

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-1 改 86
提出年月日	平成 30 年 4 月 26 日

東海第二発電所

重大事故等対策の有効性評価

平成 30 年 4 月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

- 1.1 概 要
- 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
- 1.3 評価に当たって考慮する事項
- 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム
- 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
- 1.6 解析の実施
- 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 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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 津波浸水による最終ヒートシンク喪失

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できない場合

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	重大事故等対策における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評価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	有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧について
添付資料1.3.2	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1.3.3	外部電源喪失に伴う原子炉スクラム及び格納容器隔離について
添付資料1.3.4	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1.3.5	事象発生時の状況判断について
添付資料1.3.6	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1.3.7	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個の十分性について
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2.1.7	格納容器圧力逃がし装置の第二弁開操作を現場にて実施する場合の時間余裕
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2.2.5	常設代替交流電源設備の負荷（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	蓄電池による給電時間評価結果について
添付資料2.3.1.3	全交流動力電源喪失（長期T B）時における原子炉隔離時冷却系の8時間継続運転が可能であることの妥当性について
添付資料2.3.1.4	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 再循環系ポンプからのリークについて
- 添付資料2.3.2.1 蓄電池による給電時間評価結果について
- 添付資料2.3.2.2 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2.3.2.3 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 原子炉注水開始が遅れた場合の時間余裕について
- 添付資料2.3.2.6 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（T B D， T B U））
- 添付資料2.3.2.7 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（T B D， T B U））
- 添付資料2.3.2.8 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 原子炉注水開始が遅れた場合の影響について（全交流動力電源喪失（T B P））
- 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））

(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

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	安定状態について（原子炉停止機能喪失）
添付資料2.5.4	解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失）
添付資料2.5.5	リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響
添付資料2.5.6	原子炉への注水に使用する水源とその水温の影響
添付資料2.5.7	外部電源の有無による評価結果への影響
添付資料2.5.8	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2.5.9	7日間における燃料の対応について（原子炉停止機能喪失）
添付資料2.5.10	常設代替交流電源設備の負荷（原子炉停止機能喪失）
添付資料2.5.11	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2.6.1	「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	非居住区域境界及び敷地境界での実効線量評価について
添付資料2.6.3	非居住区域境界及び敷地境界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（L O C A時 注水機能喪失）
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発生時の対応操作につ いて
添付資料2.7.2	インターフェイスシステム L O C A発生時の破断面積及び 現場環境等について
添付資料2.7.3	インターフェイスシステム 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2.7.4	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2.7.5	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 （格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A））
添付資料2.7.6	7日間における水源の対応について（格納容器バイパス （インターフェイスシステム L O C A））

添付資料2.7.7	7日間における燃料の対応について（格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A））
添付資料2.7.8	常設代替交流電源設備の負荷（格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A））
添付資料2.8.1	基準津波を超え敷地に遡上する津波への対応について
添付資料2.8.2	基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する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（津波浸水による最終ヒートシンク喪失）
添付資料2.8.5	7日間における燃料の対応について（津波浸水による最終ヒートシンク喪失）
添付資料2.8.6	常設代替交流電源設備の負荷（津波浸水による最終ヒートシンク喪失）
添付資料2.8.7	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
添付資料3.1.2.1	<u>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</u>
添付資料3.1.2.2	<u>原子炉水位不明時の対応について</u>
添付資料3.1.2.3	<u>常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について</u>
添付資料3.1.2.4	<u>原子炉建屋から大気中へ漏えいする C s - 137 の漏えい量評価について</u>

- 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（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3.1.2.10 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 東海第二発電所の格納容器設計の特徴を踏まえた過圧破損防止対策について

添付資料3.1.3.2 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3.1.3.3 崩壊熱による蒸発量相当の注水量について

添付資料3.1.3.4 格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出される C s -137の放出量評価

添付資料3.1.3.5 原子炉建屋から大気中へ漏えいする C s -137の漏えい量評価等について

添付資料3.1.3.6 格納容器内での除去効果について

添付資料3.1.3.7 安定状態について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）

添付資料3.1.3.8 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）

添付資料3.1.3.9 注水操作が遅れる場合の影響について

添付資料3.1.3.10 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できない場合）

添付資料3.1.3.11 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できない場合）

添付資料3.1.3.12 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できない場合）

添付資料3.1.3.13 非凝縮性ガスの影響について

添付資料3.1.3.14 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／格納容器雰囲気直接加熱）

添付資料3.2.8 安定状態について（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

添付資料3.2.9 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加熱）
- 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加熱）
- 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加熱）
- 添付資料3.2.14 原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冠水評価について
- 添付資料3.2.15 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 原子炉圧力容器の破損位置について
- 添付資料3.2.18 格納容器内に注入する窒素温度条件について
-
- 添付資料3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（炉外F C I）に関する知見の整理について
- 添付資料3.3.2 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3.3.3 J A S M I N E 解析について
- 添付資料3.3.4 水蒸気爆発評価の解析モデルについて
- 添付資料3.3.5 水蒸気爆発発生時のコリウムシールドへの影響
- 添付資料3.3.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉圧力容器外の溶融燃料－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	<u>水の放射線分解の評価について</u>
添付資料3.4.2	<u>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</u>
添付資料3.4.3	<u>安定状態について（水素燃焼）</u>
添付資料3.4.4	<u>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （水素燃焼）</u>
添付資料3.4.5	<u>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</u>
添付資料3.4.6	<u>原子炉注水開始時間の評価結果への影響について</u>
添付資料3.4.7	<u>格納容器内における気体のミキシングについて</u>
添付資料3.5.1	<u>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</u>
添付資料3.5.2	<u>熔融炉心による熱影響評価について</u>
添付資料3.5.3	<u>熔融炉心の排水流路内での凝固停止評価について</u>
添付資料3.5.4	<u>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）</u>
添付資料4.1.1	使用済燃料プールの監視について
添付資料4.1.2	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4.1.3	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4.1.4	安定状態について（想定事故1）
添付資料4.1.5	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. 6	使用済燃料プール水温の管理について
添付資料4. 1. 7	自然蒸発による水位低下速度について
添付資料4. 1. 8	使用済燃料プール（S F P）ゲートについて
添付資料4. 1. 9	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. 10	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. 11	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. 1. 12	常設代替交流電源設備の負荷（想定事故 1）
添付資料4. 1. 13	使用済燃料プール水の沸騰状態継続時の鉄筋コンクリート への熱影響について
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	想定事故 2 においてサイフォン現象を想定している理由に ついて
添付資料4. 2. 3	使用済燃料プールの静的サイフォンブレーカについて
添付資料4. 2. 4	安定状態について（想定事故 2）
添付資料4. 2. 5	評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故 2）
添付資料4. 2. 6	7日間における水源の対応について（想定事故 2）
添付資料4. 2. 7	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4. 2. 8	常設代替交流電源設備の負荷（想定事故 2）
<u>添付資料5. 1. 1</u>	<u>運転停止中における通常時のプラント監視について</u>
<u>添付資料5. 1. 2</u>	<u>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</u>
<u>添付資料5. 1. 3</u>	<u>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</u>

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5.1.4 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の設定の考え方

添付資料5.1.5 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5.1.6 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5.1.7 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時における放射線の遮蔽維持について

添付資料5.1.8 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5.1.9 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5.1.10 常設代替交流電源設備の負荷（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 運転停止中の全交流動力電源喪失時におけるサプレッション・プール水への影響について

添付資料5.2.4 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5.2.5 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5.2.6 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率評価について

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5.4.1 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 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について

添付資料6.3.1 水源，燃料，電源負荷評価結果について

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

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

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では，発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，ジルコニウム－水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって，格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し，格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至る。

したがって，本格納容器破損モードでは，損傷炉心の冷却のための低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却，また，代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱によって格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。また，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに，格納容器内へ窒素を注入することによって，格納容器内における水素燃焼による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、代替循環冷却系を使用する場合を想定し、期待する格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。また、代替循環冷却系は多重化設計とした上で、さらなる後段の対策として格納容器圧力逃がし装置を整備するため、重大事故時の事象発生後短期に格納容器圧力逃がし装置を使用することは実質的には考えられないが、本格納容器破損モードで想定される事故シーケンスに対して代替循環冷却系が使用できない場合についても、格納容器圧力逃がし装置の有効性を評価する観点から格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。

なお、本格納容器破損モードの評価では重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待しており、原子炉圧力容器破損に至ることはないが、重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待せず原子炉圧力容器破損に至る場合については、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、
「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認する。

3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合

3.1.2.1 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、初期の対策として低圧代替注水系（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格納容器除熱手段及び可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備する。

本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第 3.1.2-1 図に、対応手順の概要を第 3.1.2-2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.1.2-1 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、事象発生 2 時間までの重大事故等対策に必要な要員は、災害対策要員（初動）20 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直発電長 1 名、当直副発電長 1 名及び運転操作対応を行う当直運転員 4 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は 4 名、現場操作を行う重大事故等対応要員は 10 名である。

また、事象発生 2 時間以降に追加で必要な参集要員は、タンクローリによる燃料給油操作を行うための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、20 名で対応

可能である。

a. 原子炉スクラム，L O C A発生及び全交流動力電源喪失の確認

運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（L O C A）又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は，平均出力領域計装等である。

L O C A発生を確認する。

L O C A発生を確認するために必要な計装設備は，ドライウェル圧力等である。

外部電源が喪失するとともに，非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり，全交流動力電源喪失に至ることから，全交流動力電源喪失を確認する。また，全交流動力電源喪失により非常用炉心冷却系の安全機能の喪失を想定する。

全交流動力電源喪失を確認するために必要な計装設備は，M／C 2 C電圧等である。

なお，対応操作は，原子炉水位，格納容器圧力等の兆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を確認するため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

大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍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）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）である。

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

（添付資料 3.1.3.2）

d．早期の電源回復不能判断及び対応準備

中央制御室からの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、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、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）の準備を開始する。

e．常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに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

中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による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、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冷却及び原子炉注水を実施する。

(a) 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電

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交流電源設備から緊急用母線を受電する。

常設代替交流電源設備による緊急用母線を受電を確認するために必要な計装設備は、緊急用M/C電圧である。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却

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、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開始する。

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確認する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（常設ライン用）等である。

(c) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

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L0」という。）以上まで原子炉水位が回復し、炉心は冠水する。

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（常設ライン用）等である。

なお、大破断 L O C A 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計の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。

水位不明判断に必要な計装設備は、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）及びドライウェル雰囲気温度である。

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

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、原子炉水位 L O まで冠水した後は、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始後に、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。

（添付資料 3.1.2.2, 3.1.3.3）

f. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

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、中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を通水する。

緊急用海水系による冷却水（海水）の確保を確認するため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。

g. 代替循環冷却系による格納容器除熱

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、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系の循環流量は、代替循環冷却系原子炉注水流量及び代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を用いて、原子炉注入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、ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力、サブプレッション・プール水温度等である。

h. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動

炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応等により水素が発生し、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、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、格納容器内酸素濃度（S A）等である。

i. 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入

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注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。

可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を確認するために必要な計装設備は、格納容器内酸素濃度（S A）である。

3.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態をL O C Aとし、中小破断L O C Aに比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の観点で厳しい大破断L O C Aを起因とする、「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・ボイド率変化及び気液分離（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、構造材との熱伝達及び原子炉圧力容器内F P挙動、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、気液界面の熱伝達及びスプレイ冷却並びに炉心損傷後の格納容器における格納容器内F P挙動が重要現象となる。

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードM A A Pにより原子炉水位、燃料最高温度、格納容器

圧力，格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。

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

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 3.1.2-2 表に示す。また，主要な解析条件について，本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として，大破断 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し，かつ，格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点で厳しい設定として，再循環系配管（出口ノズル）とする。

（添付資料 1.5.2）

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

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

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

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

(d) 水素の発生

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

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。

(b) 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) 再循環系ポンプ

再循環系ポンプは、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）による原子炉注水

$230\text{m}^3/\text{h}$ にて原子炉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、格納容器スプレイと同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。

（添付資料 3.1.2.3）

(e) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却

格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、 $130\text{m}^3/\text{h}$ にて格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量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、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作についても考慮しない。

(g) 代替循環冷却系による格納容器除熱

代替循環冷却系の循環流量は、全体で $250\text{m}^3/\text{h}$ とし、原子炉注水へ $100\text{m}^3/\text{h}$ 、格納容器スプレイへ $150\text{m}^3/\text{h}$ にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。

(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、熱交換器の設計性能に基づき約 14MW（サプレッション・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による格納容器内窒素注入は、ガス温度 30°C 、純度 99vol% にて $200\text{m}^3/\text{h}$ （窒素 $198\text{m}^3/\text{h}$ 及び酸素 $2\text{m}^3/\text{h}$ ）で格納容器内に注入するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、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、格納容器スプレイ及び原子炉注水は、代替循環冷却系の運転開始後に停止する。

(b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び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。

- (c) 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、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・チェンバ内へ窒素注入を開始する。なお、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入は格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達により停止する。

(3) 有効性評価（Cs-137 の放出量評価）の条件

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

※ セシウムの格納容器内への放出割合については、本評価事故シナリオにおいては解析コードMAAPの評価結果の方が代表的なソースタームに関する報告書であるNUREG-1465 より大きく算出する。

- c. 格納容器内に放出されたCs-137 については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。
- d. 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。
- (a) 格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。

- (b) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内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。

原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設計換気率 1 回／日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインによる放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。

原子炉建屋ガス処理系は、事象発生 115 分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け中央制御室からの遠隔操作により起動し、起動後 5 分間で負圧が達成されることを想定する。

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

(添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)

(4) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける原子炉水位（シュラウド内外水位）、注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.2-4 図から第 3.1.2-8 図に、燃料最高温度及び燃料被覆管最高温度の推移を第 3.1.2-9 図及び第 3.1.2-10 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・プール水位及びサブプレッション・プール水温度の推移を第 3.1.2-11 図から第 3.1.2-16 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、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、常設低圧代替注水系ポンプ 2 台を用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位 L 0 以上まで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は上昇する。そのため、原子炉注水と同時に格納容器スプレイを実施することによって、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する。

事象発生から 90 分経過した時点で、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系により、原子炉圧力容器は破断口より原子炉冷却材が流出することで溢水状態となり、格納容器は除熱効果により格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、その後、徐々に低下する。

また、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) に到達した時点で、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作を実施するため格納容器圧力は上昇するが、事象発生から約 164 時間後に格納容器圧力が 0.31MPa [gage] に到達した時点で窒素注入を停止するため、一時的な圧力の上昇である。この窒素注入により格納容器圧力は一時的に上昇するが、代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作を継続することから、格納容器内の安定した減圧及び除熱への影響はない。

b. 評価項目等

格納容器圧力は、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上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、圧力上昇は抑制される。その結果、格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.31MPa [gage] となり、格納容器の限界圧力 0.62MPa [gage] を超えない。なお、格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 164 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。

※ 格納容器圧力が最大値の約 0.31MPa [gage] を示す事象発生から約 164 時間後の格納容器内の非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の物質量は約 $1.3 \times 10^6 \text{ mol}$ であり、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の和は約 $3.5 \times 10^4 \text{ mol}$ 以下である。これが仮にドライウェルよりも体積の小さいサプレッション・チェンバの気相部に集中するものとしても、そのサプレッション・チェンバでの分圧は 0.01MPa [abs] 未満であることから、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素が格納容器圧力に与える影響は無視し得る程度と考えられる。

（添付資料 3.1.2.7）

格納容器雰囲気温度は、第 3.1.2-12 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上昇し、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、格納容器の限界温度 200℃を超えない。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、このとき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、格納容器の限界温度 200℃を超えない。

（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、低压代替注水系（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 3.1.2-11 図及び第 3.1.2-12 図に示すとおり、90 分後に開始する代替循環冷却系の運転により、格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び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。事象を通じて格納容器の限界圧力に到達せず、格納容器圧力逃がし装置を使用することなく、格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。なお、第 3.1.2-17 図に示すとおり、格納容器内の酸素濃度上昇により、長期的には格納容器圧力逃がし装置を用いて可燃性ガスを排出する。

なお、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 7.5TBq（7 日間）となり、100TBq を下回る。

事象発生からの 7 日間以降、Cs-137 の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約 7.5TBq (30 日間) 及び約 7.5TBq (100 日間) であり、100TBq を下回る。

(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, 3.1.3.13)

3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

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

また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えられとされる操作として、常設代替交流電源設備による緊急用母線

の受電操作並びに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，緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作，可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本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，炉心熔融開始時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については，LOCAが発生し，高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合，速やかに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併せ，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，可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作については，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の評価結果の方が大きく、解析コードS A F E Rに対して保守的であり、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、L O C Aが発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに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（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可搬型窒素供給装置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雰囲気温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致

することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

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

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内F P挙動の不確かさとして、核分裂生成物（F P）挙動モデルはPHEBUS-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。PHEBUS-F P実験解析では、燃料被覆管破裂後のF P放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内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ABCOVE実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、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，TMI事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，格納容器圧力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SAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく，解析コードSAFERに対して保守的であり，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SAFERの評価結果との差異は小さいことを確認していることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

格納容器における格納容器各領域間の流動，構造材との熱伝達及び内部熱伝導，気液界面の熱伝達の不確かさとして，格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度，格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが，BWRの格納容器内の区画とは異なる等，実験体系に起因するものと考えられ，実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いることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，格納容器各領域間の流動，

構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、C S T F 実験解析により格納容器雰囲気温度及び非凝縮性ガス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炉心熔融開始時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器内F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（F P）挙動モデルはP H E B U S－F P 実験解析により原子炉压力容器内へのF P 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。P H E B U S－F P 実験解析では、燃料被覆管破裂後のF P 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。

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

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており，その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，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（格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達後に窒素注入を停止すること）に変わりはなことから，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）の空間部及び液相部，サプレッション・プール水位，格納容器圧力並びに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（速やかに格納容

器冷却手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の代替循環冷却系は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順に変わりはなく、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、解析条件で設定している海水温度と同等以下となる。32℃の場合は、解析条件と最確条件は同等であることから運転員等操作時間に与える影響はない。32℃未満の場合は、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が、操作手順（格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達後に窒素注入を停止すること）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。

機器条件の可搬型窒素供給装置は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得る。30℃より高い場合は、格納容器雰囲気温度が上昇する可能性があるが、本評価事故シーケンスでは、格納容器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。30℃未満の場合は、注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の

上昇が速くなるが、操作手順（格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達後に窒素注入を停止すること）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小さい。

(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

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、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ー及び代替循環冷却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）の空間部及び液相部、サブプレッション・プール水位、格納容器圧力並びに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 3.1.2-18 図及び第 3.1.2-19 図に示すとおり、格納容器圧力は 0.62MPa [gage]、格納容

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

機器条件の低圧代替注水系（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、解析条件で設定している海水温度と同等以下となる。32℃の場合は、解析条件と最確条件は同等であることから評価項目となるパラメータに与える影響はない。32℃未満の場合は、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。

機器条件の可搬型窒素供給装置は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得る。30℃より高い場合は、格納容器雰囲気温度が上昇する可能性があるが、窒素注入は事象発生から約 84 時間後に開始するため、代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作によって格納容器雰囲気は除熱されており、窒素温度は格納容器雰囲気温度よりも低いことから、窒素注入によって格納容器雰囲気温度が上昇することはない、評価項目となるパラメータに与

える影響はない。30℃未満の場合は、注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、操作手順（格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達後に窒素注入を停止すること）に変わりはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

（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

操作条件の常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに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、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、状況判断から原子炉注水操作までは一連の操作として実施し、同一の運転員による並列操作はなく、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。

操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保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、代替循環冷却系の運転は事象発生 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も小さい。また、本操作の操作開始時間は、操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を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、代替循環冷却系による格納容器除熱操作の操作開始時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まるが、その他の操作と並列して実施する場合でも、順次実施し所定の時間までに操作を完了することから影響はない。

操作条件の可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から約 84 時間後を想定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4.0vol%（ドライ条件）到達は事象発生から約 84 時間後であるのに対し、可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が 3.5vol%（ドライ条件）到達時（事象発生から約 62 時間後）に開始し約 3 時間で準備完了するため、十分な時間余裕があることから、操作開始時間に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

（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交流電源設備による緊急用母線の受電並びに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、運転員等操作時間に与える影響として、解析条件は操作所要時間に余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力

及び雰囲気温度の上昇に大きな差異はない。また、代替格納容器スプレイ操作と原子炉注水操作は、流量分配により同時に実施する操作であり、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小さい。

操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保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、緊急用海水系の操作開始時間が早まった場合には、代替循環冷却系による格納容器除熱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。

操作条件の可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から約 84 時間後を想定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4.0vol%（ドライ条件）到達は事象発生から約 84 時間後であるのに対し、可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が 3.5vol%（ドライ条件）到達時（事象発生から約 62 時間後）に開始し約 3 時間で準備完了するため、十分な時間余裕があることから、操作開始時間に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料 3.1.2.11）

（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による緊急用母線の受電操作並びに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、第 3.1.3-16 図から第 3.1.3-18 図に示すとおり、事象発生から 50 分後（操作開始時間の 25 分の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い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）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。

操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保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、本操作開始までの時間は操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定したものであり、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、格納容器圧力が限界圧力 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。

操作条件の可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作については、格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4.0vol%（ドライ条件）到達は事象発生から約 84 時間後であるのに対し、可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が 3.5vol%（ドライ条件）到達時（事象発生から約 62 時間後）に開始し約 3 時間で準備完了するため、十分な準備時間が確保できることから、時間余裕がある。

（添付資料 3.1.2.11, 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。

3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において，重大事故等対策時における事象発生 2 時間までに必要な要員は，「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり 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」で説明している災害対策要員（初動）の 39 名で対処可能である。

また，事象発生 2 時間以降に必要な参集要員は 2 名であり，発電所構外から 2 時間以内に参集可能な要員の 72 名で確保可能である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において，必要な水源，燃料及び電源は，「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い，その結果を以下に示す。

a. 水 源

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイは，7 日間の対応を考慮すると，合計約 400m³の水が必要である。水源として，代替淡水貯槽に約

4,300m³の水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。

代替循環冷却系による格納容器除熱については、サプレッション・チェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはないため、7日間の注水継続実施が可能である。

(添付資料 3.1.2.13)

b. 燃 料

常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約 352.8kL の軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクにて約 800kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）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内への窒素注入については、保守的に事象発生直後からの可搬型窒素供給装置の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 18.5kL の軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクにて約 210kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入について、7日間の継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約 70.0kL の軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて約 75kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

(添付資料 3.1.2.14)

c. 電 源

常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、約 2,426kW 必要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）の連続定格容量は約 5,520kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、緊急時対策所用発電機及び可搬型窒素供給装置の窒素供給装置用電源車についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

(添付資料 3.1.2.15)

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、格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として低圧代替注水系（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、安定状態に向けた対策として代替循環冷却系による格納容器除熱手段及び可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備している。

格納容器破損モード「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。

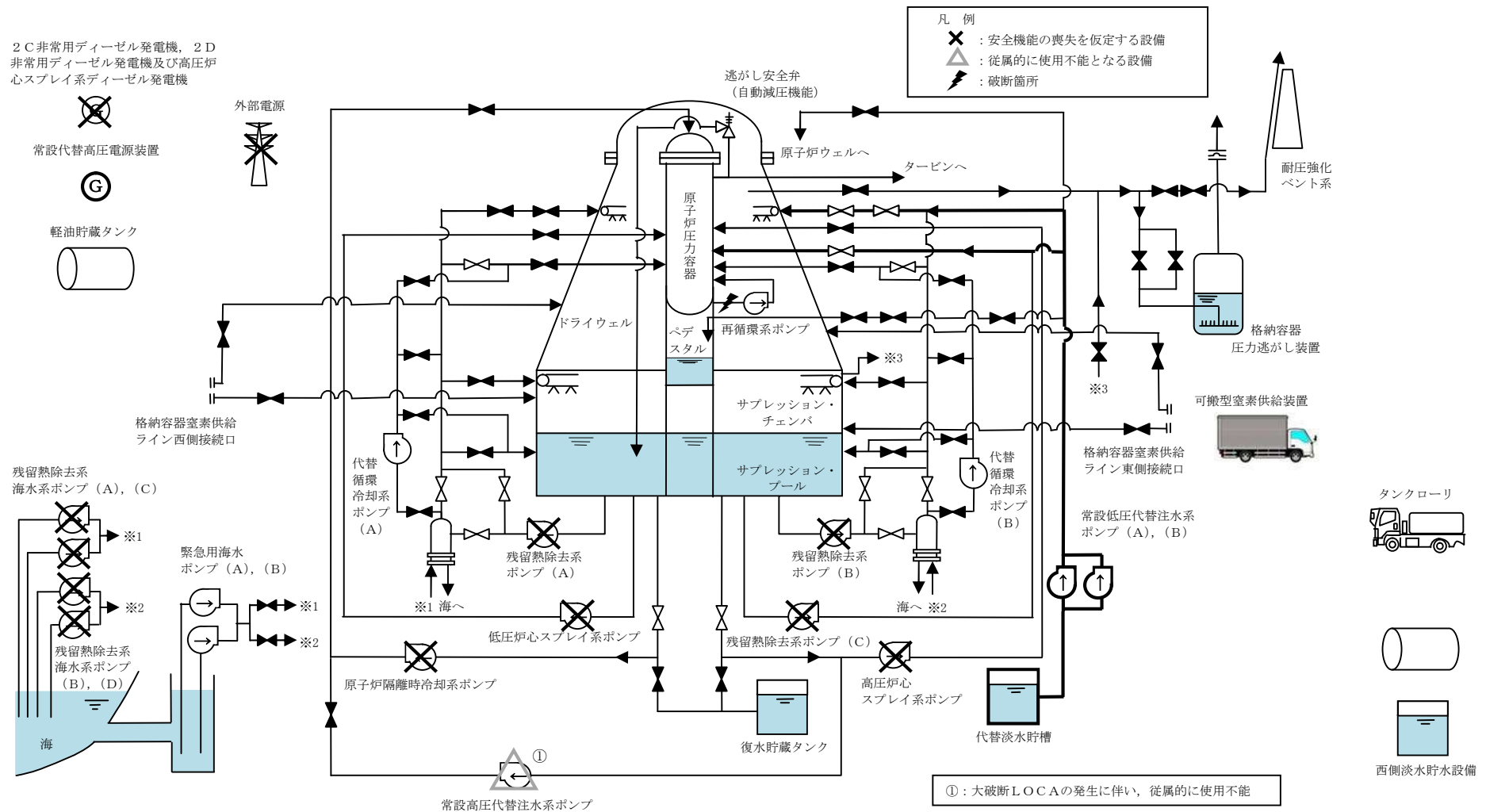
上記の場合においても、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却，代替循環冷却系による格納容器除熱及び可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を実施することにより，格納容器内酸素濃度の上昇を抑制しつつ，格納容器冷却及び除熱が可能である。

その結果，格納容器圧力逃がし装置を使用せず，事象を通じて格納容器の限界圧力に到達することはなく，ジルコニウム－水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は，評価項目を満足している。また，安定状態を維持できる。

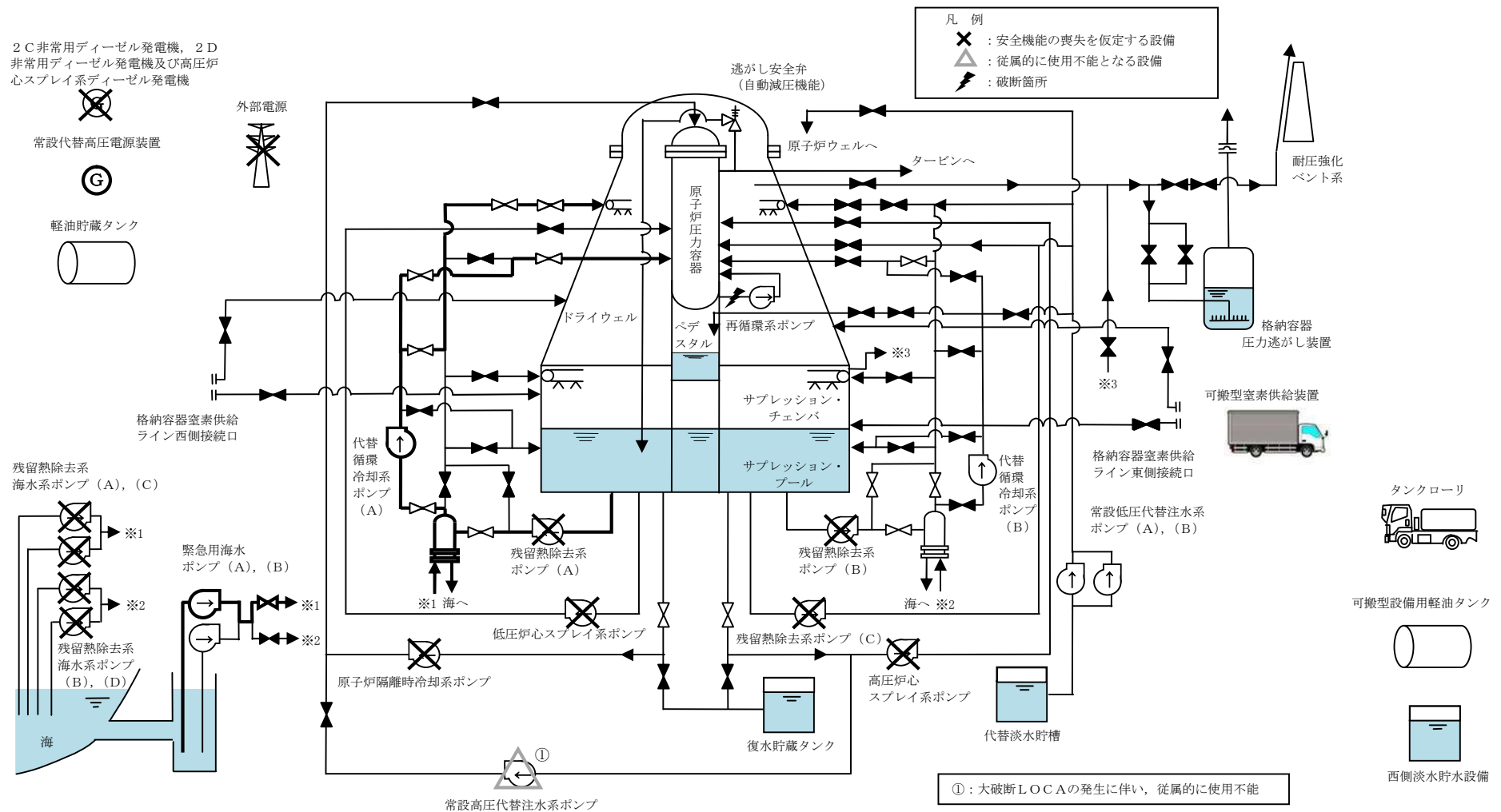
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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

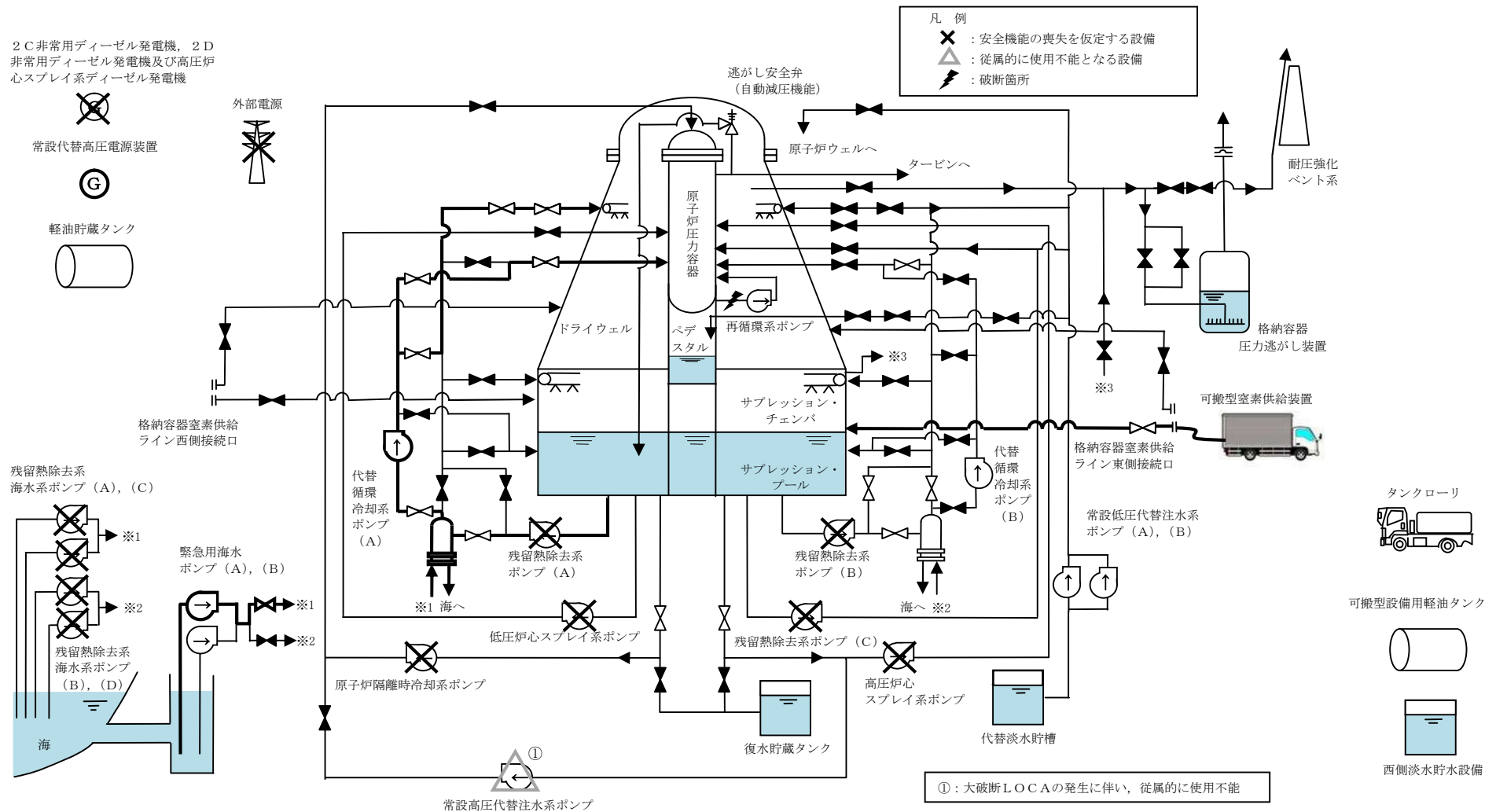
以上のことから，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却，代替循環冷却系による格納容器除熱，可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入等の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。



第 3.1.2-1 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）（1/3）
（低压代替注水系（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）



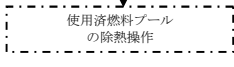
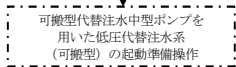
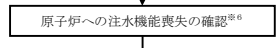
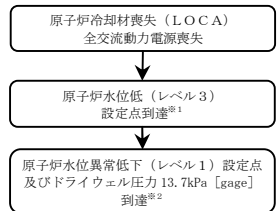
第 3.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の
重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（2/3）
（代替循環冷却系による格納容器除熱段階）



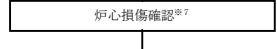
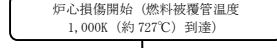
第 3.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の
重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（3/3）
（代替循環冷却系による格納容器除熱，可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入段階）

(解析上の時刻)

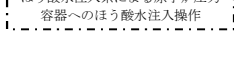
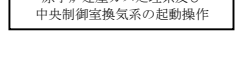
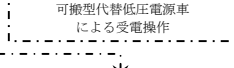
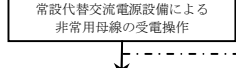
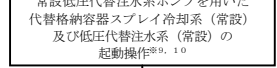
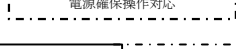
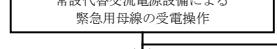
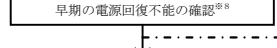
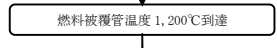
(0 秒)



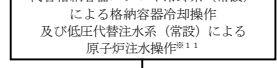
(約 4 分)



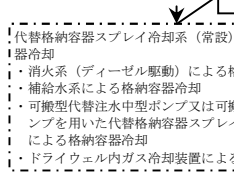
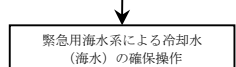
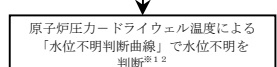
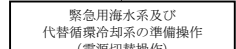
(約 9 分)



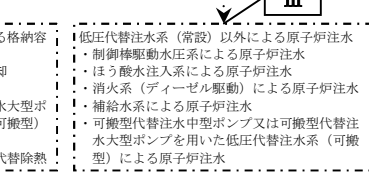
(25 分)



(約 27 分)

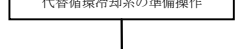
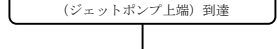


II



III

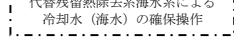
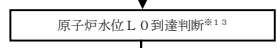
(約 43 分)



IV



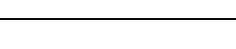
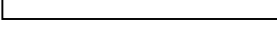
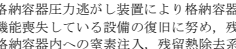
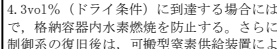
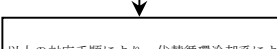
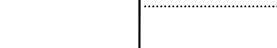
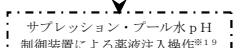
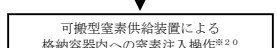
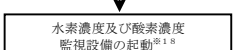
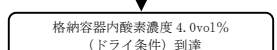
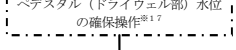
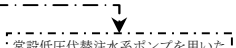
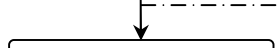
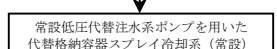
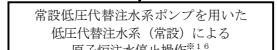
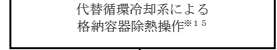
(65 分)



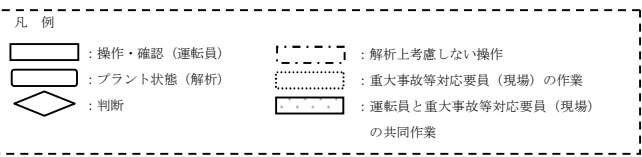
A



(90 分)



対応操作は原子炉水位・格納容器圧力等の値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。



※1 外部電源喪失に伴い、原子炉スクラム、主蒸気隔離弁閉止及び再循環系ポンプ停止となるが、解析上は原子炉水位低 (レベル3) 設定点到達にて原子炉スクラム信号が発信するものとする。主蒸気隔離弁閉止及び再循環系ポンプ停止については、外部電源喪失時とする。

※2 原子炉水位異常低下 (レベル1) 設定点及びドライウエル圧力 13.7kPa [gage] 到達により、床ドレン制限弁、機器ドレン制限弁及び原子炉補機冷却水制限弁が自動閉止することを確認する。

※3 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。

※4 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。

※5 LOCA発生は、以下により判断する。
・格納容器圧力が 13.7kPa [gage] に到達

※6 非常用炉心冷却系の機能喪失により原子炉への注水機能が喪失する。

※7 炉心損傷は、以下により判断する。
・ドライウエル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上
なお、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び (S/C) による炉心損傷発生判断ができない場合は、原子炉圧力容器温度により判断する。

※8 外部電源の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。

※9 原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作を実施する。

※10 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) の起動操作は、以下により判断する。
・LOCA発生を確認、かつ、炉心損傷の確認

※11 格納容器スプレイ流量は 130m³/h とし、原子炉注水流量は 230m³/h とする。なお、原子炉注水に伴い炉心部における蒸気発生により格納容器温度が上昇することを考慮し、格納容器スプレイを優先する。

※12 原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
・ドライウエル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
・原子炉水位計の電源が喪失した場合
・原子炉水位計のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合

※13 原子炉水位 L O (水位不明判断時は原子炉水位 L O 以上まで冠水させるために必要な水量を注水した場合) により、損傷炉心冷却成功を判断する。

※14 残留熱除去系熱交換器への海水通水並びに代替循環冷却系の系統構成及び起動が問題なく行われたことをもって、代替循環冷却系の運転可能を判断する。

※15 原子炉注水流量は 100m³/h とし、格納容器スプレイ流量は 150m³/h とする。

※16 原子炉水位 L O 到達を判断し、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始した後は、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の停止操作を実施する。

※17 ベデスタル (ドライウエル部) 内床ドレンサンプの 1m 水位維持機能を使用した追加注水により水位を確保する。
水位確保操作は、非常用母線からの負荷切替操作、注水開始操作、水位上昇及び注水停止操作を考慮した時間 (約 24 分) で実施する。その後、サブプレッション・チェンバへの排水により水位が約 1m となった時点で、床ドレン排水弁及び機器ドレン排水弁は自動閉止する。

※18 炉心損傷を確認した場合、水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、他のパラメータ同様、格納容器内水素濃度及び酸素濃度を継続して監視する。

※19 サプレッション・プール水 pH 制御装置 (自主対策設備) による薬液注入操作は、ベデスタル (ドライウエル部) 水位の確保後から実施する。

※20 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、格納容器内酸素濃度が 4.0vol% に到達した時点でサブプレッション・チェンバへの窒素注入を実施する。ただし、窒素注入後に格納容器内酸素濃度の上昇が継続する場合には、追加でドライウエルへの窒素注入を実施する。なお、可搬型窒素供給装置の起動準備操作は、格納容器内酸素濃度が 3.5vol% に到達した時点で開始する。

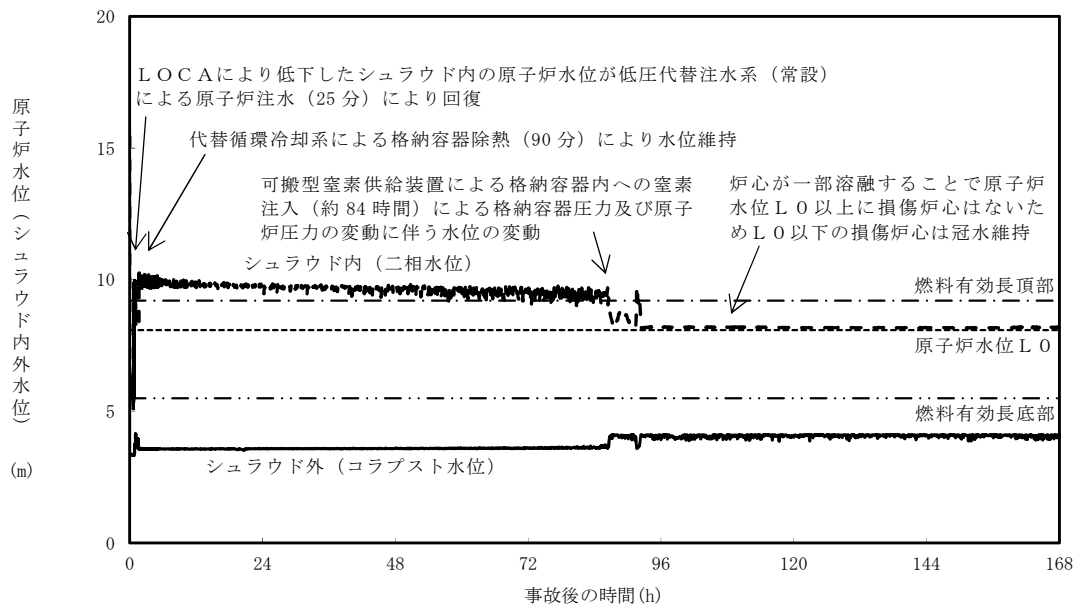
第 3.1.2-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の対応手順の概要 (代替循環冷却系を使用する場合)

					経過時間（分）															備考				
					10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150					
操作項目	実施箇所・必要員数 【 】は他作業後移動してきた要員			操作の内容	▽ 事象発生 ▽ 原子炉スクラム ▽ 約 4 分 炉心損傷開始（燃料被覆管温度 1,000K 到達） ▽ 約 9 分 燃料被覆管温度 1,200℃到達 ▽ プラント状況判断 ▽ 25 分 格納容器冷却及び原子炉注水開始 ▽ 約 27 分 炉心溶融開始（燃料温度 2,500K 到達） ▽ 65 分 原子炉水位 L 0 到達判断 ▽ 2 時間 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動による負圧達成																			
	責任者	当直発電長	1人																				中央監視 運転操作指揮	
	補佐	当直副発電長	1人																				運転操作指揮 補佐	
	指揮者等	災害対策要員 (指揮者等)	4人																				初動での指揮 発電所内外連絡	
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等 対応要員 (現場)																					
状況判断	2人 A, B	—	—	●原子炉スクラムの確認 ●タービン停止の確認 ●外部電源喪失の確認 ●LOCA発生の確認 ●再循環系ポンプ停止の確認 ●主蒸気隔離弁閉止及び逃がし安全弁（安全弁機能）による原子炉圧力制御の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動失敗の確認 ●原子炉への注水機能喪失の確認 ●炉心損傷確認	10 分																			
早期の電源回復不能の確認	【1人】 A	—	—	●高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗）	1 分																			
	【1人】 B	—	—	●非常用ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗）	2 分																			
電源確保操作対応	—	—	2人 a, b	●電源回復操作	適宜実施															解析上考慮しない				
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作	【1人】 B	—	—	●常設代替高圧電源装置 2 台の起動操作及び緊急用母線の受電操作	4 分																			
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の起動操作	【1人】 B	—	—	●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必要な負荷の電源切替操作 ●原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作	4 分																			
						2 分																		
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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	【1人】 A	—	—	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成操作及び起動操作	3 分																			
緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作	【1人】 A	—	—	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	6 分	原子炉注水及び格納容器冷却開始後、適宜状態監視																		
代替循環冷却系による格納容器除熱操作	【1人】 A	—	—	●緊急用海水系による海水通水に必要な負荷の電源切替操作 ●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作	4 分																			
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）水位の確保操作	【1人】 A	—	—	●代替循環冷却系による格納容器除熱に必要な負荷の電源切替操作 ●代替循環冷却系による格納容器除熱の系統構成操作及び起動操作	6 分																			
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	【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）注水に必要な負荷の電源切替操作 ●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）によるベデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作	4 分														解析上考慮しない					
サブプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入操作	【1人】 A	—	—	●水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作													8 分	適宜、格納容器内水素濃度及び酸素濃度の監視	通常運転時は外部電源で常時暖気状態であり、交流電源喪失時は代替交流電源設備により緊急用母線受電後、暖気が自動的に開始される					
常設代替交流電源設備による非常用母線の受電準備操作	【1人】 B	—	—	●緊急用海水系による海水通水に必要な負荷の電源切替操作																15 分	解析上考慮しない			
	—	2人 C, D	—	●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作	35 分																			
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	【1人】 B	—	—	●非常用母線の受電準備操作(中央制御室)																				
				●非常用母線の受電準備操作(現場)	75 分																			
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	【1人】 B	—	—	●常設代替高圧電源装置 3 台の追加起動操作 ●非常用母線の受電操作													8 分							
																			5 分					
ほう酸水注入系の注入状態監視	【1人】 B	—	—	●常設代替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）による原子炉注水の系統構成操作及び起動操作														5 分		起動操作実施後、適宜状態監視				
				●中央制御室換気系の起動操作																6 分		起動操作実施後、適宜状態監視		
ほう酸水注入系の注入状態監視	【1人】 B	—	—	●ほう酸水注入系の起動操作 ●ほう酸水注入系の注入状態監視														2 分		ほう酸水全量注入完了まで適宜状態監視	解析上考慮しない			

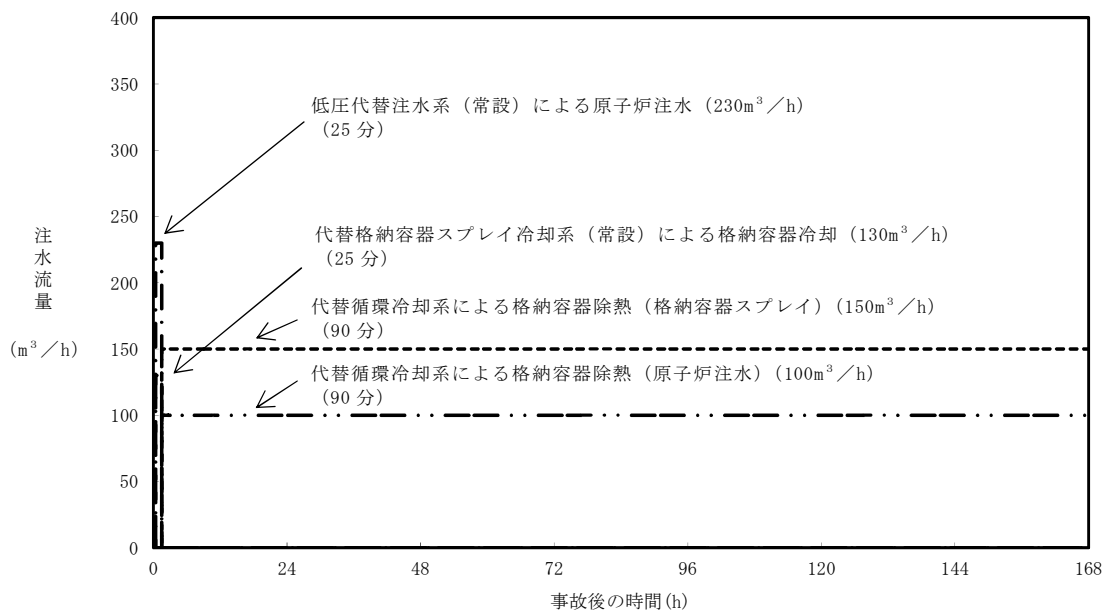
第 3.1.2－3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用する場合）（1／2）

				経過時間（時間）																備考
				12	24	36	48	60	72	84	96	108	120	132	144	156	168	180		
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 <															

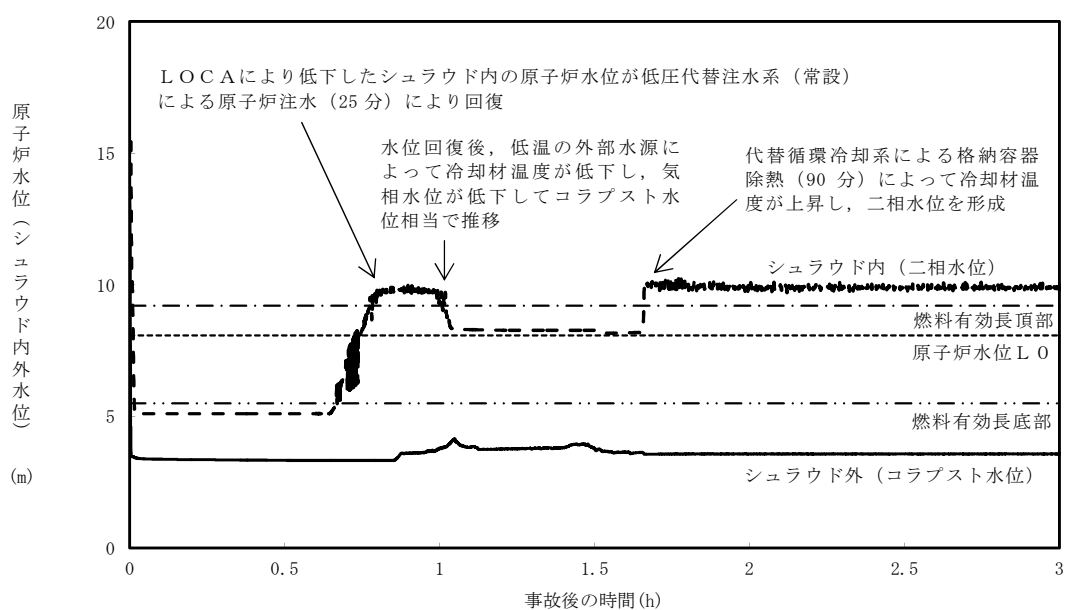
第 3. 1. 2－3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用する場合）（2／2）



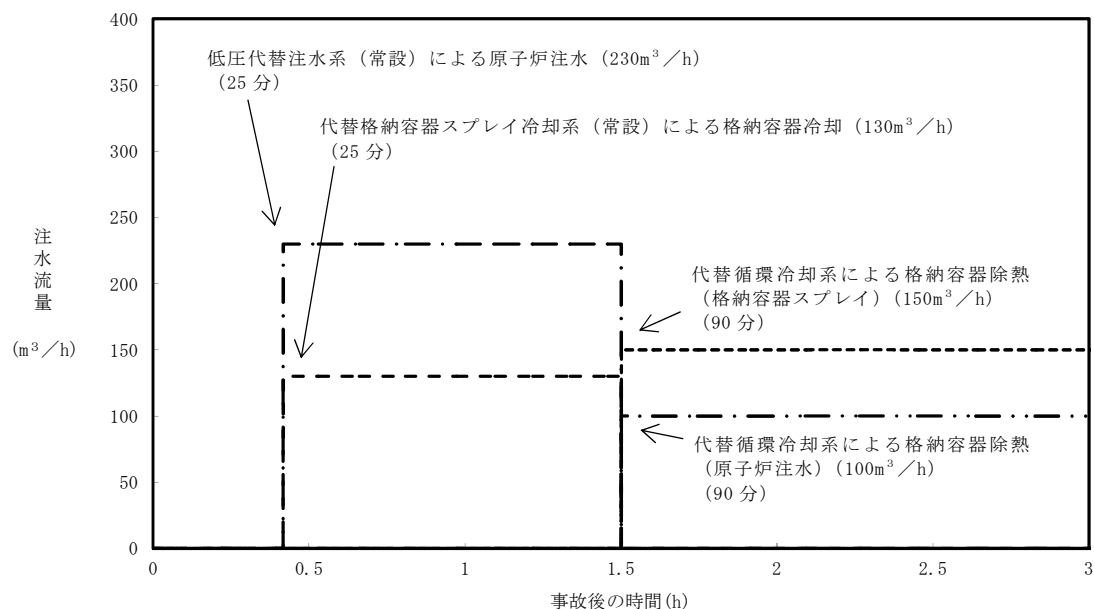
第 3.1.2-4 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



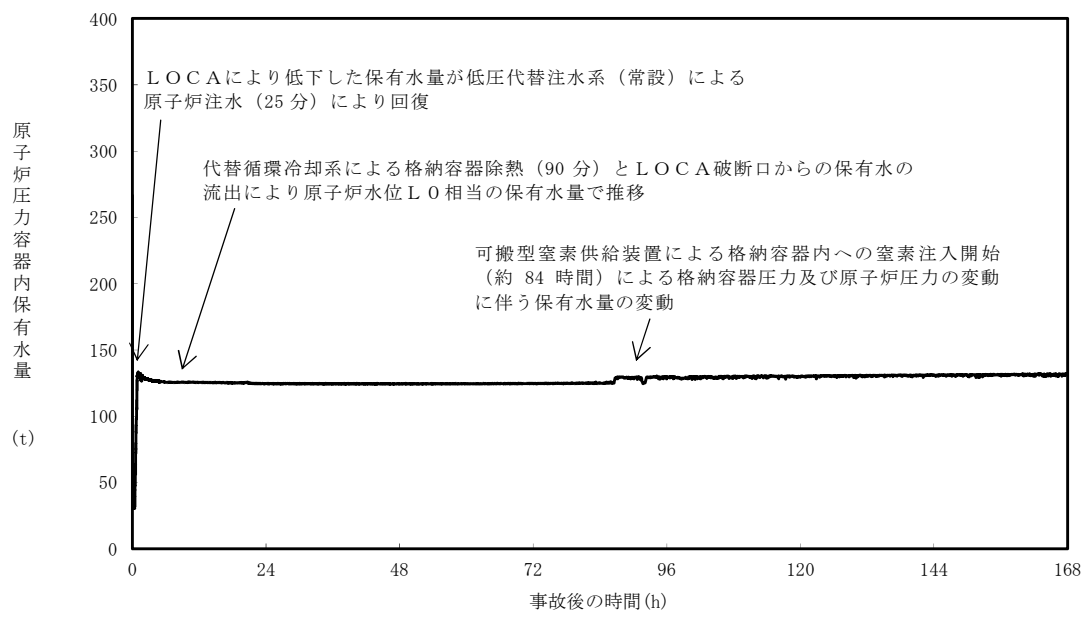
第 3.1.2-5 図 注水流量の推移



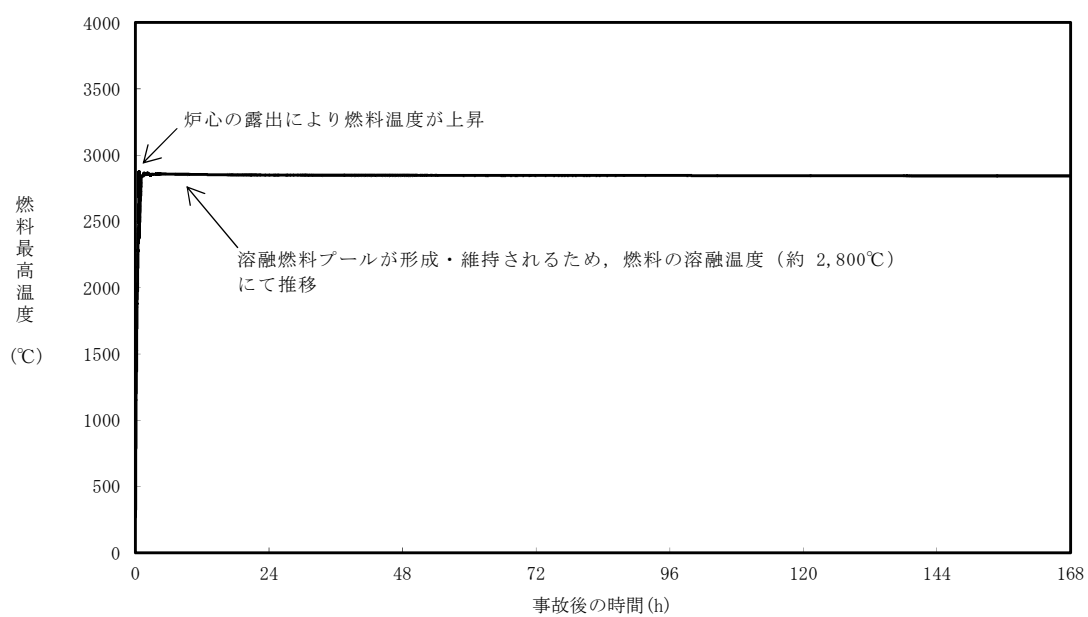
第 3. 1. 2－6 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移（～3 時間）



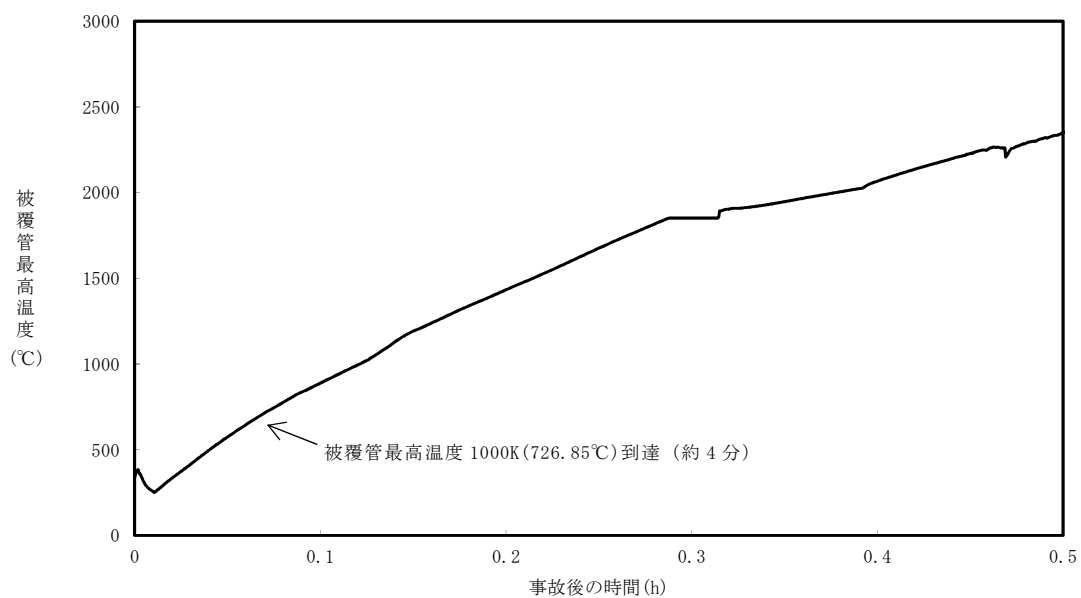
第 3. 1. 2－7 図 注水流量の推移（～3 時間）



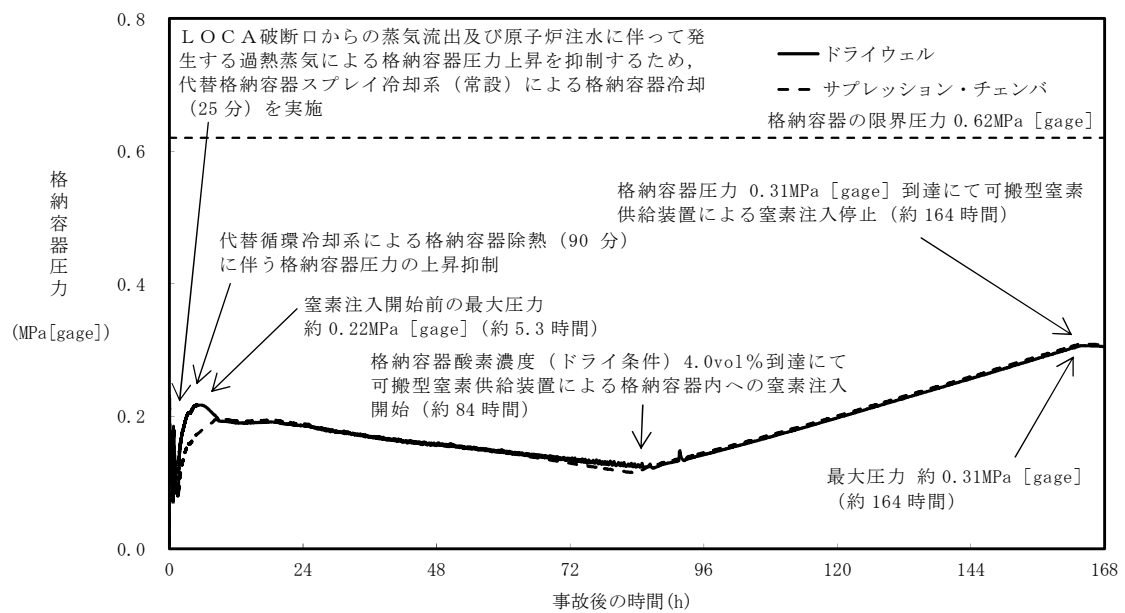
第 3.1.2-8 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



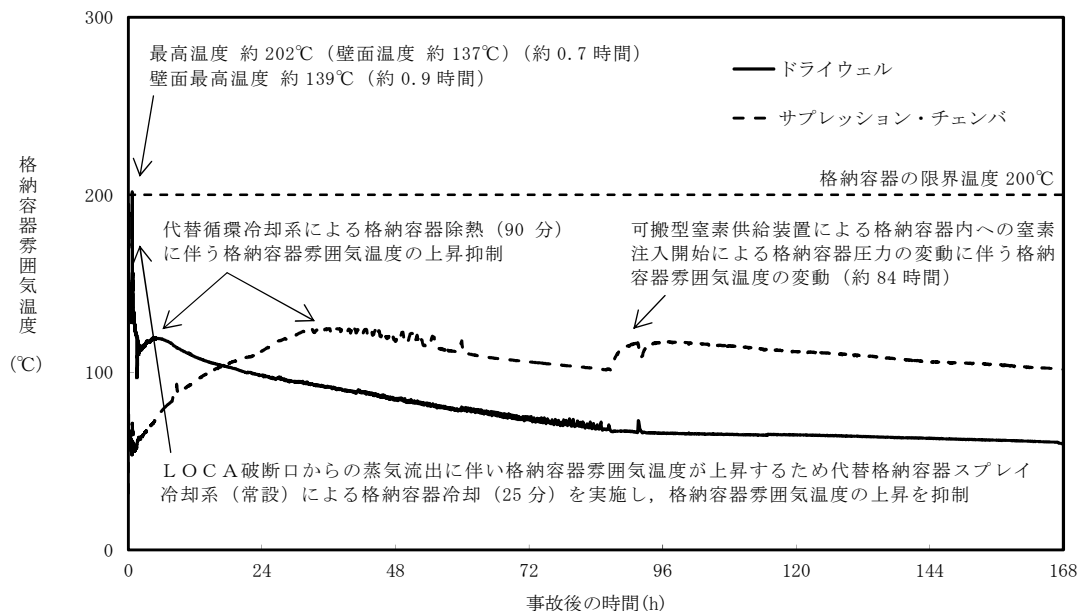
第 3.1.2－9 図 燃料最高温度の推移



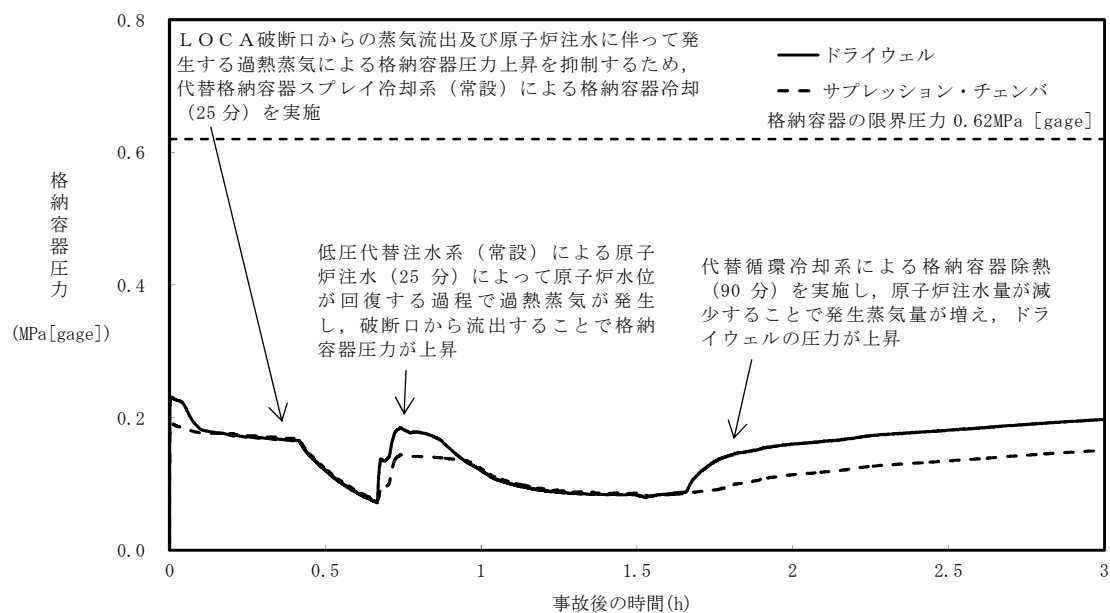
第 3.1.2－10 図 被覆管最高温度の推移



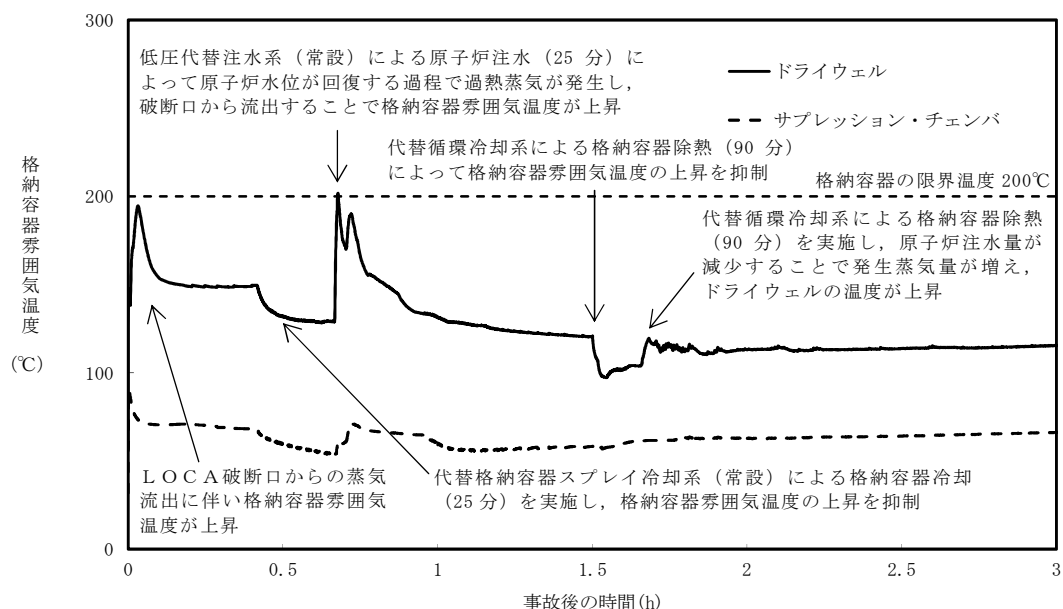
第 3.1.2-11 図 格納容器圧力の推移



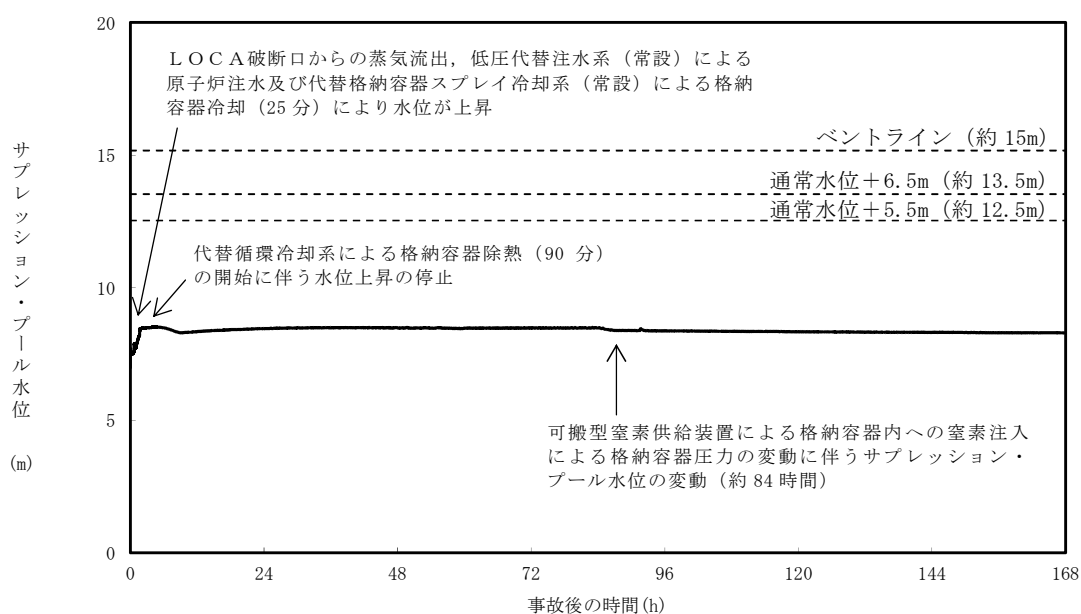
第 3.1.2-12 図 格納容器雰囲気温度の推移



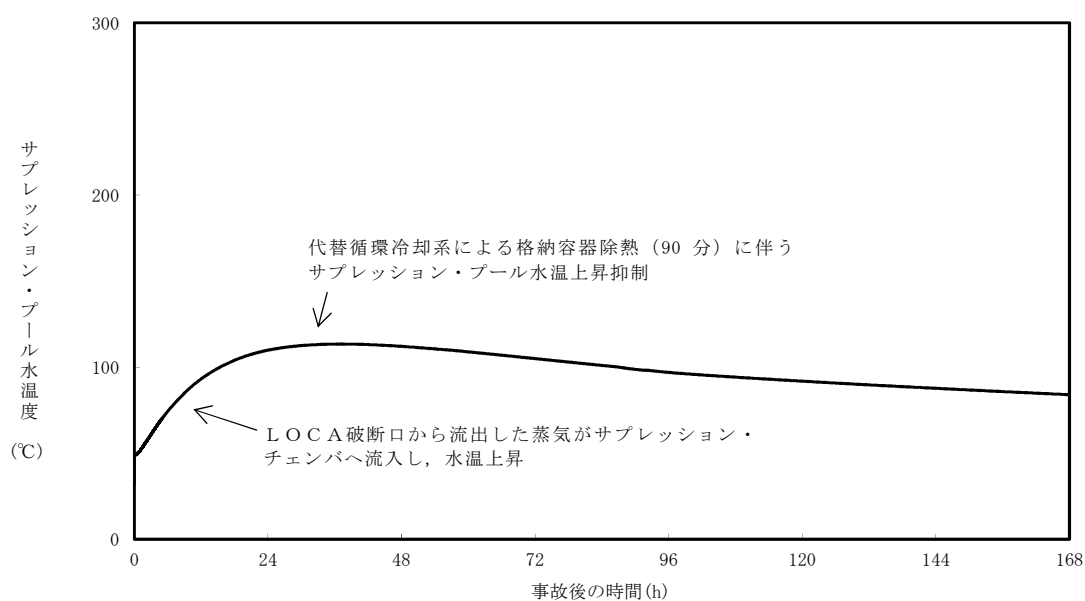
第 3. 1. 2－13 図 格納容器圧力の推移（～3 時間）



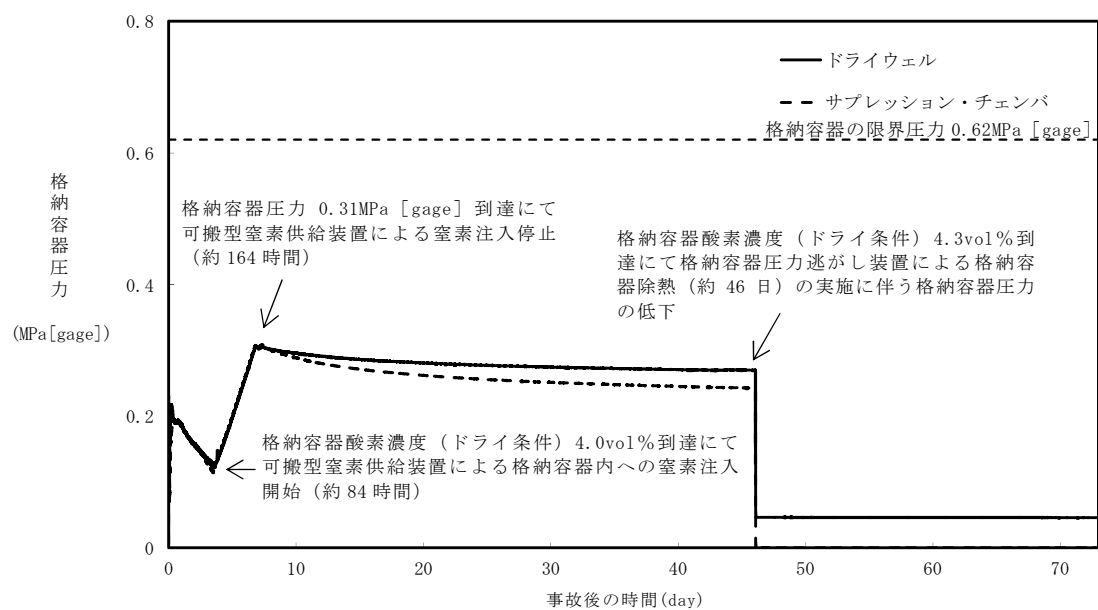
第 3. 1. 2－14 図 格納容器雰囲気温度の推移（～3 時間）



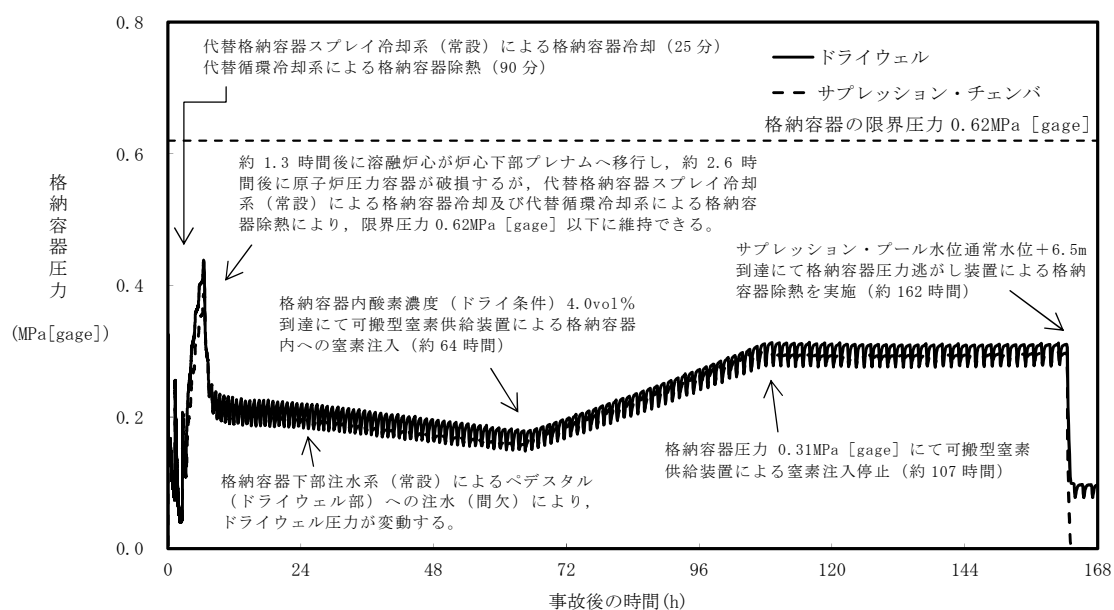
第 3.1.2-15 図 サプレッション・プール水位の推移



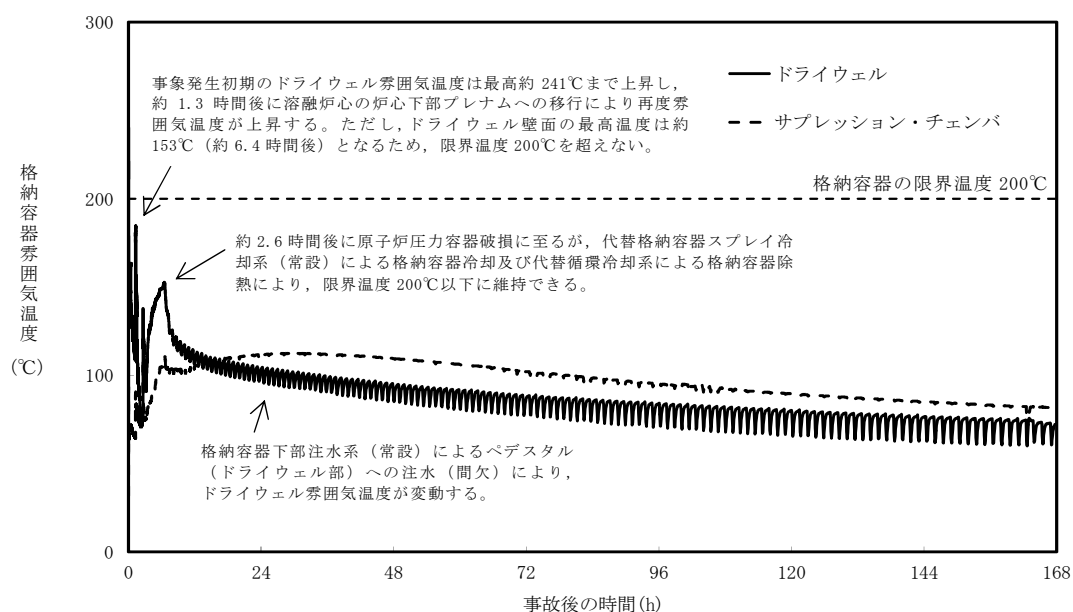
第 3.1.2-16 図 サプレッション・プール水温度の推移



第 3.1.2-17 図 格納容器圧力の推移 (～73 日間)



第 3.1.2-18 図 Excessive LOCA の発生を考慮した場合の
格納容器圧力の推移



第 3.1.2-19 図 Excessive LOCA の発生を考慮した場合の
格納容器雰囲気温度の推移

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）（1/3）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム，L O C A 発生及び全交流動力電源喪失の確認	運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（L O C A）又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。 格納容器圧力が 13.7kPa [gage] に到達したことにより L O C A が発生したことを確認する。 外部電源が喪失するとともに，非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより，所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり，全交流動力電源喪失を確認する。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装* M/C 2 C 電圧* M/C 2 D 電圧* 緊急用 M/C 電圧 ドライウエル圧力 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。	—	—	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
炉心損傷確認	大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため，原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に至ることを格納容器雰囲気放射線モニタにより確認する。	—	—	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判断及び対応準備	中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず，非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合，早期の電源回復不能と判断する。これにより，常設代替交流電源設備，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）の準備を開始する。	—	—	—

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

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）（2/3）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに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	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交流電源設備から緊急用母線を受電する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	—	緊急用M／C電圧
	緊急用母線の受電を確認後，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 代替淡水貯槽	—	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 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位
	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開始した後，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施する。 ドライウエル雰囲気温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し，原子炉底部から原子炉水位LO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	—	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力* 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 代替淡水貯槽水位 ドライウエル雰囲気温度

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

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）（3/3）

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冷却水（海水）の確保	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替操作を実施する。また、中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を通水する。	常設代替交流電源設備 緊急用海水ポンプ 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	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、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。	常設代替交流電源設備 代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ* 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（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 サプレッション・プール水温度
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生し、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、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保を実施後、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。	常設代替交流電源設備 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）
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入	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注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	—	可搬型窒素供給装置	格納容器内酸素濃度（SA）

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

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）（1/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	—
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力 （圧力容器ドーム部）	6.93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
	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）	通常運転時の原子炉水位として設定
	炉心流量	48,300t/h	定格流量として設定
	燃 料	9×9 燃料（A 型）	—
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 （燃焼度 33GWd/t）	1 サイクルの運転期間（13 ヶ月）に調整運転期間（約 1 ヶ月）を考慮した運転 期間に対応する燃焼度を設定
	格納容器体積 （ドライウエル）	5,700m ³	設計値
	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	設計値（通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限值に基づき設定）
	真空破壊装置	3.45kPa（ドライウエル－サブプレ ッション・チェンバ間差圧）	真空破壊装置の設定値
	サブプレッション・プール水位	6.983m（通常運転範囲の下限值）	通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限值として設定
	サブプレッション・プール水温度	32℃	通常運転時のサブプレッション・プール水温度の上限値として設定
	格納容器圧力	5kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力を包含する値
	格納容器雰囲気温度	57℃	通常運転時の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） として設定
	外部水源の温度	35℃	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
	ペDESTAL（ドライウエル部） のプール水	考慮しない	ペDESTAL（ドライウエル部）には通常運転時からプール水が存在するが、格 納容器の熱容量に寄与することから、格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価 する設定として、ペDESTAL（ドライウエル部）のプール水を考慮しない

第 3.1.2-2 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）（2/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断 L O C A 再循環系配管（出口ノズル）の破断	原子炉压力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もり，格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として，原子炉压力容器バウンダリに接続する配管のうち，口径が最大である再循環系配管（出口ノズル）における両端破断を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能喪失及び低圧注水機能喪失	非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し，設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系，低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から，プラント損傷状態である L O C A に全交流動力電源喪失を重畳することから，外部電源が喪失するものとして設定 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）（3／4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	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
	再循環系ポンプ	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
	低压代替注水系（常設）	注水流量：230m ³ /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：130m ³ /h（一定）	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定
	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）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作についても考慮しない。
	代替循環冷却系	総循環流量：250m ³ /h ・ 格納容器スプレイ：150m ³ /h ・ 原子炉注水：100m ³ /h	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・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において）	熱交換器の設計性能に基づき、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	総注入流量：200m ³ /h ・ 窒素 198m ³ /h ・ 酸素 2m ³ /h ガス温度：30℃	総注入流量は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 酸素注入流量は純度 99vol%を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定

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）（4／4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	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	事象発生から 25 分後	中央制御室における常設代替高圧電源装置，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備時間を考慮して設定
	緊急用海水系による冷却水（海水）確保操作並びに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	中央制御室における緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間を考慮して設定
	可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作	格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（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 4.3vol%（ドライ条件）到達を防止する観点で設定

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）	ペデスタル（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	サブプレッション・チェンバ
	ドライウエル		
	サブプレッション・チェンバ		

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ブプレッション・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（以下「格納容器ベント」という。）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・チェンバ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、格納容器ベント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エル圧力及び雰囲気温度が急上昇する。そこで、格納容器の健全性を確保するために、L O C A の判断（ドライウエル圧力 13.7kPa[gage]以上）及び炉心損傷の判断（ドライウエル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上）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（ドライウエルスプレイ）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（ドライウエルスプレイ）を実施し、その後、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、ドライウエ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压力容器下部プレナム水との接触による発生蒸気がドライウエルに放出され、ドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇することを踏まえて、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を実施する手順とする。ただし、実際の操作としては、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（ドライウエルスプレイ）を実施後に低圧代替注水系（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エルスプレイをする手順は①と同様である。

b. 原子炉压力容器破損前の対応について

- ③ 通常運転時からペDESTAL（ドライウエル部）水位を約 1m に維持する構造としているが、炉心損傷判断後は、原子炉压力容器破損時の熔融

炉心の冷却を考慮し、ペデスタル（ドライウエル部）水位を確実に約 1m 確保するために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）水位の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、溶融炉心とペデスタル（ドライウエル部）に存在する水との相互作用により、ドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇するため、原子炉圧力容器破損を判断した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を実施する手順とする。

⑤ドライウエルスプレイを開始した後は、ペデスタル（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却維持のため、格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）注水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プレッション・プール水位が上昇する。そこで、格納容器ベント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（ドライウエルスプレイ）を停止し、代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施する。

⑦ただし、代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を一時的に実施する手順とする。

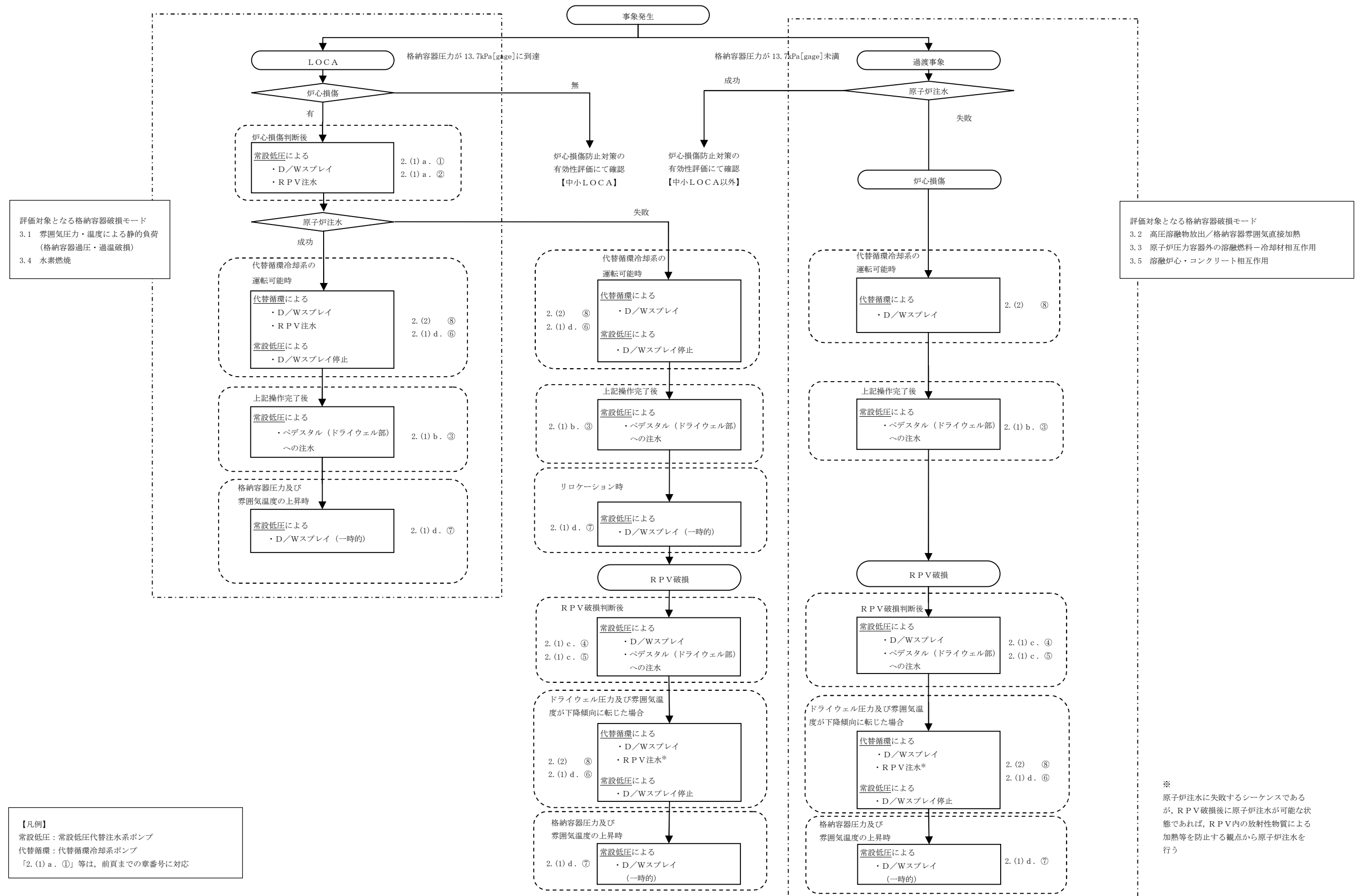
(2) 代替循環冷却系

⑧代替循環冷却系は残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等の補機系の起動後に期待できる系統であり、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冷却操作（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 L O C A 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）

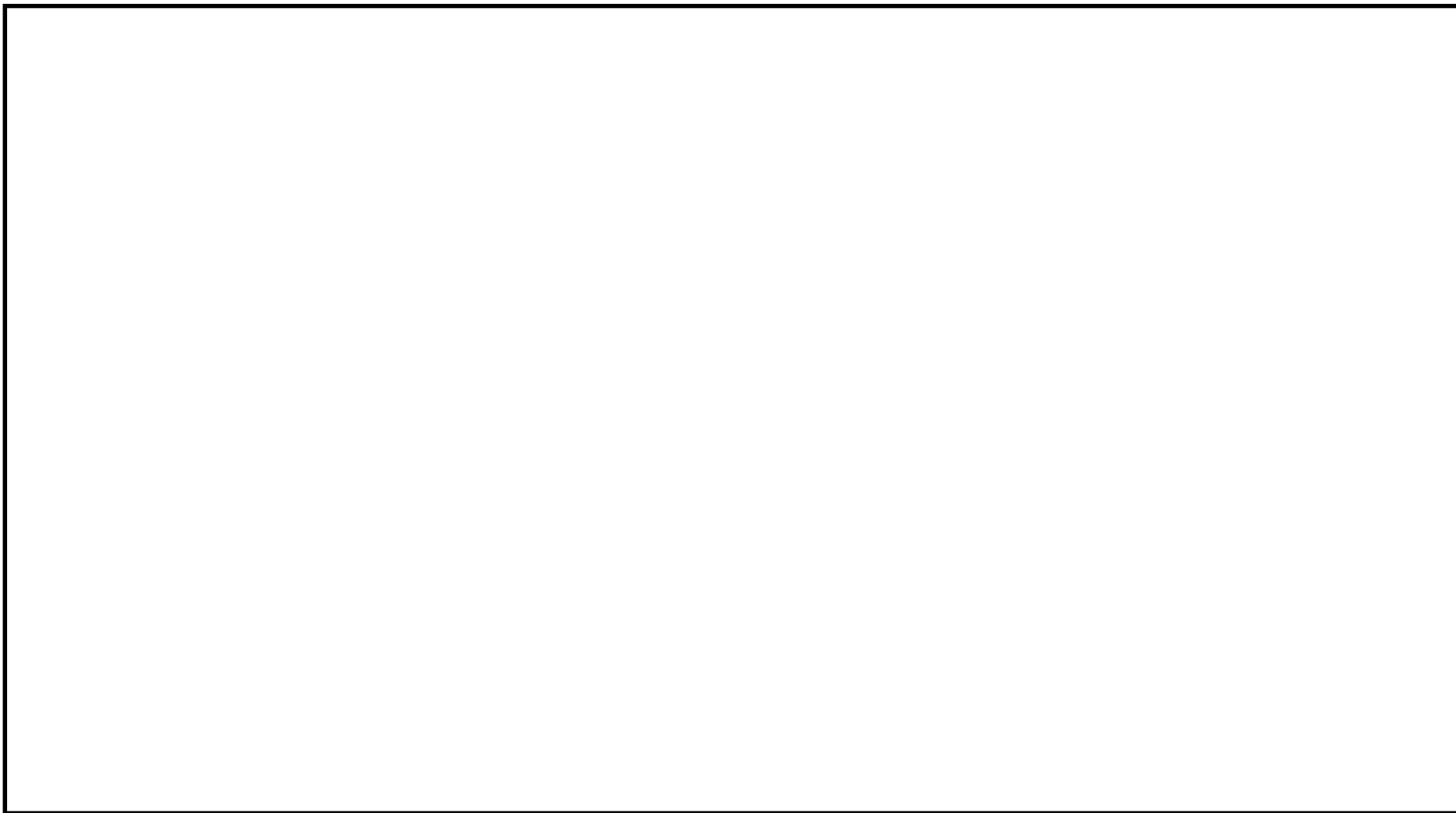
②高圧代替注水系の起動（運転員 A）及び常設代替高圧電源装置の起動（運転員 B）

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、引き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 監視操作盤を用いた 操作・監視 (S A 監視操作盤)	S A 監視操作盤以外の制御盤を 用いた操作・監視

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

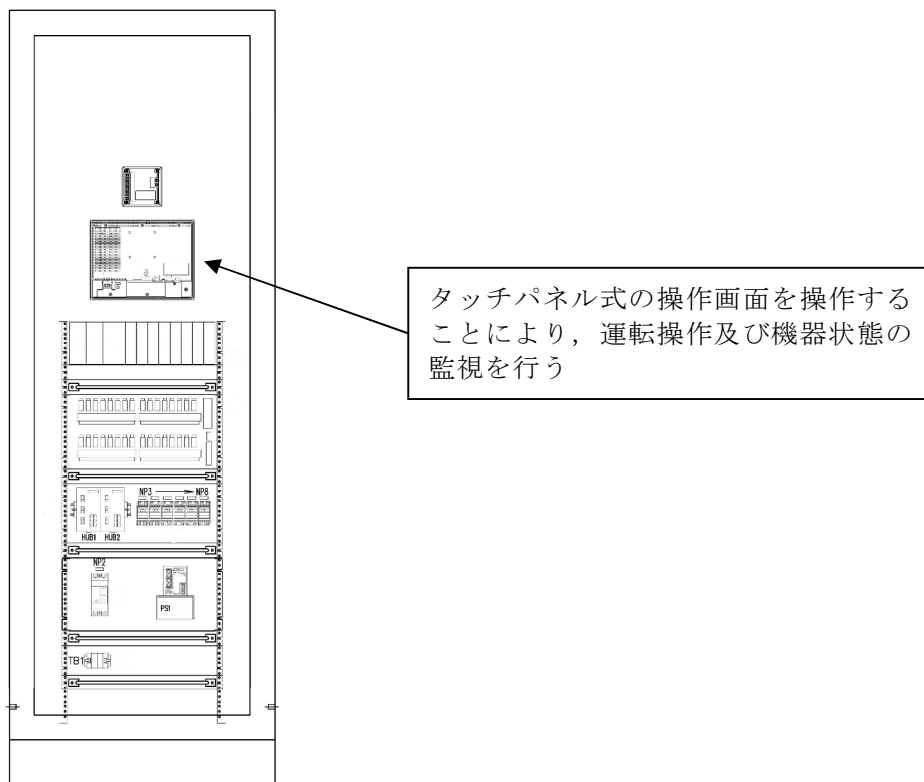
タッチパネル式の操作画面を設置しており，常設代替高圧電源装置の遠隔起動操作及び運転状態の監視が可能な設計としている。第 2 図に常設代替高圧電源装置遠隔操作盤の外観図を示す。

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

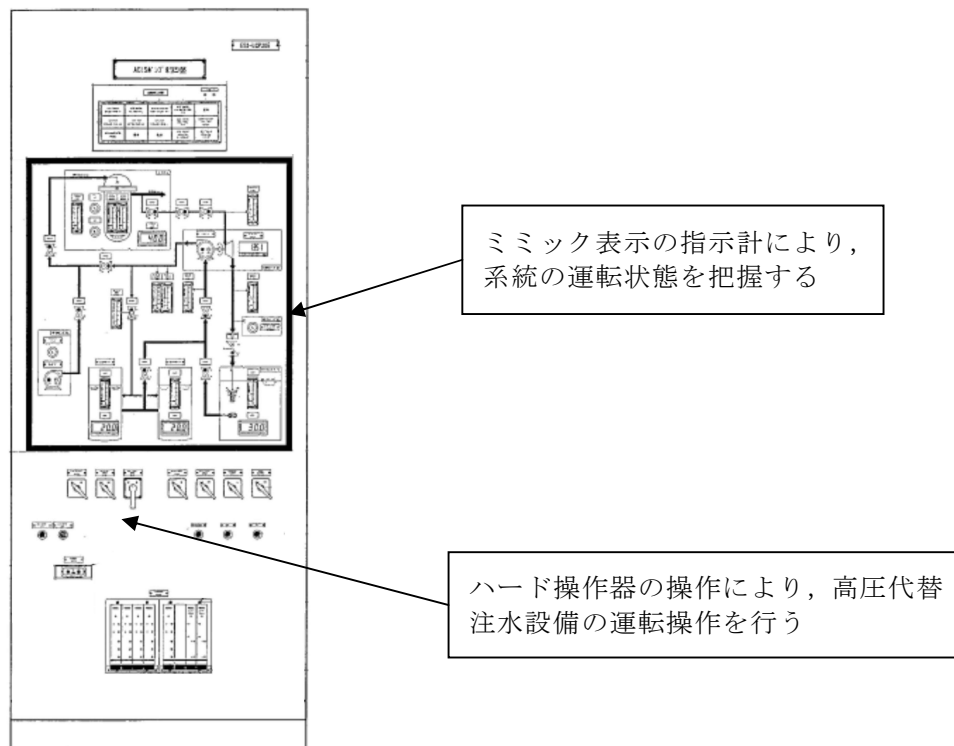
盤前面にハードの指示計，操作器等を設置しており，高圧代替注水設備の遠隔操作が可能な設計としている。第3図に高圧代替注水系制御盤のイメージ図を示す。

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操作・監視ができるように、タッチパネル式の監視操作画面を2面設置している。また、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

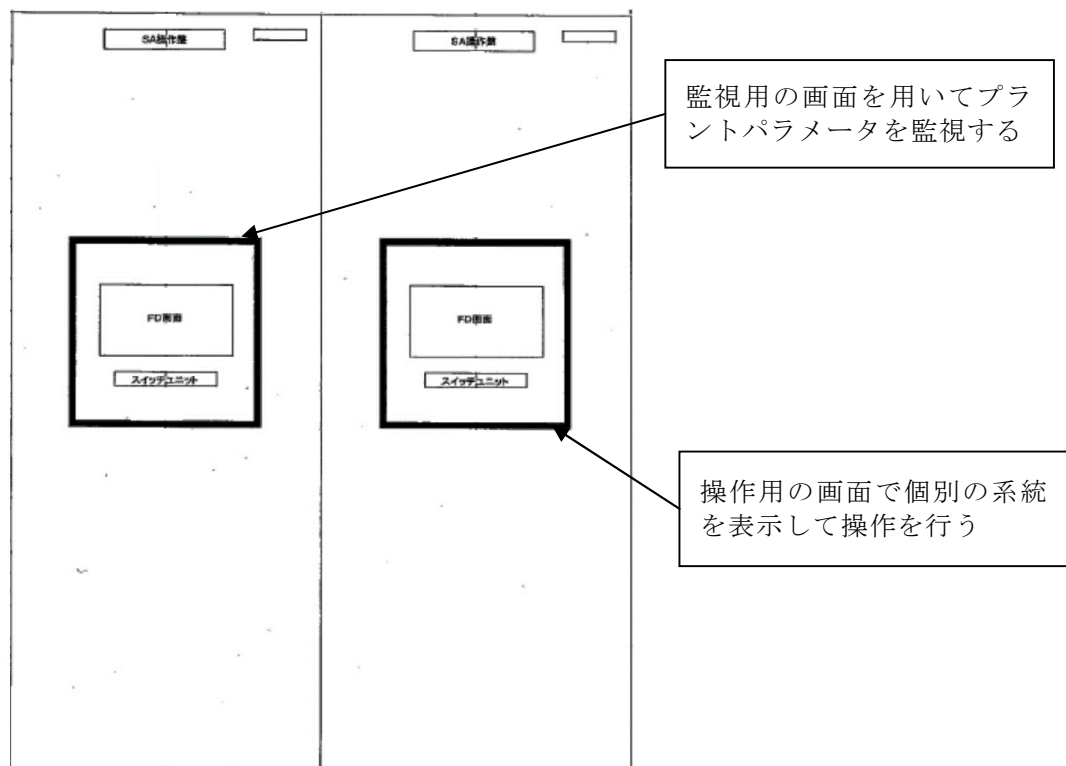
- ・ 低圧代替注水系（常設）
- ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）
- ・ 格納容器下部注水系（常設）
- ・ 代替燃料プール注水系
- ・ 緊急用海水系
- ・ 代替循環冷却系
- ・ 格納容器圧力逃がし装置
- ・ 耐圧強化ベント系
- ・ 水素濃度及び酸素濃度監視設備
- ・ サプレッション・プール水pH制御装置（自主対策設備）

c. 操作方法

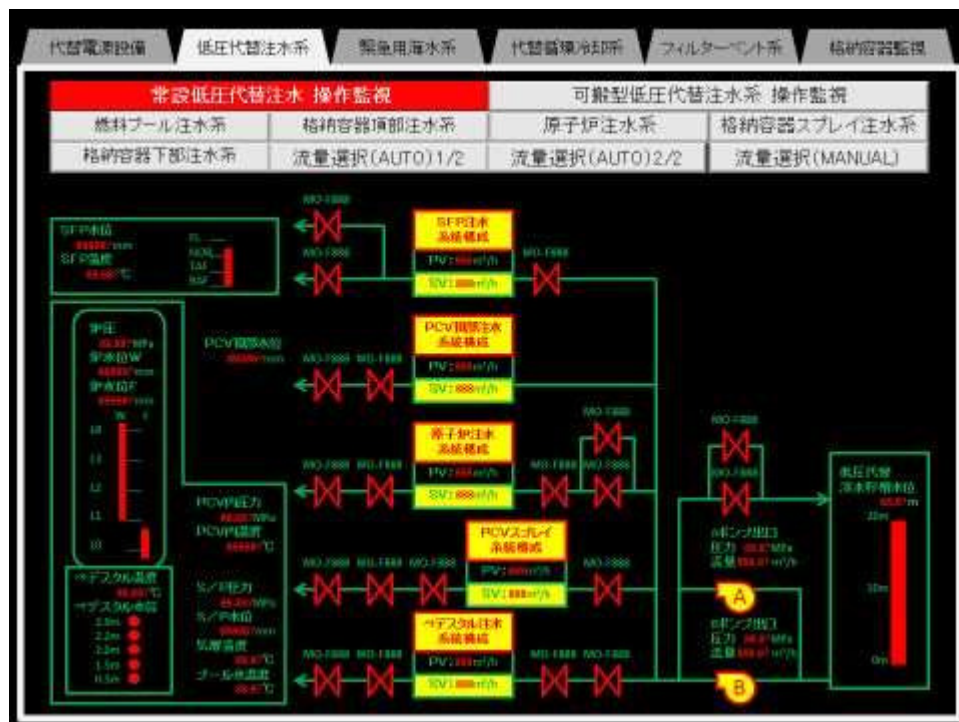
2面のタッチパネルの操作により、上記の設備の運転操作を行う。監視用の画面を用いてプラントパラメータを監視し、操作用の画面で個別の系統を表示して操作を行う。誤操作防止等の観点から、以下を考慮した設計とする。

- ・ 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画面で同一機器の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4図 SA監視操作盤（イメージ図）



第 5 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）によるペデスタル（ドライウェル部）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格納容器除熱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 0.465MPa [gage] 到達時点で実施する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員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できない場合」

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、“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）水位の確保操作”，“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・プール水pH制御装置による薬液注入操作”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。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の準備操作”のうち“中央制御室での第一弁操作”が存在する。（ケースB）

- ①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

（0.400MPa[gage]到達で格納容器冷却停止：②－1，0.465MPa[gage]

到達で格納容器冷却開始：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あり、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

(0.400MPa[gage]到達で格納容器冷却停止：②－1, 0.465MPa[gage]

到達で格納容器冷却開始：②－2)

③格納容器下部注水系によるペデスタル(ドライウェル部)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) に到達した場合のペデスタル(ドライウェル部)注水操作(③－1)

全量の溶融炉心がペデスタル(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 3.2.16 参照)、溶融炉心の露出には 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 0.465MPa[gage]に到達した場合の格納容器冷却開始操作
(②－2)

格納容器圧力が 0.465MPa[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、比較的時間余裕が少ない。

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ブプレッション・プール水の増加量は数 m^3 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、 $130\text{m}^3/\text{h}$ のスプレイに換算しても 1 分未満相当であることから、格納容器ベント時間に与える影響は小さい。

- ・ 格納容器圧力が 0.400MPa[gage]に到達した場合の格納容器冷却停止操作
(②－2)

停止操作が遅れた場合でも格納容器圧力が 0.400MPa[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ブプレッション・プール水の増加量は 30m^3 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、130

m^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、格納容器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、冷却開始基準である $0.465\text{MPa}[\text{gage}]$ 到達が遅れることとなり、その後の冷却開始も順次遅れることから格納容器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）に到達した場合のペデスタル（ドライウェル部）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プレッション・チェンバ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 $33\text{Gwd}/\text{t}$ の場合においても最大で $50\text{m}^3/\text{h}$ 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 10m^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、 $130\text{m}^3/\text{h}$ のスプレイに換算しても 5 分未満相当であることから、格納容器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“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）水位の確保操作”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 3.1.3.3 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、“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）水位の確保操作”、“水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作”及び“サブレーション・プール水 pH 制御装置による薬液注入操作”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“格納容器除熱の準備操作（中央制御室での第一弁操作）”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“格納容器除熱の準備操作（中央制御室での第一弁操作）”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）に到達した場合のペデスタル（ドライウエル部）注水操作（③－1），次に格納容器圧力が 0.465MPa[gage]に到達した場合の格納容器冷却開始操作（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 0.400MPa[gage]到達により格納容器冷却操作を停止してから 0.465MPa[gage]到達で再開するまでの約 6 分間となるが、実運用上はスプレー流量を調整することで可能な限り連続スプレーする手順とし、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 でペデスタル（ドライウェル部）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。

			経過時間（分）														備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	
操作項目	操作者	操作の内容	▽ 25 分 格納容器冷却及び原子炉注水開始 ▽ 65 分 原子炉水位 L O 到達判断														
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	運転員 A	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	6 分	原子炉注水及び格納容器冷却開始後、適宜状態監視												解析上では、事象発生12時間までは6時間間隔で注水量を変更し、12時間以降においては12時間以上の間隔で流量調整を実施する	
			6 分	流量調整後（崩壊熱相当）、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）によるベドスタル（ドライウェル部）水位の確保操作	運転員 A	●格納容器下部注水系（常設）によるベドスタル（ドライウェル部）注水に必要な負荷の電源切替操作	4 分											解析上考慮しない			
		●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）によるベドスタル（ドライウェル部）水位の確保操作						20 分		水位確保後、適宜状態監視							
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	運転員 A	●水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作							8 分		適宜、格納容器内水素濃度及び酸素濃度の監視						通常運転時は外部電源で常時暖気状態であり、交流電源喪失時は代替交流電源設備により緊急用母線受電後、暖気が自動的に開始される
サブプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入操作	運転員 A	●サブプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入操作							15 分						解析上考慮しない		

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できない場合））

			経過時間（時間）												備考
			<div><div>48</div><div>4</div><div>8</div><div>12</div><div>16</div><div>20</div><div>24</div><div>28</div><div>32</div><div>36</div><div>40</div><div>44</div><div>48</div></div>												
操作項目	操作者	操作の内容	<div><div>▽ 約 3.9 時間 格納容器圧力 0.465MPa[gage]到達</div><div>▽ 約 16 時間 サプレッション・プール水位 通常水位+5.5m 到達</div><div>▽ 約 19 時間 サプレッション・プール水位 通常水位+6.5m 到達</div></div>												
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	運転員A	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の流量調整操作	流量調整後（崩壊熱相当）、適宜状態監視												解析上では、事象発生12時間までは6時間間隔で注水量を変更し、12時間以降においては12時間以上の間隔で流量調整を実施する
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	運転員A	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	間欠スプレイにより格納容器圧力を0.400MPa[gage]から0.465MPa[gage]の間に維持												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
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作	運転員A	●格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作（中央制御室での第一弁操作）	5 分												

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できない場合））

			経過時間（時間）												備考
			1	2	3	4	5	6							
操作項目	操作者	操作の内容	<div>▽ 約 2.7 時間 原子炉圧力容器温度（下鏡部） 300℃到達</div> <div>▽ 約 4.5 時間 原子炉圧力容器破損</div> <div>▽ 格納容器圧力 低下から 30 分後</div>												
原子炉圧力容器破損の判断	運転員 A	●原子炉圧力容器破損の判断 ●溶融炉心の堆積量の確認	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後）	運転員 A	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（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）によるベデスタル（ドライウェル部）注水操作	運転員 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）注水操作及び水位制御操作						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		
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	運転員 A	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作							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		

第3図 ケースCにおける作業と所要時間（高压溶融物放出／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

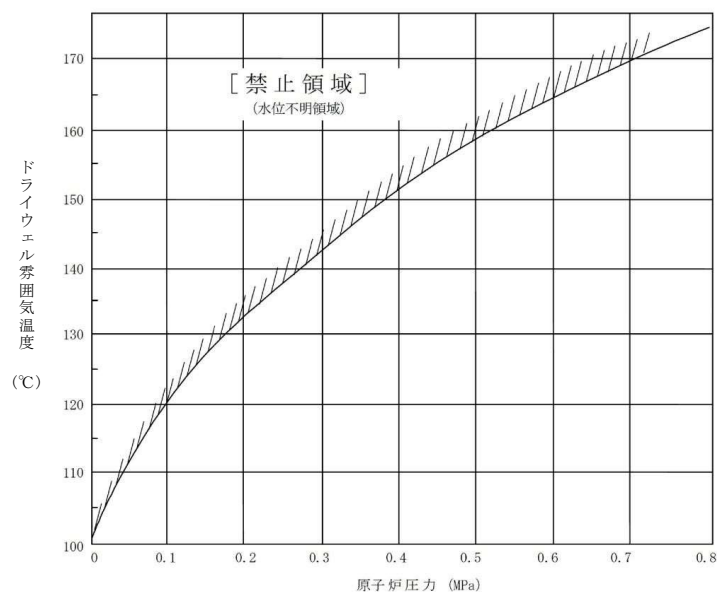
1. 概 要

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

以下のいずれかに該当する場合、原子炉水位不明と判断する。

- a. 原子炉水位の電源が喪失した場合
- b. 原子炉水位の指示に「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（非常時運転手順書Ⅱ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. 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における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）」で想定される事故シーケンスでは、原子炉冷却材喪失（大破断 L O C A 発生）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。水位不明を判断した場合、原子炉水位 L O まで冠水させるために必要な水量を注水し、その後、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に流量調整することで、損傷炉心の冷却を維持することとする。

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、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した後は、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、崩壊熱による蒸発量相当の注水量とする。

なお、代替循環冷却系の起動等によりサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水に切り替える場合には、崩壊熱による蒸発量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 O 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

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，崩壊熱による蒸発量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
- ・ 格納容器下部水位又は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・チェンバ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 0 到達の判断後に原子炉注水を崩壊熱による蒸発量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、崩壊熱による蒸発量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、崩壊熱による蒸発量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、いずれはサプレッション・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こととなり、サプレッション・チェンバからのベントライン水没防止のために原子炉注水を崩壊熱による蒸発量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は、原子炉注水流量を増加させることはせず、原子炉水位 L 0 到達を判断した時点で崩壊熱による蒸発量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

しない。

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による蒸発量相当の注水が失敗している場合には、流量計下流での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による蒸発量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, 以下の全てを満たすことで損傷炉心の冷却維持を判断する <ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水流量 : 崩壊熱による蒸発量相当の注水量の確保 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

漏えい箇所	パラメータの推移
原子炉建屋内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> 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による蒸発量相当の注水のできていない場合, 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	<ul style="list-style-type: none"> 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・チェンバに移行することで, 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による蒸発量相当の注水のできていない場合, 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

常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について

1. 常設低圧代替注水系ポンプの機能

常設低圧代替注水系ポンプは以下の 5 つの機能に期待している。

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

2. 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保について

(1) 単一の機能に期待する場合

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

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

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

(2) 複数の機能に期待する場合

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

① 原子炉注水と格納容器スプレイ

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

② 原子炉注水とペDESTAL（ドライウェル部）注水

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

③ 格納容器スプレイとペDESTAL（ドライウェル部）注水

原子炉注水に失敗し、原子炉圧力容器が破損する場合、格納容器スプレイとペDESTAL（ドライウェル部）への注水を同時に実施する。この場合の最大流量の組合せは、格納容器スプレイ $300\text{m}^3/\text{h}$ 、ペDESTAL（ドライウェル部）注水 $80\text{m}^3/\text{h}$ であるが、この条件で格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制並びにペDESTAL（ドライウェル部）に落下した溶融炉心の冷却等ができることを有効性評価で確認するとともに、この流量を確保できる設計としている。

④ その他注水先の組合せ

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

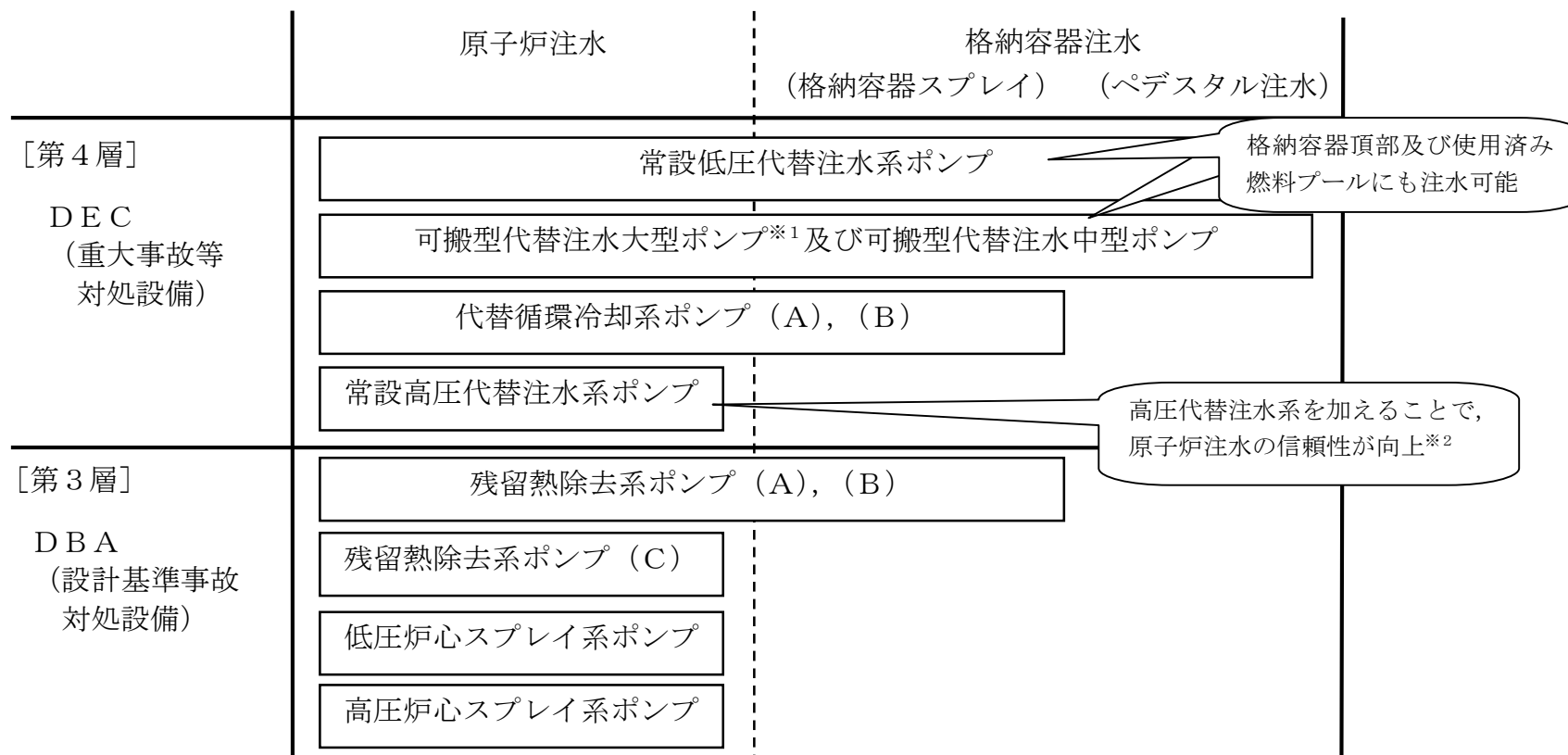
また、複数の注水先に注水するための操作については、各注水先へ注水するための操作に必要な時間を考慮した有効性評価により、炉心冷却や溶融炉心の冷却等ができることを確認している。

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

3. 常設低圧代替注水系ポンプの機能の冗長性について

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水については、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系及び代替循環冷却系を用いた手段に加え、アクセスルートの確保を確認した後であれば低圧代替注水系（可搬型）によって機能を補うことも可能である。また、格納容器スプレイについては、代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、ペDESTAL（ドライウェル部）

注水については格納容器下部注水系（可搬型）、格納容器頂部注水については格納容器頂部注水系（可搬型）、使用済燃料プール注水については可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）によって機能を補うことも可能である。このように、常設低圧代替注水系ポンプの各機能については冗長性を持たせることで機能強化を図っている。機能強化のイメージを第 1 図に示す。



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

※2 T Q U V, T W (L U H S, R H R機能喪失)等の原子炉冷却材圧力バウンダリの喪失(L O C A等)を除く事故に対して初期炉心冠水維持が可能

第1図 第3層及び第4層にて期待する注水設備

原子炉建屋から大気中へ漏えいする 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取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。

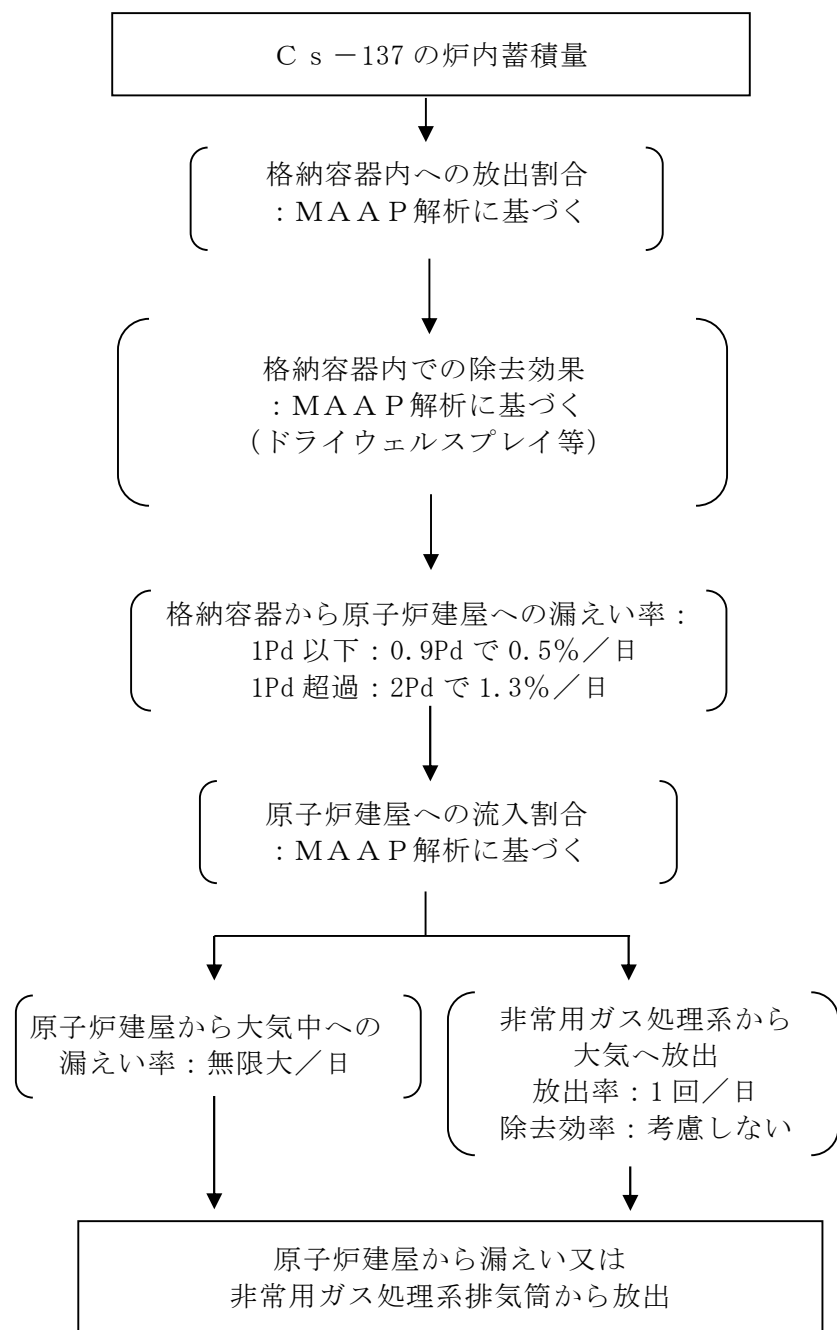
第 1 表 放出量評価条件 (1/2)

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
炉内蓄積量 (C s -137)	約 $4.36 \times 10^{17} \text{Bq}$	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW)」 × 「3,293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (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)), 上記の運転時間及び取替炉心の燃料装荷割合で算出した 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
格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない	保守的に設定
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

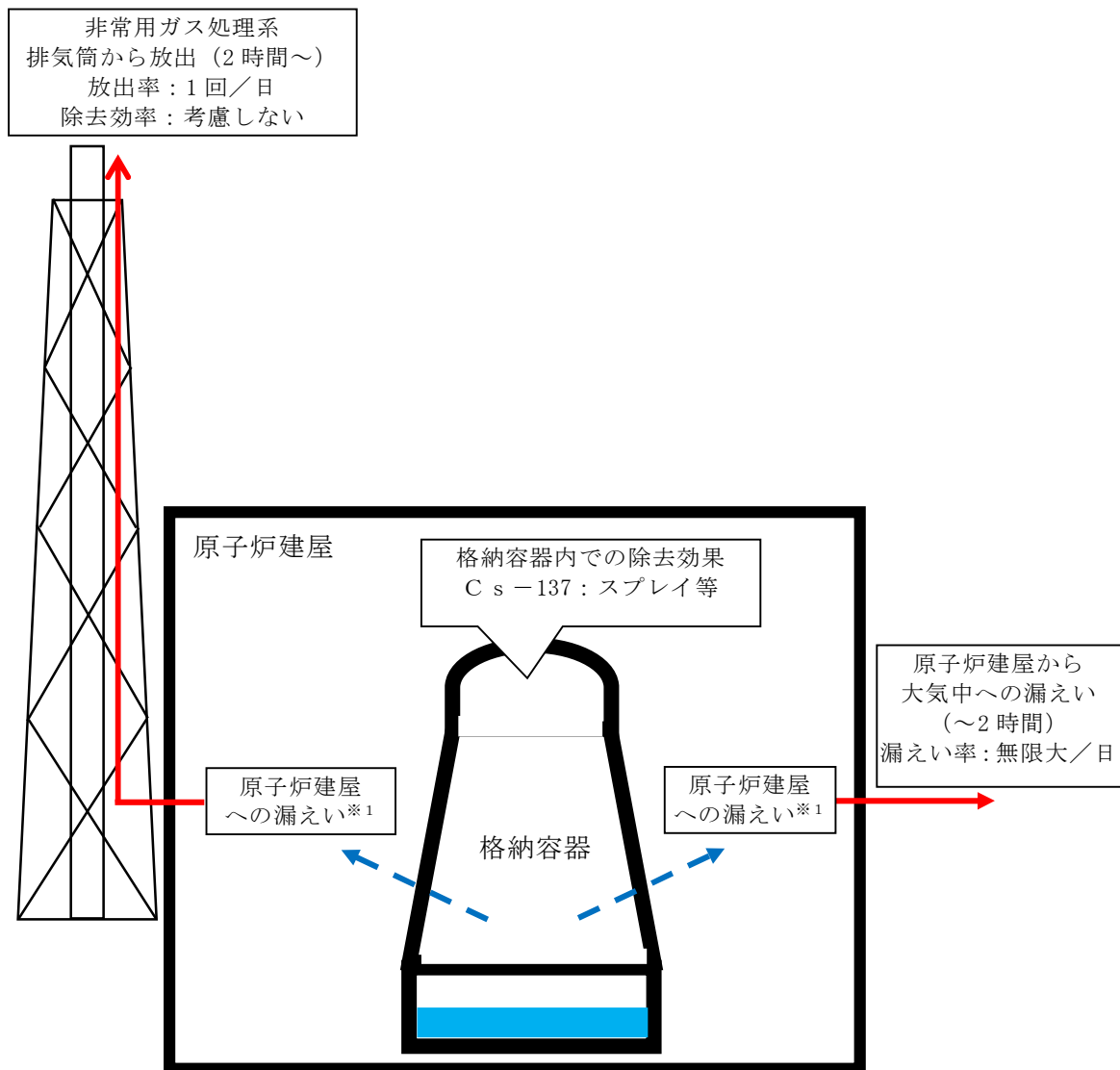
※ 東海第二発電所 (BWR 5) に比べて炉心比出力が大きく、単位熱出力当たりの炉内蓄積量を保守的に評価する A B W R の値を使用。

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
非常用ガス処理系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原子炉棟内は負圧になるが、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
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため (別添参照)



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	斜線			
非常用ガス処理系排気筒から放出		斜線	斜線	斜線

※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟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 $Cs-137$ 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46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除熱（以下「格納容器ベント」という。）を実施し、事象発生100日まで格納容器ベントを継続しているが、格納容器の除熱機能、格納容器への窒素注入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 $Cs-137$ の漏えい量

事象発生7日間	事象発生30日間	事象発生100日間
約7.5TBq	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46日後から事象発生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処設備としての機能について

1. はじめに

原子炉建屋外側ブローアウトパネル(以下「ブローアウトパネル」という。)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原子炉棟内に漏えい・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機能要求

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としてのブローアウトパネルの機能要求を以下に示す（第1表）。

(1) 設計基準対象施設としての機能

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、設計基準対象施設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原子炉棟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原子炉棟内の圧力が著しく上昇することはない

いとしていることから、設計基準対象施設として当該機能を有しているものと整理する。

(2) 重大事故等対処設備としての機能

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により原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質を排気筒から放出するとともに、原子炉建屋原子炉棟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、重大事故等対処設備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原子炉棟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処設備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に包絡される。

3. ブローアウトパネルの機能確保のための設計条件

前項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（ブローアウトパネル閉止装置による閉止を含む）することによって、原子炉建屋ガス処理系運転時の原子炉建屋原子炉棟内の負圧を維持すること。ただし、第2表に示すとおり、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、原子炉建屋原子炉棟内の水蒸気等を外気に排出することで、原子炉建屋原子炉棟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。

4. まとめ

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。

第1表 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

第 2 表 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
インターフェイスシステム L O C A	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処設備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)	<p>【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。</p> <p>【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、起回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、耐圧強化ベントからの放出による線量約 0.62mSv に、設計基準における評価線量約 0.18mSv を加えた場合でも、5mSv を下回る。</p> <p>②格納容器破損防止対策 大破断 L O C A 以外の起回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」評価の起回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開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原子炉棟内負圧達成が可能な設計とする。</p>
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	—	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付き炉心損傷確率は、 3.6×10^{-4} / 年である。 以上から、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、竜巻を起回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。
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。

格納容器漏えい率の設定について

格納容器から原子炉建屋への漏えい率は，M A A P 内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び格納容器の圧力に応じて設定している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は，以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力（310kPa[gage]（1Pd））以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の 2 種類を設定する。

1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合，設計漏えい率（0.9Pd で 0.5%/日）を基に算出した等価漏えい面積（約 $3 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し，M A A P 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合，2Pd で漏えい率 1.3%/日となる等価漏えい面積（約 $7 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し，1. と同様に M A A P 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2Pd における漏えい率 1.3%/日は，以下の A E C の評価式，G E の評価式及び定常流の式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。これらの式は，設計基準事故の原子炉冷却材喪失時の評価において格納容器漏えい率の評価に用いている理論式^{*1}である。格納容器圧力が最高使用圧力の 2 倍である 620kPa[gage] (2Pd) 及び格納容器雰囲気温度 200℃までは，事故後 7 日間に渡り，格納容器本体並びに開口部及び貫通部の健全性が確保されていることを確認していることから，これらの理論式を用いて格納容器圧力（2Pd）及び雰囲気温度 200℃における漏えい率を設定することは可能と

判断した。

○A E C の評価式

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

L	事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【約 1.28%／日】
L_0	設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%／日】
P_t	事故時の格納容器圧力 (2Pd)	【721.325kPa[abs]】
P_d	設計圧力 (0.9Pd)	【380.325kPa[abs]】
P_a	格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa[abs]】
R_t	事故時の気体定数 ^{※2}	【523.7J／Kg・K】
R_d	空気の気体定数	【287J／Kg・K】
T_t	事故時の格納容器雰囲気温度 (200℃)	【473.15K】
T_d	格納容器雰囲気温度 (20℃)	【293.15K】

○G E の評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

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

L	事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【約 0.51%／日】
L_0	設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%／日】
P_t	事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721.325kPa[abs]】
P_d	設計圧力 (0.9Pd)	【380.325kPa[abs]】
P_a	格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa[abs]】

○定常流の式

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

L :	事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【約 0.93%／日】
L_0 :	設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%／日】
ρ_t :	事故時の格納容器内気体の平均密度 ^{※3}	【2.9kg／m ³ 】
ρ_d :	設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度 ^{※4}	【4.5kg／m ³ 】
P_t :	事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721.325kPa[abs]】
P_d :	設計圧力 (0.9Pd)	【380.325kPa[abs]】
P_a :	格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa[abs]】

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

※2 事故時の気体定数 R_t は、以下の式により算出した。

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

A E C の評価式より、事故時の気体定数が大きくなるほど漏えい率は高くなる。また、上記計算式より、事故時の気体定数は、平均分子量が小さくなるほど大きくなる。事故時の格納容器内は水素、窒素及び水蒸気で構成されるため、分子量の小さい水素の割合が増加するほど平均分子量は小さくなり、結果として事故時の気体定数は大きくなる。平均分子量の設定に当たり、水素、窒素及び水蒸気のガス組成を 34%：33%：33% とし、水素の割合（34%）は、有効性評価（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格

