性を、ひびわれ等を考慮して適切に評価することにより算定することとする。

(2) 荷重状態Ⅳにおける熱応力は無視してよいこととする。

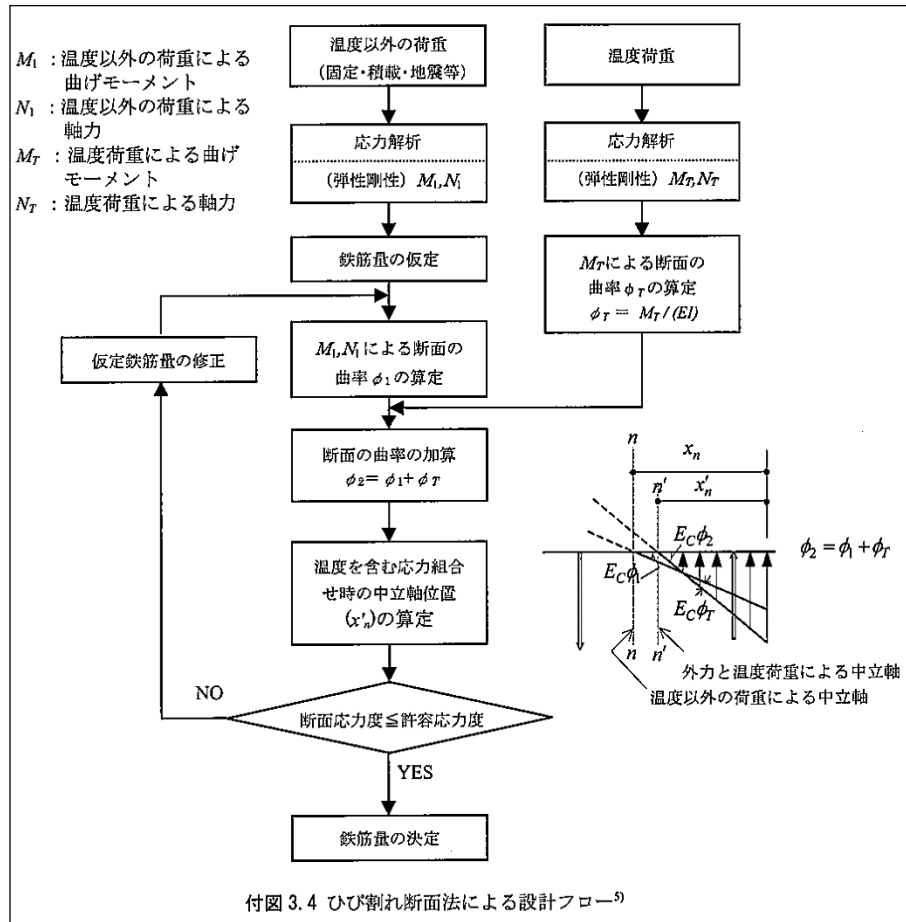
(解説 CVE-3330) 熱応力の扱い

温度荷重により発生する熱応力は、自己拘束的な応力であって、コンクリート部材の剛性に左右される性質を持っているので、コンクリート部材の剛性を適切に評価することによって熱応力を算定する。

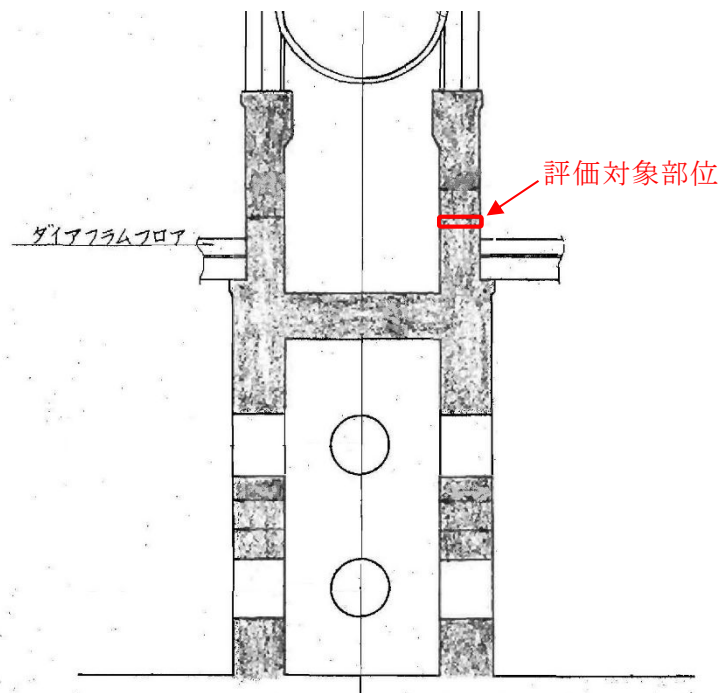
また、自己拘束的な応力は、十分な塑性変形能力がある場合、理論的にも実験的にも終局耐力に影響しないことから、部材の終局状態に相当する荷重状態Ⅳにおける評価では、熱応力を無視してよいこととした。

熱応力の算定にあたっては、コンクリート断面の厚さ方向に曲線状となっている温度分布を等価な応力を与える直線分布に換算することが一般的である。

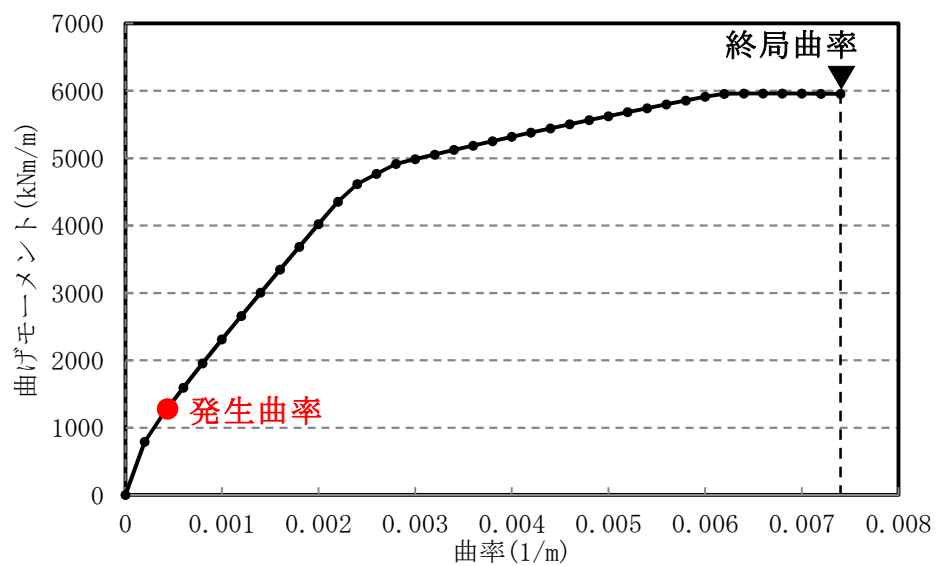
第 2 図 C C V 規格における熱応力の扱いに関する記載



第 3 図 ひび割れ断面法による設計フロー (RC-N 規準)



第 4 図 評価対象部位



第 5 図 曲げモーメントー曲率関係 (M- ϕ 関係)