

女川原子力発電所 2 号炉

重大事故等対策の有効性評価について

平成 30 年 12 月

東北電力株式会社

目 次

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

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

付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

付録2 原子炉格納容器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（外部電源喪失＋DG失敗）＋HPCS失敗
 - 2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋高圧注水失敗
 - 2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋直流電源喪失
 - 2.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋SRV再閉失敗＋HPCS失敗
- 2.4 崩壊熱除去機能喪失
 - 2.4.1 取水機能が喪失した場合
 - 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
- 2.5 原子炉停止機能喪失
- 2.6 LOCA時注水機能喪失
- 2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

本日まで提出範囲

3. 運転中の原子炉における重大事故

- 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - 3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策
 - 3.1.2 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
 - 5.2 全交流動力電源喪失
 - 5.3 原子炉冷却材の流出
 - 5.4 反応度の誤投入

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

添付資料 目次

- 添付資料 1.2.1 定期検査工程の概要
- 添付資料 1.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について
- 添付資料 1.4.1 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 女川原子力発電所 2 号炉の重大事故等対策の有効性評価の一般データ
- 添付資料 1.5.2 有効性評価における LOCA 時の破断位置及び口径設定の考え方について
- 添付資料 1.5.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故 1 及び 2）の有効性評価における共通評価条件について
- 添付資料 1.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー

- 添付資料 2.1.1 安定状態について
- 添付資料 2.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高圧・低圧注水機能喪失）
- 添付資料 2.1.3 減圧・注水操作が遅れる場合の影響について
- 添付資料 2.1.4 7 日間における水源、燃料評価結果について（高圧・低圧注水機能喪失）

- 添付資料 2.2.1 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の運転実績について
- 添付資料 2.2.2 安定状態について
- 添付資料 2.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高圧注水・減圧機能喪失）
- 添付資料 2.2.4 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作動台数の考え方について
- 添付資料 2.2.5 7 日間における燃料評価結果について（高圧注水・減圧機能喪失）

- 添付資料 2.3.1.1 蓄電池による給電時間評価結果について
- 添付資料 2.3.1.2 全交流動力電源喪失後 24 時間の原子炉隔離時冷却系の運転継続の妥当性について
- 添付資料 2.3.1.3 逃がし安全弁に係る解析と実態の違い及びその影響について
- 添付資料 2.3.1.4 安定状態について
- 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（外部電源喪失＋DG 失敗）＋HPCS 失敗）
- 添付資料 2.3.1.6 7 日間における水源、燃料、電源負荷評価結果について（全交流

動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋H P C S 失敗）

- 添付資料 2.3.2.1 全交流動力電源喪失後 24 時間の高圧代替注水系の運転継続の妥当性について
- 添付資料 2.3.2.2 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（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋高圧注水失敗）
- 添付資料 2.3.2.3 注水操作の時間余裕について
- 添付資料 2.3.2.4 7 日間における水源評価結果について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋高圧注水失敗）

- 添付資料 2.3.3.1 全交流動力電源喪失後 24 時間の高圧代替注水系の運転継続の妥当性について
- 添付資料 2.3.3.2 安定状態について
- 添付資料 2.3.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋直流電源喪失）
- 添付資料 2.3.3.4 7 日間における水源，電源負荷評価結果について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋直流電源喪失）

- 添付資料 2.3.4.1 全交流動力電源喪失後 24 時間の原子炉隔離時冷却系及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）の運転継続の妥当性について
- 添付資料 2.3.4.2 安定状態について
- 添付資料 2.3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋S R V 再閉失敗＋H P C S 失敗）
- 添付資料 2.3.4.4 減圧・注水操作の時間余裕について
- 添付資料 2.3.4.5 7 日間における水源，電源負荷評価結果について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋S R V 再閉失敗＋H P C S 失敗）

- 添付資料 2.4.1.1 安定状態について
- 添付資料 2.4.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
- 添付資料 2.4.1.3 7 日間における水源，燃料，電源負荷評価結果について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））

- 添付資料 2.4.2.1 安定状態について
- 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，燃料評価結果について（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）

本日ご提出範囲

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

添付資料 2.5.2 安定状態について

添付資料 2.5.3 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（原子炉停止機能喪失）

添付資料 2.5.4 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 2.5.5 外部電源喪失を想定した場合の感度解析

添付資料 2.5.6 注水温度に関する感度解析

添付資料 2.5.7 格納容器除熱に関する感度解析

添付資料 2.5.8 SLC 起動を手動起動としていることについての整理

添付資料 2.5.9 7日間における水源，燃料評価結果について（原子炉停止機能喪失）

添付資料 2.6.1 「LOCA時注水機能喪失」の事故条件の設定について

添付資料 2.6.2 敷地境界の実効線量評価について

添付資料 2.6.3 安定状態について

添付資料 2.6.4 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（LOCA時注水機能喪失）

添付資料 2.6.5 減圧・注水操作の時間余裕について

添付資料 2.6.6 7日間における水源，燃料，電源負荷評価結果について（LOCA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LOCA発生時の破断面積及び現場環境について

添付資料 2.7.2 安定状態について

添付資料 2.7.3 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（格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA））

添付資料 2.7.4 7日間における燃料評価結果について（格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA））

添付資料 3.1.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について

添付資料 3.1.2.2 安定状態について（代替循環冷却系を使用する場合）

添付資料 3.1.2.3 格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスの影響について

添付資料 3.1.2.4 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について

- 添付資料 3.1.2.5 格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料 3.1.2.6 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 3.1.2.7 大破断 L O C A を上回る規模の L O C A に対する格納容器破損防止対策の有効性について
- 添付資料 3.1.2.8 7 日間における水源, 燃料, 電源負荷評価結果について(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 3.1.3.1 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異について
- 添付資料 3.1.3.2 非凝縮性ガスの影響について
- 添付資料 3.1.3.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時において代替循環冷却系を使用できない場合における原子炉格納容器フィルタベント系からの Cs-137 放出量評価について
- 添付資料 3.1.3.4 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について
- 添付資料 3.1.3.5 安定状態について(代替循環冷却系を使用できない場合)
- 添付資料 3.1.3.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合))
- 添付資料 3.1.3.7 注水操作が遅れる場合の影響について
- 添付資料 3.1.3.8 7 日間における水源, 燃料, 電源負荷評価結果について(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 3.2.1 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について
- 添付資料 3.2.2 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について
- 添付資料 3.2.3 格納容器破損モード「D C H」, 「F C I」及び「M C C I」の評価事故シーケンスの位置付け
- 添付資料 3.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)
- 添付資料 3.2.5 7 日間における水源, 燃料評価結果について(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)

- 添付資料 3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に関する知見の整理
- 添付資料 3.3.2 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の格納容器の健全性への影響評価
- 添付資料 3.3.3 格納容器下部への水張り実施の適切性
- 添付資料 3.3.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(原子炉圧

- 力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)
- 添付資料 3.3.5 プラント損傷状態をL O C Aとした場合の圧力スパイクへの影響
- 添付資料 3.4.1 水の放射線分解の評価について
- 添付資料 3.4.2 安定状態について
- 添付資料 3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（水素燃焼）
- 添付資料 3.4.4 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響
- 添付資料 3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響
- 添付資料 3.5.1 安定状態について
- 添付資料 3.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（溶融炉心・コンクリート相互作用）
- 添付資料 3.5.3 溶融炉心の崩壊熱及び溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合並びに格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合のコンクリート侵食量及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評価
- 添付資料 4.1.1 燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について
- 添付資料 4.1.2 「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線量率」の評価について
- 添付資料 4.1.3 安定状態について
- 添付資料 4.1.4 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 添付資料 4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故1）
- 添付資料 4.1.6 7日間における水源、燃料評価結果について（想定事故1）
- 添付資料 4.2.1 燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について
- 添付資料 4.2.2 想定事故2における破断の想定について
- 添付資料 4.2.3 使用済燃料プールサイフォンブレイク孔について
- 添付資料 4.2.4 安定状態について
- 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、燃料評価結果について（想定事故2）
- 添付資料 5.1.1 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における燃料有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位到達までの時間余裕と必要な注水量の計算方法について
- 添付資料 5.1.2 重要事故シーケンスの選定結果を踏まえた有効性評価の条件設定
- 添付資料 5.1.3 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失評価における崩壊熱設定の考え方

- 添付資料 5.1.4 安定状態について
- 添付資料 5.1.5 原子炉停止中における崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の格納容器の影響について
- 添付資料 5.1.6 原子炉停止中 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時における放射線の遮蔽維持について
- 添付資料 5.1.7 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 崩壊熱除去機能喪失）
- 添付資料 5.1.8 7日間における燃料評価結果について（運転停止中 崩壊熱除去機能喪失）

- 添付資料 5.2.1 安定状態について
- 添付資料 5.2.2 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 全交流動力電源喪失）
- 添付資料 5.2.3 7日間における水源，燃料，電源負荷評価結果について（運転停止中 全交流動力電源喪失）

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

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

- 添付資料 6.1.1 他号炉との同時被災時における必要な要員及び資源について
- 添付資料 6.2.1 重大事故等対策の要員の確保について
- 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

2.5 原子炉停止機能喪失

2.5.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に含まれる事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、①「過渡事象＋原子炉停止失敗」、②「小破断LOCA＋原子炉停止失敗」、③「中破断LOCA＋原子炉停止失敗」及び④「大破断LOCA＋原子炉停止失敗」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失することを想定する。このため、原子炉は臨界状態を継続し、原子炉出力が高い状態が維持されることから、緩和措置がとられない場合には、炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは、原子炉停止機能を喪失したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、重大事故等対策の有効性評価には、原子炉停止機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって、本事故シーケンスグループでは、代替制御棒挿入機能による原子炉停止又は代替原子炉再循環ポンプトリップ機能によって原子炉出力を低下させること等によって炉心損傷の防止を図り、ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入によって原子炉停止する。また、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱を実施する。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における機能喪失に対し、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として代替制御棒挿入機能又は代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、制御棒挿入機能喪失時の ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）（以下「自動減圧系作動阻止機能」という。）及びほう酸水注入系による原子炉停止又は反応度抑制手段を整備するとともに、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対策として、高圧炉心スプレイ系による炉心冷却を継続する。また、格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱手段を整備する。ただし、重要事故シーケンスに対する有効性評価では、保守的に代替制御棒挿入機能には期待しないものとする。これらの対策の概略系統図を第 2.5.1 図から第 2.5.3 図に、手順の概要を第 2.5.4 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操作手順の関係を第 2.5.1 表に示す。

本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員で構成され、合計 28 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、発電課長 1 名、発電副長 1 名及び運転操作対応を行う運転員 3 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う発電所対策本部要員は 6 名及び現場操作を行う重大事故等対応要員は 17 名である。必要な要員と作業項目について第 2.5.5 図に示す。

なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、28 名で対処可能である。

a. 原子炉スクラム失敗確認

運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず、制御棒が原子炉に緊急挿入されない場合、原子炉スクラム失敗を確認する。

原子炉スクラムの失敗を確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。

また、主蒸気隔離弁の閉止による原子炉圧力高信号により再循環ポンプ 2 台全てがトリップし、炉心流量が低下し、原子炉出力が低下する。

主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動原子炉給水ポンプはトリップするが、電動機駆動原子炉給水ポンプにより給水を継続する。主蒸気遮断により給水加熱喪失の状態となり、給水温度が低下するため、徐々に出力が増加する傾向となる。

b. 格納容器圧力上昇による ECCS 起動確認

逃がし安全弁の作動により、格納容器圧力が上昇し、ドライウェル圧力高 (13.7kPa[gage]) により、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) が自動起動する。

ECCS の起動を確認するために必要な計装設備は、各系統のポンプ出口流量等である。

c. 原子炉隔離時冷却系起動確認

原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低 (レベル 2) 信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉への注水が開始される。

原子炉隔離時冷却系の起動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ポンプ出口流量等である。

d. 自動減圧系作動阻止機能作動確認

「中性子束高 (10%以上)」かつ「原子炉水位低 (レベル 2)」信号により自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動が阻止されることを確認する。

自動減圧系作動阻止機能作動の確認に必要な計装設備は、平均出力領域モニター等である。

e. 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位維持

主蒸気隔離弁の閉止により、復水器ホットウェルの水位が低下し給復水ポンプがトリップする。これにより給水流量の全喪失となり、原子炉水位は低下するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水により炉心冷却は維持される。

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び各系統のポンプ出口流量等である。

f. 高圧炉心スプレイ系水源自動切替確認

「圧力抑制室水位高」信号により高圧炉心スプレイ系の水源が復水貯蔵タンクよりサプレッションプール側へ自動で切り替わることを確認する。

高圧炉心スプレイ系水源自動切替を確認するために必要な計装設備は、圧力抑制室水位等である。

g. ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作

原子炉スクラムの失敗を確認後、ほう酸水注入系を中央制御室からの遠隔操作により手動起動し、炉心へのほう酸水の注入を開始する。ほう酸水の注入により、中性子束が徐々に減少し原子炉は臨界未満に至る。

原子炉の臨界未満確保を確認するために必要な計装設備は、起動領域モニター等である。

h. 高圧炉心スプレイ系水源切替操作

サプレッションプール水温 80℃到達を確認後、中央制御室からの遠隔操作により高圧炉心スプレイ系の水源をサプレッションプール側から復水貯蔵タンク側へ切り替える。

高圧炉心スプレイ系水源切替操作を確認するために必要な計装設備は、サプレッションプール水温度等である。

i. 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）運転

事象発生直後からの逃がし安全弁の作動により、サプレッションプール水温が上昇する。サプレッションプール水温が 32℃以上の場合、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の運転を開始し、格納容器除熱を開始する。

残留熱除去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、残留熱除去系ポンプ出口流量及びサプレッションプール水温度である。

以降、炉心冷却は高圧炉心スプレー系による注水により継続的に行い、また、格納容器除熱は残留熱除去系により継続的に行う。

2.5.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過渡事象（反応度印加の観点で最も厳しく、原子炉隔離によって炉心からの発生蒸気が全て格納容器に流入する主蒸気隔離弁の誤閉止を選定）を起因事象とし、原子炉圧力上昇による反応度印加に伴う出力増加の観点で厳しくなる「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）+原子炉停止失敗」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における核分裂出力、出力分布変化、反応度フィードバック効果（ボイド・ドップラ/ボロン）、崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移、沸騰・ボイド率変化、気液熱非平衡、原子炉圧力容器における冷却材流量変化、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）、ほう酸水の拡散、並びに原子炉格納容器におけるサプレッション・プール水冷却が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント動特性解析コード REDY、単チャンネル熱水力解析コード SCAT により中性子束、平均表面熱流束、燃料被覆管温度、炉心流量、原子炉圧力、原子炉水位、サプレッションプール水温、格納容器圧力等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要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

本重要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 2.5.2 表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 炉心流量

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による出力抑制効果が小さく、また、初期ボイド率が大きいことで圧力上昇時の出力上昇が大きくなる低流量側の流量である 30,300 t/h（定格流量の 85%）を設定する。

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、主蒸気隔離弁の誤閉止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

- i. 原子炉停止機能喪失として原子炉スクラム失敗を仮定する
 - ii. 手動での原子炉スクラムは実施できないものと仮定する
 - iii. 代替制御棒挿入機能は保守的に作動しないものと仮定する
- (c) 評価対象とする炉心の状態
評価対象とする炉心の状態は、平衡炉心のサイクル末期とする。これは、本評価では、サイクル末期の方がサイクル初期に比べて動的ボイド係数の絶対値が大きいためボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることを考慮してサイクル末期として設定したものである。

(添付資料 2.5.1)
- (d) 外部電源
外部電源は使用できるものとする。外部電源がある場合、事象発生と同時に給復水及び再循環ポンプがトリップしないことにより、原子炉出力が高く維持されることから、燃料被覆管温度、格納容器圧力及びサプレッションプール水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなる。
- c. 重大事故等対策に関連する機器条件
 - (a) 主蒸気隔離弁の閉止に要する時間
主蒸気隔離弁の閉止に要する時間は、最も短い時間として設計値の下限である3秒とする。
 - (b) 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能
代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉圧力高 (7.35MPa[gage]) 又は原子炉水位低 (レベル2) 信号により再循環ポンプ2台が全てトリップするものとする。また、再循環ポンプが1台以上トリップしている状態で運転点が運転特性図上の高出力-低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入についても作動しないものと仮定する。
 - (c) 逃がし安全弁
逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、逃がし安全弁 (11 個) は、容量として1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。
 - (d) 電動機駆動原子炉給水ポンプ
主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動原子炉給水ポンプがトリップした後、電動機駆動原子炉給水ポンプにより給水を継続するものとする。また、復水器ホットウェル水位の低下により電動機駆動原子炉給水ポンプがトリップするものとする。
 - (e) 原子炉隔離時冷却系
原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低 (レベル2) で自動起動し、90.8m³/h (原子炉圧力 7.86 ~1.04MPa[gage]において) の流量で給水するものとする。
 - (f) 高圧炉心スプレイ系

高圧炉心スプレイ系は原子炉水位低（レベル2）又はドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）で自動起動し、0～1,190m³/h（9.07～0.00MPa[dif]）においての流量で給水するものとする。

注水流量は、炉心に冷水が大量に注水され、原子炉水位が高めに維持される方が原子炉出力の観点で厳しい設定となることから、ポンプの性能特性を考慮した大きめの注水流量特性を設定している。

(g) 制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能

制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能は、中性子束高（10%以上）及び原子炉水位低（レベル2）にて作動するものとする。

(h) ほう酸水注入系

ほう酸水注入系は原子炉スクラムの失敗を確認後、10分間が経過した時点で手動起動し、163リットル/分の流量及びほう酸濃度10.3wt%で注入するものとする。

(i) 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）

伝熱容量は、熱交換器1基当たり約25MW（サブプレッションプール水温97℃、海水温度26℃において）とする。

d. 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) ほう酸水注入系の起動操作は、原子炉スクラムの失敗確認から10分後（事象発生約11分後）に実施する。

(b) 高圧炉心スプレイ系の水源切替操作は、事象発生から15分後（サブプレッションプール水温100℃到達前）に開始する。

(c) 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）運転操作は、事象発生10分後より切替操作を開始するものとし、事象発生の約1分後にドライウェル圧力高信号が発信してから10分間は残留熱除去系（低圧注水モード）優先のインターロックがあることから、これに操作に要する時間を考慮して、事象発生20分後に残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）運転操作によるサブプレッションプール水の冷却を開始する。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける中性子束、平均表面熱流束、炉心流量、原子炉蒸気流量、給水流量、逃がし安全弁流量、高圧炉心スプレイ系＋原子炉隔離時冷却系流量、原子炉圧力、原子炉水位（シュラウド外水位）^{*1}、炉心平均ボイド率、燃料被覆管温度、熱伝達係数及びクオリティの推移を第2.5.6図から第2.5.19図に、サブプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移を第2.5.20図に示す。

※1 非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位(広帯域)の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位(広帯域)及び原子炉水位(狭帯域)の水位はシュラウド外の水位であることから、シュラウド外の水位を示す。

a. 事象進展

主蒸気隔離弁の誤閉止の発生後、主蒸気隔離弁閉信号が発生するものの、この信号による原子炉スクラムに失敗する。主蒸気隔離弁が閉止されると原子炉圧力が上昇し、これによるボイドの減少によって正の反応度が印加され、中性子束が増加するとともに平均表面熱流束が上昇し、これに伴い燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管の温度が一時的に約 961℃まで上昇する。約 2 秒後に原子炉圧力高信号で代替原子炉再循環ポンプトリップ機能により再循環ポンプが 2 台全てトリップする。なお、本評価では保守的に期待していない代替制御棒挿入機能は、本来、この原子炉圧力高信号 (7.35MPa[gage]) で作動する。

主蒸気隔離弁の閉止により、タービン駆動原子炉給水ポンプはトリップするが、電動機駆動原子炉給水ポンプにより給水は継続される。炉心流量の低下に伴い中性子束及び平均表面熱流束も低下するが、炉心流量が安定した後は徐々に出力が増加する。これは、主蒸気が遮断されて給水加熱喪失状態となるため、給水温度が低下して炉心入口サブクール度が増加するためである。これに伴い燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管の温度が一時的に約 818℃まで上昇する。

逃がし安全弁の逃がし弁機能の作動により主蒸気がサブプレッションチェンバへ流入するため、格納容器圧力が上昇し、事象発生から約 46 秒後にドライウェル圧力高信号 (13.7kPa[gage]) によって高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) が起動する。また、原子炉水位が一時的に低下することから、事象発生から約 50 秒後に、原子炉水位低 (レベル 2) で原子炉隔離時冷却系も起動する。また、サブプレッションプール水温が上昇するとともに、サブプレッションプール水位も上昇し、事象発生から約 116 秒後に高圧炉心スプレイ系の水源が復水貯蔵タンクからサブプレッションプールに自動で切替わる。

事象発生から約 135 秒後に復水器ホットウェルの水位低下により電動機駆動原子炉給水ポンプがトリップするため、原子炉水位が低下し、原子炉水位低 (レベル 1) に到達するが、自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動は阻止される。原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水が継続しているため、炉心冷却は維持される。

事象発生から約 11 分後 (原子炉スクラムの失敗確認から 10 分後)、手動操作によりほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注入を開始する。事象発生 15 分後から、高圧炉心スプレイ系の水源についてサブプレッションプールから復水貯蔵タンクへの切替操作を開始する。事象発生から 20 分後に残留熱除去系 (サブプレッ

ヨンプール水冷却モード) 2台による格納容器除熱操作を開始する。ほう酸水の注入開始後、中性子束は徐々に低下し、事象発生から約 44 分後に臨界未満に至る。その後は、原子炉水位を維持するとともに、サプレッションプール水の冷却を維持する。

b. 評価項目等

燃料被覆管の温度は第 2.5.11 図及び第 2.5.12 図に示すとおり、主蒸気隔離弁閉止に伴い炉内のボイドが急減することで出力が増加し、沸騰遷移が生じる期間が最も厳しく、事象発生から約 23 秒で最高の約 961°C に到達するが、1,200°C 以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1% 以下であり、15% 以下となる。

原子炉圧力は第 2.5.9 図に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約 9.26MPa[gage] 以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約 0.3MPa)を考慮しても、約 9.56MPa[gage] 以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍(10.34 MPa[gage])を十分下回る。

また、ほう酸水注入系と残留熱除去系の起動後も、格納容器圧力及びサプレッションプール水温は緩やかに上昇するが、それぞれ約 0.21MPa[gage]、約 116°C 以下に抑えられ、格納容器の限界圧力(0.854MPa[gage])及び限界温度(200°C)を下回る。

ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注入によって中性子束は徐々に減少し、臨界未満に至る。その後は、原子炉水位及びサプレッションプール水の冷却を維持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。

(添付資料 2.5.2)

本評価では、「1.2.1.2 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)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

原子炉停止機能喪失では、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能を喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から 12 時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、ほう酸水注入系の起動操作、高圧炉心スプレイ系の水源切替操作及び残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード)運転操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要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

炉心における出力分布変化の不確かさとして、解析コードでは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に与えるため、解析結果は燃料被覆管温度を高め評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度をパラメータとして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。

炉心における燃料棒内温度変化の不確かさとして、解析コードでは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高め設定するため、解析結果は燃料被覆管温度を高め評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは保守的な熱伝達モデル等を採用しているため、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における沸騰遷移の不確かさとして、解析コードは沸騰遷移が生じやすい条件として MCPR の許容限界値（以下「SLMCPR」という。）で沸騰遷移が発生するよう設定しているため、解析結果は燃料被覆管温度を高め評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

原子炉圧力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさとして、解析コードは保守的な値を用いているため、実際の炉心内におけるほう酸水の拡散は早く、ボロン反応度印加割合が大きくなり臨界未満までの時間が早くなるが、ほう酸水の注入開始以降に実施する運転操作である高圧炉心スプレイ系水源切替操作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 2.5.3)

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における出力分布変化の不確かさとして、解析コードは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に与えることにより燃料被覆管温度を高め評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高め評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における燃料棒内温度変化の不確かさとして、解析コードは燃料ペレッ

トと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに設定することにより燃料被覆管温度を高めに評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは保守的な熱伝達モデル等により燃料被覆管温度を高めに評価するため、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、燃料棒表面熱伝達についての更に保守的な取扱いとして、リウエットを考慮しない場合の感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。

炉心における沸騰遷移の不確かさとして、解析コードは沸騰遷移が生じやすい条件設定により燃料被覆管温度を高めに評価する可能性があり、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価す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。

原子炉压力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさとして、解析コードはほう酸水の拡散に関して保守的な値を用いているため、臨界未満までの時間を遅く評価し、サプレッションプール水温及び格納容器圧力を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(添付資料 2.5.3, 2.5.4)

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 2.5.2 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

初期条件の炉心流量は、解析条件の 30,300 t/h (定格流量 (85%)) に対して最確条件は定格流量の約 87%~約 104%である。炉心流量が大きい場合は相対的にボイド率が低くなるため、主蒸気隔離弁の閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が小さくなり、原子炉出力の上昇が緩和されることで事象初期の運転員等操作時間に対する余裕は大きくなるが、事象発生約 2 秒後に原子炉圧力高信号により再循環ポンプが 2 台全てトリップするため、この影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

初期条件の最小限界出力比は、解析条件の 1.23 に対して最確条件は約 1.31 以上であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、解析条件よりも大きくなるため、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の核データ（動的ボイド係数）は、解析条件の平衡サイクル末期の値の 1.25 倍に対して最確条件は平衡サイクル初期から末期の値であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、動的ボイド係数の絶対値が小さくなるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、これによるプラント挙動へ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。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは、本重要事故シーケンスの事象進展に応じて変動し得るが、動的ボイド係数の保守因子の変動に動的ドップラ係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組み合わせとした場合においても、プラント挙動への影響は小さいことを確認している（「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」）。

初期条件の核データ（動的ドップラ係数）は、解析条件の平衡サイクル末期の値の 0.9 倍に対して最確条件は平衡サイクル初期から末期の値であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、動的ドップラ係数の絶対値が大きくなるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、これによるプラント挙動へ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。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ドップラ係数の保守因子に関しては、核データ（動的ボイド係数）に記載のとおりプラント挙動への影響は小さいことを確認している（「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」）。

初期条件の外部水源の温度は、解析条件の 40℃に対して最確条件は約 20℃～約 40℃である。外部水源の温度が低い場合は、原子炉への低温の注水が行われるため、事象進展に影響を与え、運転員等操作時間に影響を与える。よって、外部水源の温度が低い場合の感度解析を「(3)感度解析」にて実施する。

初期条件の主蒸気流量、原子炉水位、給水温度及び格納容器圧力は、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。

事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず、また、電動機駆動原子炉給水ポンプによる原子炉圧力容器への低温の給水が継続することにより、原子炉出力が高く維持されることから、燃料被覆管温度、格納容器圧力及びサプレッションプール水温の上昇の観点で厳しくなるよう外部電源がある状態を設定している。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が供給

されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件のほう酸水注入系のほう酸濃度は、解析条件の 10.3wt%に対して最確条件は 12.1wt%～13.4wt%である。解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、解析条件よりも高くなるため、ボロン反応度印加割合が大きくなることにより臨界未満までの時間が短くなるが、その影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

機器条件の主蒸気隔離弁の閉止に要する時間は、解析条件の 3 秒に対して最確条件は 3 秒以上 5 秒以下であり、解析条件の不確かさとして、解析条件で設定している主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなり、原子炉出力の上昇が緩和されることで事象初期の運転員等操作時間に対する余裕は大きくなるが、事象発生の約 2 秒後に原子炉圧力高信号により再循環ポンプが 2 台全てトリップするため、この影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(添付資料 2.5.3)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の炉心流量は、解析条件の 30,300 t/h (定格流量 (85%)) に対して最確条件は定格流量の約 87%～約 104%である。炉心流量が大きい場合は相対的にボイド率が低くなるため、主蒸気隔離弁の閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が小さくなり、原子炉出力の上昇が小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなるが、事象発生の約 2 秒後に原子炉圧力高信号により再循環ポンプが 2 台全てトリップするため、この影響は小さい。

初期条件の最小限界出力比は、解析条件の 1.23 に対して最確条件は約 1.31 以上であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の核データ (動的ボイド係数) は、解析条件の平衡サイクル末期の値の 1.25 倍に対して最確条件は平衡サイクル初期から末期の値であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなるが、その影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは、本重要事故シーケンスの事象進展に応じて変動し得るが、動的ボイド係数の保守因子の変動に動的ドップラ係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組み合わせとした場合においても、評価項目となるパラ

メータに対する影響は小さいことを確認している（「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」）。

初期条件の核データ（動的ドップラ係数）は、解析条件の平衡サイクル末期の値の 0.9 倍に対して最確条件は平衡サイクル初期から末期の値であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ドップラ係数の保守因子に関しては、核データ（動的ボイド係数）に記載のとおり評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している（「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」）。

初期条件の主蒸気流量、原子炉水位、給水温度及び格納容器圧力は、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。

初期条件の外部水源の温度は、解析条件の 40℃に対して最確条件は約 20℃～約 40℃である。外部水源の温度が低い場合は、原子炉への低温の注水が行われるため、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、外部水源の温度が低い場合の感度解析を「(3)感度解析」にて実施する。

事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず、また、電動機駆動原子炉給水ポンプによる原子炉圧力容器への低温の給水が継続することにより、原子炉出力が高く維持されることから、燃料被覆管温度、格納容器圧力及びサプレッションプール水温の上昇の観点で厳しくなるよう外部電源がある状態を解析条件に設定している。仮に事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合は、第 2.5.21 図から第 2.5.24 図に示すとおり、外部電源喪失と同時に再循環ポンプがトリップし、電動機駆動原子炉給水ポンプによる原子炉圧力容器への給水も行われず、原子炉出力が低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が供給される。

機器条件のほう酸水注入系のほう酸濃度は、解析条件の 10.3wt%に対して最確条件は 12.1wt%～13.4wt%であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、ボロン反応度印加割合が大きく、臨界未満までの時間が短くなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

機器条件の主蒸気隔離弁の閉止に要する時間は、解析条件の 3 秒に対して最確条件は 3 秒以上 5 秒以下であり、解析条件の不確かさとして、主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなり、初期の原子炉出力上昇が小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなるが、事象発生の約 2 秒後に原子炉圧力高信号により再循環ポンプが 2 台全てトリップするため、この影響は小さい。