納容器過圧・過温破損)」における水素発生量（約 700kg（内訳：ジルコニウム－水反応 約 325kg，アルミニウム／亜鉛の反応 約 246kg，水の放射線分解 約 115kg））を包含した値であることから，保守的な設定であると考え

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

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

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

※4 格納容器内気体の平均密度 ρ_d は，以下の式により算出した。

$$\rho_d [\text{kg}/\text{m}^3] = 1.205 [\text{kg}/\text{m}^3] \times (P_d [\text{Pa}] / P_a [\text{Pa}])$$

1.205 [kg/m³]：乾燥空気密度（20℃）

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について

1. はじめに

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、事象発生約 4 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K（約 727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生約 9 分後に 1,200℃に到達し、また、事象発生約 27 分後に燃料温度は 2,500K（約 2,227℃）に到達する。事象発生約 25 分後からの低圧代替注水系（常設）による原子炉注水により、原子炉水位は上昇し、原子炉水位 L 0 相当に維持される。上記により、炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。ここでは、本事象における炉心の損傷状態、損傷炉心の位置及びシュラウドへの熱影響について評価結果を示す。

2. 評価結果

(1) 炉心の損傷状態

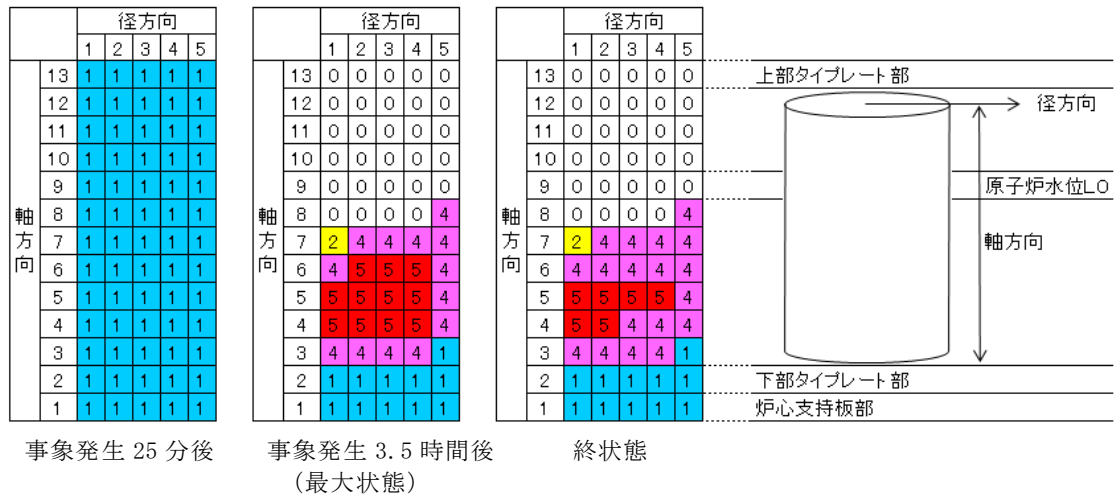
第 1 図に事象発生 25 分後、事象発生約 3.5 時間後（最大状態）及び事象発生 7 日後（終状態）の炉心損傷状態を示す。終状態以降には炉心損傷は拡大しない。

(2) 損傷炉心の位置

第 2 図に炉心位置及び下部プレナムにおける炉心重量の時間変化の推移を示す。第 2 図に示すとおり、損傷炉心は炉心位置に保持される。

(3) シュラウドへの熱影響

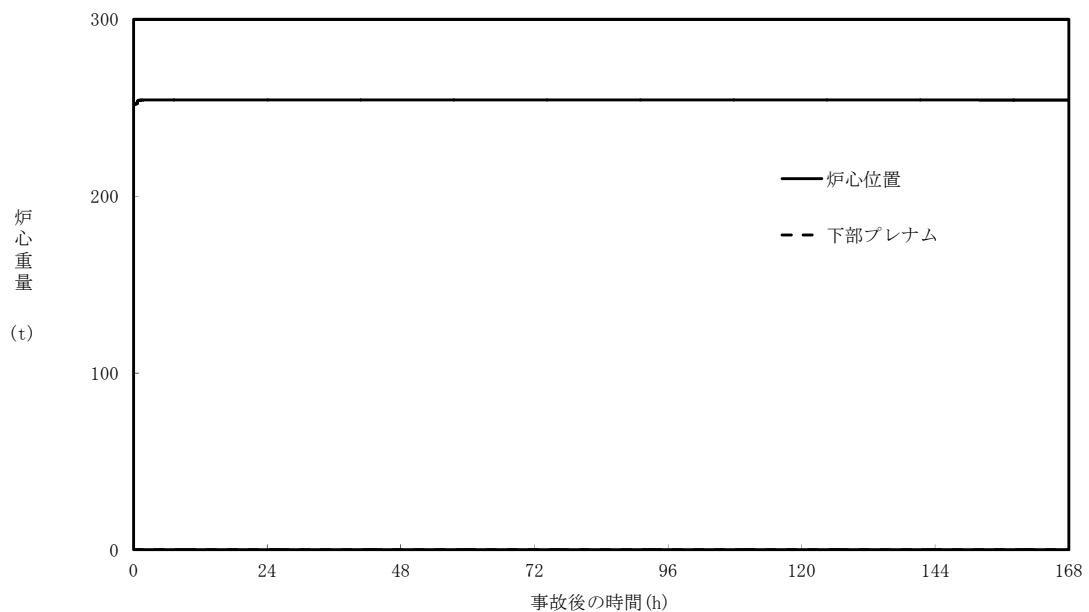
終状態においても、熔融プールは炉心の外周部に至っておらず、シュラウドへの熱影響はない。



損傷状態のモデル

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

第 1 図 炉心の損傷状態



第 2 図 炉心位置及び下部プレナムにおける炉心重量の時間変化

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）)

1. はじめに

シビアアクシデント解析コードMAAPでは、水の放射線分解を考慮するモデルとなっていないことから、水の放射線分解による水素及び酸素の発生については、解析コードMAAPに基づく熔融炉心及び核分裂生成物の崩壊熱から放射線吸収割合及びG値を考慮して算出している（添付資料 3.4.1 参照）。

ここでは、解析コードMAAPでは考慮していない水の放射線分解により発生する水素及び酸素が、格納容器圧力に与える影響を評価する。

2. 評価結果

2.1 代替循環冷却系を使用する場合

解析コードMAAPにより評価した結果、格納容器圧力が最大値の約 0.31MPa[gage]を示す事象発生約 164 時間後の格納容器内の非凝縮ガス（水素、酸素及び窒素）の物質量は約 $1.3 \times 10^6 \text{ mol}$ である。

また、添付資料 3.4.1 に従い算出される水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の和は、事象発生約 164 時間後時点で約 $3.5 \times 10^4 \text{ mol}$ 以下である。

以上から、解析コードMAAPで評価した非凝縮ガス（水素、酸素及び窒素）の物質量に対する、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の比は 3%未満^{*1}であることから、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素が格納容器圧力に与える影響は 10kPa[abs]未満であり、無視し得る程度と考えられる。

※1 水素及び酸素の総発生量（解析コードMAAPで評価した水素及び酸素発生量と水の放射線分解によって発生する水素及び酸素発生量の合計）に対する、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は15%未満。

2.2 代替循環冷却系を使用できない場合

代替循環冷却系が使用できない場合においては、格納容器圧力逃がし装置により水の放射線分解で発生した水素及び酸素が排出されるため、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素が格納容器圧力に与える影響はない。

なお、解析コードMAAPで評価した格納容器ベント実施直前の非凝縮ガス（水素、酸素及び窒素）の物質質量（約 $5.5 \times 10^5 \text{ mol}$ ）に対する、添付資料 3.4.1 に従い算出される水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質質量（約 $6.6 \times 10^3 \text{ mol}$ ）の比は2%未満^{※2}であることから、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素が格納容器圧力に与える影響は10kPa[abs]未満であり、無視し得る程度と考えられる。

※2 水素及び酸素の総発生量（解析コードMAAPで評価した水素及び酸素発生量と水の放射線分解によって発生する水素及び酸素発生量の合計）に対する、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は4%未満。

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

1. はじめに

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、格納容器雰囲気温度は、一時的に 200℃を超える評価となっている。ここでは、一時的に 200℃を超えた場合の格納容器の健全性に与える影響について考察する。

2. 格納容器の健全性に与える影響について

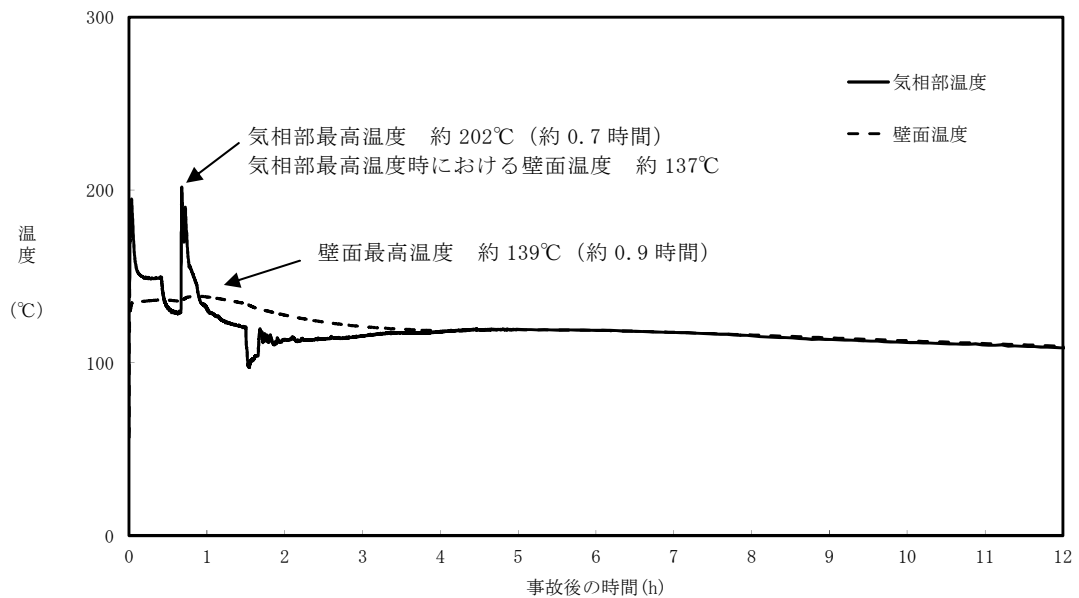
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における格納容器の雰囲気温度と壁面温度の推移を第 1 図に示す。

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

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

3. まとめ

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



第 1 図 格納容器雰囲気気温度と壁面温度の推移

安定状態について（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）

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：

事象発生後、重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により、損傷炉心の冠水が維持可能であり、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。

格納容器安定状態：

損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能（代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置）により、格納容器圧力及び雰囲気温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

【安定状態の確立について】

原子炉安定停止状態の確立について

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

格納容器安定状態の確立について

炉心冷却を継続し、事象発生から 90 分後に代替循環冷却系による格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び雰囲気温度は最高使用圧力・温度以下に維持される。格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼の防止のため格納容器内への窒素注入を実施する運用としていることから、一時的に上昇する期間があるが、上記の除熱機能により最高使用圧力以下に維持され、格納容器安定状態が確立される。

また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

【安定状態の維持について】

上記の格納容器破損防止対策により安定状態を確立できる。

代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態の維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。

- ① 格納容器除熱機能として代替循環冷却系の使用又は残留熱除去系復旧による冷却へ移行
- ② 格納容器内の水素及び酸素排出を目的とした格納容器ベント（窒素注入）並びに格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧
- ③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水等の確保
- ④ 長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保

（別紙参照）

安定状態の維持について

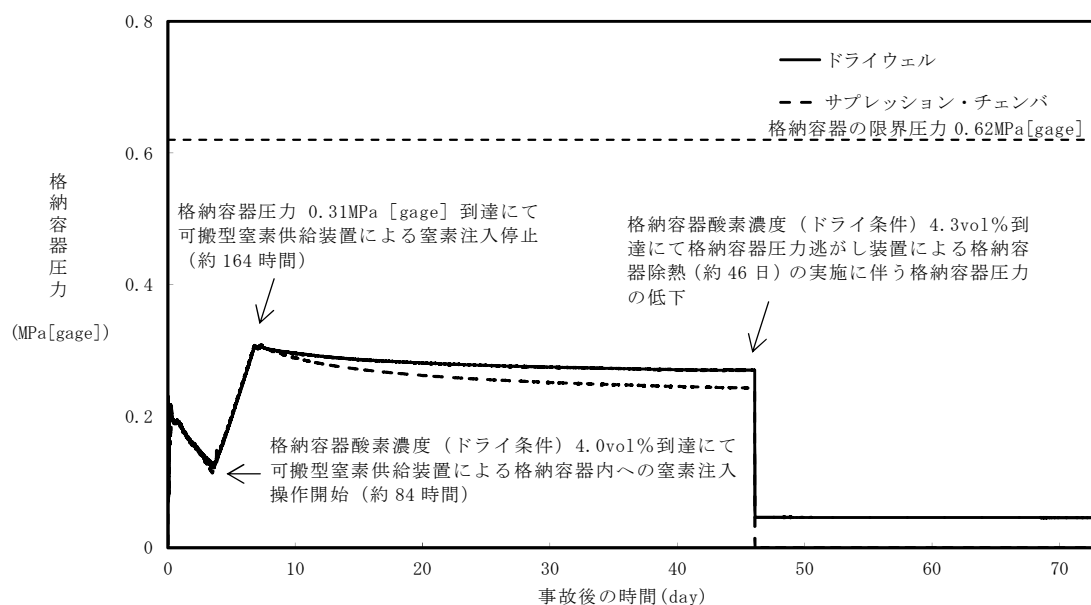
1. サプレッション・プール水温度に関する長期間解析

代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置を使用した場合の長期的なサプレッション・プール水温度の挙動を確認するため、有効性評価の対象とした事故シーケンスのうち、サプレッション・プール水温度が高く推移する重大事故として「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）」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」について、サプレッション・プール水温度が約 100℃に低下するまでの長期間解析を実施した。

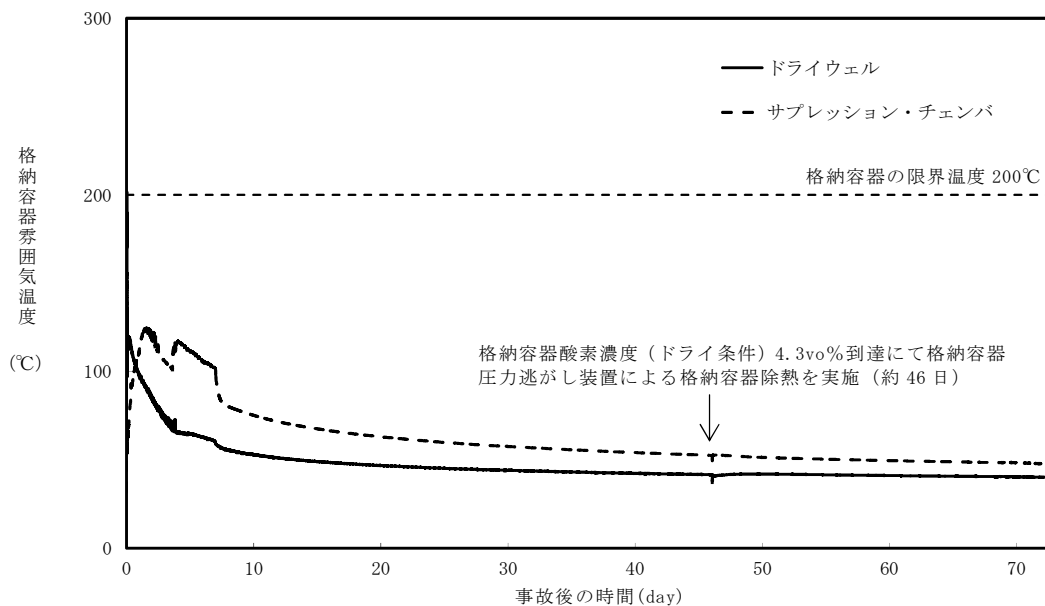
第 1 図から第 3 図に「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における格納容器圧力、格納容器雰囲気温度及びサプレッション・プール水温度の解析結果を示す。同様に、第 4 図から第 6 図に「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」の解析結果を示す。

第 6 図に示すように、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」においては、事故後 7 日時点では、サプレッション・プール水温度は最高使用温度の 104℃（格納容器設計条件を決定するための冷却材喪失事故時の解析結果での最高温度に余裕をもたせた温度）を上回っているが、事故発生 7 日間以降の 100℃に低下するまでの全期間にわたって 150℃を下回っている。トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチに使用されている改良 E P D M 製シール材は一般特性として耐温度性は 150℃であることから、格納容器の放射性物質の閉じ込め機能は維持される。

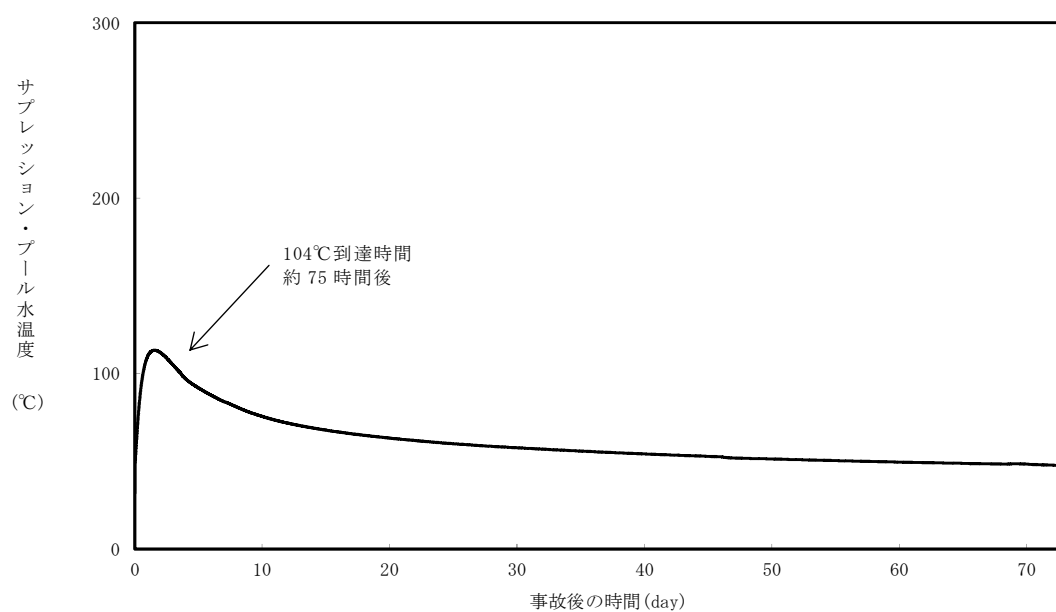
したがって、事故発生7日以降にサプレッション・プール水温度が最高使用温度を上回っていても格納容器の健全性が問題となることはない。



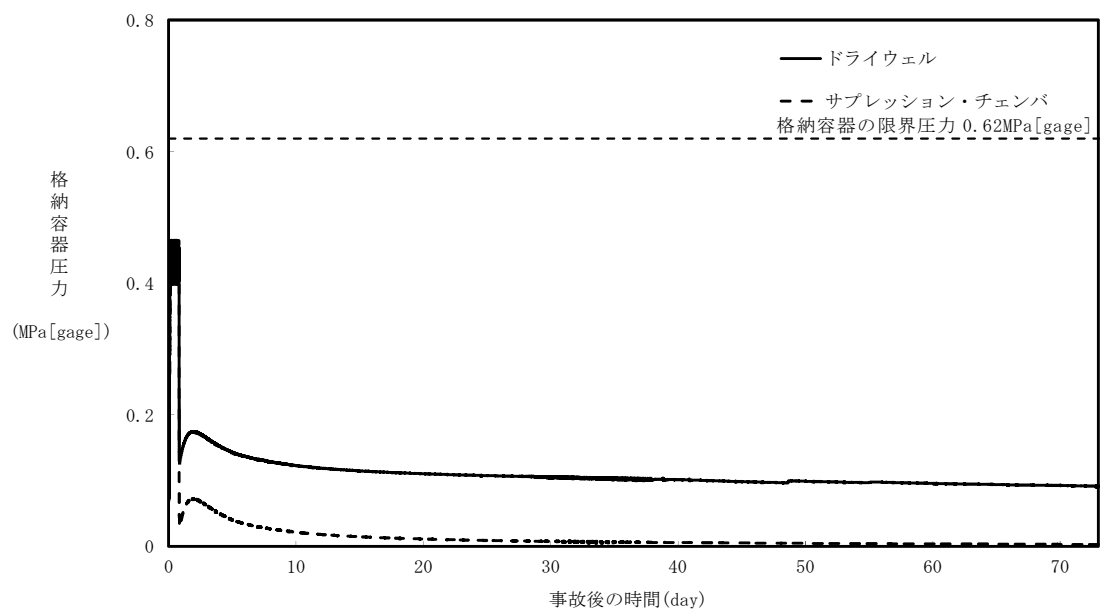
第 1 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器圧力の推移



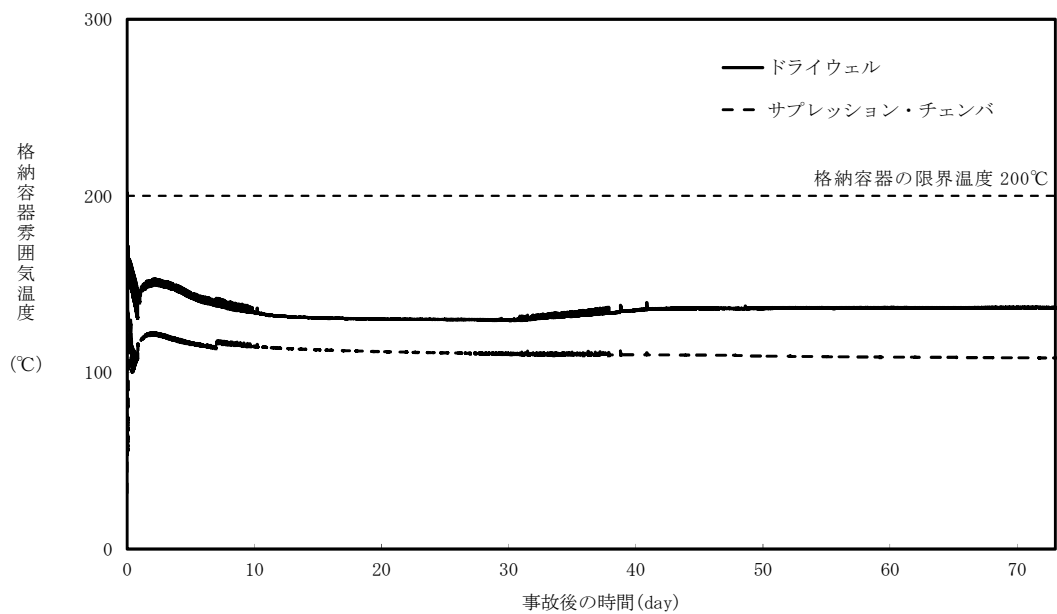
第 2 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器雰囲気温度の推移



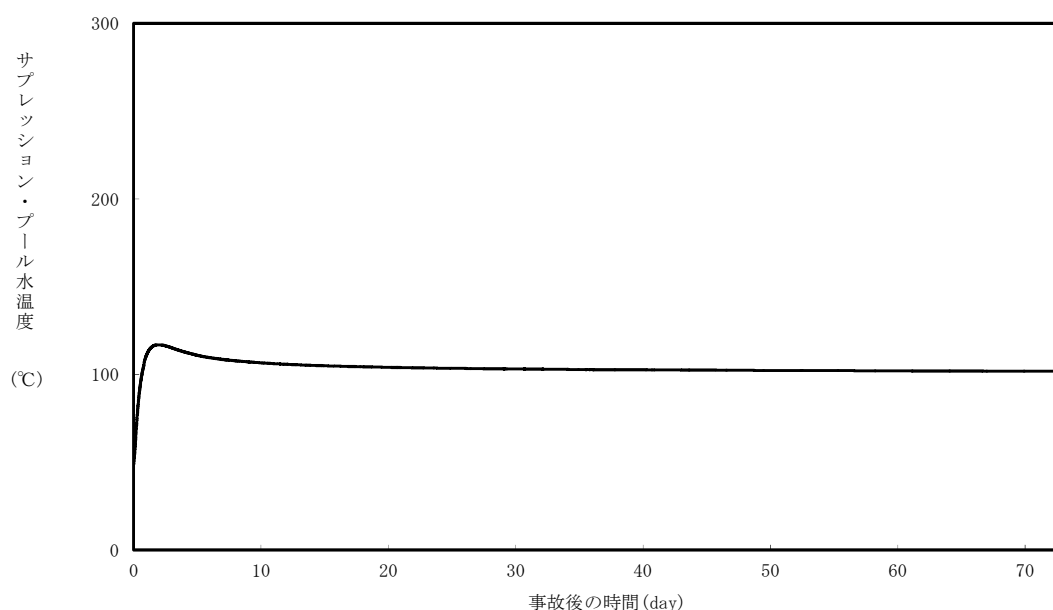
第 3 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（代替循環冷却系を使用する場合）における
サプレッション・プール水温度の推移



第 4 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（代替循環冷却系を使用できない場合）における格納容器圧力の推移



第 5 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（代替循環冷却系を使用できない場合）における格納容器雰囲気温度の推移



第 6 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（代替循環冷却系を使用できない場合）における
サプレッション・プール水温度の推移

2. 格納容器内の可燃性ガス濃度制御

重大事故時において格納容器圧力逃がし装置により格納容器除熱（以下「格納容器ベント」という。）を実施している場合は，残留熱除去系による格納容器除熱機能が使用可能な状態になり，長期にわたり格納容器の冷却が可能であること，格納容器内の可燃性ガス濃度測定が可能であり，可燃性ガス濃度制御系により格納容器内の水の放射線分解により発生する酸素／水素を可燃限界濃度に到達することなく制御が可能であることが確認された場合に，格納容器ベントを停止することができる。

残留熱除去系による格納容器除熱は，格納容器スプレイ又はサプレッション・プール水冷却運転で実施する。しかし，長期安定停止状態における格納容器ベント停止後の格納容器除熱は，崩壊熱が低下しているためサプレッション・プール水冷却運転のみで実施可能である。

なお、格納容器スプレイを実施するような場合においては、格納容器内の急激な蒸気凝縮により格納容器圧力が負圧になることを防止するため、格納容器圧力高スクラム設定点を格納容器スプレイ停止設定値としており、運転員は格納容器スプレイ停止操作を行う。残留熱除去系による格納容器スプレイは運転員の操作により実施され、自動的に動作するものではない。

格納容器ベント停止後の格納容器可燃性ガス濃度制御は、可燃性ガス濃度制御系により格納容器内の酸素／水素を再結合することにより、可燃限界濃度に到達することなく長期安定停止状態を維持することが可能である。

さらに、長期的な保管として、格納容器の不活性化を可搬型窒素供給装置による窒素注入により実施することができる。

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

1. はじめに

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

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

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



2. 影響評価

(1) 格納容器内アルミニウム量及び亜鉛量

格納容器内でアルミニウムを使用している構造物は配管保温材等であり，重量は約 1,027kg である。

一方，格納容器内で亜鉛を使用している構造物はグレーチングの亜鉛メッキ等であり，重量は約 4,244kg である。

(2) アルミニウム及び亜鉛と水酸化ナトリウムの化学反応による水素発生量

a. アルミニウムと水酸化ナトリウムの化学反応によって発生する水素量
式(a)より, アルミニウム 1mol に対して水素発生量は 1.5mol であり,
アルミニウムの原子量が 27, 水素の原子量が 2 であるため, アルミニウム 9kg に対して水素 1kg が発生する。

b. 亜鉛と水酸化ナトリウムの化学反応によって発生する水素量
式(b)より, 亜鉛 1mol に対して水素発生量は 1mol であり, 亜鉛の原子量が 65.4, 水素の原子量が 2 であるため, 亜鉛 32.7kg に対して水素 1kg が発生する。

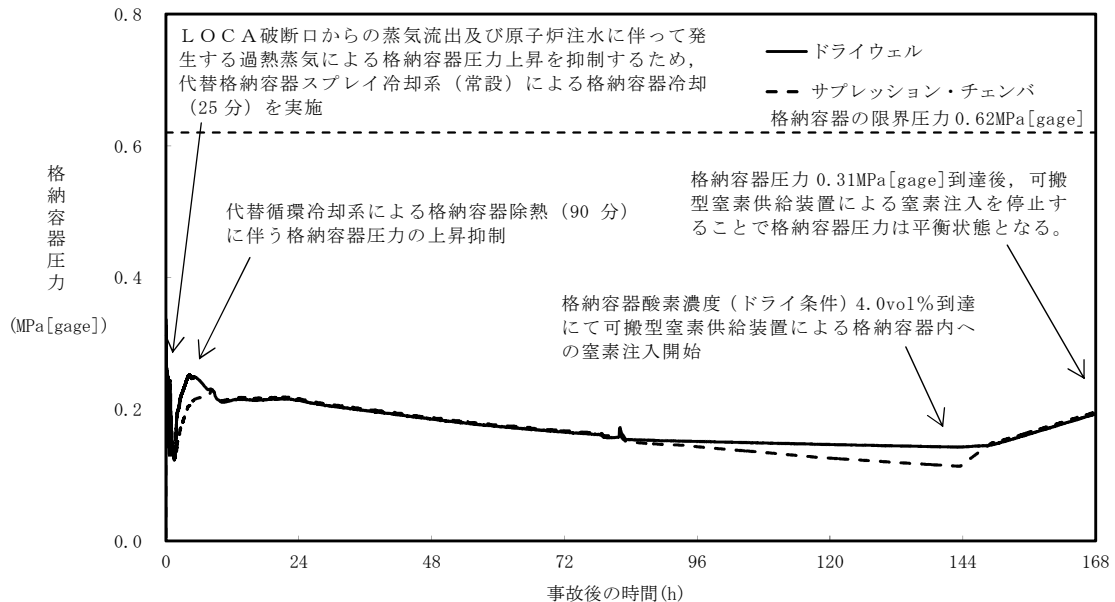
以上より, 格納容器内全てのアルミニウム及び亜鉛が水酸化ナトリウムと反応した場合, アルミニウムとの反応により約 115kg, 亜鉛との反応により約 131kg の合計約 246kg の水素が発生する。

3. 発生する水素による圧力上昇の影響

発生する水素による格納容器圧力上昇の影響を確認するため, 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温)(代替循環冷却系を使用する場合)」シーケンスにおいて, 事象初期から 246kg の水素が格納容器内に存在するものと保守的に仮定し, 格納容器圧力を評価した。

第 1 図に示すとおり, 格納容器スプレイによって圧力抑制することが可能である。また, 90 分後に代替循環冷却系の起動によって, 格納容器圧力は低下し, 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])に到達することはない。このように, 事象初期における格納容器圧力の挙動は, アルミニウム及び亜鉛の化学反応により発生する水素を考慮しない場合と大きな違いはない。これは, 格納容器圧力が水蒸気の影響を大きく受けているためであると考えられる。このことから, アルミニウム及び亜鉛が水酸

化ナトリウムと反応し発生する水素による格納容器圧力への有意な影響はない。また、炉心損傷前も影響は同様である。



第 1 図 格納容器圧力の推移

4. 水素燃焼への影響について

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

5. まとめ

格納容器内に存在するアルミニウム及び亜鉛が全て反応することを想定すると、約 246kg の水素が発生する可能性がある。しかし、BWR の事故時における格納容器圧力は、崩壊熱により発生する蒸気の影響が大きいため、ア

ルミニウム及び亜鉛の反応により発生する水素は、格納容器圧力に対して有意な影響はないと考えられる。

また、水素燃焼の観点においても、BWRのドライウェル内は窒素により不活性化されており、本反応では酸素の発生はないことから有意な影響はないと考えられる。

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

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

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

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

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

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）	HDR 実験解析では、格納容器圧力及び雰囲気温度について、温度成層化を含めて傾向を良く再現できることを確認した。格納容器雰囲気温度を十数℃程度高めに、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実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可搬型窒素供給装置に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実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いることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導				
	気液界面の熱伝達				
	スプレイ冷却	安全系モデル（格納容器スプレイ） 安全系モデル（代替注水設備）	入力値に含まれる。 スプレイの水滴温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさはない。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	サブプレッション・ブル冷却	安全系モデル（非常用炉心冷却系）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
原子炉圧力容器（炉心損傷後）	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル（リロケーション）	・ TMI 事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 ・ リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・ TQUV、大破断 LOCA シーケンスとともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	構造材との熱伝達				
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	核分裂生成物（FP）挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、FP 放出の開始時間をよく再現できているものの、燃料被覆管温度を高めに評価することにより、急激な FP 放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。	核分裂生成物（FP）挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	核分裂生成物（FP）挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、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。
格納容器（炉心損傷後）	格納容器内 FP 挙動	核分裂生成物（FP）挙動モデル	ABCOVE 実験解析により、格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認した。	核分裂生成物（FP）挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の格納容器内 FP 挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	核分裂生成物（FP）挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、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。

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

項 目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の 不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに 与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	原子炉熱出力	3, 293MW	約 3, 279MW～ 約 3, 293MW (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合には，原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は，原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合には，原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は，原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6. 93MPa[gage]	約 6. 91MPa[gage]～ 約 6. 94MPa[gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合には，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート 下端から約+126cm)	通常運転水位 約－4cm～約+6cm (セパレータスカート 下端から約+122cm～ 約+132cm) (実績値)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合には，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば，原子炉スクラム 10 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は，高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 3m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 4cm であり非常に小さい。したがって，事象進展に及ぼす影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば，原子炉スクラム 10 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は，高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 3m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 4cm であり非常に小さい。したがって，事象進展に及ぼす影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	炉心流量	48, 300t／h (定格流量 100％)	定格流量の 約 86％～約 104％ (実績値)	定格流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが，事象発生後早期に原子炉はスクラムするため，初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが，事象発生後早期に原子炉はスクラムするため，初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃 料	9 × 9 燃料 (A 型)	装荷炉心ごと	9 × 9 燃料 (A 型) と 9 × 9 燃料 (B 型) は，熱水力的な特性はほぼ同等であり，燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されることから，代表的に 9 × 9 燃料 (A 型) を設定	最確条件とした場合には，9 × 9 燃料の A 型又は B 型の炉心となるか，それらの混在炉心となるが，いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には，9 × 9 燃料の A 型又は B 型の炉心となるか，それらの混在炉心となるが，いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 燃焼度 33GWd／t	ANSI/ANS-5. 1-1979 平均的燃焼度 約 31GWd／t (実績値)	1 サイクルの運転期間 (13 ヶ月) に調整運転期間 (約 1 ヶ月) を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定	最確条件とした場合には，解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが，操作手順 (格納容器圧力 0. 31MPa[gage]到達後に窒素注入を停止すること) に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には，解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，原子炉水位の低下は緩和され，それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから，格納容器圧力及び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代替循環冷却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。
	格納容器体積 (ドライウエル)	5, 700m ³	5, 700m ³ (設計値)	設計値	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部：4, 100m ³ 液相部：3, 300m ³	空間部：約 4, 092m ³ ～ 約 4, 058m ³ 液相部：約 3, 308m ³ ～ 約 3, 342m ³ (実績値)	設計値 (通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限値に基づき設定)	最確条件とした場合には，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎによる格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ) の液相部の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば，サブプレッション・プール水位が 6. 983m の時の水量は 3, 300m ³ であるのに対し，ゆらぎ (0. 087m) による水量変化は約 42m ³ であり，その割合は初期保有水量の約 1. 3％と非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には，格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ) の液相部の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが，ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば，サブプレッション・プール水位が 6. 983m の時の水量は 3, 300m ³ であるのに対し，ゆらぎによる水量変化 (0. 087m) は約 42m ³ であり，その割合は初期保有水量の約 1. 3％と非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	真空破壊装置作動 差圧	3. 45kPa (ドライウエルーサブ プレッション・チェンバ 間差圧)	3. 45kPa (ドライウエルーサブ プレッション・チェンバ 間差圧) (設計値)	真空破壊装置の設定値	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

項 目		解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	サブプレッション・プール水位	6.983m (通常運転範囲の下限値)	約 7.000m～ 約 7.070m (実績値)	通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限値として設定	最確条件とした場合には、サブプレッション・プール水位の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが、ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m ³ であるのに対し、ゆらぎによる水量変化 (0.087m) は約 42m ³ であり、その割合は初期保有水量の約 1.3%と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ) の液相部の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m ³ であるのに対し、ゆらぎ (0.087m) による水量変化は約 42m ³ であり、その割合は初期保有水量の約 1.3%と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	サブプレッション・プール水温度	32℃	約 15℃～約 32℃ (実績値)	通常運転時のサブプレッション・プール水温度の上限値として設定	最確条件とした場合には、解析条件で設定しているサブプレッション・プール水温度よりも低くなるため、格納容器圧力上昇は遅くなるが、その影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、解析条件で設定しているサブプレッション・プール水温度よりも低くなるため、格納容器の熱容量は大きくなり、格納容器雰囲気温度の上昇は遅くなるが、その影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器圧力	5kPa[gage]	約 2.2kPa[gage]～ 約 4.7kPa[gage] (実績値)	通常運転時の格納容器圧力を包含する値	最確条件とした場合には、解析条件で設定している圧力よりも小さくなるため、格納容器圧力が低めに推移するが、その影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している圧力よりも小さくなるため、格納容器圧力が低めに推移するが、その影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器雰囲気温度	57℃	約 25℃～約 58℃ (実績値)	通常運転時の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) として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、格納容器雰囲気温度は格納容器スプレイにより飽和温度となり、初期温度が事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、格納容器雰囲気温度は格納容器スプレイにより飽和温度となり、初期温度が事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	外部水源の温度	35℃	35℃以下	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定	最確条件とした場合には、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に対する代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による圧力及び雰囲気温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順 (格納容器圧力 0.31MPa[gage] 到達後に窒素注入を停止すること) に変わりはなことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、炉心の再冠水までの挙動に影響する可能性はあるが、この顕熱分の影響は小さく、燃料被覆管温度の上昇に与える影響は小さい。また、格納容器圧力上昇に対する代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による圧力及び雰囲気温度上昇の抑制効果は大きくなり、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は遅くなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	ペDESTAL (ドライウエル部) のプール水	考慮しない	約 1m のプール水	ペDESTAL (ドライウエル部) には通常運転時からプール水が存在するが、格納容器の熱容量に寄与することから、格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価する設定として、ペDESTAL (ドライウエル部) のプール水を考慮しない	最確条件とした場合には、格納容器の熱容量が増え、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が緩和されるが、操作手順 (格納容器圧力 0.31MPa[gage] 到達後に窒素注入を停止すること) に変わりはなことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、格納容器の熱容量が増え、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	外部水源の容量	約 8,600m ³	8,600m ³ 以上 (西側淡水貯水設備＋代替淡水貯槽)	西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽の管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から 7 日後までに必要な容量を備えており、水源は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	—
	燃料の容量	約 1,010kL	1,010kL 以上 (軽油貯蔵タンク＋可搬型設備用軽油タンク)	軽油貯蔵タンク及び可搬型設備用軽油タンクの管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から 7 日後までに必要な容量を備えており、燃料は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	—

第 2 表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(3／4)

項 目		解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の 不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに 与える影響
		解析条件	最確条件			
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 再循環系配管（出口ノ ズル）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り、格納容器 内の圧力上昇及び温度上昇の観点か ら厳しい設定として、原子炉圧力容器 バウンダリに接続する配管のうち、口 径が最大である再循環系配管（出口ノ ズル）における両端破断を設定	Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加す ることにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順（速やかに 格納容器冷却手段を準備すること）に変わりはないことから、運 転員等操作時間に与える影響はない。 （添付資料 3.1.2.12）	Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加す ることにより炉心損傷開始等が早くなるが、格納容器へ放出され るエネルギーは大破断 LOCA の場合と同程度であり、格納容器圧力 は 0.62MPa[gage]、格納容器バウンダリにかかる温度は 200℃を 下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響 は小さい。 （添付資料 3.1.2.12）
	安全機能の喪失に 対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能喪失及び 低圧注水機能喪失	－	非常用ディーゼル発電機等の機能喪 失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷 却系及び高圧炉心スプレイ系、低圧注 水機能として残留熱除去系（低圧注水 系）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪 失を設定	－	－
	外部電源	外部電源なし	－	過圧及び過温への対策の有効性を総 合的に判断する観点から、プラント損 傷状態である LOCA に全交流動力電源 喪失を重畳することから、外部電源が 喪失するものとして設定 ただし、原子炉スクラムについては、 外部電源有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	仮に、外部電源がある場合は、注水開始時間が早くなり、格納容 器圧力・温度の挙動は低く推移することから、運転員等操作時間 に対する余裕は大きくなる。	仮に、外部電源がある場合は、注水開始時間が早くなり、格納容 器圧力・温度の挙動は低く推移することから、評価項目となるパ ラメータに対する余裕は大きくなる。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応 を考慮	ジルコニウム－水反応 を考慮	水の放射線分解等による水素発生に 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	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はない ことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はない ことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
機器条件	原子炉スクラム信 号	原子炉水位低 （レベル 3）信号	タービン蒸気加減弁急 速閉信号又は原子炉保 護系電源喪失	短時間であるが原子炉熱出力が維持 される厳しい設定として、外部電源喪 失時のタービン蒸気加減弁急閉及び 原子炉保護系電源喪失による原子炉 スクラムについては保守的に考慮せ ず、原子炉水位低（レベル 3）にてス クラムするものとして設定	最確条件とした場合には、原子炉熱出力の低下が早くなり、原子 炉冷却材の放出が少なくなるため、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（格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達 後に窒素注入を停止すること）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小さい。	最確条件とした場合には、原子炉熱出力の低下が早くなり、原子 炉冷却材の放出が少なくなるため、格納容器圧力及び雰囲気温度 の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する 余裕は大きくなる。
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉保護系電源喪失 又は原子炉水位異常低 下（レベル 2）信号	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 閉止するものとして設定	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放 出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び雰囲気温度 の上昇が遅くなるが、操作手順（格納容器圧力 0.31MPa[gage] 到達後に窒素注入を停止すること）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小さい。	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放 出される蒸気流量が減少するため、格納容器圧力及び雰囲気温度 の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する 余裕は大きくなる。
	再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	電源喪失によるポンプ 停止（事象発生と同時に）	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	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はない ことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はない ことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

項 目		解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の 不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに 与える影響
		解析条件	最確条件			
機器条件	低圧代替注水系 （常設）	230m ³ /h（一定）	230m ³ /h（一定）以上	炉心冷却の維持に必要な流量として 設定	実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなる可能性があるが、原子炉水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の注水流量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、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。
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	130m ³ /h（一定）	130m ³ /h（一定）	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器下部注水系（常設）	解析上考慮しない	80m ³ /h（一定）	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてベDESTAL（ドライウェル部）のブ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）によるベDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作についても考慮しない	ベDESTAL（ドライウェル部）には通常運転時からブル水が存在するため、格納容器の熱容量が増え、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が緩和されるが、操作手順（格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達後に窒素注入を停止すること）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小さい。	ベDESTAL（ドライウェル部）には通常運転時からブル水が存在するため、格納容器の熱容量が増え、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	代替循環冷却系	総循環流量：250m ³ /h ・格納容器スプレイ：150m ³ /h ・原子炉注水：100m ³ /h	総循環流量：250m ³ /h ・格納容器スプレイ150m ³ /h ・原子炉注水100m ³ /h	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	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）、格納容器の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（格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達後に窒素注入を停止すること）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小さい。	実際の注水量は解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、格納容器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。
	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・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において）	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量：約 14MW 以上 （サブプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃以下において）	熱交換器の設計性能に基づき、代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定	最確条件とした場合には、解析条件で設定している海水温度と同等以下となる。 32℃の場合は、解析条件と最確条件は同等であることから運転員等操作時間に与える影響はない。 32℃未満の場合は、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が、操作手順（格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達後に窒素注入を停止すること）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小さい。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している海水温度と同等以下となる。 32℃の場合は、解析条件と最確条件は同等であることから評価項目となるパラメータに与える影響はない。 32℃未満の場合は、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。
	可搬型窒素供給装置	総注入流量：200m ³ /h ・窒素 198m ³ /h ・酸素 2m ³ /h ガス温度：30℃	総注入流量：200m ³ /h ・窒素 198m ³ /h ・酸素 2m ³ /h ガス温度：0～58℃	総注入流量は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 酸素注入流量は純度 99vol%を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定	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。30℃より高い場合は、格納容器雰囲気温度が上昇する可能性があるが、本評価事故シーケンスでは、格納容器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。30℃未満の場合は、注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、操作手順（格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達後に窒素注入を停止すること）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小さい。	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。30℃より高い場合は、格納容器雰囲気温度が上昇する可能性があるが、窒素注入は事象発生から約 84 時間後に開始するため、代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作によって格納容器雰囲気は除熱されており、窒素温度は格納容器雰囲気温度よりも低いことから、窒素注入によって格納容器雰囲気温度が上昇することはなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。30℃未満の場合は、注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、操作手順（格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達後に窒素注入を停止すること）に変わりはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

項目		解析条件（操作条件） の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間 に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の 考え方					
操作条件	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操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事象発生 25 分後	中央制御室における常設代替高压電源装置、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備時間を考慮して設定	<p>【認知】</p> <p>中央制御室にて、外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断し、これにより、常設代替高压電源装置による緊急用母線の受電操作及び低圧代替注水系（常設）等の起動操作を開始する手順としている。この認知に係る時間として 10 分間を想定しているため、認知遅れにより操作時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】</p> <p>中央制御室での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】</p> <p>中央制御室での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】</p> <p>非常用ディーゼル発電機等の手動復旧操作（失敗）、常設代替高压電源装置の起動操作、緊急用母線の受電操作、低圧代替注水系（常設）等起動操作を行う当直運転員の操作内容及び操作所要時間は以下のとおり。これらの作業は一連の操作として行うため、操作所要時間は最長で 15 分間となる</p> <ul style="list-style-type: none"> ●非常用ディーゼル発電機等の手動起動操作（失敗）に係る時間として 2 分を想定 ●常設代替高压電源装置の起動操作及び緊急用母線の受電操作として 4 分を想定 ●低圧代替注水系（常設）等の起動操作として 9 分を想定 <p>【他の並列操作有無】</p> <p>当該操作に対応する当直運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	状況判断から原子炉注水操作までは一連の操作として実施し、同一の運転員による並列操作はなく、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。	解析条件は操作所要時間に余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に大きな差異はない。また、代替格納容器スプレイ操作と原子炉注水操作は、流量分配により同時に実施する操作であり、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小さい。	事象発生から 50 分後（操作開始時間の 25 分の遅れ）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操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は露紙目に保持され、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。	中央制御室における操作のため、シミュレータ（模擬操作含む。）にて訓練実績を取得。解析上においては、10 分間の認知時間後に操作開始し、低圧代替注水系（常設）等の起動操作まで 15 分としているところ、訓練実績では操作開始から約 15 分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。
	緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作	事象発生 90 分後	中央制御室における緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間を考慮して設定	<p>【認知】</p> <p>中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の非常用高压系統の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断し、これにより緊急用海水系の起動準備を開始する手順としている。そのため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】</p> <p>中央制御室内での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】</p> <p>中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】</p> <p>中央制御室における操作は、ポンプ起動、系統構成にかかる時間として緊急用海水系の起動に 20 分、代替循環冷却系の起動に 35 分を想定しており、操作時間に余裕を確保している。</p> <p>【他の並列操作有無】</p> <p>並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	代替循環冷却系の運転は事象発生 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も小さい。また、本操作の操作開始時間は、操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を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、代替循環冷却系による格納容器除熱操作の操作開始時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まるが、その他の操作と並列して実施する場合でも、順次実施し所定の時間までに操作を完了できることから影響はない。	緊急用海水系の操作開始時間が早まった場合には、代替循環冷却系による格納容器除熱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。	本操作開始までの時間は操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定したものであり、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、格納容器圧力が限界圧力 0.62MPa[gage] に到達するまでの時間は事象発生から約 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。	中央制御室における操作のため、シミュレータ（模擬操作含む。）にて訓練実績を取得。訓練では緊急用海水系起動に約 16 分。代替循環冷却系起動に約 27 分。想定している範囲内で意図している運転操作が実施可能であることを確認した。

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

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	可搬型室素供給装置による格納容器内への室素注入操作	格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（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 4.3vol%（ドライ条件）到達を防止する観点で設定	<p>【認知】</p> <p>事故時には重要監視パラメータである格納容器内酸素濃度を継続監視しており、また、可搬型室素供給装置の移動及びホース敷設等は、格納容器内酸素濃度が 3.5vol%（ドライ条件）に到達する事象発生から約 62 時間後に開始となるのに対して、室素注入操作の実施基準（格納容器内酸素濃度 4.0vol%（ドライ条件））に到達するのは事象発生約 84 時間後であり、比較的緩やかなパラメータ変化であることから、認知遅れが操作開始時間に影響を及ぼす可能性は非常に小さい。</p> <p>【要員配置】</p> <p>現場での操作は、中央制御室の当直運転員とは別に現場操作を行う重大事故等対応要員を配置している。これらの要員は、操作の実施期間中に他の操作を担っていないことから、要員配置が操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】</p> <p>室素注入に用いる可搬型室素供給装置は車両であり、自走にて作業場所へ移動することを想定している。仮に地震等の外部事象が起因事象で、アクセスルートに被害がある場合でも、ホイールローダ等にて必要なアクセスルートを復旧できる体制としている。重大事故等対応要員は、格納容器内酸素濃度が 3.5vol%（ドライ条件）に到達する事象発生から約 62 時間後に移動を開始するが、移動にかかる所要時間は約 1 時間であり、室素注入開始時間の事象発生から約 84 時間後までに余裕時間があることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】</p> <p>作業場所への移動完了後、可搬型室素供給装置の準備、ホース敷設等として 120 分を想定している。本操作は、作業場所への移動完了後に開始し、格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達する予定時刻の約 21 時間前から実施する。よって、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【他の並列操作有無】</p> <p>他の並列操作はないことから操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>重大事故等対応要員の現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため 2 人 1 組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作開始時間に影響を及ぼす可能性は小さい。</p>	格納容器内への室素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4.0vol%（ドライ条件）に到達は事象発生から約 84 時間後であるのに対し、可搬型室素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が 3.5vol%（ドライ条件）到達時（事象発生から約 62 時間後）に開始し約 3 時間で準備完了するため、十分な余裕時間があることから、操作開始時間に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	格納容器内への室素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4.0vol%（ドライ条件）に到達は事象発生から約 84 時間後であるのに対し、可搬型室素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が 3.5vol%（ドライ条件）到達時（事象発生から約 62 時間後）に開始し約 3 時間で準備完了するため、十分な余裕時間があることから、操作開始時間に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	格納容器内への室素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4.0vol%（ドライ条件）に到達は事象発生から約 84 時間後であるのに対し、可搬型室素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が 3.5vol%（ドライ条件）到達時（事象発生から約 62 時間後）に開始し約 3 時間で準備完了するため、十分な準備時間が確保できることから、時間余裕がある。	格納容器内への室素注入は、移動も含め所要時間を 180 分と想定しているところ、訓練実績等により約 176 分に実施可能なことを確認した。
	タンクローリによる燃料給油操作	事象発生から 84 時間以降、適宜	可搬型室素供給装置への燃料給油操作は、解析条件ではないが、解析で想定している操作の成立や継続に必要な作業各機器の使用開始時間を踏まえて設定	可搬型室素供給装置への燃料給油操作開始までの時間は、事象発生から約 84 時間あり十分な時間余裕がある。	—	—	—	可搬型室素供給装置への燃料給油は、想定所要時間 90 分のところ、訓練実績等により約 80 分に実施可能なことを確認した

大破断 L O C A を上回る規模の L O C A に対する
格納容器破損防止対策の有効性について

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

E x c e s s i v e L O C A は、一次冷却材圧力バウンダリとなる複数の配管が同時に破断する場合を想定するが、破断箇所により事象進展は大きく変わる。炉心や格納容器への影響の観点から、破断箇所は大きく以下の 2 通りに分類できる。

- ・注水系配管破断の有無（注水可否）

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

- ・燃料有効長頂部位置以下の配管破断の有無

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

上記を踏まえ、事故の想定に当たり破断配管の選定を第 1 表のとおり整理した。

第 1 表 破断配管の選定

		燃料有効長頂部位置以下の配管破断	
		無	有
注水配管破断	無	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失しないため E x c e s s i v e L O C A 発生後の原子炉への注水が行われると、大破断 L O C A と同等程度の事象進展になると考えられる。	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失するが、E x c e s s i v e L O C A 発生後の原子炉への注水を考慮すると、冠水するまでに要する時間は左記に比べて長くなるものの、大破断 L O C A と同等程度の事象進展になると考えられる。
	有	原子炉水位の低下は早まるが、「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の手動減圧失敗＋D C H」と同等程度の事象進展になると考えられる。	原子炉水位の低下は早まり、原子炉注水による炉心冷却もできず、かつ炉心の冠水を維持するためのバウンダリが喪失するため、事象進展は極端に早くなる。

第 1 表より、破断箇所は包絡的な条件である注水系配管及び燃料有効長頂部位置以下の配管が同時に破断した場合を想定した評価を実施することとする。

なお、破断箇所が異なることで事象進展は変わると考えられるものの、原子炉圧力容器から格納容器内へ放出されるエネルギーは同程度であり、長期的な挙動は大破断 L O C A と同等と考えられるため、「大破断 L O C A ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。

ここでは、「E x c e s s i v e L O C A ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」について、格納容器破損防止対策が有効に機能することを確認するため、保守的に以下の配管が同時に破断することを想定した解析を実施する。

<主な破断想定箇所>

注水配管 燃料有効長頂部位置以上の配管	蒸気配管 給水配管 低圧注水系配管 低圧炉心スプレイ系配管 高圧炉心スプレイ系配管
燃料有効長頂部位置以下の配管	再循環系配管 底部ドレン配管

Excessive LOCA発生後、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生後早期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。また、事象発生から約17分後に燃料温度は約2,500K（約2,227℃）に到達する。事象発生から25分後に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始するが、注水配管が破断しているため原子炉圧力容器へは注水されず、原子炉水位は回復することなく原子炉圧力容器破損に至る。

事象発生から25分後に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開始し、90分後から代替循環冷却系による格納容器除熱に切り替えることで、原子炉圧力容器破損前の格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制する。原子炉圧力容器破損後は、代替循環冷却系による格納容器除熱に加えて、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）によるペデスタル（ドライウェル部）注水を実施することで、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制するとともに、ペデスタル（ドライウェル部）へ落下した熔融炉心の冷却を維持する。

格納容器圧力、格納容器雰囲気温度等の推移を第1図から第7図に示す。

第1図のとおり、格納容器バウンダリにかかる圧力は、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]）を超えない。また、第2図のとおり、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153℃

となり、評価項目となる 200℃を超えない。

原子炉水位の低下が早いことから事象進展が早くなり、約 1.3 時間後に炉心支持板が破損し、その後、約 2.6 時間後に原子炉圧力容器破損に至る。

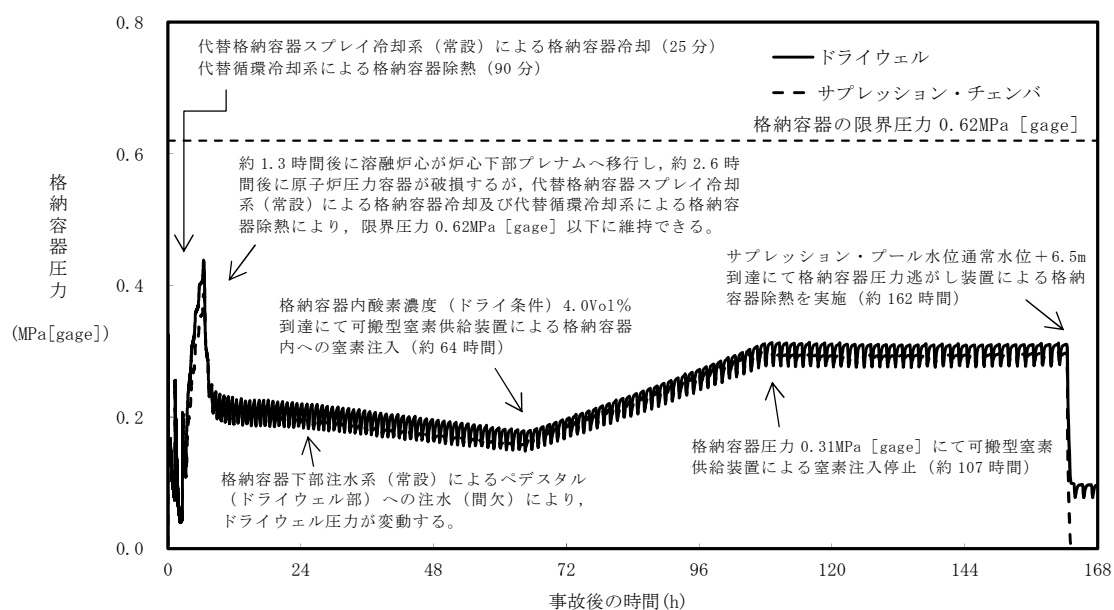
原子炉圧力容器の底部ドレン配管からの流入によりペデスタル（ドライウェル部）が満水となった場合でも、床ドレン及び機器ドレン排水経路による水位 1m までの排水に必要な時間は約 1.3 時間であり（添付資料 3.2.3 参照）、原子炉圧力容器が破損する約 2.6 時間後までにペデスタル（ドライウェル部）の水位は 1m まで排水可能である。

第 3 図及び第 4 図のとおり、ペデスタル（ドライウェル部）に落下した熔融炉心は、初期水張り水及び熔融炉心落下後のペデスタル（ドライウェル部）への注水により冷却され、ペデスタル（ドライウェル部）壁面及び床面におけるコンクリートの侵食は発生しない。

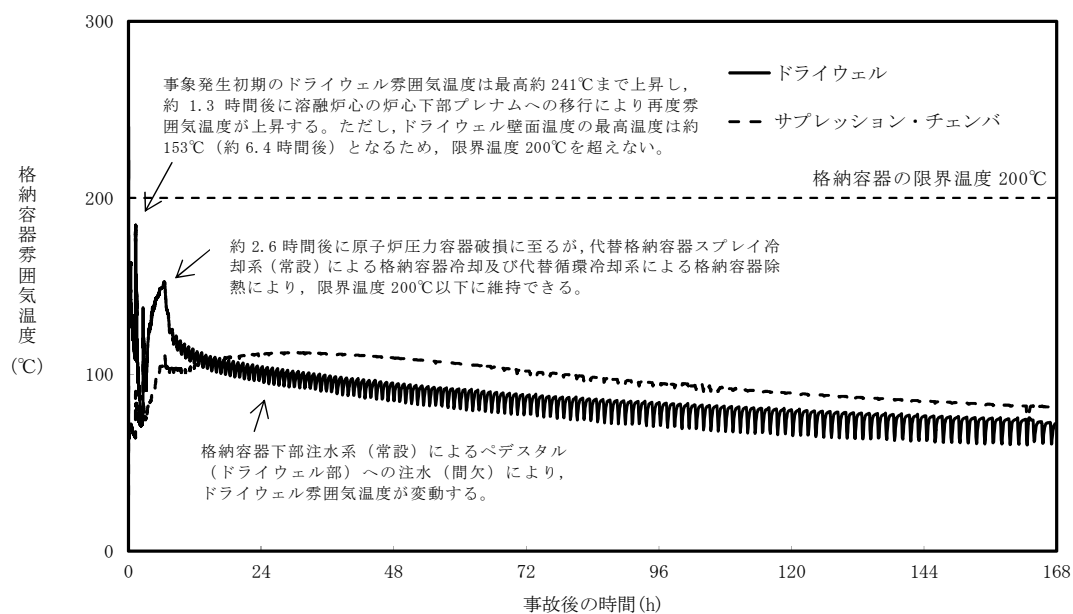
格納容器内水素濃度及び酸素濃度については、第 5 図及び第 6 図のとおり、ジルコニウム－水反応によって水素濃度は 13vol% を大きく上回るが、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱により、酸素濃度は可燃限界濃度である 5vol% を下回るため、格納容器内での水素燃焼は発生しない。

サブプレッション・プール水位は、第 7 図のとおり、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）注水により徐々に上昇するが、事象発生約 162 時間後に通常水位＋6.5m に到達し、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した以降は、一時的に水位上昇がみられるものの、ベント配管位置よりも低く推移するため、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の継続は可能となる。

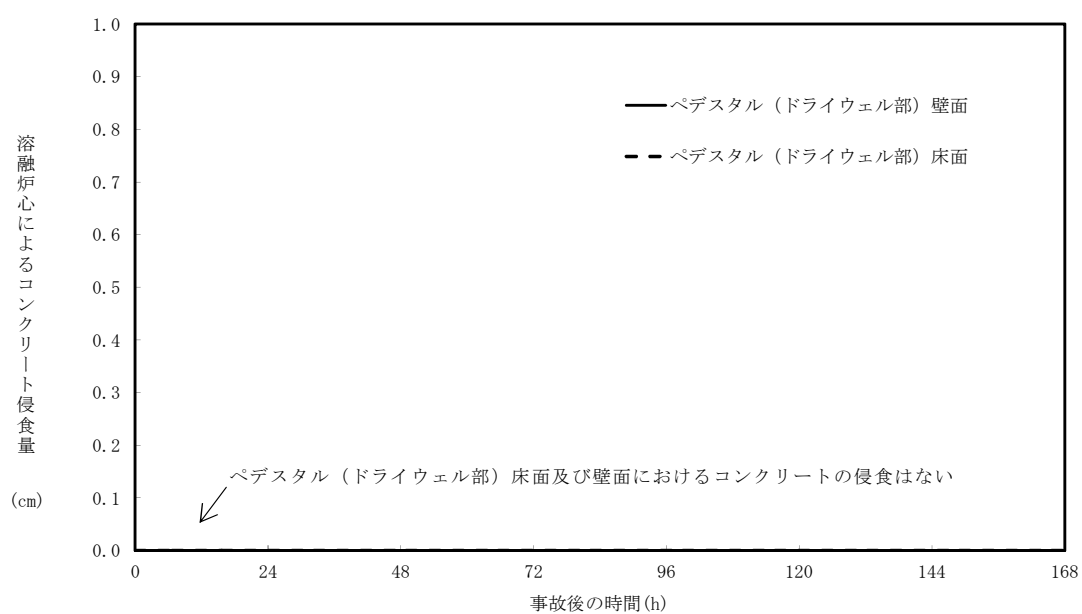
以上より、E x c e s s i v e L O C A 発生時にも格納容器の健全性は確保できる。



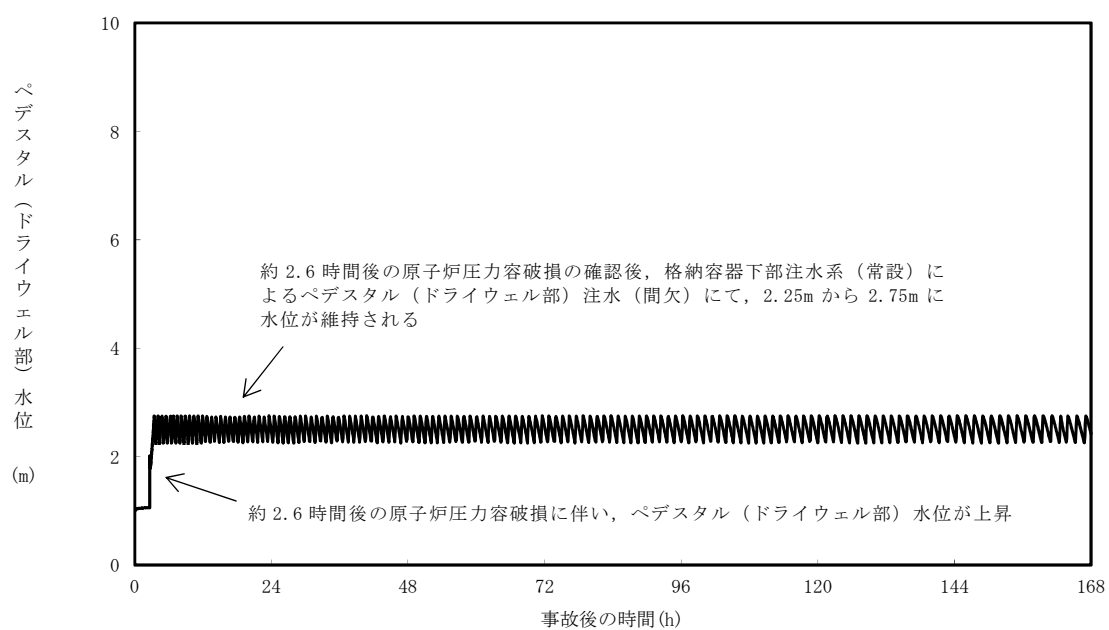
第 1 図 格納容器圧力の推移



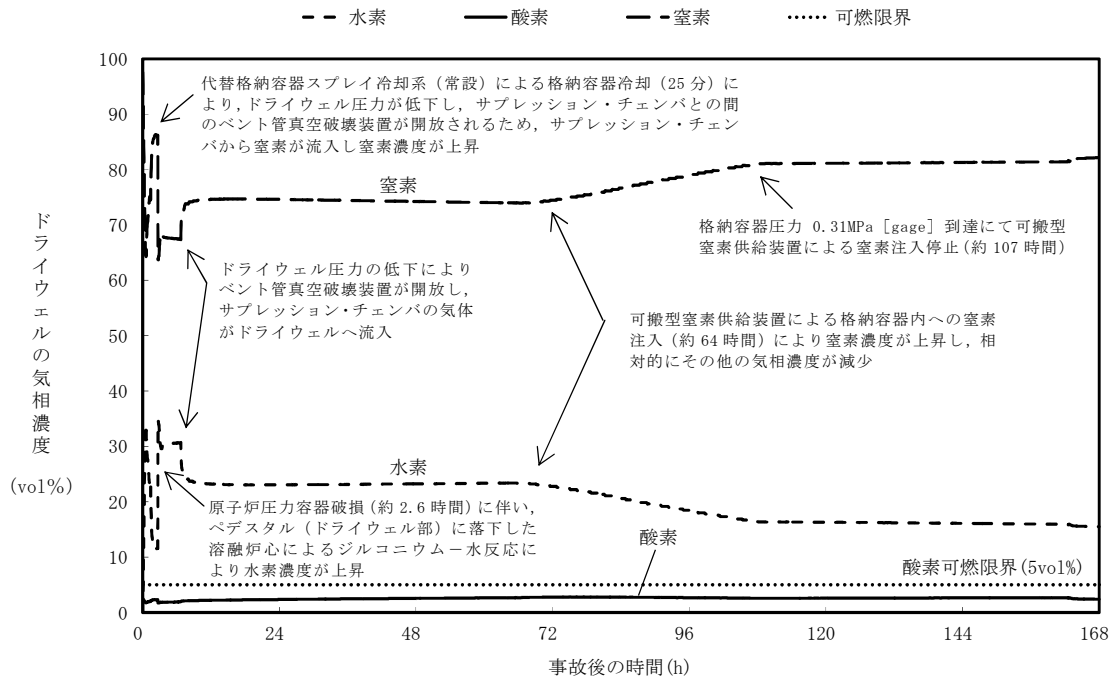
第 2 図 格納容器雰囲気温度の推移



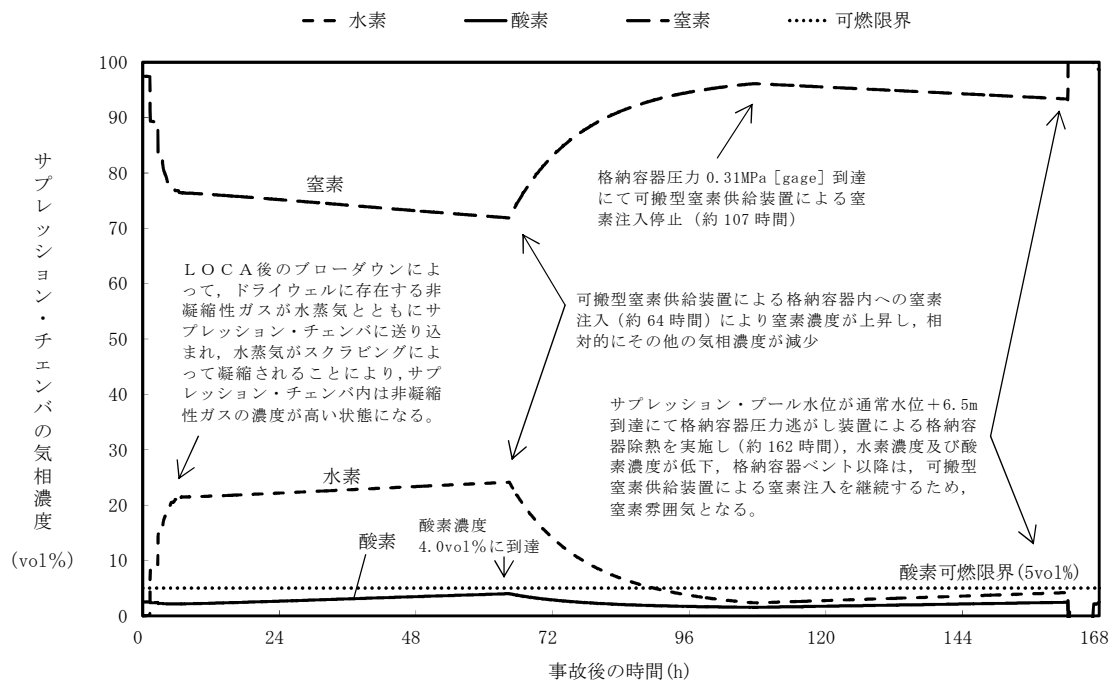
第3図 ペデスタル（ドライウエル部）床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



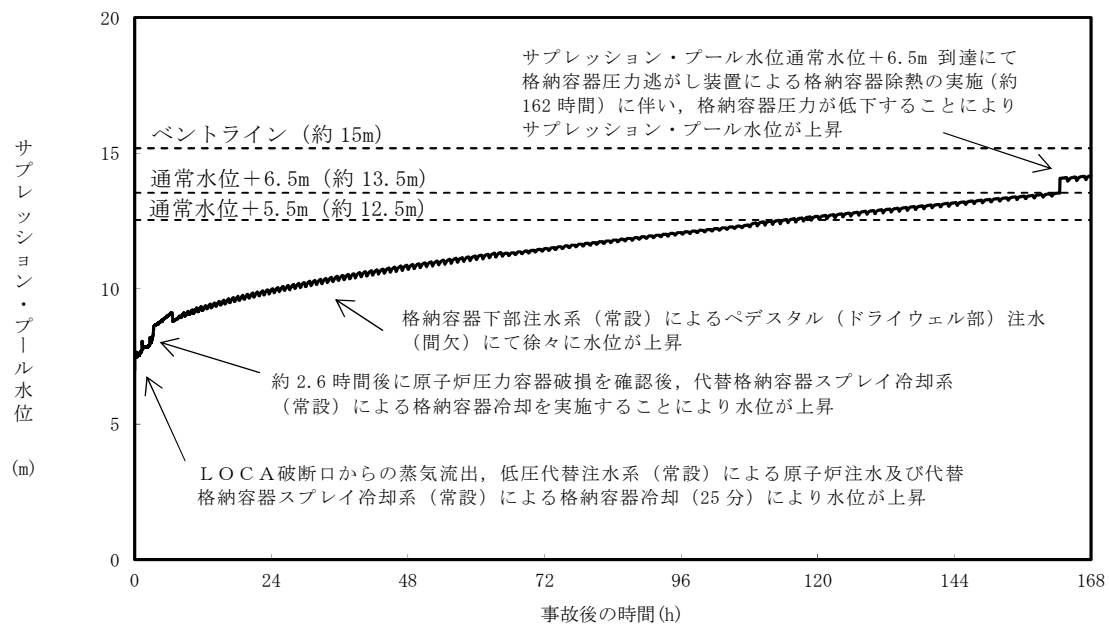
第4図 ペデスタル水位の推移



第 5 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）



第 6 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）



第 7 図 サプレッション・プール水位の推移

7 日間における水源の対応について

(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)

(代替循環冷却系を使用する場合))

1. 水源に関する評価

① 淡水源 (有効水量)

・代替淡水貯槽：約 4,300m³

2. 水使用パターン

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

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

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

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

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

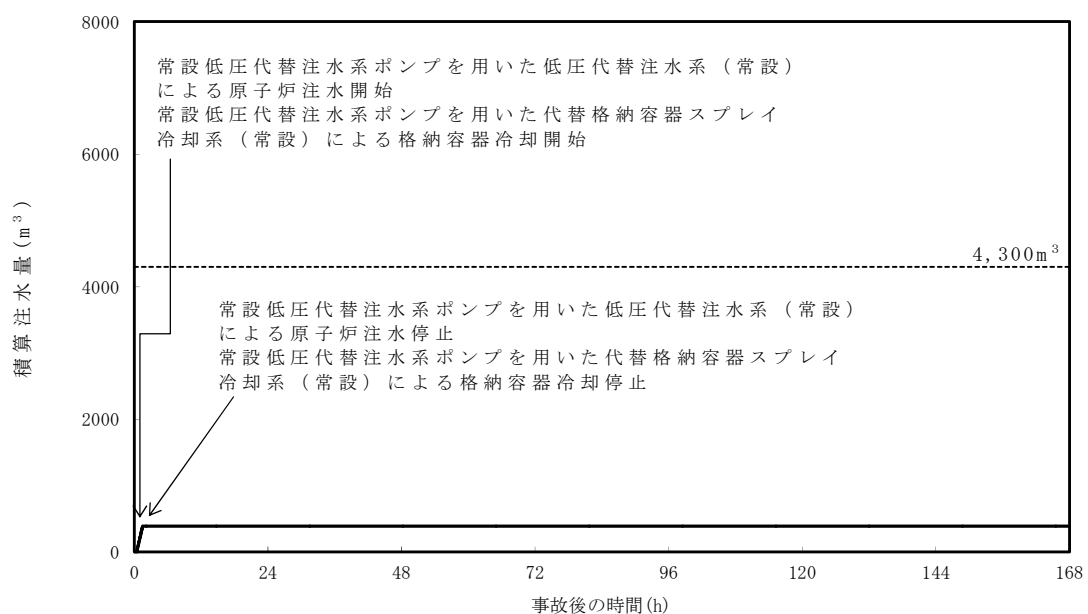
代替循環冷却系による格納容器除熱が開始される事象発生約 90 分後に，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却を停止する。

3. 時間評価

原子炉注水等によって、代替淡水貯槽の水量は減少する。

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

この間の代替淡水貯槽の使用水量は合計約 400m³である。



第 1 図 外部水源による積算注水量

（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

（代替循環冷却系を使用する場合）

4. 水源評価結果

時間評価の結果から、7 日間の対応において合計約 400m³の水が必要となるが、代替淡水貯槽に約 4,300m³の水を保有することから必要水量を確保している。このため、安定して冷却を継続することが可能である。

7 日間における燃料の対応について

(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(代替循環冷却を使用する場合))

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

時系列	合計	判定
常設代替高圧電源装置 5 台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) $420.0\text{L/h (燃料消費率)} \times 168\text{h (運転時間)} \times 5 \text{ 台 (運転台数)}$ $= \text{約 } 352.8\text{kL}$	7 日間の 軽油消費量 約 352.8kL	軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり、7 日間対応可能
可搬型窒素供給装置用電源車 1 台起動 (格納容器内への窒素注入) $110.0\text{L/h (燃料消費率)} \times 168\text{h (運転時間)} \times 1 \text{ 台 (運転台数)}$ $= \text{約 } 18.5\text{kL}$	7 日間の 軽油消費量 約 18.5kL	可搬型設備用軽油タンクの容量は約 210kL であり、7 日間対応可能
緊急時対策所用発電機 1 台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) $411\text{L/h (燃料消費率)} \times 168\text{h (運転時間)} \times 1 \text{ 台 (運転台数)}$ $= \text{約 } 70.0\text{kL}$	7 日間の 軽油消費量 約 70.0kL	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクの容量は約 75kL であり、7 日間の対応可能

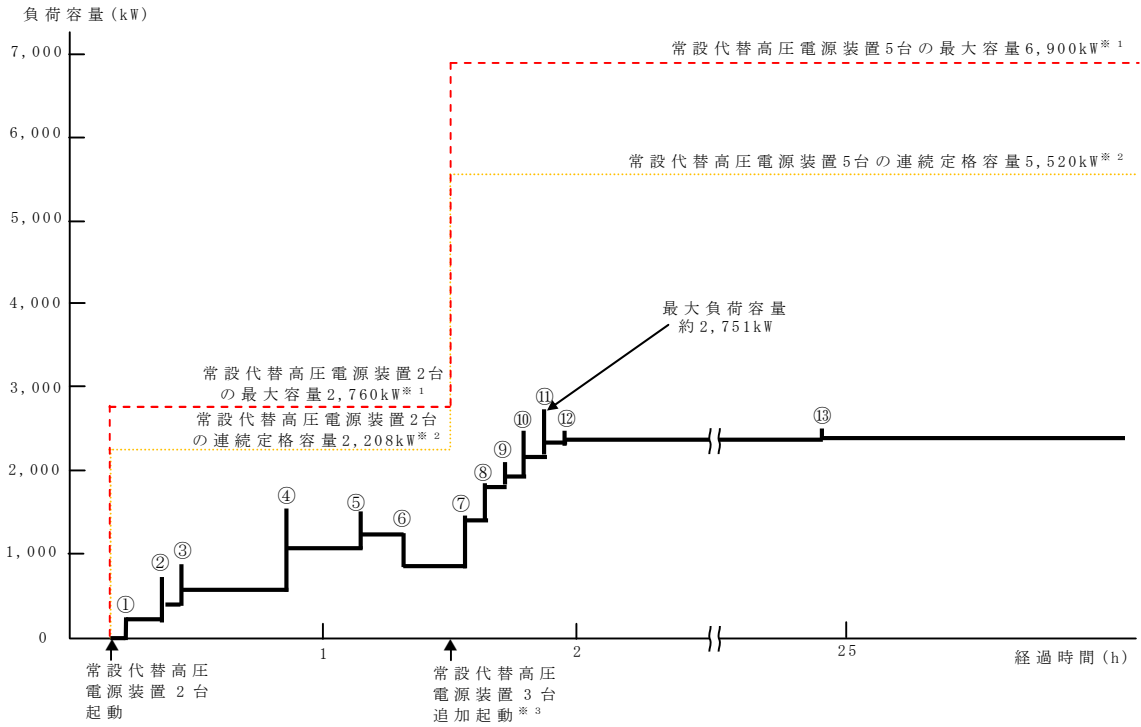
常設代替交流電源設備の負荷

(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(代替循環冷却系を使用する場合))

主要負荷リスト 【電源設備：常設代替高压電源装置】

起動順序	主要機器名称	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の連続最大負荷容量 (kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷	約120 約97	約245	約217
②	常設低压代替注水系ポンプ	約190	約702	約407
③	常設低压代替注水系ポンプ	約190	約892	約597
④	緊急用海水ポンプ その他必要な負荷	約510 約4	約1,579	約1,111
⑤	代替循環冷却系ポンプ	約140	約1,468	約1,251
⑥	停止負荷 常設低压代替注水系ポンプ2台	約－380	－	約871
⑦	非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器A ・非常用照明※4 ・120/240V計装用主母線盤2A ・その他必要な負荷 ・その他不要な負荷※4	約79 約108 約134 約14 約234	約1,453	約1,440
⑧	非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器B ・非常用照明※4 ・120/240V計装用主母線盤2B ・その他不要な負荷※4	約60 約86 約134 約135	約1,860	約1,855
⑨	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他必要な負荷 停止負荷	約55 約8 約95 約－52	約2,149	約1,961
⑩	中央制御室空調換気系空調機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他必要な負荷	約45 約8 約183	約2,538	約2,197
⑪	蓄電池室排気ファン その他必要な負荷	約8 約154	約2,751	約2,359
⑫	ほう酸水注入ポンプ	約37	約2,486	約2,396
⑬	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30	約2,505	約2,426



※1 常設代替高压電源装置定格出力運転時の容量 (1,380kW×運転台数＝最大容量)
※2 常設代替高压電源装置定格出力運転時の80%の容量 (1,380kW×0.8×運転台数＝連続定格容量)
※3 非常用母線の負荷への給電に伴い、負荷容量が増加するため、常設代替高压電源装置を3台追加起動する
※4 有効性評価で期待していないが電源供給される不要な負荷

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

1. 概 要

炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で酸素が発生するため、水素燃焼を防止する観点から、酸素濃度4.3vol%（ドライ条件）到達で格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施することで、可燃性ガスを排出する手順としている。一方で、環境への影響を考慮すると、格納容器ベントを可能な限り遅延する必要があるため、格納容器ベントの実施基準である酸素濃度4.3vol%の到達時間を遅らせる目的から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作（以下「窒素注入」という。）を実施することとしている。ここでは、有効性評価の事象進展を参照し、窒素注入及び格納容器ベントに係る判断基準の妥当性について示す。

2. 窒素注入の判断基準と作業時間について

窒素注入に係る判断基準は以下のとおり設定している。

- a. 可搬型窒素供給装置の起動準備操作の開始基準：酸素濃度 3.5vol%
- b. 窒素注入の開始基準：酸素濃度 4.0vol%

「3.4 水素燃焼」において、水の放射線分解における水素及び酸素のG値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値により感度解析を実施しており、水素及び酸素濃度の上昇が早い感度解析においても、第1表のとおり、可搬型窒素供給装置の起動準備時間が約6時間（約360分）確保できるため、起動準備時間の180分に対して十分余裕があることが確認できる。

第1表 設計基準事故のG値を用いた場合の評価結果

酸素濃度	到達時間	窒素注入準備の余裕時間
3.5vol%	約15時間	約6時間
4.0vol%	約21時間	

3. 窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について

窒素注入及び格納容器ベントに係る実施基準, 実施基準の設定根拠を第2表に示す。操作時間や水素濃度及び酸素濃度監視設備の計装誤差（約0.6vol%）を考慮しても、可燃限界領域（酸素濃度5.0vol%以上）に到達することなく、窒素注入及び格納容器ベントが実施可能である。

第2表 窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について

操作	実施基準 ：計装の読み取り値	実施基準の設定根拠
可搬型窒素供給装置の起動準備の開始基準	酸素濃度3.5vol% (2.9vol%～ 4.1vol%) ※	可搬型窒素供給装置の起動準備時間を考慮して設定
窒素注入開始基準	酸素濃度4.0vol% (3.4vol%～ 4.6vol%) ※	格納容器ベントの開始基準の到達前を設定
格納容器ベント開始基準	酸素濃度4.3vol% (3.7vol%～ 4.9vol%) ※	計装誤差を踏まえても可燃限界領域到達前に格納容器ベントが可能な基準を設定

※ 括弧内は、計装の読み取り値に対して計装誤差を考慮した範囲であり、実機の酸素濃度として想定される範囲

3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合

3.1.3.1 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」では、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する場合を想定し、期待する格納容器破損防止対策の有効性を評価している。代替循環冷却系は多重化設計とした上で、さらなる後段の対策として格納容器圧力逃がし装置を整備するため、重大事故時の事象発生後短期に格納容器圧力逃がし装置を使用することは実質的には考えられないが、本格納容器破損モード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できない場合を想定し、格納容器圧力逃がし装置の有効性を評価する観点から、格納容器破損防止対策の有効性を評価する。

（添付資料 3.1.3.1）

本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第 3.1.3-1 図に、対応手順の概要を第 3.1.3-2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.1.3-1 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、事象発生 2 時間までの重大事故等対策に必要な要員は、災害対策要員（初動）20 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直発電長 1 名、当直副発電長 1 名及び運転操作対応を行う当直運転員 4 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は 4 名、現場操作を行う重大事故等対応要員は 10 名である。

また、事象発生 2 時間以降に追加で必要な参集要員は、タンクローリによ

る燃料給油操作を行うための重大事故等対応要員 2 名及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を行うための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、20 名で対処可能である。

a. 原子炉スクラム，LOCA 発生及び全交流動力電源喪失の確認

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

b. 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 3.1.3.2)

d. 早期の電源回復不能判断及び対応準備

早期の電源回復不能判断及び対応準備については、「3.1.2.1 d. 早期の電源回復不能判断及び対応準備」と同じ。

e. 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに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

常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに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）による原子炉注水については、「3.1.2.1 e. 常設代替交流電源設備に

よる緊急用母線の受電並びに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」と同じ。

なお、代替循環冷却系が使用できない場合の評価であることから、原子炉水位 L 0 まで冠水した後は、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し、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停止する。

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（常設ライン用）等である。

（添付資料 3.1.2.2, 3.1.3.3）

f. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動

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

g. 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。ドライウェル圧力を用いて格納容器圧力が 0.465MPa [gage] 到達を確認した場合は、中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプ 2 台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器冷却を実施し、格納容器圧力を 0.400MPa [gage] から 0.465MPa [gage] の範囲で制御する。

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確認する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（常設ライン用）等である。

格納容器スプレイを継続することによりサブプレッション・プール水位が上昇するため、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 1.3m）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位置を超えないように格納容器スプレイを停止する。

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

h. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱

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、第一弁を中央制御室からの遠隔操作により開する。

サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却の停止後、第二弁を中央制御室からの遠隔操作によって全開することで、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。

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

サブプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・プール水位である。

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

3.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態をLO

CAとし、中小破断LOCAに比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の観点で厳しい大破断LOCAを起因とする、「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」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・ボイド率変化及び気液分離（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、構造材との熱伝達及び原子炉圧力容器内FP挙動、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、スプレー冷却及び格納容器ベント並びに炉心損傷後の格納容器における格納容器内FP挙動が重要現象となる。

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

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

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 3.1.3-2 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、原子炉压力容器内の保有水量を厳しく評価し、かつ、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点で厳しい設定として、再循環系配管（出口ノズル）とする。

（添付資料 1.5.2）

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。さらに非常用炉心冷却系等が機能喪失するものとする。なお、代替循環冷却系は使用できないものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

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

(d) 水素の発生

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

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル 3）信号によるものとする。

(b) 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) 再循環系ポンプ

再循環系ポンプは、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）による原子炉注水

$230\text{m}^3/\text{h}$ にて原子炉注水し、原子炉水位 L 0 まで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量（最大 $50\text{m}^3/\text{h}$ ）で注水する。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量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）による格納容器冷却

事象初期の原子炉注水実施時の格納容器スプレイ流量は、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、 $130\text{m}^3/\text{h}$ にて格納容器内にスプレイする。また、 0.465MPa [gage] 到達時の格納容器スプレイは、運転手順における調整範囲の上限である $130\text{m}^3/\text{h}$ にて格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量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、初期条件としてペデスタル（ドライウェル部）のプール水を考慮していないことから、

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）水位の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による格納容器除熱

格納容器圧力 0.31MPa [gage] における排気流量 13.4kg/s に対して、第二弁の中央制御室からの遠隔操作による全開操作にて格納容器除熱を実施する。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

- (a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、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。また、代替循環冷却系による格納容器除熱操作ができないことから、原子炉水位 L0 まで回復したことを確認した場合、原子炉注水流量を崩壊熱相当に調整し、格納容器冷却を停止する。
- (b) 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 0.465MPa [gage] に到達した場合に開始し、0.400MPa [gage] に到達した場合は停止する。なお、格納容器ベントに伴うサプレッション・プール水位の上昇（約 1.3m）を考慮し、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した以降は格納容器スプレイを停止する。
- (c) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作は、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達から 5 分後に実施する。

(3) 有効性評価（Cs-137 の放出量評価）の条件

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

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

※ セシウムの格納容器内への放出割合については、本評価事故シナリオにおいては解析コード MAA P の評価結果の方が代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465 より大きく算出する。

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

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

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

f_{Cs} : 格納容器からのセシウムの放出割合

f_{CsI} : 格納容器からの Cs I の放出割合

(MAA P コードでの評価値)

f_{CsOH} : 格納容器からの Cs OH の放出割合

(MAA P コードでの評価値)

M_I : よう素の初期重量 (kg)

M_{Cs} : セシウムの初期重量 (kg)

W_I : よう素の分子量 (kg/kmol)

W_{Cs} : セシウムの分子量 (kg/kmol)

Bq_{Cs-137} : $Cs-137$ の炉内内蔵量 (Bq)

DF : 格納容器圧力逃がし装置の除染係数

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

e. 格納容器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。

(a) 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。

(b) 格納容器圧力逃がし装置による粒子状放射性物質に対する除染係数は 1,000 とする。

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

(a) 格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。

(b) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内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。

原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設計換気率 1 回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインによる放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。

原子炉建屋ガス処理系は、事象発生 115 分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け中央制御室からの遠隔操作により起動し、起動後 5 分間で負圧が達成されることを想定する。

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

(添付資料 3.1.3.4, 3.1.3.5, 3.1.3.6)

(4) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける原子炉水位（シュラウド内外水位）、注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.3-4 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、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、常設低圧代替注水系ポンプ 2 台を用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位 L O 以上まで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は上昇する。そのため、原子炉注水と同時に格納容器スプレイを実施することによって、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する。

原子炉水位が原子炉水位 L 0 に回復後、サプレッション・プール水位の上昇を抑制するため、原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の注水流量とし、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、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、格納容器ベントに伴うサプレッション・プール水位の上昇（約 1.3m）を考慮し、サプレッション・プール水位がベントライン下端を超えないように、事象発生から約 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、格納容器スプレイを停止する。

格納容器スプレイを停止後、格納容器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、格納容器ベントによる格納容器雰囲気温度低下後、熔融炉心からの放熱によって数十時間は上昇傾向となるが、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ベントによる格納容器圧力低下後、サプレッション・プールの減圧沸騰により数十時間は圧力が上昇傾向となるが、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。

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上昇するが、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サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達し代替格納容器スプレイを停止した場合に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、格納容器の限界圧力 0.62MPa [gage] を超えない。なお、格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 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 2%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 3.1.3-11 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上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を行うことによって、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は約 157℃となり、格納容器の限界温度 200℃を超えない。なお、事象発生直後、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、このとき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、格納容器の限界温度 200℃を超えない。

（添付資料 3.1.2.8）

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 の総放出量は約 1.2×10^{-4}

TBq（7 日間）であり，100TBq を下回る。

ドライウエルのベントラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の総放出量は約 3.7TBq（7 日間）であり，100TBq を下回る。

なお，格納容器が健全であるため，格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され，また，大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは，原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は，原子炉建屋内で時間減衰し，また，粒子状放射性物質は，原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い，原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず，原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合，漏えい量は約 15TBq（7 日間）となる。原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量に，ドライウエルのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置による Cs-137 の放出量を加えた場合でも，約 18TBq（7 日間）であり，100TBq を下回る。

事象発生からの 7 日間以降，Cs-137 の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ，サプレッション・チェンバのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置による総放出量は，約 1.3×10^{-4} TBq（30 日間）及び約 1.5×10^{-4} TBq（100 日間）である。ドライウエルのベントラインを経由した場合には，約 4.1TBq（30 日間）及び約 4.1TBq（100 日間）である。原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量にドライウエルのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置による Cs-137 の放出量を加えた場合でも，約 19TBq（30 日間）及び約 20TBq（100 日間）であり，100TBq を下回る。

(添付資料 3.1.3.4, 3.1.3.5, 3.1.3.6)

第 3.1.3-4 図及び第 3.1.3-6 図に示すとおり、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 3.1.3-14 図に示すとおり、約 19 時間後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、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」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。

(添付資料 3.1.3.7)

3.1.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（代替循環冷却系を使用できない場合）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、事象進展に有意な影響を与えられと考えられる操作として、常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作並びに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、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、炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、LOCAが発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに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併せ、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、格納容器圧力が0.465MPa [gage] に到達した場合の格納容器スプレイ操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器圧力及び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SAF

E R の評価結果との比較により水位低下幅は解析コードM A A P の評価結果の方が大きく、解析コードS A F E R に対して保守的であり、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、L O C A が発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに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（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代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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雰囲気気温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

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

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内F P挙動の不確かさとして、核分裂生成物（F P）挙動モデルはPHEBUS-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。PHEBUS-F P実験解析では、燃料被覆管破裂後のF P放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内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ABCOVE実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、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 3.1.3.8)

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 の評価結果の方が大きく、解析コードS A F E R に対して保守的であり、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いることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、C S T F 実験解析により格納容器雰囲気温度及び非凝縮性ガス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压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心熔融開始時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器内F P挙動の不確かさとして、核分裂生成物（F P）挙動モデルはPHEBUS-F P実験解析により原子炉压力容器内へのF P放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-F P実験解析では、燃料被覆管破裂後のF P放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。

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ABCOVE実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。したがって、大気中へのCs-137の総放出量の観点で評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、本評価事故シーケンスにおける格納容器圧力逃がし装置による大気中へのCs-137の総放出量は、評価項目（100TBqを下回っていること）に対して、サプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合は約 1.2×10^{-4} TBq（7日間）、ドライウエルのベントラインを経由した場合は約3.7TBq（7日間）であり、評価項目に対して余裕がある。

（添付資料 3.1.3.8）

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

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており，その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，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（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）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）の空間部及び液相部，サプレッション・プール水位，格納容器圧力並びに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（速やかに格納容器冷却手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。溶融炉心の冠水後の操作として崩壊熱による蒸発を補う注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、解析条件で設定したスプレイ流量（ $130\text{m}^3/\text{h}$ 一定）に対して、最確条件は運転手順における流量調整の範囲（ $102\text{m}^3/\text{h}\sim 130\text{m}^3/\text{h}$ ）となる。最確条件とした場合、サプレッション・プール水位の上昇が緩和されることから、サプレッション・プール水位を操作開始の起点とする格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器除熱操作の開始時間が遅くなり、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

機器条件の格納容器圧力逃がし装置は、解析条件の不確かさとして、実際の流量が解析より多い場合、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制効果は大きくなるが、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, 3.1.3.8）

(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 $33\text{GWd}/\text{t}$ に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 $31\text{GWd}/\text{t}$

t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び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（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サプレッション・プール水位、格納容器圧力並びに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 3.1.2-18 図及び第 3.1.2-19 図に示すとおり、格納容器圧力は 0.62MPa [gage]、格納容器バウンダリにかかる温度は 200℃を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の低圧代替注水系（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。

機器条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、解析条件で設定したスプレイ流量（ $130\text{m}^3/\text{h}$ 一定）に対して、最確条件は運転手順における流量調整の範囲（ $102\text{m}^3/\text{h}\sim 130\text{m}^3/\text{h}$ ）となる。最確条件とした場合でも、格納容器圧力を 0.400MPa [gage] から 0.465MPa [gage] の範囲内に維持することには変わりはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の格納容器圧力逃がし装置は、解析条件の不確かさとして、実際の流量が解析より多い場合、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力の最大値は代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却時の操作開始圧力であり、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作時のピーク圧力は格納容器圧力の最大値を下回ることから、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 3.1.2.12, 3.1.3.8）

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

操作条件の常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに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、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、状況判断から原子炉注水操作までは一連の操作として実施し、同一の運転員による並列操作はなく、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 L 0 まで回復した場合、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、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停止する。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。当該操作は、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、解析上の操作開始時間として格納容器圧力 0.465MPa [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、格納容器圧力の上昇は緩慢であり、継続監視していることから、操作開始の起点である格納容器圧力 0.465MPa [gage] 到達時点で速やかに操作を実施可能であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の格納容器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、サブプレッション・プール水位が通常水位

+6.5m 到達から 5 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達するのは、事象発生から約 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・プール水位が通常水位+6.5m 到達時に速やかに格納容器除熱操作をすることが可能であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

(添付資料 3.1.3.8)

(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交流電源設備による緊急用母線の受電並びに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、運転員等操作時間に与える影響として、解析条件は操作所要時間に時間余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に大きな差異はない。また、代替格納容器スプレイ操作と原子炉注水操作は、流量分配により同時に実施する操作であり、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小さい。

操作条件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は、運転員等操作時間に与える影響として、格納容器圧力の上昇は緩慢であり、継続監視していることから、操作開始の起点である格納容器圧力 0.465MPa [gage] 到達時点で速やかに操作を実施可能であり、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 3.1.3.8）

（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による緊急用母線の受電操作並びに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、第 3.1.3-16 図から第 3.1.3-18 図に示すとおり、事象発生から 50 分後（操作開始時間 25 分の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い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）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。

なお、格納容器ベント時における Cs 放出量は炉心損傷の程度の影響を

受けるが、格納容器ベント開始時間はほぼ同等であることから、放出量に与える影響は小さい。

操作条件の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、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、本操作が大幅に遅れるような場合でも、格納容器圧力が限界圧力 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 3.1.3.8, 3.1.3.9）

（4） ま と め

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

3.1.3.4 必要な要員及び資源の評価

（1） 必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、重大事故等対策時における事象発生 2 時間ま

でに必要な要員は、「3.1.3.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり 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」で説明している災害対策要員（初動）の 39 名で対処可能である。

また、事象発生 2 時間以降に必要な参集要員は 5 名であり、発電所構外から 2 時間以内に参集可能な要員の 72 名で確保可能である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水 源

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイは、7 日間の対応を考慮すると、合計約 5,490m³の水が必要である。水源として、代替淡水貯槽に約 4,300m³及び西側淡水貯水設備に約 4,300m³の水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。また、西側淡水貯水設備の水を可搬型代替注水中型ポンプにより代替淡水貯槽へ給水することで、代替淡水貯槽を枯渇させることなく代替淡水貯槽を水源とした 7 日間の注水継続実施が可能である。

（添付資料 3.1.3.10）

b. 燃 料

常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に合計約 352.8kL の軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクにて約 800kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、常設代

替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）による電源供給について、7 日間の継続が可能である。

可搬型代替注水中型ポンプ（1 台）による代替淡水貯槽への給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水中型ポンプ（1 台）の運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 6.0kL の軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクにて約 210kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、可搬型代替注水中型ポンプ（1 台）による代替淡水貯槽への給水について、7 日間の継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 70.0kL の軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて約 75kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7 日間の継続が可能である。

（添付資料 3.1.3.11）

c. 電 源

常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、約 2,666kW 必要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）の連続定格容量は約 5,520kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

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

（添付資料 3.1.3.12）

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、格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として低圧代替注水系（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、安定状態に向けた対策として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。

格納容器圧力逃がし装置は、多重化設計とする代替循環冷却系のさらなる後段の対策であり、重大事故時に事象発生後短期に格納容器圧力逃がし装置を使用することは実質的には考えられないが、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）」の評価事故シナリオ「大破断LOCA＋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できない場合を想定し、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、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により、格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

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

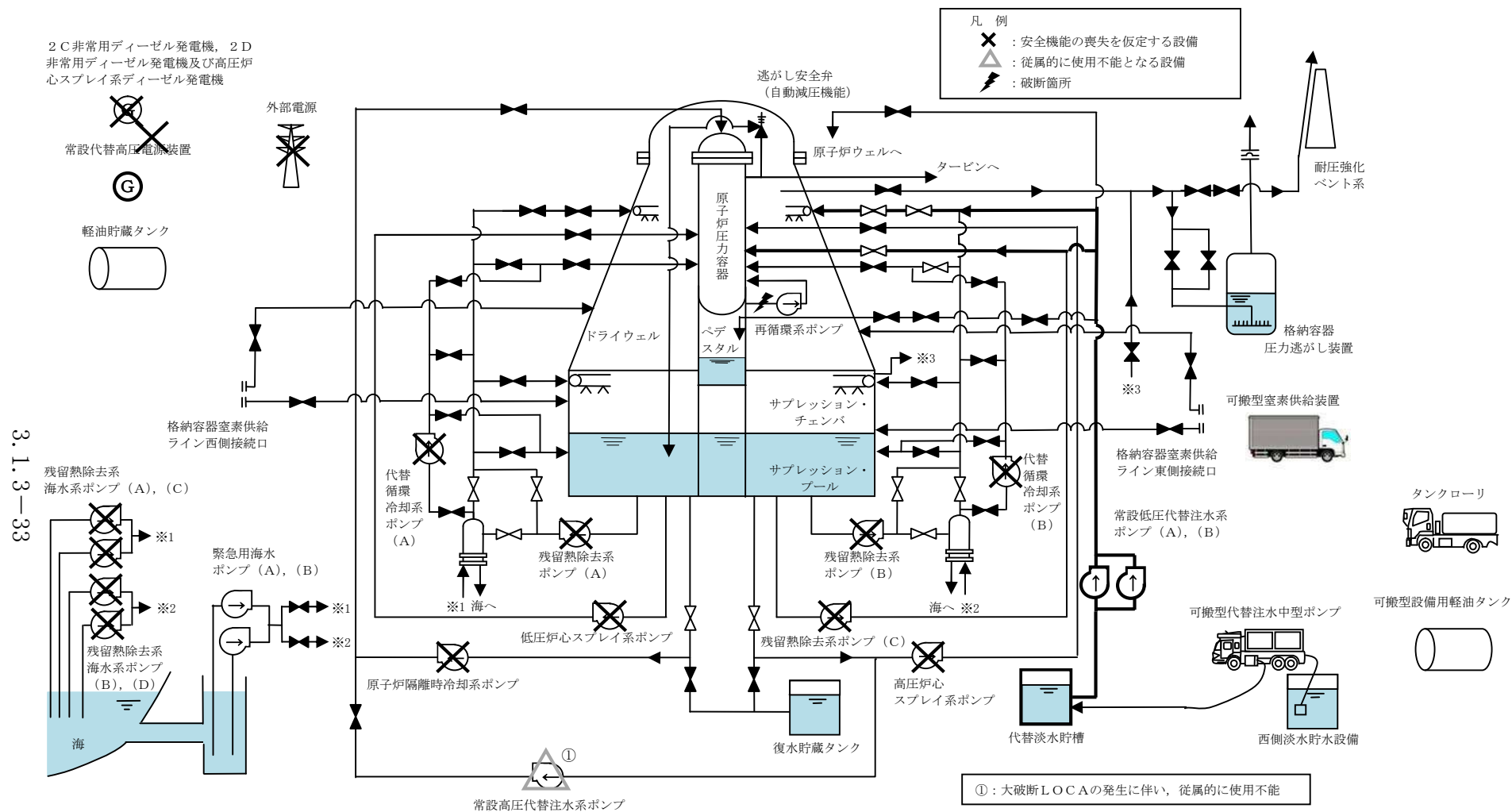
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作

時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

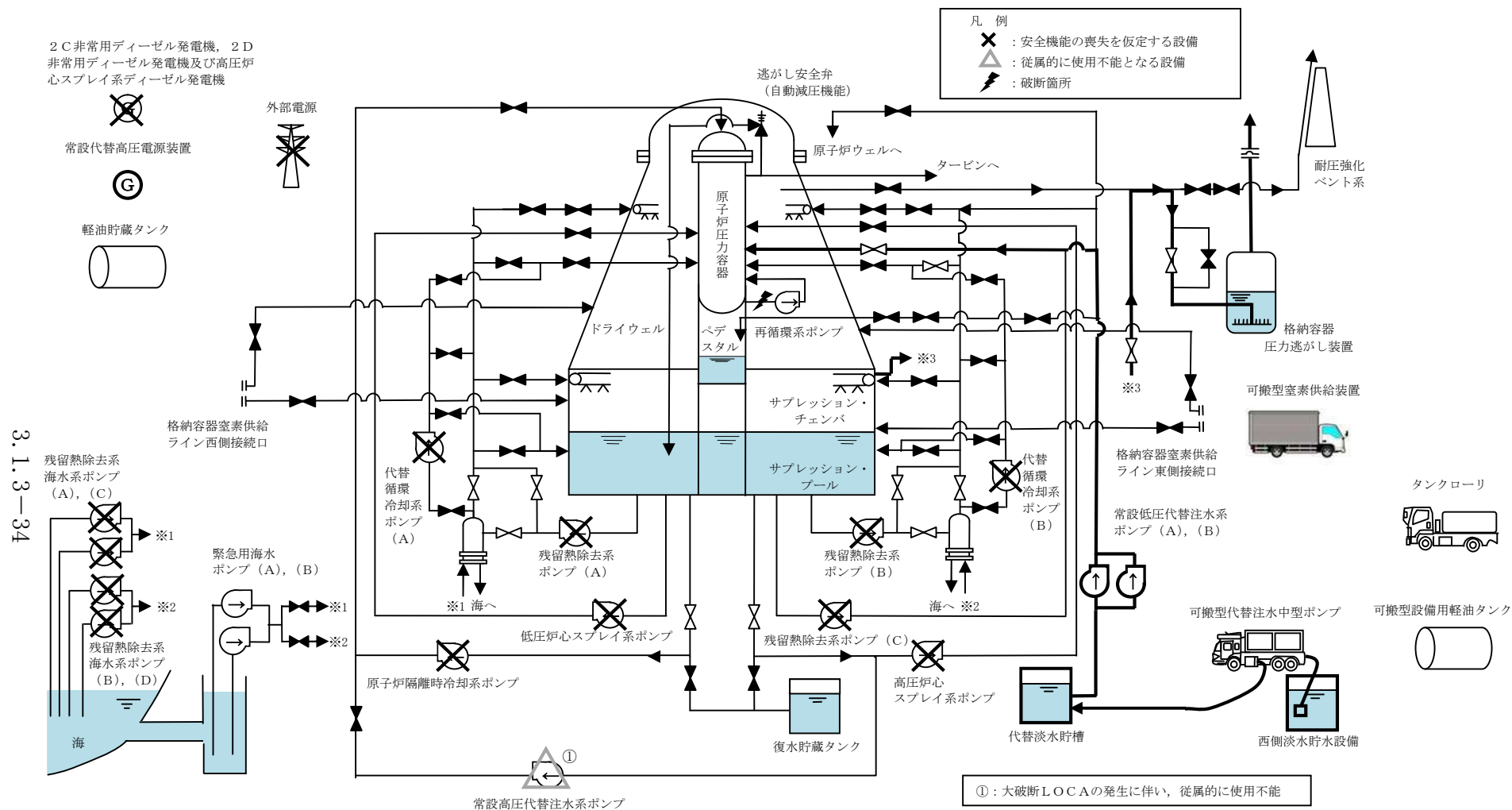
また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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

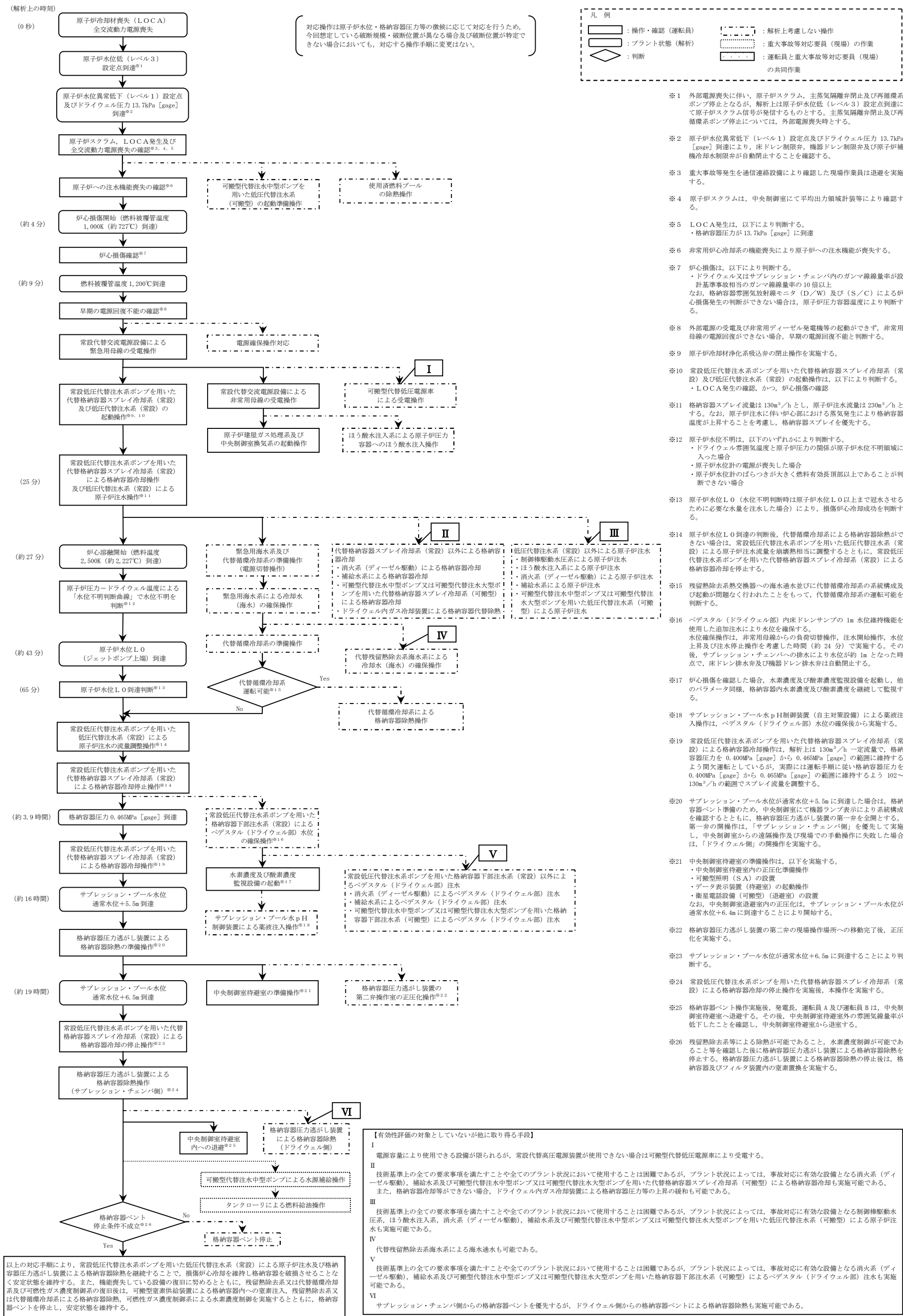
以上のことから、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。



第 3.1.3-1 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できない場合）（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ィ冷却系（常設）による格納容器冷却段階）

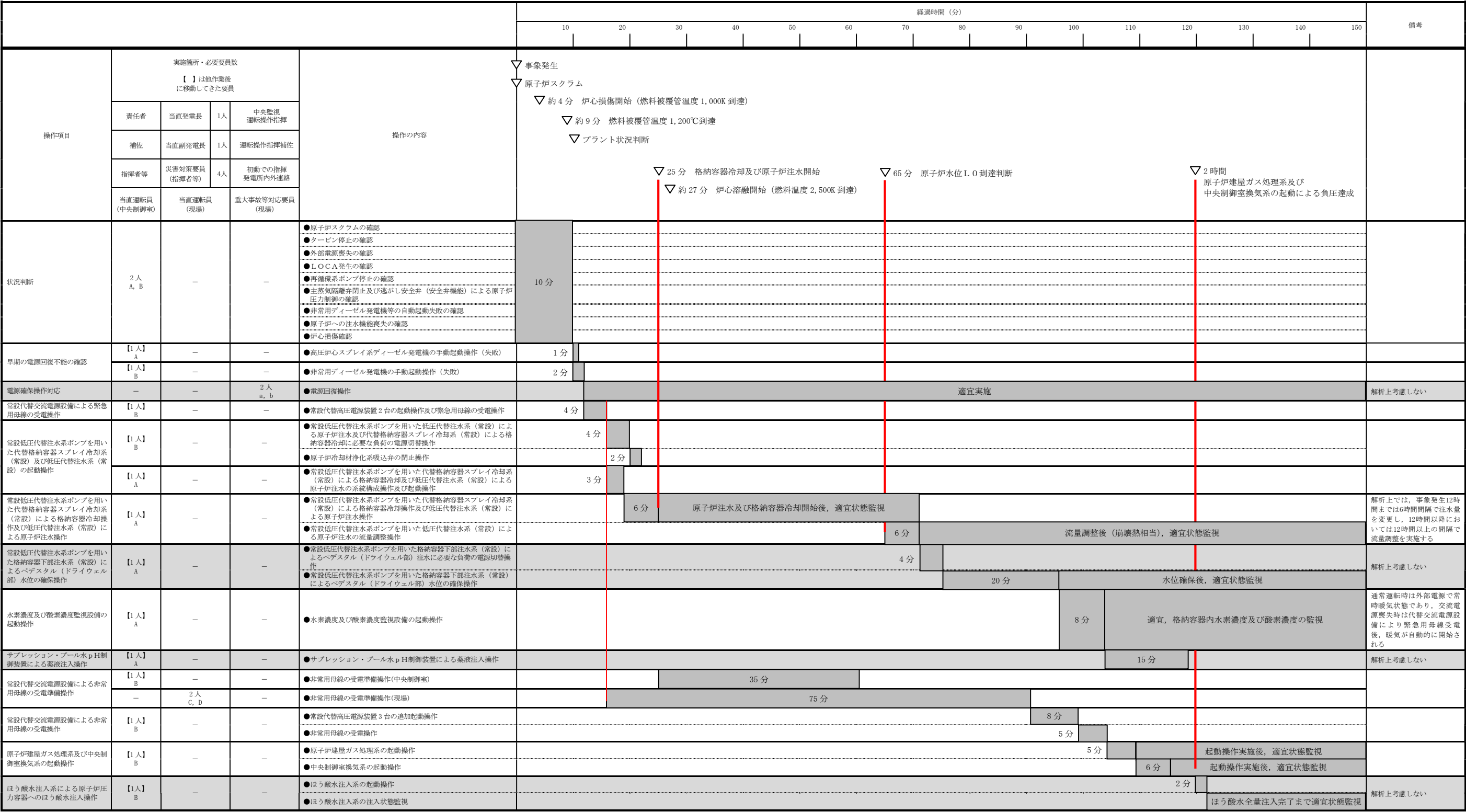


第 3.1.3-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の
重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用できない場合）（2/2）
（低压代替注水系（常設）による原子炉注水，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱段階）



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できない場合)

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できない場合）

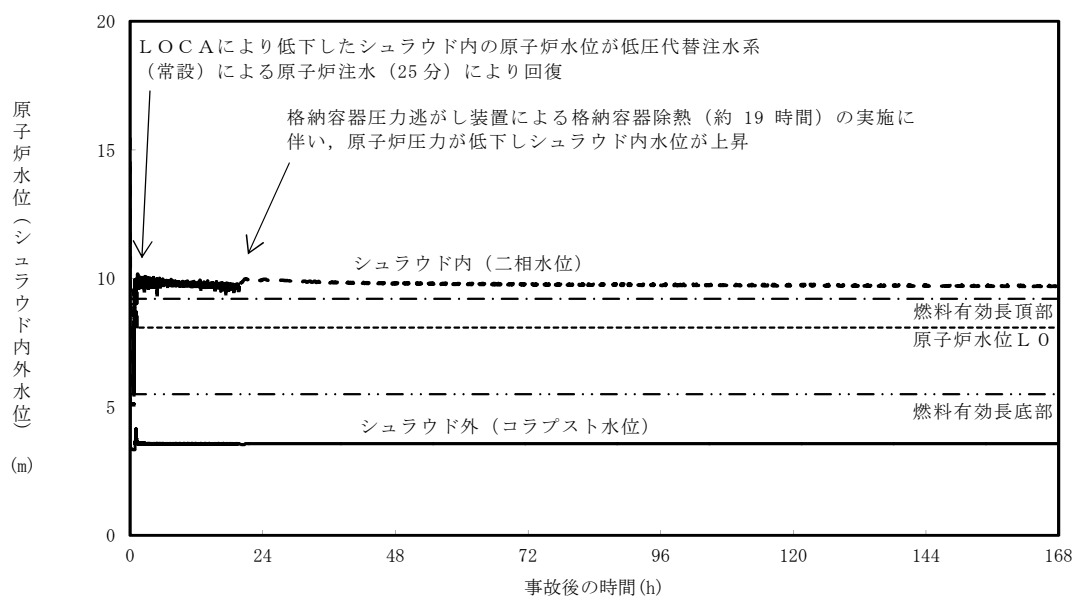


第 3.1.3－3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用できない場合）（1／2）

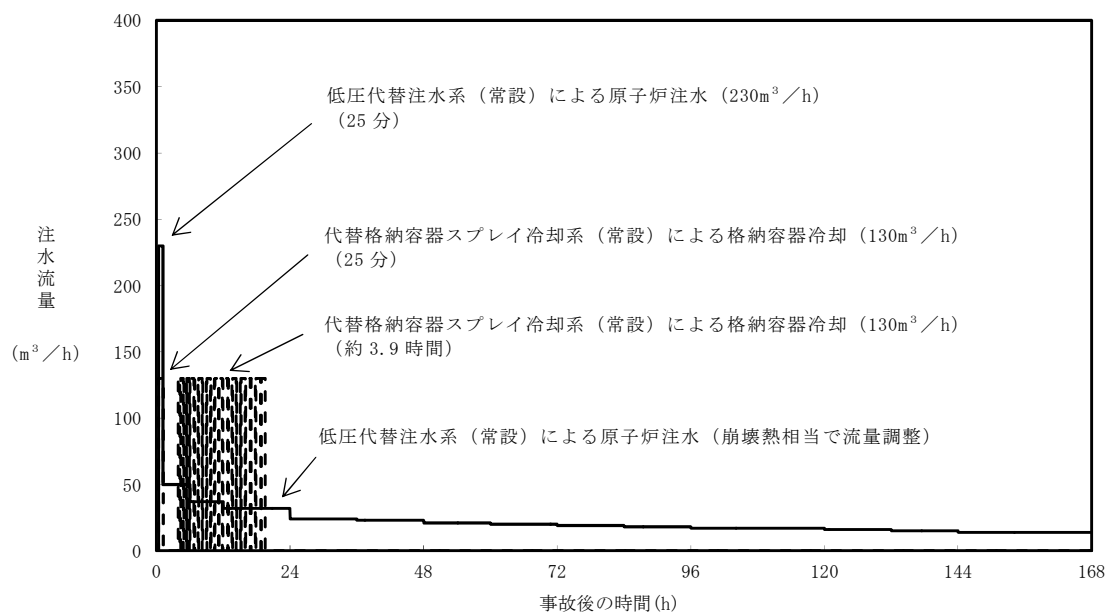
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）

				経過時間（時間）														備考	
				4	8	12	16	20	24	28	32	36	40	42	46	50			
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	<div>▽ 約 3.9 時間 格納容器圧力 0.465MPa [gage] 到達</div> <div>▽ 約 16 時間 サプレッション・プール水位 通常水位+5.5m 到達</div> <div>▽ 約 19 時間 サプレッション・プール水位 通常水位+6.5m 到達</div> <div>▽ 約 42.6 時間 代替淡水貯槽残量 1,000m³到達</div>														
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)																
原子炉水位の調整操作(低圧代替注水系(常設))	【1 人】 A	—	—	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の調整操作	流量調整後(崩壊熱相当)、適宜状態監視														解析上では、事象発生12時間までは6時間間隔で注水量を変更し、12時間以降においては12時間以上の間隔で流量調整を実施する
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	【1 人】 A	—	—	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作	間欠スプレイにより格納容器圧力を 0.400MPa [gage] から 0.465MPa [gage] の間に維持														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
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作	【1 人】 A	—	—	●格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作(中央制御室での第一弁操作)	5 分														
	—	【2 人】+1 人 C, D, E	—	●第一弁現場操作場所への移動 ●格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作(現場での第一弁操作)	125 分														解析上考慮しない
	1 人 副発電長	【3 人】 C, D, E	—	●緊急時対策所への退避	35 分														第一弁操作完了後、緊急時対策所に退避する
	—	—	3 人 (参集)	●第二弁現場操作場所への移動	45 分														
中央制御室待避室の準備操作	【1 人】 B	—	—	●中央制御室待避室内の正圧化準備操作	20 分														
				●可搬型照明(SA)の設置	15 分														
				●データ表示装置(待避室)の起動操作	15 分														
				●衛星電話設備(可搬型)(待避室)の設置	5 分														
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・チェンバール側)	【1 人】 A	—	—	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却の停止操作 ●格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(中央制御室での第二弁操作) ●格納容器逃がし装置による格納容器除熱操作実施後の状態監視	3 分 2 分														格納容器除熱実施後、適宜状態監視
	—	—	【3 人】 (参集)	●第二弁操作室の正圧化操作	10 分														サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4m到達時に待避室の加圧操作を行う
				●格納容器逃がし装置による格納容器除熱操作(現場での第二弁操作)	30 分														
				●第二弁操作室への退避 ●緊急時対策所への帰還	240 分 45 分														
	【1 人】 B	—	—	●中央制御室待避室内の正圧化操作	5 分														サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4m到達時に待避室の加圧操作を行う
	1 人+【2 人】 発電長、A、B	—	—	●中央制御室待避室内への退避	300 分														
使用済燃料プールの除熱操作	【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
				●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作	20 分														解析上考慮しない 25時間までに実施する
				●代替燃料プール冷却系の起動操作	15 分														
可搬型代替注水中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	—	—	8 人 c～j	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	170 分														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
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給操作	—	—	【8 人】 c～j	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	180 分														水源枯渇までは十分余裕がある
	—	—	【2 人】 c、d	●可搬型代替注水中型ポンプの起動操作及び水源補給操作															
タンクローリによる燃料給油操作	—	—	2 人 (参集)	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油操作	90 分														タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから給油する
				●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作															
	2 人 A、B	3 人 C、D、E	10 人 a～j 及び参集 5 人																

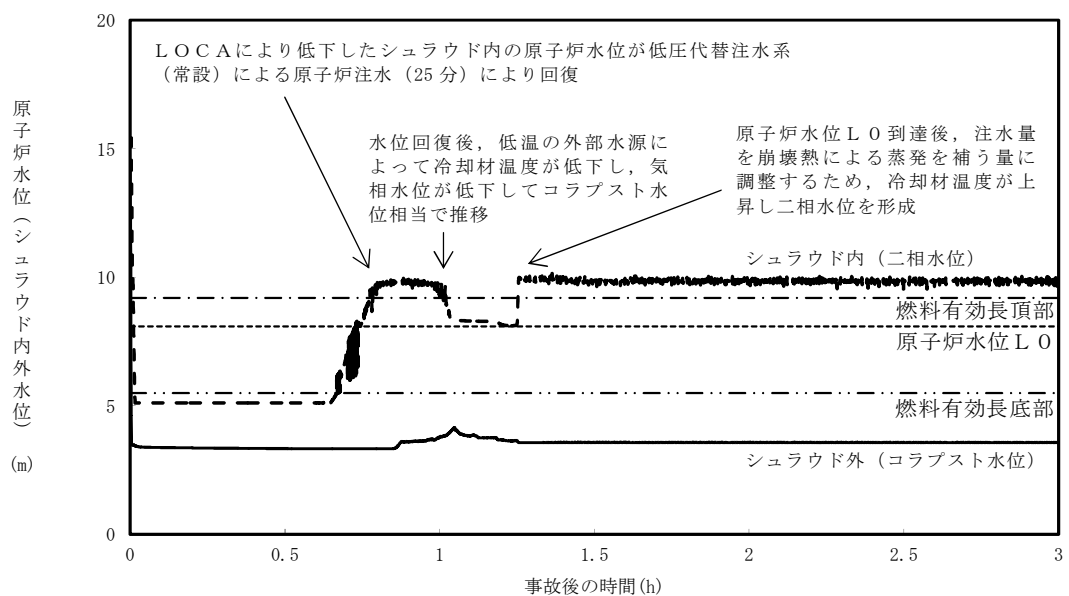
第 3.1.3－3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用できない場合）（2／2）



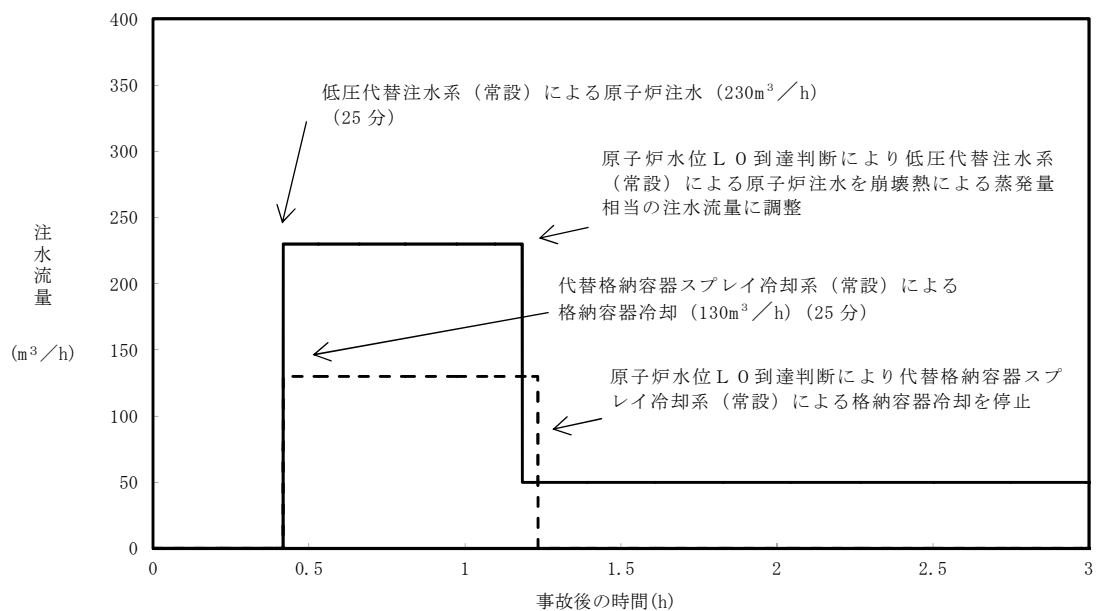
第 3. 1. 3-4 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



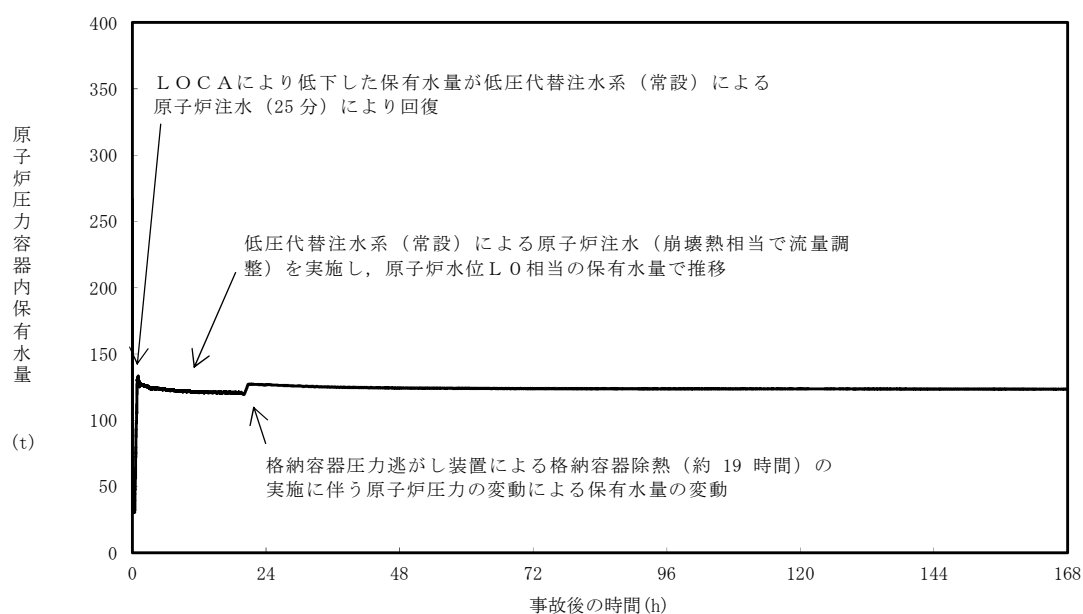
第 3. 1. 3-5 図 注水流量の推移



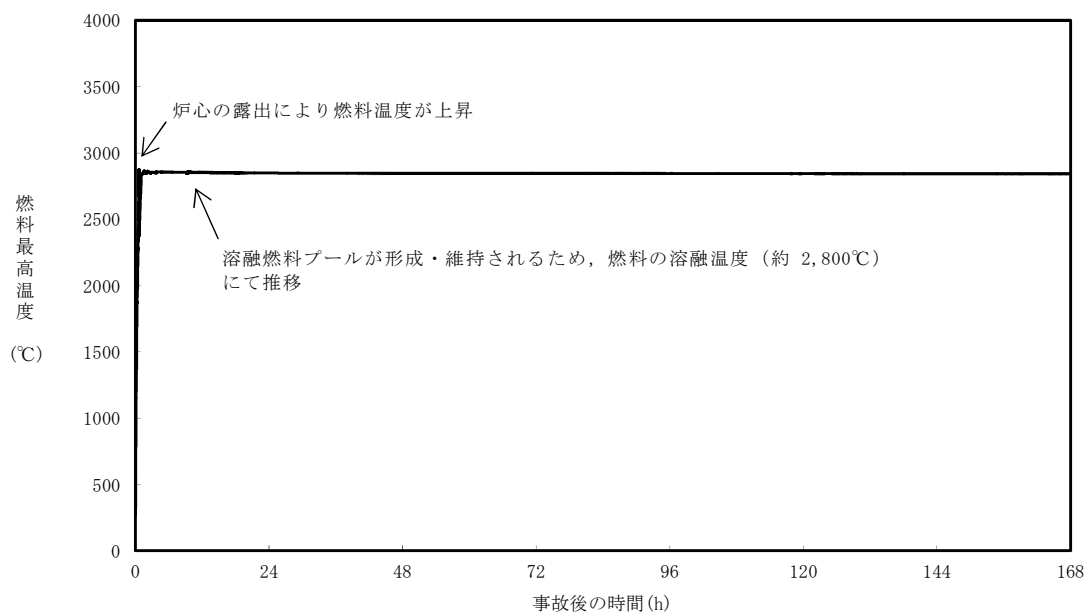
第 3.1.3-6 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移 (～3 時間)



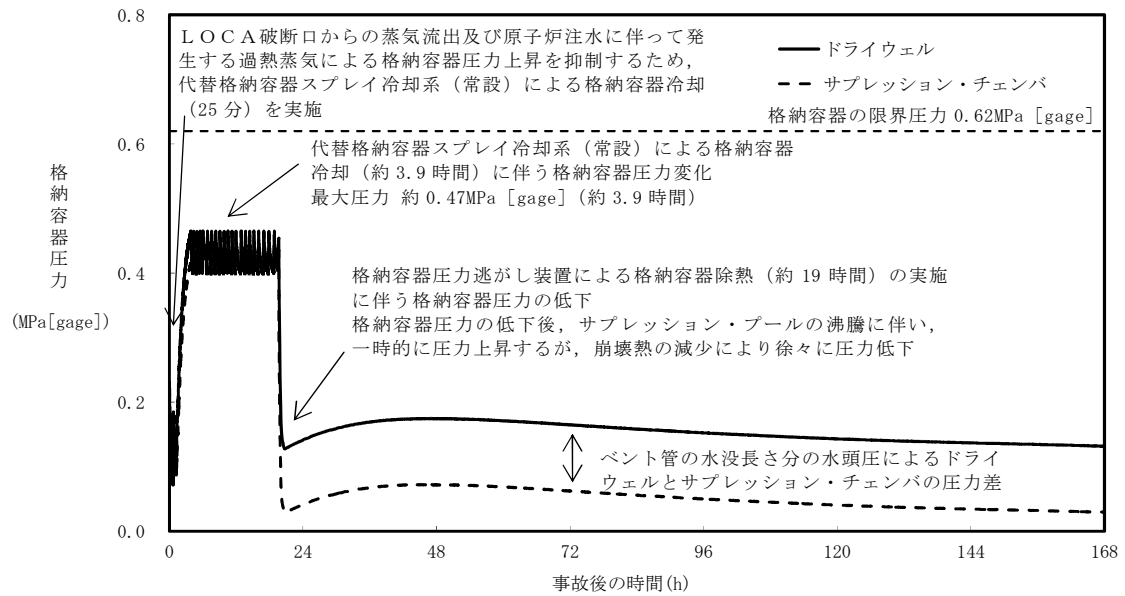
第 3.1.3-7 図 注水流量の推移 (～3 時間)



