

# 島根原子力発電所2号炉

## 重大事故等対策の有効性評価

令和元年11月

中国電力株式会社

## 目次

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
  - 1.1 概要
  - 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
  - 1.3 評価に当たって考慮する事項
  - 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム
  - 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
  - 1.6 解析の実施
  - 1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
  - 1.8 必要な要員及び資源の評価方針
- 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
- 付録2 原子炉格納容器限界温度・限界圧力に関する評価結果
2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
  - 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
  - 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
  - 2.3 全交流動力電源喪失
    - 2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋HPCS失敗
    - 2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋高圧炉心冷却失敗
    - 2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋直流電源喪失
    - 2.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋SRV再閉失敗  
＋HPCS失敗
  - 2.4 崩壊熱除去機能喪失
    - 2.4.1 取水機能が喪失した場合
    - 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
  - 2.5 原子炉停止機能喪失
  - 2.6 LOCA時注水機能喪失
  - 2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）
3. 運転中の原子炉における重大事故
  - 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
    - 3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策
    - 3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合
    - 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合
  - 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
  - 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
  - 3.4 水素燃焼
  - 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用
4. 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
  - 4.1 想定事故1
  - 4.2 想定事故2

5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
  - 5.1 崩壊熱除去機能喪失
  - 5.2 全交流動力電源喪失
  - 5.3 原子炉冷却材の流出
  - 5.4 反応度の誤投入
  
6. 必要な要員及び資源の評価
  - 6.1 必要な要員及び資源の評価条件
  - 6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
  - 6.3 重大事故等対策時に必要な水源，燃料及び電源の評価結果

## 添付資料 目次

- (1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方)
  - 添付資料 1.2.1 定期検査工程の概要
  - 添付資料 1.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業ごとの成立性確認結果について
  - 添付資料 1.4.1 有効性評価に使用している解析コード／評価手法の開発に係る当社の関与について
  - 添付資料 1.5.1 島根原子力発電所 2 号炉の重大事故等対策の有効性評価の一般データ
  - 添付資料 1.5.2 有効性評価における L O C A 時の破断位置及び口径設定の考え方について
  - 添付資料 1.5.3 有効性評価に用いる崩壊熱について
  - 添付資料 1.5.4 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故 1 及び 2）の有効性評価における共通評価条件について
  - 添付資料 1.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー
  
- (2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)
  - (2.1 高圧・低圧注水機能喪失)
    - 添付資料 2.1.1 外部電源を考慮した解析結果について（高圧・低圧注水機能喪失）
    - 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 減圧・注水操作が遅れる場合の影響について（高圧・低圧注水機能喪失）
    - 添付資料 2.1.5 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 2.1.6 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 2.1.7 常設代替交流電源設備の負荷（高圧・低圧注水機能喪失）
  
  - (2.2 高圧注水・減圧機能喪失)
    - 添付資料 2.2.1 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の運転実績について
    - 添付資料 2.2.2 外部電源を考慮した解析結果について（高圧注水・減圧機能喪失）
    - 添付資料 2.2.3 安定状態について（高圧注水・減圧機能喪失）
    - 添付資料 2.2.4 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（高圧注水・減圧機能喪失）
    - 添付資料 2.2.5 7 日間における燃料の対応について（高圧注水・減圧機能喪失）
  
  - (2.3 全交流動力電源喪失)
    - (2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋H P C S 失敗)
      - 添付資料 2.3.1.1 敷地境界での実効線量評価について
      - 添付資料 2.3.1.2 蓄電池による給電時間評価結果について
      - 添付資料 2.3.1.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋H P C S 失敗時における原子炉隔離時冷却系の 8 時間継続運転が可能であることの妥当性について
      - 添付資料 2.3.1.4 逃がし安全弁に係る解析と実態の違い及びその影響について
      - 添付資料 2.3.1.5 安定状態について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋H P C S 失敗）

- 添付資料 2.3.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)
- 添付資料 2.3.1.7 7日間における水源の対応について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)
- 添付資料 2.3.1.8 7日間における燃料の対応について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)
- 添付資料 2.3.1.9 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)

(2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)

- 添付資料 2.3.2.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗時において高圧原子炉代替注水系の8時間運転継続に期待することの妥当性について
- 添付資料 2.3.2.2 安定状態について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)
- 添付資料 2.3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)
- 添付資料 2.3.2.4 注水開始操作の時間余裕について

(2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)

- 添付資料 2.3.4.1 安定状態について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)
- 添付資料 2.3.4.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)
- 添付資料 2.3.4.3 減圧・注水開始操作の時間余裕について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)
- 添付資料 2.3.4.4 7日間における水源の対応について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)
- 添付資料 2.3.4.5 7日間における燃料の対応について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)
- 添付資料 2.3.4.6 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)

(2.4 崩壊熱除去機能喪失)

(2.4.1 取水機能が喪失した場合)

- 添付資料 2.4.1.1 安定状態について(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))
- 添付資料 2.4.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))
- 添付資料 2.4.1.3 7日間における燃料の対応について(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))
- 添付資料 2.4.1.4 常設代替交流電源設備の負荷(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))

#### (2.4.2 残留熱除去系が故障した場合)

- 添付資料 2.4.2.1 安定状態について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))
- 添付資料 2.4.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))
- 添付資料 2.4.2.3 7日間における水源の対応について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))
- 添付資料 2.4.2.4 7日間における燃料の対応について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))
- 添付資料 2.4.2.5 常設代替交流電源設備の負荷(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))

#### (2.5 原子炉停止機能喪失)

- 添付資料 2.5.1 評価対象の炉心を平衡炉心サイクル末期とすることの妥当性
- 添付資料 2.5.2 Pu 同位体組成による動的ボイド係数, 動的ドップラ係数への影響
- 添付資料 2.5.3 自動減圧系等の自動起動阻止操作の考慮について
- 添付資料 2.5.4 安定状態について(原子炉停止機能喪失)
- 添付資料 2.5.5 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(原子炉停止機能喪失)
- 添付資料 2.5.6 リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響
- 添付資料 2.5.7 外部電源の有無による評価結果への影響
- 添付資料 2.5.8 初期炉心流量の相違による評価結果への影響
- 添付資料 2.5.9 残留熱除去系の起動操作遅れの影響について
- 添付資料 2.5.10 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 2.5.11 原子炉注水に使用する水源とその水温の影響
- 添付資料 2.5.12 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の運転可能性に関する水源の水温の影響
- 添付資料 2.5.13 7日間における燃料の対応について(原子炉停止機能喪失)

#### (2.6 LOCA時注水機能喪失)

- 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 安定状態について(LOCA時注水機能喪失)
- 添付資料 2.6.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(LOCA時注水機能喪失)
- 添付資料 2.6.4 減圧・注水操作の時間余裕について
- 添付資料 2.6.5 7日間における水源の対応について(LOCA時注水機能喪失)
- 添付資料 2.6.6 7日間における燃料の対応について(LOCA時注水機能喪失)
- 添付資料 2.6.7 常設代替交流電源設備の負荷 (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))

- 添付資料 2.7.1 インターフェイスシステムLOCA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LOCA発生時の破断面積及び現場環境等について
- 添付資料 2.7.3 安定状態について (格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA))
- 添付資料 2.7.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA))

添付資料 2.7.5 7日間における燃料の対応について（格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)）

(3. 運転中の原子炉における重大事故)

(3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）)

- 添付資料 3.1.2.1 格納容器気相部温度が原子炉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 3.1.2.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）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 3.1.2.3 安定状態について（残留熱代替除去系を使用する場合）
- 添付資料 3.1.2.4 原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスの影響について
- 添付資料 3.1.2.5 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
- 添付資料 3.1.2.6 原子炉格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料 3.1.2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）））
- 添付資料 3.1.2.8 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 3.1.2.9 7日間における水源の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合））
- 添付資料 3.1.2.10 7日間における燃料の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合））
- 添付資料 3.1.2.11 常設代替交流電源設備の負荷（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合））
- 添付資料 3.1.3.1 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異について
- 添付資料 3.1.3.2 非凝縮性ガスの影響について
- 添付資料 3.1.3.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において残留熱代替除去系を使用しない場合における格納容器フィルタベント系からのCs-137放出量評価について
- 添付資料 3.1.3.4 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
- 添付資料 3.1.3.5 安定状態について（残留熱代替除去系を使用しない場合）
- 添付資料 3.1.3.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）））
- 添付資料 3.1.3.7 注水操作が遅れる場合の影響について
- 添付資料 3.1.3.8 7日間における水源の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合））

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

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

### （3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

添付資料 3.2.1 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について

添付資料 3.2.2 格納容器破損モード「DCH」、 「FCI」及び「MCCI」の評価事故シーケンスの位置づけ

添付資料 3.2.3 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

添付資料 3.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

添付資料 3.2.5 7日間における水源の対応について（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

添付資料 3.2.6 7日間における燃料の対応について（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

添付資料 3.2.7 常設代替交流電源設備の負荷（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

### （3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

添付資料 3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に関する知見の整理

添付資料 3.3.2 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容器の健全性への影響評価

添付資料 3.3.3 ペDESTALへの水張り実施の適切性

添付資料 3.3.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

添付資料 3.3.5 プラント損傷状態をLOCAとした場合の圧カスパイクへの影響

### （3.4 水素燃焼）

添付資料 3.4.1 G値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響

添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について

添付資料 3.4.3 安定状態について（水素燃焼）

添付資料 3.4.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（水素燃焼）

添付資料 3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響

### （3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用）

添付資料 3.5.1 安定状態について（溶融炉心・コンクリート相互作用）

添付資料 3.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（溶融炉心・コンクリート相互作用）

添付資料 3.5.3 溶融炉心の崩壊熱及び溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合、ペDESTAL床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合のコンクリート侵食量及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評価



(4. 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故)

(4.1 想定事故1)

添付資料 4.1.1 燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について

添付資料 4.1.2 「水遮蔽厚に対する貯蔵中の燃料等からの線量率」の評価について

添付資料 4.1.3 安定状態について (想定事故1)

添付資料 4.1.4 島根2号炉 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

添付資料 4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故1)

添付資料 4.1.6 7日間における水源の対応について(想定事故1)

添付資料 4.1.7 7日間における燃料の対応について(想定事故1)

(4.2 想定事故2)

添付資料 4.2.1 燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について

添付資料 4.2.2 燃料プールのサイフォンブレイク配管について

添付資料 4.2.3 安定状態について (想定事故2)

添付資料 4.2.4 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故2)

添付資料 4.2.5 7日間における水源の対応について(想定事故2)

添付資料 4.2.6 7日間における燃料の対応について(想定事故2)

(5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

(5.1 崩壊熱除去機能喪失)

添付資料 5.1.1 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位到達までの時間余裕と必要な注水量の計算方法について

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

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

添付資料 5.1.4 安定状態について (運転停止中 (崩壊熱除去機能喪失))

添付資料 5.1.5 原子炉停止中における崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の格納容器の影響について

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

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

添付資料 5.1.8 7日間における燃料の対応について(運転停止中(崩壊熱除去機能喪失))

(5.2 全交流動力電源喪失)

添付資料 5.2.1 安定状態について (運転停止中 (全交流動力電源喪失))

添付資料 5.2.2 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中(全交流動力電源喪失))

添付資料 5.2.3 7日間における水源の対応について(運転停止中(全交流動力電源喪失))

添付資料 5.2.4 7日間における燃料の対応について(運転停止中(全交流動力電源喪失))

添付資料 5.2.5 常設代替交流電源設備の負荷(運転停止中(全交流動力電源喪失))

(5.3 原子炉冷却材の流出)

添付資料 5.3.1 原子炉冷却材の流出における運転停止中の線量率評価について

添付資料 5.3.2 原子炉冷却材流出評価におけるPOS選定の考え方

添付資料 5.3.3 安定状態について（運転停止中（原子炉冷却材の流出））

添付資料 5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中（原子炉冷却材の流出））

添付資料 5.3.5 7日間における燃料の対応について（運転停止中（原子炉冷却材の流出））

(5.4 反応度の誤投入)

添付資料 5.4.1 反応度の誤投入事象の代表性について

添付資料 5.4.2 安定状態について（運転停止中（反応度の誤投入））

添付資料 5.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（運転停止中（反応度の誤投入））

添付資料 5.4.4 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさについて

(6. 必要な要員及び資源の評価)

添付資料 6.1.1 他号炉との同時被災時における必要な要員及び資源について

添付資料 6.2.1 重大事故等対策の要員の確保及び所要時間について

添付資料 6.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について

添付資料 6.3.1 水源，燃料，電源負荷評価結果について

下線は，今回の提出資料を示す。

## 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

#### 5.1.1 事故シーケンスグループの特徴，燃料損傷防止対策

##### (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「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）」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、「崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」及び「外部電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」である。

##### (2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「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）」では、原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため、燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは、崩壊熱除去機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には、崩壊熱除去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、運転員が異常を認知して、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことによって燃料損傷の防止を図る。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を除熱する。

##### (3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「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）」における機能喪失に対して、燃料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、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水手段及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱手段を整備する。また、原子炉補機冷却機能喪失により残留熱除去機能が喪失した場合には「5.2 全交流動力電源喪失」にて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。これらの対策の概略系統図を第5.1.1-1(1)図及び第5.1.1-1(2)図に、手順の概要を第5.1.1-2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操作手順の関係を第5.1.1-1表に示す。

本事故シーケンスグループにおける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、緊急時対策要員10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、当直長1名、当直副長1名、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、通報連絡等を行う要員は5名である。必要な要員と作業項目について第5.1.1-3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、10名で対処可能である。

#### a. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失

## 失確認

原子炉の運転停止中に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する。これにより、原子炉水温が上昇し100℃に到達する。運転員は原子炉水温の上昇等を確認し、崩壊熱除去機能喪失を確認する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器出口温度等である。

### b. 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持

崩壊熱除去機能喪失により原子炉水温が100℃に到達し、原子炉圧力が上昇することから、原子炉を低圧状態に維持するため、中央制御室からの遠隔操作により自動減圧機能付き逃がし安全弁1個を開操作する。

自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力等である。

### c. 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水

崩壊熱除去機能喪失により原子炉冷却材が蒸発し、原子炉水位が低下するため、中央制御室からの遠隔操作により待機していた残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水を開始し、原子炉水位を回復する。

残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去ポンプ出口流量等である。

### d. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復

残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉水位回復後、中央制御室及び現場にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切替えを行い、崩壊熱除去機能を回復する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器入口温度等である。

崩壊熱除去機能回復後、自動減圧機能付き逃がし安全弁を全閉とし、原子炉低圧状態の維持を停止する。

## 5.1.2 燃料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、「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗」である。

本重要事故シーケンスにおいて想定するプラント状態は、崩壊熱、原子炉冷却材の保有水量及び注水手段の多様性の観点から、「POS-A 格納容器及び原子炉圧力容器の開放並びに原子炉ウェル満水への移行状態」が燃料棒有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して、最も厳しい想定である。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認するこ

とにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。

また、評価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。

(添付資料5.1.1, 5.1.2)

## (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評価条件を第5.1.2-1表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。

### a. 初期条件

#### (a) 原子炉圧力容器の状態

原子炉圧力容器の未開放時について評価する。原子炉圧力容器の開放時については、燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から、未開放時の評価に包絡される。

#### (b) 崩壊熱

原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づくものとし、また、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止1日後の崩壊熱を用いる。このときの崩壊熱は約14MWである。

なお、崩壊熱に相当する原子炉冷却材の蒸発量は約23m<sup>3</sup>/hである。

(添付資料5.1.3)

#### (c) 原子炉水位及び原子炉水温

事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、原子炉水温は52℃とする。

#### (d) 原子炉圧力

原子炉の初期圧力は大気圧が維持されているものとする。また、事象発生後において、水位低下量を厳しく見積もるために、原子炉圧力は大気圧に維持されているものとする<sup>\*1</sup>。

※1 実操作では残留熱除去系（低圧注水モード）の注水準備が完了した後で原子炉減圧を実施することとなり、残留熱除去系（低圧注水モード）の注水特性に応じて大気圧より高い圧力で注水が開始されることとなる。大気圧より高い圧力下での原子炉冷却材の蒸発量は大気圧下と比べ小さくなるため、原子炉圧力が大気圧に維持されているとした評価は保守的な条件となる。

### b. 事故条件

#### (a) 起因事象

起因事象として、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障によって、崩壊熱除去機能を喪失するものとする。

#### (b) 安全機能喪失に対する仮定

起因事象の想定により、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失するものとする。

#### (c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

外部電源が使用できない場合においても、非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点で厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 残留熱除去系（低圧注水モード）

残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水流量は  $1,136\text{m}^3/\text{h}$  とする。

(b) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 9 MW（原子炉冷却材温度  $52^\circ\text{C}$ 、海水温度  $30^\circ\text{C}$ 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) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認を考慮し、事象発生から 2 時間後に実施するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉水位の推移を第5.1.2-1図に、原子炉水位と線量率の関係を第5.1.2-2図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより原子炉水温が上昇し、事象発生から約0.9時間後に沸騰、蒸発することにより原子炉水位は低下し始める。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能喪失に伴う原子炉水温の上昇により異常を認知し、事象発生から 2 時間後に待機中の残留熱除去ポンプを起動し、残留熱除去系（低圧注水モード）による注水を行う。

原子炉水位回復から約30分後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切り替え、除熱を開始することによって、原子炉水温は低下する<sup>※2</sup>。

※2 原子炉冷却材の温度が  $100^\circ\text{C}$  の場合における残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）1 系統での除熱能力は、燃料の崩壊熱を上回るため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）への切替えを実施することで原子炉水温は低下する。

実操作では残留熱除去系（低圧注水モード）の準備が完了した後で原子炉減圧を実施することとなり、残留熱除去系（低圧注水モード）の注水特性に応じて大気圧より高い圧力で注水が開始されることとなる。そのため、原子炉圧力が大気圧で維持されているとした評価は保守的な条件となる。

b. 評価項目等

原子炉水位は、第5.1.2-1図に示すとおり、燃料棒有効長頂部の約4.0m上

まで低下するに留まり、燃料は冠水維持される。

原子炉圧力容器は未開放であり、第5.1.2-2図に示すとおり、必要な遮蔽<sup>※3</sup>が維持される水位である燃料棒有効長頂部の約1.8m上を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される。なお、線量率の評価点は原子炉建物4階（燃料取替階）の燃料取替機台車床としている。また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。

原子炉水位回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による除熱を継続することで、長期的に安定状態を維持できる。

本評価では、「1.2.4.2 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)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

※3 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。崩壊熱除去機能喪失における原子炉建物4階（燃料取替階）での作業時間及び作業員の退避は2時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも20mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。

本事故に応じた燃料損傷防止対策において原子炉建物4階（燃料取替階）での操作を必要な作業としていないが、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル使用）を使用した燃料プールへの注水について仮に考慮し、可搬型スプレイノズル及びホースの設置にかかる作業時間を想定した。

必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、定期検査作業時での原子炉建物4階（燃料取替階）における線量率を考慮した値である。

この線量率となる水位は燃料棒有効長頂部の約1.8m上（通常水位から約3.3m下）の位置である。

（添付資料4.1.2, 5.1.4, 5.1.5, 5.1.6）

### 5.1.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価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。

本重要事故シーケンスは、原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去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、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作とする。

#### (1) 評価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5.1.2-1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、評価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

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約14.0MWに対して最確条件は約14.0MW以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作は崩壊熱に応

じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉水温は、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 29℃～約 46℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、事象発生ごとに異なる。原子炉水温が 100℃かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位）である燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上の高さに到達するまでの時間は事象発生から約 2.7 時間となることから、評価条件である原子炉水温が 52℃、原子炉停止から 1 日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなるが、注水操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より高くなるため、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなるが、注水操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、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は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間は遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作は原子炉圧力に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、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容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の未開放に対して最確条件は事象発生ごとに異なるものであり、本評価条件の不確かさとして、原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、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。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約 14.0MW に対して最確条件は約 14.0MW 以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下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。仮に、原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は、注水までの時間余裕が短くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維



持される水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位）である燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上の高さに到達するまでの時間は事象発生から約 2.7 時間、燃料棒有効長頂部到達まで事象発生から約 4.2 時間となることから、評価条件である原子炉停止 1 日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉水温は、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 29℃～約 46℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、事象発生ごとに異なる。原子炉水温が 100℃かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位）である燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上の高さに到達するまでの時間は事象発生から約 2.7 時間となることから、評価条件である原子炉水温が 52℃かつ原子炉停止から 1 日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなる。ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より高くなるため、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで水位が低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、原子炉水位の低下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<sup>※4</sup>。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の未開放に対して最確条件は事象発生ごとに異なるものであり、本評価条件の不確かさとして、原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、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。

※4 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した評価。

## 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

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から2時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知により原子炉注水の必要性を確認し操作を実施することは容易であり、評価では事象発生から2時間後の注水操作開始を設定しているが、実態の注水操作開始時間は早くなる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まり、原子炉水位の低下を緩和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。

(添付資料 5.1.1, 5.1.6, 5.1.7)

(2) 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。

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による注水操作について、通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約4.3時間、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間が事象発生から約6.1時間であり、事故を認知して注水を開始するまでの時間は事象発生から2時間後であるため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。

(添付資料 5.1.1, 5.1.6, 5.1.7)

(3) まとめ

評価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、評価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。

5.1.4 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「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）」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「5.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり10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」で説明している緊急時対策要員の40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「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)」において、水源、燃料及び電源の資源は、「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

残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水については、必要な注水量が少なく、また、サプレッション・チェンバのプール水を水源とすることから、水源が枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。

b. 燃料

非常用ディーゼル発電機等による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、運転継続に約700m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。ディーゼル燃料貯蔵タンクにて約730m<sup>3</sup>の軽油を保有しており、この使用が可能であることから非常用ディーゼル発電機等による電源供給について、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9m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約45m<sup>3</sup>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 5.1.8)

c. 電源

外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等によって給電を行うものとする。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。

5.1.5 結論

事故シーケンスグループ「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）」では、原子炉の運転停止中に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障により、崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。事故シーケンスグループ「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）」に対する燃料損傷防止対策としては、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水手段及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱手段を整備している。

事故シーケンスグループ「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）」の重要事故シーケンス「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失[フロントライン]）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱を実施することにより、燃料損傷することはない。

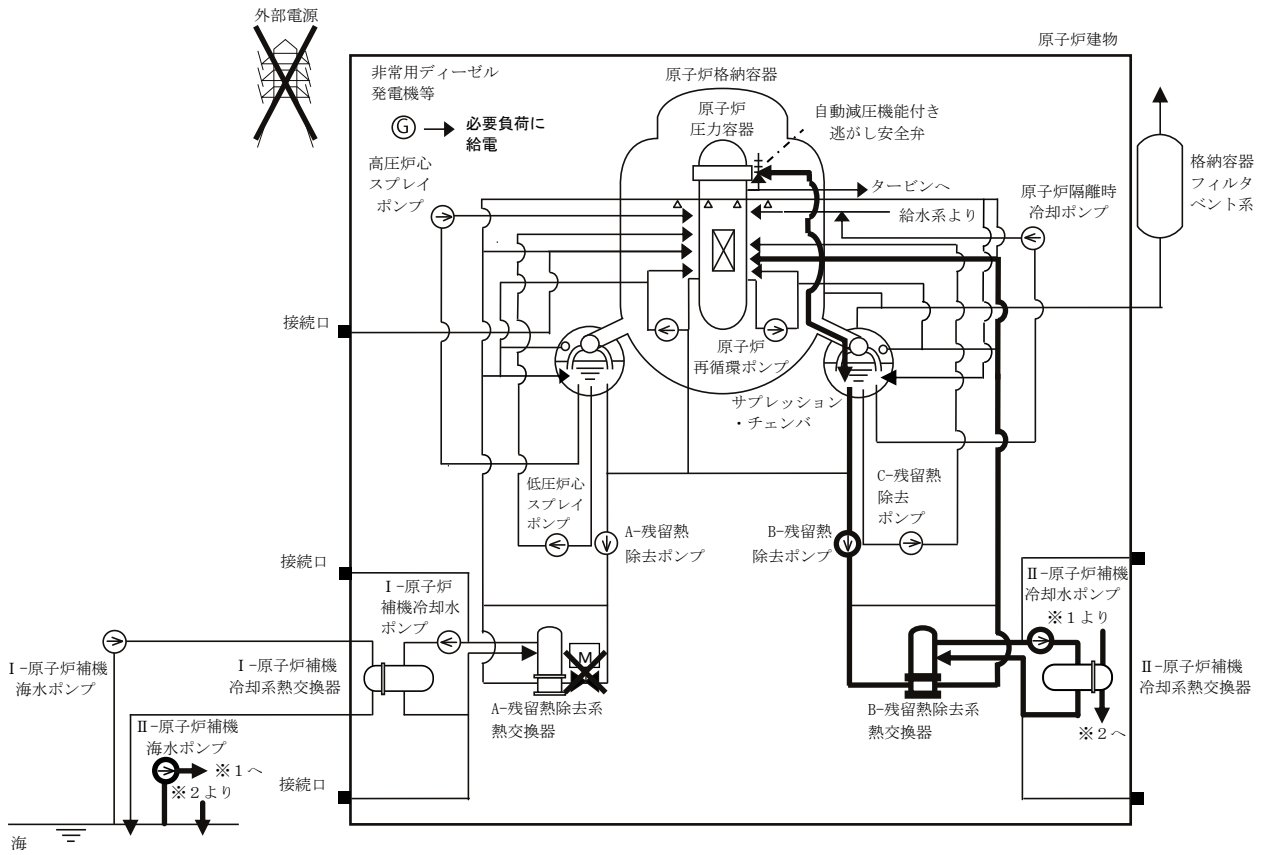
その結果、燃料棒有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保がで

きることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

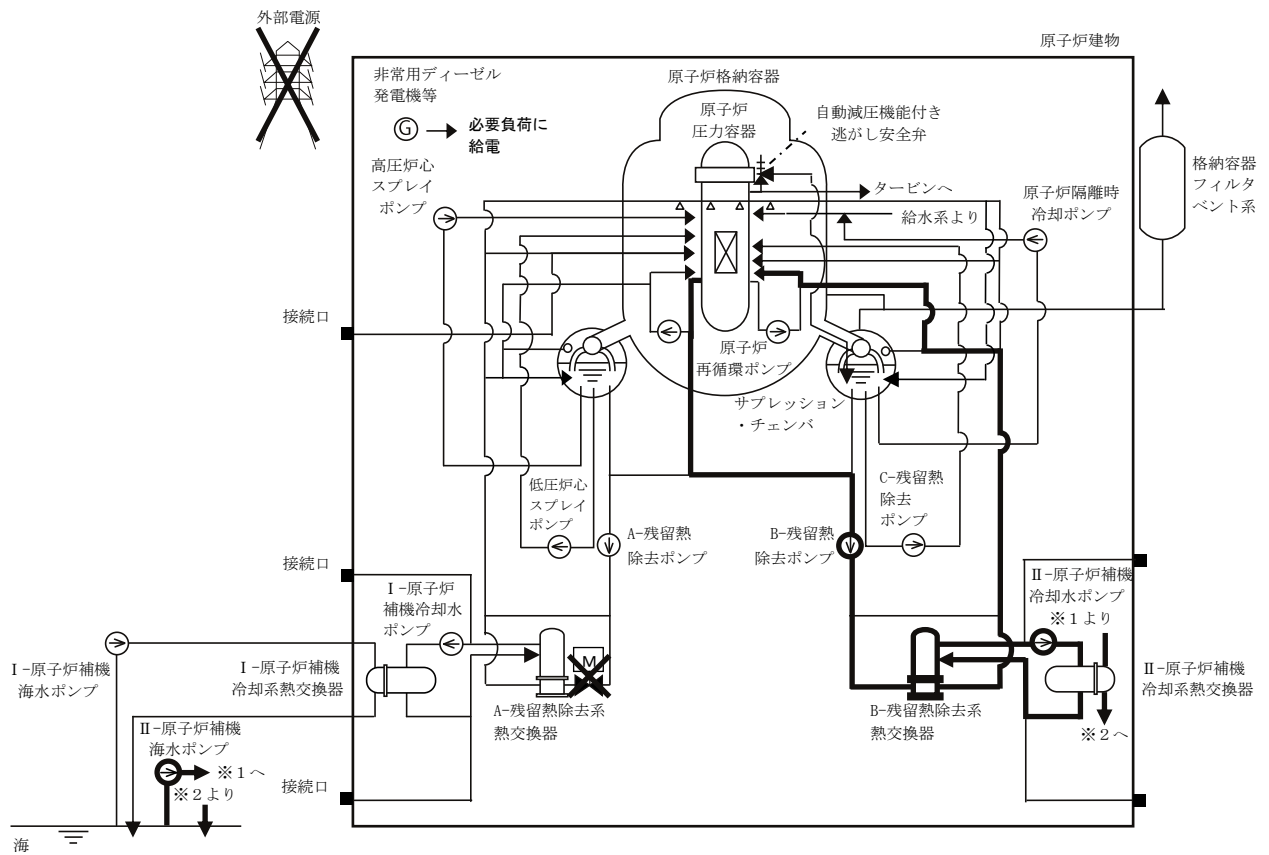
評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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

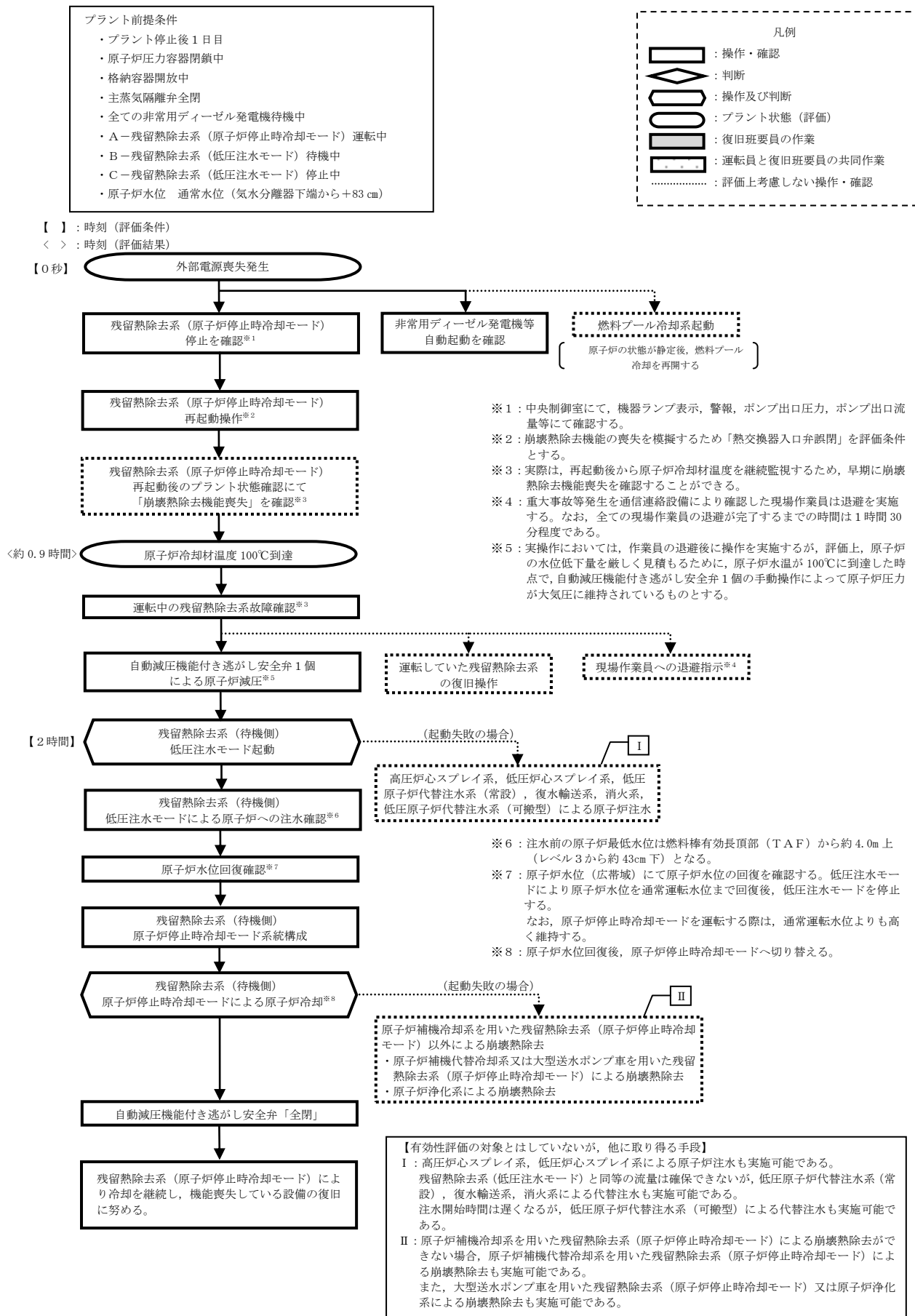
以上のことから、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して有効である。



第5. 1. 1-1(1)図 「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図  
 (原子炉停止時冷却失敗, 原子炉減圧及び原子炉注水)



第5. 1. 1-1(2) 図 「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉停止時冷却)



第 5.1.1-2 図 「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要

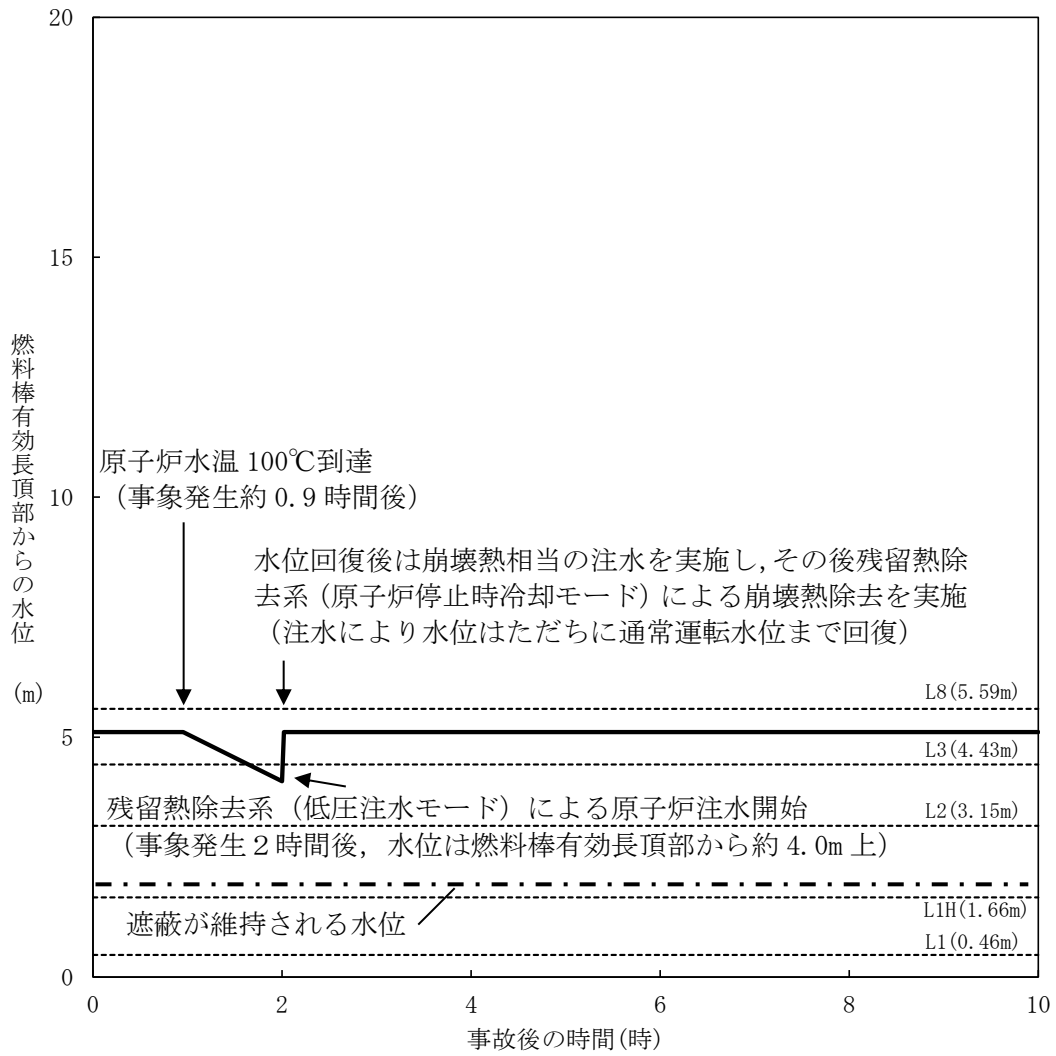
停止中の崩壊熱除去機能喪失

操作項目	実施箇所・必要人員数			操作内容	経過時間 (分)																		経過時間 (日)			備考			
	責任者	当直長	1人		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	5	6	7				
状況判断	1人 A	—	—	・ 外部電源喪失確認 ・ 非常用ディーゼル発電機等自動起動確認 ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）停止確認 ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）再起動	10分																								
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）機能喪失調査，機器復旧操作	—	—	—	・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）機能回復																						評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する			
現場作業員への退避指示	—	—	—	・ 当直長による現場作業員への退避指示	1時間30分以内に退避完了																					評価上考慮せず 中央制御室で当直長が指示する			
原子炉減圧操作	(1人) A	—	—	・ 自動減圧機能付き逃がし安全弁 1個 手動開放操作	10分																								
原子炉水位回復操作	(1人) A	—	—	・ 残留熱除去系（低圧注水モード）（待機側）起動/停止操作																			10分	原子炉水位回復後，残留熱除去系（低圧注水モード）停止					B-残留熱除去ポンプ
残留熱除去系（低圧注水モード）から 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） への切替	(1人) A	—	—	・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（待機側）系統構成（中央制御室）																			20分						B-残留熱除去ポンプ
	—	2人 B, C	—	・ 放射線防護具準備																			10分						
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転	—	—	—	・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（待機側）系統構成（現場）																			20分						B-残留熱除去ポンプ
	(1人) A	—	—	・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（待機側）起動																			10分						B-残留熱除去ポンプ
燃料プール冷却再開	(1人) A	—	—	・ 原子炉冷却材温度調整																					残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転継続			B-残留熱除去ポンプ	
	(1人) A	—	—	・ 燃料プール冷却系再起動	燃料プール冷却水ポンプを再起動し燃料プールの冷却を再開する。 必要に応じてスキマサージタンクへの補給を実施する。																		適宜実施			評価上考慮せず 燃料プール水温66℃以下維持			
必要人員数 合計	1人 A	2人 B, C	—																										