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

操作条件のほう酸水注入系の起動操作は、解析上の操作開始時間として原子炉スクラムの失敗を確認した後から10分後（事象発生約11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、状況把握の時間及び操作時間に余裕を含めて解析上は10分間を想定しているが、ほう酸水注入系の起動操作は、原子炉スクラムの失敗が確認され次第、再循環ポンプの停止確認及び解析上考慮しない自動減圧系作動阻止機能の手動操作後に速やかに実施する手順となっていること、また本操作は中央制御室内での簡易なスイッチ操作であることから、操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、原子炉圧力容器へのほう酸水注入系による注水開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。当該操作は、操作手順に変わりがなく、パラメータを起点としていない操作であることから、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさによる操作開始時間に与える影響はない。また、当該操作は、中央制御室で行う操作であり、他の操作と重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の高圧炉心スプレイ系の水源切替操作は、解析上の操作開始時間として事象発生15分後（サプレッションプール水温100℃到達前）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、状況把握の時間及び操作時間に時間余裕を含めて解析上はサプレッションプール水温が80℃に到達してから約6分を想定しているが、高圧炉心スプレイ系水源の切替操作は、サプレッションプール水温が80℃に到達され次第、速やかに実施する手順となっていること、また、本操作は中央制御室内での簡易なスイッチ操作であることから、操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、水源切替操作開始時間が早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。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、中央制御室で行う簡易なスイッチ操作であり、他の操作との重複を考慮した操作開始時間を設定していることから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）運転操作は、解析上の操作開始時間として、事象発生10分後より切替操作を開始し、事象発生20分後にサプレッションプール水の冷却を開始する設定としている。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温の上昇に伴い警報が発報し、また、中央制御室内での簡易なスイッチ操作であることから、操作が遅れる可能性は低く、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、操作手順に変わりがなく、パラメータを起点としていない操作であることから、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影響はない。また、当該操作は、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。

(添付資料 2.5.3)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件のほう酸水注入系の起動操作は、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よりも早くなる可能性があり、その場合、格納容器圧力及びサプレッションプール水温は解析結果よりも低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、燃料被覆管温度は、ほう酸水注入系運転操作開始前に最大となることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

操作条件の高圧炉心スプレイ系の水源切替操作は、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よりも早くなる可能性があるが、注水温度が格納容器圧力及びサプレッションプール水温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。なお、高圧炉心スプレイ系の水源切替操作は燃料被覆管温度（セカンドピーク）が発生した以降の操作であることから、燃料被覆管温度に影響はない。

操作条件の残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）運転操作は、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。仮に操作が遅れた場合、格納容器圧力及びサプレッションプール水温の上昇が大きくなるため、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）運転操作の開始が遅れた場合の感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。

(添付資料 2.5.3)

(3) 感度解析

解析条件の不確かさにより、初期条件の外部水源の温度が最確条件のうち最低温度となる場合は、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、本重要事故シーケンスにおいて感度解析を行う。感度解析は、復水貯蔵タンクの設計上の最低使用温度である 10℃で実施する。その結果、第 2.5.25 図から第 2.5.28 図に示すとおり、格納容器圧力の最高値は約 0.21MPa[gage]となり、「2.5.2(3)有効

性評価の結果」で示す最高値約 0.21MPa[gage]より僅かに低く、0.854MPa[gage]を下回っている。サプレッションプール水温の最高温度は約 116℃となり、「2.5.2(3)有効性評価の結果」に示す最高温度約 116℃より低く、200℃を下回っている。なお、その他の評価項目である原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、燃料被覆管の最高温度及び燃料被覆管の酸化量については、「2.5.2(3)有効性評価の結果」で示す最高値と同じである。

解析条件の不確かさにより、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）運転操作の開始が遅れた場合には、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、本重要事故シーケンスにおいて感度解析を行う。感度解析は、保守的な取扱いとして、格納容器の除熱を考慮しない場合を仮定する。その結果、第 2.5.29 図に示すとおり、事象発生から 50 分の範囲において、格納容器圧力の最高値は約 0.24MPa[gage]となり、「2.5.2(3)有効性評価の結果」に示す最高値約 0.21MPa[gage]より上昇するものの、0.854MPa[gage]を下回っている。サプレッションプール水温の最高温度は約 121℃となり、「2.5.2(3)有効性評価の結果」に示す最高温度約 116℃より上昇するものの、200℃を下回っている。なお、その他の評価項目である原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、燃料被覆管の最高温度及び燃料被覆管の酸化量については、「2.5.2(3)有効性評価の結果」で示す最高値と同じである。

解析コードにおける重要現象の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達が小さい場合には、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、保守的な取扱いとして、リウエットを考慮しないことを仮定した場合の感度解析を行う。その結果、第 2.5.30 図に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約 961℃であり、「2.5.2(3)有効性評価の結果」で示す最高温度約 961℃と同じであり、1200℃を下回っている。燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、「2.5.2(3)有効性評価の結果」で示す燃料被覆管厚さの 1%以下と同じであり、15%を下回っている。

(添付資料 2.5.6, 2.5.7)

(4) 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。

操作条件のほう酸水注入系の起動操作は、操作開始時間が遅れた場合には臨界未満達成タイミングが遅れることで格納容器圧力及びサプレッションプール水温の上昇が大きくなる。操作開始時間が 10 分程度遅れる場合においても、格納容器圧力及びサプレッションプール水温の最高値はそれぞれ約 0.21MPa [gage]、約 116℃から上昇するが、これらのパラメータの上昇は緩やかであるため、格納容器の限界圧力 0.854MPa [gage] 及び限界温度 200℃に対して十分な余裕があること

から時間余裕がある。

操作条件の高圧炉心スプレイ系の水源切替操作については、サブレーションプール水温が 80℃に到達した時点から 6 分程後としており、操作時間が確保できることから、時間余裕がある。

操作条件の残留熱除去系（サブレーションプール水冷却モード）によるサブレーションプール水冷却操作については、操作が遅れた場合にはサブレーションプール水温の上昇が大きくなる。操作開始時間が遅れる場合においても、サブレーションプール水温の最高値は約 116℃から上昇するが、サブレーションプール水温度の上昇は緩やかであるため、限界温度 200℃に対して十分な余裕があることから時間余裕がある。

(添付資料 2.5.3, 2.5.8)

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

2.5.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「2.5.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり 28 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」で説明している中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の 30 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」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。

(添付資料 2.5.9)

a. 水源

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水については、サブレーションプール水を水源として使用できるようになる事象発生 1 日後までの対応を考慮すると、復水貯蔵タンクを水源とする期間の対応として合計約 840m³の水が必要となる。

水源として、復水貯蔵タンクに約 1,192m³の水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。

また、事象発生1日後までに水源を切り替えた後は、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水については、サプレッション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。

なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応となる。

b. 燃料

本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機等による電源供給を想定し、事象発生後7日間非常用ディーゼル発電機等を本重要事故シーケンスで想定される負荷で運転した場合、約591kLの軽油が必要となるが、2号炉の軽油タンク(約600kL)の使用が可能であることから7日間の運転継続が可能である。大容量送水ポンプ(タイプI)による復水貯蔵タンクへの給水については、保守的に事象発生直後からの大容量送水ポンプ(タイプI)の運転を想定すると、7日間の運転継続に約32kLの軽油が必要となる。常設代替交流電源設備については、重大事故等対応に必要な電源供給は行わないものの、仮に外部電源喪失を想定した場合は自動起動することから、保守的に事象発生後24時間、緊急用電気品建屋への給電を想定した場合、約25kLの軽油が必要となる。大容量送水ポンプ(タイプI)及び常設代替交流電源設備については、ガスタービン発電設備軽油タンク(約300kL)の使用が可能であることから、7日間(常設代替交流電源設備の運転については24時間)の運転継続が可能である。

緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの電源車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約17kLの軽油が必要となるが、緊急時対策所軽油タンク(約18kL)の使用が可能であることから、7日間の運転継続が可能である。(合計使用量 約665kL)

c. 電源

本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機等による電源供給を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。

また、緊急時対策所への電源供給を行う電源車についても、必要負荷に対する電源供給が可能である。

2.5.5 結論

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失し、反応度制御や原子炉水位の維持に失敗し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉停止機

能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による炉心流量の低減，制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能による減圧阻止，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位の維持，ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入手段，安定状態に向けた対策として残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱手段を整備している。また，重要事故シーケンスに対する有効性評価では使用できないものと仮定したものの，原子炉停止機能のバックアップとして代替制御棒挿入機能，手動での原子炉スクラムの手段を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止失敗」について有効性評価を行った。

上記の場合においても，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による炉心流量の低減，制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能による減圧阻止，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位の維持，ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入，残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱を実施することにより，炉心損傷することはない。

その結果，燃料被覆管温度及び酸化量，原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力，原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は，評価項目を満足している。また，安定状態を維持できる。

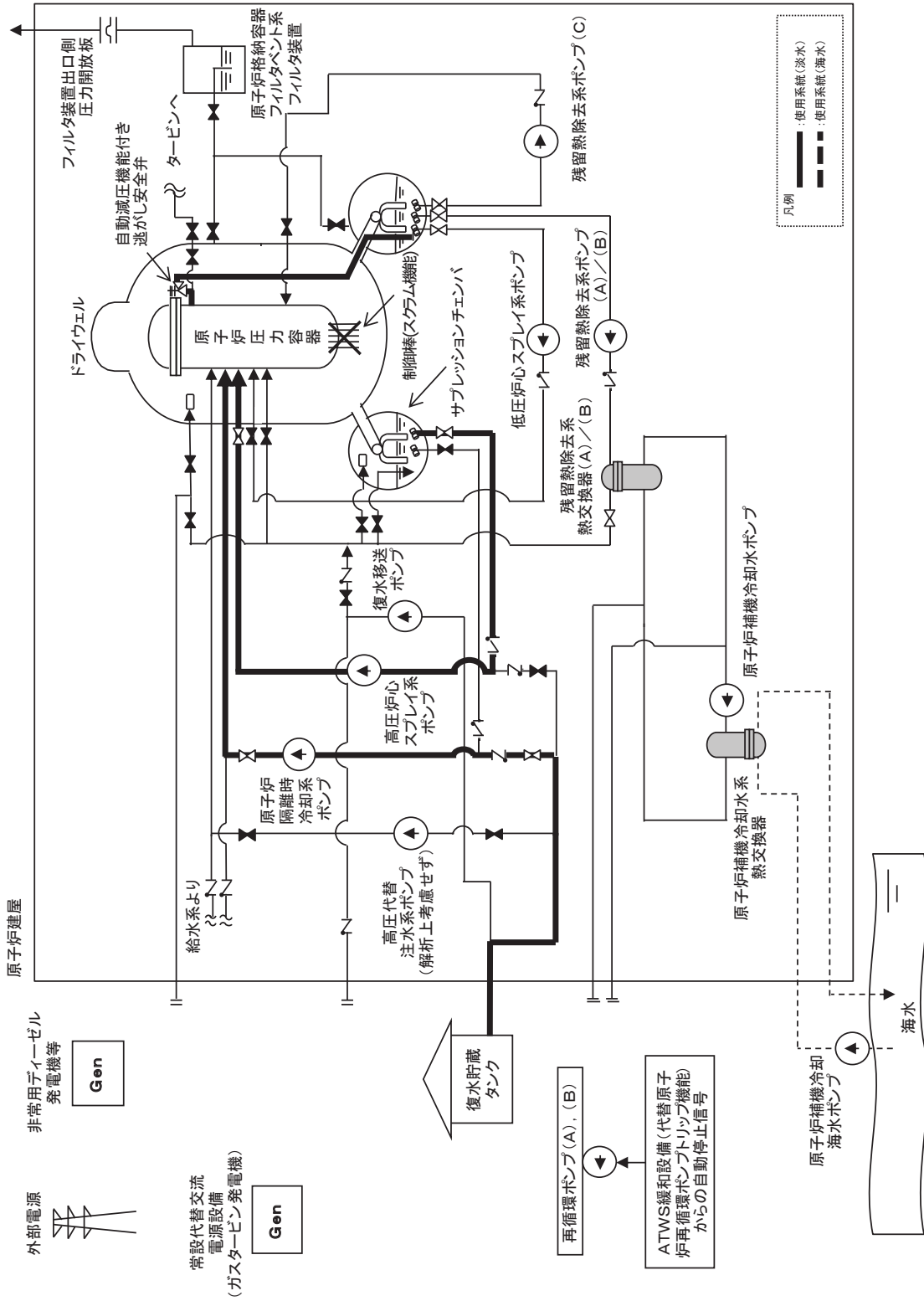
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

なお，解析条件の不確かさ等を考慮して感度解析を実施しており，いずれの場合においても評価項目を満足することを確認している。

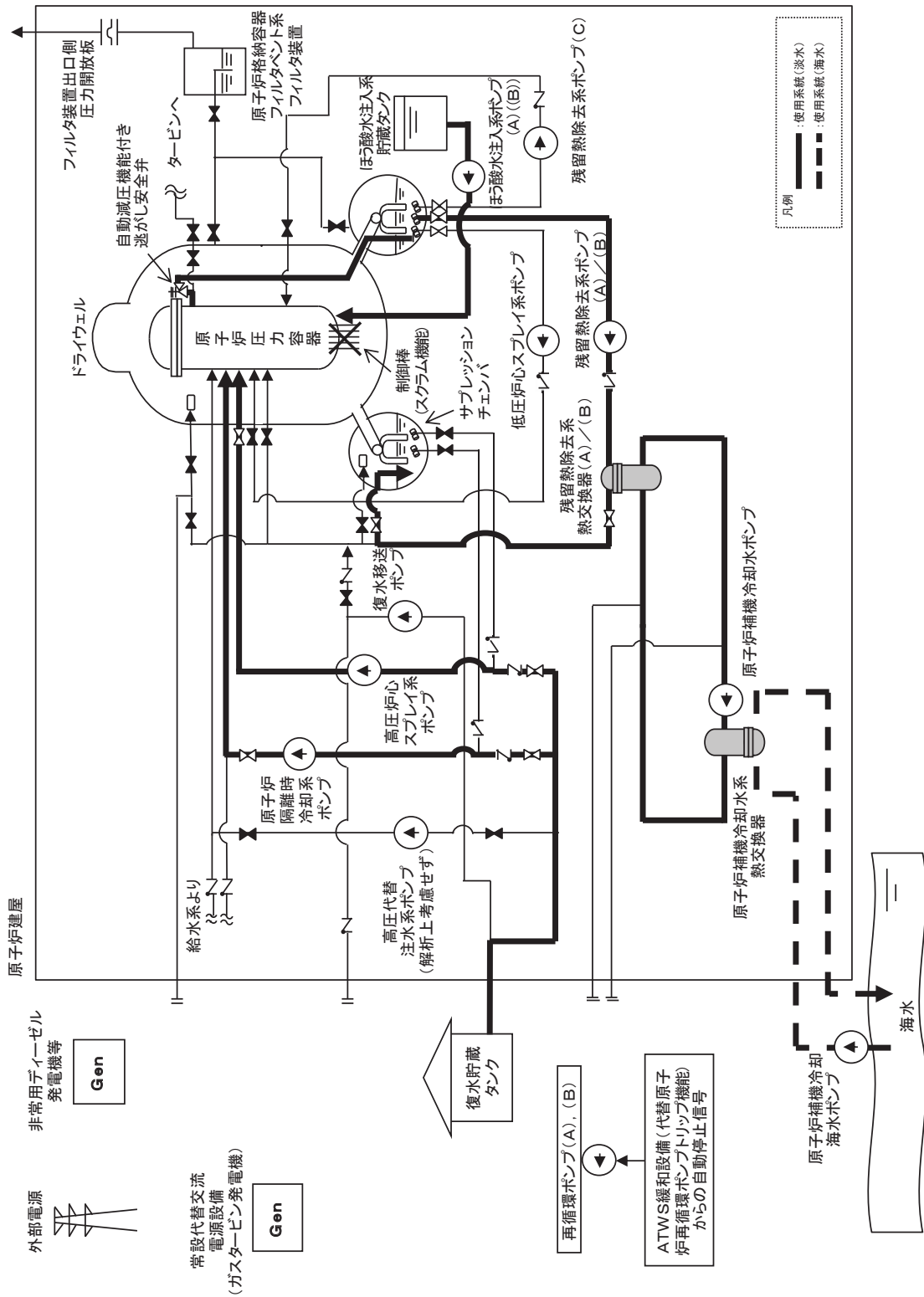
（添付資料 2.5.5, 2.5.6, 2.5.7）

重大事故等対策時に必要な要員は，運転員，発電所対策本部要員及び重大事故等対応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。

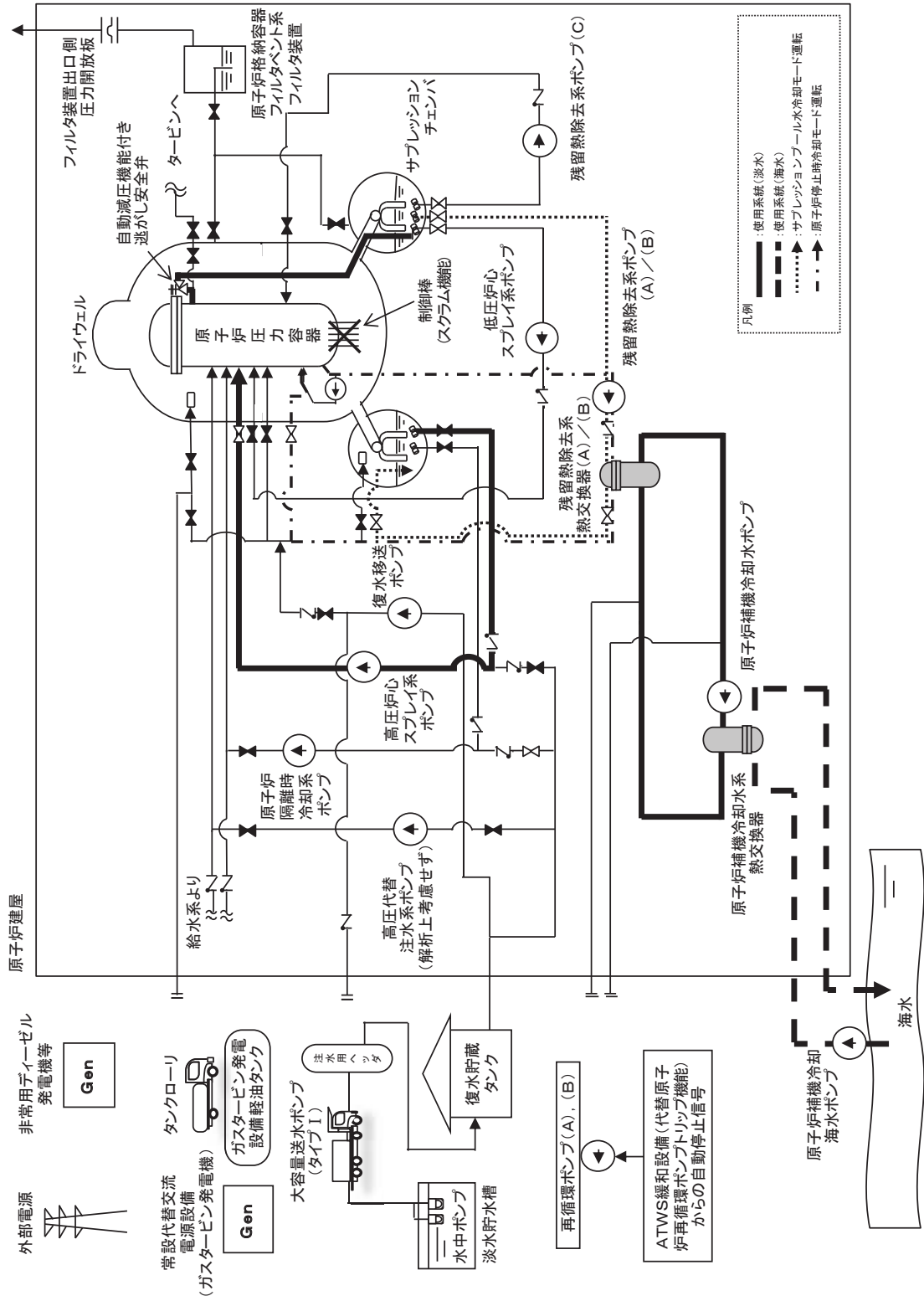
以上のことから，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による炉心流量の低減，制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能による減圧阻止，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位の維持，ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入，残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱の炉心損傷防止対策は，選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。



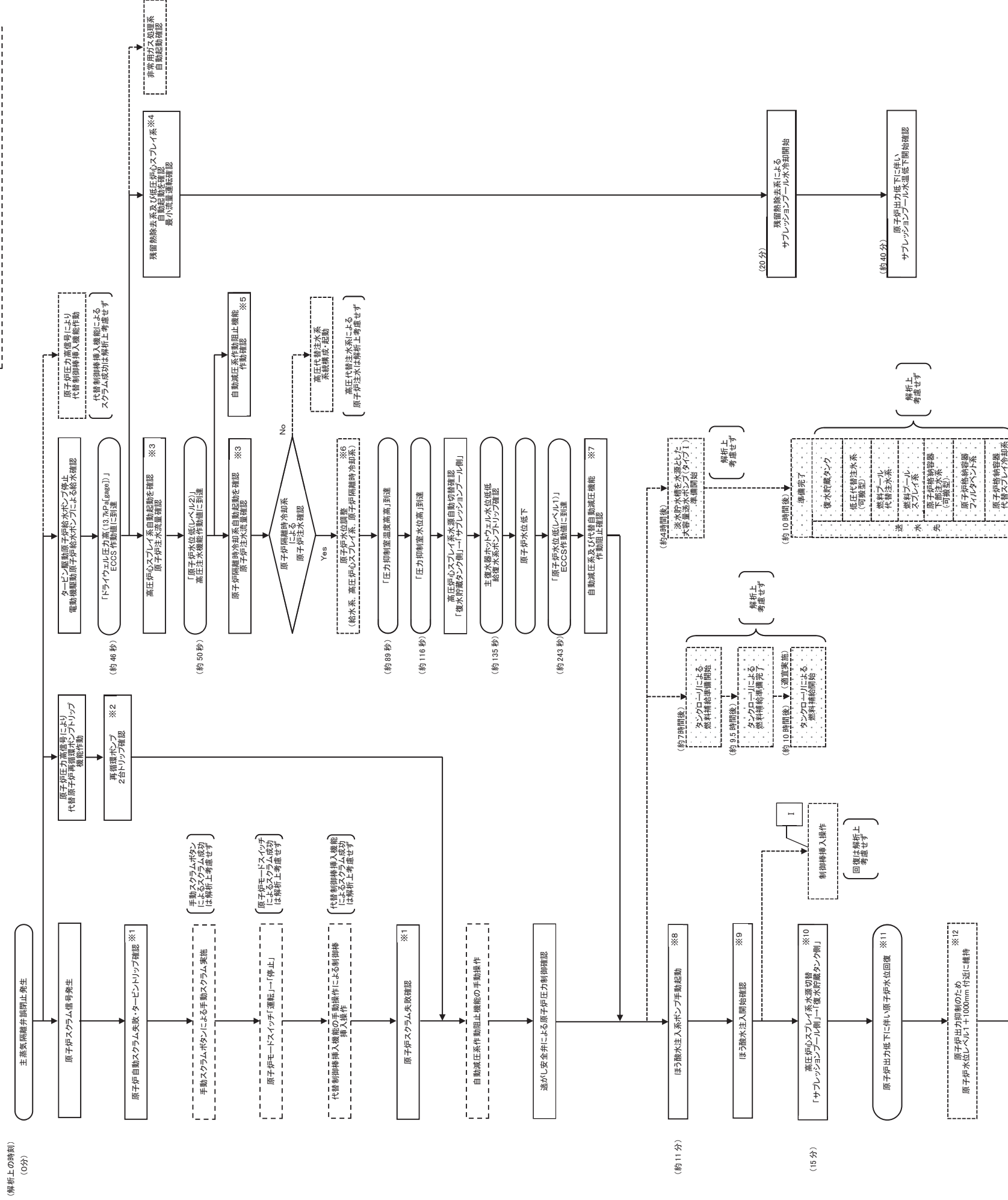
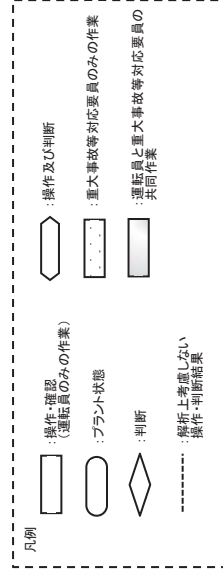
第 2.5.1 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故対策の概略系統図(1/3)
(原子炉減圧及び原子炉注水)



第 2.5.2 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故対策の概略系統図(2/3)
(原子炉未臨界操作, 原子炉注水及び格納容器除熱)



第 2.5.3 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故対策の概略系統図(3/3)
(原子炉注水, 格納容器除熱及び原子炉冷却)



- ※1 全制御棒が全挿入位置とならず、未挿入の制御棒が1本より多い場合、原子炉スクラム失敗と判断する
- ※2 重大事故等発生を通告連絡設備により確認した現場作業員は通報を要する
- ※3 中央制御室にて各機器の起動を以下により確認する
 - 状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量
- ※4 中央制御室にて各機器の起動を以下により確認する
 - 低圧注水機能、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力等
 - 原子炉圧力が高いため注入弁は開かず最小流量運転となる
- ※5 中性子密度(10%以上)及び原子炉水位低(レベル2)の信号により自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動が阻止されたことを警報で確認する
- ※6 原子炉停止機能喪失時は、事故対応手順に基づき原子炉水位を低下させることで原子炉出力を抑制するが、解除上考慮しない
- ※7 自動減圧系作動阻止機能作動により、自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動条件が成立しても作動しないことを以下により確認する
 - 状態表示ランプ、原子炉圧力等
- ※8 原子炉スクラム失敗確認からほう湯水注入系起動を判断する
 - 解除上は原子炉スクラム失敗確認から、操作条件として10分を考慮
- ※9 ほう湯水の原子炉炉注注入開始は、ほう湯水注入系貯蔵タンクの水位低下及び原子炉出力低下により確認する
- ※10 サプレッションポンプ水温 80°C到達を確認し、サプレッションポンプ側から復水貯蔵タンク側へ切り替えを実施。解除上はサプレッションポンプ水温 100°C到達前に切り替えを実施
- ※11 ほう湯水注入により原子炉出力が低下するため徐々に原子炉水位が上昇する
- ※12 ほう湯水注入による原子炉出力の抑制は継続しているが、原子炉水位の上昇により原子炉出力が上昇するおそれがあるため、事故対応手順に基づき原子炉出力を抑制するために原子炉水位をレベル1+1000mm付近に維持する(解除上考慮しない)
- ※13 ほう湯水全量注入は約150分以内になる設計である
- ※14 原子炉水位(伝導帯)を確認し、原子炉水位をレベル3からレベル8に維持する



高圧炉心スプレィ系により原子炉水位を維持し、格納容器は残留熱除去系(サプレッションポンプ冷却モード)により冷却を継続する。サプレッションポンプ水温が100°C未満で降下傾向であることを確認後、高圧炉心スプレィ系の水流量を復水貯蔵タンクからサプレッションポンプ側へ切り替える。高圧炉心スプレィ系の水流量を復水貯蔵タンクからサプレッションポンプ側へ切り替える際には、格納容器に格納されている冷却水の水位を監視し、水位低下を防止するために、必要に応じて格納容器に冷却水を注入する。また、格納容器に格納されている冷却水の水位を監視し、水位低下を防止するために、必要に応じて格納容器に冷却水を注入する。