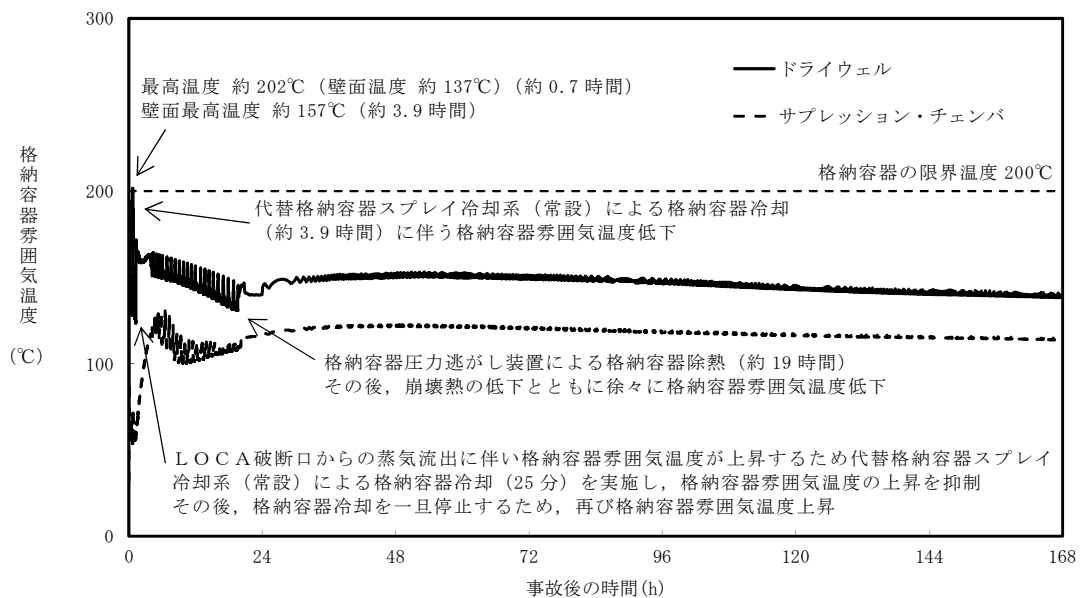
第3.1.3-8図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



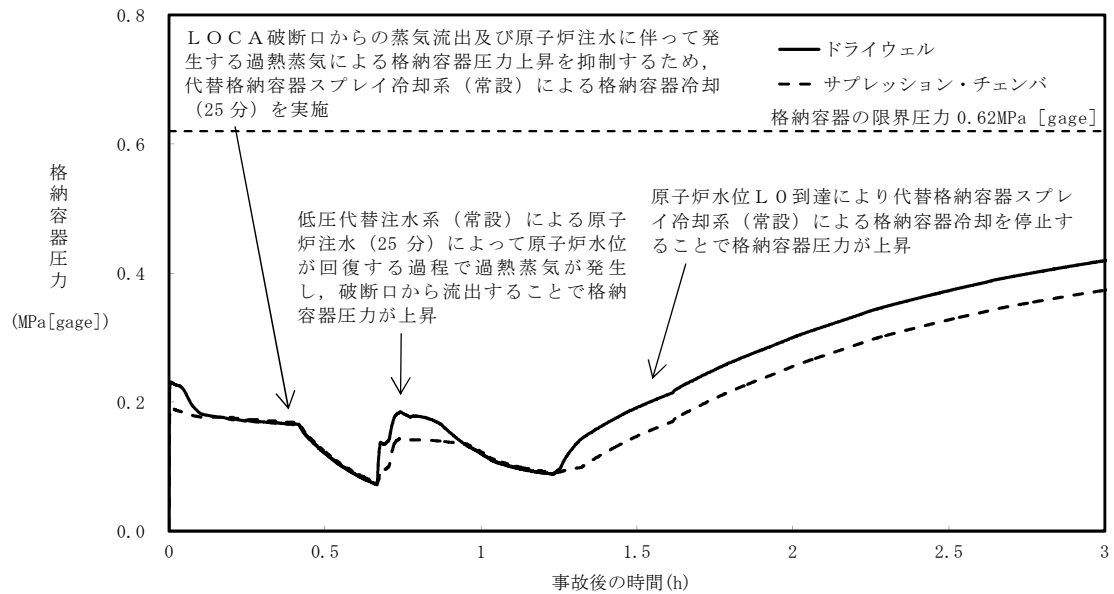
第3.1.3-9図 燃料最高温度の推移



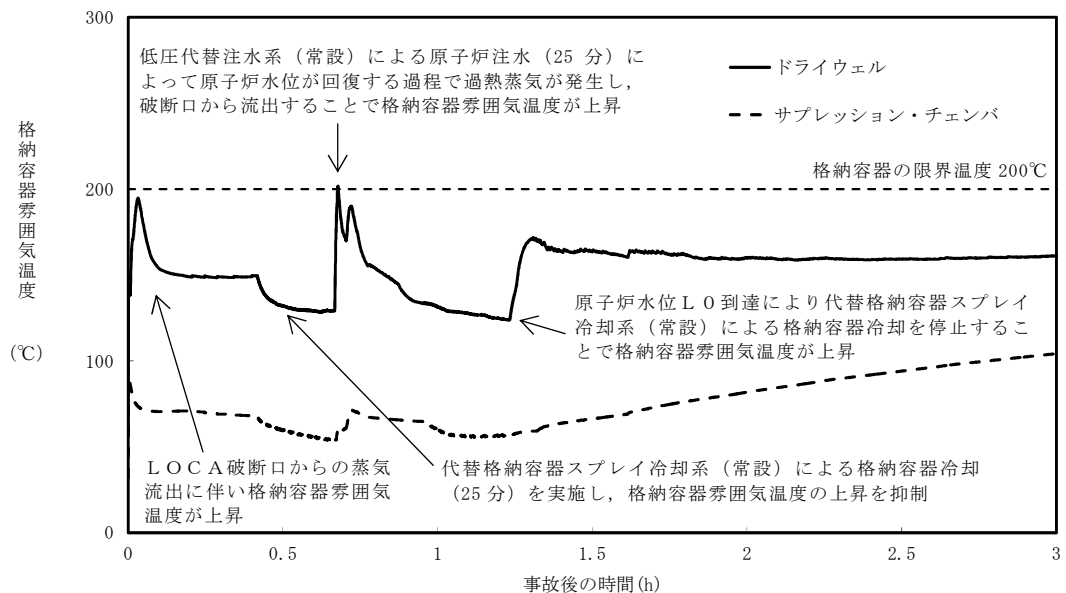
第 3.1.3-10 図 格納容器圧力の推移



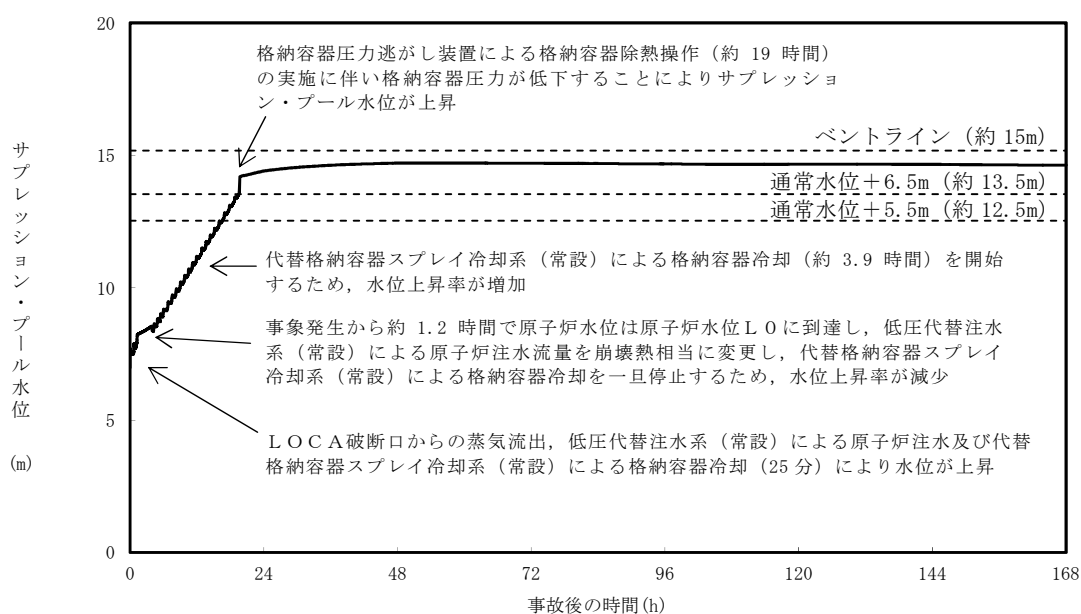
第 3.1.3-11 図 格納容器雰囲気温度の推移



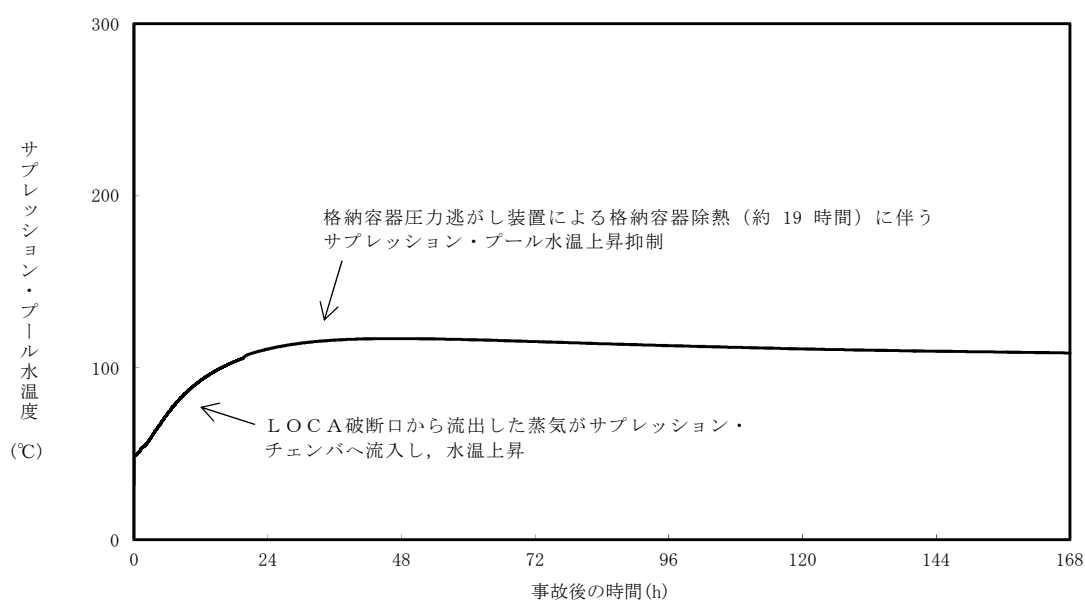
第 3.1.3-12 図 格納容器圧力の推移（～3 時間）



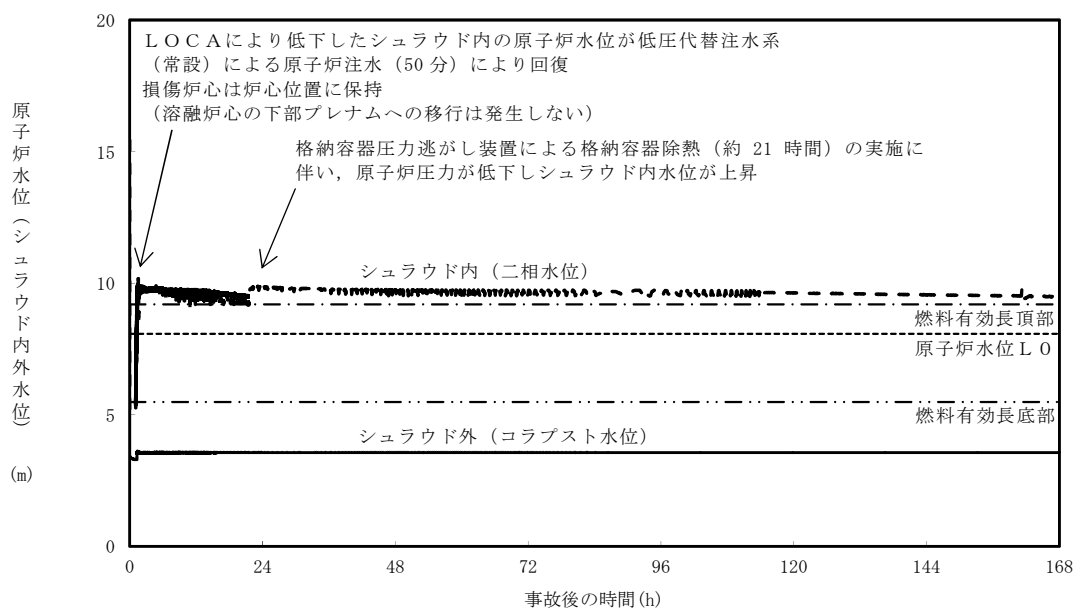
第 3.1.3-13 図 格納容器雰囲気温度の推移（～3 時間）



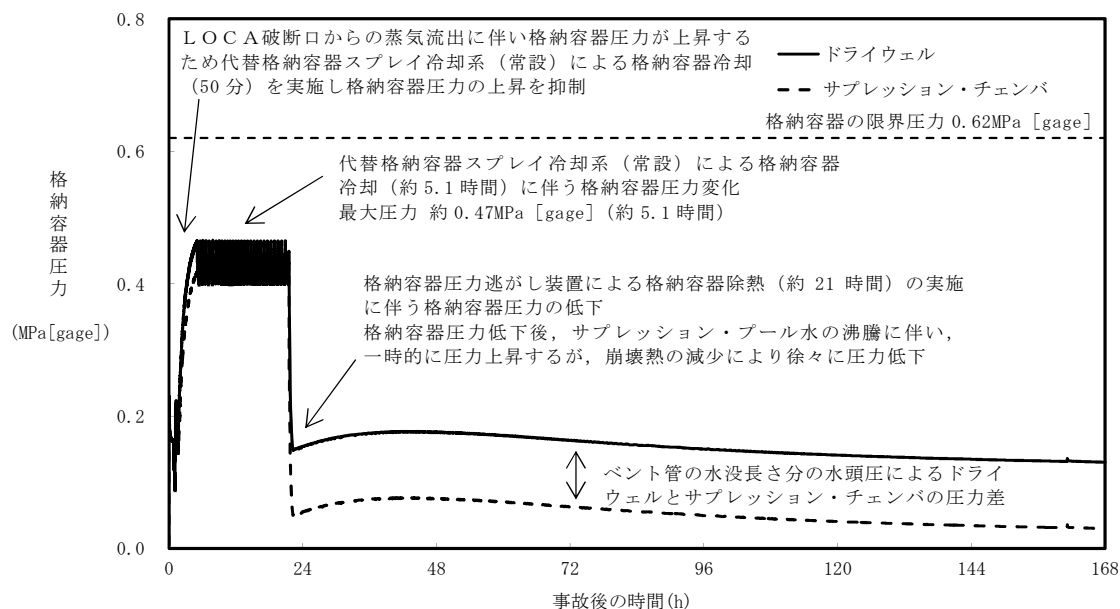
第 3.1.3-14 図 サプレッション・プール水位の推移



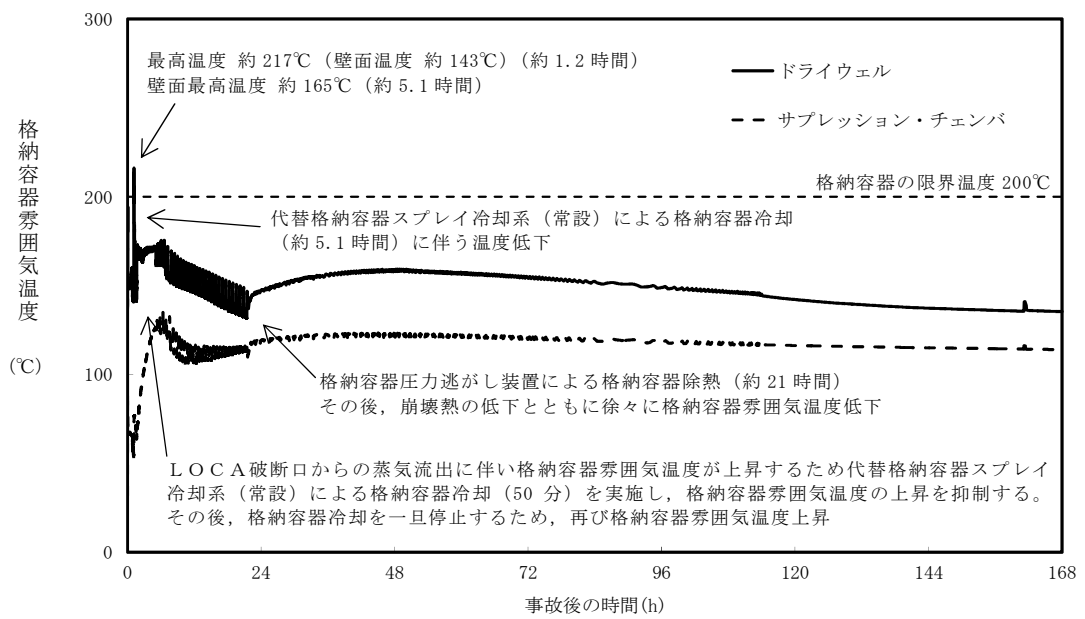
第 3.1.3-15 図 サプレッション・プール水温度の推移



第 3. 1. 3－16 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合の
原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



第 3. 1. 3－17 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合の
格納容器圧力の推移



第 3.1.3-18 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合の
格納容器雰囲気温度の推移

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できない場合）（1/3）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム，L O C A 発生及び全交 流動力電源喪失の確 認	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。 格納容器圧力が 13.7kPa [gage] に到達したことにより L O C A が発生したことを確認する。 外部電源が喪失するとともに，非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより，所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり，全交流動力電源喪失を確認する。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装* M/C 2 C 電圧* M/C 2 D 電圧* 緊急用 M/C 電圧 ドライウエル圧力 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。	—	—	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
炉心損傷確認	大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため，原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に至ることを格納容器雰囲気放射線モニタにより確認する。	—	—	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 判断及び対応準備	中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず，非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合，早期の電源回復不能と判断する。 これにより，常設代替交流電源設備，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）の準備を開始する。	—	—	—

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

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できない場合）（2/3）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに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	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交流電源設備から緊急用母線を受電する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	—	緊急用M/C電圧
	緊急用母線の受電を確認後、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 代替淡水貯槽	—	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 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位
	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開始した後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施する。 ドライウエル雰囲気温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し、原子炉底部から原子炉水位LO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	—	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力* 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 代替淡水貯槽水位 ドライウエル雰囲気温度

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

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できない場合）（3／3）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生し、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、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保を実施後、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。	常設代替交流電源設備 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）
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による冷却	格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。 以降、格納容器スプレイ冷却系（常設）の運転により格納容器圧力を 0.400MPa [gage] から 0.465MPa [gage] の範囲で制御する。 格納容器ベントに伴うサプレッション・プール水位上昇を考慮しても、サプレッション・プール水位がベントライン下端位置を超えないように格納容器スプレイを停止する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位 サプレッション・プール水位
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱	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、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、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	—	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 サプレッション・プール水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

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できない場合）（1/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	—
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力 （圧力容器ドーム部）	6.93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
	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）	通常運転時の原子炉水位として設定
	炉心流量	48,300t/h	定格流量として設定
	燃 料	9×9 燃料（A型）	—
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 （燃焼度 33GWd/t）	1 サイクルの運転期間（13 ヶ月）に調整運転期間（約 1 ヶ月）を考慮した運転 期間に対応する燃焼度を設定
	格納容器体積 （ドライウエル）	5,700m ³	設計値
	格納容器体積 （サプレッション・チェンバ）	空間部：4,100m ³ 液相部：3,300m ³	設計値（通常運転時のサプレッション・プール水位の下限值に基づき設定）
	真空破壊装置作動差圧	3.45kPa（ドライウエル－サプレ ッション・チェンバ間差圧）	真空破壊装置の設定値
	サプレッション・プール水位	6.983m（通常運転範囲の下限值 ）	通常運転時のサプレッション・プール水位の下限值として設定
	サプレッション・プール水温度	32℃	通常運転時のサプレッション・プール水温度の上限値として設定
	格納容器圧力	5kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力を包含する値
	格納容器雰囲気温度	57℃	通常運転時の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） として設定
	外部水源の温度	35℃	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
	ペDESTAL（ドライウエル部）の プール水	考慮しない	ペDESTAL（ドライウエル部）には通常運転時からプール水が存在するが、格 納容器の熱容量に寄与することから、格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価 する設定として、ペDESTAL（ドライウエル部）のプール水を考慮しない

第 3.1.3-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（代替循環冷却系を使用できない場合）（2/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断 L O C A 再循環系配管（出口ノズル）の破断	原子炉压力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もり，格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として，原子炉压力容器バウンダリに接続する配管のうち，口径が最大である再循環系配管（出口ノズル）における両端破断を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能喪失及び低圧注水機能喪失	非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し，設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系，低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から，プラント損傷状態である L O C A に全交流動力電源喪失を重畳することから，外部電源が喪失するものとして設定 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 3.1.3-2 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できない場合）（3／4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	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
	再循環系ポンプ	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）	事象初期の原子炉注水実施時： 230m ³ /h（一定） 原子炉水位 L O 到達判断後： 崩壊熱による蒸発を補う注水量 （最大 50m ³ /h）に制御	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	事象初期の原子炉注水実施時： 130m ³ /h（一定）	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定
		格納容器圧力制御： 130m ³ /h（一定）	サブプレッション・プール水位の上昇が早くなり、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作までの操作時間余裕の観点で厳しい条件として、運転手順の流量調整範囲（102m ³ /h～130m ³ /h）における上限を設定
	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DESTAL（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）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作についても考慮しない
	格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が 0.310MPa[gage] における排出流量 13.4kg/s に対して、第二弁を全開にて格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置の設計値を考慮して、格納容器圧力及び雰囲気温度を低下させるのに必要な排出流量として設定

第 3.1.3-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
（代替循環冷却系を使用できない場合）（4／4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	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	事象発生から 25 分後	中央制御室における常設代替高圧電源装置，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備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	格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した場合に開始 格納容器圧力が 0.400MPa [gage] 以下となった時点で停止	格納容器圧力の抑制効果を踏まえて設定
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	サプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m 到達から 5 分後	格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定

東海第二発電所の格納容器設計の特徴を踏まえた過圧破損防止対策について

1. はじめに

東海第二発電所の格納容器設計の特徴を踏まえた過圧破損防止対策について説明する。

2. 格納容器過圧破損防止対策及び格納容器ベント遅延対策の設計

設置許可基準規則第50条では、BWRプラントに対し重大事故時の格納容器過圧破損防止対策として格納容器圧力逃がし装置の設置が要求されているが、格納容器圧力逃がし装置は意図的に格納容器内の蒸気を放出する対策であり、フィルタを介するものの放射性物質の環境への放出を伴う特徴がある。

また、東海第二発電所で採用しているMark-II型格納容器設計の特徴から、重大事故時に他の格納容器型式の国内BWRプラントよりも事象発生から格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱（以下「格納容器ベント」という。）までの時間が短くなる（別紙1）。

そこで、事故後短期で格納容器ベントの実施に至ることを実質的になくすため、格納容器過圧破損防止対策として環境への放射性物質の放出を伴わない格納容器除熱系（代替循環冷却系）を優先使用する運用にするとともに、設置許可基準規則の要求以上の対応として、以下の対応を実施する。

①代替循環冷却系のさらなる信頼性向上のため、代替循環冷却系を多重化

②事故後の放射線水分解に伴う格納容器内の可燃性ガス濃度上昇を抑制す

るため、代替窒素封入系（可搬型窒素供給装置）を強化

（最終的には、格納容器圧力逃がし装置により可燃性ガスを排出し、格納容器内の水素爆発を防止）

それぞれの設備については、以下の方針にて設計する。

(1) 代替循環冷却系

格納容器過圧破損防止対策として優先して使用する代替循環冷却系は、重大事故時にその機能に確実に期待できるよう、設置許可基準規則第43条及び第50条に適合する設計とする。さらに、代替循環冷却系の信頼性向上のために多重化設計とするとともに、設計基準事故対処設備である残留熱除去系との多様性、独立性を確保し位置的分散を図ることで、共通要因により同時に機能喪失することを防止する設計とする（別紙2）。

(2) 代替窒素封入系（可搬型窒素供給装置）

代替窒素封入系（可搬型窒素供給装置）は、放射線水分解による格納容器内の酸素濃度上昇時に格納容器内に窒素封入することで、格納容器内の酸素濃度の上昇を抑制する設計とする。

(3) 格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系及び代替循環冷却系との多様性、独立性を確保し位置的分散を図ることで、共通要因により同時に機能喪失することを防止する設計とする。また、サプレッション・チェンバ側及びドライウェル側のいずれからも格納容器内の非凝縮性ガス等の排気を可能とし、排気中に含まれる放射性物質を低減するためのフィルタ装置を設置する設計とする。

3. 代替循環冷却系の信頼性

代替循環冷却系のシステム非信頼度は以下のとおりである。代替循環冷却系の多重化により、システム非信頼度を1桁程度低減することが可能である（別紙3）。

- ・ 代替循環冷却系2系列（A系及びB系）：約 3×10^{-4} /demand

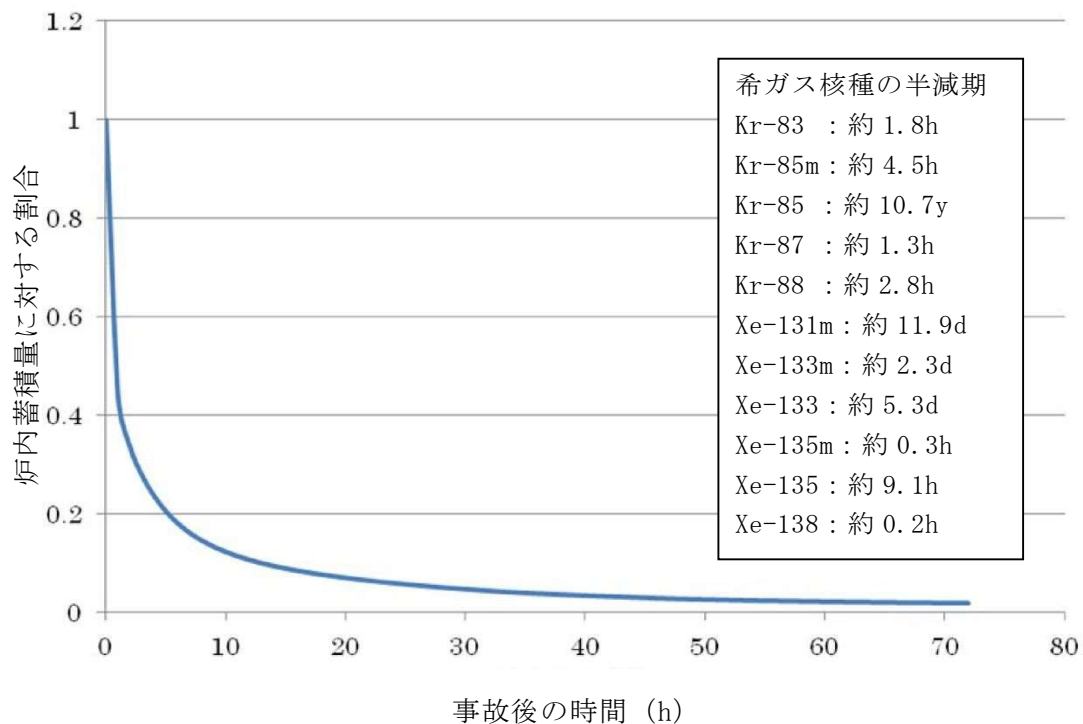
- ・ 代替循環冷却系 1 系列（A 系のみの場合）：約 2×10^{-3} /demand

さらに、代替循環冷却系のサポート系である緊急用海水系は、残留熱除去系海水系との多様性、独立性を確保し位置的分散を図ることで、共通要因により同時に機能喪失することを防止する設計とするとともに、緊急用海水系の機能喪失を仮定した場合においても、代替残留熱除去系海水系に期待することで格納容器の過圧破損防止が可能である（別紙 4）。以上より、東海第二発電所では、代替循環冷却系だけでなくそのサポート系についても信頼性向上に配慮した設計としている。

4. 代替循環冷却系による格納容器ベント遅延効果について（別紙 5）

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）」の有効性評価において、代替循環冷却系により格納容器除熱を実施する場合の可燃性ガス排出のための格納容器ベント時間は、事故後約 46 日後となる。また、放射線水分解の不確かさ（G 値の不確かさ）を考慮した場合においても、代替循環冷却系により格納容器ベントの実施時期を事故後約 5 日後（約 122 時間後）に遅延することができる。

一方、代替循環冷却系を使用できない場合には、サプレッション・プールの水位上昇によって格納容器ベントに至り、格納容器過圧破損防止のための格納容器ベント時間が事故後約 24 時間後（約 24.7 時間後）となる。この結果から、代替循環冷却系の設置により格納容器ベントの実施時期を大幅に遅延し、格納容器ベントによる放射性物質の放出を低減することができる（第 1 図）。



第 1 図 炉内蓄積量に対する割合の時間変化（希ガス核種合計）

5. まとめ

東海第二発電所では、代替循環冷却系について設置許可基準規則第 4 3 条及び第 5 0 条に適合する設計とする等、重大事故時に代替循環冷却系の機能に確実に期待できるよう配慮する。また、格納容器圧力逃がし装置よりも環境への放射性物質の放出を伴わない代替循環冷却系を優先して使用する運用とする。

ただし、M a r k - II 型格納容器を採用している東海第二発電所では、他の格納容器型式の国内 B W R プラントよりも格納容器ベントまでの時間が短くなることを踏まえ、設置許可基準規則の要求以上の対応として、代替循環冷却系のさらなる信頼性向上のために代替循環冷却系を多重化し、格納容器内の可燃性ガス濃度上昇を抑制するために代替窒素封入系（可搬型窒素供給装置）の強化を実施する。

これらにより、重大事故時の短期の格納容器ベント実施を実質的になくす

ことが可能であり，格納容器ベント時間は事故後約 46 日後（放射線水分解の不確かさ（G 値の不確かさ）を考慮した場合でも事故後約 5 日後）に遅延することが可能である。

東海第二発電所の格納容器ベント時間について

1. 東海第二発電所の格納容器設計の特徴

放射性物質の最終障壁となる格納容器設計（設計基準事故対処設備）の特徴は以下のとおりである。

- ① 改良標準化（施設定期検査時作業スペースの拡大等を採用）以前の設計であるM a r k－Ⅱ型格納容器であり，原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が小さい
- ② 格納容器の最高使用圧力は 0.31MPa[gage]であり，M a r k－Ⅰ型／Ⅰ改型の 0.427MPa[gage]に比べて低い
- ③ A B W R プラントでは格納容器除熱系として残留熱除去系（3 系列）を設置する設計としているが，B W R 5 プラントでは残留熱除去系（2 系列）を設置する設計

東海第二発電所は，上記①及び②の格納容器設計の特徴から，重大事故等の格納容器過圧事象発生時には，他の格納容器型式の国内B W R プラントよりも格納容器ベントまでの時間が短くなる。このため，その特徴を踏まえた格納容器過圧破損防止対策の設計を採用している。

2. R C C V型格納容器（柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉）との差異の理由

東海第二発電所は，設計基準事故対処設備としての格納容器設計の特徴から，重大事故等の格納容器過圧事象発生時には，他の格納容器型式の国内B W R プラントよりも格納容器ベントまでの時間が短くなる。その理由を以下に説明する。

- ・東海第二発電所は柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉に比べ原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が小さく，格納容器からの除熱機能喪失に

よる過圧事象発生時の格納容器の圧力上昇が早い（第 1 表）。

- ・ 東海第二発電所は柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉に比べサプレッション・チェンバの自由体積が小さく，有効性評価においてベントラインの水没防止の観点から設定している格納容器への外部水源の持ち込み可能量（サプレッション・プールの通常運転水位から外部水源の持ち込み制限高さまでの水量）が少ない（第 2 表）。このため，格納容器過圧事象発生時の外部水源を用いた格納容器スプレイによる圧力抑制可能期間が短い。

第 1 表 原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積

発電所	格納容器の自由体積／原子炉熱出力
東海第二発電所	$9,800\text{m}^3 / 3,293\text{MW} \approx 3.0$
柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉	$13,310\text{m}^3 / 3,926\text{MW} \approx 3.4$

第 2 表 外部水源の持ち込み可能量

発電所	外部水源の持ち込み可能量
東海第二発電所	約 $2,800\text{m}^3$ ※
柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉	約 $4,700\text{m}^3$ ※

※ 東海第二発電所において，仮に外部水源の持ち込み可能量が $4,700\text{m}^3$ （ $1,900\text{m}^3$ 増加）となった場合，格納容器スプレイ流量： $130\text{m}^3/\text{h}$ での連続スプレイを想定しても，15 時間程度圧力抑制期間が長くなる

3. Mark-I 型／I 改型格納容器との差異の理由

- ・ 東海第二発電所は Mark-I 型／I 改型格納容器プラントに比べ原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が小さく，格納容器からの除熱機能喪失による過圧事象発生時の格納容器の圧力上昇が早い。

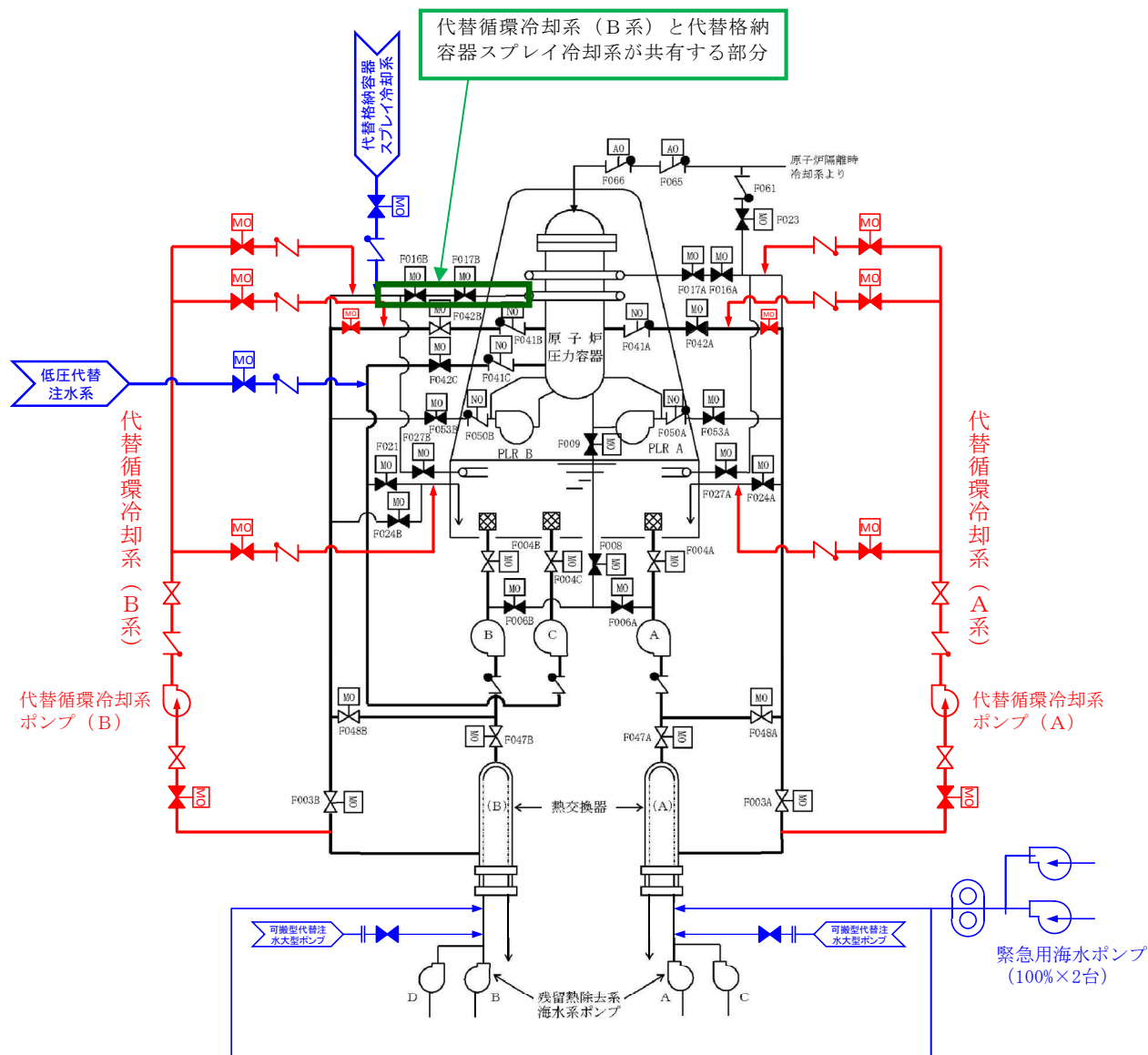
- ・格納容器の最高使用圧力（1Pd：0.31MPa[gage]）がM a r k－I 型／I 改型の 0.427MPa[gage] に比べて低く，炉心損傷後の格納容器スプレイの実施基準（1.5Pd 到達）における格納容器圧力の絶対値が低いため格納容器スプレイの効果が小さいことに加えて，上記のとおり格納容器の過圧事象発生時の格納容器圧力の上昇が早いことから，圧力上昇を抑制するために必要な格納容器スプレイ量が多くなる。

代替循環冷却系の設計

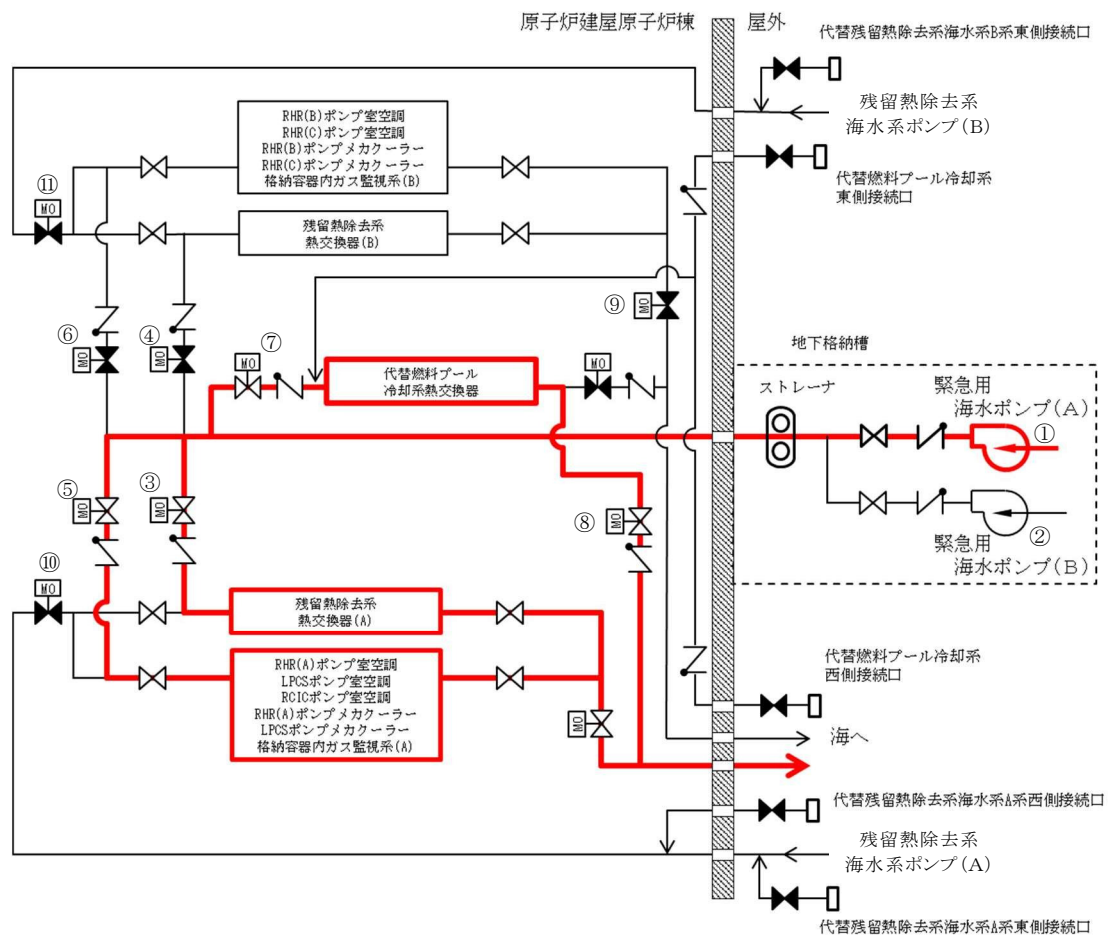
1. 概要

代替循環冷却系の概要は以下のとおり。また、第 1 図に代替循環冷却系の系統概要図、第 2 図に代替循環冷却系の補機冷却系である緊急用海水系の系統概要図、第 3 図にこれらの系統における単線結線図、代替循環冷却系の主要機器の仕様及び健全性を参考 1 に示す。

- ・ サプレッション・チェンバを水源とし、代替循環冷却系ポンプによる原子炉及び格納容器の循環冷却が可能な系統
- ・ 系統水はサプレッション・チェンバから残留熱除去系ポンプを経由して残留熱除去系熱交換器を通り、代替循環冷却系ポンプに供給され、代替循環冷却系ポンプにより原子炉への注水及び格納容器スプレイ等を実施
- ・ 本系統は代替循環冷却系（A系）及び代替循環冷却系（B系）の 2 系列の設計
- ・ 本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、発電所構内に配備した常設代替高圧電源装置 2 台からの給電により起動可能な設計
- ・ 代替循環冷却系の使用時には、残留熱除去系海水系、常設設備である緊急用海水系又は可搬型設備である代替残留熱除去系海水系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保（第 2 図：緊急用海水系の系統概要図）
- ・ 第 1 図に示すとおり、代替循環冷却系（B系）の格納容器スプレイラインと代替格納容器スプレイ冷却系のラインが一部共有
- ・ サポート系である緊急用海水系を含め、運転操作は中央制御室での遠隔操作が可能な設計



第 1 図 代替循環冷却系の系統概要図



	機器名称		機器名称
①	緊急用海水ポンプ(A)	⑦	緊急用海水系代替F P C系隔離弁
②	緊急用海水ポンプ(B)	⑧	緊急用海水系代替F P C系出口弁(A)系
③	緊急用海水系RHR A系熱交換器隔離弁	⑨	緊急用海水系代替F P C系出口弁(B)系
④	緊急用海水系RHR B系熱交換器隔離弁	⑩	残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁(A)系
⑤	緊急用海水系RHR A系補機隔離弁	⑪	残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁(B)系
⑥	緊急用海水系RHR B系補機隔離弁		

第2図 緊急用海水系の系統概要図

(残留熱除去系海水系A系供給時)



2. 設置許可基準規則上の位置付け

代替循環冷却系は、重大事故時において格納容器の破損を防止する目的から格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備であり、設置許可基準規則第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）の重大事故等対処設備として位置付ける。

3. 格納容器過圧破損防止対策としての代替循環冷却系の基本設計方針

【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つては、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って、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、この限りではない。

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ないよう、適切な措置を講じたものであること。

(1) 環境条件等（第43条 第1項 第1号、第6号）

代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・チェンバ及び残留熱除去系熱交換器は，重大事故等時における設置場所の環境条件を考慮した設計とする。

代替循環冷却系ポンプの操作は，中央制御室で可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は海水を通水するため，耐腐食性材料を使用する設計とする。

(2) 操作性の確保（第43条 第1項 第2号，第4号）

代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・チェンバ及び残留熱除去系熱交換器を使用する代替循環冷却系は，中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。また，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替え可能な設計とする。

(3) 試験・検査性（第43条 第1項 第3号）

代替循環冷却系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，機能・性能の確

認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、代替循環冷却系ポンプは、分解が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、内部の確認が可能なようにフランジを設ける設計とする。

(4) 悪影響防止（第43条 第1項 第5号）

代替循環冷却系ポンプ、サプレッション・チェンバ、緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を使用する代替循環冷却系は、弁操作等によって、設計基準事故対処設備として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、サプレッション・プール水に含まれる核分裂生成物の系外放出を防止するため、代替循環冷却系は閉ループにて構成する設計とする。

(5) 容量等（第43条 第2項 第1号）

代替循環冷却系ポンプは、格納容器の過圧破損防止に必要なポンプ流量を有する設計とする。

サプレッション・チェンバは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、格納容器の過圧破損防止に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の残留熱除去系海水系の機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の伝熱容量が、格納容器の過圧破損防止に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

(6) 共用の禁止（第43条 第2項 第2号）

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないため、代替循環冷却系の共

用はない。

(7) 多様性，位置的分散等（第 43 条 第 2 項 第 3 号）

代替循環冷却系は重大事故等緩和設備であり，設置許可基準規則（第 43 条第 2 項第 3 号）に基づき共通要因による設計基準事故対処設備（残留熱除去系）との同時の機能喪失防止が要求されるものではないが，代替循環冷却系の信頼性向上のため，以下のとおり残留熱除去系との多様性，独立性及び位置的分散を図った設計とする。

ポンプについては，残留熱除去系ポンプと異なる区画に設置し，位置的分散を考慮した設計とする（第 4 図）。代替循環冷却系ポンプのサポート系として，冷却水は不要（自然冷却）とすることで，残留熱除去系ポンプの冷却水（残留熱除去系海水系）と同時に機能喪失しない設計とする。電源については，常設代替高圧電源装置を使用することで，残留熱除去系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）と同時に機能喪失しない設計とする。電動弁については，駆動部に設けるハンドルにて手動操作も可能な設計とすることで，電動駆動に対し多様性を持った設計とする。（第 1 表）

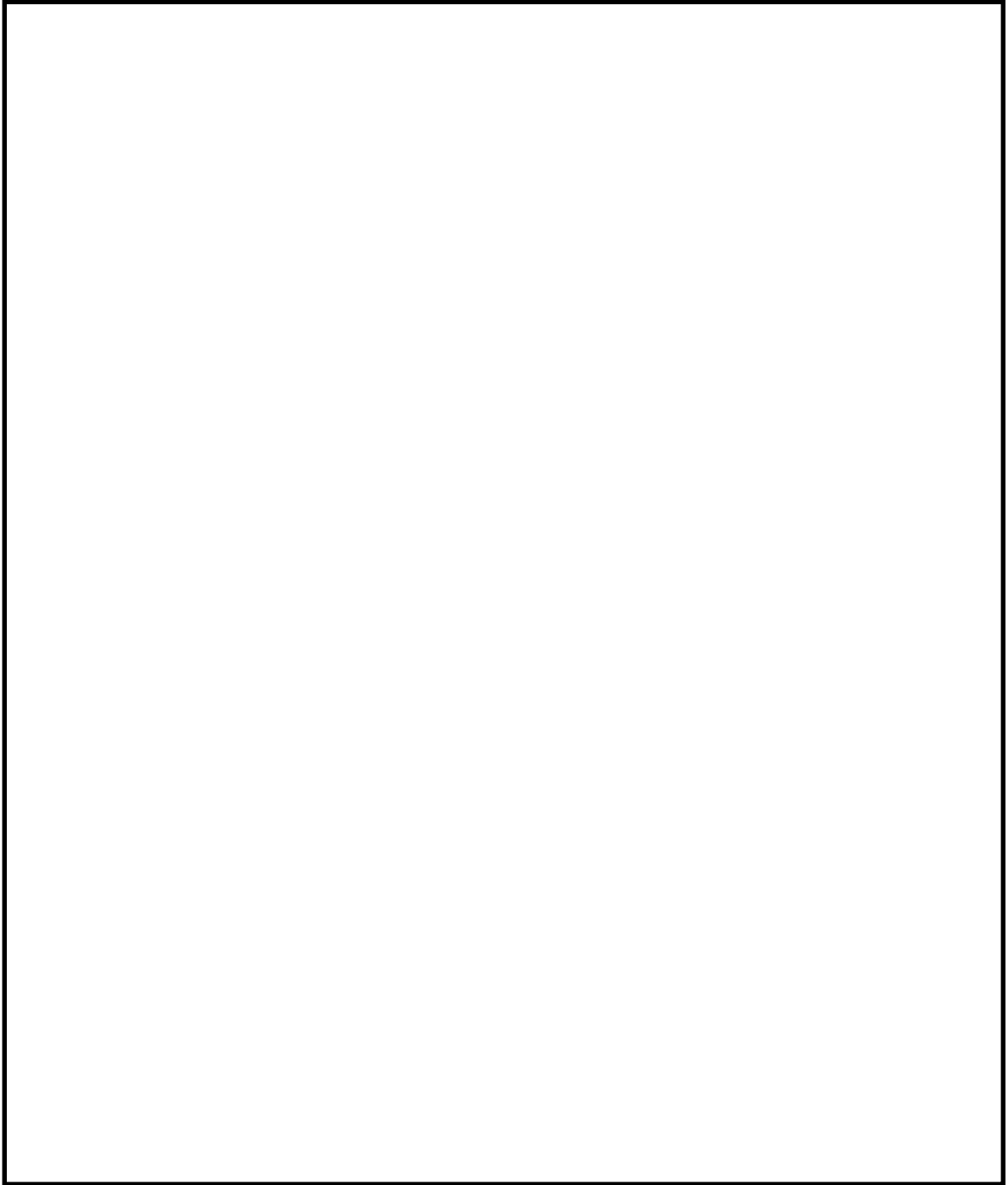
残留熱除去系と代替循環冷却系の独立性については，第 2 表で示すとおり，地震，津波，火災及び溢水により同時に故障することを防止するために，独立性を確保する設計とする。

第 1 表 多様性及び位置的分散

項目	残留熱除去系	代替循環冷却系
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	代替循環冷却系ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟地下2階 残留熱除去系（A）及び（B） ポンプ室	原子炉建屋原子炉棟地下2階 残留熱除去系（A）及び（B） 熱交換器室
水源	サプレッション・チェンバ	サプレッション・チェンバ
	原子炉建屋原子炉棟地下2階	原子炉建屋原子炉棟地下2階
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要（内包油）	不要（内包油）
冷却水	残留熱除去系海水系	不要（自然冷却）
駆動電源	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備
	原子炉建屋付属棟地下1階	屋外

第 2 表 設計基準事故対処設備との独立性

項目		残留熱除去系	代替循環冷却系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系は耐震 S クラス設計とし、代替循環冷却系は基準地震動 S_s で機能維持できる設計とすることから、基準地震動 S_s が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系は防潮堤及び浸水防止設備の設置により、また、代替循環冷却系は防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、原子炉建屋原子炉棟の水密化されたエリアに設置により、津波が共通要因となって故障することのない設計とする。	
	火災	代替循環冷却系と設計基準事故対処設備の残留熱除去系は火災が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	溢水	代替循環冷却系と設計基準事故対処設備の残留熱除去系は溢水が共通要因となり故障することのない設計とする。	



第 4 図 代替循環冷却系ポンプの配置図

【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)

第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない

(1) 代替循環冷却系の設置

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために代替循環冷却系を設ける。

代替循環冷却系は、サプレッション・チェンバを水源とし、代替循環冷却系ポンプによる原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレーが可能な設計とする。

4. 代替循環冷却系（B系）を使用した場合の評価

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）」では、代替循環冷却系と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を同時に使用しないため、代替循環冷却系（B系）を使用した場合でも事故進展に影響はない。

一方、格納容器破損モード「DCH, FCI, MCCI」では、原子炉圧力容器破損後に代替循環冷却系（A系）と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による同時の格納容器スプレイを実施する条件で解析しているが、1.に記載のとおり、代替循環冷却系（B系）と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による同時の格納容器スプレイは実施できないことから、代替循環冷却系（B系）のみを使用[※]した条件でのMAAP解析を実施した。

※ 外部水源の持ち込みを制限し、サプレッション・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、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）より代替循環冷却系（B系）を優先して使用することを想定

第3表及び第4表に格納容器破損モード「DCH, FCI, MCCI」の評価シーケンスにおける代替循環冷却系（A系）を使用した場合と代替循環冷却系（B系）を使用した場合の解析条件及び解析結果の比較を示す。また、格納容器圧力挙動及び温度挙動を第5図から第8図に示す。

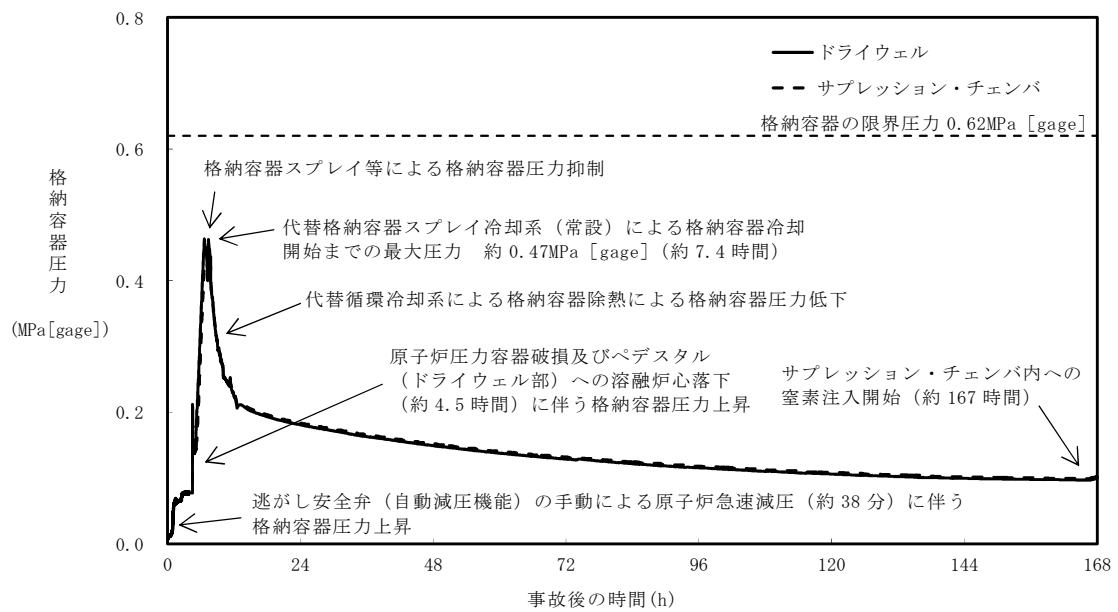
代替循環冷却系（B系）を使用した場合においても、有効性評価の評価項目である格納容器温度 200℃以下, 圧力 0.62MPa[gage]以下に抑えられることを確認した。

第 3 表 解析条件の比較

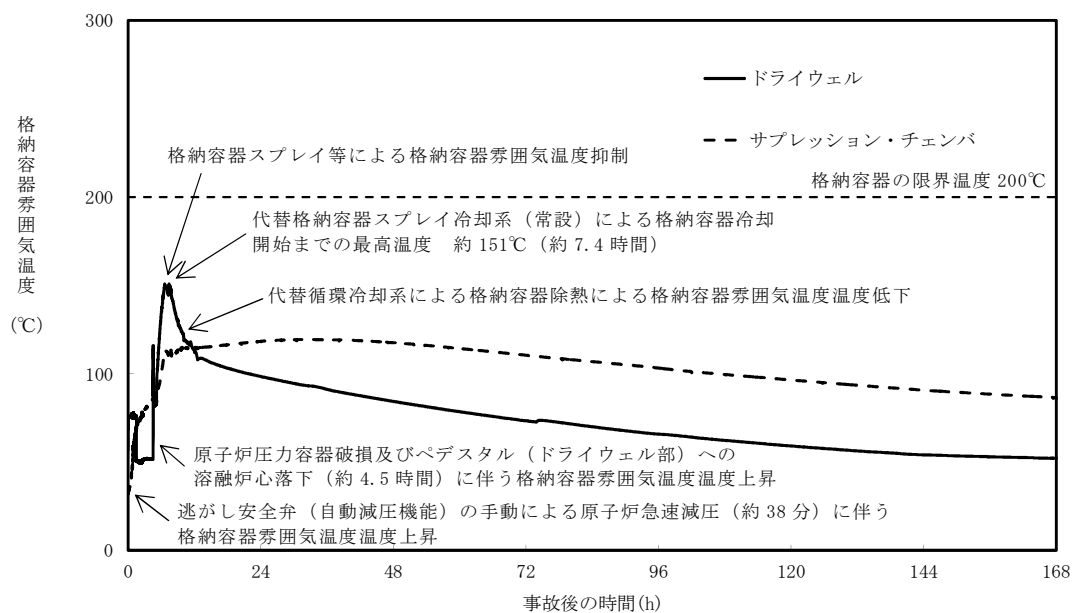
	代替循環冷却系（A系）を使用した場合 （有効性評価における代替循環冷却系を 使用した場合のケース）	代替循環冷却系（B系）を使用した場合 （今回の評価ケース）
注水，スプレイ等を実施する系統	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水 代替循環冷却系（A系） 格納容器スプレイ 代替循環冷却系（A系） 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ペDESTAL（ドライウェル部）注水 格納容器下部注水系（常設） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水 代替循環冷却系（B系） 格納容器スプレイ 代替循環冷却系（B系） ペDESTAL（ドライウェル部）注水 格納容器下部注水系（常設）
代替循環冷却系の機器 条件・操作条件	<ul style="list-style-type: none"> 事象発生 90 分後から $250\text{m}^3/\text{h}$ でドライ ウェルスプレイを実施 R P V 破損後に格納容器圧力が低下傾向 に転じて 30 分後、$150\text{m}^3/\text{h}$ でドライウ ェルスプレイ、$100\text{m}^3/\text{h}$ で原子炉注水を 実施 	代替循環冷却系（A系）を使用した場合 と同じ
代替格納容器スプレイ 冷却系（常設）の機器 条件・操作条件	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器破損+6 分後から 300m^3 ／h でドライウェルスプレイを実施し、R P V 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 その後、間欠スプレイ（格納容器圧力 0.400 ～0.465MPa[gage]）を実施 	（実施しない）
格納容器下部注水系 （常設）の機器条件・ 操作条件	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器破損後+7 分後から 80m^3 ／h で格納容器下部水位制御（水位 2.25 ～2.75m）を実施 	代替循環冷却系（A系）を使用した場合 と同じ

第 4 表 解析結果の比較

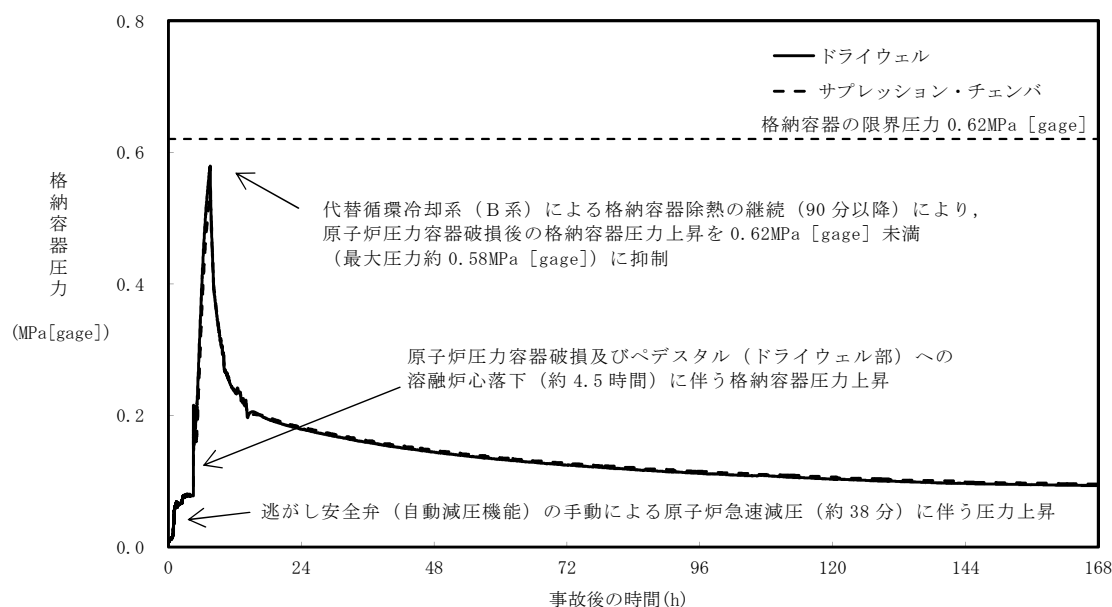
	代替循環冷却系（A系）を使用した場合 （有効性評価における代替循環冷却系を 使用した場合のケース）	代替循環冷却系（B系）を使用した場合 （今回の評価ケース）
格納容器圧力の最高値	0.47MPa[gage]	約 0.58MPa[gage]
格納容器雰囲気温度の 最高値	151℃	162℃



第 5 図 「DCH, FCI, MCCI」における
代替循環冷却系（A系）を使用した場合の格納容器圧力の推移

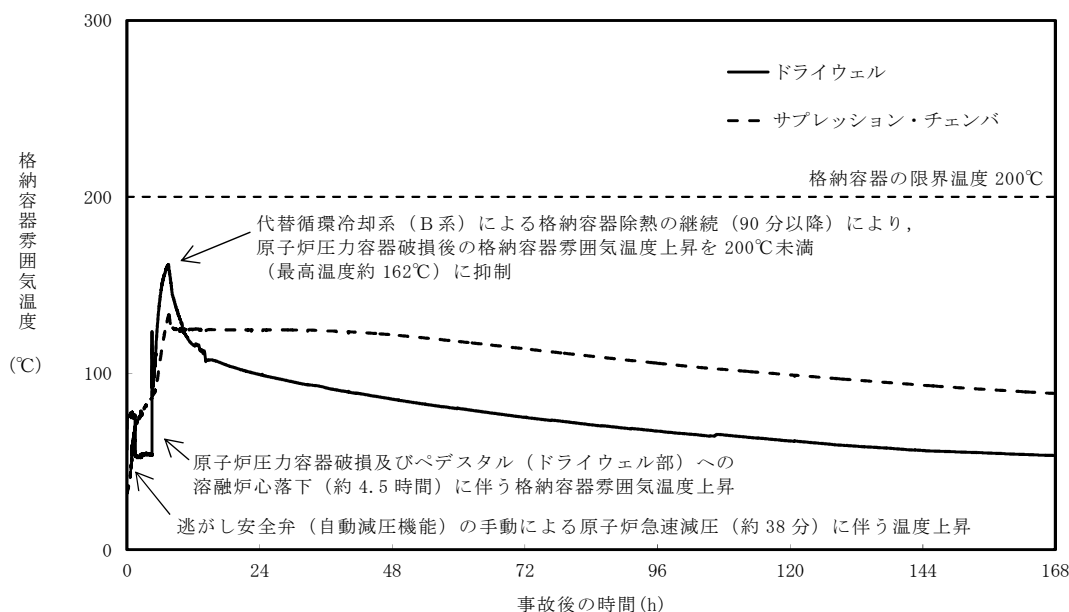


第 6 図 「DCH, FCI, MCCI」における
代替循環冷却系（A系）を使用した場合の格納容器雰囲気温度の推移



第 7 図 「DCH, FCI, MCCI」における

代替循環冷却系（B系）を使用した場合の格納容器圧力の推移



第 8 図 「DCH, FCI, MCCI」における

代替循環冷却系（B系）を使用した場合の格納容器雰囲気温度の推移

代替循環冷却系の主要機器の仕様及び健全性について

1. 主要機器の仕様

(1) 代替循環冷却系ポンプ

型	式	: ターボ形
台	数	: 1 (予備1)
容	量	: 約250m ³ /h (1台当たり)
全	揚	程 : 約120m
最	高	使用圧力 : 3.45MPa[gage]
最	高	使用温度 : 80℃

(2) 残留熱除去系熱交換器

型	式	: 縦型Uチューブ式
基	数	: 2
最	高	使用圧力 : 3.45MPa[gage]
最	高	使用温度 : 249℃
伝	熱	容 量 : 約19.4×10 ³ kW (1基当たり)
(原子炉停止時冷却モード)		

2. 代替循環冷却系の健全性

代替循環冷却系の健全性について、「代替循環冷却系ポンプの健全性」, 「残留熱除去系ポンプの健全性」, 「シール材の信頼性」の観点から評価する。なお, 残留熱除去系熱交換器については, 最高使用温度が 249℃で設計されているため, 健全性に問題はない。

(1) 代替循環冷却系ポンプの健全性

0.62MPa[gage] (2Pd) においては, サプレッション・プール水の温度は

0.62MPa[gage] (2Pd) における飽和温度167℃となる。サブプレッション・プール水は残留熱除去系ポンプを経由し、残留熱除去系海水系ポンプ又は緊急用海水ポンプからの海水を用いて残留熱除去系熱交換器にて冷却後、代替循環冷却系ポンプにて原子炉及びドライウエルに注水を行う。ここでは、残留熱除去系熱交換器において冷却したサブプレッション・プール水の温度が、代替循環冷却系ポンプの最高使用温度80℃を超えないことを確認する。評価条件は以下のとおり。

緊急用海水ポンプ流量 : 600m³/h

代替循環冷却系ポンプ流量 : 250m³/h

海水温度 : 32℃

サブプレッション・プール水温度 : 167℃

上記の条件で残留熱除去系熱交換器出口温度を評価した結果、出口温度は約70℃と評価され、代替循環冷却系ポンプの最高使用温度80℃を下回る。なお、代替循環冷却系ポンプの運転に伴うポンプ入熱による影響及びサブプレッション・プール水中の核分裂生成物による発熱による影響については、代替循環冷却系ポンプの入口側に残留熱熱交換器が設置されており、代替循環冷却系ポンプの運転によって、残留熱除去系熱交換器により冷却された水に入れ替わることから影響はないものとする。

以上より、2Pdの条件下においても、代替循環冷却系ポンプの健全性については問題ない。

(2) 残留熱除去系ポンプの健全性

代替循環冷却系については、残留熱除去系ポンプ（最高使用圧力：3.51MPa、最高使用温度：182℃）を流路として使用する。

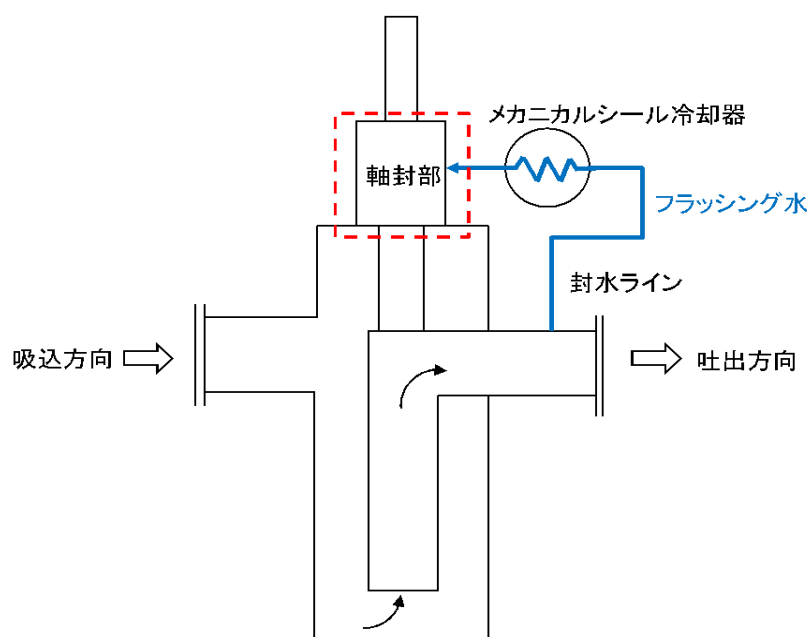
代替循環冷却系は代替循環冷却系ポンプでサプレッション・チェンバの水を循環させる系統構成となっており、残留熱除去系が機能喪失している前提で使用する設備であるため、残留熱除去系ポンプは、停止している状態でポンプ内を系統水が流れることとなる。残留熱除去系ポンプの軸封部はメカニカルシールで構成されており、ポンプ吐出側から分岐して送水される冷却水（フラッシング水）により温度上昇を抑える設計としている（第1図）。

ポンプ停止時に系統水が流れる状態においては、通常どおりメカニカルシールに冷却水（フラッシング水）が送水されないことが考えられるため、その際のシール機能への影響について確認した。

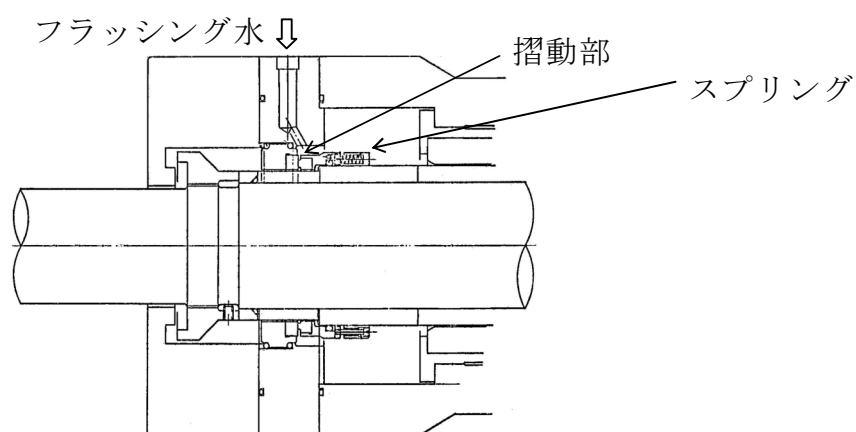
残留熱除去系ポンプのメカニカルシールは、スプリングによって摺動部を押さえつける形でシールする構造となっている（第2図）。代替循環冷却系運転時には残留熱除去系ポンプが停止している状態であるため、通常のポンプ運転時のように冷却水（フラッシング水）が封水ラインを通じてメカニカルシール部に通水されないことが想定されるが、上述のとおり、冷却水（フラッシング水）はメカニカルシールの摺動による温度上昇を抑えるためのものであり、ポンプが停止している状態では冷却の必要がなく、特にメカニカルシールの機能に影響はない

なお、軸封部及び封水ラインにおいては、代替循環冷却系ポンプ運転時には残留熱除去系ポンプが停止していることから、ポンプの吐出圧力に相当する圧力がかかることはなく、格納容器圧力である0.62MPa[gage]（2Pd）であるため、軸封部への影響はないと考える。

したがって、代替循環冷却系運転時において軸封部からの系統水の著しい漏えいはないと考えており、残留熱除去系ポンプの最高使用温度以下で通水されることから健全性については問題ない。



第 1 図 残留熱除去系ポンプ 概要図



第 2 図 残留熱除去系ポンプメカニカルシール 構造図

(3) シール材の健全性について

代替循環冷却系を使用する場合に、系統内の弁、配管及びポンプのバウンダリに使用されているシール材について高温環境による影響、放射

線影響及び化学種による影響によって材料が劣化し漏えいが生じる可能性がある。これらの影響について下記のとおり評価を行った。

① 高温環境及び放射線による影響

代替循環冷却系は、重大事故時に炉心損傷した状況で系統を使用することとなる。このため、高温環境下であること及び系統内を高放射能の流体が流れることから、高温及び放射線による劣化が懸念される。

上記に示す部材のうち、配管フランジガスケット及び弁グランドシールには膨張黒鉛材料若しくはステンレス等の金属材料が用いられている。これらは、耐熱性があること及び無機材料であり高放射線下においても劣化の影響はないか極めて小さい。このため、これらについては評価温度である200℃以上の耐熱性を有することに加え、放射線による影響についても、耐放射線性能が確認されたシール材を用いることから、シール性能が維持されるものとする。

残留熱除去系ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）のシール材には、エチレンプロピレンゴム（EPDM）やフッ素ゴムが用いられており、高温環境下での使用による影響及び放射線による影響を受けて劣化することが考えられるため、200℃の環境下において7日間の高耐熱性を有し、耐放射線性に優れた改良EPDM製シール材への取替えを今後行うことにより、耐熱性及び耐放射線性を確保する。

また、代替循環冷却系ポンプのバウンダリを構成する部材（ケーシングシール等）のシール材についても同様に、耐熱性及び耐放射線性に優れた材料を適用する。

② 核分裂生成物による化学的影響

炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能

性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム及びハロゲン元素であるよう素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットはアルカリ環境において劣化の影響はなく、また、E P D Mについても耐アルカリ性を有する材料であることから、セシウムによるシール機能への化学的影響はないものと考え

る。

一方、ハロゲン元素のよう素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットでは影響がないが、有機材料であるE P D Mでは影響が生じる可能性がある。設備での使用を考慮している改良E P D Mについては、電力共同研究により、よう素による影響の確認を行っており、炉心損傷時に想定されるよう素濃度（約450mg/m³）よりも高濃度のよう素環境下（約1,000mg/m³）においても、圧縮永久ひずみ等のシール材としての性状に大きな変化がないことを確認している。また、ガスケットメーカにおいて、よう素に対するE P D M材の耐性として、第1表に示すとおり、5段階評価（ランク1が最も耐性がある）のうち、ランク2に位置づけられており、よう素に対する耐性があるものとする。

このように、よう素に対する性能が確認された材料を用いることにより、漏えい等の影響が生じることはないものとする。

第 1 表 E P D M の特性

薬品	耐性ランク
よう素	2

< 耐性ランクの凡例 >

- 1：動的部分にも使用可能で体積変化率は 10%以内。
- 2：動的部分にも条件により使用可能，体積変化率は 20%以内。
- 3：静的部分には使用可能，体積変化率は 30%以内。
- 4：静的部分には条件により使用可能，体積変化率は 100%以内。
- 5：使用できない，体積変化率は 100%以上。

出典：日本バルカー工業(株)発行「バルカーハンドブック」より抜粋

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、サプレッション・プール水の酸性化を防止すること及びサプレッション・プール水中の核分裂生成物由来のよう素を捕捉することにより、よう素の放出量の低減を図るため、サプレッション・プール水 pH 制御装置を自主的な取組みとして設ける計画である。サプレッション・プール水 pH 制御装置の使用により、アルカリ薬液である水酸化ナトリウムを格納容器へ注入することとなるため、アルカリ薬液によるシール性への影響が懸念されるが、耐アルカリ性を有する改良 E P D M を使用することにより、格納容器バウンダリのシール機能には影響はない。

代替循環冷却系のシステム非信頼度について

1. はじめに

フォールトツリー手法を用いて、代替循環冷却系のシステム非信頼度を評価する。

2. 評価条件

評価条件は第 1 表のとおり。

第 1 表 代替循環冷却系のシステム非信頼度の評価条件

システム非信頼度の 評価範囲	代替循環冷却系，緊急用海水系及び常設代替交流電源設備
代替循環冷却系の 成功基準	2 系列中 1 系列
緊急用海水系の成功基準	ポンプ 2 台中 1 台
常設代替交流電源設備の 成功基準	常設代替高圧電源装置 5 台中 2 台
システム非信頼度の評価	機器のランダム故障を対象 使命時間 24 時間

3. 評価結果

代替循環冷却系のシステム非信頼度を，第 1 図のフォールトツリーを用いて評価した。その結果，第 2 表に示すとおり，代替循環冷却系 2 系列（A 系及び B 系）のシステム非信頼度は約 $3 \times 10^{-4} / \text{demand}$ ，1 系列を想定した場合（A 系のみの場合）の非信頼度は約 $2 \times 10^{-3} / \text{demand}$ となり，代替循環冷却系の多重化設計により，システム非信頼度は 1 系列時に比べて 1 桁程度低減する。

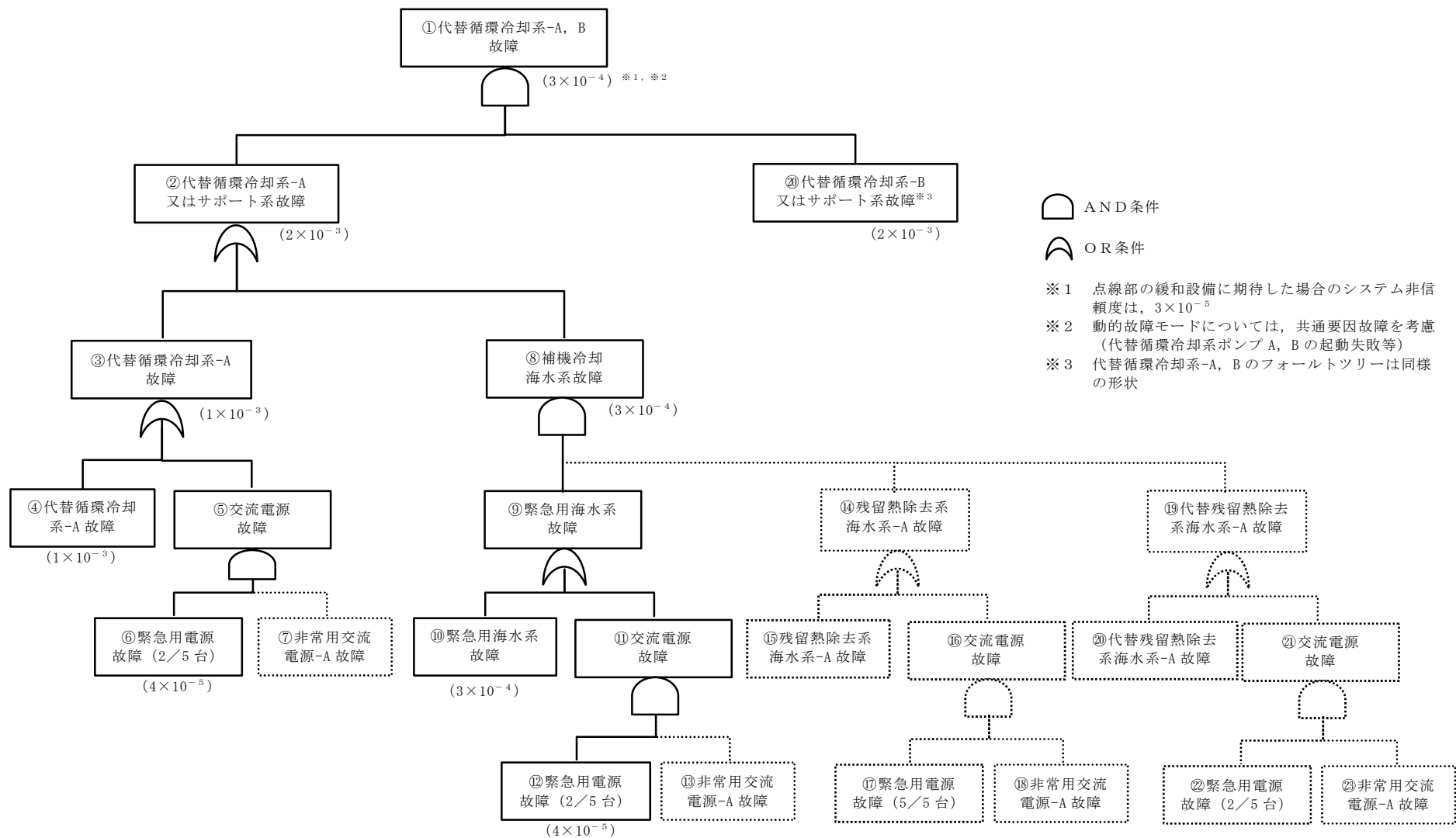
なお，代替循環冷却系のサポート系として残留熱除去系海水系，代替残留

熱除去系海水系及び非常用交流電源が使用可能な場合のシステム非信頼度は約 3×10^{-5} /demand となり，代替循環冷却系を多重化することでシステム非信頼度は 2 桁程度低減する。

第 2 表 代替循環冷却系のシステム非信頼度

	システム非信頼度（／demand）	
	サポート系として緊急用海水系，常設代替交流電源設備を考慮した場合	他のサポート系にも期待した場合（参考※）
代替循環冷却系 1 系列	約 2×10^{-3}	約 1×10^{-3}
代替循環冷却系 2 系列	約 3×10^{-4}	約 3×10^{-5}
低減割合（代替循環冷却系 2 系列 ／代替循環冷却系 1 系列）	$\div 0.2$	$\div 0.03$

※ 設計基準事故対処設備としての残留熱除去海水系，非常用電源及び代替残留熱除去系海水系の使用を考慮した場合の参考評価



第 1 図 システム非信頼度の評価に用いたフォールトツリー

代替残留熱除去系海水系を用いた場合の評価

1. 代替残留熱除去系海水系の位置づけ

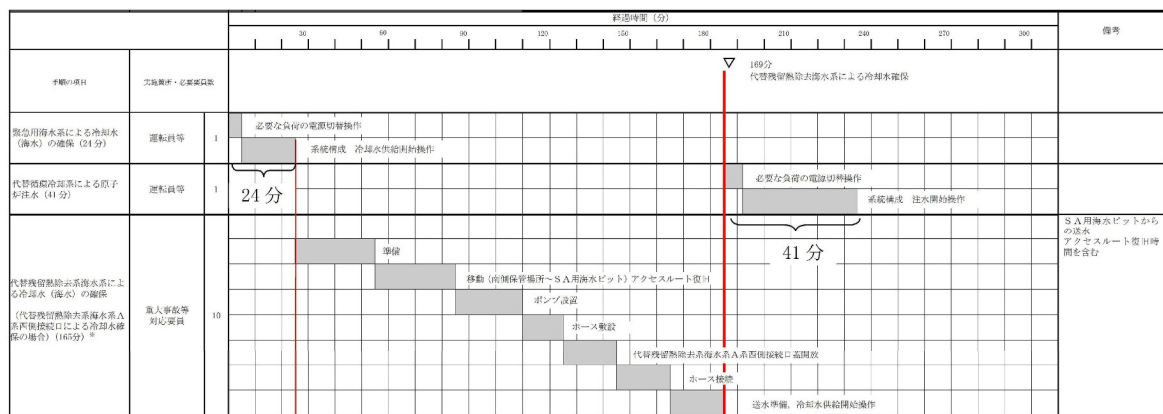
代替残留熱除去系海水系は、残留熱除去系及び代替循環冷却系のサポート系であり、残留熱除去系海水系の機能喪失又は全交流動力電源喪失時において、緊急用海水系の後備の対応手段として位置付けている。

2. 代替残留熱除去系海水系を用いた場合の有効性評価への影響

上述のとおり、残留熱除去系海水系の機能喪失又は全交流動力電源の喪失により残留熱除去系海水系が機能喪失し、緊急用海水系が使用できない場合において、代替残留熱除去系海水系の起動準備等手順に着手する。そのため、第1図に示すとおり、緊急用海水系が使用できる場合に比べ、最大約165分程度（約2.8時間）の代替循環冷却系の起動遅れが想定される。

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）」の有効性評価における代替循環冷却系を使用する場合では、事象発生90分後（1.5時間後）に代替循環冷却系を起動しているが、代替残留熱除去系海水系を用いた場合には、上記の起動遅れを踏まえると事象発生255分後（約4.3時間後）に代替循環冷却系を起動することになり、起動までの間に格納容器圧力及び雰囲気温度は相対的に高く推移することとなる。ただし、代替循環冷却系が起動せずに約3.9時間後に格納容器圧力が0.465MPa [gage] (1.5Pd) に到達すれば代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器スプレーを実施し、約4.3時間後以降は代替循環冷却系を用いた内部水源による格納容器スプレーに切り替えることで、格納容器圧力及び雰囲気温度は評価項目である最高使用圧力の2倍（0.62MPa [gage] (2Pd)）及び200℃を下回ることとなる。なお、有効性評価において代替循環冷却系を使用

する場合では、事象発生 90 分後からの代替循環冷却系による格納容器除熱により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はないが、代替残留熱除去系海水系に期待する場合には、事象発生約 3.9 時間後から代替循環冷却系の想定起動時間の事象発生 255 分後までの間は代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による外部水源を用いた格納器冷却を実施することになる。このことから、有効性評価において代替循環冷却系を使用する場合よりも外部水源の持ち込み量が多くなり、格納容器の自由体積が減少することに伴い、格納容器内の酸素濃度の上昇が早くなることが考えられる。しかしながら、第 1 表に示すとおり、サブプレッション・プール通常水位でのサブプレッション・チェンバの空間容積（4,100m³）に対する外部水源の持ち込み量は、有効性評価において代替循環冷却系を使用する場合と比較しても約 200m³程度の増加であり、格納容器ベント時間に与える影響は軽微であると考えられる。



※東側接続口による冷却水確保の場合は150分

165分

← 代替残留熱除去系海水系を使用する場合の増加時間

第1図 代替残留熱除去系を起動する場合のタイムチャート

第1表 外部水源持込量の比較

		外部水源の持ち込み量		
		事象発生～1.5 時間後	1.5 時間後～4.3 時間後	合計
有効性評価において代替循環冷却系を使用する場合	原子炉注水	250m ³	0m ³	400m ³
	格納容器スプレイ	150m ³	0m ³	
代替残留熱除去系海水系を使用する場合	原子炉注水	250m ³	140m ³ ※1	592m ³
	格納容器スプレイ	150m ³	52m ³ ※2	

※1 事象発生から6時間後までの平均崩壊熱相当の注水流量である50m³/hの原子炉注水を実施するものとして算出

※2 格納容器圧力0.465MPa [gage] (1.5Pd) に到達する約3.9時間後から最大スプレイ流量である130m³/hの格納容器スプレイを実施するものとして算出

代替循環冷却系による格納容器ベント遅延効果

1. はじめに

重大事故時に代替循環冷却系を使用する場合、代替循環冷却系による格納容器除熱をすることにより事故後短時間での格納容器ベントは回避されることが期待される。ここでは、代替循環冷却系を使用できない場合の格納容器ベント時間を評価し、代替循環冷却系を使用する場合の格納容器ベント時間と比較することで、代替循環冷却系を使用する場合の格納容器ベントの遅延効果を確認する。

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）」の有効性評価のうち代替循環冷却系を使用できない場合においては、中央制御室の居住性評価や中央制御室待避室の遮蔽設計等を保守的に行うため、代替循環冷却系を使用できないことにより早期に格納容器ベントに至る条件を設定している（ケース②：ベースケース）。具体的には参考 2 に示すが、代替循環冷却系による格納容器ベントの遅延効果を評価するための評価条件と比べて、格納容器スプレイ温度等について保守的な評価条件を用いた。

一方、ここでは、代替循環冷却系を使用できない場合の格納容器ベント時間の評価に当たって、実手順等を踏まえた条件を採用し、現実的な格納容器ベント時間を評価することとする（ケース①：実手順等を踏まえたケース）。

2. 代替循環冷却系に期待する場合

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）」の有効性評価における代替循環冷却系を使用する場合では、代替循環冷却系により格納容器除熱を実施し、重大事故相当の G 値を想定した条

件としており，可燃性ガス排出のための格納容器ベント基準となる格納容器内酸素濃度 4.3vol%（ドライ条件）に到達する時間は事故後約 46 日後となる。

また，酸素濃度が早く上昇する場合の影響を確認するため，酸素濃度上昇を厳しくする設計基準事故相当の G 値を想定した感度解析ケースでは，可燃性ガス排出のための格納容器ベント基準となる格納容器内酸素濃度 4.3vol%（ドライ条件）に到達する時間は事故後約 5 日後（約 122 時間後）となる。

なお，代替循環冷却系を使用する場合には，格納容器内に窒素注入を実施することにより格納容器内酸素濃度の上昇を抑制し，格納容器ベントの開始時間を大幅に遅延させる手順とする。格納容器内への窒素注入手順としては，格納容器バウンダリの健全性に対する裕度の確保及び格納容器漏えいの影響を考慮し，格納容器圧力 0.31MPa[gage]（1Pd）までの注入を基本とするが，本感度解析のように 1Pd まで窒素を注入しても早期の格納容器ベント（事故後 7 日以内を想定）に至る場合には，0.465MPa[gage]（1.5Pd）までの追加の窒素注入を実施することで，可能な限り格納容器ベントを遅延させ，環境への影響を低減させることとする。

窒素注入条件を第 1 表及び第 2 表に示す。また，重大事故相当の G 値及び設計基準事故相当の G 値を想定した場合の格納容器圧力等の推移を第 1 図から第 8 図に示す。

上記の格納容器ベント時間と「3. 代替循環冷却系を使用できない場合」における格納容器ベント時間を比較することで，代替循環冷却系による格納容器ベント遅延効果を確認する。

第 1 表 重大事故相当の G 値を想定した場合の窒素注入条件

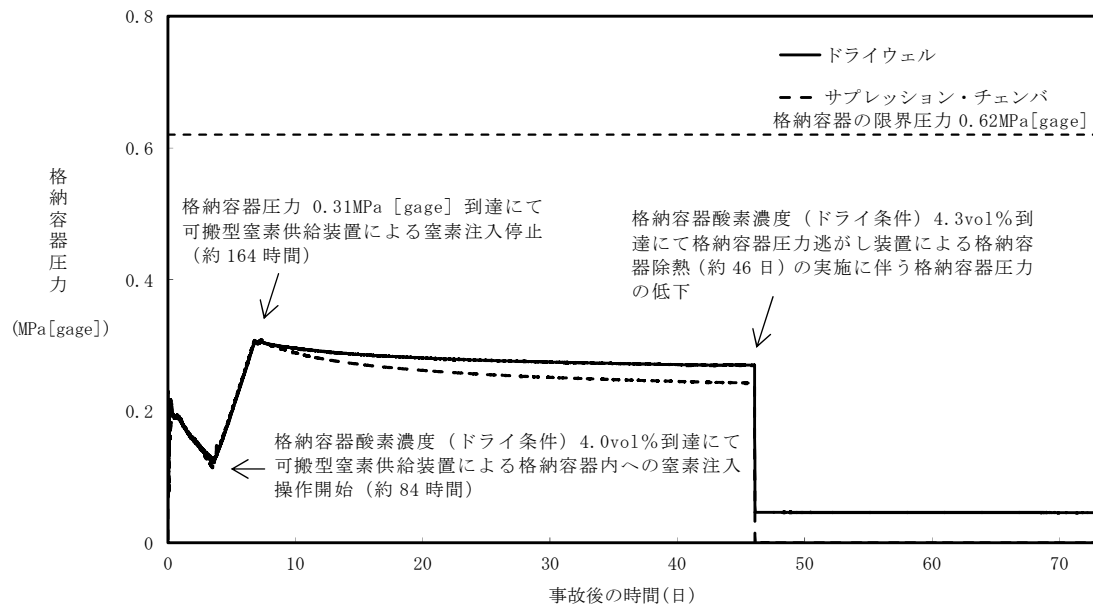
時間		窒素注入条件
①	PCV 酸素 4.0vol%（ドライ条件）到達	S/C への窒素注入（窒素 198m ³ /h, 酸素 2m ³ /h）を開始
②	PCV 圧力 0.31MPa[gage]到達	S/C への窒素注入を停止

※ PCV：格納容器，S/C：サプレッション・チェンバ，D/W：ドライウエル

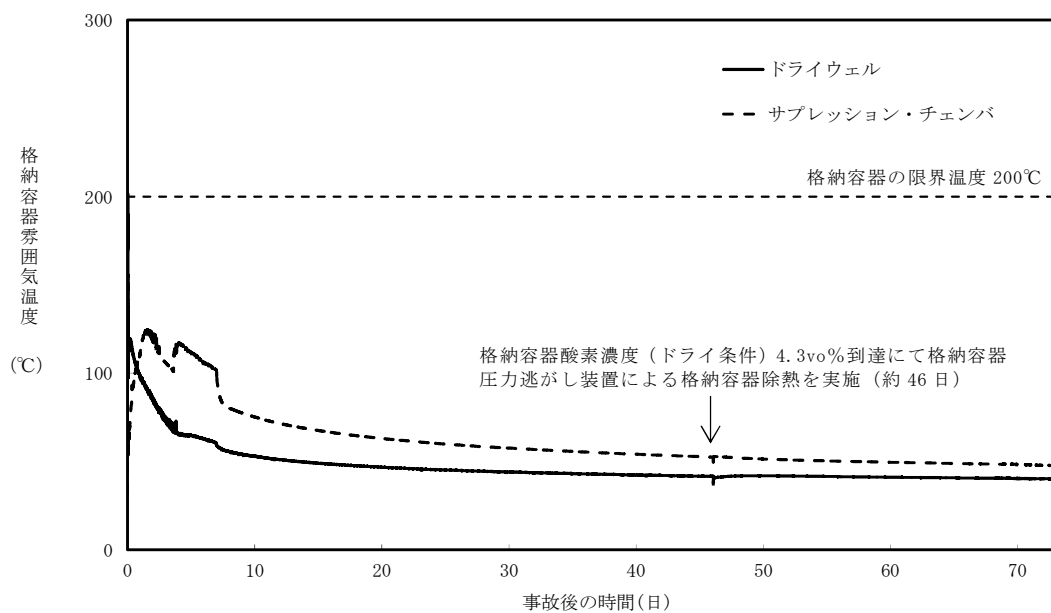
第 2 表 重大事故相当の G 値を超える酸素濃度上昇を
想定した場合の窒素注入条件（設計基準事故相当の G 値）

時間		窒素注入条件
①	PCV 酸素 4.0vol%（ドライ条件）到達	S/C への窒素注入（窒素 198m ³ /h, 酸素 2m ³ /h）を開始
②	酸素濃度が上昇傾向 （解析上は①実施の 30 分後）	S/C への窒素注入は継続したまま，追加で D/W への窒素注入 （窒素 198m ³ /h, 酸素 2m ³ /h）を開始 （合計で窒素 396m ³ /h, 酸素 4m ³ /h を格納容器内に注入）
③	PCV 圧力 0.31MPa[gage]到達	S/C 及び D/W への窒素注入を停止
④	PCV 酸素 4.0vol%（ドライ条件）到達	S/C への窒素注入（窒素 198m ³ /h, 酸素 2m ³ /h）を開始
⑤	酸素濃度が上昇傾向 （解析上は④実施の 30 分後）	S/C への窒素注入は継続したまま，追加で D/W への窒素注入 （窒素 198m ³ /h, 酸素 2m ³ /h）を開始 （合計で窒素 396m ³ /h, 酸素 4m ³ /h を格納容器内に注入）
⑥	PCV 圧力 0.465MPa[gage]到達	S/C 及び D/W への窒素注入を停止

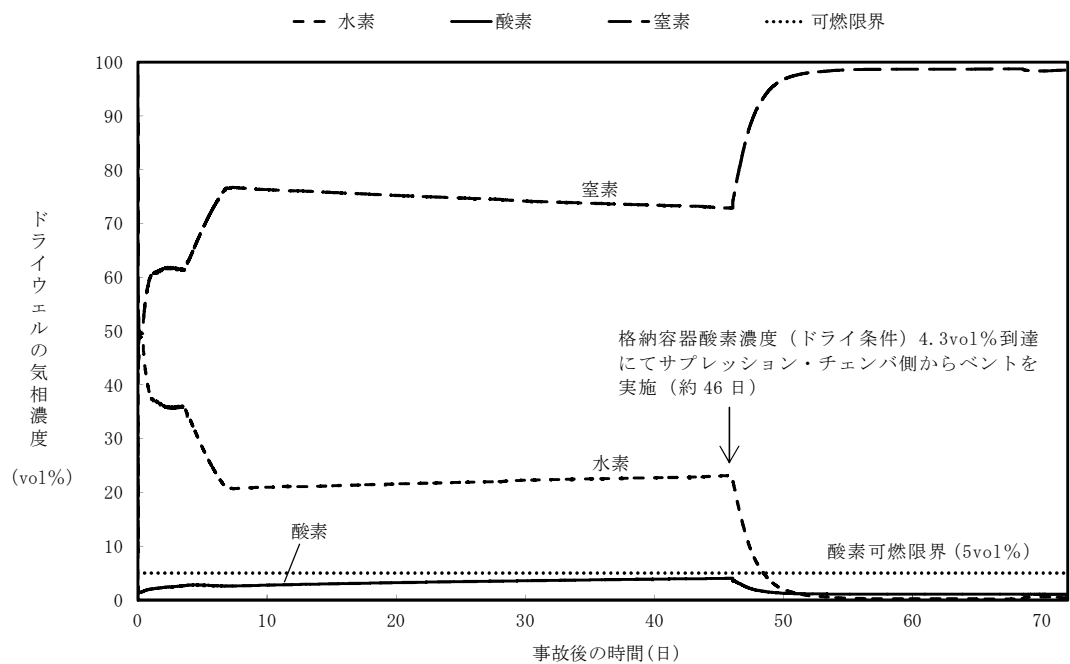
※ PCV：格納容器，S/C：サプレッション・チェンバ，D/W：ドライウエル



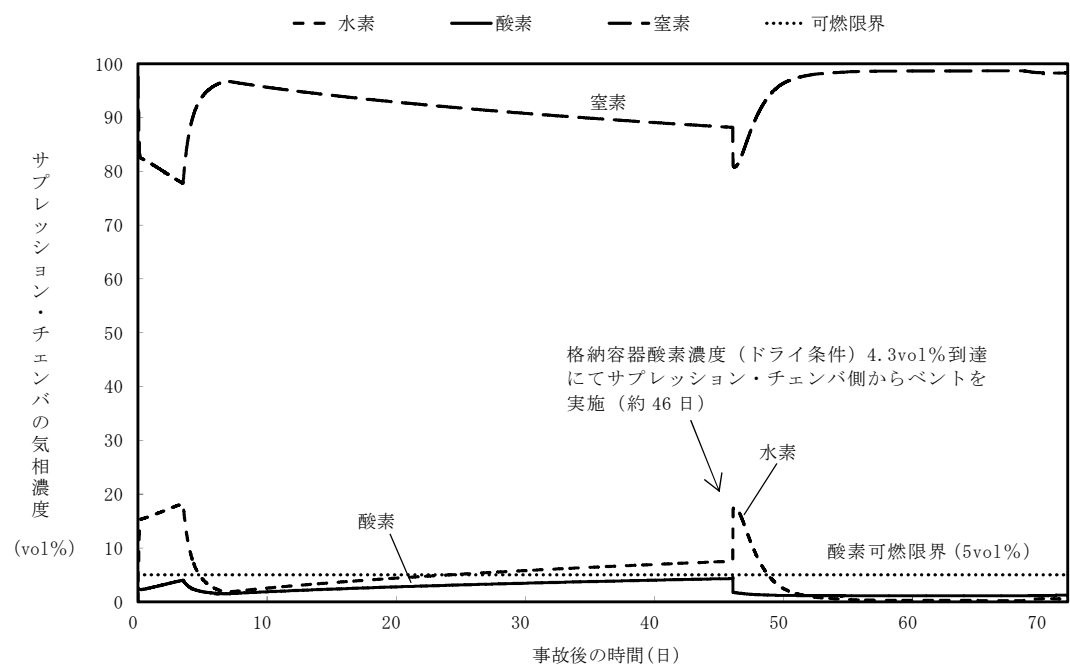
第 1 図 格納容器圧力の推移 (重大事故相当の G 値を想定)



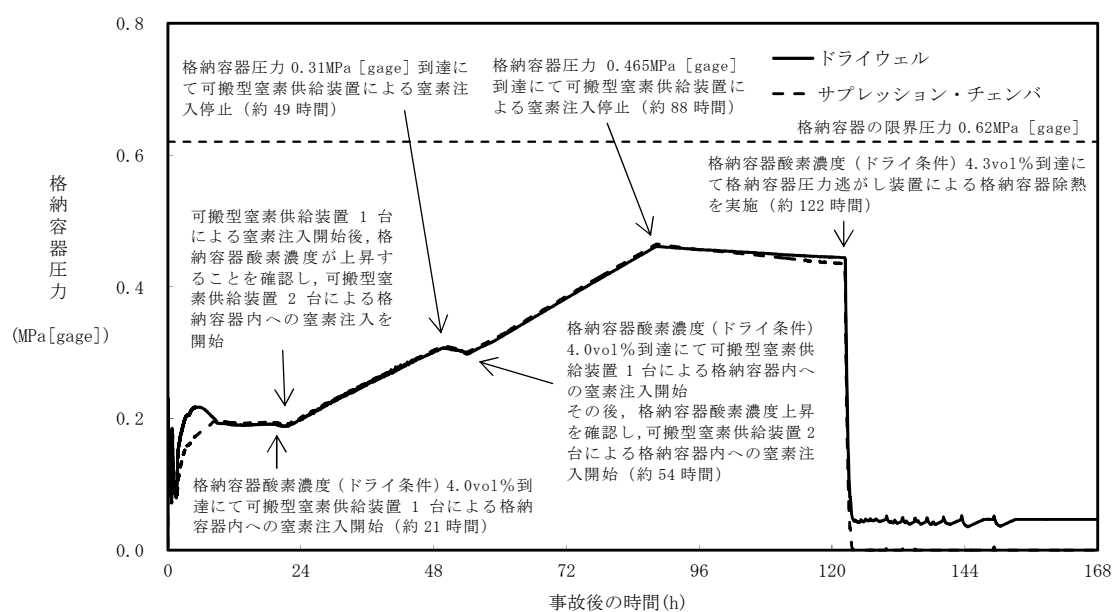
第 2 図 格納容器雰囲気温度の推移 (重大事故相当の G 値を想定)



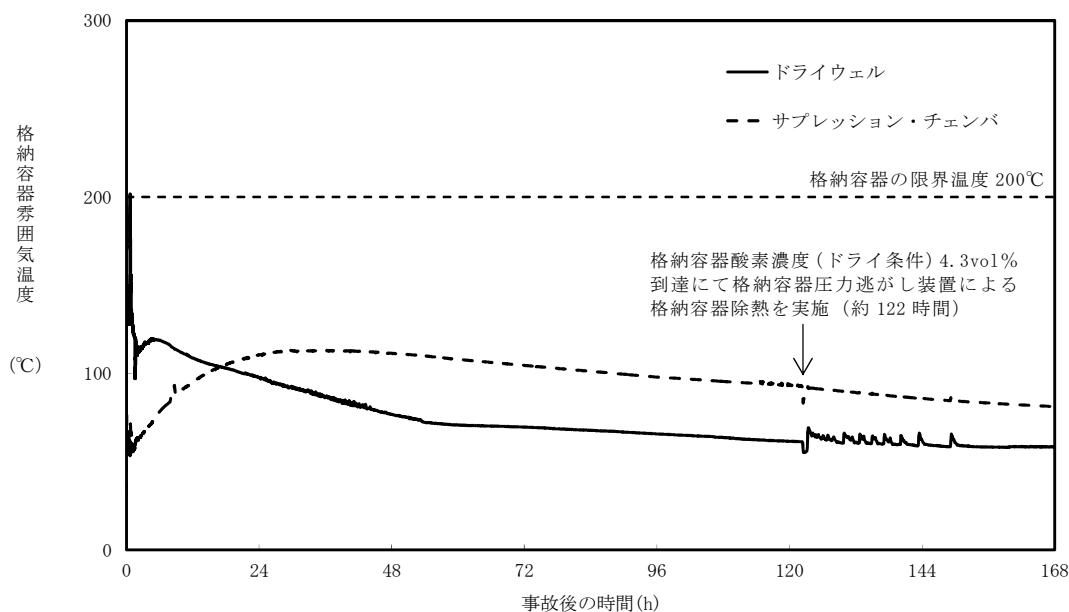
第 3 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (重大事故相当の G 値を想定)



第 4 図 サブプレッション・チェンバの気相濃度 (重大事故相当の G 値を想定)

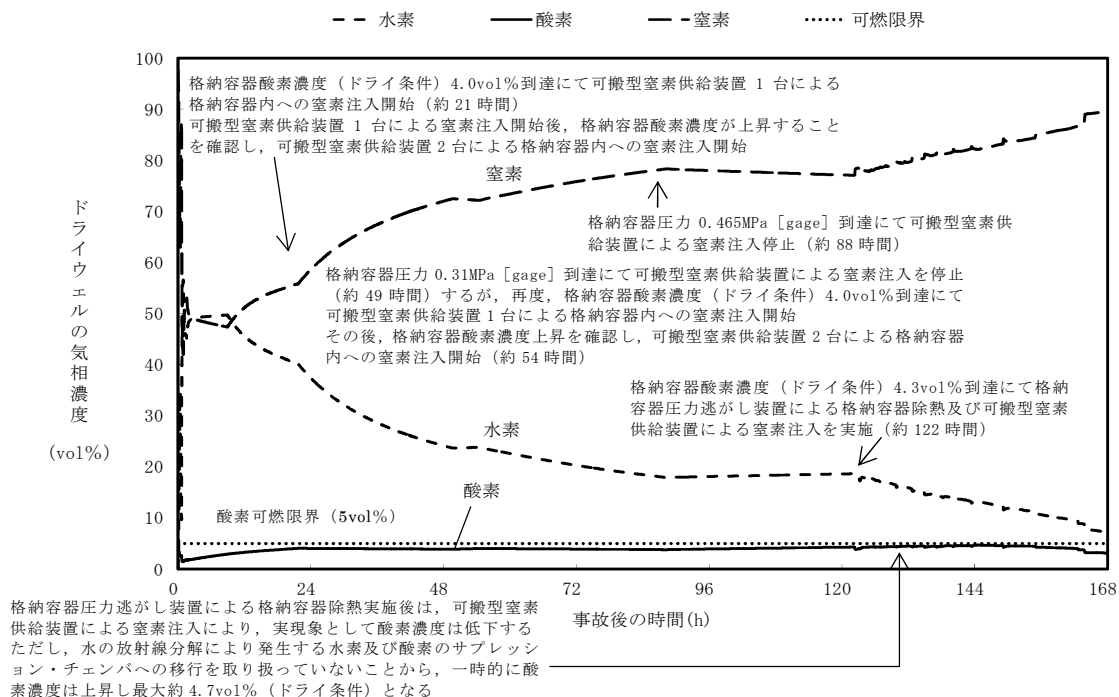


第 5 図 格納容器圧力の推移 (設計基準事故相当の G 値を想定)



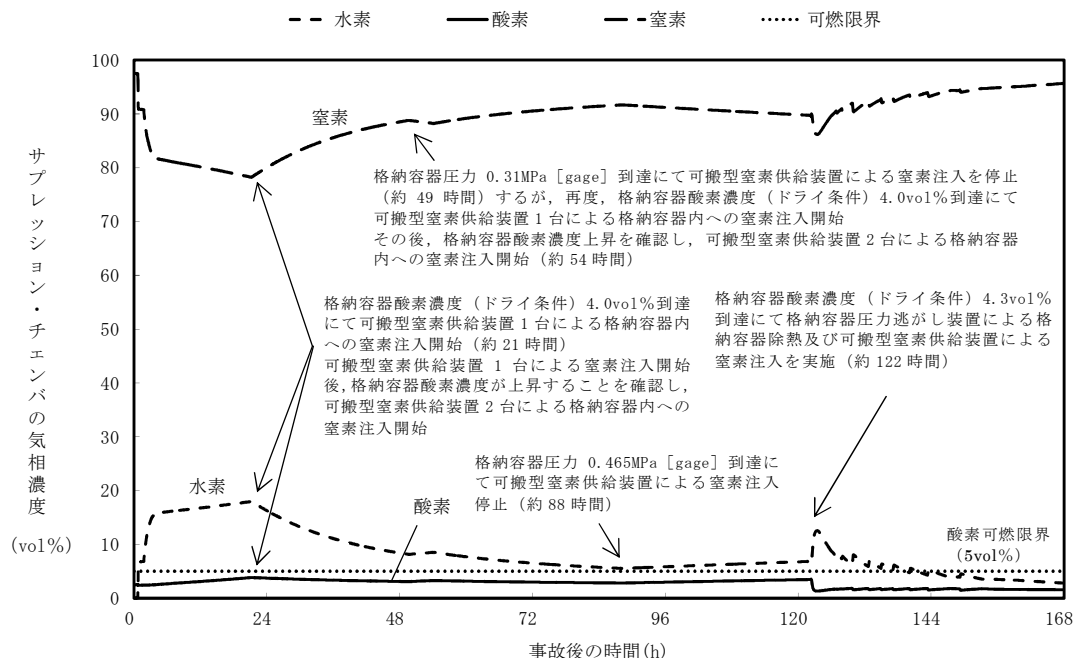
第 6 図 格納容器雰囲気温度の推移

(設計基準事故相当の G 値を想定)



第 7 図 ドライウエルの気相濃度の推移

（設計基準事故相当の G 値を想定）



第 8 図 サプレッション・チェンバの気相濃度

（設計基準事故相当の G 値を想定）

3. 代替循環冷却系を使用できない場合

(1) 評価結果について

代替循環冷却系による格納容器ベントの遅延効果を評価する観点から、代替循環冷却系を使用できない場合の格納容器ベント時間を評価した。評価に当たっては、実手順を踏まえた場合の現実的な格納容器ベント時間を評価するため、第3表に示すとおり、格納容器スプレイ流量等を実手順等を踏まえた評価条件とした（「(2) ケース①：実手順等を踏まえたケースの妥当性について」参照）。この結果、格納容器ベント基準となるサプレッション・プール水位通常水位+6.5m に到達する時間が事故後約24 時間後（約 24.6 時間後）となり、「2. 代替循環冷却系を使用する場合」で示す格納容器ベント時間と比較すると、代替循環冷却系を使用することで格納容器ベントの実施時期を大幅に遅延することが可能となる。各評価ケースの格納容器ベント時間を第4表に、格納容器圧力及び雰囲気温度の推移を第9図及び第10図に示す。

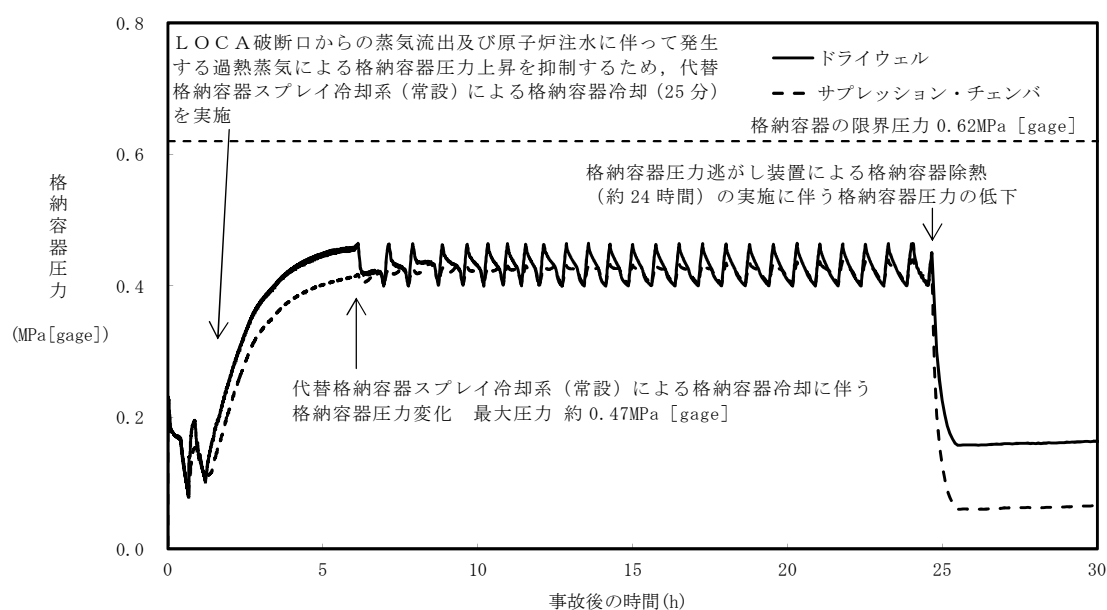
第 3 表 ケース①：実手順等を踏まえたケースの評価条件

	評価条件	設定理由
外部水源温度 (スプレイ温度)	20℃※	ケース②：ベースケースでは 35℃一定としているが、地下式タンクを水源としており、約 20℃以下の水温になることが想定されるため、ケース①：実手順等を踏まえたケースでは水源補給されるまでは 20℃を設定
格納容器 スプレイ流量	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力 0.465MPa[gage] (1.5Pd) 到達 102m³/h にて流量調整 ・格納容器圧力 0.400MPa[gage] (1.3Pd) 到達 格納容器スプレイ停止 	ケース②：ベースケースでは 1.3～1.5Pd の間欠スプレイ時の流量として最大である 130m ³ /h としているが、ケース①：実手順等を踏まえたケースではスプレイ液滴径 2mm が確保される最低流量として 102m ³ /h を設定
ペデスタル (ドライウエル 部) 水位	1m	ケース②：ベースケースではペデスタル(ドライウエル部)の水張りを考慮していないが、格納容器の熱容量に寄与し格納容器ベント遅延効果があるため、ケース①：実手順等を踏まえたケースでは考慮して設定

※ 代替淡水貯槽の水量が 1,000m³到達以降は西側淡水貯水設備からの補給が開始されるため、補給開始以降は水温の条件は変更となるが、補給開始が格納容器ベント開始以降となることから、本評価においては 20℃一定とした

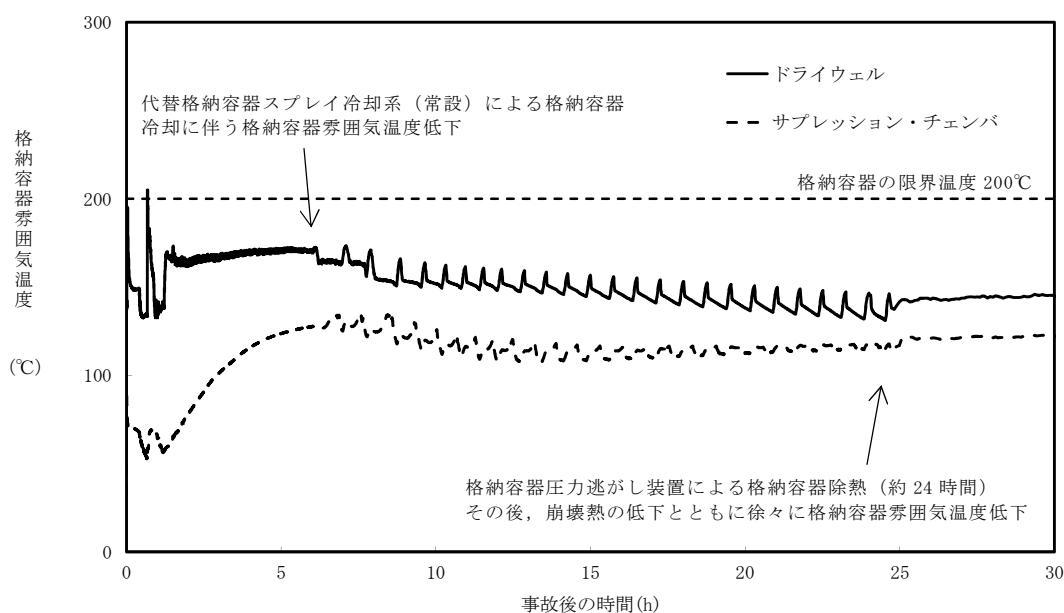
第 4 表 評価結果

	代替循環冷却系を使用する場合		代替循環冷却系を使用できない場合 (ケース①：実手順等を 踏まえたケース)
	重大事故相当の G 値を 想定した場合	設計基準事故相当の G 値を想定した場合	
格納容器 ベント時間	約 46 日 (約 1105 時間)	約 5 日 (約 122 時間)	約 24 時間 (約 24.6 時間)



第 9 図 格納容器圧力の推移

(代替循環冷却系を使用できない場合)



第 10 図 格納容器雰囲気温度の推移

(代替循環冷却系を使用できない場合)

(2) ケース①：実手順等を踏まえたケースの妥当性について

①外部水源温度（スプレイ温度）

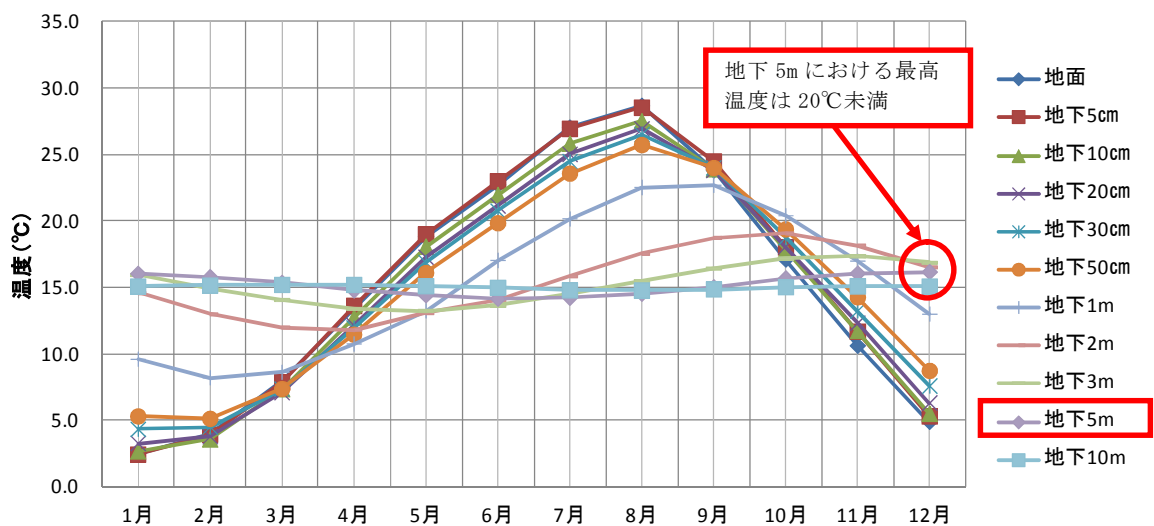
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の水源となる代替淡水貯槽は地下式のタンクであり，最大水位が地下 6m 位置であること及び第 11 図に示すとおり地下 5m の地中温度の最高が 20℃未満であることを踏まえ，代替淡水貯槽の温度を 20℃とした。

②格納容器スプレイ流量

スプレイ液滴径 2mm が確保される最低流量として $102\text{m}^3/\text{h}$ を設定した（参考 3）。

③ペDESTAL（ドライウェル部）の水位

ペDESTAL（ドライウェル部）の水位は，MAAP 解析において格納容器内の熱容量に寄与する。これを踏まえ，ケース①：実手順等を踏まえたケースでは，実運用に沿った水位として 1m とした。



第 11 図 地中温度の年間月別平均温度の変動（水戸市）

（「地中温度等に関する資料」（農業気象資料第 3 号，1982）に基づく）

中央制御室の居住性評価等の評価条件について

以下の 2 ケースについて、評価条件、格納容器ベント時間等を第 1 表に示す。

ケース①：実手順等を踏まえたケースの評価条件

ケース②：ベースケース

ケース①の格納容器ベント時間は事故後約 24 時間後、ケース②の格納容器ベント時間は事故後約 19 時間後となり、中央制御室の居住性評価や中央制御室待避室の遮蔽設計等における評価条件（ケース②）はケース①に比べて格納容器ベント時間が短くなっている。

第 1 表 解析条件及び格納容器ベント時間

評価ケース	評価条件	評価目的	格納容器ベント時間
ケース①： 実手順等を踏 まえたケース	<ul style="list-style-type: none"> ・外部水源温度（スプレイ温度）：20℃※ ・格納容器スプレイ流量： 格納容器圧力 0.465MPa[gage] (1.5Pd) 到達 102m³/h にて流量調整 格納容器圧力 0.400MPa[gage] (1.3Pd) 到達 格納容器スプレイ停止 ・ペDESTAL（ドライウェル部）水位：1m 	代替循環冷却系に期待できない場合における実手順等を踏まえた場合の格納容器ベント時間を評価し、代替循環冷却系による格納容器ベント遅延効果を確認するため	約 24 時間
ケース②： ベースケース	<ul style="list-style-type: none"> ・外部水源温度（スプレイ温度）：35℃ ・格納容器スプレイ流量： 格納容器圧力 0.465MPa[gage] (1.5Pd) 到達 130m³/h にて流量調整 格納容器圧力 0.400MPa[gage] (1.3Pd) 到達 格納容器スプレイ停止 ・ペDESTAL（ドライウェル部）水位：0m 	中央制御室の居住性評価、現場作業の成立性、環境条件設定、中央制御室待避室の遮蔽設計、格納容器圧力逃がし装置の設計を保守的な条件で行うため	約 19 時間

※ 代替淡水貯槽の水量が 1,000m³到達以降は西側淡水貯水設備からの補給が開始されるため、補給開始以降は水温の条件は変更となるが、補給開始が格納容器ベント開始以降となることから、本評価においては 20℃一定とした

(1) 影響評価

ケース①：実手順等を踏まえたケースについては、中央制御室の居住性評価や中央制御室待避室の遮蔽設計等を保守的な条件設定のための評価（ケース②：ベースケース）に対して、第 2 表に示すとおり、スプレ

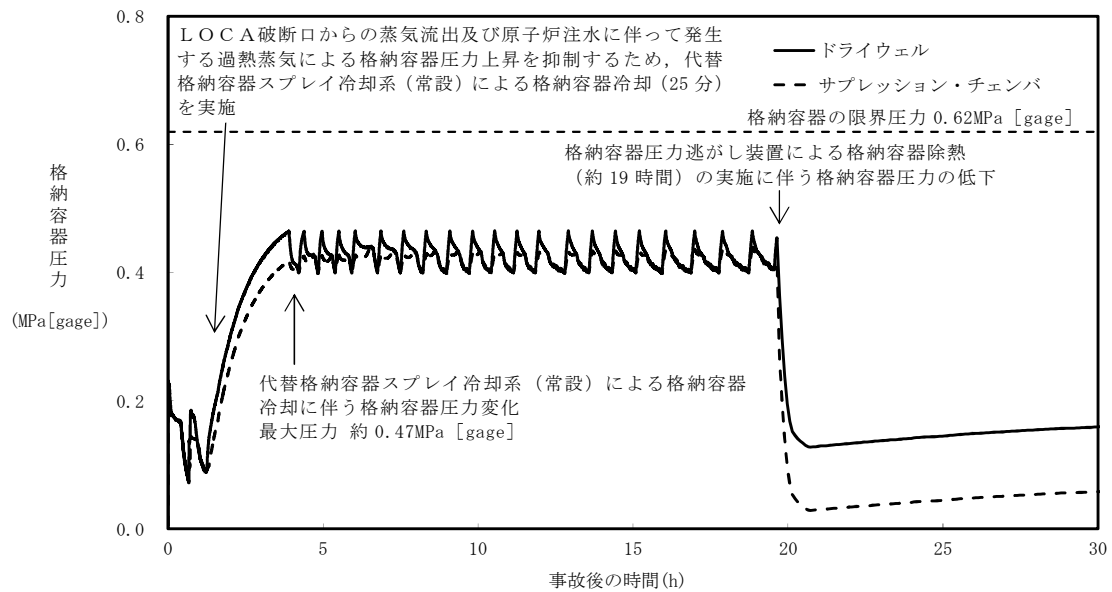
イ流量を低下させていること及びベント開始を遅延させていることについて相違点がある。この相違点を考慮した場合の影響について確認する。

第2表 相違点と影響評価について

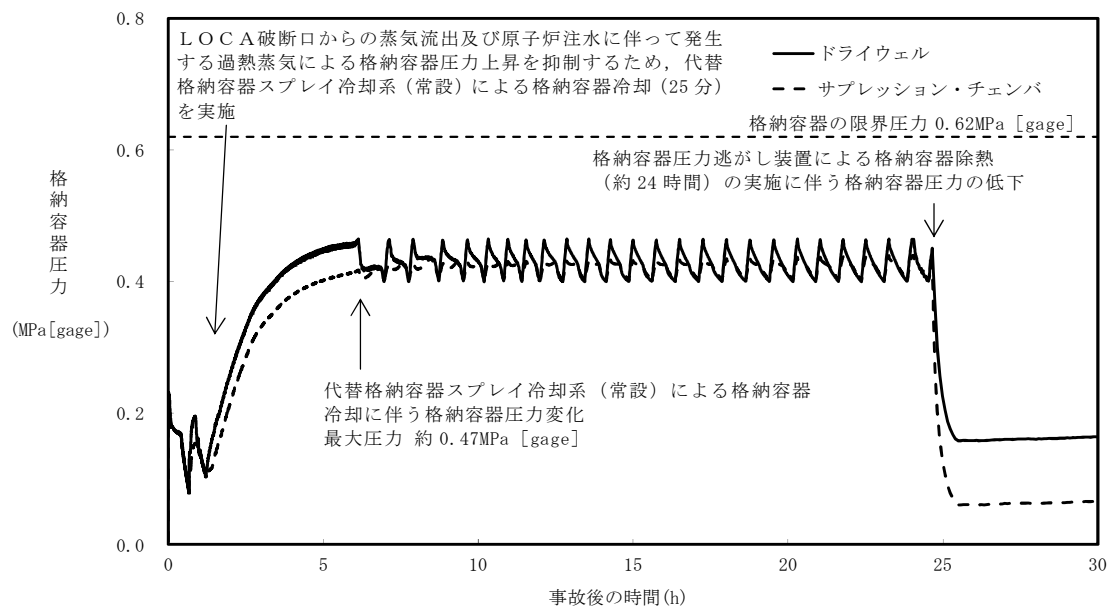
相違点	項目	評価
スプレイ流量の低下	格納容器圧力低下効果の不足	影響評価①
	格納容器温度低下効果の不足	
	エアロゾル除去効果の低下	影響評価②
ベント開始の遅延	格納容器ベント開始時間が遅くなることによる格納容器からの放射性物質の漏えい量の増加	影響評価③

a. 影響評価①

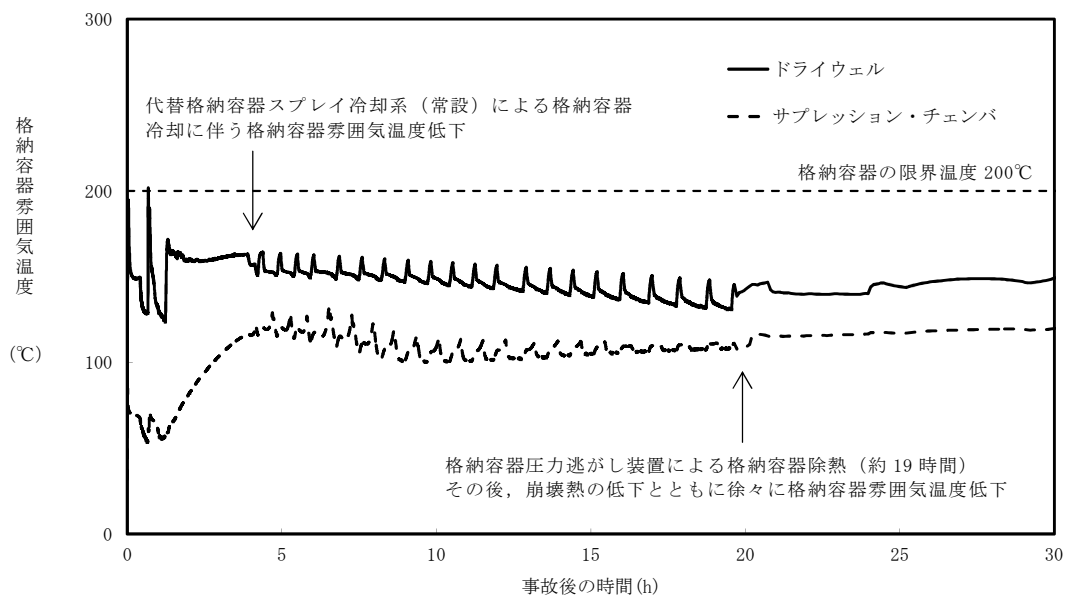
第1図から第4図に示すとおり、格納容器圧力及び雰囲気温度について、いずれも同様の結果となり、格納容器圧力及び雰囲気温度に与える影響がないことを確認した。



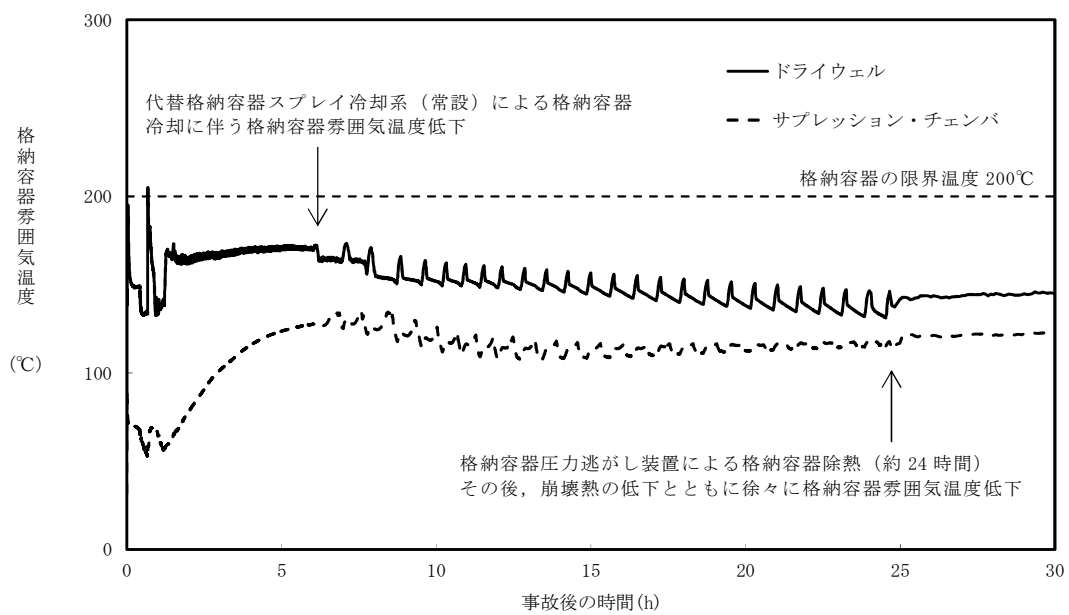
第 1 図 ケース②における格納容器圧力の推移（30 時間）



第 2 図 ケース①における格納容器圧力の推移（30 時間）



第 3 図 ケース②における格納容器雰囲気温度の推移（30 時間）



第 4 図 ケース①における格納容器雰囲気温度の推移（30 時間）

b. 影響評価②

スプレイ流量を低下させた場合、液滴数が減少することでエアロゾル除去効率が下がり、格納容器内に浮遊するエアロゾル濃度が上昇することで、格納容器から原子炉建屋へ漏えいするエアロゾル量及びフィルタ装置へ移行するエアロゾル量が多くなるおそれがある。

(a) 評価条件

格納容器ベントを実施する直前時点におけるケース②：ベースケースとケース①：実手順等を踏まえたケースの格納容器気相部のエアロゾル濃度を比較する。

第3表にケース②：ベースケースとケース①：実手順等を踏まえたケースのエアロゾル濃度を示す。

第3表 格納容器気相部のエアロゾル濃度の比較

核種グループ	エアロゾルの濃度 (kg/m ³)		比較 (①/②)
	ケース②	ケース①	
C s I 類	1.61E-07	5.39E-08	3.35E-01
C s O H 類	4.06E-07	1.43E-07	3.52E-01
S b 類	9.64E-08	8.81E-08	9.14E-01
T e O ₂ 類	4.26E-08	2.08E-09	4.88E-02
S r O 類	6.36E-05	1.91E-06	3.00E-02
B a O 類	7.85E-05	1.57E-05	2.00E-01
M o O ₂ 類	9.47E-05	1.32E-04	1.39E+00
C e O ₂ 類	5.55E-05	1.81E-06	3.26E-02
L a ₂ O ₃ 類	6.42E-05	1.30E-06	2.02E-02
合計	3.57E-04	1.53E-04	4.29E-01