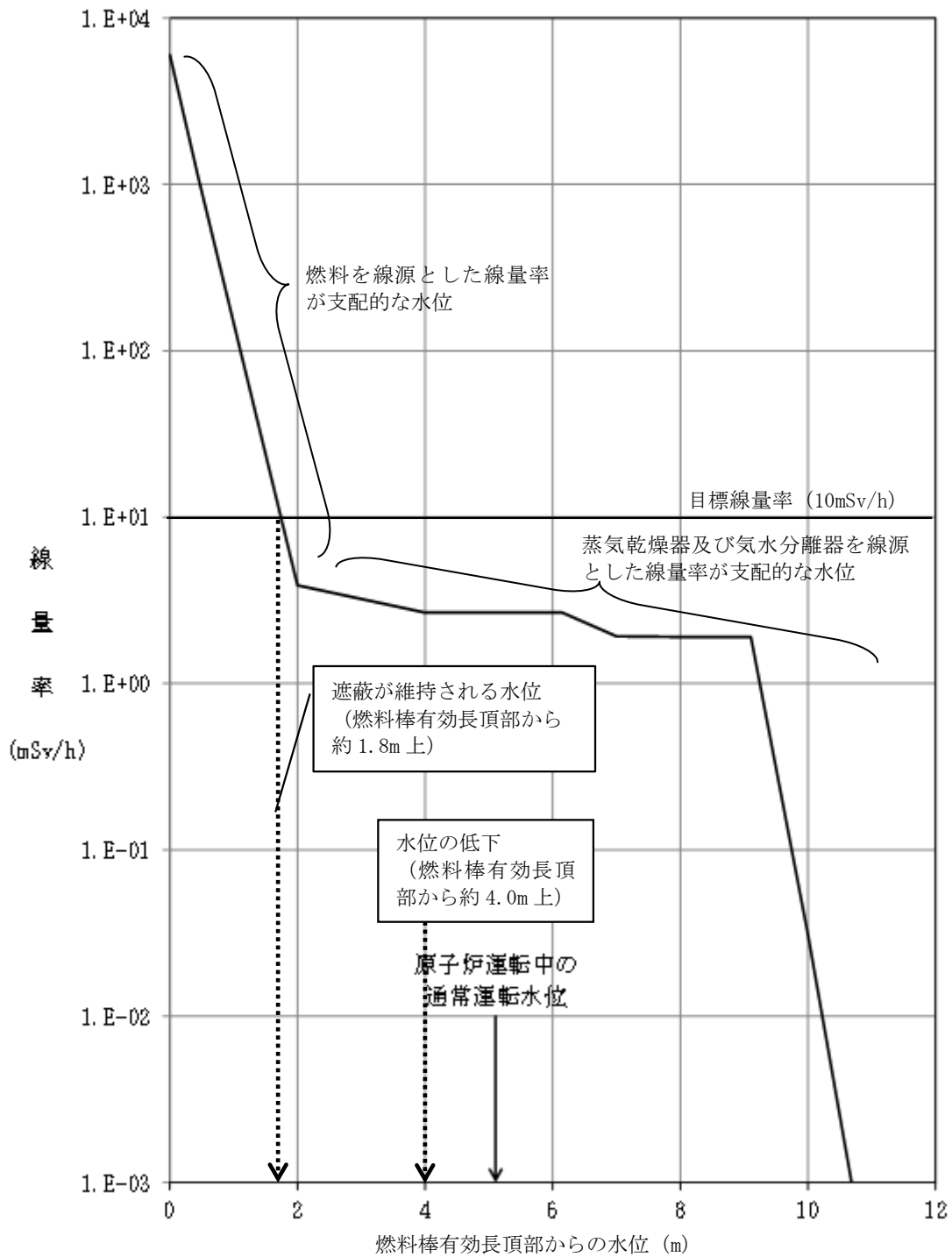
( ) 内の数字は他の作業終了後，移動して対応する人員数。

第 5.1.1-3 図 「崩壊熱除去機能喪失」の作業と所要時間






第 5.1.2-1 図 原子炉水位の推移



第 5. 1. 2-2 図 原子炉水位と線量率

第 5.1.1-1 表 「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備	
		常設設備	可搬型設備
残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認	原子炉の運転停止中に残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する。これにより、原子炉水温が上昇し100℃に到達する。	【非常用ディーゼル発電機】 【ディーゼル燃料貯蔵タンク】	-
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	崩壊熱除去機能喪失により原子炉水温が100℃に到達し原子炉圧力が上昇することから、原子炉圧力を低圧状態に維持するため、中央制御室からの遠隔操作により自動減圧機能付き逃がし安全弁1個を開操作する。	自動減圧機能付き逃がし安全弁	原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 【残留熱除去系熱交換器入口温度】 【残留熱除去系熱交換器出口温度】
残留熱除去系(低圧注水モード)運転による原子炉注水	崩壊熱除去機能喪失により、原子炉冷却材が蒸発し原子炉水位が低下するため、中央制御室からの遠隔操作により待機していた残留熱除去系(低圧注水モード)運転による原子炉注水を開始し、原子炉水位を回復する。	【残留熱除去系(低圧注水モード)サブレーション・チェンバ	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(SA) 【残留熱除去ポンプ出口流量】
残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転による崩壊熱除去機能回復	残留熱除去系(低圧注水モード)運転による原子炉水位回復後、中央制御室及び現場にて残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)へ切替を行い、崩壊熱除去機能を回復する。 崩壊熱除去機能回復後、自動減圧機能付き逃がし安全弁を全開とし、原子炉低圧状態の維持を停止する。	【残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)】	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(SA) 【残留熱除去ポンプ出口流量】 【残留熱除去系熱交換器入口温度】

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

第5.1.2-1表 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失）（1/2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器の未開放	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定
	燃料の崩壊熱	約 14.0MW (9×9燃料(A型), 原子炉停止1日後 <sup>※1</sup> )	平衡炉心燃料の平均燃焼度 33Gwd/t <sup>※2</sup> を基に, ANSI/ANS-5.1-1979にて算出した原子炉停止1日後の崩壊熱として設定 また, 原子炉停止1日後においては, 9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく, 原子炉水位低下の観点で厳しいため, MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡されることを考慮し, 代表的に9×9燃料(A型)を設定
	原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	原子炉停止1日後の水位
	原子炉水温	52℃	原子炉停止1日後の実績を踏まえ, 原子炉は残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)にて冷却されているため, その設計温度である52℃を設定
	原子炉圧力	大気圧	原子炉停止1日後の実績を考慮して設定
	起因事象, 安全機能の喪失に対する仮定	残留熱除去系機能喪失	運転中の残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の故障を仮定
事故条件	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は, 崩壊熱除去機能の喪失に伴う原子炉水位の低下に影響しないことから, 資源の観点で厳しい外部電源なしを設定
			※1 原子炉停止1日後とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが, 崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。 ※2 サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮

第5.1.2-1表 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失）（2/2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件	残留熱除去系（低圧注水モード）	1,136 m <sup>3</sup> /hで注水	残留熱除去系（低圧注水モード）の設計値として設定
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	熱交換器1基あたり約9MW（原子炉冷却材温度52℃、海水温度30℃において）	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の設計値として設定 （原子炉水位回復後は崩壊熱相当の注水を実施することで水位を維持するが、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を実施することとで原子炉内の崩壊熱を除去できなくなるため、注水が不要となる）
	残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作	事象発生から2時間後	残留熱除去系の機能喪失に伴う異常の認知及び現場操作の実績等を基に、さらに余裕を考慮して設定
重大事故等対策に 関連する 操作条件			

運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における  
燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位到達までの時間余裕と  
必要な注水量の計算方法について

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より、燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位到達までの時間余裕と必要な注水量について、以下の式を用いて計算を行った。なお、事象を厳しく評価するため、発生する崩壊熱は全て原子炉水温の上昇及び蒸発に寄与するものとし、原子炉圧力容器や水面からの放熱は考慮しない。

なお、5. 1. 2及び5. 2. 2の「燃料損傷防止対策の有効性評価」において、「1. 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮しない計算」を用いて評価を行っており、添付資料5. 1. 7及び添付資料5. 2. 2の「評価条件の不確かさの影響評価について」の一部においては、未開放状態の被ばく影響をより現実に近い想定として評価するため、「2. 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した計算」を用いた。

### 1. 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮しない計算

原子炉未開放状態において、原子炉圧力上昇に伴う原子炉冷却材の比エンタルピの上昇により、大気圧下と比べて原子炉冷却材の蒸発量は抑制されるが、ここでは原子炉圧力容器の状態によらず、保守的かつ簡易的な評価として大気圧下の原子炉冷却材の蒸発量を求めた。

#### (1) 100℃に至るまでの時間

100℃に至るまでの時間は、運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時、全交流動力電源喪失時ともに約 0.95 時間である。計算は次の式で行った。

$$t_1 = (h_{100} - h_{52}) \times V_c \times \rho_{52} / (Q \times 3600)$$

- $t_1$  : 100℃に至るまでの時間[h]  
 $h_{100}$  : 100℃の飽和水の比エンタルピ[kJ/kg] = 419.10  
 $h_{52}$  : 52℃の飽和水の比エンタルピ[kJ/kg] = 217.70  
 $V_c$  : 保有水の体積[m<sup>3</sup>] =   
 $\rho_{52}$  : 52℃の水密度[kg/m<sup>3</sup>] = 987  
 $Q$  : 崩壊熱[kW] =  $1.40 \times 10^4$

#### (2) 燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間

燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間は、運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時、全交流動力電源喪失時で、それぞれ約 6.1 時間と約 4.3 時間である。計算は次の式で行った。

$$t = t_1 + t_2$$

$$t_2 = (h_s - h_{100}) \times V_u \times \rho_{52} / (Q \times 3600)$$

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

- $t$  : 燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間[h]  
 $t_2$  : 100°C到達から燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間[h]  
 $h_{100}$  : 100°Cの飽和水の比エンタルピ[kJ/kg] = 419.10  
 $h_s$  : 飽和蒸気の比エンタルピ[kJ/kg] = 2675.57  
 $V_u$  : 保有水の体積[m<sup>3</sup>]  
 (燃料棒有効長頂部までの保有水の体積) =   
 (放射線の遮蔽が維持される水位までの保有水の体積) =   
 $\rho_{52}$  : 52°Cの水密度[kg/m<sup>3</sup>] = 987  
 $Q$  : 崩壊熱[kW] =  $1.40 \times 10^4$

また、注水前の蒸発量は、運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時、全交流動力電源喪失時ともに約 23[m<sup>3</sup>/h]である。計算は次の式で行った。

$$\text{(注水前の蒸発量)} = (Q \times 3600) / ((h_s - h_{100}) \times \rho_{100})$$

$\rho_{100}$  : 100°Cの水密度[kg/m<sup>3</sup>] = 958

### (3) 必要な注水量

崩壊熱によって喪失する原子炉冷却材を補うために必要な注水量は、運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時、全交流動力電源喪失時ともに約 21[m<sup>3</sup>/h]である。計算は次の式で行った。

$$f = (Q \times 3600) / ((h_s - h_f) \times \rho_f)$$

- $f$  : 必要な注水量[m<sup>3</sup>/h]  
 $\rho_f$  : 注水(飽和水, 水温 35°C)の密度[kg/m<sup>3</sup>] = 994  
 $h_s$  : 飽和蒸気の比エンタルピ[kJ/kg] = 2675.57  
 $h_f$  : 注水(飽和水, 水温 35°C)の比エンタルピ[kJ/kg] = 146.64  
 $Q$  : 崩壊熱[kW] =  $1.40 \times 10^4$

### (4) 注水中の蒸発量

注水中の蒸発量は、運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時、運転停止中の全交流動力電源喪失時ともに 0[m<sup>3</sup>/h]である。注入された水を 100°Cに上昇させる熱を崩壊熱から差し引いた熱が蒸発に使われることから、計算は次の式で行った。

$$Q \times 3600 = F \times \rho_f \times (h_{100} - h_f) + S \times \rho_f \times (h_s - h_{100})$$

$$S = (Q \times 3600 - F \times \rho_f \times (h_{100} - h_f)) / (\rho_f \times (h_s - h_{100}))$$

- $F$  : 注水量[m<sup>3</sup>/h]  
 (崩壊熱除去機能喪失時) = 1,136 (残留熱除去系定格流量)  
 (全交流動力電源喪失時) = 200 (低圧原子炉代替注水系(常設)の設計値として設定)  
 $S$  : 注水中の蒸発量[m<sup>3</sup>/h] (ただし,  $S \geq 0$ )

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

- $\rho_f$  : 注水 (飽和水, 水温 35°C) の密度 [kg/m<sup>3</sup>] = 994
- $h_s$  : 飽和蒸気の比エンタルピ [kJ/kg] = 2675.57
- $h_{100}$  : 100°Cの飽和水の比エンタルピ [kJ/kg] = 419.10
- $h_f$  : 注水 (飽和水, 水温 35°C) の比エンタルピ [kJ/kg] = 146.64
- $Q$  : 崩壊熱 [kW] =  $1.40 \times 10^4$

2. 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した計算  
(原子炉圧力容器が閉鎖状態での評価)

(1) 逃がし安全弁 (SRV) の逃がし弁機能が作動する最低圧力に到達する時間等

5.1.2 及び 5.2.2 の「燃料損傷防止対策の有効性評価」においては原子炉圧力容器未開放状態であるが、原子炉の大気圧状態が維持される想定にて計算を実施している。ただし、実操作において崩壊熱除去機能が喪失した際の自動減圧機能付き逃がし安全弁による減圧操作は原子炉の注水機能が確保された後となるため、原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果に期待でき、原子炉冷却材の蒸発量は小さくなる。

閉鎖状態における原子炉の圧力上昇と水位の関係は下の式で計算できる。ここで逃がし安全弁 (SRV) の逃がし弁機能が作動する最低圧力 (7.58MPa [gage]) に到達する時間等を求めた。

$$M_s / \rho_s + M_l / \rho_l = V_{all}$$

$$M_s + M_l = M_{all}$$

$$\Delta (h_s \times V_s \times \rho_s + h_l \times V_l \times \rho_l) = Q \Delta t$$

※初期状態の各変数は[0], SRV作動圧力到達時の各変数は[1]で表す

$M_s$  ,  $M_l$  : 気相部の蒸発量, 液相部の水量 [kg]

初期 (大気圧, 原子炉水温 52°C) :

$$M_{s0} = \text{約 } \boxed{\phantom{000}} \text{ kg (飽和蒸気圧)}, \quad M_{l0} = \text{約 } \boxed{\phantom{000000}} \text{ kg}$$

$M_{all}$  : 原子炉圧力容器内の蒸気及び原子炉冷却材の総量 [kg] = 約  $\boxed{\phantom{00000000}}$  kg

$\rho_s$  ,  $\rho_l$  : 飽和蒸気の密度, 水の密度 [kg/m<sup>3</sup>]

初期 (大気圧, 原子炉水温 52°C) :

$$\rho_{s0} = 0.0912 \text{ kg/m}^3, \quad \rho_{l0} = 987 \text{ kg/m}^3$$

SRV作動圧力到達時 (7.58MPa [gage], 原子炉水温 292°C) :

$$\rho_{s1} = 40.4 \text{ kg/m}^3, \quad \rho_{l1} = 728 \text{ kg/m}^3$$

$V_s$  ,  $V_l$  : 気相部の体積, 液相部の体積 [m<sup>3</sup>]

初期 (大気圧, 原子炉水温 52°C) :

$$V_{s0} = \text{約 } \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^3, \quad V_{l0} = \text{約 } \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^3$$

$V_{all}$  : 原子炉圧力容器内の体積 [m<sup>3</sup>] = 約  $\boxed{\phantom{000}} \text{ m}^3$

$h_s$  ,  $h_l$  : 飽和蒸気, 水のエンタルピ [kJ/kg]

初期 (大気圧, 原子炉水温 52°C) :

$$h_{s0} = 2594.84 \text{ kJ/kg}, \quad h_{l0} = 217.70 \text{ kJ/kg}$$

SRV作動圧力到達時 (7.58MPa [gage], 原子炉水温 292°C) :

$$h_{s1} = 2763.55 \text{ kJ/kg}, \quad h_{l1} = 1300.63 \text{ kJ/kg}$$

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 5.1.1-3



Q : 崩壊熱量[kJ/s] =  $1.40 \times 10^4$  kJ/s (原子炉停止 1 日後)  
Δt : 事象発生後の時間[s]

上記式より

S R V 作動圧力到達時 (7.58MPa[gage], 原子炉水温 292°C) の液相部の水量[kg]

$$M_{11} = \text{約 } 2.364 \times 10^5 \text{ kg}$$

S R V 作動圧力到達時 (7.58MPa[gage], 原子炉水温 292°C) の液相部の体積[m<sup>3</sup>]

$$V_{11} = \text{約 } \boxed{\phantom{00000}} \text{ m}^3$$

事象発生後の時間[s]

$$\Delta t = \text{約 } 1.9 \times 10^4 [\text{s}] \rightarrow 5 \text{ 時間以上}$$

となり、事象発生約 5 時間後までに約 2.5t の原子炉冷却材が蒸発する。ただし、熱膨張により原子炉冷却材の体積は約 82.8m<sup>3</sup> 増加し、原子炉水位は燃料棒有効長頂部より約 8.69m 上 (通常運転水位より約 3.59m 高い位置) となる。S R V 作動圧力到達時 (7.58MPa[gage]) においては遮蔽評価に用いている 100°C の時の水の密度と比べて水の密度が約 0.76 倍と減少しているため、同等の遮蔽厚さに換算した場合、燃料棒有効長頂部より約 6.61m 上 (通常運転水位より約 1.51m 高い位置) となり、事象発生前と同様原子炉冷却材による放射線の遮蔽は維持される。

以上より、原子炉圧力容器が閉鎖状態において崩壊熱除去機能が喪失した場合も、逃がし安全弁の作動等により原子炉内の保有水量が減少するまでの間 (5 時間以上)、原子炉冷却材による放射線の遮蔽は維持される。

なお、原子炉停止 12 時間後を想定した際、上記の原子炉停止 1 日後と同様の評価式を用いて算出すると、S R V 作動圧力到達時 (7.58MPa[gage]) までの時間は 4 時間以上となる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 5.1.1-4

## 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

## 1. 「崩壊熱除去機能喪失」の重要事故シーケンスの選定

運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価「崩壊熱除去機能喪失」の重要事故シーケンスの選定にあたっては、他の殆どの重要事故シーケンス等の選定と同様に、PRAの結果から抽出された事故シーケンスグループから「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「ガイド」という。）に示された着眼点を考慮し、重要事故シーケンスを選定している。

崩壊熱除去機能喪失の重要事故シーケンスとしては、ガイドに示された着眼点に加えて事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における評価内容との差別化を図ることを考慮し、次の事故シーケンスを選定した。

- ・崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗

## 2. 重要事故シーケンスに対する燃料損傷防止対策の選定

有効性評価では、設計基準相当の設備の機能喪失を受けて燃料損傷に至る重要事故シーケンスに対し、重大事故等対処設備を用いて燃料損傷を防止できることを確認している。この観点では、全ての崩壊熱除去機能及び注水機能の喪失を受け、重大事故等対処設備を用いて燃料損傷を防止するという評価も考えられるが、この場合、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」で選定される重要事故シーケンスと同じ評価を実施することとなる。このため、「崩壊熱除去機能喪失」の重要事故シーケンスの有効性評価では、ガイドの対策例を参照し、待機中の残留熱除去系によって崩壊熱除去機能を確保し、燃料損傷を防止可能であることを確認している。

## 3. プラント状態（POS）の選定

重要事故シーケンスの選定プロセスでは、POSについては選定していないため、有効性評価の評価条件を設定する際に選定している。崩壊熱除去機能の喪失事象が発生した場合、代替の崩壊熱除去機能や炉心への注水機能を用いて燃料損傷を防止することとなる。このため、POSを選定する上では崩壊熱が高く、原子炉圧力容器内の保有水量が少ないため、事象発生から燃料損傷までの時間余裕が厳しいPOSを選定することが適切と考える。停止時レベル1 PRAにおけるPOSの分類及び定期検査工程を図1に、POSの選定方法及び原子炉圧力容器の開閉状態を表1に示す。崩壊熱の観点で最も厳しいPOSは「S 原子炉冷温停止への移行状態」であり、次に「A 格納容器及び原子炉圧力容器の開放並びに原子炉ウェル満水への移行状態」、その次が「B 原子炉ウェル満水状態」という順となる。保有水の観点では原子炉水位が通常運転水位付近の可能性のあるPOS「S」、「A」、「C 格納容器及び原子炉圧力容器の閉鎖及び起動準備への移行状態」、「D 起動準備状態」が厳しい。

次に崩壊熱除去・注水機能を持つ設備の事故時の使用可否について考えると、POS「S」及び「D」の原子炉停止直後・起動準備状態において、給水系を除

く緩和設備が原子炉運転中と同様に待機状態又は早期復旧により使用可能な状態である<sup>\*</sup>。そのため、緩和設備についてはPOS「S」及び「D」以外のPOS「A」～「C」が厳しい条件となる。

なお、原子炉压力容器閉鎖時は原子炉圧力の上昇が考えられるが、トップベントから原子炉の減圧ができること、急激に原子炉圧力が上昇するようなものではないこと、原子炉圧力が上昇しても自動減圧機能付き逃がし安全弁で減圧できることから残留熱除去系（低圧注水モード）が使用できるとしている。また、原子炉格納容器閉鎖時においても同様の考え方である。

このため、本評価においては、POS「S」の次に崩壊熱が高く、原子炉压力容器内の保有水量が少ないことに加え、使用可能な緩和設備が原子炉運転中より少なくなるPOS「A」を選定している。なお本評価では、原子炉压力容器内の保有水量が少なく、放射線の遮蔽が維持される水位に到達するまでの時間余裕の観点から厳しい、原子炉压力容器閉鎖状態を評価条件とした。

※ 一例として後述する「添付資料 5.1.6 6. 原子炉隔離時冷却系による注水について」で示すとおり、POS「S」及び「D」において原子炉压力容器が閉鎖状態であるため、原子炉圧力が上昇した後に原子炉隔離時冷却系の注水も使用可能となる。一方、POS「A」～「C」のうち原子炉压力容器が開放状態である場合には、原子炉圧力が上昇しないため原子炉隔離時冷却系が使用できなくなる。

#### 4. 他の燃料損傷防止対策を想定した場合の影響

本評価では、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水の有効性を確認しているが、別の燃料損傷防止対策として、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水が考えられるが、これについては「全交流動力電源喪失」で選定される重要事故シーケンスにおいて、本評価と同じPOS「A」でその有効性を確認している。

項目	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73
プラント状態	S	A										B-1										B-2										B-3										B-4										C										D											
クリティカル 工程	PVI・RVR装置																																																																								
海水系品検	燃料供給																																																																								
代表水位	燃料供給																																																																								
前線	LPRR装置 300品検																																																																								
環境	A→水陸品検																																																																								
熱除	C→水陸品検																																																																								
除去	B→水陸品検																																																																								
代替熱	フェルシウム																																																																								
PCS ※1	フェルシウム																																																																								
PCS ※1	フェルシウム																																																																								
LPIC(C-RHR)※1	フェルシウム																																																																								
給水	フェルシウム																																																																								
注水	フェルシウム																																																																								
水	フェルシウム																																																																								
電	フェルシウム																																																																								
源	フェルシウム																																																																								

A-RHR : 環型熱除去系  
 B-RHR : 環型熱除去B系  
 CUIW : 原子炉炉心系  
 FPC : 燃料炉心系  
 D/G : 非常用ディーゼル発電機  
 HPCS : 高圧炉心スプレイス系  
 LPCS : 低圧炉心スプレイス系  
 LPCI : 低圧注水系  
 A-CWT : 海水冷却系ポンプ  
 B-CWT : 海水冷却系ポンプ  
 C-CWT : 海水冷却系ポンプ  
 FWH : 燃料プール補給水系  
 PVI : 原子炉格納容器  
 RPI : 原子炉圧力容器  
 LPRM : 高出力炉心モータ  
 GRD : 制御棒駆動機構

※1 今回のPRAでは期待していない設備 (RHRは低圧注水モードを期待せず)  
 ■■■■■■ : 蒸気除去に用いている系統  
 □□□□□□ : 待機中の系統

図1 停止時レベル1 PRAにおけるPOSの分類及び定期検査工程

表 1 各プラント状態における評価項目に対する影響（崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失）

プラント状態 (POS)	包絡事象	重大事故等対処設備等	原子炉圧力容器蓋の開閉状態	運転停止中の評価項目	
				燃料有効長頂部の冠水	放射線の遮蔽が維持できる水位の確保
S	原子炉冷温停止への移行状態	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系※1</li> <li>非常用炉心冷却系 (LPCI, LPCS, HPCS) ※2</li> <li>低圧原子炉代替注水系 (常設)</li> <li>低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</li> <li>ガスタービン発電機</li> </ul>	閉鎖	<p>有効性評価において POS-S と同等の崩壊熱及び保有水量を考慮しており、POS-A に比べ、期待できる緩和設備が多いことから、POS-A を想定した有効性評価の条件に包絡される。</p>	<p>原子炉が未開放であり、原子炉圧力容器蓋、蒸気乾燥器及び気水分離器の遮蔽にも期待できることから、必要な遮蔽は確保される。(添付資料 5.1.6)</p> <p>フロント状態 POS-A に同じ。</p>
A	格納容器及び原子炉圧力容器の開放並びに原子炉ウエル満水への移行状態	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用炉心冷却系 (LPCI, LPCS, HPCS) ※2</li> <li>低圧原子炉代替注水系 (常設)</li> <li>低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</li> <li>ガスタービン発電機</li> </ul>	閉鎖→開放	<p>有効性評価にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>有効性評価にて評価項目を満足 (原子炉を開放中であり、原子炉圧力容器蓋、蒸気乾燥器及び気水分離器の遮蔽にも期待できる、又は十分な遮蔽水位が確保されていることから、必要な遮蔽は確保される。(添付資料 5.1.6))</p>	<p>有効性評価にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>制御棒引き抜きに係わる試験は「反応度誤投入」に包絡。</p>
B1					
B2	原子炉ウエル満水状態 (原子炉ウエル水抜き開始まで)	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用炉心冷却系 (LPCI) ※2</li> <li>低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</li> <li>ガスタービン発電機</li> <li>燃料プールのストレイ系</li> </ul>	開放	<p>POS-S に比べ、崩壊熱が小さく、また保有水量が多いことから余裕時間が長いものの、点検等により緩和設備が少なくなることが考えられる。ただし、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) や燃料プールのストレイ系を用いることで燃料損傷を回避できることから、崩壊熱の観点から厳しい「全交流動力電源喪失 (POS-A) 及び「燃料プール想定事故 1」」に包絡される。</p>	<p>フロント状態 POS-A に同じ。</p> <p>燃料の取出・装荷に係わる作業は「反応度誤投入」に包絡。</p>
B3					
B4					
C	格納容器及び原子炉圧力容器の閉鎖及び起動準備への移行状態	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用炉心冷却系 (LPCI, LPCS, HPCS) ※2</li> <li>低圧原子炉代替注水系 (常設)</li> <li>低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</li> <li>ガスタービン発電機</li> </ul>	開放→閉鎖	<p>以下の理由から POS-A を想定した有効性評価の条件に包絡される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>崩壊熱が小さい。</li> <li>緩和設備に差がない。</li> <li>保有水量に差がない。</li> <li>余裕時間が長い。</li> </ul>	<p>原子炉を閉鎖中であり、原子炉圧力容器蓋、蒸気乾燥器及び気水分離器の遮蔽にも期待できる、又は十分な遮蔽水位が確保されていることから、必要な遮蔽は確保される。(添付資料 5.1.6)</p> <p>フロント状態 POS-A に同じ。</p>
D	起動準備状態		閉鎖		<p>原子炉が未開放であり、原子炉圧力容器蓋、蒸気乾燥器及び気水分離器の遮蔽にも期待できることから、必要な遮蔽は確保される。(添付資料 5.1.6)</p>

※1 原子炉圧力が上昇した後使用可能となる ※2 停止時レベル 1 PRA では、保守的に期待していない設備

## 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

## 1. 本評価における崩壊熱の設定

運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価「崩壊熱除去機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンスの有効性評価では、原子炉スクラムによる原子炉停止から1日後<sup>\*</sup>の崩壊熱を用いて原子炉水温の上昇及び蒸発による原子炉水位の低下を評価している。

一般に定期検査期間が数十日であることを考慮すると、原子炉停止から1日(24時間)後の崩壊熱を用いることは定期検査期間から見ると保守的な設定であると考えるが、仮に原子炉停止からの時間がより短い時点での崩壊熱を用いれば、より厳しい評価条件となる。

※ 原子炉停止から1日(24時間)後とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。具体的には制御棒の挿入開始及び発電機解列の実績は、全制御棒全挿入完了を基準とするとそれぞれ8時間程度前、5時間程度前となっており、実際の崩壊熱は評価値より小さくなる。

## 2. より厳しい崩壊熱を設定した場合の時間余裕への影響

プラント停止時を復水器真空破壊から考えると、通常、復水器真空破壊のタイミングは通常のプラント停止操作における全制御棒挿入完了から12時間以上後である。仮に、原子炉水温が100℃かつ原子炉停止から12時間後の崩壊熱によって原子炉注水までの時間余裕を評価すると、燃料棒有効長頂部到達まで約4.2時間となる。原子炉停止から1日(24時間)後の原子炉注水までの時間余裕が約6.1時間であることから、時間余裕の観点では約2時間短くなるが、本重要事故シーケンスにおける「崩壊熱除去機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」の事象発生から原子炉注水開始までの対応は2時間であることから十分対応可能な範囲である。

また、必要な遮蔽の確保の観点においても、現場作業員の退避までの時間余裕が原子炉停止から1日(24時間)後の場合では約4.3時間に対して、12時間後の場合では約2.7時間と短くなるものの、十分退避可能な範囲である(添付資料 5.1.6)。

この様に、崩壊熱の設定によっては原子炉注水及び現場作業員の退避の時間余裕に変動が生じるが、原子炉スクラムによる原子炉停止とし、13ヶ月運転に対して燃焼度を10%増加させた場合の崩壊熱を用いていること及び原子炉注水までの時間余裕の評価では崩壊熱の減衰を考慮していないこと等、様々な保守性を含めた評価としていることから、本重要事故シーケンスにおいて、原子炉注水が間に合わず燃料損傷に至る状況、現場作業員が過度な被ばくを受ける状況は想定し難いものと考えられる。

以上

## 安定状態について（運転停止中（崩壊熱除去機能喪失））

運転停止中の崩壊熱除去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，原子炉安定停止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

崩壊熱除去機能喪失により原子炉水温が上昇し，沸騰開始による原子炉水位の低下が始まるが，待機していた残留熱除去系（低圧注水モード）による注水継続により原子炉水位は回復し，炉心の冷却が維持される。

その後，残留熱除去系（低圧注水モード）を残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に切り替え，原子炉除熱を開始することで冷温停止状態に移行し，原子炉安定停止状態が確立される。

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】

上記の燃料損傷防止対策により原子炉安定停止状態を維持できる。

また，残留熱除去系機能を維持し，除熱を行うことにより，安定停止状態後の安定停止状態の維持が可能となる。

## 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

運転停止中の有効性評価は、審査ガイドの評価項目<sup>\*</sup>に基づき原子炉への注水を行うことで燃料の冠水が維持されていることをもって、燃料の冷却が維持され燃料損傷が防止できていることを確認している。

※<審査ガイドの評価項目>

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）

この際、格納容器内圧力及び温度の挙動は評価対象とはしていないが、原子炉補機代替冷却系又は格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱により対応することとなる。

### 1. プラント停止中における崩壊熱除去機能喪失時の格納容器の影響

プラント停止中の有効性評価において、崩壊熱除去機能を喪失している期間は「崩壊熱除去機能喪失」の事象発生約2時間後まで、「全交流動力電源喪失」の事象発生から原子炉補機代替冷却系等による崩壊熱除去機能復旧の事象発生約10時間後までである。

ここでは、代表として「全交流動力電源喪失」を前提に考察する。

崩壊熱除去機能が喪失すると原子炉水温は上昇し、冷却機能喪失後0.9時間程度で沸騰を開始した後、水位が低下する。原子炉注水により燃料の冷却は維持されるが、原子炉内の圧力が徐々に上昇するため、原子炉の減圧が必要となる。減圧により原子炉内の熱量がサプレッション・チェンバへと移行し、格納容器内の温度上昇や圧力上昇に至る。格納容器内の圧力上昇が炉心損傷前ベントの基準となる427kPa[gage]に到達する時間は約51時間であり、原子炉補機代替冷却系による崩壊熱除去機能復旧の時間余裕は十分確保される。

また、仮に原子炉補機代替冷却系による崩壊熱除去機能の復旧ができない場合は格納容器ベントによる除熱を実施することとなるが、追加放出においては、既に原子炉停止後の減圧操作により原子炉内へ放出されて気体廃棄物処理系で処理されるため、格納容器内の放射性物質の量は、運転中の事故時と比べて非常に小さく、考慮不要である。

なお、原子炉圧力容器が閉鎖状態かつ原子炉格納容器開放状態で、全交流動力電源喪失が発生する頻度は大きなものではないが、これらについても考察する。

所員用エアロック等の開放により原子炉格納容器が開放されている場合、所員用エアロック等を速やかに閉止することで、上記と同様の対応となる。

原子炉格納容器の上部蓋を取り外している場合は、状況により速やかに原子炉格納容器を閉鎖することが困難となり原子炉内から蒸気とともに熱量が原子炉格納容器を經由して原子炉建物内に放出されることも考えられる。ただし、原子炉建物壁面への吸熱及びブローアウトパネル開放等による環境への放熱により、原子炉建物内の環境条件は必要な設備が機能喪失するほど悪化することはなく、原子炉補機代替冷却系等を用いた原子炉又は格納容器冷却の開始により徐々に改善



される。また、現場作業員の退避時及び公衆への放射線影響について、原子炉冷却材中に含まれる放射性物質は微少であり、かつ、時間減衰による低減効果もあるため、有意なものとはならない。

原子炉圧力容器を開放している場合は、原子炉内から放出された熱量は蒸気に伴い原子炉建物内に放出され、原子炉建物壁面への吸熱、または環境へ放熱されるが、この場合は崩壊熱量がさらに低下していること、原子炉ウェルが水張りされているなど原子炉冷却材の量が増加していることから事象進展はより緩慢となる。

#### <参考>

運転停止中における全交流動力電源喪失が発生した際の原子炉格納容器の圧力をMAAPコードにより求めた。解析条件は表1、解析結果は表2及び表3となる。格納容器代替スプレイに期待するケース及び期待しないケースの2ケースの評価を実施し、その結果、格納代替容器スプレイに期待しない場合であってもベントまでの時間は事象開始から約51時間となった。

表1 解析条件（停止時ベントタイミングの確認）

分類	項目	解析条件
事故発生時のプラント状態	崩壊熱	原子炉停止1日後
	原子炉圧力容器の想定	未開放
	原子炉初期水温	約51℃（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の設計温度52℃とほぼ同値）※
	原子炉の初期圧力	大気圧相当
	原子炉格納容器の想定	未開放
	原子炉格納容器内の初期温度	サプレッション・プール水温：約35℃ 気相部：約64℃（通常運転時の温度57℃を包絡する値）※
	原子炉格納容器の初期圧力	大気圧相当
	低圧原子炉代替注水槽の水温	35℃
事象進展	事象開始	<ul style="list-style-type: none"> <li>・全交流動力電源喪失発生</li> <li>・水位低下に伴う非常用炉心冷却系の起動は期待しない</li> </ul>
	事象発生2時間後	<ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備による電源供給開始</li> <li>・自動減圧機能付き逃がし安全弁による減圧</li> <li>・低圧原子炉代替注水系（常設）による注水開始</li> </ul>
	低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水	200m <sup>3</sup> /h
	格納容器代替スプレイ	実施に期待しない，又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるD/Wスプレイ実施（120m <sup>3</sup> /h）
	ベントタイミング	格納容器圧力427kPa[gage]到達，又はサプレッション・プール水位4.9m到達

※：有効性評価で想定する原子炉停止1日後の状態をMAAPにて評価するため，詳細な設定が困難なパラメータは有効性評価で想定する設定値等と同等な値となるようにした。

表 2 解析結果 (停止時ベントタイミングの確認)

分類	ベントタイミング	備考
格納容器代替スプレイに期待するケース	事象発生後 約60時間	サプレッション・プール水位 4.9m到達
格納容器代替スプレイに期待しないケース	事象発生後 約51時間	格納容器圧力427kPa[gage] 到達

表 3 解析結果 (格納容器圧力及び温度\*)

分類	事象発生10時間後		ベントタイミング時	
	格納容器圧力 (MPa[gage])	格納容器温度 (°C)	格納容器圧力 (MPa[gage])	格納容器温度 (°C)
格納容器代替スプレイに期待するケース	S/C : 0.03	D/W : 74	S/C : 0.35 (事象発生後 約60時間)	S/C : 148 (事象発生後 約60時間)
格納容器代替スプレイに期待しないケース	S/C : 0.03	D/W : 74	S/C : 0.43 (事象発生後 約51時間)	S/C : 153 (事象発生後 約51時間)

※：格納容器圧力及び温度はドライウエルとサプレッション・チェンバのうち、より値が大きい側の結果を記載

以上

## 運転停止中 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時における 放射線の遮蔽維持について

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」における放射線の遮蔽維持について評価を行い、放射線の遮蔽維持に必要な水位（目安と考える 10mSv/h<sup>※</sup>）が維持されることを確認したため、その結果を以下に示す。

また、放射線の遮蔽を検討する際、原子炉圧力容器開放作業の流れ、原子炉圧力容器等構造物及び原子炉水位が重要となるため、それらを考慮した評価とした。

※ 必要な遮蔽の目安とする線量率は、「崩壊熱除去機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」における原子炉建物4階（燃料取替階）での作業時間及び作業員の退避は2時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも20mSvとなるため、緊急作業時の被ばく限度の100mSvに対して余裕がある10mSv/hとした。

本事故に応じた燃料損傷防止対策において原子炉建物4階（燃料取替階）での操作を必要な作業としていないが、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル使用）を使用した燃料プールへの注水について仮に考慮し、可搬型スプレイノズル及びホースの設置にかかる作業時間を想定した。

必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、定期検査作業時での原子炉建物4階（燃料取替階）における線量率を考慮した値である。

この線量率となる水位は燃料棒有効長頂部の約1.8m上（通常水位から約3.3m下）の位置である。

### 1. 原子炉圧力容器開放作業の流れ

①原子炉圧力容器開放作業の開始前、コンクリートハッチ取り外し、原子炉格納容器蓋取り外し（図1中の1, 2, 3）

原子炉を停止後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）で除熱可能な圧力に減圧されるまでは、原子炉は主蒸気系を介して、復水器によって除熱される。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による除熱を開始した後、復水器真空破壊を経て、復水器による除熱を停止する。

これらの原子炉の冷温停止状態に向けた操作と並行して、コンクリートハッチ及び原子炉格納容器蓋の取り外し作業を実施する。

②原子炉圧力容器蓋取り外し（図1中の4）

原子炉が冷温停止状態になった後、原子炉の水位を徐々に上昇させ、原子炉圧力容器保温材及び原子炉圧力容器蓋を開放する（原子炉圧力容器開放時の水位はフランジ下0.5m程度）。

③蒸気乾燥器取り外し（図1中の5）

水位を徐々に上昇させながら、蒸気乾燥器を蒸気乾燥器・気水分離器ピット（以下「D S P」という。）へと移動する（蒸気乾燥器は気中移動）。

④気水分離器取り外し（図1中の6）

気水分離器をD S Pへと移動する（気水分離器は水中移動）。

なお、原子炉起動に向けて実施する原子炉圧力容器閉鎖作業においては開放作業の逆の流れで実施される。この状況においては原子炉圧力容器開放作業時に比べ、原子炉停止後の冷却時間が長く燃料の崩壊熱及び線源強度が小さくなる。そのため、放射線の遮蔽維持における影響は原子炉圧力容器開放作業時に包絡される。