【有効性評価の対象とはしていないが、ほかに取り得る手段】

- 1 制御棒挿入操作には以下の方法がある
 - スクラムレベル1+1000mm付近に維持
 - 制御棒挿入

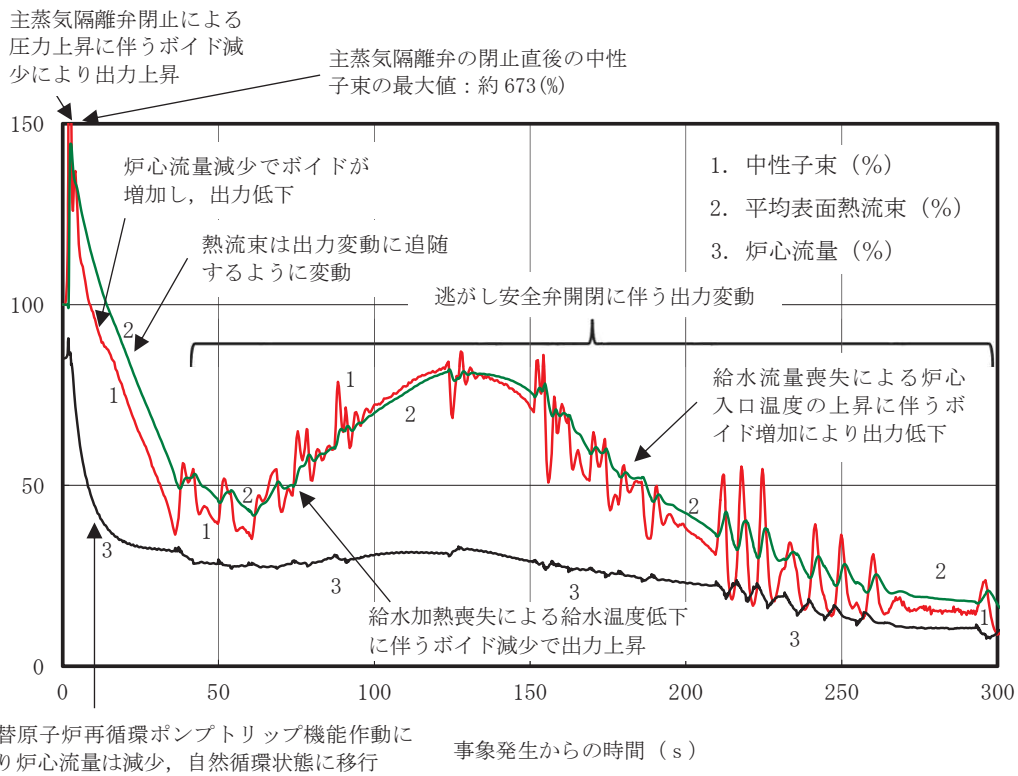
第2.5.4 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要

| 必要な要員と作業項目 | | | | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | | 経過時間(時間) | | | | | | | | | | | | 備考 | | | |
|--------------------------------|-------------------------------------|-----------|---------------------------------------|---|---|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|----|----|----|----|----|----------|--|----|----|-----|-----|-----|--|--|--|--|--|----|--|--|--|
| 作業項目 | 実施箇所・必要人員数 | | | 作業の内容 | 2m | 4m | 6m | 8m | 10m | 12m | 14m | 16m | 18m | 20m | 1h | 2h | 3h | 4h | 5h | 6h | 7h | 8h | 9h | 10h | 11h | 12h | | | | | | | | | |
| | 責任者 | 発電課長 | 1人 | | 中央監視 運転操作指揮 発電所対策本部連絡 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 補佐 | 発電副長 | 1人 | | 運転操作指揮 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 通報連絡者等 | 発電所対策本部要員 | 6人 | | 初動での指揮 中央制御室連絡 発電所外部連絡 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 運転員 (中央制御室) | 運転員 (現場) | 重大事故等対応要員 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 状況判断 | 3人 A,B,C | - | - | ▽主蒸気隔離弁 全閉確認。逃がし安全弁による原子炉圧力制御確認 ▽原子炉スクラム失敗・タービントリップ確認 ▽代替制御棒挿入機能失敗確認(スクラム成功は解析上考慮せず) ▽手動スクラムボタン及び原子炉モードスイッチ「停止」による原子炉手動スクラム(スクラム成功は解析上考慮せず) ▽再循環ポンフトリップ確認 ▽自動減圧系作動阻止機能作動確認 ▽自動減圧系作動阻止機能の手動操作(解析上考慮せず) ▽原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレィ系、低圧炉心スプレィ系、残留熱除去系 自動起動確認 ▽原子炉水位調整(給水系、高圧炉心スプレィ系、原子炉隔離時冷却系)(解析上考慮せず) ▽高圧炉心スプレィ系水源自動切替確認(復水貯蔵タンク側⇒サブプレッションプール側) ▽給復水系全停確認 ▽非常用ガス処理系自動起動確認(解析上考慮せず) ▽自動減圧系及び代替自動減圧機能作動阻止確認 | ▽事象発生 ▽原子炉スクラム失敗確認 ▽約46秒 ドライウェル圧力13.7kPa[range]到達 ▽約50秒 原子炉水位低(レベル2)到達 ▽約135秒 復水器ホットウェルの水位低下による電動機駆動原子炉給水ポンプ停止 ▽約243秒 原子炉水位低(レベル1)到達 | | | | | | | | | | | | | | | | ▽約10分 プラント状況判断 ▽約11分 ほう酸水注入開始 ▽約9分 サプレッションプール水温80℃到達 ▽約19分 サプレッションプール水温100℃到達 ▽20分 残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)開始 ▽約2.8時間 ほう酸水全量注入完了 原子炉未臨界確認 | | | | | | | | | | | | | | |
| 高圧代替注水系起動操作(解析上考慮せず) | 1人 [C] | - | - | 高圧代替注水系 系統構成・起動操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 原子炉停止 | 1人 [C] 1人 [A] | - | - | ほう酸水注入系手動起動 注入確認 原子炉未臨界確認 | 4分 | | | | | | | | | | | | | | | | ほう酸水全量注入完了までは適宜状態を監視し、全量注入完了を確認した後にほう酸水注入系を停止する | | | | | | | | | | | | 5分 | | |
| 制御棒挿入(解析上考慮せず) | 1人 [A] 1人 [C] 1人 [C] | - | - | 制御棒手動挿入 スクラムソレノイドヒューズ引き抜き スクラムテストスイッチによる個別スクラム | | | | | | | | | | | | | | | | | 適宜実施(未挿入制御棒が1本以下まで全挿入) 適宜実施(未挿入制御棒が1本以下まで全挿入) 適宜実施(未挿入制御棒が1本以下まで全挿入) | | | | | | | | | | | | | | |
| 残留熱除去系2系統(サブプレッションプール水冷却モード)運転 | 1人 [B] | - | - | 残留熱除去系 低圧注水モードからサブプレッションプール水冷却モードへ切り替え 残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)によるサブプレッションプール冷却状態の監視 | 10分 | | | | | | | | | | | | | | | | サブプレッションプール水冷却モード運転を継続 | | | | | | | | | | | | 適宜確認 | | |
| 高圧炉心スプレィ系水源切替操作(解析上考慮せず) | 1人 [C] | - | - | 高圧炉心スプレィ系水源切替操作(サブプレッションプール側⇒復水貯蔵タンク側) | 4分 | | | | | | | | | | | | | | | | サブプレッションプール水温90℃到達を確認し、サブプレッションプール側から復水貯蔵タンク側へ切り替えを実施 | | | | | | | | | | | | | | |
| 原子炉水位調整(解析上考慮せず) | 1人 [C] | - | - | 原子炉出力抑制のため原子炉水位をレベル1+1000mm付近に維持 | ほう酸水全量注入完了まで水位維持継続 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| アクセスルート確保(解析上考慮せず) | - | - | 6人 J,K,N~Q | アクセスルート復旧(復旧が必要な場合) | 4時間 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 作業時間が最大となるルートを設定復旧が必要な場合は以降の作業の余裕時間となる | | |
| 水源確保(解析上考慮せず) | - | - | 9人 A~I 1人 [A] 2人 [B,C] | 大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置、ホースの敷設、接続 大容量送水ポンプ(タイプ1)監視 復水貯蔵タンク補給 | | | | | | | | | | | | | | | | | 6時間 | | | | | | | | | | | | 復水貯蔵タンクの管理値までは余裕時間あり | | |
| 燃料補給準備(解析上考慮せず) | - | - | 2人 L,M | 可搬型設備保管場所への移動 タンクローリへの移送 | | | | | | | | | | | | | | | | | 140分 | | | | | | | | | | | | タンクローリ残量に応じて適宜ガスタービン発電設備軽油タンクから補給 | | |
| 燃料補給(解析上考慮せず) | - | - | 2人 [L,M] | 大容量送水ポンプ(タイプ1)への給油 | 適宜実施 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 必要人員数 合計 | 3人 A~C | | 17人 A~Q | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

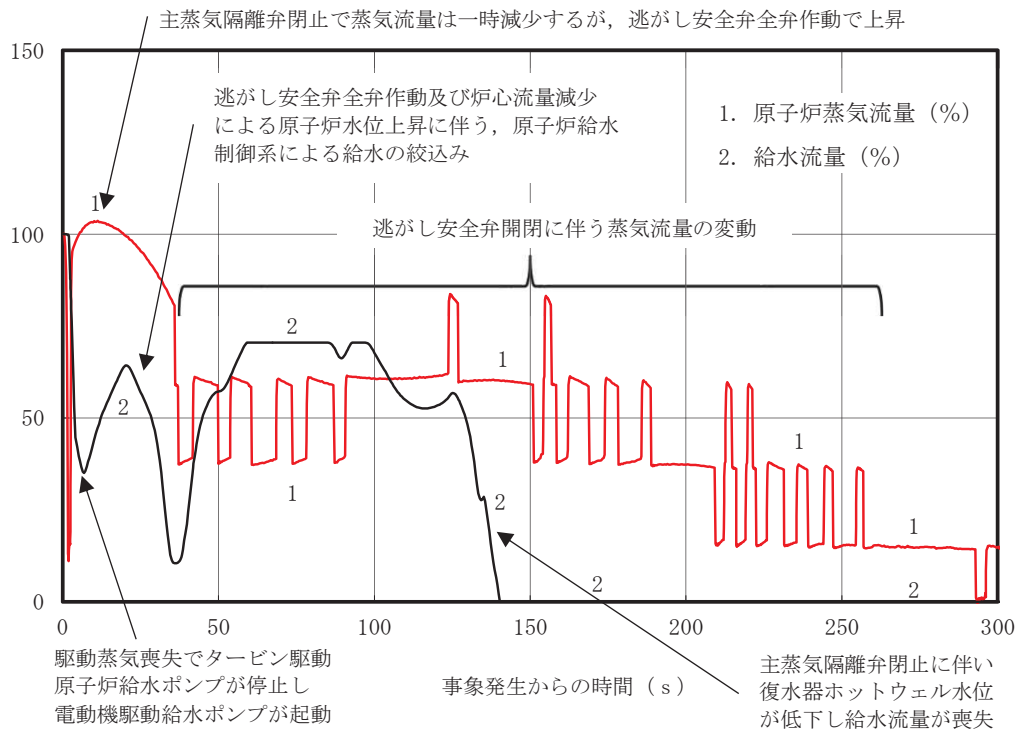
| | | |
|-----------|-----------|----|
| 重大事故等対策要員 | 運転員 | 5 |
| | 重大事故等対応要員 | 17 |
| | 発電所対策本部要員 | 6 |
| 合計 | | 28 |
| 発電所常駐要員 | | 30 |

【 】は他作業後移動してきた要員

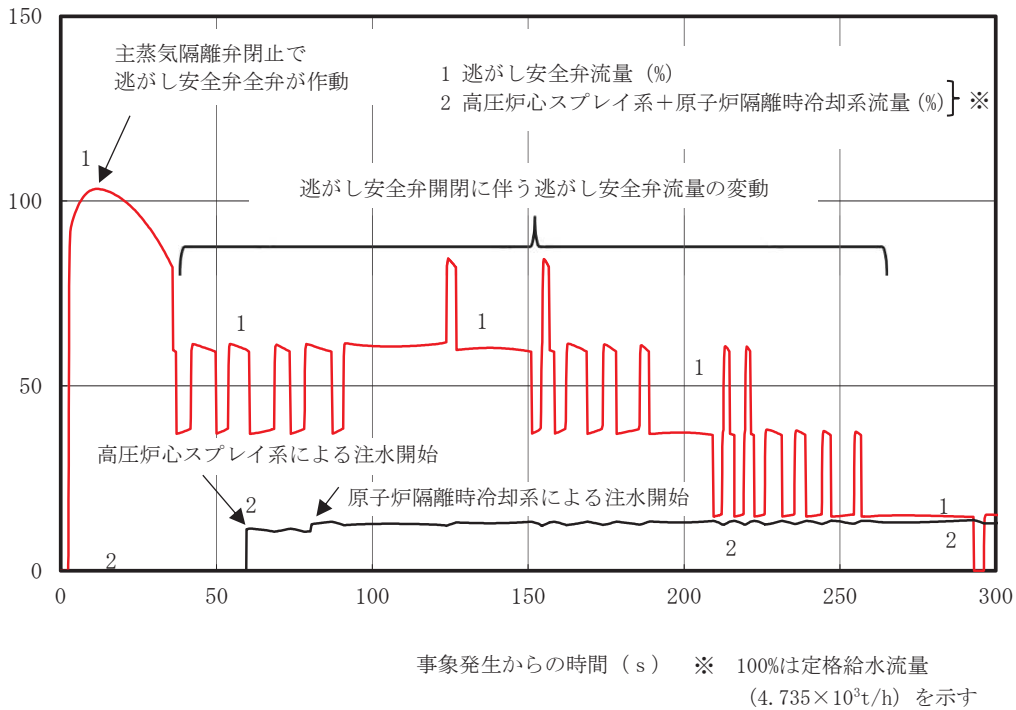
第 2.5.5 図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間



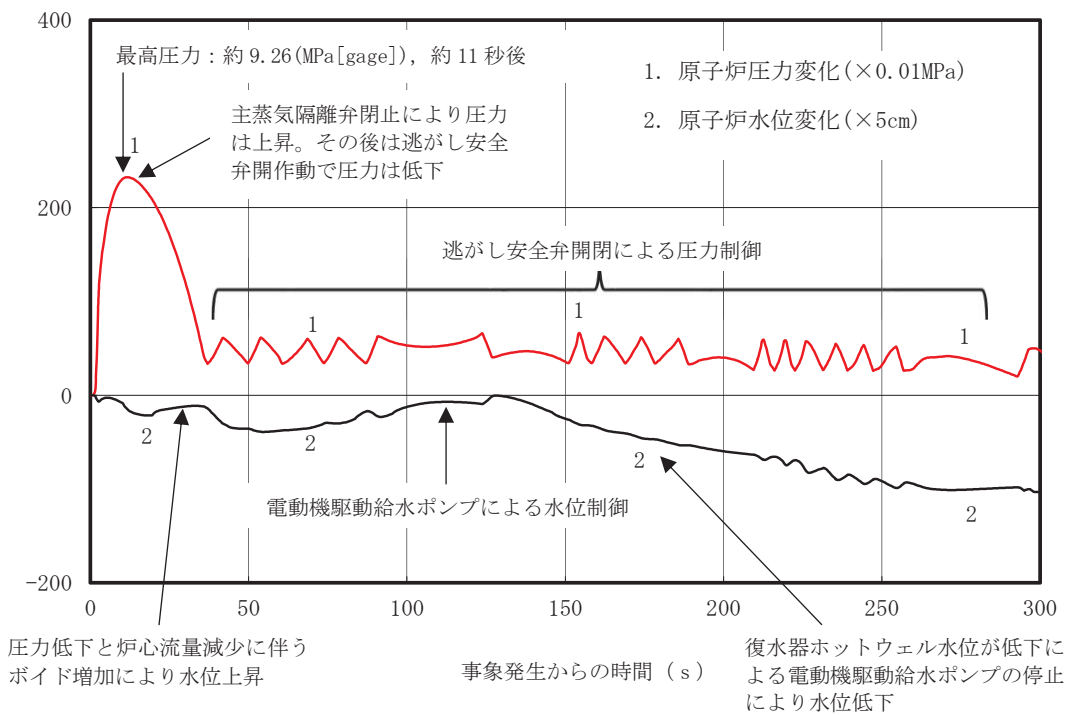
第 2.5.6 図 中性子束、平均表面熱流束及び炉心流量の推移
(事象発生から 300 秒後まで)



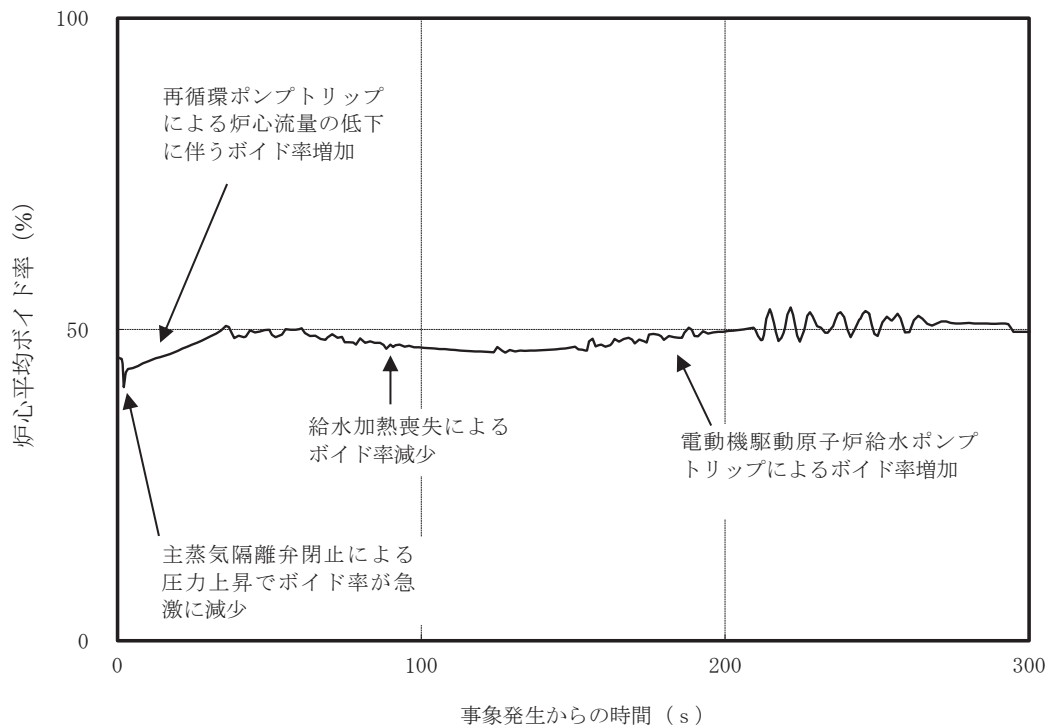
第 2.5.7 図 原子炉蒸気流量及び給水流量の推移
(事象発生から 300 秒後まで)



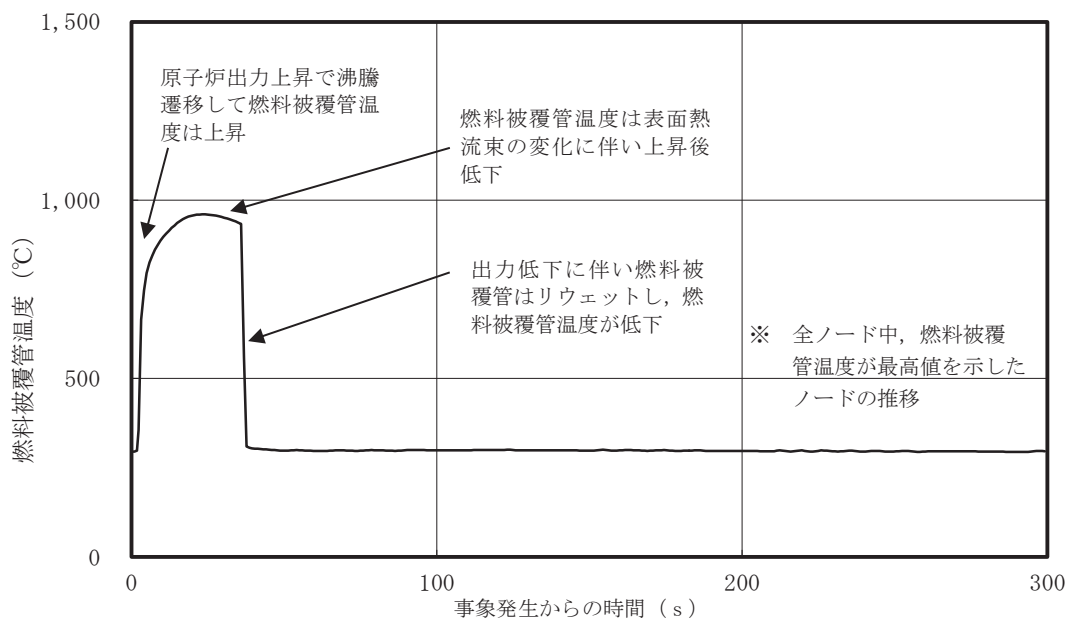
第 2.5.8 図 逃がし安全弁流量及び高圧炉心スプレイ系+原子炉隔離時冷却系流量の推移 (事象発生から 300 秒後まで)



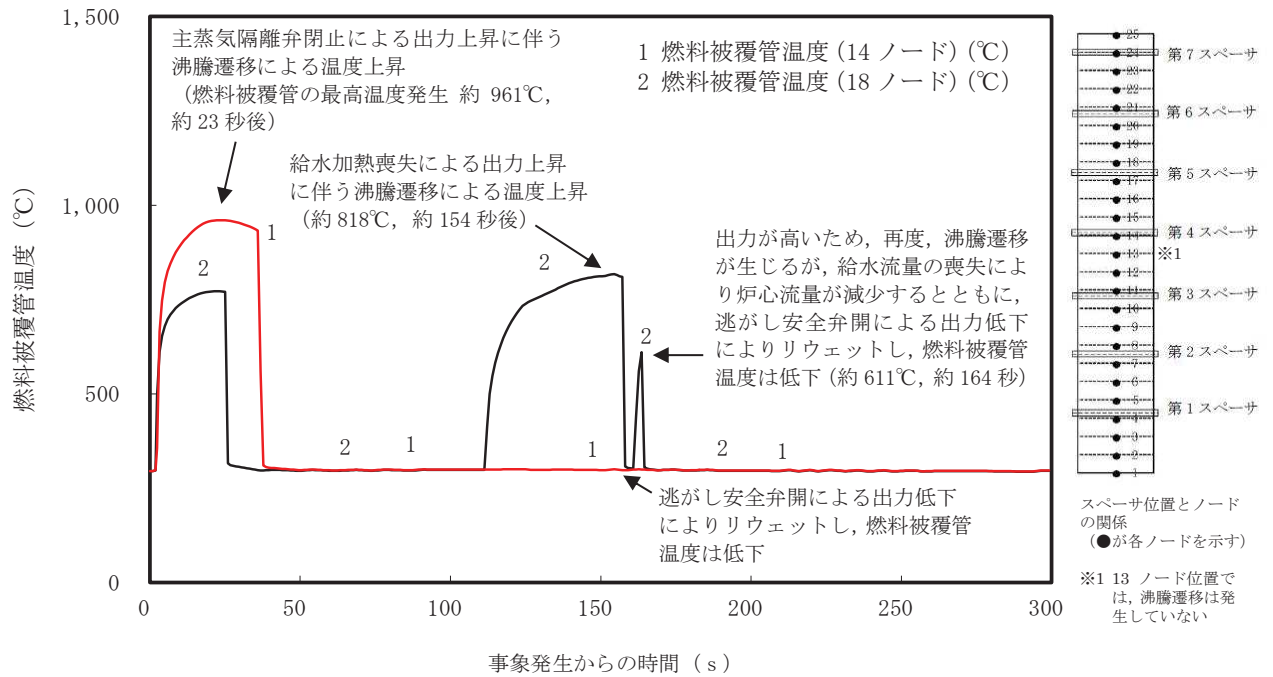
第 2.5.9 図 原子炉圧力及び原子炉水位 (シュラウド外) の推移 (事象発生から 300 秒後まで)



第 2.5.10 図 炉心平均ボイド率の推移 (事象発生から 300 秒後まで)

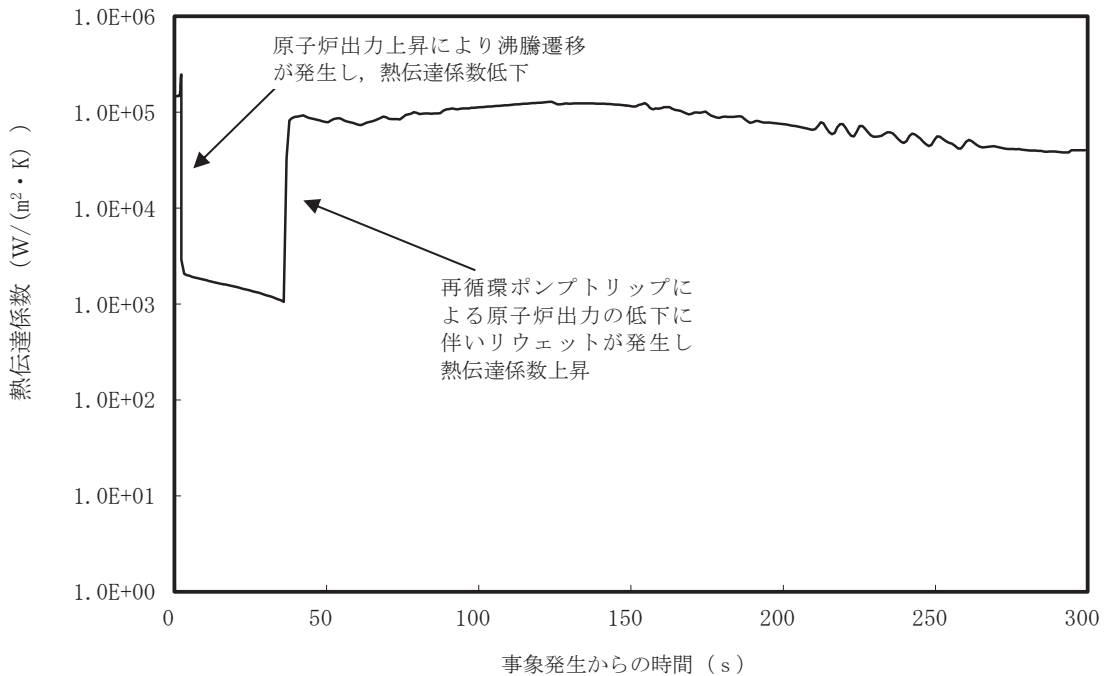


第 2.5.11 図 燃料被覆管温度の推移 (14 ノード, 事象発生から 300 秒後まで)

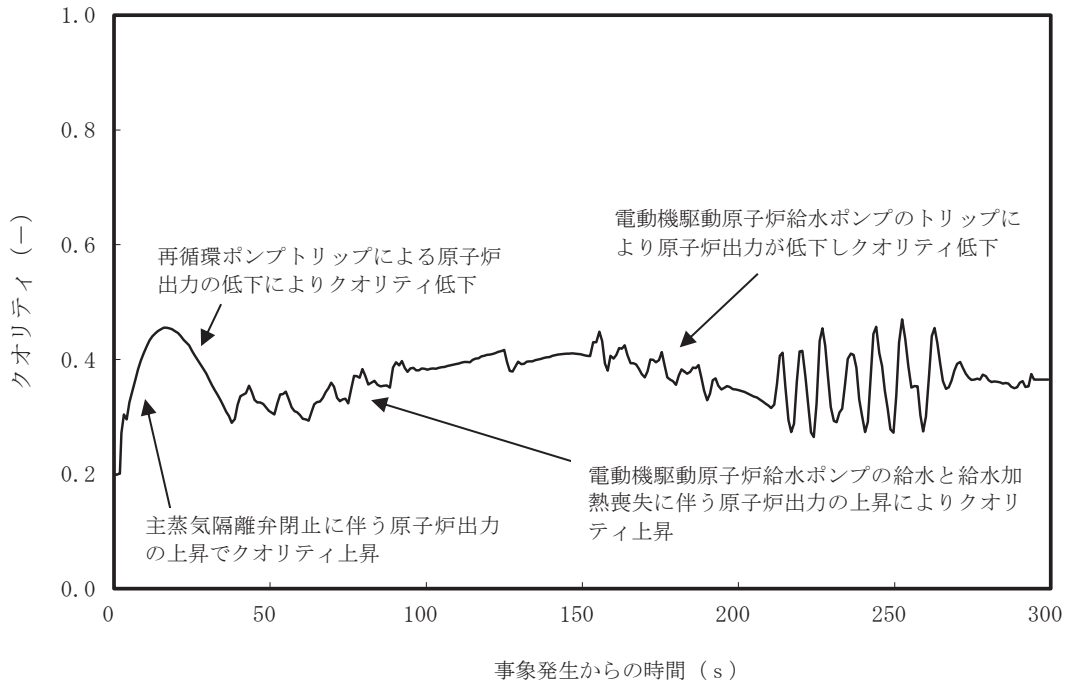


第 2.5.12 図 燃料被覆管温度^{※2}の推移 (14 ノード及び 18 ノード, 事象発生から 300 秒後まで)

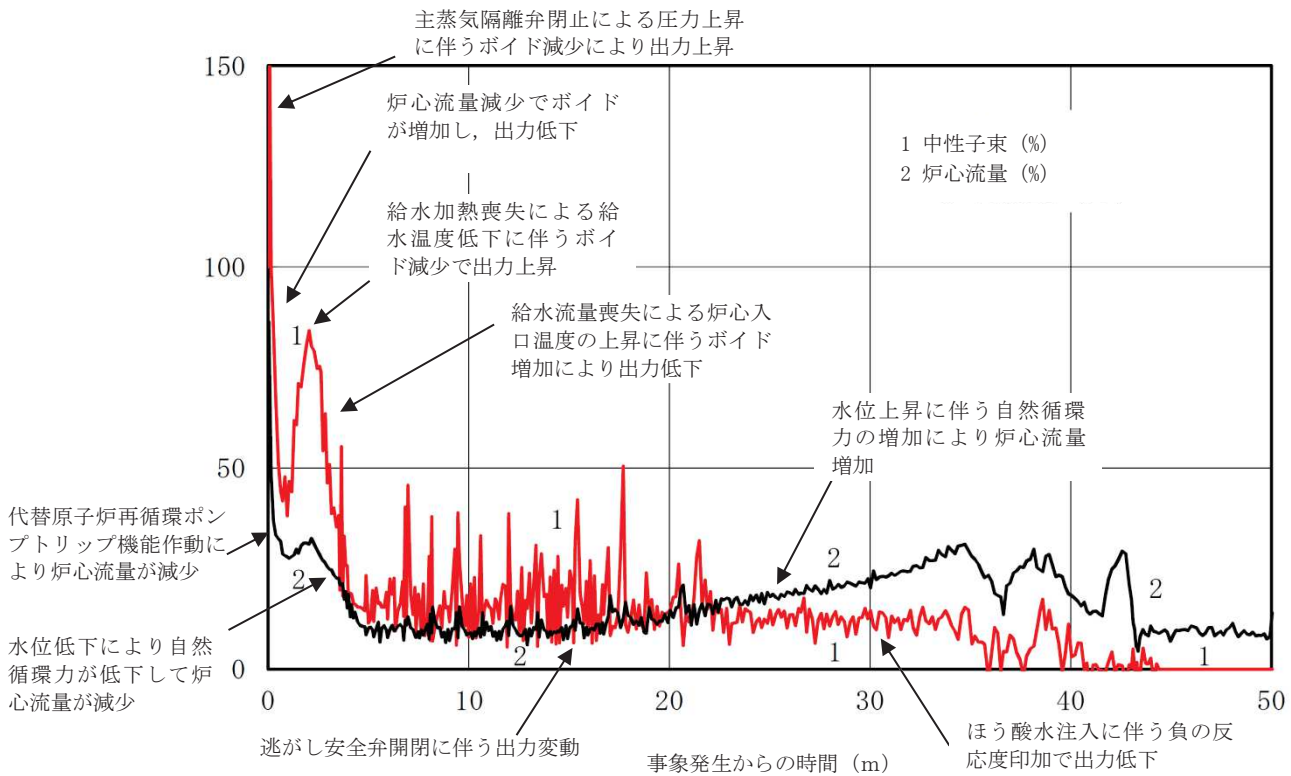
※2 燃料被覆管については、外面より内面の方が高い温度となるものの、今回の評価が燃料の著しい損傷の有無 (重大事故防止) を確認していることに鑑み、燃料が露出し燃料温度が上昇した場合に、酸化によって破損が先行すると考えられる燃料被覆管表面で燃料被覆管の最高温度を評価している。