(b) 評価結果

ケース①：実手順等を踏まえたケースではケース②：ベースケースと比較して、 MoO_2 類を除く核種グループにおいて格納容器気相部のエアロゾル濃度が減少し、 MoO_2 類についてはほぼ同等のエアロゾル濃度となった。これは、ケース①：実手順等を踏まえたケースでは比較的スプレイ実施期間が長くなったことに伴い、エアロゾルの除去効果が長い期間得られたためと考えられる。また、全核種を合計した格納容器全体のエアロゾル濃度については、ケース①：実手順等を踏まえたケースがケース②：ベースケースに比べて半分以下まで低下する結果となった。

以上のことから、エアロゾル除去効果については、ケース②：ベースケースの方がより保守的な結果であることを確認した。

c. 影響評価③

ケース①：実手順等を踏まえたケースでは、格納容器ベント開始時間が遅くなることで、格納容器から原子炉建屋へ漏えいする希ガス、有機よう素及びエアロゾル量が増加するおそれがあるものの、格納容器ベント時に大量に放出される希ガスの減衰に期待できる。放射性物質の放出による被ばく影響については、格納容器ベント時に大量に放出される希ガスの影響が支配的であるため、格納容器ベント開始時間が遅くなることで、格納容器から原子炉建屋へ漏えいする放射性物質の量が多くなる影響は軽微と考えられる。

なお、 Cs-137 の放出量については、その放出量に対して支配的である格納容器から原子炉建屋への漏えい量（7日間）についてケース①：実手順等を踏まえたケースとケース②：ベースケースを比較した結果、

ケース②：ベースケースが約 14.3TBq に対してケース①：実手順等を踏まえたケースは約 17.2TBq となった。これは、ケース①：実手順等を踏まえたケースの方が格納容器ベント時間が遅延したことによる影響と考えられるが、本ケースにおいても有効性評価の評価項目（100TBq を下回ること）を満足する。

格納容器スプレイの流量調整について

1. 格納容器スプレイの流量調整における方針

外部水源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のための格納容器スプレイ時は、可能な限り格納容器ベントを遅延させる目的から以下の手順とする。

- (1) 格納容器スプレイの流量調整範囲は $102\sim130\text{m}^3/\text{h}$ とし、可能な限り連続スプレイとなるよう流量を少なくする。
- (2) (1)の流量調整範囲において連続スプレイとなる場合、格納容器圧力制御範囲（炉心損傷前： $0.7\text{Pd}(0.217\text{MPa}[\text{gage}])\sim0.9\text{Pd}(0.279\text{MPa}[\text{gage}])$ ），炉心損傷後： $1.3\text{Pd}(0.400\text{MPa}[\text{gage}])\sim1.5\text{Pd}(0.465\text{MPa}[\text{gage}])$ ）で、可能な限り高い圧力に維持するよう流量調整し、格納容器スプレイ効率を高くする。
- (3) (1)の流量調整範囲において間欠スプレイとなる場合、格納容器圧力制御範囲（炉心損傷前： $0.7\text{Pd}(0.217\text{MPa}[\text{gage}])\sim0.9\text{Pd}(0.279\text{MPa}[\text{gage}])$ ），炉心損傷後： $1.3\text{Pd}(0.400\text{MPa}[\text{gage}])\sim1.5\text{Pd}(0.465\text{MPa}[\text{gage}])$ ）で、最低流量である $102\text{m}^3/\text{h}$ で間欠スプレイを実施し格納容器への持ち込み水量の抑制を図る。

2. 格納容器スプレイ流量下限値の設定

(1) 設計上の流量調整の下限値

外部水源を用いた格納容器圧力制御のための格納容器スプレイでは常設低圧代替注水系ポンプを用いるが、弁キャビテーションを防止する観点から設定する流量調整の下限値は $70\text{m}^3/\text{h}$ である。

(2) スpray液滴径について

格納容器スpray流量は液滴径と相関があり、格納容器スpray流量を低下させた場合、液滴径が大きくなることでエアロゾル除去効率が低下するおそれがあるが、格納容器スpray流量とスpray液滴径の関係における実験^[1]による知見に基づき、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）」の有効性評価では、スpray液滴径を 2mm に設定している。

実験における記録ではスpray液滴径にばらつきがあるが、第 1 図に示すノズル当たりの流量が 以上の場合、最大の液滴径は 2mm 以下となる。東海第二におけるスprayヘッダのノズル数を考慮すると、スpray液滴径 2mm 以下を確保するための最低流量は $102\text{m}^3/\text{h}$ となる。

・東海第二発電所におけるスprayヘッダのノズル数：ノズル

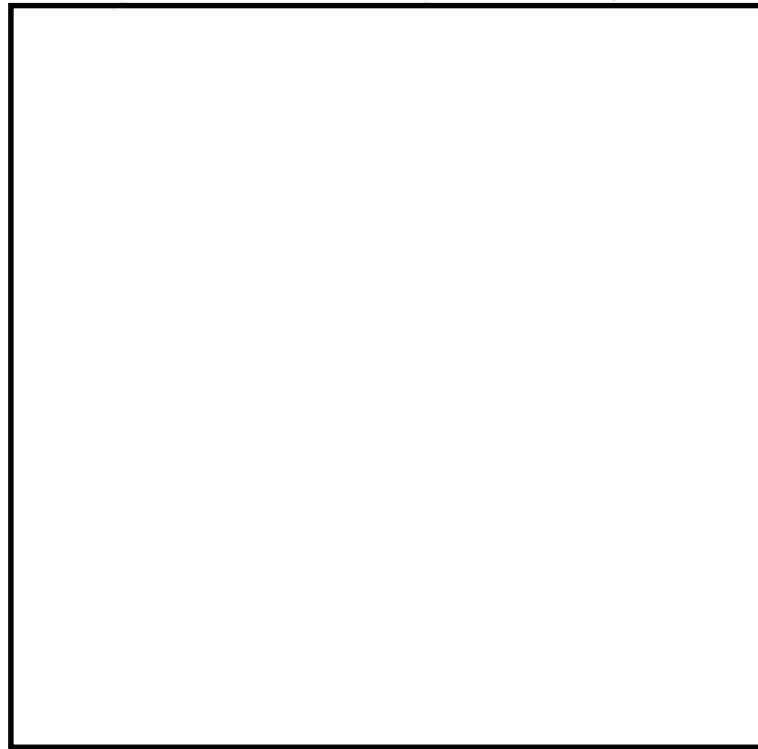
・最低流量= (L/min/ノズル) × (ノズル)

$$=1,700 \text{ (L/min)}$$

$$=102 \text{ (m}^3/\text{h)}$$

(3) 運用上の流量調整の下限值

上述の設計上の流量調整の下限值及びスpray液滴径 2mm を確保するための最低流量を考慮し、運用上の流量調整の下限值は $102\text{m}^3/\text{h}$ とする。



第 1 図 スpray液滴径の実験結果

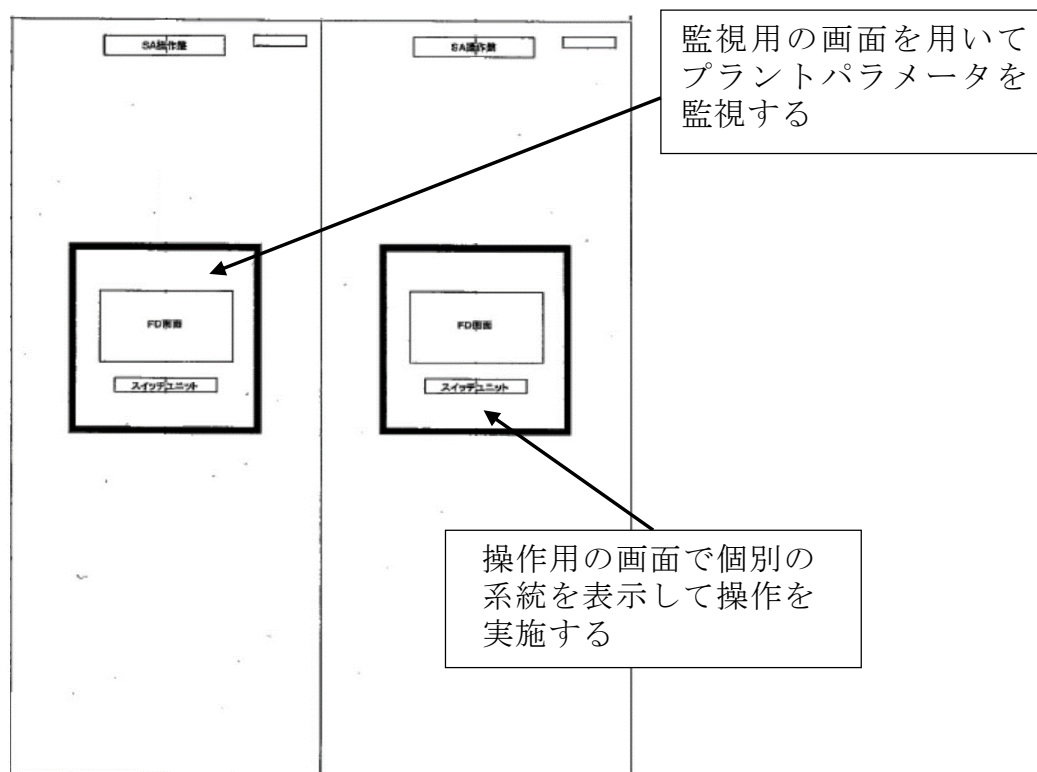
(ノズル当たりの流量)

- [1] 共同研究報告書，放射能放出低減装置に関する開発研究
(PHASE2) (平成 5 年 3 月)

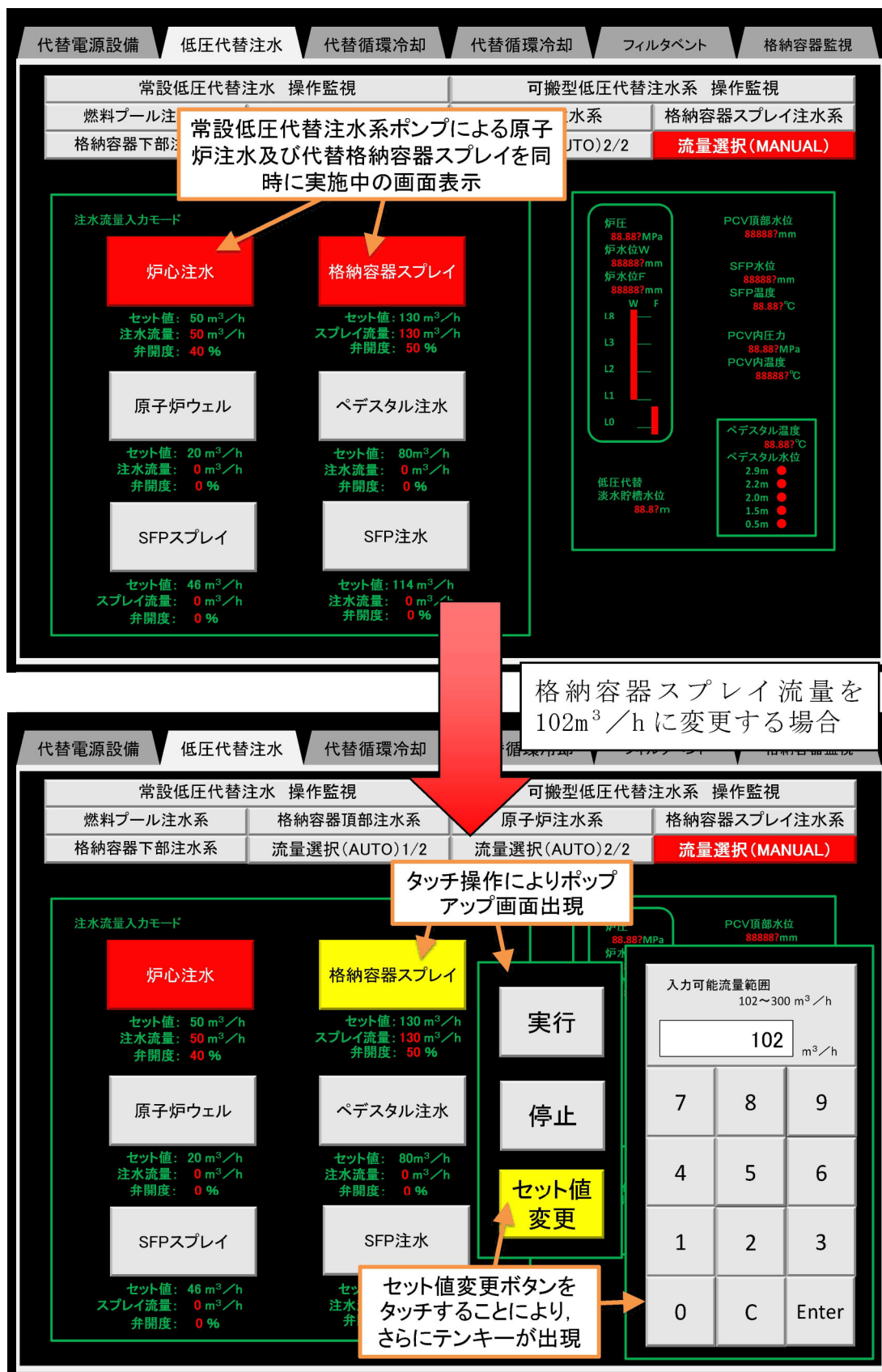
3. 格納容器スプレイの流量調整のための設計方針

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は低圧代替注水系（常設）や格納容器下部注水系（常設）等の系統を一部共用しており，さらに，同一の水源（代替淡水貯槽）及びポンプ（常設低圧代替注水系ポンプ）の設計となる。そのため，各系統を同時に使用する場合を踏まえ，各注水流路に流量調整弁（電動駆動弁）を設置することとし，必要な流量調整が可能な設計とする。

格納容器スプレイの流量調整は，第 2 図に示す S A 監視操作盤（概念図）により運転員により実施し，第 3 図の監視操作画面（概念図）により目標とする流量（セット値）を入力操作することで，自動で流量制御が可能な設計とする。



第 2 図 S A 監視操作盤（概念図）



第 3 図 監視操作画面（概念図）

炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異について

1. 炉心損傷の判断基準

1.1 炉心損傷の判断基準について

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

炉心損傷の判断基準は非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）において、原子炉への注水系統を十分に確保できず原子炉水位がT A F未満となった場合、格納容器雰囲気放射線モニタを用いてドライウェル及びサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率の状況を確認し、第1図に示す設計基準事故における原子炉冷却材喪失^{※1}時の追加放出量（以下「追加放出量」という。）に相当する指示値の10倍以上となった場合を、炉心損傷の判断としている。炉心損傷により燃料被覆管から原子炉内に放出される希ガス等の核分裂生成物（F P）が、逃がし安全弁等を介して格納容器内に流入する事象進展を踏まえて、格納容器内のガンマ線線量率の値の上昇を、運転操作における炉心損傷の判断及び炉心損傷の進展割合の推定に用いる。

※1 設計基準事故の中で格納容器内の核分裂生成物の存在量が最大となる事象

また、格納容器内雰囲気放射線モニタが使用不能の場合は、原子炉压力容器温度 300℃以上を炉心損傷判断基準として手順に追加する。原子炉压力容器温度は、炉心が冠水している場合には、逃がし安全弁動作圧力（安全弁機能の最大約 8.31MPa[gage]）における飽和温度約 299℃を超えることなく、300℃以上にはならない。一方、炉心損傷が進展し、熔融炉心が原子炉压力容器下部に移行する場合には、原子炉压力容器温度は飽和温度を超えて上昇す

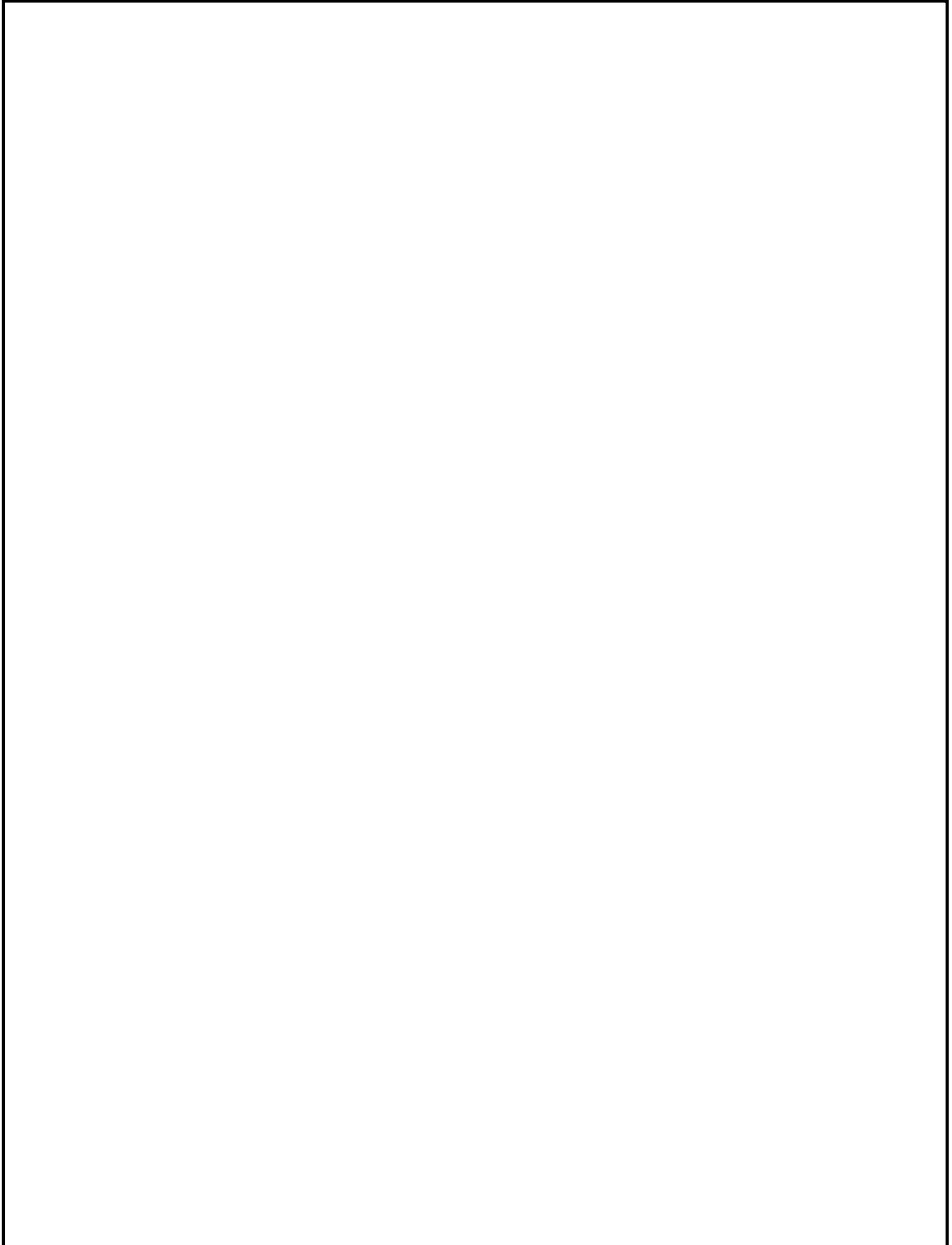
るため、300℃以上になると考えられる。上記より、炉心損傷の判断基準を300℃以上としている。

なお、炉心損傷判断は格納容器内雰囲気放射線モニタが使用可能な場合には、当該計装設備にて判断を行う。

1.2 炉心損傷の判断基準の根拠について

炉心損傷の判断基準は、設計基準事故の状態を有意に超えるとともに、炉心損傷の判断が遅くならないよう、追加放出量の10倍に相当するF Pが燃料から放出された状態を設定しており、以下の理由から妥当と考えている。

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



第 1 図 炉心損傷判定図

1.3 格納容器雰囲気放射線モニタについて

格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率の測定レンジは、 $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$ であり、この測定レンジにおいて「設計基準事故における燃料からの追加放出による放射線量率」、「炉心損傷の判断目安（追加放出量相当の 10 倍）」並びに「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」の評価事故シーケンスにおける最大放射線量率を測定可能である（第 1 表参照）。

格納容器雰囲気放射線モニタは連続計測しており、計器の指示値は換算不要で第 1 図の炉心損傷の判断目安と対比可能であるため、指示値が上昇すればすぐに炉心損傷を判断可能と考える。格納容器雰囲気放射線モニタの検出器は、ドライウエル内の対角位置に 2 カ所、サブプレッション・チェンバ内の雰囲気の対角位置に 2 カ所の合計 4 カ所に設置している。炉心損傷後の F P の原子炉圧力容器内から格納容器への移行は、大破断 L O C A 等の直接ドライウエル側に放出される場合と、原子炉圧力容器が健全で逃がし安全弁を介してサブプレッション・チェンバ側に放出される場合があるが、いずれの場合においても、格納容器雰囲気放射線モニタにて炉心損傷に伴うガンマ線線量率の上昇を測定可能である。

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

第 1 表 事故時の放射線量と炉心損傷判断の関係

項 目	放射線量	計器	炉心損傷 の判断
設計基準事故の追加放出	$10^{-1} \sim 10^1 \text{ Sv/h}$ 未満 (原子炉停止後の経過時間が, 0.1 時間後から 100 時間後の値)	格納容器雰囲気 放射線モニタ※	無
炉心損傷の判断目安 (設計基準事故の追加放出量相当 10 倍)	$10^0 \sim 10^2 \text{ Sv/h}$ 程度 (原子炉停止後の経過時間が, 0.1 時間後から 100 時間後の値)	格納容器雰囲気 放射線モニタ※	有
【参考】 審査ガイドによる制限	敷地境界での実効線量を評価し, 周辺 の公衆に対して著しい放射線被ばく のリスクを与えないこと (発生事故当たり概ね 5mSv 以下)	—	—
【参考】 格納容器雰囲気放射線モニタ使用不 可時の炉心損傷判断の基準	300℃以上	原子炉圧力容器 温度	有
「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失 敗 + 低圧炉心冷却失敗」の評価事故シ ーケンスにおける最大放射線量率 (早期に炉心損傷した方が核分裂生 成物の減衰が少なく放射線量率は高 くなる傾向にあり, 重大事故の中でも 早期に炉心損傷する例)	10^4 Sv/h 程度 (事故時の最大値)	格納容器雰囲気 放射線モニタ※	有

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

2. 炉心損傷判断前後における運転操作の差異

2.1 原子炉圧力容器への注水について

BWRの場合、炉心損傷判断後においても、炉心損傷前と同様に原子炉注水を実施するマネジメントを実施する。原子炉注水により、炉心損傷前であれば、冷却による炉心損傷の発生防止が図られ、また、炉心損傷後であれば、冷却による炉心損傷の進展の抑制及び原子炉圧力容器の破損防止が図られる。

2.2 格納容器ベント及び格納容器スプレイについて

格納容器ベント及び格納容器スプレイについては、炉心損傷を判断基準に運転操作を変更する（第2表）。

格納容器ベントについて、炉心損傷前の実施判断基準である 1Pd（格納容器最高使用圧力 0.31MPa [gage]）到達に対し、炉心損傷後はサプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m 到達により格納容器スプレイを停止した時点に変更となり、格納容器ベントのタイミングは 2Pd（最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa [gage]））到達前となる。炉心損傷前は環境へ放出される核分裂生成物の放出量が低く、格納容器の健全性を確保することを目的に設計上の最高使用圧力（1Pd）を実施基準としているが、炉心損傷後は、燃料に何らかの破損が生じ、設計基準事故の追加放出量相当を超える F P が格納容器内に移行している可能性が高く、より長く格納容器内で F P を保持した方が減衰により環境へ放出する放射エネルギーを低減できることから、2Pd 到達前であるサプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m に到達した時点を実施基準としている。

また，格納容器ベントの判断基準が変わることで，格納容器スプレイの判断基準も変更となる。原子炉スクラム後における，炉心損傷の前後の格納容器ベント及び格納容器スプレイの実施基準の差異を第 2 表に示す。

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

	炉心損傷前	炉心損傷後
格納容器スプレイ	<p>(圧力基準)</p> <p>格納容器の健全性を維持し，格納容器からの放射性物質の漏えいを可能な限り抑えるために格納容器の最高使用圧力（0.31MPa [gage]）以下で制御することを目的に，格納容器圧力が設計圧力（0.279MPa [gage]）に到達した時点で開始する。</p>	<p>(圧力基準)</p> <p>炉心損傷後の格納容器スプレイは，格納容器の最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa [gage]）未満に維持しつつ，可能な限り格納容器ベントを遅延させることを目的に，格納容器圧力 0.465MPa [gage]（1.5Pd）に到達した時点で開始する。この基準は炉心損傷前に比べて高い圧力での格納容器スプレイの実施になるが，格納容器スプレイ効率が高くなることで，格納容器への持ち込み水量を抑制できる。</p>
	<p>(温度基準)</p> <p>格納容器最高使用温度は，ドライウェル 171℃，サプレッション・チェンバ 104℃であり，雰囲気温度がこれらの温度に到達する前に，格納容器スプレイを行う。</p>	<p>(温度基準)</p> <p>評価項目である 200℃に至らないように，ドライウェル又はサプレッション・チェンバの雰囲気温度が 171℃以上になった場合に，格納容器スプレイを行う。</p>
格納容器ベント	<p>格納容器圧力が上昇し，格納容器最高使用圧力の 0.31MPa [gage] に到達する場合には，格納容器の健全性を維持するために，サプレッション・チェンバからの格納容器ベントを優先として格納容器圧力逃がし装置等により格納容器ベントを行う。</p>	<p>サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達により格納容器スプレイを停止した時点で，格納容器の過圧による破損を防止することを目的に，サプレッション・チェンバからの格納容器ベントを優先として格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを行う。</p>

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

有効性評価のM A A P 解析においては、炉心損傷の解析上の判定基準を、有効性評価の評価項目（「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を踏まえた要件）の燃料被覆管最高温度 1,200℃（約 1,473K）よりも低い、1,000K（約 727℃）と設定している。

この 1,000K は、PHEBUS-FPT0 実験で、燃料被覆管温度が約 1,000K に達したときに F P の放出が開始されたことを踏まえて設定されたものであり、M A A P 解析上の判定基準である。

一方、実際の運転操作においては、炉心損傷の状況を直接的に監視可能な計装設備は原子炉内に設置されておらず、このため、燃料の損傷により放出される希ガス等のガンマ線線量率の上昇を格納容器雰囲気放射線モニタによって監視し、運転操作における炉心損傷の判断に用いている。上記より、M A A P 解析上の炉心損傷の判定基準である 1,000K(約 727℃)は、その後の運転操作に影響を与えるものではない。

炉心損傷判定図及び炉心損傷割合の推定図について

炉心損傷判定図における追加放出相当のガンマ線線量率の推移は，設計基準事故の中で格納容器内の核分裂生成物の存在量が最大となる原子炉冷却材喪失時を想定したものであり，線量率として支配的である希ガスの追加放出量を基に評価されたものである。炉心損傷はドライウエル又はサプレッション・チェンバの γ 線線量率が追加放出量相当のガンマ線線量率の 10 倍以上の領域に到達した場合に判断する。

また，炉心損傷割合の推定図における炉心損傷割合は，希ガスの炉内内蔵量に対する格納容器への放出割合を示しており，ドライウエル及びサプレッション・チェンバにそれぞれ希ガスが放出されたものとして，各炉心損傷割合のガンマ線線量率の推移を示している。

第 1 図に炉心損傷判定図及び炉心損傷割合の推定図を示す。



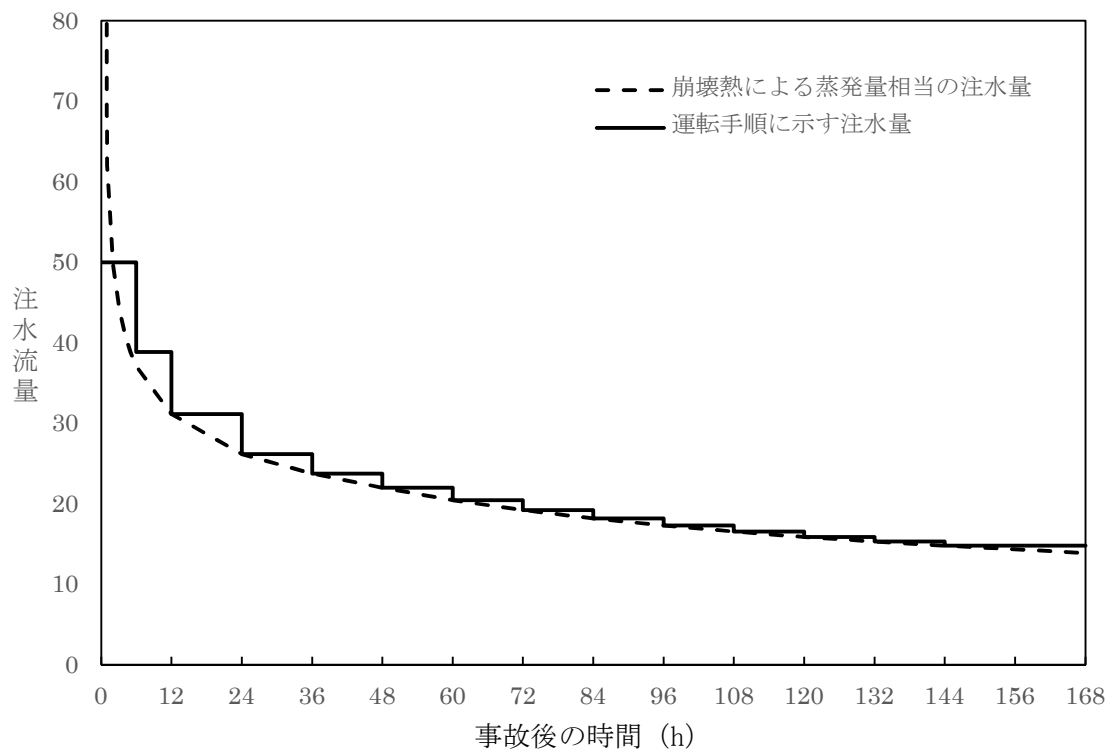
第 1 図 炉心損傷判定図及び炉心損傷割合の推定図（ドライウエル）

崩壊熱による蒸発量相当の注水量について

外部水源を用いた原子炉注水を実施する場合、炉心冷却を継続する目的から崩壊熱による蒸発量以上の注水量で原子炉注水を実施する必要があるが、崩壊熱による蒸発量を大きく上回る注水量とする場合はサプレッション・プール水位の上昇により格納容器ベント配管を水没させる恐れがあるため、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整する手順を設定する。

崩壊熱は運転時間やスクラム後の経過時間にも影響を受けることから、事前にスクラム後の崩壊熱の推移を把握し、崩壊熱による蒸発量に相当する注水量を手順に反映する。具体的には、運転手順に第 1 図のような崩壊熱による蒸発量相当の注水量を示すことで、必要な注水量を把握することとする。

第 1 図に示すとおり、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こととする。ただし、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により一時的に中央制御室待避室に退避する場合には、直前にその時点での崩壊熱による蒸発量に相当する注水量に調整することで退避中の注水量の調整操作を不要とする。



第 1 図 崩壊熱による蒸発量相当の注水量

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

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）における Cs-137 の放出量評価に当たっては、「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」及び「原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137」の放出量をそれぞれ評価し、評価結果を合計することで算出している。本資料では、「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」の放出量評価について示す（「原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137」の放出量評価は、添付資料 3.1.3.5 参照）。なお、「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」の放出量評価では、格納容器から原子炉建屋への漏えいがないものとして評価した方が、漏えいがある場合と比べて、格納容器から格納容器圧力逃がし装置への移行量が増加（大気中への放出量も増加）するため、保守的に漏えいはないものとして評価した。

1. 評価条件

放出量評価条件（格納容器圧力逃がし装置から放出）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。

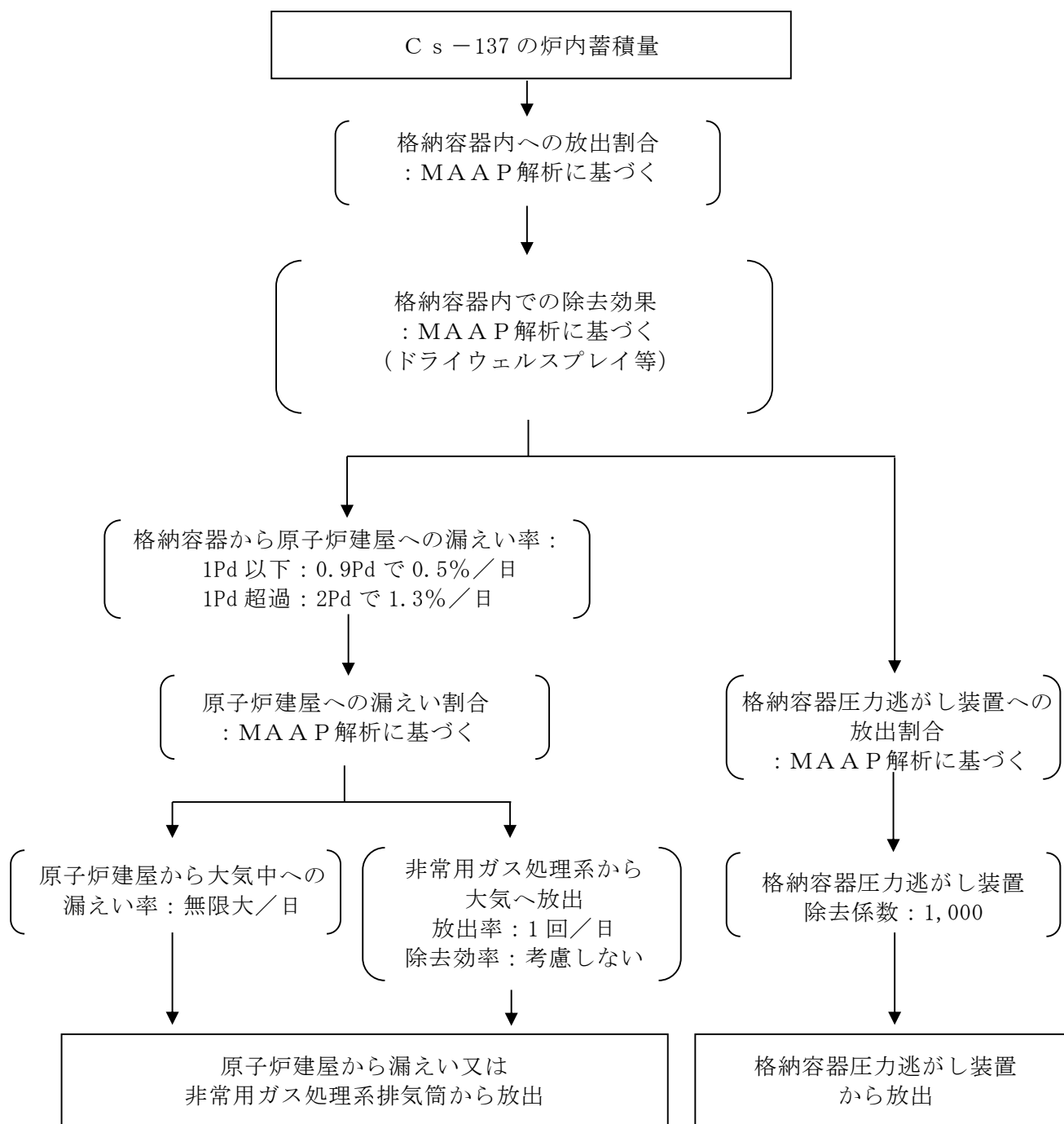
第 1 表 放出量評価条件（1/2）

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できない場合）（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

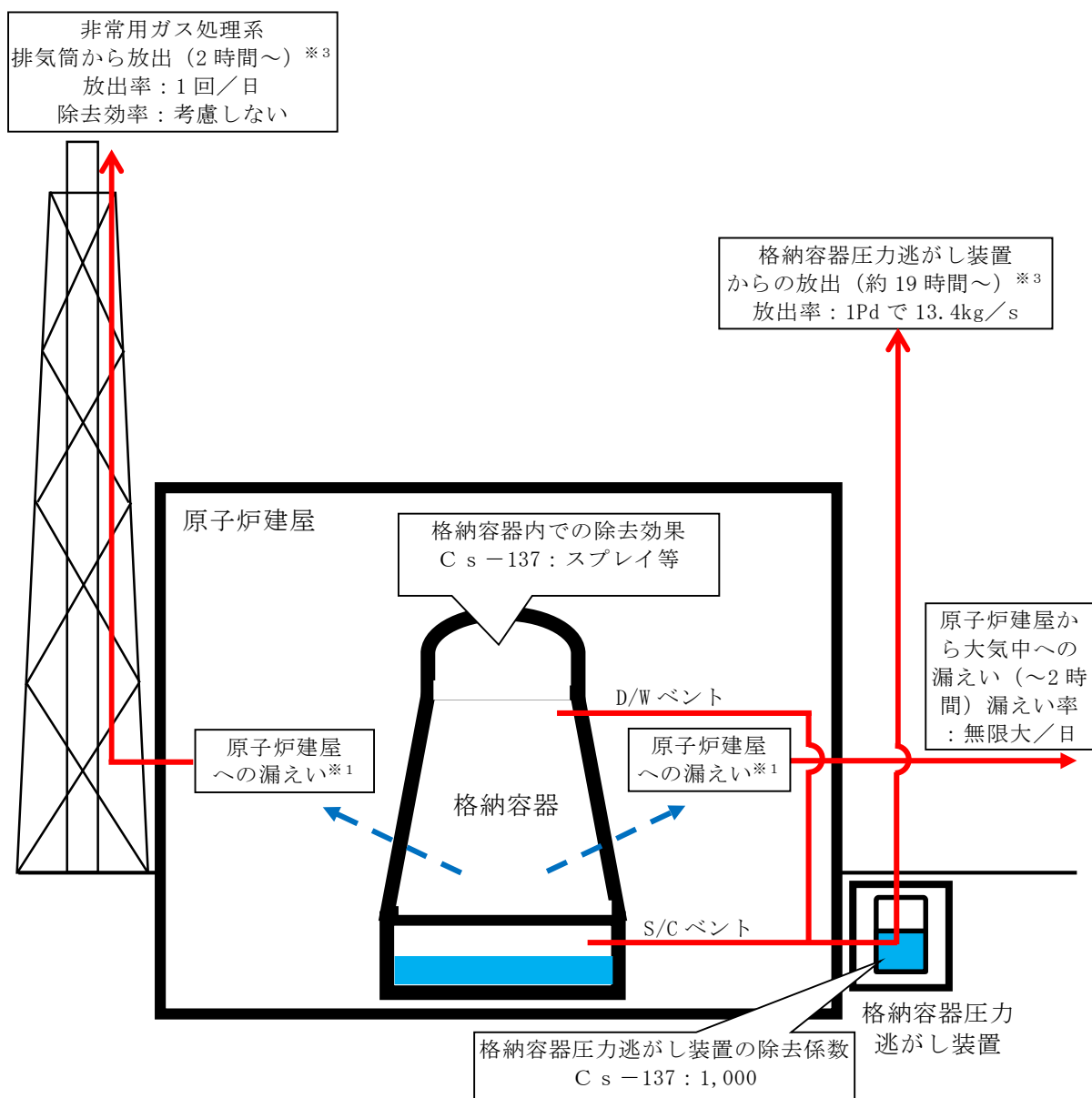
第 1 表 放出量評価条件 (2/2)

項 目	評価条件	選定理由
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
炉内蓄積量 (Cs-137) (BqCs137)	約 4.36×10^{17} Bq	「単位熱出力当たりの炉内 蓄積量 (Bq/MW)」 × 「3,293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内 蓄積量 (Bq/MW) は, BW R 共通条件として, 東海第 二と同じ装荷燃料 (9 × 9 燃料 (A 型)), 上記の運 転時間及び取替炉心の燃料 装荷割合で算出した ABW 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 格納容器圧力逃がし装置による格納容 器除熱 (以下「格納容器ベント」とい う。) : 事象発生から約 19 時間後	MAAP 解析結果
格納容器内への 放出割合 (Cs-137)	0.37	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・プールでのスクラビング及 びドライウェルスプレイ)	MAAP の FP 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
格納容器から原 子炉建屋への漏 えい率	考慮しない	格納容器圧力逃がし装置へ の移行量を多く評価するた め保守的に設定
格納容器圧力逃 がし装置への放 出割合 (F_{Cs})	【S/C ベント】 CsI 類 : 4.33×10^{-7} CsOH 類 : 2.42×10^{-7} 【D/W ベント】 CsI 類 : 1.13×10^{-4} CsOH 類 : 9.05×10^{-3}	MAAP 解析結果
格納容器圧力逃 がし装置の除去 係数 (DF)	1,000	設計値に基づき設定

※ 東海第二発電所 (BWR 5) に比べて炉心比出力が大きく, 単位熱出力当たりの炉内蓄積量を保守的に評価する ABWR の値を使用。



第 1 図 C s - 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
(原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の漏えい量評価時のみ)
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 ^{※3}	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		■	■	■
格納容器圧力逃がし装置からの放出			■	■

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

※3 事象発生後 19 時間以降は、「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第 2 図 大気放出過程概略図 (イメージ)

2. 放出量評価

(1) 評価方法

格納容器圧力逃がし装置を介して放出される大気中への $Cs-137$ の放出量は、第 1 表の放出量評価条件及び以下の式により算出する。

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

F_{Cs} : 格納容器から格納容器圧力逃がし装置へ放出される $Cs-137$ の放出割合

Bq_{Cs137} : $Cs-137$ の炉内蓄積量 [$4.36 \times 10^{17} \text{ Bq}$]

DF : 格納容器圧力逃がし装置の除去係数 [1,000]

F_{Cs} について、MAAP 解析では、 Cs は CsI 又は $CsOH$ として存在しているため、以下の式により F_{Cs} を算出する。

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

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

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

(2), (3) 及び (4) 式により,

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

F_{CsI} : 格納容器から格納容器圧力逃がし装置へ放出される CsI の放出割合 [S/C ベント : 4.33×10^{-7} , D/W ベント : 1.13×10^{-4}]

F_{CsOH} : 格納容器から格納容器圧力逃がし装置へ放出される $CsOH$ の放出割合 [S/C ベント : 2.42×10^{-7} , D/W ベント : 9.05×10^{-3}]

M_{CsI} : 格納容器から格納容器圧力逃がし装置へ放出される CsI に含まれる Cs 量 [kg]

M_{CsOH} : 格納容器から格納容器圧力逃がし装置へ放出される $CsOH$ に含まれる Cs 量[kg]

M_{Cs} : Cs の初期重量[321.2kg]

M_I : I の初期重量[24.4kg]

W_I : I の分子量[131g/mol]

W_{Cs} : Cs の分子量[133g/mol]

(2) 評価結果

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

$$\begin{aligned} F_{Cs} &= F_{CsOH} + M_I / M_{Cs} \cdot W_{Cs} / W_I \cdot (F_{CsI} - F_{CsOH}) \\ &= 2.42 \times 10^{-7} + (24.4 / 321.2) \cdot (133 / 131) \cdot (4.33 \times 10^{-7} - 2.42 \times 10^{-7}) \\ &= 2.57 \times 10^{-7} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} [Cs-137 \text{ の放出量}] &= F_{Cs} \cdot Bq_{Cs137} \cdot (1/DF) \\ &= 2.57 \times 10^{-7} \cdot 4.36 \times 10^{17} \cdot (1/1,000) \\ &= 1.2 \times 10^8 [\text{Bq}] \\ &= 1.2 \times 10^{-4} [\text{TBq}] \end{aligned}$$

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

$$\begin{aligned}
F_{Cs} &= F_{CsOH} + M_I / M_{Cs} \cdot W_{Cs} / W_I \cdot (F_{CsI} - F_{CsOH}) \\
&= 9.05 \times 10^{-3} + (24.4 / 321.2) \cdot (133 / 131) \cdot (1.13 \times 10^{-4} - 9.05 \times 10^{-3}) \\
&= 8.36 \times 10^{-3}
\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
[\text{Cs-137 の放出量}] &= F_{Cs} \cdot Bq_{Cs137} \cdot (1 / DF) \\
&= 8.36 \times 10^{-3} \cdot 4.36 \times 10^{17} \cdot (1 / 1,000) \\
&= 3.7 \times 10^{12} [\text{Bq}] \\
&= 3.7 [\text{TBq}]
\end{aligned}$$

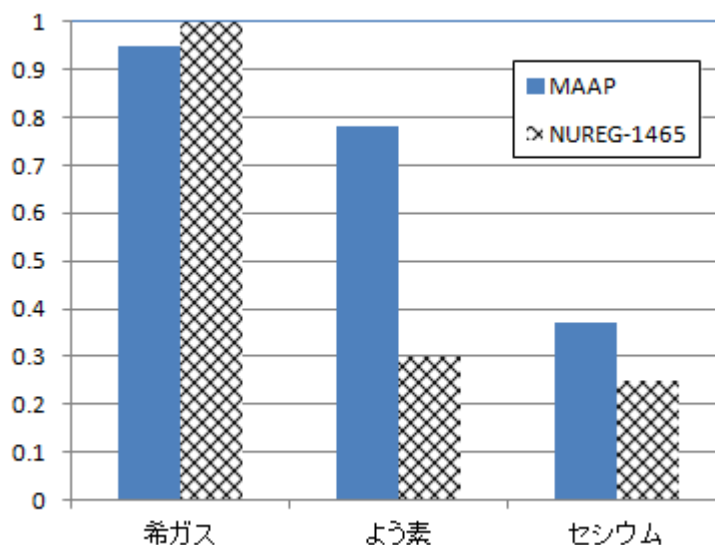
事象発生 7 日間以降の影響を確認するために評価した、事象発生 30 日間及び 100 日間における格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出される Cs-137 の放出量は、サプレッション・チェンバからのベントの場合は約 1.3×10^{-4} TBq（事象発生 30 日間）及び約 1.5×10^{-4} TBq（事象発生 100 日間）、ドライウェルからのベントの場合は約 4.1TBq（事象発生 30 日間）及び約 4.1TBq（事象発生 100 日間）である※。

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 19 時間後に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を継続しているが、格納容器の除熱機能、格納容器への窒素注入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。

※ Cs-137 は長半減期核種となるが、事象発生 30 日間及び 100 日間における Cs-137 の放出量は、長期的な放出量を評価する観点から、減衰効果を考慮し評価した。

また、大気への $Cs-137$ の放出量の評価において、格納容器内への $Cs-137$ の放出割合としてMAAP解析結果を用いている。第3図のとおり、米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465*で示された値（BWRプラント、「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和）とMAAP解析結果を比較すると、よう素及びセシウムの放出割合については、MAAP解析の方が大きい結果となる。希ガスについては、NUREG-1465の方が大きい。これは東海第二の想定シナリオでは原子炉注水により炉心を再冠水させることで、炉心の終状態においても炉心内に自立した状態の燃料が一部存在するためである（添付資料3.1.2.6参照）。

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



第3図 格納容器内への放出割合の比較

原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の漏えい量評価等について

本資料では、「原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137」の放出量評価及び「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」の放出量評価結果（添付資料 3.1.3.4 参照）を合計した結果について示す。

なお、本評価では、原子炉建屋ガス処理系が起動するまでの間、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は、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 表に示す。（大気中への放出過程及び概略図は、添付資料 3.1.3.4 の第 1 図及び第 2 図参照）

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できない場合)(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
炉内蓄積量 (C s -137)	約 $4. 36 \times 10^{17}$ Bq	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW)」×「3, 293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (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)) , 上記の運転時間及び取替炉心の燃料装荷割合で算出した A BWR 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 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱 (以下「格納容器ベント」という。) : 事象発生から約 20 時間後*	M A A P 解析結果
格納容器内への 放出割合 (C s -137)	0. 37	M A A P 解析結果
格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない	保守的に設定
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 (添付資料 3. 1. 3. 6 参照)
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と位置付けていないため、保守的に設定

※ 東海第二発電所 (BWR 5) に比べて炉心比出力が大きく、単位熱出力当たりの炉内蓄積量を保守的に評価する A BWR の値を使用。

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	MAAP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AEC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	CsI類：約 6.15×10^{-5} CsOH類：約 3.05×10^{-5}	MAAP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
非常用ガス処理系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原子炉棟内は負圧になるが、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	原子炉建屋原子炉棟内の急減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

※ 格納容器から原子炉建屋への漏えいを考慮しない「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」と比べて、原子炉建屋へ漏えいする分格納容器圧力の上昇が抑制され、結果として格納容器ベント開始タイミングが遅くなる(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の放出量評価における格納容器ベント開始タイミング：約19時間後)。

2. 評価結果（原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137）

原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量は、約 14.3TBq（事象発生 7 日間）である。なお、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 2 倍程度大きい結果となっているが、これは格納容器ベント実施（約 19 時間）までの格納容器圧力（格納容器から原子炉建屋への漏えい率に寄与）の違いによる影響が大きい（下記参照）。

- ・代替循環冷却系を使用する場合

代替循環冷却系による格納容器除熱操作により圧力抑制されるため、0.31MPa [gage]（約 1Pd）以下で推移（第 3.1.2-10 図参照）

- ・代替循環冷却系を使用できない場合

0.465MPa [gage] 到達後（約 3.9 時間）、格納容器ベント実施（約 19 時間）まで格納容器圧力を 0.400MPa [gage] ～0.465MPa [gage] の範囲で維持（第 3.1.3-10 図参照）

また、事象発生 7 日間以降の影響を確認するために評価した、事象発生 30 日間、100 日間における原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量は、約 14.4TBq（事象発生 30 日間）及び約 15.5TBq（事象発生 100 日間）である。

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 20 時間後に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を継続しているが、格納容器の除熱機能、格納容器への窒素注入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。

3. Cs-137 の放出量

「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」及び「原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137」の放出量評価結果を第 2 表に示す。

原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量（約 14.3TBq）にサプレッション・チェンバのラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置から大気への放出量（約 1.2×10^{-4} TBq）を加えた場合の放出量は約 15TBq であり、評価項目である 100TBq を下回っている。なお、ドライウェルのラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置から大気への放出量（約 3.7TBq）を加えた場合でも約 18TBq であり、100TBq を下回っている。

また、事象発生 7 日間以降の影響について、原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量に、サプレッション・チェンバのラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置から大気への放出量を加えた場合の放出量は、事象発生 30 日間で約 15TBq、事象発生 100 日間で約 16TBq であり、いずれの場合においても 100TBq を下回っている。

第 2 表 大気中への Cs-137 の放出量

	事象発生 7 日間	事象発生 30 日間	事象発生 100 日間
建屋漏えい	約 14.3TBq	約 14.4TBq	約 15.5TBq
ベント放出 ^{※1}	約 1.2×10^{-4} TBq ^{※2} (約 3.7TBq ^{※3})	約 1.3×10^{-4} TBq ^{※2} (約 4.1TBq ^{※3})	約 1.5×10^{-4} TBq ^{※2} (約 4.1TBq ^{※3})
合計	約 15TBq ^{※2} (約 18TBq ^{※3})	約 15TBq ^{※2} (約 19TBq ^{※3})	約 16TBq ^{※2} (約 20TBq ^{※3})

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

※2 サプレッション・チェンバのラインを経由した場合の評価結果

※3 ドライウェルのラインを経由した場合の評価結果

格納容器内での除去効果について

MAAPにおけるCs-137に対する格納容器内の除去効果として、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を考慮している。また、沈着については、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、核分裂生成物（以下「FP」という。）ガス凝縮/再蒸発で構成される。（「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第5部 MAAP」（抜粋）参照）

「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」
の「第5部 MAAP」（抜粋）

(2) FPの状態変化・輸送モデル

高温燃料から出た希ガス以外のFPは雰囲気温度に依存して凝固し、エアロゾルへ変化する。気相及び液相中のFPの輸送においては、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算する。FPがガス状とエアロゾル状の場合は、気体の流れに乗って、原子炉圧力容器内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したFPの場合は、区画内の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは溶融炉心中のFPの場合は、溶融炉心の移動量に基づいて輸送される。

FPの輸送モデルは上述の仮定に基づいており、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から原子炉圧力容器内に放出されたFPは、原子炉圧力容器破損前にはLOCA破損口あるいは逃がし安全弁から原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉圧力容器破損後には原子炉圧力容器破損口若しくは格納容器下部に落下した溶融炉心からFPが原子炉格納容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出されたFPはスクラビングによってサプレッション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出されたFPは、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の気体、エアロゾル及び構造物表面上（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内のF P輸送モデル概要を図3.3-15に示す。

エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、F Pガス凝縮、F Pガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。

重力沈降は、Stokes の重力沈降式と Smoluchowski 方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski 方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用したMAAPのモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。

拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じる Stefan 流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。

熱泳動による沈着は、Epstein のモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。

慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様に Smoluchowski 方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。

F Pガスの凝縮は、F Pガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状F P圧力がF P飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。

5-66

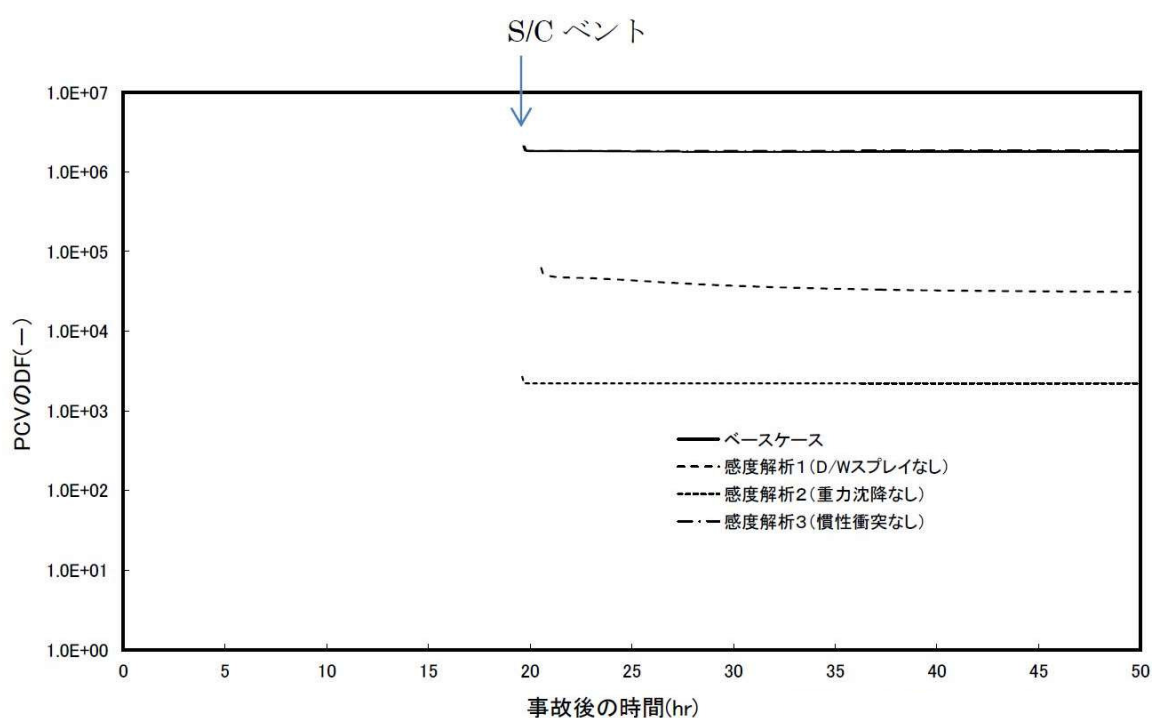
F Pガスの再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状F Pの圧力がF Pの飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起こると仮定している。

エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては、スクラビングによる除染係数(D F)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。D Fの値は、クエンチャ、垂直ベント、水平ベントの3つの種類のスクラビング機器に対し、詳細コード SUPRA^[9]を用いて、圧力、プール水深、キャリアガス中の水蒸気質量割合、プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており、これらのデータから求める。

また、格納容器スプレーによるF P除去も模擬しており、スプレー液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率、スプレーの液滴径、流量及び落下高さから計算する。

1. 沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果

沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果を確認するため、感度解析を行った。解析結果を第1図に示す。なお、感度解析では、以下の式により格納容器内の除去効果（除染係数（以下「D F」という。））を算出している。

$$\text{格納容器内 D F} = \frac{\text{格納容器内への C s I 放出割合}}{\text{ベントラインから大気への C s I 放出割合}}$$


第1図 エアロゾルに対する格納容器内の除去効果（感度解析結果）

第1図より、ベースケースにおけるD F（ 10^6 オーダー）との比較から、重力沈降のD Fは 10^3 程度、ドライウェルスプレイのD Fは $10 \sim 10^2$ 程度であることがわかる。これより、重力沈降及びドライウェルスプレイ両方によるD Fは $10^4 \sim 10^5$ 程度となるため、C s -137に対する格納容器内の除去効果は、重力沈降及びドライウェルスプレイの影響が大きいと考える。

2. サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果

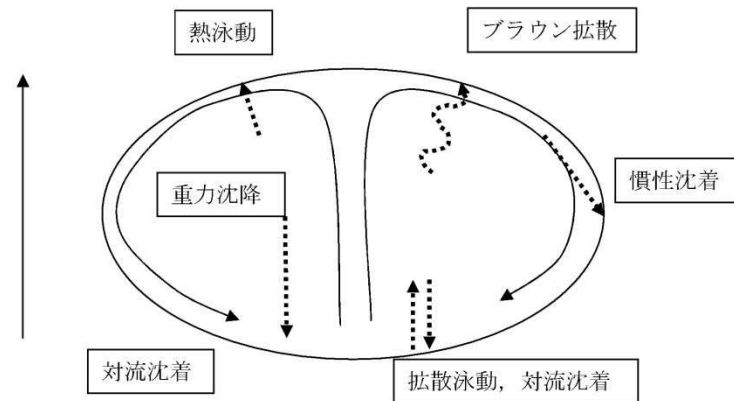
(1) スクラビング効果について

スクラビングは、エアロゾルを含む気体がプール内に移行する場合、気泡が分裂しながら上昇していく過程においてエアロゾルが気泡界面に到達した時点で水に溶解して気体から除去される現象である。スクラビングにおけるエアロゾル除去のメカニズムは、プールへの注入時の水との衝突や気泡がプール水中を上昇していく過程における慣性衝突等が考えられる。

(2) M A A P 解析上の扱いについて

スクラビングによる除去効果について、M A A P 解析ではスクラビング計算プログラム（S U P R A コード）により計算された D F 値のデータテーブルに、プール水深、エアロゾルの粒子径、キャリアガス中の水蒸気割合、格納容器圧力及びサプレッション・プールのサブクール度の条件を補間して求めている。

S U P R A コードでは、スクラビングに伴う初期気泡生成時及び気泡上昇時のエアロゾルの除去効果をモデル化しており、気泡挙動（気泡サイズ及び気泡上昇速度）、初期気泡生成時の D F、気泡上昇時の D F を評価式により与えている。第 2 図に、気泡中のエアロゾルが気泡界面に到達するまでの過程を示す。気泡上昇時における各過程の除去速度を評価することでエアロゾルの D F を与えている。



第2図 スクラビングによるエアロゾル捕集効果

(3) SUPRAコードによる計算結果と実験結果の比較について

SUPRAコードによる計算結果については、電力共同研究^{*1}にて実験結果との比較検討が行われている。試験条件及び試験装置の概要を第1表及び第3図に示す。また、試験結果を第4図から第10図に示す。

試験結果より、SUPRAコードによる計算結果と実験結果について、キャリアガス流量等のパラメータ値の増減によるDF値の傾向は概ね一致していることを確認した。

また、粒径 μm までの粒子について、SUPRAコードによる計算結果が実験結果より小さいDF値を示しており、保守的な評価であることを確認した。

一方、粒径 μm の粒子について、SUPRAコードによる計算結果が実験結果より大きいDF値を示しているが、これは実験とSUPRAコードで用いている粒子の違い（実験：LATEX粒子（密度 g/cm^3 ）、SUPRAコード：CsOH（密度 g/cm^3 ））が影響しているためである。SUPRAコードの計算結果を密度補正^{*2}した第7図及び第9図では、SUPRAコードによる計算結果は実験結果より概ね小さいDF値を示すことが確認できる。

以上より，S U P R Aコードにより計算されたD F値を用いることは妥当と考える。

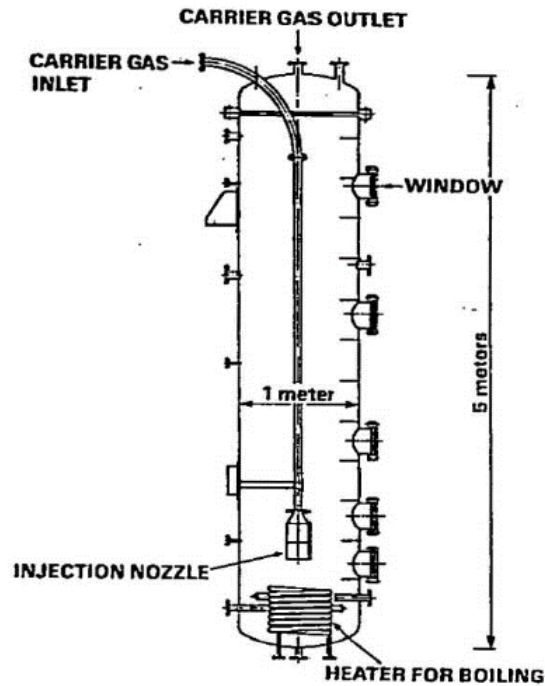
※1 共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」(P H A S E 2) 最終報告書 平成5年3月

※2 実験ではL A T E X粒子を用いているため,その粒径は

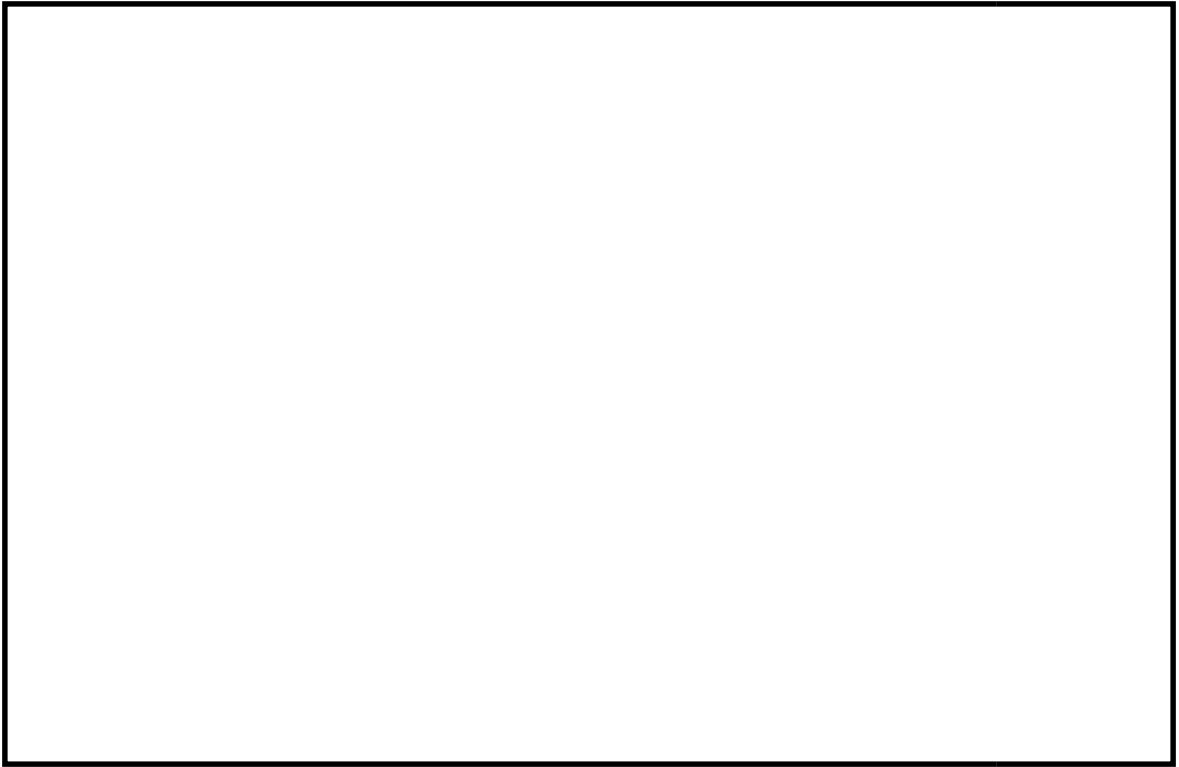
となる。一方，S U P R AコードではC s O Hの粒径を基にしているため，粒径に粒子密度 (g/cm^3) の平方根を乗じることにより に換算する。

第 1 表 試験条件

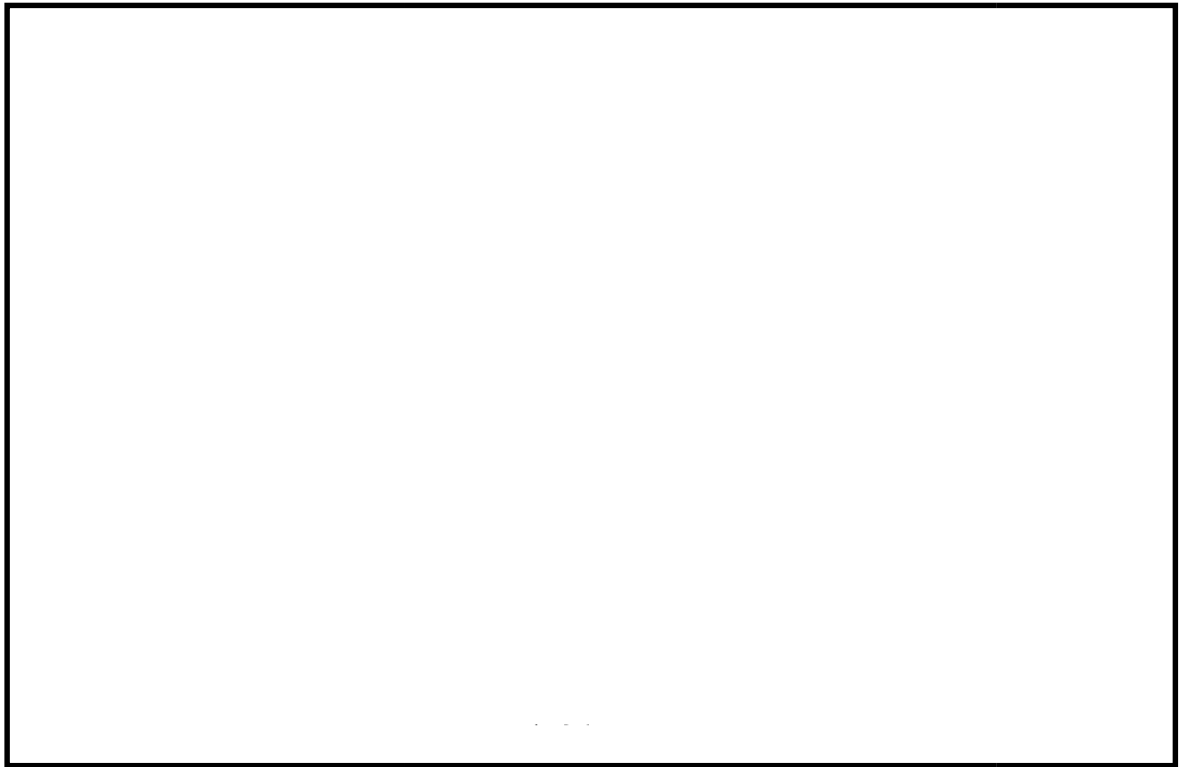
Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	steam fraction (vol. %)	50	0~80
	carrier gas flow rate (L/min)	500	300~2000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



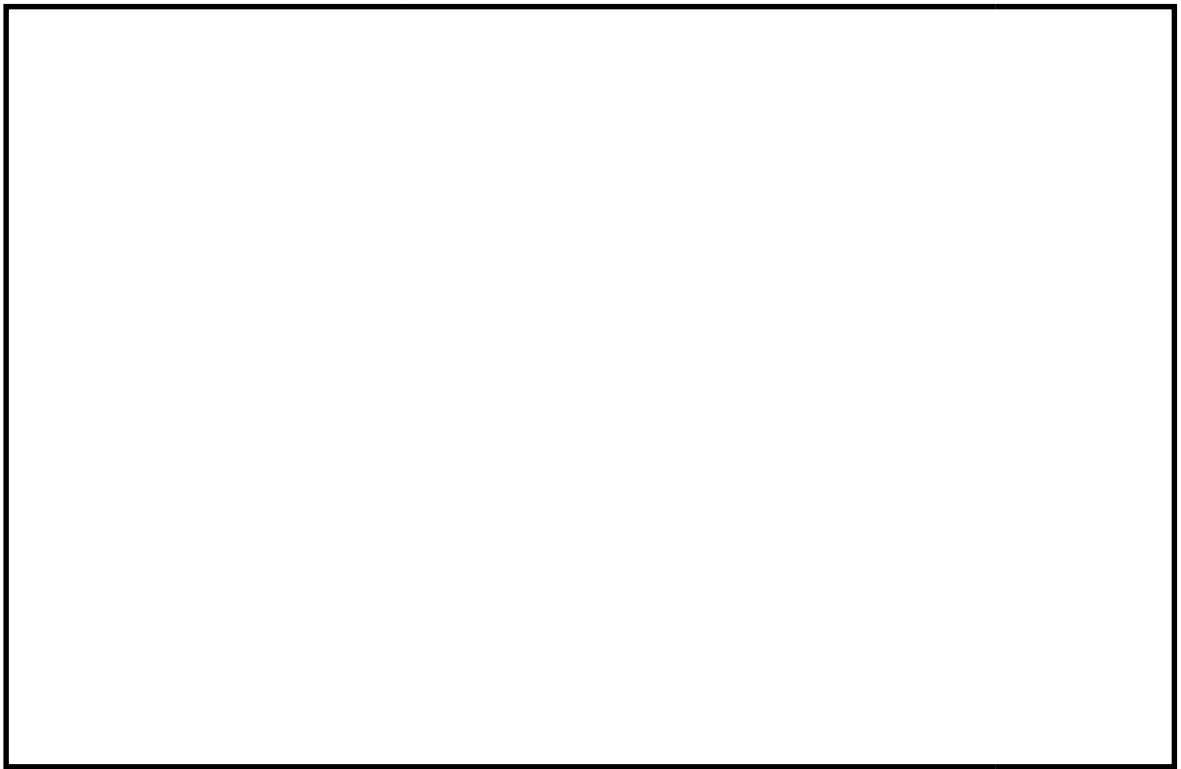
第 3 図 試験装置の概要



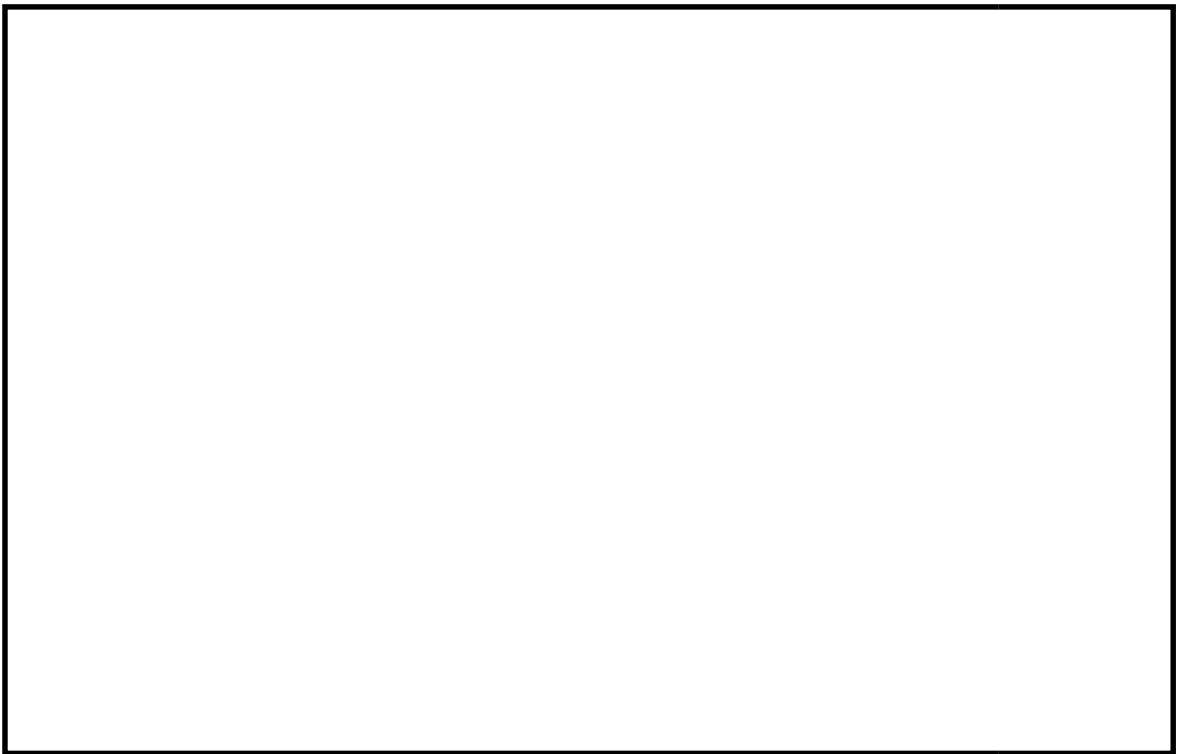
第 4 図 キャリアガス流量に対する D F の比較



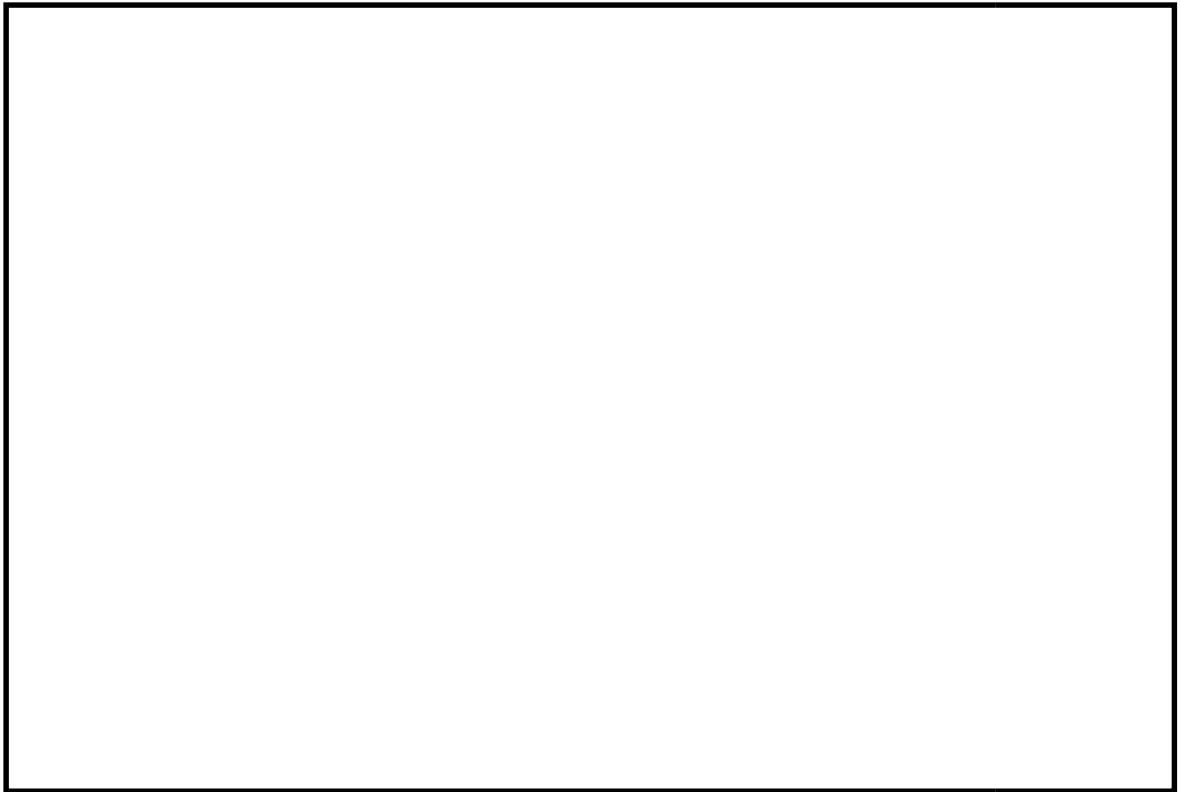
第 5 図 プール水温に対する D F の比較



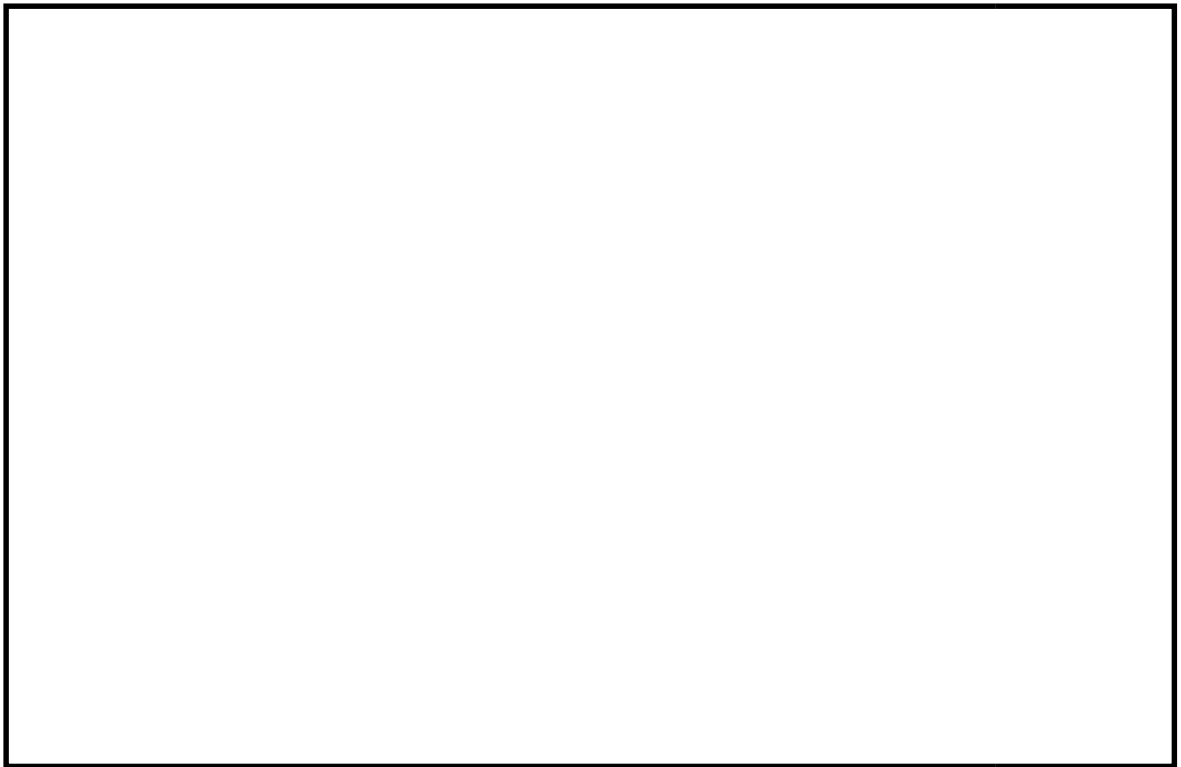
第 6 図 水蒸気割合に対する D F の比較



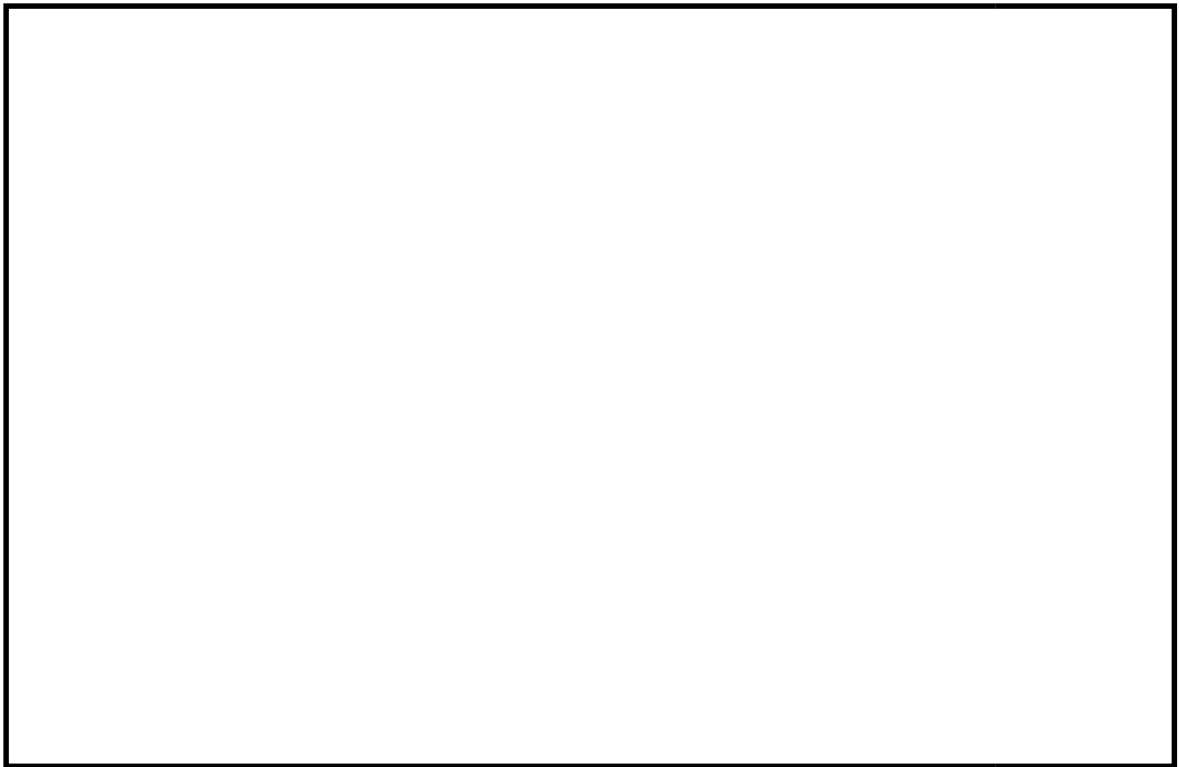
第 7 図 水蒸気割合に対する D F の比較（密度補正）



第 8 図 スクラビング水深に対する D F の比較



第 9 図 スクラビング水深に対する D F の比較（密度補正）



第 10 図 ガス温度に対する D F の比較

(4) 沸騰による除去効果への影響について

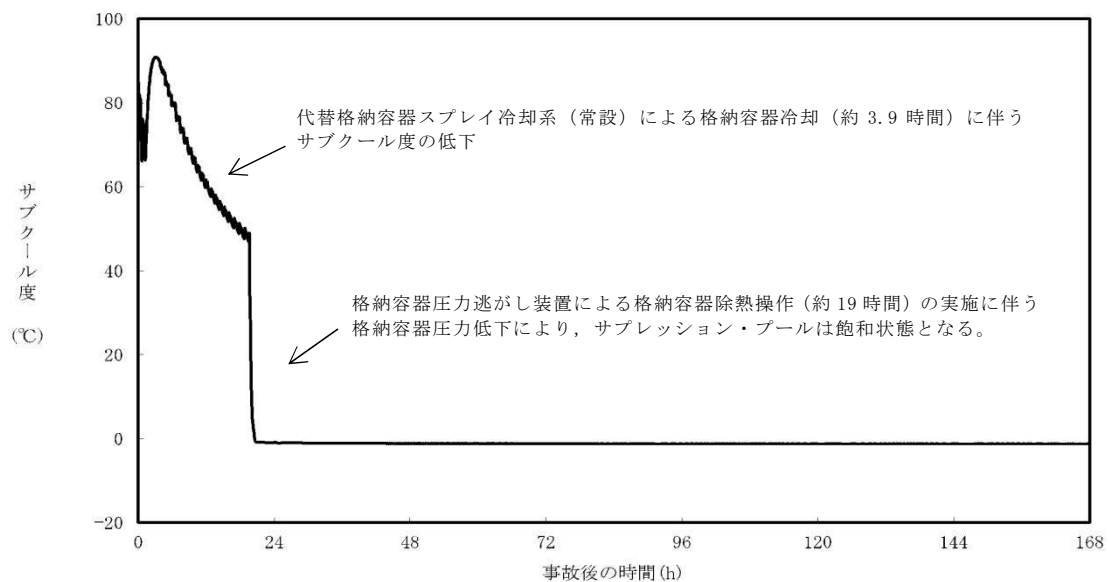
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合では，第 11 図のとおり，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱（以下，「格納容器ベント」という。）の実施に伴いサプレッション・プールは飽和状態（沸騰状態）になるため，サプレッション・プールの沸騰による除去効果への影響を確認した。M A A P 解析条件及び評価結果を第 2 表及び第 3 表に示す。なお，エアロゾルの粒径については，スクラビング前後でそれぞれ最も割合の多い粒径について除去効果への影響を確認した。その結果，第 3 表のとおり沸騰時の除去効果は非沸騰時に比べて小さいことを確認した。

ただし，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合では，第 12 図のとおり，原子炉圧力

容器内の $Cs-137$ は、大破断 $LOCA$ により生じた破断口より格納容器内気相部へ移行し、その後重力沈降等により、事象発生5時間程度で大部分が格納容器内液相部へ移行するため、本評価においてサプレッション・プールの沸騰による除去効果の減少の影響はほとんどないと考える。

なお、 CsI 、 $CsOH$ の沸点はそれぞれ $1,280^{\circ}C$ 、 $272.3^{\circ}C$ 以上^{※2}であり、シビアアクシデント時に格納容器内で CsI 、 $CsOH$ が揮発することは考えにくい。サプレッション・プールの沸騰に伴い液相部中の CsI 、 $CsOH$ の一部が気相部へ移行する可能性がある。ただし、その場合でも、ドライウェルから格納容器圧力逃がし装置を介した場合の $Cs-137$ 放出量（事象発生7日間で約 $18TBq$ ）に包絡されると考えられる。

※2 化合物の辞典 高本 進・稲本直樹・中原勝儼・山崎 昶[編集] 1997年11月20日



第11図 サプレッション・プールのサブクール度の推移

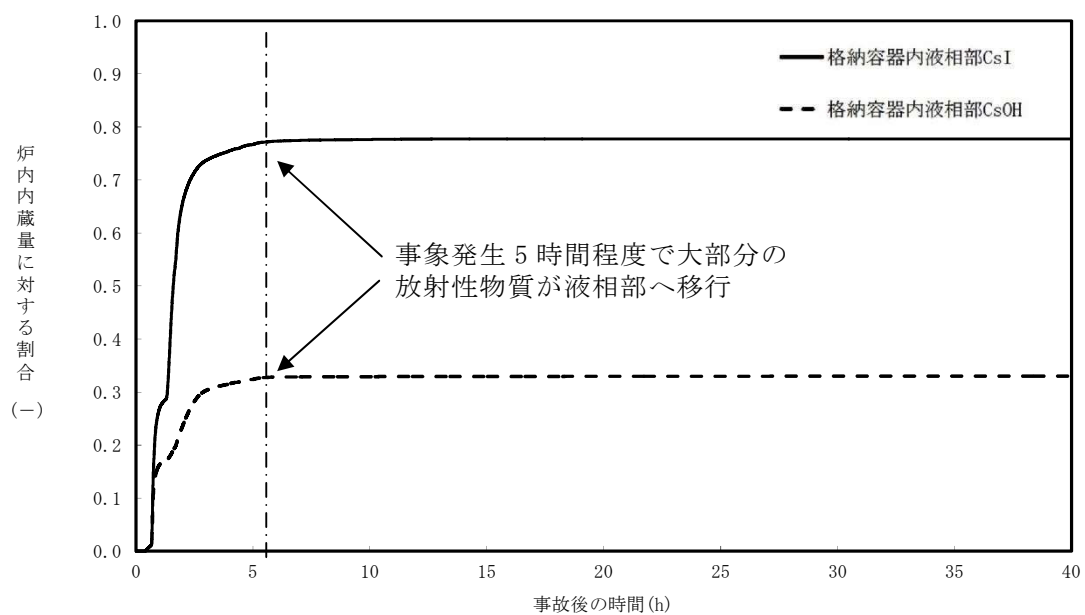
第 2 表 評価条件

項目	評価条件※	選定理由
蒸気割合	<input type="text"/> %	格納容器ベント実施前のドライ ウェルにおける蒸気割合（約 55%）相当
格納容器圧力	<input type="text"/> kPa [gage]	格納容器ベント実施前の格納容 器圧力（400kPa [gage] ～465kPa [gage]）相当
サプレッション・プール 水深	<input type="text"/> m	実機では水深 3m 以上のため、設 定上限値を採用
サブクール度	<input type="text"/> °C	未飽和状態として設定（設定上 限值）
	<input type="text"/> °C	飽和状態として設定（設定下限 値）
エアロゾルの粒径（半径）	<input type="text"/> μ m	スクラビング前において、最も 割合が多い粒径
	<input type="text"/> μ m	スクラビング後において、最も 割合が多い粒径

※ S U P R Aコードにより計算されたデータテーブルの設定値を採用

第 3 表 評価結果

粒径	D F	
	未飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> °C)	飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> °C)
<input type="text"/> μ m	<input type="text"/>	
<input type="text"/> μ m		



第 12 図 格納容器内液相部中の存在割合

安定状態について（雰囲気圧力・温度による静的負荷

（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：

事象発生後，重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により，損傷炉心の冠水が維持可能であり，また，冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定停止状態が確立されたものとする。

格納容器安定状態：

損傷炉心を冠水させた後に，重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能（代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置）により，格納容器圧力及び雰囲気温度が安定又は低下傾向に転じ，また，除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定状態が確立されたものとする。

【安定停止状態の確立について】

原子炉安定状態の確立について

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

格納容器安定状態の確立について

炉心冷却を継続し，格納容器圧力 0.62MPa [gage] 到達までに格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を開始することで，格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向になり，格納容器雰囲気温度は 150℃を下回り，格納容器安定状態が確立される。

また，重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

【安定状態の維持について】

上記の格納容器破損防止対策により安定状態を確立できる。

代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系を復旧させ，除熱を行うことにより，安定状態の維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。

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

（添付資料 3.1.2.9 別紙参照）

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

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル） 溶解炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。 CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。 炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定し、仮想的な厳しい振幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確認した。 ・TQUV、大破断 LOCA シーケンスとともに、炉心溶融の開始時刻への影響は小さい ・下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。 原子炉注水操作については、LOCA が発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却に併せ、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、格納容器圧力が 0.465MPa[gage]に到達した場合の格納容器スプレイ操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器圧力及び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。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力及び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。
	燃料棒表面熱伝達				
	燃料被覆管酸化				
	燃料被覆管変形				
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	TQUX シーケンス及び中小破断 LOCA シーケンスに対して、MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないこと等から、水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、その後の注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、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 SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。 原子炉注水操作については、LOCA が発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに代替格納容器スプレイ冷却系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（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、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 SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	気液分離（水位変化）・対向流				
原子炉圧力容器	ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）	安全系モデル（非常用炉心冷却系） 安全系モデル（代替注水設備）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。

添付 3.1.3.8-1

添付資料 3.1.3.8

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)	HDR 実験解析では、格納容器圧力及び雰囲気温度について、温度成層化を含めて傾向を良く再現できることを確認した。 格納容器雰囲気温度を十数℃程度高めに、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。 格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び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代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。 また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力を操作開始の起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び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、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導				
	気液界面の熱伝達				
	スプレイ冷却	安全系モデル(格納容器スプレイ) 安全系モデル(代替注水設備)	入力値に含まれる。 スプレイの水滴温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさはない。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	格納容器ベント	格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)	入力値に含まれる。 MAAP コードでは格納容器ベントについては、設計流量に基づいて流路面積を入力値として与え、格納容器各領域間の流動と同様の計算方法が用いられている。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
原子炉圧力容器(炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル(リロケーション)	・TMI 事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。	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。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	構造材との熱伝達		・TQUV、大破断 LOCA シーケンスともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。		
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、FP 放出の開始時刻を良く再現できているものの、燃料被覆管温度を高めに評価することにより、急激な FP 放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなくと考えられる。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなくと推定される。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 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなくと推定される。
格納容器(炉心損傷後)	格納容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	ABCOVE 実験解析により、格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認した。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の格納容器内 FP 挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。したがって、大気中への Cs-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大気中への 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、サブレクション・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、評価項目に対して余裕がある。

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

項 目		解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の 不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに 与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	原子炉熱出力	3, 293MW	約 3, 279MW～ 約 3, 293MW （実績値）	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合には、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合には、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力 （压力容器ドーム部）	6. 93MPa [gage]	約 6. 91MPa [gage]～ 約 6. 94MPa [gage] （実績値）	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	原子炉水位	通常運転水位 （セパレータスカート 下端から約+122cm）	通常運転水位 約－4cm～約+6cm （セパレータスカート 下端から約+122cm～ 約+132cm） （実績値）	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム 10 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 3m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 4cm であり非常に小さい。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム 10 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 3m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 4cm であり非常に小さい。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	炉心流量	48, 300t/h （定格流量（100%））	定格流量の 約 86%～約 104% （実績値）	定格流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃 料	9 × 9 燃料 （A 型）	装荷炉心ごと	9 × 9 燃料（A 型）と 9 × 9 燃料（B 型）は、熱水力的な特性はほぼ同等であり、燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されることから、代表的に 9 × 9 燃料（A 型）を設定	最確条件とした場合には、9 × 9 燃料の A 型又は B 型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、9 × 9 燃料の A 型又は B 型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 燃焼度 33GWd/t	ANSI/ANS-5. 1-1979 平均的燃焼度 約 31GWd/t （実績値）	1 サイクルの運転期間（13 ヶ月）に調整運転期間（約 1 ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定	最確条件とした場合には、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、操作手順（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）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び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。
	格納容器体積 （ドライウエル）	5, 700m ³	5, 700m ³ （設計値）	設計値	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器体積 （サブプレッ ション・チェンバ）	空間部：4, 100m ³ 液相部：3, 300m ³	空間部：約 4, 092m ³ ～ 約 4, 058m ³ 液相部：約 3, 308m ³ ～ 約 3, 342m ³ （実績値）	設計値 （通常運転時のサブプレッ ション・プール水位の下限値に基 き設定）	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の液相部の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が 6. 983m の時の水量は 3, 300m ³ であるのに対し、ゆらぎ（0. 087m）による水量変化は約 42m ³ であり、その割合は初期保有水量の約 1. 3%と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の液相部の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが、ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が 6. 983m の時の水量は 3, 300m ³ であるのに対し、ゆらぎによる水量変化（0. 087m）は約 42m ³ であり、その割合は初期保有水量の約 1. 3%と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	真空破壊装置作動 差圧	3. 45kPa （ドライウエールサブ プレッション・チェンバ 間差圧）	3. 45kPa （ドライウエールサブ プレッション・チェンバ 間差圧）（設計値）	真空破壊装置の設定値	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

項 目		解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	サプレッション・プール水位	6.983m （通常運転範囲の下限値）	約 7.000m～ 約 7.070m （実績値）	通常運転時のサプレッション・プール水位の下限値として設定	最確条件とした場合には、サプレッション・プール水位の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが、ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば、サプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m ³ であるのに対し、ゆらぎによる水量変化（0.087m）は約 42m ³ であり、その割合は初期保有水量の約 1.3%と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の液相部の変化分は通常時にに対して非常に小さい。例えば、サプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m ³ であるのに対し、ゆらぎ（0.087m）による水量変化は約 42m ³ であり、その割合は初期保有水量の約 1.3%と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	サプレッション・プール水温度	32℃	約 15℃～約 32℃ （実績値）	通常運転時のサプレッション・プール水温度の上限値として設定	最確条件とした場合には、解析条件で設定しているサプレッション・プール水温度よりも低くなるため、格納容器圧力上昇が遅くなり、格納容器スプレイ及び格納容器ベント操作の開始が遅くなるが、その影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、解析条件で設定しているサプレッション・プール水温度よりも低くなるため、格納容器の熱容量は大きくなり、格納容器ベントに至るまでの時間が長くなるが、その影響は小さいことから、評価項目となるパラメータのパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器圧力	5kPa[gage]	約 2.2kPa[gage]～ 約 4.7kPa[gage] （実績値）	通常運転時の格納容器圧力を包含する値	最確条件とした場合には、解析条件で設定している圧力よりも小さくなるため、格納容器圧力が低めに推移するが、その影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している圧力よりも小さくなるため、格納容器圧力が低めに推移するが、その影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器雰囲気温度	57℃	約 25℃～約 58℃ （実績値）	通常運転時の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）として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、格納容器雰囲気温度は格納容器スプレイにより飽和温度となり、初期温度が事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、格納容器雰囲気温度は格納容器スプレイにより飽和温度となり、初期温度が事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	外部水源の温度	35℃	35℃以下	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定	最確条件とした場合には、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に対する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による圧力及び雰囲気温度上昇の抑制効果は大きくなり、間欠スプレイの間隔に影響する。しかし、流量調整範囲においてスプレイ流量を調整することで間欠スプレイの間隔を調整できることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、炉心の再冠水までの挙動に影響する可能性はあるが、この顕熱分の影響は小さく、燃料被覆管温度の上昇に与える影響は小さい。また、格納容器圧力上昇に対する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による圧力及び雰囲気温度上昇の抑制効果は大きくなり、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は遅くなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	外部水源の容量	約 8,600m ³	8,600m ³ 以上 （西側淡水貯水設備＋代替淡水貯槽）	西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽の管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から 7 日後までに必要な容量を備えており、水源は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	—
	燃料の容量	約 1,010kL	1,010kL 以上 （軽油貯蔵タンク＋可搬型設備用軽油タンク）	軽油貯蔵タンク及び可搬型設備用軽油タンクの管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から 7 日後までに必要な容量を備えており、燃料は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	—

第 2 表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(3/4)

項 目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 再循環系配管（出口ノズル）の破断	—	原子炉压力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もり，格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として，原子炉压力容器バウンダリに接続する配管のうち，口径が最大である再循環系配管（出口ノズル）における両端破断を設定 (添付資料 3.1.2.12)	Excessive LOCA を考慮した場合，原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが，操作手順（速やかに格納容器冷却手段を準備すること）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。 (添付資料 3.1.2.12)	Excessive LOCA を考慮した場合，原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが，格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合と同程度であり，格納容器圧力は 0.62MPa[gage]，格納容器バウンダリにかかる温度は 200℃を下回っていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料 3.1.2.12)
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能喪失及び 低圧注水機能喪失	—	非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し，設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系，低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設定	—	—
	外部電源	外部電源なし	—	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から，プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから，外部電源が喪失するものとして設定 ただし，原子炉スクラムについては，外部電源有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	仮に，外部電源がある場合は，注水開始時間が早くなり，格納容器圧力・温度の挙動は低く推移することから，運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	仮に，外部電源がある場合は，注水開始時間が早くなり，格納容器圧力・温度の挙動は低く推移することから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については，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	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
機器条件	原子炉スクラム信号	原子炉水位低（レベル 3）信号	タービン蒸気加減弁急速閉信号又は原子炉保護系電源喪失	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として，外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず，原子炉水位低（レベル 3）にてスクラムするものとして設定	最確条件とした場合には，原子炉熱出力の低下が早くなり，原子炉冷却材の放出が少なくなるため，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（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）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には，原子炉熱出力の低下が早くなり，原子炉冷却材の放出が少なくなるため，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉保護系電源喪失又は原子炉水位異常低下（レベル 2）信号	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閉止するものとして設定	最確条件とした場合には，逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが，操作手順（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）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には，逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気流量が減少するため，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	電源喪失によるポンプ停止（事象発生と同時）	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	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

項 目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の 不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに 与える影響
		解析条件	最確条件			
機器条件	低圧代替注水系（常設）	事象初期の原子炉注水実施時：230m ³ /h（一定） 原子炉水位 L O 到達判断後：崩壊熱による蒸発を補う注水量（最大 50m ³ /h）に制御	事象初期の原子炉注水実施時：230m ³ /h 以上（一定） 原子炉水位 L O 到達判断後：崩壊熱による蒸発を補う注水量（最大 50m ³ /h）に制御	炉心冷却の維持に必要な流量として設定	実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性），原子炉水位の回復が早くなる。溶融炉心の冠水後の操作として崩壊熱による蒸発を補う注水量に制御するが，注水後の流量調整操作であることから，運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の注水流量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性），原子炉水位の回復は早くなり，格納容器圧力及び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。
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	事象初期の原子炉注水実施時：130m ³ /h（一定）	130m ³ /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	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
		格納容器圧力制御：130m ³ /h（一定）	102m ³ /h～130m ³ /h	サブプレッション・プール水位の上昇が早くなり，格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）までの操作時間余裕の観点で厳しい条件として，運転手順の流量調整範囲（102m ³ /h～130m ³ /h）における上限を設定	最確条件とした場合，サブプレッション・プール水位の上昇が緩和されることから，サブプレッション・プール水位を操作開始の起点とする格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器除熱操作の開始時間が遅くなり，運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	西鶴条件とした場合でも，格納容器圧力を 0.400MPa[gage]から 0.465MPa[gage]の範囲内に維持することにより変わりはなく，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器下部注水系（常設）	解析上考慮しない	80m ³ /h（一定）	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため，初期条件としてベDESTAL（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）によるベDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作についても考慮しない	ベDESTAL（ドライウエル部）には通常運転時からプール水が存在するため，格納容器の熱容量が増え，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が緩和されるが，操作手順（代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却を実施すること）により変わりはなく，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	ベDESTAL（ドライウエル部）には通常運転時からプール水が存在するため，格納容器の熱容量が増え，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が緩和されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が 0.310MPa[gage]における排出流量 13.4kg/s に対して，第二弁を全開にて格納容器除熱	格納容器圧力が 0.310MPa[gage]における排出流量 13.4kg/s に対して，第二弁を全開にて格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置の設計値を考慮して，格納容器圧力及び雰囲気温度を低下させるのに必要な排出流量として設定	実際の流量が解析より多い場合，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが，操作手順（格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を実施すること）により変わりはなく，運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の流量が解析より多い場合，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが，格納容器圧力の最高値は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時の操作開始圧力であり，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作時のピーク圧力は格納容器圧力の最大値を下回ることから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

項目		解析条件（操作条件） の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間 に与える影響	評価項目となる パラメータに 与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の 考え方					
操作条件	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操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事象発生 25 分後	中央制御室における常設代替高压電源装置、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備時間を考慮して設定	【認知】 中央制御室にて、外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断し、これにより、常設代替高压電源装置による緊急用母線の受電操作及び低圧代替注水系（常設）等の起動操作を開始する手順としている。この認知に係る時間として 10 分間を想定しているため、認知遅れにより操作時間に与える影響はなし。 【要員配置】 中央制御室での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。 【移動】 中央制御室での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。 【操作所要時間】 非常用ディーゼル発電機等の手動復旧操作（失敗）、常設代替高压電源装置の起動操作、緊急用母線の受電操作、低圧代替注水系（常設）等起動操作を行う当直運転員の操作内容及び操作所要時間は以下のとおり。これらの作業は一連の操作として行うため、操作所要時間は最長で 15 分間となる ●非常用ディーゼル発電機等の手動起動操作（失敗）に係る時間として 2 分を想定 ●常設代替高压電源装置の起動操作及び緊急用母線の受電操作として 4 分を想定 ●低圧代替注水系（常設）等の起動操作として 9 分を想定 【他の並列操作有無】 当該操作に対応する当直運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	状況判断から原子炉注水操作までは一連の操作として実施し、同一の運転員による並列操作はなく、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 L 0 まで回復した場合、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、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停止する。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。当該操作は、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。	解析条件は操作所要時間に時間余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム－水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に大きな差異はない。 また、代替格納容器スプレイ操作と原子炉注水操作は、流量分配により同時に実施する操作であり、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小さい。	事象発生から 50 分後（操作開始時間の 25 分の遅れ）までに常設代替高压電源装置からの受電操作を行い代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。 なお、格納容器ベント時における Cs 放出量は炉心損傷の程度の影響を受けるが、格納容器ベント開始時間はほぼ同等であることから、放出量に与える影響は小さい。 （添付資料 3.1.3.9）	中央制御室における操作のため、シミュレータ（模擬操作含む。）にて訓練実績を取得。 解析上においては、低圧代替注水系（常設）等起動操作まで 25 分としているところ、訓練実績では約 25 分。 想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

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

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	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操作	格納容器圧力が 0.465MPa〔gage〕に到達した場合に開始 格納容器圧力が 0.400MPa〔gage〕に到達した時点で停止	格納容器圧力の抑制効果を踏まえて設定	【認知】 事故時には重要監視パラメータである格納容器圧力を継続監視しており、また、格納容器圧力が 0.465MPa〔gage〕に到達する時間は事象発生から約 3.9 時間後であり、それまでに格納容器圧力の上昇を十分に認知できる時間があるため、認知遅れにより操作時間に与える影響はなし。 【要員配置】 中央制御室での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。 【移動】 中央制御室での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。 【操作所要時間】 注水流量調整の操作は、流量調整弁の操作であり、操作装置による操作のため簡易であり、格納容器の緩やかな圧力上昇に対して操作開始時間は十分に短い。 【他の並列操作有無】 当該操作に対応する当直運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤のスイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	格納容器圧力の上昇は緩慢であり、継続監視していることから、操作開始の起点である格納容器圧力 0.465MPa〔gage〕到達時点で速やかに操作を実施可能であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作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。	格納容器圧力の上昇は緩慢であり、継続監視していることから、操作開始の起点である格納容器圧力 0.465MPa〔gage〕到達時点で速やかに操作を実施可能であり、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、格納容器圧力が限界圧力 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。 (添付資料 3.1.3.9)	中央制御室における操作のため、シミュレータ（模擬操作含む。）にて訓練実績を取得。 訓練では、格納容器圧力 465kPa〔gage〕到達時に、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を実施、スプレイ操作は約 4 分。 想定している範囲内で意図している運転操作が実施可能であることを確認した。

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

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

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

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給操作	事象発生から45.6時間後	代替淡水貯槽への水源補給操作は，解析条件ではないが，解析で想定している操作の成立や継続に必要な作業代替淡水貯槽の枯渇が発生しないよう設定	代替淡水貯槽は，水源補給を実施しない場合においても約92時間枯渇しないため，代替淡水貯槽への水源補給までの時間は，十分な時間余裕がある。	－	－	－	代替淡水貯槽への補給は，想定所要時間180分のところ，訓練実績等により約164分に実施可能なことを確認した。
	タンクローリによる燃料給油操作	事象発生から47.1時間以降，適宜	可搬型代替注水中型ポンプへの燃料給油操作は，解析条件ではないが，解析で想定している操作の成立や継続に必要な操作・作業各機器の使用開始時間を踏まえて設定	代替淡水貯槽は，水源補給を実施しない場合においても約92時間枯渇しないため，可搬型代替注水中型ポンプへの燃料給油までの時間は，十分な時間余裕がある。	－	－	－	可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油は，想定所要時間90分のところ，訓練実績等により約80分に実施可能なことを確認した。

注水操作が遅れる場合の影響について

1. はじめに

評価事故シーケンス「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）では，大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源が喪失するため，原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し，事象発生約 9 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,200℃に到達する。有効性評価では，事象発生から 25 分経過した時点で，常設代替高圧電源装置からの給電により代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することで，原子炉圧力容器破損に至ることなく，水位は回復し，炉心は冠水する評価結果となっている。

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

2. 評価項目への影響

操作遅れを想定し，注水開始時間をベースケースにおける設定よりも 25 分遅延（事象発生 50 分後に原子炉注水開始）した場合について，原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性に係る感度解析を行った。

(1) 原子炉圧力容器の健全性への影響

原子炉圧力容器の健全性の観点から，炉心内でのデブリの移行（リロケーション）※の発生有無を評価した。第 1 表に感度解析の評価結果を示す。

また，操作 25 分遅れケースの炉心損傷状態を第 1 図に示す。

操作 25 分遅れの場合においても、損傷した燃料は炉心位置に保持され、リロケーションは発生しないことから、原子炉圧力容器の健全性は確保される。

※ ここでのリロケーションとは、炉心損傷後、溶融炉心が炉心下部プレナムへ移行した状態を指す。

(2) 格納容器破損防止対策の有効性への影響

格納容器破損防止対策の有効性の観点から、格納容器冷却開始時間及び評価項目となる格納容器圧力・温度の到達時間を評価した。第 2 表に感度解析の評価結果を示す。また、操作 25 分遅れケースにおいても、格納容器冷却開始後は格納容器圧力及び雰囲気温度は制御され、評価項目となる格納容器限界圧力・限界温度に到達することはない。また、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達する時間は約 21 時間後であり、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇傾向への影響はほとんどない。

3. まとめ

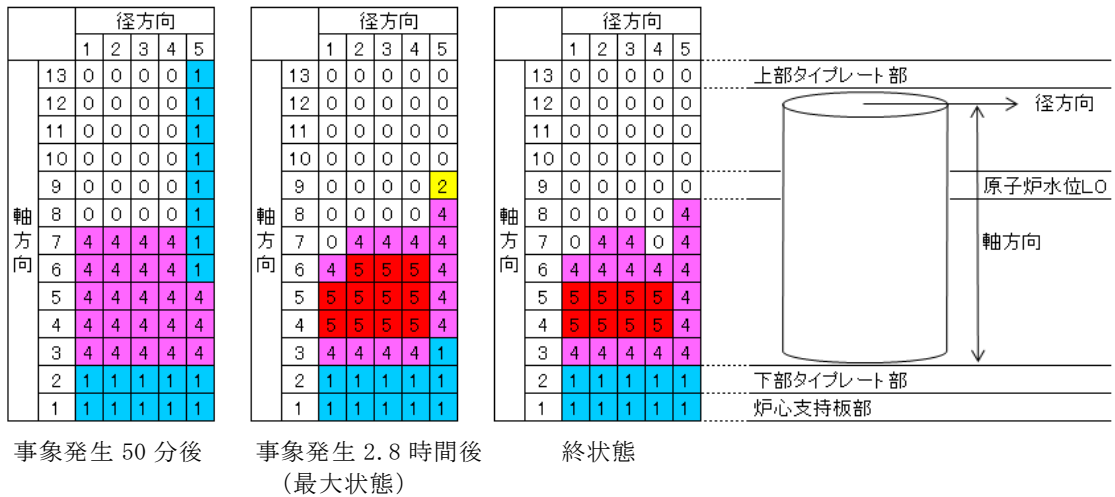
操作 25 分遅れケースにおいても、ベースケースと同様に原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性は維持される。したがって、原子炉注水操作は、ベースケースに対して 25 分の遅れの余裕があることを確認した。

第 1 表 原子炉圧力容器の健全性に関する感度解析結果

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

第 2 表 格納容器破損防止対策の有効性に関する感度解析結果

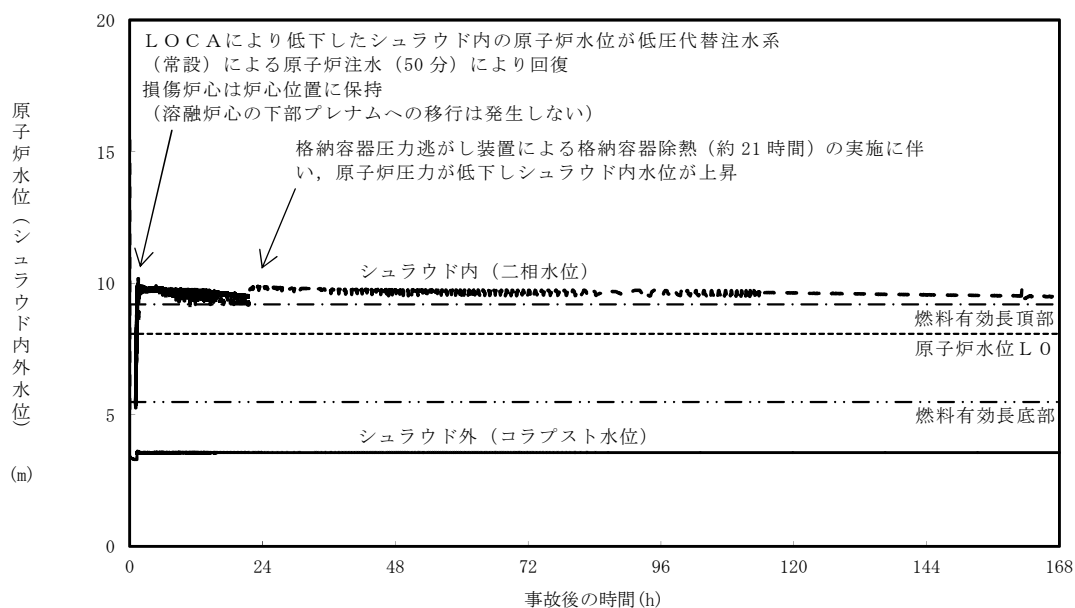
ケース	代替格納容器 スプレイ開始時間	通常水位 +6.5m 到達時間 (ベント開始時間)
ベースケース	約 3.9 時間	約 19 時間
操作 25 分遅れ	約 5.1 時間	約 21 時間



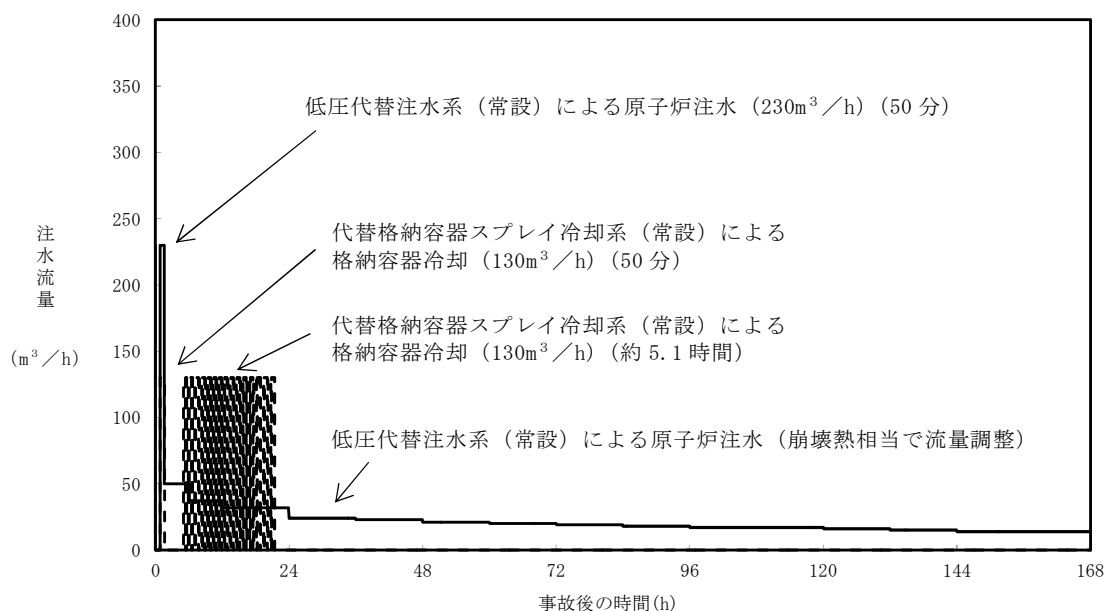
損傷状態のモデル

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

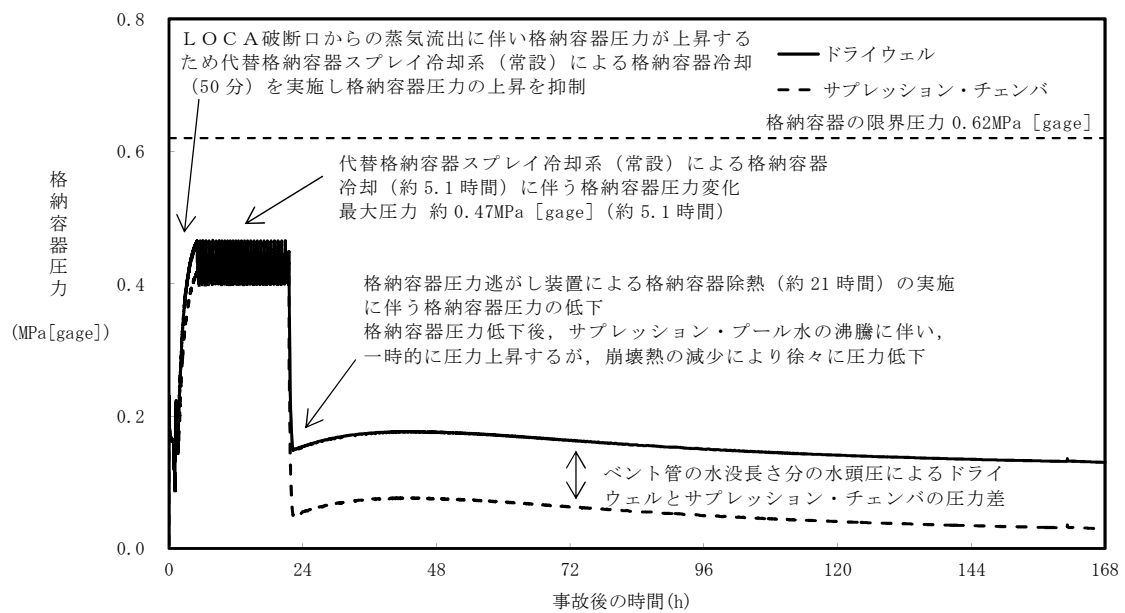
第 1 図 炉心の損傷状態



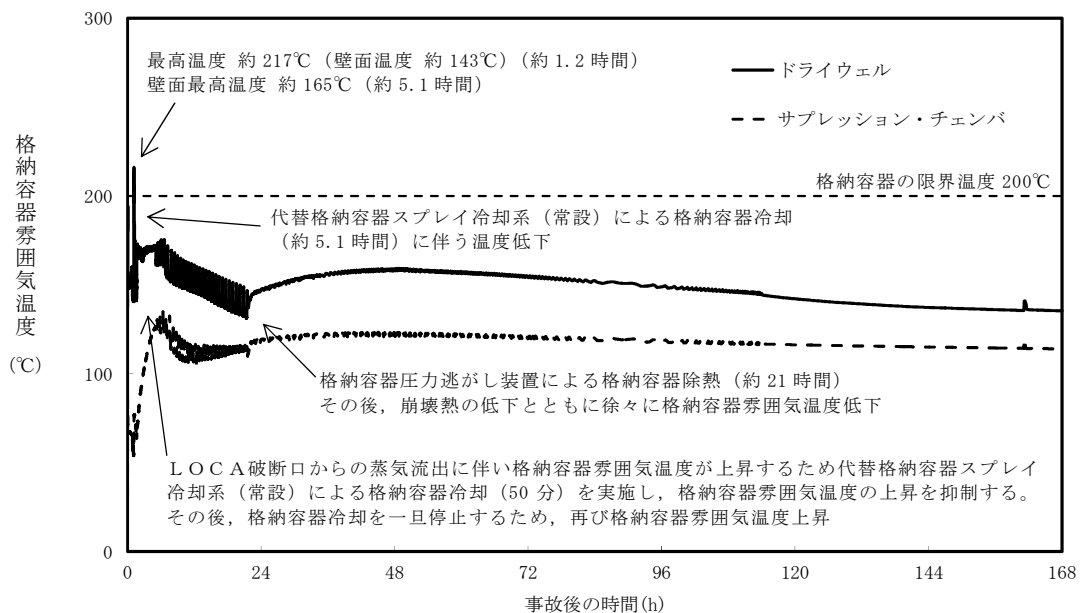
第 2 図 操作 25 分遅れにおける原子炉水位の推移



第 3 図 操作 25 分遅れにおける注水流量の推移



第 4 図 操作 25 分遅れにおける格納容器圧力の推移



第 5 図 操作 25 分遅れにおける格納容器雰囲気温度の推移

7 日間における水源の対応について

(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)

(代替循環冷却系を使用できない場合))

1. 水源に関する評価

① 淡水源 (有効水量)

・ 代替淡水貯槽 : 約 4,300m³

・ 西側淡水貯水設備 : 約 4,300m³

2. 水使用パターン

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

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

炉心水位回復後は, 崩壊熱除去に相当する流量で注水する。

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

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

格納容器圧力が 0.465MPa[gage]に到達する事象発生約 3.9 時間後, 代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却を実施する。その後, 格納容器圧力 0.465MPa[gage]到達で冷却開始,

0.400MPa[gage]で停止の操作を継続する。

サプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m に到達後，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。

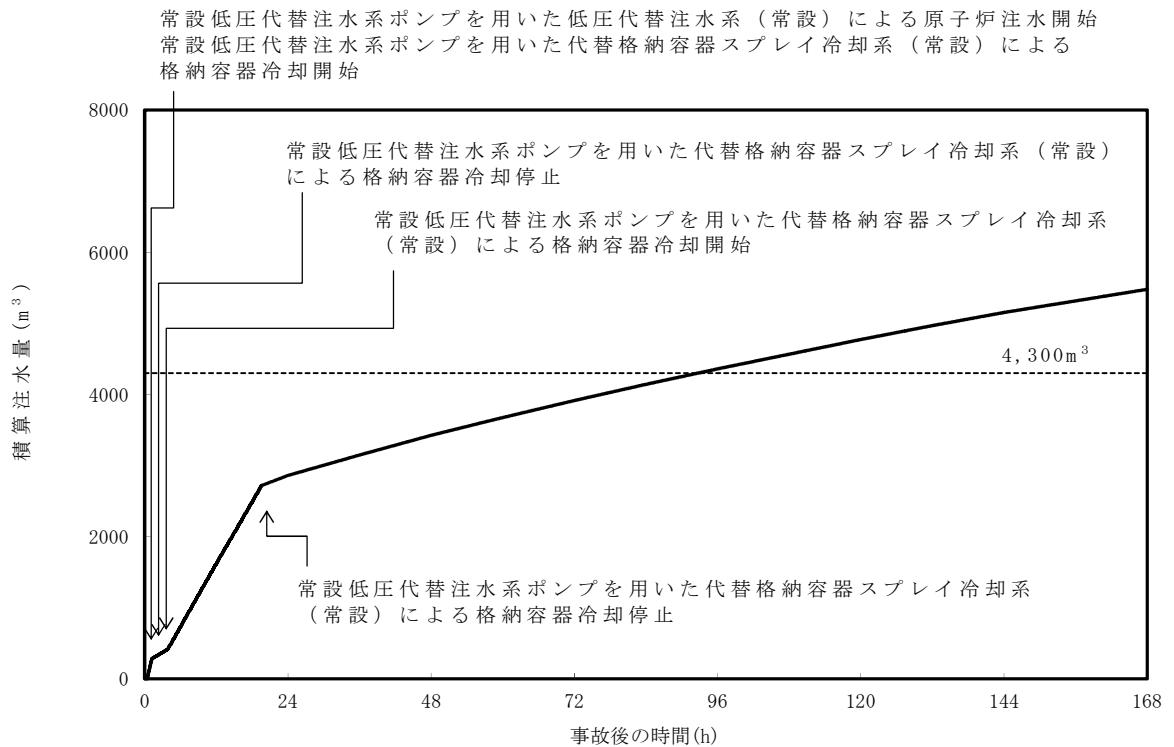
③ 西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給

事象発生約 42.6 時間（代替淡水貯槽の残量 1,000m³到達時点）以降から可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給準備を開始し，準備完了後に西側淡水貯水設備の水を代替淡水貯槽へ補給する。

3. 時間評価

原子炉注水等によって，代替淡水貯槽の水量は減少する。

可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給の準備が完了する事象発生 45.6 時間時点で代替淡水貯槽は枯渇していない。その後，西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給を実施するため，代替淡水貯槽は枯渇することがない。



第 1 図 外部水源による積算注水量

（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

（代替循環冷却系を使用できない場合）

4. 水源評価結果

時間評価の結果から、代替淡水貯槽が枯渇することはない。また、7 日間の対応を考慮すると、合計約 5,490 m^3 の水が必要となる。代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備に合計約 8,600 m^3 の水を保有することから必要水量を確保している。このため、安定して冷却を継続することが可能である。

7 日間における燃料の対応について

(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(代替循環冷却系を使用できない場合))

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

時系列	合計	判定
常設代替高圧電源装置 5 台起動 （燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定） 420.0L/h （燃料消費率） $\times 168\text{h}$ （運転時間） $\times 5$ 台（運転台数） $=$ 約 352.8kL	7 日間の 軽油消費量 約 352.8kL	軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり，7 日間対応可能
可搬型代替注水中型ポンプ 1 台起動 （西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給） 35.7L/h （燃料消費率） $\times 168\text{h}$ （運転時間） $\times 1$ 台（運転台数） $=$ 約 6.0kL	7 日間の 軽油消費量 約 6.0kL	可搬型設備用軽油タンクの容量は約 210kL であり，7 日間対応可能
緊急時対策所用発電機 1 台起動 （燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定） 411L/h （燃料消費率） $\times 168\text{h}$ （運転時間） $\times 1$ 台（運転台数） $=$ 約 70.0kL	7 日間の 軽油消費量 約 70.0kL	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクの容量は約 75kL であり，7 日間の対応可能

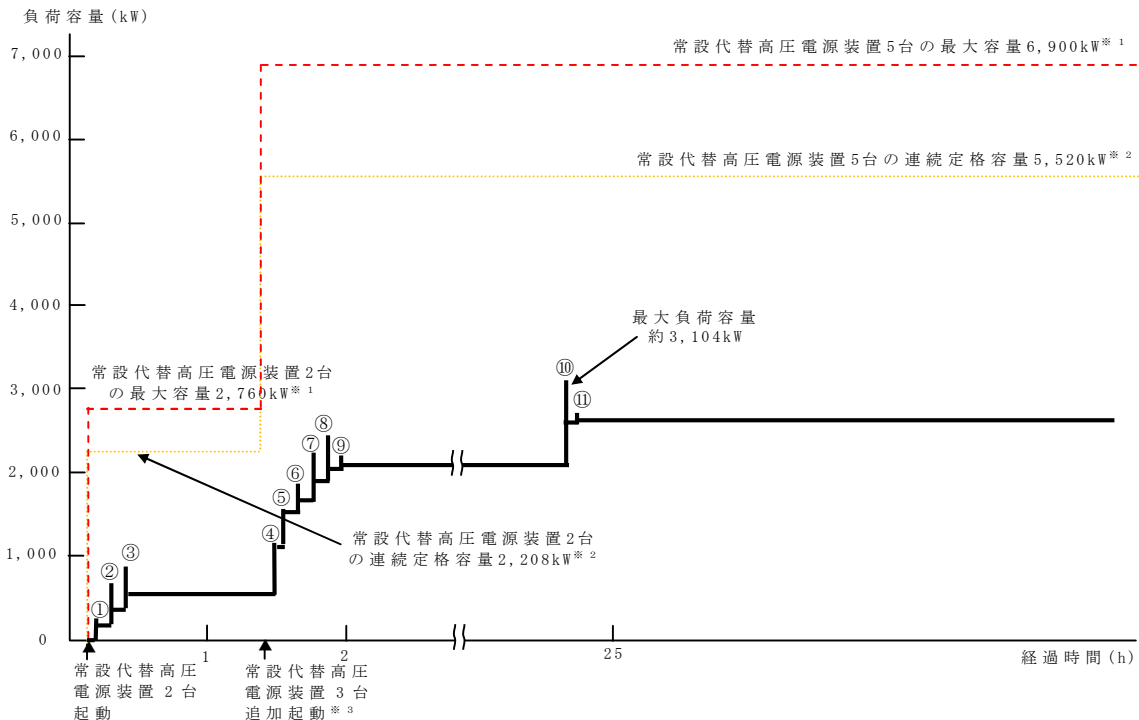
常設代替交流電源設備の負荷

(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)

(代替循環冷却系を使用できない場合))

主要負荷リスト 【電源設備：常設代替高压電源装置】

起動順序	主要機器名称	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の連続最大負荷容量 (kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷	約120 約97	約245	約217
②	常設低圧代替注水系ポンプ	約190	約702	約407
③	常設低圧代替注水系ポンプ	約190	約892	約597
④	非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器A ・非常用照明 ^{※4} ・120/240V計装用主母線盤2A ・その他必要な負荷 ・その他不要な負荷 ^{※4}	約79 約108 約134 約14 約234	約1,179	約1,166
⑤	非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器B ・非常用照明 ^{※4} ・120/240V計装用主母線盤2B ・その他不要な負荷 ^{※4}	約60 約86 約134 約135	約1,586	約1,581
⑥	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他必要な負荷 停止負荷	約55 約8 約95 約-52	約1,875	約1,687
⑦	中央制御室換気系空調機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他必要な負荷	約45 約8 約183	約2,264	約1,923
⑧	蓄電池室排気ファン その他必要な負荷	約8 約154	約2,477	約2,085
⑨	ほう酸水注入ポンプ	約37	約2,212	約2,122
⑩	緊急用海水ポンプ その他必要な負荷	約510 約4	約3,104	約2,636
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30	約2,745	約2,666



常設代替高压電源装置の負荷積算イメージ

※1 常設代替高压電源装置定格出力運転時の容量 (1,380kW×運転台数＝最大容量)
※2 常設代替高压電源装置定格出力運転時の80%の容量 (1,380kW×0.8×運転台数＝連続定格容量)
※3 非常用母線の負荷への給電に伴い、負荷容量が増加するため、常設代替高压電源装置を3台追加起動する
※4 有効性評価で期待していないが電源供給される不要な負荷

非凝縮性ガスの影響について

1. はじめに

格納容器過圧・過温破損を防止するための対策の確認においては、MAAPコードを使用して「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）を評価事故シーケンスとして選定している。MAAPコードの水素発生量に関する妥当性については、TMI及びPHEBUS試験により確認しており、当該解析にMAAPコードを用いることは妥当である^[1]。

一方、MELCORコードでは流路閉鎖が発生しにくいモデルとなっており、その場合には炉心内を通過する冷却材流量が増えるため、ジルコニウム－水反応による水素が発生しやすい傾向となる。