（添付資料 5.1.2）

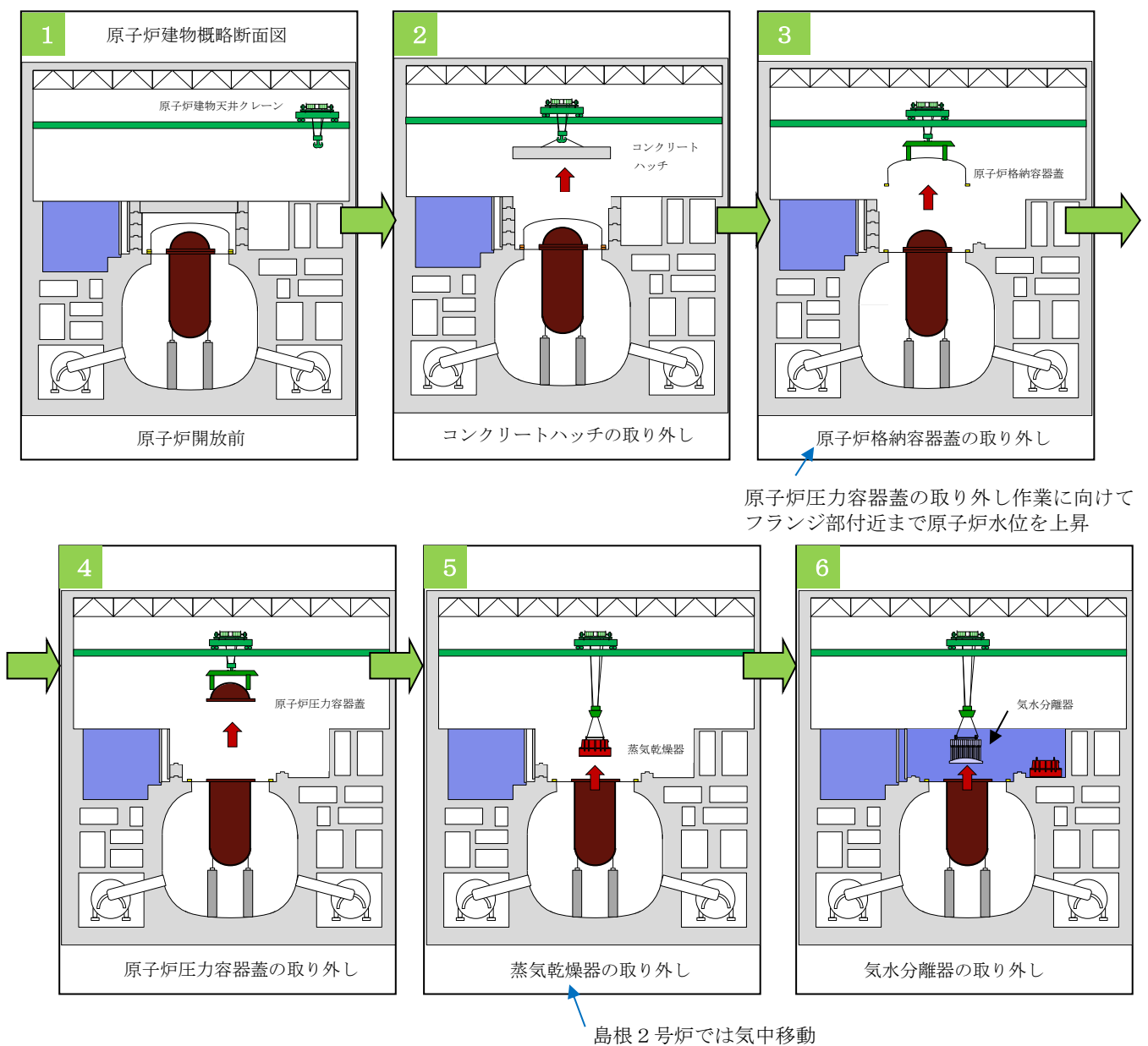


図1 原子炉圧力容器開放作業の流れ

## 2. 原子炉圧力容器等構造物

評価点 (燃料取替機台車床 (後述するコンクリートハッチ取り外し, 原子炉格納容器蓋取り外し状態の作業現場を想定))

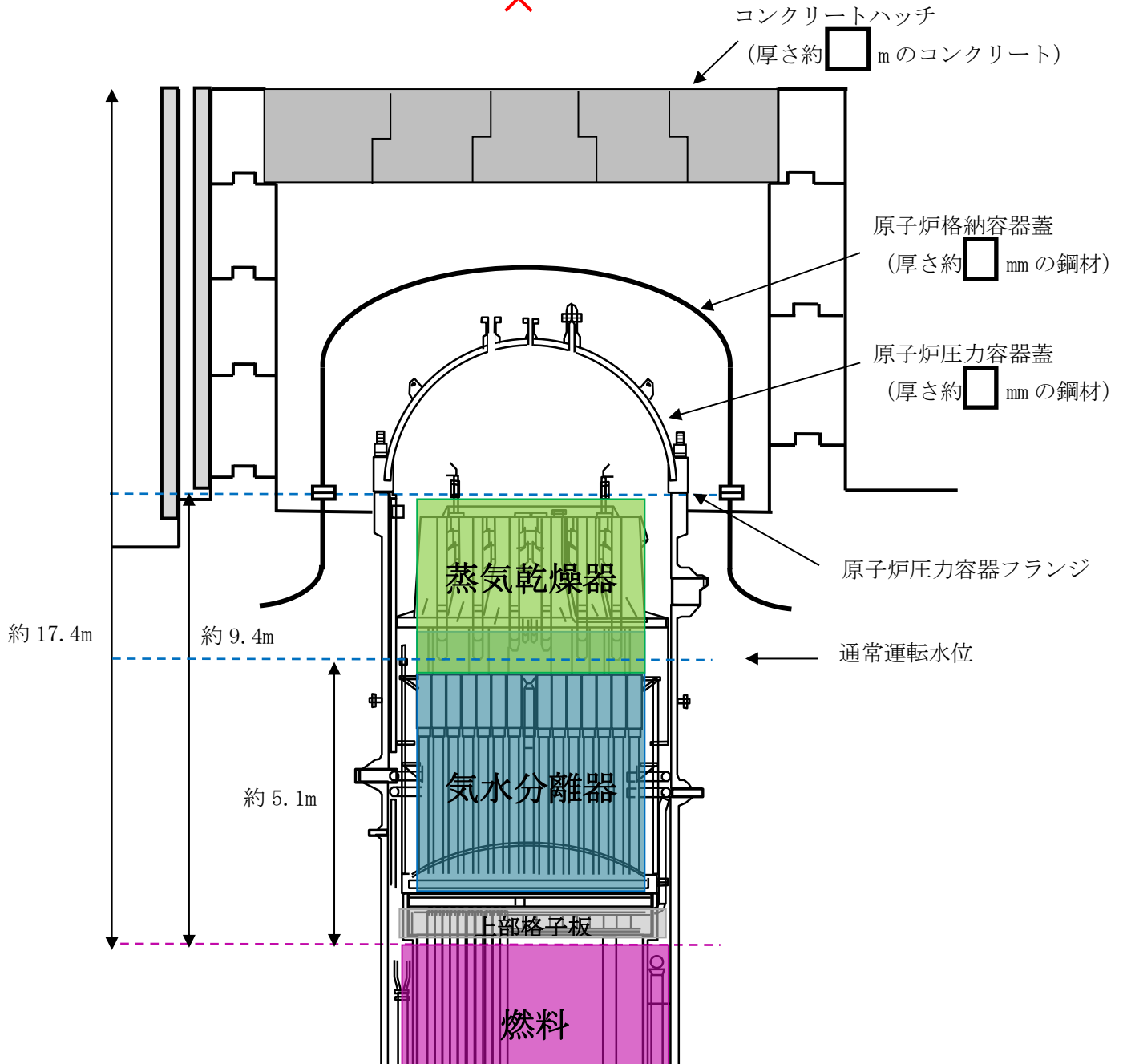


図2 原子炉圧力容器等構造物の概要

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

### 3. 各状態における遮蔽維持について

原子炉圧力容器開放作業時の各状態における現場の放射線遮蔽について以下に示す。

#### ①-1 原子炉圧力容器開放作業の開始前（図1中の1）

原子炉運転中，原子炉停止直後等はコンクリートハッチ，原子炉格納容器蓋及び原子炉圧力容器蓋が閉鎖されており，また蒸気乾燥器，気水分離器等も炉内に存在するため，炉心燃料等の線源からの放射線の多くはこれらに遮られ，原子炉建物4階（燃料取替階）での線量率は十分小さくなる。そのため，原子炉圧力容器開放作業の開始前において，原子炉水位低下に伴う放射線の遮蔽の評価は不要である。

※ 一例として  $^{60}\text{Co}$  を線源とした時の 10cm の鉄の実効線量透過率は約  $8.2 \times 10^{-2}$ ，155cm のコンクリートの実効線量透過率は約  $4.1 \times 10^{-7}$  と非常に小さくなる。

（参考：放射線施設の遮蔽計算実務（放射線）データ集 2012 公益財団法人 原子力安全技術センター）

#### ①-2 コンクリートハッチ取り外し，原子炉格納容器蓋取り外し（図1中の2，3）

コンクリートハッチ及び原子炉格納容器蓋の取り外し後は，これらの遮蔽効果には期待できなくなるが，原子炉圧力容器蓋，蒸気乾燥器及び気水分離器の遮蔽効果に期待できる。さらに原子炉圧力容器蓋の取り外し作業に向けて原子炉の水位の上昇操作を実施するため，定検毎に高さは異なるが原子炉の水位は徐々に上昇することになる。この状態で原子炉建物4階（燃料取替階）にて原子炉圧力容器開放に向けた作業を実施していることも考えるため，コンクリートハッチ及び原子炉格納容器蓋の遮蔽に期待しない場合の現場線量率の評価が必要である。

#### ② 原子炉圧力容器蓋取り外し（図1中の4）

原子炉圧力容器蓋開放時はフランジ下 0.5m 程度まで原子炉の水位を上昇させた後，開放作業を実施する。この際，原子炉の水位上昇により炉心燃料及び上部格子板からの放射線の影響は非常に小さくなる。また，原子炉の保有水量が多くなるため，100°Cに至るまでの時間はさらに長くなる（約 1.2 時間程度）。

仮に原子炉圧力容器蓋を取り外し中に全交流動力電源喪失事象等が発生した際を考えると，原子炉圧力容器蓋を完全に移動させていなければ，その遮蔽に期待できる。

また，原子炉圧力容器蓋を取り外した後の状態にて後述する全交流動力電源喪失事象の水位低下（フランジ付近から約 1.1m 低下）を仮定した場合も，原子炉水位がフランジよりさらに高い水位である可能性があること，炉心燃料及び上部格子板からの放射線影響は後述する原子炉冷却材の流出の原子炉水位と線量率の関係（5.3 原子炉冷却材の流出 第5.3.2-2 図）に包絡できることから，必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h を超えることはない。

なお，蒸気乾燥器及び気水分離器からの放射線影響においても線源強度が大きくないこと，約 1.1m の水位低下により露出する蒸気乾燥器は通常作業でも気中移動させる設備であることから，これらを考慮しても必要な遮蔽は維持される。

以上より，原子炉水位低下に伴う放射線の遮蔽の評価は不要である。（上記の①-2 での

評価に包絡)。

③ 蒸気乾燥器取り出し (図1中の5) 及び④ 気水分離器取り外し (図1中の6)

蒸気乾燥器の取り外しに併せ、水位を上昇させていく状態であり、崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失事象が発生した場合においても、沸騰開始及び水位低下までに十分に時間余裕があるため、原子炉水位低下に伴う放射線の遮蔽の評価は不要である。

4. 放射線の遮蔽維持に必要な水位

放射線の遮蔽維持に必要な水位 (目安と考える 10mSv/h) は、3. の検討を踏まえ、「①-2 コンクリートハッチ取り外し、原子炉格納容器蓋取り外し (図1中の2, 3)」の状態を想定して評価を行った。

線量率の算出は、「添付資料 4.1.2 「水遮蔽厚に対する貯蔵中の燃料等からの線量率」の評価について」と同様に QAD-CGGP2R コードを用いて計算し、評価条件は以下に示すものを用いた。

なお、評価点は燃料取替機台車床<sup>\*</sup>とした。

※ 原子炉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の作業員の退避を想定して評価点を設定した。コンクリートハッチ取り外し及び原子炉格納容器蓋取り外し作業時において作業員は天井クレーン操作室等にいることが考えられるため、より線源に近い燃料取替機台車床を代表としている。なお、停止作業中においては作業員が原子炉格納容器内 (D/W含む) に入って作業することも考えられるが、炉心燃料からの放射線は遮蔽物 (原子炉圧力容器、シュラウド、生体遮蔽 (原子炉遮蔽壁) 等) により減衰されること、原子炉建物4階 (燃料取替階) と同様に事故時に作業員が退避することから、作業員の退避に関する被ばく影響は本評価に包絡される。

(1) 炉心燃料・炉内構造物の評価モデルと線源強度

放射線源として燃料、上部格子板、気水分離器及び蒸気乾燥器をモデル化した。

a. 炉心燃料

評価条件を以下に示す。

- 線源形状：円柱線源 (炉心の全てに燃料がある状態)
- 燃料棒有効長 (mm)：
- ガンマ線エネルギー：評価に使用するガンマ線は、エネルギー5群
- 線源材質：燃料及び水 (密度： g/cm<sup>3</sup>)
- 線源強度：文献値<sup>\*1</sup>に記載のエネルギーあたりの線源強度を基に、9×9燃料 (A型) の体積あたりの線源強度を式①で算出

$$\text{線源強度 (cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}) = \frac{\text{文献に記載の線源強度 (MeV} \cdot \text{W}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}) \times \text{燃料集合体あたりの熱出力 (W/体)}}{\text{各群のエネルギー (MeV)} \times \text{燃料集合体体積 (cm}^3 \text{/体)}} \quad \dots \text{①}$$

このときの線源条件は以下となる。なお、本評価で使用している文献値は、燃料照射

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



期間  $10^6$  時間（約 114 年）と、島根 2 号炉の実績を包絡した条件で評価されており、島根 2 号炉に関する本評価においても適用可能である。

- ・燃料照射期間： $10^6$  時間（無限照射）
- ・原子炉停止後の期間<sup>※2</sup>：停止後 12 時間（原子炉未開放状態での実績を考慮して設定した値）
- ・燃料集合体あたりの熱出力：4.35MW/体（9×9 燃料（A 型））
- ・燃料集合体体積：約  $7.1 \times 10^4 \text{ cm}^3$ （9×9 燃料（A 型））

※1 Blizard E. P. and Abbott L. S., ed., “REACTOR HANDBOOK. 2nd ed. Vol. III Part B, SHIELDING”, INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962”

※2 原子炉停止後の期間は全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、線源強度評価は崩壊熱評価と同様にスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な評価条件となっている。

○ 評価モデル：円柱線源

線量率評価モデルを図3に示す。また、式①で算出した体積あたりの線源強度を表1に示す。

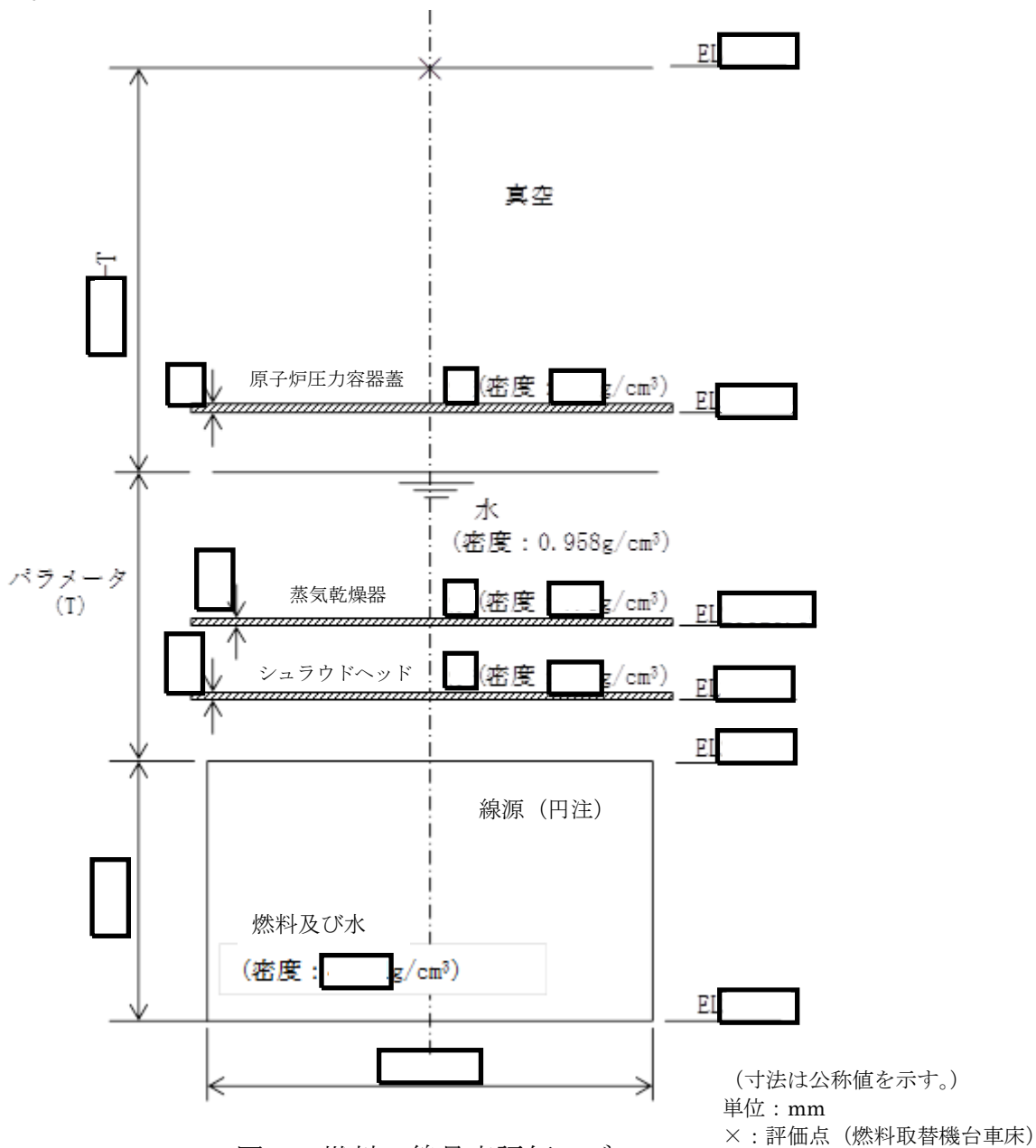


図3 燃料の線量率評価モデル

表1 燃料の線源強度

ガンマ線 エネルギー (MeV)	線源強度 ( $\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ )
1.0	$9.8 \times 10^{11}$
2.0	$1.6 \times 10^{11}$
3.0	$4.7 \times 10^9$
4.0	$7.3 \times 10^7$
5.0	$2.0 \times 10^7$

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

b. 上部格子板

評価条件を以下に示す。

- 線源形状：円柱線源としてモデル化
- 線源の高さ (mm)：
- ガンマ線エネルギー：評価に使用するガンマ線は、主要核種  $^{60}\text{Co}$  を想定して 1.5MeV
- 線源材質：水と同等 (密度： $0.958\text{g}/\text{cm}^3$ )
- ※  $52^\circ\text{C}$  から  $100^\circ\text{C}$  までの飽和水の密度のうち、最小となる  $100^\circ\text{C}$  の値を採用
- 線源強度は、機器表面の実測値 ( Sv/h) より  $8.7 \times 10^9 \text{ Bq}/\text{cm}^3$  と算出線量率評価モデルを図 4 に示す。

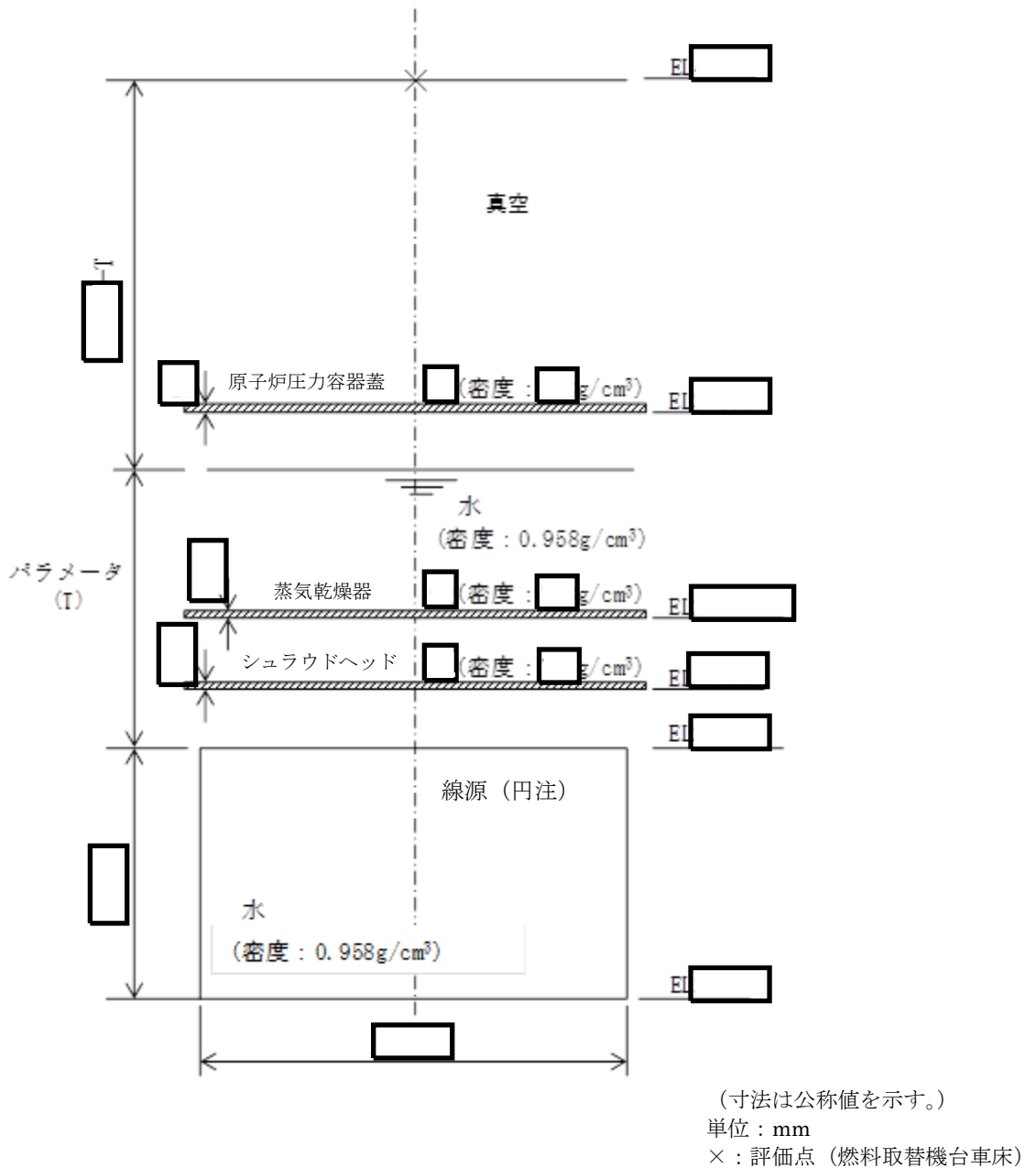


図 4 上部格子板の線量率評価モデル

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

c. 気水分離器

評価条件を以下に示す。

- 線源形状：円柱線源としてモデル化
- 線源の高さ (mm)：
- ガンマ線エネルギー：評価に使用するガンマ線は、主要核種  $^{60}\text{Co}$  を想定して 1.5MeV
- 線源材質：水と同等 (密度：0.958g/cm<sup>3</sup>\*)
- ※ 52℃から 100℃までの飽和水の密度のうち、最小となる 100℃の値を採用
- 線源強度は、機器表面の実測値 (  mSv/h ) より  $1.3 \times 10^6$  Bq/cm<sup>3</sup> と算出線量率評価モデルを図5に示す。

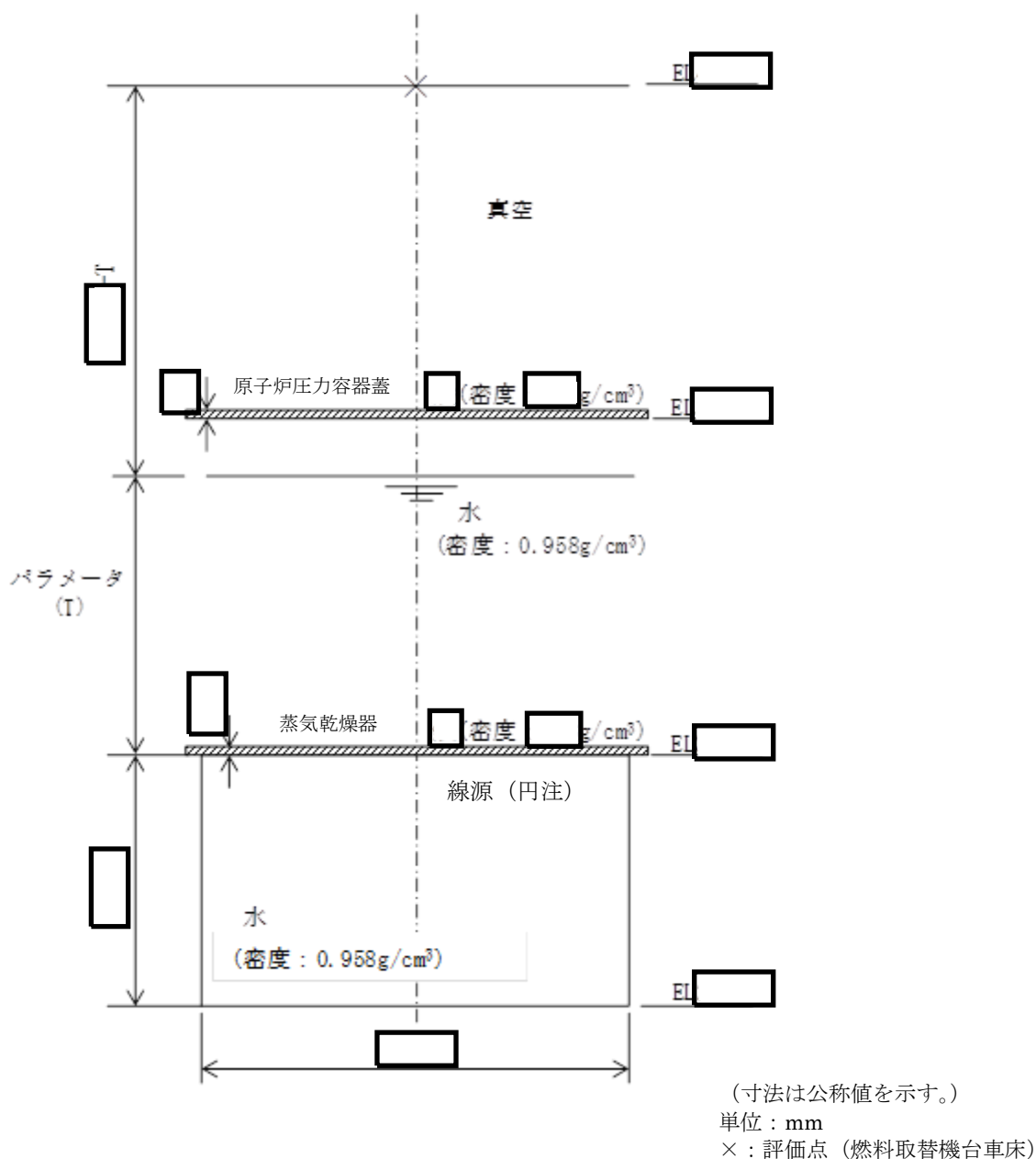


図5 気水分離器の線量率評価モデル

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

d. 蒸気乾燥器

評価条件を以下に示す。

- 線源形状：円柱線源としてモデル化
- 線源の高さ (mm)：
- ガンマ線エネルギー：評価に使用するガンマ線は，主要核種  $^{60}\text{Co}$  を想定して 1.5MeV
- 線源材質：水と同等 (密度：0.958g/cm<sup>3</sup>※)
- ※ 52°Cから 100°Cまでの飽和水の密度のうち，最小となる 100°Cの値を採用
- 線源強度は，機器表面の実測値 (  mSv/h ) より  $1.3 \times 10^6$  Bq/cm<sup>3</sup> と算出線量率評価モデルを図 6 に示す。

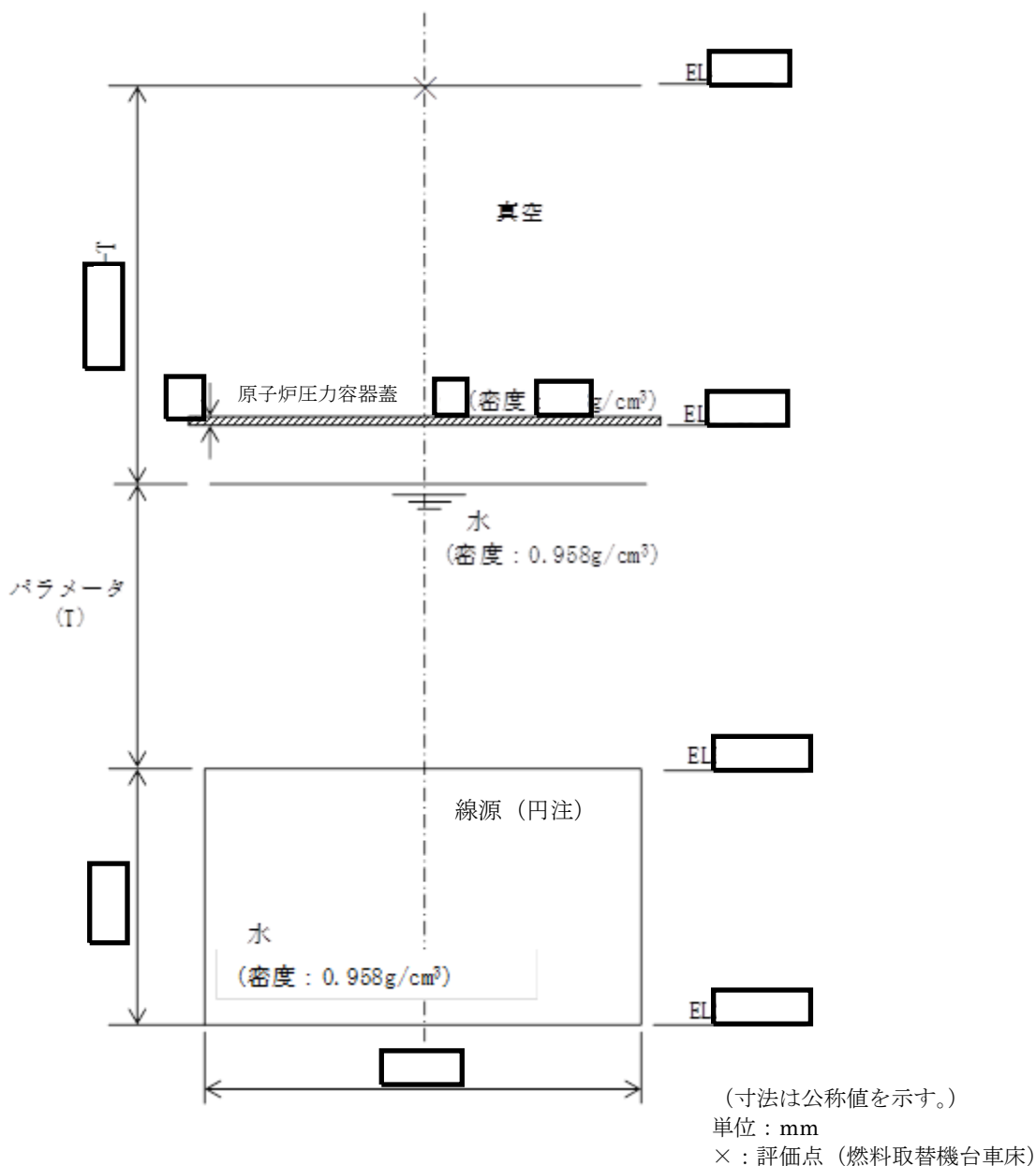


図 6 蒸気乾燥器の線量率評価モデル

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## (2) 遮蔽物の評価モデル

原子炉圧力容器内の原子炉冷却材以外に放射線を遮蔽する構造物として、原子炉圧力容器蓋、蒸気乾燥器、気水分離器をモデル化した。なお、蒸気乾燥器及び気水分離器は構造が複雑であり、放射線の遮蔽物を平均化したモデルとするとストリーミング(放射線漏れ)の影響により非保守的な評価となるため、線源を覆うような構造物のみ遮蔽物として考慮した。

### a. 原子炉圧力容器蓋

評価条件を以下に示す。

- 遮蔽物形状：円柱遮蔽物としてモデル化
  - 遮蔽物の高さ (mm)： (圧力容器蓋の最薄部厚さ)
  - 遮蔽物材質： 平板 (密度： g/cm<sup>3</sup>) ※
- ※ 原子炉圧力容器鋼板  の密度は、同等である  で代表した線量率評価モデル (遮蔽) を図 3～7 に示す。



図 7 原子炉圧力容器蓋の線量率評価モデル (遮蔽)

### b. 蒸気乾燥器

評価条件を以下に示す。

- 遮蔽物形状：円柱遮蔽物としてモデル化
  - 遮蔽物の高さ (mm)： (フード部の最薄部厚さ)
  - 遮蔽物材質： 平板 (密度： g/cm<sup>3</sup>) ※
- ※ 蒸気乾燥器の材質  の密度は、同等である  で代表した線量率評価モデル (遮蔽) を図 3～5 及び 8 に示す。



図 8 蒸気乾燥器の線量率評価モデル (遮蔽)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

c. 気水分離器

評価条件を以下に示す。

- 遮蔽物形状：円柱遮蔽物としてモデル化
- 遮蔽物の高さ (mm)： (シュラウドヘッドの厚さ (気水分離器スワラーによる遮蔽も考慮))
- 遮蔽物材質： 平板 (密度： g/cm<sup>3</sup>) ※
- ※ 気水分離器の材質  の密度は、同等である  で代表した
- 線量率評価モデル (遮蔽) を図 3, 4 及び 9 に示す。



図 9 気水分離器の線量率評価モデル (遮蔽)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(3) 現場の線量率の評価結果

(1), (2)の条件を用いて評価した原子炉水位と現場の線量率の関係を図10に示す。

グラフより必要な遮蔽を確保できる水位(目安と考える10mSv/h)は以下の仮定のもとで「燃料棒有効長頂部の約1.8m上」と求めた。

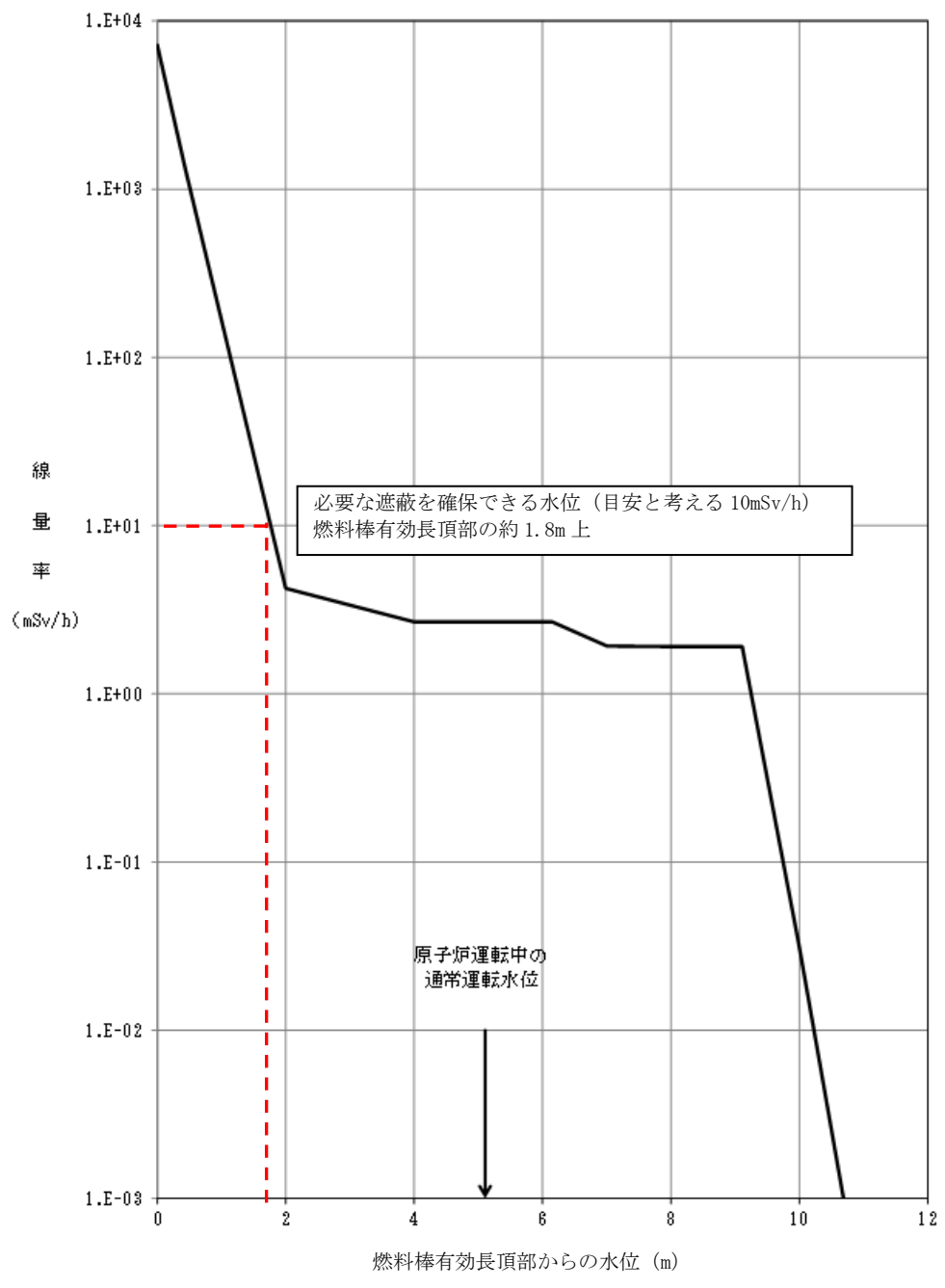


図10 原子炉水位と炉心燃料及び上部格子板等からの線量率



(4) 必要な遮蔽を確保できる最低水位到達までの時間余裕

崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の事故発生時から放射線の遮蔽維持に必要な水位到達までの時間を、「添付資料 5.1.1」の 1. 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮しない計算を用いて求めた。

計算は後述する「添付資料 5.1.7」の評価条件の不確かさを踏まえ、原子炉停止後 12 時間後と 1 日後の 2 ケースを実施した。

評価条件及び評価結果を表 2 に示す。

評価結果より、原子炉停止 12 時間後及び原子炉停止 1 日後においては崩壊熱除去機能喪失時の注水までの想定時間である事象発生から 2 時間後、全交流動力電源喪失時の注水までの想定時間である事象発生から 2 時間後に対して十分であることが確認された。

表 2 必要な遮蔽を確保できる最低水位到達までの時間余裕の評価条件と結果

原子炉停止後の時間	原子炉初期水温 (°C)	崩壊熱 (kW)	必要な遮蔽を確保できる水位到達までの時間余裕 <sup>※1</sup>	燃料棒有効長頂部到達までの時間余裕	残留熱除去機能喪失時の注水までの想定時間	全交流動力電源喪失時の注水までの想定時間
12 時間 (不確かさで確認するケース)	100	$1.67 \times 10^4$	約 2.7 時間	約 4.2 時間	2 時間	2 時間
24 時間 (有効性評価で確認するケース)	52	$1.40 \times 10^4$	約 4.3 時間	約 6.1 時間	2 時間	2 時間

※1 「添付資料 5.1.1 2. 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した計算」に示すように、原子炉の減圧操作実施までは、発生した崩壊熱の多くが飽和水の顕熱として吸収されるため、必要な遮蔽を確保できる水位到達までの時間余裕はさらに長くなる（原子炉停止 12 時間後でも 4 時間以上の時間余裕がある）。

5. 事故時の退避について

事故発生時の原子炉建物 4 階（燃料取替階）又は原子炉格納容器内にいる現場作業員の退避について確認した。

事象発生時、当直長のページングによる退避指示、又は現場の状況変化により、作業員は異常状態を認知し、2 時間以内に原子炉建物 4 階（燃料取替階）又は原子炉格納容器内より退避する。また、運転員は作業員の退避が完了したことを確認し、自動減圧機能付き逃がし安全弁の開操作を開始する。全交流動力電源喪失により現場の照明設備が消灯することも考えられるが、作業員はヘッドライト等のバッテリー式の照明を保有しており、線量が上昇する前（4. より事象発生から最短約 2.7 時間）の退避が十分可能である。