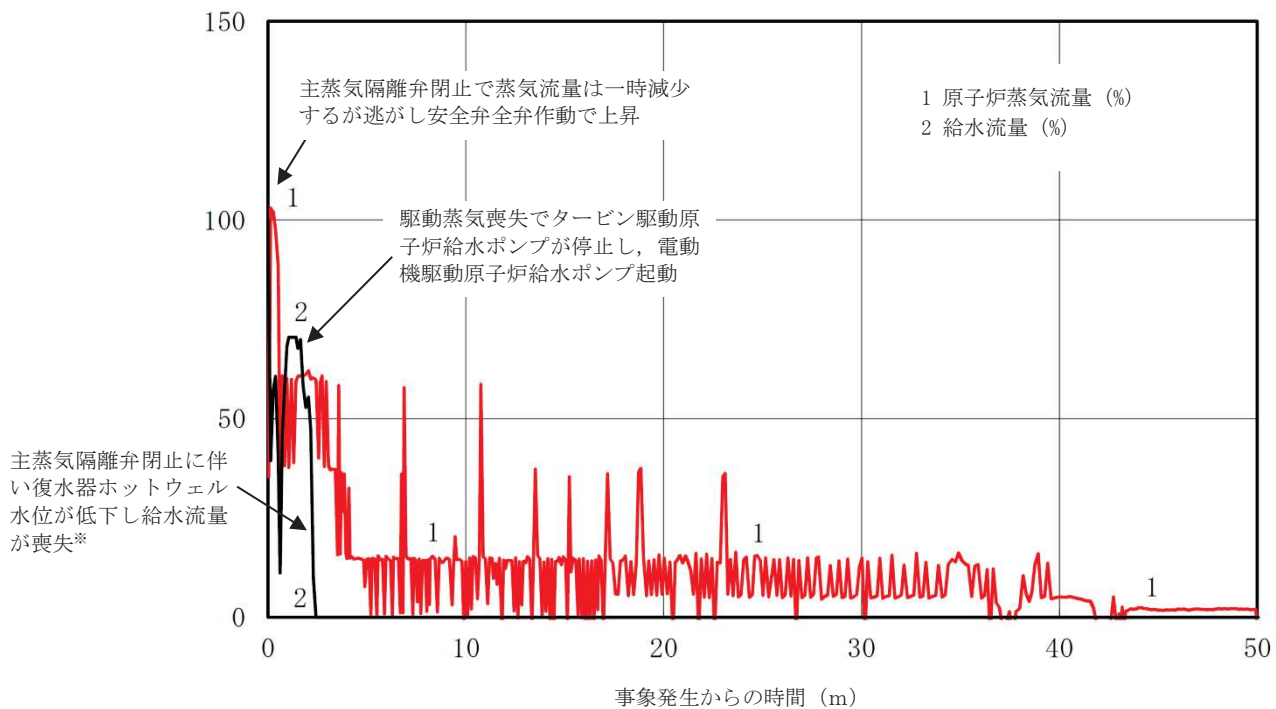
第 2.5.13 図 熱伝達係数の推移 (燃料被覆管最高温度の発生位置, 事象発生から 300 秒後まで)



第 2.5.14 図 クオリティの推移 (燃料被覆管最高温度の発生位置, 事象発生から 300 秒後まで)

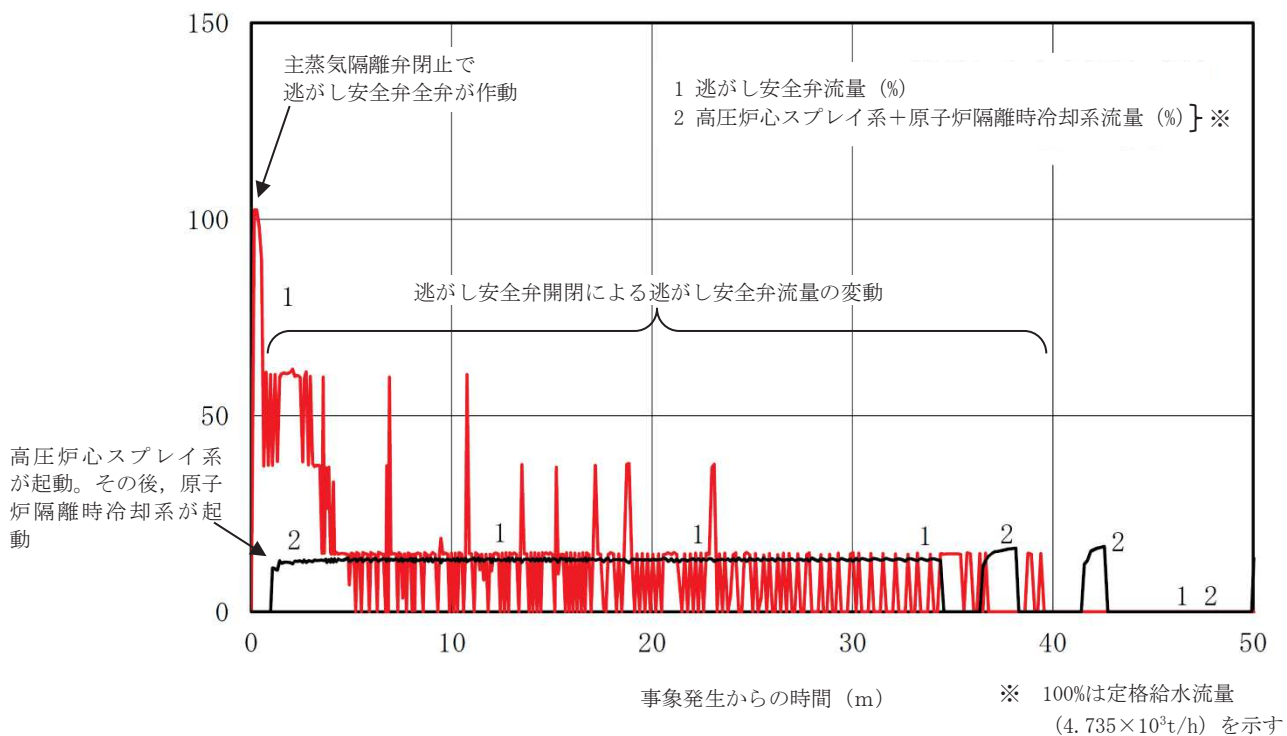


第 2.5.15 図 中性子束及び炉心流量の推移 (事象発生から 50 分後まで)

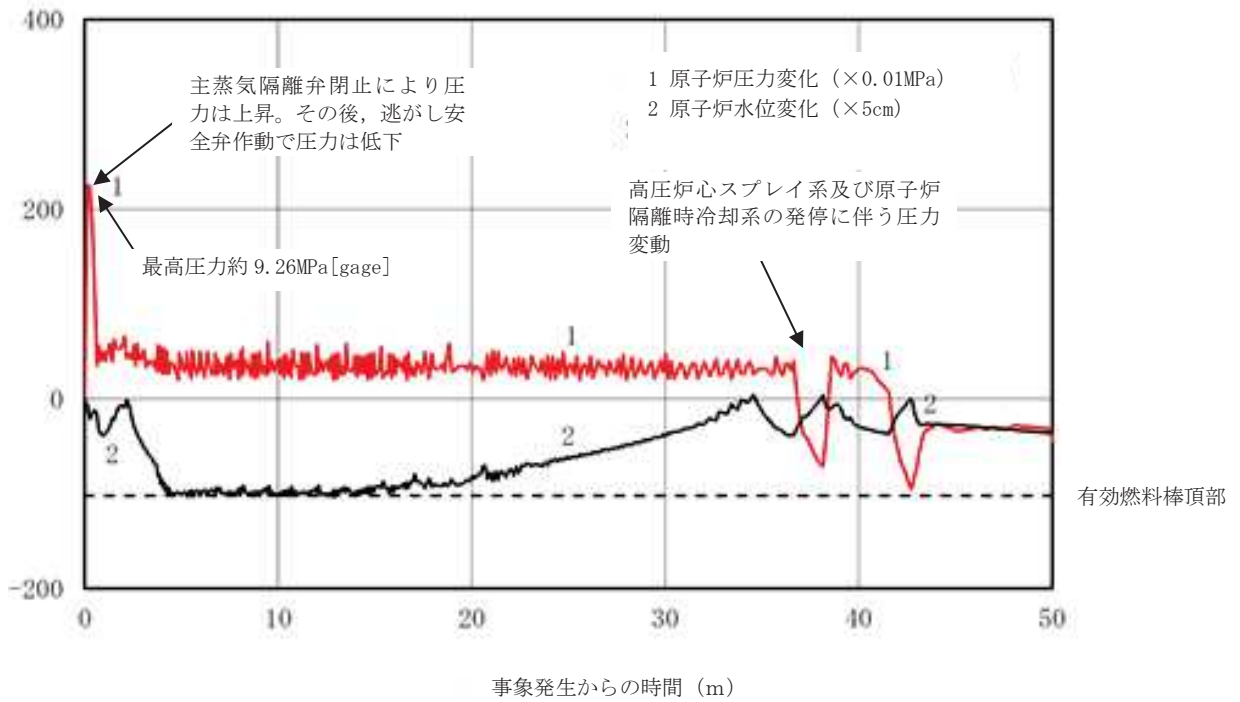


※ 復水器ホットウェル水位低信号を受けて停止する。実機でも数秒の時間遅れしかないことを踏まえ、今回の評価では、低圧復水ポンプ、高圧復水ポンプ、電動機駆動原子炉給水ポンプの停止を同時刻としている。

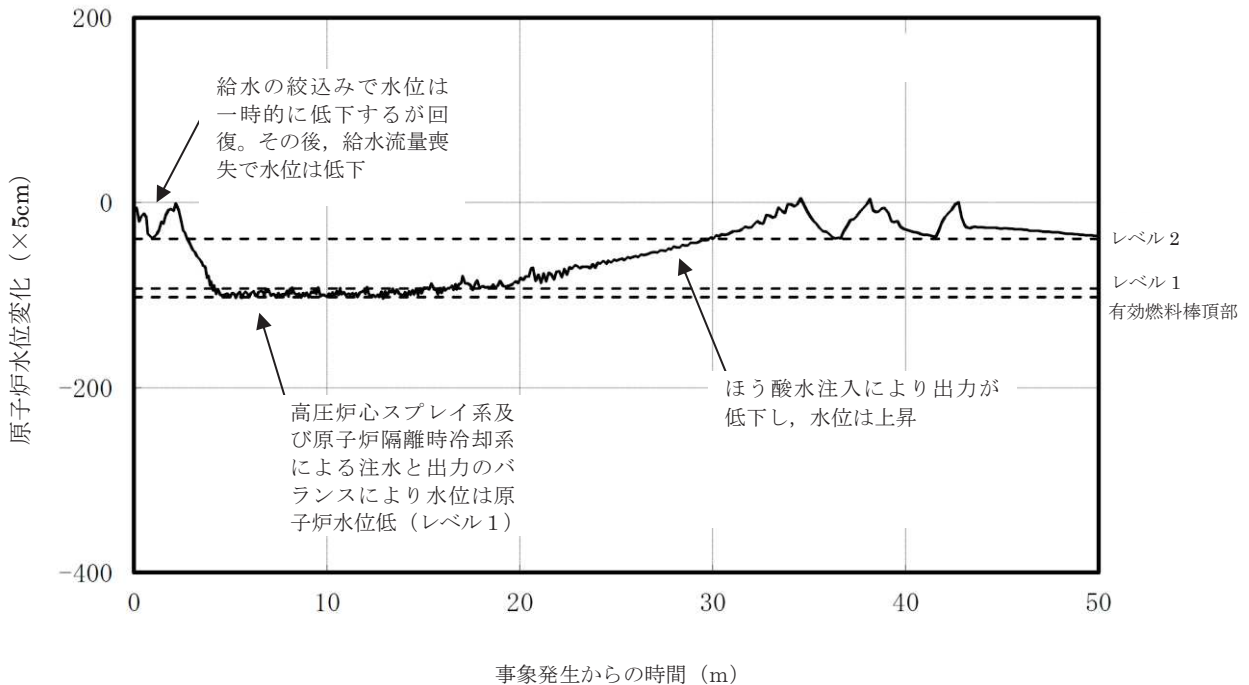
第 2.5.16 図 原子炉蒸気流量及び給水流量の推移(事象発生から 50 分後まで)



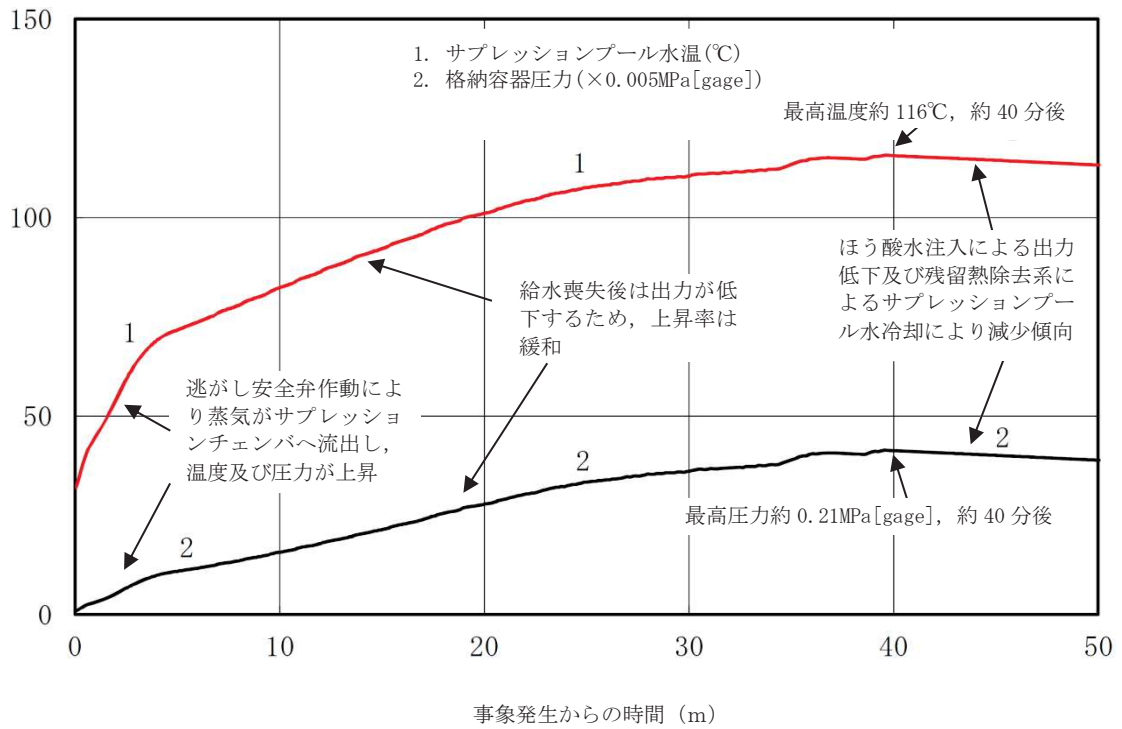
第 2.5.17 図 逃がし安全弁流量及び高圧炉心スプレイ系+原子炉隔離時冷却系流量の推移(事象発生から 50 分後まで)



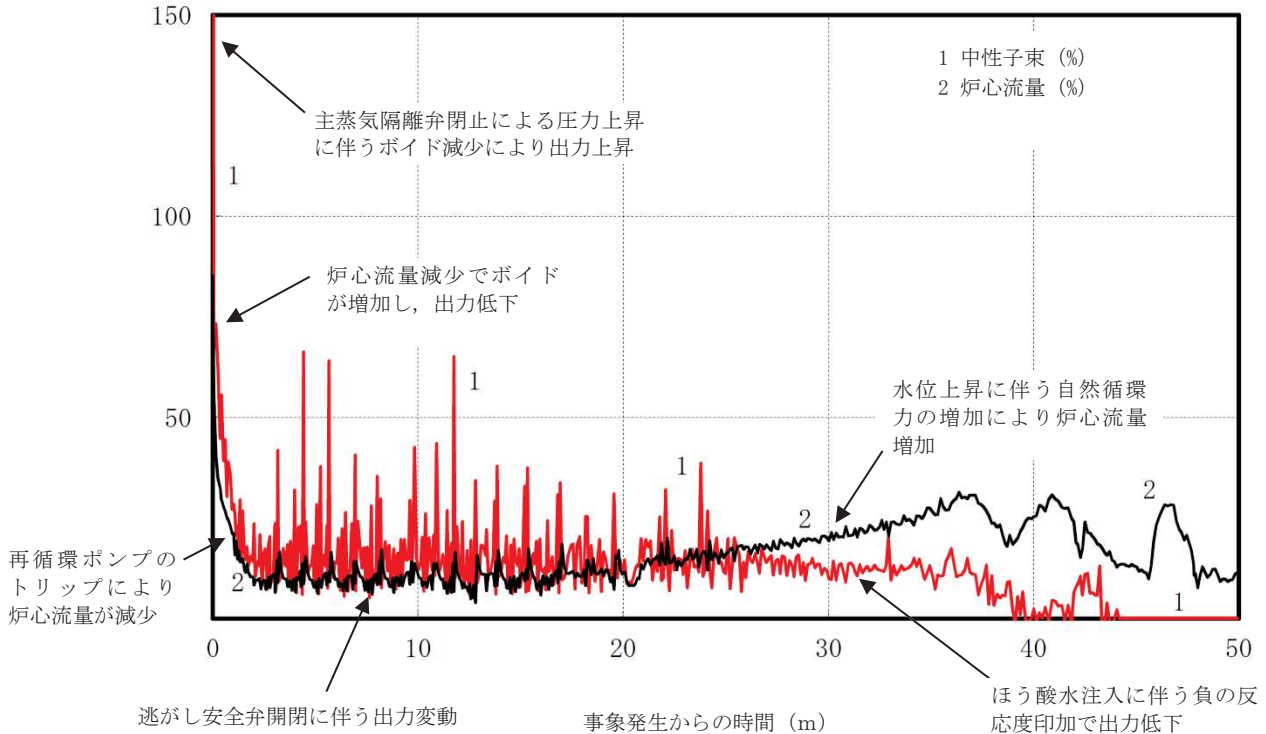
第 2.5.18 図 原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド外）の推移
（事象発生から 50 分後まで）



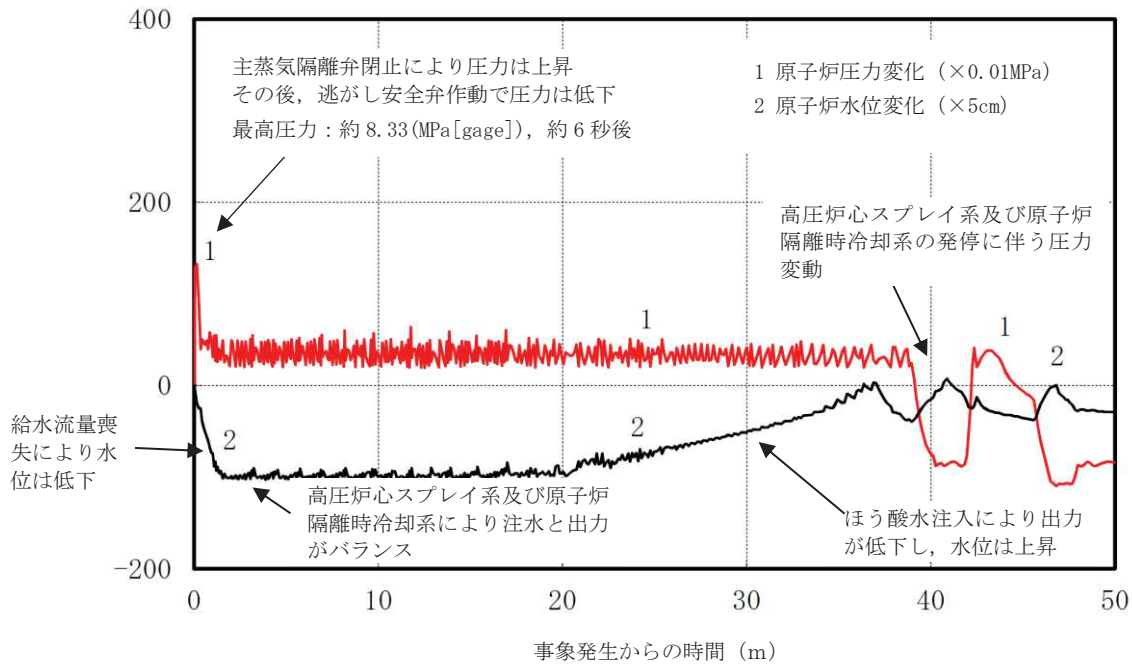
第 2.5.19 図 原子炉水位（シュラウド外）の推移
（事象発生から 50 分後まで）



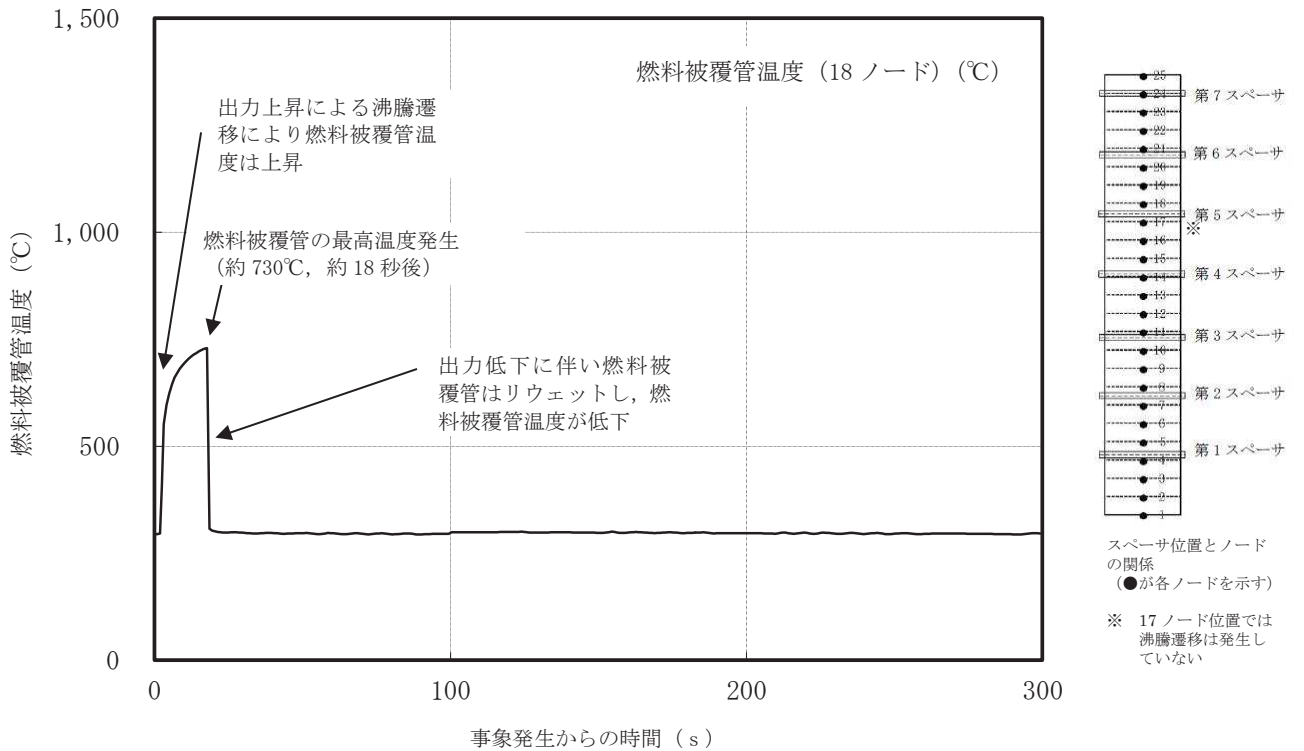
第 2.5.20 図 サプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移
(事象発生から 50 分後まで)



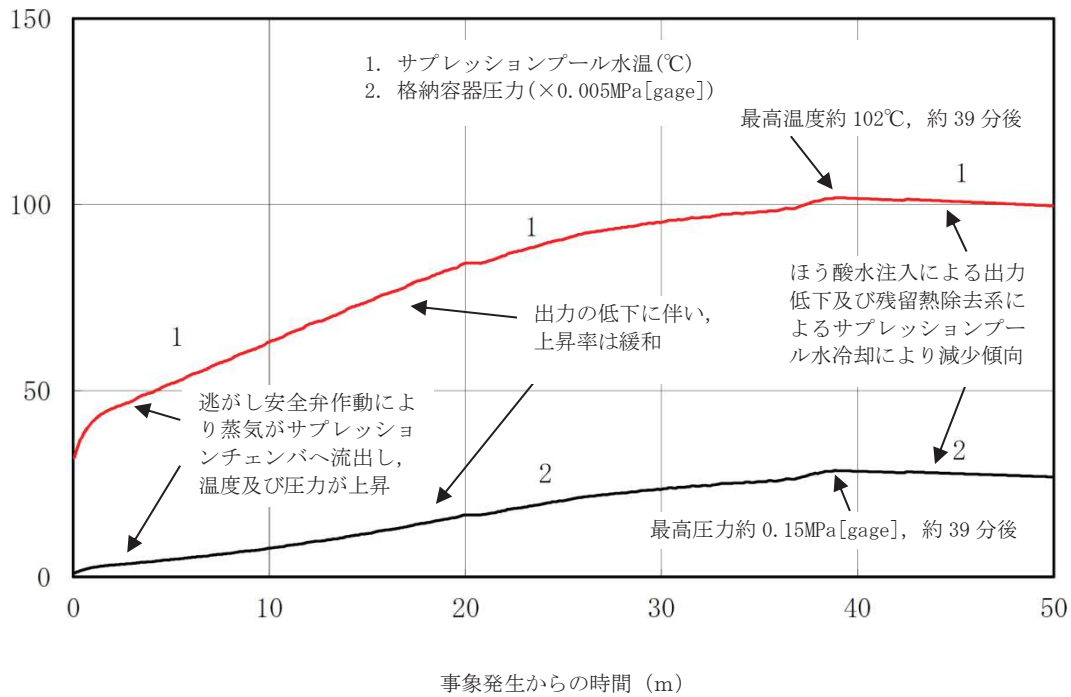
第 2.5.21 図 外部電源がない場合の中性子束及び炉心流量の推移
(事象発生から 50 分後まで)



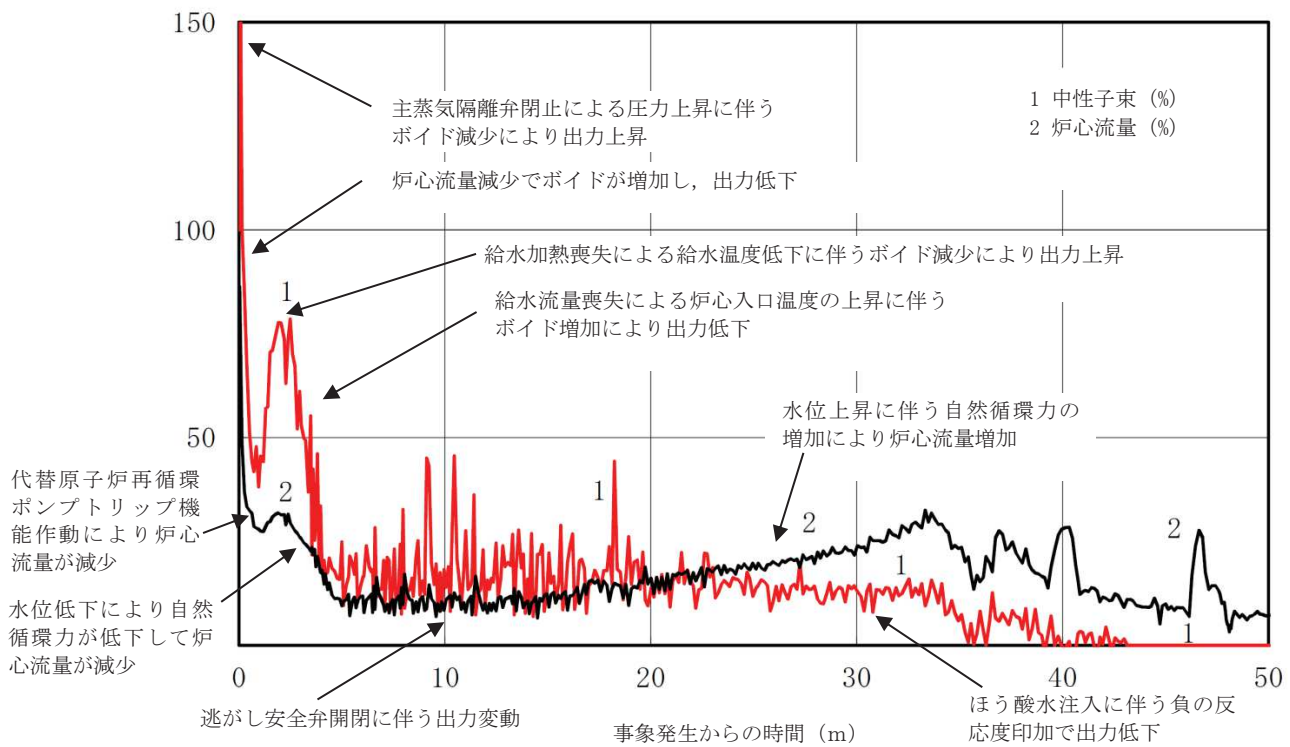
第 2.5.22 図 外部電源がない場合の原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド外）の推移（事象発生から 50 分後まで）