MELCORコードとMAAPコードにおける流路閉塞モデルの差異の影響を確認するため、以下のとおり感度解析を実施した。

2. 解析条件

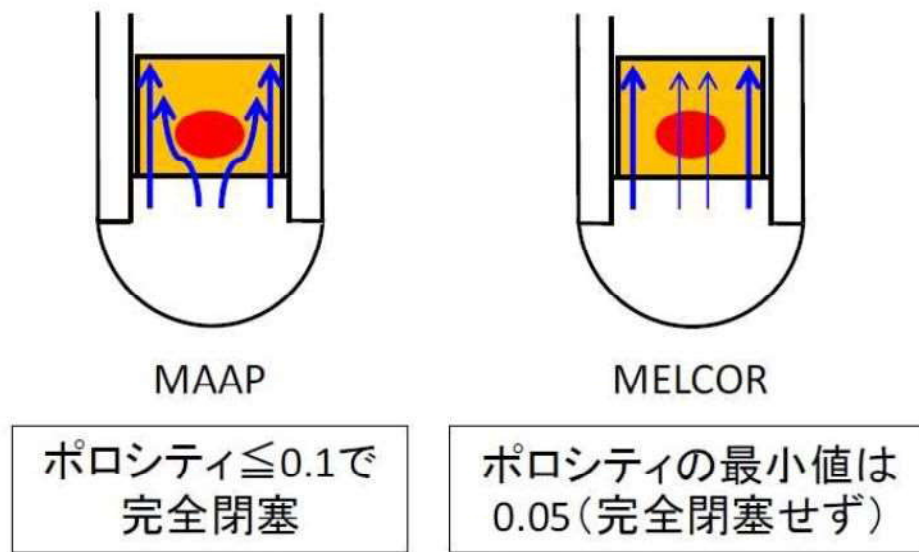
MAAPコードとMELCORコードにおける流路閉塞モデルの差異を第1図に示す。炉心内で熔融炉心の移行（リロケーション）が発生し、それが冷却材流路に堆積して閉塞を起こした場合、MAAP解析では流路閉塞を起こしたノードの空隙率（ポロシティ）が0.1以下になるとそのノードは完全に閉塞したものとみなされ、それ以降は流体が閉塞部分を通過することができなくなる。一方、MELCORの場合、流路閉塞を起こしたノードの空隙率の最小値は0.05に設定されており、完全閉塞は発生しない。したがって、流路閉塞した場合、炉心で発生する非凝縮性ガスはMAAPの方が少なくなる傾向にある。

水素発生量に対する感度を確認するため、MAAPにおいて流路の完全閉塞が発生しない条件として、流体が閉鎖部分を通過できなくなるノードの空隙率（ポロシティ）を0.0以下と設定し感度解析を行う。なお、ポロシティの設定以外の条件についてはベースケースと同様とした。

3. 解析結果

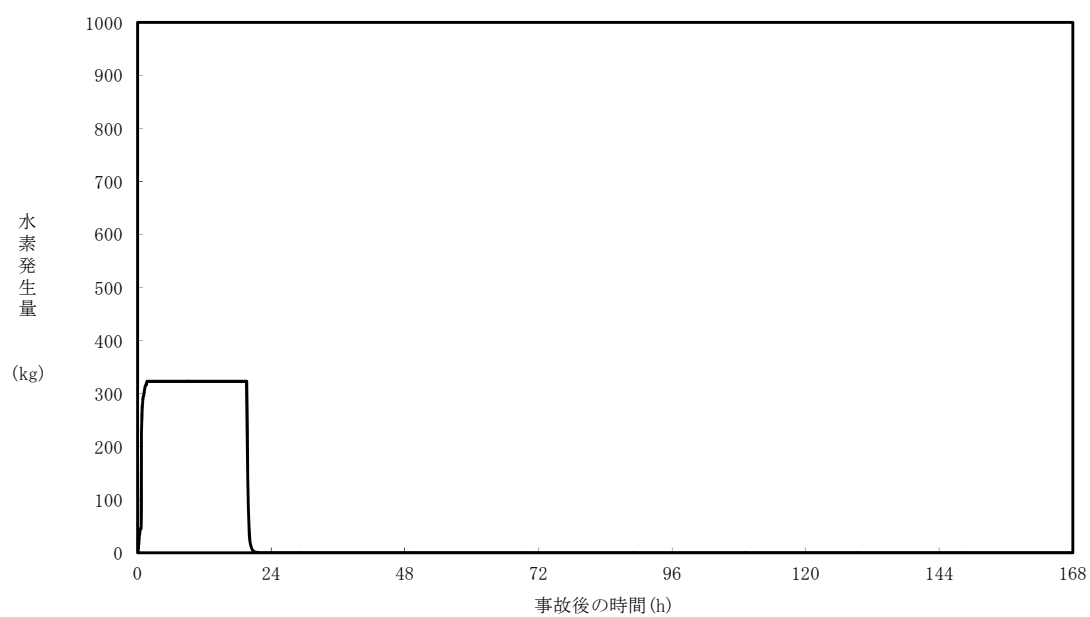
第2図から第6図に解析結果を示す。第2図より、ベースケースでの水素発生量が約324kgに対して感度解析では約288kgとなり、水素発生量は約11%減少している。これは、感度解析ではより炉心部への蒸気流入量は多くなる一方で、熔融炉心の冷却効果により、ジルコニウム-水反応が抑えられたためと考えられる。なお、第3図に示すとおり格納容器圧力の制御は可能であり、保守的な条件として非凝縮性ガスが変化するような場合においても、当該操作に大きな影響はない。

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

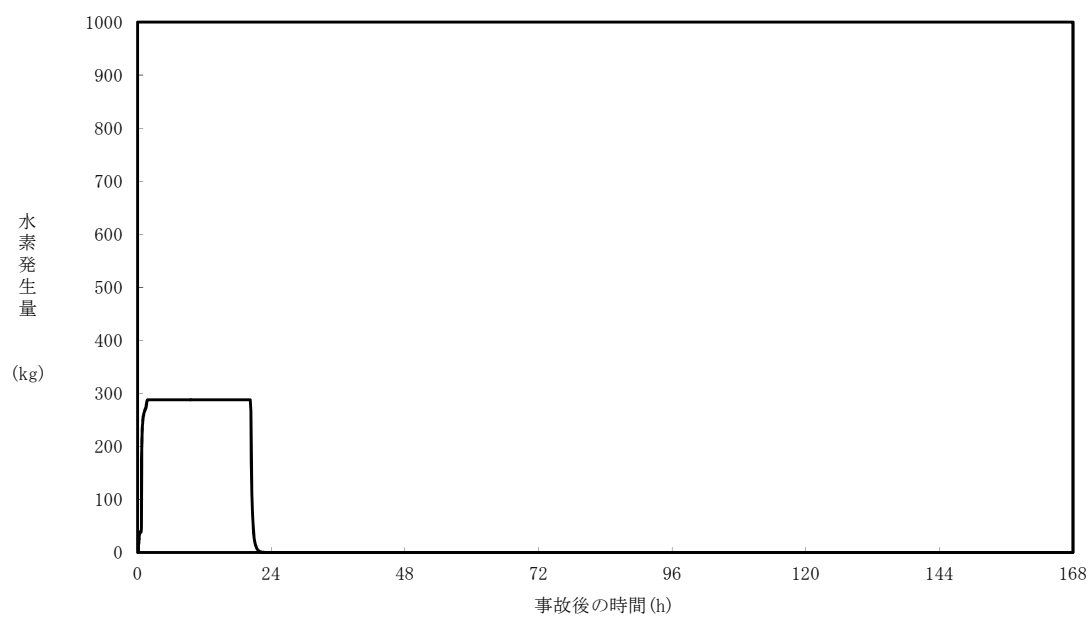


第 1 図 炉心内流路閉鎖モデルの概念図

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

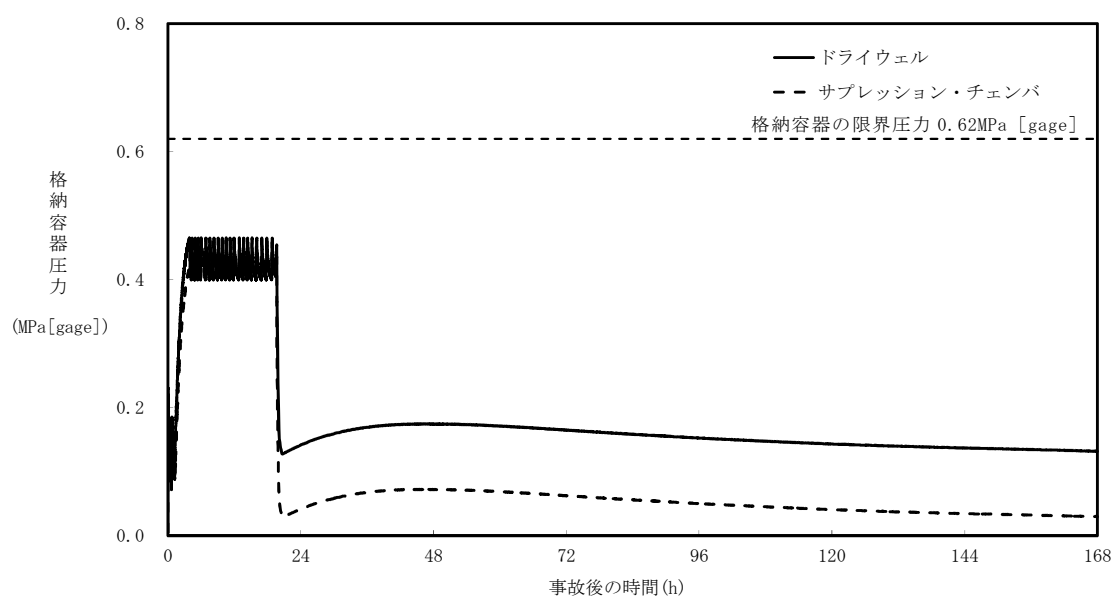


大破断 L O C A 解析（ベースケース：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

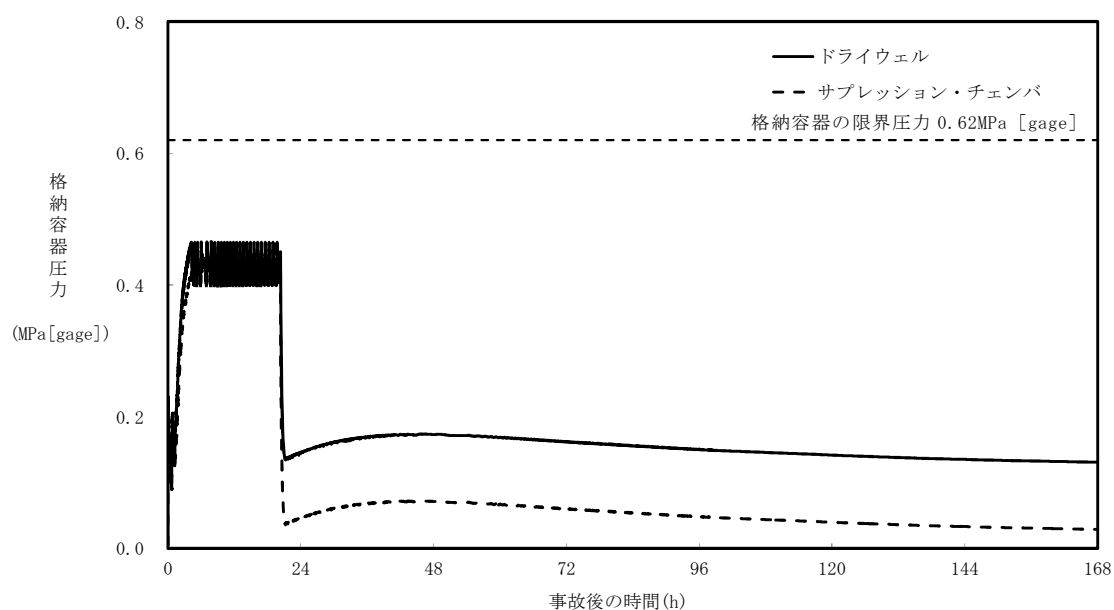


大破断 L O C A 解析（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

第 2 図 水素発生量の比較

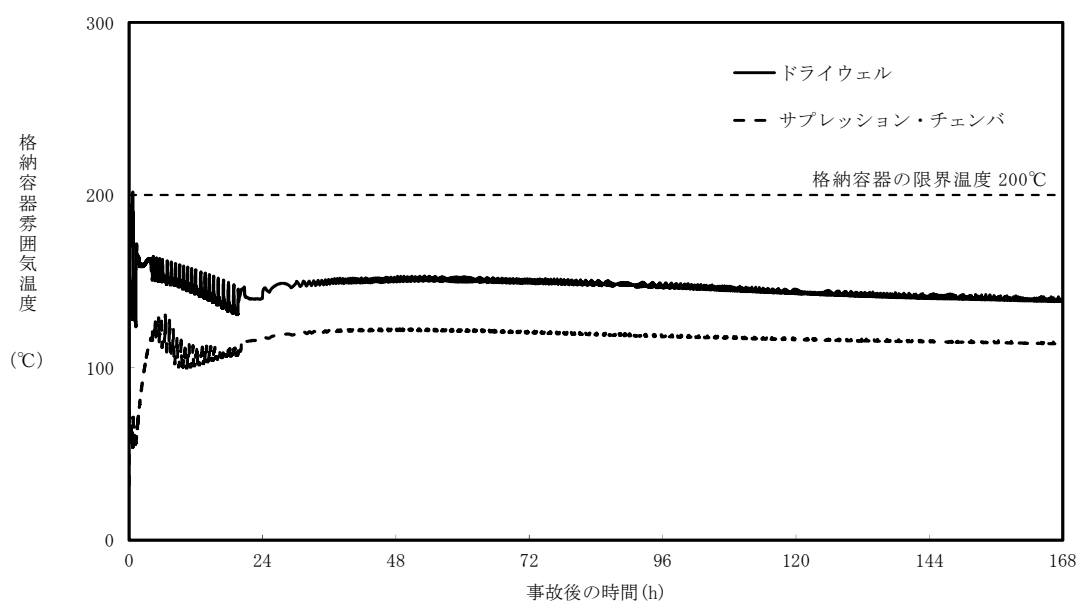


大破断 L O C A 解析（ベースケース：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

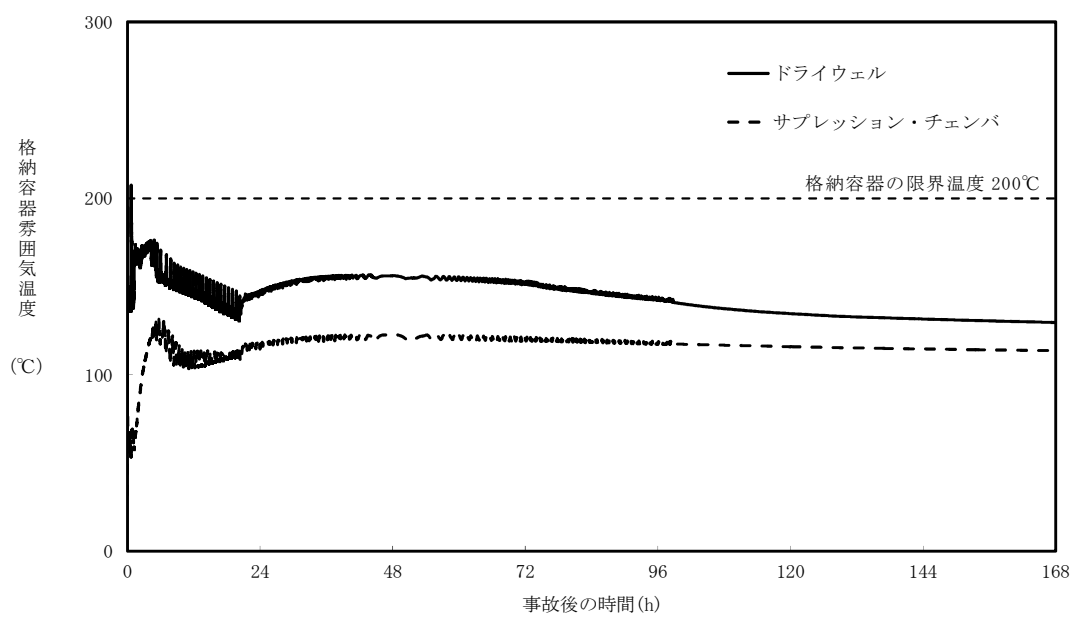


大破断 L O C A 解析（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

第 3 図 格納容器圧力の比較

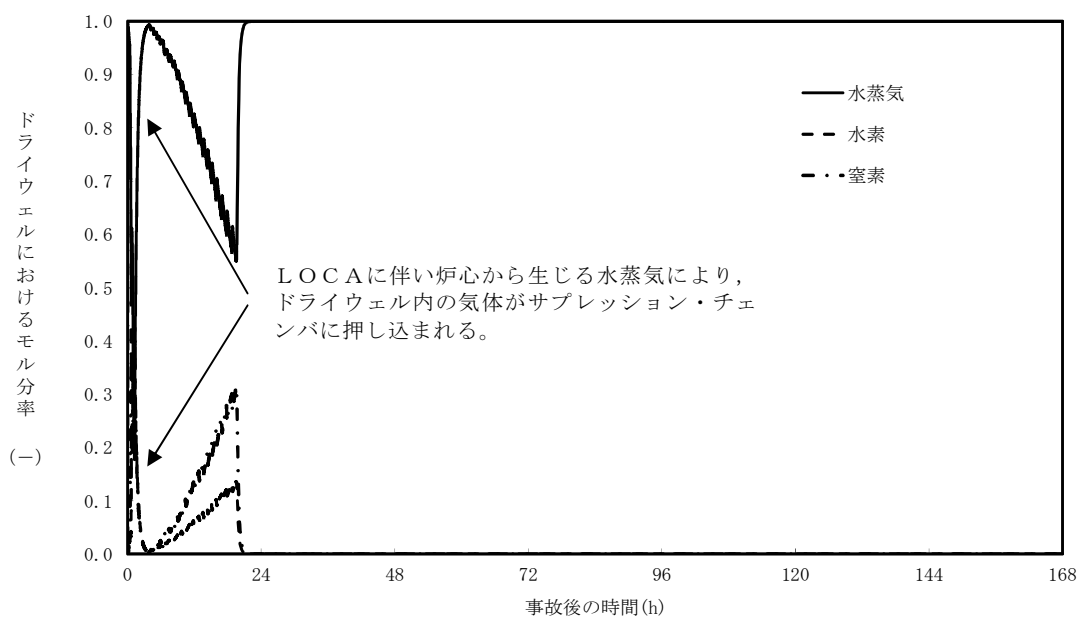


大破断 L O C A 解析（ベースケース：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

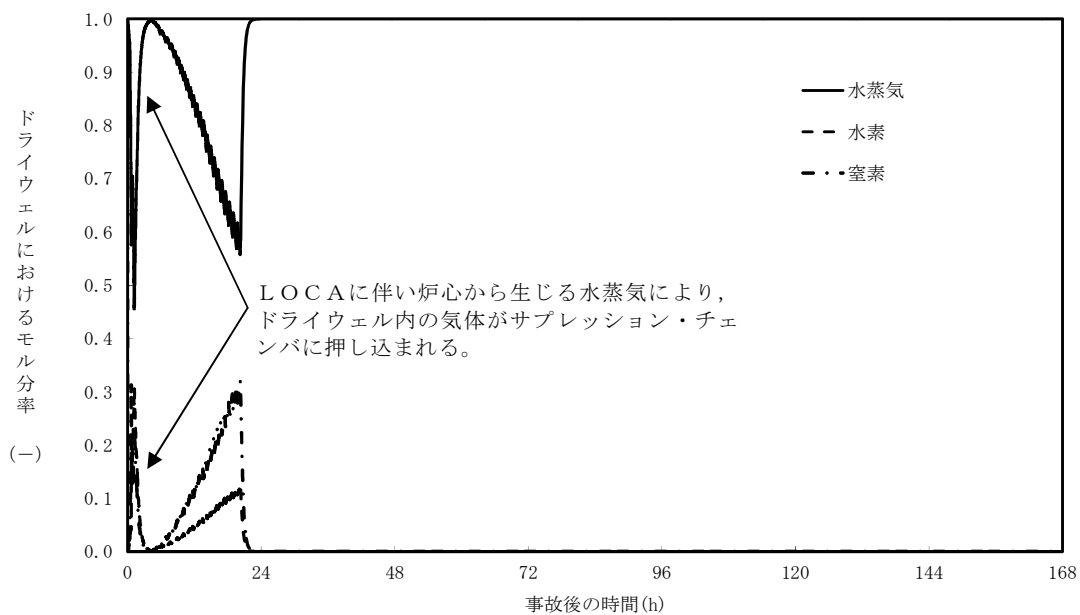


大破断 L O C A 解析（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

第 4 図 格納容器雰囲気温度の比較

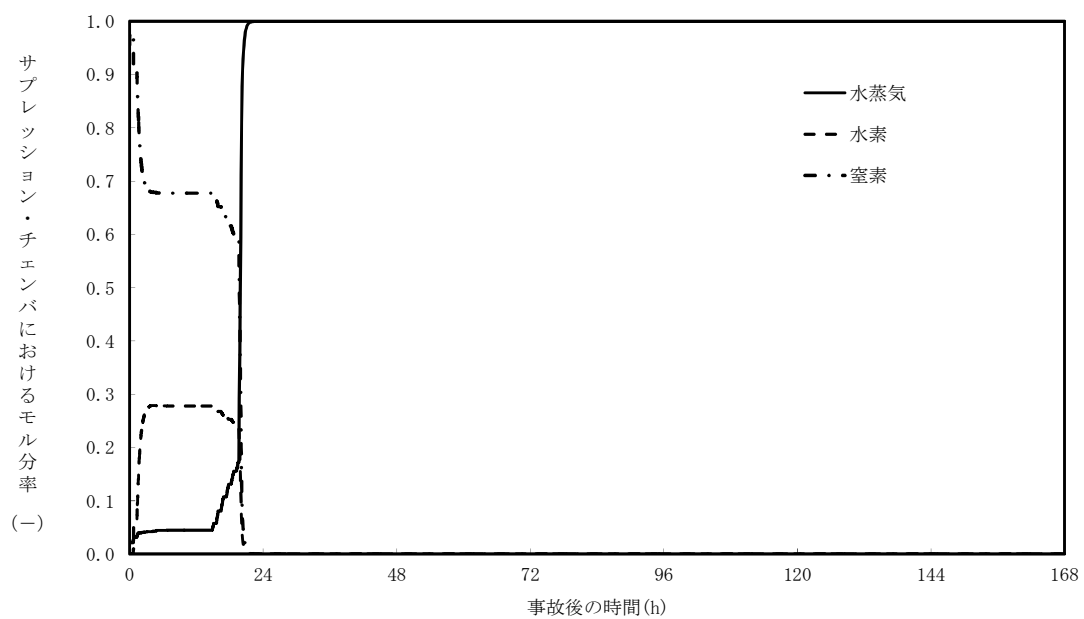


大破断LOCA解析（ベースケース：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

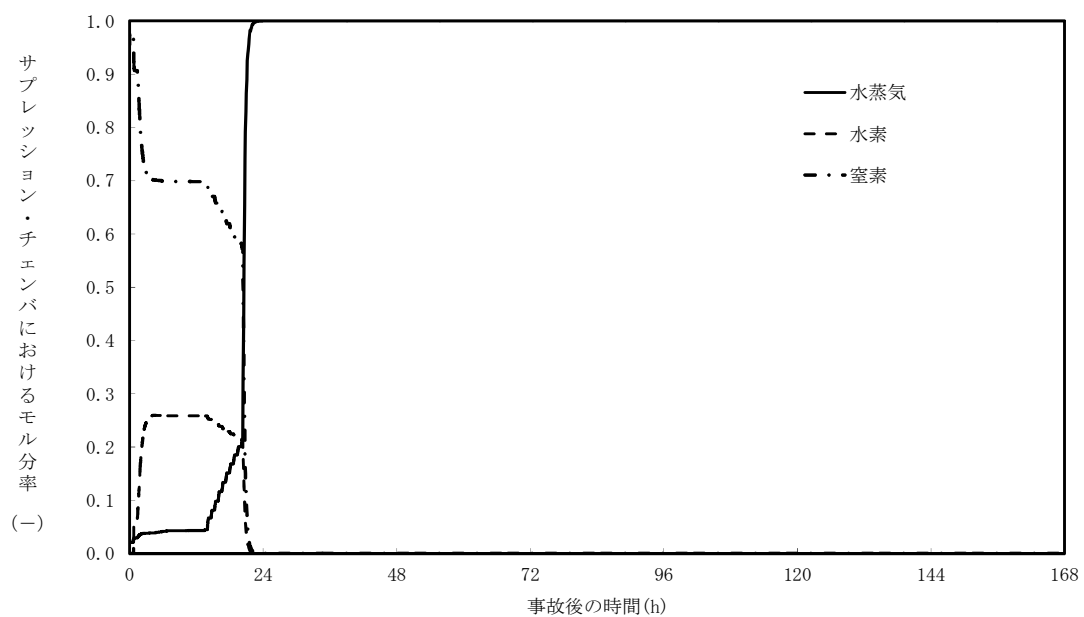


大破断LOCA解析（感度解析：空隙率 0.0 以下で完全閉塞）

第 5 図 ドライウエル気相濃度の比較



大破断 L O C A 解析（ベースケース：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

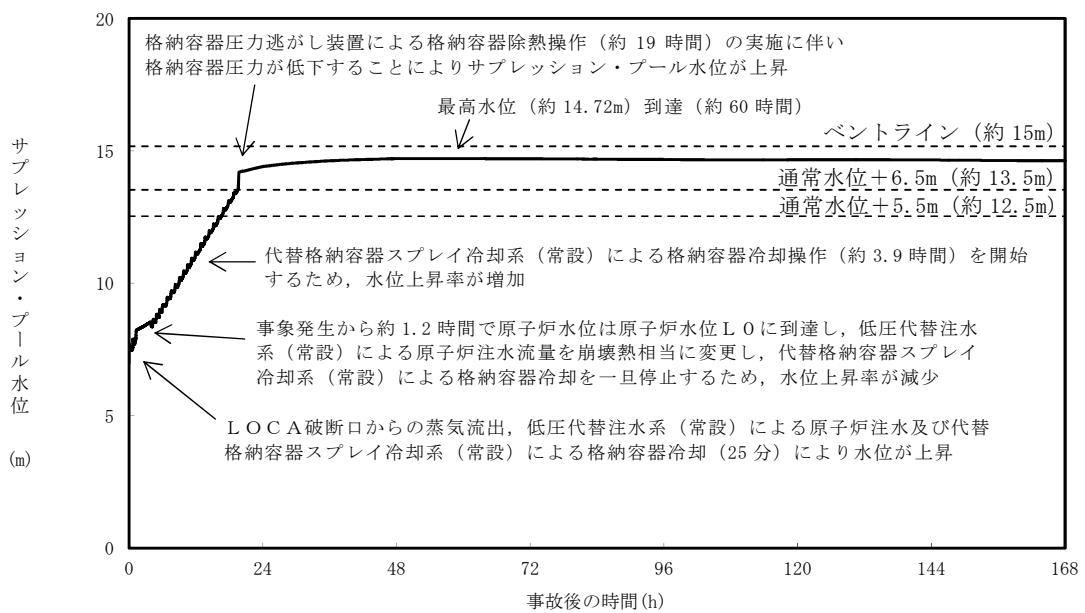


大破断 L O C A 解析（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

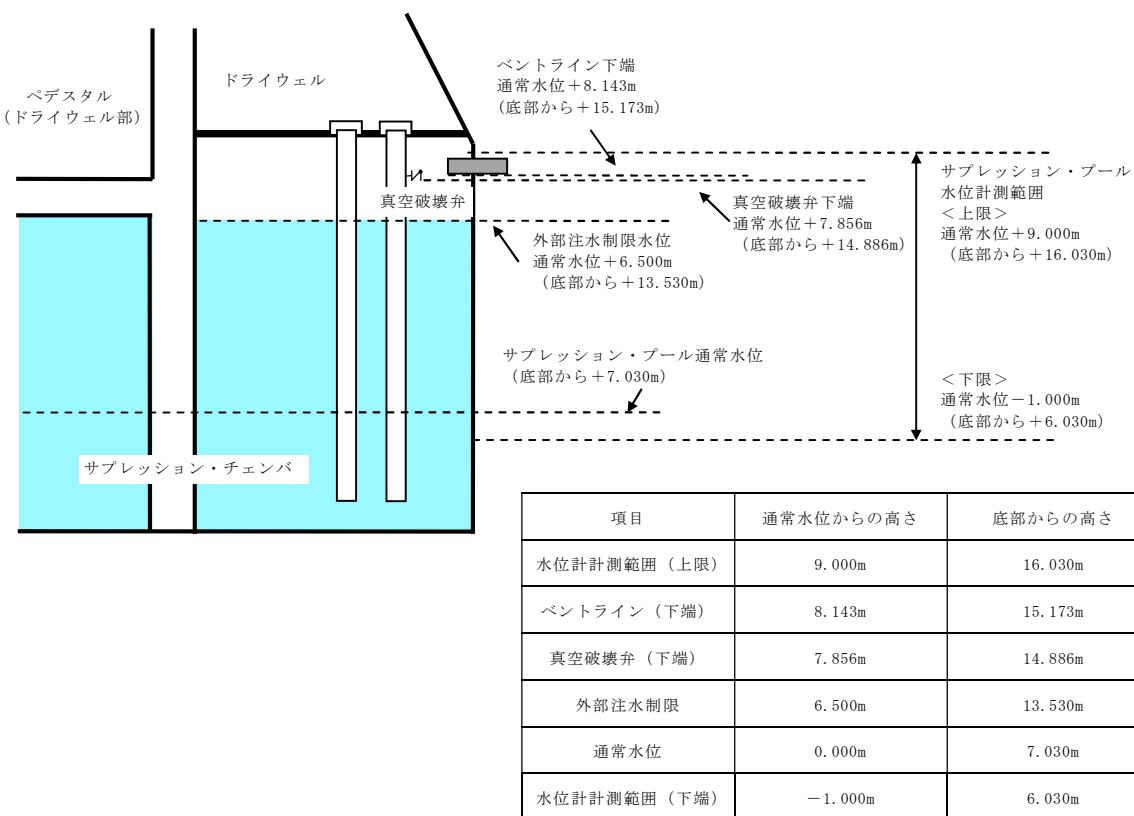
第 6 図 サプレッション・チェンバ気相濃度の比較

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

サプレッション・プール水位上昇によって真空破壊弁が水没した場合、サプレッション・チェンバとドライウェルが隔離されることにより、サプレッション・チェンバの圧力が上昇するおそれがある。しかし、有効性評価シナリオにおいて、最もサプレッション・プール水位が上昇する「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」においても、第 1 図に示すとおり、サプレッション・プール水位は最高で約 14.72m であり、真空破壊弁の下端高さ約 14.88m に到達しないため、真空破壊弁が水没することはない（第 2 図）。



第 1 図 サプレッション・プール水位の推移



第2図 サプレッション・プール水位に係る位置関係概要図

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

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

また，原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに，格納容器下部注水系（常設）によってペデスタル（ドライウェル部）に溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保するとともに，代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。溶融炉心の落下後は，代替循環冷却系による格納容器除熱を継続し，コリウムシールド及び格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却するとともに，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

による格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって格納容器の圧力及び温度を低下させる。

さらに、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、格納容器内へ窒素を注入することによって、格納容器内における水素燃焼による格納容器の破損を防止する。

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

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することに対して、原子炉減圧を可能とするため、逃がし安全弁（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、原子炉圧力容器破損前における格納容器雰囲気温度の上昇を抑制し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の環境条件を緩和する観点から緊急用

海水系による冷却水（海水）の確保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し、原子炉压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、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冷却水（海水）の確保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。

さらに、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による格納容器内への窒素注入手段を整備する。

本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概要を以下の a. から p. に示すとともに、a. から p. の重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.2-1 表に示す。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は以下の a. から h., j. 及び k. である。

本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概略系統図を第 3.2-1 図に、対応手順の概要を第 3.2-2 図に示す。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第 3.2-1 図（1/5）及び第 3.2-1 図（2/5）である。

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、事象発生 2 時間までの重大事故等対策に必要な要員は、災害対策要員（初動）20 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直発電長 1 名、当直副発電長 1 名及び運転操作対応を行う当直運転員 4 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は 4 名、現場操作を行う重大事故等対応要員は 10 名である。

また、事象発生 2 時間以降に追加に必要な参集要員は、タンクローリによる燃料給油操作を行うための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、20 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。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域計装等である。

全交流動力電源喪失を確認する。

全交流動力電源喪失を確認するために必要な計装設備は、M/C 2 C 電圧等である。

b. 原子炉への注水機能喪失確認

原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位異常低下（レベル 2）で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。

原子炉隔離冷却系の自動起動に失敗したことを確認後、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。

原子炉への注水機能喪失を確認するため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。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備

中央制御室からの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、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源

設備による緊急用母線の受電準備を開始する。

d. 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電

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交流電源設備から緊急用母線を受電する。

常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電を確認するために必要な計装設備は、緊急用M/C電圧である。

e. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

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、中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を通水する。

緊急用海水系による冷却水（海水）の確保を確認するため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。

f. 代替循環冷却系による格納容器除熱

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、代替循環冷却系による格納容器除熱※を開始する。

代替循環冷却系による格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量、ドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力である。

※ 格納容器内の温度を低下させ、逃がし安全弁の環境条件を緩和する目的で実施する操作。

g. 炉心損傷確認

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

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）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）である。

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

h. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急速減圧

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、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を手動で開放し、原子炉を急速減圧する。

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

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）

i. 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保（解析上考慮しない操作）

代替循環冷却系による格納容器除熱を開始後、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って格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）の水位調整を行う。

格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水

位の確保を確認する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、格納容器下部水位等である。

なお、有効性評価の解析条件としては、ペDESTAL（ドライウェル部）には事象初期から約 1m の水位を形成していることから、本操作を考慮しないものとする。

j．水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動

炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応等により水素が発生し、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、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保を実施後、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）及び格納容器内酸素濃度（S A）である。

k．原子炉圧力容器破損確認

原子炉圧力容器破損の兆候として、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、格納容器下部水温等である。

（添付資料 3.2.2）

1. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）

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開始する。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）を確認する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（常設ライン用）等である。

m. 溶融炉心への注水

溶融炉心の冷却を維持するため，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冷却（原子炉圧力容器破損後）を実施後，中央制御室からの遠隔操作により格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水を水位 2.75m まで実施する。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，サブプレッション・プール水位の上昇を抑制し，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，2.25m から 2.75m の範囲に水位を維持する。

格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水を確認する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。

格納容器下部注水系（常設）により溶融炉心の冷却が継続して行われていることは，低圧代替注水系格納容器下部注水流量のほか，格納容器下部水位によっても確認することができる。

（添付資料 3.2.3）

n. 代替循環冷却系による格納容器除熱（原子炉圧力容器破損後）

原子炉圧力容器破損後，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による

格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）により格納容器圧力が低下することを確認した後は，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。

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，ドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力，サブプレッション・プール水温度等である。

o. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（格納容器圧力制御）

代替循環冷却系による格納容器除熱（原子炉圧力容器破損後）を実施後，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旦停止する。

格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した場合，中央制御室からの遠隔操作により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再開し，格納容器圧力を 0.400MPa [gage] から 0.465MPa [gage] の範囲で制御する。

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確認する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（常設ライン用）等である。

p. 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入

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注入することで，格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。

可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を確認するために必要な計装設備は、格納容器内酸素濃度（S A）である。

3.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

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

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

※ 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。

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 O C A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L O C A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破損に至る事故シーケンスを選定することから、L O C Aをプラント損傷状態とする事故シーケンスは、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスには適さない。

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

手順上、全ての低圧注水機能が失われている状況では、原子炉水位が燃

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点までは原子炉を減圧しない。この原子炉減圧のタイミングは、原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合、原子炉減圧を遅らせた方が、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため、原子炉圧力容器破損に至る時間を遅らせることができる一方で、ジルコニウム-水反応等が著しくなる前に原子炉を減圧することで水素の発生量を抑えられることを考慮して設定したものである。また、過渡時自動減圧機能は低圧注水機能の起動が作動条件の一つであるため、低圧注水機能が失われている状況では作動しない。

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

なお、この評価事故シーケンスへの対応及び事象進展は、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスへの対応及び事象進展と同じものとなる。

本格納容器破損モードではプラント損傷状態を T Q U X 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 T Q U V としており、異なるプラント状態を選定している。T Q U X と T Q U V では喪失する設計基準事故対処設備が異なり、原子炉減圧について、T Q U V では設計基準事故対処設備である逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能に期待し、T Q U X では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）の機能に期待する点異なる。手順に従う場合、T Q U V では原子炉減圧機能は維持されているが低圧注水機能を喪失しているため、原子炉水位が燃料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こととなる。また、T Q U Xは高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に進展し得るとして選定したプラント損傷状態であるが、重大事故等対処設備としての逃がし安全弁（自動減圧機能）に期待し、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ことにより、高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。

以上のとおり、どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子炉減圧までの対応は同じとなり、運転員等操作時間やパラメータの変化も同じとなる。また、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、同様のシーケンスへの一連の対応の中で各格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を評価する。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、原子炉压力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流）並びに炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション、原子炉压力容器内F C I（溶融炉心細粒化）、原子炉压力容器内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及び原子炉压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、原子炉压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初期条件も含めた主要な解析条件を第3.2-2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能等の喪失に対する仮定

高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を想定する。また、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。

さらに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注水にも期待しない※ものとする。これは、原子炉を減圧できない状況を想定するためである。

※ 原子炉圧力容器破損前における低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉注水の機能喪失を想定。格納容器下部注水系（常設）等、原子炉注水以外の緩和機能には期待する。な

お，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。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

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

(d) 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)

(e) 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－水反応及び溶融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。なお，解析コードMAAPの評価結果では水の放射線分解による水素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。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは，原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。

(b) 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) 再循環系ポンプ

再循環系ポンプは，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えるものとする。また，原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を使用するものとし，容量として，1 個当たり定格主蒸気流量の約 6%を処理するものとする。

(e) 格納容器下部注水系（常設）

原子炉圧力容器が破損して熔融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下した後は，熔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）に注水を行うものとする。

(f) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

原子炉圧力容器破損後は，格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し， $300\text{m}^3/\text{h}$ にて格納容器内にスプレイする。格納容器圧力の低下を確認した後は，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 0.465MPa [gage] に到達した場合は，格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し， $130\text{m}^3/\text{h}$ にて格納容器内にスプレイする。

(g) 代替循環冷却系

代替循環冷却系の循環流量は，全体で $250\text{m}^3/\text{h}$ とし，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に格納容器圧力の低下を確認した後は，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，熱交換器の設計

性能に基づき約 14MW（サプレッション・プール水温度 100℃，海水温度 32℃において）とする。

(i) 可搬型窒素供給装置

可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素注入は，ガス温度 30℃，純度 99vol%にて 200m³/h（窒素 198m³/h 及び酸素 2m³/h）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

材料は，コンクリートの侵食を抑制する観点から，ジルコニア耐熱材を設定する。侵食開始温度は，ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき，2,100℃を設定する。

（添付資料 3.5.1）

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。

(b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び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。

原子炉圧力容器破損後は，格納容器圧力が低下に転じて 30 分後に，ドライウェルと原子炉へ流量分配し，それぞれ連続スプレー及び連続注水を実施するものとする。

- (c) 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後）は，原子炉圧力容器破損の判断に必要な時間等を考慮し，原子炉圧力容器破損の 6 分後に開始する。また，格納容器冷却による格納容器圧力の低下から 30 分後に停止するものとする。その後，格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した場合に再開し，格納容器圧力が 0.400MPa [gage] まで低下した場合に停止するものとする。
- (d) 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）注水操作は，操作実施に必要な時間を考慮し，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後）の 1 分後に開始するものとする。また，ペデスタル（ドライウェル部）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，ペデスタル（ドライウェル部）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ことで水位を維持する。
- (e) 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は，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・チェンバ内へ窒素注入を開始するものとする。

(3) 有効性評価（Cs-137 の放出量評価）の条件

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

格納容器内に放出※されるものとする。

※ セシウムの格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コードM A A P の評価結果の方が代表的なソースタームに関する報告書であるN U R E G -1465 より大きく算出する。

- c. 格納容器内に放出されたC s -137 については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。
- d. 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。
 - (a) 格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。
 - (b) 原子炉建屋ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟内の負圧が維持されていることを想定し、非常用ガス処理系の設計換気率1回／日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインによる放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。
 - (c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

(添付資料 3.2.5)

(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、サプレッション・プ

ール水位，サブプレッション・プール水温度及び注水流量の推移を第 3.2-7 図から第 3.2-16 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 3.2-17 図から第 3.2-27 図に示す。

a．事象進展

事象発生後，全ての設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系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 分後に炉心損傷に至る。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 個を手動で開放することで，原子炉急速減圧を実施する。原子炉減圧後の低圧代替注水系（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。

事象発生から 90 分後，代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことにより格納容器雰囲気温度の上昇を抑制する。

原子炉圧力容器が破損し，熔融炉心がペデスタル（ドライウエル部）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（ドライウエル部）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（ドライウエル部）に落下した後は，格納容器下部注水系（常設）によりペデスタル（ドライウエル部）に $80\text{m}^3/\text{h}$

の注水を行い、溶融炉心を冠水維持し、冷却する。

崩壊熱が格納容器内に蒸気として放出されるため、格納容器圧力は急激に上昇する。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により $250\text{m}^3/\text{h}$ の格納容器スプレイを実施すること、原子炉圧力容器破損を判断した時点で、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）により $300\text{m}^3/\text{h}$ の格納容器スプレイ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。

格納容器圧力の低下を確認した時点で、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）を停止するとともに、代替循環冷却系の循環流量を調整し、格納容器スプレイ $150\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉注水 $100\text{m}^3/\text{h}$ に分配する。その後、格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した時点で、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（ $130\text{m}^3/\text{h}$ の格納容器スプレイ）を再開する。これらによって、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下するとともに、ペデスタル（ドライウェル部）の溶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 $4.0\text{vol}\%$ （ドライ条件）に到達した時点で、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を実施することで、格納容器内酸素濃度の上昇が抑制される。窒素注入により格納容器圧力は上昇するが、格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達時点で窒素注入操作を停止する手順としているため、一時的な圧力上昇であり、代替循環冷却系による格納容器除熱を継続することから、格納容器内の安定した減圧及び除熱への影響はない。

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雰囲気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

原子炉圧力容器破損直前の原子炉圧力は約 0.3MPa [gage] であり、2.0MPa [gage] 以下に低減されている。

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、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 0.47MPa [gage] となり、格納容器の限界圧力 0.62MPa [gage] を超えない。なお、格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 7.4 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 1%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、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の最

高値は約 151℃となり、格納容器の限界温度 200℃を超えない。

格納容器内の水素濃度は、第 3.2-26 図及び第 3.2-27 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%（ドライ条件）を上回るが、第 3.2-24 図及び第 3.2-25 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による格納容器内への窒素注入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%（ドライ条件）を下回る。なお、コリウムシールドによってペDESTAL（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及びその他の非凝縮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 時間後に熔融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）へ落下するが、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による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、格納容器圧力及び雰囲気温度は低下し、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した熔融炉心及び格納容器雰囲気は安定して除熱される。事象を通じて格納容器の限界圧力に到達せず、格納容器圧力逃がし装置を使用することなく、格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。格納容器内の酸素濃度上昇により、長期的には格納容器圧力逃がし装置を用いて可燃性ガスを排出する。

「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価項目については、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建

屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 3.2×10^{-2} TBq となり、100TBq を下回る。

事象発生からの 7 日間以降、Cs-137 の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約 3.4×10^{-2} TBq (30 日間) 及び約 3.9×10^{-2} TBq (100 日間) であり、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）に落下した熔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。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の評価項目については「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。

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「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、

設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系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炉心損傷に至り，原子炉圧力容器が破損する前に手動操作により原子炉減圧を行うことが特徴である。また，不確かさの影響を確認する運転員等操作は，事象進展に有意な影響を与えられられる操作として，原子炉急速減圧操作並びに緊急用海水系による冷却水（海水）の確保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現象の不確かさとしては，熔融炉心落下流量，熔融ジェット径，熔融炉心粒子化割合，冷却材とデブリ粒子の伝熱，炉心ヒートアップ，炉心崩壊挙動，熔融炉心と上面水プールとの伝熱，熔融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達，原子炉圧力容器破損判定が挙げられる。

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

また，原子炉水位を監視し，原子炉水位が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減圧を行うといった，兆候を捉えた対応を図ることによって，炉心下部プレナムへの熔融炉心移行が発生する前に速やかに 2.0MPa [gage] を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であることを確認している。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは，

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，T 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，炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり，影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，原子炉圧力容器破損ま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に期待しないことで原子炉圧力容器破損に至ることを想定しており，最初の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S A F E Rの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードM A A Pの評価結果の方が大きく，解析コードS A F E Rに対して保守的であることを確認している。このため，原子炉水位が燃料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ることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との

熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。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、原子炉圧力容器温度（下鏡部）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原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内FCIを操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器温度（下鏡部）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原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている運転員等

操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料 3.2.9)

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、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間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時の原子炉圧力を 2.0MPa [gage] 以下に維持しているため、運転員等操作時間に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が燃料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により炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa [gage] 以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器内FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉压力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉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、原子炉压力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa [gage] 以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉压力容器における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ことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損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ると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

（a） 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており，その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，原子炉水位の低下は緩和されるが，操作手順（原子炉水位に応じて急速減圧を実施すること）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力，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 に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、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、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の原子炉急速減圧操作は、解析上の操作時間として原子炉水位が燃料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れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保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、操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定したものであり、実態の操作開始時間が早まる可能性があるが、状況判断から代替循環冷却系運転までは一連の操作として実施し、同一の運転員による並列操作はなく、運転員等操作時間に与える影響も小さい。

（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

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冷却水（海水）の確保操作及び代替

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、操作開始時間（事象発生から約 38 分後）に対して余裕があるため、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冷却水（海水）の確保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操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定したものであり時間余裕があるが、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。格納容器圧力の推移を第 3.2-28 図、格納容器雰囲気温度の推移を第 3.2-29 図に示す。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、重大事故等対策時における事象発生 2 時間までに必要な要員は、「3.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり 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」で説明している災害対策要員

(初動) の 39 名で対処可能である。

また、事象発生 2 時間以降に必要な参集要員は 2 名であり、発電所構外から 2 時間以内に参集可能な要員の 72 名で確保可能である。

(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」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水 源

格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイは、7 日間の対応を考慮すると、合計約 380m³の水が必要である。水源として、代替淡水貯槽に約 4,300m³の水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。

代替循環冷却系による格納容器除熱については、サプレッション・チェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはないため、7 日間の注水継続実施が可能である。

(添付資料 3.2.11)

b. 燃 料

常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に合計約 352.8kL の軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクにて約 800kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）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内への窒素注入については、保守的に事象発生直後からの可搬型窒素供給装置の運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 18.5kL の軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクにて約 210kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入について、7 日間の継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 70.0kL の軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて約 75kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7 日間の継続が可能である。

(添付資料 3.2.12)

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 2,769kW 必要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）の連続定格容量は約 5,520kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、緊急時対策所用発電機及び可搬型窒素供給装置の窒素供給装置用電源車についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

(添付資料 3.2.13)

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、原子炉圧力容器が

高い圧力の状況で損傷し、熔融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「高圧熔融物放出／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）の手動による原子炉減圧手段を整備している。

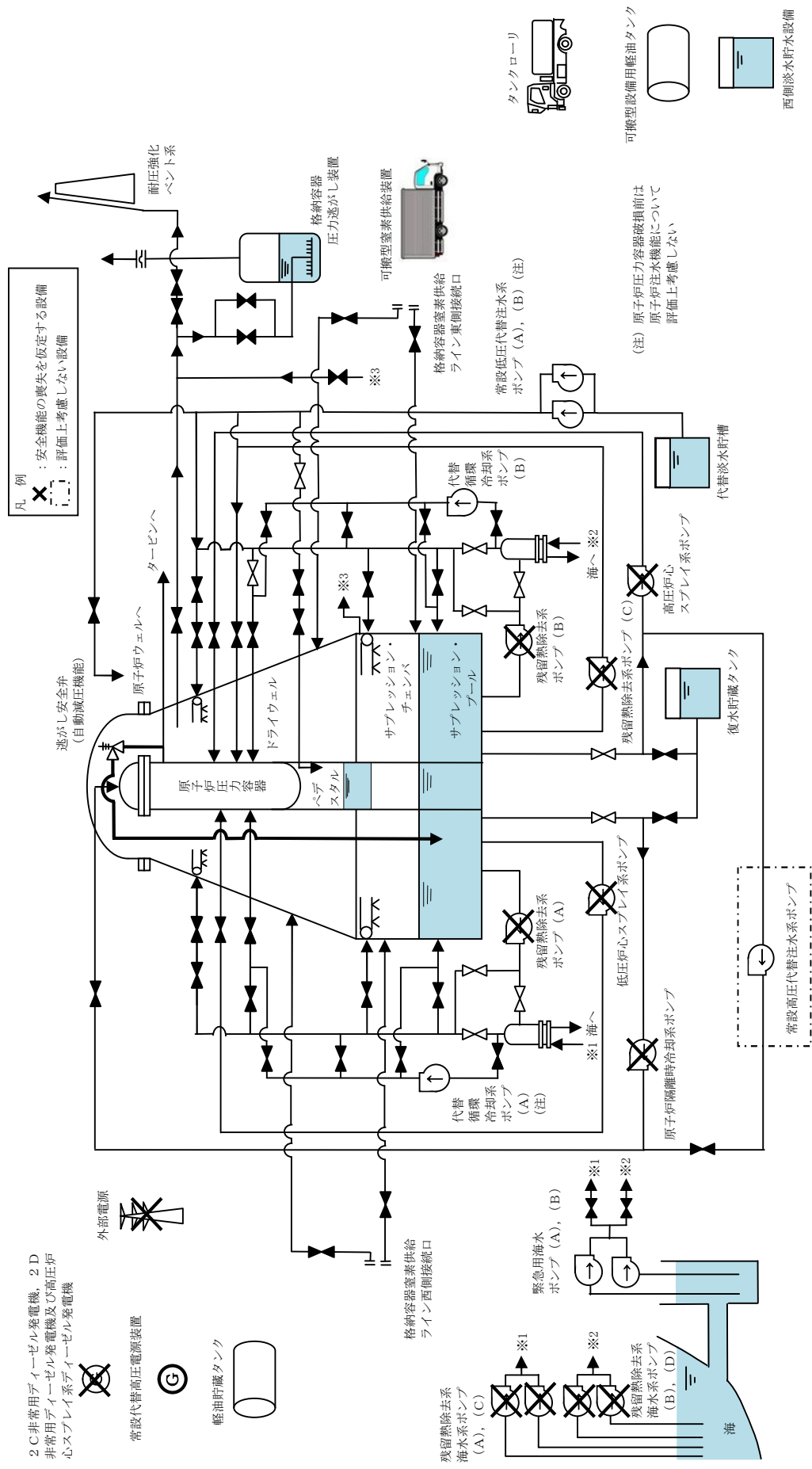
格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH）」について有効性評価を行った。

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時の原子炉圧力を 2.0MPa [gage] 以下に低減することが可能である。また、格納容器バウンダリにかかる圧力、格納容器バウンダリにかかる温度、放射性物質の総放出量、水素の爆轟及び可燃性ガスの蓄積、燃焼の観点でも評価項目を満足することから、安定状態を維持できる。

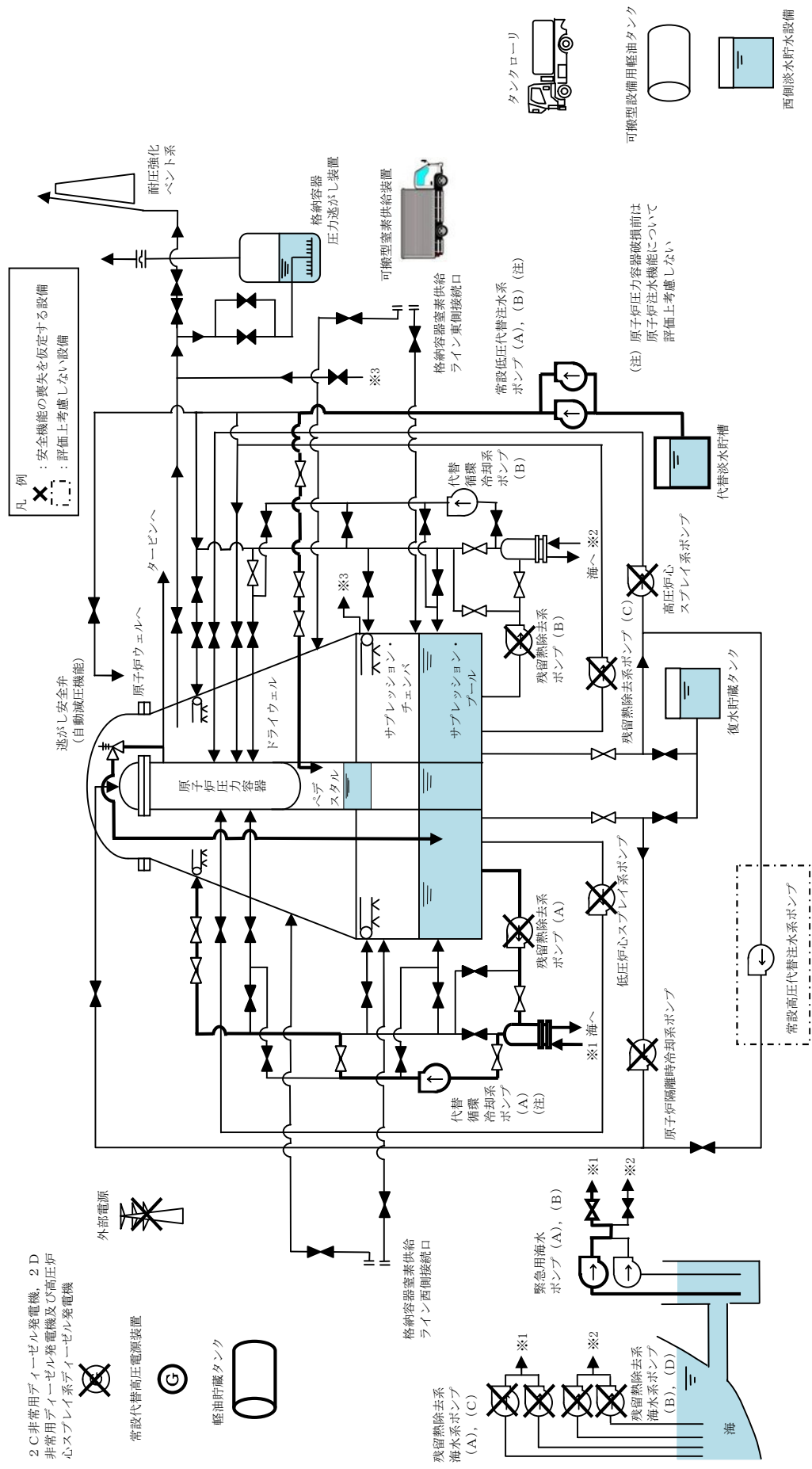
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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

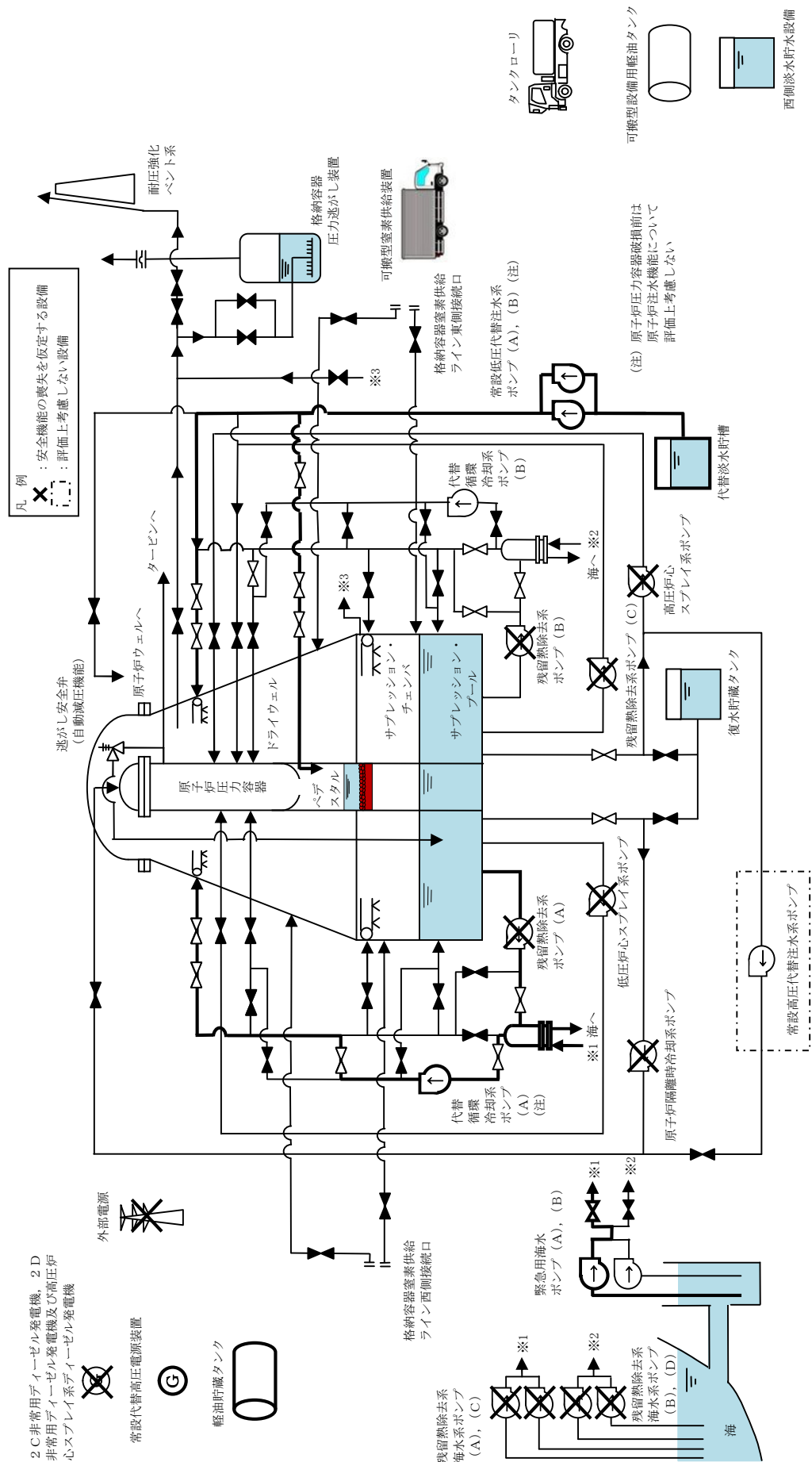
以上のことから、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作による原子炉減圧の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。



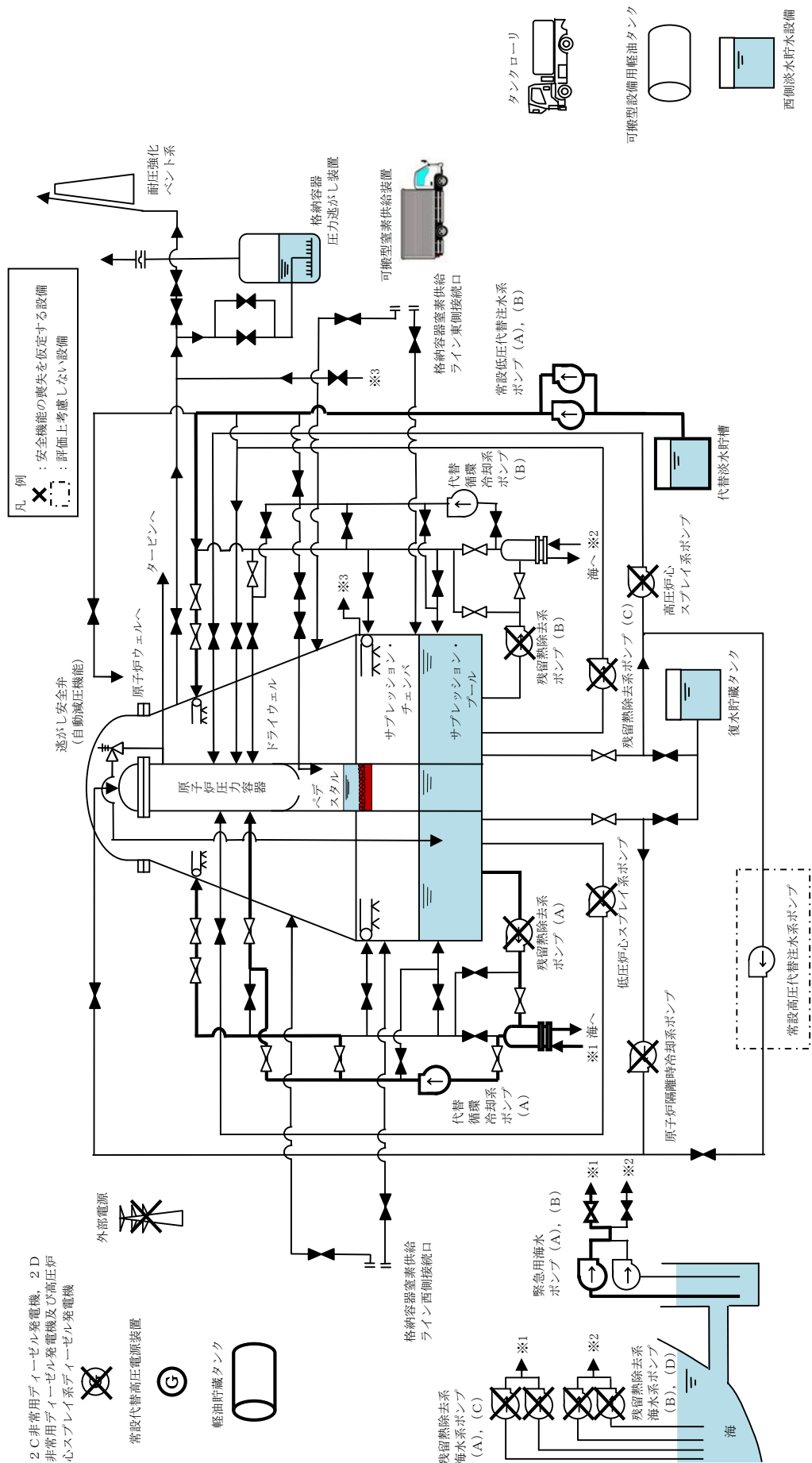
第 3.2-1 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (1/5)
 (原子炉圧力容器破損前の逃がし安全弁 (自動減圧機能) による原子炉減圧段階)



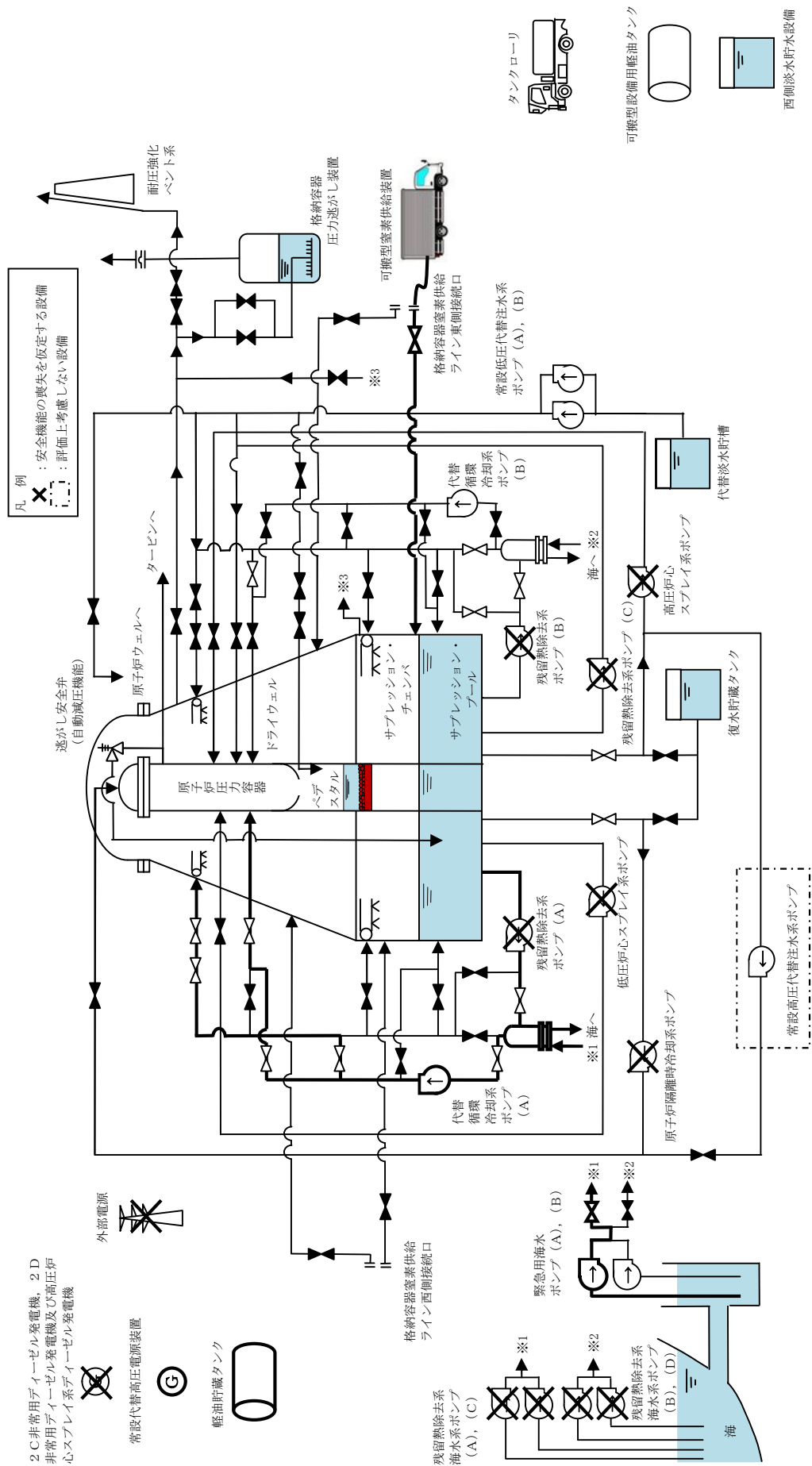
第 3.2-1 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (2/5)
 (原子炉圧力容器破損前の代替循環冷却系による格納容器除熱及び格納容器下部注水系 (常設) によるペデスタル (ドライウエル部) 水位の確保段階)



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策の概略系統図 (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) によるペデスタル (ドライウエル部) 注水段階)

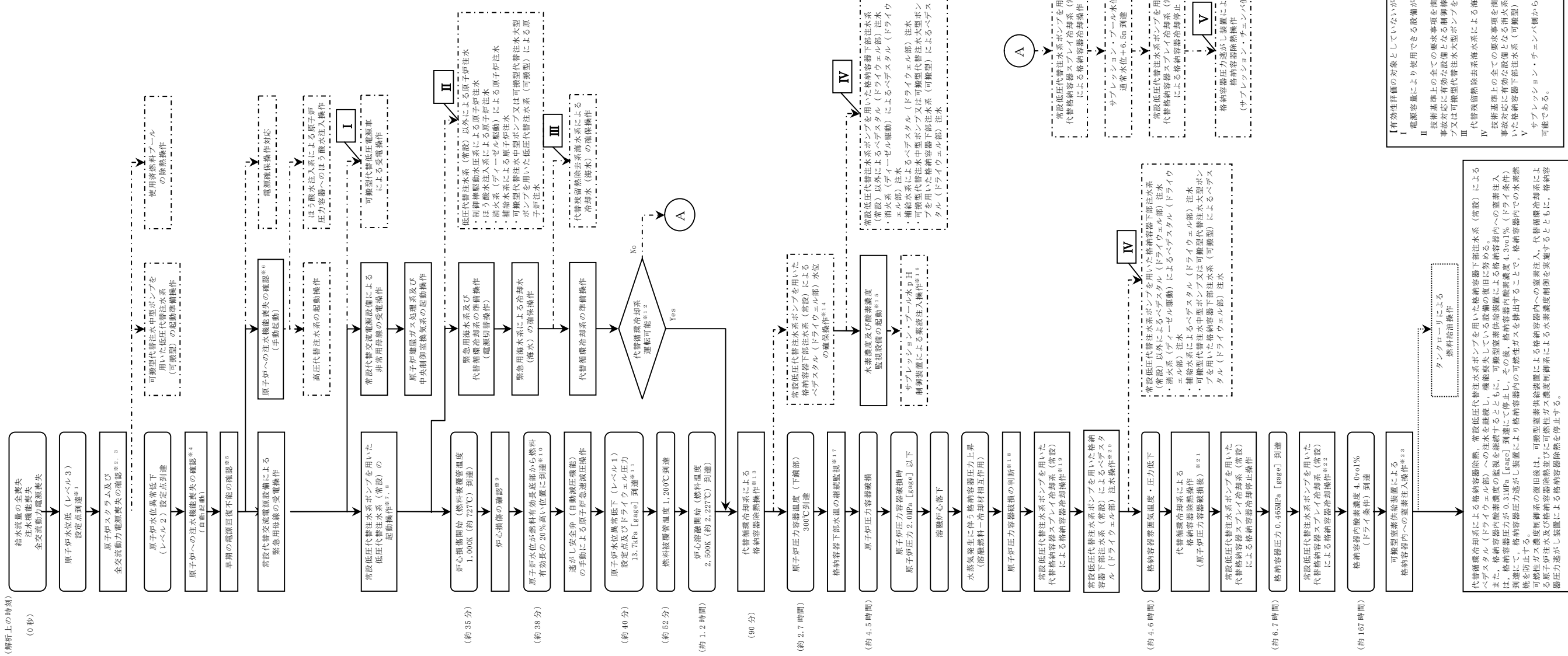


第 3.2-1 図 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (4/5)
 (原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱、代替格納容器スプレイス冷却系 (常設) による格納容器冷却段階)



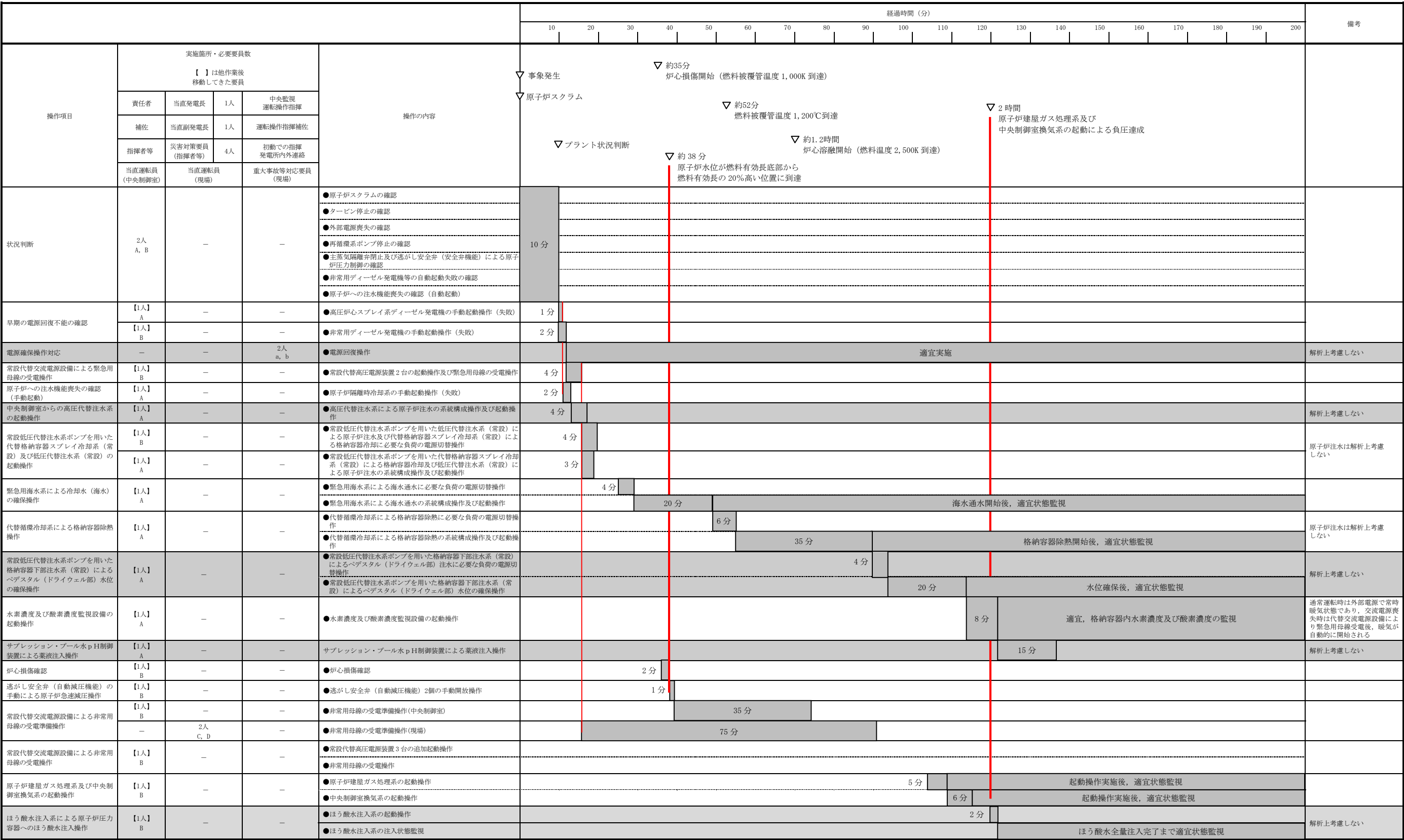
第 3.2-1 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (5/5)

(原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入段階)



第 3.2-2 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要

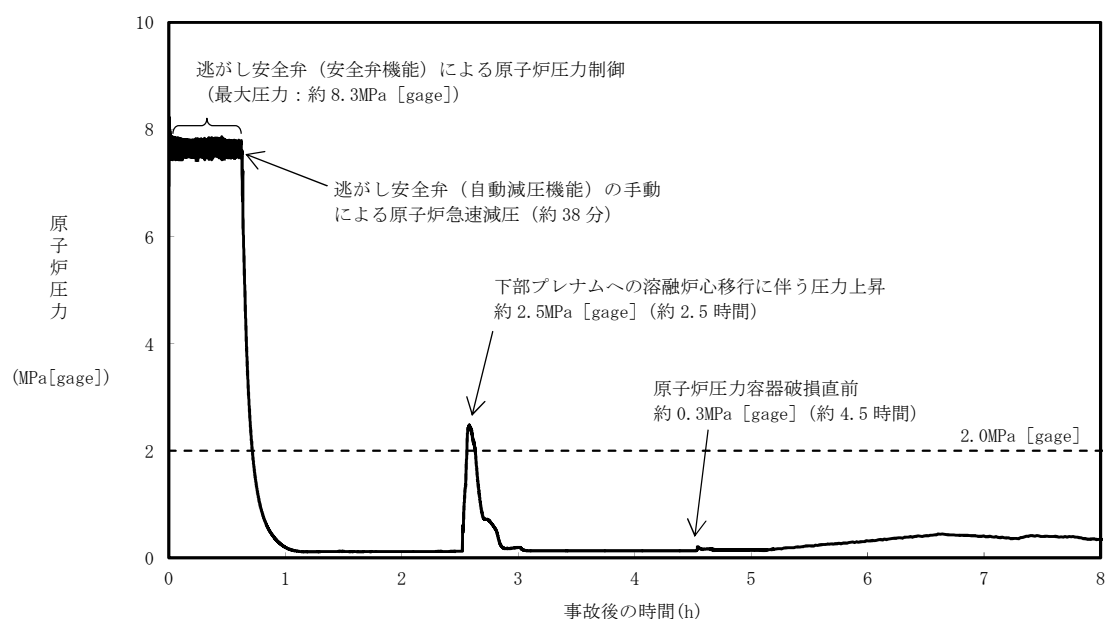
高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱



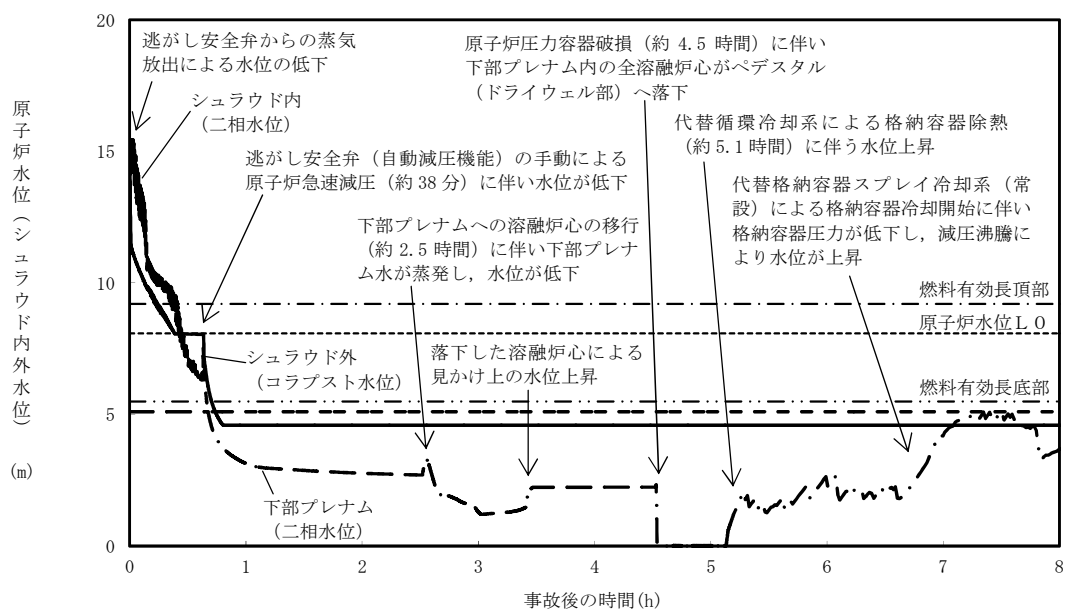
第 3.2－3 図 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の作業と所要時間（1／2）

				経過時間（時間）																備考	
				1	2	3	4		5			25			124			167			
操作項目	実施箇所・必要員数			操作の内容																	
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)																		
					▽ 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		▽ 格納容器圧力 低下から 30 分後		▽ 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 4.0vol% （ドライ条件） 到達								
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 ●溶融炉心の堆積量の確認	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後）	【1人】 A	—	—	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（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）によるベデスタル（ドライウエル部）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（ドライウエル部）注水操作及び水位制御操作				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格納容器除熱操作（原子炉圧力容器破損後）	【1人】 A	—	—	●代替循環冷却系による原子炉注水操作							原子炉注水中，適宜状態監視										
				●代替循環冷却系による格納容器冷却操作				格納容器冷却中，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イ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	【1人】 A	—	—	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作							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			
使用済燃料プールの除熱操作	【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の起動操作	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									
可搬型代替注水中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	—	—	8人 c～j	●可搬型代替注水中型ポンプの移動，ホース敷設等の操作	170 分									解析上考慮しない 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							
可搬型室素供給装置による格納容器内への室素注入操作	—	—	【6人】 c～h	●可搬型室素供給装置の移動，接続操作及び起動操作							180 分				可搬型室素供給装置起動後， 適宜状態監視						
タンクローリによる燃料給油操作	—	—	2人 (参集)	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油操作										90 分		タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから給油する					
				●可搬型室素供給装置への給油操作							適宜実施										
必要要員合計	2人 A, B	2人 C, D	10人 a～j 及び参集2人																		

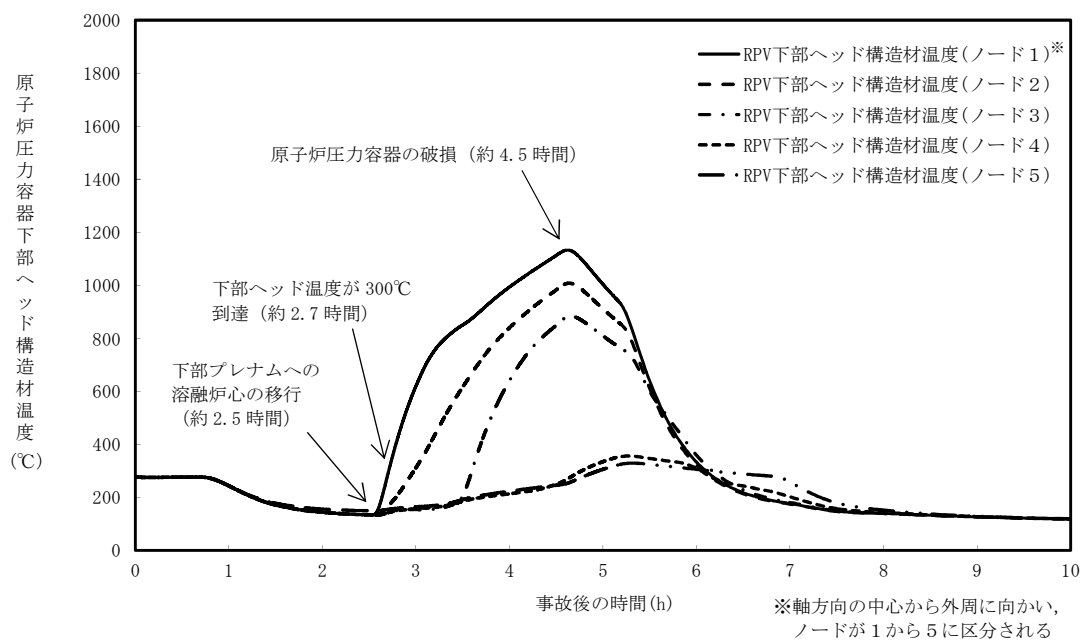
第 3.2－3 図 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の作業と所要時間（2／2）



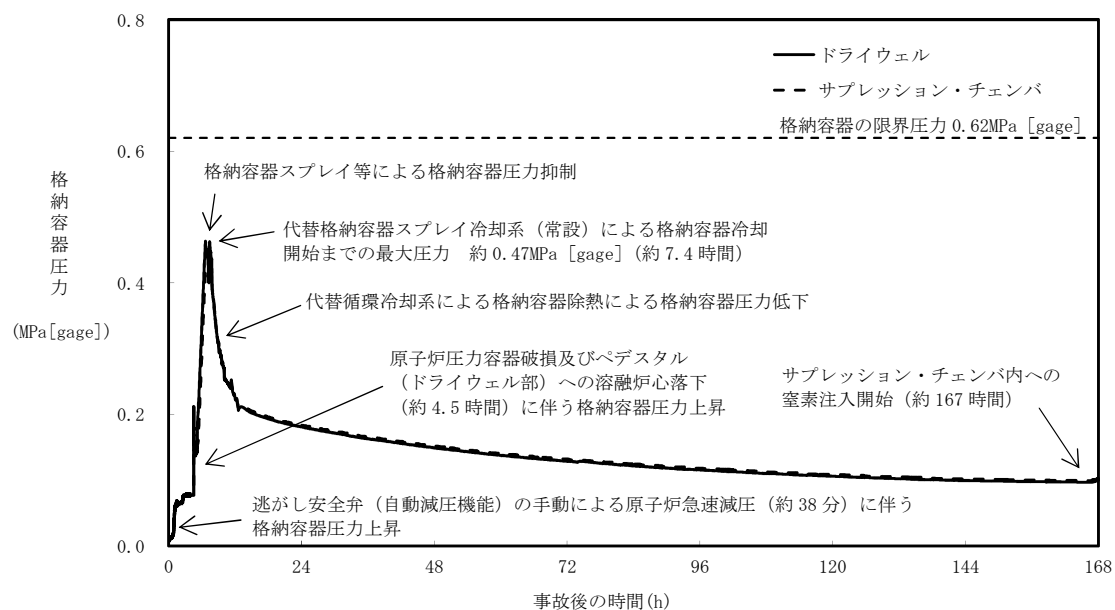
第 3.2-4 図 原子炉圧力の推移



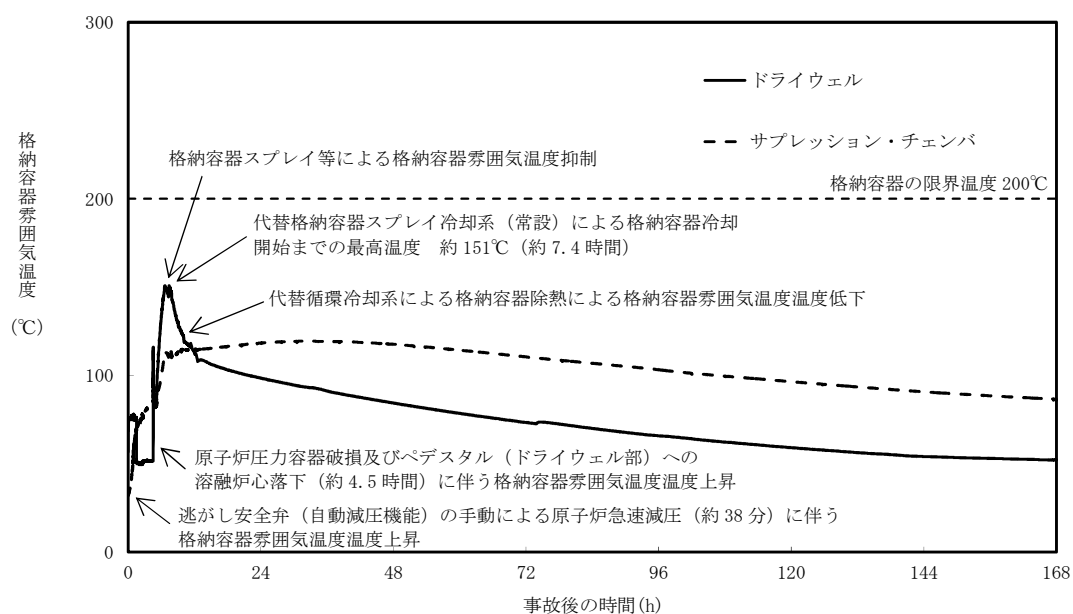
第 3.2-5 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



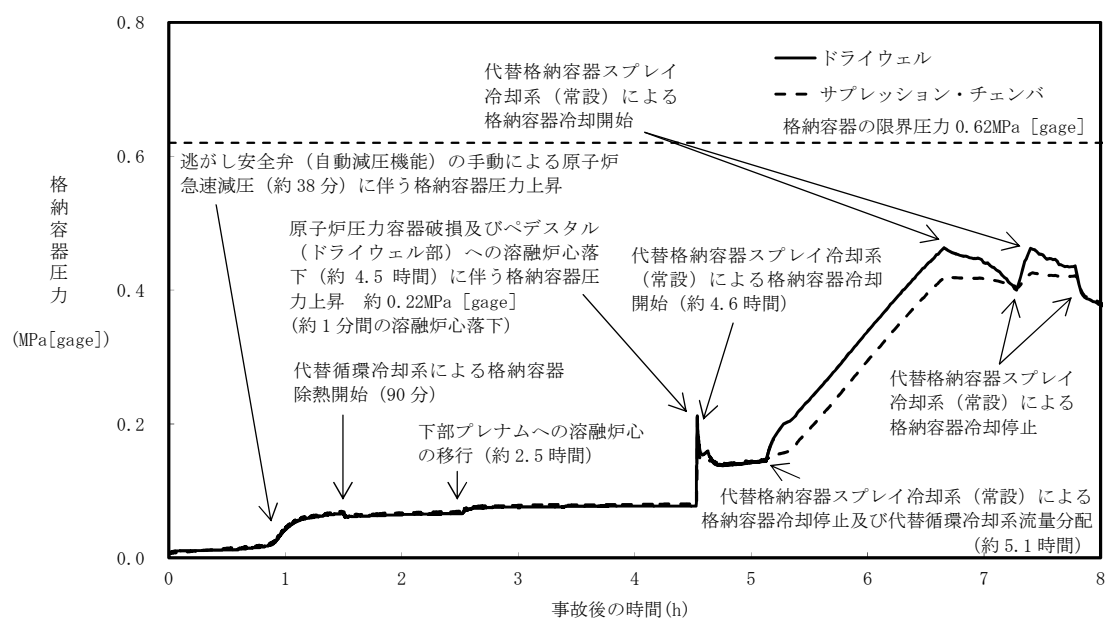
第 3.2-6 図 原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移



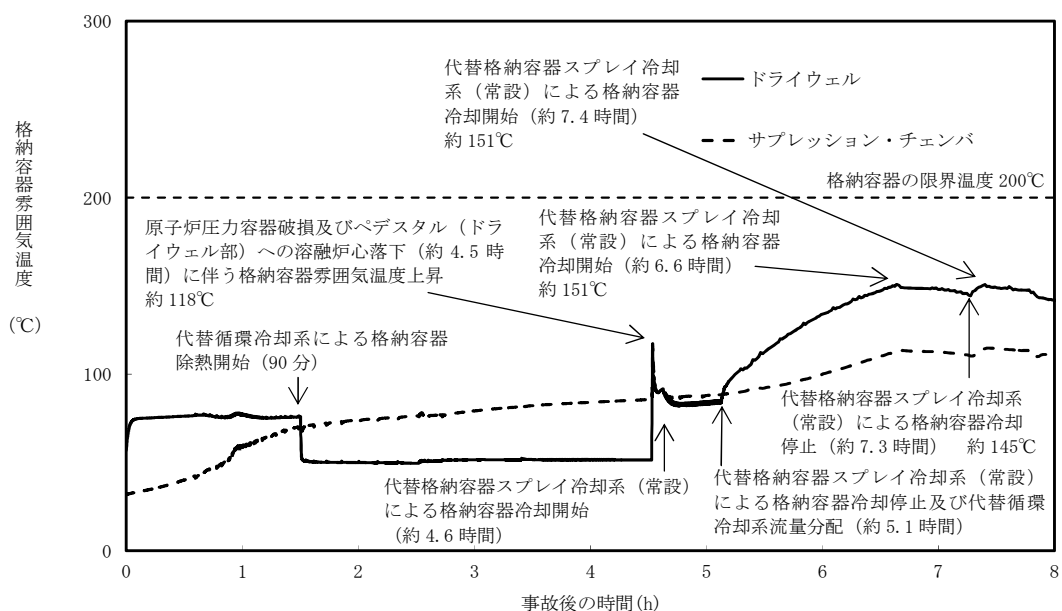
第 3.2-7 図 格納容器圧力の推移



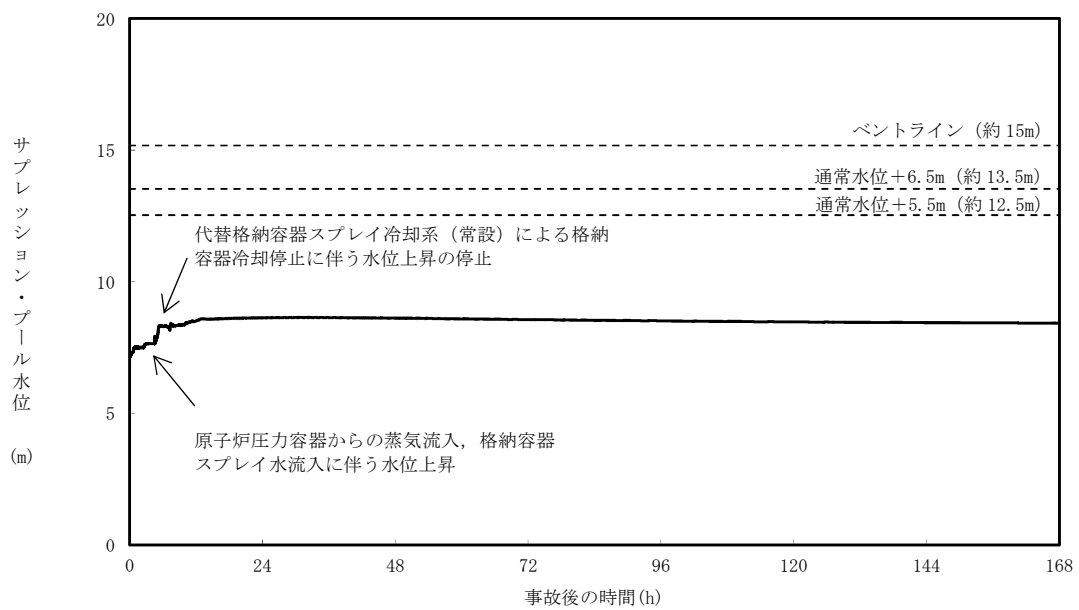
第 3.2-8 図 格納容器雰囲気温度の推移



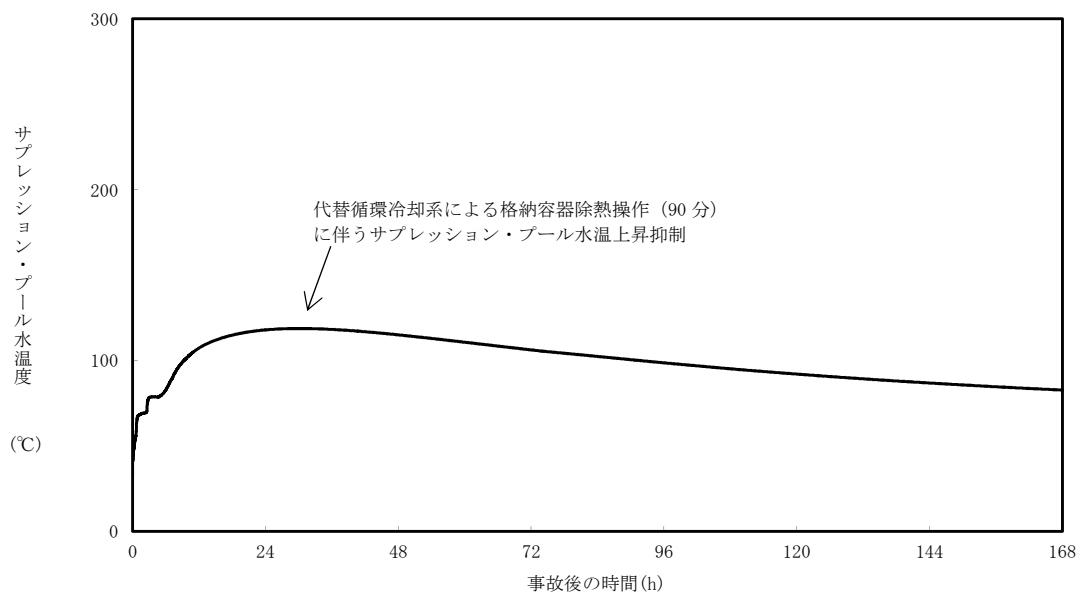
第 3.2-9 図 格納容器圧力の推移 (～8 時間)



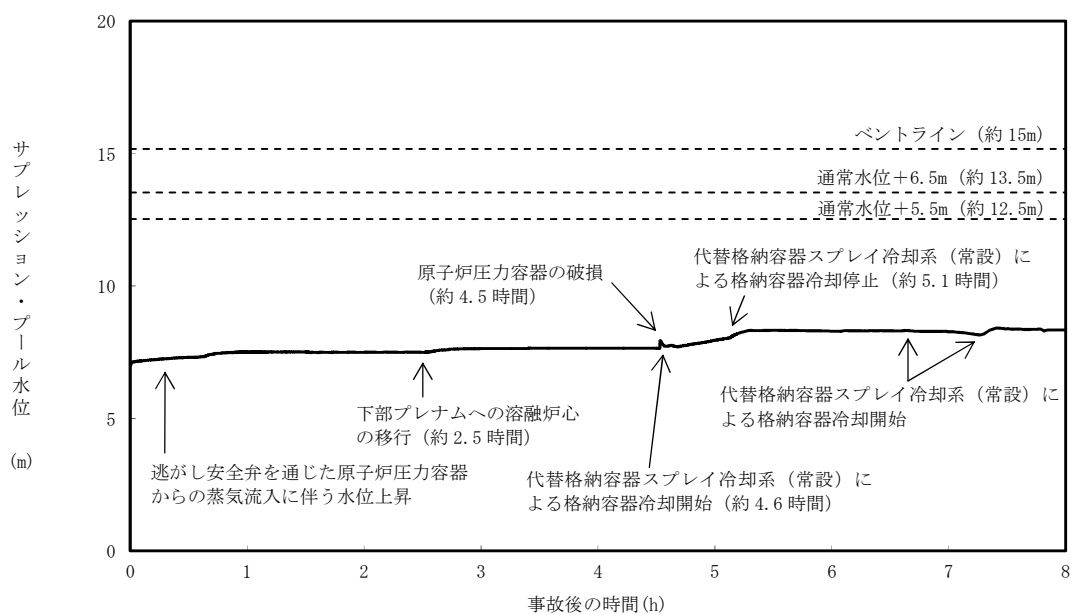
第 3.2-10 図 格納容器雰囲気温度の推移 (～8 時間)



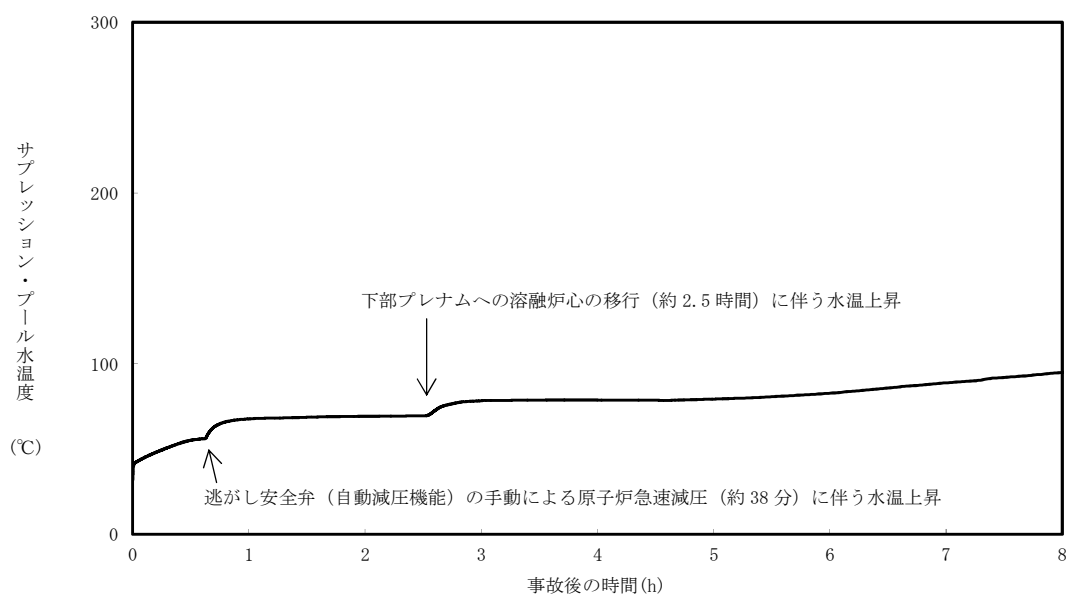
第 3.2-11 図 サブプレッション・プール水位の推移



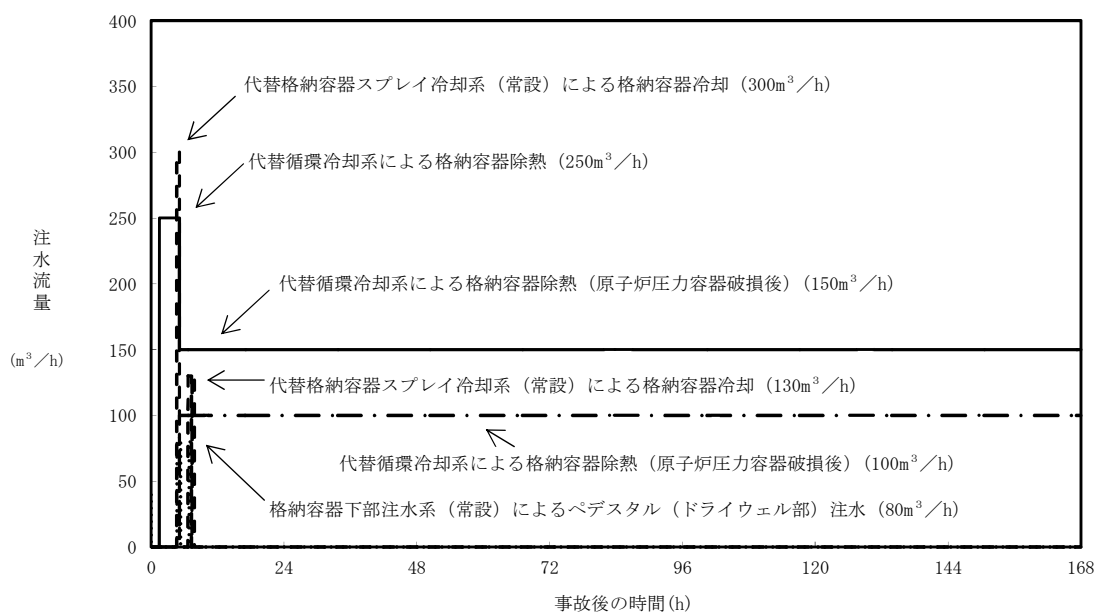
第 3.2-12 図 サブプレッション・プール水温度の推移



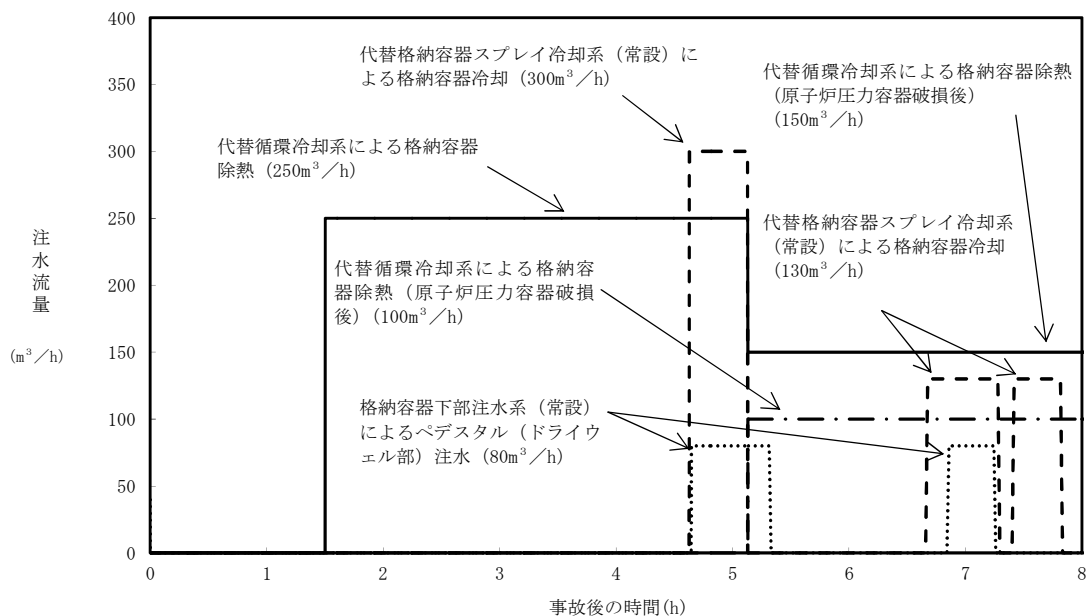
第 3.2-13 図 サプレッション・プール水位の推移 (～8 時間)



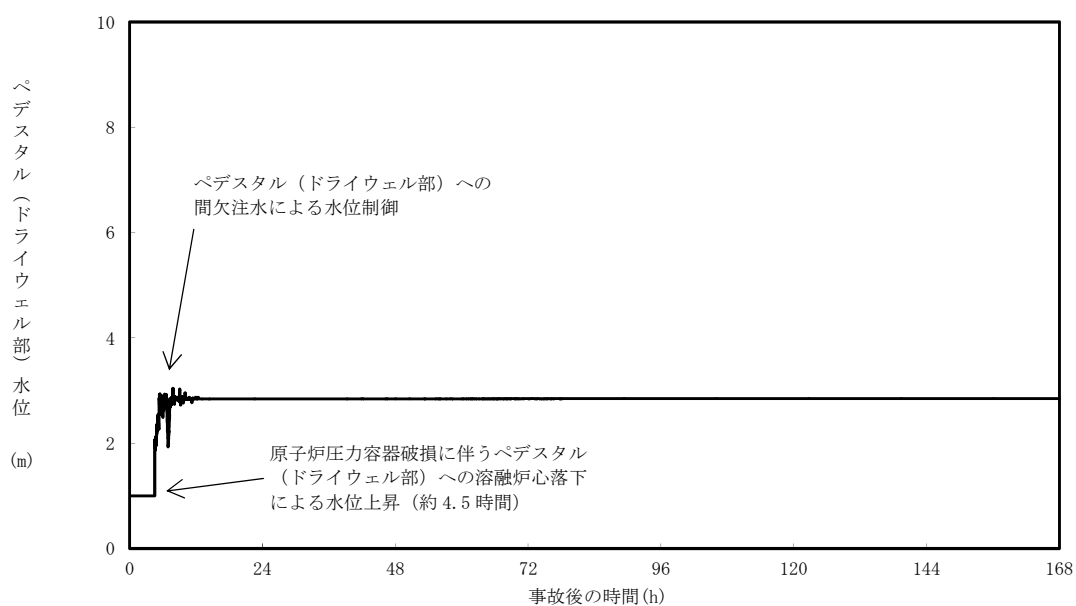
第 3.2-14 図 サプレッション・プール水温度の推移 (～8 時間)



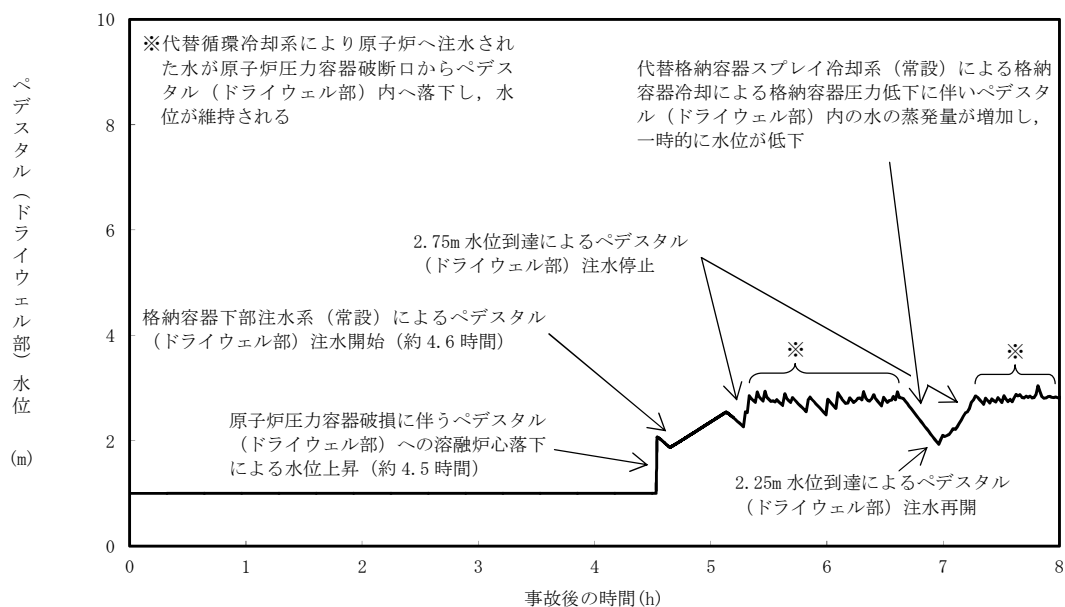
第 3.2-15 図 注水流量の推移



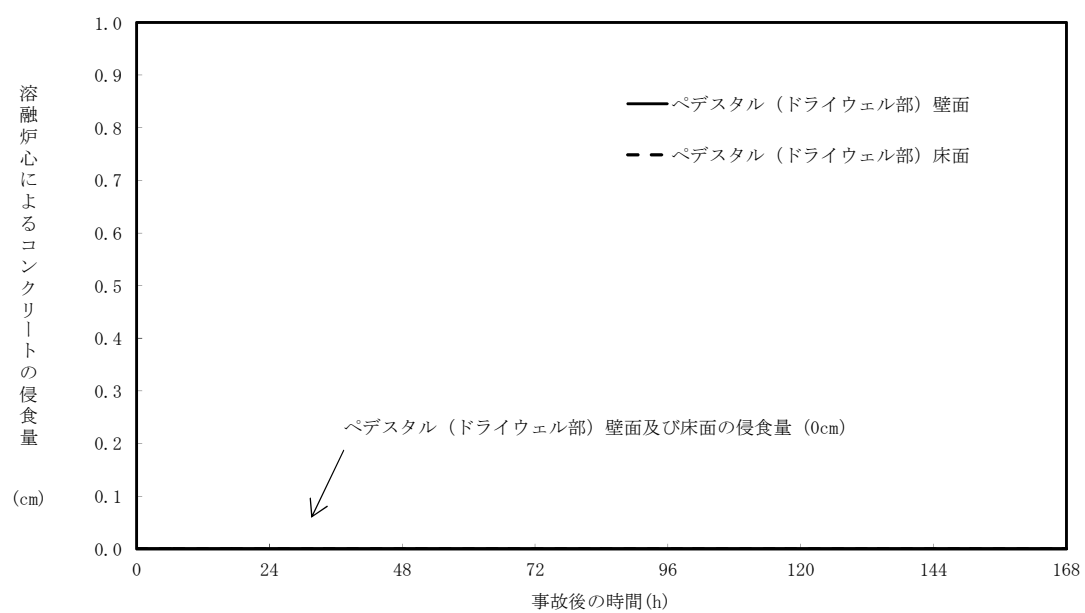
第 3.2-16 図 注水流量の推移（～8 時間）



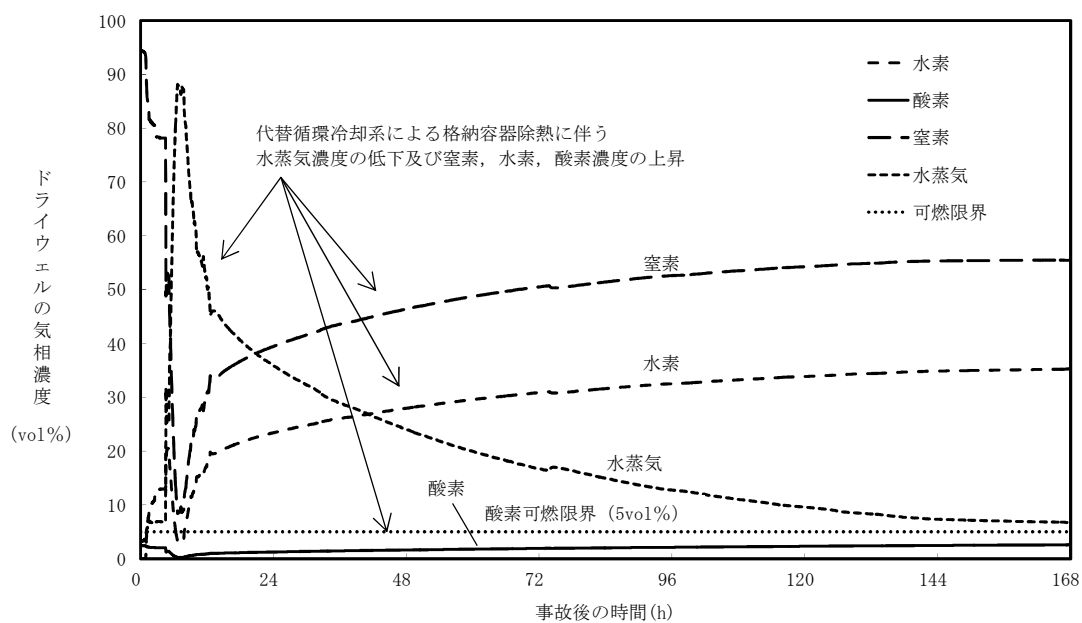
第 3.2-17 図 ペデスタル（ドライウエル部）の水位の推移



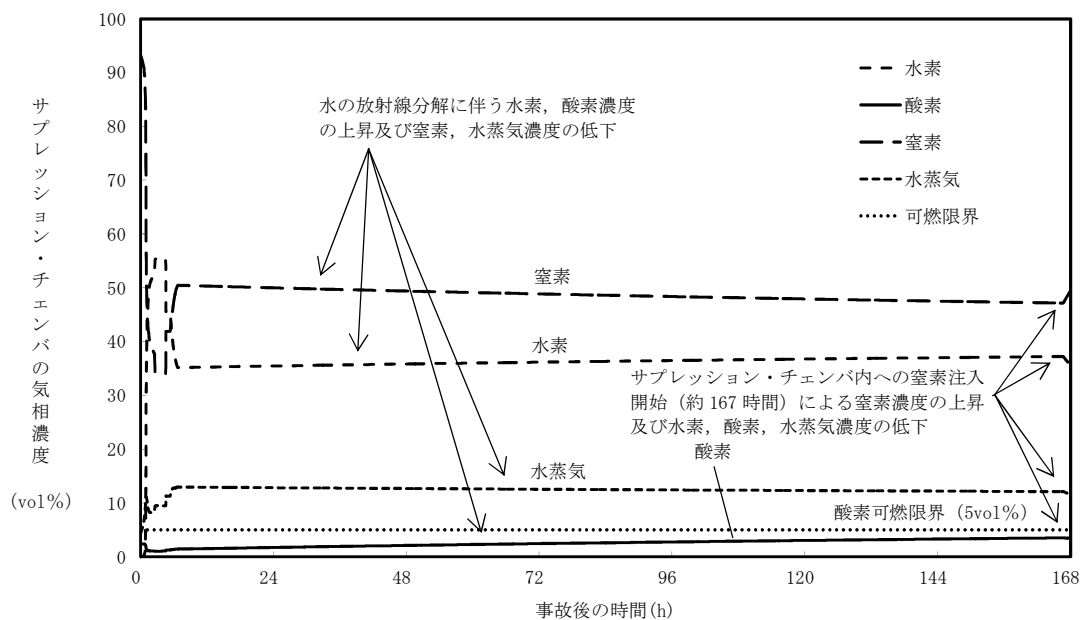
第 3.2-18 図 ペデスタル（ドライウエル部）の水位の推移（～8 時間）



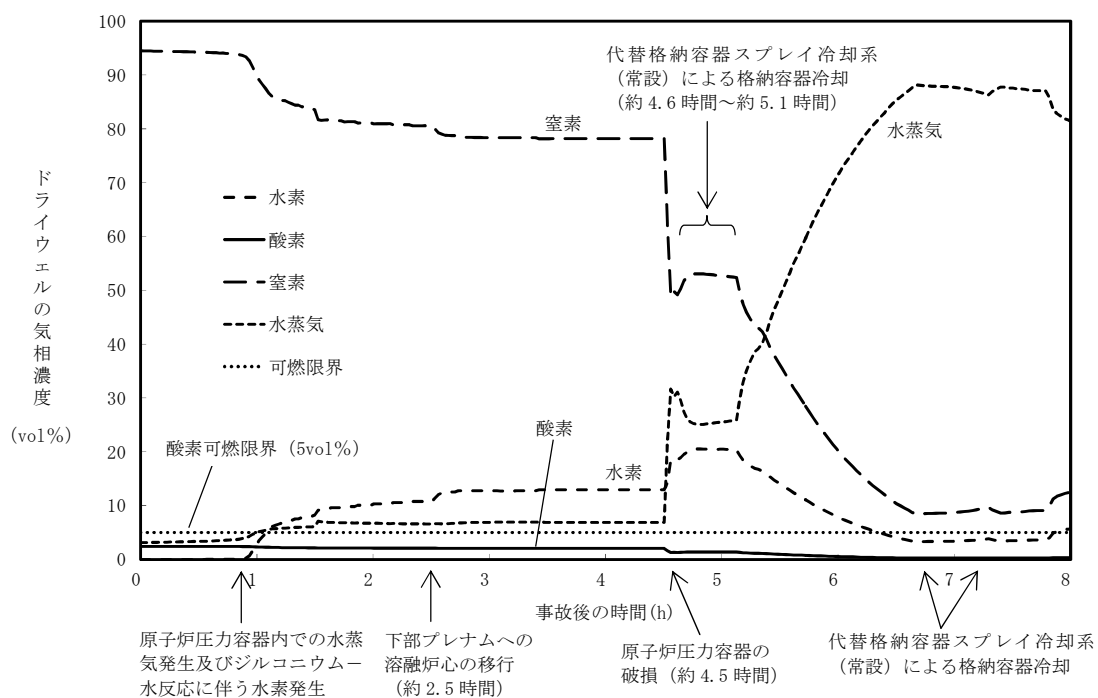
第 3.2-19 図 ペDESTAL (ドライウエル部) の
壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移



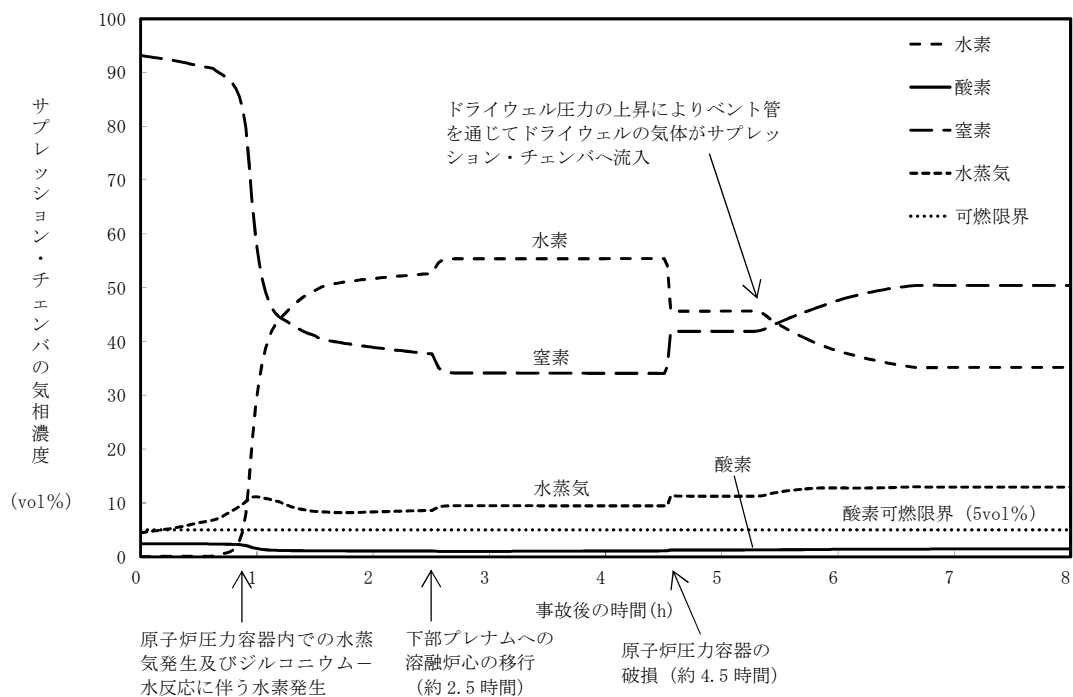
第 3.2-20 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）



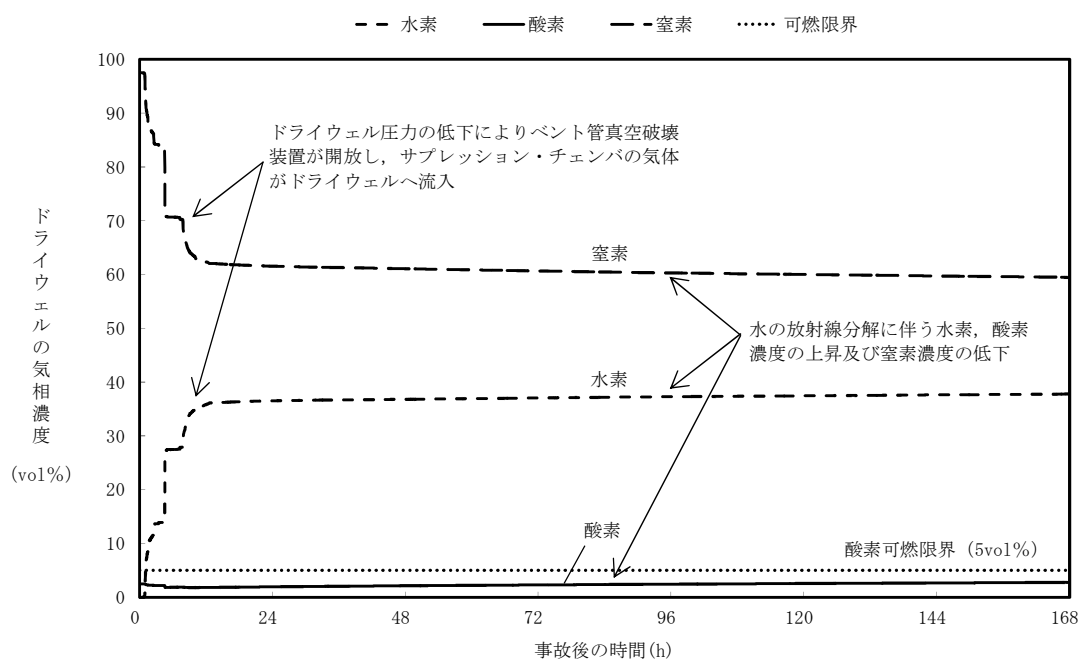
第 3.2-21 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）



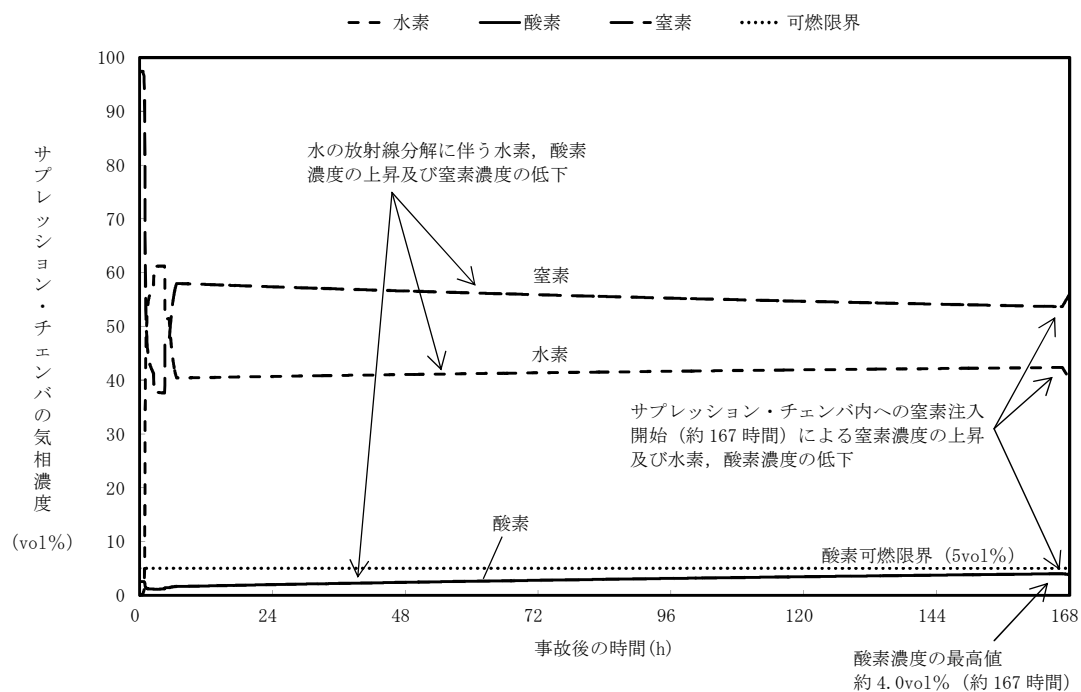
第 3.2-22 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)
(～8 時間)



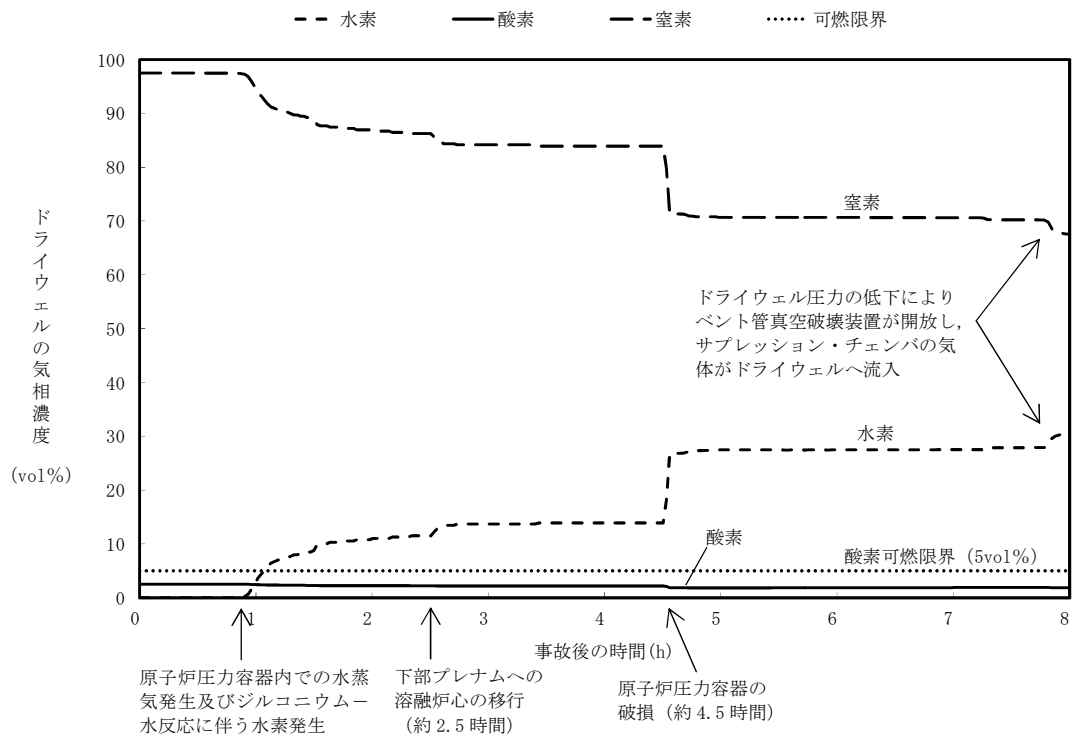
第 3.2-23 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)
(～8 時間)



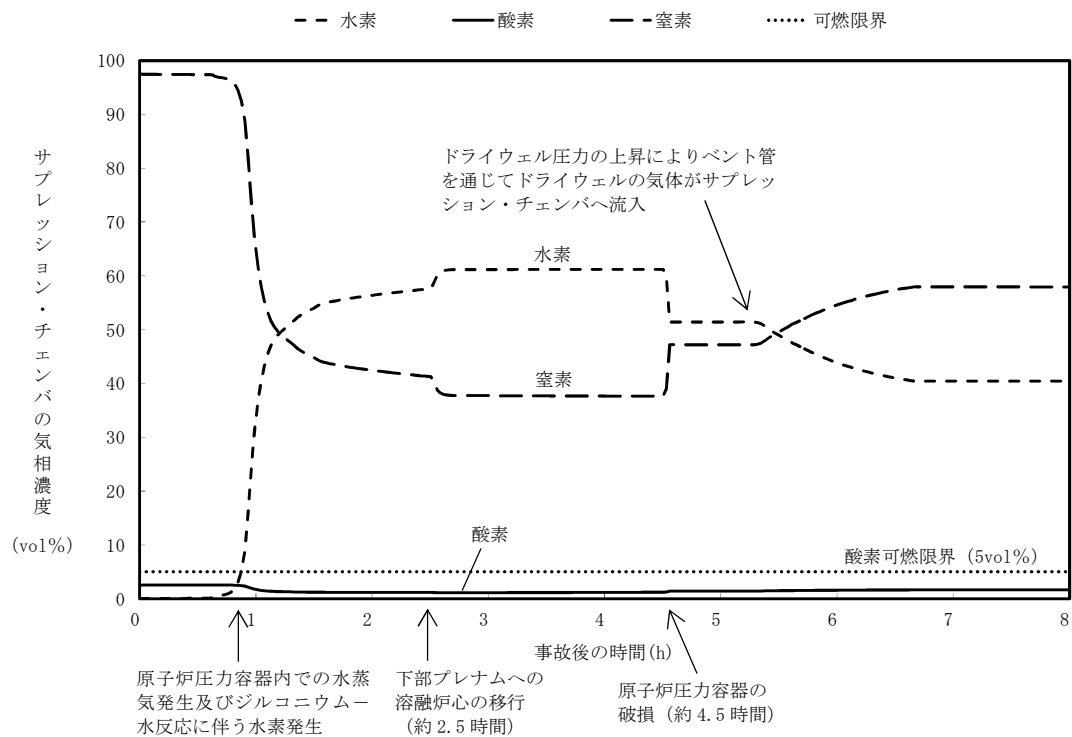
第 3.2-24 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）



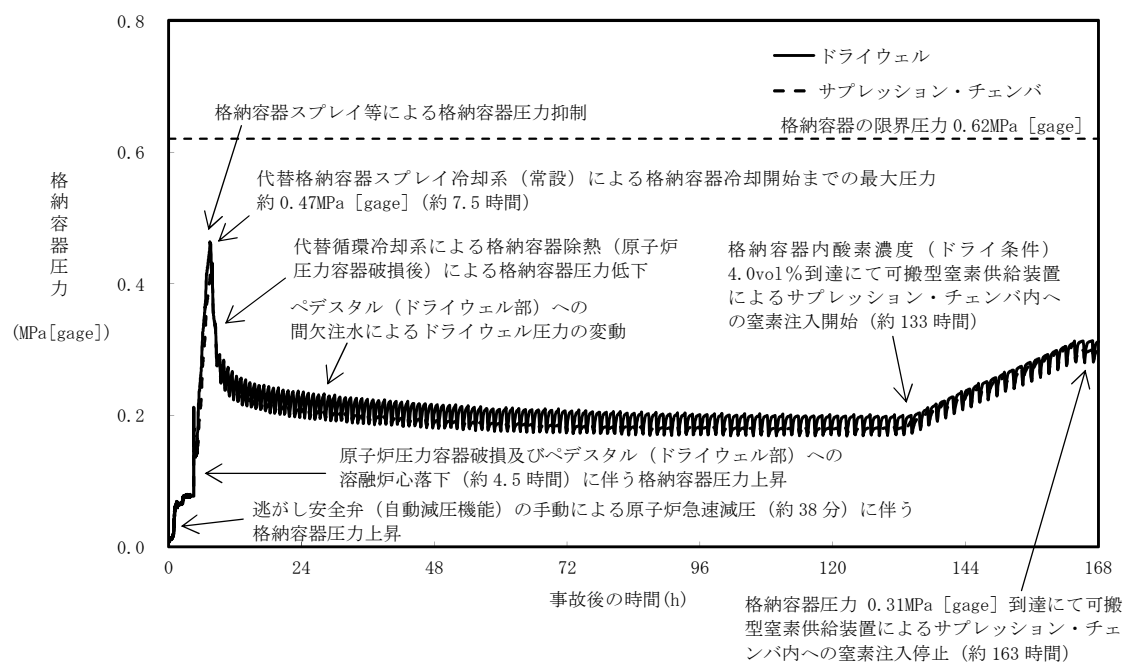
第 3.2-25 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）



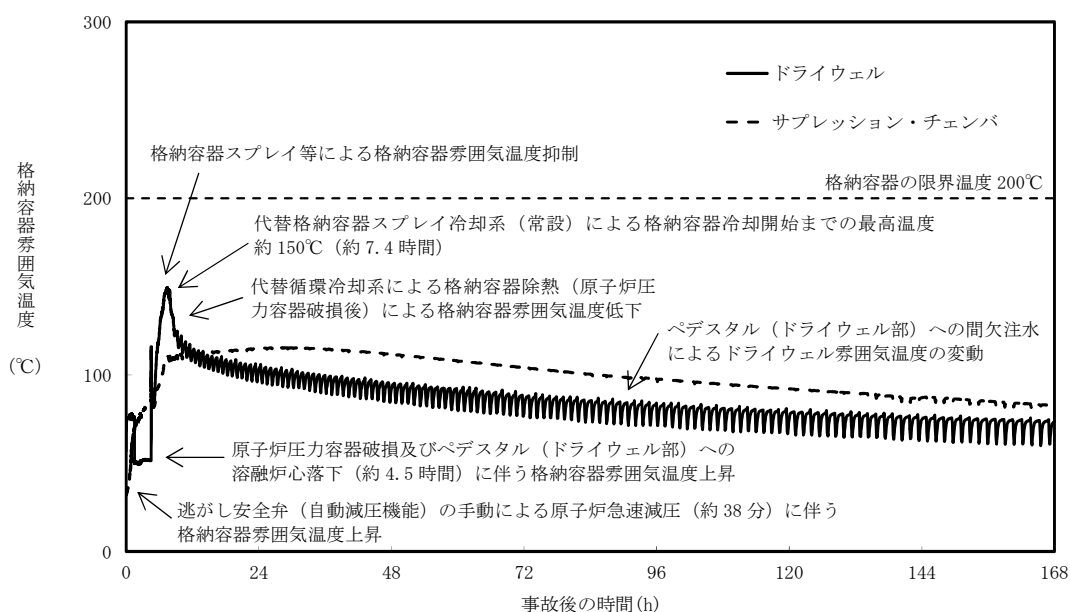
第 3.2-26 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)
(～8 時間)



第 3.2-27 図 サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)
(～8 時間)



第 3.2-28 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 3.2-29 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

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（1／5）

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。 全交流動力電源喪失を確認する。	125V系蓄電池A系 125V系蓄電池A系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装* 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確認	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位異常低下（レベル2）で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の自動起動に失敗したことを確認後、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。	—	—	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）* 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
早期の電源回復不能判断及び対応準備	中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電準備を開始する。	—	—	—
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電	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交流電源設備から緊急用母線を受電する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	—	緊急用M/C電圧

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

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 (2/5)

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
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 サブレッション・チェンババ* 緊急用 125V 系蓄電池	—	原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 高圧代替注水系系統流量
緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保	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つ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替操作を実施する。また、中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を通水する。	常設代替交流電源設備 緊急用海水ポンプ 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	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、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。	常設代替交流電源設備 代替循環冷却系ポンプ サブレッション・チェンババ* 軽油貯蔵タンク	—	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ドライウェル圧力 サブレッション・チェンババ圧力 サブレッション・プール水温度

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

 : 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 (3/5)

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
炉心損傷確認	原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを格納容器雰囲気放射線モニタにより確認する。	—	—	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) の手動による原子炉急速減圧	原子炉水位が燃料有効底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手動操作により逃がし安全弁 (自動減圧機能) 2 個を開放し、原子炉を急速減圧する。	逃がし安全弁 (自動減圧機能) *	—	原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉水位 (燃料域) * 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 *
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) 水位の確保	代替循環冷却系による格納容器除熱を開始後、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って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。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 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	炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生し、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、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) 水位の確保を実施後、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。	常設代替交流電源設備 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)
原子炉圧力容器破損確認	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。	—	—	原子炉圧力容器温度 格納容器下部水温

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

□ : 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（4/5）

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
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）	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開始する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライオン用） 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
溶融炉心への注水	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）を実施後，中央制御室からの遠隔操作により格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）注水をペデスタル（ドライウエル部）水位 2.75m まで実施する。以降は，2.25m から 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，0.5m から約 1m の範囲に水位を維持する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク コリウムシールド	—	低圧代替注水系格納容器下部注水流 格納容器下部水温 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位
代替循環冷却系による格納容器除熱（原子炉圧力容器破損後）	原子炉圧力容器破損後，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）により格納容器圧力が低下することを確認した後は，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。	常設代替交流電源設備 代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	代替循環冷却系原子炉注水流 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 サプレッション・プール 水温度

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

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 (5/5)

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格納容器除熱（原子炉圧力容器破損後）を実施後、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旦停止する。ただし、格納容器圧力が上昇し、0.465MPa [gage] に到達した場合は、中央制御室からの遠隔操作により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開始し、格納容器圧力が 0.400MPa [gage] に達により格納容器冷却を停止する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ドライウェル圧力サプレッション・チェンバ圧力 代替淡水貯槽水位
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入	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注入すること、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)

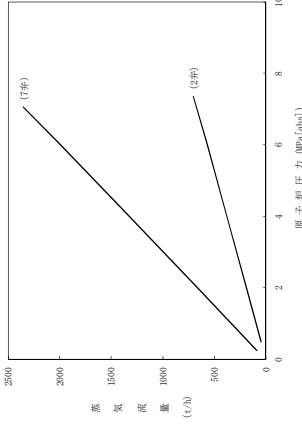
第3.2-2表 主要解析条件（高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（1／5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
初期条件	原子炉熱出力	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	定格原子炉圧力として設定
	原子炉水位	通常運転時の原子炉水位として設定
	炉心流量	定格流量として設定
	燃料	—
	原子炉停止後の崩壊熱	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として設定
	格納容器体積 (ドライウエル)	設計値
	格納容器体積 (サブレシジョン・チェンバ)	設計値（通常運転時のサブレシジョン・プール水位の下限値に基づき設定）
	真空破壊装置	真空破壊装置の設計値
	サブレシジョン・プール水位	通常運転時のサブレシジョン・プール水位の下限値として設定
	サブレシジョン・プール水温度	通常運転時のサブレシジョン・プール水温度の上限値として設定
	格納容器圧力	通常運転時の格納容器圧力を包絡する値
	格納容器雰囲気温度	通常運転時の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）として設定
	外部水源の温度	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定

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）（2／5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m ² 相当（圧力依存あり）	過去の知見に基づき水張りの効果を考慮して設定
	コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定
	コンクリート以外の構造材の扱い	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
	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
	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	炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による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の緩和効果を考慮し設定
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定
	安全機能等の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高压注水機能，低圧注水機能及び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	非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し，設定 高压注水機能として原子炉炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系，低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設定するとともに，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を設定
	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

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) (3/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	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
再循環系ポンプ	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	安全弁機能 7. 79MPa [gage] × 2 個, 385. 2t/h (1 個当たり) 8. 10MPa [gage] × 4 個, 400. 5t/h (1 個当たり) 8. 17MPa [gage] × 4 個, 403. 9t/h (1 個当たり) 8. 24MPa [gage] × 4 個, 407. 2t/h (1 個当たり) 8. 31MPa [gage] × 4 個, 410. 6t/h (1 個当たり)	逃がし安全弁の安全弁機能の設計値として設定
	逃がし安全弁 逃がし安全弁 (自動減圧機能) の 2 個を開することによる原子炉急速減圧 ＜原子炉圧力と逃がし安全弁 2 個の蒸気流量の関係＞ 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定

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）（4／5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	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
	格納容器下部注水系（常設）	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
		溶融炉心の冠水が継続可能な流量として設定
	原子炉圧力容器破損前：格納容器スプレイ：250m ³ /h	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
	代替循環冷却系	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及び溶融炉心の冷却に必要な注水量を考慮して設定
緊急用海水系	原子炉注水：100m ³ /h 代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱量：約 14MW （サブプレッション・プール水温度 100℃，海水温度 32℃において）	熱交換器の設計性能に基づき，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	総注入流量：200m ³ /h 窒素：198m ³ /h 酸素：2m ³ /h ガス温度：30℃	総注入流量は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 酸素注入流量は純度 99vol%を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定
コリウムシールド	材料：ジルコニア耐熱材 侵食開始温度：2, 100℃	材料は，コンクリートの侵食を抑制する観点から設定 侵食開始温度は，ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定

第3.2-2表 主要解析条件（高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（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	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設定
	緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作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操作所要時間を踏まえて設定
	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（原子炉圧力容器破損後）	原子炉圧力容器破損6分後に開始し、格納容器圧力の低下から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
	格納容器下部注水系によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作	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後）開始から1分後に開始し、ペデスタル（ドライウェル部）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
	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（格納容器圧力制御）	格納容器圧力が0.465MPa〔gage〕に到達した場合に開始 格納容器圧力が0.400MPa〔gage〕以下となった時点で停止	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による格納容器内への窒素注入操作	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）に到達することを防止する観点で設定

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

原子炉への注水手段がなく原子炉圧力容器の破損に至るおそれがある場合には、原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧を実施する必要がある。この際、蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待するために原子炉減圧を遅らせ、原子炉水位計（燃料域）で原子炉水位が「燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置」（以下「BAF+20%」という。）を下回った場合に、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個で原子炉の減圧を実施する手順としている。

減圧を実施する水位及び弁の個数については、以下の評価結果をもとに決定している。

(1) 原子炉手動減圧のタイミングについて

原子炉への注水手段がない場合の原子炉手動減圧のタイミングを検討するため、原子炉水位が「原子炉水位異常低下（レベル1）」（以下「L1」という）に到達後10分から50分のそれぞれのタイミングで減圧する場合の解析を実施し、水素の積算発生量を評価した。減圧に用いる逃がし安全弁（自動減圧機能）の弁の個数は、7個（逃がし安全弁（自動減圧機能）全て）、2個及び1個のそれぞれで実施されるものとした。

評価結果を第1表に示すとともに、それぞれの弁の個数で減圧した場合の原子炉水位及び積算水素発生量の推移を、第1図から第6図に示す。これらの評価結果から、水素の積算発生量については、おおむねL1到達後35分から50分の間で大きな差が現れた。

この評価結果から、酸化反応（ジルコニウム－水反応）が活発になる前の、L1到達後35分までに減圧を実施することが望ましいと判断した。

(2) 原子炉手動減圧に用いる弁の個数について

第1表より、(1)で判断した原子炉手動減圧を実施するタイミング（L 1 到達後35分）近辺の減圧タイミングに着目すると、逃がし安全弁（自動減圧機能）1個の場合の水素発生量が大きくなっている。また、減圧時の炉内蒸気流量の観点では、逃がし安全弁（自動減圧機能）7個の場合よりも逃がし安全弁（自動減圧機能）2個の方が、炉内蒸気流量が小さいことから、被覆管に対する負荷が小さいものとする。

減圧完了までの時間については、第1図、第3図及び第5図のとおり、弁の個数が少ないほど長くなるが、いずれの場合も原子炉圧力容器破損までの時間に対しては十分な余裕があるため、原子炉圧力容器破損時の熔融炉心落下量など、原子炉圧力容器破損後の事象進展に与える影響は小さい。

以上から、原子炉手動減圧の際に開放する弁の個数は逃がし安全弁（自動減圧機能）2個とした。

(3) 原子炉手動減圧を実施する原子炉水位について

上記評価結果より、原子炉手動減圧をL 1 到達後35分以降に実施する場合に水素の積算発生量に顕著な増加が見られること、また、減圧をL 1 到達後10分から35分の間で実施する場合には水素の積算発生量に有意な傾向が確認されないことを踏まえ、蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待する観点から、減圧はL 1 到達後35分で実施するものとし、判断基準としてはこのタイミングに相当する原子炉水位を用いることとした。

第3図より、L 1 到達後35分での原子炉水位はBAF + 20%程度であることから、これを原子炉手動減圧実施の水位とした。

なお、海外における同様の判断基準を調査した結果、米国の緊急時操作ガイドライン（EPG）^[1]の例では、不測事態の蒸気冷却の手順において、

原子炉へ注水できない場合の原子炉減圧の判断基準を B A F + 70%程度と
していることを確認した。これは、B A F + 70%程度よりも原子炉水位が
高い状況では、注水がなくかつ原子炉減圧していない状態でも、冠水部分
の燃料から発生する蒸気により露出部分の燃料を冷却できると判断してい
るものと推定される。当社の判断基準は、米国の例との差異はあるものの、
上述の評価結果を踏まえ蒸気冷却効果、水素発生量及び被覆管に対する負
荷の観点から定めているものであり、妥当であると考える。

(4) 原子炉水位の確認手段について

原子炉水位は、原子炉水位計（燃料域）によって確認する。原子炉水位
が B A F + 20%に到達する時点（事象発生から約 38 分後）では、原子炉圧
力容器内の気相部温度は飽和温度を超えているが、ドライウェル内の気相
部温度は 80℃程度であることから、原子炉水位計の凝縮槽内の水位は維持
され、原子炉水位計による原子炉水位の確認は可能と考える。

また、仮に水位不明となった場合は炉心損傷を判断した時点で急速減圧
を実施する手順となっており、同等の対応となることから、運転員の対応
に影響はない。

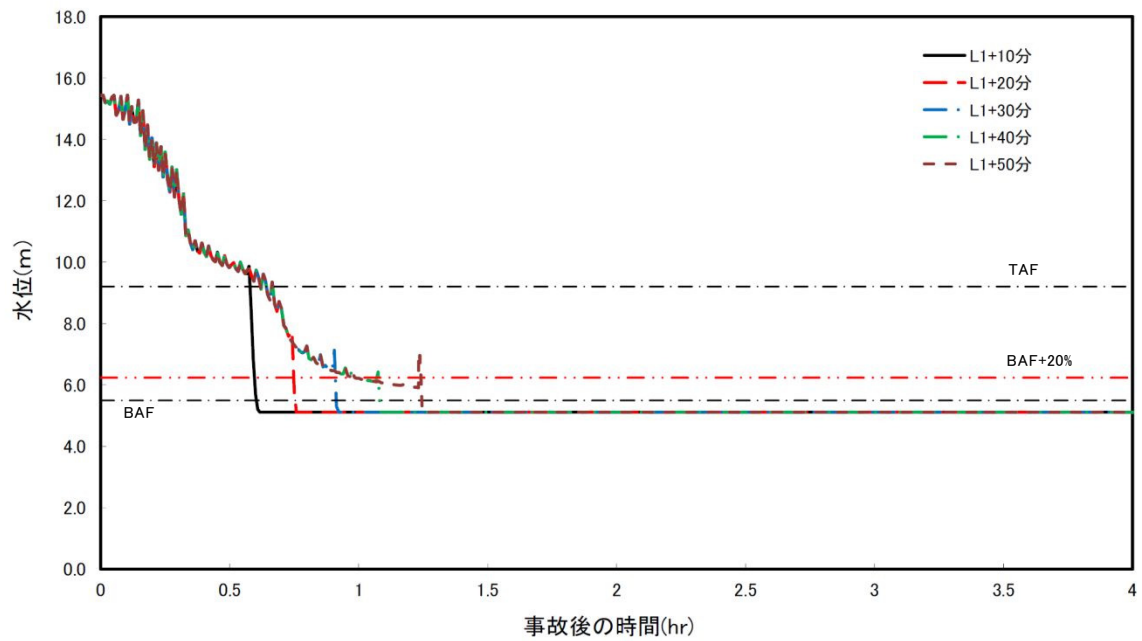
- [1] “ABWR Design Control Document [Tier2, Chapter18, Human Factors
Engineering]” , GE Nuclear Energy, Mar.1997.