なお、作業者の避難が必要な場合は、避難指示及び立ち入り制限が実施されるため、作業者は緊急作業を除き現場の安全性が確認される前に再入域することはない。

復旧に際しては放射線汚染等を確認し、現場の安全性が確認された後実施する。

#### 6. 原子炉隔離時冷却系による注水について

原子炉隔離時冷却系の設計として、作動には0.74MPa[gage]以上の原子炉圧力を必要としており、原子炉停止時の初期圧力は大気圧程度まで低下しているため、評価において原子炉隔離時冷却系による注水に期待していない。ただし、有効性評価で想定しているような原子炉未開放状態において事象進展とともに原子炉の圧力が上昇し、原子炉隔離時冷却系による注水が可能となることが考えられる。なお、原子炉隔離時冷却系の点検の準備として弁の電源等に隔離操作（アイソレーション）を実施していることも考えられるが、これらの事故時に原子炉隔離時冷却系での注水を必要とした際は運転員がただちに復旧を実施することが可能であるため、原子炉隔離時冷却系の使用の問題とならない。

#### 7. まとめ

崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時で想定する原子炉停止1日後において、必要な遮蔽を確保できる水位を下回ることはない。

また、評価条件の不確かさを考慮して原子炉停止12時間後、原子炉初期水温100℃の状態を想定した場合でも、4. で評価した必要な遮蔽を確保できる水位到達までの時間余裕である約2.7時間に比べ十分時間がある。さらに、これらの時間余裕は「添付資料5.1.1 2. 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した計算」のとおり、原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮することでさらに長くなる。

以上より、運転員及び作業員が現場にいる間、放射線の遮蔽は維持される。

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))  
 表 1 評価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と与える影響 (1/3)

項目	評価条件(初期、事故及び機器条件)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
	評価条件	最確条件			
燃料の崩壊熱	約 14.0MW (9×9燃料(A型), 原子炉停止 1日後)	約 14MW 以下 (実績値)	平衡炉心燃料の平均燃焼度 33GWd/t (サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮) を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値 また、原子炉停止 1 日後においては、9×9 燃料の方が MOX 燃料よりも崩壊熱が大きくなり、原子炉水位低下の観点で厳しいため、MOX 燃料 (A 型) の評価は 9×9 燃料 (A 型) を考慮し、代表的に 9×9 燃料 (A 型) を設定 停止後の時間については、停止後の時間を短くとり、崩壊熱が蔽しなくなるように 1 日後の状態を想定	最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下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が大きくなる。仮に、原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は、注水までの時間が短くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位 (必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位) である燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上の高さに到達するまでの時間は事象発生から約 2.7 時間、燃料棒有効長頂部到達まで事象発生から約 4.2 時間となることから評価条件である原子炉停止 1 日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉水温	52℃	約 29℃～約 46℃*1 (実績値)	停止後 1 日の実績を踏まえ、原子炉は残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) にて冷却されているため、その設計温度である 52℃を設定	最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なる。原子炉水温が 100℃かつ原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位 (必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位) である燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上の高さに到達するまでの時間は事象発生から約 2.7 時間となることから、評価条件である原子炉水温が 52℃かつ原子炉停止から 1 日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなるが、注水操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

※1 過去のプラント停止操作実施時の全制御棒全挿入から約 24 時間経過後の原子炉水温の実績データ

表1 評価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 / 3)

項目	評価条件 (初期, 事故及び機器条件) 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
	評価条件	最確条件			
原子炉水位	通常運転水位 (汽水分離器下端から+83 cm)	通常運転水位以上	原子炉停止 1 日後の水位	最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より高くなるため、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなるが、注水操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく、崩壊除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、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、評価条件で設定している原子炉水位より高くなるため、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
原子炉圧力	大気圧	大気圧※2	原子炉停止 1 日後の実績を考慮して設定	最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間は遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作は原子炉圧力に応じた対応をとるものではなく、崩壊除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、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、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、原子炉水位の低下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。
原子炉圧力容器の状態	圧力容器未開放	事故毎に変化	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定	原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はない。運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、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。	原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、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。
燃料の容量	1,180m <sup>3</sup>	1,180m <sup>3</sup> 以上 (合計貯蔵量)	発電所構内に貯蔵している合計容量を参考に、最確条件を包絡で定める条件を設定	最確条件とした場合は、解析条件よりも燃料容量の余裕が大きくなる。また、事象発生直後から最大負荷運転を想定しても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。	—

※2 原子炉停止直後、原子炉圧力容器耐圧試験などの特殊な場合を除く。

表 1 評価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 / 3)

項目	評価条件 (初期, 事故及び機器条件) 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
	評価条件	最確条件			
事故条件	起因事象, 安全機能の喪失に対する仮定	残留熱除去系の機能喪失	運転中の残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の故障を想定	評価条件と最確条件が同様であることから, 事象進展に影響はない。	評価条件と最確条件が同様であることから, 事象進展に影響はない。
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は, 崩壊熱除去機能の喪失に伴う原子炉水位の低下に影響しないことから, 資源の観点で厳しい外部電源なしを設定	外部電源がない場合と外部電源がある場合では, 事象進展は同じであることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では, 事象進展は同じであることから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。
機器条件	残留熱除去系 (低圧注水モード)	1, 136 m <sup>3</sup> /h で注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定	評価条件と最確条件が同様であることから, 事象進展に影響はない。	評価条件と最確条件が同様であることから, 事象進展に影響はない。
	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	熱交換器 1 基あたり約 9 MW (原子炉冷却材温度 52°C, 海水温度 30°C において)	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の設計値として設定	評価条件と最確条件が同様であることから, 事象進展に影響はない。	評価条件と最確条件が同様であることから, 事象進展に影響はない。

表 2 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	評価条件 (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
	評価上の操作開始時間	条件設定の考え方					
待機中の残留熱除去系 (低圧注水モード) による注水操作	操作条件から2時間後	残留熱除去系の機能喪失に伴う異常の認知及び現場操作の実績等を基に、さらに余裕を考慮して設定	<p>【認知】 評価では残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の故障発生から残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水操作の開始まで、逃がし安全弁の手動減圧操作等を含めて事象発生から2時間後を設定しているが、原子炉注水の必要性を認知することは容易である。よって、評価上の注水操作開始時間に対し、実際の注水操作開始時間が早くなる場合が考えられる。</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なし。</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響なし。</p> <p>【操作所要時間】 残留熱除去系のポンプ起動操作及び注入弁の開操作は、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。操作時間は特に設定していないが、原子炉水位の低下に対して操作に要する時間は短い。</p> <p>【他の並列操作有無】 当該操作を実施する運転員は、残留熱除去系 (低圧注水モード) の原子炉注水操作時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】 中央制御室における操作は、制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	崩壊熱除去機能喪失による原子炉注水の必要性を確実し操作を実施することであり、評価では事象発生から2時間後の注水操作開始を設定しているが、実際の注水操作開始時間は約6.1時間であり、事象発生から約4.3時間、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約4.3時間、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	評価上の作業成立性を踏まえ、事象発生から2時間後としており、このうち、残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水の起動操作は、所要時間10分想定のとおり、訓練実績では約2分である。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。	

表 2 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	評価条件（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
	評価上の操作開始時間	条件設定の考え方					
<p>待機中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去機能復旧</p> <p>操作条件</p>	<p>事象発生から 2 時間 30 分後</p>	<p>運転手順書等を踏まえて設定</p>	<p>残留熱除去系の低圧注水モードにより原子炉への注水を実施していることから、原子炉停止時冷却モードによる崩壊熱除去機能復旧には時間余裕がある</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>評価上は作業成立性を踏まえ、原子炉水位回復から 30 分後としており、このうち、系統構成及びボンプの起動は、所要時間 30 分想定のところ、訓練実績等では約 16 分である。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。</p>

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））

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
非常用ディーゼル発電機 2台起動※1 （燃費は保守的に最大負荷時を想定） $1.618\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 2\text{台} = 543.648\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 $700\text{m}^3$	ディーゼル燃料 貯蔵タンクの容 量は約 $730\text{m}^3$ であり、7日間対 応可能
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1台起動 （燃費は保守的に最大負荷時を想定） $0.927\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 155.736\text{m}^3$		
緊急時対策所用発電機 1台 $0.0493\text{ m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 8.2824\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 $9\text{m}^3$	緊急時対策所用 燃料地下タンク の容量は約 $45\text{m}^3$ であり、7日間 対応可能

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが、保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。



## 5.2 全交流動力電源喪失

### 5.2.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

#### (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「全交流動力電源喪失」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、「外部電源喪失＋交流電源喪失」及び「外部電源喪失＋直流電源喪失」である。

#### (2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失することにより、原子炉の注水機能及び除熱機能が喪失することを想定する。このため、燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは、全交流動力電源が喪失したことによって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には、全交流動力電源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、運転員が異常を認知して、常設代替交流電源設備による電源供給、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を行うことによって、燃料損傷の防止を図る。また、原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を除熱する。

#### (3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、燃料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、初期の対策として常設代替交流電源設備による給電手段、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水手段を整備する。また、安定状態に向けた対策として原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 5.2.1-1(1) 図及び第 5.2.1-1(2) 図に、手順の概要を第 5.2.1-2 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操作手順の関係を第 5.2.1-1 表に示す。

本事故シーケンスグループにおける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、緊急時対策要員 29 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、当直長 1 名、当直副長 1 名、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、通報連絡等を行う要員は 5 名、復旧班要員 19 名である。必要な要員と作業項目について第 5.2.1-3 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、29 名で対処可能である。

- a. 全交流動力電源喪失による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）停止確認

原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止による崩壊熱除去機能が喪失する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止による崩壊熱除去機能喪失を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去ポンプ出口流量である。

b. 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、原子炉補機代替冷却系、低圧原子炉代替注水系（常設）の準備を開始する。

c. 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止により原子炉水温が100℃に到達し、原子炉圧力が上昇することから、原子炉圧力を低圧状態に維持するため、中央制御室からの遠隔操作により自動減圧機能付き逃がし安全弁1個を開操作する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止による原子炉水温の上昇を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力容器温度（SA）である。

自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力等である。

d. 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

常設代替交流電源設備による交流電源供給を確認後、中央制御室からの遠隔操作により低圧原子炉代替注水ポンプを手動起動し、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉水位が回復する。

低圧原子炉代替注水系（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、原子炉水位（広帯域）及び代替注水流量（常設）等である。

e. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復

原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系の準備が完了後、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転を再開する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転の再開を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器入口温度等である。

崩壊熱除去機能回復後、自動減圧機能付き逃がし安全弁を全閉とし、原子炉低圧状態の維持を停止する。

## 5.2.2 燃料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、「外部電源喪失＋交流電源喪失」である。

なお、「5.1 崩壊熱除去機能喪失」で考慮している原子炉補機冷却機能喪失により残留熱除去機能が喪失した場合については、事象進展が同様なので併せ

て本重要事故シーケンスにおいて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

本評価で想定するプラント状態においては、崩壊熱、原子炉冷却材及び注水手段の多様性の観点から、「POS-A 格納容器及び原子炉压力容器の開放並びに原子炉ウェル満水への移行状態」が燃料棒有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して、最も厳しい想定である。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。

また、評価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。

(添付資料 5.1.1, 5.1.2)

## (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評価条件を第5.2.2-1表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。

### a. 初期条件

#### (a) 原子炉压力容器の状態

原子炉压力容器の未開放時について評価する。原子炉压力容器の開放時については、燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から、未開放時の評価に包絡される。

#### (b) 崩壊熱

原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づくものとし、また、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止1日後の崩壊熱を用いる。このときの崩壊熱は約14MWである。

なお、崩壊熱に相当する原子炉冷却材の蒸発量は約23m<sup>3</sup>/hである。

(添付資料 5.1.3)

#### (c) 原子炉水位及び原子炉水温

事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、原子炉水温は52℃とする。

#### (d) 原子炉圧力

原子炉の初期圧力は大気圧が維持されているものとする。また、事象発生後において、水位低下量を厳しく見積もるために、原子炉圧力は大気圧に維持されているものとする<sup>\*1</sup>。

※1 実操作では低圧原子炉代替注水系（常設）の注水準備が完了した後で原子炉減圧を実施することとなり、低圧原子炉代替注水系（常設）の注水特性に応じて大気圧より高い圧力で注水が開始されることとなる。大気圧より高い圧力下での原子炉冷却材の蒸発量は大気圧下と比べ小さくなるため、原子炉圧力が大気圧に維持されているとした評価は保守的な条件となる。

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。また、原子炉補機冷却系の機能喪失を重畳させるものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。起因事象として、外部電源を喪失するものとしている。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水流量は  $200\text{m}^3/\text{h}$  とする。

(b) 原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 15.7MW（原子炉冷却材温度  $100^\circ\text{C}$ 、海水温度  $30^\circ\text{C}$ 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) 事象発生 2 時間までに常設代替交流電源設備によって交流電源の供給を開始する。

(b) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生 2 時間後から開始する。

(c) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、軸受等の冷却が必要となるため、原子炉補機代替冷却系の準備が完了する事象発生 10 時間後から開始する。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉水位の推移を第 5.2.2-1 図に、原子炉水位と線量率の関係を第 5.2.2-2 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより原子炉水温が上昇し、事象発生から約 0.9 時間後に沸騰、蒸発することにより原子炉水位は低下し始める。常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、事象発生から 2 時間経過した時点で、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を行うことによって、原子炉水位は燃料棒有効長頂部の約 4.0m 上まで低下するにとどまる。原子炉水位回復後は、蒸発量に応じた注水を実施することによって、原子炉水位を適切に維持することができる。

事象発生から 10 時間経過した時点で、原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱を開始することに

よって、原子炉水温は低下する。

#### b. 評価項目等

原子炉水位は、第 5.2.2-1 図に示すとおり、燃料棒有効長頂部の約 4.0m 上まで低下するに留まり、燃料は冠水を維持する。

原子炉圧力容器は未開放であり、第 5.2.2-2 図に示すとおり、必要な遮蔽<sup>※2</sup>が維持される水位である燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される。なお、線量率の評価点は原子炉建物 4 階（燃料取替階）の燃料取替機台車床としている。また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。

なお、事象発生前に現場にいた作業員の退避における放射線影響については現場環境が悪化する前に退避が可能であるため、影響はない。

事象発生 2 時間後から、常設代替交流電源設備により電源を供給された低圧原子炉代替注水系（常設）の安定した原子炉注水を継続することから、長期的に原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の安定状態を継続できる。

本評価では、「1.2.4.2 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)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は 10mSv/h とする。全交流動力電源喪失における原子炉建物 4 階（燃料取替階）での作業時間及び作業員の退避は 2 時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも 20mSv となるため、緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して、余裕がある。

本事故に応じた燃料損傷防止対策において原子炉建物 4 階（燃料取替階）での操作を必要な作業としていないが、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル使用）を使用した燃料プールへの注水について仮に考慮し、可搬型スプレイノズル及びホースの設置にかかる作業時間を想定した。

必要な遮蔽の目安とした線量率 10mSv/h は、定期検査作業時での原子炉建物 4 階（燃料取替階）における線量率を考慮した値である。

この線量率となる水位は燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上（通常水位から約 3.3m 下）の位置である。

（添付資料 4.1.2, 5.1.5, 5.1.6, 5.2.1）

#### 5.2.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価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。

本重要事故シーケンスは、原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）等による崩壊熱除去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、常設代替交流電源設備による受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作並びに原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱操作とする。

##### (1) 評価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 5.2.2

－1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、評価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

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約 14.0MW に対して最確条件は約 14.0MW 以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作や給電操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉水温は、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 29℃～約 46℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、事象発生ごとに異なる。原子炉水温が 100℃かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位）である燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上の高さに到達するまでの時間は事象発生から約 2.7 時間となることから、評価条件である原子炉水温が 52℃、原子炉停止から 1 日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなるが、注水操作や給電操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より高くなるため、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなるが、注水操作や給電操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする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。

初期条件の原子炉圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間は遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作や給電操作は原子炉圧力に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とするものであることから、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容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の未開放に対して最確条件は事象発生ごとに異なるものであり、評価条件の不確かさとして、原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、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。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約 14.0MW に対して最確条件は約 14.0MW 以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下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。仮に、原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は、注水までの時間余裕が短くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位）である燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上の高さに到達するまでの時間は事象発生から約 2.7 時間、燃料棒有効長頂部到達まで事象発生から約 4.2 時間となることから、評価条件である原子炉停止 1 日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし、本時間に対して作業員が現場から退避するまでの時間及び原子炉注水までの時間は確保されているため放射線の遮蔽は維持され、原子炉水位が燃料棒有効長頂部を下回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉水温は、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 29℃～約 46℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、事象発生ごとに異なる。原子炉水温が 100℃かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位）である燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上の高さに到達するまでの時間は事象発生から約 2.7 時間となることから、評価条件である原子炉水温が 52℃かつ原子炉停止から 1 日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなる。

ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より高くなるため、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間は遅くなり、原子炉水位の低下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<sup>\*3</sup>。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の未開放に対して最確条件は事象発生ごとに異なるものであり、本評価条件の不確かさとして、原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、

事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、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。

※3 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した評価。

#### 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からの受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から2時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作についてはS A低圧母線及び2系列の非常用高圧母線の電源回復を想定しているが、低圧原子炉代替注水系（常設）はS A低圧母線の電源回復後に運転可能であり、原子炉注水操作開始の時間が早まり、原子炉水位の回復が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、低圧原子炉代替注水ポンプの起動操作が常設代替交流電源設備からの受電操作の影響を受けるが、低圧原子炉代替注水系（常設）はS A低圧母線の電源回復後に運転可能であり、原子炉注水操作開始の時間が早まり、原子炉水位の回復が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

操作条件の原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から10時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、準備操作が想定より短い時間で完了することで操作開始時間が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

##### (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からの受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まり、原子炉水位の低下を緩和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。

操作条件の原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、操作開始時間は評価上の想定より早まる可能性があるが、原子炉への注水をすでに実施していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(添付資料 5.1.1, 5.1.6, 5.2.2)

#### (2) 操作時間余裕の把握



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

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 4.3 時間、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は事象発生から約 6.1 時間であり、事故を認知して注水を開始するまでの時間が事象発生から 2 時間後であるため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。

操作条件の原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱操作は、事象発生から 10 時間後の操作であるため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。仮に、操作が遅れる場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉への注水は継続する。

（添付資料 5.1.1, 5.1.6, 5.2.2）

### (3) まとめ

評価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、評価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。

## 5.2.4 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「全交流動力電源喪失」において、重大事故等対策時に必要な要員は、「5.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 29 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」で説明している緊急時対策要員の 40 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「全交流動力電源喪失」において、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

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水については、7 日間の対応を考慮すると、約 300m<sup>3</sup>の水が必要となる。水源として、低圧原子炉代替注水槽に約 740m<sup>3</sup>及び輪谷貯水槽（西）に約 7,000m<sup>3</sup>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 2 時間 30 分後以降に輪谷貯水槽（西）の水を大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ給水することで、低圧原子炉代替注水槽を枯渇させることなく低圧原子炉代替注水槽を水源とした 7 日間の継続実施が可能である。

（添付資料 5.2.3）

## b. 燃料

常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約 352m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水については、保守的に事象発生直後からの大量送水車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 11m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車については、事象発生直後からの大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 53m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。合計約 416m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。

ガスタービン発電機用軽油タンクにて約 450m<sup>3</sup>の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、常設代替交流電源設備による電源供給、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水及び原子炉補機代替冷却系の運転について、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 9m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約45m<sup>3</sup>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 5.2.4)

## c. 電源

常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故対策等に必要な負荷として、約 2,370kW 必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が約 4,800kW 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。

蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、不要な直流負荷の切り離し等を行うことにより、24時間の直流電源供給が可能である。

(添付資料 5.2.5)

### 5.2.5 結論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系等による崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する燃料損傷防止対策としては、初期の対策として、常設代替交流電源設備による交流電源供給手段、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として、原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱手段を整備している。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンス「外部電源喪失+交流電源喪失」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、常設代替交流電源設備による交流電源供給、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水及び原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱を実施することにより、燃料損傷することはない。

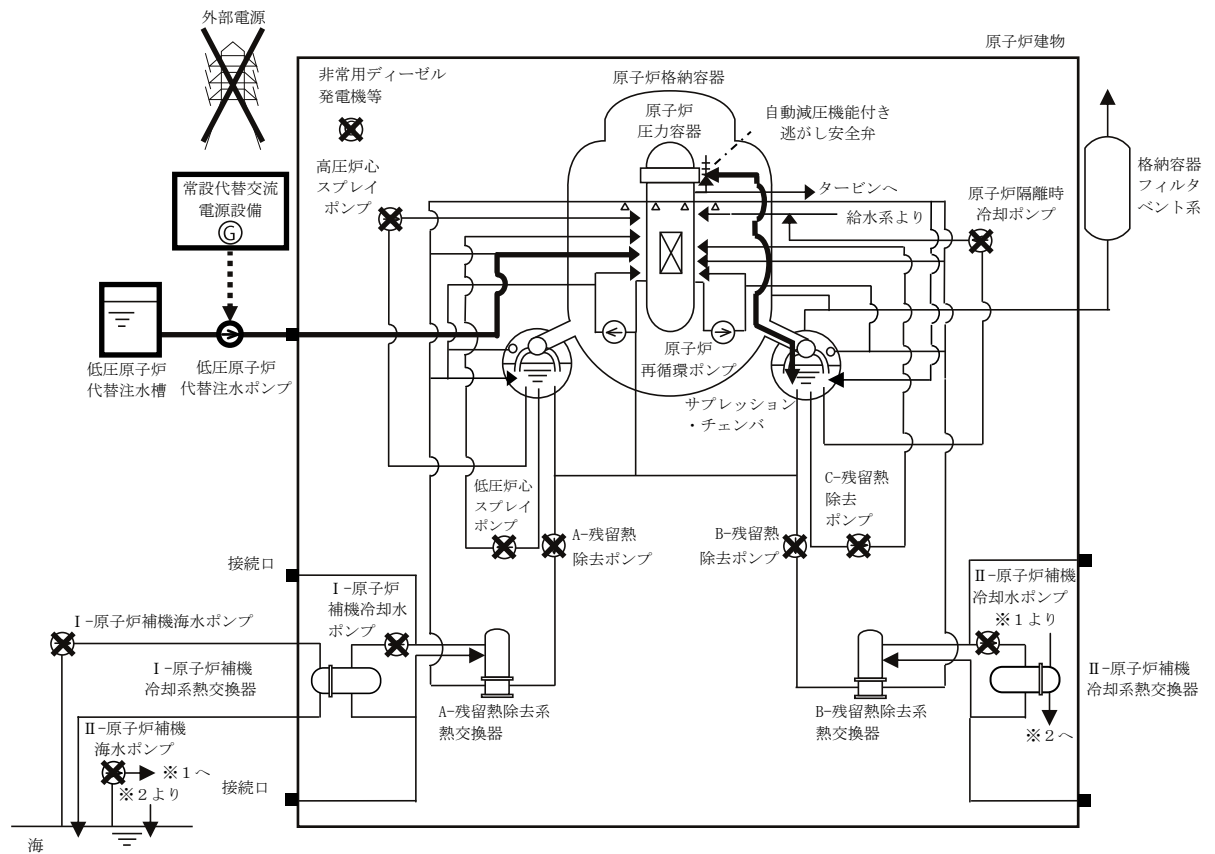
その結果、燃料棒有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保がで

きることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

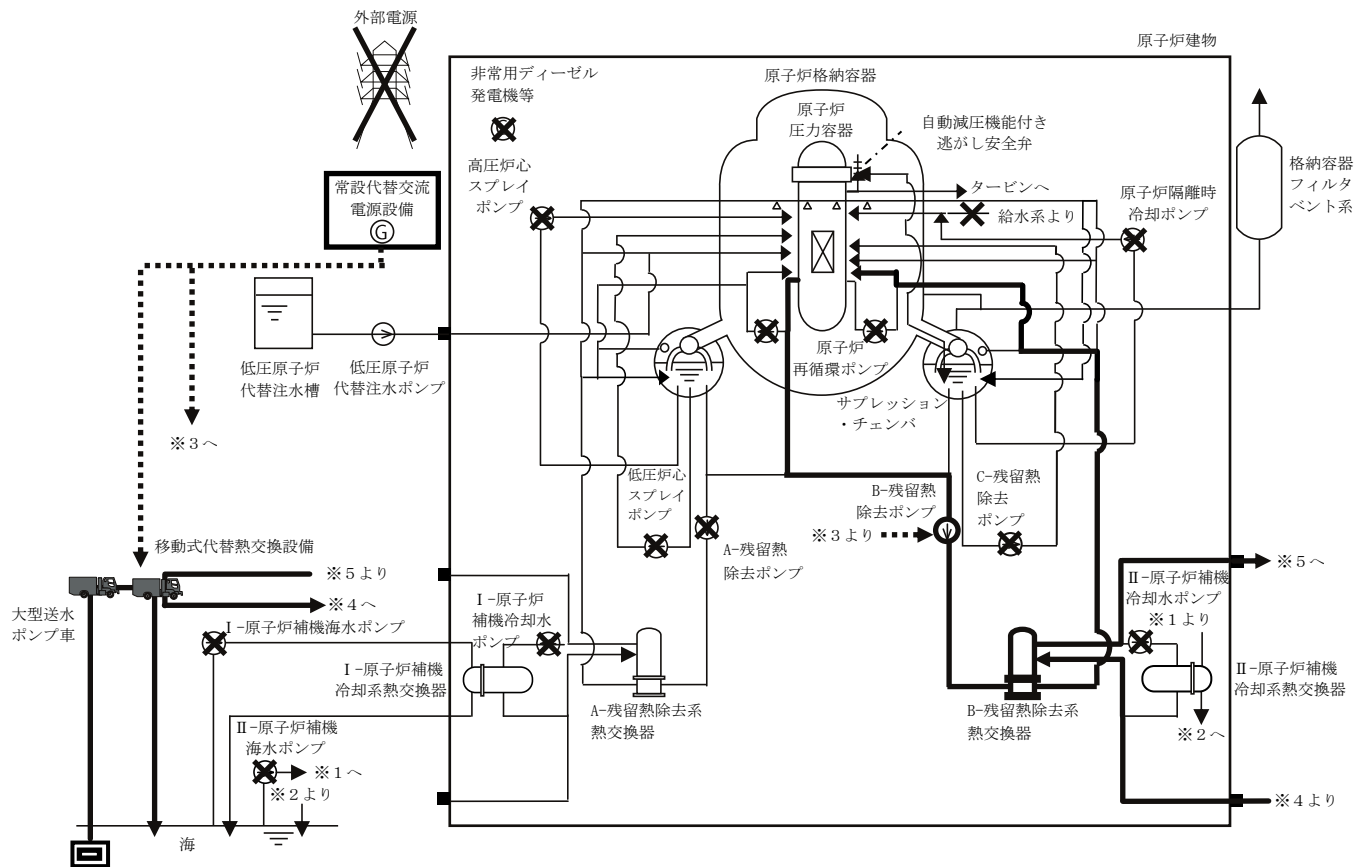
評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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

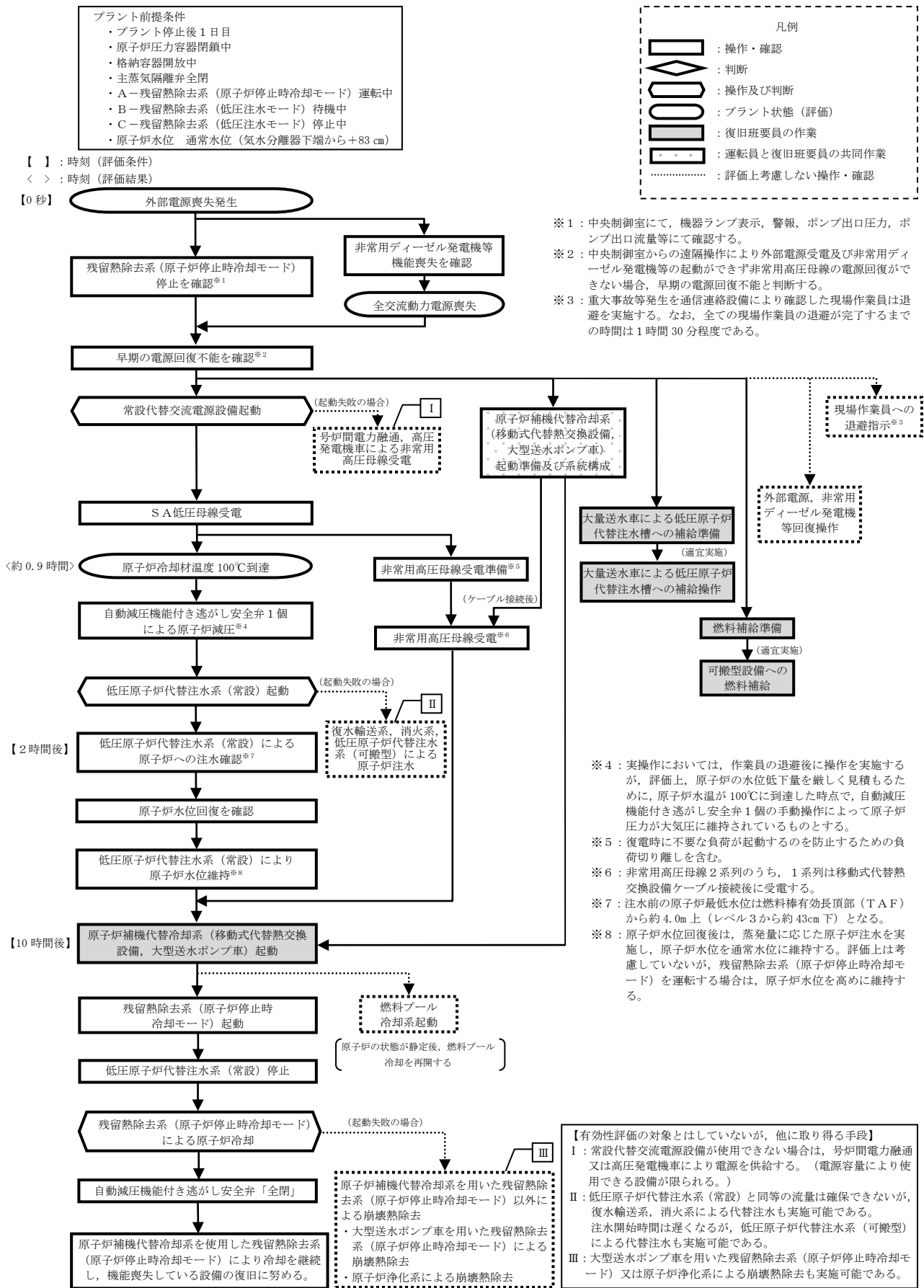
以上のことから、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水及び原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効である。



第5.2.1-1(1) 図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉減圧及び原子炉注水)

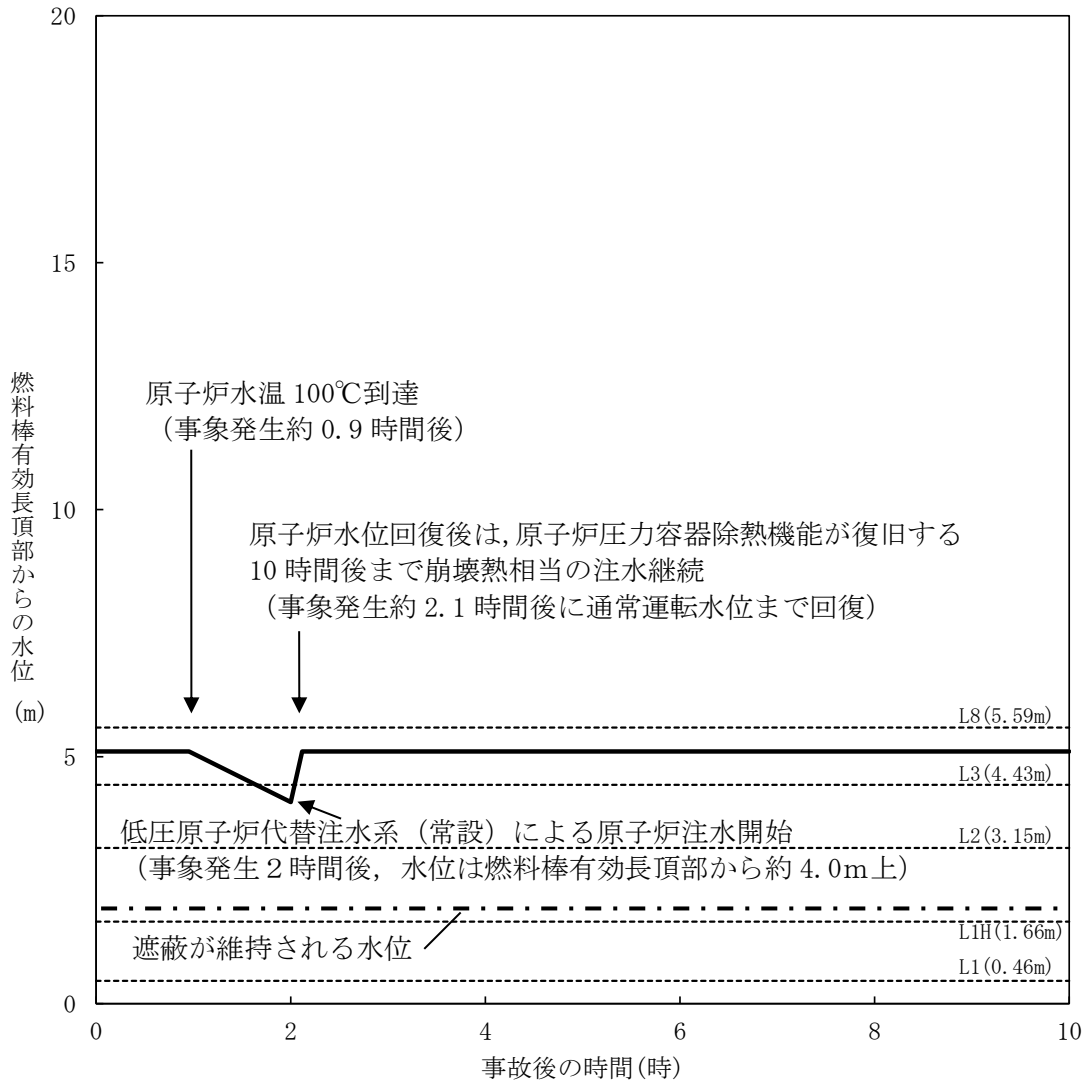


第5.2.1-1(2) 図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉停止時冷却)



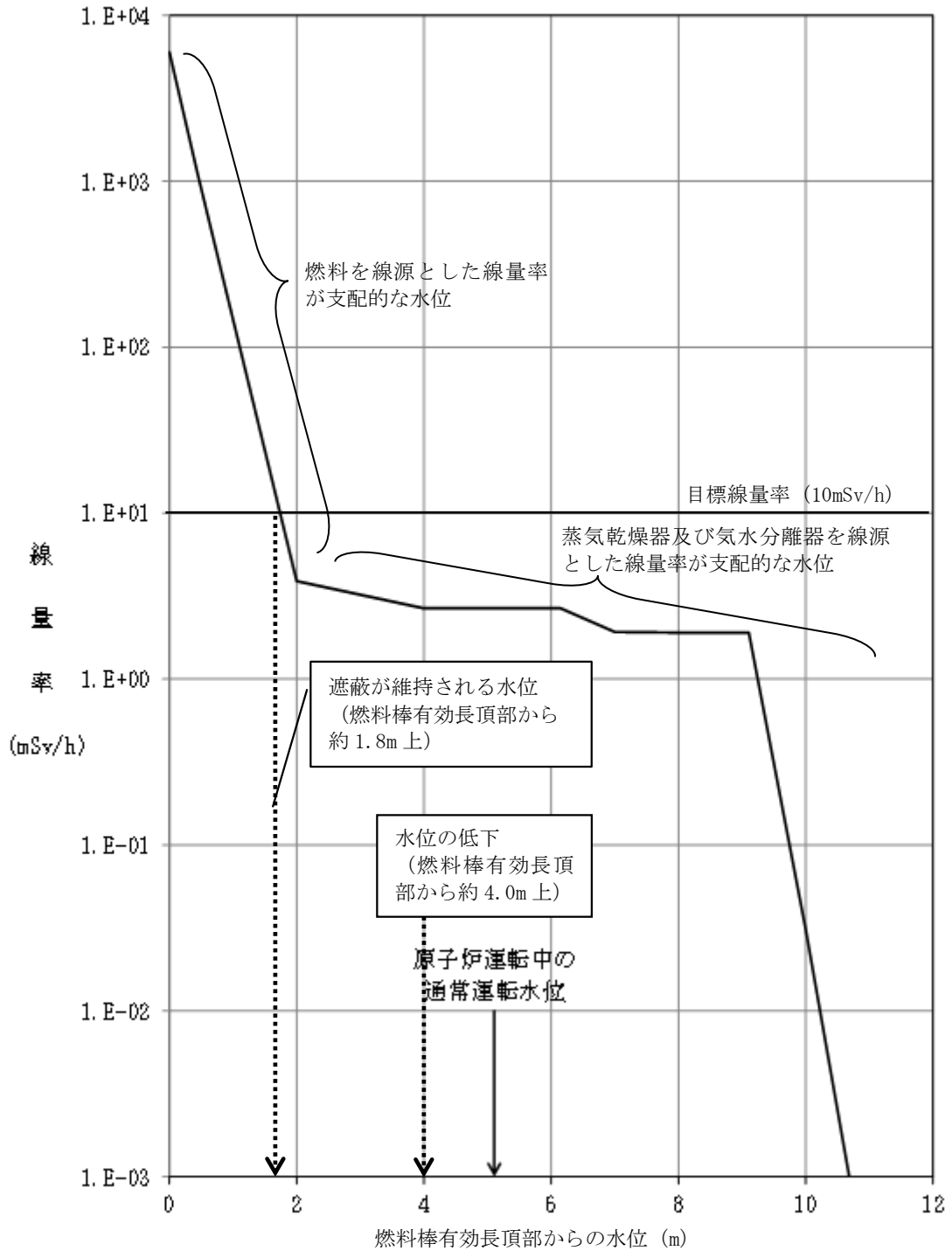
5.2.1-2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要





第 5.2.2-1 図 原子炉水位の推移





第 5. 2. 2-2 図 原子炉水位と線量率

第 5.2.1-1 表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失による 残留熱除去系（原子炉停止 時冷却モード）停止確認	原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失 し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 運転停止による崩壊熱除去機能が喪失する。	所内常設蓄電式直流電源設備	—	【残留熱除去ポンプ出口流量】
逃がし安全弁による原子炉 の低圧状態維持	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転 停止により原子炉水温が 100℃に到達すること から、原子炉圧力を低圧状態に維持するため自 動減圧機能付き逃がし安全弁 1 個を開操作す る。	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 自動減圧機能付き逃がし安全 弁	—	原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力容器温度（SA）
低圧原子炉代替注水系（常 設）による原子炉注水	常設代替交流電源設備による交流電源供給を 確認後、中央制御室からの遠隔操作により低圧 原子炉代替注水ポンプを手動起動し、低圧原子 炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始 する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タ ンク 低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水槽	大量送水車 タンクローリ	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（SA） 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水槽水位
残留熱除去系（原子炉停止 時冷却モード）運転による 崩壊熱除去機能回復	原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系 の準備が完了後、中央制御室からの遠隔操作に より残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 運転を再開する。 崩壊熱除去機能回復後、自動減圧機能付き逃が し安全弁を全閉とし、原子炉低圧状態の維持を 停止する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タ ンク 【残留熱除去系 （原子炉停止時冷却モード）】	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 タンクローリ	【残留熱除去ポンプ出口流量】 【残留熱除去系熱交換器入口温度】