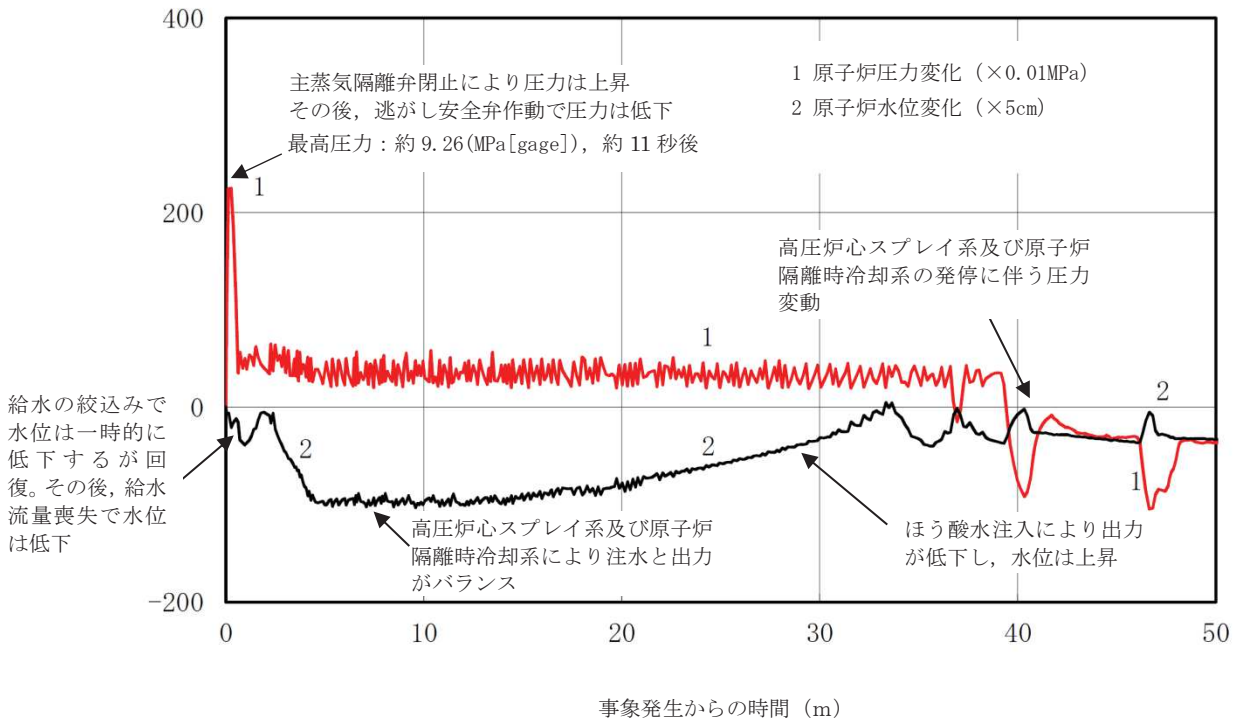
第 2.5.23 図 外部電源がない場合の燃料被覆管温度の推移（事象発生から 300 秒後まで）



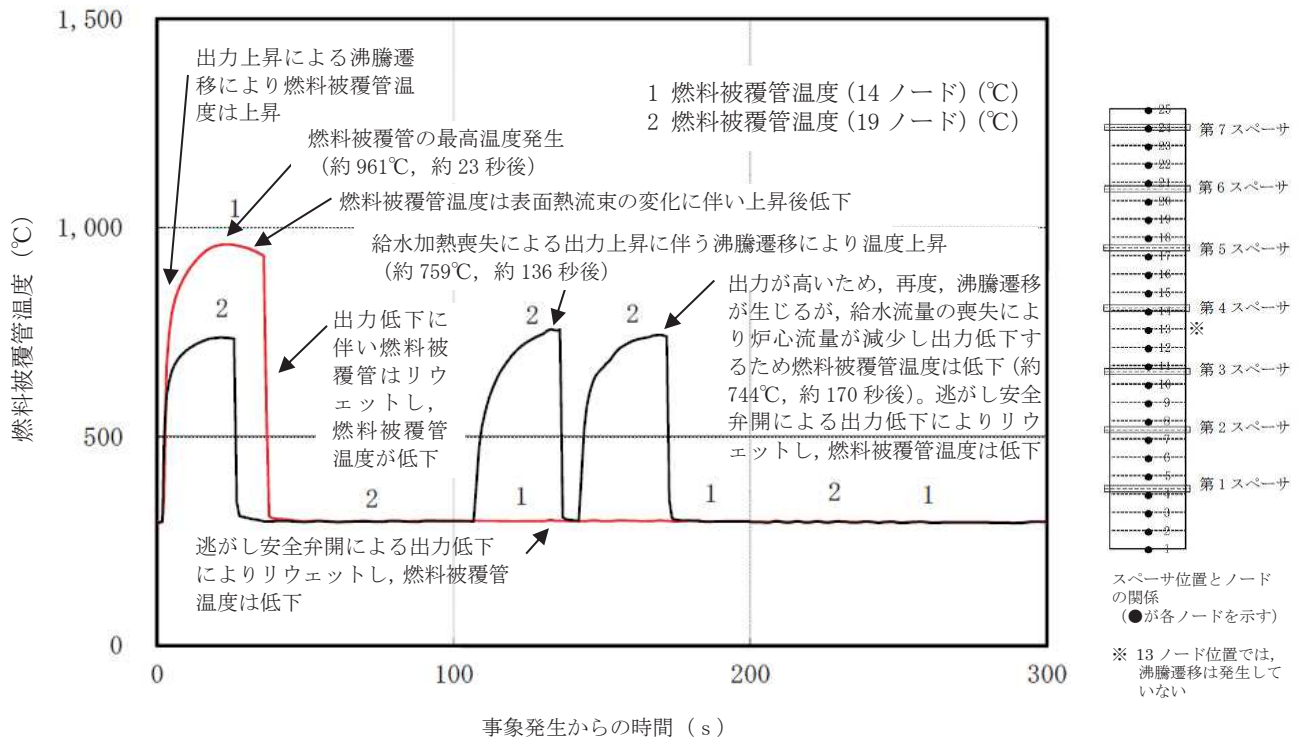
第 2.5.24 図 外部電源がない場合のサプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移 (事象発生から 50 分後まで)



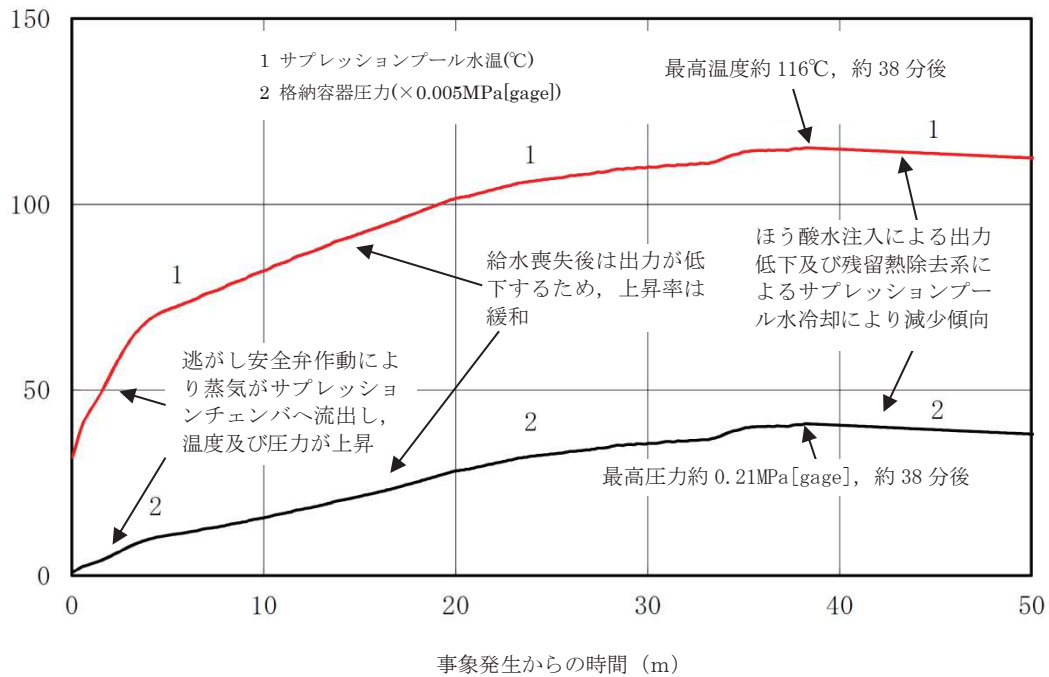
第 2.5.25 図 注水温度 10°C の場合の中性子束及び炉心流量の推移 (事象発生から 50 分後まで)



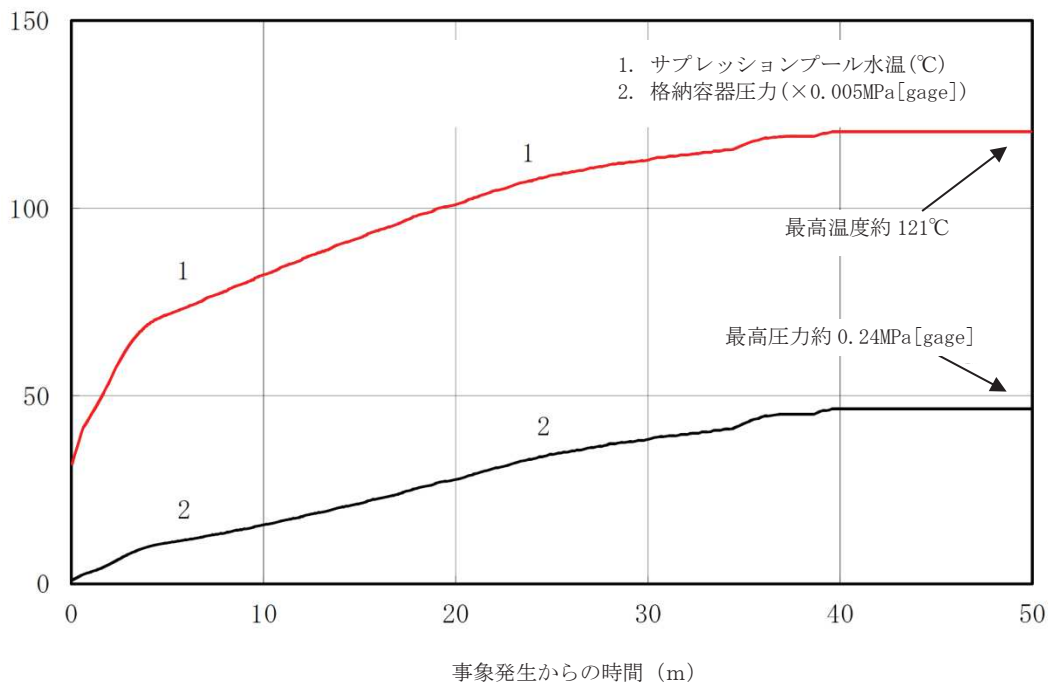
第 2.5.26 図 注水温度 10°C の場合の原子炉圧力及び原子炉水位 (シュラウド外) の推移 (事象発生から 50 分後まで)



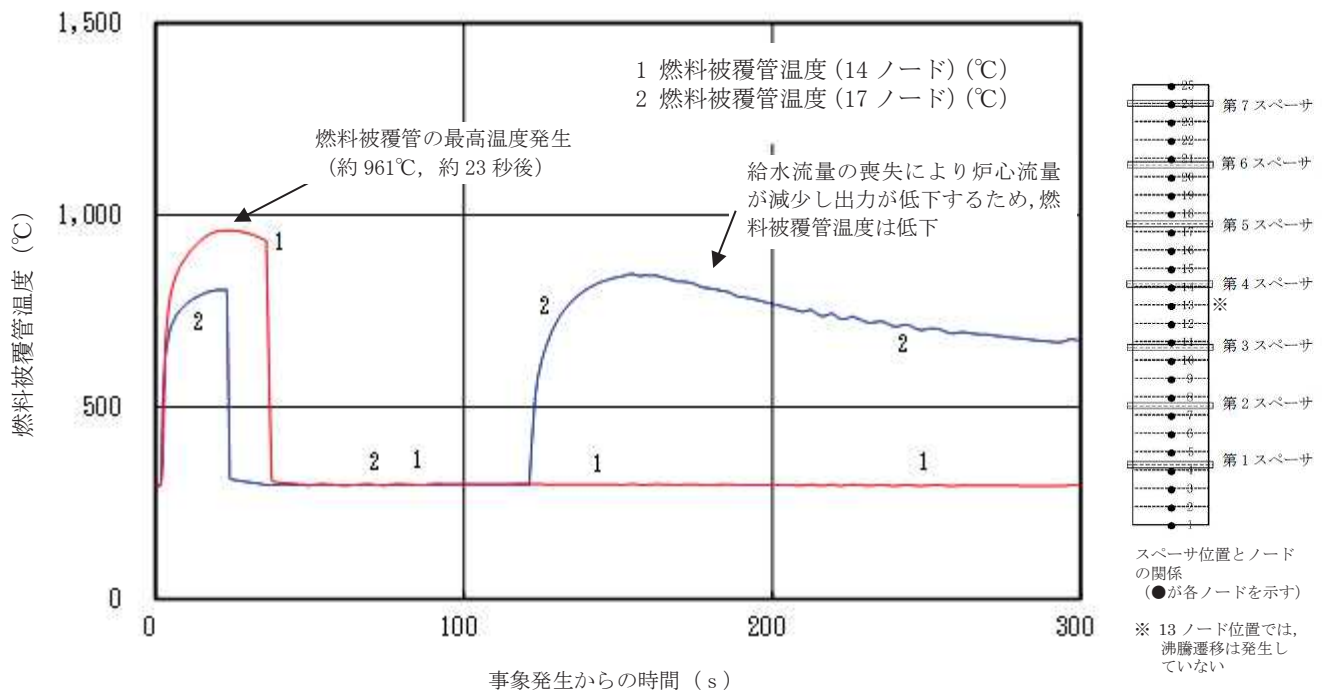
第 2.5.27 図 注水温度 10°C の場合の燃料被覆管温度の推移 (事象発生から 300 秒後まで)



第 2.5.28 図 注水温度 10°C の場合のサプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移 (事象発生から 50 分後まで)



第 2.5.29 図 格納容器の除熱を考慮しない場合のサプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移 (事象発生から 50 分後まで)



第 2.5.30 図 リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度の推移
(事象発生から 300 秒後まで)

第 2.5.1 表 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について(1/2)

| 判断及び操作 | 手順 | 重大事故等対処設備 | | |
|----------------------------------|---|---|-------|---|
| | | 常設設備 | 可搬型設備 | 計装設備 |
| 原子炉スクラム失敗確認 | <ul style="list-style-type: none"> 運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず、制御棒が原子炉に緊急挿入されない場合、原子炉スクラム失敗を確認する | 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 | — | 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ |
| 格納容器圧力上昇によるECCS 起動確認 | <ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁の作動により、格納容器圧力が上昇し、ドライウエル圧力高(13.7kPa [Lgage])により高圧炉心スプレイレイ系、低圧炉心スプレイレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード)が自動起動する | 逃がし安全弁 【高圧炉心スプレイレイ系】 【低圧炉心スプレイレイ系】 【残留熱除去系(低圧注水モード)】 | — | ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 原子炉水位 【高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量】 【残留熱除去系ポンプ出口圧力】 【低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口圧力】 |
| 原子炉隔離時冷却系起動確認 | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低(レベル2)信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動する | 【原子炉隔離時冷却系】 | — | 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量】 |
| 自動減圧系作動阻止機能作動確認 | <ul style="list-style-type: none"> 「中性子束高(10%以上)」かつ「原子炉水位低(レベル2)」信号により自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動が阻止されることを確認する | 自動減圧系作動阻止機能 | — | 原子炉水位 平均出力領域モニタ 原子炉圧力 ドライウエル圧力 |
| 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイレイ系による原子炉注水確認 | <ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁の閉止により、主復水器ホットウエルの水位が低下し給復水ポンプがトリップする。これにより給水流量の全喪失となり、原子炉水位は低下するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイレイ系による原子炉注水が継続しているため炉心の冠水は維持される | 【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心スプレイレイ系】 復水貯蔵タンク | — | 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量】 【高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量】 復水貯蔵タンク水位 |

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

■：有効性評価上考慮しない操作

第 2.5.1 表 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について(2/2)

| 判断及び操作 | 手順 | 重大事故等対処設備 | | |
|-----------------------------|--|---|-------|--|
| | | 常設設備 | 可搬型設備 | 計装設備 |
| 高圧代替注水系による原子炉水位維持 | <ul style="list-style-type: none"> 高圧注水機能の喪失を確認後、高圧代替注水系を起動し、原子炉水位を維持する | 高圧代替注水系 復水貯蔵タンク | — | 原子炉水位 高圧代替注水系ポンプ出口流量 復水貯蔵タンク水位 |
| 高圧炉心スプレレイ系水源自動切替確認 | <ul style="list-style-type: none"> 「圧力抑制室水位高」信号により高圧炉心スプレレイ系の水源地が復水貯蔵タンク側からサブプレッションプール側へ切り替わることを確認する | 【高圧炉心スプレレイ系】 復水貯蔵タンク 【サブプレッションチェンバ】 | — | 復水貯蔵タンク水位 圧力抑制室水位 |
| 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）運転 | <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）運転を開始し、格納容器除熱を開始する | 【残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）】 | — | 【残留熱除去系ポンプ出口流量】 サブプレッションプール水温度 |
| ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作 | <ul style="list-style-type: none"> ほう酸水注入系を中央制御室からの遠隔操作により手動起動し、炉心へのほう酸水の注入を開始する | ほう酸水注入系 | — | 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ |
| 高圧炉心スプレレイ系水源切替操作 | <ul style="list-style-type: none"> サブプレッションプール水温 80℃到達を確認後、中央制御室からの遠隔操作により高圧炉心スプレレイ系の水源地をサブプレッションプール側から復水貯蔵タンク側へ切り替える | 【高圧炉心スプレレイ系】 復水貯蔵タンク 【サブプレッションチェンバ】 | — | サブプレッションプール水温度 復水貯蔵タンク水位 圧力抑制室水位 |

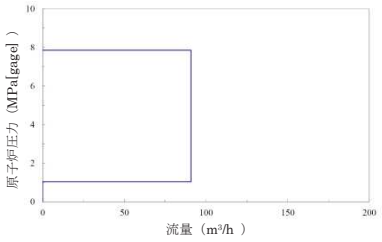
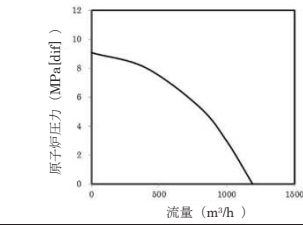
【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

■：有効性評価上考慮しない操作

第 2.5.2 表 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（1/4）

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 | |
|---------|------------------------|---|---|
| 解析コード | プラント動特性：REDY | — | |
| 初期条件 | 原子炉熱出力 | 2,436MWt | 定格原子炉熱出力として設定 |
| | 原子炉圧力 (原子炉圧力容器ドーム部) | 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 +133cm) | 通常運転時の原子炉水位として設定 |
| | 炉心流量 | 30.3×10^3 t/h (定格流量の 85%) | 原子炉定格出力時の下限流量として設定 |
| | 主蒸気流量 | 4.735×10^3 t/h | 定格主蒸気流量として設定 |
| | 給水温度 | 約 216℃ | 初期温度約 216℃から主蒸気隔離弁閉に伴う 給水加熱喪失の後、400 秒程度で約 33℃ま で低下し、その後は約 33℃一定に設定 |
| | 燃料及び炉心 | 9×9 燃料(A 型) (単一炉心) | 9×9 燃料(A 型)と 9×9 燃料(B 型)の熱水力 的な特性はほぼ同等であることから、代表 的に 9×9 燃料(A 型)を設定 |
| | 核データ (動的ボイド係数) | 平衡サイクル末期の値の 1.25 倍 | サイクル末期の方がサイクル初期に比べて ボイド反応度印加割合が大きく、保守的な 評価となることから、サイクル末期として 設定 |
| | 核データ (動的ドプラ係数) | 平衡サイクル末期の値の 0.9 倍 | |
| | 格納容器容積 (ドライウェル) | 7,950m ³ | 格納容器の設計値として設定 |
| | 格納容器容積 (サブプレッションチェンバ) | 7,950m ³ | 格納容器の設計値として設定 |
| | サブプレッションプール水量 | 2,800m ³ | 通常運転時のサブプレッションプール水量の 下限値を設定 |
| | サブプレッションプール水温 | 32℃ | 通常運転時のサブプレッションプール水温の 上限値を設定 |
| | 格納容器圧力 | 5.0kPa[gage] | 通常運転時の格納容器圧力の実績を踏まえ て設定 |
| 外部水源の温度 | 40℃ | 復水貯蔵タンク水温の実績 (月平均値) を 踏まえて設定 | |
| 事故条件 | 起因事象 | 主蒸気隔離弁の全弁誤閉止 | 炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事 象として設定 |
| | 安全機能等の喪失に対する仮定 | 原子炉停止機能、手動での原子炉ス クラム及び代替制御棒挿入機能の喪 失 | バックアップを含めた全ての制御棒挿入機 能の喪失を設定 |
| | 評価対象とする炉心の状態 | 平衡炉心のサイクル末期 | サイクル初期に比べてボイド反応度印加割 合が大きく、保守的な評価となることを考 慮して設定 |
| | 外部電源 | 外部電源あり | 外部電源がある場合、事象発生と同時に給 復水及び再循環ポンプがトリップせず、原 子炉出力が高く維持されることから、燃料 被覆管温度、格納容器圧力及びサブプレシ ョンプール水温の上昇の観点で事象進展が 厳しくなることを考慮して設定 |

第 2.5.2 表 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（2/4）

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|---------------------------|--|--|
| 主蒸気隔離弁の閉止に要する時間 | 3 秒 | 設計上の下限値（最も短い時間）として設定 |
| 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 | 再循環ポンプが、原子炉圧力高（7.35MPa[gage]）（遅れ時間 0.3 秒）で 2 台全てトリップ | 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の設計値として設定 |
| 逃がし安全弁 | 逃がし弁機能 7.37MPa[gage]×2 弁, 356t/h/個 7.44MPa[gage]×3 弁, 360t/h/個 7.51MPa[gage]×3 弁, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×3 弁, 367t/h/個 | 逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定 |
| 制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能 | 中性子束高（10%以上）及び原子炉水位低（レベル 2）にて作動 | 制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能の設計値として設定 |
| 電動機駆動原子炉給水ポンプ | 主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動原子炉給水ポンプがトリップした後、電動機駆動原子炉給水ポンプにより給水を継続するものとする 復水器ホットウェルの水位低下により電動機駆動原子炉給水ポンプがトリップ | 給水を継続するほうが、出力上昇が大きくなり、評価を厳しくすることから電動機駆動原子炉給水ポンプにより給水が継続するものとして設定 また、トリップ機能の設計値で停止するものとして設定 |
| 原子炉隔離時冷却系 | 原子炉水位低（レベル 2）にて自動起動 注水遅れ：起動信号後 30 秒 90.8m ³ /h（ポンプ 1 台当たり、原子炉圧力 7.86～1.04MPa[gage]において） | 原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 〈原子炉隔離時冷却系ポンプによる注水特性〉  |
| 高圧炉心スプレイ系 | 原子炉水位低（レベル 2）又はドライウェル圧力高 13.7kPa[gage]にて自動起動 注水遅れ：起動信号後 14 秒 注水流量：0～1,190m ³ /h（ポンプ 1 台当たり、9.07～0.00MPa[dif]において） | 炉心に冷水が大量に注水され、原子炉水位が高めに維持される方が原子炉出力の観点で厳しい設定となることから、ポンプの性能特性を考慮した大きめの注水流量特性を設定 〈高圧炉心スプレイ系ポンプによる注水特性〉  |
| ほう酸水注入系 | 163 リットル/分の流量で注入 ほう酸濃度 10.3wt% | 注入流量は、ほう酸水注入系の設計値として設定 ほう酸濃度は、単位時間当たり投入される負の反応度が小さくなるよう、ほう酸水注入系貯蔵タンクの液位が高液位である場合の濃度を設定 |
| 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード） | 熱交換器 1 基当たり約 25MW（サブプレッションプール水温 97℃、海水温度 26℃において） | 残留熱除去系の設計値として設定 |

機器条件

第 2.5.2 表 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（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 関連する操作条件 | ほう酸水注入系の起動操作 | 原子炉スクラムの失敗を確認した後から 10 分後（事象発生約 11 分後） | 原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として 10 分を考慮して設定 |
| | 高圧炉心スプレイ系の水源切替操作 | 事象発生 15 分後 （サブプレッションプール水温 100℃到達前） | サブプレッションプール水温 80℃到達から、運転員の操作余裕として約 6 分を考慮して設定 |
| | 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）運転操作 | 事象発生 20 分後 （切替操作開始は、事象発生 10 分後） | 状況の確認及び操作に要する時間を考慮して設定 |

第 2.5.2 表 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（4/4）

| 項目 | | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|-----------------|----------------|--|------------------|
| 解析コード | | ホットバンドル解析：SCAT | — |
| 初期条件 | 最小限界出力比（MCPR） | 1.23 | 通常運転時の熱的制限値として設定 |
| | 最大線出力密度（MLHGR） | 44.0kW/m | 通常運転時の熱的制限値として設定 |
| 沸騰遷移判定 | | GEXL 関連式 | — |
| 沸騰遷移後の被覆管表面熱伝達率 | | 修正 Dougall-Rohsenow 式 | — |
| リウエット関連式 | | 日本原子力学会標準「BWR における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003」における関連式 2 | — |

評価対象の炉心を平衡炉心のサイクル末期とすることの妥当性

今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）では、評価対象の炉心を平衡炉心のサイクル末期としている。この評価条件とした理由を以下に示す。

プラントの動特性の評価では、動的ボイド係数が重要なパラメータとなる。原子炉圧力の上昇等によって炉心のボイド率が低下した場合、動的ボイド係数の絶対値が大きいくほど、炉心に印加される正の反応度が大きくなり、出力増加量を厳しくする。

動的ボイド係数は、減速材ボイド係数を遅発中性子発生割合（ β 値）で除した値であり、動的ボイド係数は一般にサイクル末期の方が絶対値が大きい。また、今回の評価ではボイド率が40%から55%程度で推移することから、動的ボイド係数はサイクル末期の方が絶対値が大きい。サイクル初期とサイクル末期の遅発中性子発生割合（ β 値）を表1に、今回の評価におけるボイド率の推移を図1に、減速材ボイド係数を図2に、動的ボイド係数を図3に示す。

上記の通り、サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることを考慮し、評価対象の炉心を平衡炉心のサイクル末期とした。

表1 サイクル初期とサイクル末期の遅発中性子発生割合（ β 値）

| | 平衡炉心サイクル初期 | 平衡炉心サイクル末期 |
|---------------------------|------------|------------|
| 遅発中性子発生割合 （ β 値） | 0.0060 | 0.0053 |

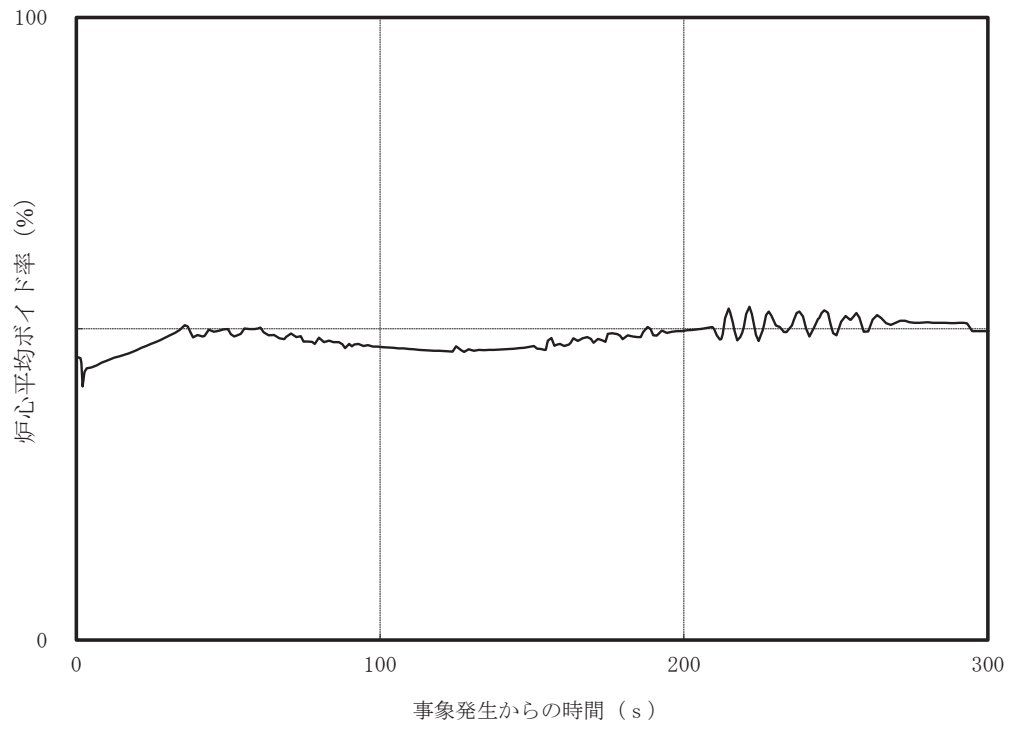


図1 ベースケースにおける炉心平均ボイド率の推移
(事象発生から300秒後まで)

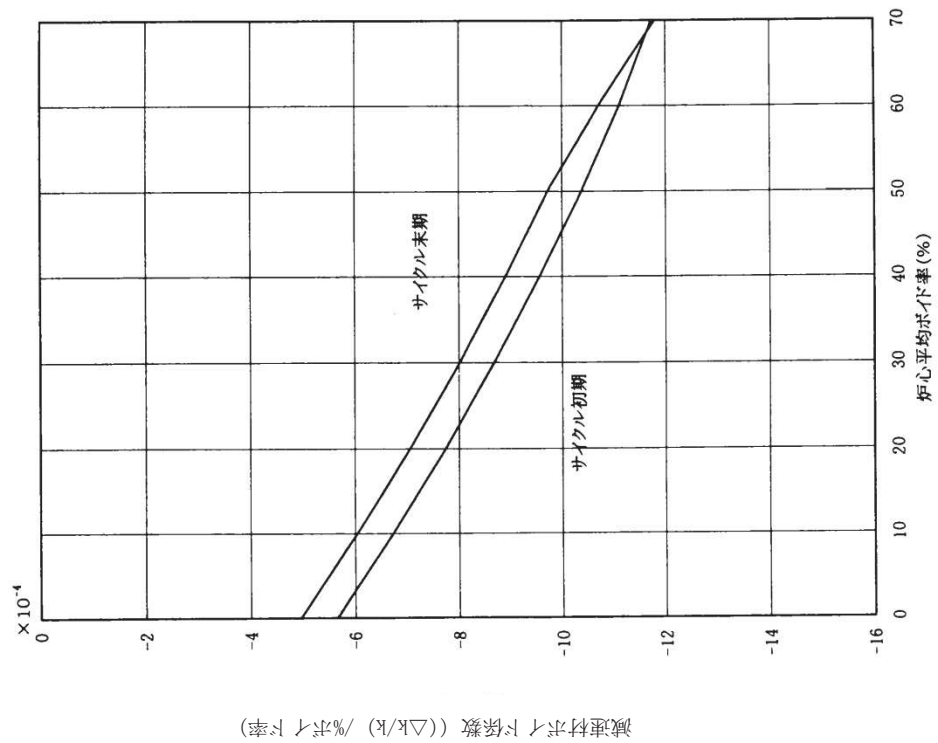


図2 減速材ボイド係数 (9 × 9 燃料 (A型) 平衡炉心)