第 1 表 原子炉手動減圧に関する解析結果

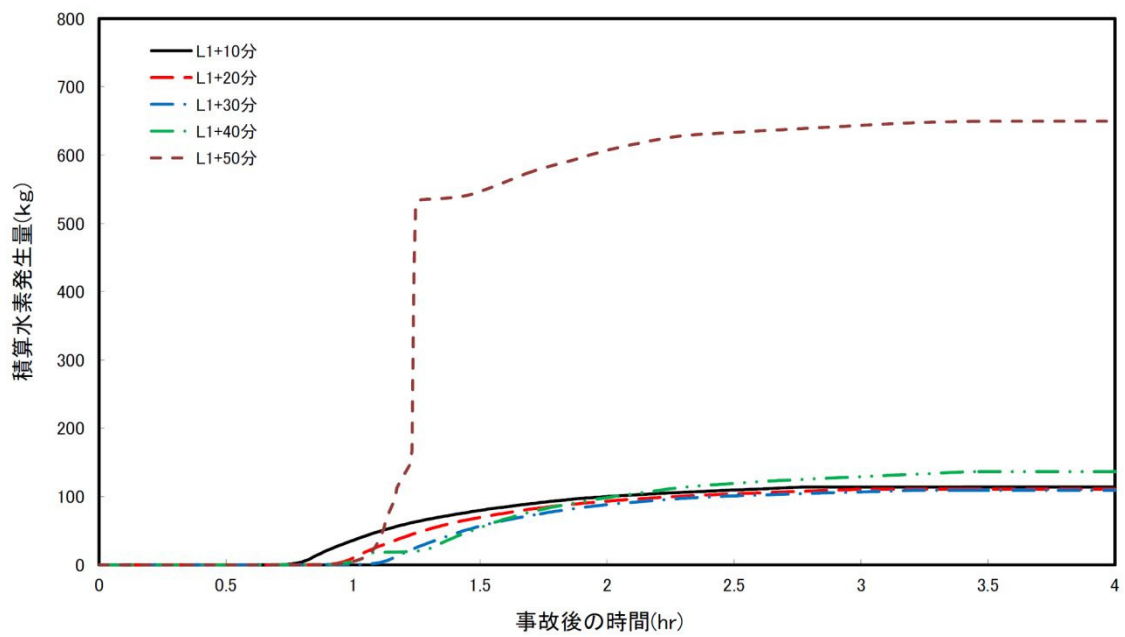
減圧弁数	L1 到達後の 時間遅れ[分]	水素発生量 [kg]	被覆管への 荷重*
逃がし安全 弁（自動減 圧機能） 7 個	10	114	87
	20	111	78
	30	109	163
	40	137	119
	50	650	68
逃がし安全 弁（自動減 圧機能） 2 個	10	272	40
	20	253	106
	30	295	92
	35	295	51
	40	578	98
逃がし安全 弁（自動減 圧機能） 1 個	10	403	80
	20	405	83
	30	469	63
	40	599	103

*減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]

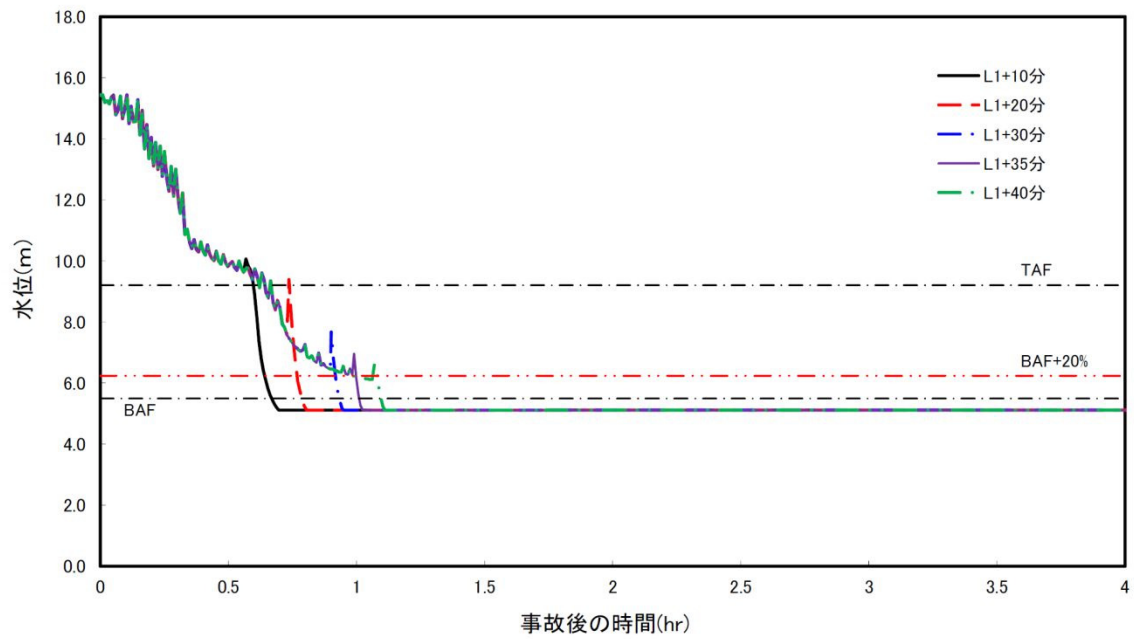
(減圧時に燃料被覆管が受ける荷重としては, 燃料被覆管内外の圧力差による応力等が考えられ, 蒸気流量の増加とともに大きくなると考えられることから, 加わる荷重の指標として蒸気流量を参考としている)



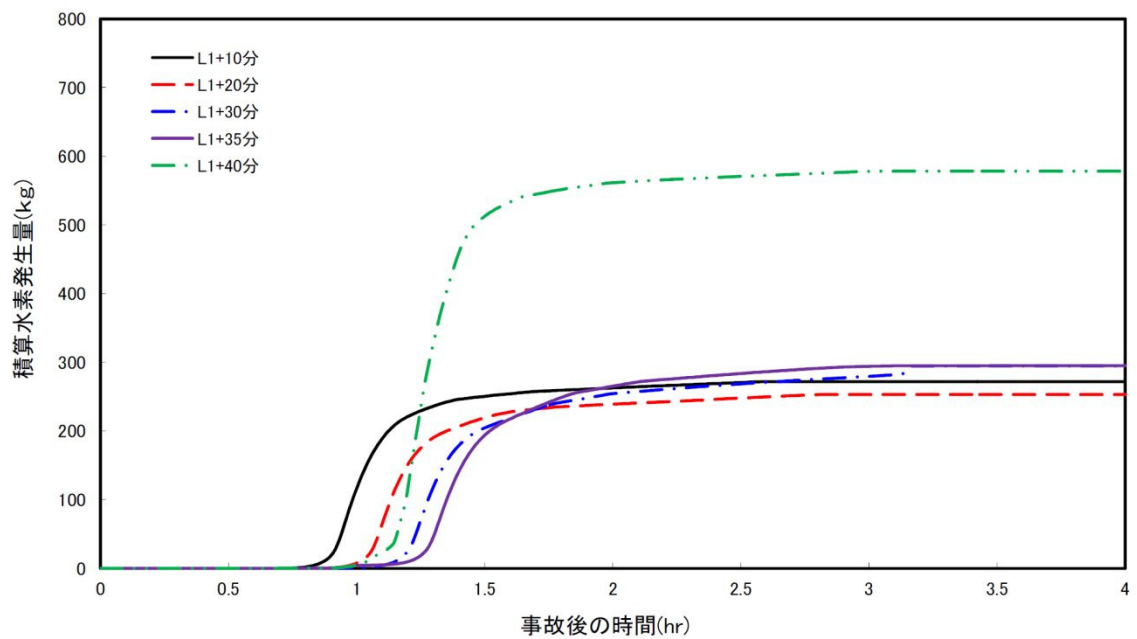
第 1 図 原子炉水位の時間変化（逃がし安全弁（自動減圧機能）7 個）



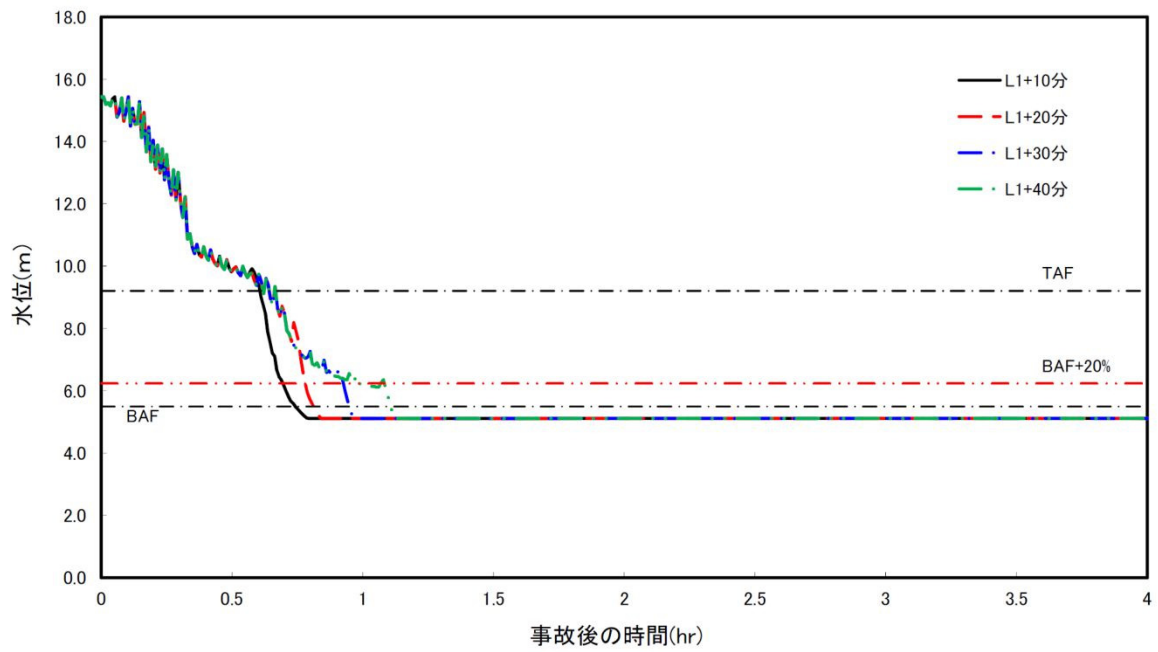
第 2 図 積算水素発生量の時間変化（逃がし安全弁（自動減圧機能）7 個）



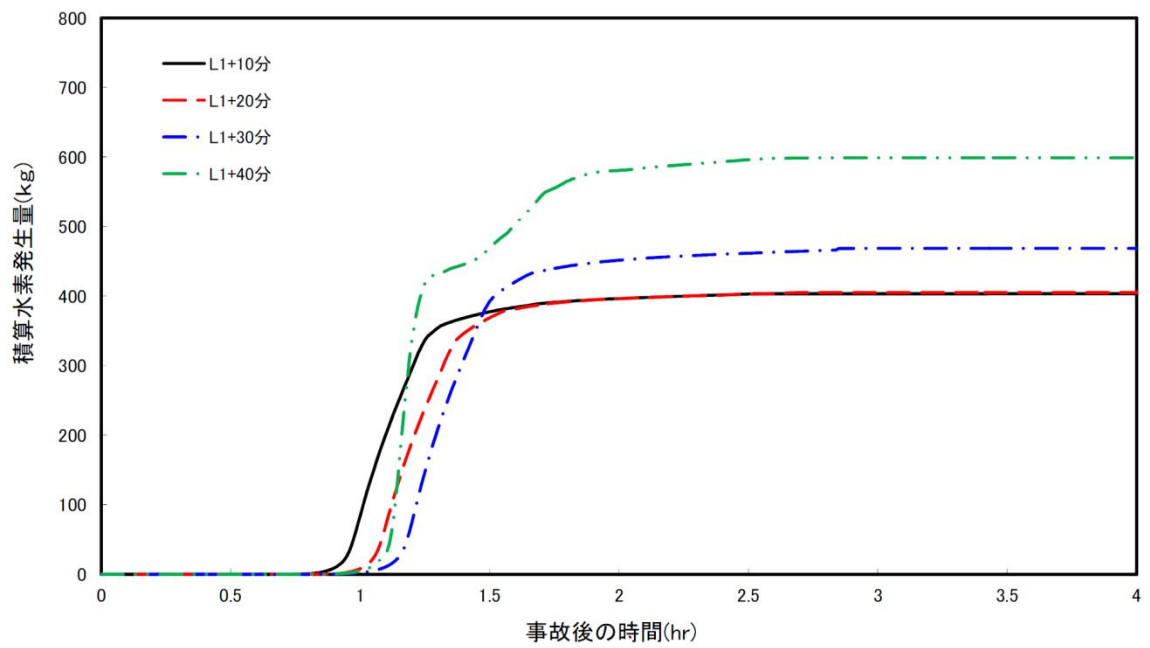
第 3 図 原子炉水位の時間変化（逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個）



第 4 図 積算水素発生量の時間変化（逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個）



第 5 図 原子炉水位の時間変化（逃がし安全弁（自動減圧機能）1 個）



第 6 図 積算水素発生量の時間変化（逃がし安全弁（自動減圧機能）1 個）

原子炉圧力容器の破損判断について

1. 原子炉圧力容器の破損に係る判断パラメータの考え方

炉心損傷後に原子炉へ注水されない場合、熔融炉心が原子炉圧力容器（以下「R P V」という。）の炉心下部プレナムに落下（リロケーション）し、その後R P Vが破損することとなるが、リロケーション後のR P V破損のタイミングには不確かさが存在する。R P V破損後は、ペデスタル（ドライウエル部）に熔融炉心が落下することにより、ペデスタル（ドライウエル部）水への伝熱による蒸発及び水蒸気発生に伴う格納容器の圧力上昇が発生することから、格納容器スプレイ及びペデスタル（ドライウエル部）注水を実施するために、R P V破損を速やかに判断する必要がある。

このため、R P V破損前に、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知できる【破損徴候パラメータ】によって、R P V破損の徴候を検知し、徴候を検知した以降のR P V破損に至るまでの間はR P V破損を検知可能なパラメータ【破損判断パラメータ】を継続的に監視することによって、R P V破損の速やかな判断が可能となるようにする。

2. 個別パラメータ設定の考え方（第1表）

破損徴候パラメータとしては、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下，リロケーション）を検知可能なパラメータを設定する。

また、破損判断パラメータは、次の①及び②に適合するパラメータから設定する。

① R P V破損以外の原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因により、R P V破損と同様の傾向を示すことがないパラメータ（R P V破損の誤検知防止）（別添）

② 溶融炉心の落下挙動の不確かさ※を考慮した場合でも、変化幅が大きいパラメータ（R P V破損の速やかな判断）

※ 原子炉注水機能が喪失した状態でR P Vが破損した場合には、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、アブレーションによる破損口の拡大を伴いながら下部ヘッドに堆積した溶融炉心が継続的にペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する可能性が高いと考えられる。ただし、R P V破損前に原子炉注水機能が復旧した場合等、少量の溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下する不確かさも存在すると考えられる（添付資料 3.2.3 別添 1）

破損徴候パラメータ及び破損判断パラメータは全て中央制御室で確認できるものとし、R P V破損の速やかな判断を可能とする。

【破損徴候パラメータ】

- ・ 原子炉水位の「低下（喪失）」
- ・ 制御棒位置の指示値の「喪失数増加」
- ・ R P V下鏡部温度（第1図）が「300℃到達」

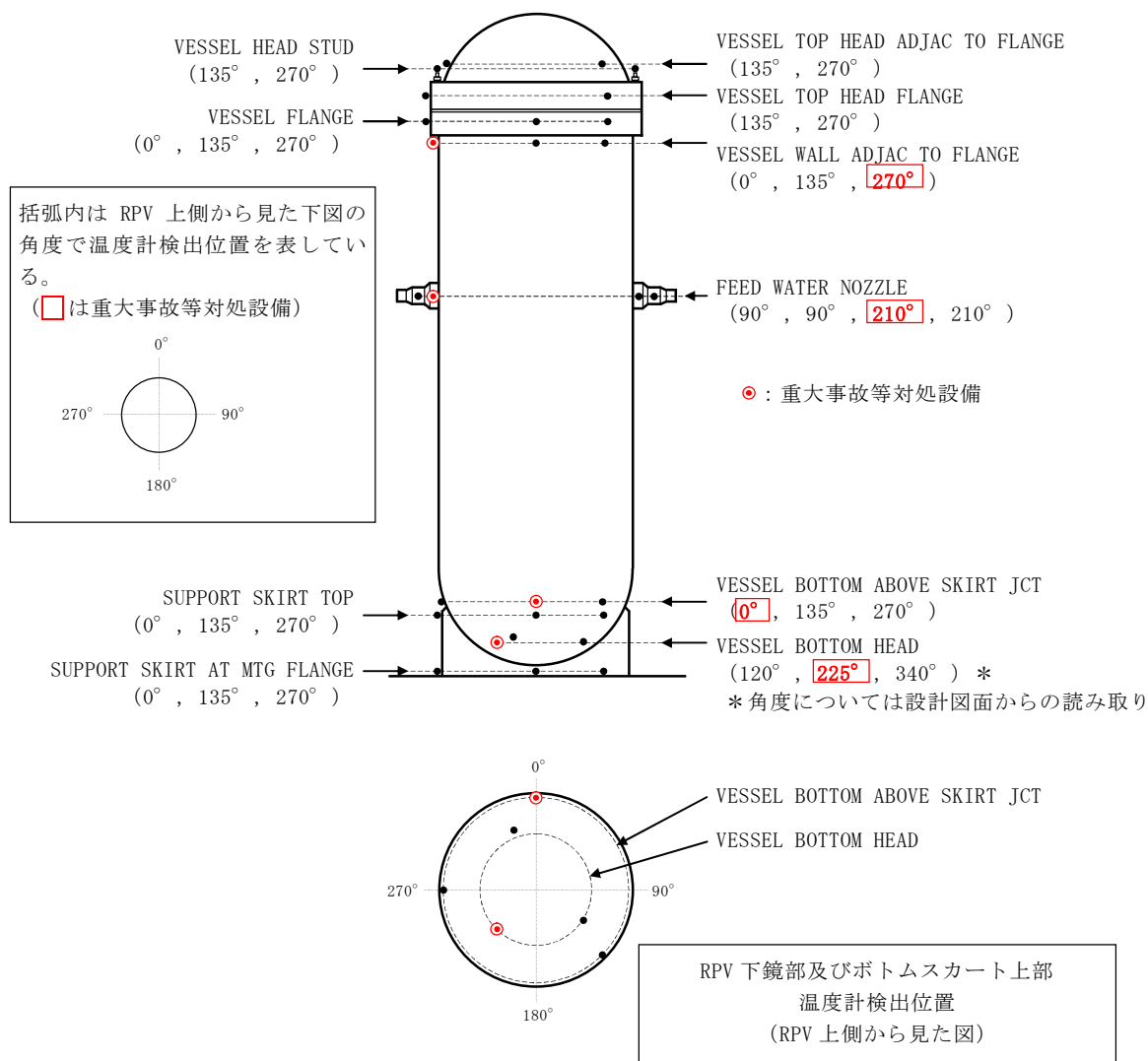
【破損判断パラメータ】

- ・ 格納容器下部水温の「上昇」又は「指示値喪失」

なお、従来の非常時運転手順書Ⅲ及びアクシデントマネジメントガイドでは、“原子炉圧力の低下” “ドライウェル圧力の上昇” “ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度の上昇” “ドライウェル雰囲気温度の上昇”等を破損判断パラメータ（R P V破損時の変化が顕著で、同一のタイミングで変化した場合には破損判断の確実性が高いと考えられるパラメータ）及び破損判断の参考パラメータ（R P V破損時のあるパラメータの副次的な変化として確認されるパラメータやR P V破損時の変化幅が小さいパラメータ等）として定め、パラメータの挙動から総合的にR P V破損を判定することとしていた。しかし、これらのパラメータは、溶融炉心少量落下時のようにパラメータの変化幅が小さい場合など、上記①②のいずれかを満足せず、R P V破損を誤検知する可能性や速やかな判断に支障を来す可能性がある。このため、R P V破損の判断パラメータから除外するとともに、新規にペデスタル（ドライウェル部）水温に係る計装設備として格納容器下部水温計を設置し、破損判断パラメータとして設定する。

第1表 過渡事象及びLOCA事象時のRPV破損判断パラメータ設定の理由

パラメータ	設定の理由
【破損徴候パラメータ】	
原子炉水位	原子炉水位の低下・喪失により，リロケーションに先立ち発生する炉心の露出を検知するものであり，RPV破損前における事象進展の把握のため設定。
制御棒位置	RPV下部に制御棒位置検出のためのケーブルが設置されており，溶融炉心が下部プレナムに落下した際のケーブル接触に伴う指示値喪失を検知することによりリロケーションの発生を検知可能であり，RPV破損前における事象進展の把握のため設定。
RPV下鏡部温度	RPV下鏡部温度 300℃到達を検知することにより，リロケーション発生後におけるRPV下鏡部の温度上昇を検知可能であり，破損徴候パラメータとして設定可能。なお，RPV内が 300℃到達の状態は，逃がし安全弁（安全弁機能）最高吹出圧力に対する飽和温度を超えており，RPV内が過熱状態であることを意味するため，リロケーション前に下部プレナムに水がある状態では到達しない。
【破損判断パラメータ】	
格納容器下部水温	<ul style="list-style-type: none"> RPV下鏡部温度により破損徴候を判定した以降，ペデスタル（ドライウエル部）の水温が顕著に上昇するのはRPV破損時のみであり，RPV破損の誤検知の恐れはない。 少量の溶融炉心がペデスタル（ドライウエル部）に落下する不確かさを考慮しても，格納容器下部水温計の上昇又は指示値喪失により，RPV破損の速やかな判断が可能。
【従来の破損判断パラメータ等】	
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 ドライウエル圧力 ドライウエル雰囲気温度 ペデスタル（ドライウエル部）雰囲気温度，等 	以下の理由により，破損判断パラメータとして設定しない （ <ul style="list-style-type: none"> LOCA事象のリロケーション時等，RPV破損時と同様の傾向を示す場合が存在する。 又は 少量の溶融炉心がペデスタル（ドライウエル部）に落下する不確かさを考慮した場合，変化幅が小さい。 ）



第 58 条で重大事故等対処設備とする温度計の検出位置は代表性を考慮して R P V 上部，中部，下鏡部及びボトムスカート上部各々 1 箇所としている。

炉心損傷が進み損傷炉心が溶融すると，炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行する。その後，溶融炉心が下部プレナムの構造物を溶融し，炉心支持板の上にある溶融炉心が全て下部プレナムに落下するとともに，下鏡部の温度が上昇し，いずれは R P V 破損に至る。このように R P V 破損前には，下部プレナムに全量の溶融炉心が落下することを考慮すると，R P V 破損の徴候を検知するには下鏡部の 1 つの温度計で十分と考えられるが，東海第二発電所では高さ方向及び径方向ともに位置的に分散された 2 箇所の温度計を重大事故等対処設備とし，R P V 破損徴候の検知性の向上を図っている。

第 1 図 R P V 温度計検出位置

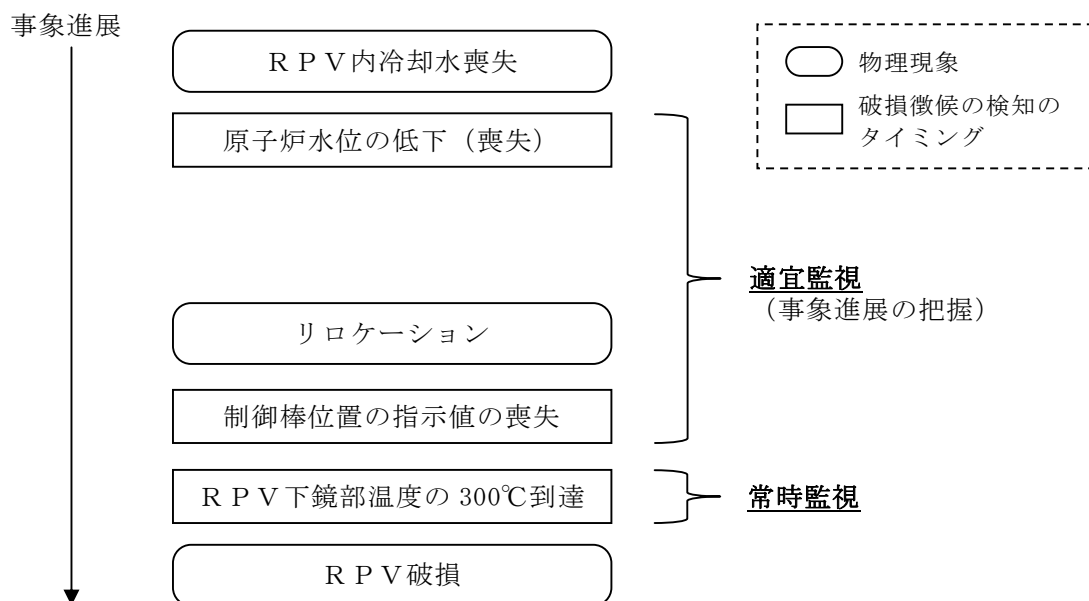
3. 個別パラメータによる検知の考え方について

2. で示した複数の個別パラメータを用いた，R P V 破損の徴候及びR P V 破損の検知方法について以下に記載する。

(1) R P V 破損の徴候の検知方法について

第 2 図のとおり，事象発生後は，R P V 内冷却水喪失，炉心損傷，リロケーションといった物理現象が事故の進展に応じて発生するが，その間に“原子炉水位の低下（喪失）”，“制御棒位置の指示値の喪失”及び“R P V 下鏡部温度の 300℃到達”が検知され，その後R P V が破損することとなる。

そこで，“原子炉水位の低下（喪失）”や“制御棒位置の指示値の喪失”を検知している状態では，機能喪失した機器の復旧等の作業を並行して実施する可能性等を考慮して破損判断パラメータを適宜監視することとするが，“R P V 下鏡部温度の 300℃到達”を検知すればやがてR P V 破損に至る可能性が高い状況であると判断し，破損判断パラメータを常時監視することとする。



第 2 図 R P V 破損までの事象進展

(2) R P V破損の検知方法について

R P V破損の誤検知防止及びR P V破損の速やかな判断の観点から，“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”が検知された場合に，R P V破損を判断することとする。

なお，添付資料 3.2.3 別添 3 第 3 図のとおり，格納容器下部水温を計測する測温抵抗体式温度計については，水温上昇そのものを検知するほか，測温部に高温の熔融炉心が接触すると温度指示値は急上昇しオーバースケールする（温度上昇）。また，熔融炉心との反応に伴い測温部の導線周囲の絶縁材（M g O）の熔融等が発生すると，導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通することにより，温度指示値がダウンスケールする（指示値喪失）。

(3) R P V下鏡部温度の監視に使用する計器について

R P V下鏡部温度を計測する計器については，重大事故等対処設備と設計基準対象施設が存在するが，このうち設計基準対象施設の計器については，重大事故等時の耐環境性を有していない等の理由により，重大事故等時に正しく指示値が出力されない可能性がある。

また，重大事故等対処設備の計器は重大事故等時においても信頼性を有する設計であり，かつ位置的に分散して 2 箇所に設置することから，重大事故等対処設備の計器の監視により R P V破損の徴候の検知は十分可能と考えられる。

以上より，重大事故等対処設備の計器が 300℃に到達した場合に R P V破損の徴候を検知し，破損判断パラメータである格納容器下部水温を常時監視することを基本とする。ただし，重大事故等対処設備の計器が機能喪失する等の不測事態も考慮し，設計基準対象施設の計器が 1 つでも 300℃に到達するような場合には，万が一の R P V破損判断の遅れを

防止する観点から、R P V破損の徴候を検知し、破損判断パラメータである格納容器下部水温を常時監視することを手順書に記載することとする。

(4) 個別パラメータの位置付けを踏まえたR P V破損判断の成立性

制御棒位置を除く個別パラメータは重大事故等対処設備により計測されるため、重大事故等時にパラメータ変動を検知可能であるが、制御棒位置の指示値については、全交流動力電源喪失時等、重大事故等時にパラメータ変動が確認できない可能性がある。ただし、その他のR P V破損の徴候に係る個別パラメータ（“原子炉水位の低下（喪失）”，“R P V下鏡部温度の 300℃到達”）により事象の進展及びR P V破損の徴候が確認可能であり，“R P V下鏡部温度の 300℃到達”が検知された以降は、破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。したがって、重大事故等時に制御棒位置の指示値が確認できない場合でも、R P V破損判断の成立性に与える影響はない。

4. R P V破損の判断時間について

上述のとおり，“R P V下鏡部温度の 300℃到達”が検知された以降は、破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。このため、実機においてR P Vが破損して溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下した場合、時間遅れなく破損判断パラメータの変化傾向が確認可能であり、「実機においてR P Vが破損したタイミング」から「R P V破損判断の個別パラメータの確認開始」までの時間遅れは考慮不要と考えられる。

したがって、有効性評価においては、上記時間遅れを考慮せず、3. に示す“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”の確認に必要な時間を保守的に積み上げ、5 分と想定している。さらに、代替格納容器スプレイ冷却系（常

設) の操作時間 1 分, 格納容器下部注水系 (常設) の操作時間 1 分を加え, R P V破損から 7 分後にペDESTAL (ドライウエル部) への注水を開始する設定としている。

なお, 添付資料 3. 2. 14 に記載のとおり, ペDESTAL (ドライウエル部) 水位を 1m とした場合, R P V破損時点から溶融炉心露出までの時間は, 過渡事象の場合で約 21 分間, 事象進展の早い大破断 L O C A事象の場合で約 15 分間であり, R P V破損から 7 分後にペDESTAL (ドライウエル部) への注水を開始することで溶融炉心の冷却は維持される※。

※ 格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) 注水流量は $80\text{m}^3/\text{h}$ であり, 溶融炉心からの崩壊熱による蒸散量より十分多いため, 溶融炉心露出までの注水により冠水維持可能。露出までの余裕時間は, 過渡事象の場合で約 14 分間 (21 分-7 分), 大破断 L O C A事象の場合で約 8 分間 (15 分-7 分) である。

事象進展を踏まえた R P V 破損判断の成立性

1. はじめに

R P V 破損は“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”を検知した場合に判断するが、R P V 破損以外の要因によって原子炉冷却材圧力バウンダリ外へ熱が急激に移行した場合に、“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”を検知することによる R P V 破損の誤判断の可能性について整理する。

添付資料 3.2.2 の 3. (1)に記載のとおり、R P V 破損の徴候については、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知できるパラメータの指示値により判断している。“R P V 下鏡部温度の 300℃到達”は、リロケーションに伴う R P V 下鏡部の温度上昇を直接的に検知するものであり、徴候を誤検知することはないと考えられるため、以下ではリロケーションに伴う破損徴候検知後において、R P V 破損を誤判断する可能性について整理する。

2. 考慮する事象

過渡事象、L O C A 事象のそれぞれについて、R P V 破損以外の要因による原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行について考慮する。

(1) 過渡事象

R P V 破損までは原子炉冷却材圧力バウンダリの機能が健全であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては、「逃がし安全弁の作動」が考えられる。

(2) L O C A 事象

原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては、リロケーショ

ン後における「破断口からの蒸気流出」が考えられる。

3. 考慮する事象とパラメータ変動の関係

過渡事象，L O C A事象のそれぞれについて，R P V破損を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動の関係をまとめた結果を第1表及び第2表に示す。従来の破損判断パラメータ等については，R P V破損時とその他要因で同様の傾向を示すパラメータは存在するものの，格納容器下部水温はR P V破損時特有の挙動を示すことから，R P V破損以外の要因を考慮しても，R P V破損を誤判断することはなく，R P V破損判断の成立性に影響はない。

第1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（過渡事象）

パラメータ	逃がし安全弁作動	R P V破損	判 断
【破損判断パラメータ】			
格納容器下部水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	R P V破損時には、格納容器下部水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウエル圧力	有意な変化なし	上昇	R P V破損前の発生蒸気は逃がし安全弁からS / P經由で排出されるため、ドライウエル圧力に有意な変化はない
ドライウエル雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	R P V破損前の発生蒸気は逃がし安全弁からS / P經由で排出されるため、ドライウエル雰囲気温度に有意な変化はない
ペデスタル（ドライウエル部） 雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	ペデスタル（ドライウエル部）内に溶融炉心が落下する前に有意な変化はない

第2表 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（L O C A事象）

パラメータ	破断口からの 蒸気流出	R P V破損	判 断
【破損判断パラメータ】			
格納容器下部水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	R P V破損時には、格納容器下部水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウエル圧力	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ドライウエル雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ペデスタル（ドライウエル部） 雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示すが、R P V破損後は溶融炉心からの放熱影響により雰囲気温度の上昇がより顕著であると考えられる

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。

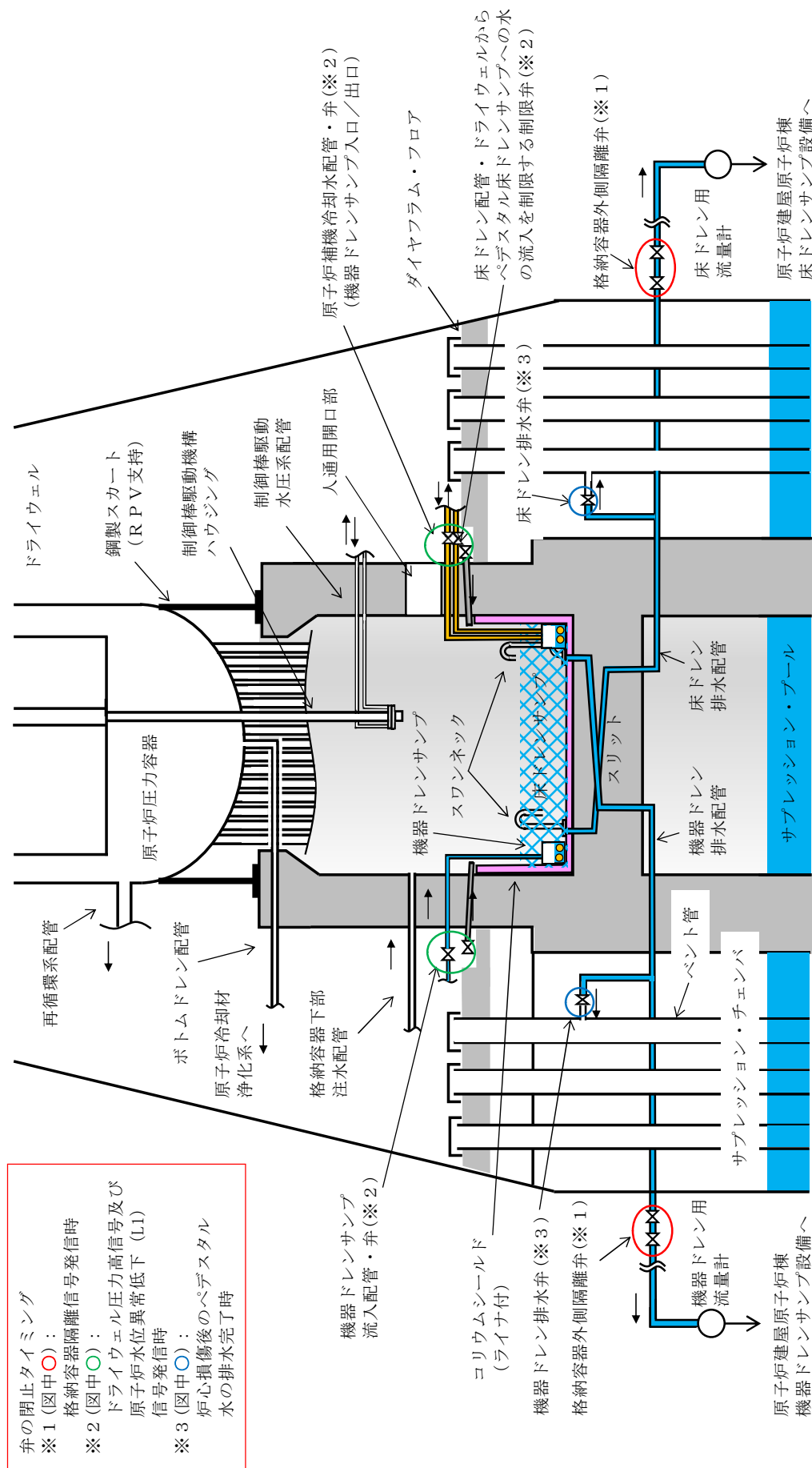
ペデスタル内の底面及び側面には，原子炉圧力容器（以下「R P V」という。）が破損し溶融炉心（以下「デブリ」という。）が落下した際のペデスタル構造健全性確保のため，Z r O₂製のコリウムシールドを設置する。また，コリウムシールド内は床ドレンサンプとして用いるために，コリウムシールド表面にS U S製のライナを敷設し通常運転中の水密性を確保するとともに，その内側に機器ドレンサンプを設置する。

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。



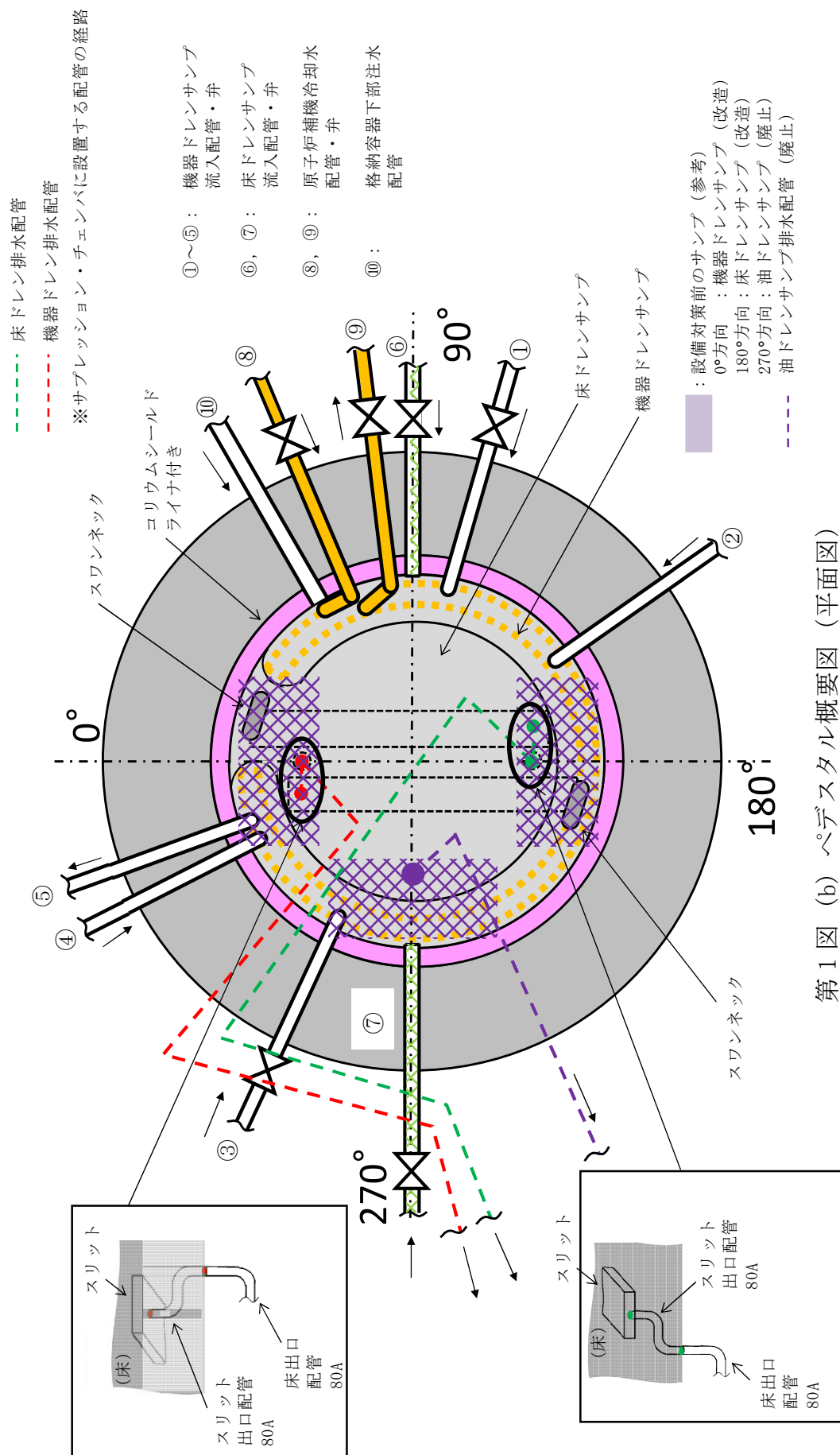
第1図 (a) ペデスタル概要図 (断面図)

弁の閉止タイミング

※ 1 (図中○) : 格納容器隔離信号発信時

※ 2 (図中○) : ドライウェル圧力高信号及び原子炉水位異常低下 (L1) 信号発信時

※ 3 (図中○) : 炉心損傷後のペデスタル水の排水完了時



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デスタル内水位の管理方法を以下に示す。

(1) 原子炉起動前及び通常運転時

原子炉起動前において、必要により消火系等でペデスタル内への事前水張りを実施し、ペデスタル内水位を 1m (約 27m³) にする。

通常運転時におけるペデスタル内への流入水は、格納容器内のドライウェル内ガス冷却装置から発生する凝縮水と格納容器内で発生する結露水が床ドレン水（ドライウェルエアークーラードレン含む。）として格納容器内の床ドレン配管からペデスタル内へ流入（多量時：約 6.8m³/h, 少量時：約 0.2m³/h）する。なお、通常運転時に発生する格納容器内床ドレン水の放射能濃度は約 3.7Bq/ml である。

ペデスタル内へ流入した床ドレン水は、ペデスタル内水位 1m の状態で流入される。流入分の床ドレン水は、1m に立ち上げたスワンネックから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排水される。

原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備への排水状況を確認することで、ペデスタル内水位が 1m に維持されていることを確認できる。なお、原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備への排水状況の確認は、中央制御室の原子炉格納容器内床ドレン流量記録計や積算計により確認することができる。

(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（レベル 1）信号により、ペデスタル内へ流入する配管（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）に対してペデスタル外側に設置した制限弁を自動閉止し、ペデスタル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・チェンバへ排水され、R P V 破損までにペデスタル内水位は 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 30 分程度（注水開始操作に要する時間（17 分）、水位 10cm 分の注水に要する時間（3 分）、注水停止操作に要する時間（4 分）及び 5cm 分の排水に要する時間（5 分）に余裕を加味した時間）と想定され、炉心損傷後のペデスタル注水開始から R P V 破損までの約 1.8 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ブプレッション・チェンバ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ブプレッション・チェンバ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DESTAL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。

※ M A A P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)		M A A P 計算結果 (R P V 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)		
デブリ熔融潜熱 (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	R P V 破損時のドライウエル圧力の包絡値 (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 15cm 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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTALへの注水を管理す

ることとする。

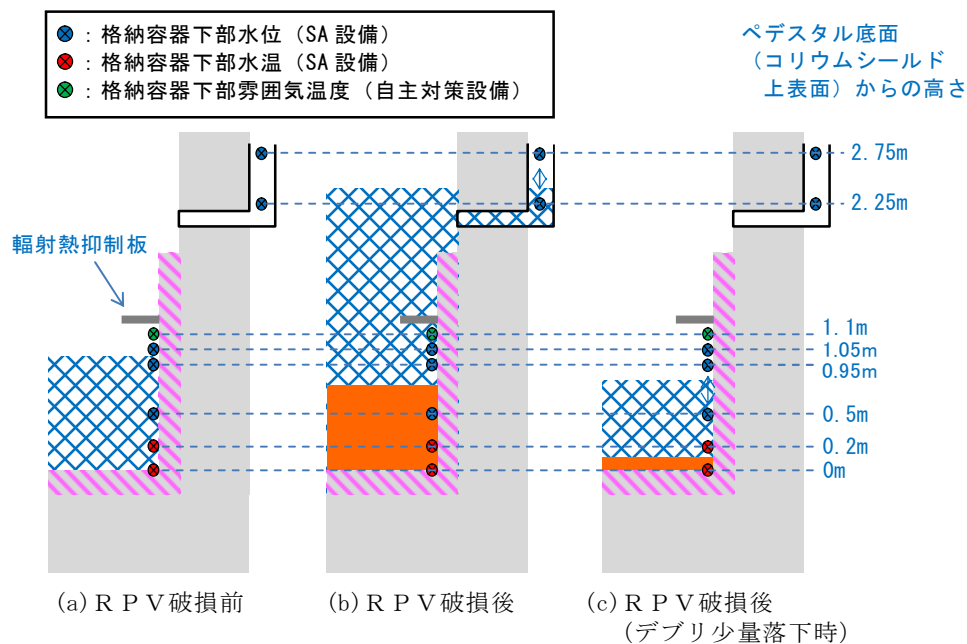
(c) R P V破損後（デブリの落下量が少量の場合）

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、水位を 0.5m から 1m の高さで維持している間にデブリの冠水状態が維持されていることが別のパラメータにより参考情報として得られるよう、1m より上部に格納容器下部雰囲気温度を設置し、格納容器下部雰囲気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。万が一、デブリの冠水状態が維持されずに格納容器下部雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度相当を超えて上昇する場合には、ペDESTALへの注水を判断する。

なお、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構造物にデブリが付着した際にも、輻射熱の影響により格納容器下部雰囲気温度の指示が上昇することが考えられる。この格納容器下部雰囲気温度の指示上昇を抑制し、ペDESTAL床面に落下したデブリの冠水状態が維持されずに気相部に露出したデブリからの輻射熱による雰囲気温度の上昇のみを計測可能とするため、格納容器下部雰囲気温度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、検出部の上部に輻射熱抑制板を設置する。

ただし、構造物へのデブリの付着量や形状によっては、輻射熱の影響により格納容器下部雰囲気温度が機能喪失する可能性も考えられることから、格納容器下部雰囲気温度及び輻射熱抑制板は自主対策設備として設置する。



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

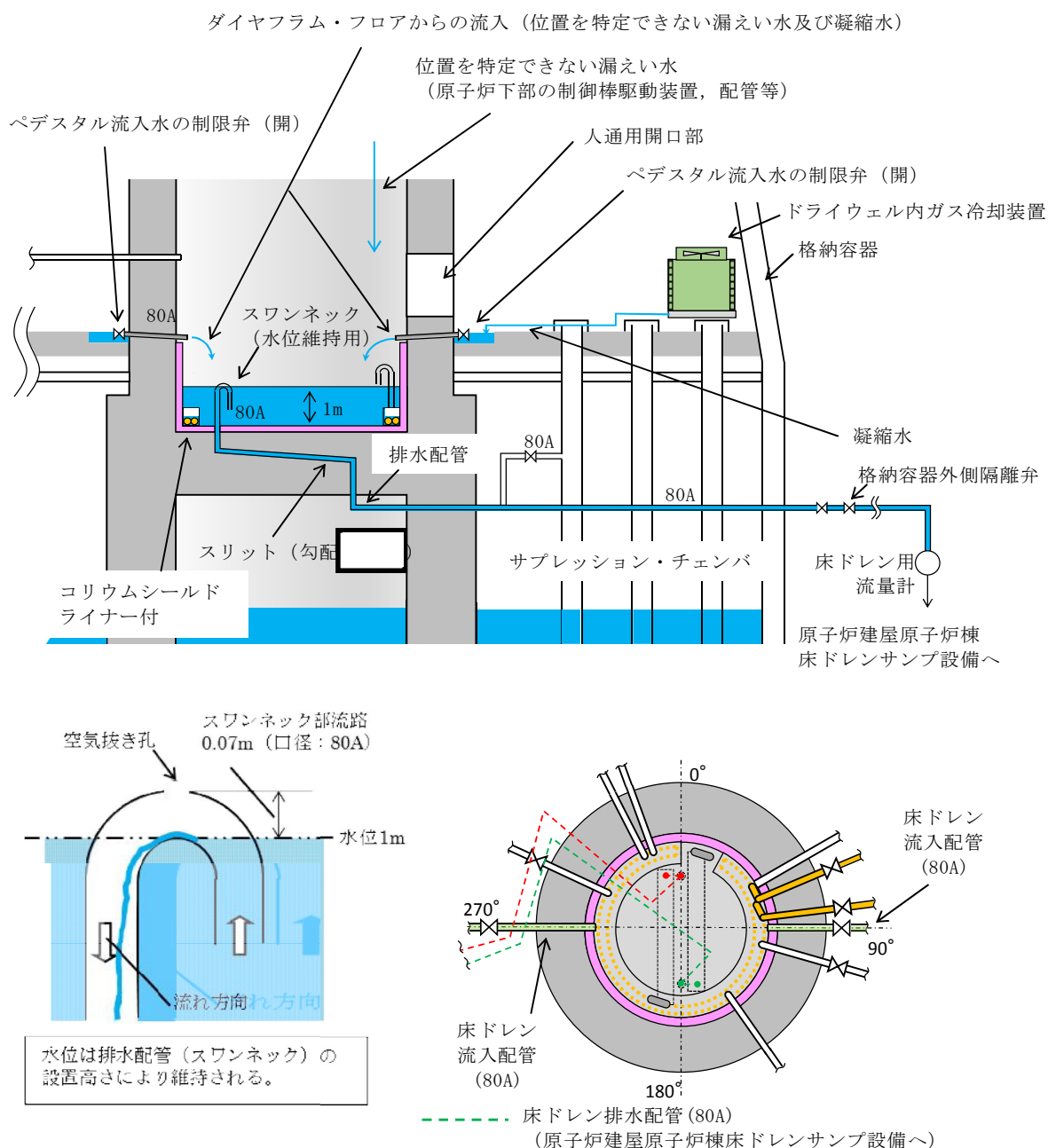
通常運転中，事故発生から R P V 破損まで及び R P V 破損後について，水位管理に必要な排水設備対策の方針を各々記載する。

(1) 通常運転時

①ペデスタル内床ドレンサンプ

- ・ドライウエ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エ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

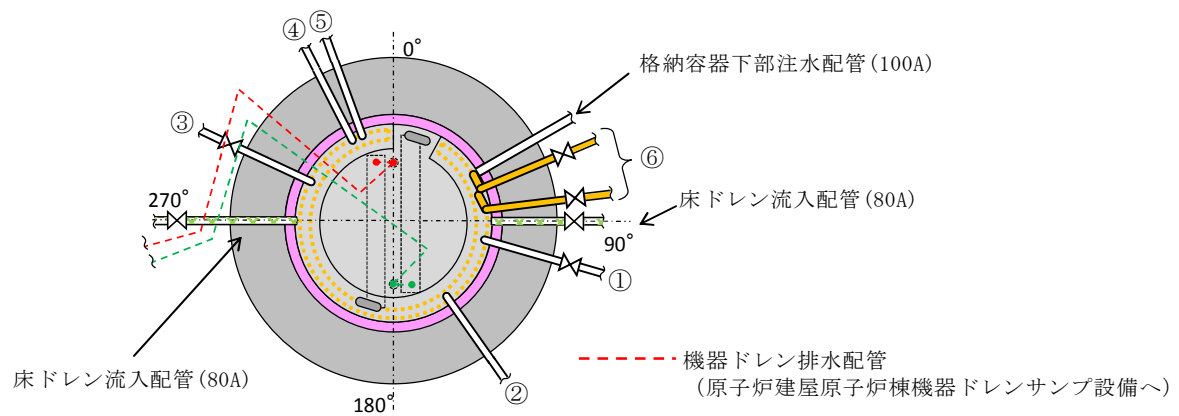
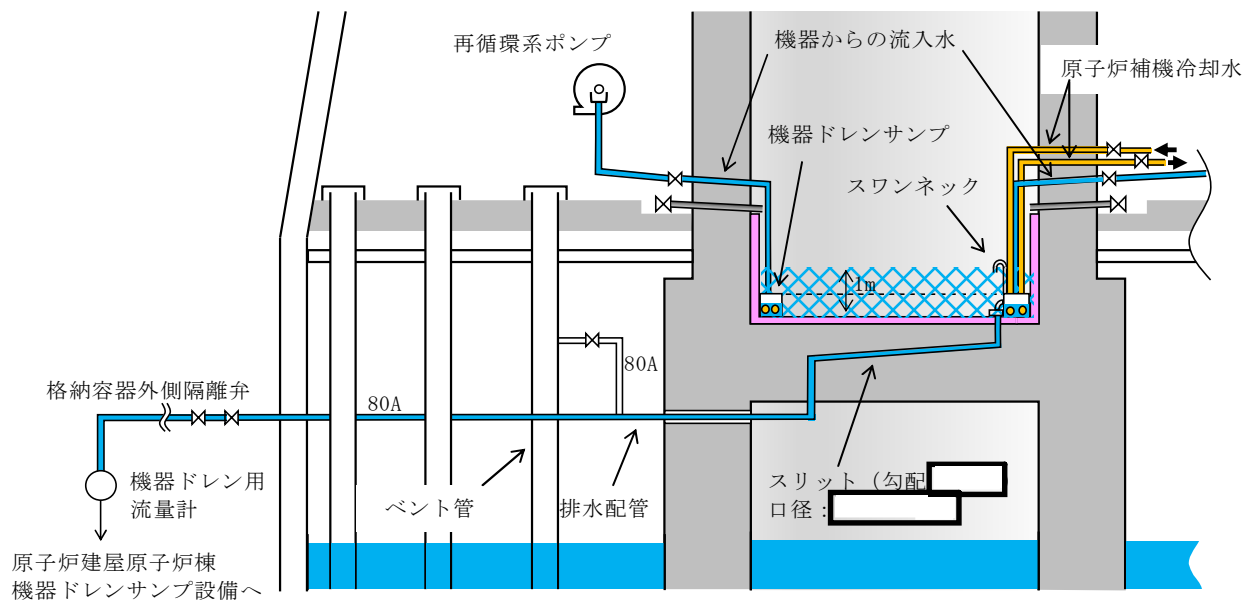
全長は□を短くする観点から、スリットの勾配を□に制限した設計とする。(第1図) なお、RPV破損までの排水性に対しては、スリットの勾配は影響しない。



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DESTAL内機器ドレンサンプ

- ・再循環系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	再循環系ポンプ (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	再循環系ポンプ (A) 点検時のドレン (50A) (*2)	常時排水なし
③	再循環系ポンプ (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	再循環系ポンプ (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)	常時通水

*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（レベル 1）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・チェンバ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・チェンバ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))

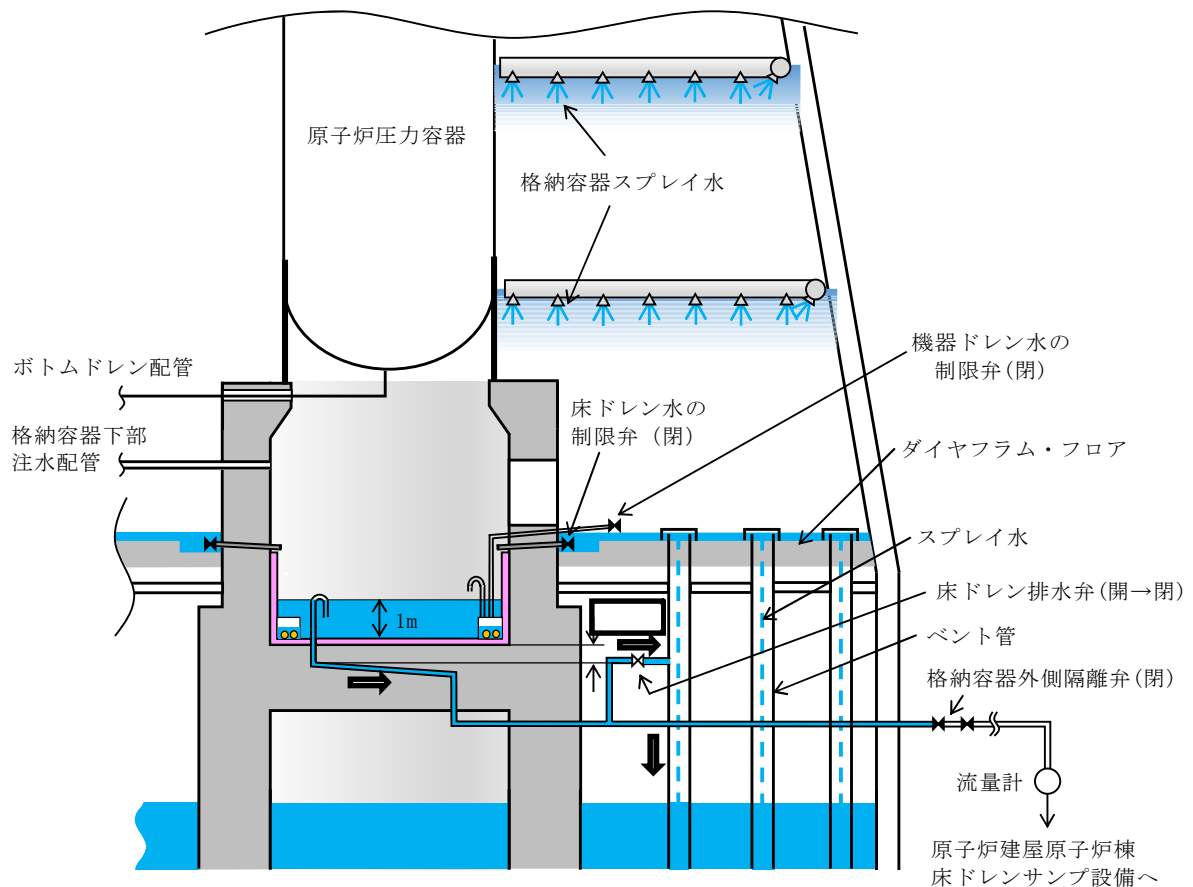
➤ 床ドレン排水配管のベント管への接続高さは、サンプへの流入水の

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、コリウムシールドな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DESTAL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DESTAL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DESTAL水のサプレッション・チェンバ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・チェンバ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)）

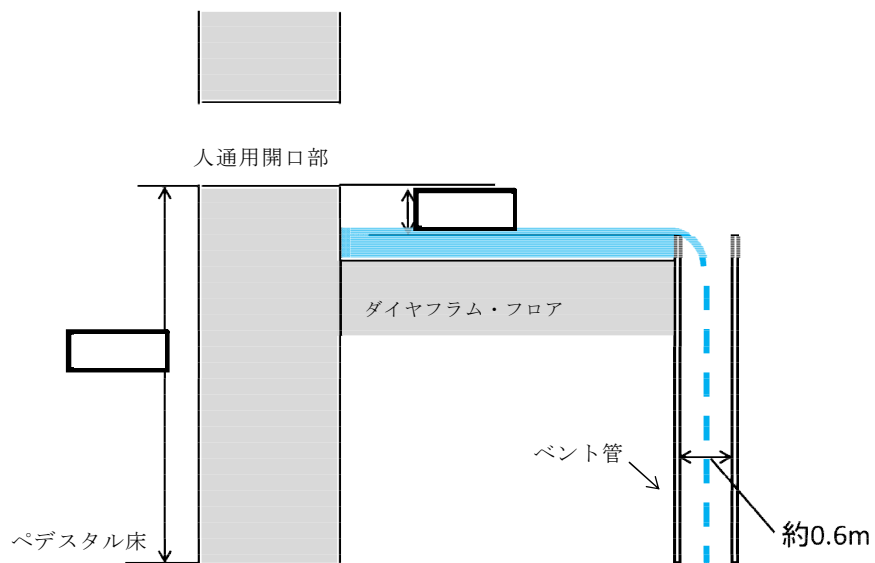


ペDESTALに流入した水はベント管（真空破壊弁が設置されていないもの）を介してサプレッション・チェンバへ排水される。ベント管は、格納容器スプレイ水等の流入も考えられるが、ベント管は個数が108本あり、約0.6mの直径を有していることから、ベント管の単位面積当たりに流れる格納容器スプレイ水等の流量はわずかであり、ペDESTALへの流入水の排水性に影響はないと考えられる。

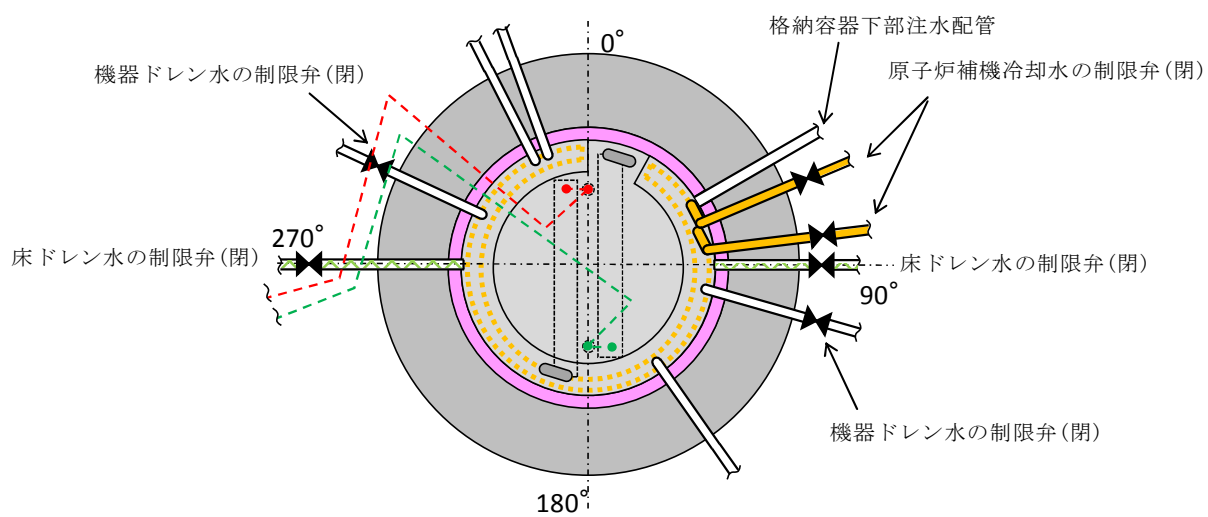
サプレッション・チェンバからの格納容器ベント用の配管下端は、ペDESTAL床のコンクリート表面より下であり、排水配管のベント管への接続高さよりも高い位置に設置されている。ただし、格納容器ベント中のサプレッション・プール水の最高水位は、ペDESTAL床のコンクリート表面より約0.62m下であり、床ドレン排水配管のベント管への接続高さよりも低い位置となるため、格納容器ベント中でも床ドレン排水配管が水没することはない。

【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DESTアル床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要

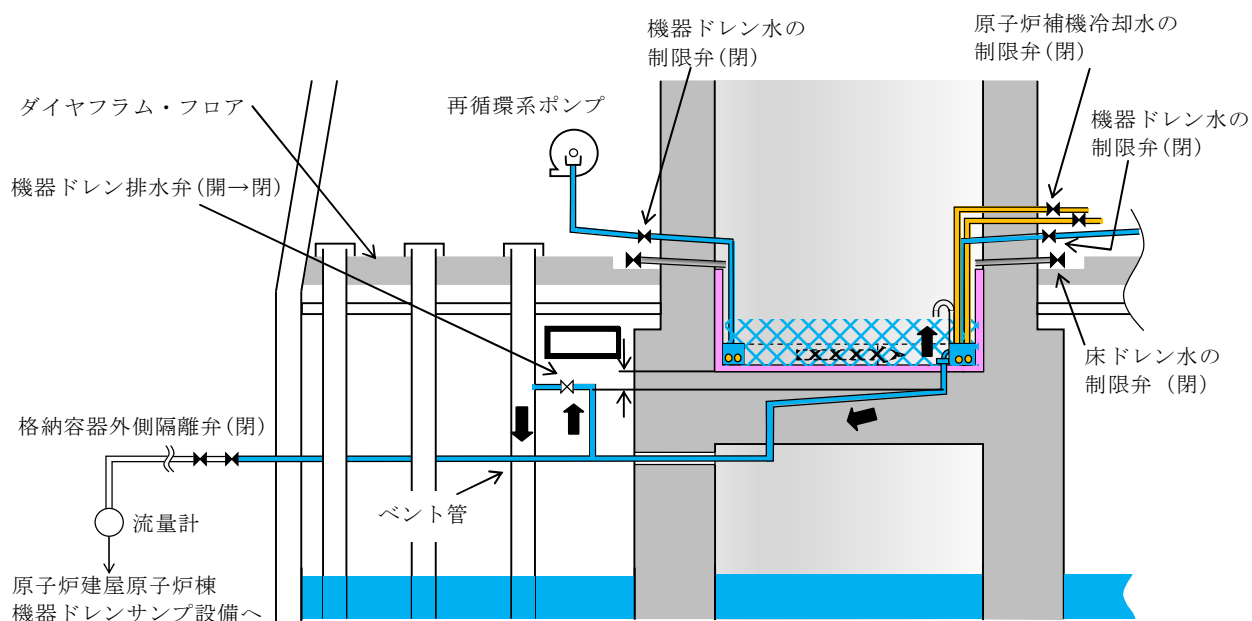


第3図 (c) ペDESTアル床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



- 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

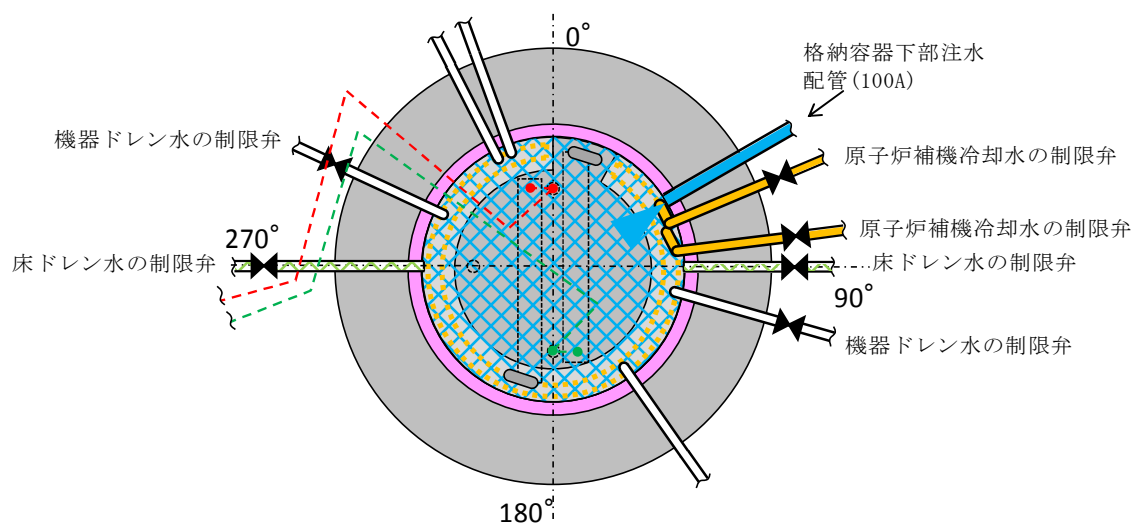
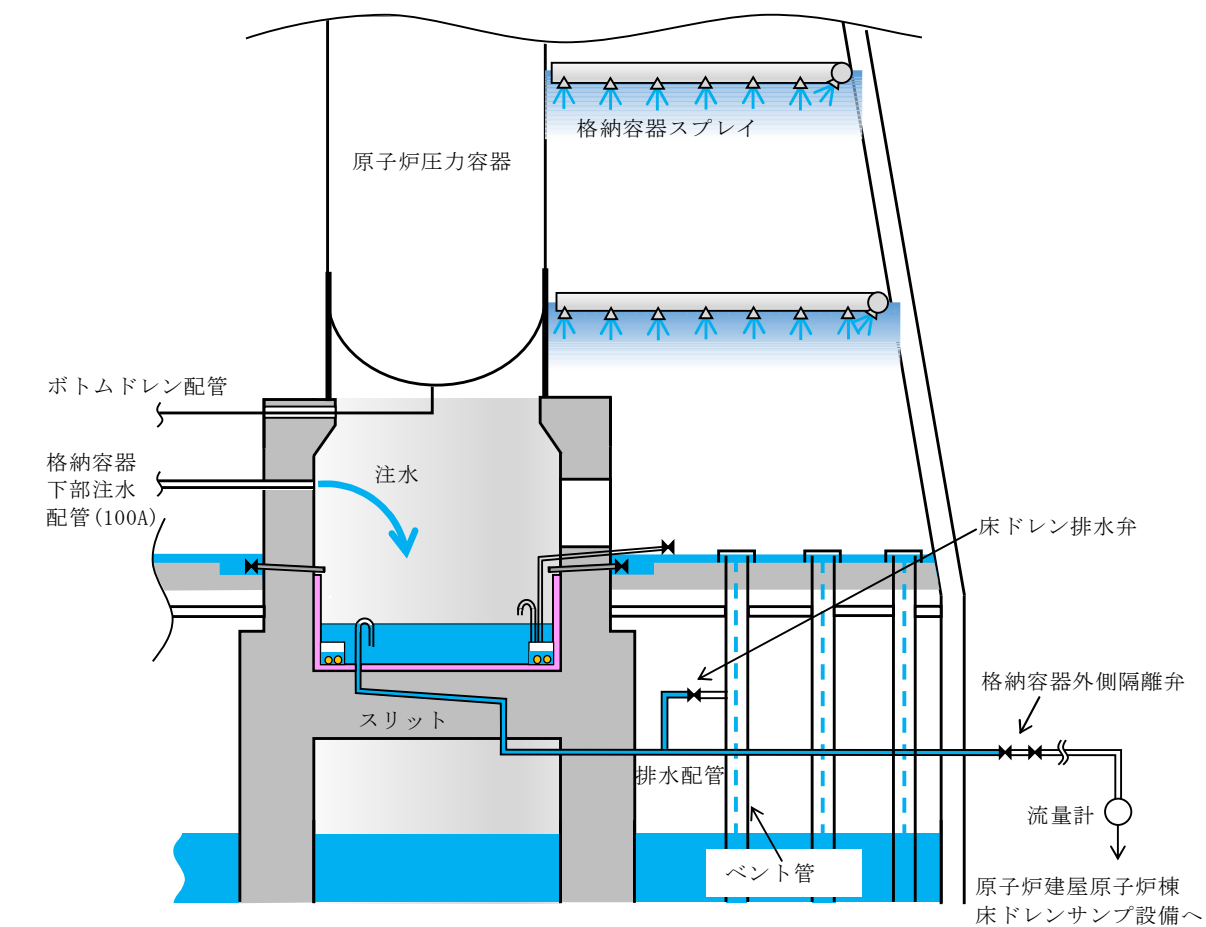
(3) R P V破損後

①R 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（レベル1）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

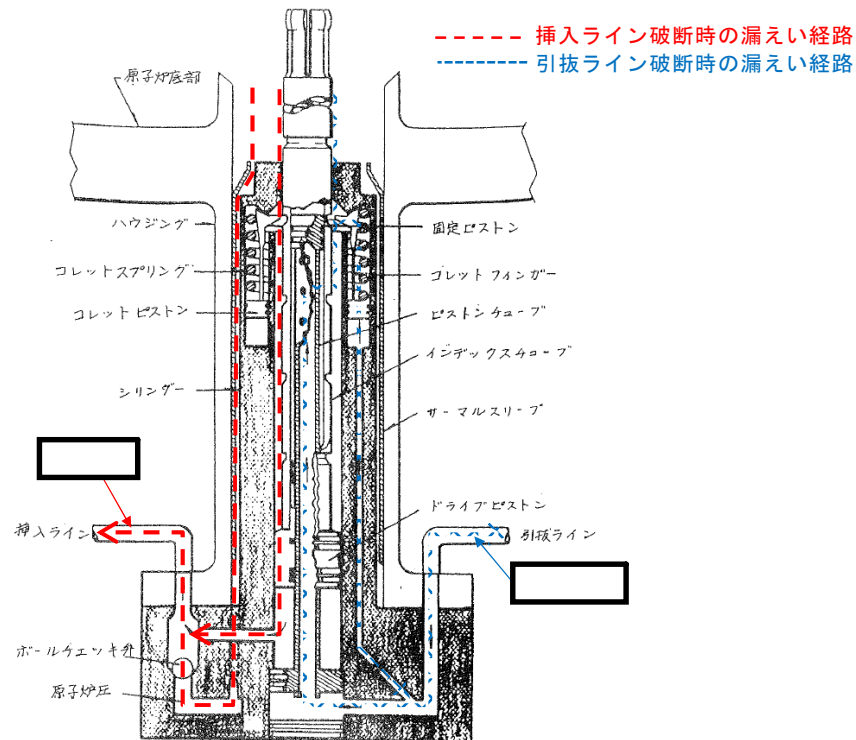
の発生エネルギーも小さいと考えられることから、排水評価の対象事象とする必要はないと考える。ただし、排水性能の保守性を確認する観点から参考として排水可能性を評価する（参考 1）。

(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（レベル 1）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，ダイヤフラム・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)

- ・設備対策に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・チェンバ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・チェンバ内圧は考慮しない。
- ・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。

圧力損失計算式 (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。第 1 表は流量を \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。

$H_1 =$

K=

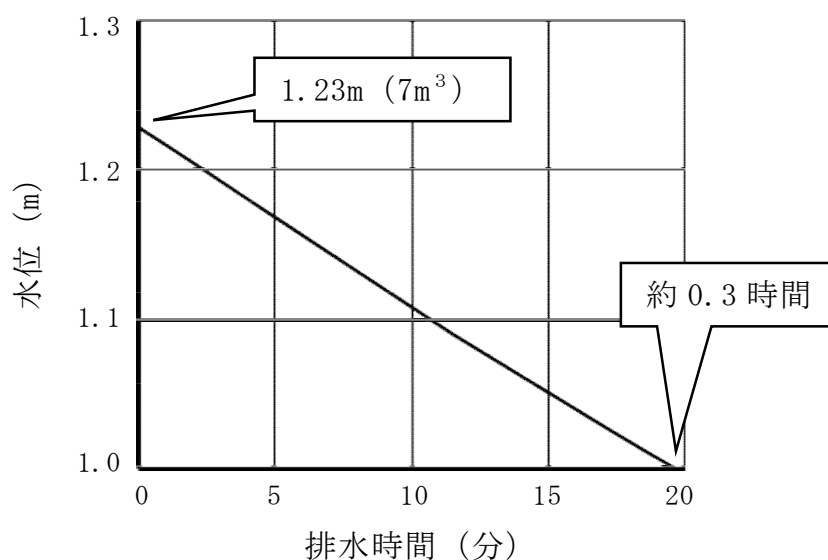
(流量 における配管圧損は、 $K \times Q^2 =$)

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。

- ・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（1/3）

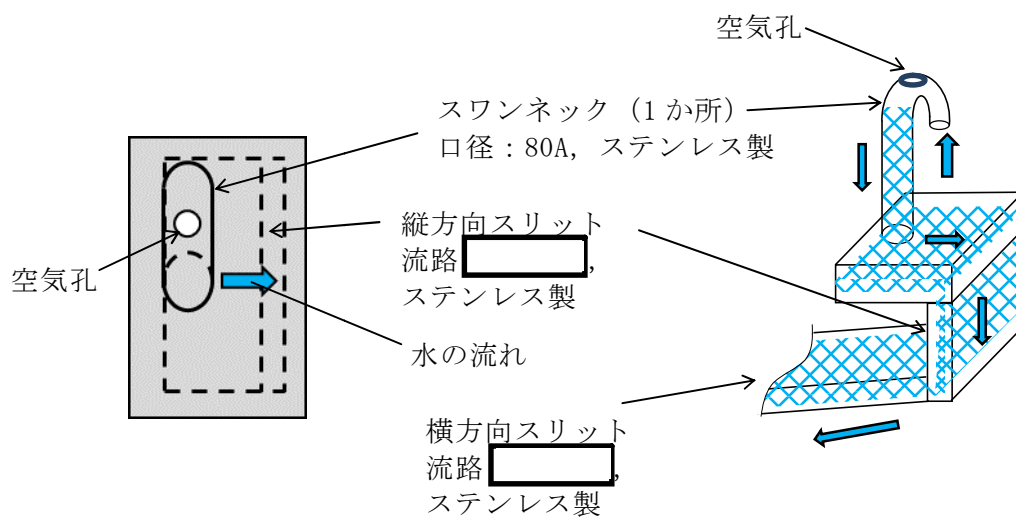
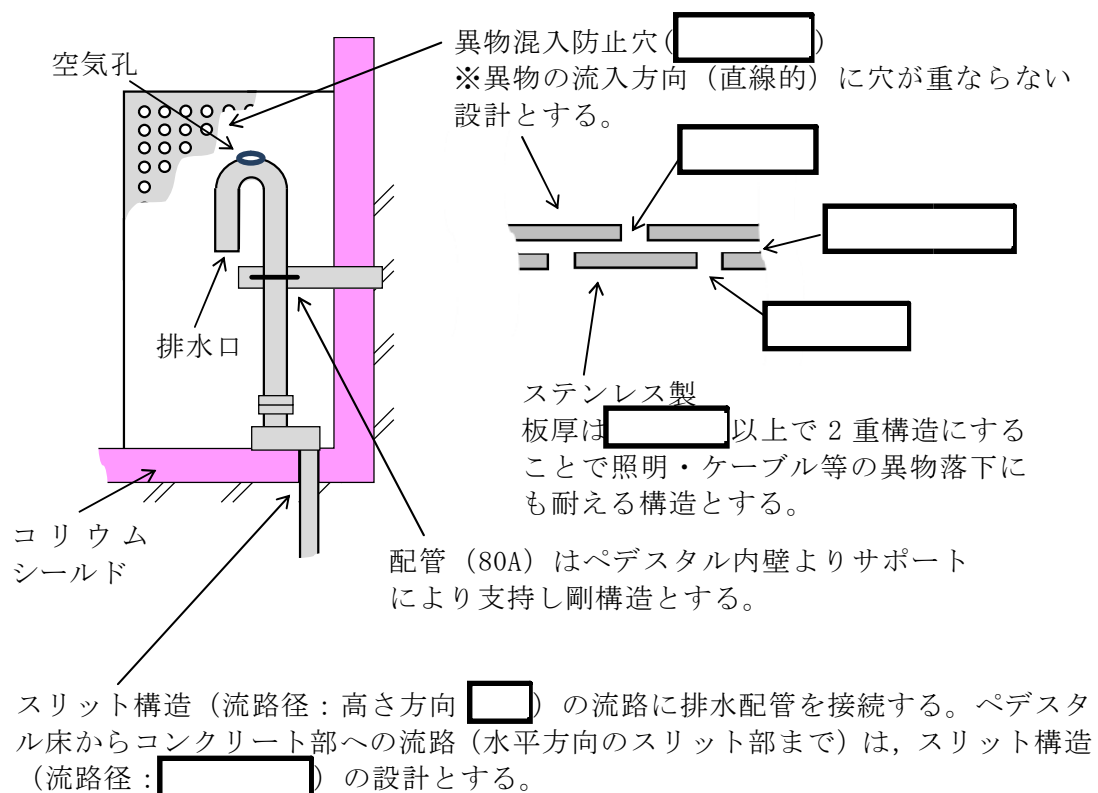
想定異物	異物による排水性への影響
核計装用及び照明等のケーブル（管路含む）	【発生源】 ペデスタル内 【スワンネックへの落下／床ドレンへの流入】 落下あり／流入あり ペデスタル上部には、ケーブルが設置されており、落下の可能性がある。 【影響評価】 ・落下による影響 スワンネックは鋼製でサポートに固定されているため破損・転倒する恐れはない。また、周囲に鋼製の柵を設置することから、スワンネックに直接接触することもない。機器ドレンサンプについては、サンプ自体を十分な強度を有する設計とするため、破損する恐れはない。 (次頁へ続く)

第 3 表 想定異物と影響評価 (2/3)

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)	<p>・流入による影響</p> <p>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、かつ前述のとおり各々の周囲を柵（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。</p>
保温材	<p>【発生源】 ペDESTAL外</p> <p>【スワンネックへの落下／床ドレンへの流入】</p> <p>落下なし／流入あり</p> <p>ペDESTAL床ドレンサンプ内に保温材はない。</p> <p>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。</p> <p>【影響評価】</p> <p>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。</p>
塗料片	<p>【発生源】 ペDESTAL内・外</p> <p>【スワンネックへの落下／床ドレンへの流入】</p> <p>落下あり／流入あり</p> <p>ペDESTAL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。</p> <p>【影響評価】</p> <p>・落下による影響</p> <p>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。</p> <p>・流入による影響</p> <p>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DESTAL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。</p>

第3表 想定異物と影響評価 (3/3)

想定異物	異物による排水性への影響
スラッジ（鉄錆）	<p>【発生源】 ペDESTAL外</p> <p>【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</p> <p>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。</p> <p>【影響評価】</p> <p>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DESTAL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。</p>
サポート	<p>【発生源】 ペDESTAL内</p> <p>【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</p> <p>ペDESTAL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。</p> <p>【影響評価】</p> <p>排水性への影響はない。</p>
照明	<p>【発生源】 ペDESTAL内</p> <p>【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</p> <p>ペDESTAL内には照明が設置されているため、落下の可能性がある。</p> <p>【影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・落下による影響 <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・流入による影響 <p>照明は、床に沈降することから、排水性に影響はない。</p>



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・チェンバ内圧は考慮しない。
- ・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。

圧力損失計算式（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= <input type="text"/>)	個			
弁 *5 (L'/D= <input type="text"/>)	個			
管入口 *5 (λ・(L'/D)= <input type="text"/>)	個			
開放端 *5 (λ・(L'/D)= <input type="text"/>)	個			

*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」

H1 =

K =

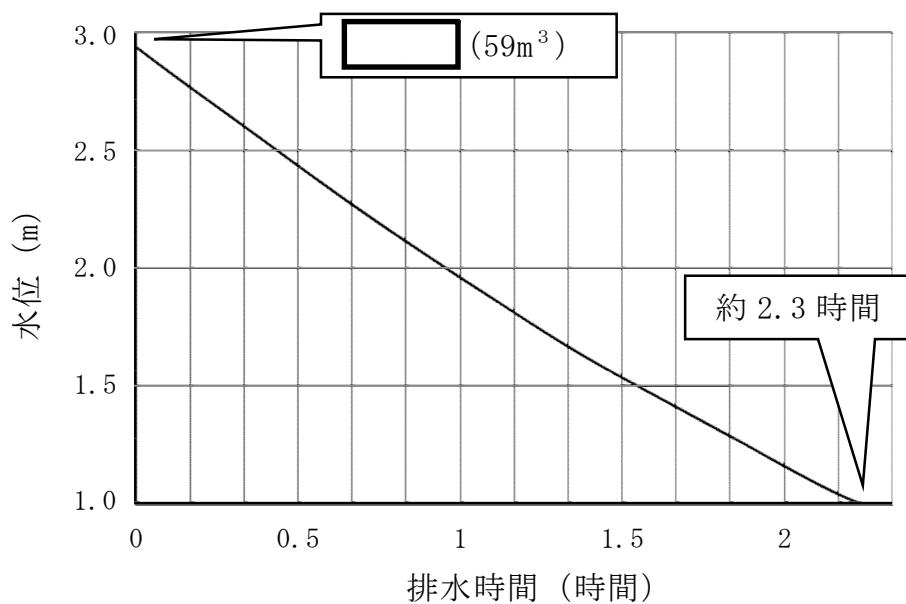
(流量 における配管圧損は, $K \times Q^2 =$)

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、通常運転中の機器ドレンと床ドレンの混入防止のため、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、 $K \times Q^2 =$)

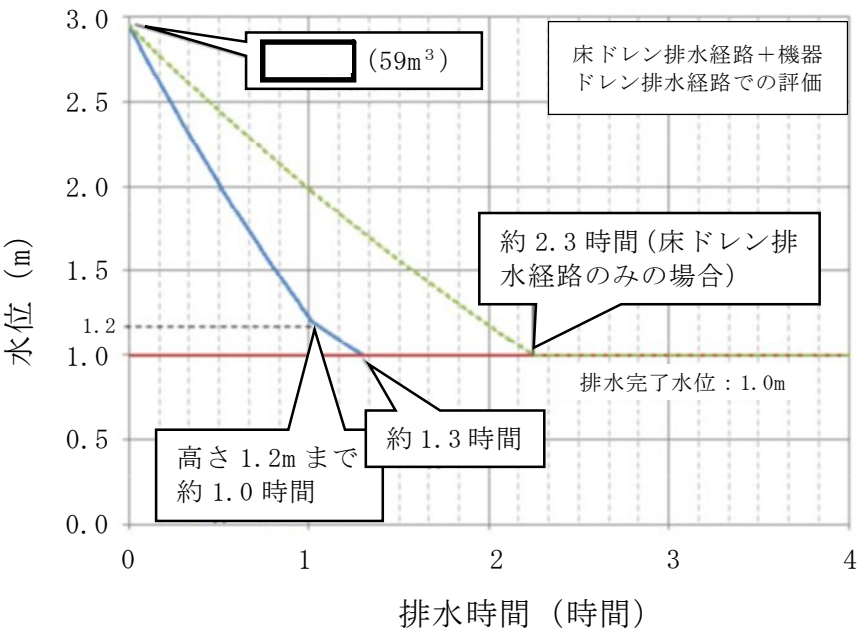
・床ドレン排水経路と機器ドレン排水経路を併用した排水評価結果

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、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 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）

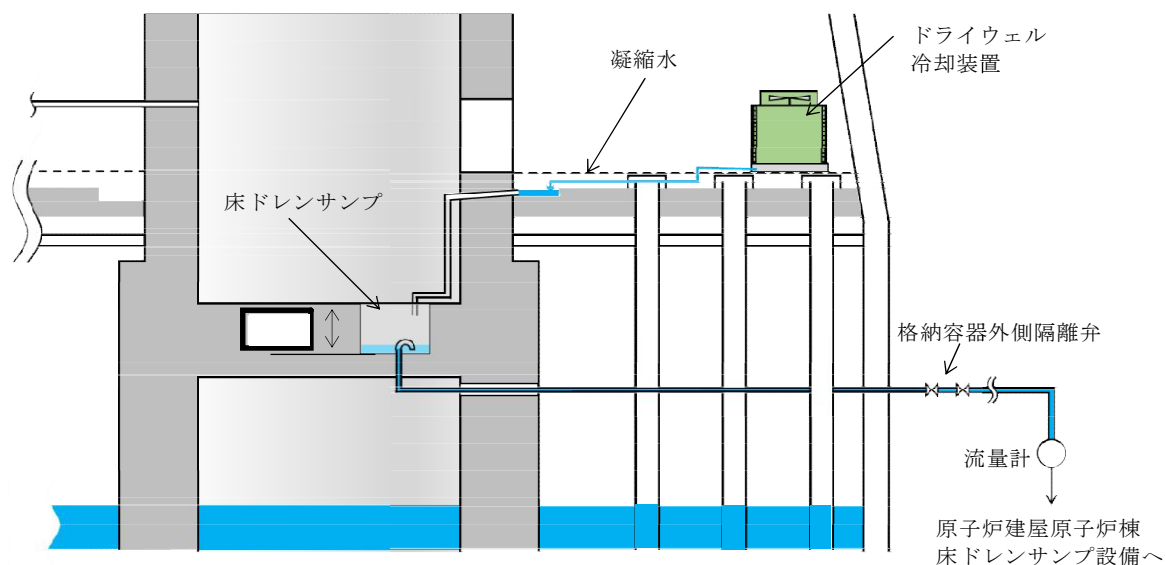


第 2 図 ペデスタル水位満水から水位 1m までの排水時間

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（ペデスタル床面高さ+1.05m 検知用）

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、水位 1.05m 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（ペデスタル床面高さ 0m 検知用）

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(ペデスタル床面高さ+0.2m 検知用)

ペデスタル底面から 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、ペデスタル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)した場合にペデスタル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 0.2m の場合)

④格納容器下部水位(ペデスタル床面高さ+2.25m 及び 2.75m 満水管理用)

ペデスタル底面から 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)においてペデスタル水位を 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デスタル注水開始及び停止を判断する。

ペデスタル側壁の貫通孔を通じたペデスタル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デスタル注水開始、2.75m 到達を検知した場合にペデスタル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（ペDESTAL床面高さ+0.50m 検知用）

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（ペDESTAL床面高さ+0.95m 検知用）

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 0.95m 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 0.95m 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

自主対策設備としてペ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高値は約 212℃－約 1 秒間、0.465MPa [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。

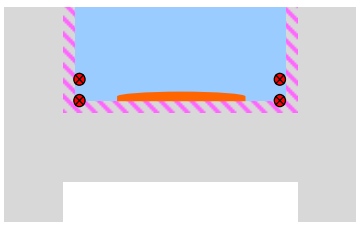
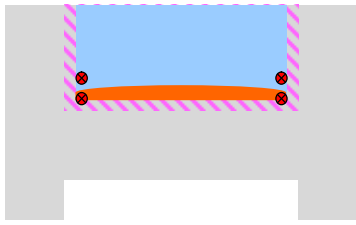
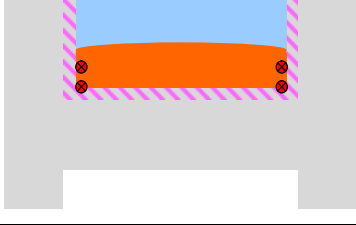
なお、ペデスタル内の検出器・MI ケーブル、保護カバーは無機物で構成されており、放射線による影響はない。

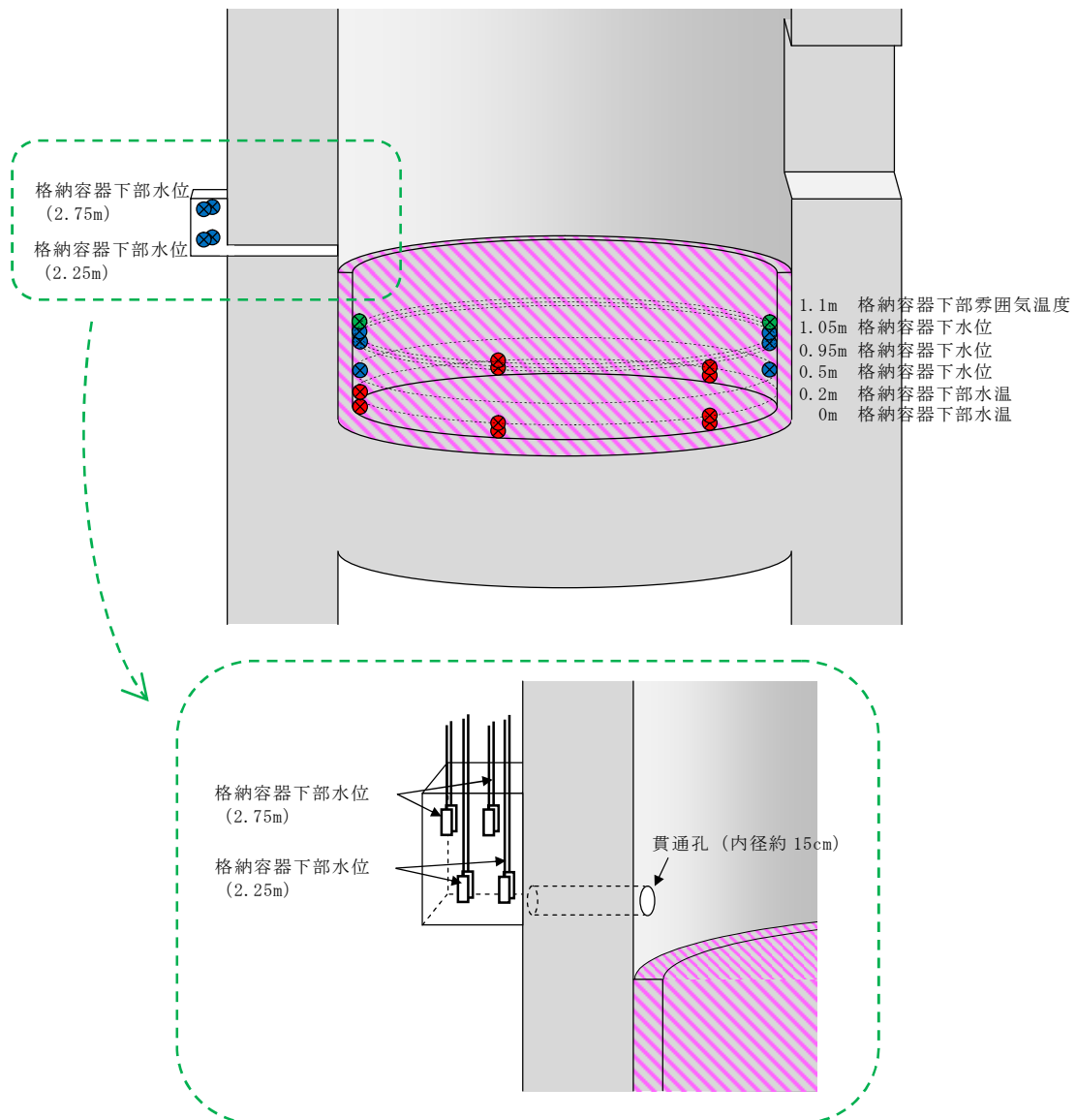
第 1 表 ペデスタル内計器の概要

	設置高さ※ ¹	設置数	計器種別
格納容器下部 水温	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	0.5m	各高さに 2 個	電極式 水位計
	0.95m		
	1.05m		
	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		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

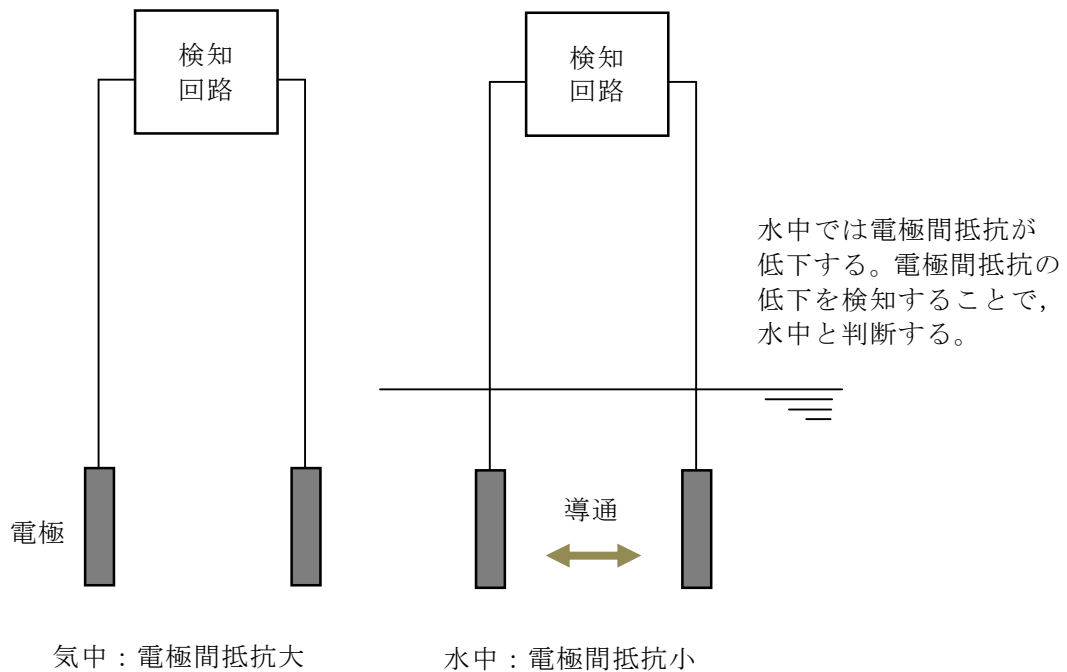


第 1 図 ペデスタル内の計器設置図

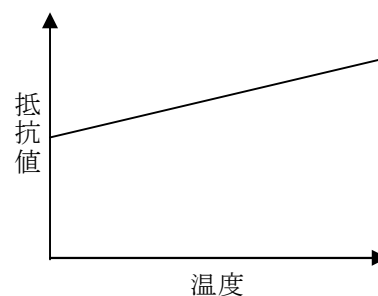
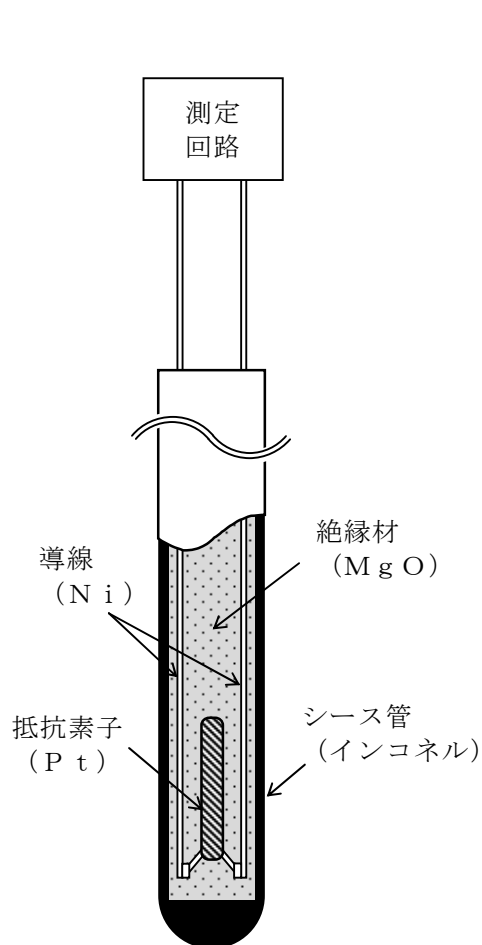
第 3 表 検出部の仕様等

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。

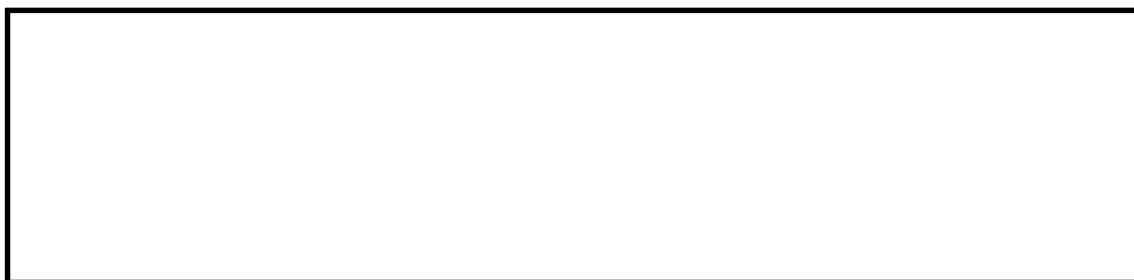
- ・シース管の溶融、水及びデブリの浸入
- ・水との反応による絶縁材の膨張、剥離
- ・デブリとの反応に伴う絶縁材の溶融、蒸発

测温抵抗体構成材料の融点

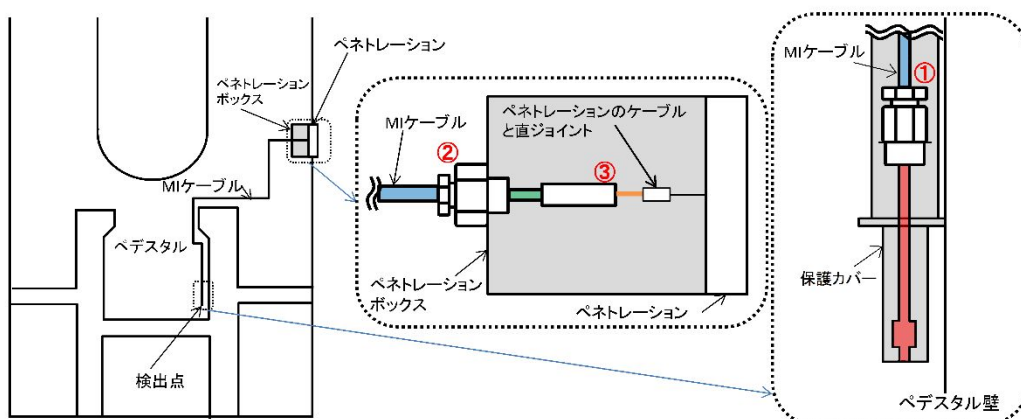
	材質	融点
シース管	インコネル (NCF600)	1,370℃～ 1,425℃
導線	Ni	1,455℃
抵抗素子	Pt	1,768℃
絶縁材	MgO※	約 2,800℃

※ 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



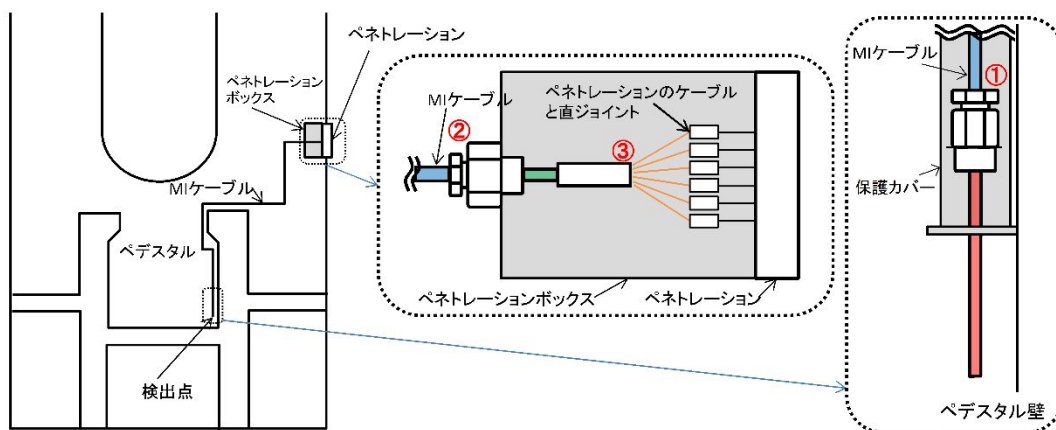
格納容器下部水位（電極式）構造図



格納容器下部水位の設置概略図

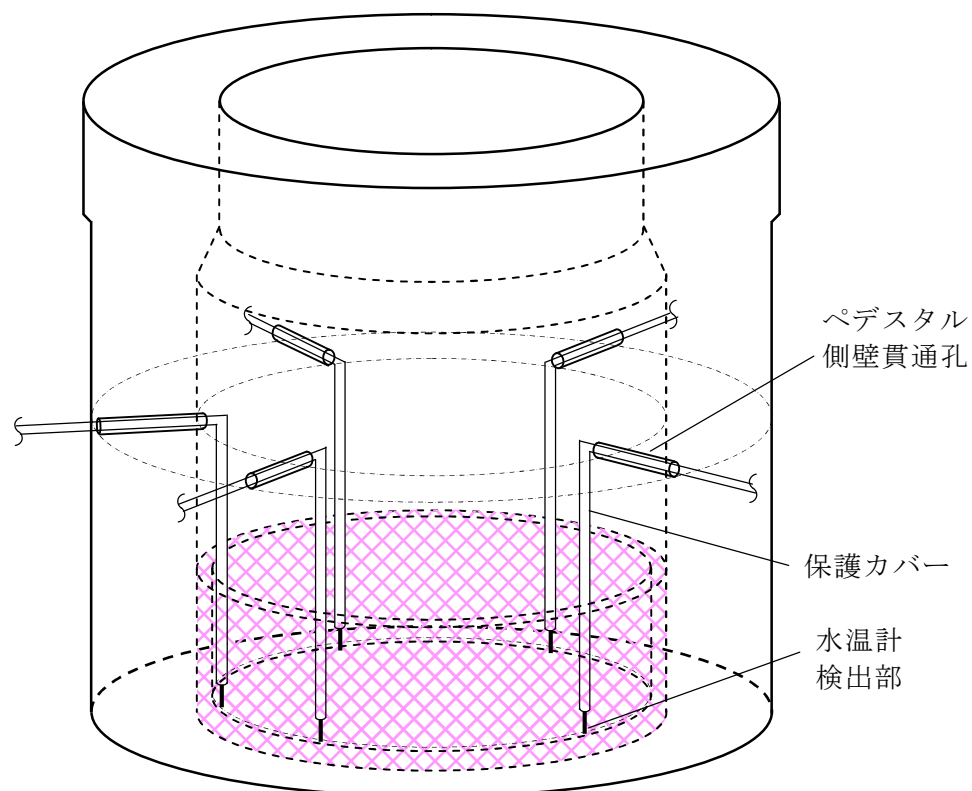


格納容器下部水温（測温抵抗体式）構造図

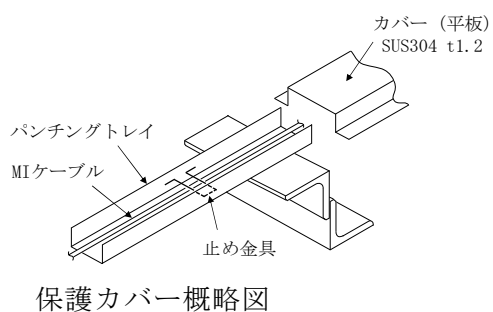


格納容器下部水温の設置概略図

第 4 図 格納容器下部水位及び格納容器下部水温の構造図及び設置概略図



図は格納容器下部水温（0m）の場合のイメージ

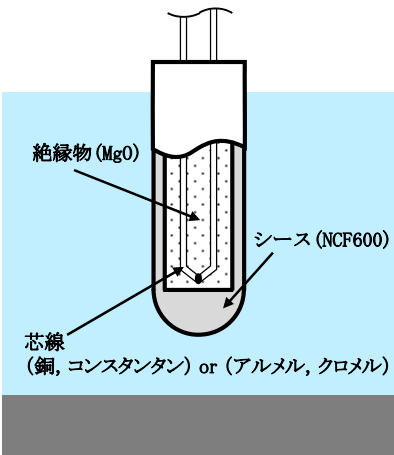


第 5 図 ペデスタル内検出器及びケーブル（MI ケーブル）設置概略図

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℃	—

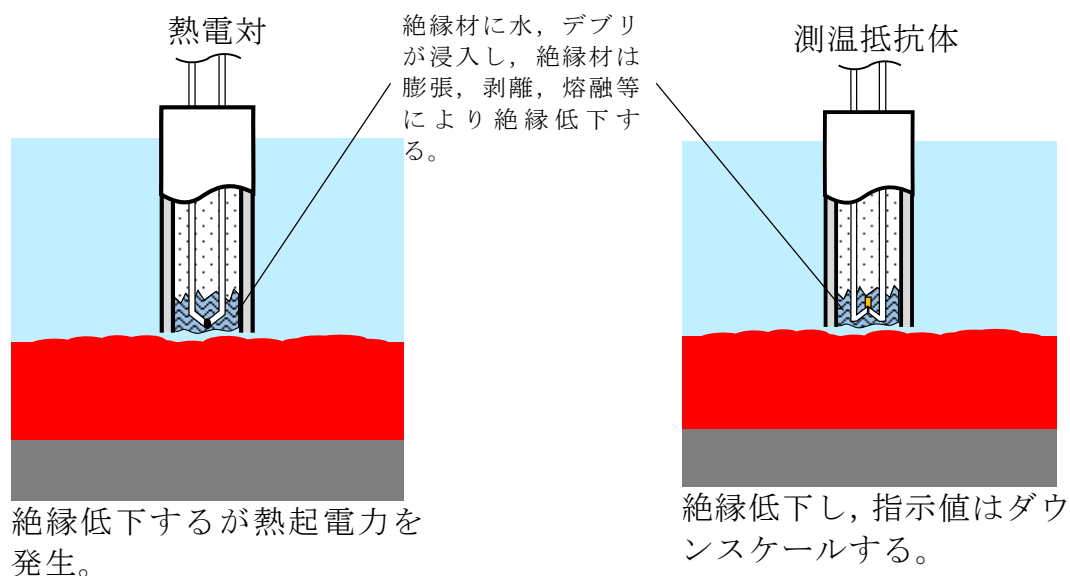
(1) 耐環境性

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。

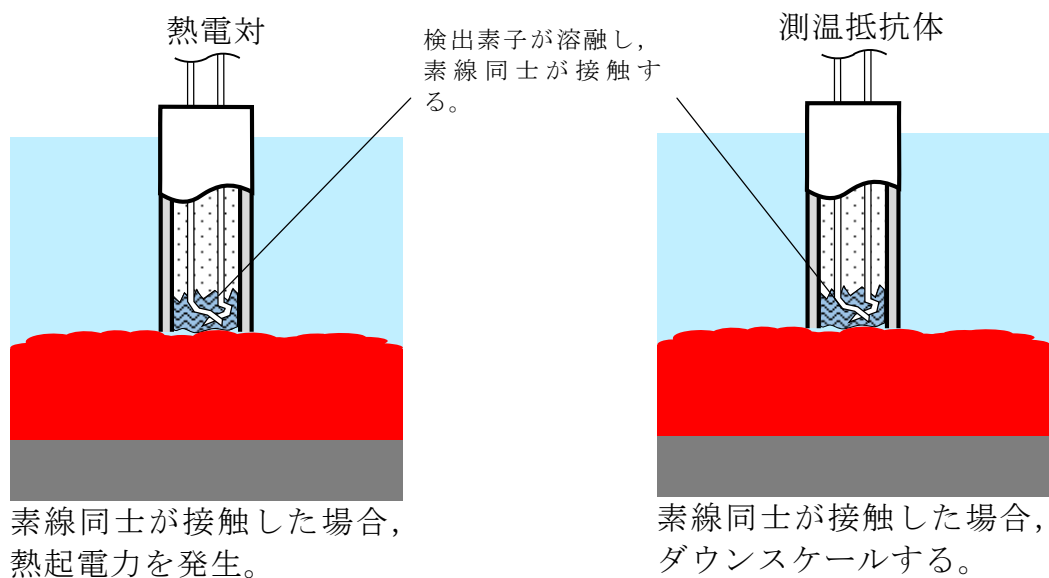
(2) デブリと水温計の接触により発生する現象

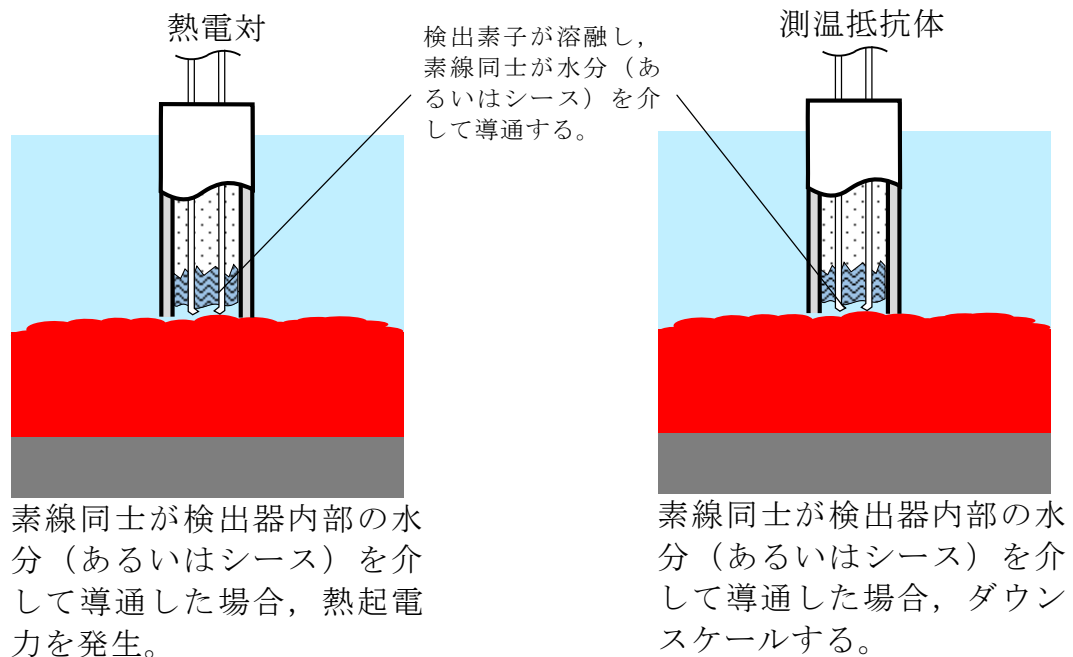
熱電対式及び測温抵抗体式の検出器がデブリと接触した場合に発生する現象を①～②に示す。

- 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

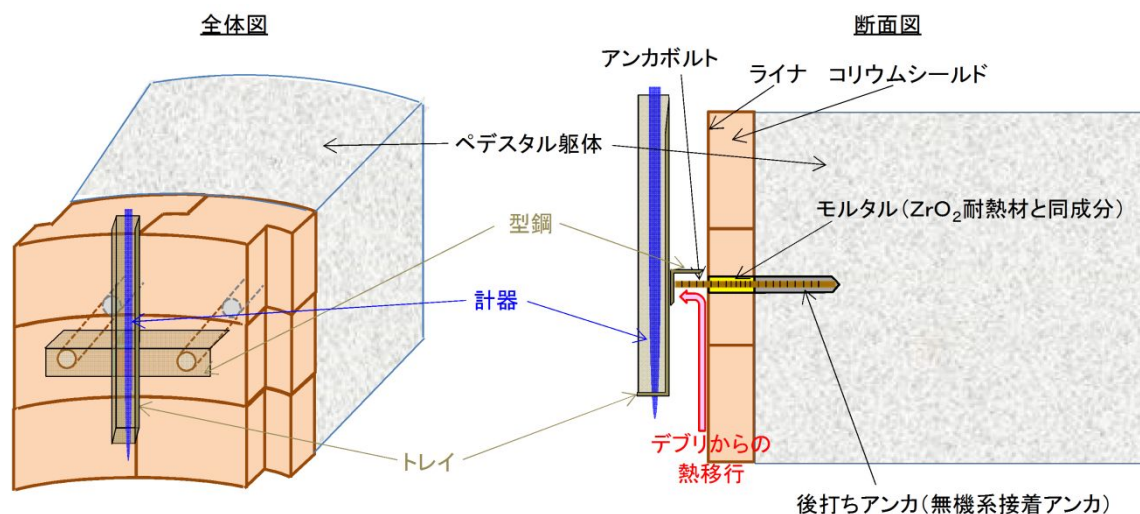
合には、指示値の急変及び不確実な指示値によりデブリとの接触を判断することとなるが、デブリとの接触後においても不確実な指示値が出力されることから、仮にデブリ接触前に近い指示値となった場合は、デブリとの接触の判断に迷う可能性がある。一方で、測温抵抗体式の場合にはオーバースケールやダウンスケールの有無で判断が可能であり、デブリとの接触の判断に迷う可能性はない。したがって、採用に当たっては上記の観点から測温抵抗体式が望ましいと考える。

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

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

1. はじめに

格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」（以下「DCH」という。）では、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急速減圧手段の有効性を確認する観点で、原子炉圧力を厳しく評価するよう高温ガスによるクリープ破損や漏えい等の影響を考慮しない解析条件を設定している。

DCHに対する有効性評価では、原子炉圧力を厳しく評価する観点から過渡事象＋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」を評価事故シーケンスとしている。当該シーケンスにおいては、主蒸気隔離弁が閉止することにより原子炉圧力が上昇し、逃がし安全弁（安全弁機能）による圧力制御により原子炉圧力の上昇は抑制されるものの高圧状態が維持される。その後、運転員による逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急速減圧操作によって格納容器圧力付近まで減圧される。逃がし安全弁からの冷却材流出により、原子炉水位が低下することで、やがて炉心露出に至り、その結果、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）内に存在する蒸気及び水素が過熱されることで高温ガスが発生する。この高温ガスの影響によって原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器が損傷する可能性がある。

ここでは、高温ガスに対する原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を現実的に評価し、漏えいが生じた場合の事象進展への影響について検討する。

2. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性及び漏えい影響の検討

原子炉設備概要図を第1図に示す。福島第一原子力発電所事故に係る報告^{[1],[2]}では、炉心から発生する高温ガスの影響によって、炉内計装用案内管（ドライチューブ）、逃がし安全弁フランジ等からの気相漏えい発生の可能性について言及されている。また、原子炉冷却材バウンダリの内外圧力差が大きい状態で、構造部材が高温化する場合、クリープ破損が発生する可能性がある。さらに、SBO条件下では再循環系ポンプ（以下「PLRポンプ」という。）のメカニカルシール部からの漏えいが発生する可能性がある。

(1) 評価対象部位の抽出

以下に、原子炉冷却材バウンダリの健全性評価が必要と考えられる部位を示す。なお、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は添付資料3.2.6に示している。

a. 炉内計装用案内管

炉内計装用案内管はRPV下部の貫通口より炉心に挿入されており、炉内で発生する高温ガスによって炉内計装用案内管が損傷した場合、炉内計装用案内管を介してRPVよりペDESTAL（ドライウェル部）への漏えいが発生する可能性がある。

b. 逃がし安全弁フランジ

逃がし安全弁フランジはガスケットによりシールされていることから、原子炉減圧操作に伴う高温ガスの通過によって過熱した場合、変形等によるシール性能の劣化が生じ、漏えいが発生する可能性がある。

c. 主蒸気隔離弁フランジ

主蒸気隔離弁フランジはガスケットによりシールされていることから、高温ガスの影響により設計条件を上回る場合、変形等によるシール性能の劣化が生じ、漏えいが発生する可能性がある。

d. 主蒸気配管

原子炉減圧操作に伴い主蒸気配管内を高温ガスが通過するため、構造部材が高温化し、さらに、配管の内外圧差による応力が大きい場合、クリップ破損による漏えいが発生する可能性がある。

e. R P V 上蓋フランジ

R P V 上蓋フランジはOリングによりシールされており、R P V 上蓋フランジの構造部材温度がOリングの設計条件を上回る場合、変形等によるシール性能の劣化が生じ、漏えいが発生する可能性がある。

f. P L R ポンプシール部

S B O時には制御棒駆動水压系及び原子炉補機冷却系が停止し、シールパージラインからの封水注入停止により、メカニカルシール部が高温の原子炉冷却材にさらされ、シール性能が損なわれる可能性がある。