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

第5.2.2-1表 主要評価条件（全交流動力電源喪失）（1/2）

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	原子炉圧力容器の状態	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定
	燃料の崩壊熱	平衡炉心燃料の平均燃焼度 33GWd/t <sup>※2</sup> を基に、ANSI/ANS-5.1-1979にて算出した原子炉停止1日後の崩壊熱として設定 また、原子炉停止1日後においては、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、原子炉水位低下の観点で厳しいため、MOX燃料の評価は9×9燃料（A型）の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料（A型）を設定
	原子炉水位	原子炉停止1日後の水位
	原子炉水温	原子炉停止1日後の実績を踏まえ、原子炉は残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて冷却されているため、その設計温度である52℃を設定
	原子炉圧力	原子炉停止1日後の実績を考慮して設定
	起因事象	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ものとして設定
	安全機能の喪失に対する仮定	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定
事故条件	原子炉補機冷却系機能喪失	原子炉補機冷却系の機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合を包含する条件として設定
	外部電源	起因事象として、外部電源が喪失するものとして設定

※1 原子炉停止1日後とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

※2 サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮

第 5.2.2-1 表 主要評価条件 (全交流動力電源喪失) (2 / 2)

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件	低圧原子炉代替注水系 (常設)	低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定
	原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	原子炉補機代替冷却系の設計値を考慮して設定
重大事故等対策に関連する 操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえた操作の時間及び系統構成の時間に余裕を考慮して設定
	原子炉補機代替冷却系運転操作	原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定
	原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉除熱操作	原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉除熱機能回復を踏まえて設定

## 安定状態について（運転停止中（全交流動力電源喪失））

運転停止中の全交流動力電源喪失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，原子炉安定停止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

崩壊熱除去機能喪失により原子炉水温が上昇し，沸騰開始による原子炉水位の低下が始まるが，常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始した後，低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水により原子炉水位は回復し，炉心の冷却が維持される。

その後，原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により原子炉除熱を開始することで冷温停止状態に移行することができ，原子炉安定停止状態が確立される。

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】**

上記の燃料破損防止対策により原子炉安定停止状態を維持できる。

また，残留熱除去系機能を維持し，除熱を行うことにより，安定停止状態後の安定停止状態の維持が可能となる。

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))  
 表 1 評価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を与える影響 (1 / 3)

項目	評価条件(初期, 事故及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	評価条件	最確条件			
燃料の崩壊熱	約 14.0MW (9×9燃料(A型), 原子炉停止1日後)	約 14MW 以下 (実績値)	平衡炉心燃料の平均燃焼度 33GWd/t※2を基に, ANSI/ANS-5.1-1979にて算出した原子炉停止1日後の崩壊熱として設定 また, 原子炉停止1日後においては, 9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく, 原子炉水位低下の観点で厳しかったため, MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡されることを考慮し, 代表的に9×9燃料(A型)を設定 停止後の時間について, 停止後の時間を短くとり, 崩壊熱が厳しくなるように1日後の状態を想定	最確条件とした場合は, 評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため, 原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下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が大きくなる。仮に, 原子炉停止後の時間が短く, 燃料の崩壊熱が大きい場合は, 注水までの時間余裕が短くなることから, 評価項目に対する余裕は小さくなる。原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると, 必要な遮蔽が維持される水位(必要な遮蔽の目安とした10mSv/hが維持される)である燃料棒有効長頂部の約1.8m上の高さに到達するまでの時間は約2.7時間, 燃料棒有効長頂部到達まで約4.2時間となることから, 評価条件である原子炉停止1日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし, 本時間に対して作業員が現場から退避するための放射線の遮蔽は維持され, 原子炉水位が燃料棒有効長頂部を下回ることはないことから, 評価項目となるパラメータを与える影響は小さい。	
	原子炉水温	52℃	約 29℃~約 46℃*1 (実績値)	原子炉停止後1日の実績を踏まえ, 原子炉は残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)にて冷却されているため, その設計温度である52℃を設定	最確条件とした場合は, 事故事象ごとに異なる。原子炉水温が100℃かつ原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると, 必要な遮蔽が維持される水位(必要な遮蔽の目安とした10mSv/hが維持される水位)である燃料棒有効長頂部の約1.8m上の高さに到達するまでの時間は約2.7時間となることから, 評価条件である原子炉水温が52℃かつ原子炉停止から1日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなる。ただし, 必要な放射線の遮蔽は維持され, 原子炉注水までの時間余裕も十分な時間確保されていることから, 評価項目となるパラメータを与える影響は小さい。

※1 過去のプラント停止操作実施時の全制御棒全挿入から約24時間経過後の原子炉水温の実績データ

表 1 評価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を与える影響 (2/3)

項目	評価条件 (初期, 事故及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	評価条件	最確条件			
原子炉水位	通常運転水位 (汽水分離機 下端から+83 cm)	通常運転水位 以上	原子炉停止 1 日後の水位	最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より高くなるため、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなるが、注水操作や給電操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする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。	最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より高くなるため、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
原子炉圧力	大気圧	大気圧※2	原子炉停止 1 日後の実績を考慮して設定	最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間は遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作や給電操作は原子炉圧力に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とするものであることから、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、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間は遅くなり、原子炉水位の低下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。
原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器未開放	事故毎に変化	炉心の崩壊熱及び保有水量の観点から設定	原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はない。運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、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。	原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はない。評価項目となるパラメータに与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、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。
低圧原子炉代替注水系 (常設) 水源温度	35℃	31℃以下 (実績値)	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定	最確条件とした場合は、評価条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、原子炉注水後の原子炉水位の回復が早くなるが、注水操作や給電操作の開始は注水源の温度に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする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。	最確条件とした場合は、評価条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、原子炉注水後の原子炉水位の回復が早くなるが、注水操作や給電操作の開始は注水源の温度に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であることから、運転員等操作時間に与える影響は大きくなる。
外部水源の容量	7,740m <sup>3</sup>	7,740m <sup>3</sup> 以上 (合計貯水量)	低圧原子炉代替注水槽及び輪谷貯水槽の水量を参考に、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るため、水源が枯渇することはない。運転員等操作時間に与える影響はない。	-
燃料の容量	1,180m <sup>3</sup>	1,180m <sup>3</sup> 以上 (合計貯蔵量)	発電所構内に貯蔵している合計容量を参考に、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、解析条件よりも燃料容量の余裕が大きくなるため、燃料が枯渇することはない。運転員等操作時間に与える影響はない。	-

※2 原子炉停止直後、原子炉圧力容器耐圧試験などの特殊な場合を除く。

表 1 評価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 (3/3)

項目	評価条件 (初期, 事故及び機器条件) 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	
	評価条件	最確条件				
事故条件	起因事象	外部電源喪失	送電系統又は所内主発電設備の故障等によつて、外部電源が喪失するものとして設定	評価条件と最確条件が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。	評価条件と最確条件が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。	
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定			
		原子炉補機冷却系機能喪失	原子炉補機冷却系の機能喪失により残留熱除去機能が喪失した場合を包含する条件として設定			
外部電源	外部電源なし	事故毎に変化	起因事象として、外部電源が喪失するものとして設定	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
機器条件	低圧原子炉代替注水系 (常設)	200m <sup>3</sup> /h で原子炉注水	200m <sup>3</sup> /h で原子炉注水	低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定	評価条件と最確条件が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。	評価条件と最確条件が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。
	原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	熱交換器 1 基あたり約 15.7 MW (原子炉冷却材温度 100°C, 海水温度 30°C において)	熱交換器 1 基あたり約 15.7 MW (原子炉冷却材温度 100°C, 海水温度 30°C において)	原子炉補機代替冷却系の設計値を考慮して設定	評価条件と最確条件が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。	評価条件と最確条件が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。



表2 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（1/5）

項目	評価条件（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
	評価上の操作開始時間	条件設定の考え方					
<p>常設代替交流電源設備からの受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水</p> <p>操作条件</p>	<p>事象発生から2時間後</p>	<p>全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえた操作の時間及び系統構成の時間に余裕を考慮して設定</p>	<p>操作の不確かさ要因</p> <p>【認知】 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の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、これにより常設代替交流電源設備及び低圧原子炉代替注水系（常設）の準備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、認知遅れ等により操作時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 常設代替交流電源設備からの受電操作のために、中央制御室にて常設代替交流電源設備の起動操作および受電操作を行う運転員と、現場にて常設代替交流電源設備からの受電準備および受電操作を行う運転員（現場）が配置されている。常設代替交流電源設備の起動操作および受電準備のための負荷切り離し操作を行って備からの受電準備の期間、他の操作を担っていない。このため、要員配置が操作開始時間に与える影響はなし。また、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、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】 常設代替交流電源設備からの受電操作を行う運転員（現場）は、中央制御室から操作現場である非常用電気室まで10分間程度で移動可能であるため、移動が操作開始時間に与える影響はない。また、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、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】 常設代替交流電源設備の起動操作等を行う運転員、常設代替交流電源設備からの受電準備を行う運転員及び運転員（現場）、非常用高圧母線の受電操作を行う運転員（現場）の操作内容及び操作所要時間は以下のとおり。これらの作業は並行して行うため、操作所要時間は最長で1時間20分間となる。 [非常用高圧母線D系の受電準備を行う運転員（中央制御室）：操作所要時間；合計25分間]</p>	<p>常設代替交流電源設備からの受電操作に用高圧母線の電源回復を想定しているが、低圧原子炉代替注水系（常設）はS A低圧母線の電源回復後に運転開始の時間が早まり、原子炉注水操作が早まり、原子炉水位の回復が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、低圧原子炉代替注水系の起動操作が常設代替交流電源設備からの受電操作の影響を受けるが、低圧原子炉代替注水系（常設）はS A低圧母線の電源回復後に運転可能であり、原子炉注水操作開始の時間が早まり、原子炉水位の回復が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p>	<p>実態の操作開始時間が早まり、原子炉水位の低下を緩和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。</p>	<p>通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は、事象発生から約4.3時間後、原子炉水位が燃料棒有効長頂部までの水位が低下するまでの時間は、事象発生から約6.1時間後であり、事故を認知して注水を開始するまでの時間が2時間後であるため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p>	<p>評価上の操作開始時間として2時間後とし、常設代替交流電源設備からの受電操作は、運転員による常設代替交流電源設備の起動操作、並びに現場及び中央制御室の運転員による受電準備及び受電操作を並行して実施し、所要時間1時間20分想定では約48分である。低圧原子炉代替注水系（常設）による低圧原子炉代替注水系（常設）の弁操作による系統構成は、所要時間10分想定のごとく、訓練実績では約9分で可能である見込みを得た。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。</p>

表2 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（2/5）

項目	評価条件（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
	評価上の操作開始時間	条件設定の考え方				
<p>常設代替交流電源設備からの受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水</p> <p>操作条件</p>	<p>事象発生から2時間後</p>	<p>全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえた操作の間及び系統構成の時間に余裕を考慮して設定</p>	<p>操作の不確かさ要因</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替交流電源設備からの受電前準備として、負荷抑制のための切り離し及び操作スイッチの切保保持等の所要時間に25分間を想定</li> <li>[起動操作等を行う運転員；操作所要時間；合計10分間]</li> <li>常設代替交流電源設備の起動及び受電操作の所要時間に10分間を想定</li> <li>[非常用高圧母線D系の受電準備を行う運転員（現場）；操作所要時間；合計35分間]</li> <li>常設代替交流電源設備からの受電前準備として、負荷抑制のための切り離し操作を行う。操作の所要時間は35分間を想定</li> <li>[非常用高圧母線D系の受電操作を行う運転員（中央制御室）；操作所要時間；合計5分間]</li> <li>常設代替交流電源設備の起動及び緊急用交流高圧母線の遮断器の投入後の非常用高圧母線の受電操作の所要時間に5分間を想定</li> <li>[非常用高圧母線C系の受電準備を行う運転員（中央制御室）；操作所要時間；合計25分間]</li> <li>常設代替交流電源設備からの受電前準備として、負荷抑制のための切り離し及び操作スイッチの切保保持等の所要時間に25分間を想定</li> <li>[非常用高圧母線C系の受電準備を行う運転員（現場）；操作所要時間；合計25分間]</li> <li>常設代替交流電源設備からの受電前準備として、負荷抑制のための切り離し操作を行う。操作の所要時間は25分間を想定</li> <li>[非常用高圧母線C系の受電操作を行う運転員（中央制御室）；操作所要時間；合計5分間]</li> <li>常設代替交流電源設備の起動及び緊急用交流高圧母線の遮断器の投入後の非常用高圧母線の受電操作の所要時間に5分間を想定</li> </ul> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水準備の操作は、低圧原子炉代替注水系（常設）の弁操作による系統構成、低圧原子炉代替注水系（常設）の起動であり、いづれも中央制御室における制御器の操作スイッチによる操作であり、時間余裕を含めて操作時間10分を想定する。</p>	—	—	—

表2 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（3/5）

項目	評価条件（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
	評価上の操作開始時間	条件設定の考え方					
常設代替交流電源設備からの受電及び低圧原水系（常設）による原子炉注水 操作条件	事象発生から2時間後	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえた操作の間及び系統構成の時間に余裕を考慮して設定	操作の不確かさ要因 <b>【他の並列操作有無】</b> 常設代替交流電源設備の起動操作等を行う運転員（現場）と受電準備を行う運転員（現場）の並列操作はあるが、それを加味して操作の所要時間を算定しているため、操作開始時間に与える影響はない。また、低圧原水系（常設）による原子炉注水操作は、常設代替交流電源設備からの受電操作における非常用高圧母線への受電操作後に実施する。 <b>【操作の確実さ】</b> 現場操作は、操作の信頼性の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時間が長くなる可能性は低い。また、中央制御室内の制御盤操作は、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。	-	-	-	-

表2 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（4／5）

項目	評価条件（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
	評価上の操作開始時間	条件設定の考え方					
原子炉補機代替冷却系運転操作	事象発生10時間後	原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定	<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、これにより原子炉補機代替冷却系の準備を開始する手順としているため、認知遅れ等により操作時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 原子炉補機代替冷却系の準備操作は、中央制御室での操作を行う運転員、現場にて弁操作を行う運転員、現場にて大型送水ポンプ車による移動式熱交換設備への海水補給、移動式代替熱交換設備による冷却水供給のホース敷設、接続等を行う専任の緊急時対策要員が配置されている。ホース敷設、接続等は現場にて緊急時対策要員が実施することとなるが、本操作を行う要員は、操作が終わるまでの期間、他の操作を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 原子炉補機代替冷却系に用いる大型送水ポンプ車、移動式代替熱交換設備は車両であり、自走にて作業現場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回事象の場合に、アクセスルートへの被害があっても、ホイールローダ等にて必要なアクセスルートを仮復旧できるとしてあり、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 緊急時対策要員の準備操作は、各機器の設置作業及び弁・スイッチ類の操作に移動時間を含めて7時間20分の作業時間を想定しているが、訓練実績を踏まえると、より早期に準備操作が完了する見込みである。また、運転員（現場）の行う現場系統構成は、操作場所は原子炉建物及び廃棄物処理建物であり、移動を含めて2時間の操作時間を想定している。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p>	準備操作が想定より短い時間で完了することで操作開始時間が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	操作開始時間は評価上の想定より早まる可能性があるが、原子炉への注水をすでに実施していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	事象発生約10時間後の操作であるため、準備時間が増えることとから、時間余裕がある。仮に、操作が遅れる場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉への注水は継続する。	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から10時間後としており、このうち、各機器の設置作業及び弁・スイッチ類の操作は、所要時間7時間20分想定のとおり、訓練実績では、約5時33分である。また、運転員による常設代替交流電源設備による電源確保、緊急時対策要員による大型送水ポンプ車による移動式代替熱交換設備への海水補給、緊急時対策要員による移動式代替冷却水供給を並行して実施することで、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。

表2 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（5/5）

項目	評価条件（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
	評価上の操作開始時間	条件設定の考え方				
原子炉補機代替冷却系運転操作	事象発生 10 時間後	原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定	—	—	—	—
原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱操作	事象発生 10 時間後	原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱機能回復を踏まえて設定	—	—	—	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から10時間後としており、このうち、系統構成及びポンプの起動は、所要時間35分想定のところ、訓練実績等から、約19分で操作可能である見込みを得た。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。
低圧原子炉代替注水槽への水補給	事象発生 2 時間 30 分後以降	低圧原子炉代替注水槽への水補給は、解析条件ではないが、解析で想定している操作の成立や継続に必要な作業。作業成立性を踏まえ設定	—	—	—	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から2時間30分後以降とし、輪谷貯水槽から低圧原子炉代替注水槽への補給の系統構成は、所要時間2時間10分想定のところ、訓練実績では、約1時間33分である。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。

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））

○水源

低圧原子炉代替注水槽：約 740m<sup>3</sup>

輪谷貯水槽（西）※：約 7,000m<sup>3</sup>

※設置許可基準規則 56 条【解釈】 1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

○水使用パターン

①低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

事象発生 2 時間後から、原子炉水位回復まで最大流量（200m<sup>3</sup>/h）で注水する。原子炉水位回復後は、崩壊熱に応じた注水量で注水する。

②輪谷貯水槽（西）から低圧原子炉代替注水槽への移送

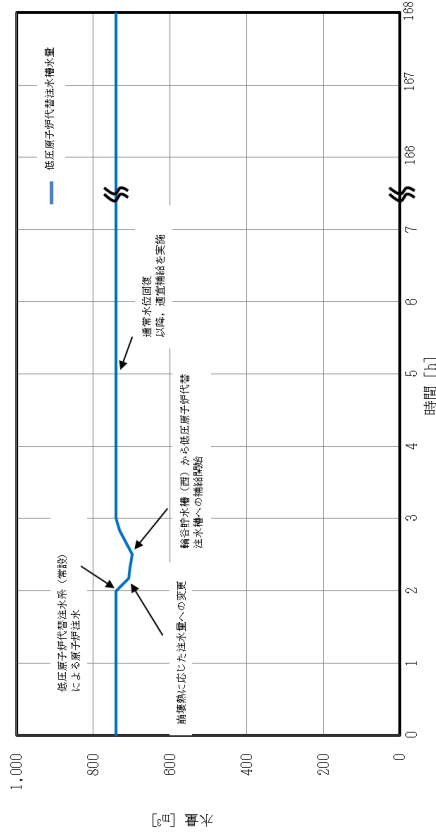
事象発生 2 時間 30 分後から大量送水車を用いて 120m<sup>3</sup>/h で低圧原子炉代替注水槽へ移送する。

○時間評価（右上図）

事象発生後から 2 時間後から低圧原子炉代替注水槽を水源として原子炉注水を実施するため、低圧原子炉代替注水槽水量は減少する。事象発生 2 時間 30 分後から低圧原子炉代替注水槽への補給を開始するため低圧原子炉代替注水槽水量は回復する。事象発生後約 10 時間後から、残留熱除去系の運転を開始し、以降は安定して冷却することができる。

○水源評価結果

時間評価の結果から低圧原子炉代替注水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、約 300m<sup>3</sup> 必要となる。低圧原子炉代替注水槽に約 740m<sup>3</sup> 及び輪谷貯水槽（西）に約 7,000m<sup>3</sup> の水を保有することから、必要水量は確保可能であり、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（運転停止中（全交流動力電源喪失））

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。

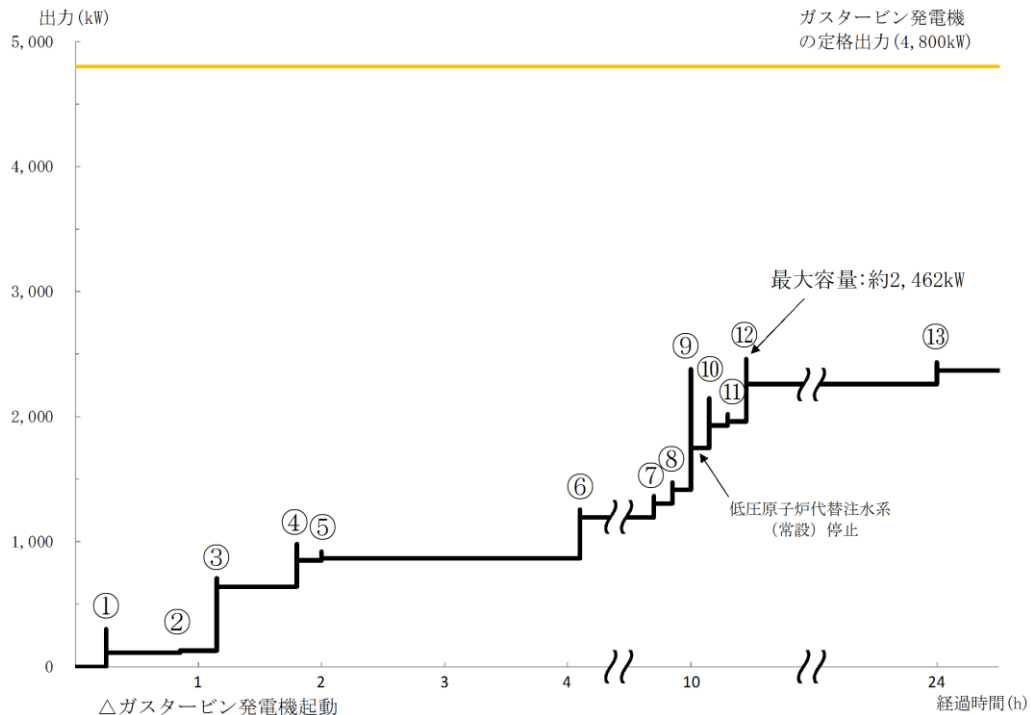
時系列	合計	判定
ガスタービン発電機 1台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) $2.09\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 351.12\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 $416\text{m}^3$	ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は約 $450\text{m}^3$ であり、7日間対応可能
大量送水車 1台起動 $0.0652\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 10.9536\text{m}^3$		
大型送水ポンプ車 1台起動。 $0.31\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 52.08\text{m}^3$		
緊急時対策所用発電機 1台 $0.0493\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 8.2824\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 $9\text{m}^3$	緊急時対策所用燃料地下タンクの容量は約 $45\text{m}^3$ であり、7日間対応可能

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））

主要負荷リスト

電源設備：ガスタービン発電機 定格出力：4,800kW

起動順序	主要機器	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の最大負荷容量 (kW)
①	ガスタービン発電機付帯設備	約 111	約 300	約 111
②	代替所内電気設備負荷（自動投入負荷）	約 18	約 129	約 129
③	充電器，非常用照明，非常用ガス処理系他（D系高圧母線自動投入負荷）	約 512	約 707	約 641
④	低圧原子炉代替注水ポンプ	約 210	約 983	約 851
⑤	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機	約 15	約 921	約 866
⑥	充電器，非常用照明，非常用ガス処理系他（C系高圧母線自動投入負荷）	約 329	約 1,257	約 1,195
⑦	A-淡水ポンプ（移動式代替熱交換設備）	約 110	約 1,365	約 1,305
⑧	B-淡水ポンプ（移動式代替熱交換設備）	約 110	約 1,475	約 1,415
⑨	B-残留熱除去ポンプ	約 560	約 2,379	約 1,750
⑩	B-中央制御室送風機	約 180	約 2,145	約 1,930
⑪	B-中央制御室非常用再循環送風機	約 30	約 2,022	約 1,960
⑫	B-中央制御室冷凍機	約 300	約 2,462	約 2,260
⑬	B-燃料プール冷却水ポンプ	約 110	約 2,435	約 2,370



常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ



### 5.3 原子炉冷却材の流出

#### 5.3.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

##### (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「原子炉冷却材の流出」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、「原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」、「原子炉冷却材の流出（原子炉浄化系ブロー時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」、「原子炉冷却材の流出（制御棒駆動機構点検時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」及び「原子炉冷却材の流出（局部出力領域モニタ交換時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」である。

##### (2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉の運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生することを想定する。このため、原子炉冷却材の流出に伴い原子炉冷却材が減少することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは、原子炉冷却材の流出によって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には、注水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、原子炉圧力容器からの原子炉冷却材流出の停止や、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことで必要量の原子炉冷却材を確保することによって、燃料損傷の防止を図る。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を除熱する。

##### (3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における機能喪失に対して、燃料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、運転員による原子炉冷却材流出の停止及び残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第5.3.1-1(1)図及び第5.3.1-1(2)図に、手順の概要を第5.3.1-2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操作手順の関係を第5.3.1-1表に示す。

本事故シーケンスグループにおける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、緊急時対策要員10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、当直長1名、当直副長1名、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、通報連絡等を行う要員は5名である。必要な要員と作業項目について第5.3.1-3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、10名で対処可能である。

##### a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認

原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生する。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の吸い込み配管の高さは燃料棒有効長頂部以下にあるため、本事故シーケンスの水位低下量においては崩壊熱除去機能は維持される。

原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（広帯域）である。

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から漏えいしている箇所との隔離を行うことで、原子炉冷却材流出が停止することを確認する。

隔離操作完了により、正常な原子炉停止時冷却モードの運転となる。

原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（広帯域）である。

c. 残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水

原子炉冷却材流出により低下した原子炉水位を回復するため、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水を開始し、原子炉水位を回復する。

残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去ポンプ出口流量等である。

### 5.3.2 燃料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、事象認知までに要する時間（点検作業に伴う原子炉冷却材の流出事象は検知が容易）及び原子炉冷却材の流出量の観点から「原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」である<sup>\*1</sup>。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は通常、2系統あるうち1系統を用いて、崩壊熱除去を実施しており、作業や点検等に伴い系統切替を実施する場面がある。系統切替に当たって、原子炉冷却材が系外に流出しないように系統構成を十分に確認して行うが、操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出する事象を想定している。

「残留熱除去系切替時の冷却材流出」は原子炉冷却材流出事象発生時の検知が他の作業等よりも困難な事象であり、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている「POS-B 原子炉ウェル満水状態」が検知性及び放射線遮蔽の考慮の観点で最も厳しい想定である。なお、燃料棒有効長頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間余裕という観点では原子炉未開放状態が厳しくなるが、その場合であっても約1.3時間の時間余裕<sup>\*2</sup>があり、かつ、原子炉水位計による警報発生、緩和設備の起動等に期待できるため、原子炉開放時と比べて速やかな検知と注水が可能であり、評価項目を満足できる。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。

本重要事故シーケンスでは、操作の誤り等による原子炉冷却材の系外流出により原子炉水位が低下するが、燃料棒有効長頂部の冠水及び未臨界を維持できることを評価する。さらに、原子炉水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。

また、評価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。

※1 残留熱除去系切替時の冷却材流出による流出量は他の原子炉冷却材流出事象と比べて流出量が多い(島根原子力発電所2号炉 確率論的リスク評価(PRA)について 補足説明資料1.1.2.c-2 冷却材流出事象の流出量及び余裕時間の算出方法について)

※2 原子炉冷却材の流出により原子炉水位が通常運転水位から燃料棒有効長頂部まで低下するまでの時間

(添付資料5.3.1, 5.3.2)

## (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評価条件を第5.3.2-1表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。

### a. 初期条件

#### (a) 原子炉圧力容器の状態

原子炉圧力容器の開放時について評価する。原子炉未開放時においては原子炉水位計による警報発生、緩和設備の起動等に期待できる。

#### (b) 原子炉水位及び原子炉水温

事象発生前の原子炉の初期水位は、原子炉ウェル満水の水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、燃料プールと原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。また、原子炉水温は52℃とする。

### b. 事故条件

#### (a) 起因事象

起因事象として、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の系統切替時に原子炉冷却材が流出するものとする。具体的には、ミニマムフロー弁の閉操作忘れの人的過誤による原子炉冷却材のサプレッション・チェンバへの流出を想定し、流出量は約94m<sup>3</sup>/hとする。

#### (b) 崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発

本想定事象では崩壊熱除去機能喪失を仮定した場合も、事象発生から安定状態に至る時間に対して、原子炉水温が100℃に到達するまでの時間が事象発生から5時間以上と長いこと、崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発については、考慮しない。

#### (c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。

### c. 重大事故等対策に関連する機器条件

#### (a) 残留熱除去系(低圧注水モード)

残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水流量は  $1,136\text{m}^3/\text{h}$  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) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転中の残留熱除去ポンプミニマムフロー弁閉止及び待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水は、原子炉水位低下確認後、原因調査を開始し、事象発生から2時間後に実施するものとする。

なお、本評価事象においては漏えい箇所の隔離が容易であるため、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は残留熱除去ポンプミニマムフロー弁閉止操作完了後に実施するものとしている。ただし、両操作とも水位低下を認知して実施する操作であり、事象によっては原子炉注水操作を残留熱除去ポンプミニマムフロー弁閉止操作完了前に実施することもある。

（添付資料 5.3.2）

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉水位の推移を第5.3.2-1図に、原子炉水位と線量率の関係を第5.3.2-2図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、原子炉冷却材が流出することにより、原子炉水位は低下し始めるが、原子炉水位の低下により異常事象を認知し、事象発生から2時間経過した時点で、残留熱除去ポンプミニマムフロー弁閉止操作完了後、待機中の残留熱除去ポンプを起動し、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行う。

その後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転により崩壊熱除去機能を回復する。

線量率の評価点は原子炉建物4階（燃料取替階）の燃料取替機台車床としており、燃料棒有効長頂部の約15m上の水位での線量率は $1.0 \times 10^{-3}\text{mSv/h}$ 以下であり、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。

b. 評価項目等

原子炉水位は第5.3.2-1図に示すとおり、燃料棒有効長頂部の約15m上まで低下するに留まり、燃料は冠水維持される。

第5.3.2-2図に示すとおり、必要な遮蔽<sup>\*3</sup>が維持できる水位である燃料棒有効長頂部の約2.5m上を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される。なお、線量率の評価点は原子炉建物4階（燃料取替階）の燃料取替機台車床としている。

また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。

原子炉水位回復後、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を停止し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による原子炉圧力容

器除熱を行うことで、安定状態を維持できる。

本評価では、「1.2.4.2 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)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

※3 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。原子炉冷却材流出における原子炉建物4階（燃料取替階）での作業時間及び作業員の退避は2時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも20mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。

本事故に応じた燃料損傷防止対策において原子炉建物4階（燃料取替階）での操作を必要な作業としていないが、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル使用）を使用した燃料プールへの注水について仮に考慮し、可搬型スプレイノズル及びホースの設置にかかる作業時間を想定した。

必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、定期検査作業時での原子炉建物4階（燃料取替階）における線量率を考慮した値である。

この線量率となる水位は燃料棒有効長頂部の約2.5m上（原子炉ウエル満水から約14m下）の位置である。

（添付資料 4.1.2, 5.1.6, 5.3.3）

### 5.3.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価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。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）により、水位を回復させ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、原子炉冷却材流出の停止操作及び待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作とする。

#### (1) 評価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5.3.2-1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確認する。また、評価条件の設定に当たっては、評価項目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

初期条件の原子炉水位は、評価条件の原子炉ウエル満水に対して最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なり、原子炉ウエル水張り実施中においては、評価条件よりも原子炉初期水位は低くなるが、既に原子炉注水を実施しており、また原子炉冷却材流出の停止のための隔離操作は、原子炉冷却材流出の認知を起点とする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。

初期条件のプールゲートの状態は評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、原子

炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなるが、原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする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。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の開放に対して最確条件は事故事象ごとに異なる。原子炉圧力容器の未開放時は、原子炉水位計による警報発生、緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まるため、運転員等操作時間が早くなり、原子炉圧力容器の開放時は、評価条件と同様となるが、原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする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。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉水位及び原子炉圧力容器の状態について、評価条件の原子炉圧力容器の開放及び原子炉ウェル満水に対して最確条件は事故事象ごとに異なる。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉ウェルの水張りを実施しているため初期水位が原子炉ウェル満水と高い位置となるが、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待できず、また原子炉水位計の警報による運転員の認知に期待できないため、速やかな認知が困難である。一方、原子炉圧力容器の未開放時は、原子炉圧力容器の開放時と比べて、初期水位が低い位置であるが、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待でき、かつ、原子炉水位計による警報発生、緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まるため、放射線の遮蔽を維持できる燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上に到達するまでの時間（事象発生から約 50 分）までの認知が可能である。

このため、現場作業員の退避時の被ばくを考慮した際も必要な放射線の遮蔽は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は約 1.3 時間の時間余裕があり、認知後すぐに隔離による原子炉冷却材流出の停止操作及び原子炉注水操作を行えるため、操作時間が十分あることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件のプールゲートの状態において評価条件のプールゲート閉に対して、最確条件はプールゲート開であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から 2 時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、運転員の残留熱除去系系統切替時のプラント状態確認による早期の認知に期待できるため、評価の想定と比べ、早く事象を認知できる可能性があり、評価上の操作開始時間に対し、

実態の原子炉冷却材流出の停止操作が早くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作は、評価上の操作開始時間として、原子炉水位の低下に伴う異常の認知及び現場操作の時間を考慮し、事象発生から2時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を認知することは容易であり、評価では事象発生から2時間後の原子炉注水操作開始を設定しているが、実態は運転員の残留熱除去系系統切替時のプラント状態確認による早期の認知に期待でき、速やかに原子炉注水操作を実施するため、その開始時間は早くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作は、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が早まり、原子炉水位の低下を緩和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与える余裕は大きくなる。

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まり、原子炉水位の低下を緩和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与える余裕は大きくなる。

(添付資料 5.3.4)

(2) 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。

操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作について、必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約10時間後であり、事故を認知して漏えい箇所の隔離が完了し、原子炉注水を開始するまでの時間は事象発生から2時間後であることから、時間余裕がある。

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作について、必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約10時間後であり、事故を認知して原子炉注水を開始するまでの時間は事象発生から2時間後であることから、時間余裕がある。

(添付資料5.3.4)

(3) まとめ

評価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、評価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。

5.3.4 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「原子炉冷却材の流出」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「5.3.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり10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」で説明している緊急時対策要員の40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「原子炉冷却材の流出」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

残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水については、必要な注水量が少なく、また、サプレッション・チェンバのプール水を水源とすることから、枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。

b. 燃料

非常用ディーゼル発電機等による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、運転継続に約700m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。ディーゼル燃料貯蔵タンクにて約730m<sup>3</sup>の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給について、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9m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約45m<sup>3</sup>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5.3.5)

c. 電源

外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等によって給電を行うものとする。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は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。

5.3.5 結論

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、系統切替操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出することで原子炉压力容器内の保有水量が減少し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する燃料損傷防止対策としては、原子炉冷却材流出の停止及び残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水手段を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シーケンス「原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却



失敗」について有効性評価を実施した。

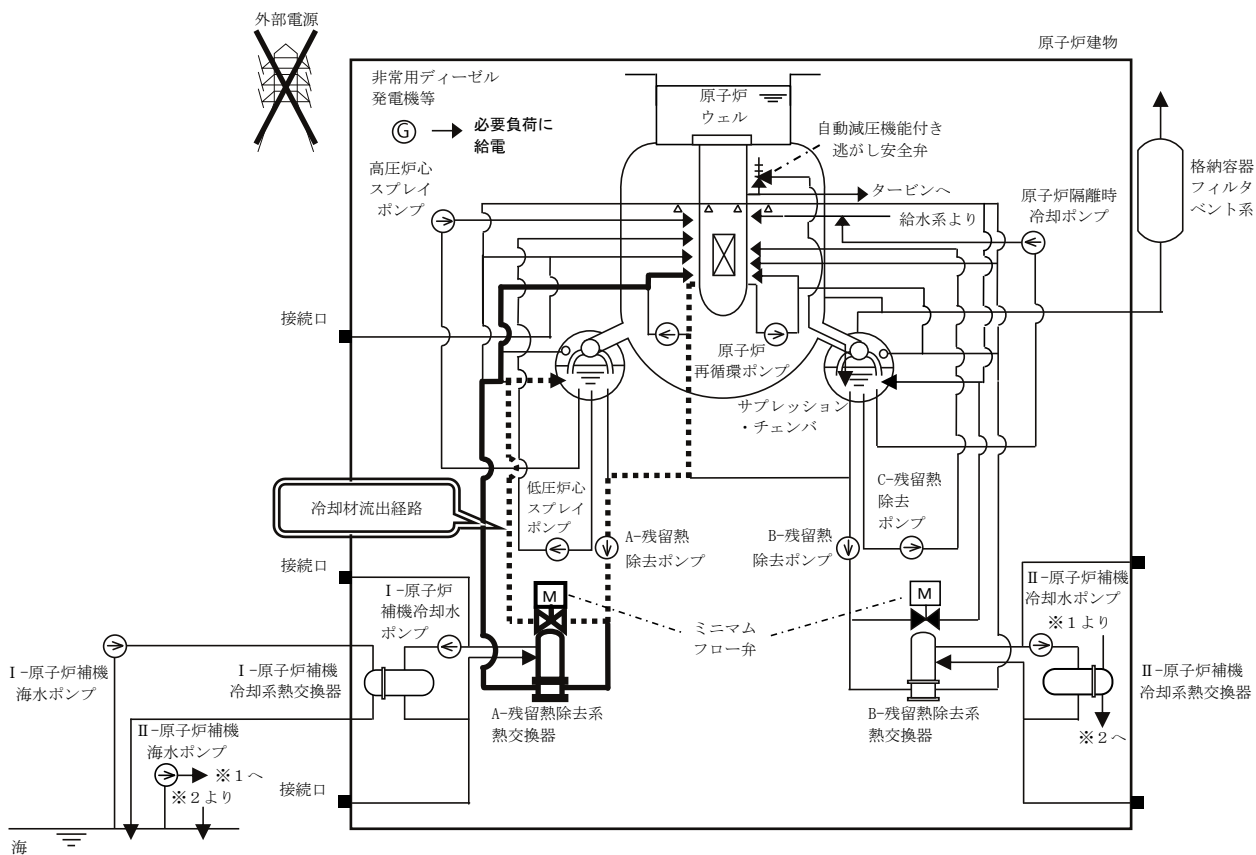
上記の場合においても、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことにより、燃料は露出することなく燃料棒有効長頂部は冠水しているため、燃料損傷することはない。

その結果、燃料棒有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽の維持及び制御棒の全挿入状態が維持されており未臨界の確保ができることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

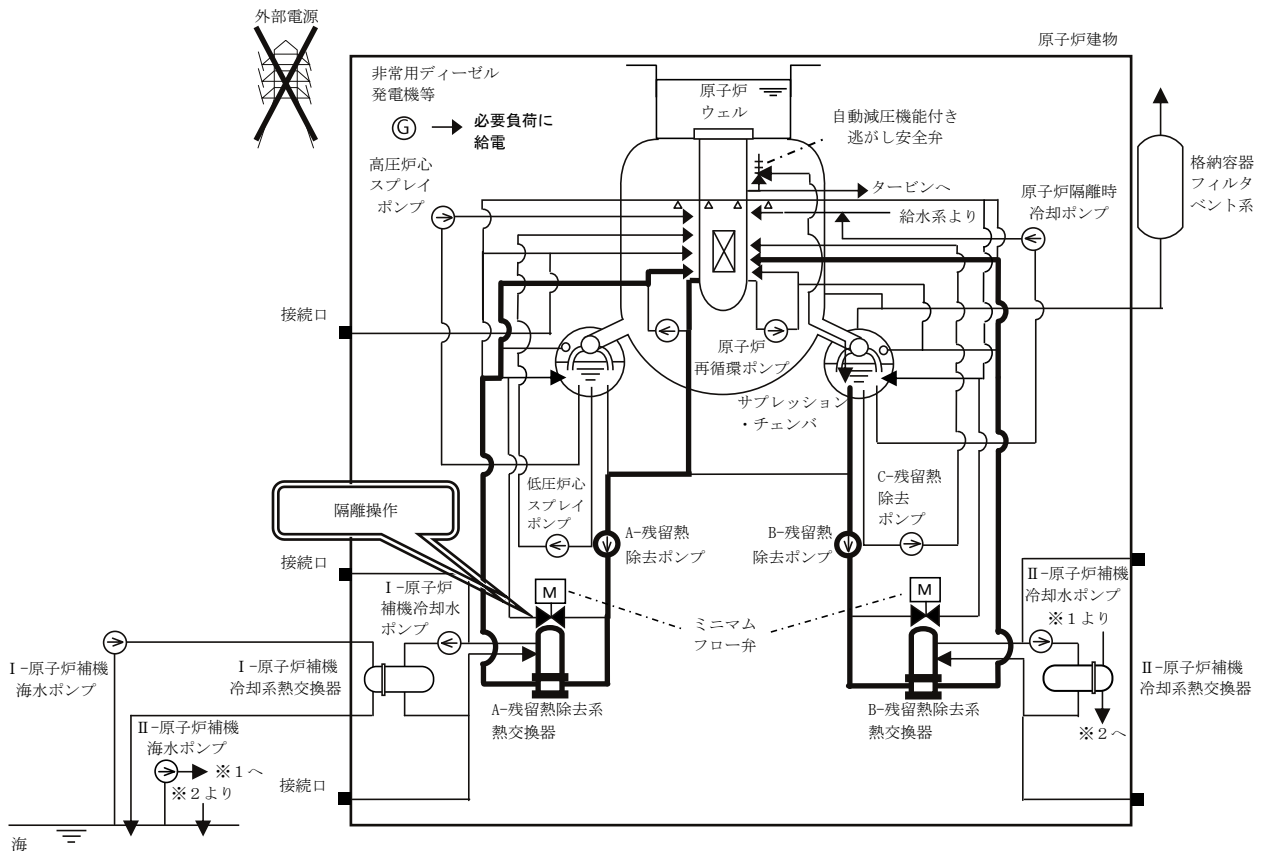
評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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