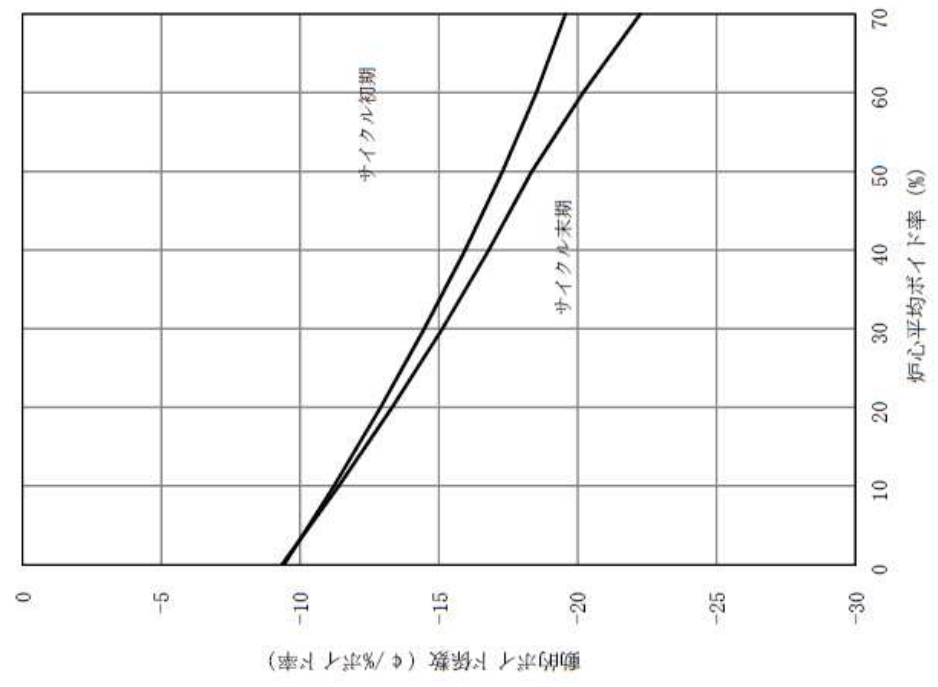


図3 動的ボイド係数 (9 × 9 燃料 (A型) 平衡炉心)

安定状態について

原子炉停止機能喪失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，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により，炉心冠水が維持でき，また，冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定停止状態が確立されたものとする。

格納容器安定状態：炉心冠水後に，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能（原子炉格納容器フィルタベント系等，残留熱除去系又は代替循環冷却系）により，格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ，また，格納容器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

高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水により炉心の冷却が維持される。また，ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注入により中性子束は徐々に低下し，未臨界が維持され，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

残留熱除去系によるサプレッションプール水冷却モードによる格納容器除熱を開始することで，格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり，格納容器温度は150℃を下回るとともに，低圧注水継続のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている126℃を上回ることなく，格納容器安定状態が確立される。

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

【安定状態の維持について】

上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。また，残留熱除去系機能を維持し，除熱を行うことによって，安定状態の維持が可能となる。

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失）

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

| 【REDY】 | | | | | |
|---------|----------------|------------------|-------------------------------|---|--|
| 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 | 核分裂出力 | 核特性モデル | 反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。 | 反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。 | 反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。 |
| | 反応度フィードバック効果 | 反応度モデル（ボイド・ドップラ） | 動的ボイド係数の保守因子 動的ドップラ係数の保守因子 | 反応度モデル等の仮定の不確かさについては、「表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」の核データ（動的ボイド係数）及び核データ（動的ドップラ係数）の項にて述べる。 | 反応度モデル等の仮定の不確かさについては、「表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」の核データ（動的ボイド係数）及び核データ（動的ドップラ係数）の項にて述べる。 |
| | | 反応度モデル（ボロン） | 高温停止に必要なボロン反応度 :-3% Δk | ほう酸水の拡散の違いにより、ボロン反応度印可割合が変わり、臨界未済までの時間に影響するが、ほう酸水注入系の操作開始時間に与える影響はない。 | 高温停止に必要なボロン反応度が小さい方が、格納容器圧力とサブプレッションプール水温を厳しく評価するが、ボロン反応度の感度解析より、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している（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3部 REDY））。 |
| | 崩壊熱 | 崩壊熱モデル | 1 秒後+0.8%/-0.1% | 崩壊熱モデルによる不確かさの影響は小さく、挙動が大幅に変わることはないことから、運転員操作時間等に与える影響はない。 | 崩壊熱が大きい方が格納容器圧力とサブプレッションプール水温を厳しく評価するが、崩壊熱モデルの感度解析より、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している（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3部 REDY））。 |
| | 沸騰・ボイド率変化 | 炉心ボイドモデル | 炉心流量補正 : 補正無し/最大補正 二次関数 | 炉心ボイドモデル等の影響は、原子炉出力変化に影響を及ぼし、燃料被覆管温度、サブプレッションプール水温及び原子炉水位変化に影響すると考えられる。しかしながら、その影響は小さく、多少の挙動の変化は運転員等操作時間に与える影響は小さい。 | 炉心ボイドモデル等の仮定の不確かさにより、補正量が大きい方が、炉心流量が小さくなった場合に炉心ボイド率を少なめに模擬することから原子炉出力を高めめに評価し、燃料被覆管温度を厳しめに評価するが、炉心流量補正の感度解析結果より、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している（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3部 REDY））。 |
| 原子炉压力容器 | 冷却材流量変化（強制循環時） | 再循環モデル | 再循環ポンプ慣性時定数 : +10%/-10% | 再循環ポンプ慣性時定数の影響は、再循環ポンプトリップ時の炉心流量及び原子炉出力変化に影響するが、事象発生初期短時間の影響であり、運転員操作の起点となるサブプレッションプール水温や原子炉水位変化に影響を与えるものではないため、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 冷却材流量変化（強制循環時）速度が小さいと原子炉バウンダリ圧力が高く評価され、大きいと燃料被覆管温度を厳しく評価するが、再循環ポンプ慣性定数の感度解析より、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している（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3部 REDY））。 |
| | 冷却材流量変化（自然循環時） | 再循環モデル | モデルの仮定に含まれる。 | 自然循環流量は、再循環ポンプトリップ後の炉心流量変化として、原子炉出力変化に影響し、サブプレッションプール水温や原子炉水位変化に影響する可能性があるが、実機試験との比較による妥当性評価において挙動は良く再現されていることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。 | 自然循環流量が大きいと燃料被覆管温度が高くなる可能性はあるが、実機試験との比較による妥当性評価において挙動は良く再現されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している。 |
| | 冷却材放出（臨界流・差圧流） | 逃がし安全弁モデル | 逃がし弁流量 : +16.6% | 逃がし弁流量が多くなると、原子炉水位の低下やサブプレッションプール水温の上昇が早くなるなどの影響が考えられるが、逃がし弁流量の感度解析より、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認しており、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（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3部 REDY））。 | 逃がし弁流量が大きくなると、原子炉水位の低下やサブプレッションプール水温が早くなるなどの影響が考えられるが、逃がし弁流量の感度解析より、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している（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3部 REDY））。 |

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

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

【REDY】

| 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 | ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む） | 給水系モデル | 給水エンタルピー ：モデルの仮定に含まれる。 | 解析コードは保守的なモデルを用いているため、実際の給水エンタルピーの低下は遅く、給水加熱喪失による出力上昇が遅くなり、サブプレッションプール水温の上昇が緩和されることから、運転員等操作に若干の時間余裕が生じる。 | 解析コードは給水エンタルピーに関して保守的な値を用いているため、給水エンタルピーの低下を大きく評価し、燃料被覆管温度、格納容器圧力及びサブプレッションプール水温を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなる。 |
| | | | 高圧炉心スプレイ系流量 ：入力値に含まれる。 | 表 2「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。 | 表 2「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。 |
| | | | サブプレッションプール水温の初期エンタルピー：-104kJ/kg（-25℃） | 初期のサブプレッションプール水温（初期エンタルピー）が低いと、サブプレッションプール水温度高に到達する時間が遅れることが考えられるが、サブプレッションプール水の初期エンタルピーの感度解析より、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認しており、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（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 3 部 REDY））。 | 初期のサブプレッションプール水温（初期エンタルピー）が低いと、格納容器圧力とサブプレッションプール水温に影響を与える可能性があるが、サブプレッションプール水の初期エンタルピーの感度解析より、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している（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 3 部 REDY））。 |
| ほう酸水の拡散 | ほう酸水拡散モデル | 保守的値を使用 | 解析コードはほう酸水の拡散に関して保守的な値を用いているため、臨界未満までの時間を遅く評価し、サブプレッションプール水温及び格納容器圧力を高めに評価する。現実にはこれらのパラメータの上昇が遅れる側であるが、ほう酸水注入開始以降に実施する運転操作である高圧炉心スプレイ系水源切替操作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。 | 解析コードはほう酸水の拡散に関して保守的な値を用いているため、臨界未満までの時間を遅く評価し、サブプレッションプール水温及び格納容器圧力を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなる。 | |
| 格納容器 | サブプレッションプール水冷却 | 格納容器モデル | モデルの仮定に含まれる。 | 表 2「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。 | 表 2「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。 |

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

【SCAT】

| 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 | 出力分布変化 | 出力分布モデル | 入力値に含まれる。解析コードでは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に入力するため、燃料被覆管温度は高く評価される。 | 解析コードでは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に与えるため、燃料被覆管温度は高く評価される可能性がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析コードによる評価結果よりも低くなるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としていないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 解析コードでは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に与えることにより燃料被覆管温度を高く評価することから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなる。 |
| | 燃料棒内温度変化 | 熱伝導モデル 燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル | 入力値に含まれる。解析コードでは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに入力するため、過渡的な遷移沸騰時の燃料被覆管温度は高めに評価されるが有意ではない。 | 解析コードでは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに設定するため、燃料被覆管温度は高く評価される可能性がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析コードによる評価結果よりも低くなるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としていないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 解析コードでは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに設定することにより燃料被覆管温度を高く評価することから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなる。 |
| | 燃料棒表面熱伝達 | 熱伝達モデル リウエットモデル | 解析コードは燃料棒表面熱伝達を概ね保守的に評価する相関式（修正Dougall-Rohsenow 式）を採用したことに加えて輻射熱伝達を無視しているため燃料棒表面の熱伝達係数は概ね小さく評価される。 | 解析コードでは、燃料棒表面熱伝達を概ね保守的に評価する相関式（修正Dougall-Rohsenow 式）を採用し、輻射熱伝達を無視しているため、燃料棒表面の熱伝達係数は概ね小さく評価される。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は解析コードによる評価結果よりも大きめとなり、燃料被覆管温度は解析コードによる評価結果よりも低めとなるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としていないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 解析コードでは、燃料棒表面熱伝達を概ね保守的に評価する相関式の採用及び輻射熱伝達を無視した取扱いにより燃料被覆管温度を概ね高く評価することから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなる。なお、燃料被覆管温度が概ね高く評価されるため、リウエット時刻は遅く評価されるが、更に保守的な取扱いとして、リウエットを考慮しない場合を仮定しても評価項目となるパラメータは評価項目の要件を満足する。 (添付資料2.5.4) |
| | 沸騰遷移 | 沸騰遷移評価モデル | 入力条件に含まれる。解析コードでは沸騰遷移が生じ易い条件として、初期条件を運転制限MCPRとなるバンドル出力及びバンドル流量とし、SLMCPRを基準に沸騰遷移の発生及び沸騰遷移位置を判定するよう設定しているため、燃料被覆管温度は概ね高めに評価される。 | 解析コードでは沸騰遷移が生じ易い条件として、初期条件を運転制限MCPRとなるバンドル出力、バンドル流量とし、SLMCPRを基準に沸騰遷移の発生及び沸騰遷移位置を判定するよう設定しているため、燃料被覆管温度は概ね高めに評価される。このため、実際の燃料被覆管温度は解析コードによる評価結果よりも低くなるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としていないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 解析コードでは沸騰遷移が生じやすい条件設定によって燃料被覆管温度を概ね高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなる。 |
| | 気液熱非平衡 | 熱伝達モデル リウエットモデル | 解析コードでは沸騰遷移後の熱伝達を概ね保守的に評価する相関式（修正Dougall-Rohsenow 式）を適用し、加えて輻射熱伝達を無視しているため、蒸気温度を飽和として熱伝達を取り扱っても燃料被覆管温度は概ね高めに評価される。このため、燃料被覆管温度に対する気液の熱的非平衡の影響を概ね保守的に取り扱っているとしてよい。 | 解析コードでは沸騰遷移後の熱伝達を概ね保守的に評価する相関式（修正Dougall-Rohsenow 式）を適用し、加えて輻射熱伝達を無視しているため、気液の熱的非平衡の影響を概ね保守的に取り扱えることから、燃料被覆管温度は概ね高めに評価される。しかしながら、燃料被覆管温度をパラメータとして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。 | 解析コードでは概ね保守的に評価する相関式（修正Dougall-Rohsenow 式）を適用し、輻射熱伝達を無視することで、気液の熱的非平衡の影響を概ね保守的に取り扱うことができ、燃料被覆管温度を概ね高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなる。 |

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間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，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 | 2, 436MWt | 2, 435MWt 以下 (実績値) | 定格原子炉熱出力として設定 | 最確条件とした場合には最大線出力密度が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、最大線出力密度にて説明する。 | 最確条件とした場合には最大線出力密度緩和される。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、最大線出力密度にて説明する。 |
| | 原子炉圧力 (原子炉圧力容器ドーム部) | 6.93MPa[gage] | 約 6.68 MPa[gage] ～6.87MPa[gage] (実測値) | 定格原子炉圧力として設定 | 最確条件とした場合においても、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与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。 | 最確条件とした場合においても、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響は小さく、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 | 30.3×10 ³ t/h (定格流量の85%) | 定格流量の約87%～104% (実測値) | 原子炉定格出力時の下限流量として設定 | 最確条件とした場合、相対的にボイド率が低くなるため、主蒸気隔離弁の閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が小さくなり、原子炉出力の上昇が緩和されることで事象初期の運転員等操作時間に対する余裕は大きくなるが、事象発生約2秒後に原子炉圧力高信号により再循環ポンプが2台全てトリップするため、この影響は小さく運転員等操作に与える影響は小さい。 | 最確条件とした場合には、相対的にボイド率が低くなるため、主蒸気隔離弁の閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が小さくなり、原子炉出力の上昇が小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなるが、事象発生約2秒後に原子炉圧力高信号により再循環ポンプが2台全てトリップするため、この影響は小さい。 |
| | 主蒸気流量 | 4.735×10 ³ t/h | 3.658×10 ³ t/h ～4.748×10 ³ t/h (実測値) | 定格主蒸気流量として設定 | 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、主蒸気は主蒸気隔離弁により早期に遮断されるため事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 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、主蒸気は主蒸気隔離弁により早期に遮断されるため事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 |
| | 原子炉水位 | 通常運転水位 (セパレータスカート下端から+133cm) | 通常運転水位 (セパレータスカート下端から約+129cm～約+136cm) (実測値) | 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、事象発生約300秒後の原子炉水位の低下量は通常運転水位～約5m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、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。 | 最確条件とした場合には、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、事象発生約300秒後の原子炉水位の低下量は通常運転水位～約5m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。 |
| | 給水温度 | 約216℃ | 約215℃～217℃ (実測値) | 初期温度約216℃から主蒸気隔離弁閉に伴う給水加熱喪失の後、400秒程度で約33℃まで低下し、その後は約33℃一定に設定 | 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給水温度低下量に対して非常に小さい。具体的には、事象発生約400秒後の給水温度の低下量は初期温度～約180℃であるのに対してゆらぎによる温度低下量は～約1℃であり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。 | 最確条件とした場合、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給水温度低下量に対して非常に小さい。具体的には、事象発生約400秒後の給水温度の低下量は初期温度～約180℃であるのに対してゆらぎによる温度低下量は～約1℃であり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 |
| | 燃料及び炉心 | 9×9燃料(A型)(単一炉心) | 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、ともに修正Dougall-Rohsenow式及び相関式2の保守性に概ね包含されることから、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、両型式の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大きくないことから、運転員等操作時間に与える影響は有意とならない(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4部SCAT))。 | 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、ともに炉心動特性及びポストBT挙動の評価特性に主に由来する安全余裕に概ね包含されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は有意とならない(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4部SCAT))。 |
| | 最小限界出力比 | 1.23 | 約1.31以上 (実績値) | 通常運転時の熱的制限値 | 最確条件とした場合、解析条件よりも大きくなるため、燃料被覆管温度の上昇幅等は緩和されるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇幅等は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなる。 |
| 最大線出力密度 | 44.0kW/m | 約42.0kW/m以下 (実績値) | 通常運転の熱的制限値 | 最確条件とした場合、燃料被覆管温度上昇は緩和されるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 最確条件とした場合、燃料被覆管温度上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなる。 | |

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間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、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 | 核データ（動的ボイド係数） | 平衡サイクル末期の値の1.25倍 | — | サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることから、サイクル末期として設定 | 最確条件とした場合、動的ボイド係数の絶対値が小さくなるため燃料被覆管温度上昇は緩和されるが、これによるプラント挙動への影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは、本重要事故シナリオの事象進展に応じて変動し得るが、動的ボイド係数の保守因子の変動に動的ドップラ係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組み合わせとした場合においても、プラント挙動への影響は小さいことを確認している（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3部 REDY））。 | 最確条件とした場合、燃料被覆管温度上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは、本重要事故シナリオの事象進展に応じて変動し得るが、動的ボイド係数の保守因子の変動に動的ドップラ係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組み合わせと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とを確認している（「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」）。 |
| | 核データ（動的ドップラ係数） | 平衡サイクル末期の値の0.9倍 | — | 最確条件とした場合、動的ドップラ係数の絶対値が大きくなるため燃料被覆管温度上昇は緩和されるが、これによるプラント挙動への影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ドップラ係数の保守因子に関しては、核データ（動的ボイド係数）に記載のとおりプラント挙動への影響は小さいことを確認している（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3部 REDY））。 | 最確条件とした場合、燃料被覆管温度上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ドップラ係数の保守因子に関しては、核データ（動的ボイド係数）に記載のとおり評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している（「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」）。 | |
| | 格納容器容積（ドライウエル） | 7,950m ³ | 7,950m ³ （設計値） | 格納容器の設計値として設定 | 解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 |
| | 格納容器容積（サブプレッションチェンバ） | 7,950m ³ | 7,950m ³ （設計値） | 格納容器の設計値として設定 | 解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 |
| | サブプレッションプール水量 | 2,800m ³ | 約2,840m ³ ～2,870m ³ （実測値） | 通常運転時のサブプレッションプール水量の下限値を設定 | 最確条件とした場合、解析条件よりも水量が大きくなるため、サブプレッションプール水温度高に到達する時間が遅れることが考えられるが、熱容量の増分は僅かであり、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、解析条件よりも水量が大きくなるため、格納容器の熱容量は大きくなり除熱が必要となるまでの時間が長くなるが、熱容量の増分は僅かであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 |
| | サブプレッションプール水温 | 32℃ | 約27～32℃（実測値） | 通常運転時のサブプレッションプール水温の上限値を設定 | 最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなるため、サブプレッションプール水温度高に到達する時間が遅れることが考えられるが、事象初期の温度上昇に対してその影響は僅かであり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。 | 最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器の熱容量は大きくなり除熱が必要となるまでの時間が長くなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 原子炉への ECCS による注水に伴う反応度印加の観点では、最確条件の方がサブプレッションプール水温は低いいため、解析条件よりも高い反応度を印加することとなるが、最確条件と解析条件の差は僅かであり、原子炉への注水流量の観点では給水系が支配的であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 |
| | 格納容器圧力 | 5.0kPa[gage] | 約2.1kPa[gage]～6.9kPa[gage]（実測値） | 通常運転時の格納容器圧力の実績を踏まえて設定 | 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うるが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、格納容器圧力は事象発生約40分後に最大値の約0.21MPa[gage]に到達するが、この最大値と比べてゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。 | 最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、格納容器圧力は事象発生約40分後に最大値の約0.21MPa[gage]に到達するが、この最大値と比べてゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 |
| | 外部水源の温度 | 40℃ | 約20℃～40℃（実測値） | 復水貯蔵タンク水温の実績を踏まえて設定 | 最確条件とした場合、解析条件よりも水温が低くなるため、事象進展に影響を与えることが考えられるが、その影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。 | 最確条件とした場合、解析条件よりも水温が低くなるため、事象進展に影響を与えることが考えられるが、その影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料 2.5.6) |
| | 外部水源の容量 | 約1,192m ³ | 約1,192m ³ 以上 | 通常運転中の復水貯蔵タンクの水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定 | 最確条件とした場合は、解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなり、水源が枯渇することはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 | — |

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

| 項目 | 解析条件（初期条件、事故条件、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 | 主蒸気隔離弁の全弁誤閉止 | — | 炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定 | — | |
| | 安全機能等の喪失に対する仮定 | 原子炉停止機能喪失、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の喪失 | — | バックアップを含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定 | | |
| | 評価対象とする炉心の状態 | 平衡炉心のサイクル末期 | — | サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることを考慮して設定 (添付資料2.5.1) | | |
| | 外部電源 | 外部電源あり | — | 外部電源がある場合、事象発生と同時に給復水及び再循環ポンプがトリップせず、原子炉出力が高く維持されることから、燃料被覆管温度、格納容器圧力、サブプレッションプール水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定 外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が供給されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。 | | 仮に事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合は、外部電源喪失と同時に再循環ポンプがトリップし、電動機駆動原子炉給水ポンプによる原子炉への給水も行われず、原子炉出力が低くなるため、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕が評価結果より大きくなる。 (添付資料2.5.5) |
| 機器条件 | 主蒸気隔離弁の閉止に要する時間 | 3秒 | 3秒以上5秒以下 | 設計値のうち下限（最も短い時間）として設定 | 最確条件で設定している主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなり、原子炉出力の上昇が緩和されることで事象初期の運転員等操作時間に対する余裕は大きくなるが、事象発生約2秒後に原子炉圧力高信号により再循環ポンプが2台全てトリップするため、この影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。 | 解析条件で設定している主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなり、初期の原子炉出力上昇が小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなるが、事象発生約2秒後に原子炉圧力高信号により再循環ポンプが2台全てトリップするため、この影響は小さい。 |
| | 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 | 再循環ポンプが、原子炉圧力高(7.35MPa[gage])（遅れ時間0.3秒）で2台全てトリップ | 再循環ポンプが、原子炉圧力高(7.35MPa[gage])（遅れ時間0.3秒）で2台全てトリップ | 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の設計値として設定 | 解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 |
| | 電動機駆動原子炉給水ポンプ | 主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動原子炉給水ポンプがトリップした後、電動機駆動原子炉給水ポンプにより給水を継続するものとする。復水器ホットウェルの水位低下により電動機駆動原子炉給水ポンプがトリップ | 主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動原子炉給水ポンプがトリップした後、電動機駆動原子炉給水ポンプにより給水を継続するものとする。復水器ホットウェルの水位低下により電動機駆動原子炉給水ポンプがトリップ | 給水を継続するほうが、出力上昇が大きくなり、評価を厳しくすることから電動機駆動原子炉給水ポンプにより給水が継続するものとして設定。また、トリップ機能の設計値で停止するものとして設定 | 解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 |
| | 原子炉隔離時冷却系 | 原子炉水位低（レベル2）にて自動起動 注水遅れ：起動信号後30秒 注水流量：90.8m ³ /h（ポンプ1台当たり、原子炉圧力7.86～1.04MPa[gage]において） | 原子炉水位低（レベル2）にて自動起動 注水遅れ：起動信号後30秒 注水流量：90.8m ³ /h（ポンプ1台当たり、原子炉圧力7.86～1.04MPa[gage]において） | 原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 | 解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 |
| | 高圧炉心スプレイス | 原子炉水位低（レベル2）又はドライウエル圧力高（13.7kPa[gage]）にて自動起動 注水遅れ：起動信号後14秒 注水流量：0～1,190m ³ /h（ポンプ1台当たり、9.07～0.00MPa[dif]において） | 原子炉水位低（レベル2）又はドライウエル圧力高（13.7kPa[gage]）にて自動起動 注水遅れ：起動信号後14秒 注水流量：0～1,190m ³ /h（ポンプ1台当たり、9.07～0.00MPa[dif]において） | 炉心に冷水が大量に注水され、原子炉水位が高めに維持される方が原子炉出力の観点で厳しい設定となることから、ポンプの性能特性を考慮した大きめの注水流量特性を設定 | 解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。 |
| | 逃がし安全弁 | 逃がし弁機能 7.37～7.58MPa[gage] 356～367t/h/個 | 逃がし弁機能 7.37～7.58MPa[gage] 356～367t/h/個 | 逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定 | 解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 |

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

| 項目 | 解析条件（初期条件，事故条件，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 | 制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能 | 中性子束高（10%以上）及び原子炉水位低（レベル2）にて作動 | 中性子束高（10%以上）及び原子炉水位低（レベル2）にて作動 | 制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能の設計値として設定 | 解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。 |
| | ほう酸水注入系 | 流量 ：163 リットル/分 ほう酸濃度 ：10.3wt% | 流量 ：163 リットル/分 ほう酸濃度 ：12.1wt% ～13.4wt% | 注入流量は，ほう酸水注入系の設計値として設定 ほう酸濃度は，単位時間当たり投入される負の反応度が小さくなるよう，ほう酸水注入系貯蔵タンクの液位が高液位である場合の濃度を設定 | 最確条件とした場合，解析条件よりもほう酸濃度が高くなるため，臨界未済までの時間が短くなるが，その影響は小さく，運転員等操作時間に与える影響は小さい。 |
| | 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード） | 熱交換器 1 基当たり約 25MW（サブプレッションプール水温 97℃，海水温度 26℃において） | 熱交換器 1 基当たり約 25MW（サブプレッションプール水温 97℃，海水温度 26℃において） | 残留熱除去系の設計値として設定 | 解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。 |

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

| 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 |
|------|-------------------------------|-----------------------------------|---|---|---|---|--|
| | 解析上の操作開始時間 | | | | | | |
| | 解析上の操作開始時間 | 条件設定の考え方 | | | | | |
| 操作条件 | ほう酸水注入系の起動操作 | 原子炉スクラムの失敗を確認した後から10分後（事象発生約11分後） | 原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として10分を考慮して設定 | <p>【認知】 原子炉スクラムが成功しているかは、スクラム警報の発生の有無、制御棒の挿入状態、中性子束の減少により確認するが、これらは中央制御室の制御盤で容易に確認することができる。制御棒の挿入状態は「全制御棒全挿入」表示によって確認可能であり、中性子束の減少は、原子炉スクラムが成功していれば平均出力領域モニタの指示が急激に低下するため容易に確認することができる。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 ほう酸水注入系起動操作は制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【他の並列操作有無】 原子炉停止機能喪失の初期は、制御棒の挿入操作、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）運転操作及び高圧炉心スプレイ系水源切替操作が並行して行われているが、運転員の並列操作の中でもほう酸水注入系の起動操作は、優先して行う手順となっているため操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室内の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p> | <p>実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早くなる可能性があり、格納容器圧力及びサブプレッションプール水温は解析結果よりも低くな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が大きくなる。</p> <p>なお、燃料被覆管温度は、ほう酸水注入系操作開始前に最大となることから影響はない。</p> | ほう酸水注入系の起動操作は、操作開始時間が遅れた場合には臨界未到達タイミングが遅れることで格納容器圧力及びサブプレッションプール水温の上昇が大きくなる。操作開始時間が10分程度遅れる場合においても、格納容器圧力及びサブプレッションプール水温の最高値はそれぞれ約0.21MPa [gage]、約116℃から上昇するが、これらのパラメータの上昇は緩やかであるため、格納容器の限界圧力0.854MPa [gage]及び限界温度200℃に対して十分な余裕があることから時間余裕がある。（添付資料2.5.8） | 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、原子炉スクラム失敗の確認から約2分でほう酸水注入系運転を開始。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。 |
| | 高圧炉心スプレイ系水源切替操作 | 事象発生15分後（サブプレッションプール水温100℃到達前） | サブプレッションプール水温80℃到達から運転員の操作余裕として約6分を考慮して設定 | <p>【認知】 高圧炉心スプレイ系水源切替操作は、解析上サブプレッションプール水温100℃到達前としているが、実際にはサブプレッションプール水温80℃到達を確認し、高圧炉心スプレイ系水源切替操作の必要性を判断することから操作開始時間は早まる可能性がある。</p> <p>【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 高圧炉心スプレイ系水源切替操作は、制御盤の操作スイッチによる操作のため、簡易な操作である。操作スイッチ1個の操作による電動弁2個の動作が必要ではあるが、サブプレッションプール水温上昇に対して操作所要時間は十分に短い。</p> <p>【他の並列操作有無】 原子炉停止機能喪失の初期は、ほう酸水注入系の起動操作、制御棒の挿入操作及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）運転操作が並行して行われており、ほう酸水注入系の起動操作を行う運転員と同じ運転員が対応することから操作開始時間は変動し得るが、並列操作を考慮した操作開始時間を設定しているため、解析上の想定よりも大幅な遅れが生じることは考えにくい。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室内の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p> | <p>実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早くなる可能性があるが、注水温度が格納容器圧力及びサブプレッションプール水温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。</p> <p>なお、高圧炉心スプレイ系の水源切替操作は燃料被覆管温度（セカンドピーク）が発生した以降の操作であることから、燃料被覆管温度に影響はない。</p> | 高圧炉心スプレイ系水源切替操作は、サブプレッションプール水温が80℃に到達した時点から約6分後に操作を開始した場合でも、評価項目となるパラメータの要件を満足することから、6分程度の時間余裕がある。 | 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（模擬操作含む）を取得。訓練では、条件成立を前提として、約2分で高圧炉心スプレイ系水源切替操作を完了。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。 |
| | 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）運転操作 | 事象発生20分後（切替操作開始は、事象発生10分後） | 状況の確認及び操作に要する時間を考慮して設定 | <p>【認知】 原子炉停止機能喪失時に原子炉出力が高く、かつ原子炉が隔離状態にある場合は、サブプレッションプール水温の上昇は重要な監視パラメータであり、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）切替操作は制御盤の操作スイッチによる操作であり、2系列の残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）切替操作の操作所要時間に10分間を想定している。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【他の並列操作有無】 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）切替操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室内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>サブプレッションプール水温の上昇に伴い警報が発報し、また、中央制御室内での簡易なスイッチ操作であることから、操作が遅れる可能性は低く、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、操作手順に変わりなく、パラメータを起点としていない操作であることから、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影響はない。また、当該操作は、中央制御室で行う操作であり、他の操作と重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> | <p>実態の操作開始時間は解析上の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。仮に操作が遅れた場合、格納容器除熱の開始が遅れることで、事象進展に影響を与えることが考えられるが、その影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>（添付資料2.5.7）</p> | 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプール水冷却操作については、操作が遅れた場合にはサブプレッションプール水温の上昇が大きくなる。操作開始時間が遅れる場合においても、サブプレッションプール水温の最高値は約116℃から上昇するが、サブプレッションプール水温の上昇は緩やかであるため、限界温度200℃に対して十分な余裕があることから時間余裕がある。 |