(2) 健全性及び漏えい影響の評価

格納容器破損モードD C Hに対する有効性評価における原子炉圧力容器気相部温度、原子炉圧力、原子炉圧力容器上蓋構造部材表面温度、再循環系配管内流体温度の推移を第2図から第5図に示す。

a. 炉内計装用案内管

解析コードM A A Pの評価結果では、事象発生から約35分で燃料被覆管温度が1,000K（約727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。炉内計装用案内管の融点は1,700K（約1427℃）程度であることから、炉心損傷後の事象進展に伴い炉内計装用案内管が損傷し、漏えいが生じる可能性があるが、事象発生から約38分後には、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急速減圧操作を開始することから、漏えいによる事象進展への影響は小さい。

b. 逃がし安全弁フランジ

逃がし安全弁フランジに使用されているガスケットの耐熱温度は450℃である。逃がし安全弁には原子炉減圧操作に伴い高温ガスが通過する。第2図に示すとおり、RPV気相部温度は事象発生から約2時間でガスケットの耐熱温度に到達するため、シール性能の劣化により漏えいが生じる可能性がある。しかし、第3図に示すとおり、ガスケット耐熱温度到達の約2時間より早く、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急速減圧操作を開始することから、漏えいによる事象進展への影響は小さい。

c. 主蒸気隔離弁フランジ

主蒸気隔離弁フランジに使用されているガスケットの耐熱温度は450℃である。主蒸気隔離弁は事象発生より閉止されることから、流体の流れは遮断され、高温ガスが直接的に主蒸気隔離弁まで到達はすることはない。このため、事象進展への影響はない。

d. 主蒸気配管

第2図に示すとおり、炉心冷却が損なわれることにより、原子炉圧力が上昇し、逃がし安全弁（安全弁機能）が作動することで、原子炉圧力容器気相部温度が上昇し、原子炉冷却材バウンダリの最高使用温度である302℃を超過する。しかしながら、事象発生から約38分後に開始する逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急速減圧操作により、原子炉圧力が格納容器圧力近傍まで減圧されるまでの最高温度は約369℃にとどまり、著しい高温・高圧の状態が継続しないため、主蒸気配管のクリープ破損までには至らないと考えられる。また、原子炉減圧操作の実施後、下部プレナムへの熔融炉心移行に伴い一時的に原子炉圧力が上昇するものの主蒸気配管の最高使用圧力 8.62MPa[gage]よりも十分

に低い約 2.5MPa[gage]にとどまり、同時に R P V 内で発生する蒸気により、原子炉圧力容器内気相部温度は一時的に低下することから、この期間においても主蒸気配管のクリープ破損までには至らないと考えられる。このため、事象進展への影響はない。

e. R P V 上蓋フランジ

R P V 上蓋フランジ O リングの耐熱温度は 650℃である。第 4 図に示すとおり、R P V 破損時点での R P V 上蓋フランジ構造部材の温度は O リングの耐熱温度を下回ることから、O リングは損傷に至らない。このため、事象進展への影響はない。

f. P L R ポンプシール部

第 5 図に示すとおり、再循環系配管内の温度は逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉が減圧されるまで、約 290℃程度で推移する。シールパージラインからの封水注入が停止した状態となるため、高温水がメカニカルシールへ浸入し、O リングの一部が損傷するものの、その損傷部分を通り外部へ漏えいする経路により漏えい量は制限され则认为られる。このため、事象進展への影響は小さい。

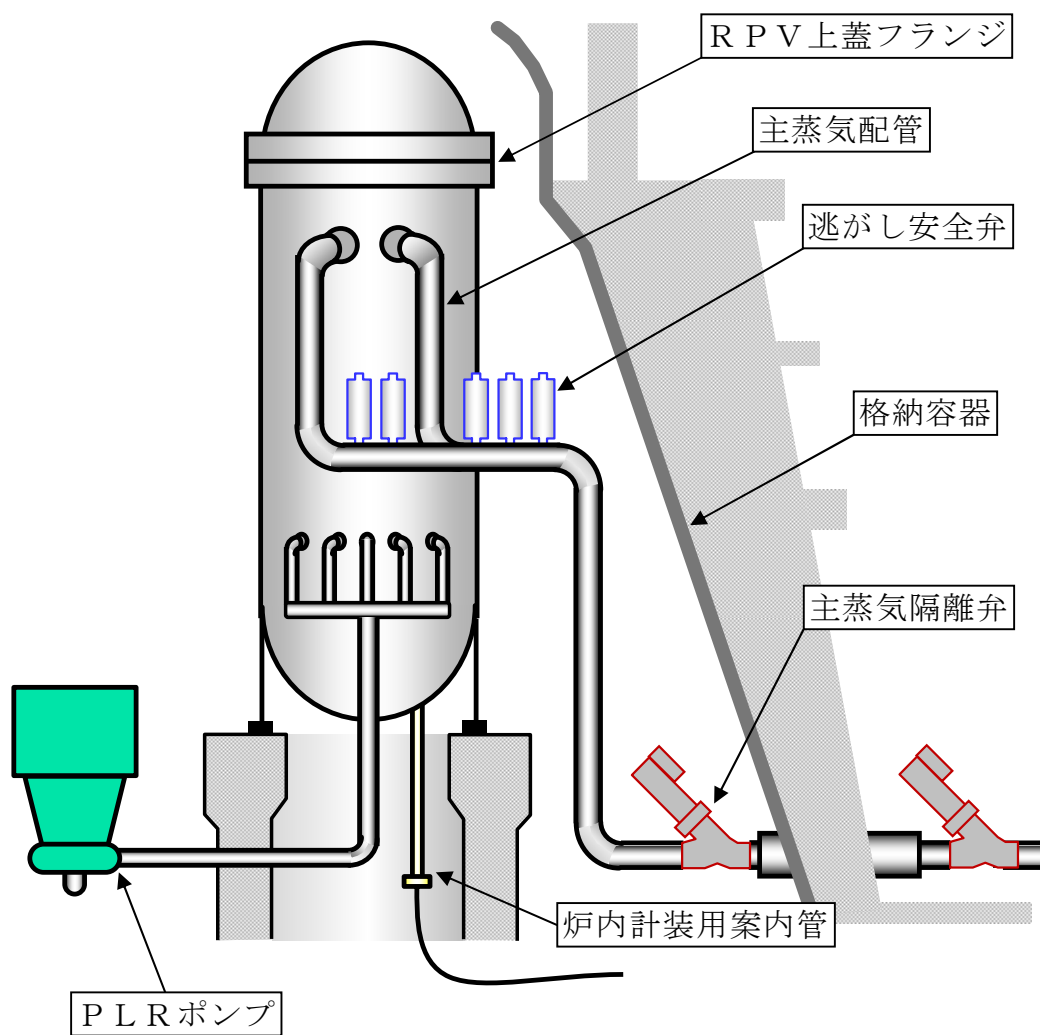
(3) 原子炉冷却材バウンダリからの漏えいによる格納容器健全性への影響

炉心損傷に伴って発生する高温ガスにより、原子炉冷却材バウンダリから漏えいが生じた場合、原子炉圧力の減圧を促進されることから、D C H の回避に対して有効に寄与する。一方で、漏えい発生による格納容器圧力・温度への影響が考えられるが、有効性評価では、大規模な原子炉冷却材バウンダリの喪失を仮定した大破断 L O C A（破断面積約 0.24m²）を起因とする事故シーケンスへの対策の有効性を確認していることから、高温ガスによる原子炉冷却材バウンダリの漏えいの影響は有意なものとはならない

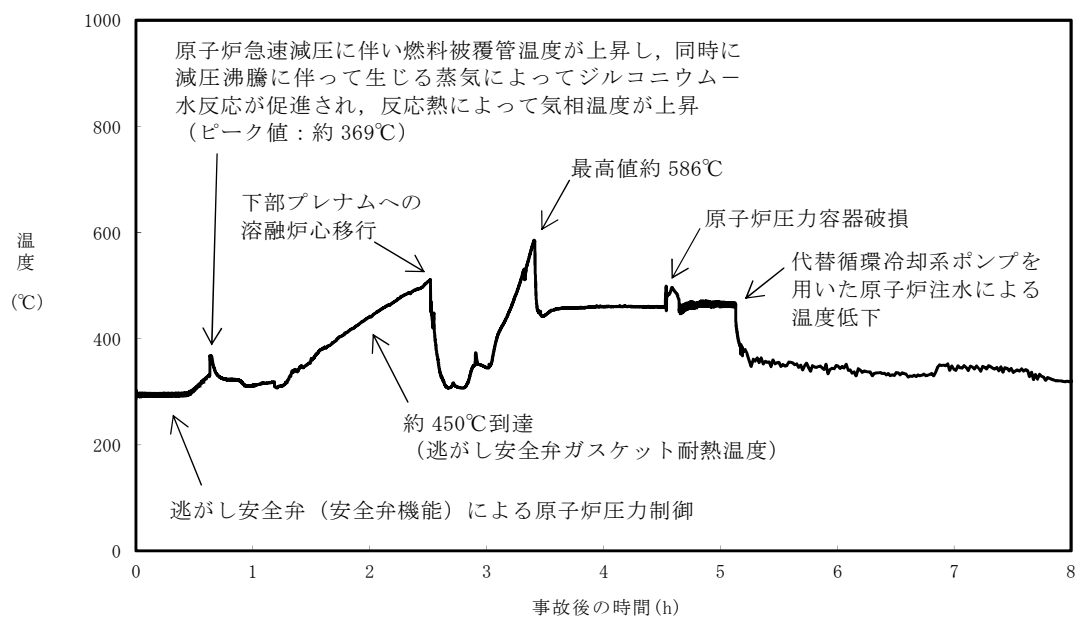
と考えられる。

参考文献

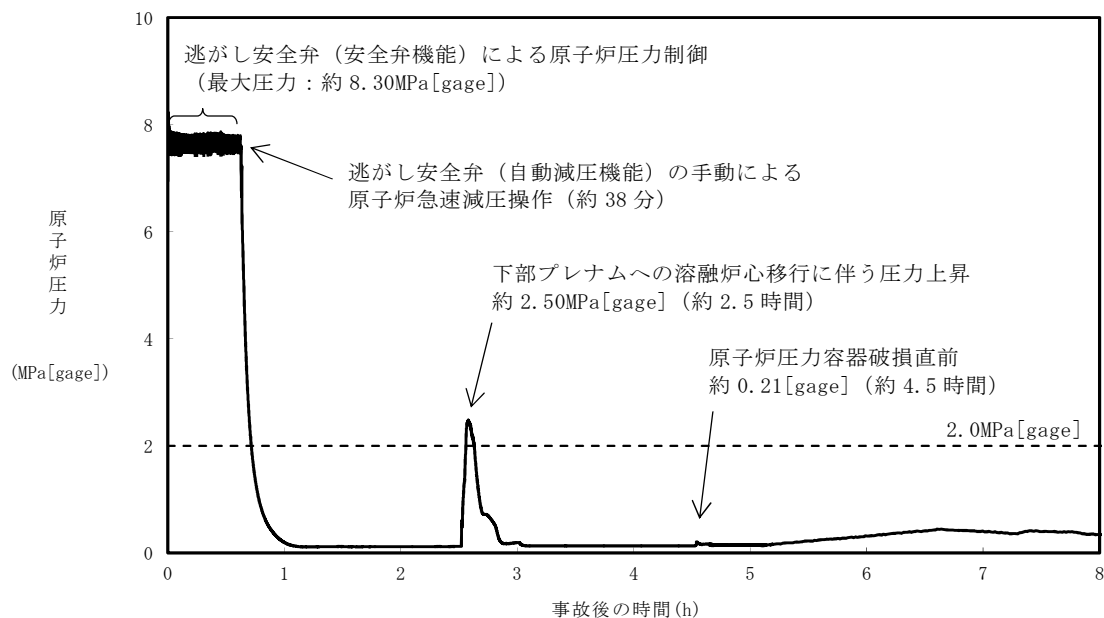
- [1] 東京電力株式会社, 福島原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態
の推定と未解明問題に関する検討 第 3 回進捗報告, 平成 27 年 5 月 20
日
- [2] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会, 最終報告(資
料編), 平成 24 年 7 月 23 日



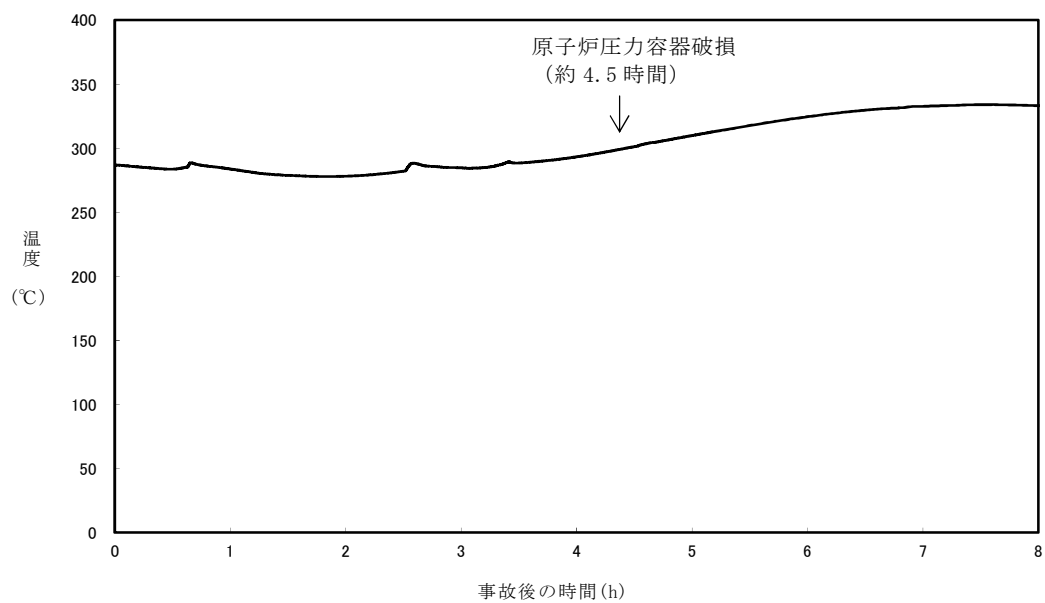
第 1 図 原子炉設備概要図



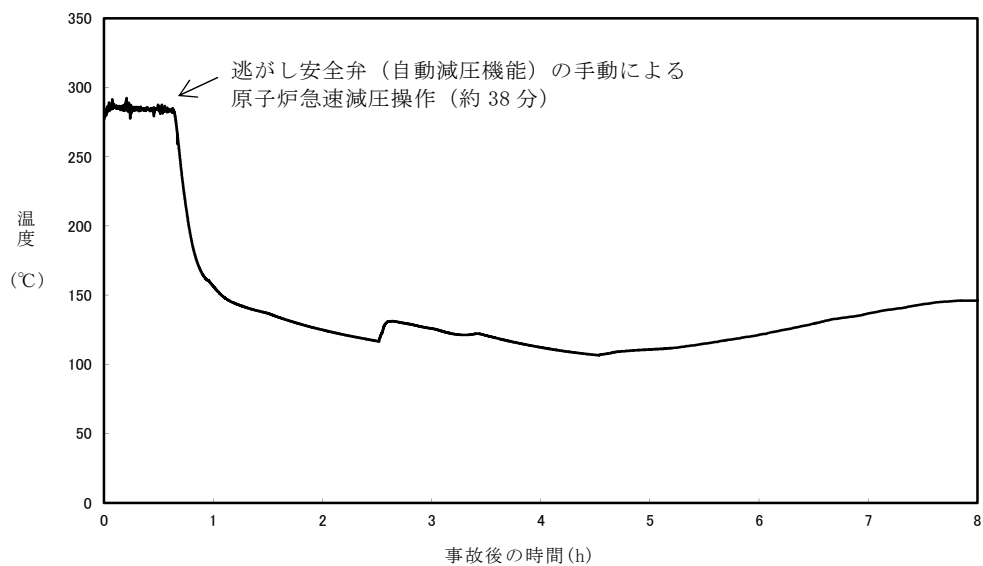
第 2 図 原子炉圧力容器気相部温度の推移



第 3 図 原子炉圧力の推移



第 4 図 原子炉圧力容器上蓋構造部材表面温度の推移



第 5 図 再循環系配管内流体温度の推移

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。

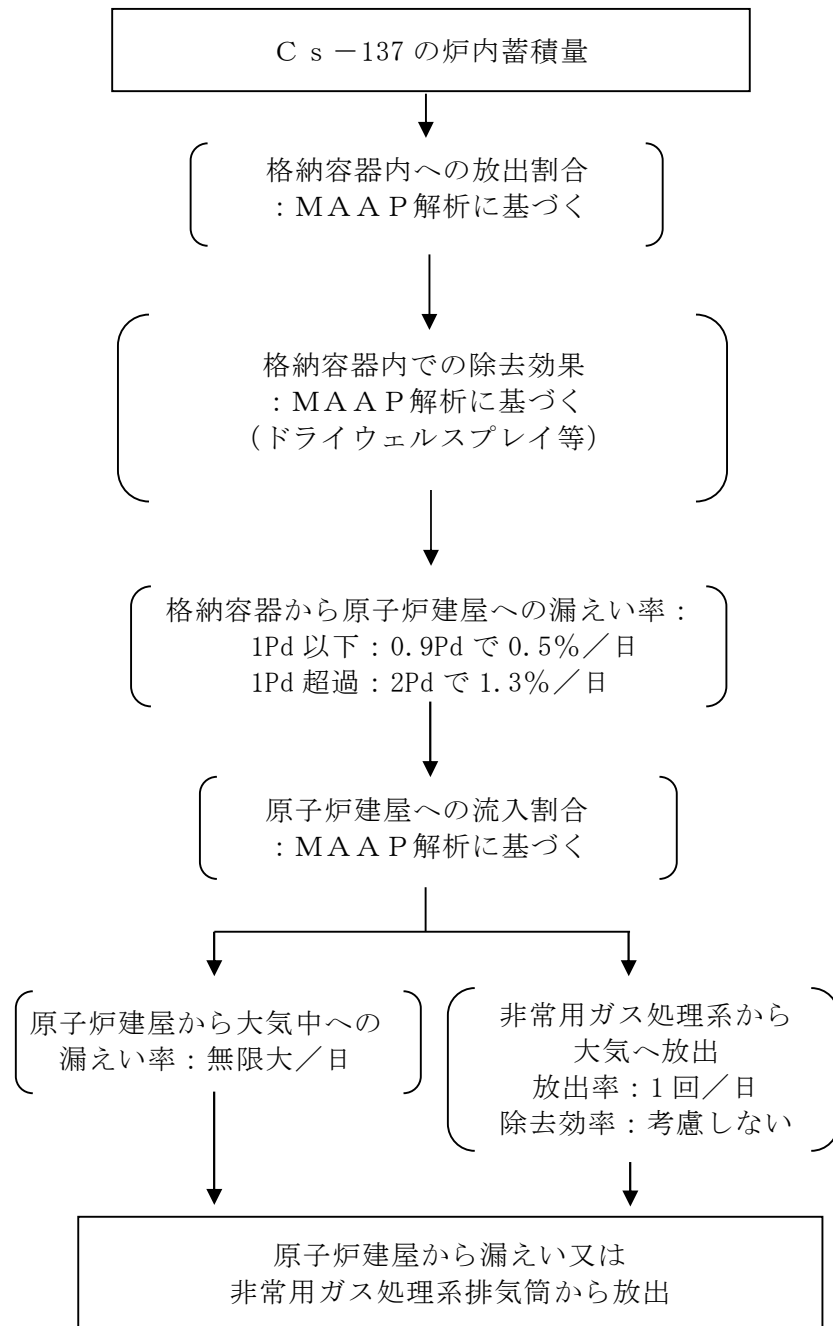
第 1 表 放出量評価条件 (1/2)

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
炉内蓄積量 （Cs-137）	約 4.36×10^{17} Bq	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量（Bq/MW）」×「3,293MW（定格熱出力）」 （単位熱出力当たりの炉内蓄積量（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））、上記の運転時間及び取替炉心の燃料装荷割合で算出した 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 （Cs-137）	約 0.73	M A A P 解析結果
格納容器の漏えい 孔における捕 集効果	考慮しない	保守的に設定
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）	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と位置付けていないため、保守的に設定

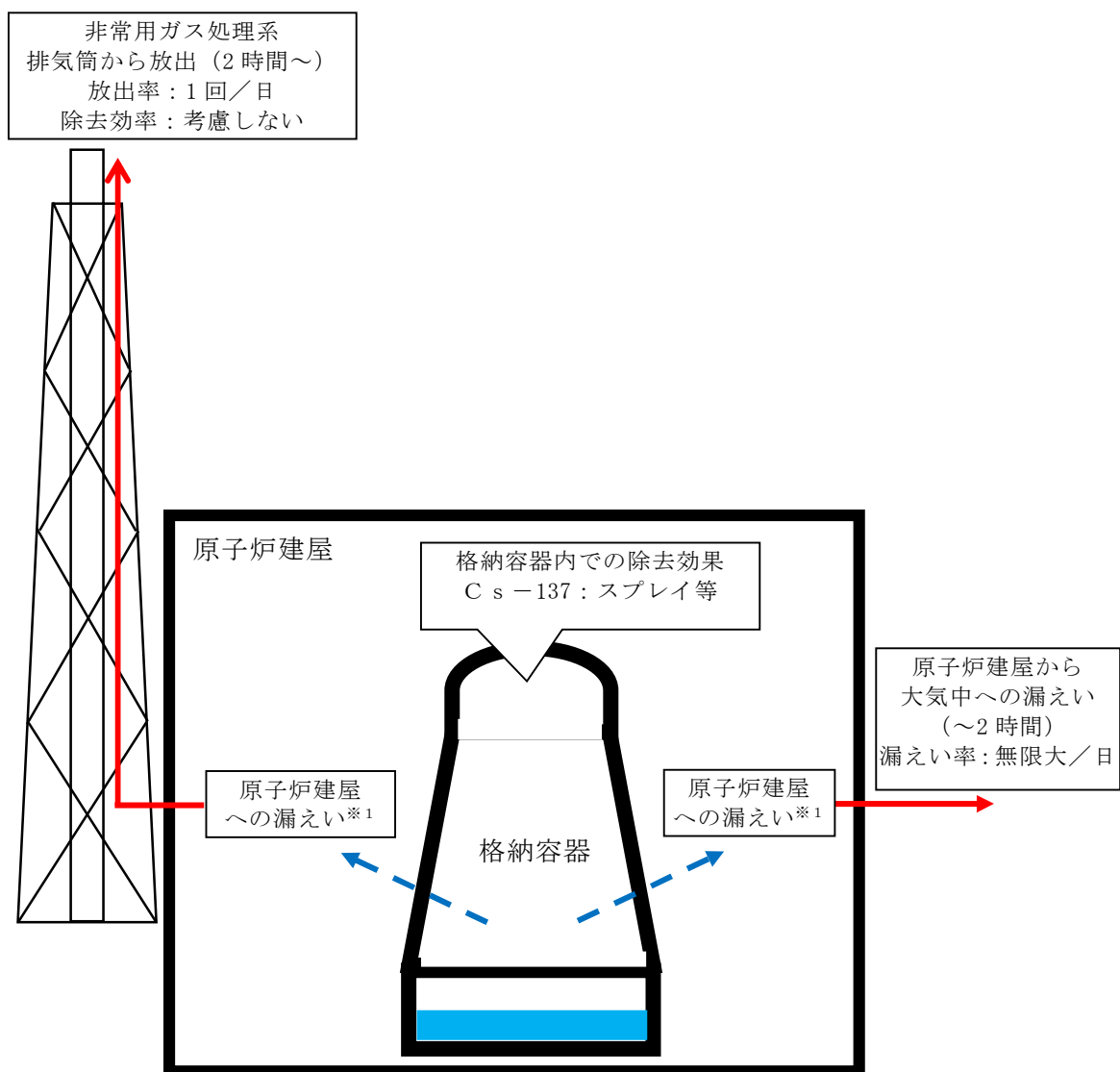
※ 東海第二発電所（BWR 5）に比べて炉心比出力が大きく、単位熱出力当たりの炉内蓄積量を保守的に評価する A B W R の値を使用。

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
非常用ガス処理系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原子炉棟内は負圧になるが、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	原子炉建屋原子炉棟内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	斜線			
非常用ガス処理系排気筒から放出		斜線	斜線	斜線

※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟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（ドライウェル部）にデブリが移行するが、ペDESTAL（ドライウェル部）に移行したデブリからのCs-137放出は、デブリがペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリート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の侵食は生じないため、ペDESTAL（ドライウェル部）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（ドライウェル部）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内から放出されるため、ペDESTAL（ドライウェル部）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0.04

「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」：約 0.03

- ・「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，「高圧溶融物放出／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）を介してサブプレッション・プールへ移行した後，格納容器気相部へ放出されるため，サブプレッション・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 53 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除熱（以下「格納容器ベント」という。）を実施し，事象発生 100 日まで格納容器ベントを継続しているが，格納容器の除熱機能，格納容器への窒素注入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 Cs-137 の漏えい量

事象発生 7 日間	事象発生 30 日間	事象発生 100 日間
約 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 53 日後から事象発生 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 Cs-137 の放出割合及びペDESTAL（ドライウェル部）に移行したデブリ内に含まれる Cs-137 の割合

原子炉圧力容器から格納容器への Cs-137 の放出割合 [※]	ペDESTAL（ドライウェル部）に移 行したデブリ内に含まれる Cs-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）を介したサブプレッ
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

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

1. はじめに

原子炉水位が燃料有効長頂部を下回り、炉心損傷に至るような状況では、原子炉圧力容器（以下「R P V」という。）内に高温の過熱蒸気が発生する。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（以下「D C H」という。）を防止するためには、その様な環境下でも逃がし安全弁（以下「S R V」という。）を開保持し、R P V内の圧力を2.0MPa[gage]以下の低圧に維持する必要がある。

S R Vは本体と補助作動装置から構成されているが、補助作動装置の温度が上昇すると、電磁弁又はピストンのシール部が熱によって損傷し、S R Vの開保持機能に影響を及ぼす恐れがある。

ここでは、炉心損傷後、D C H防止のために原子炉の減圧を継続する環境下においても、S R Vの開保持機能が損なわれないことを評価する。

2. 評価方法

電力共同研究「安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究」において、設計基準事故を包含する保守的な環境条件として、「171℃において3時間継続の後、160℃において3時間継続した状態」でのS R V機能維持について確認されている（以下「S R V環境試験」という。）。また、長期の機能維持の観点から、126℃において試験開始24時間後から15日後までの機能維持を確認している。第2図にS R V環境試験条件を示す。

このため、解析コードM A A PによるD C H有効性評価解析より得られた環境温度条件を入力として、3次元熱流動解析コード(S T A R - C C M +)によりS R Vの温度を評価し、S R V環境試験の温度条件に包含されること

を確認することで、重大事故時においてもSRVの開保持機能が維持されることを確認する。

なお、3次元熱流動解析は保守的な温度条件を設定した定常解析にて実施するが、下部プレナムへの溶融炉心の落下に伴いRPV内の気相温度が急激に上昇する期間に対しては、SRVの温度上昇をより現実的に評価するため非定常解析を実施する。

3. 評価条件

(1) 温度条件

第3図及び第4図に、MAAP解析結果のRPV内気相平均温度及びドライウェル内気相平均温度を示す。このMAAP解析結果を踏まえ、以下に示す2通りの温度条件を設定する。第1表に評価条件を示す。

・温度条件①（定常解析）

RPV内気相温度については、事象発生から下部プレナムへの溶融炉心移行中の期間を代表する温度条件として、この期間における最高温度を考慮し512℃を設定する。

また、ドライウェル内気相温度については、手順に従い実施する代替循環冷却系による格納容器除熱操作（格納容器スプレイの冷却効果）を考慮することとし、格納容器除熱を開始した以降、RPV破損までの最高温度を考慮し53℃を設定する。なお、格納容器除熱を開始するまでの初期のドライウェル内気相温度は53℃よりも高い80℃程度で推移するが、この期間におけるRPV内気相温度は定常解析の温度条件である512℃より十分に低いことから、SRV開保持機能維持の観点で、初期のドライウェル内気相温度の影響は、RPV内気相温度条件の保守性に包含される。

- ・ 温度条件②（非定常解析）

下部プレナムへの熔融炉心移行に伴う R P V 内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件として、温度条件①で設定した期間以降の R P V 内気相温度の最高値到達までの温度条件として、512℃から 586℃の温度履歴を設定する。

また、ドライウェル内気相温度については、温度条件①と同様に 53℃を設定する。

(2) 評価部位

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

①電磁弁（下部コイルハウジング）

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

②ピストン（シール部）

ピストンのシール部にはフッ素ゴム製の O リングが用いており、高

温影響を受けやすい。ピストンのシール部が熱によって損傷した場合、シール部よりピストンを押上げていた窒素が排出され、SRV本体スプリングの閉止力によってSRV（自動減圧機能）が閉止する。このため、ピストンの温度を評価する。

(3) 評価モデル

SRV（自動減圧機能）が最も近く隣接するバルブB及びバルブHを含む範囲をモデル化する。実際の事故対応では互いに離れた位置のSRV2弁を開操作する手順とするが、電磁弁及びピストンのシール部の温度条件を厳しく評価する観点より、本評価では、隣接した2弁を同時に開状態とする評価モデルとする。第5図にSRV配置図及びモデル化範囲を、第6図にモデル図及び断面メッシュ図を示す。

4. 評価結果

評価結果を第2表及び第7図から第9図に示す。

事象発生から下部プレナムへの溶融炉心移行中の期間を代表する温度条件を適用した温度条件①の定常解析では、下部コイルハウジングの最高温度はバルブBの約120℃、ピストン部の最高温度はバルブBの約124℃であり、SRV環境試験温度である160℃を下回る。

また、下部プレナムへの溶融炉心移行に伴うRPV内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件②の非定常解析では、下部コイルハウジングの最高温度はバルブBの約124℃、ピストン部の最高温度はバルブBの約124℃であり、SRV環境試験温度である160℃を下回る。

なお、SRV環境試験では、160℃以上の温度条件において6時間の機能維持が確認されている。この試験の初期の温度条件として171℃を与えている

ことを踏まえると、160℃以下の温度条件では約 7.6 時間の機能維持が可能※であると考えられる。したがって、逃がし安全弁（自動減圧機能）の開保持機能が要求される、事象発生から原子炉圧力容器破損までの時間（約 4.5 時間）に対して、十分な余裕がある。

以上のとおり、炉心損傷後、DCH防止のために原子炉の減圧を継続している状況を想定した環境下でも、SRV開保持機能は維持されることが考えられる。

※ SRVは、「171℃において3時間継続の後、160℃において3時間継続（合計6時間）」という環境条件での機能維持がSRV環境試験によって確認されている。この初期の熱負荷（171℃において3時間継続）をアレニウス則に基づき、160℃の熱負荷に換算すると、160℃において約4.6時間継続となり、これを後段の試験時間と合計すると約7.6時間は機能維持が可能となる。

5. 本体部の温度上昇による影響

前述のとおり、重大事故時においてもSRVの開保持機能は維持されるが、ここではSRV強制開機能に対する温度上昇の影響について評価する。

閉状態のSRVを強制開とするためには、補助作動装置の駆動力がSRV本体の閉止力を上回る必要がある。第3表に温度上昇の影響を示す。SRV本体の閉止力に対する温度上昇の影響は、いずれも強制開の妨げとなることはない。

第 1 表 3 次元熱流動解析での温度条件

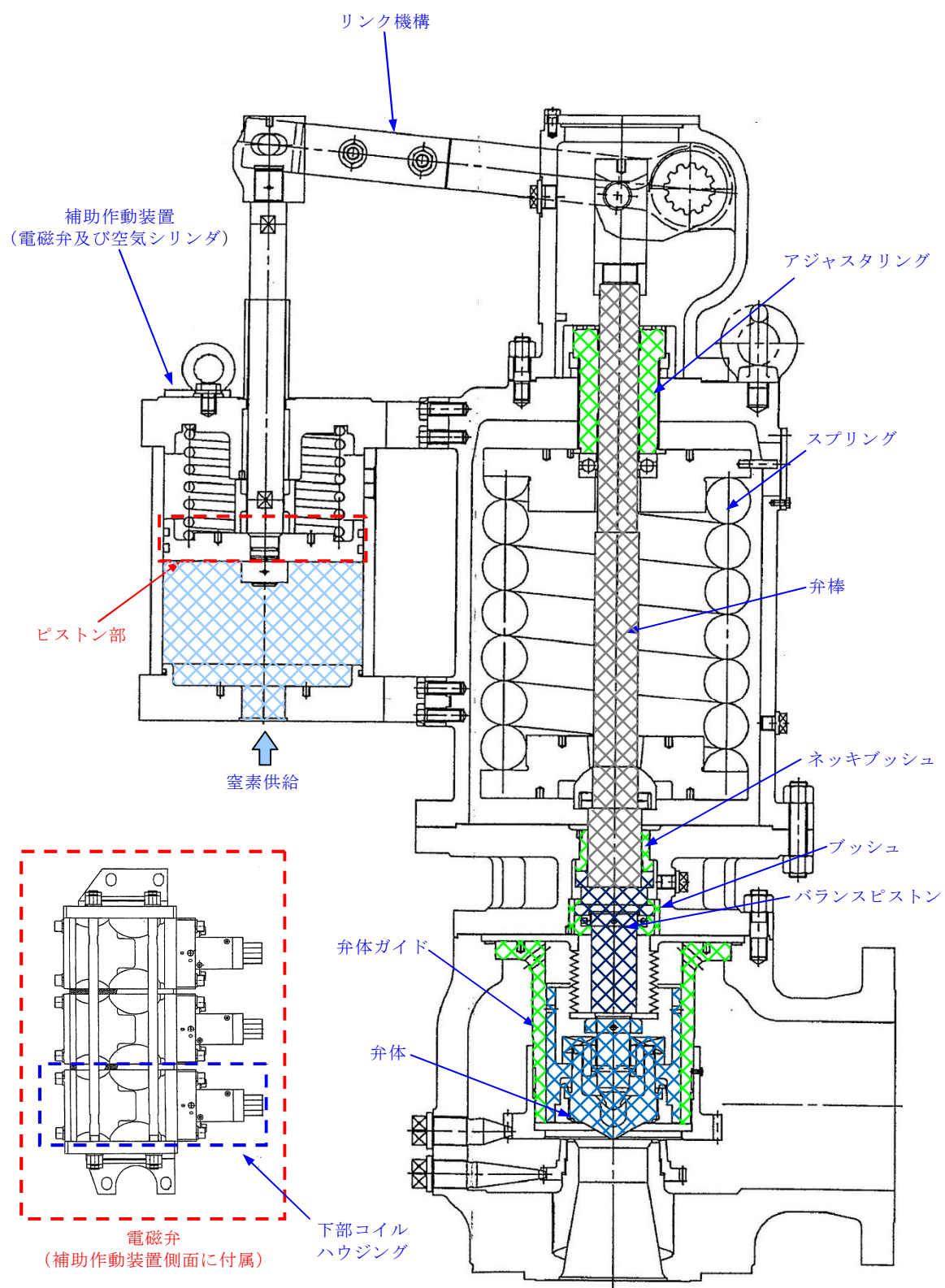
項 目	温度条件①【定常解析】	温度条件②【非定常解析】
R P V 内 気相平均温度	512℃	512℃→586℃
ドライウェル内 気相平均温度	53℃	53℃

第 2 表 3 次元熱流動解析での評価結果

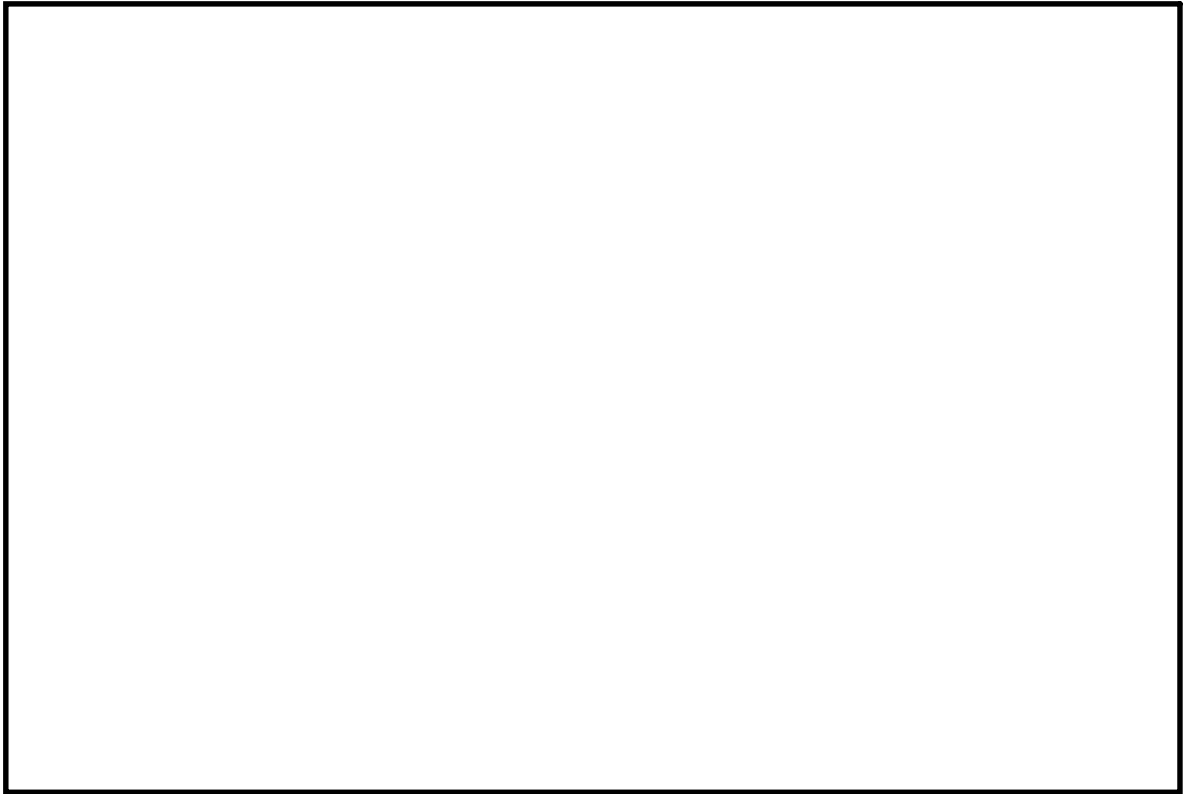
項 目	温度条件①【定常解析】		温度条件②【非定常解析】	
	バルブ B	バルブ H	バルブ B	バルブ H
下部コイル ハウジング 最高温度	約 120℃	約 112℃	約 124℃	約 116℃
ピストン部 最高温度	約 124℃	約 113℃	約 124℃	約 113℃

第 3 表 S R V 本体の抵抗力に対する温度上昇の影響

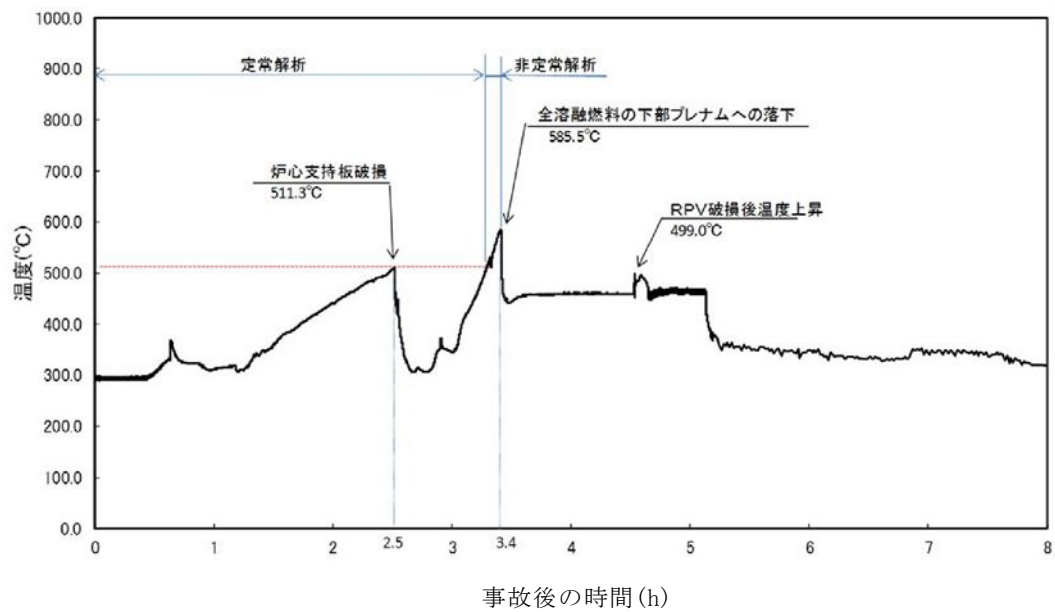
項 目	温度上昇の影響
S R V スプリング閉止力	温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置はスプリング閉止力に対して十分な駆動力を有している。
弁棒・アジャスタリング 摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく、S R V 強制開機能には影響を及ぼさない。
弁棒・ネッキブッシュ 摺動抵抗	弁棒は S U S 431、ネッキブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
バランスピストン・ブッシュ 摺動抵抗	バランスピストンは S U S 403、ブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
弁体（ガイド部）・ガイド 摺動抵抗	主蒸気温度上昇に伴い拡大するため、温度上昇に伴うガイドによる弁体拘束は発生しない。



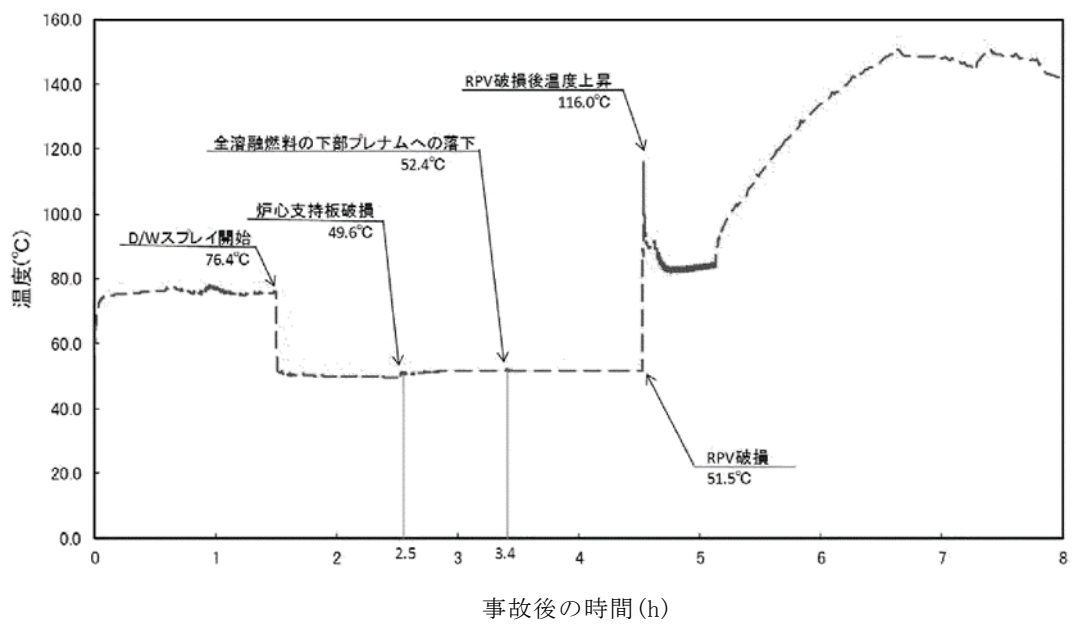
第 1 図 S R V 構造図 (開状態)



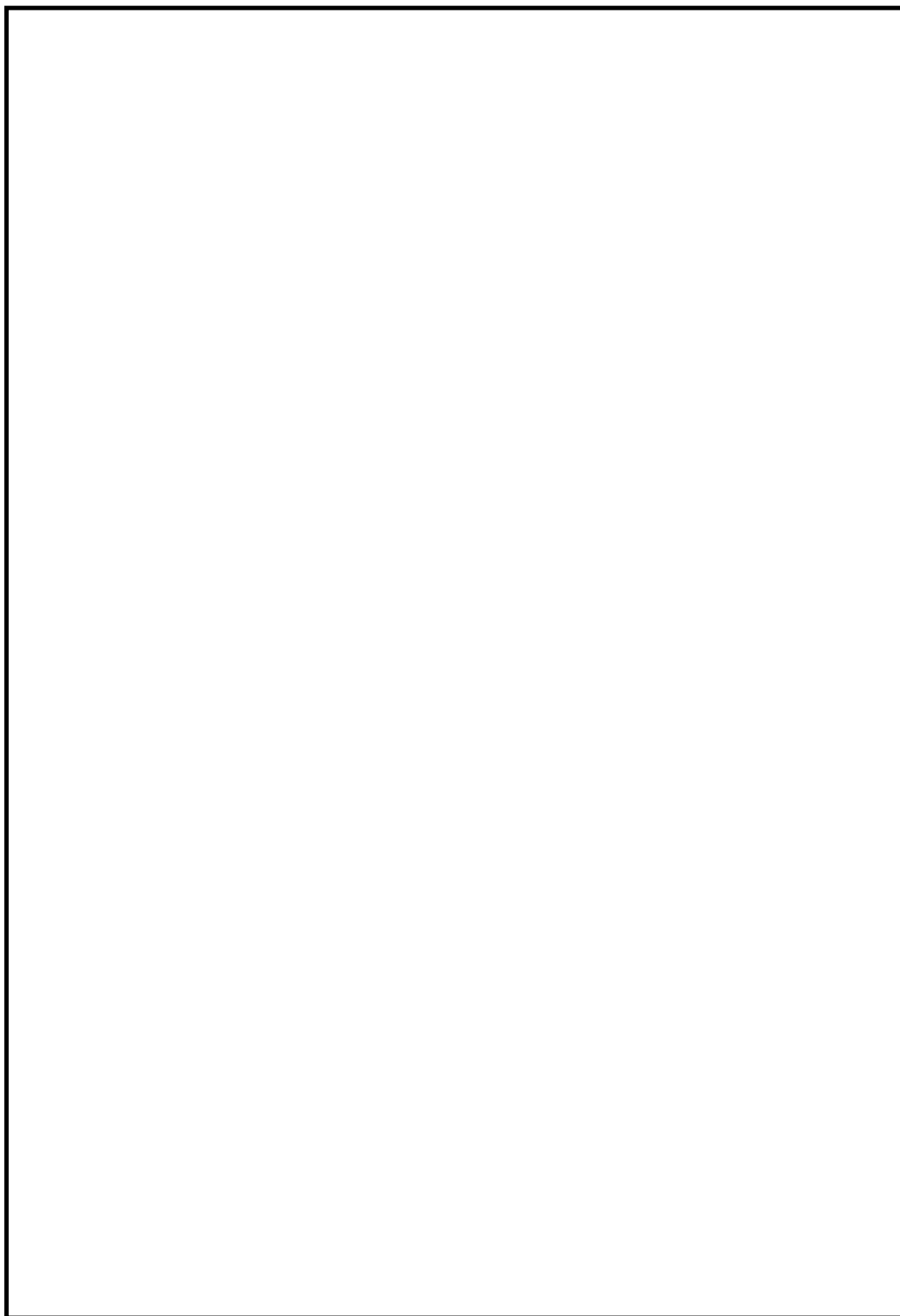
第 2 図 S R V 環境試験条件



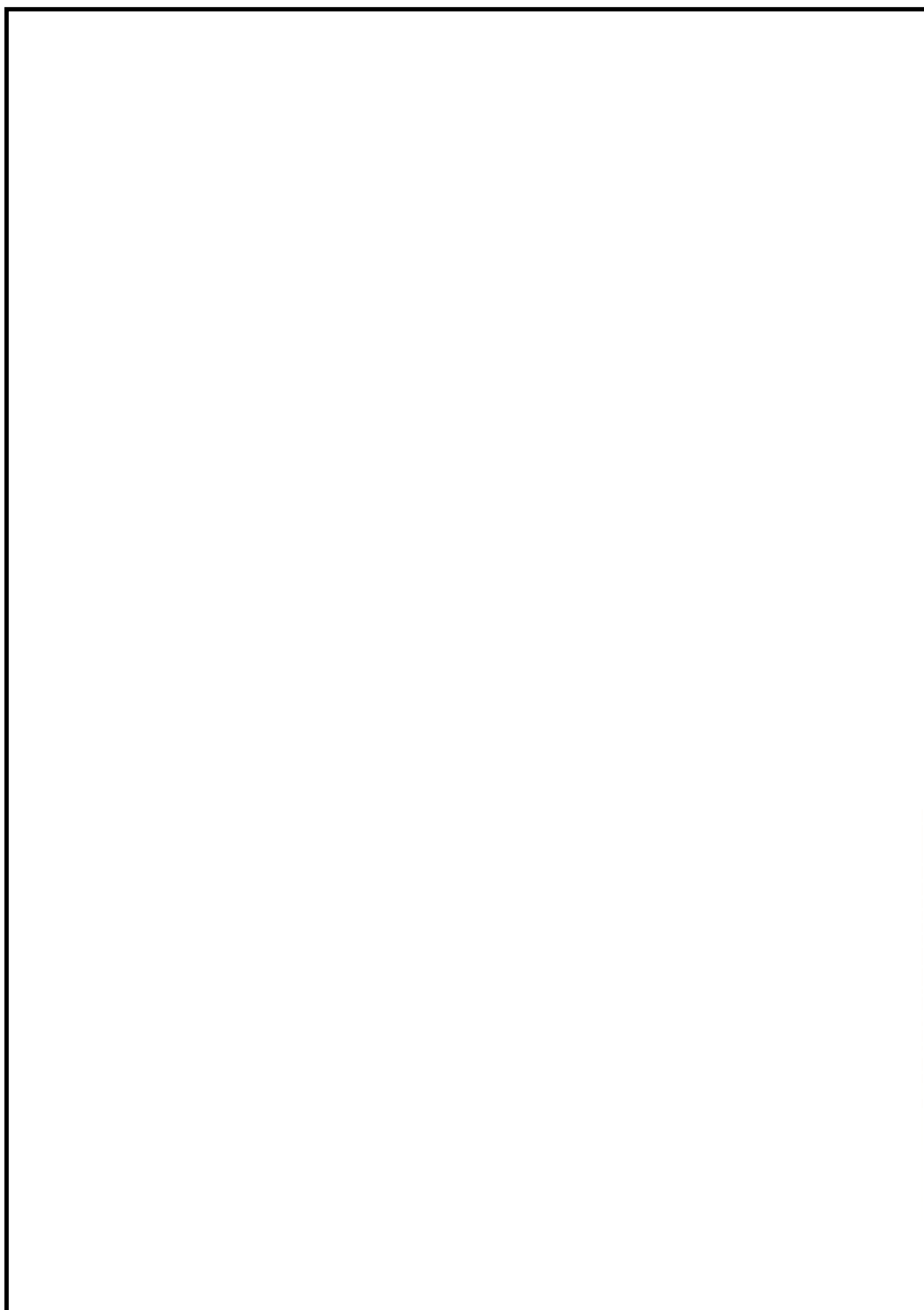
第3図 原子炉圧力容器内気相平均温度の推移



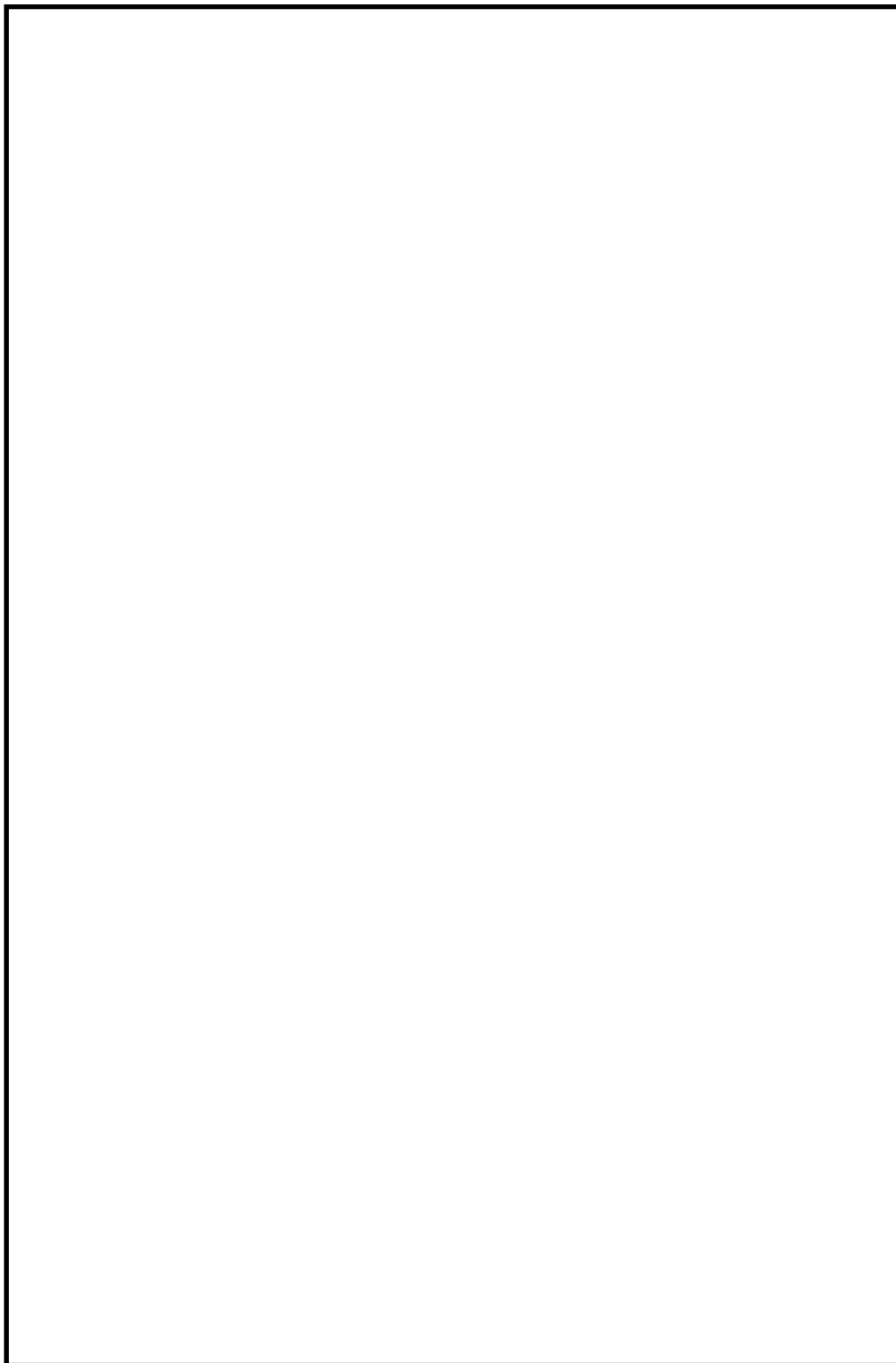
第4図 ドライウェル内気相平均温度の推移



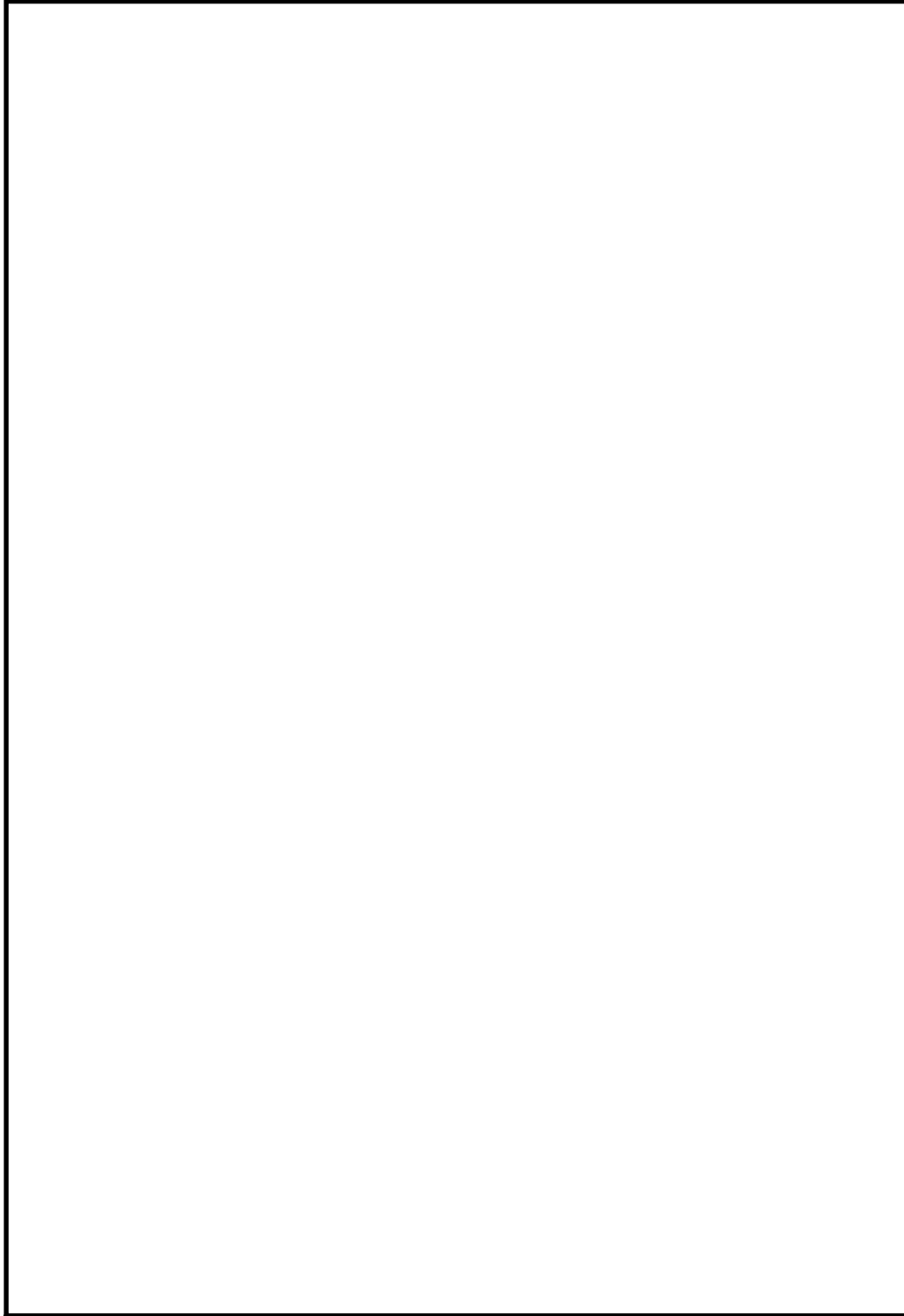
第 5 図 S R V 配置図及びモデル化範囲



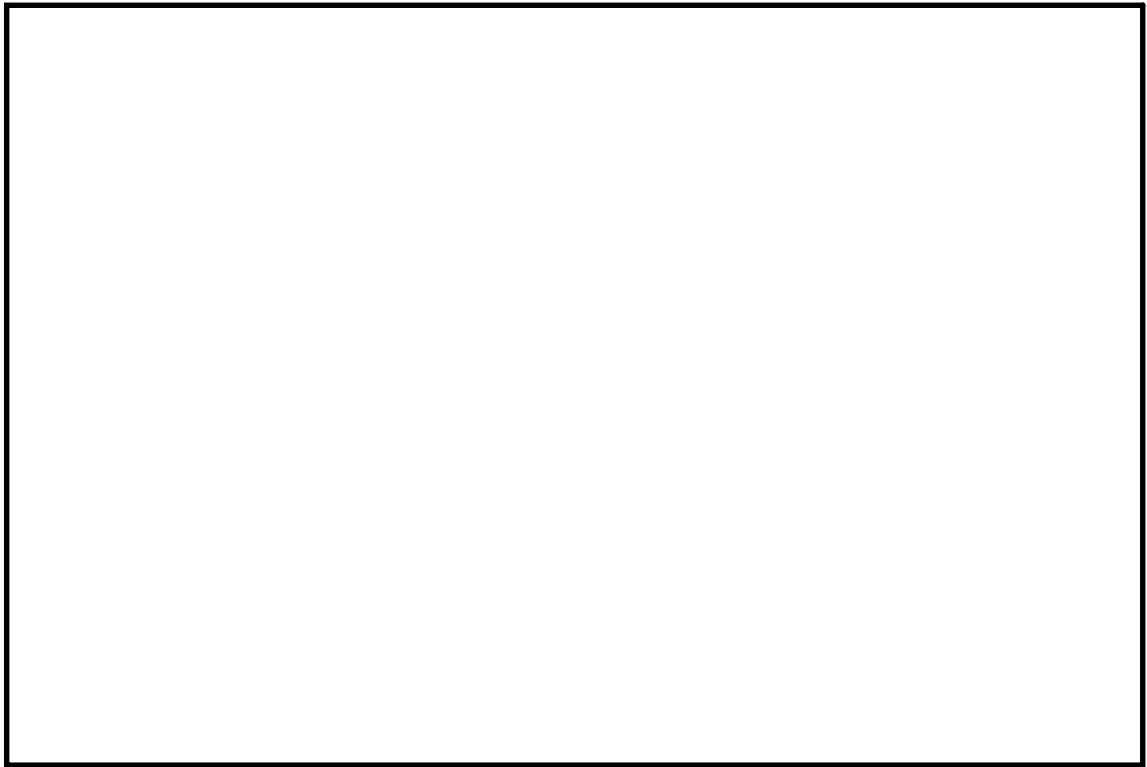
第 6 図 モデル図及び断面メッシュ図



第7図 定常解析結果（温度条件①バブルズB）



第 8 図 定常解析結果（温度条件①バブルブH）



下部コイルハウジング最高温度



ピストン部最高温度

第 9 図 非定常解析結果（温度条件②）

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／格納容器雰囲気直接加熱)

1. はじめに

シビアアクシデント解析コードMAAPでは、水の放射線分解を考慮するモデルとなっていないことから、水の放射線分解による水素及び酸素の発生については、解析コードMAAPに基づく溶融炉心及び核分裂生成物の崩壊熱から放射線吸収割合及びG値を考慮して算出している（添付資料 3.4.1 参照）。

ここでは、解析コードMAAPでは考慮していない水の放射線分解により発生する水素及び酸素が、格納容器圧力に与える影響を評価する。

2. 評価結果

解析コードMAAPにより評価した結果、格納容器圧力が最高値の約 0.47MPa[gage]を示す事象発生約 7.4 時間後の格納容器内の非凝縮ガス（水素、酸素及び窒素）の物質量は約 $6.2 \times 10^5 \text{ mol}$ である。

また、添付資料 3.4.1 に従い算出される水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の和は、事象発生約 7.4 時間後時点で約 $2.7 \times 10^3 \text{ mol}$ 以下である。

以上から、解析コードMAAPで評価した非凝縮ガス（水素、酸素及び窒素）の物質量に対する、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の比は 1%未満であることから、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素が格納容器圧力に与える影響は 5kPa[abs]未満であり、無視しうる程度と考えられる。

安定状態について（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の安定状態については以下のとおり。

格納容器安定状態：

重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能（代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置）により、格納容器圧力及び雰囲気温度が安定又は低下傾向に転じ、また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるペDESTAL（ドライウェル部）床面及び壁面の侵食が防止されるとともに、格納容器の除熱及び侵食の防止を継続するための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

【安定状態の確立について】

代替循環冷却系による格納容器除熱により格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向になり、格納容器雰囲気温度は 150℃を下回るとともに、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水及び代替循環冷却系による格納容器除熱により溶融炉心は冷却維持され、格納容器安定状態が確立される。

また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

【安定状態の維持について】

上記の格納容器破損防止対策により安定状態を確立できる。

代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態の維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。

- ① 格納容器除熱機能として代替循環冷却系の使用又は残留熱除去系復旧による冷却へ移行
- ② 格納容器内の水素及び酸素排出を目的とした格納容器ベント（窒素注入）並びに格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧
- ③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水等の確保
- ④ 長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保

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（高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	燃料棒内温度変化		TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心領域での熔融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。 炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。 炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間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。
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル（炉心熱水力モデル）	炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム－水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確認した。	本評価事故シナケケンスでは、原子炉圧力容器破損までは重大事故で炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定しており、最初に実施すべき操作は原子炉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。	本評価事故シナケケンスでは、原子炉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時の原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持しているため、運転員等操作時間に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	燃料被覆管酸化	熔融炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）	・TQIV、大破断 LOCA シナケケンスともに、炉心熔融の開始時刻への影響は小さい ・炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない		
	燃料被覆管変形				
	沸騰・ボイド率変化		TQIX シナケケンス及び中小破断 LOCA シナケケンスに対して、MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCTL を取り扱っていないことから、水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、その後の注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が燃料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。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が燃料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り、原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	気液分離（水位変化）・対向流	炉心モデル（炉心水位計算モデル）			
原子炉圧力容器	冷却材放出（臨界流・差圧流）	原子炉圧力容器モデル（破断流モデル）	速がし安全弁からの流量は、設計値に基づいて計算される。	速がし安全弁からの流量は、設計に基づいて計算されていることとから不確かさは小さい。このため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	速がし安全弁からの流量は、設計に基づいて計算されていることから不確かさは小さい。このため、原子炉急速減圧操作後の原子炉圧力の低下挙動に対する影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉 圧力容器 (炉心損傷 後)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル (リロケーション)	TMI 事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナケケンスでは、原子炉圧力容器温度（下鏡部）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。	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認している。
	構造材との熱伝達		リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・TQV、大破断 LOCA シナケケンスともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。		
	原子炉圧力容器内 FCI（溶融炉心細粒化）	溶融炉心の挙動モデル (下部ブレナムでの溶融炉心挙動)	原子炉圧力容器内 FCI に影響する項目として溶融ジェット径、エントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度が小さいことを確認した。	下部ブレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナケケンスでは、原子炉圧力容器内 FCI を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	下部ブ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。
	原子炉圧力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）		TMI 事故解析における下部ブレナムの温度挙動について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。	下部ブレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナケケンスでは、原子炉圧力容器温度（下鏡部）を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	下部ブ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。
	下部ブレナムでの溶融炉心の熱伝達		下部ブレナムと溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束、下部ブレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻等の事象進展に対する影響が小さいことを確認した。	下部ブレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナケケンスでは、原子炉圧力容器温度（下鏡部）を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	下部ブレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉圧力容器破損	溶融炉心の挙動モデル (原子炉圧力容器破損モデル)	原子炉圧力容器破損に影響する項目として制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）をパラメータとした感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻が約 13 分早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり、実機における影響は十分小さいと判断される。	制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シナケケンスでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約 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。

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

項 目		解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
原子炉熱出力		3, 293MW	約 3, 270MW～ 約 3, 293MW (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合には、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合には、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6, 93MPa [gage]	約 6, 91MPa [gage]～ 約 6, 94MPa [gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合には、運転中の圧力変動により解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事故進展に及ぼす影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、運転中の圧力変動により解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事故進展に及ぼす影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
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 約 -4cm～約 +6cm (セパレータスカート下端から約 +122cm～約 +132cm) (実績値)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事故発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム 10 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 3m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 4cm であり非常に小さい。したがって、事故進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事故発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム 10 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 3m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 4cm であり非常に小さい。したがって、事故進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
炉心流量		48, 300t/h (定格流量 (100%))	定格流量の 約 86%～約 104% (実績値)	定格流量として設定	事故発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事故進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	事故発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事故進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
燃 料		9 × 9 燃料 (A 型)	装荷炉心ごと	9 × 9 燃料 (A 型) と 9 × 9 燃料 (B 型) は、熱水力的な特性はほぼ同等であり、燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されることから、代表的に 9 × 9 燃料 (A 型) を設定	最確条件とした場合には、9 × 9 燃料の A 型又は B 型の炉心となるが、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事故進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、9 × 9 燃料の A 型又は B 型の炉心となるが、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事故進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
原子炉停止後の崩壊熱		ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	ANSI/ANS-5.1-1979 平均的燃焼度約 31GWd/t (実績値)	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として設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順 (原子炉水位に応じて急速減圧を実施すること) に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが、原子炉圧力容器破損も遅くなり、原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力減速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
格納容器体積 (ドライウェル)		5, 700m ³	5, 700m ³ (設計値)	設計値		
格納容器体積 (サブレーション・チェンバ)		空間部：4, 100m ³ 液相部：3, 300m ³	空間部：約 4, 092m ³ ～約 4, 058m ³ 液相部：約 3, 308m ³ ～約 3, 342m ³ (実績値)	設計値 (通常運転時のサブレーション・プール水位の下限値として設定)		
真空破壊装置		3, 45kPa (ドライウェル・サブレーション・チェンバ間差圧)	3, 45kPa (ドライウェル・サブレーション・チェンバ間差圧) (設計値)	真空破壊装置の設定値	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としていることから、原子炉格納容器側の条件により直接的な影響はない。	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としていることから、原子炉格納容器側の条件により直接的な影響はない。

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

項 目		解析条件		最確条件	条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータ に与える影響
		確かさ					
初期条件	サブプレッショ ン・プール水位	6.983m (通常運転水位－ 4.7cm)	約 7.000m～ 約 7.070m (実績値)	通常運転時のサブプレッショ ン・プールの下限値として設定	本シナリオは原子炉圧力容器内運動を対象としていることから、 原子炉格納容器側の条件により直接的な影響はない。	本シナリオは原子炉圧力容器破損ま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に期待しないことから、原子炉圧力 容器破損に至ることを想定しており、水温の影響はない。	
	サブプレッショ ン・プール水温	32℃	約 15℃～約 32℃ (実績値)	通常運転時のサブプレッショ ン・プールの水温の上限値として設定			
	格納容器圧力	5kPa[gage]	約 2.2 kPa[gage]～ 約 4.7kPa[gage] (実績値)	通常運転時の格納容器圧力を包絡 する値			
	格納容器雰囲気 温度	57℃	約 25℃～約 58℃ (実績値)	通常運転時の格納容器雰囲気温度 (ドライウェル内ガス冷却装置の 設計温度)として設定	本シナリオは原子炉圧力容器破損ま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に期待しないことで原子炉圧力 容器破損に至ることを想定しており、水温の影響はない。	本シナリオは原子炉圧力容器破損ま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に期待しないことで原子炉圧力 容器破損に至ることを想定しており、水温の影響はない。	
	外部水源の温度	35℃	35℃以下	年間の気象条件変化を包含する高 めの水温を設定			
	外部水源の容量	約 8,600m ³	8,600m ³ 以上 (西側淡水貯水設備＋代替 淡水貯槽)	西側淡水貯水設備及び代替淡水貯 槽の管理下限値を設定			
	燃料の容量	約 1,010kL	1,010kL 以上 (軽油貯蔵タンク＋可搬型 設備用軽油タンク)	軽油貯蔵タンク及び可搬型設備用 軽油タンクの管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から 7 日後までに必要な容量 を備えており、燃料は枯渇しないことから運転員等操作時間に与 える影響はない。	管理値下限の容量として事象発生から 7 日後までに必要な容量 を備えており、燃料は枯渇しないことから運転員等操作時間に与 える影響はない。	－
							－

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間となるパラメータと与える影響(3/4)

項 目	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の不確かさ			条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件				
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	—	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定	起因事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。	起因事象として、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は、減圧操作が不要となる。
	安全機能等の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能、低圧注水機能及び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	—	非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス、低圧注水機能として残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設定するとともに、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を設定	—	—
	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、機器条件に示しており設定	—	—
	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	発生する可能性は否 定できない	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定	高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等が生じる原因として炉心ヒートアップによる影響と推定できるが、本シナリオではクリープ破損や漏えい等の発生前に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操作を実施することから、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響はない。	高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等が生じる原因として炉心ヒートアップによる影響と推定できるが、本シナリオではクリープ破損や漏えい等の発生前に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操作を実施することから、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
機器条件	原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3)信号	タービン蒸気加減弁 急速閉信号又は原子炉保護系電源喪失	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時に伴うタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低 (レベル3)信号にてスクラムするものとして設定	最確条件とした場合には、原子炉熱出力の低下が早くなるため、発生する蒸気量は少なくなることから、原子炉水位低下は緩和されることが、操作手順 (原子炉水位に応じて急速減圧を実施すること) に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、原子炉熱出力の低下が早くなるため、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。
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉保護系電源喪失又は原子炉水位異常低下 (レベル2)信号	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閉止するものとして設定	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気流量が減少するが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気流量が減少するが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	電源喪失によるポンプ停止 (事象発生と同時に)	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	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析条件	条件設定の考え方				
<div>操作条件</div> 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%上の位置に到達した時点 (事象発生から約38分後)	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定	<p>【認知】 原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上野位置に到達するまでには事象発生から約38分後の時間余裕があり，原子炉水位は事故時の重要監視パラメータとして継続監視しているため，認知に大幅な時間遅れを生じることには考えにくい。よって，認知遅れによる操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 中央制御室での操作のみであり，当直運転員は中央制御室に常駐していることから，操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 中央制御室での操作のみであり，当直運転員は中央制御室に常駐していることから，操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】 原子炉急速減圧操作は制御盤の操作スイッチによる操作のため，操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【他の並列操作有無】 当該操作に対応する当直運転員に他の並列操作はなく，操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため，誤操作は起こりにくく，そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p> <p>【認知】 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の非常用高圧系統の電源回復ができない場合，早期の電源回復不可と判断し，これにより緊急用海水系の起動準備を開始する手順としている。そのため，認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり，当直運転員は中央制御室に常駐していることから，操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 中央制御室での操作のみであり，当直運転員は中央制御室に常駐していることから，操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】 中央制御室における操作は，ポンプ起動，系統構成にかかる時間として緊急用海水系の起動に20分，代替循環冷却系の起動に35分を想定しており，操作時間に余裕を確保している。</p> <p>【他の並列操作有無】 当該操作に対応する当直運転員に他の並列操作はなく，操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤のスイッチによる簡易な操作のため，誤操作は起こりにくく，そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	実態の操作開始時間とはほぼ同等であることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	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，操作開始時間 (事象発生から約38分後) に対して余裕があるため，準備時間が確保できることから，時間余裕がある。	中央制御室における操作のため，シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では，原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達後，1分で原子炉急速減圧操作を開始。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。
	緊急用海水系による冷却水の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作	緊急用海水系及び代替循環冷却系の操作所要時間を踏まえて設定	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。また，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，操作所要時間を設定して解析上の想定時間を踏まえたものであり，実態の操作開始時間が早まる可能性はあることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくない。	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はある。また，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくない。	格納容器除熱開始まで時間を踏まえて解析上の想定時間を設定したものがあり，時間余裕がある。また，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時間の余裕があることから，時間余裕がある。	中央制御室における操作のため，シミュレータ (模擬操作含む。) にて訓練実績を取得。訓練では緊急用海水系起動に約16分。代替循環冷却系起動に約27分。想定している範囲内で意図している運転操作が実施可能であることを確認した。

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

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間 に与える影響	評価項目とな るパラメータ に与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析条件	条件設定の 考え方					
代替格納容 器冷却系 (常設) による格納 容器冷却操 作 (原子炉 圧力容器破 損後)	原子炉圧力 容器破損 6 分後に開始 (約 4.6 時 間後)	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	<p>【認知】</p> 原子炉圧力容器の破損は、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、格納容器下部水温の温度上昇又は指示値喪失によって原子炉圧力容器破損を判断するものであり、解析上の認知にかかる時間としては 5 分を想定している。格納容器下部水温は破損兆候の検知によって継続監視するパラメータであり、温度上昇又は指示値喪失による原子炉圧力容器破損の判断は速やかに実施できるものであるため、認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。 <p>【要員配置】</p> 中央制御室内での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。 <p>【移動】</p> 中央制御室内での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。 <p>【操作所要時間】</p> 中央制御室内における格納容器スプレイは、注入弁 1 弁の開操作による注水であり、1 操作に 1 分間を想定している。当該操作は、中央制御室の制御盤の操作スイッチによる操作のため、操作時間に与える影響はなし。 <p>【他の並列操作有無】</p> 当該操作に対応する当直運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。 <p>【操作の確実さ】</p> 中央制御室の制御盤のスイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	原子炉圧力容器破損までには事象発生から約 4.5 時間の時間余裕があり、また、格納容器下部水温の温度上昇又は指示値喪失を検出したこと等をもって破損兆候を検知し、格納容器下部水温の温度上昇又は指示値喪失による破損は指示値喪失によって原子炉圧力容器破損を判断し、格納容器スプレイを実施することとしており、実施の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であること、また、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に与える可能性は小さい。当直運転員は中央制御室に常駐しているが、当直運転員は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。 <p>(添付資料 3.2.2)</p>	原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約 4.5 時間後であり、また、溶融炉心落下後にベデスタル (ドライウェル部) 注水が行われなかった場合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。 <p>(添付資料 3.2.14)</p>	中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では、条件成立を前提として約 1 分間で代替格納容器冷却系 (常設) による格納容器冷却を開始。意図している運転操作が実施可能なことを確認した。	
	格納容器下部注水系統 (常設) によるベデスタル (ドライウェル部) 注水操作	代替格納容器冷却系 (常設) による格納容器冷却操作 (原子炉圧力容器破損後) 開始から 1 分後に開始 (約 4.6 時間後)	操作実施に必要な時間を考慮して設定	<p>【認知】</p> 原子炉圧力容器の破損は、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、格納容器下部水温の温度上昇又は指示値喪失によって原子炉圧力容器破損を判断するものであり、解析上の認知にかかる時間としては 5 分を想定している。格納容器下部水温は破損兆候の検知によって継続監視するパラメータであり、温度上昇又は指示値喪失による原子炉圧力容器破損の判断は速やかに実施できるものであるため、認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。 <p>【要員配置】</p> 中央制御室内での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。 <p>【移動】</p> 中央制御室内での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。 <p>【操作所要時間】</p> 中央制御室内におけるベデスタル (ドライウェル部) への注水は、注入弁 1 弁の開操作による注水であり、1 操作に 1 分間を想定している。当該操作は、中央制御室の制御盤の操作スイッチによる操作のため、操作時間に与える影響はなし。 <p>【他の並列操作有無】</p> 当該操作に対応する当直運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。 <p>【操作の確実さ】</p> 中央制御室の制御盤のスイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約 4.5 時間後であり、また、溶融炉心落下後にベデスタル (ドライウェル部) 注水が行われなかった場合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。 <p>(添付資料 3.2.14)</p>	中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では、条件成立を前提として約 1 分間で格納容器下部注水系統 (常設) による注水を開始。意図している運転操作が実施可能なことを確認した。	

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

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間 に与える影響	評価項目となる パラメータに与 える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析条件	条件設定の 考え方					
操作条件	可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素注入操作	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	<p>【認知】</p> <p>事故時には重要監視パラメータである格納容器内酸素濃度を継続監視しており、また、可搬型窒素供給装置の移動及びボース敷設等は、格納容器内酸素濃度が3.5vol% (ドライ条件) に到達する事象発生から約124時間後に開始となるのに対して、窒素注入操作の実施基準 (格納容器内酸素濃度4.0vol% (ドライ条件)) に到達するのは事象発生約167時間後であり、比較的低やかなパラメータ変化であることから、認知遅れが操作開始時間に影響を及ぼす可能性は非常に小さい。</p> <p>【要員配置】</p> <p>現場での操作は、中央制御室の当直運転員とは別に現場操作を行う重大事故等対応要員を配置している。これらの要員は、操作の実施期間中に他の操作を担っていないことから、要員配置が操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】</p> <p>窒素注入に用いる可搬型窒素供給装置は車両であり、自主にて作業場所へ移動することを想定している。仮に地震等の外部事象が起因事象で、アクセスルートに被害がある場合でも、ホイールロータ等にて必要なアクセスルートを復旧できる体制としている。重大事故等対応要員は、格納容器内酸素濃度が3.5vol% (ドライ条件) に到達する事象発生から約124時間後に移動を開始するが、移動にかかると所要時間は約1時間であり、窒素注入開始時間の事象発生から約167時間後までに余裕時間があることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】</p> <p>作業場所への移動完了後、可搬型窒素供給装置の準備、ボース敷設等として120分を想定している。本操作は、作業場所への移動完了後に開始し、格納容器内酸素濃度が4.0vol% (ドライ条件) に到達する予定時刻の約43時間前から実施する。よって、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【他の並列操作有無】</p> <p>他の並列操作はないことから操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>重大事故等対応要員の現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作開始時間に影響を及ぼす可能性は小さい。</p>	格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度4.0vol% (ドライ条件) に到達は事象発生から約167時間後であるのに対して、可搬型窒素供給装置の移動及びボース敷設等は格納容器内酸素濃度が3.5vol% (ドライ条件) 到達時 (事象発生から約124時間後) に開始し約3時間で準備完了するため、十分な余裕時間があることから、操作開始時間に与える影響は小さい。	格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度4.0vol% (ドライ条件) 到達は事象発生から約167時間後であるのに対して、可搬型窒素供給装置の移動及びボース敷設等は格納容器内酸素濃度が3.5vol% (ドライ条件) 到達時 (事象発生から約124時間後) に開始し約3時間で準備完了するため、十分な余裕時間があることから、操作開始時間に与える影響は小さい。	格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度4.0vol% (ドライ条件) 到達は事象発生から約167時間後であるのに対して、可搬型窒素供給装置の移動及びボース敷設等は格納容器内酸素濃度が3.5vol% (ドライ条件) 到達時 (事象発生から約124時間後) に開始し約3時間で準備完了するため、十分な余裕時間があることから、操作開始時間に与える影響は小さい。	可搬型窒素供給装置への燃料補給は、想定所要時間90分のところ、訓練実績等により約80分に実施可能なことを確認した。
	タンクローリによる燃料給油操作	可搬型窒素供給装置への燃料給油操作は、解析条件ではないが、解析で想定している操作の成立や継続に必要な操作・作業各機器の使用開始時間を踏まえて設定	可搬型窒素供給装置への燃料給油操作開始までの時間は、事象発生から約167時間あり十分な時間余裕がある。	-	-	-	可搬型窒素供給装置への燃料補給は、想定所要時間90分のところ、訓練実績等により約80分に実施可能なことを確認した。

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

1. はじめに

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策の有効性評価においては、原子炉压力容器破損後の事象進展を評価する観点より、原子炉压力容器破損まで設計基準事故対処設備の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を含む全ての低圧注水機能が失われている状態を仮定しており、原子炉压力容器破損後に代替循環冷却系による原子炉注水を開始するものとしている。

一方で、一度機能喪失した設備の復旧には、ある程度時間を要することが考えられる。ここでは、念のため原子炉压力容器が破損した以降においても重大事故等対処設備を含めた原子炉注水を考慮しない場合の影響を感度解析により確認する。

2. 感度解析条件

第 1 表に本評価の感度解析条件を示す。

第 1 表 感度解析条件（代替循環冷却系）

基本ケース (原子炉注水あり)	感度解析ケース (原子炉注水を考慮しない)
総循環流量：250m ³ /h ・ 250m ³ /h の流量で格納容器へスプレイ (原子炉压力容器破損前) ・ 150m ³ /h の流量で格納容器へスプレイ 及び 100m ³ /h の流量で原子炉へ注水 (原子炉压力容器破損後)	総循環流量：250m ³ /h ・ 250m ³ /h の流量で格納容器へスプレイ

3. 感度解析結果

第2表及び第1図から第15図に、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感度解析結果を基本ケースと併せて示す。

格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度の最高値を比較した場合、基本ケースで約 0.47MPa[gage]及び約 151℃であるのに対し、感度解析ケースでは約 0.47MPa[gage]及び約 150℃であるため、原子炉圧力容器破損後に原子炉注水を考慮しない場合も、格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度に与える影響は小さい。

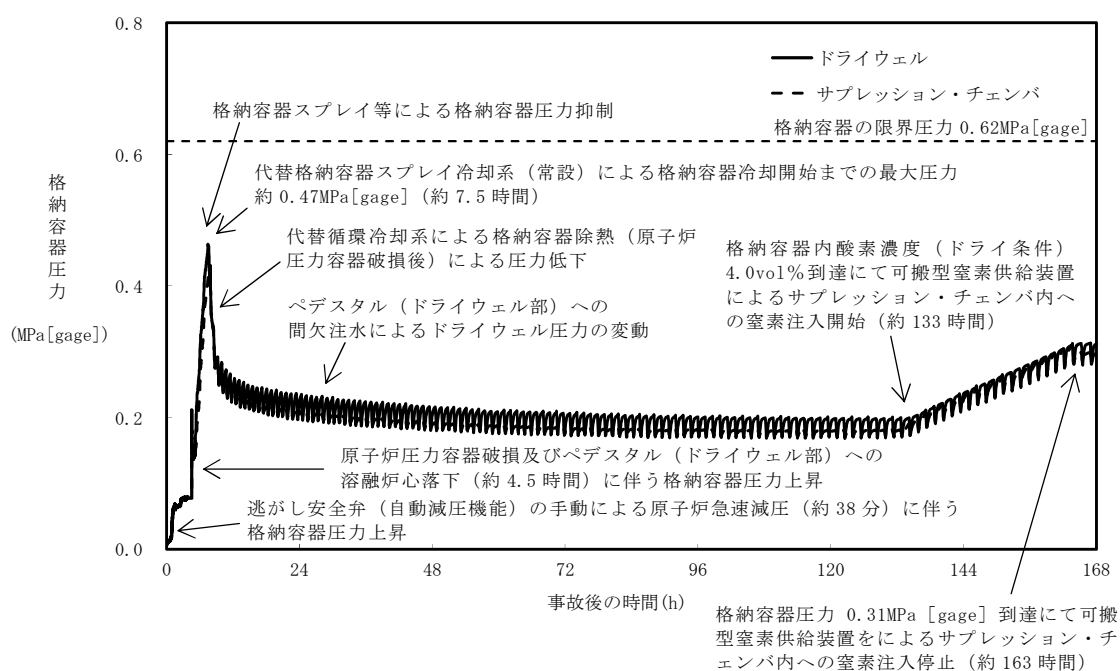
また、ペデスタル（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリートの侵食量は、基本ケース及び感度解析ケースともに、0cm であり、原子炉注水の有無の影響はない。

サプレッション・プール水位については、感度解析ケースでは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）注水により徐々に上昇するが、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の判断基準である通常水位+6.5m に7日間は到達しない。

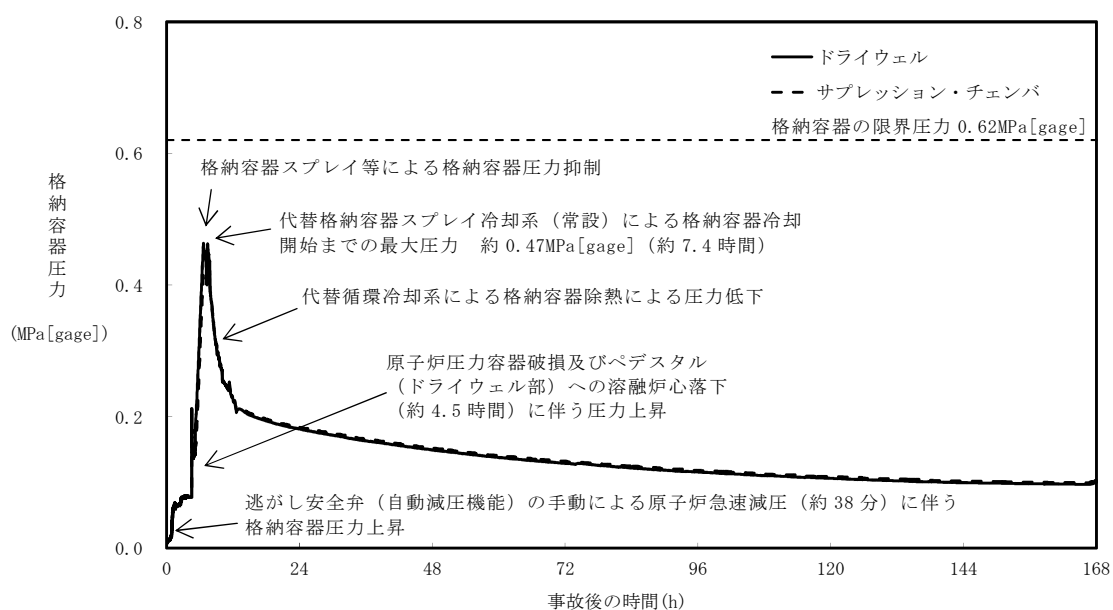
格納容器内水素濃度及び酸素濃度については、感度解析ケースにおいてもジルコニウム-水反応によって水素濃度は 13vol%を大きく上回るが、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を事象発生後約 133 時間より開始することで、酸素濃度は可燃限界濃度である 5vol%を下回るため、格納容器内での水素燃焼は発生しない。

第 2 表 感度解析結果

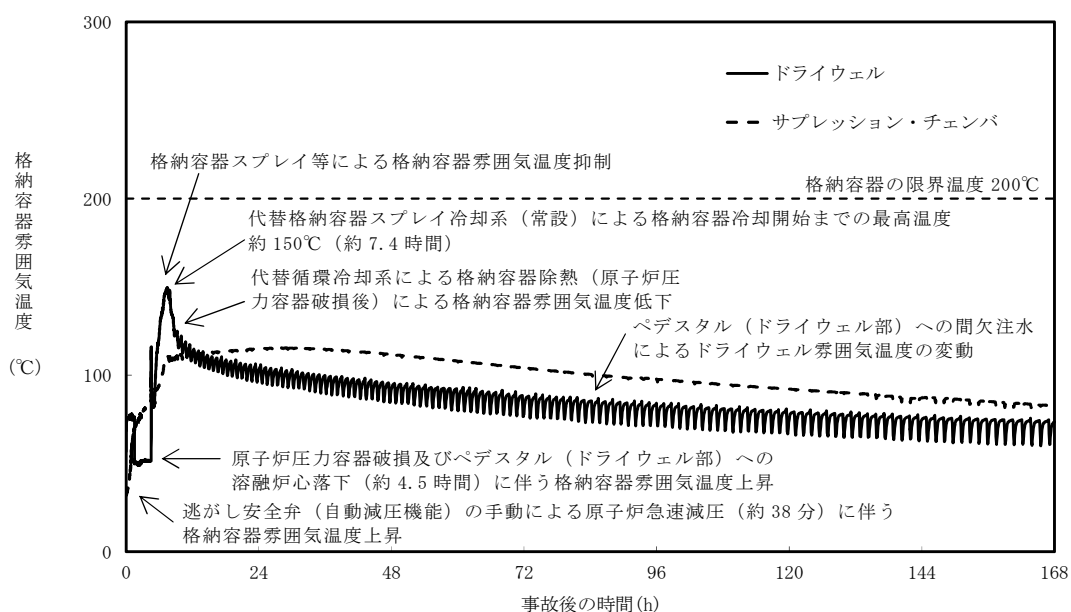
項 目	基本ケース	感度解析ケース
格納容器圧力（最高値）	約 0.47MPa[gage] （約 7.4 時間）	約 0.47MPa[gage] （約 7.5 時間）
格納容器雰囲気温度（最高値）	約 151℃ （約 7.4 時間）	約 150℃ （約 7.4 時間）
コンクリート侵食量 （壁面及び床面）	0cm	0cm



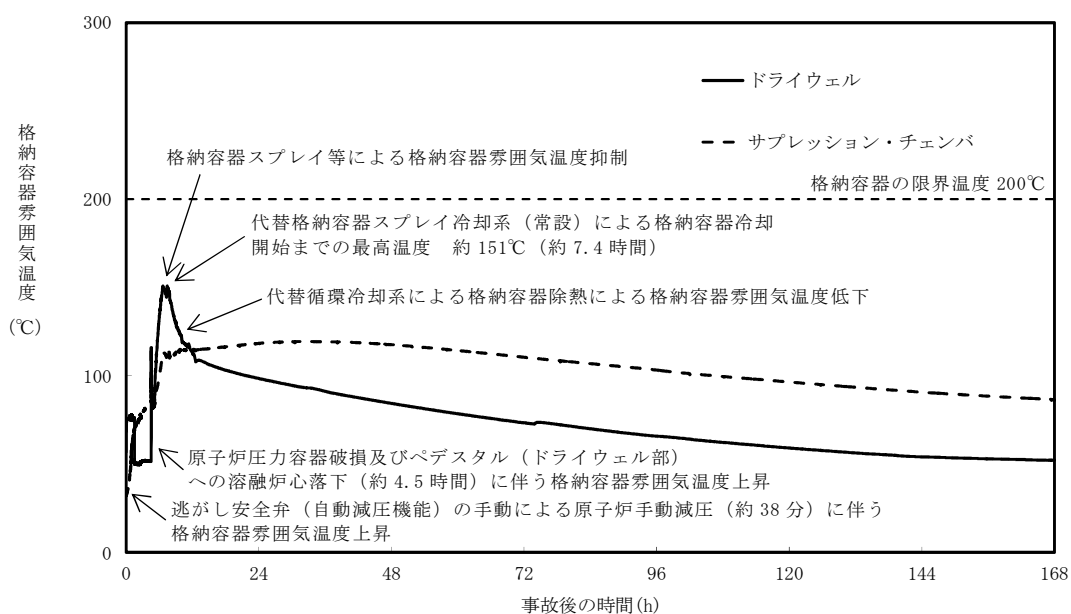
第 1 図 格納容器圧力の推移（感度解析ケース）



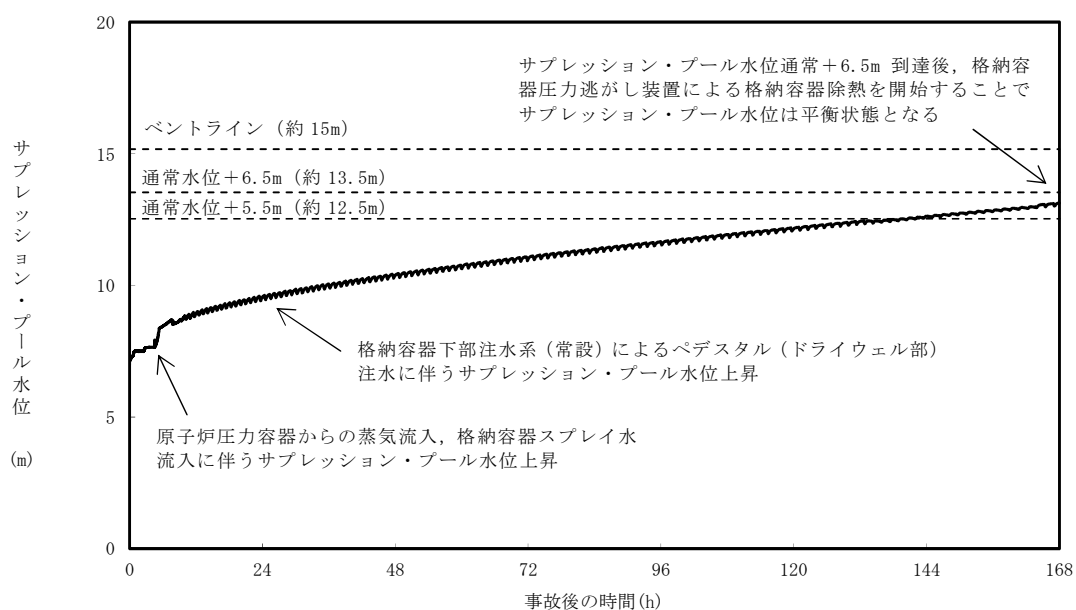
第 2 図 格納容器圧力の推移（基本ケース）



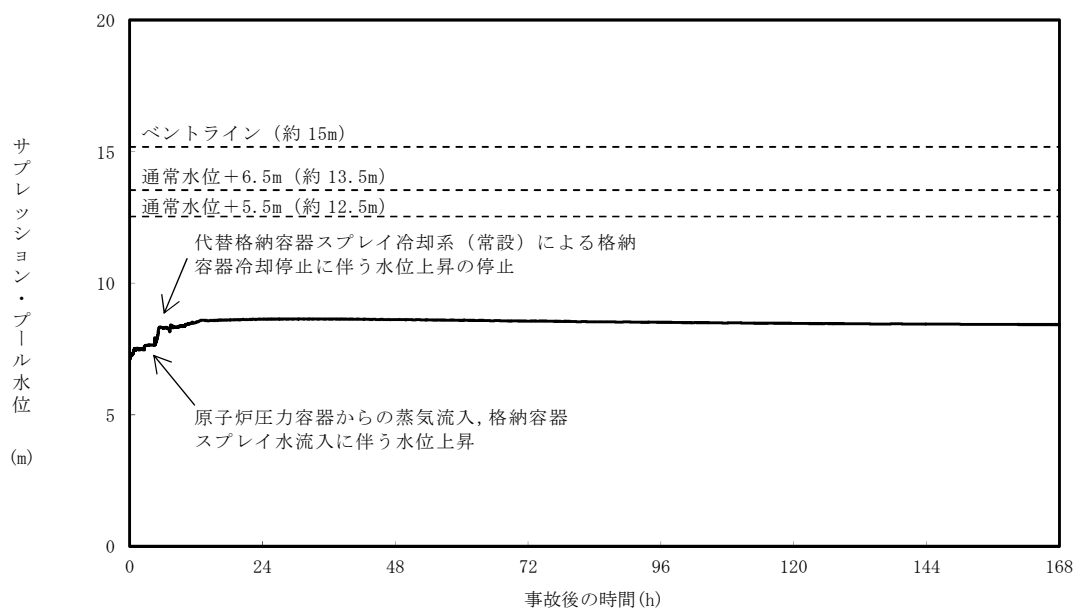
第 3 図 格納容器雰囲気温度の推移（感度解析ケース）



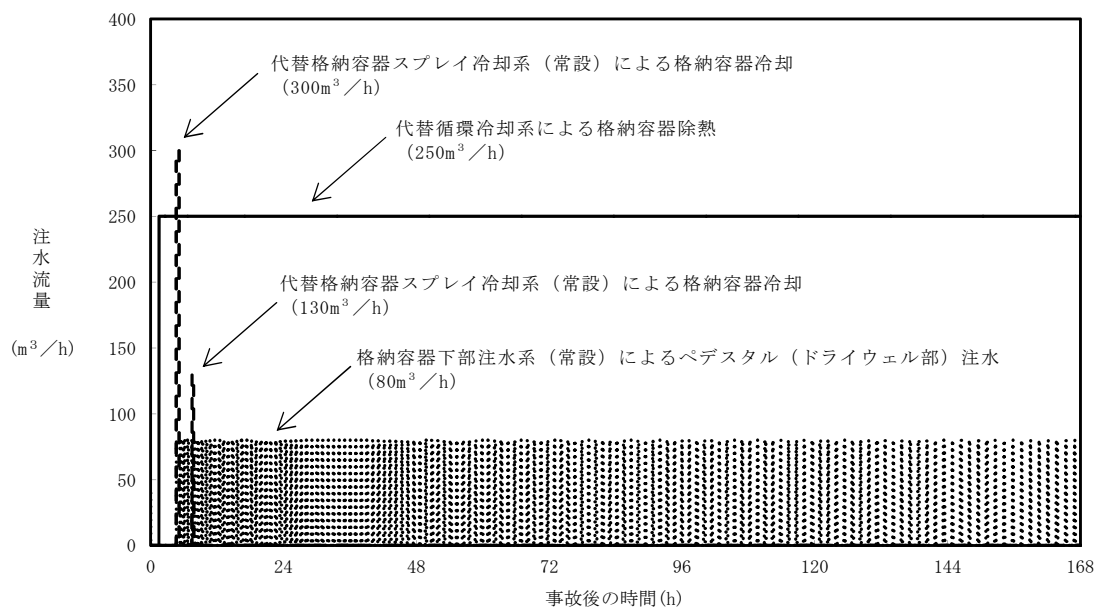
第 4 図 格納容器雰囲気温度の推移（基本ケース）



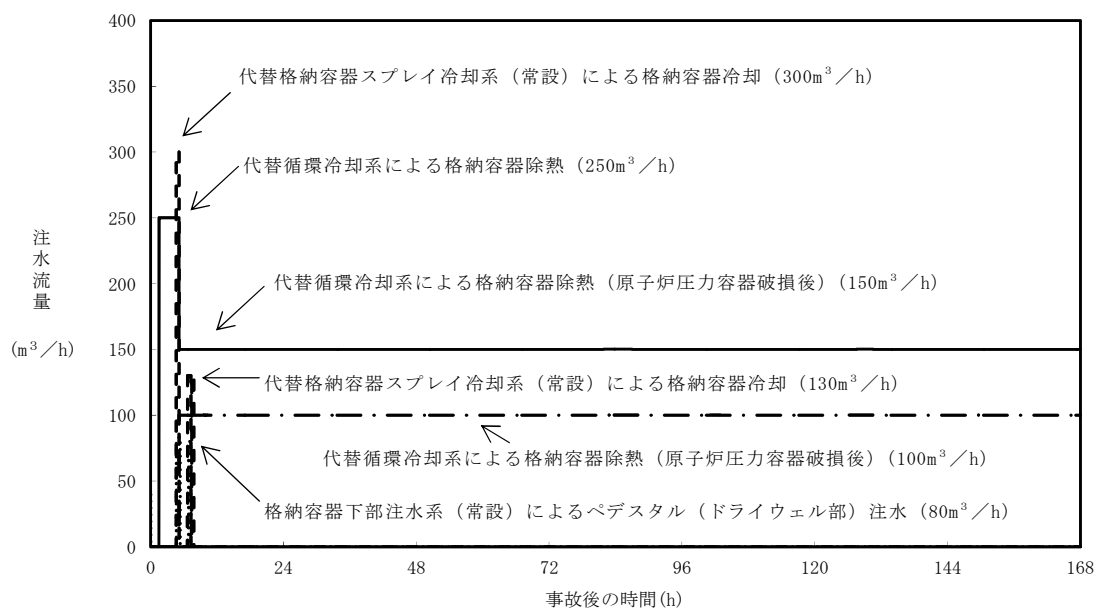
第 5 図 サプレッション・プール水位の推移（感度解析ケース）



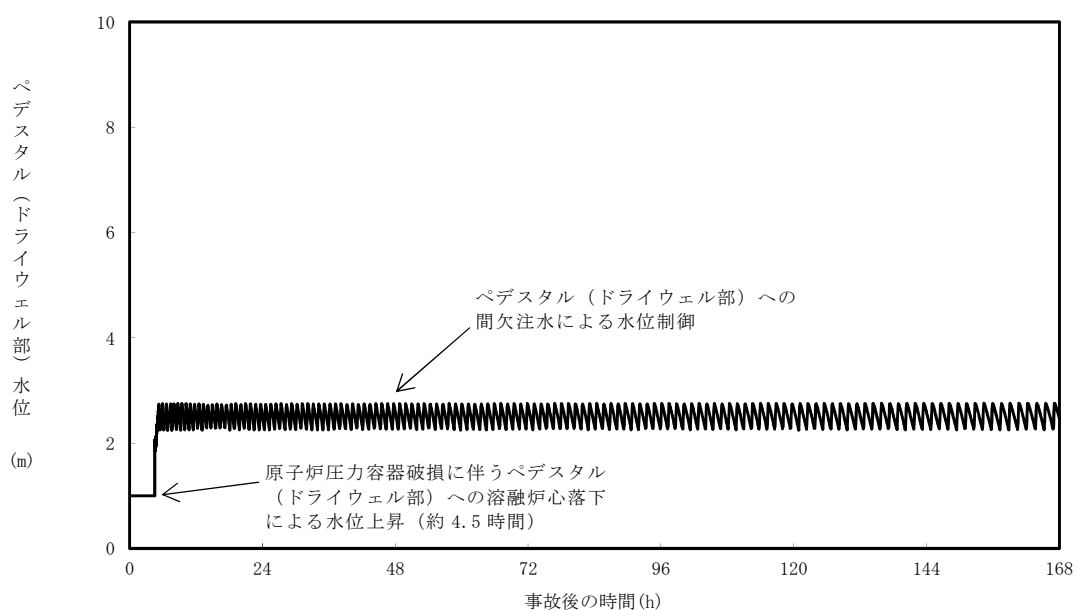
第 6 図 サプレッション・プール水位の推移（基本ケース）



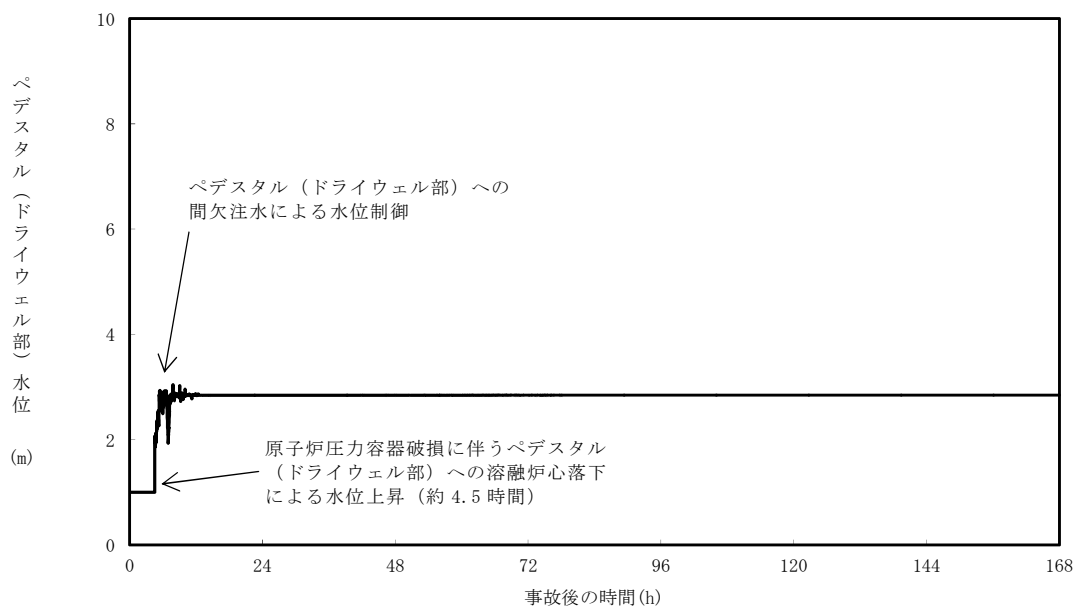
第 7 図 注水流量の推移（感度解析ケース）



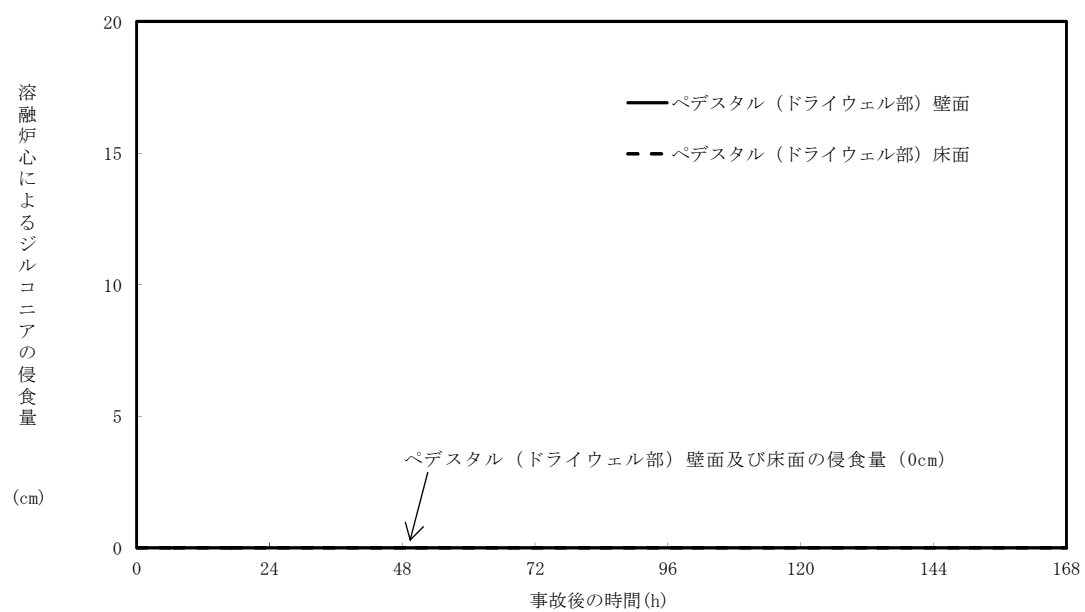
第 8 図 注水流量の推移（基本ケース）



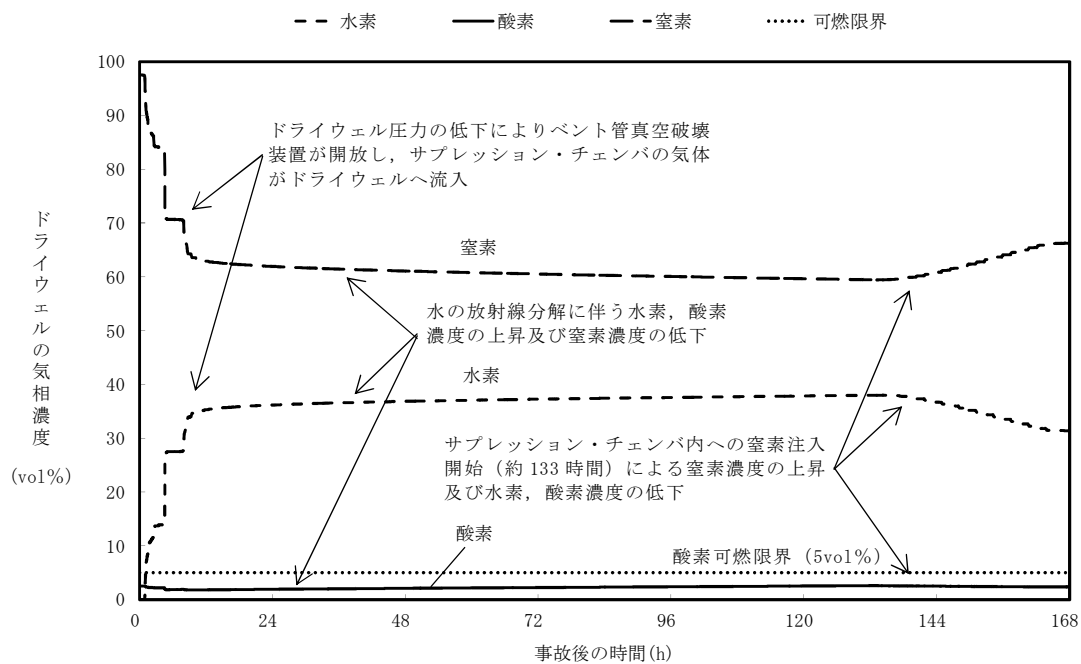
第 9 図 ペデスタル（ドライウエル部）の水位の推移（感度解析ケース）



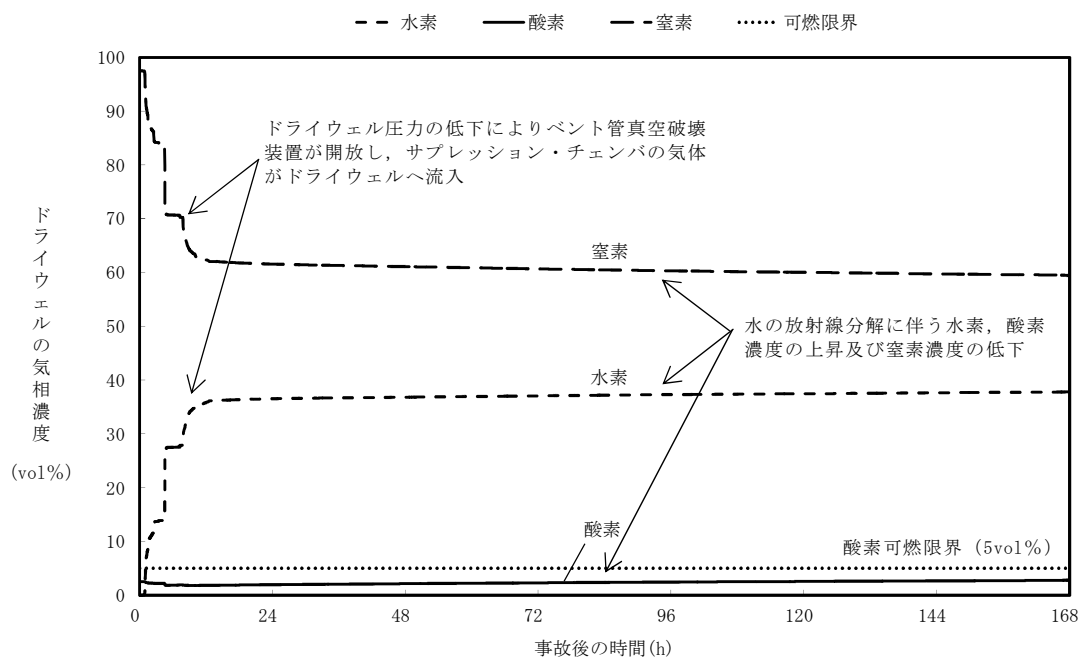
第 10 図 ペデスタル（ドライウエル部）の水位の推移（基本ケース）



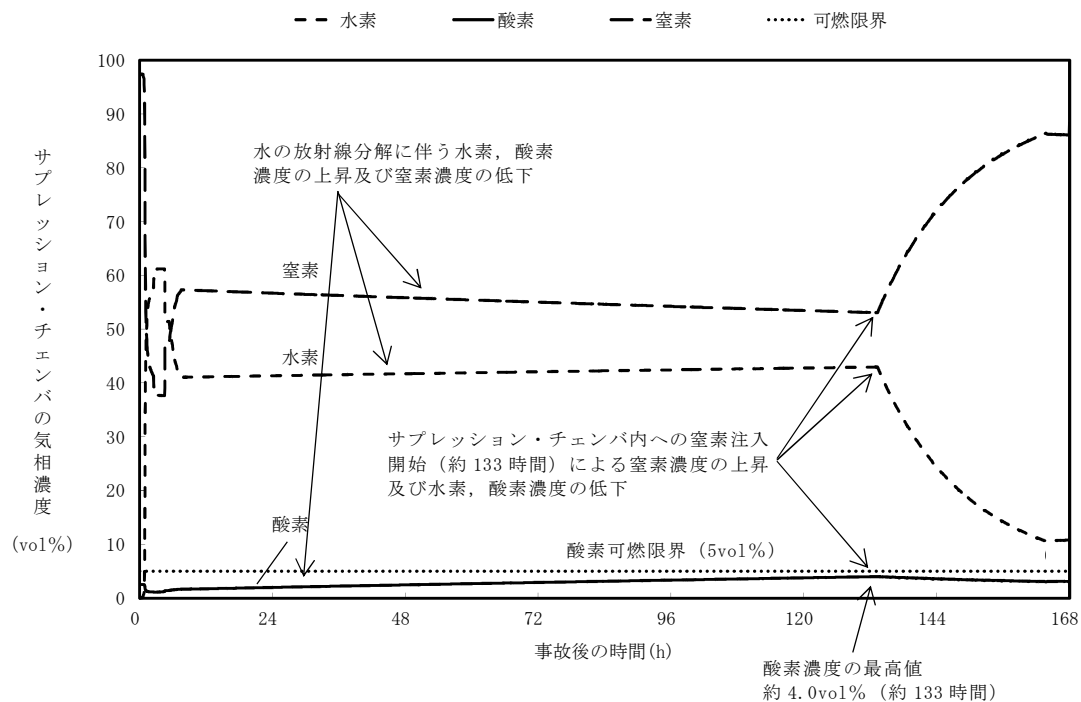
第 11 図 ペデスタル（ドライウエル部）の壁面及び床面の
コンクリート侵食量の推移（感度解析ケース）



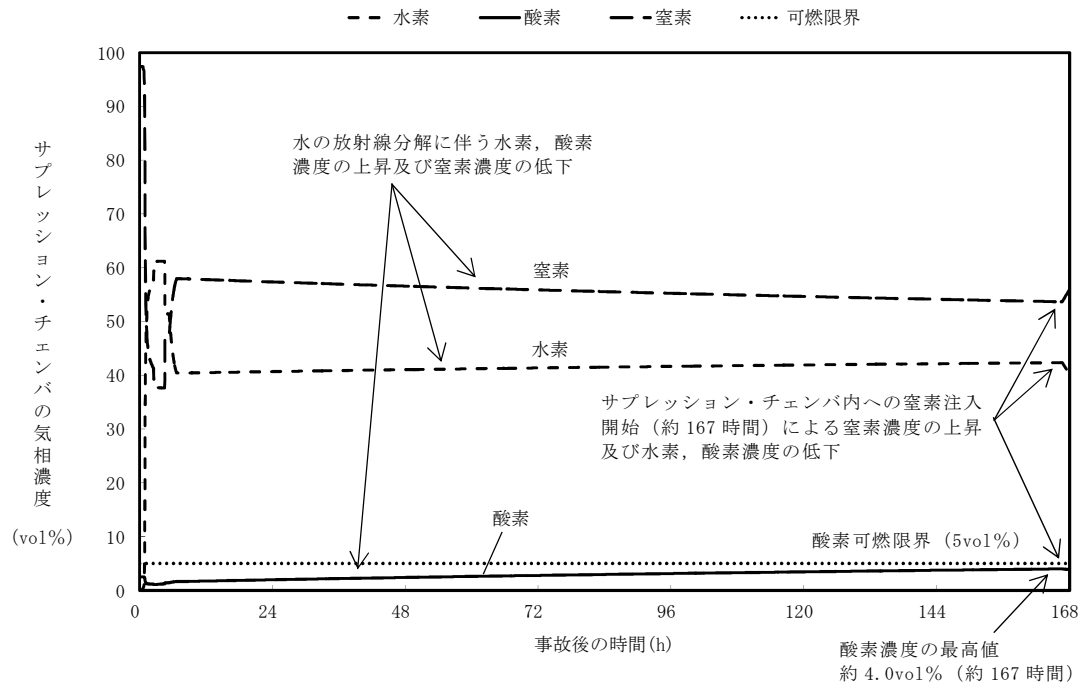
第 12 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）
（感度解析ケース）



第 13 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）
（基本ケース）



第 14 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）
（感度解析ケース）



第 15 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）
（基本ケース）

7 日間における水源の対応について

(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

1. 水源に関する評価

① 淡水源（有効水量）

・代替淡水貯槽：約 4,300m³

2. 水使用パターン

① 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却

原子炉圧力容器破損後，代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。格納容器圧力が低下傾向に転じた後は，格納容器圧力 0.465MPa[gage] 到達で冷却開始，0.400MPa[gage]で停止の操作を継続する。

② 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

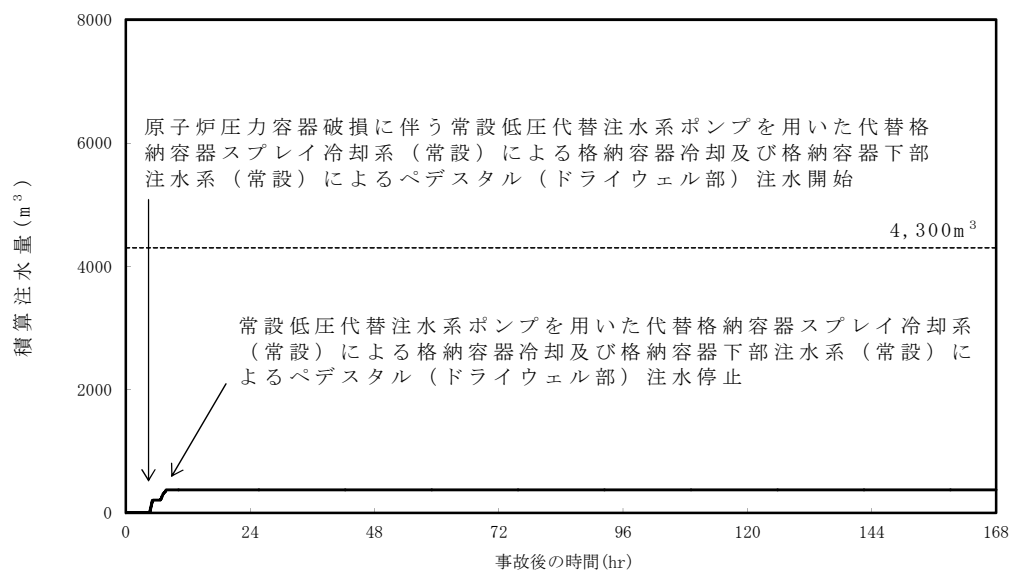
原子炉圧力容器破損後，代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水を実施する。その後，ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冠水維持させるため，格納容器下部水位 2.25m 以下でペDESTAL（ドライウェル部）注水を開始，2.75m 到達で停止の操作を継続する。

3. 時間評価

格納容器冷却等によって、代替淡水貯槽の水量は減少する。

事象発生 90 分後までに代替循環冷却系による格納容器除熱を実施し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却等を停止するため、代替淡水貯槽の水量の減少は停止する。

この間の代替淡水貯槽の使用水量は合計約 380m^3 である。



第 1 図 外部水源による積算注水量

（高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

4. 水源評価結果

時間評価の結果から、7 日間の対応において合計約 380m^3 の水が必要となるが、代替淡水貯槽に約 $4,300\text{m}^3$ の水を保有することから必要水量を確保している。このため、安定して冷却を継続することが可能である。

7 日間における燃料の対応について

(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

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

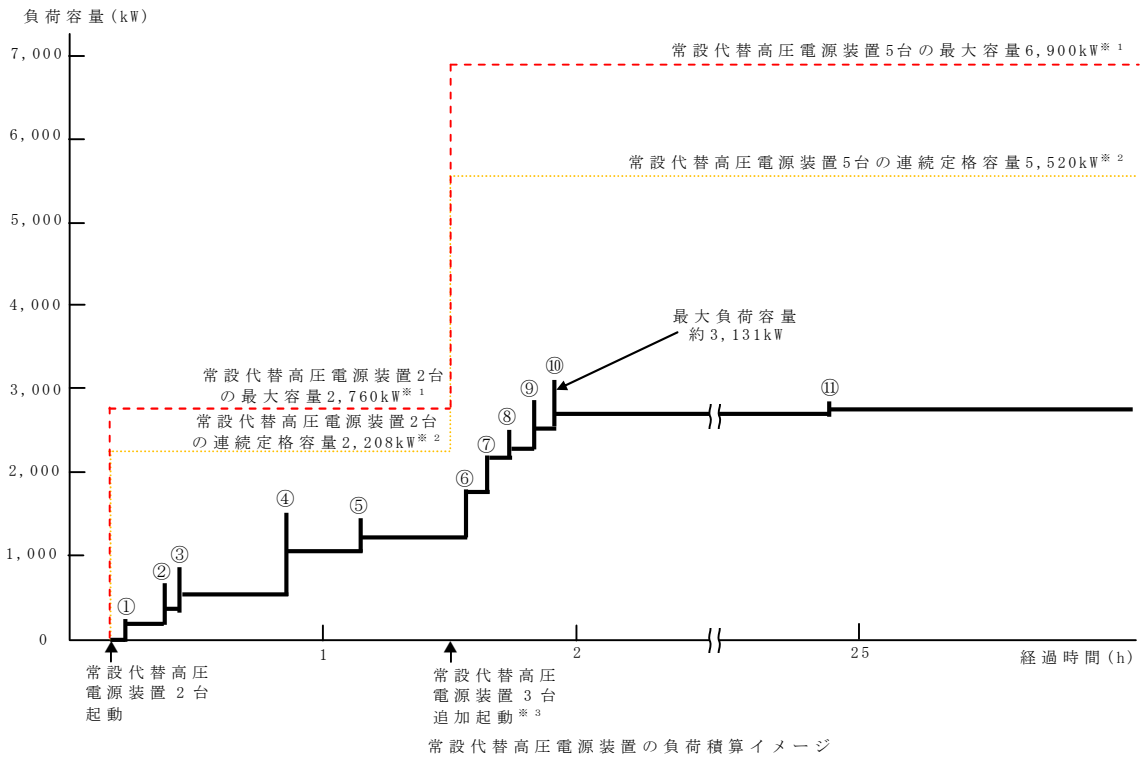
時系列	合計	判定
常設代替高圧電源装置 5 台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) $420.0\text{L/h (燃料消費率)} \times 168\text{h (運転時間)} \times 5 \text{ 台 (運転台数)}$ $= \text{約 } 352.8\text{kL}$	7 日間の 軽油消費量 約 352.8kL	軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり，7 日間対応可能
可搬型窒素供給装置用電源車 1 台起動 (格納容器内への窒素注入) $110.0\text{L/h (燃料消費率)} \times 168\text{h (運転時間)} \times 1 \text{ 台 (運転台数)}$ $= \text{約 } 18.5\text{kL}$	7 日間の 軽油消費量 約 18.5kL	可搬型設備用軽油タンクの容量は約 210kL であり，7 日間対応可能
緊急時対策所用発電機 1 台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) $411\text{L/h (燃料消費率)} \times 168\text{h (運転時間)} \times 1 \text{ 台 (運転台数)}$ $= \text{約 } 70.0\text{kL}$	7 日間の 軽油消費量 約 70.0kL	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクの容量は約 75kL であり，7 日間の対応可能

常設代替交流電源設備の負荷

(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

主要負荷リスト【電源設備：常設代替高圧電源装置】

起動順序	主要機器名称	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の連続最大負荷容量 (kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・ 緊急用直流125V充電器 ・ その他必要な負荷	約120 約97	約245	約217
②	常設低圧代替注水系ポンプ	約190	約702	約407
③	常設低圧代替注水系ポンプ	約190	約892	約597
④	緊急用海水ポンプ その他必要な負荷	約510 約4	約1,579	約1,111
⑤	代替循環冷却系ポンプ	約140	約1,468	約1,251
⑥	非常用母線2C自動起動負荷 ・ 直流125V充電器A ・ 非常用照明※4 ・ 120／240V計装用主母線盤2A ・ その他必要な負荷 ・ その他不要な負荷※4	約79 約108 約134 約14 約234	約1,833	約1,820
⑦	非常用母線2D自動起動負荷 ・ 直流125V充電器B ・ 非常用照明※4 ・ 120／240V計装用主母線盤2B ・ その他不要な負荷※4	約60 約86 約134 約135	約2,240	約2,235
⑧	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他必要な負荷 停止負荷	約55 約8 約95 約52	約2,529	約2,341
⑨	中央制御室換気系空調機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他必要な負荷	約45 約8 約183	約2,918	約2,577
⑩	蓄電池室排気ファン その他必要な負荷	約8 約154	約3,131	約2,739
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30	約2,848	約2,769



※1 常設代替高圧電源装置定格出力運転時の容量 (1,380kW×運転台数＝最大容量)
※2 常設代替高圧電源装置定格出力運転時の80%の容量 (1,380kW×0.8×運転台数＝連続定格容量)
※3 非常用母線の負荷への給電に伴い、負荷容量が増加するため、常設代替高圧電源装置を3台追加起動する
※4 有効性評価で期待していないが電源供給される不要な負荷

原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冠水評価について

1. はじめに

原子炉圧力容器（以下「R P V」という。）破損により落下した溶融炉心（以下「デブリ」という。）は、事前に水張りされていたペデスタル（ドライウエル部）の水中に落下し、冠水する。その後、R P V破損から7分後に格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）注水を実施することとしているが、7分間に水が蒸発することから、デブリの冠水状態の評価を実施する。

また、ポロシティが冠水状態に与える影響についても評価した。

2. 評価対象事故シーケンス

R P V破損する有効性評価の評価事故シーケンスとして、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。ここでは、有効性評価のベースケースとなる過渡事象について、デブリの冠水状態の評価を実施する。

また、起因事象をL O C Aとした場合には事象進展が異なることから、R P V破損時間が早くなる大破断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）についても、同様にデブリの冠水状態の評価を実施する。

3. デブリ冠水評価

デブリの堆積形状を第1図に示す。ポロシティを考慮したデブリ堆積高さ H_{debri} は式(1)で評価する。

$$H_{\text{debri}} = (V_m \times (1 - \Phi_{\text{ent}}) + V_s + V_m \times \Phi_{\text{ent}} \div (1 - P)) \div S_{\text{fz}} \quad (1)$$

V_m : 溶融物体積[約 36m^3]

V_s : ペDESTAL (ドライウエル部) 内構造物体積[約 4m^3] (別添 1 参照)

Φ_{ent} : R i c o u - S p a l d i n g 相関式に基づく粒子化割合[0.173]
(別添 2 参照)

P : ポロシティ[0.5] P U L i M S 実験の知見 (0.29~0.37) から保守的に設定

S_{fz} : コリウムシールドの設置を考慮した床面積[]

また、粒子化したデブリの間に冷却水が浸入するため、デブリの冠水維持評価の観点から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ について式(2)で評価する。ここで、デブリ堆積範囲より上の領域にはコリウムシールドが敷設されていないものとする。

$$H_{pool-ent} = (H_{pool} - (V_m \times \Phi_{ent} \div (1-P) \times P \div S_{fz})) \times (S_{fz} / S_f) \quad (2)$$

H_{pool} : 水プール初期水深[1m]

S_f : コリウムシールドが設置されていない範囲の断面積[]

式(1)からデブリ堆積高さ H_{debrl} は約 1.71m となる。また、式(2)から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ は約 0.69m となる。

解析コード M A A P を用いた有効性評価の結果 (デブリから水プールへの限界熱流束を $800\text{kW}/\text{m}^2$ (圧力依存性あり) と設定) から、R P V 破損によるデブリ落下からペDESTAL (ドライウエル部) 注水開始までの 7 分間におけるペDESTAL (ドライウエル部) 水位低下量は、過渡事象の場合は約 0.34m, L O C A 事象の場合は約 0.44m であり、デブリの冠水は維持される。なお、R P V 破損時点からデブリ露出までの時間は、過渡事象の場合で約 21 分間, L O C A 事象の場合で約 15 分間であることから、ペDESTAL (ドライウエル

部) 注水の開始が遅れた場合でも一定時間冠水維持することが可能である。

4. ポロシティが冠水評価に与える影響

水位低下量評価にポロシティの効果を考慮していないことから、その影響を評価した。

粒子状デブリベッドのドライアウト熱流束に関する相関式である $L i p i n s k i - 0 D$ モデルでは、ポロシティの増加によってドライアウト熱流束が上昇する結果が得られており、第2図においてポロシティ 0.48 の場合、ドライアウト熱流束は、約 $3,300 \text{ kW/m}^2$ となる。これは、水位低下量評価で、デブリから水プールへの熱流束として設定している 800 kW/m^2 と比較して大きな値となるが、ポロシティを形成するデブリの粒子化割合は約 17% と小さく、粒子化したデブリはクエンチしていることから、ポロシティによるドライアウト熱流束増加の影響は小さい。

よって、ポロシティを考慮しても水位低下量評価への影響は小さく、冠水評価に影響はない。

5. デブリ堆積形状の不確かさ評価 (別添3 参照)

水プール水位に対してデブリ落下量が多く粒子化割合が小さいことから、落下したデブリは均一に堆積すると考えられる。ここでは、デブリが均一に堆積しない場合にデブリ冠水維持に与える影響について評価する(第3図)。

P U L i M S 実験において確認されたデブリ堆積高さと拡がり距離のアスペクト比を適用してデブリ堆積形状を山状と想定し、均一化した場合と比較して堆積高さが高くなり、露出までの水深が低くなる場合の評価を実施した結果、水プール水位は約 0.52m となった。水プールとの接触面積増加の影響を考慮した場合における水位低下量は、過渡事象の場合は約 0.35m, L O C

A事象の場合は約 0.45m であり、デブリの冠水が維持されることを確認した。

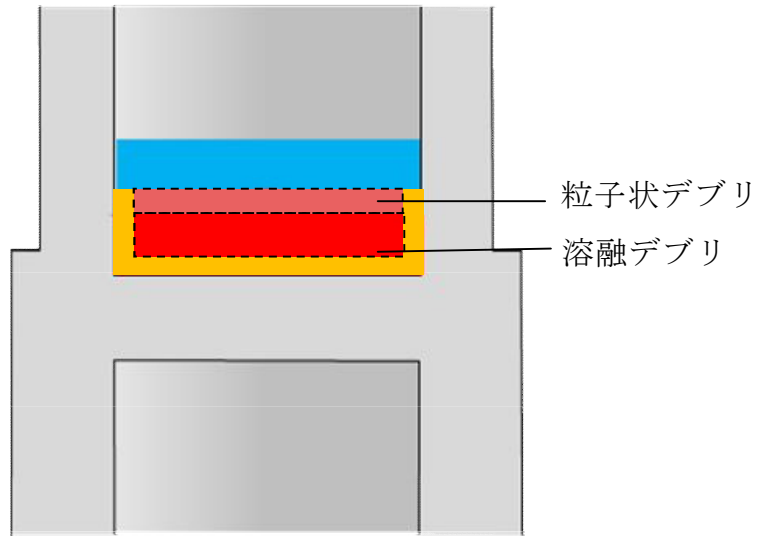
6. 機器ドレンサンプが溶融しない場合の不確かさ評価（別添 4 参照）

ペDESTAL（ドライウェル部）内に設置された機器ドレンサンプは、デブリ落下時には溶融しデブリに取り込まれることで溶融デブリとして堆積すると考えられる。ここでは、機器ドレンサンプが溶融しないと仮定した場合にデブリ冠水維持に与える影響について評価する。

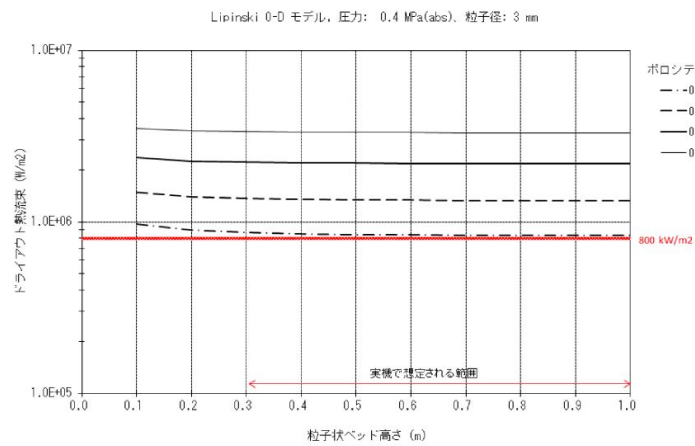
新設する機器ドレンサンプの体積を既設と同等として評価した結果、プール水位は約 0.58m となった。水位低下量は、過渡事象の場合は約 0.34m、L O C A 事象の場合は約 0.44m であり、デブリの冠水が維持されることを確認した。

7. まとめ

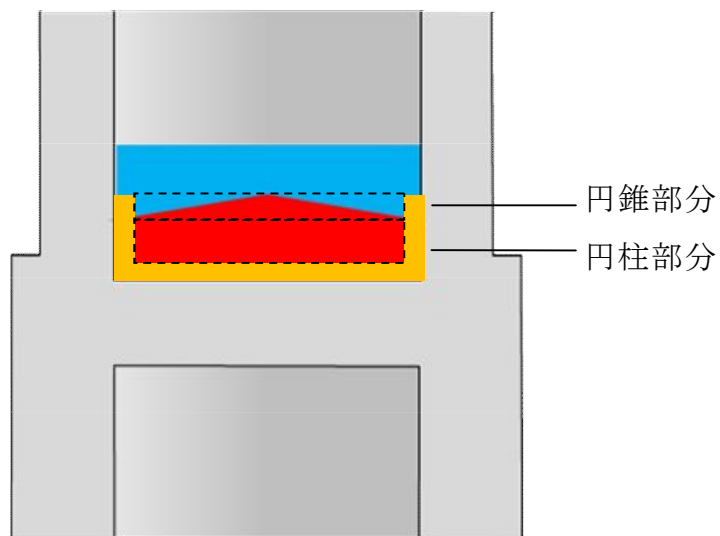
以上の評価から、過渡事象及びL O C A 事象いずれにおいても、R P V 破損から 7 分の間において、デブリの冠水状態が維持されることを確認した。



第 1 図 デブリ堆積形状



第 2 図 粒子状ベッド高さとドライアウト熱流束の関係



第 3 図 デブリ堆積形状 (不確かさ考慮)

デブリとして考慮するペDESTAL（ドライウェル部）内構造物について

デブリ堆積高さの計算においては，第 1 表及び第 2 表に示すペDESTAL（ドライウェル部）内構造物の総体積を保守的に 4m^3 として考慮した。

第1表 デブリとして考慮したペDESTAL（ドライウェル部）内構造物（既設）

構造物	体積 $[\text{m}^3]$	外観図
ターンテーブル （溶融炉心の落下部及びその周囲のみが溶融しデブリに加わると考えられるため，評価においては一辺1mの正方形の範囲が溶融すると想定）		
制御棒駆動機構ハウジング（9本）		
制御棒駆動機構（9本）		
制御棒駆動機構ハウジングサポート（ターンテーブルと同様に，一辺1mの正方形の範囲が溶融すると想定）		
その他 （ケーブル，サポート，配管等の構造物）		
合計		

第2表 デブリとして考慮したペデスタル(ドライウェル部)内構造物(新設)

構造物	体積[m ³]
格納容器下部水位計	
格納容器下部水温計	
格納容器下部雰囲気温度計	
機器ドレンサンプ(配管等含む)	
床ドレンサンプ配管等	
コリウムシールド支持構造物(ライナ含む)	
合計	

※ 第1表に記載の既設分との合計値は であるが、新設分の設計の進捗による物量増加等を考慮し、本評価上は合計 4m³ とする。

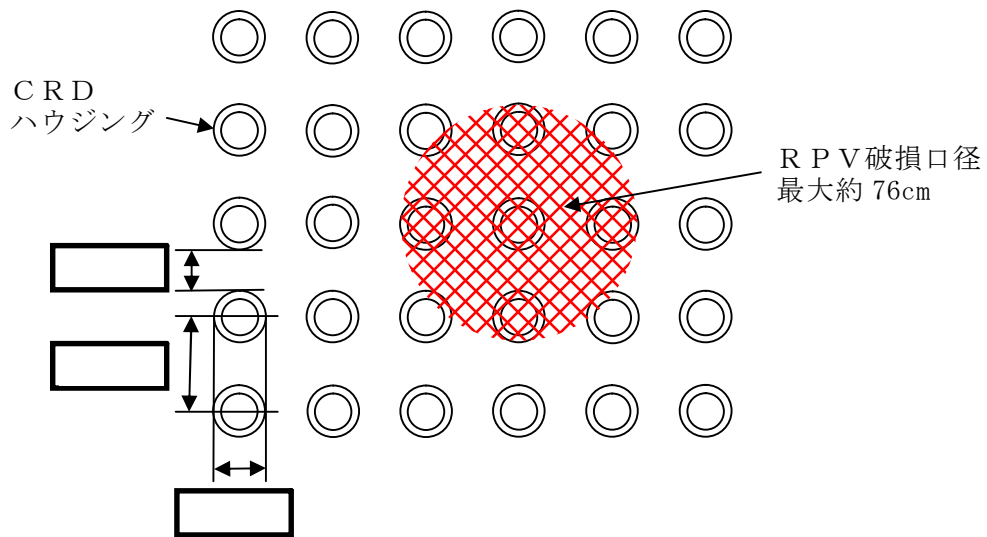
制御棒駆動機構(以下「CRD」という。)及びCRDハウジングの破損本数としては、MAAP解析においてRPV底部の破損後にアブレーションにより広がる最大の破損口径:約76cmに含まれる本数9本を考慮している(第1図)。また、ターンテーブル及びCRDハウジングサポートについては、アブレーションにより広がる最大の破損口径:約76cmを包絡する範囲として、一辺1mの正方形の範囲を考慮している。

ここで、第2図及び第3図に示すとおり、CRDハウジングサポートは、ペデスタル内側の鋼板に固定された上部サポートビームにハンガーロッド等を介し、グリッドプレートを接続した構造によりCRDハウジングの逸出を防止する設計となっているため、RPV破損時に現実的には逸出は考えにくい構造と

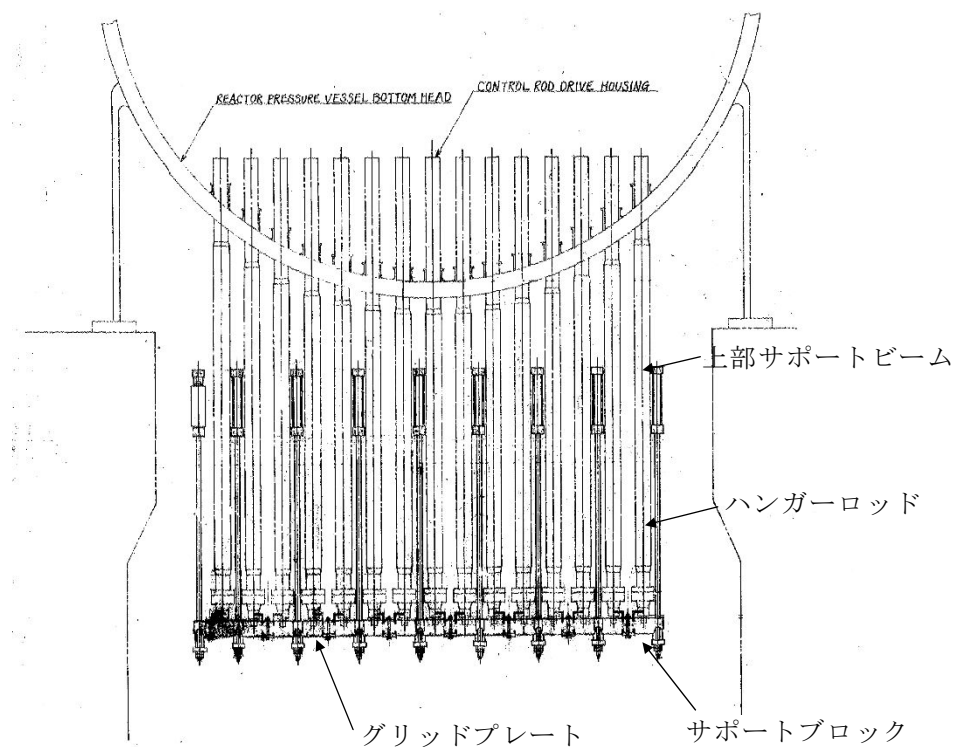
なっている。このため、現実的なR P V破損時のデブリ流出箇所としては、C R DハウジングとR P V下鏡板との間の溶接部に生じる間隙が考えられる。以上を考慮すると、R P V破損時は上記溶接部からデブリが流出し、アブレーションにより口径が徐々に広がる状況になると考えられる。また、R P V下部の形状及びデブリ流出に伴う下部プレナム部のデブリ深さの減少を踏まえると、C R Dから流出するデブリ量は中心から外側になるにつれ少なくなることから、外側のC R D及びその下部にあるC R Dハウジングサポートが溶融する可能性は小さくなると考えられる。一方、本評価では、外側のC R D及びその下部にあるC R Dハウジングサポートの全てが溶融（例えば、第1図の破損口の外側付近に一部が入る4本のC R Dハウジングが全て溶けると想定）するものと想定している。

また、解析コードM A A Pに適用されているアブレーションモデルは、サンディア国立研究所において実施された、鋼製容器及びアルミナ混合物を用いたH I P S実験で得られたデータと良好に一致することが確認されている（第3表）。

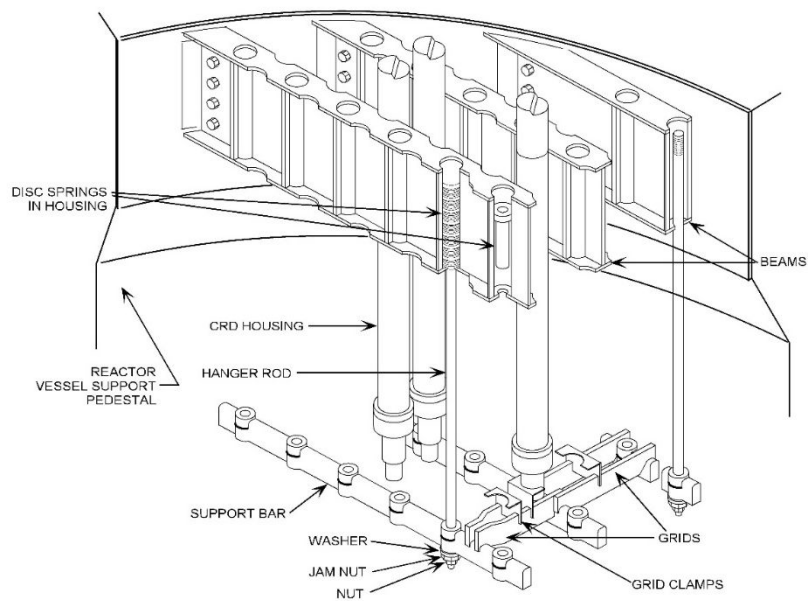
したがって、アブレーションによるR P V破損口径の拡大を考慮したC R Dハウジング等のデブリ体積の評価についても、保守性を有していると考えられる。



第1図 CRD配置とRPV破損口径の関係



第2図 東海第二発電所CRDハウジングサポート構造



第3図 CRDハウジングサポート構造俯瞰図（参考）^[1]

第3表 HIPS実験結果とアブレーションモデルの評価結果^[2]

Test	ΔP (MPa)	d_0 (cm)	L (cm)	Observed D_f (cm)	Current Model D_f (cm)	ZPSS Model D_f (cm)
HIPS-1J	9.69	2.54	2.54	5.08 ^a	5.08	4.78
HIPS-2C	11.7	2.54	2.54	5.5-7	6.40	4.76
HIPS-3J	4.85	2.54	5.08	6-7	6.32	4.87

a) Ablation limited by a graphite shield

[1]General Electric Systems Technology Manual Chapter 2.1 Reactor Vessel System, USNRC HRTD, Rev 09/11

[2]Pilch, M., and Tarbell, W. W., 1985, High Pressure Ejection of Melt from a Reactor Pressure Vessel, The Discharge Phase. NUREG/CR-4383 (SAND85-0012). September.