以上のことから、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水等の燃料損傷防止対策は、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「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。

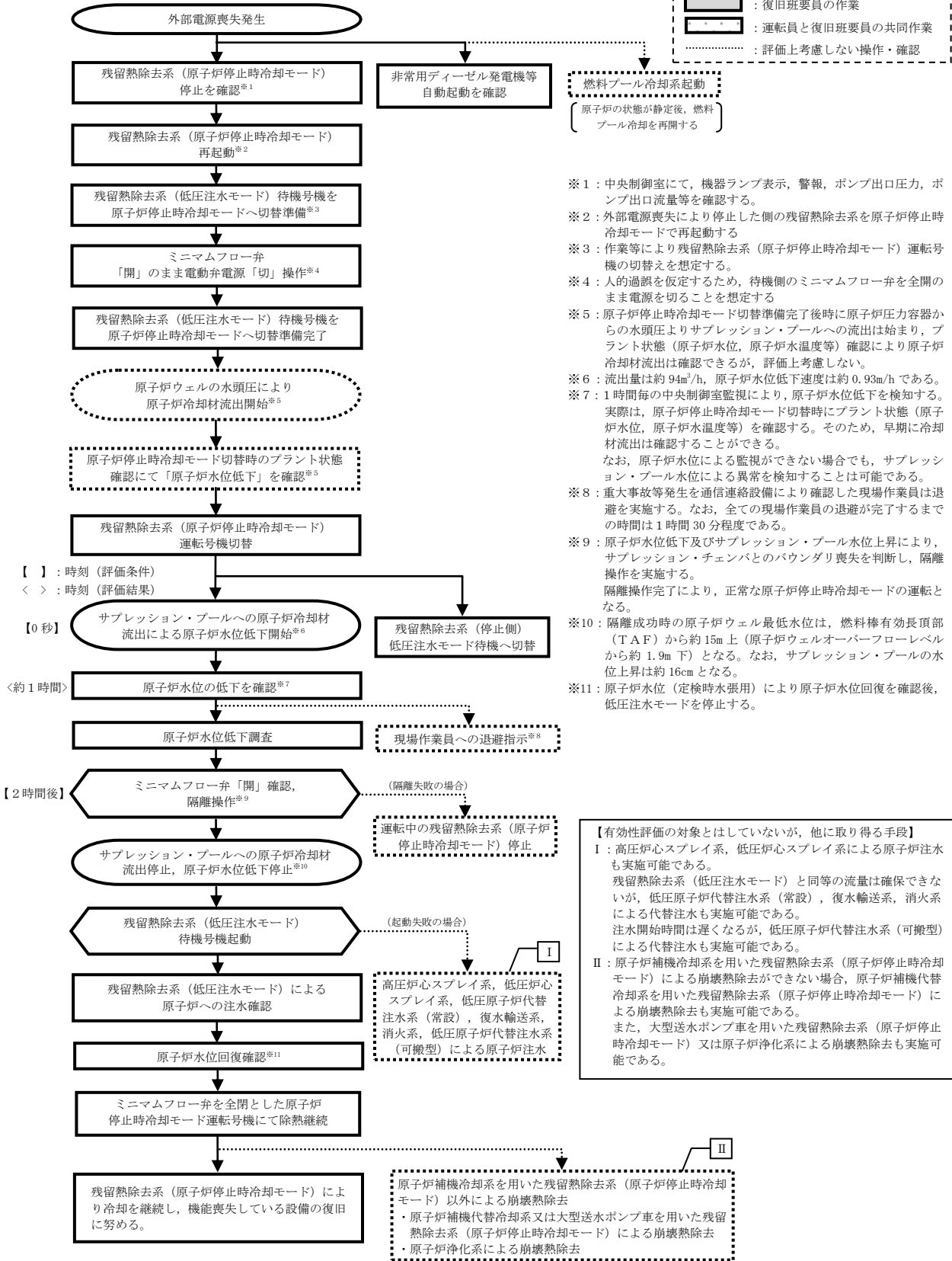
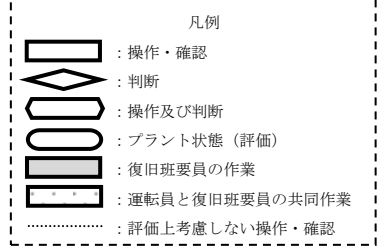


第5.3.1-1(1)図 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図  
(原子炉停止時冷却系統構成失敗)



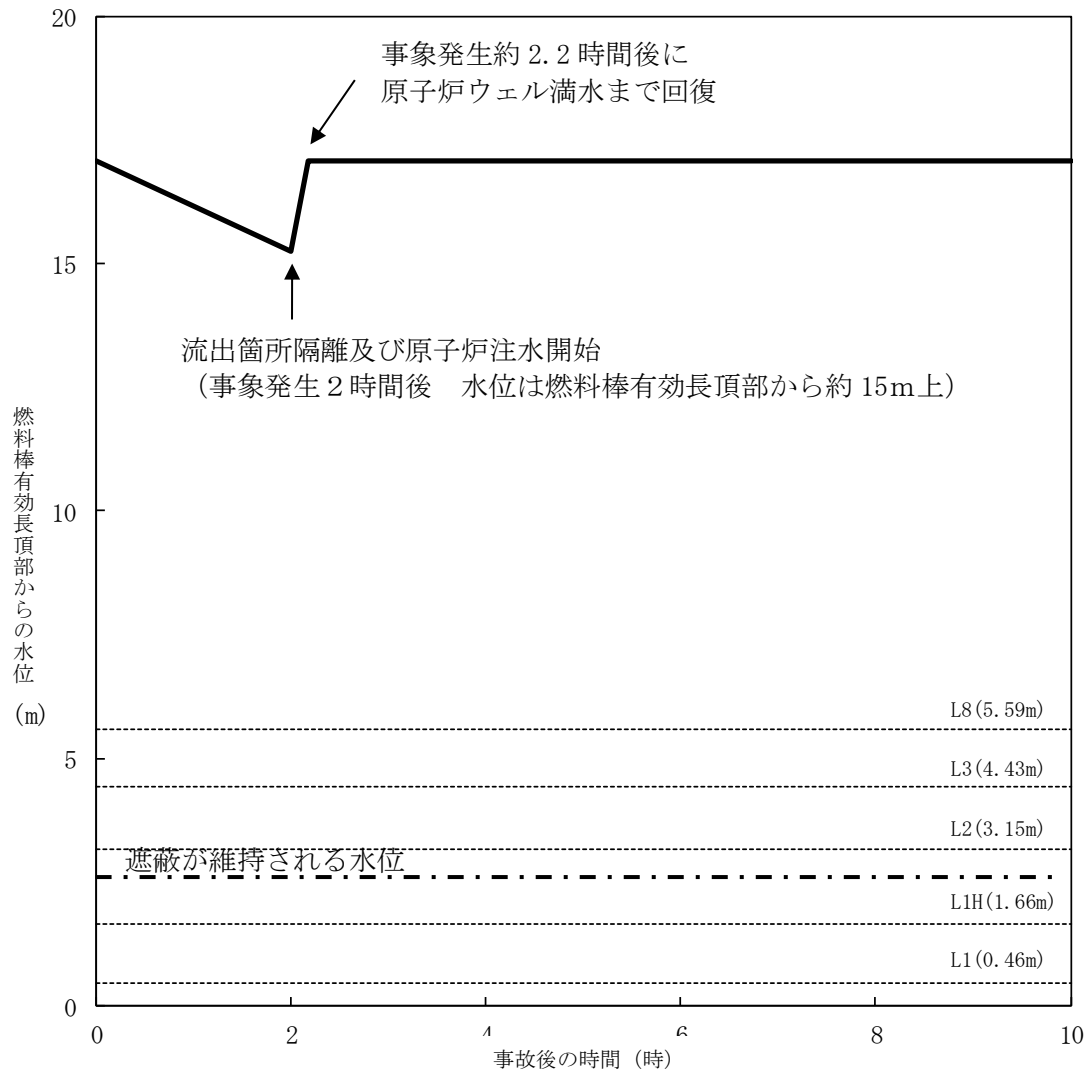
第 5.3.1-1(2) 図 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図  
(漏えい箇所の隔離操作, 原子炉注水及び原子炉停止時冷却)

- プラント前提条件
- ・原子炉ウエル満水
  - ・全燃料装荷&プールゲート「閉」
  - ・A-残留熱除去系（低圧注水モード） 待機中
  - ・B-残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 運転中
  - ・C-残留熱除去系 点検に伴い待機除外中

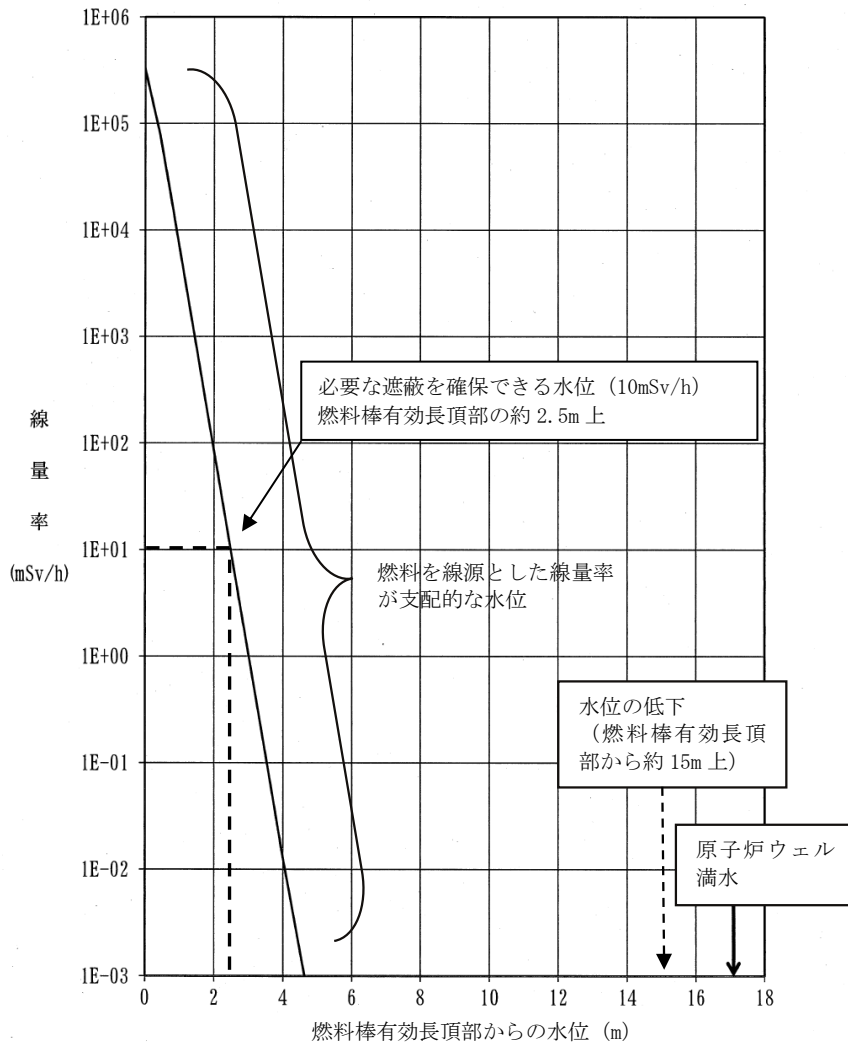


第 5.3.1-2 図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要





第 5.3.2-1 図 原子炉水位の推移



第 5.3.2-2 図 原子炉水位と線量率

第 5.3.1-1 表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認	運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生する。	【非常用ディーゼル発電機】 【ディーゼル燃料貯蔵タンク】	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (SA) サブプレッション・プールの水位 (SA)
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認	原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から漏れいしている箇所の隔離を行うことで、原子炉冷却材流出が停止することを確認する。	—	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (SA)
残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転による原子炉注水	原子炉冷却材流出により低下した原子炉水位を回復するため、待機していた残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転で原子炉注水を実施する。	【残留熱除去系 (低圧注水モード)】 サブプレッション・チェンバ	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (SA) 【残留熱除去ポンプ出口流量】

【 】：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 5.3.2-1 表 主要評価条件 (原子炉冷却材の流出)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	原子炉压力容器の状態	原子炉压力容器の開放	線量率の影響を確認するため、原子炉压力容器の開放状態を想定
	原子炉水位	原子炉ウェル満水	原子炉压力容器が開放状態での水位を想定
	原子炉水温	52℃	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の設計値を設定
	原子炉圧力	大気圧	原子炉压力容器の開放を想定
	プールの状態	閉	保有水が少ないプールゲート閉を想定
	事故条件	起因事象	原子炉冷却材の流出
原子炉冷却材のサブプレッション・チェンバへの流出量		約 94m <sup>3</sup> /h	ミニマムフローラインに残留熱除去ポンプ出口圧力が掛かった場合の最大流出量
崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発		考慮しない	原子炉水温が 100℃ に到達するまでの時間が長く、事象進展に影響しないことから設定
外部電源		外部電源なし	外部電源の有無は、原子炉冷却材の流出に伴う原子炉水位の低下に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定
残留熱除去系 (低圧注水モード)		1,136 m <sup>3</sup> /h で注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉冷却材流出の停止	事象発生から 2 時間後	原子炉水位の低下に伴う異常の認知及び現場操作の実績等を基に、さらに時間余裕を考慮して設定
	残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水操作	事象発生から 2 時間後	

## 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

運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価では「放射線遮蔽が維持される水位を確保すること」との基準が定められている。

以下に原子炉冷却材の流出における現場線量率の評価を示す。

なお、線量率の評価において、原子炉圧力容器は原子炉未開放の場合、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待でき、認知も容易であるため、原子炉開放を想定した。また、原子炉圧力容器の開放作業中において、基本的に原子炉冷却材の流出のおそれのある作業を実施しないこと、原子炉ウェル等に注水を実施している状態であることより、評価において気水分離器及び蒸気乾燥器のDSPへの取り出しが完了し、原子炉ウェルが満水の状態を想定した。

## (1) 炉心燃料・炉内構造物の線源強度

放射線源として燃料及び上部格子板をモデル化した。

## a. 炉心燃料

評価条件を以下に示す。

- 線源形状：円柱線源（炉心の全てに燃料がある状態）
- 燃料棒有効長（mm）：
- ガンマ線エネルギー：計算に使用するガンマ線は、エネルギー4群
- 線源材質：燃料及び水（密度  g/cm<sup>3</sup>）
- 線源強度：文献値<sup>\*1</sup>に記載のエネルギーあたりの線源強度を基に、9×9燃料（A型）の体積あたりの線源強度を式①で算出

$$\text{線源強度 (cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}\text{)} = \frac{\text{文献に記載の線源強度 (MeV} \cdot \text{W}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}\text{)} \times \text{燃料集合体あたりの熱出力 (W/体)}}{\text{各群のエネルギー (MeV)} \times \text{燃料集合体体積 (cm}^3\text{/体)}} \quad \dots \text{①}$$

このときの線源条件は以下となる。なお、本評価で使用している文献値は、燃料照射期間 10<sup>6</sup>時間（約 114 年）と、島根 2 号炉の実績を包絡した条件で評価されており、島根 2 号炉に関する本評価においても適用可能である。

- ・燃料照射期間：10<sup>6</sup>時間（無限照射）
- ・原子炉停止後の期間<sup>\*2</sup>：停止後 3 日（実績を考慮した値を設定）
- ・燃料集合体あたりの熱出力：4.35MW/体（9×9燃料（A型））
- ・燃料集合体体積：約 7.1×10<sup>4</sup> cm<sup>3</sup>（9×9燃料（A型））

※1 Blizard E. P. and Abbott L. S., ed., “REACTOR HANDBOOK. 2nd ed. Vol. III Part B, SHIELDING”, INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962

※2 原子炉停止後の期間は全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、線源強度評価は崩壊熱評価と同様にスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

○ 評価モデル：円柱線源

線量率評価モデルを図1に示す。また、式①で算出した体積あたりの線源強度を表1に示す。

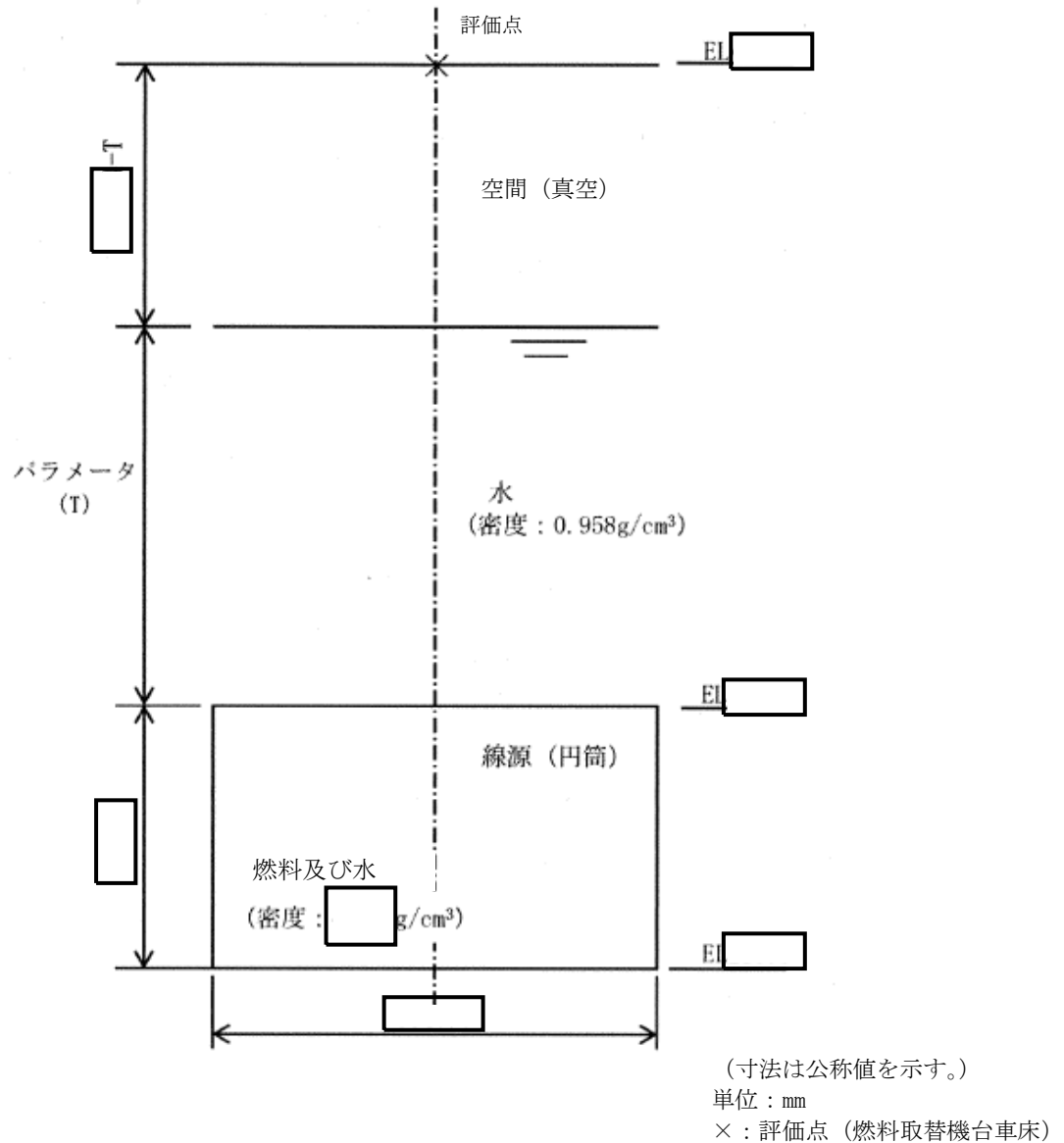


図1 燃料の線量率計算モデル

表1 燃料の線源強度

ガンマ線 エネルギー (MeV)	線源強度 ( $\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ )
1.0	$6.1 \times 10^{11}$
2.0	$1.1 \times 10^{11}$
3.0	$2.0 \times 10^9$
4.0	$3.1 \times 10^7$

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

b. 上部格子板

評価条件を以下に示す。

○ 線源形状：円柱線源としてモデル化

○ 線源の高さ (mm)：

○ ガンマ線エネルギー：評価に使用するガンマ線は、主要核種  $^{60}\text{Co}$  を想定して 1.5MeV

○ 線源材質：水と同等 (密度  $0.958\text{g}/\text{cm}^3$ ※)

※ 52°Cから 100°Cまでの飽和水の密度のうち、最小となる 100°Cの値を採用

○ 線源強度は、機器表面の実測値 ( Sv/h) より  $8.7 \times 10^9$  (Bq/cm<sup>3</sup>) と算出

線量率評価モデルを図 2 に示す。

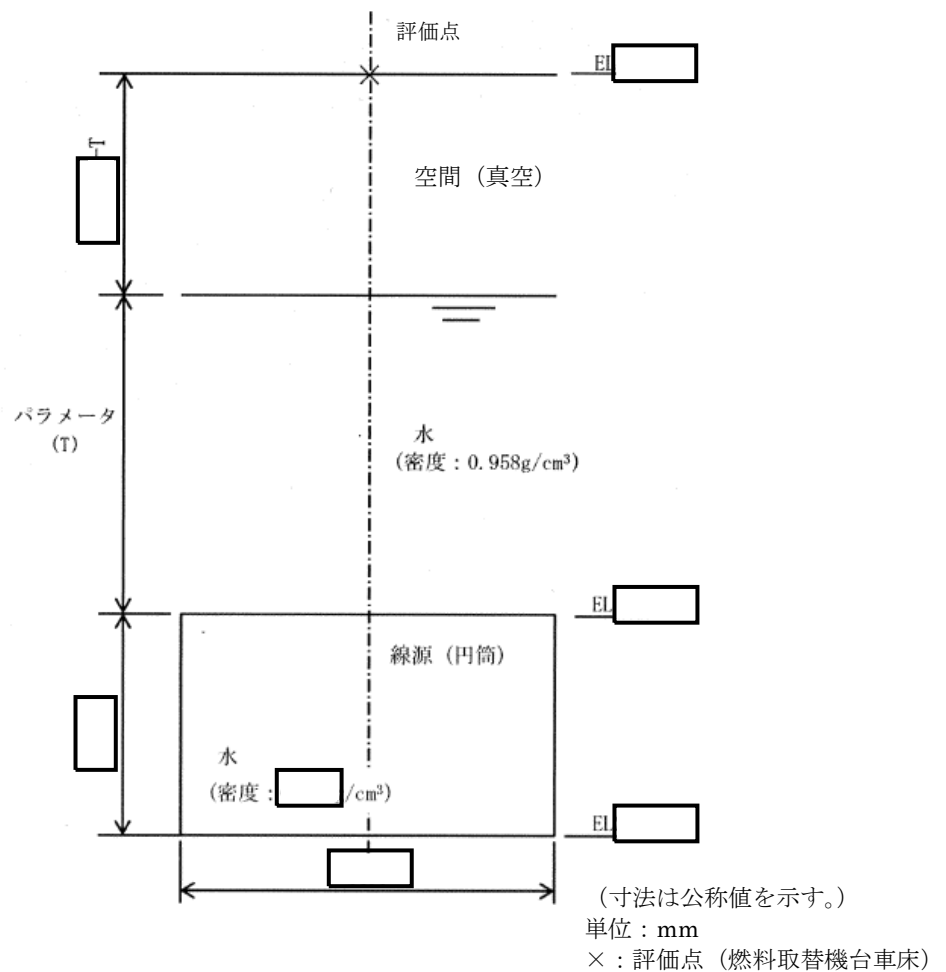


図 2 上部格子板の線量率評価モデル

(2) 線量率の評価

線量率は、「添付資料 4. 1. 2「水遮蔽厚に対する貯蔵中の燃料等からの線量率」の評価について」と同様に QAD-CGGP2R コードを用いて計算している。

評価点については保守的に燃料取替機台車床とした。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(3) 現場の線量率の評価結果

(1), (2) の条件を用いて評価した原子炉水位と現場の線量率の関係を図3に示す。

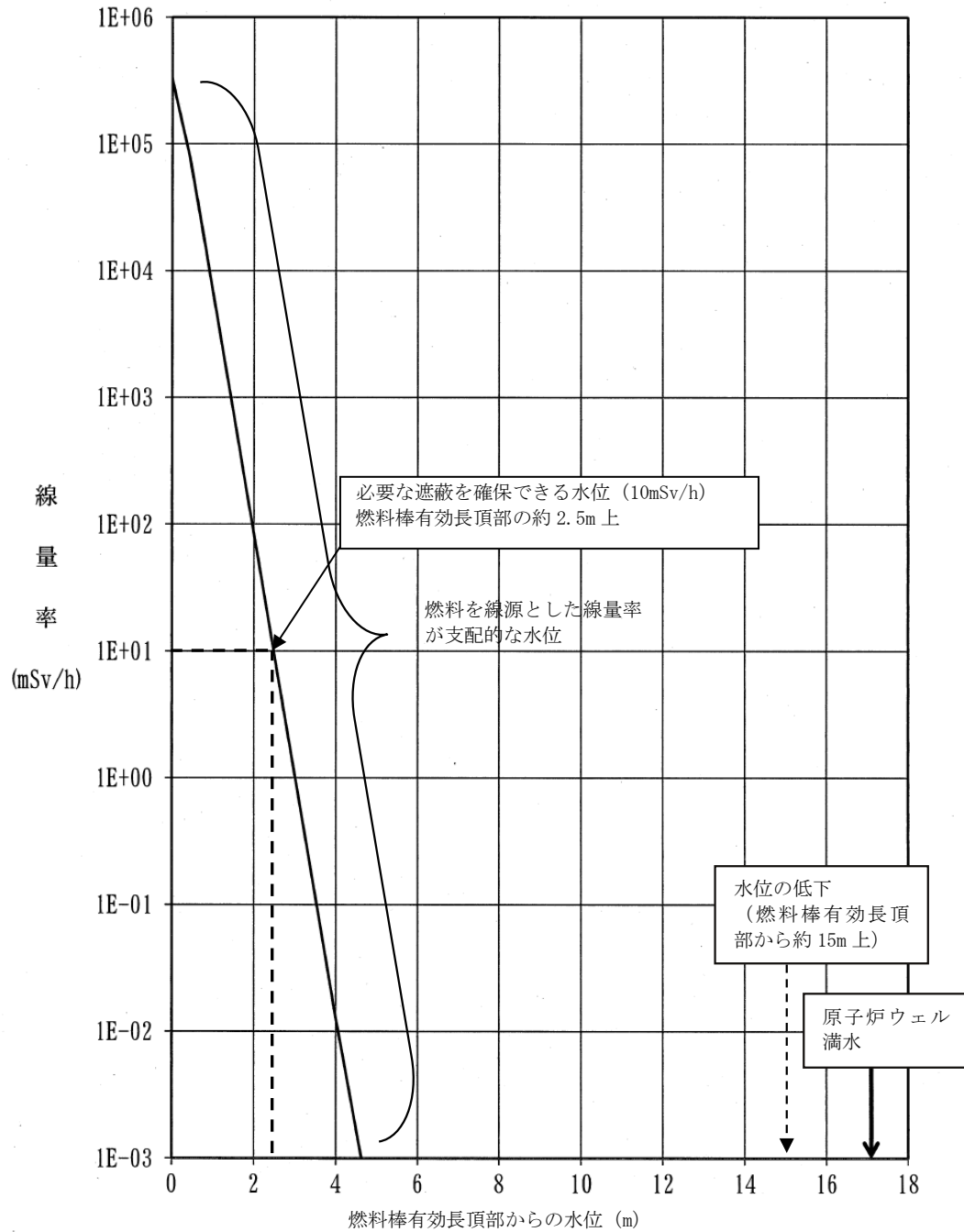


図3 原子炉水位と線量率

## 原子炉冷却材流出評価におけるPOS選定の考え方

## 1. 本評価におけるPOSの決定

運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価、「原子炉冷却材の流出」(以下「原子炉冷却材流出」という。)の重要事故シーケンスの評価では、次節に示すとおり、定期検査中に実施する作業等を確認し、原子炉冷却材の流出が生じ得る作業を抽出した後、各々の作業を比較して重要事故シーケンスとする作業を選定した。定期検査中に各作業等が実施される時期はおおむね決まっているため、POSについては、選び得るPOSを比較して決定した。

## 2. 原子炉冷却材流出評価の対象とした作業等

重要事故シーケンスの選定にあたり、定期検査中に原子炉冷却材流出が想定され得るとして抽出した作業等は次の4つである。この4つの作業等から、本評価では「残留熱除去系切替時の冷却材流出」を選定した。選定の理由は、発生時に想定される原子炉冷却材流出速度が大きいこと<sup>\*</sup>、原子炉浄化系ブローは原子炉水位の変化に特に注目する作業であること、他の2事象は点検・交換であり、発生時の検知の可能性が本事象よりも高いと考えられることによるものである。

- (1) 制御棒駆動機構点検時の冷却材流出
- (2) 局部出力領域モニタ交換時の冷却材流出
- (3) 原子炉浄化系ブロー時の冷却材流出
- (4) 残留熱除去系切替時の冷却材流出

※ 残留熱除去系切替時の冷却材流出による流出量は他の原子炉冷却材流出事象と比べて流出量が多い(島根原子力発電所2号炉 確率論的リスク評価(PRA)について 補足説明資料1.1.2.C-2 冷却材流出事象の流出量及び余裕時間の算出方法について)

<残留熱除去系切替時の冷却材流出発生時の流出量の算出>

流出量は、  
より算出した。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

: 約 94m<sup>3</sup>/h

### 3. POSを選定する上で考慮した点

定期検査中に残留熱除去系切替を実施する時期としては、残留熱除去系の運転や待機の系統を変化させる場合があり、この作業は定期検査中のほぼ全域で生じ得る。このため、POSについてはいずれの場合も選び得る。

その上で、本評価ではPOSの選定において以下の点を考慮した。

#### (1) 崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発

崩壊熱による原子炉冷却材の減少を厳しく評価する観点では、原子炉停止後の時間が短いPOSの方が適切である。ただし、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の吸い込み配管の高さは燃料棒有効長頂部以下にあり、本事故シナシエンスの水位低下量においては崩壊熱除去機能は維持されるため、崩壊熱の違いによる時間余裕への影響はない。

#### (2) 原子炉圧力容器内の保有水量

原子炉圧力容器内の保有水量の観点では、原子炉ウェル満水の状態が最も余裕があり、原子炉圧力容器が通常水位(NWL)に近いほど厳しい条件となる。ただし、原子炉水位が通常運転水位の場合においても、燃料棒有効長頂部まで低下する時間は約1.3時間の時間余裕があり、原子炉注水までの時間余裕を確保できる。

#### (3) 発生時の検知性

発生時の検知性の観点では、原子炉圧力容器の上蓋が閉止されている場合、原子炉水位低下の警報発生や緩和設備の起動などに期待できるが、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている場合、これらの機能には期待できない。

#### (4) 原子炉水位低下時の作業環境

原子炉水位低下時の作業環境への影響の観点では、原子炉圧力容器の上蓋が閉止されている場合、原子炉水位が低下しても十分に遮蔽されるため作業環境には影響が生じないが、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている場合、原子炉水位が大きく低下すると十分な遮蔽効果が期待できなくなり、作業環境への影響が現れる。

### 4. POSの選定結果と考察

「残留熱除去系切替時の冷却材流出」は原子炉冷却材流出事象発生時の検知が他の作業等よりも困難な事象である。このため、3. (1)から(4)のうち、(3)の検知性の観点で厳しいPOSを選定することが適切と考える。この観点では、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている、POS-B、Cが選定される。POS-Cは原子炉浄化系ブローによる原子炉ウェルの水位低下から始まり、途中で原子

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

炉圧力容器の上蓋が閉鎖されるPOSであり、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている状態での原子炉水位について、特に注意が払われるPOSであることから、本重要事故シーケンスでは、POS-Bを代表として選定することが適切と考える。

なお、燃料棒有効長頂部まで水位が低下するまでの時間余裕という観点では原子炉未開放であるPOS-S, A, C, Dの「残留熱除去系切替時の冷却材流出」が厳しくなるが、その場合であっても約1.3時間の時間余裕※があり、かつ原子炉水位計による警報発生や緩和設備の起動などに期待できるため、原子炉開放時と比べて速やかな検知と注水が可能である。

※ 原子炉冷却材の流出により原子炉水位が通常運転水位から燃料棒有効長頂部まで水位が低下するまでの時間

以上



表1 各プラント状態における評価項目に対する影響（原子炉冷却材の流出）

プラント状態 (POS)	包絡事象	重大事故等対処設備等	原子炉圧力容器蓋の開閉状態	運転停止中の評価項目		未臨界の確保
				燃料有効長頂部の冠水	放射線の遮蔽が維持できる水位の確保	
S 原子炉冷温停止への移行状態	基本的に、冷却材流出事象の要因となる作業や操作を実施しない例外的な作業として「残留熱除去系の切り替え操作」の実施があるが「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（原子炉冷却材の流出）」に包絡される	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系※1</li> <li>非常用炉心冷却系 (LPCI, LPCS, HPCS) ※2</li> <li>低圧原子炉代替注水系 (常設)</li> <li>低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</li> <li>ガスタービン発電機</li> </ul>	閉鎖	有効性評価では原子炉水位計による警報発生及び緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まり、運転員等操作時間が早くなるため、「添付資料5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価」に包絡される	有効性評価では原子炉水位計による警報発生及び緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まり、「添付資料5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価」に包絡される	プラント状態 POS-B に同じ 制御棒引き抜きに係わる試験は「反応度誤投入」に包絡
A 格納容器及び原子炉圧力容器の開閉並びに原子炉ウェル満水への移行状態	基本的に、冷却材流出事象の要因となる作業や操作を実施しない例外的な作業として「残留熱除去系の切り替え操作」の実施があるが「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（原子炉冷却材の流出）」に包絡される	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用炉心冷却系 (LPCI, LPCS, HPCS) ※2</li> <li>低圧原子炉代替注水系 (常設)</li> <li>低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</li> <li>ガスタービン発電機</li> </ul>	閉鎖→開放	有効性評価では原子炉水位計による警報発生及び緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まり、運転員等操作時間が早くなるため、「添付資料5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価」に包絡される	有効性評価では原子炉水位計による警報発生及び緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まり、「添付資料5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価」に包絡される	プラント状態 POS-B に同じ 制御棒引き抜きに係わる試験は「反応度誤投入」に包絡
B1						
B2	原子炉ウェル満水状態（原子炉ウェル水抜き開始まで）	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用炉心冷却系 (LPCI) ※2</li> <li>低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</li> <li>ガスタービン発電機</li> <li>燃料プールのブレイ系</li> </ul>	開放	有効性評価にて評価項目を満足することを確認している （有効性評価で確認している「残留熱除去系切替時の冷却材流出」に他の冷却材流出事象（制御棒駆動系点検時の冷却材流出、局部出力モニタ交換時の冷却材流出）は包絡される）	有効性評価にて評価項目を満足することを確認している （有効性評価で確認している「残留熱除去系切替時の冷却材流出」に他の冷却材流出事象（制御棒駆動系点検時の冷却材流出、局部出力モニタ交換時の冷却材流出）は包絡される）	有効性評価にて評価項目を満足することを確認している 燃料の取出・装荷に係わる作業は「反応度誤投入」に包絡
B3						
B4						
C 格納容器及び原子炉圧力容器の開鎖及び起動準備への移行状態	冷却材流出事象の要因となる作業として「残留熱除去系の切り替え操作」及び「原子炉浄化系プロロープ操作」が考えられるが、原子炉未開放状態では原子炉水位計による警報発生及び緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まり、運転員等操作時間が早くなるため、「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（原子炉冷却材の流出）」に包絡される	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用炉心冷却系 (LPCI, LPCS, HPCS) ※2</li> <li>低圧原子炉代替注水系 (常設)</li> <li>低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</li> <li>ガスタービン発電機</li> </ul>	開放→閉鎖	有効性評価では原子炉水位計による警報発生及び緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まり、運転員等操作時間が早くなるため、「添付資料5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価」に包絡される	有効性評価では原子炉水位計による警報発生及び緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まり、運転員等操作時間が早くなるため、「添付資料5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価」に包絡される	プラント状態 POS-B に同じ 制御棒引き抜きに係わる試験は「反応度誤投入」に包絡
D 起動準備状態			閉鎖			

※1 原子炉圧力が上昇した後に使用可能となる ※2 停止レベル1 PRA では、保守的に期待していない設備

## 安定状態について(運転停止中(原子炉冷却材の流出))

運転停止中の原子炉冷却材の流出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，原子炉冷却材の流出が停止し，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，原子炉安定停止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

事象発生直後から原子炉冷却材の流出により原子炉水位が低下するが，事象発生から2時間後に原子炉冷却材の流出を停止させ，残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことで原子炉水位が回復する。その後，残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を停止し，残留熱除去系（停止時冷却モード）にて冷却することで，冷温停止状態を維持することができ，原子炉安定停止状態が確立される。

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】**

上記の燃料損傷防止対策により原子炉安定停止状態を維持できる。

また，残留熱除去系機能を維持し，除熱を行うことにより，安定停止状態後の安定停止状態の維持が可能となる。

評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中(原子炉炉冷却材の流出))  
 表 1 評価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 (1/2)

項目	評価条件(初期、事故及び機器条件)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
	評価条件	最確条件			
初期条件	原子炉炉水位	事故毎に変化	原子炉炉圧力容器が開放状態での水位を想定	最確条件とした場合は、事故事象ごとくに異なり、原子炉炉圧力容器の水張りに関しては、評価条件によりも原子炉炉冷却材流出の停止のための隔離操作は、原子炉炉冷却材流出の認識を起点とする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。	最確条件とした場合は、事故事象毎に異なり、原子炉炉圧力容器の水張りに関しては、評価条件によりも原子炉炉冷却材流出の停止のための隔離操作は、原子炉炉冷却材流出の認識を起点とする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。
原子炉炉圧力	原子炉炉圧力容器の開放	大気圧	原子炉炉圧力容器の開放を想定	評価条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	評価条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
原子炉炉圧力容器の状態	原子炉炉圧力容器の開放	事故毎に変化	線量率の影響の観点を確認するため、原子炉炉圧力容器が開放状態を想定	最確条件は事故事象毎に異なる。原子炉炉圧力容器の未開放時は、原子炉炉水位計による警報発生及び緩和設備の起動等により原子炉炉冷却材流出の認識が早まるため、運転員等操作時間が早くなり、原子炉炉圧力容器の開放時は、評価条件と同様となるが、原子炉炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉炉冷却材流出の認識を起点とする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。	原子炉炉圧力容器の開放時は、原子炉炉圧力容器の水張りを実施しているため初期水位が原子炉炉圧力容器の水張りと高い位置となるが、原子炉炉圧力容器等の遮蔽に期待できず、また速やかな計の警報による運転員の認識に期待できないため、速やかな計の警報による運転員の認識に期待でき、かつ、原子炉炉圧力容器の開放時と比べて、初期水位が低い位置であるが、原子炉炉圧力容器等の遮蔽に期待でき、かつ、原子炉炉水位計による警報発生、緩和設備の起動等により原子炉炉冷却材流出の認識が早まるため、放射線の遮蔽を維持できる燃料棒有効長頂部の約1.8m上に到達するまでの時間(約50分)までを考慮した際も必要必要な放射線の遮蔽は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は約1.3時間の時間余裕があり、認知後すぐに隔離による原子炉炉冷却材流出の停止操作及び原子炉炉注水操作を行えるため、操作時間が十分あることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