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

1. リウエットの考慮と燃料被覆管温度への影響

有効性評価では、炉心の著しい損傷を防止する対策の有効性を確認するための評価項目として、「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。」が挙げられており、その要件として、「燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。」及び「燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。」（以下「炉心冷却の要件」という。）が定められている。

原子炉停止機能喪失の有効性評価における燃料被覆管温度の上昇は、原子炉圧力の上昇や、原子炉圧力容器へのサブクールの大きな冷却材の注入等、反応度投入に伴う出力上昇により、燃料被覆管表面での沸騰遷移（ドライアウト）が生じる状況下で確認される。

ドライアウトに至り、急激に上昇した燃料被覆管温度は、再び冷却材によって冷却されることで急激に低下するが、燃料被覆管温度が上昇している途中で冷却材によって冷却される場合、冷却に転じる時点の燃料被覆管温度はリウエットのモデルの影響を大きく受けることとなる。

原子炉停止機能喪失の有効性評価では、リウエット評価に日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003」における相関式2を用いている。原子炉停止機能喪失の有効性評価では、主蒸気隔離弁閉止による原子炉出力上昇に伴いドライアウトが生じ、再循環ポンプトリップに伴う原子炉出力低下によってリウエットする状況（ファーストピーク）と、給水加熱喪失による出力上昇に伴いドライアウトが生じ、給水流量喪失に伴う原子炉出力低下によってリウエットする状況（セカンドピーク）が確認される。また、セカンドピークでは、逃がし安全弁開閉による出力変動によりドライアウトとリウエットを繰り返す挙動を示している。

ファーストピークの範囲では、原子炉出力の低下に合わせて燃料被覆管温度が緩やかな上昇を示した以降にリウエットして冷却されることから、相関式2によるリウエット時刻の予測が及ぼす影響は大きくないことが確認できる。一方、セカンドピークの範囲におけるドライアウトとリウエットを繰り返す挙動では、燃料被覆管温度は急激な上昇過程でリウエットして冷却されることから、セカンドピークの範囲における相関式2によるリウエット時刻の予測が及ぼす影響を確認しておくことは重要と考えられる。

このため、セカンドピークの範囲となる給水加熱喪失により出力が増加する以降でリウエットを考慮しない条件で燃料被覆管温度を評価し、その最高温度を確認した。

2. 評価条件

給水加熱喪失により出力が増加する以降でリウエットを考慮しない場合について評価した。その他の条件については、今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）と同等である。

3. 評価結果

リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度の評価結果を図1に、ベースケースの燃料被覆管温度の評価結果を図2に示す。また、評価結果のまとめを表1に示す。

リウエットを考慮しない場合、給水加熱喪失時では、リウエットに伴う燃料被覆管温度の低下が生じることなく、燃料被覆管温度は高い状態が継続するため、燃料被覆管温度（セカンドピーク）の値はベースケースより大きくなる。その後、原子炉水位低下に伴う自然循環力低下で炉心流量が減少し出力低下することで、燃料被覆管温度は低下する。

燃料被覆管温度（セカンドピーク）は、リウエットを考慮しないことにより、ベースケースと比べて約30℃高い値になるが、燃料被覆管温度（ファーストピーク）より低いため、燃料被覆管の最高温度はベースケースと変わらず炉心冷却の要件の1つである1,200℃を下回る。また、燃料被覆管の酸化量も、ベースケースと変わらず、炉心冷却の要件の1つである15%を下回る。

以上の結果より、リウエットを考慮しない場合について、原子炉停止機能喪失事象への炉心損傷防止対策の有効性を評価しても炉心冷却の要件を満足することを確認した。したがって、リウエットのモデルの精度に係らず、有効性評価「原子炉停止機能喪失」において炉心冷却の要件を満足することが可能である。

表1 解析結果

| 項目 | 感度解析 (リウエット 考慮なし) | ベースケース (相関式2) | 評価項目 |
|----------------------------|--------------------------------------|--------------------------------------|-----------------------------------|
| 燃料被覆管最高温度 (°C) ファーストピーク | 約 961 (14 ノード) | 約 961 (14 ノード) | 1,200°C以下 |
| 燃料被覆管最高温度 (°C) セカンドピーク | 約 848 (17 ノード) | 約 818 (18 ノード) | 1,200°C以下 |
| 燃料被覆管の酸化量 (%) | 酸化反応が著 しくなる前の 燃料被覆管厚 さの1%以下 | 酸化反応が著 しくなる前の 燃料被覆管厚 さの1%以下 | 酸化反応が著しく なる前の燃料被覆 管厚さの15%以下 |

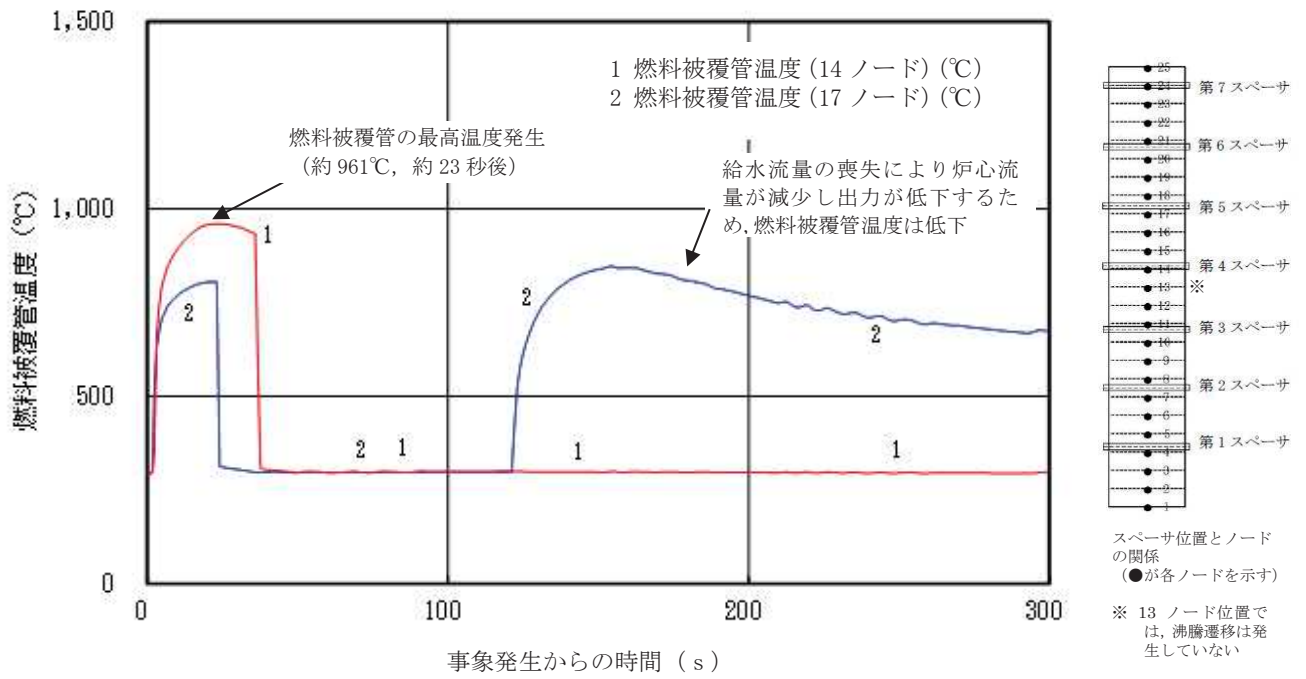


図1 燃料被覆管温度の推移 (リウエット考慮せず)

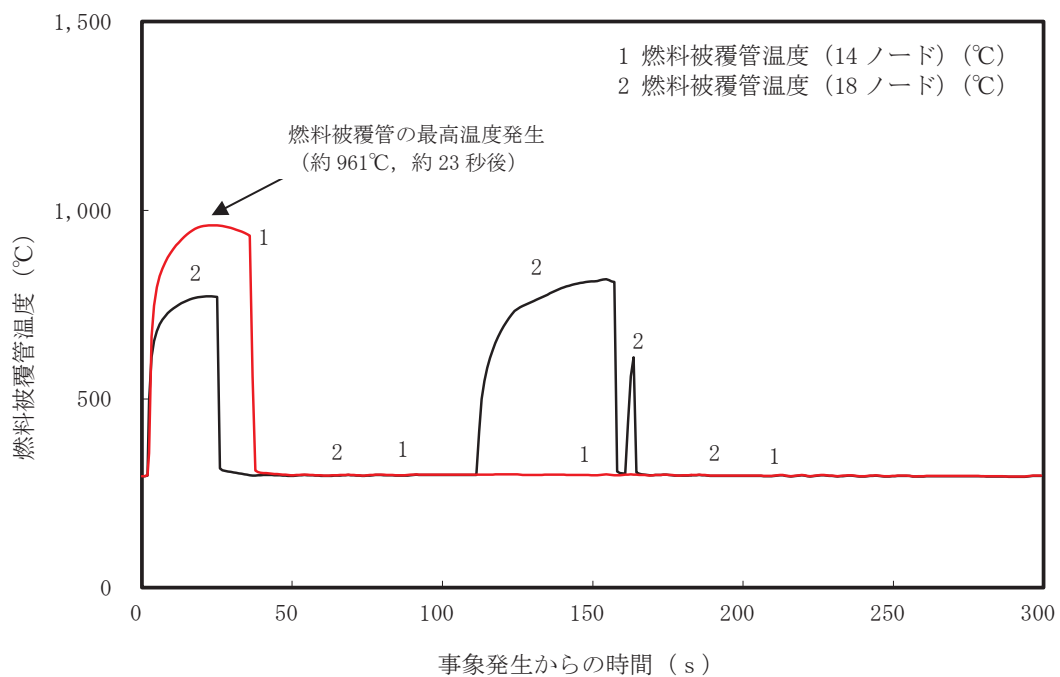


図2 燃料被覆管温度の推移 (ベースケース)

外部電源喪失を想定した場合の感度解析

有効性評価「原子炉停止機能喪失」では、給水を継続するほうが、出力上昇が大きくなるため、外部電源は喪失しない条件としている。

この条件設定の選択が結果に及ぼす影響を定量的に把握するために、事象発生時点で外部電源が喪失した場合の解析評価を行った。

解析条件は、以下の変更以外、今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）と同等である。

- (1) 事象発生直後に再循環ポンプがトリップする。
- (2) 事象発生直後にタービン駆動原子炉給水ポンプがトリップし、後備の電動機駆動原子炉給水ポンプは起動しない。
- (3) 高圧炉心スプレイ系は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の起動を考慮した注水遅れを適用する。

解析結果を表 1 及び図 1 から図 6 に示すが、外部電源がある方が結果は厳しくなる。

表 1 解析結果

| 項目 | 感度解析 (外部電源 なし) | ベースケース (外部電源 あり) | 評価項目 |
|-------------------------------------|--|--|--|
| 原子炉冷却材圧力バウンダリ にかかる圧力 (MPa[gage]) | 約 8.50 | 約 9.42 | 10.34 MPa[gage] (最高使用圧力の 1.2 倍) を下回る |
| 格納容器圧力 (MPa[gage]) | 約 0.15 | 約 0.21 | 0.854 MPa[gage] (限界圧力) を下回 る |
| サプレッションプール水温 (°C) | 約 102 | 約 116 | 200°C (限界温度) を下回る |
| 燃料被覆管最高温度 (°C) | 約 730 (18 ノー ド) | 約 961 (14 ノー ド) | 1,200°C 以下 |
| 燃料被覆管の酸化量 (%) | 酸化反応が著 しくなる前の 燃料被覆管厚 さの 1% 以下 | 酸化反応が著 しくなる前の 燃料被覆管厚 さの 1% 以下 | 酸化反応が著しく なる前の燃料被覆 管厚さの 15% 以下 |

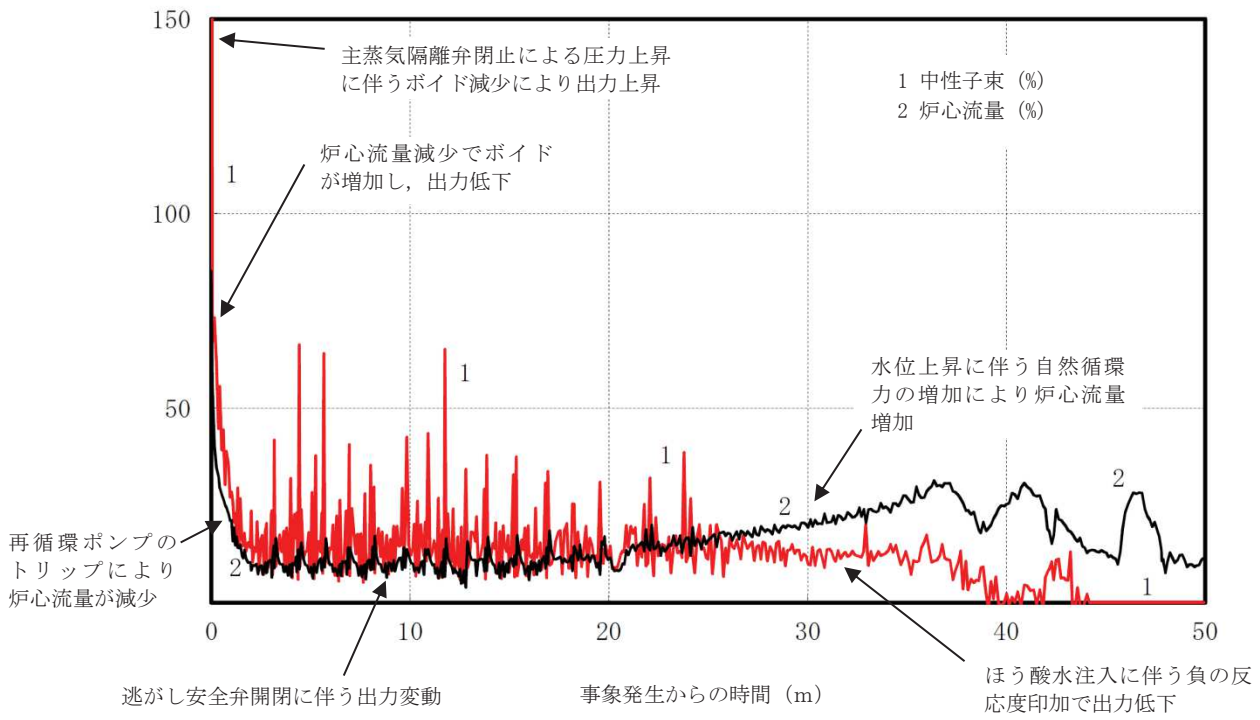


図1 中性子束及び炉心流量の推移

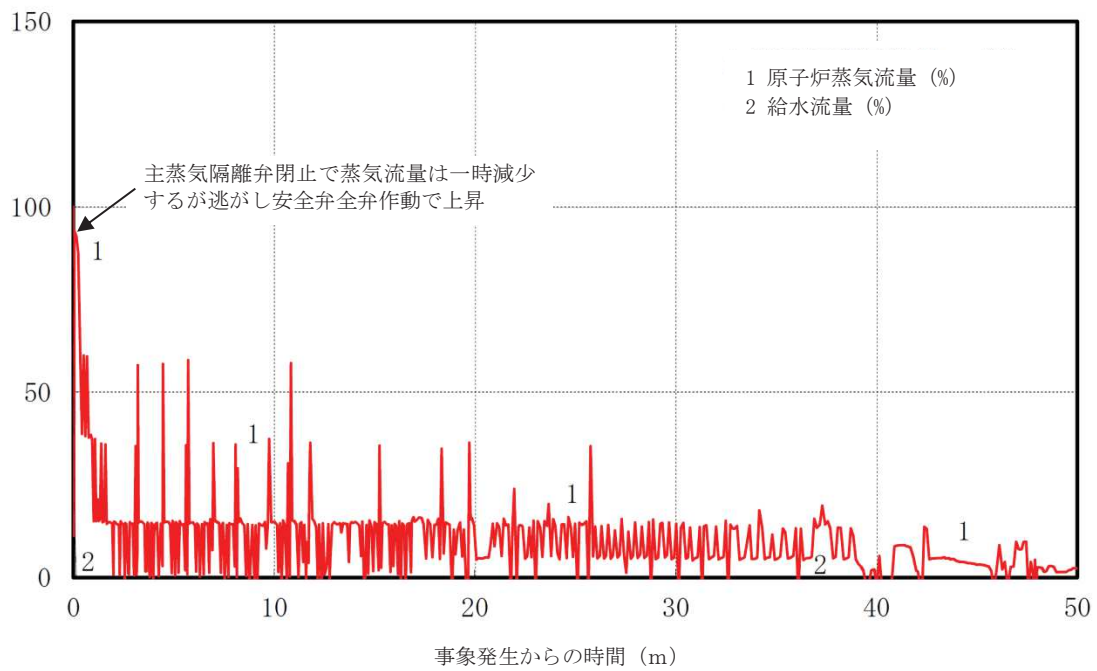


図2 原子炉蒸気流量及び給水流量の推移

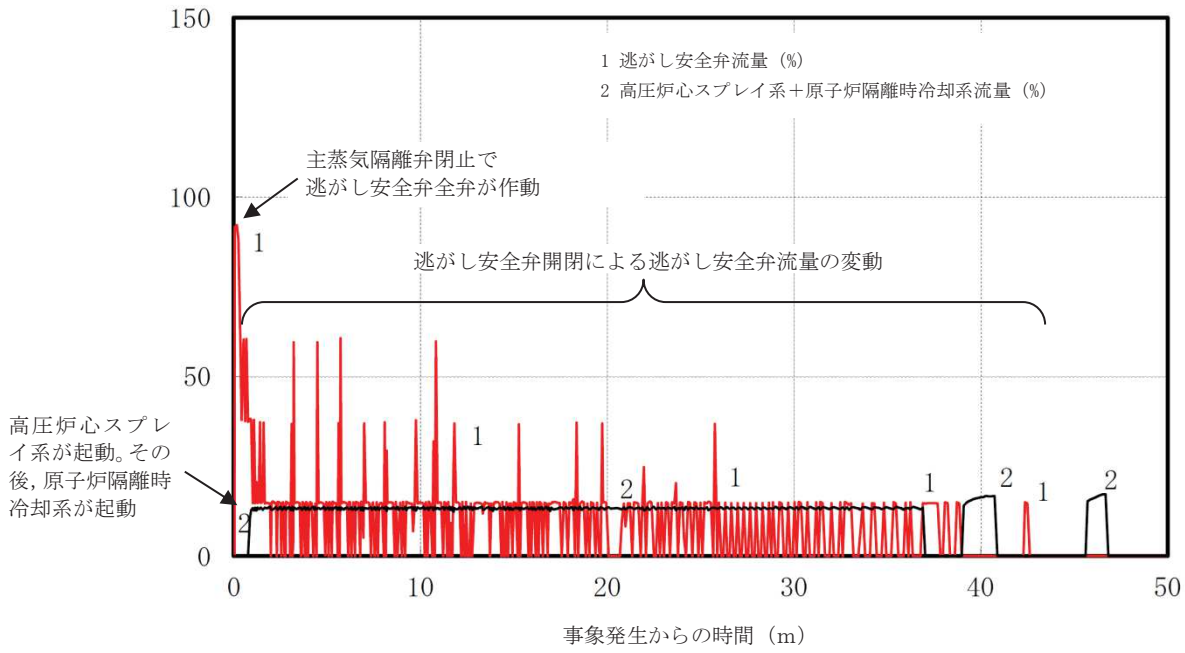


図3 逃がし安全弁流量及び高圧炉心スプレイ系+原子炉隔離時冷却系流量の推移

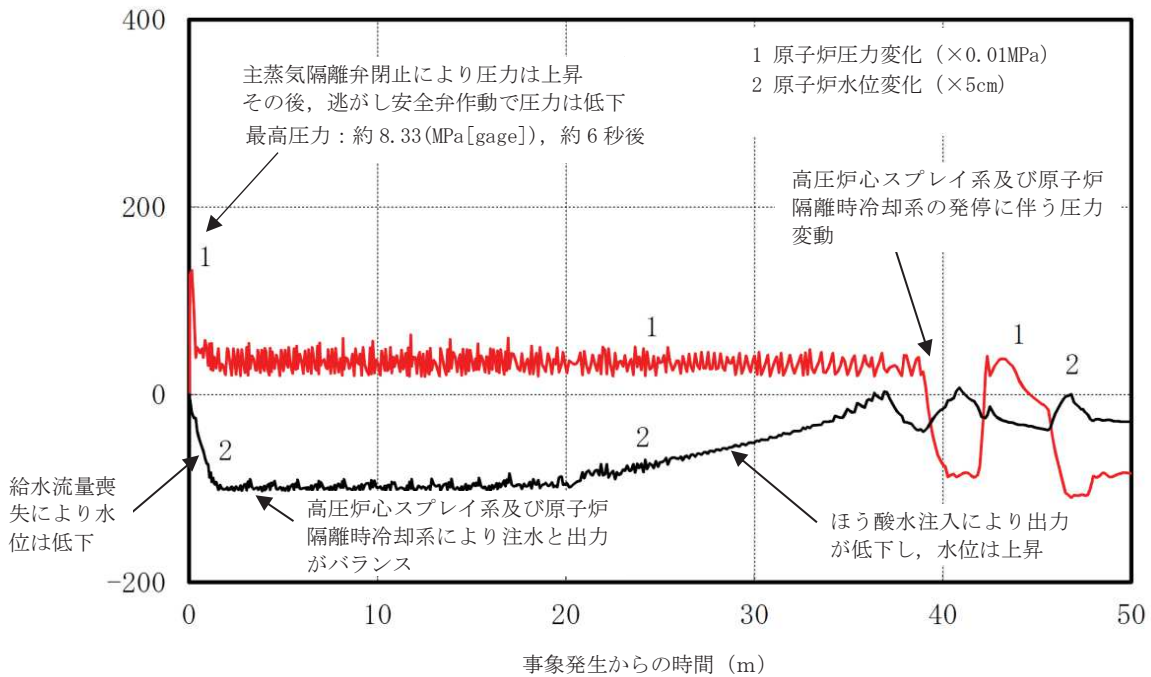


図4 原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド外）の推移

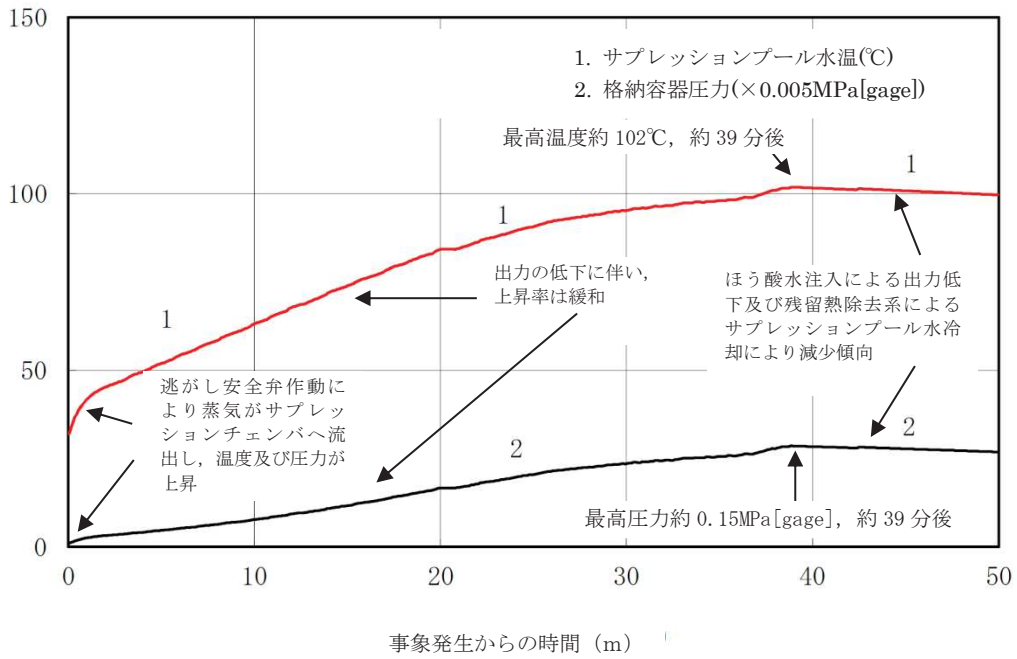


図5 サプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移

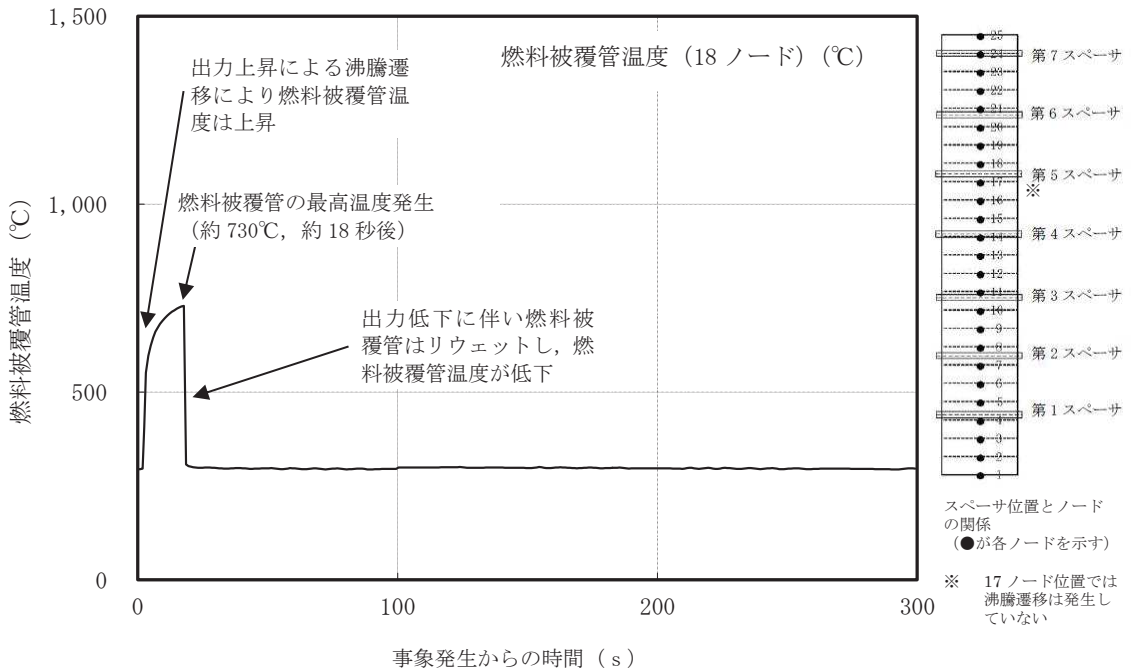


図6 燃料被覆管温度の推移

注水温度に関する感度解析

有効性評価「原子炉停止機能喪失」では、水源を復水貯蔵タンクとしている際の注水温度は、復水貯蔵タンク温度として40°Cを設定している。

復水貯蔵タンクからの注水温度の影響を確認するため、40°Cより低温側での解析評価を行った。復水貯蔵タンクは、水温が15°Cになると補助ボイラの蒸気により加熱する管理としているが、表1に示すとおり、解析条件として設計上の最低使用温度である10°Cを注水温度とした。なお、注水温度以外の解析条件は今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）と同等である。

解析結果を表2及び図1から図6に示す。事象初期のドライウェル圧力高で高圧炉心スプレイ系が起動注水されるまではベースケースと変わらない。したがって、事象初期の出力上昇時にピーク値となる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力及び燃料被覆管温度（ファーストピーク）の値はベースケースと変わらない。

給水加熱喪失時に発生する被覆管温度（セカンドピーク）は、ベースケースに比べ低い値となる。復水貯蔵タンク水温10°Cの場合は、注入直後の蒸気凝縮効果が大きく働き、一時的に原子炉は減圧する。これにより、ダウンコマ上部の飽和水が減圧沸騰して、水位が上昇するため、給水流量が絞り込まれて炉心入口サブクーリングが小さくなる。その結果、中性子束が減少（表面熱流束も小さい）し、被覆管温度が低くなる。

また、格納容器圧力及びサプレッションプール水温についても、ベースケースより僅かに低い結果である。

以上のとおり、注水温度の影響は小さいことを確認した。

表1 解析条件

| 解析条件 | 感度解析 | ベースケース |
|---------------------------|------|--------|
| 注水温度 (°C) (水源：復水貯蔵タンク) | 10 | 40 |

表2 解析結果

| 項目 | 感度解析 (注水温度 10°C) | ベースケース (注水温度 40°C) | 評価項目 |
|---------------------------------|--------------------------|--------------------------|------------------------------------|
| 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (MPa[gage]) | 約 9.42 | 約 9.42 | 10.34 MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍) を下回る |
| 格納容器圧力 (MPa[gage]) | 約 0.21 | 約 0.21 | 0.854 MPa[gage] (限界圧力) を下回る |
| サプレッションプール水温 (°C) | 約 116 | 約 116 | 200°C (限界温度) を下回る |
| 燃料被覆管最高温度 (°C) ファーストピーク | 約 961 (14 ノード) | 約 961 (14 ノード) | 1,200°C以下 |
| 燃料被覆管最高温度 (°C) セカンドピーク | 約 759 (19 ノード) | 約 818 (18 ノード) | 1,200°C以下 |
| 燃料被覆管の酸化量 (%) | 酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下 | 酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下 | 酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下 |