粒子化割合の算出

粒子化割合は以下の R i c o u – S p a l d i n g 相関式により求めた。

$$\Phi_{ent} = \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,0}^2}$$
$$d_{dj} = d_{dj,0} - 2E_0 \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} \Delta H_{pool}$$

ここで、

- Φ_{ent} : 粒子化割合 [-]
- E_0 : エントレインメント係数 [-]
- ΔH_{pool} : プール水深 [m]
- d_{dj} : プール底部におけるデブリジェット径 [m]
- $d_{dj,0}$: 気相部落下を考慮した水面におけるデブリジェット径 [m]
- ρ_{dj} : デブリジェット密度 [kg／m³]
- ρ_w : 水密度 [kg／m³]

評価条件は以下のとおり。

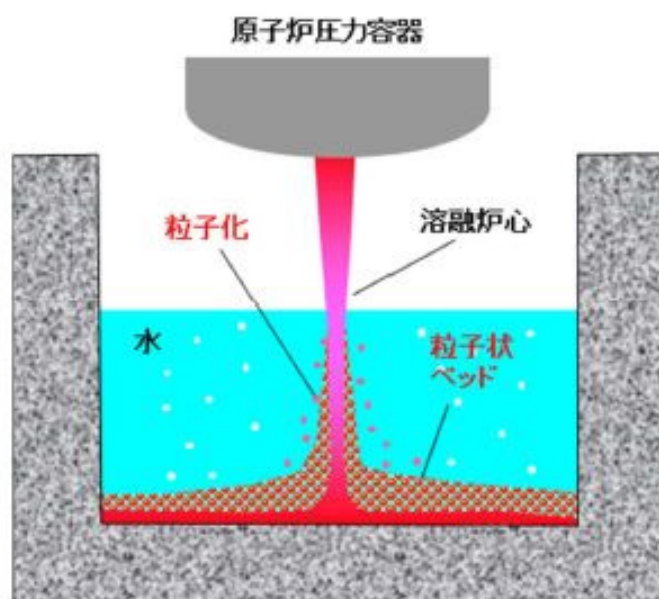
項目	設定値	設定根拠
プール水深	1m	ペDESTAL（ドライウエル部）水位
デブリジェット密度	<div></div>	MAAP 計算結果
初期デブリジェット径	0.15m	CRD 案内管径
エントレインメント係数	<div></div>	MAAP 推奨範囲の最確値

以上により評価した結果、粒子化割合は約 17.3% となる。

デブリの拡がりに関する不確かさについて

1. はじめに

事前水張りされたペDESTAL（ドライウエル部）のプール水中に落下するデブリは、一部が粒子化した後に固化し、残りが熔融状態のまま床面に到達して床面上を拡がり、固化したデブリ粒子が床上の連続層の上に堆積して粒子状ベッドを形成するものと想定される（第1図）。このようなデブリの拡がりにおいて、熔融物の拡がり距離と粒子状ベッドの堆積形状に不確かさが想定される。



第1図 ペDESTAL（ドライウエル部）におけるデブリ挙動の概念

2. デブリの拡がりに関する知見

(1) 熔融物

PULiMS実験では、水中での熔融物の拡がり挙動が観察されるとともに、水中での熔融物の拡がり距離を求めるスケーリング則が提案さ

れている。PUL i MS 実験結果を元に妥当性が確認されているスケールリング則に、BWR の熔融炉心落下条件を適用して、水中での熔融物の拡がり距離を評価すると、約 18m となる（付録 3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第 5 部 M A A P 添付 3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について 付録 4 (5) 参照）。コリウムシールドを設置した場合のペデスタル半径が であることを考慮すると、熔融炉心は床全面に拡がる可能性が高いと考えられる。これは、熔融物の拡がりに影響する因子のうち、主に熔融炉心落下流量が大きいことによるものと考えられる。PUL i MS 実験条件と実機条件を比較した場合、以下の観点から実機条件の方が拡がりが増進されると考えられる（第 1 表）。

- ・ 熔融物重量の PUL i MS / 実機値に対して冷却材重量の PUL i MS / 実機値は大きく、実機条件では相対的に熔融物量が多くなる
- ・ 熔融物過熱度及び比熱は実機条件の方が高く、実機条件の方がデブリが固化しにくいと考えられる。
- ・ 実機において熔融物は崩壊熱によって継続的な加熱がある
- ・ サブクール度については実機条件の方が高いが、熔融物落下後にはサブクール度がすぐに低下することから、拡がりに対する影響は小さいと考えられる
- ・ 水深／ブレイクアップ長さについては、実機において水中でより細粒化しにくい傾向であり、熔融物の着床時の温度は高い傾向となることから、床面上での拡がりにおいても拡がり易い傾向となる。
- ・ 熔融物密度は実機条件の方が大きく、慣性による拡がり効果が大きい
- ・ 粘性係数については、実験と同程度か小さいものと考えられ、実機条件ではより拡がり易いと考えられる。

- ・表面張力については不確かさが大きいパラメータであるが、表面張力が大きいほど床面上を広がりにくくなる一方で、床面到達までの細粒化に伴う冷却・固化が生じにくいため、床面での熔融物温度が高めになり広がり易くなることから、両者の相殺により表面張力が広がりを与える影響は小さいと考えられる。
- ・輻射率については、特に実験データの不確かさ幅が大きく実験条件と実機条件の大小関係が明確ではないが、熔融物から冷却材への伝熱量と比較すると輻射の影響は相対的に小さいと考えられることから、広がり挙動に与える影響は小さいと考えられる。
- ・床面熱伝達については、実機では床スラブの形状変更に合わせてペDESTAL床表面にSUS製ライナを設置することで実験と同じ材質となるため床面熱伝達量は同等であり、また、実機解析から熔融物除熱は冷却材伝熱が支配的であることから、床面熱伝達が広がり挙動に与える影響はない。なお、表面のSUS製ライナが熔融した場合には ZrO_2 上での広がりとなるが、熔融物広がりに関わる実験では、床の材質の差異（種々のセラミック，コンクリート）によらず同様な広がり挙動になることが確認されており、 ZrO_2 の場合でも広がり挙動に差異はないものと考えられる（別紙1参照）。

したがって、熔融物の広がり距離については、熔融物の広がりに影響する因子のうち、主に熔融炉心落下流量が大きいことにより、不確かさを考慮しても実機条件ではより広がり易く、床全面に広がるものと想定される。

第 1 表 P U L i M S 実験条件と実機条件の比較

分類	項目	実機条件	PULiMS (E4)	PULiMS/実機
初期条件	熔融物	UO ₂ -ZrO ₂ -SUS 等	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	-
	熔融物重量[kg]	約 300×10 ³	約 47	約 0.16×10 ⁻³
	液相線温度[K]		約 1,143	-
	固相線温度[K]		約 1,143	-
	熔融物過熱度[K]		70	
	比熱[J/kg/K]		250～310	
	崩壊熱	あり	なし	-
	冷却材重量[kg]	約 27×10 ³	40	約 1.5×10 ⁻³
	サブクール度[K]		23	
熔融物冷却材中挙動	L/L _{br} (水深／ブレイクアップ長さ※) ※Taylor 関連式	約 0.08～約 0.23	約 0.35	約 1.5～4.4
熔融物床面上挙動	熔融物密度[kg/m ³]		約 7,811	
	粘性係数[Pa・s]	0.004	0.003～0.03	約 0.75～7.5
	表面張力[N/m]		0.2～0.6	
	輻射率[-]		0.4～1.0	
	床面熱伝達	ZrO ₂ (SUS 製ライナ)	SUS 材	-

(2) 粒子状ベッド

ANLで実施されたセルフベリング実験では、粒子状ベッド内の沸騰による粒子の吹き上げと再堆積によるセルフベリング効果により、2分～3分程度で堆積厚さが均一化されている（付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第5部M A A P 添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について 付録4 (4)参照）。

P D S 実験では、沸騰等の冷却水の流動による粒子状ベッドの拡散挙

動の観察を行っている（別紙 2 参照）。均一化に係る時間は、デブリ密度、ポロシティ、拡がり面積に加え、粒子状ベッドを流れる空気又は蒸気の気相流体速度に依存することが示されており、気相流体速度が相対的に小さい P D S－E 実験では粒子状ベッドの均一化に要する時間が数分～数十分であるが、気相流体速度がより大きい P D S－C 実験では数秒～数十秒と早く均一化が進むことが確認されている。実機においては、デブリが落下した直後は高温のデブリから急激に伝熱が進むことから発生蒸気速度は十分速いものと考えられるため、落下直後に十分な均一化が進むと考えられる。

したがって、粒子状デブリベッドの堆積形状については、崩壊熱を発生するデブリ粒子では、粒子状ベッド内の継続的沸騰による粒子の攪拌によるセルフレベルリング効果により、時間と共に堆積厚さが均一化することが想定される。

3. デブリの拡がりに関する不確かさ評価

これまでの知見によれば、溶融物は床全面に拡がると想定され、粒子状ベッドについても短期間で均一化される。よって、デブリの拡がりに関する不確かさはないものと考えられるが、デブリの堆積高さに対して厳しい評価を実施する観点から、P U L i M S 実験において確認されたデブリ堆積高さと拡がり距離のアスペクト比を適用し、均一化した場合と比較して堆積高さが高くなる場合の評価を行う。P U L i M S 実験は溶融物を水中に落下した実験であり、溶融物と粒子状デブリベッドを含めたデブリ全体としての堆積高さに関する知見として適用できるものである。

(1) アスペクト比

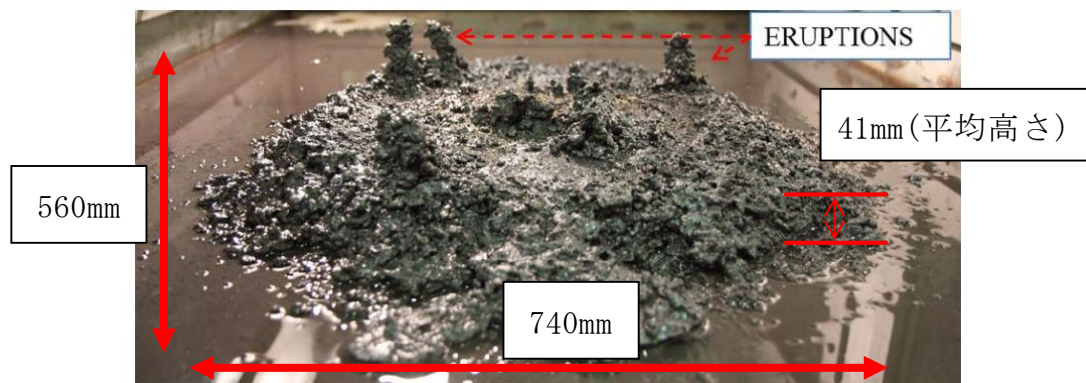
P U L i M S 実験のうち、熔融物量が比較的大きい E4 実験において、平均堆積高さ 41mm に対して、拡がり距離は 740mm×560mm となっている（第 2 図, 第 2 表）。アスペクト比としては 1:18~1:14 程度となっており、おおよそ 1:16 程度の拡がり挙動を示している。デブリ堆積高さの評価としては、ポロシティやペデスタル（ドライウェル部）内構造物量等の保守的な設定をしているため、不確かさ評価として考慮するアスペクト比としては、実験結果に基づく平均的な値として 1:16 を適用し評価を行う。

第 2 表 P U L i M S 実験条件と結果

Table 1. PULiMS-E test matrix with initial conditions.					
Parameter	PULiMS tests				
	E1	E2	E3	E4	E5
Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -CaO	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	ZrO ₂ -WO ₃
Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2
T _{sol.} , °C	870	1027	870	870	1231
T _{liq.} , °C	870	1027	870	870	1231
Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200
Water temperature, °C	79	78	75	77	72

Table 2. Measured and estimated properties of the debris beds in PULiMS-E tests.

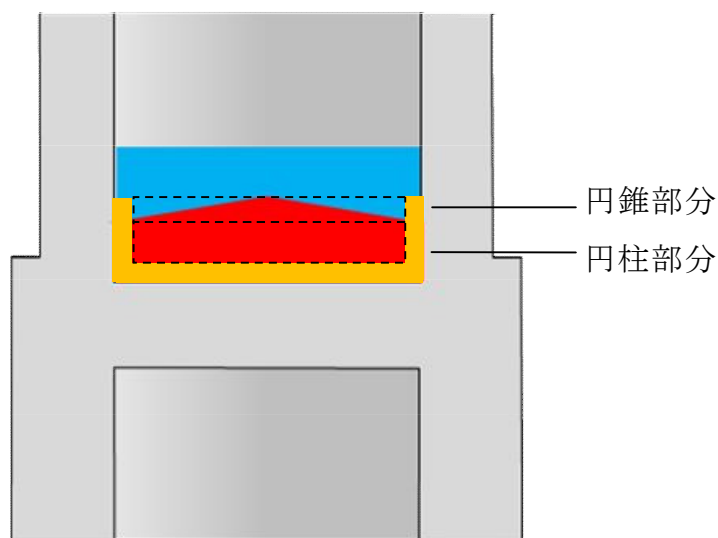
Parameter	Exploratory PULiMS tests			
	E1	E3	E4	E5
Melt release time, (sec)	10	15	12	~8.7
Total size $x \times y$, mm	460x440	~750x750	740x560	-
Cake size $x \times y$, mm	~430x320	~750x750	711x471	~400x420
Max debris height, mm	93	unknown	106	50
Area averaged debris bed height, mm	31	~30	30	22
Volume averaged debris bed height, mm	50	unknown	41	28
Debris height under injection point, mm	48	unknown	50	39
Total area occupied by cake, m ²	0.14	~0.44	0.30	0.14
Measured particulate debris mass, kg	~4	unknown	2.9	-
Measured particulate debris mass fraction, %	~20%	unknown	~6.8%	-
Solidified cake mass, kg	~20	unknown	39.5	13.6
Measured debris bed volume, L	~4.2	unknown	8.9	~3.1
Estimated total cake porosity	0.29	-	0.36	0.37
Symmetry of the spread	non-sym.	unknown	non-sym.	symmetric
Steam explosion	no	yes	no	yes
Cake formation	cake	no cake	cake	cake
Measured melt superheat, °C	136	206	70	300
Measured melt superheat in the pool, °C	121	77	48	90
Estimated loss of melt superheat due to jet interaction with coolant, °C	15	129	22	210



第2図 P U L i M S 実験結果 (E4)

(2) 堆積高さ評価

アスペクト比を考慮した場合、デブリの堆積形状は第3図のように円柱上に円錐が堆積した形状となる。円錐部分については、堆積高さが最大となるのは床全面に広がった場合であり、コリウムシールド厚さを考慮したペデスタル直径 にアスペクト比を考慮すると、堆積高さは約 0.37m となる。円柱部分については、円錐部分の体積を除いたデブリ全量が円柱状に堆積するため、堆積高さは約 1.42m となる。以上から、デブリの堆積高さは円錐部分の体積高さと円柱部分の体積高さの合計となることから、約 1.79m となる。



第3図 デブリ堆積形状 (アスペクト比考慮)

(3) デブリの冠水維持に対する評価

粒子化割合 0.173 のデブリ量に対してポロシティ 0.5 で全ての間隙に浸水していると仮定した場合、円錐部分の頂部から水面までの水深は約 0.52m である。また、円錐状に堆積することで水プールとの接触面積が増え、蒸発量が増加するが、一様に堆積した場合の水プールとの接触面積からの増加割合は 1%未満であり、蒸発量に対して有意な影響を与えない。有効性評価（別紙 3 参照）に基づく、R P V 破損によるデブリ落下から格納容器下部注水までの期間における水位低下量は、過渡事象の場合は約 0.34m、L O C A 事象の場合は約 0.44m であり、蒸発量の増加として保守的に 1%を見込んだ場合でも水位低下量は、過渡事象の場合は約 0.35m、L O C A 事象の場合は約 0.45m となるため、デブリの冠水は維持される。

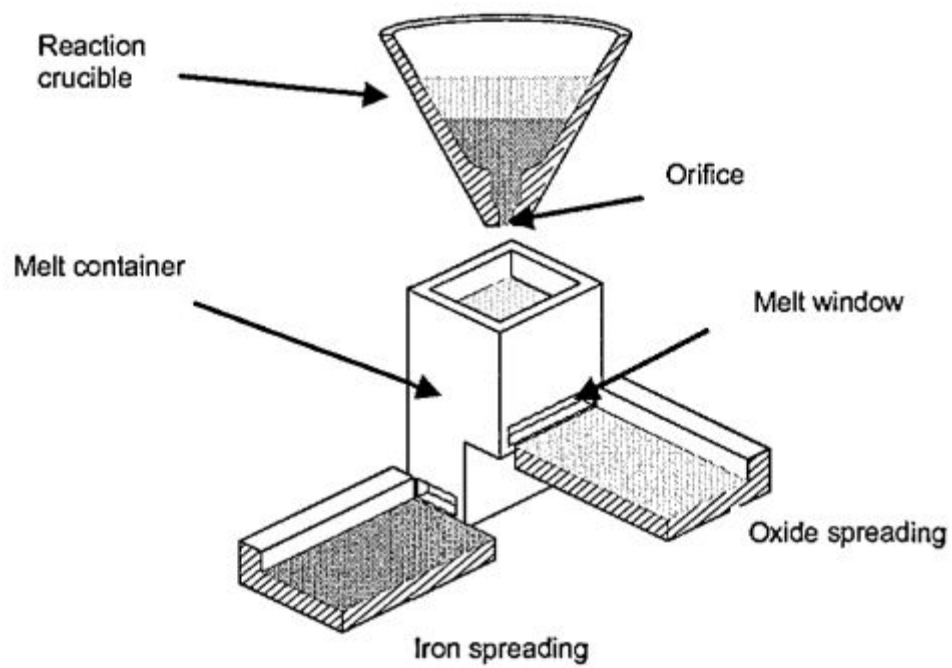
溶融物拡がりに関わる実験

C E A / D R N / D T P で行われた C O R I N E 実験^[1]では、低融点物質（グリセロール他）を模擬物質として使用して、水中での拡がり挙動を調べる実験が実施され、拡がり先端の移動速度や底部に形成されるクラストの影響が調べられた。

独カールスルーエ研究センター（F Z K）で実施された K A T S 実験^{[2][3][4]}では、溶融物としてテルミット（ $A l_2 O_3$ 約 150kg, F e 約 150kg）が使用され、溶融物の放出速度や温度、拡がり形状（1D, 2D）、床の材質（コンクリート、セラミック、コーティング）、水の有無をパラメータに溶融物の拡がり実験が行われている。実験装置を第 1 図及び第 2 図に示す。 $A l_2 O_3$ と F e では密度が異なり成層化するため、溶融物の出口を 2 箇所設け、最初に $A l_2 O_3$ が放出し、最後に F e を放出することにより酸化物溶融物の拡がりと金属溶融物の拡がりを分けて実験が可能となっている。実験条件を第 1 表に示す。K A T S - 1 0 と K A T S - 1 1 の実験条件はほぼ同様であるが、K A T S - 1 0 の方は 1mm の水張りをしてあり、K A T S - 1 1 の方はドライ条件となっている。両者の拡がり結果を第 3 図に示すが、両ケースのように溶融物の放出速度が比較的高い場合は、冷却材の有無によらず同様な拡がり挙動になる結果となっている。また、K A T S - 1 2 と K A T S - 1 3 の実験条件はほぼ同様であるが、K A T S - 1 2 の方が床の材質がセラミックであり、K A T S - 1 3 の方はコンクリートである。両者の拡がり結果を第 4 図に示すが、両ケースのように溶融物の放出速度が比較的高い場合は、床の材質の差異によらず同様な拡がり挙動になる結果となっている。

C E A で実施された V U L C A N O^{[5][6]}実験では、溶融物として酸化物溶融

物が使用され、熔融物の組成、放出速度や温度、床の材質（コンクリート、セラミック）をパラメータに熔融物の拡がり実験が行われている。VE-U7 実験では、酸化物熔融物（ UO_2 56wt%， ZrO_2 32wt%， FeO 5wt%， CaSiO_3 2wt%， SiO_2 2wt%， Fe 1wt%， CaO 1wt%， Al_2O_3 1wt%）を用いて、コンクリート床とセラミック（高密度ジルコニア）床での拡がりを実験している。実験装置を第 5 図に示す。装置の中央にマグネシア煉瓦の分離板を設置し、コンクリート床とセラミック床に 40.8kg の酸化物熔融物を 4.3kg/s の速度で同時に放出する条件となっている。両者の拡がり結果を第 6 図に示す。7.7 秒間はほぼ同じ拡がり挙動を示しており、その後はセラミック床で若干拡がりが継続する結果となっている。



第 1 図 K A T S 実験装置の概要図 ^[2]



(1D)



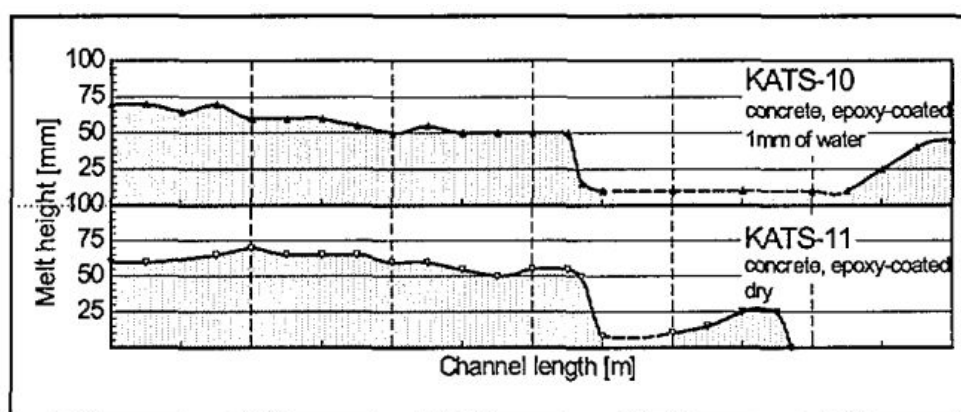
(2D)

第 2 図 K A T S 実験の 1D と 2D の拡がり形状の写真^[3]

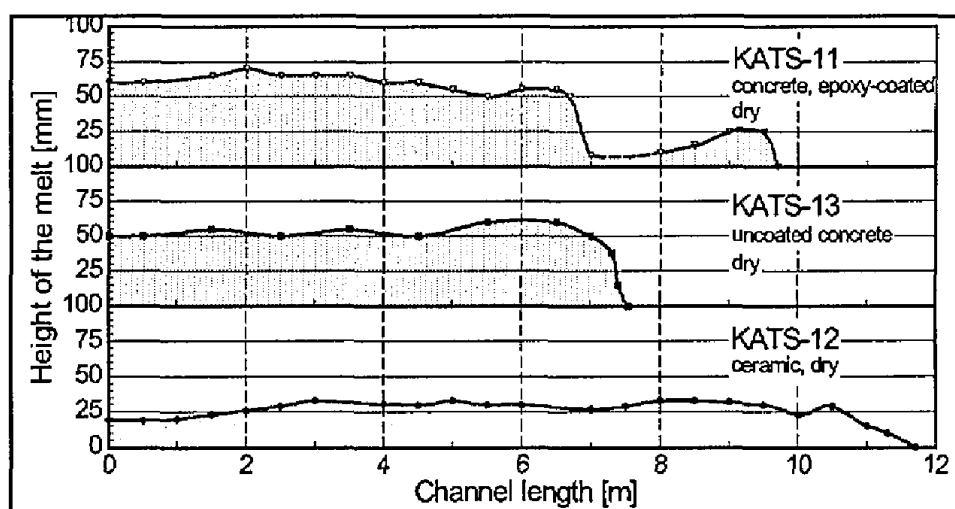
第 1 表 K A T S 実験条件と拡がり距離（酸化物溶融物，1D 拡がり）^[2]

Test #	Substratum	Mass in channel (kg)	Temperature Melt (°C)	Pouring rate (l/s) / Length in Time(s)	Spreading length (m)
KATS-12	Ceramics*)	186	2027	12.7 → 0 l/s in 10 s	11.7
KATS-14	Ceramics*)	176	1967	2 → 1.2 l/s in 37 s	7.2
KATS-10	Concrete 1mm Water (Epoxy)	179	2037	12.4 → 0 l/s in 10s	>12 first front 6.5 m main front
KATS-11	Concrete Dry (Epoxy)	183	2062	12.7 → 0 l/s in 10s	9.5 m first Front 6.8 m main front
KATS-13	Concrete Dry	185	2052	12.7 → 0 l/s in 10s	7.5

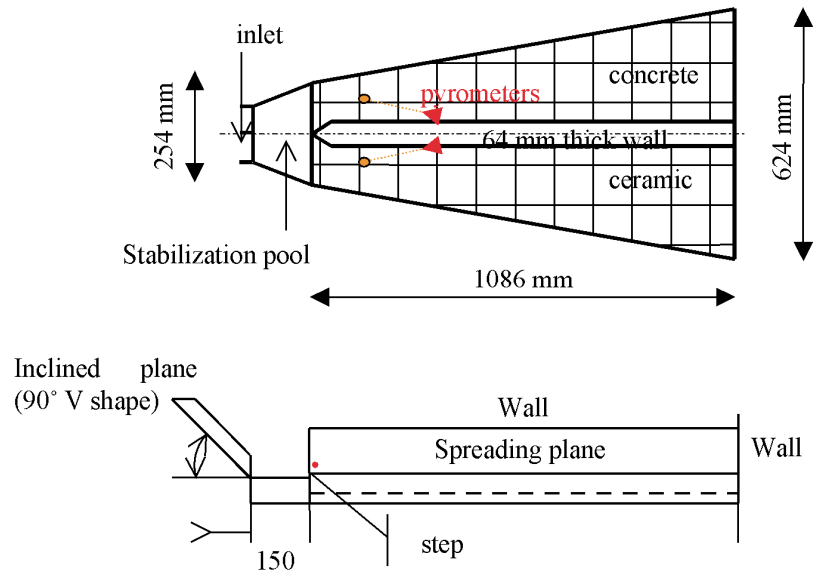
*) Cordierite (Al₂O₃ 37 wt%, SiO₂ 52 wt%, MgO 6,5 wt%)



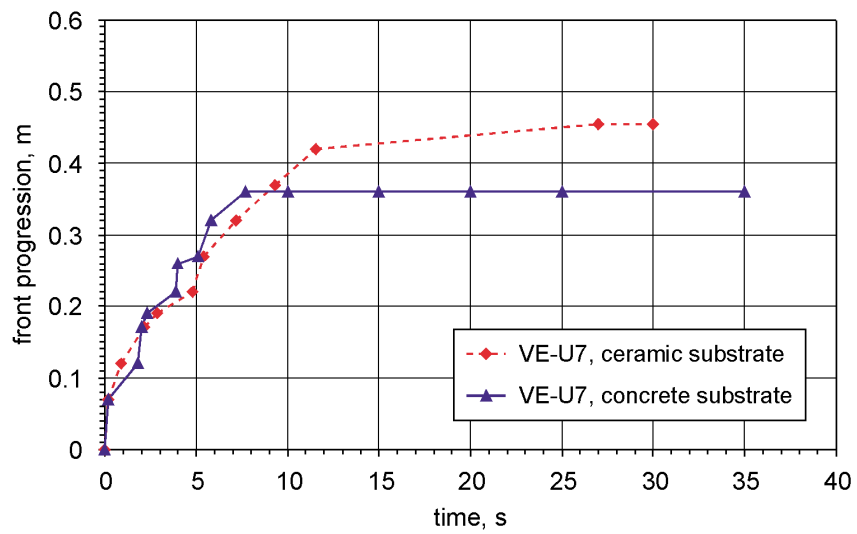
第 3 図 K A T S 実験の水の有無の影響（酸化物溶融物，1D 拡がり）^[2]



第 4 図 K A T S 実験の床の材質の影響（酸化物溶融物，1D 拡がり）^[2]



第 5 図 VULCANO 実験装置の概要図^[6]



第 6 図 VULCANO 実験の床の材質の影響^[6]

参考文献

- [1]J.M.Veteau and R.Wittmaack. , "CORINE Experiments and Theoretical Modeling," Proceedings of FISA-95, Luxemburg EUR 16896 EN, pp.271-285 (1996).
- [2]Proceedings of the Second OECD(NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions, NEA/CSNI/R(92)10,Karlsruhe, Germany (1992).
- [3]B.Eppinger, et al., " KATS Experiments to Simulate Corium Spreading in the EPR Core Catcher Concept," FzK, Karlsruhe,Germany.
- [4]B.Eppinger, et al., " Simulationsexperimente zum Ausbreitungsverhalten von Kernschmelzen: KATS-8 bis KATS-17," FZKA 6589 (2001).
- [5]C.Journeau, et al., " Ex-Vessel corium spreading: result from the VULCANO spreading tests," Nucl. Eng.Design, 223 75-102 (2003).
- [6]C.Journeau, et al., " The VULCANO VE-U7 Corium spreading benchmark," Progress in Nuclear Energy, Vol. 48, p215-234, 2006.

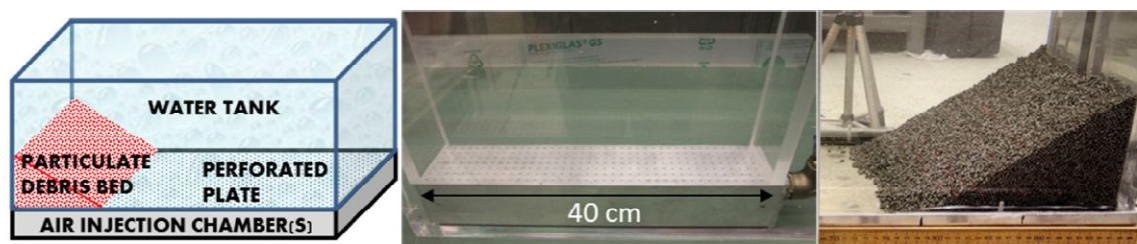
P D S 実験について

1. はじめに

スウェーデン王立工科大学（KTH）で実施された P D S 実験は，沸騰等の冷却水の流動による細粒状デブリベッドの拡散挙動について観察を行っている。

2. 実験条件

実験装置概要図を第 1 図に示す。水槽の壁面に沿って粒子状デブリを堆積させ，下部に設置した注入用チャンバーから水蒸気又は空気を注入し，粒子状デブリベッドの拡散挙動を観察する。



a) 装置概要

b) P D S - C 試験

c) P D S - E 7 ~ 2 3 試験

第 1 図 実験装置概要図

また，P D S 実験では種々のパラメータを感度として複数の実験が実施されている。各実験において感度として設定したパラメータを第 1 表に示す。

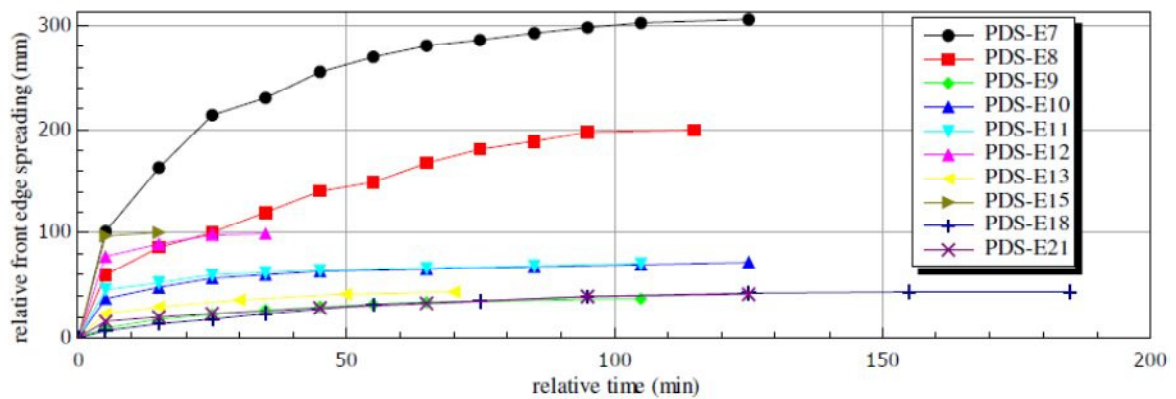
第 1 表 P D S 実験におけるパラメータ設定

Group	Tests	Effect studied
A.	E2-E3; E7-E8;	Injected gas (air) flow rate influence
B.	E2-E4	Particle density and size
C.	E5-E6; E7-E9	Leading edge gas injection (turned on/off) influence
D.	E10-E12	Roughness of the spreading surface with help of friction net
E.	E12-E14	Influence of the water presence
F.	E12-E15	Mixture of particles with dissimilar morphology
G.	E18-E23	Influence of inclined spreading surface (0°-15°)
H.	E10-E11	Reproducibility tests
I.	C1-C12	Tests on PDS-C facility at high superficial velocities (up to 1.2 m/s)

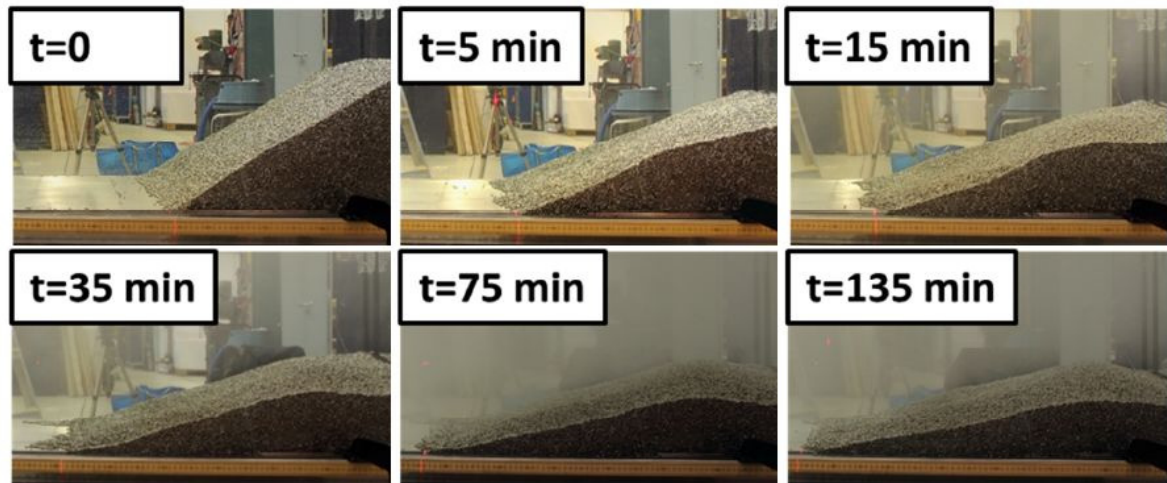
3. 実験結果

(1) P D S - E 実験

実験マトリックスを第 2 表，実験結果を第 2 図及び第 3 図に示す。P D S - E 実験における気相流体速度は最大でも 0.122m/s 程度であり，粒子状デブリベッドの拡がりに数分～数十分の時間を要している。



第 2 図 P D S - E 実験結果



第 3 図 P D S - E 7 実験結果

第 2 表 P D S - E 実験マトリックス

Test No.	Facility	Particulate debris			Total air flow rate (L/s)	Study group	Remarks*	Relative bed front propagation, (mm)	
		Material†	Mass (kg)	Volume (dm³)				After 1h	Final
E2	PDS-1	Gravel	~13	10	2.8	A, B, F	O	130	170
E3	PDS-1	Gravel	~13	10	5.7	A, B, F	O	270	300
E4	PDS-1	SS cylinders	30.4	6	2.8	B	O	70	135
E5	PDS-1	SS cylinders	30.4	6	2.8	C	O	43	120
E6	PDS-1	SS cylinders	30.4	6	2.8	C		12	25
E7	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	20	A, C	O	270	315
E8	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	12	A, C	O	165	205
E9	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	12	C		32	38
E10	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	18	D, H	N	65	72
E11	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	18	D, H	N	67	71
E12	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	18	D, E, F		99	99
E13	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	9	E, F		43	44
E14	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	18	E, F	no water	0	0
E15	PDS-2	SS cylinders	160	~37	18	F		100	100
		SS spheres	40						
E18	PDS-2	SS cylinders	181	34.6	20	D, G	N, i0	32	44
E19	PDS-2	SS cylinders	181	34.6	20	D, G	N, i10	89	89
E20	PDS-2	SS cylinders	93	17.9	20	D, G	N, i15	71	71
E21	PDS-2	SS cylinders	176	33.5	22	D, G	N, i0	33	41
E22	PDS-2	SS cyl.	122	23.3	22	D, G	N, i10	30	40
E23	PDS-2	SS cyl.	93	17.7	22	D, G	N, i15	44	57

*O=open leading edge chamber; N=friction net is used; i=inclination angle in degrees.

†SS=stainless steel.

(2) P D S - C 実験

実験マトリックスを第 3 表に示す。P D S - C 実験の気相流体速度は

0.34 m/s～2.09m/s と大きく，粒子状デブリベッドの拡がりに要する時間は数秒～数百秒オーダーであり，極めて短時間で均一化される結果となっている。

第 3 表 P D S－C 実験マトリックス

Test No.	Initial debris bed triangle type	Air injection			Water level (cm)	Debris bed settling time (sec)	Initial air injection method
		Flow rate, Q_g (liter/s)	Superficial velocity, v_{air} (m/s)	Ratio $\frac{v_{air}}{u_{mf}^{air}}$			
C1	right	10	0.34	0.13	55	～480	Instant
C1B	right	10	0.34	0.13	45.5	～480	Gradual
C2	right	20	0.69	0.26	45.5	～390	Gradual
C3	right	30	1.04	0.39	45.5	～240	Gradual
C4	right	40	1.39	0.53	45.5	～60	Gradual
C5	right	50	1.74	0.66	45.5	～10	Gradual
C6	right	60	2.09	0.80	45.5	～2	Gradual
C7	isosceles	20	0.69	0.26	45.5	～60	Gradual
C8	isosceles	10	0.34	0.13	45.5	～130	Gradual
C9	isosceles	30	1.04	0.39	45.5	～40	Gradual
C10	isosceles	40	1.39	0.53	45.5	～6	Gradual
C11	isosceles	40	1.39	0.53	45.5	～3	Gradual
C12	isosceles	30	1.04	0.39	45.5	～4	Gradual

(3) 結論

気相流体速度が相対的に小さい P D S－E 実験では，粒子状デブリベッドの均一化に要する時間が数分～数十分に及ぶが，気相流体速度が大きい P D S－C 実験では数秒～数百秒と早く均一化が進む頃が確認されている。

実機においては，熔融炉心が落下した直後は，高温の熔融炉心から冷却材に急激に伝熱が進むことから発生蒸気速度は十分に大きいものと考えられるため，落下直後に十分な均一化が進むと期待できる。

参考文献

- [1] A. Konovalenko et al., Experimental and Analytical Study of Particulate Debris Bed Self-Leveling, NUTHOS-9, Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.
- [2] P. Kudinov et al., Investigation of Debris Bed Formation, Spreading and Coolability, NKS-287, Royal Institute of Technology, KTH, Sweden, August 2013.

主要解析条件（R P V破損後のデブリ冠水維持に関連するもの）

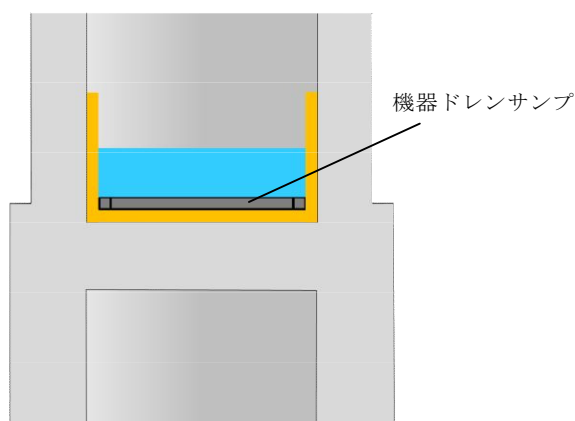
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M A A P	－
初期条件	原子炉停止後の崩壊熱	1 サイクルの運転期間（13 ヶ月）に調整運転期間（約 1 ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
	格納容器圧力	通常運転時の格納容器圧力を包含する値
	格納容器雰囲気温度	通常運転時の格納容器雰囲気温度（ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度）として設定
	外部水源の温度	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
	サプレッション・プール水温度	通常運転時のサプレッション・プール水温度の上限値として設定
事故条件	デブリからプール水への熱流束	過去の知見に基づき水張りの効果を考慮して設定
	起因事象	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定
機器条件	格納容器下部注水系（常設）	80m ³ /h にてペデスタル（ドライウエル部）へ注水開始（RPV 破損から 7 分後）
		溶融炉心の冠水が継続可能な流量として設定

デブリ落下時に機器ドレンサンプが健全な場合の影響について

1. はじめに

ペDESTAL（ドライウェル部）内にはS U S製の機器ドレンサンプを設置する（第1図）。R P V破損時のデブリ温度が2,000℃以上であるのに対し、S U S材の融点は1,400℃前後であるため、デブリ落下時には機器ドレンサンプは溶融して溶融デブリに取り込まれ、ペDESTAL（ドライウェル部）内に均一に拡がると考えられる。ここで、デブリ落下時に機器ドレンサンプが溶融せず健全であると仮定した場合に、プール水深及び溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に与える影響を評価する。

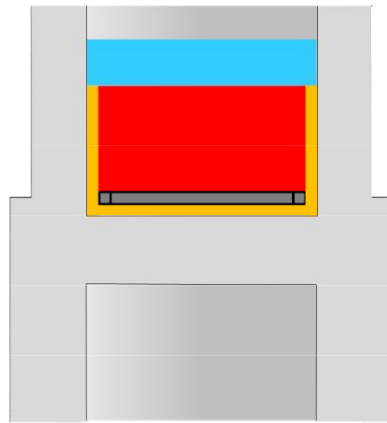
なお、設計の進捗により機器ドレンサンプの形状が変更となる可能性を考慮し、ここでは、機器ドレンサンプの体積を既設のサンプと同等の とし、コリウムシールド内周全体に沿って設置した条件で評価を行う。



第1図 機器ドレンサンプ設置イメージ

2. プール水深に与える影響

機器ドレンサンプが健全な場合のデブリ堆積高さは約 0.12m 上昇する。また、機器ドレン水は機器ドレンサンプ内に維持されることから、デブリ上の水プールの水深は約 0.11m 低下し、粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深は約 0.58m となる（第 2 図）。有効性評価の結果から、RPV破損によるデブリ落下からペDESTAL（ドライウェル部）注水開始までのペDESTAL（ドライウェル部）水位低下量は、過渡事象の場合は約 0.34m、LOCA 事象の場合は約 0.44m であり、デブリの冠水は維持される。



第 2 図 機器ドレンサンプが健全な場合のデブリ堆積形状

3. 溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に与える影響

機器ドレンサンプが溶融した場合と健全な場合において、デブリ上のプール水、ペDESTAL（ドライウェル部）側面及び床面コンクリート並びに機器ドレンサンプが、それぞれデブリと接触する面積は第 1 表のとおりである。

第1表 デブリとの接触面積の比較

	デブリとの接触面積	
	①機器ドレンサンプが 溶融した場合	②機器ドレンサンプが 健全な場合
デブリ上のプール水		
ペDESTAL（ドライウ ェル部）側面及び床面		
機器ドレンサンプ		
合計	約 86m ²	約 87m ²

機器ドレンサンプが健全な場合（②）の接触面積の合計は、機器ドレンサンプが溶融した場合（①）と同等であり、また、機器ドレンサンプとの接触面においてはサンプ内の冷却水による除熱効果も加わることから、②は①に比べてデブリの冷却がより進むと考えられる。

なお、②は一時的な期間であり、機器ドレンサンプはデブリにより溶融するため、長期的な物理挙動である溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量への影響はほとんどないと考えられる。

4. まとめ

機器ドレンサンプが健全な場合、デブリ上のプール水深は低下するもののデブリの冠水は維持されるとともに、溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量は低減すると考えられる。以上から、機器ドレンサンプが溶融せず健全な場合においても、デブリ露出や侵食量増加の観点での悪影響はないと考えられる。

コリウムシールド材料の選定について

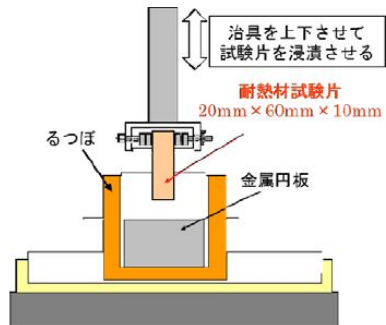
原子炉の過酷事故において、放射性物質が環境へ放出することを防ぐため、熔融炉心による格納容器の侵食を抑制する静的デブリ冷却システムの開発に取り組んでいる。熔融炉心を受け止めて保持する役割を担う耐熱材は、高融点でかつ化学的安定性に優れていることが必要であることから、候補材としては、, , ZrO_2 等が挙げられる。模擬熔融炉心と上記耐熱材との侵食データを取ることを目的として、侵食試験を実施した。

以下に熔融 Zr 及び模擬熔融炉心 (UO_2-ZrO_2-Zr) による耐熱材侵食試験の概要について示す。この結果より、コリウムシールド材料として ZrO_2 を選定した。

1. 熔融 Zr による耐熱材侵食試験

1.1 試験方法

耐熱材には , , ZrO_2 の多孔質材料を用いた。模擬熔融炉心の金属成分をるつぽに入れ、るつぽ上部に耐熱材試験片をセットする(第 1 図)。これらを電気炉で加熱し、 $2,000^{\circ}C \sim 2,200^{\circ}C$ の所定温度にして金属を溶かす。熔融した金属中に耐熱材試験片を上部から挿入し、5 分間保持する。その後、試験片を初期位置へ戻してから炉冷する。各種試験片について、冷却後に外観及び試験片の残存状態を確認した。なお、熔融炉心の主な構成材料として、BWR で使用される UO_2 , Zr , ZrO_2 , Fe 等が想定されるが、試験においては、金属成分は 100mol% Zr とした。



第 1 図 試験体系

1.2 試験結果

第 2 図に金属組成が 100mol% Zr における試験後の耐熱材試験片の断面写真を示す。いずれの耐熱材においても、金属組成の Zr 量に応じて侵食量は増加した。また、金属組成によらず侵食量は $\square > \square > ZrO_2$ となり、 ZrO_2 , \square , \square の順に耐侵食性に優れていることが確認できた。



第 2 図 試験後の断面写真

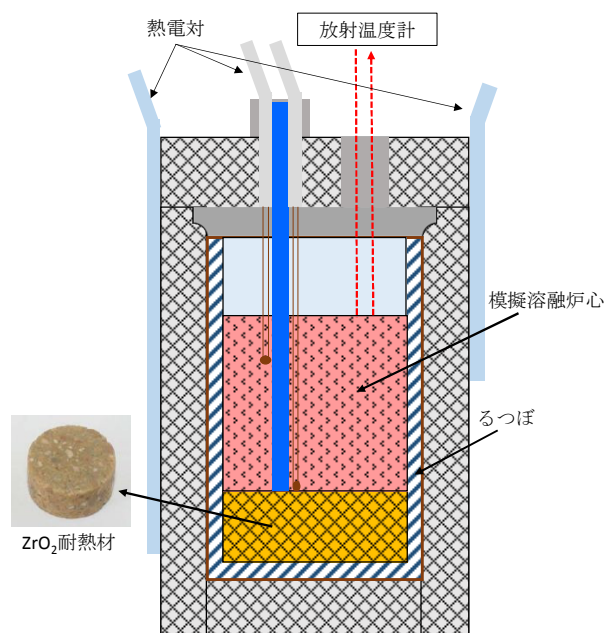
2. 模擬熔融炉心による耐熱材侵食試験

2.1 試験方法

高融点材料にて製作したるつぼ内に円柱状に加工した ZrO_2 耐熱材と模

擬熔融炉心粒子を所定の重量分装荷した。模擬熔融炉心の組成は $\text{UO}_2 - \text{ZrO}_2 - \text{Zr}$: 30mol% - 30mol% - 40mol%とした。

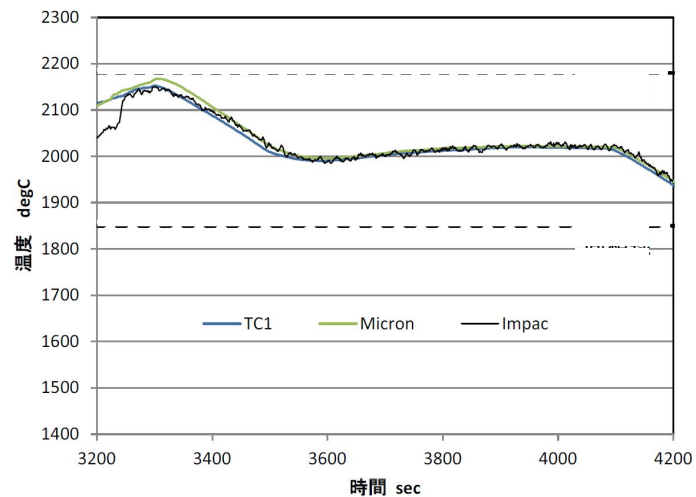
同るつぼを試験装置の誘導コイル内に設置して、誘導加熱により加熱を行った。試験中の模擬熔融炉心の温度は、放射温度計により計測した。試験時の温度は、放射温度計や熱電対にて計測している模擬熔融炉心の温度が、目標温度範囲（2,000℃～2,100℃）に入るように温度制御を行った。温度保持時間は10分とした。



第3図 試験体系

2.2 試験結果

試験温度の推移を第4図に示す。試験においては2,000℃～2,050℃の範囲で、約10分程度温度が保持されていることを確認した。また、試験後のるつぼの断面写真を第5図に示す。 ZrO_2 耐熱材の厚さが試験前から変わっていないことから、模擬熔融炉心による ZrO_2 耐熱材の有意な侵食がないことが分かる。



第 4 図 試験温度推移



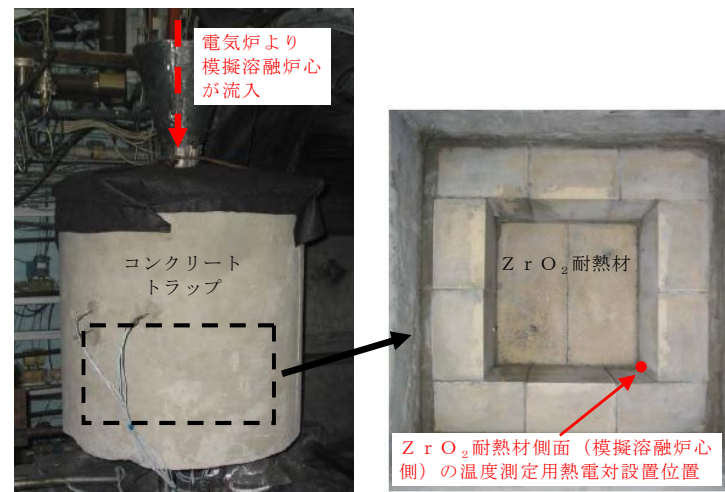
第 5 図 試験後の断面写真

3. 耐熱材への模擬溶融炉心落下試験

3.1 試験方法

耐熱材に溶融炉心が接触した際の短期的な相互作用を確認するため、ZrO₂耐熱材の上に模擬溶融炉心を落下させ、耐熱材の侵食深さの測定、耐熱材侵食性状や模擬溶融炉心の固化性状の分析などを実施した。模擬溶融炉心の組成はUO₂-ZrO₂-Zr : 30mol%-30mol%-40mol%とした。ZrO₂耐熱材を内張りしたコンクリートトラップの上部に電気炉を設置し、電

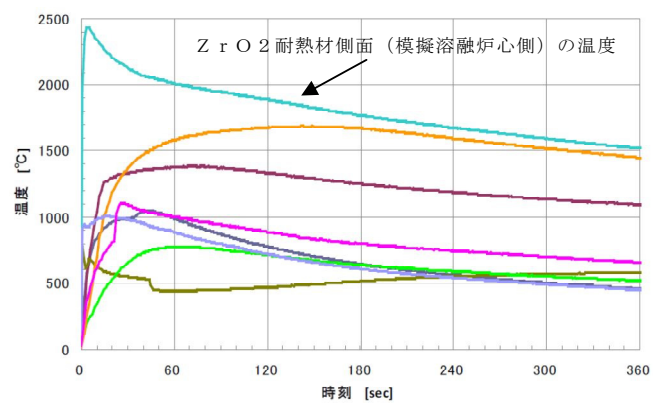
気炉により加熱した模擬熔融炉心を ZrO_2 耐熱材上に落下させ、コンクリートトラップに設置した熱電対により ZrO_2 耐熱材の温度を測定した。



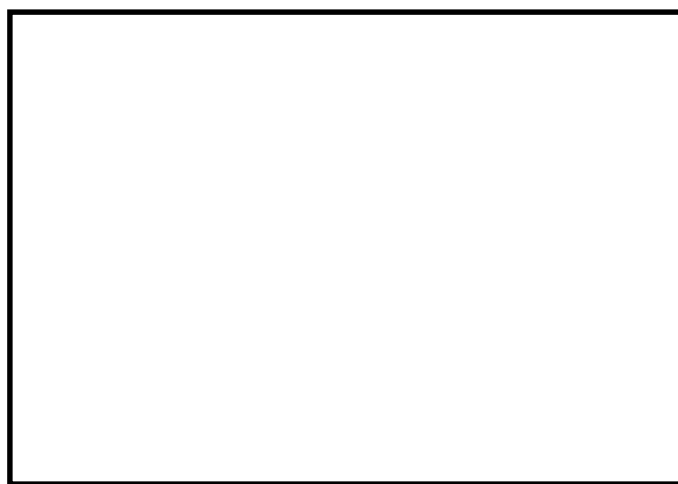
第 6 図 試験装置

3.2 試験結果

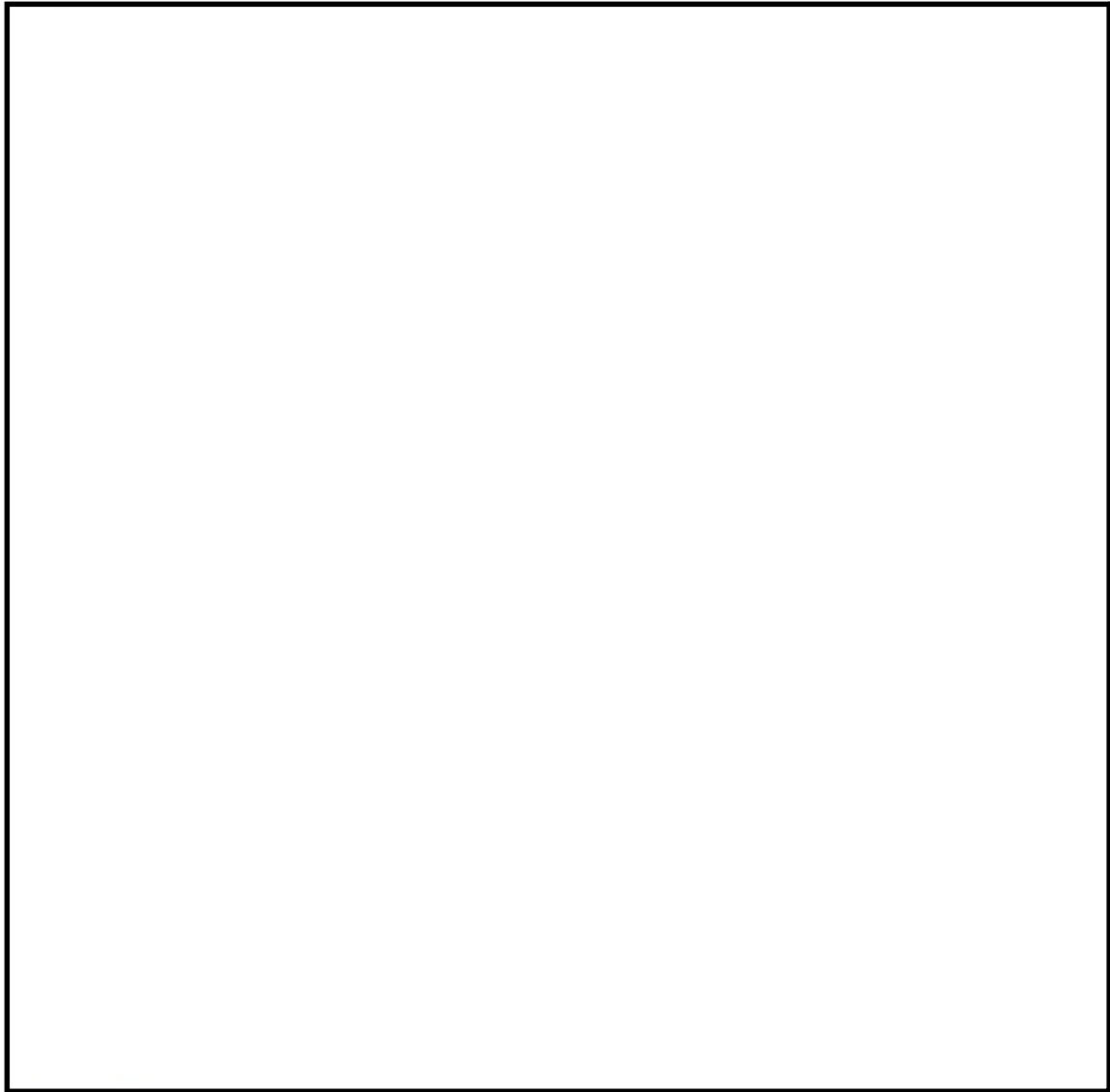
試験温度推移を第 7 図に示す。 ZrO_2 耐熱材側面（模擬熔融炉心側）の温度を測定する熱電対が模擬熔融炉心落下直後に最高温度約 $2,450^{\circ}\text{C}$ を観測したことから、落下してきた模擬熔融炉心温度は $2,450^{\circ}\text{C}$ 以上であったと推測される。また、試験後のコンクリートトラップ断面写真を第 8 図に示す。模擬熔融炉心接触部から最大で約 1cm が黒色化し、その周辺部が白色化していることが確認されたものの、顕著な耐熱材の侵食及び耐熱材の割れは確認されなかった。



第 7 図 試験温度推移



第 8 図 試験後の断面写真



第 9 図 耐熱材表面の成分分析結果

一般に、 ZrO_2 には還元雰囲気で高温に暴露されると材料中に酸素欠損が起こり、変色する特性があることが知られている。試験においては、計測された模擬熔融炉心の温度が $2,450^{\circ}C$ 以上と高温であり、かつ模擬熔融炉心の中には金属 Zr が存在することから、模擬熔融炉心中の金属 Zr によって ZrO_2 耐熱材の表面で還元反応が起こり、酸素欠損が生じたと推測される。しかしながら、黒色部についてX線回折分析を行った結果、耐熱材表面の組成に有意な変化が確認されなかったことから、欠損した酸素の量は微量であり、 ZrO_2 耐熱材の耐熱性能に影響はないと考えられる（第 9 図）。

なお、ペDESTAL（ドライウエル部）には水プールが存在するため、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下してきた溶融炉心中に残存する未酸化の金属Zrは、水との反応によって酸化されると想定される。MAAP解析の結果から、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下してきた溶融炉心は、2,000℃を超える高い温度でコリウムシールドと数十分接触する可能性があるが、上述のとおり、溶融炉心中の金属Zrは酸化されていると考えられることから、事故時に溶融炉心がコリウムシールドと接触したとしても、ZrO₂耐熱材の表面が還元されることによる影響は軽微であると考えられる。

4. まとめ

上記試験結果から、溶融炉心に対して高い耐性を有しているZrO₂（ジルコニア）耐熱材を、コリウムシールドに用いる材料として選定した。

※ 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。

コリウムシールド厚さ，高さの設定について

1. はじめに

コリウムシールドは，溶融炉心・コンクリート相互作用の影響抑制の目的で設置するが，ペデスタル（ドライウェル部）（以下「ペデスタル」という。）内の設備配置上，設置高さに制限があり，これを考慮した上で，原子炉圧力容器から落下する溶融炉心（以下「デブリ」という。）を全量保有でき，かつ，溶融炉心・コンクリート相互作用の影響も抑制できるよう，その厚さを設定する必要がある。以下に設定方針を示す。

2. コリウムシールド高さの設定

ペデスタル内には人通用開口部や床ドレン配管等のドライウェルと通じる経路があるため，デブリ堆積高さがこれらの経路に到達した場合，ペデスタル外へ流出するおそれがある。そのため，デブリをペデスタル内に全量保有する観点から，デブリ堆積高さはデブリがペデスタル外に流出する可能性のある経路よりも低い位置とする必要がある。ペデスタル床高さに対して最も低い位置となる経路は，ドライウェルからペデスタル床ドレンサンプへのドレン配管である（第 1 図）。当該配管の下端は，ペデスタル床から の位置に存在することから，コリウムシールド設置高さの上限として を設定する。

3. コリウムシールド厚さの設定

3.1 コリウムシールド厚さの設定方針

コリウムシールド厚さは，コンクリート侵食抑制及びコンクリートへの熱影響を抑制する観点から，可能な限り厚さを確保する方針とする。ただし，

コリウムシールド厚さを増やした場合の影響として、以下を考慮する。

- ・ペDESTAL床面積の減少によるデブリ保有可能量の減少

コリウムシールドの設置高さには上限があるため、厚さを増加させると保有可能なデブリ量が減少する。ペDESTAL内に落下するデブリのうち、粒子化したデブリは水プール中で冷却されやすいため、ペDESTAL内構造物への熱影響を抑制する観点では、粒子化していない熔融デブリからの寄与が大きい。そのため、コリウムシールドの厚さとしては熔融デブリが全量保有できることが重要となる。

ただし、コリウムシールド厚さの設定に当たっては、粒子化デブリからの影響も緩和できるよう、粒子化デブリも含めたデブリ全量を保有できるように考慮する。

- ・水プールとの接触面積の減少

コリウムシールド厚さを増加させると、水プールとの接触面積が減少するため、水プールへの除熱量が崩壊熱を下回ることでデブリ温度が上昇し、コリウムシールドが侵食するおそれがある。そのため、コリウムシールドの厚さを設定した上で熔融デブリによる侵食量を評価し、ペDESTALに要求される原子炉圧力容器支持機能及びデブリ保持機能に対する影響を評価する。

以上を踏まえ、コリウムシールド高さを上限である とした上で、粒子化による堆積高さ上昇も踏まえたデブリ堆積高さを考慮した場合においてもデブリが全量保有できるコリウムシールド厚さを設定する。

3.2 デブリ保有可能量を踏まえたコリウムシールド厚さの算定

デブリ体積高さ $H_{\text{debr i}}$ は、式(1)及び式(2)で算定される。ここで、ポロシティはP U L i M S実験等の知見を基に保守的な値として0.5を設定している。

$$H_{\text{debri}} = (V_m \times (1 - \Phi_{\text{ent}}) + V_s + V_m \times \Phi_{\text{ent}} \div (1 - P)) \div S_{\text{fz}} \quad (1)$$

$$S_{\text{fz}} = (L_{\text{PD}} / 2 - D_{\text{CS}})^2 \times \pi \quad (2)$$

V_m : 溶融物体積[36m³]

V_s : ペデスタル内構造物体積[4m³] (添付資料 3.2.14 別添 1 参照)

Φ_{ent} : 粒子化割合[0.173] (添付資料 3.2.14 別添 2 参照)

P : ポロシティ[0.5]

S_{fz} : コリウムシールドの設置を考慮した床面積[m²]

L_{PD} : ペデスタル床直径[]

D_{CS} : コリウムシールド厚さ[m]

コリウムシールドの高さは、デブリ堆積高さと床に設置するコリウムシールドの厚さを加えた値となるため、式(1)において H_{debri} を (- D_{CS})m とし、計算した結果、 D_{CS} = 約 0.15m となる。よって、デブリ保有可能性を踏まえると、コリウムシールド厚さは 0.15m となる。

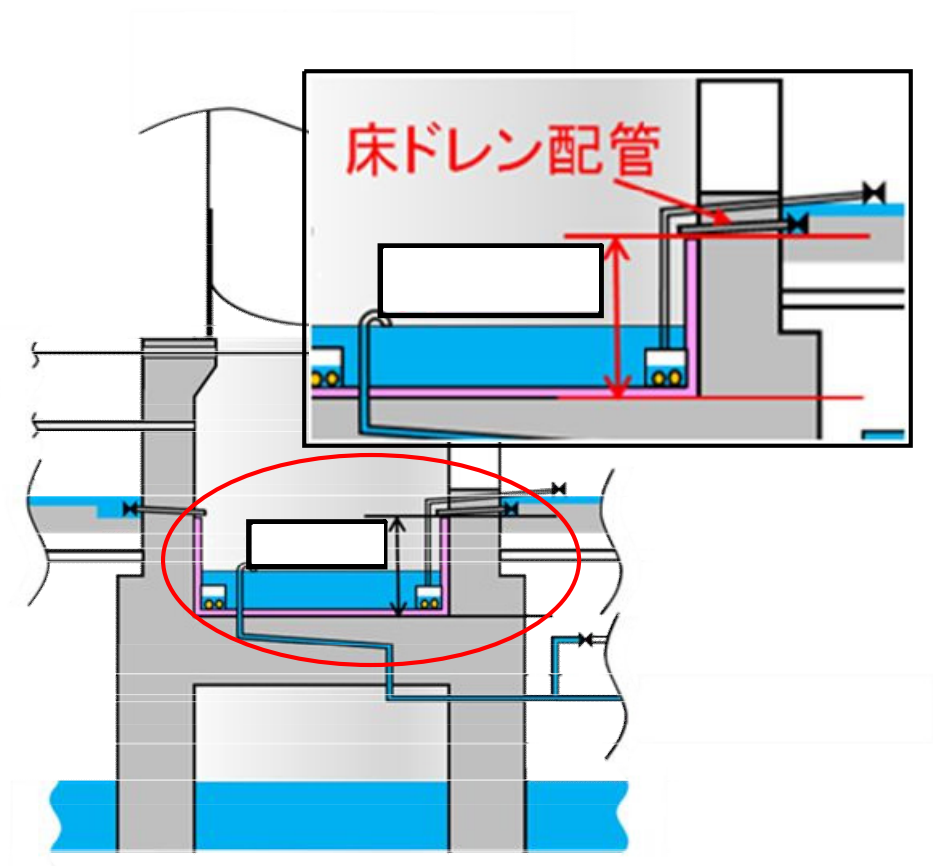
3.3 その他の影響を踏まえたコリウムシールド厚さの設定

コリウムシールド厚さが 0.15m の場合、コリウムシールドの侵食は発生しないことを添付資料 3.5.1 にて確認している。また、添付資料 3.5.2 にて、コンクリートの温度履歴を基に、原子炉圧力容器支持機能及びデブリ保持機能を評価した結果、これらの機能が損なわれないことを確認している。以上より、コリウムシールド厚さが 0.15m の場合でも、原子炉圧力容器支持機能及びデブリ保持機能への影響はない。

また、熱影響の観点で寄与が大きい溶融デブリに着目すると、デブリ全量(溶融物体積[約 36m³]及びペデスタル内構造物体積[約 4m³])が溶融デブリと仮定した場合におけるデブリ堆積高さは約 1.63m であり、コリウムシールド

ド高さ に対して余裕がある。

以上から、コリウムシールド厚さを 0.15m とする。



第1図 デブリがペデスタル外へ流出する可能性のある経路

原子炉圧力容器の破損位置について

解析コードMAAPでは、原子炉圧力容器の破損モードとして以下のものが考慮されており、解析においてはこれらの中から判定された破損モードが適用される。

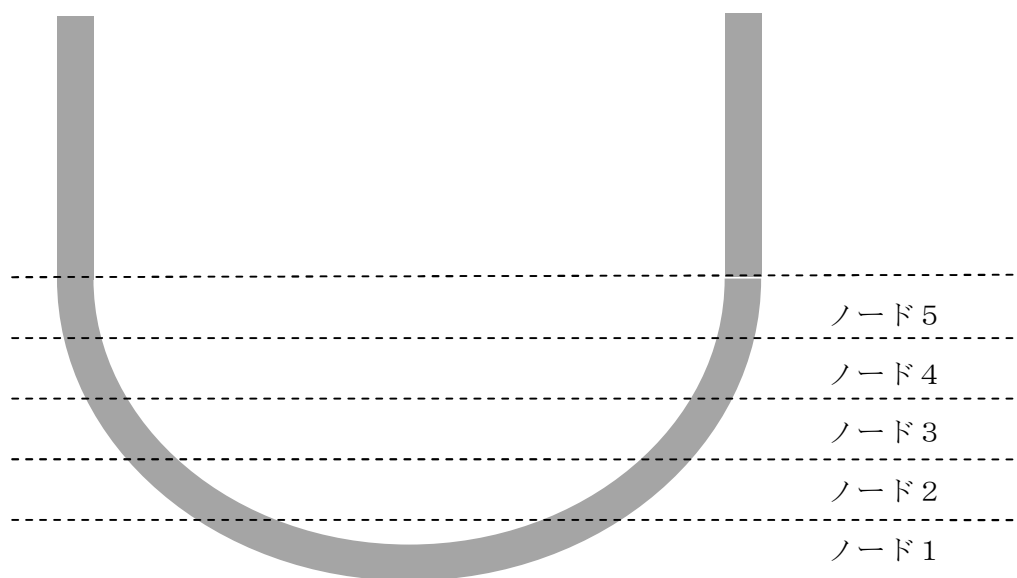
- a) 下部ヘッド貫通部への溶融物流入による破損
- b) 下部ヘッド貫通部の逸出
- c) デブリジェットの衝突による下部ヘッドの局所破損
- d) 金属層による原子炉圧力容器壁の破損
- e) 原子炉圧力容器のクリープ破損

原子炉圧力容器の下部ヘッドは径方向（5 ノード）及び厚さ方向（5 ノード）に分割されており、ノードごとに破損に至っているかの判定が行われる。第 1 図に原子炉圧力容器下部ヘッドのノード分割の概念図を示す。

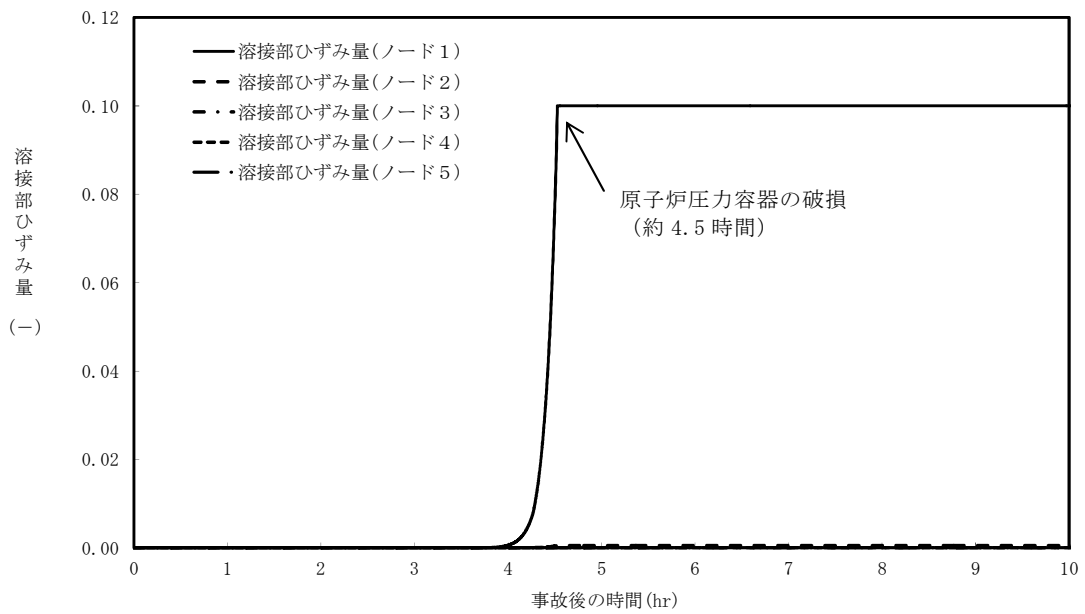
有効性評価のうち、3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱にて対象としている事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH）」（「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスへの対応及び事象進展と同じ）においては、下部プレナムへ移行した溶融炉心からの加熱により、原子炉圧力容器下部の中心部ノードの温度が最も高くなり、制御棒駆動機構ハウジング溶接部のひずみ量がしきい値（0.1）に至ることによる原子炉圧力容器破損（「b）下部ヘッド貫通部の逸出」に該当）が最初に判定される結果となっている。

径方向のノードごとの制御棒駆動機構ハウジング溶接部のひずみ量の推移を第 2 図に、原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移を第 3 図に示す。第 2 図に示すとおり、原子炉圧力容器下部の中心ノードに該当するノード 1 のひずみ量が

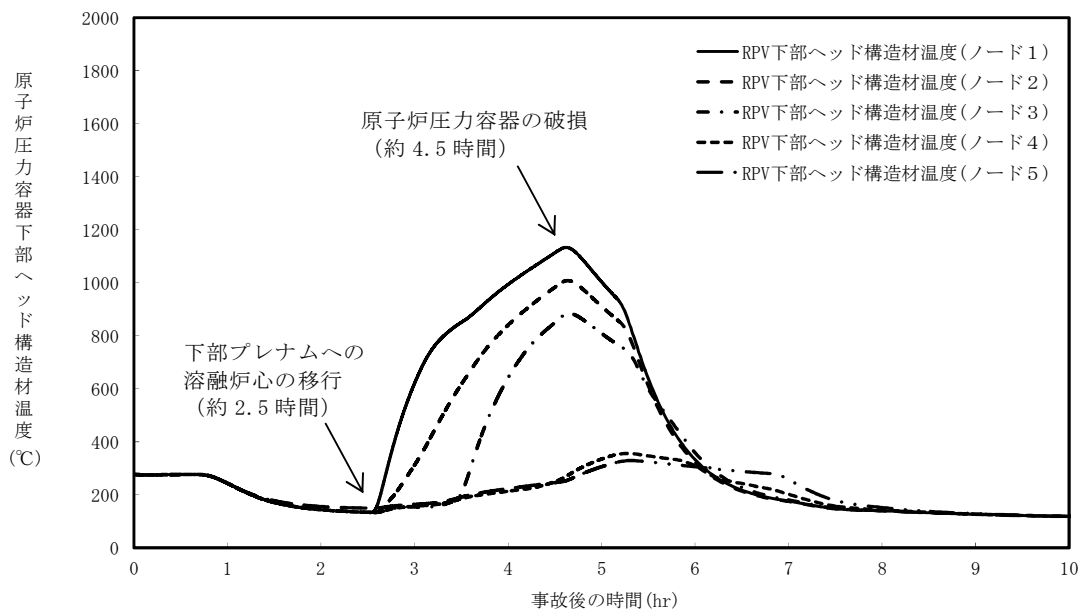
しきい値 (0.1) に達して原子炉圧力容器破損に至っている。また、第 3 図に示すとおり、ノード 1 が高温を長時間維持していることが確認された。



第 1 図 原子炉圧力容器下部ヘッドのノード分割（概念図）



第 2 図 径方向のノードごとの制御棒駆動機構ハウジング溶接部のひずみ量



第 3 図 径方向のノードごとの原子炉圧力容器下部ヘッド温度

格納容器内に注入する窒素温度条件について

1. 窒素温度による事象進展への影響

東海第二発電所では、格納容器内における水素燃焼を防止するため、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達すれば格納容器内に窒素を注入することとしている。

有効性評価の解析においては、注入する窒素の流量以外に、注入する窒素温度を設定する必要がある、この窒素温度によって事象進展には次のような影響がある。

(1) 格納容器雰囲気温度

注入する窒素温度が高い方が、格納容器雰囲気温度が高くなる。

(2) 格納容器圧力

窒素注入時は、0.31MPa[gage]（200m³/hでの窒素注入時）又は0.465MPa[gage]（400m³/hでの窒素注入時）到達により窒素注入を停止することから、窒素温度による格納容器圧力への影響はない。

(3) 格納容器内酸素濃度

密度が大きくなる窒素温度が低い条件の場合、時間当たり注入する窒素の質量が大きく、窒素注入開始から格納容器圧力0.31MPa[gage]又は0.465MPa[gage]到達までの時間が短くなる。また、代替循環冷却系の起動後は格納容器圧力が低下傾向になるため、窒素注入開始から格納容器圧力0.31MPa[gage]又は0.465MPa[gage]到達までに要する時間が短い場合、注入する窒素の総質量が小さくなる。したがって、窒素温度の低い方が、窒素注入停止時点での格納容器内酸素濃度（ドライ条件及びウェット条件）は高くなる。

以上より、窒素温度の低い方が格納容器内酸素濃度4.3vol%（ドライ条件）到達までの時間が早くなり、事故発生後の格納容器ベントまでの時間が短くなる。

なお、注入する窒素温度は格納容器雰囲気温度よりも低いため、窒素温度の低い方が、格納容器内の蒸気をより凝縮することとなり、格納容器内酸素濃度（ウェット条件）は高くなる。

したがって、格納容器雰囲気温度と格納容器内酸素濃度に対しては、その挙動が厳しくなる窒素温度の条件が異なる。

2. 有効性評価における窒素温度について

水戸地方気象台での観測記録によれば最高気温は38.4℃であり、空気が可搬型窒素供給装置内の空気圧縮機を通過することにより温度が最大15℃上昇する可能性があることから、格納容器内に注入される窒素の最高温度としては55℃と想定する。

$$38.4 + 15 = 53.4 \div 55^{\circ}\text{C}$$

一方で、水戸地方気象台での観測記録によれば最低気温は-12.7℃であるが、可搬型窒素供給装置内の空気圧縮機の通過及び建屋内温度による窒素注入配管内での暖気の影響を考慮し、格納容器内に注入される窒素の最低温度としては0℃と想定する。

以上を踏まえ、有効性評価における窒素温度は以下のとおりとしている。

(1) 有効性評価

上記の格納容器内に注入される窒素の最高温度(55℃)及び最低温度(0℃)の平均的な温度条件として30℃^{*1}とする。

$$(55 + 0) / 2 = 27.5 \div 30^{\circ}\text{C}$$

※1 入力条件として、比熱と密度を設定する。比熱は、注入する窒素のエネルギーを算出し、格納容器内のエネルギー増分を解析するために必要であり、高めの温度として30℃条件とする。密度は、注入する窒素の質量を算出し、格納容器圧力の増分を解析するために必要であり、格納容器酸素濃度（ドライ条件及びウェット条件）を高めに評価する観点から低めの温度として、最低温度である0℃条件とする。

(2) 窒素温度の感度解析条件

格納容器雰囲気温度に対しては、格納容器雰囲気温度を厳しく評価する観点で最大の窒素温度が厳しくなる。

格納容器内酸素濃度に対しては、窒素温度を低くすることで格納容器ベントまでの時間が短くなり放射性物質の放出量が多くなることが考えられるが、窒素注入開始時間は事故後約19時間よりも遅く、Cs-137放出量評価及び中央制御室の居住性評価の対象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）」における代替循環冷却系を使用できない場合（事故後約19時間で格納容器ベントを実施）よりも格納容器ベントまでの時間は長くなる。Cs-137放出量評価及び中央制御室の居住性評価においては、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における代替循環冷却系を使用できない場合において判断基準を満足することを確認しており、窒素温度を低くした場合のCs-137放出量評価及び中央制御室の居住性評価への影響はない。

以上から、窒素温度による格納容器雰囲気温度の影響を確認する観点から、感度解析条件として55℃^{※2}とする。

$$38.4 + 15 = 53.4 \div 55^{\circ}\text{C}$$

※2 比熱は55℃の条件としており、格納容器雰囲気温度に影響しない密度についても55℃の条件とする。

3. 窒素温度による事象進展の違いについて

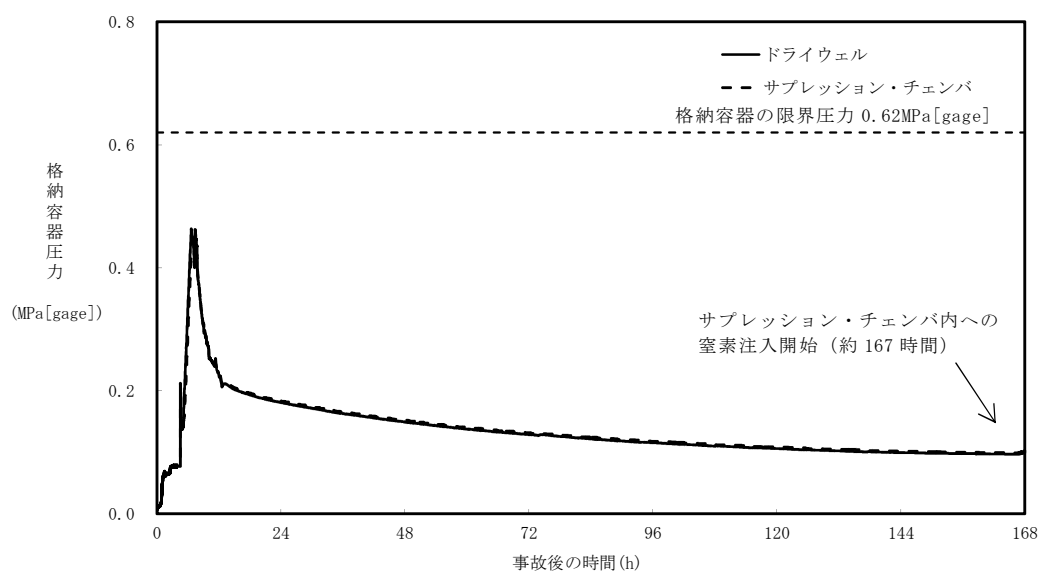
格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」におけるベースケースと原子炉圧力容器破損後に原子炉注水しない場合の感度解析ケースについて、窒素温度を30℃及び55℃とした場合の格納容器圧力、格納容器気相部温度及び格納容器内の気相濃度の推移を第1図から第16図に示す。

ベースケース（第1図から第8図）では、両条件ともにほぼ同様の挙動である。

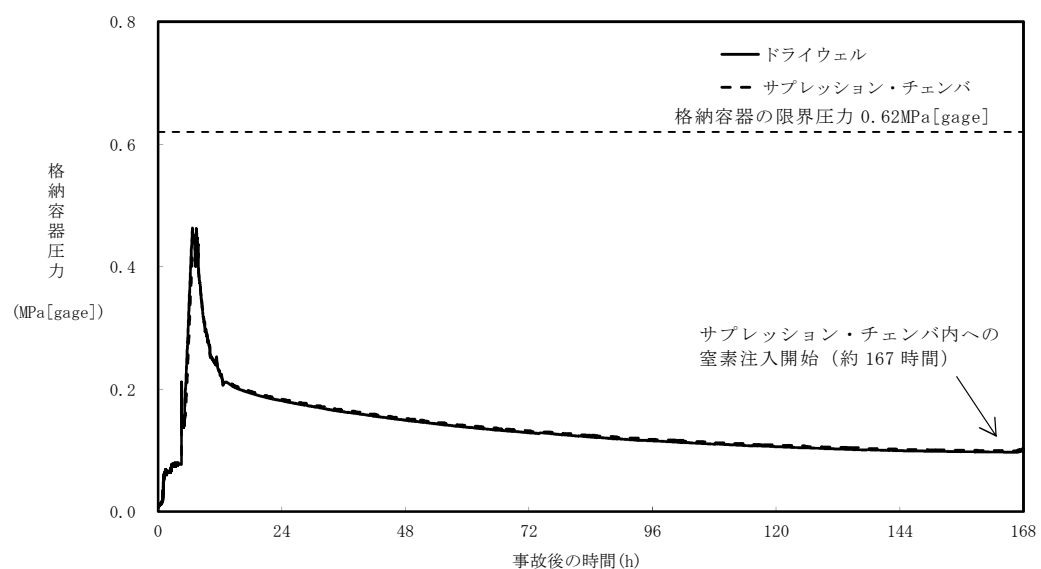
原子炉圧力容器破損後に原子炉注水しない場合の感度解析ケース（第9図から第16図）では、窒素注入を開始する約133時間後までは両条件ともに同じ挙動であるが、窒素温度を30℃とした場合は窒素注入停止が約163時間後であり、55℃とした場合に比べて窒素注入の停止タイミングが早い。ただし、その他の挙動はほぼ同様であり、窒素温度による事象進展への影響は軽微である。

4. まとめ

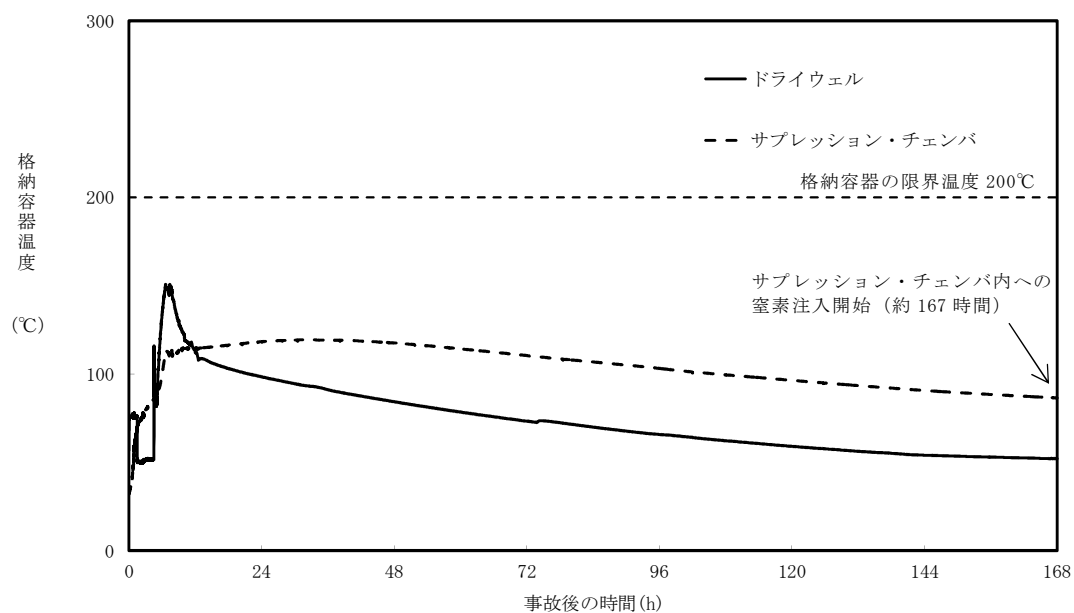
有効性評価においては、格納容器内に注入される窒素の平均的な温度条件として30℃条件としている。また、格納容器内に注入される窒素温度の感度を示すため、窒素温度を55℃とした場合の感度解析を実施した結果、事象進展への影響は軽微であることを確認した。



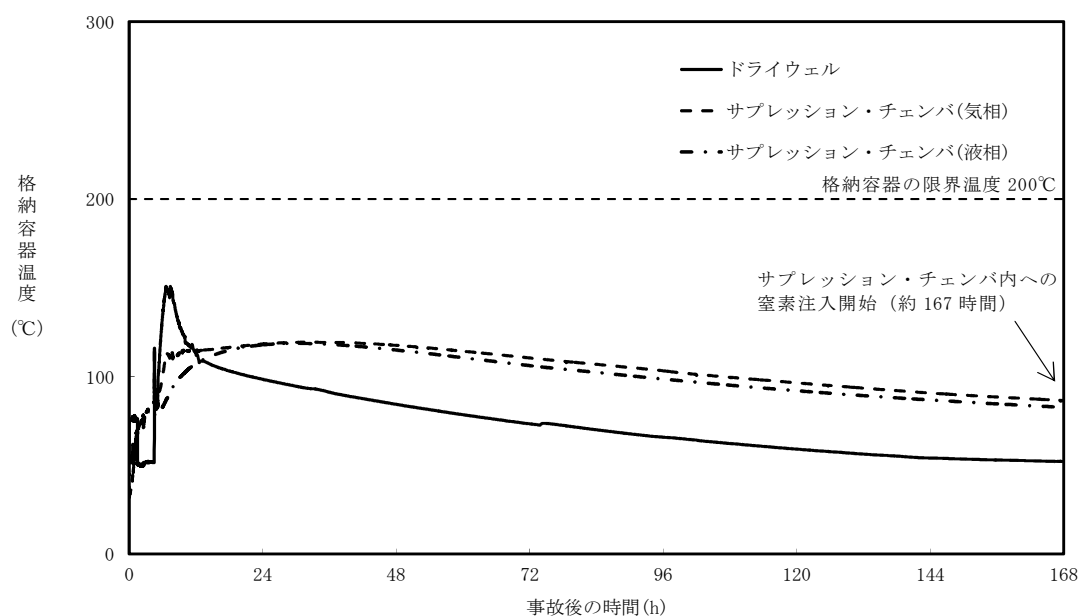
第 1 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における
格納容器圧力の推移（窒素注入温度：55℃）



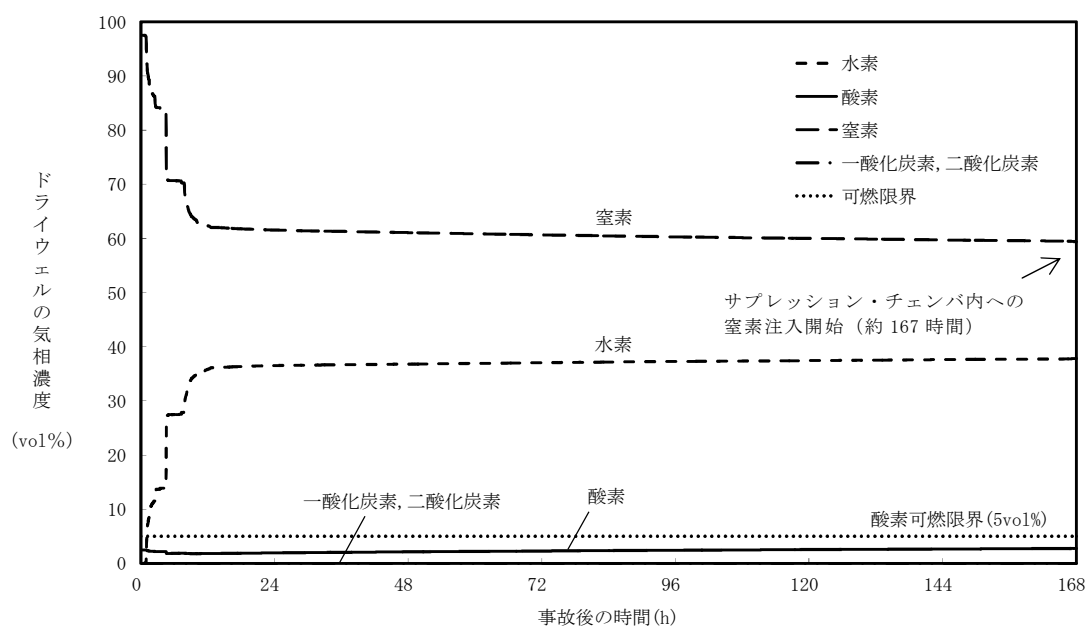
第 2 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における
格納容器圧力の推移（窒素注入温度：30℃）



第 3 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における
格納容器雰囲気温度の推移（窒素注入温度：55℃）



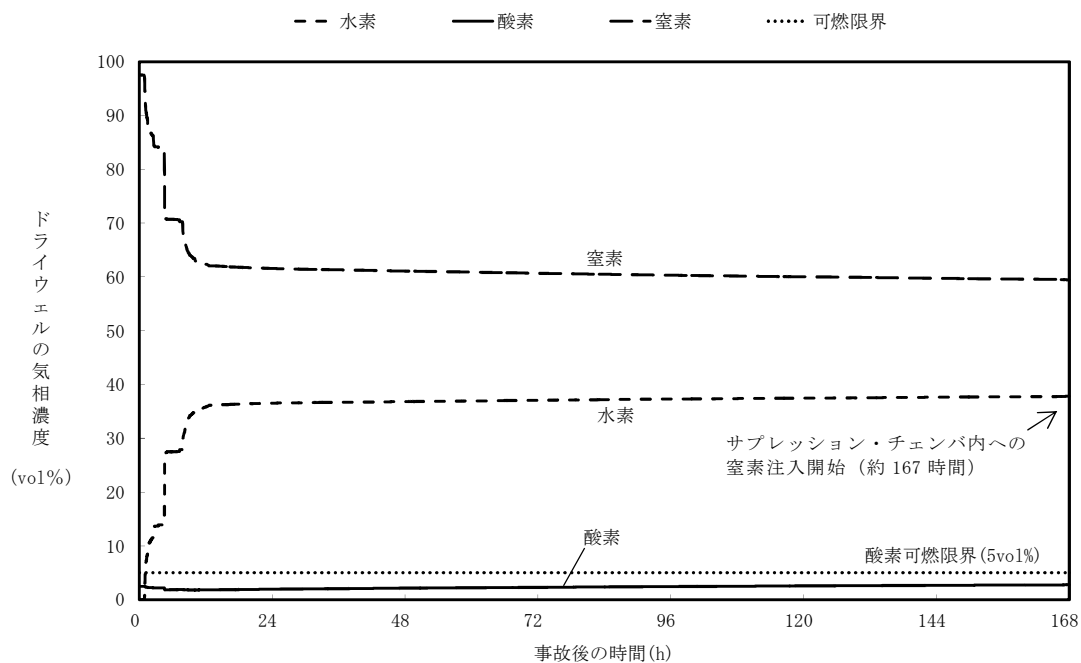
第 4 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における
格納容器雰囲気温度の推移（窒素注入温度：30℃）



第 5 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における

ドライウエルの気相濃度推移（ドライ条件）

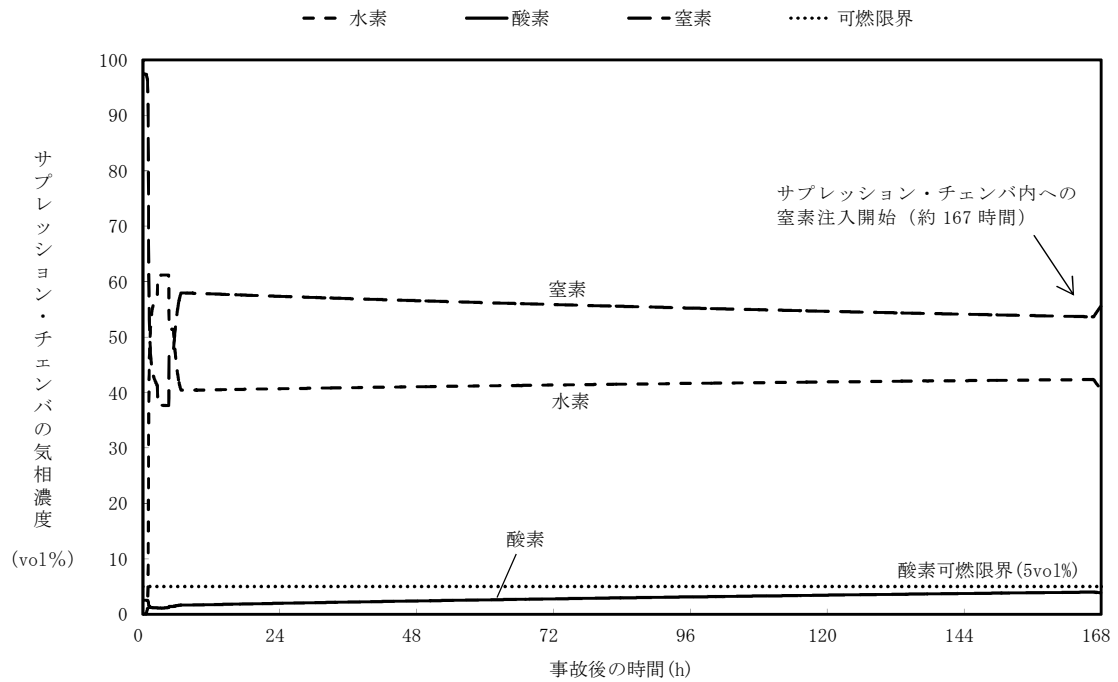
（窒素注入温度：55℃）



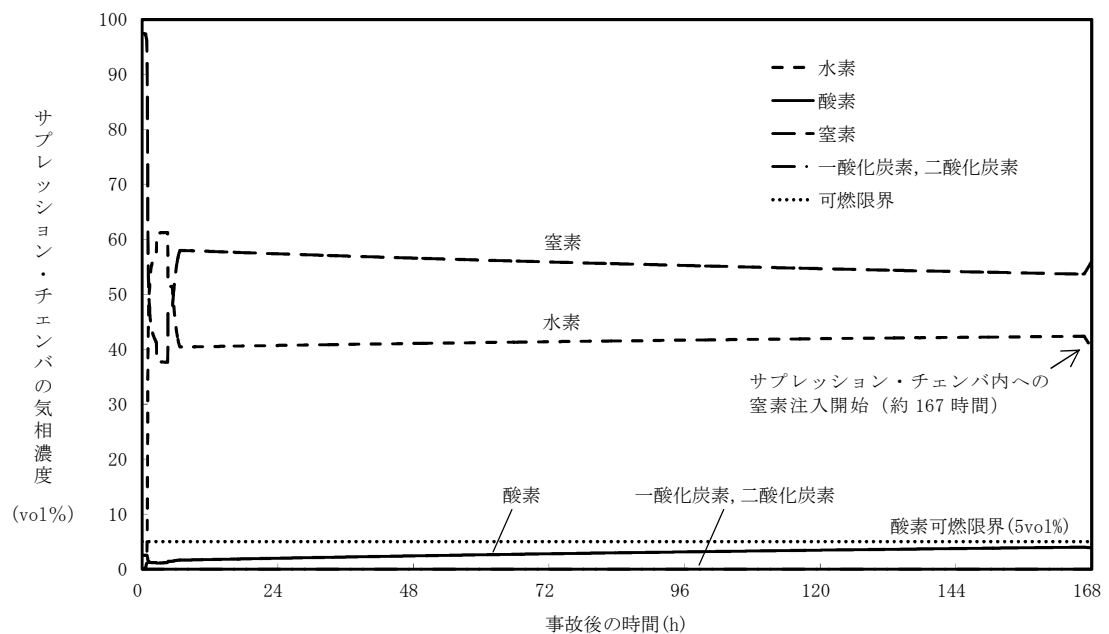
第 6 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における

ドライウエルの気相濃度推移（ドライ条件）

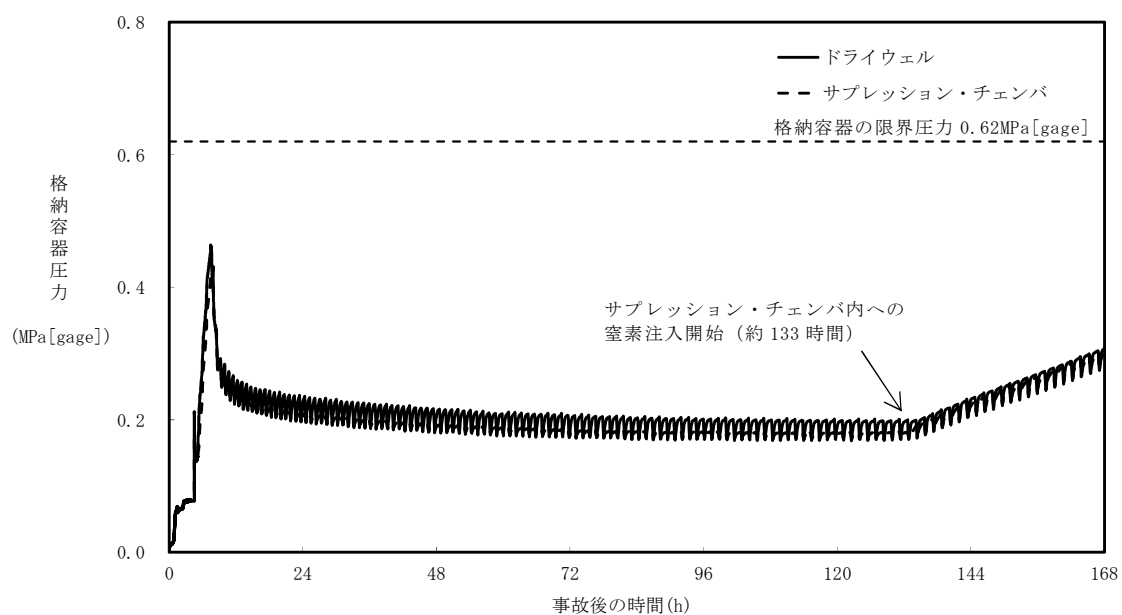
（窒素注入温度：30℃）



第 7 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における
サプレッション・チェンバの気相濃度推移
(窒素注入温度：55℃)



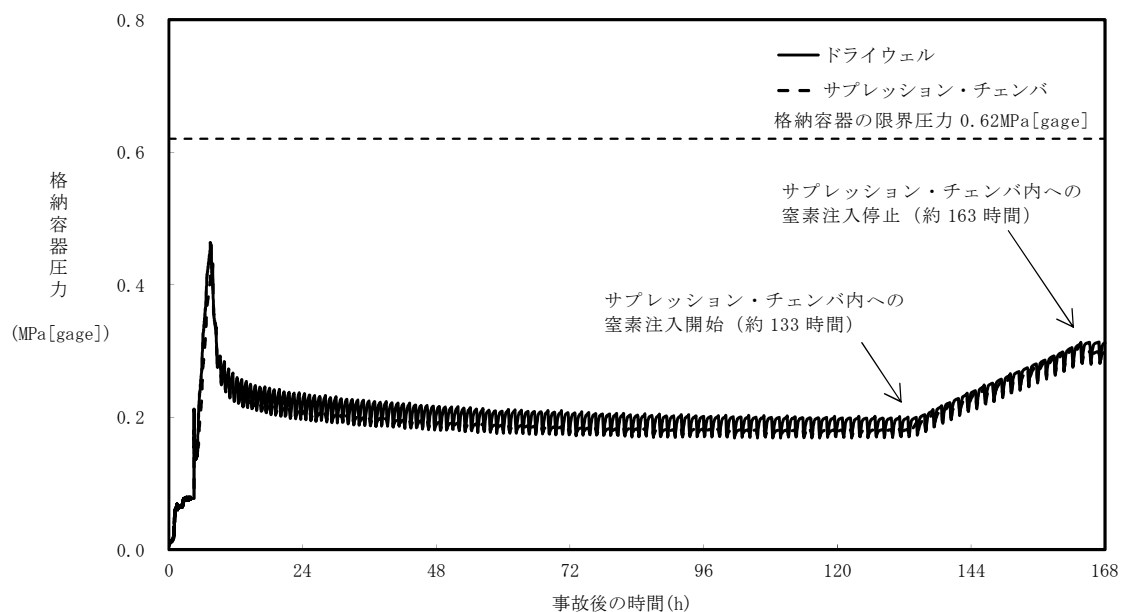
第 8 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における
サプレッション・チェンバの気相濃度推移
(窒素注入温度：30℃)



第 9 図 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に原子炉注水しない場合の

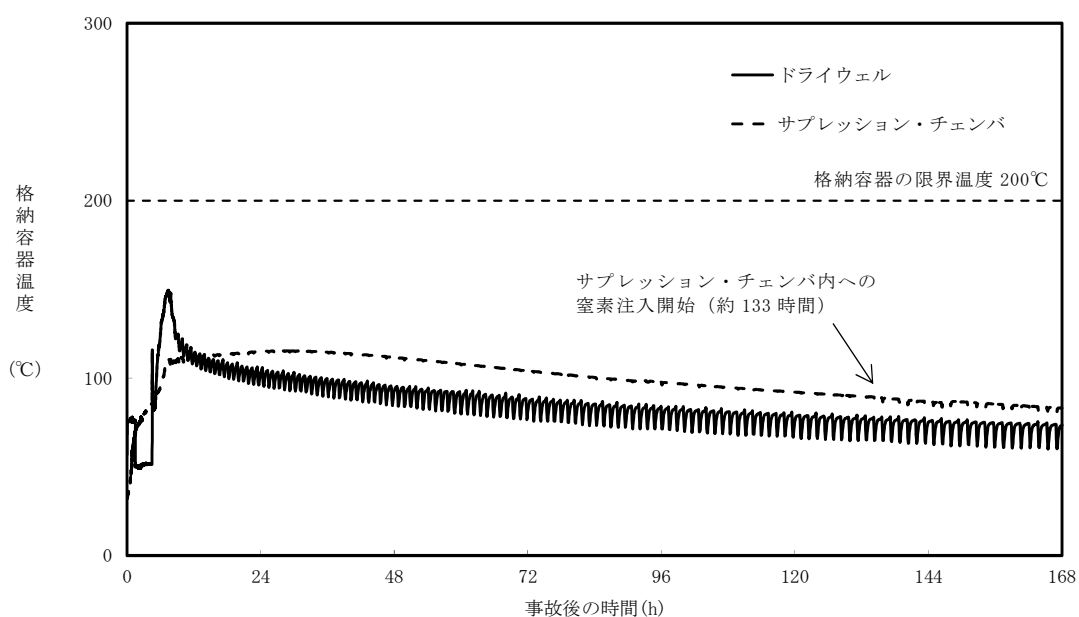
格納容器圧力の推移（窒素注入温度：55℃）



第 10 図 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に原子炉注水しない場合の

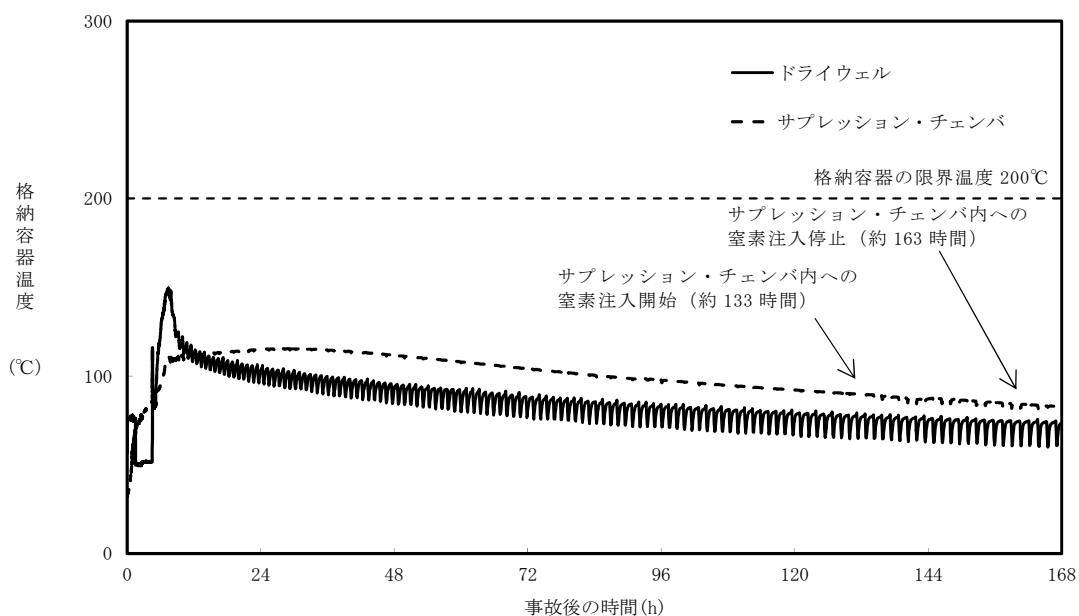
格納容器圧力の推移（窒素注入温度：30℃）



第 11 図 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に原子炉注水しない場合の

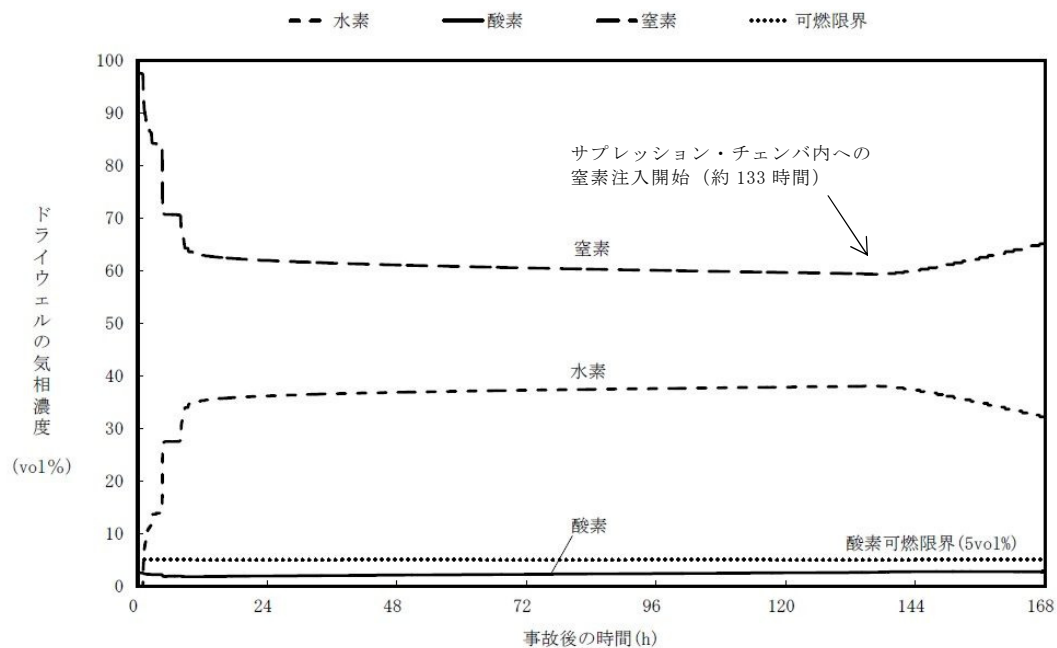
格納容器雰囲気温度の推移（窒素注入温度：55°C）



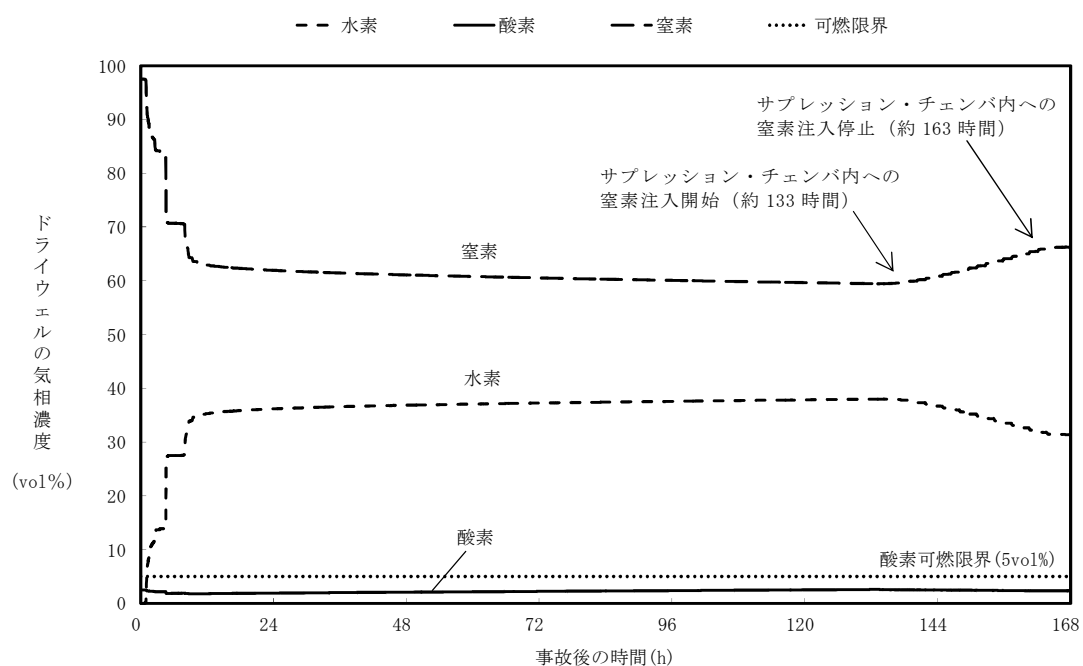
第 12 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱において

原子炉圧力容器破損後に原子炉注水しない場合の

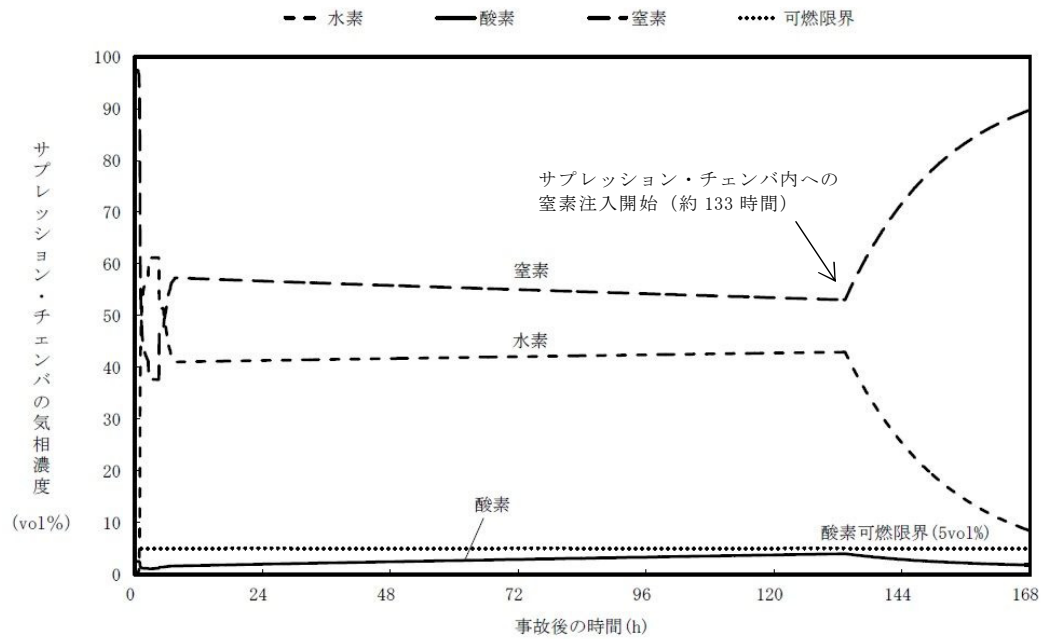
格納容器雰囲気温度の推移（窒素注入温度：30°C）



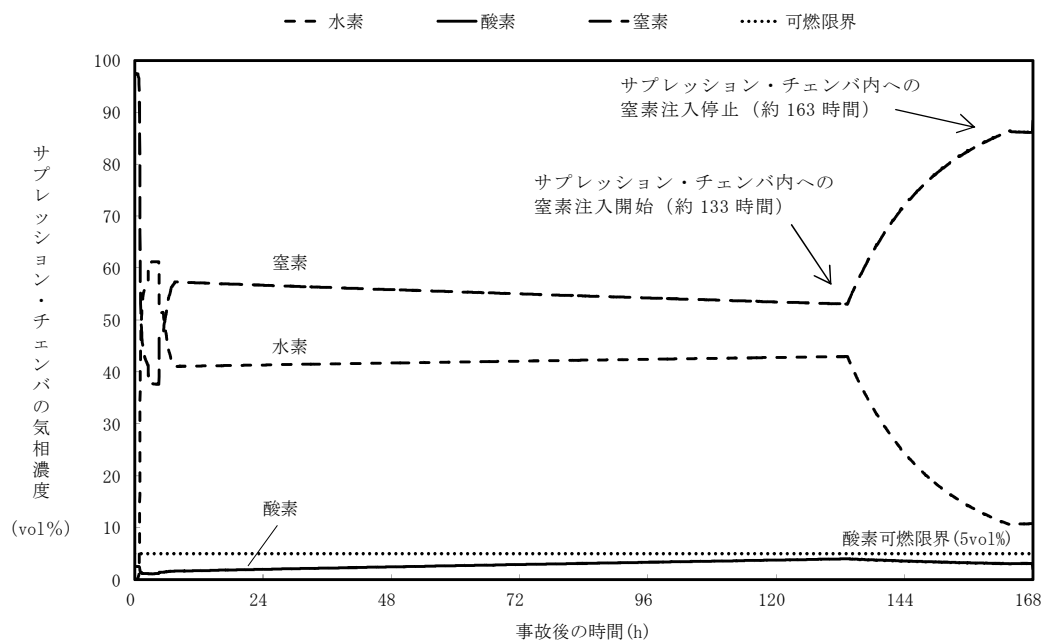
第 13 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱において原子炉圧力容器
破損後に原子炉注水しない場合のドライウエルの気相濃度推移
(ドライ条件) (窒素注入温度：55℃)



第 14 図 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
破損後に原子炉注水しない場合のドライウエルの気相濃度推移
(ドライ条件) (窒素注入温度：30℃)



第 15 図 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
破損後に原子炉注水しない場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度推移
(ドライ条件) (窒素注入温度：55℃)



第 16 図 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
破損後に原子炉注水しない場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度推移
(ドライ条件) (窒素注入温度：30℃)