表 1 評価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 (2/2)

項目	評価条件 (初期、事故及び機器条件) 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
	評価条件	最確条件			
初期条件	ブールゲートの状態	閉	保有水が少ないブールゲートを想定	最確条件とした場合は、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなることか炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする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。	最確条件とした場合は、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなくなる。
	燃料の容量	1, 180m <sup>3</sup>	発電所構内に貯蔵している合計容量を参考に、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、解析条件よりも燃料容量の余裕が大きくなるため、燃料が枯渇することはない。運転員等操作時間に与える影響はない。	—
事故条件	起因事象	原子炉冷却材の流出	残留熱除去系切替時の原子炉冷却材流出を想定	—	—
	原子炉冷却材のサブプレッション・チェンバへの流出量	約 94m <sup>3</sup> /h	ミニマムフローラインに残留熱除去系ポンプ出口圧力がなかった場合の最大流出量	評価条件と最確条件が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。	評価条件と最確条件が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。
	崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発	考慮しない	原子炉水温が 100℃に到達するまでの時間が長く、事象進展に影響しないことから、考慮しない。	—	—
外部電源	外部電源なし	事故毎に変化	外部電源の有無は、原子炉冷却材の流出に伴う原子炉水位の低下に影響しないことから、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源なしを想定	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
機器条件	残留熱除去系 (低圧注水モーター)	1, 136m <sup>3</sup> /h で注水	残留熱除去系 (低圧注水モーター) の設計値として設定	評価条件と最確条件が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。	評価条件と最確条件が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。

表2 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	評価条件（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
	評価上の操作開始時間	条件設定の考え方					
原子炉炉冷却材流出の停止	原子炉冷却材流出の停止	原子炉水位の低下に伴う異常の認知及び現場操作の実績等を基に、さらに時間余裕を考慮して設定	<p>【認知】</p> <p>評価では、1 時間毎の中央制御室監視により、原子炉ウエル水位低下を検知することを想定している。実際は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）切替時にプラント状態（原子炉ウエル水位、原子炉水温等）確認により、早期に原子炉冷却材流出を認知できる可能性がある。</p> <p>【要員配置】</p> <p>運転員による操作のみであり、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】</p> <p>漏えい隔離のためのミニマムフロア弁の閉操作には、原子炉建物の現場において当該弁の電源を復旧する必要がある。中央制御室から原子炉建物の現場までのアクセスルート上にアクセスを阻害する設備はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】</p> <p>原子炉ウエル水位低下調査における、漏えい箇所の特定及び隔離に1時間を想定している。漏えい箇所の隔離は、現場におけるミニマムフロア弁の電源復旧と中央制御室における当該弁の遠隔閉操作である。1 弁のみの操作であり、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】</p> <p>原子炉ウエル水位低下調査における漏えい箇所の特定及び隔離操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>漏えい隔離操作等の現場操作は、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時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>実態の操作開始時間が早まり、原子炉水位の低下を緩和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与える余裕は大きくなる。</p>	<p>必要な遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約10時間後であり、事故を認知して原子炉注水を開始するまでの時間は事象発生から2時間後であることから、時間余裕がある。</p>	<p>評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から2時間後とされており、このミニマムフロア弁の電源復旧と中央制御室における当該弁の遠隔閉操作は、訓練実績では約7分である。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。</p>	
操作条件	事象発生から2時間後						

表2 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	評価条件（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
	評価上の操作開始時間	条件設定の考え方					
<p>待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作</p> <p>操作条件</p>	<p>事象発生から2時間後</p>	<p>原子炉水位の低下に伴う異常の認知及び現場操作の実績等を基に、さらに時間余裕を考慮して設定</p>	<p><b>【認知】</b> 原子炉冷却材流出時に原子炉注水の必要性を認知することは容易であり、よって、評価上の原子炉注水操作開始時間に対し、実際の原子炉注水操作開始時間は早くなる可能性がある。</p> <p><b>【要員配置】</b> 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><b>【移動】</b> 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><b>【操作所要時間】</b> 残留熱除去系のポンプ起動操作及び注入弁の開操作は、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。操作時間は特に設定していないが、原子炉水位の低下に対して操作に要する時間は短い。</p> <p><b>【他の並列操作有無】</b> 当該操作を実施する運転員は、残留熱除去系（低圧注水モード）の原子炉注水操作時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><b>【操作の確実さ】</b> 中央制御室における操作は、制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を認知することは容易であり、よって、評価上の原子炉注水操作開始時間から2時間後の原子炉注水操作開始時間を設定しているが、実態は運転員の残留熱除去系統切替時のプラント状態確認による早期の認知に期待でき、速やかに原子炉注水操作を実施するため、その開始時間は早くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p>	<p>実態の操作開始時間が早まり、原子炉水位の低下を緩和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。</p>	<p>必要な遮蔽が確保されるまで約10時間後であり、事故を認知して原子炉注水を開始するまでの時間は事象発生から2時間後であり、時間余裕がある。</p>	<p>評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から2時間後とし、このうち、残留熱除去系のポンプ起動操作及び注入弁の開操作は、所要時間10分想定のところ、訓練実績では約2分である。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。</p>

7日間における燃料の対応について(運転停止中(原子炉冷却材の流出))

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
非常用ディーゼル発電機 2台起動※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) $1.618\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 2\text{台} = 543.648\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 $700\text{m}^3$	ディーゼル燃料 貯蔵タンクの容 量は約 $730\text{m}^3$ であり、7日間対 応可能
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) $0.927\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 155.736\text{m}^3$		
緊急時対策所用発電機 1台 $0.0493\text{ m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 8.2824\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 $9\text{m}^3$	緊急時対策所用 燃料地下タンク の容量は約 $45\text{m}^3$ であり、7日間 対応可能

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが、保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。

## 5.4 反応度の誤投入

### 5.4.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

#### (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「反応度の誤投入」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、「反応度の誤投入」である。

#### (2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入されることを想定する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉は臨界に達し、急激な反応度投入に伴う出力上昇により燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは、臨界又は臨界近傍の炉心において反応度の誤投入により、原子炉出力が上昇することによって、燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には、原子炉保護機能及び原子炉停止機能に対する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、異常な反応度の投入に対してスクラムによる負の反応度の投入により、未臨界を確保し、燃料損傷の防止を図る。

(添付資料 5.4.1)

#### (3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して、燃料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、原子炉停止機能により原子炉をスクラムし、未臨界とする。手順の概要を第 5.4.1-1 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 5.4.1-1 表に示す。

本事故シーケンスにおいては、重大事故等対策は全て自動で作動するため、対応に必要な要員は不要である。

なお、スクラム動作後の原子炉の状態確認において、中央制御室の運転員 1 名で実施可能である。

##### a. 誤操作による反応度誤投入

運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入される。

制御棒の誤引き抜き等による反応度の誤投入を確認するために必要な計装設備は、中性子源領域計装である。

##### b. 反応度誤投入後のスクラム

制御棒の誤操作による反応度の投入により、中間領域計装の中性子束高信号（各レンジフルスケールの 95%）が発信し、原子炉はスクラムする。制御棒が全挿入し、原子炉は未臨界状態となる。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、中性子源領域計装である。



## 5.4.2 燃料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、「停止中に実施される検査等により、最大反応度価値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」である。運転停止中の原子炉においては、不用意な臨界の発生を防止するため、停止余裕(最大反応度価値を有する1本の制御棒が引き抜かれても炉心を未臨界に維持できること)を確保できるように燃料を配置するとともに、通常は原子炉モードスイッチを燃料交換位置として、1本を超える制御棒の引き抜きを防止するインターロックを維持した状態で必要な制御棒の操作が実施される。

しかしながら、運転停止中の原子炉においても、検査等の実施に伴い原子炉モードスイッチを起動位置として複数の制御棒の引き抜きを実施する場合がある。このような場合、制御棒の引き抜きは原則としてノッチ操作とし、中性子束の監視を行いながら実施している。

本重要事故シーケンスでは、誤操作によって制御棒の引き抜きが行なわれることにより異常な反応度が投入されるため、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、制御棒反応度効果、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達及び沸騰遷移が重要現象となる。

よって、この現象を適切に評価することが可能である反応度投入事象解析コードAPEX及び単チャンネル熱水解析コードSCAT(RIA用)により炉心平均中性子束及び燃料エンタルピ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評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。

さらに、解析コード及び解析条件の不確かさのうち、評価項目となるパラメータに与える影響があるものについては、「5.4.3(3) 感度解析」において、それらの不確かさを考慮した影響評価を実施する。

### (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5.4.2-1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) 炉心状態

燃料交換後における余剰反応度の大きな炉心での事象発生を想定して、評価する炉心状態は、平衡炉心のサイクル初期とする。

##### (b) 実効増倍率

事象発生前の炉心の実効増倍率は1.0とする。

##### (c) 原子炉出力、原子炉圧力、燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材温度

事象発生前の原子炉出力は定格値の $10^{-8}$ 、原子炉圧力は0.0MPa[gage]、燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材温度は20℃とする。また、燃料エンタルピの初期値は8kJ/kgとする。

#### b. 事故条件

##### (a) 起因事象

起因事象として、運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引抜されている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する。

(b) 誤引き抜きされる制御棒

誤引き抜きされる制御棒は、投入される反応度を厳しく評価するため、最大反応度値を有する制御棒の斜め隣接<sup>※1</sup>の制御棒とする。誤引き抜きされる制御棒1本の反応度値は約  $1.75\% \Delta k$ <sup>※2</sup>である。引抜制御棒反応度曲線<sup>※2</sup>を第5.4.2-1図に示す。

※1 制御棒密度の偏りが少なくなるよう市松模様の引抜パターンを作成し、高い制御棒値を生じる引抜パターンとならないようにしている。

※2 三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード（LOGOS）による解析結果

なお、通常、制御棒1本が全引抜されている状態の未臨界度は深く、また、仮に他の1本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度値が核的制限値を超えないように管理<sup>※3</sup>している。これらを踏まえ、本評価においては、誤引き抜きされる制御棒の反応度値が、管理値を超える事象を想定した。

※3 原子炉起動時及び停止時冷温臨界試験は、臨界近接時における制御棒の最大反応度値が  $1.0\% \Delta k$  以下となるように管理。また、制御棒値ミニマイザ又は複数の運転員による制御棒の引き抜き手順の監視を実施。なお、原子炉停止余裕検査においても同様の監視を実施。

(c) 外部電源

制御棒の引き抜き操作には外部電源が必要となる。外部電源が失われた状態では反応度誤投入事象が想定できないことも踏まえ、外部電源は使用できるものとする。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 制御棒の引抜速度

制御棒は、引抜速度の上限値  $9.1 \text{ cm/s}$  にて連続で引き抜かれるものとする<sup>※4</sup>。引抜制御棒反応度曲線を第5.4.2-1図に示す。

※4 複数の制御棒を引き抜く試験において、対象制御棒の連続引き抜きの実施が可能な手順としている場合を除き、引き抜き操作はノッチ操作としている。そのため、ここでは人的過誤等によって連続引き抜きされることを想定する。

(b) 原子炉スクラム信号

中間領域計装の中性子束高（各レンジフルスケールの95%）信号で原子炉はスクラムするものとする。スクラム反応度曲線を第5.4.2-2図に示す。なお、原子炉スクラム信号の発信を想定する際の中間領域計装のバイパス状態は、A、Bチャンネルとも引抜制御棒に最も近い検出器が1個ずつバイパス状態にあるとする。

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はない。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける燃料エンタルピー及び炉心平均中性子束の推移を第5.4.2-3図に示す。

a. 事象進展

制御棒の引き抜き開始から約10秒後に中間領域計装の中性子束高スクラム信号（各レンジフルスケールの95%）が発信し、原子炉はスクラムする。

このとき、投入される反応度は約1.14ドル（投入反応度最大値：0.69% $\Delta$ k）であるが、原子炉出力は第5.4.2-3図に示すとおり、定格出力の約12.2%まで上昇するにとどまる。

また、燃料エンタルピーは最大で約50kJ/kgであり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」に示されている燃料棒の内圧と原子炉冷却材圧力の差に応じた許容設計限界のうち最も厳しいしきい値である272kJ/kg（65cal/g）を超えることはない。燃料エンタルピーの増分の最大値は約42 kJ/kgであり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に示された燃料ペレット燃焼度65,000MWd/t以上の燃料に対するペレット-被覆管機械的相互作用を原因とする破損を生じるしきい値の目安である、ピーク出力部燃料エンタルピーの増分で167kJ/kg（40cal/g）を用いた場合においても、これを超えることはなく燃料の健全性は維持される。

b. 評価項目等

制御棒の引き抜きによる反応度の投入に伴い一時的に臨界に至るものの、原子炉スクラムにより未臨界は確保される。なお、原子炉水位に有意な変動はないため、燃料棒有効長頂部は冠水を維持しており、放射線の遮蔽は維持される。

本評価では、「1.2.4.2 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)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

(添付資料5.4.2)

5.4.3 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。

本重要事故シーケンスは、自動作動する原子炉保護系により、原子炉をスクラムすることで、プラントを安定状態に導くことが特徴である。このため、運転員等操作はなく、操作時間が与える影響等は不要である。

(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

本重要事故シーケンスは、「5.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作には期待しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

ドップラ反応度フィードバックの不確かさとして、実験により解析コードは7～9%と評価されていることから、これを踏まえ解析を行う必要がある。また、臨界試験との比較により、実効遅発中性子割合の不確かさは約4%と評価されていることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。この不確かさを考慮した感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。

制御棒反応度の不確かさは約9%と評価されていることから、これを踏まえ解析を行う必要がある。また、臨界試験との比較により、実効遅発中性子割合の不確かさは約4%と評価されていることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。この不確かさを考慮した感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。

(添付資料5.4.3)

(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5.4.2-1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確認する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目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の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

本重要事故シーケンスは、「5.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作には期待しないため、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心状態においては装荷炉心ごとに制御棒反応度価値やスクラム反応度等の特性が変化するため、投入反応度が大きくなるおそれがある。そのため、評価項目に対する余裕は小さくなるが、「(5) 解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」にて、投入される反応度について確認している。

実効増倍率が0.99の場合は、制御棒引抜開始直後は反応度が投入されず、臨界到達までにかかる時間が追加で必要となり、炉心平均中性子束及び燃料エンタルピが上昇するタイミングが遅くなる。また投入される反応度も約1.00ドル（燃料エンタルピ最大値：約14kJ/kg，燃料エンタルピの増分の最大値：約6kJ/kg）と小さく1ドル位置近傍における反応度印加率も緩やかとなることから、燃料エンタルピの上昇率も小さく評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期出力は炉心状態ごとに異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。初期出力の不確かさにより評価項目に対する余裕が変化するが、「(5) 解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、初期出力の不確かさの影響を確認している。

初期燃料温度は炉心状態ごとに異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。初期燃料温度の

不確かさにより評価項目に対する余裕が変化するが、「(5) 解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、初期燃料温度の不確かさの影響を確認している。

制御棒引抜阻止は、本評価において期待していないが、これに期待した場合、中間領域計装の中性子束高信号（各レンジフルスケールの90%）が発信すると制御棒引抜が阻止される。ただし、本評価では制御棒の誤引き抜きにより反応度が急激に投入されるため、中間領域計装の中性子束高信号（各レンジフルスケールの90%）による制御棒引抜阻止信号と中性子束高信号（各レンジフルスケールの95%）による原子炉スクラム信号がほぼ同時に発信することから、制御棒引抜阻止に期待した場合でも評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

#### b. 操作条件

本重要事故シーケンスは、「5.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作には期待しないため、運転員等操作に関する条件はない。

(添付資料5.4.3)

#### (3) 感度解析

解析コードの不確かさによりドップラ反応度フィードバック効果と制御棒反応度効果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。

ドップラ反応度を+10%とした場合に投入される反応度は約 1.14 ドル（燃料エンタルピの最大値は約 48kJ/kg，増分の最大値は約 40kJ/kg），-10%とした場合に投入される反応度は約 1.14 ドル（燃料エンタルピの最大値は約 52kJ/kg，増分の最大値は約 44kJ/kg）である。

スクラム反応度を+10%とした場合に投入される反応度は 1.14 ドル（燃料エンタルピの最大値は約 48kJ/kg，増分の最大値は約 40kJ/kg），-10%とした場合に投入される反応度は 1.14 ドル（燃料エンタルピの最大値は約 53kJ/kg，増分の最大値は約 45kJ/kg）である。

引抜制御棒反応度を+10%とした場合に投入される反応度は 1.16 ドル（燃料エンタルピの最大値は約 63kJ/kg，増分の最大値は約 55kJ/kg），-10%とした場合に投入される反応度は 1.12 ドル（燃料エンタルピの最大値は約 39kJ/kg，増分の最大値は約 31kJ/kg）である。

実効遅発中性子割合を+10%とした場合に投入される反応度は 1.11 ドル（燃料エンタルピの最大値は約 45kJ/kg，増分の最大値は約 37kJ/kg），-10%と投入される反応度は 1.17 ドル（燃料エンタルピの最大値は約 56kJ/kg，増分の最大値は約 48kJ/kg）である。

以上より、これらの不確かさを考慮しても燃料エンタルピ増加に伴う燃料の破損は生じないことから、評価項目を満足する。

(添付資料5.4.3)

#### (4) 操作時間余裕の把握

本重要事故シーケンスは、「5.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作には期待しないことから、操作時間余裕に関する影響はない。

(5) 解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

解析条件の不確かさにより投入される反応度が大きくなることも考えられ、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、炉心状態の変動による評価項目となるパラメータに与える影響について確認した。

以下の保守的な想定をした評価においても、投入される反応度は約 1.21 ドル（燃料エンタルピーの最大値は約 68kJ/kg、増分の最大値は約 60kJ/kg）にとどまることから、不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

- ・サイクル初期及びサイクル末期の炉心状態において、9×9燃料（B型）平衡炉心、9×9燃料（A型）及びMOX燃料 228体を装荷した平衡炉心、9×9燃料（B型）及びMOX燃料 228体を装荷した平衡炉心の反応度印加率を包絡する引抜制御棒反応度曲線を用いた場合

初期出力は炉心状態ごとに異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。定格の $10^{-8}$ の10倍及び1/10倍とした場合の感度解析を行い、有効性評価での結果（投入される反応度は約 1.14ドル、燃料エンタルピーの最大値は約 50kJ/kg、増分の最大値は約 42kJ/kg）と大きく差異がなく、投入される反応度は約 1.11ドル、燃料エンタルピーの最大値は約 33kJ/kg、増分の最大値は約 25kJ/kg（10倍）及び投入される反応度は約 1.16ドル、燃料エンタルピーの最大値は約 69kJ/kg、増分の最大値は約 61kJ/kg（1/10倍）であることから、初期出力の不確かさが与える影響は小さい。

初期燃料温度は炉心状態ごとに異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。初期燃料温度を 60℃とした場合の感度解析を実施し、有効性評価での結果（投入される反応度は約 1.14ドル、燃料エンタルピーの最大値は約 50kJ/kg、増分の最大値は約 42kJ/kg）と大きく差異がなく、投入される反応度は約 1.15ドル、燃料エンタルピーの最大値は約 64kJ/kg、増分の最大値は約 49kJ/kgであることから、初期燃料温度の不確かさが与える影響は小さい。

（添付資料5.4.3, 5.4.4）

(6) 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、解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

5.4.4 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「反応度の誤投入」において、重大事故等対策は自動で作動するため、対応に必要な要員はいない。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、必要な水源、燃料及び電源の評価結果は以下のとおりである。

a. 水源

本重要事故シーケンスの評価では、原子炉注水は想定していない。

b. 燃料

本重要事故シーケンスの評価では、燃料の使用は想定していない。

c. 電源

本重要事故シーケンスの評価では、外部電源喪失は想定していない。

#### 5.4.5 結論

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、誤操作により過剰な制御棒の引き抜きが行われ、臨界に至る反応度が投入されることで、原子炉が臨界に達し燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対する燃料損傷防止対策としては、原子炉停止機能を整備している。

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の重要事故シーケンス「停止中に実施される検査等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」について有効性評価を行った。

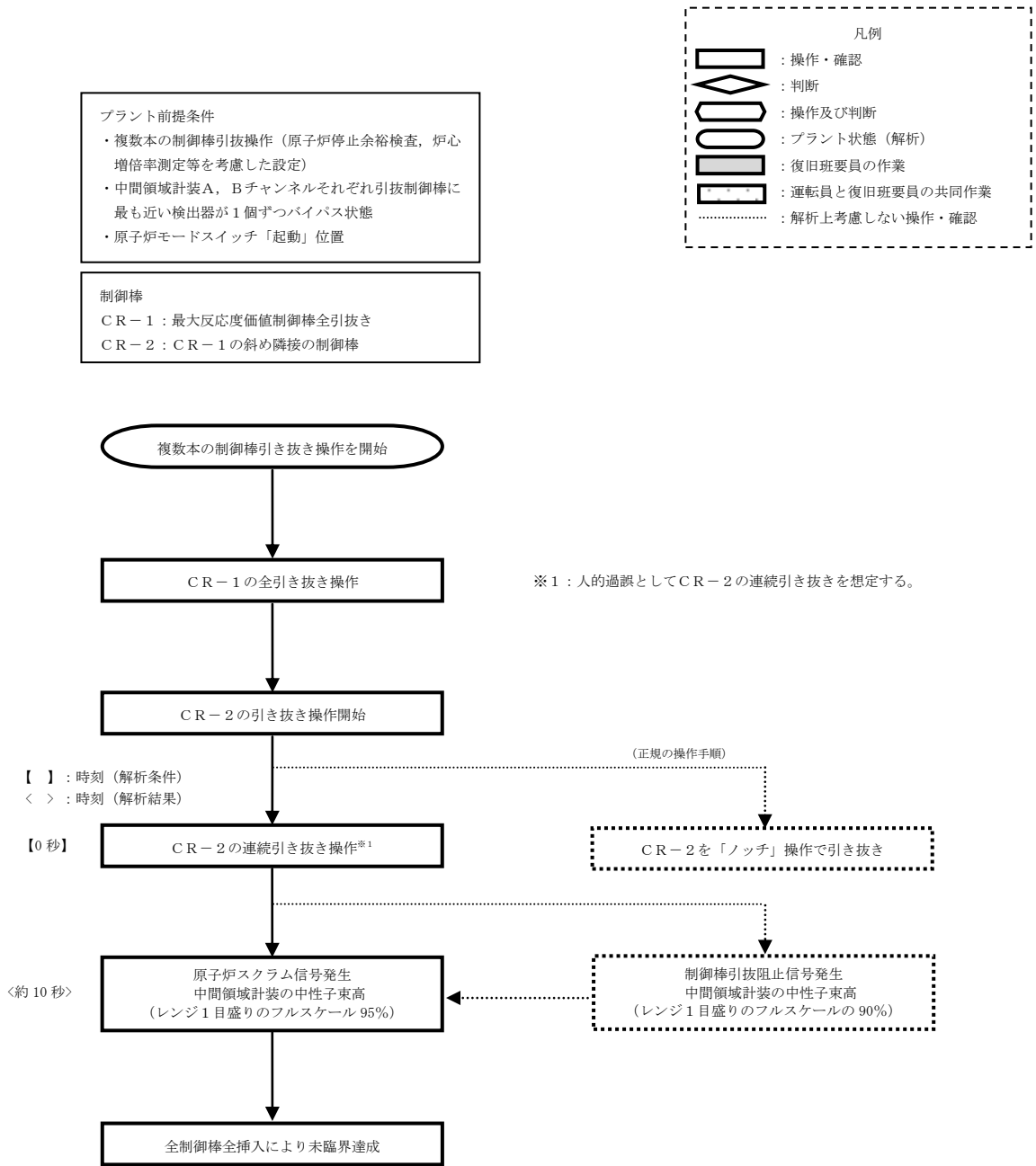
上記の場合においても、原子炉停止機能により、燃料が損傷することはなく、未臨界を維持することが可能である。

その結果、燃料棒有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

解析条件の不確かさについて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

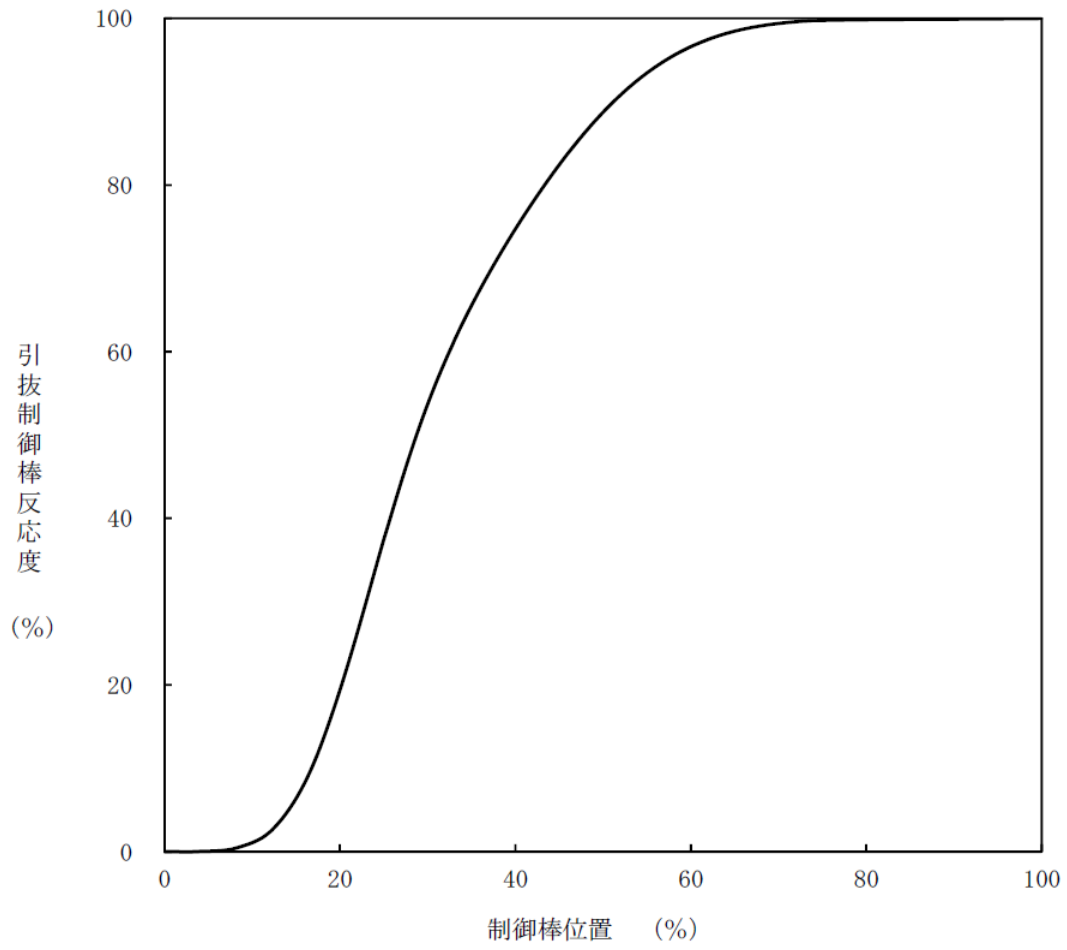
本事故シーケンスグループにおける島根2号炉の重大事故等対策は自動で作動するため、対応に必要な要員はいない。スクラム動作後の原子炉の状態確認において、中央制御室の運転員1名で実施可能である。

以上のことから、原子炉停止機能の燃料損傷防止対策は、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「反応度の誤投入」に対して有効である。

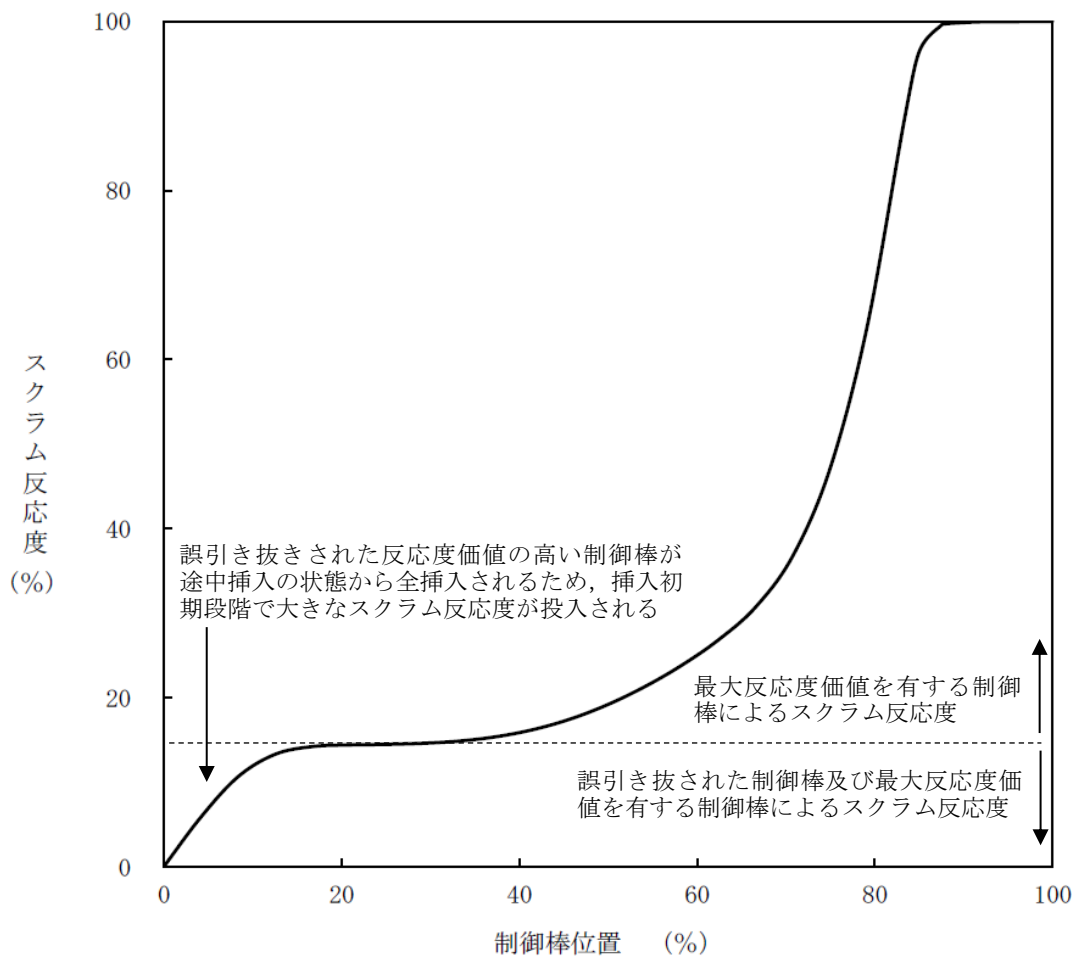


第 5.4.1-1 図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要

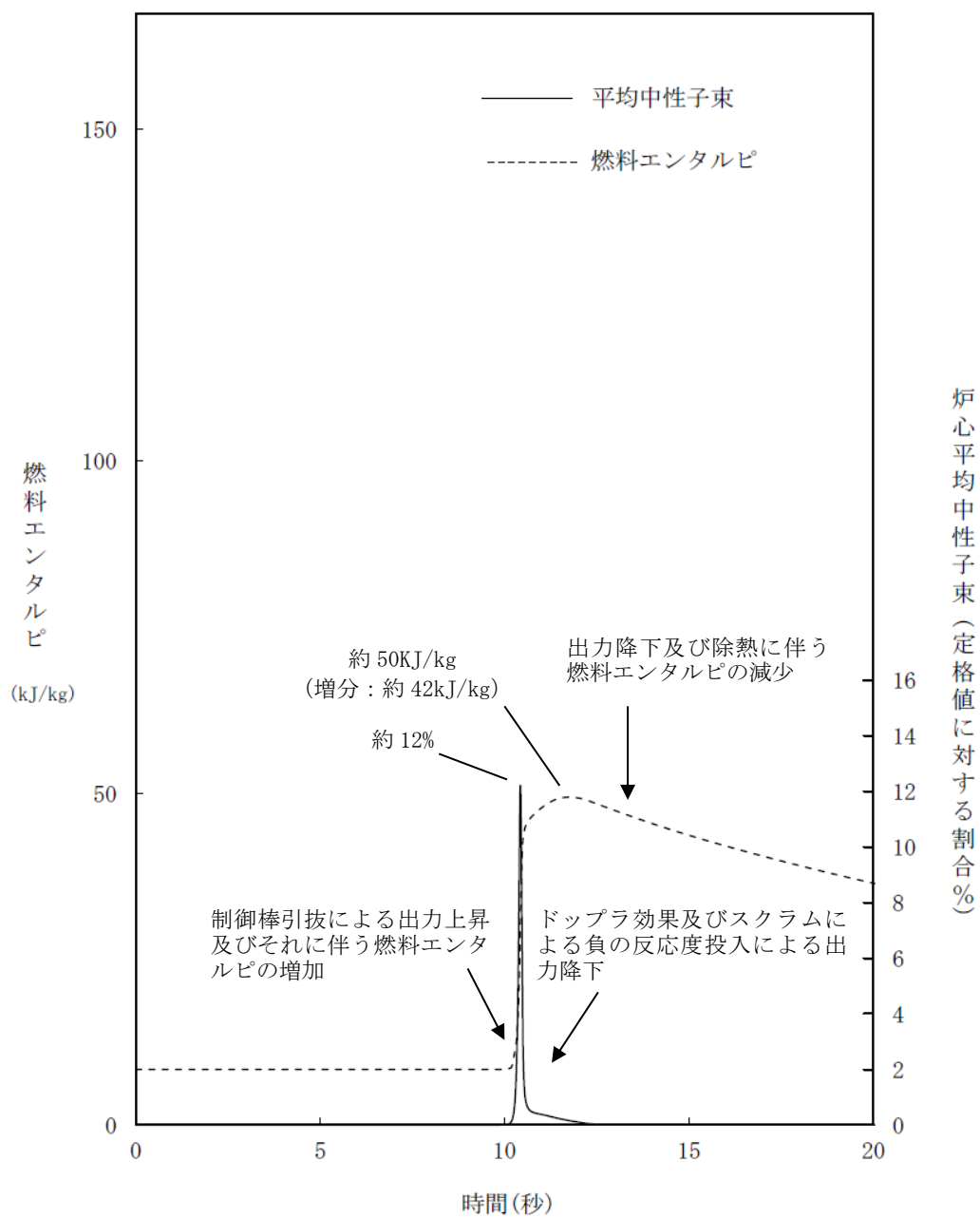




第 5.4.2-1 図 反応度の誤投入における引抜制御棒反応度曲線



第 5.4.2-2 図 反応度の誤投入におけるスクラム反応度曲線



第 5. 4. 2-3 図 反応度の誤投入における推移

第 5.4.1-1 表 「反応度の誤投入」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
誤操作による反応度誤投入	運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入されることにより、臨界に達する。	—	—	中性子源領域計装
反応度誤投入後のスクラム確認	制御棒の誤操作による反応度の投入により、中間領域計装の中性子束高信号が発生し、原子炉はスクラムする。制御棒が全挿入し、原子炉は未臨界状態となる。	—	—	中性子源領域計装

【 】：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5.4.2-1表 主要解析条件（運転停止中の反応度の誤投入）（1/2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	計算コード	APEX/SCAT (RIA 用)	—
	炉心状態	9×9 燃料 (A 型) (単一炉心) 平衡炉心のサイクル初期	9×9 燃料 (A 型) 平衡炉心, 9×9 燃料 (B 型) 平衡炉心, 9×9 燃料 (A 型) 及びMOX燃料 228 体を装荷した平衡炉心, 9×9 燃料 (B 型) 及びMOX燃料 228 体を装荷した平衡炉心は, 特性はほぼ同等であることから, 9×9 燃料 (A 型) を代表的な炉心として設定 燃料交換後の余剰反応度の大きな炉心を想定
	実効増倍率	1.0	原子炉は臨界状態にあるものとして設定
	原子炉出力	定格出力の 10 <sup>-8</sup>	原子炉が低温状態であることを想定して設定
	原子炉圧力	大気圧	原子炉停止時の圧力を想定
	燃料被覆管表面温度及び 原子炉冷却材温度	20℃	原子炉冷却材温度の下限値として運用している値であり, 反応度の観点からは保守的な値として設定
	燃料エンタルピ	8kJ/kg	原子炉冷却材温度 20℃における燃料エンタルピを想定
	起因事象	制御棒の誤引き抜き	運転停止中の原子炉において, 制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から, 他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する
	誤引き抜きされる制御棒	最大反応度価値を有する制御棒の斜め隣接の制御棒	運転停止中に実施する複数の制御棒引き抜きを伴う検査等を考慮し, 全引き抜きされている制御棒の斜め隣接 <sup>※1</sup> の制御棒とする。誤引き抜きされる制御棒 1 本の反応度価値は約 1.75% Δk <sup>※2</sup> とする。 なお, 通常, 制御棒 1 本が全引き抜きされている状態の未臨界度は深く, また, 仮に他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも, 臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度価値が核的制限値を超えないよう管理 <sup>※3</sup> している。これらを踏まえ, 本評価においては, 誤引き抜きされる制御棒の反応度価値が, 管理値を超える事象を想定
	外部電源	外部電源あり	制御棒引き抜き操作には外部電源が必要となるため, 外部電源ありを設定

※1 制御棒密度の偏りが少なくなるよう市松模様の引抜パターンを作成し, 高い制御棒価値を生じる引抜パターンとならないようにしている。

※2 三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード (LOGOS) による解析結果

※3 臨界近接時における制御棒の最大反応度価値は 1.0% Δk 以下であること

第5.4.2-1表 主要解析条件（運転停止中の反応度の誤投入）（2/2）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
制御棒引抜速度	9.1 cm/s	制御棒引抜速度の上限値を設定
中間領域計装バイパス状態	A, Bチャンネルそれぞれ1個	A, Bチャンネルともに引抜制御棒に最も近い検出器が1個ずつバイパス状態にあるとする
制御棒引抜阻止信号	期待しない	制御棒の引き抜きが制限されないことにより、制御棒の誤操作の量が増加するものとして設定
原子炉スクラム信号	中性子束高 (中間領域計装)	中間領域計装の原子炉スクラム機能により設定※

重大事故等対策に関連する機器条件

※ 複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する際において、当直長らが最初の制御棒引き抜き開始前に原子炉保護系計装が動作不能でないこと（指示値の異常有無確認、定期事業者検査安全保護系設定値確認試験（核計装）等）、制御棒のスクラムアキムレータの圧力等を確認することで、必要な安全保護系が正常に動作することを確認する運用となっている。そのため、本事象においてもスクラム信号の機能に期待できる

## 反応度の誤投入事象の代表性について

有効性評価では反応度の誤投入事象として、「停止中に実施される検査等により、最大反応度価値を有する制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」を想定している。これは、運転停止中に実施する停止時冷温臨界試験や原子炉停止余裕検査を考慮した想定であり、その試験の制御棒誤引き抜き事象の代表性について以下に示す。