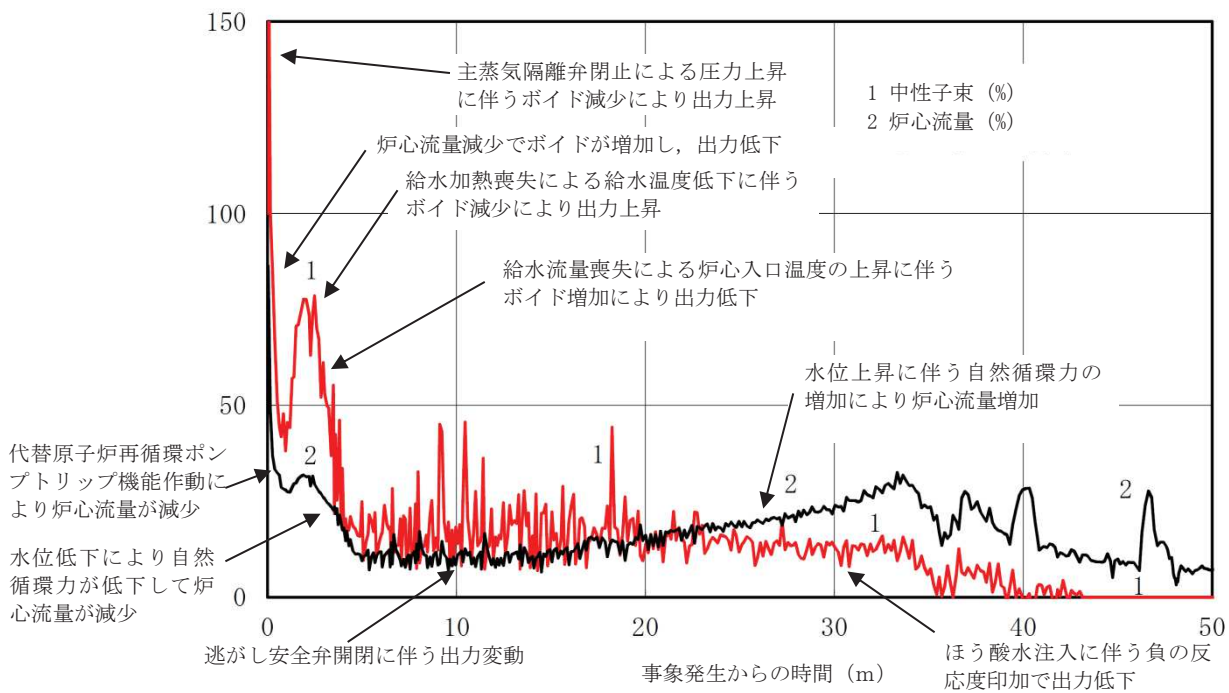


図1 中性子束及び炉心流量の推移

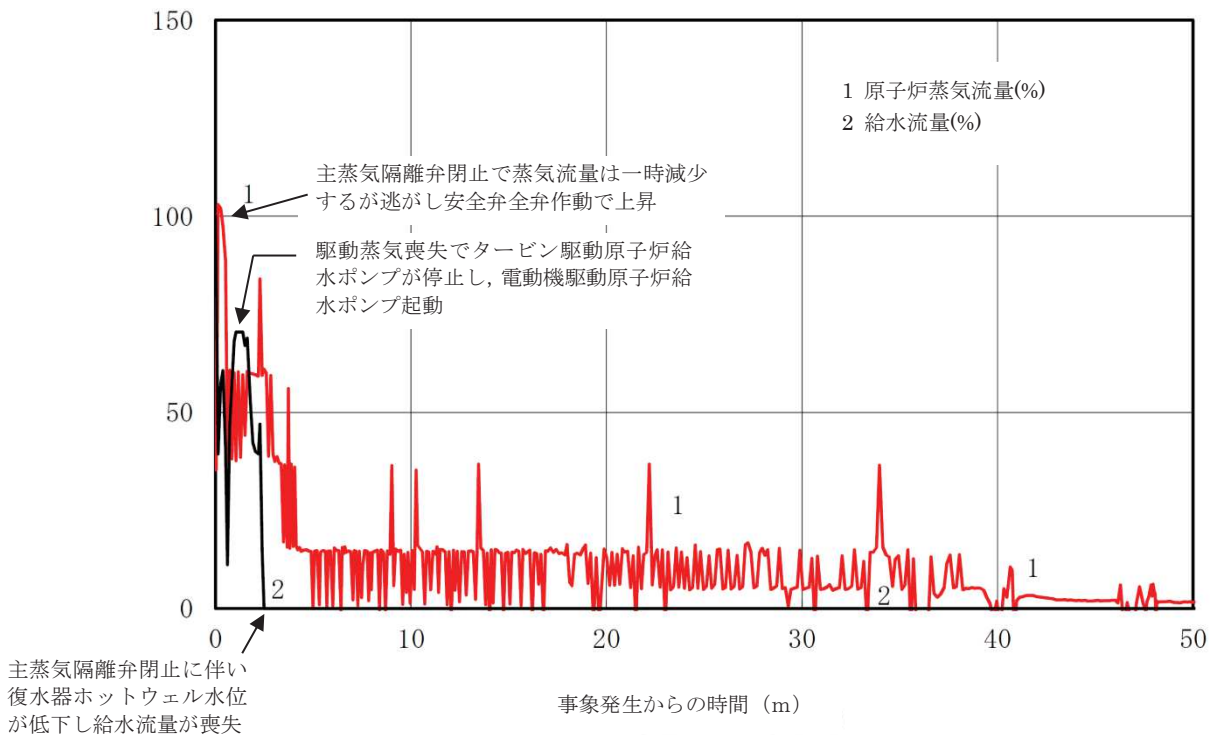


図2 原子炉蒸気流量及び給水流量の推移

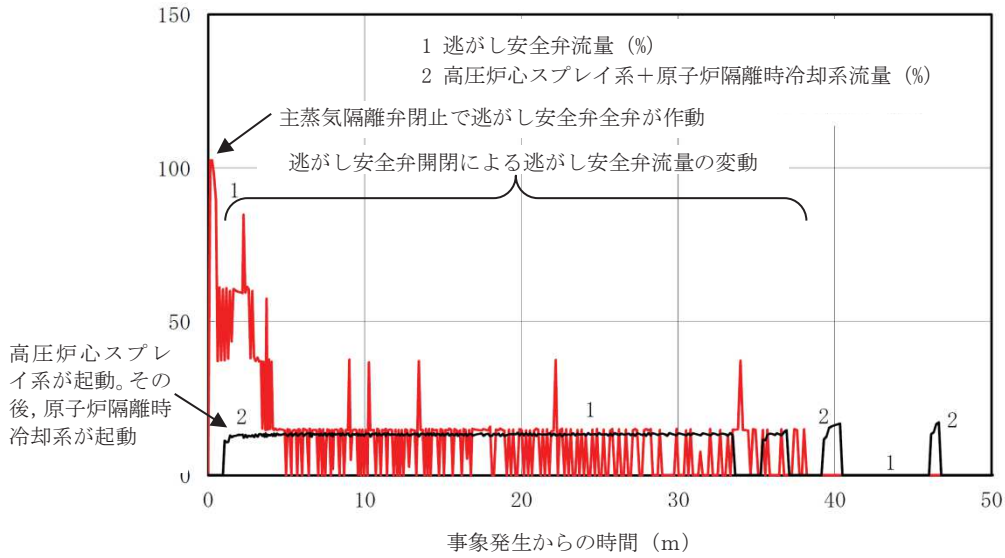


図3 逃がし安全弁流量及び高圧炉心スプレイ系+原子炉隔離時冷却系流量の推移

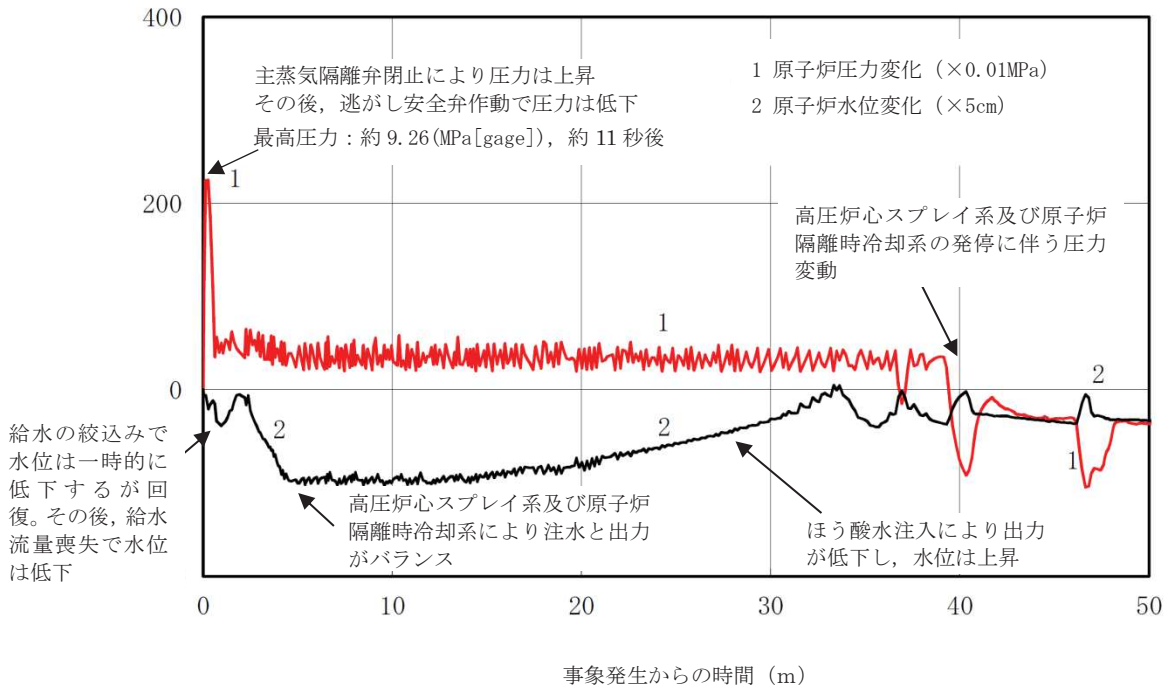


図4 原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド外）の推移

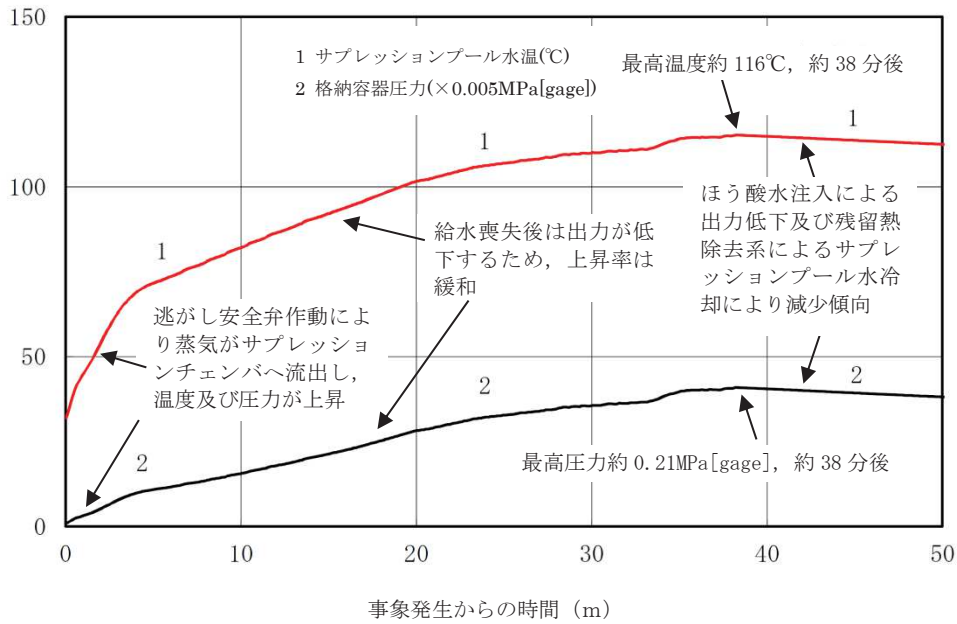


図5 サプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移

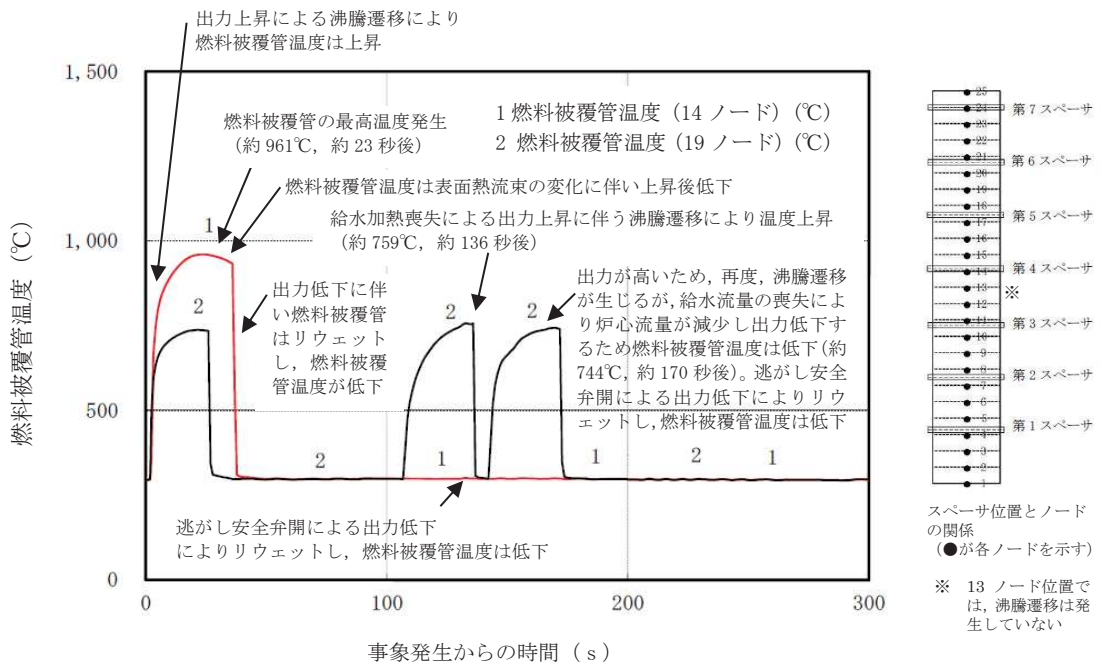


図6 燃料被覆管温度の推移

格納容器除熱に関する感度解析

有効性評価「原子炉停止機能喪失」では、格納容器の徐熱開始を事象発生20分後からとしている。

仮に、格納容器の徐熱開始が遅れた場合、格納容器圧力及びサブプレッションプール水温に影響を与えることが考えられることから、表1に示すとおり、保守的な取扱いとして格納容器の除熱を考慮しないことを仮定した評価を行った。評価にあたっては、事象発生から50分までの期間を評価期間とし、格納容器除熱の有無以外の解析条件については、今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）と同等である。

解析結果を表2及び図1に示す。ベースケースにおいて格納容器の除熱が開始される事象発生20分後までは、感度解析の結果はベースケースと変わらない。したがって、事象初期の出力上昇時にピーク値となる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、燃料被覆管の最高温度及び燃料被覆管の酸化量はベースケースと変わらない。

事象発生20分後以降については、格納容器の除熱を行わないことにより、ベースケースと比べて、格納容器圧力及びサブプレッションプール水温はベースケースに比べ高い値となるが、その差は僅かである。また、サブプレッションプール水温のベースケースとの差は僅かであることから、格納容器の除熱が、高圧炉心スプレイ系の水源のサブプレッションプール側への切り替えに与える影響は小さい。このため、高圧炉心スプレイ系の水源のサブプレッションプール側への切り替えは、ベースケースと同様に、事象発生1日後までに実施することが可能である。

以上のとおり、事象発生から50分までの範囲において、格納容器除熱による影響は小さいことを確認した。

表1 解析条件

| 解析条件 | 感度解析 | ベースケース |
|---------|------|--------|
| 格納容器の除熱 | なし | あり |

表2 解析結果

| 項目 | 感度解析 (格納容器除熱なし) | ベースケース (格納容器除熱あり) | 評価項目 |
|--------------------|--------------------|----------------------|------------------------------------|
| 格納容器圧力(MPa[gage]) | 約 0.24 | 約 0.21 | 0.854 MPa[gage] (限界圧力) を 下回る |
| サブプレッションプール水温 (°C) | 約 121 | 約 116 | 200°C (限界温度) を下回る |

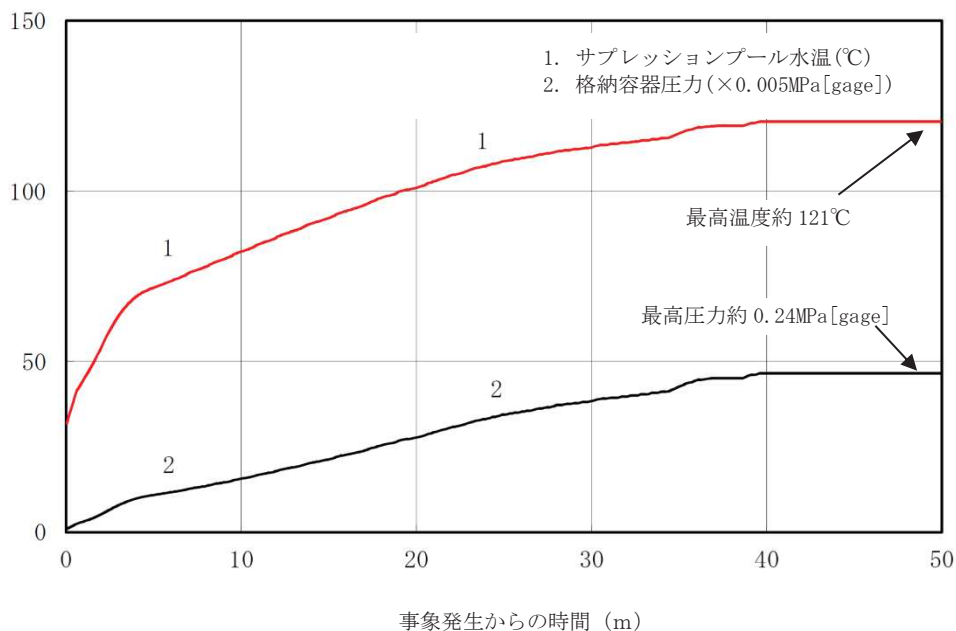


図1 サブプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移

SLC 起動を手動起動としていることについての整理

1. SLC 起動を自動化する場合と手動起動とする場合の効果の違いに関する整理

原子炉停止機能喪失事象発生時の操作は、非常時操作手順書（徴候ベース）に規定されており、原子炉スクラムの失敗確認、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能作動確認、解析上考慮しない自動減圧系作動阻止機能の手動操作後に速やかにほう酸水注入系（以下「SLC」という。）起動、原子炉水位低下操作、制御棒手動挿入により反応度を抑制する（同時に実行できない場合は上記の順番で操作する）。

SLCについては、有効性評価「原子炉停止機能喪失」においてその反応度抑制効果を確認しているが、図1に示すとおり、SLC注入から臨界未満に到達するまで約35分の時間を要し、その効果はゆっくりとしたものであり、事象初期の急激な出力変動に対応できるものではない。このことを踏まえると仮に自動起動によって速やかに起動しても、運転員によって手動起動しても、事象初期の急激な出力変動に対応できるものではなく、その効果に大きな違いはない。また、手順書上は原子炉停止機能喪失事象への対応の中で最も優先度の高い操作と位置づけており、訓練においてもSLC起動の判断基準到達から約2分での操作実施を確認していることから、運転員の操作についても大きな遅れを伴うものではない。

また、早く出力を抑制することにより、サブプレッションプールへの蒸気の流入量を低減し、サブプレッションプールの温度上昇を抑制する効果に期待できるが、SLC起動操作に10分の操作余裕を見込んだ有効性評価においてもサブプレッションプール水の最高温度は約116℃であり、ほう酸水の注入が開始される事象発生約11分後における水温上昇率は2℃/分程度であることから、仮にSLC起動が遅れた場合でも限界温度である200℃までに余裕がある。このことから、サブプレッションプールの温度上昇の抑制の観点でも、手動起動による多少の操作時間遅れは問題とならない。

これらのことからSLCについては、手動起動とすることで仮に自動化した場合に比べて時間遅れが生じるとしても、その効果に大きな違いは表れず、手動起動であっても自動化した場合とほぼ同等の対応になっているものと整理できる。

2. SLCの起動を自動化した場合に対する懸念

SLCを手動起動させると、原子炉冷却材浄化系は自動隔離される。これは原子炉冷却材浄化系が運転していると同系統のろ過脱塩器がほう酸を除去してしまい、反応度抑制に支障をきたすためである。この点を現行手順では、SLC手動起動をトリガーとして直ちに原子炉冷却材浄化系の停止を確認するという、一連の操作・確認手順としている。SLCを自動起動させる場合には、起動を知らせる警報などが原子炉冷却材浄化系隔離確認のトリガーとなると考えられるが、原子炉停止機能喪失事象発生時の慌ただしい状況下で、万一SLCの自動起動に気づかず、これに原子炉冷却材浄化系の自動隔離失敗が重畳した場合、ほう酸が除去されてしまい、反応度抑制に支障をきたすおそれが生じる。

また、SLCが自動起動した時点で何らかの理由により原子炉水位が原子炉水位高（レベル8）を超えているような場合には、注入したほう酸水が逃がし安全弁を通じてサプレッションチェンバに排出されてしまい反応度抑制に支障をきたすおそれが生じる。

以上のとおり、SLCの起動は関連する設備やパラメータの状態を認識しながら実施する必要性が高いと考えており、運転員の判断で実施する操作としておくことが望ましいと考える。

3. 結論

1. のとおり、SLCについては、手動起動の場合と自動化した場合の効果に大きな違いが現れないこと及び2. のとおり、自動化に際しても懸念が残るため、現状は手動起動としている。

【参考】SLC自動起動に関する海外の状況

SLCの自動起動は米国の一部のプラントにおいて採用されている。米国ABWRのDesign Control Documentによると、以下の条件での自動起動インターロックが設定されている。

- ・「原子炉圧力高」＋「SRNMが設定値を下回っていないこと」のAND条件成立から3分
- ・「原子炉水位低（レベル2）」＋「SRNMが設定値を下回っていないこと」のAND条件成立から3分
- ・「手動ARI/FMCRD run-in信号」＋「SRNMが設定値を下回っていないこと」のAND条件成立から3分

上記の通り、SLCの自動起動には3分の待ち時間が含まれており、運転員の対応としては手動起動と大きな違いはないものとする。なお、米国においても

SLCの自動起動を採用しているのは一部のプラントに留まっている。

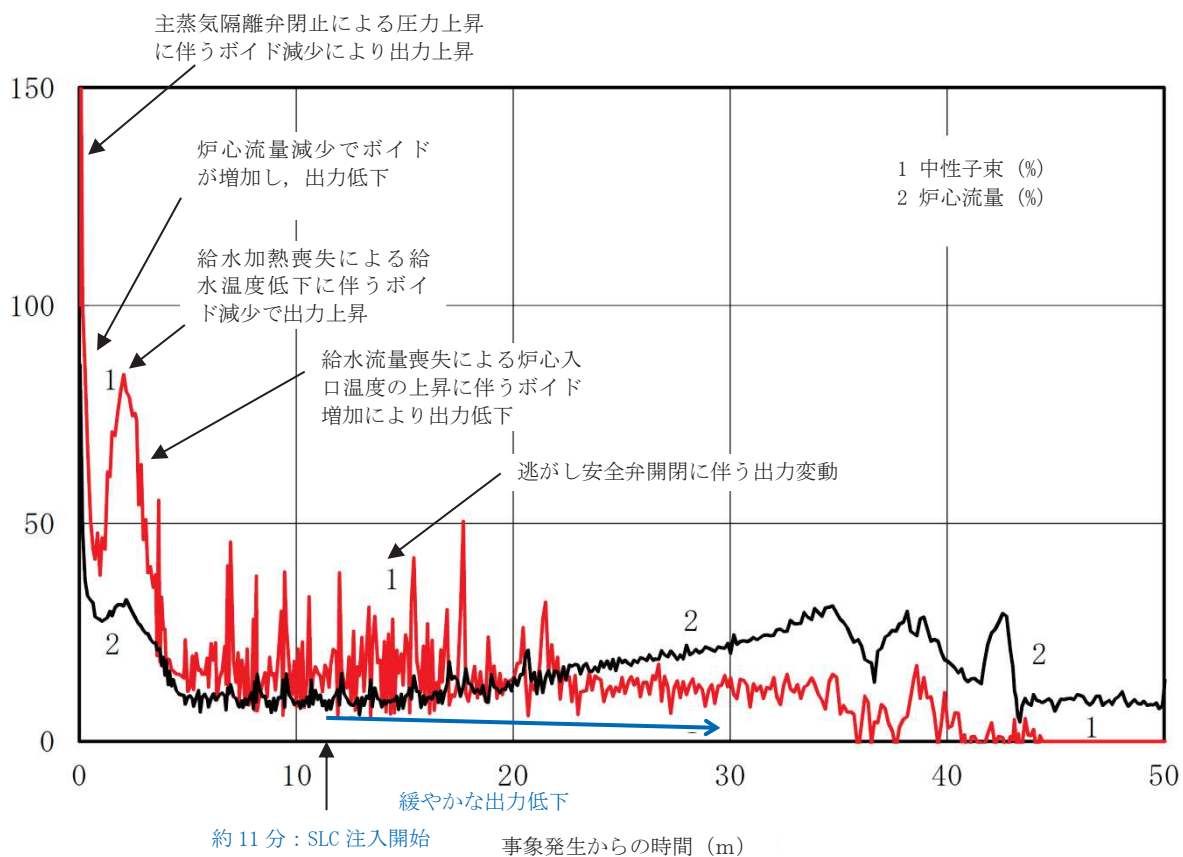


図1 原子炉停止機能喪失事象発生時のSLCによる反応度抑制

7日間における水源，燃料評価結果について
(原子炉停止機能喪失)

1. 水源に関する評価

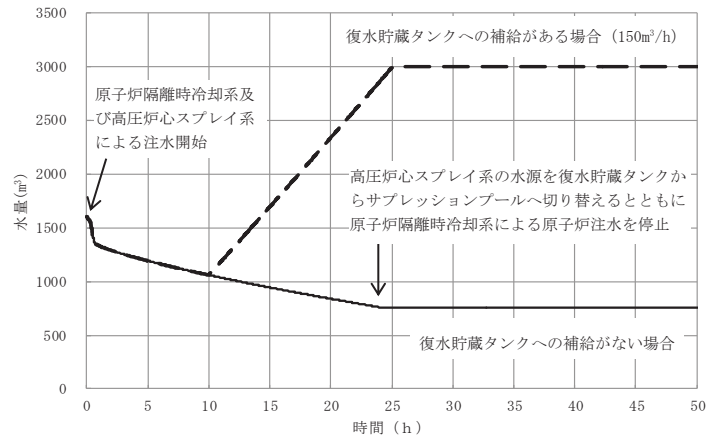
○水源

- ・復水貯蔵タンク水量
: 約 1,192m³

○水使用パターン

- ・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水

事象発生以降，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水を実施する。原子炉水位高（レベル8）～原子炉水位低（レベル2）の範囲で注水する。



○時間評価（右上図）

復水貯蔵タンクを水源として原子炉注水を実施するため，復水貯蔵タンク水量は減少する。事象発生1日後までに，高圧炉心スプレイ系による原子炉注水はサプレッションプール水を水源とした注水に切り替えるとともに，内部水源による注水を優先するため，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を停止する。これにより，事象発生1日後までに復水貯蔵タンク水量の減少は停止する。

○評価結果

時間評価の結果から復水貯蔵タンクが枯渇することはない。また，サプレッションプール水を高圧炉心スプレイ系の水源として使用できるようになる事象発生1日後までの対応を考慮すると，合計約840m³必要となる。復水貯蔵タンクで約1,192m³の水を保有することから必要水量を確保可能である。水源をサプレッションプールに切り替えた後は，サプレッションプール水を水源とした原子炉注水を行うことから，7日間の継続実施が可能であり，安定して冷却を継続することが可能である。

2. 燃料消費に関する評価

プラント状況： 2号炉運転中。1, 3号炉停止中（炉内に燃料無し）

事象： 原子炉停止機能喪失は2号炉を想定。なお、本重要事故シーケンスでは外部電源喪失は想定していないが、保守的に外部電源喪失を想定し、全ての設備が事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。

2号炉

| 燃料種別 | | 軽油 |
|------|--------------------------------|---|
| 時系列 | 事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h) | 非常用ディーゼル発電機 2台起動 (想定負荷に応じた燃料消費量) (1) 非常用ディーゼル発電機(A) 1,540L/h×1台×168h=約259kL (2) 非常用ディーゼル発電機(B) 1,290L/h×1台×168h=約217kL 7日間合計 約476kL |
| | | 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1台起動 (想定負荷に応じた燃料消費量) 680L/h×1台×168h=約115kL |
| | | 大容量送水ポンプ(タイプI) 1台起動 (定格負荷時の燃料消費量) 188L/h×1台×168h=約32kL |
| | 事象発生直後～ 事象発生24時間後 (=24h) | 常設代替交流電源設備 2台起動 ^{※1} (想定負荷に応じた燃料消費量) 510L/h×2台×24h=約25kL |
| | 事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h) | 電源車 1台起動(緊急時対策所用) (定格負荷時の燃料消費量) 100L/h×1台×168h=約17kL |
| 合計 | | 7日間の軽油消費量 約665kL |
| 判定 | | 非常用ディーゼル発電機等の運転継続に必要な軽油(約591kL)に対して2号炉の軽油タンク(約600kL)の軽油が使用可能。大容量送水ポンプ(タイプI)及び常設代替交流電源設備の運転継続に必要な軽油(約57kL)に対してガスタービン発電設備軽油タンク(約300kL)の軽油が使用可能。電源車の運転継続に必要な軽油(約17kL)に対して緊急時対策所軽油タンク(約18kL)の軽油が使用可能であり、7日間対応可能 |

※1 外部電源喪失により自動起動し、緊急用電気品建屋(400kW)への給電を行う。重大事故等対策に必要な機器への電源供給は非常用ディーゼル発電機等により行われているため、常設代替交流電源設備は停止可能であるが、燃料評価上、保守的に事象発生24時間は運転継続するものと想定。なお、ガスタービン発電設備軽油タンクから軽油を抽出する場合にはその時点で常設代替交流電源設備を停止する