### 1. 運転停止中において、制御棒を複数引き抜く試験

運転停止中の通常の原子炉においては、停止余裕（最大反応度価値を有する 1 本の制御棒が引き抜かれても炉心を未臨界に維持できること）を確保した燃料配置に加え、原子炉モードスイッチを「燃料交換」位置にすることで複数の制御棒の引き抜きを阻止するインターロックを維持し、不用意な臨界の発生を防止している。しかし、「原子炉停止余裕検査」と「停止時冷温臨界試験」の実施時においては、原子炉モードスイッチを「起動」位置として複数の制御棒の引き抜きを実施する。そのため、これらの試験中に人的過誤が発生すると、想定を超える反応度が投入される可能性がある。

それぞれの試験の概要や対象となる制御棒等は以下のとおり。

#### a. 停止時冷温臨界試験

試験の目的：臨界予測精度の維持・向上のためのデータベースの蓄積

試験内容：原子炉の起動前及び停止後に冷温状態で実施する（いずれも原子炉圧力容器は未開放）。あらかじめ定めた制御棒操作手順に則り、順番に対象となる制御棒引き抜きを実施し、臨界状態確認後に、制御棒パターン、原子炉冷却材温度、ペリオド等のデータを採取する。なお、臨界近傍での制御棒の引き抜きに際しては、1 ノッチ引き抜きごとに試験担当者で未臨界を確認している。

対象制御棒：評価ケースにより異なる。臨界状態が確認されるまで、複数本の制御棒の引き抜きを実施。臨界近傍で引き抜く制御棒の価値は小さいものを取り扱う。

事故防止対策：制御棒価値ミニマイザによる監視（又は制御棒を操作する運転員以外の運転員による監視）

## b. 原子炉停止余裕検査

試験の目的：停止余裕（最大反応度価値を有する1本の制御棒が引き抜かれても炉心を未臨界に維持できること）の確認

試験内容：燃料取替及び燃料集合体炉内配置検査の完了後、以下の手順で実施する。

- ①最大価値を有する制御棒（CR-1）の全引抜
- ②最大価値を有する制御棒（CR-1）を補正位置 N※まで挿入  
最大反応度価値を有する制御棒（CR-1）の対角隣接の制御棒（CR-2）について停止余裕の確認に必要な引抜位置
- ③最大価値を有する制御棒（CR-1）の斜め隣接の制御棒（CR-2）を補正位置 N まで引き抜き
- ④最大価値を有する制御棒（CR-1）を再度全引抜  
この状態の炉心が未臨界であることを確認する。なお、制御棒の引き抜きに際しては、1ノッチ引き抜きごとに検査担当者で未臨界を確認している。

対象制御棒：最大価値を有する制御棒の斜め隣接の制御棒1本  
最大価値を有する制御棒の斜め隣接の制御棒のうち反応度の補正に必要な価値を有していて印加反応度が大きすぎないように選択

事故防止対策：制御棒を操作する運転員以外の運転員による監視。

## 2. 想定する人的過誤

想定を超えた反応度が投入されるおそれのある人的過誤として下記の「燃料の誤装荷」、「制御棒の選択誤り」及び「制御棒の連続引き抜き」について検討した。

### 2-1. 単一の人的過誤

#### a. 燃料の誤装荷

燃料の誤装荷は、誤配置や燃料・制御棒の装荷順序の誤りにより、想定以上の反応度が投入されることが考えられる。これらは燃料交換が燃料取替機により自動で装荷位置まで移動され、かつ作業員による配置の確認が実施されている。このため、本事象が発生しても適切に認知がされるため、反応度の連続投入及び急激な反応度の投入は考えられない。

#### b. 制御棒の選択誤り

操作する制御棒の選択を誤るとその反応度価値は変化する。停止時冷温臨界試験や原子炉停止余裕検査では事前に対象となる制御棒の価値が臨界近傍で大きくならないよう評価により対象を選定しており、その制御棒パターンは制御棒価値ミニマイザ又は運転員及び運転操作助勢者により監視されているため、これらのパターンを外れた制御棒が選択されることは考



えづらい。また、選択誤りが発生した場合においても臨界付近での制御棒引き抜き操作は1ノッチずつであるため、反応度の急激な投入は考えられない。

c. 制御棒の連続引き抜き

運転員及び検査員による制御棒及び中性子源領域計装の確認を実施しており、人的過誤発生時も認知が容易である。しかし、これらの認知は運転員及び運転操作助勢者並びに検査員に期待しているため、有効性評価ではこれらの認知に期待せず、制御棒が連続引き抜きされることを想定する。

2-2. 人的過誤の重畳

人的過誤として抽出した「a. 燃料の誤装荷」、 「b. 制御棒の選択誤り」及び「c. 制御棒の連続引き抜き」の重畳事象の発生について検討した。反応度の投入速度等の理由\*から、検討すべき人的過誤の重畳は「b. 制御棒の選択誤り」+「c. 制御棒の連続引き抜き」のみであると考えられる。したがって、以下に「b. 制御棒の選択誤り」+「c. 制御棒の連続引き抜き」の評価を示す。

評価の結果、人的過誤の重畳は発生の可能性が低く、また発生した場合であっても必ず臨界に至るとは限らず、即発臨界に至るような事象はさらに起こりにくいと考えられることから、有効性評価では単一の人的過誤である「c. 制御棒の連続引き抜き」について検討する。

※「c. 制御棒の連続引き抜き」を含まない人的過誤が重畳した場合は、制御棒が反応度の投入速度が遅く、即発臨界に至らない。また、「a. 燃料の誤装荷」については燃料取替機により機械的に自動で選択されるため、運転員等の作業時の誤りにより間違った配置になることはなく、またデータの入力についても複数の担当者による確認を多重に実施していること、及び燃料集合体炉内配置検査を実施していることから、誤装荷単一の過誤の発生確率でも十分低いと考えられ、他の過誤との重畳事象は考慮不要であると考えられる。

・「b. 制御棒の選択誤り」+「c. 制御棒の連続引き抜き」の重畳

人的過誤の重畳を考慮すべき試験は「1. 運転停止中において、制御棒を複数引き抜く試験」に示すとおり、原子炉停止余裕検査及び停止時冷温臨界試験である。通常、停止時冷温臨界試験では機械的に制御棒の選択の誤りを防止している\*。したがって、この機能を使用している場合は、人的過誤による制御棒の選択の誤りは発生しないため、人的過誤の重畳の考慮は不要である。しかし、これらの機能に期待しない場合であっても、操作する運転員以外の運転員が1名以上監視にあたることで試験の実施が許容されている(試験の手順書)ため、制御棒価値ミニマイザ等の機械的な誤操作の防止機能に期待しない状況で発生する人的過誤の確率について検討した。

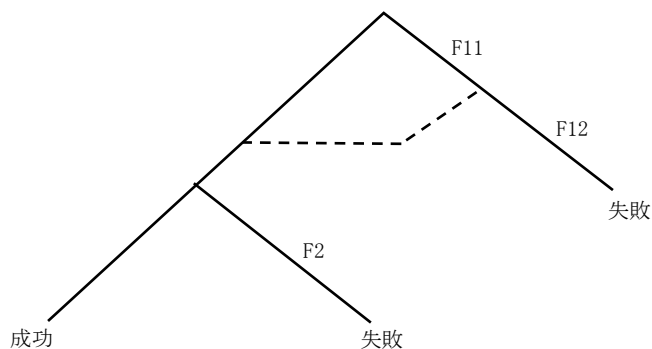
図1に「c. 制御棒の連続引き抜き」、図2に「b. 制御棒の選択誤り」＋「c. 制御棒の連続引き抜き」の重畳（人的過誤に従属性を考えた場合）におけるHRAツリー及び人的過誤の確率を示す。

その結果、「c. 制御棒の連続引き抜き」の単一の人的過誤に比べて「b. 制御棒の選択誤り」＋「c. 制御棒の連続引き抜き」の重畳を考慮した場合、発生確率が小さくなっていることが分かる。なお、ここでの評価は同じ操作者・指示者による「b. 制御棒の選択誤り」と「c. 制御棒の連続引き抜き」の人的過誤の従属性については、NUREG/CR-6883のSPAR-H手法における従属性レベルの選定フロー（表1）に基づき、高従属と設定した。

同じ操作者・指示者による「b. 制御棒の選択誤り」及び「c. 制御棒の連続引き抜き」の過誤の従属性は、作業内容の差異やステップごとに実施していることから独立事象として考えることもでき、その場合についても併せて評価した（図3）。

以上のように人的過誤が発生する確率は低く、また、これらの人的過誤が重畳しても必ず臨界に至るとは限らず（対象の制御棒価値が大きくない等）、即発臨界に至るような事象はさらに起こりにくいと考えられる。

※制御棒価値ミニマイザによる予め定められた制御棒以外の引き抜き防止

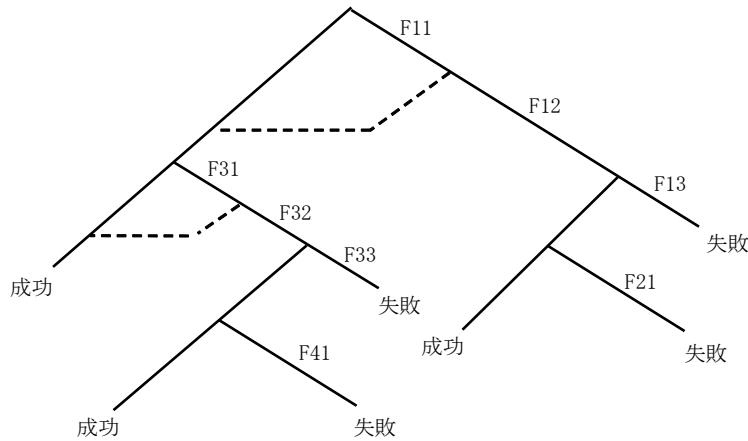


人的過誤の内容		過誤確率値 (中央値)	E F	備考
F11	検査担当者の指示誤りによる制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F12	運転操作担当者や運転操作助勢者による過誤回復失敗	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883 (SPAR-H) の[低従属] F11 の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F2	運転操作担当者による制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定

※運転操作担当者による制御棒の連続引き抜きにおける過誤回復については十分期待できるものであるが投入される反応度の不確かさがあるため、期待しない。

人的過誤 (平均値)	E F
4.0E-03	2.8

図1 「c. 制御棒の連続引き抜き」のHRAツリー及び人的過誤確率

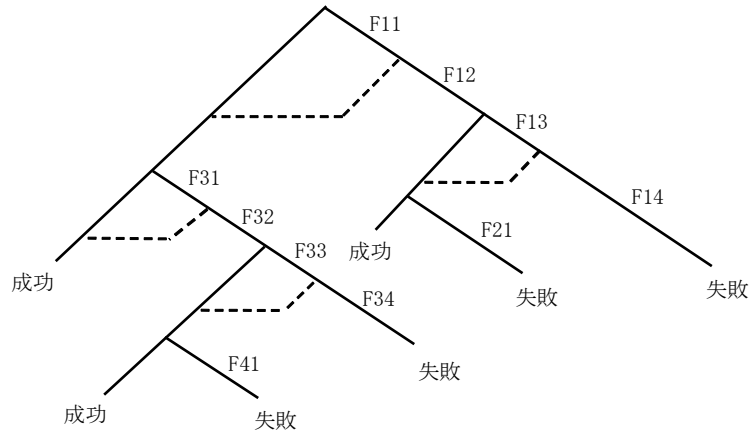


人的過誤の内容		過誤確率値 (中央値)	E F	備考
F11	検査担当者の指示誤りによる制御棒の選択誤り	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェックが正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F12	運転操作担当者や運転操作助勢者による過誤回復失敗	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883 (SPAR-H)の[低従属] F11の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F13	検査担当者の指示誤りによる制御棒の連続引き抜き	5.0E-01	2	NUREG/CR-6883 (SPAR-H)の[高従属] F11の操作と作業内容が異なるが、作業者、操作場所は同一であるため、高従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定 (過誤回復には期待しない)
F21	運転操作担当者による制御棒の連続引き抜き	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883 (SPAR-H)の[低従属] F11の操作と作業内容が異なり、操作と時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F31	運転操作担当者による制御棒の選択誤り	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F32	検査担当者や運転操作助勢者による制御棒の選択誤りに対する過誤回復失敗	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883 (SPAR-H)の[低従属] F31の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F33	検査担当者の指示誤りによる制御棒の連続引き抜き	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883 (SPAR-H)の[低従属] F31の操作と作業内容が異なり、操作と時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F41	運転操作担当者による制御棒の連続引き抜き	5.0E-01	2	NUREG/CR-6883 (SPAR-H)の[高従属] F31の操作と作業内容が異なるが、作業者、操作場所は同一であるため、高従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定 (過誤回復には期待しない)

※運転操作担当者による制御棒の連続引き抜きにおける過誤回復については十分期待できるものであるが投入される反応度の不確かさがあるため、期待しない。  
※HRAツリー及び人的過誤の確率は複数の制御棒を引き抜く停止時冷温臨界試験を想定して評価する。

人的過誤 (平均値)	E F
3.1E-04	3.5

図2 「b. 制御棒の選択誤り」 + 「c. 制御棒の連続引き抜き」  
(人的過誤に従属性を考えた場合)のHRAツリー及び人的過誤確率



人的過誤の内容		過誤確率値 (中央値)	E F	備考
F11	検査担当者の指示誤りによる制御棒の選択誤り	3.0E-0.3	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いるときのオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F12	運転操作担当者や運転操作助勢者による過誤回復失敗	5.3E-0.2	3	NUREG/CR-6883 (SPAR-H) の[低従属] F11の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F13	検査担当者の指示誤りによる制御棒の連続引き抜き	3.0E-0.3	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定 ※制御棒の選択誤りとの従属性は作業内容が異なり、操作は試験要領に従ってステップごとを実施していることから完全独立とする
F14	運転操作担当者や運転操作助勢者による過誤回復失敗	5.3E-0.2	3	NUREG/CR-6883 (SPAR-H) の[低従属] F13の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F21	運転操作担当者による制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定 ※制御棒の選択誤りとの従属性は作業内容が異なり、操作は試験要領に従ってステップごとを実施していることから完全独立とする
F31	運転操作担当者による制御棒の選択誤り	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いるときのオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F32	検査担当者や運転操作助勢者による制御棒の選択誤りに対する過誤回復失敗	5.3E-0.2	3	NUREG/CR-6883 (SPAR-H) の[低従属] F31の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F33	検査担当者の指示誤りによる制御棒の連続引き抜き	3.0E-0.3	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定 ※制御棒の選択誤りとの従属性は作業内容が異なり、操作は試験要領に従ってステップごとを実施していることから完全独立とする
F34	運転操作担当者や運転操作助勢者による過誤回復失敗	5.3E-0.2	3	NUREG/CR-6883 (SPAR-H) の[低従属] F33の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F41	運転操作担当者による制御棒の連続引き抜き	3.0E-0.3	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定 ※制御棒の選択誤りとの従属性は作業内容が異なり、操作は試験要領に従ってステップごとを実施していることから完全独立とする

※運転操作担当者による制御棒の連続引き抜きにおける過誤回復については十分期待できるものであるが投入される反応度の不確かさがあるため、期待しない。  
 ※制御棒の選択誤りと連続引き抜きの従属性については、時間的な間隔(ステップごとに操作を確認)しているのに加え、作業内容が異なることから完全独立(従属性なし)とする。

※HRAツリー及び人的過誤の確率は複数の制御棒の引き抜きを実施する停止時冷温臨界試験を想定して評価する。

人的過誤 (平均値)	E F
2.0E-06	4.2

図3 「b. 制御棒の選択誤り」 + 「c. 制御棒の連続引き抜き」  
 (それぞれの人的過誤を独立事象とした場合)のHRAツリー及び人的過誤確率

表 1 SPAR-H 手法における従属性レベルの選定フロー  
(NUREG/CR-6883 から抜粋)

Dependency Condition Table						Number of Human Action Failures Rule <input type="checkbox"/> - Not Applicable. Why? _____
Condition Number	Crew (same or different)	Time (close in time or not close in time)	Location (same or different)	Cues (additional or no additional)	Dependency	
1	s	c	s	na	complete	When considering recovery in a series e.g., 2 <sup>nd</sup> , 3 <sup>rd</sup> , or 4 <sup>th</sup> checker  If this error is the 3 <sup>rd</sup> error in the sequence, then the dependency is at least moderate.  If this error is the 4 <sup>th</sup> error in the sequence, then the dependency is at least high.
2				a	complete	
3			d	na	high	
4				a	high	
5		nc	s	na	high	
6				a	moderate	
7			d	na	moderate	
8				a	low	
9	d	c	s	na	moderate	
10				a	moderate	
11			d	na	moderate	
12				a	moderate	
13		nc	s	na	low	
14				a	low	
15			d	na	low	
16				a	low	
17					zero	

### 3. 過去に発生した反応度投入事例

過去に発生した反応度投入事象例としては、平成 11 年志賀原子力発電所 1 号炉原子炉緊急停止事故があるが、島根原子力発電所 2 号炉では運用上の対策及び設備対策が実施されていることから、事象発生の確率が低いと考えられるため、有効性評価で想定する反応度誤投入事象として選定不要と考える。

#### ・平成 11 年志賀原子力発電所 1 号炉 原子炉緊急停止事故（北陸）

原子炉停止機能強化工事の機能確認試験時にアイソレ誤り及び弁のシートパスにより制御棒が引き抜かれ、アキュームレータに圧力が充填されていなかったことで、直ちに制御棒が挿入されず、臨界に至った。

上記の事象を踏まえ、島根原子力発電所 2 号炉では、次の対策を講じている。

- a. HCU 隔離時の CRD リターンライン運転手順の整備
- b. 原子炉 - CRD 冷却水ヘッド間差圧上昇時の CRD ポンプ自動トリップインターロックの設置

また、仮に同様の事象が起きた場合についての炉心挙動解析が実施されており、即発臨界に至る可能性はあるものの、炉心損傷はしないことが確認されている（参考文献 日本原子力学会誌 Vol. 49, No. 10 (2007) 671-675 北陸電力(株) 志賀原子力発電所 1 号機で発生した臨界時の炉心挙動解析）

#### ・島根原子力発電所 2 号炉における制御棒部分挿入事象

島根原子力発電所 2 号炉においては、制御棒の誤引き抜け事象等により反応度が誤投入された事象の発生実績はないが、平成 24 年 4 月、第 17 回定期検査開始に伴い全炉心燃料（560 体）を燃料プールへ取り出した後の原子炉内において全引抜状態としていた制御棒 137 体中、1 体（H-13）が部分挿入されている

ことを確認した。

この事象は、当該隔離弁（ユニット H-13 の駆動水挿入管隔離弁）において、前回点検実施以降の開閉操作時にシステムのネジ部にかじりが生じ、干渉していたため全閉ができず、当該隔離弁操作時に弁棒のストロークまで確認していなかったため中間開状態であることに気付かなかったことが原因である。

ただし、本事象は全燃料取り出し状態であったこと、および制御棒が挿入側に動作した事象であることから、反応度が投入された事象ではない。

なお、当事象への対策として、以下の対策を行った。

- a. 当該HCU隔離弁の弁体・ステム・ガイドの交換を実施。
- b. HCUエアVENT作業実施前の駆動水挿入管隔離弁・引抜隔離弁の状態確認について、操作員の手での開閉確認に加えて、開閉状態を表すマーキングにより確認を行うように要領書の改正を実施。

#### 4. 重要事故シーケンスの選定

有効性評価では1～3章を踏まえ、停止時冷温臨界試験及び原子炉停止余裕検査の検査時に人的過誤により制御棒が連続的に引き抜かれる事象を想定した。

この時、誤引き抜きされる制御棒は、以下の点を考慮して「最大反応度価値を有する制御棒の斜め隣接の制御棒」を反応度誤投入の代表性のあるものとして選定した。

- ・引き抜かれる制御棒の反応度価値が管理値\*を超えるもの
- ・停止時冷温臨界試験や原子炉停止余裕検査での試験対象や事故防止の対策
- ・一般的に臨界近傍まで複数の制御棒を引き抜いていくと、1本あたりの制御棒価値は相対的に低下していく傾向にあること
- ・設計により挿入可能な制御棒のうち最大反応度価値制御棒1本が引き抜かれた状態であっても未臨界が維持されていること

以上より、反応度の誤投入事象として、「停止中に実施される検査等により、最大反応度価値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」を代表性のあるシナリオとしている。

※核的制限値を超えないように設定している管理値：臨界近接時における制御棒の最大反応度価値は1.0%  $\Delta k$  以下（「9×9燃料が装荷され、MOX燃料が装荷されるまでのサイクル」において核的制限値を超えないように管理している値であり、「MOX燃料を装荷したサイクル以降」における核的制限値）

安定状態について  
(運転停止中 (反応度の誤投入))

運転停止中の反応度の誤投入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，原子炉安定停止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

運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって，燃料に反応度が投入されるが，中間領域計装の中性子束高スクラム信号により原子炉はスクラムし，制御棒全挿入となり，原子炉は未臨界状態となり，原子炉安定停止状態が確立される。

重大事故等対策は自動で作動するため，対応に必要な要員はいない。

**【安定状態の維持について】**

上記の燃料損傷防止対策により原子炉安定停止状態を維持できる。

また，残留熱除去系機能を維持し，除熱を行うことにより，安定停止状態後の安定停止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（運転停止中（反応度の誤投入））

表 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（反応度の誤投入）

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)	核分裂出力	<ul style="list-style-type: none"> <li>一点近似動特性モデル（炉出力）</li> <li>出力分布は二次元拡散モデル</li> <li>核定数は三次元体系の炉心を空間効果を考慮し二次元体系に縮約</li> </ul>	考慮しない		ドップラ反応度フィードバック及び制御棒反応度効果の不確かさに含まれる。
	出力分布変化	<ul style="list-style-type: none"> <li>RZ 二次元拡散モデル</li> <li>エンタルピステップの進行に伴う相対出力分布変化を考慮</li> </ul>	考慮しない		三次元沸騰水型原子炉機械計算コード（LOGOS）にて評価した核定数をAPEXコードの二次元領域へ縮約する過程で、軸方向及び径方向に不確かさが生じるが、制御棒評価値を厳しく設定し、さらに局所ピーキング係数が燃焼寿命を通じた最大値（燃焼度 OMD/t)における値)と設定するように設定することで、最高出力燃料集合体の最高出力燃料棒の燃料エンタルピを評価していることから、軸方向及び径方向の不確かさを包絡しているため、出力分布の不確かさは考慮しない。
	反応度フィードバック効果	<ul style="list-style-type: none"> <li>ドップラ反応度フィードバック効果は出力分布依存で考慮</li> <li>熱的現象は断熱、ボイド反応度フィードバック効果は考慮しない*</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ドップラ反応度フィードバック効果:7~9%</li> <li>実効遅発中性子割合:4%</li> </ul>	停止時の制御棒の誤引き抜きは、中性子傾城計算の中性子束高の信号の発生により、原子炉はスクラムし、事象は未臨界となり収束することから、運転員は、運転員等操作時間に与える影響はない。	実験結果と解析コードの比較から、ドップラ反応度フィードバックの不確かさは7~9%と評価されていることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。また、実効値初中性子割合の不確かさは、臨界試験の結果と解析コードの比較により、約4%と評価されていることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。
	制御棒反応度効果	<ul style="list-style-type: none"> <li>三次元拡散モデル</li> <li>動特性計算では外部入力</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒反応度:9%</li> <li>実効遅発中性子割合:4%</li> </ul>	実験結果と解析コードの比較から、制御棒反応度の不確かさは約9%程度あることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。また、臨界試験の結果と解析コードの比較により、実効値初中性子割合の不確かさは、臨界試験の結果と解析コードの比較から、これを踏まえて解析を行う必要がある。	「反応度投入事象評価指針」において燃料棒内メッシュの「制御棒落下」解析結果への影響は0%と報告されていることから、類似の事象である本事故シナリオについても、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	<ul style="list-style-type: none"> <li>熱伝導モデル</li> <li>燃料バレーレット-被覆管ギャップ熱伝導モデル</li> <li>単相強制対流:Dittus-Boelterの式</li> <li>核沸騰状態: Jens-Lottes の式</li> <li>膜沸騰状態(低温時): NSRRの実測データに基づいて導出された熱伝達相関式</li> </ul>	考慮しない		本事象では即発臨界となり、急激な出力上昇が生じるが、スクラム反応度印加により出力は速やかに低下し、燃料エンタルピはその数秒後に最大値となる。このような短時間の事象であることから、燃料棒表面熱伝達の不確かさが燃料エンタルピの最大値に及ぼす影響はほとんどない。そのため、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。
	燃料棒表面熱伝達		考慮しない		
	沸騰遷移	低温時: Rohsenow-Griffithの式及び Kutateladzeの式	考慮しない		事象を通じての表面熱流束は限界熱流束に対して十分小さくなく、沸騰遷移の判定式の不確かさが燃料エンタルピの最大値に与える影響はほとんどなく、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。

※ APEX は断熱モデルに基づくドップラ反応度フィードバックモデルを採用し、減速材温度フィードバック及び減速材ボイドフィードバックは考慮しない。

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を与える影響 (反応度の誤投入) (1 / 2)

項目	解析条件 (初期条件)		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
炉心状態	9×9燃料(A型)(第一炉心) 平衡炉心サイクル初期	装荷炉心毎 燃焼度毎	9×9燃料(A型)平衡炉心、9×9燃料(B型)平衡炉心、9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心、9×9燃料(B型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心、9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心、9×9燃料(B型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心の反応度印加率を包含する引抜制御棒反応度曲線を用いた場合	実炉心においては、装荷炉心毎、燃焼度毎に制御棒反応度値やスクラム反応度等の特性が変化する。これらの影響については以下の保守的な想定をした評価においても投入される反応度は約1.21ドル(燃料エンタルピ最大値:約68kJ/kg、燃料エンタルピの増分の最大値:約60kJ/kg)にとどまることから、不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 ・サイクル初期及びサイクル末期の炉心状態において、9×9燃料(B型)平衡炉心、9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心の反応度印加率を包含する引抜制御棒反応度曲線を用いた場合	
実効増倍率	1.0	0.99 (設計目標値) 以下	原子炉は臨界状態にあるものとして設定	実効増倍率が0.99の場合は、制御棒引抜開始直後は反応度が投入されず、臨界到達までにかかる時間が追加が必要となり、炉心平均中性子束及び燃料エンタルピが上昇するタイミングが遅くなる。また投入される反応度も約1.00ドル(燃料エンタルピ最大値:約14kJ/kg、燃料エンタルピの増分の最大値:約6kJ/kg)と小さく1ドル位置近傍における反応度印加率も緩やかとなることから、燃料エンタルピの上昇率も小さく評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	
原子炉出力	定格出力の10 <sup>8</sup>	定格出力の10 <sup>8</sup> 程度	原子炉は低温状態にあるものとして設定	炉心状態毎に初期出力は異なるが、長期停止の影響を含め初期出力の不確かさが与える影響を確認できるように感度解析のふり幅を設定している。 定格出力の10 <sup>8</sup> の10倍及び1/10倍とした場合の感度解析結果を行い、結果は以下の通りとなった。 ・定格出力の10 <sup>7</sup> :約1.11ドル(燃料エンタルピの最大値:約33kJ/kg、燃料エンタルピの増分の最大値:約25kJ/kg) ・定格出力の10 <sup>9</sup> :約1.16ドル(燃料エンタルピの最大値:約69kJ/kg、燃料エンタルピの増分の最大値:約16kJ/kg) 有効性評価での結果(約1.14ドル、燃料エンタルピの最大値:約50kJ/kg、燃料エンタルピの増分の最大値:約42kJ/kg)と大きく差異のないことから、初期出力の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
原子炉圧力	大気圧	大気圧程度	原子炉停止時の圧力を設定	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材温度	20℃	事故事象毎 20℃以上	原子炉冷却材温度の下限値として運用している値であり、反応度の観点からは保守的な値として設定	初期燃料被覆管表面温度は炉心状態毎に異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。初期燃料温度を60℃とした場合の感度解析を実施し、結果は以下の通りとなった。 ・初期燃料温度60℃:約1.15ドル(燃料エンタルピの最大値は約64kJ/kg、燃料エンタルピの増分の最大値:約49kJ/kg) 有効性評価での結果(約1.14ドル、燃料エンタルピの最大値:約50kJ/kg、燃料エンタルピの増分の最大値:約42kJ/kg)と大きく差異のないことから、初期出力の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
燃料エンタルピ	8kJ/kg	8kJ/kg以上	原子炉冷却材温度20℃における燃料エンタルピを設定		

※ 本評価で評価対象とした9×9燃料では、初期の燃料被覆管表面温度および冷却在温度を高く設定した場合に、Gdの燃料やPuの蓄積により、結果が厳しくなる場合がある。

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（反応度の誤投入）（2/2）

項目	解析条件（初期条件、事故条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
起因事象	制御棒の誤引き抜き	—	運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する。	—	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	誤引き抜きされる制御棒	—	運転停止中に実施する複数の制御棒引き抜きを伴う検査等を考慮し、全引き抜きされている制御棒の斜め隣接*1の制御棒とする。誤引き抜きされる制御棒1本の反応度価値は約1.75%Δk <sup>**3</sup> とする。 なお、通常、制御棒1本が全引き抜きされている状態の未臨界度は深く、また、仮に他の1本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度価値が核的制限値を超えないよう管理 <sup>**3</sup> している。これらを踏まえ、本評価においては、誤引き抜きされる制御棒の反応度価値が、管理値を超える事象を想定	—	—
	外部電源	外部電源あり	制御棒引き抜き操作には外部電源が必要となるため、外部電源ありを設定	停止時の制御棒の誤引き抜きは、中性子領域計装の中性子束高の信号の発生により、原子炉はスクラムし、事象は未臨界となり収束することから、運転員はスクラムし、事象は未臨界との操作を介しない。	—
機器条件	制御棒引抜速度	9.1 cm/s	制御棒引抜速度の上限値として設定	—	解析上では引抜速度の上限値を設定しているが、最確条件では上限値に比べて遅い引抜速度であり、投入反応度が小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	中間領域計装バイパス状態	A、Bチャンネルそれぞれ1個	A、Bチャンネルとも引き抜き制御棒に最も近い検出器がそれぞれ1個バイパスにあるものとして設定	—	中間領域計装バイパス状態がない場合はスクラム信号の応答が早くなり、投入反応度が小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	制御棒引抜阻止信号	期待しない (中間領域計装の中性子束高(各レンジフルスケールの90%))	制御棒の引き抜きが制限されないことにより、制御棒の誤操作の量が増加するものとして設定	—	制御棒引抜阻止に期待した場合、中間領域計装の中性子束高(各レンジフルスケールの90%)が発信すると制御棒引抜が停止する。ただし、本評価では制御棒の誤引抜により反応度が急激に投入される中性子束高(各レンジフルスケールの95%)によるスクラム信号と中性子束高(各レンジフルスケールの95%)によるスクラム信号とがほぼ同時に発信するため、制御棒引抜に期待した場合でも評価項目に与える影響はほとんどない。
	原子炉スクラム信号	中間領域計装の中性子束高(各レンジフルスケールの95%)	中間領域計装の原子炉スクラム機能により設定	—	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、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

※1 制御棒密度の偏りが少なくなるよう市松模様の引抜パターンを作成し、高い制御棒価値を生じる引抜パターンとしないようにしている。

※2 三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード（LOGOS）による解析結果

※3 原子炉起動時及び冷温臨界試験時は、臨界近接時における制御棒の最大反応度価値が1.0%Δk以下となるように管理。また、制御棒ミニマイズ又は複数回の運転員による制御棒の引き抜き手順の監視を実施。なお、原子炉停止余裕検査においても同様の監視を実施。

## 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

反応度誤投入事象の評価において炉心状態を「平衡炉心のサイクル初期」とし、「最大反応度価値制御棒及びその斜め隣接の制御棒」が引き抜かれる想定をして評価している。実炉心においてはこれらの想定と異なり、 $9 \times 9$ 燃料（B型）平衡炉心、 $9 \times 9$ 燃料（A型）及びMOX燃料 228 体を装荷した平衡炉心、 $9 \times 9$ 燃料（B型）及びMOX燃料 228 体を装荷した平衡炉心の場合、事象発生時期がサイクル末期である場合に加え、引抜制御棒価値、引抜制御棒反応度曲線、スクラム反応度曲線、実効遅発中性子割合等のパラメータに不確かさがあるため、有効性評価での想定とこれらの不確かさの影響について以下にまとめた。

## 1. 感度解析の条件

炉心状態の不確かさの影響を考慮するパラメータとして「解析コードのAPEX」の重要現象の特定を参考に「引抜制御棒価値」、「引抜制御棒反応度曲線」、「スクラム反応度曲線」及び「実効遅発中性子割合」の4つについて表1に示す感度解析を実施した。

なお、原子炉初期出力及び初期燃料温度については解析条件の不確かさの影響評価にて感度解析を実施していることから今回対象としていない。また、出力分布変化については、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード（LOGOS）にて評価した核定数をAPEXコードの二次元領域へ縮約する過程で、軸方向及び径方向に不確かさが生じるが、制御棒価値を厳しく設定し、さらに局所ピーキング係数が燃焼寿命を通じた最大値（燃焼度  $0 \text{ MWd/t}$  における値）となるように設定することで、最高出力燃料集合体の最高出力燃料棒の燃料エンタルピを評価していることから、軸方向及び径方向の不確かさを包絡しているため、今回対象としていない。また、二次元領域への縮約操作に伴う不確かさは燃料エンタルピに影響を与えるものではないことを確認している。

## ・引抜制御棒価値

「 $9 \times 9$ 燃料が装荷され、MOX燃料が装荷されるまでのサイクル」において核的制限値を超えないように管理している値、「MOX燃料を装荷したサイクル以降」における核的制限値（臨界近接時においては最大反応度価値を  $1.0\% \Delta k$  以下とすること）、を考慮し、引抜制御棒価値  $1.0\% \Delta k$  をノミナル条件として設定した。本制御棒価値は、炉心状態によらずそれ以下に管理する管理値であることから、感度解析でも同一の条件とした。

## ・引抜制御棒反応度曲線

有効性評価において表1に示す $9 \times 9$ 燃料（A型）平衡炉心サイクル初期を想定している。

ノミナル条件としてサイクル初期及びサイクル末期での引抜制御棒反応度

曲線を 1.0%  $\Delta k$  に規格したものを考慮した。

不確かさ評価としてサイクル初期及びサイクル末期の炉心状態において、1 ドル位置における引抜制御棒反応度印加率が 9 × 9 燃料 (B 型) 平衡炉心、9 × 9 燃料 (A 型) 及び MOX 燃料 228 体を装荷した平衡炉心、9 × 9 燃料 (B 型) 及び MOX 燃料 228 体を装荷した平衡炉心での印加率の変動を包絡するように設定した。

感度解析に用いたサイクル初期及びサイクル末期の引抜制御棒反応度曲線を図 1, 図 2 に示す。

- ・スクラム反応度曲線

有効性評価において表 1 に示すサイクル初期を想定して評価を実施しており、感度解析においてはサイクル末期の炉心状態のスクラム反応度曲線の影響についても確認した。

- ・実効遅発中性子割合

有効性評価において表 1 に示すサイクル初期を想定して評価を実施しており、感度解析においてはサイクル末期の炉心状態の実効遅発中性子割合の影響及び MOX 燃料 228 体を装荷した平衡炉心における実効遅発中性子割合の影響についても確認した。

## 2. 感度解析の結果

解析結果を表 2 にまとめた。サイクル初期及びサイクル末期並びに 9 × 9 燃料 (B 型) 平衡炉心、9 × 9 燃料 (A 型) 及び MOX 燃料 228 体を装荷した平衡炉心、9 × 9 燃料 (B 型) 及び MOX 燃料 228 体を装荷した平衡炉心の炉心状態の不確かさを考慮したケースにおいても、最大の投入反応度は感度解析 (サイクル末期、9 × 9 燃料 (B 型) 平衡炉心、9 × 9 燃料 (A 型) 及び MOX 燃料 228 体を装荷した平衡炉心、9 × 9 燃料 (B 型) 及び MOX 燃料 228 体を装荷した平衡炉心での印加率の変動を包含) の約 1.21 ドルで、燃料エンタルピの最大値は最大でも約 68kJ/kg であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」に示された燃料の許容設計限界値以下である。また、燃料エンタルピの増分の最大値は最大でも約 60 kJ/kg であり、ペレット燃焼度 65,000Mwd/t 以上の燃料に対する PCMI 破損しきい値の目安としてピーク出力部燃料エンタルピの増分で 167 kJ/kg (40cal/g) を用いた場合においても、これを超えることはなく燃料の健全性は維持される。

そのため、これらの不確かさを考慮しても、燃料エンタルピの増加に伴う燃料の破損は発生せず、事象は収束して安定状態に導かれることが分かった。

表1 反応度の誤投入における炉心の状態等の不確かさ感度解析項目

項目	有効性評価解析	ノミナルケース (サイクル初期)	不確かさ評価 (サイクル初期)	ノミナルケース (サイクル末期)	不確かさ評価 (サイクル末期)
引抜制御棒価値	1.75% Δk	1.0% Δk	1.0% Δk	1.0% Δk	1.0% Δk
引抜制御棒反応度曲線	サイクル初期炉心のLOGOS解析結果	有効性評価解析の反応度曲線を制御棒価値1.0% Δkに規格化	1ドル位置における引抜制御棒反応度曲線の反応度印加率がノミナルケース(サイクル初期)の1.75倍*1になるように補正する。ただし、引抜制御棒反応度が1.0% Δkを超える部分については、1.0% Δkで一定とする。	サイクル末期炉心のLOGOS解析結果(制御棒価値1.0% Δkに規格化)	1ドル位置における引抜制御棒反応度曲線の反応度印加率がノミナルケース(サイクル末期)の1.5倍*2になるように補正する。ただし、引抜制御棒反応度が1.0% Δkを超える部分については、1.0% Δkで一定とする。
スクラム反応度曲線	サイクル初期炉心のLOGOS解析結果	変更なし	変更なし	サイクル末期炉心のLOGOS解析結果	サイクル末期炉心のLOGOS解析結果
実効遅発中性子割合	サイクル初期炉心に対応した値	変更なし	MOX燃料装荷による変動を考慮した値として0.88倍(0.0053/0.0060≒0.88)*3	サイクル末期相当の値として0.88倍(0.0053/0.0060≒0.88)*4	サイクル末期かつMOX燃料装荷による変動を考慮した値として0.81倍(0.0049/0.0060≒0.81)*5

\*1：制御棒落下事故解析における落下制御棒反応度曲線(サイクル初期低温時)より9×9燃料(B型)平衡炉心、9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心の反応度印加率の変動を包含するようにより幅を設定。  
 \*2：制御棒落下事故解析における落下制御棒反応度曲線(サイクル末期低温時)より9×9燃料(B型)平衡炉心、9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心、9×9燃料(B型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心の反応度印加率の変動を包含するようにより幅を設定。  
 \*3：実効遅発中性子割合の設置変更許可申請書記載値(ウラン炉心平衡サイクル初期：0.0060, MOX炉心平衡サイクル初期：0.0053)より算出。  
 \*4：実効遅発中性子割合の設置変更許可申請書記載値(ウラン炉心平衡サイクル初期：0.0060, ウラン炉心平衡サイクル末期：0.0053)より算出。  
 \*5：実効遅発中性子割合の設置変更許可申請書記載値(ウラン炉心平衡サイクル初期：0.0060, MOX炉心平衡サイクル末期：0.0049)より算出。

表 2 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさの感度解析結果

項 目	単位	申請解析	ノミナルケース (サイクル初期)	不確かさ評価ケース (サイクル初期)	ノミナルケース (サイクル末期)	不確かさ評価ケース (サイクル末期)
引抜制御棒価値	% Δk	1.75	1.0	1.0	1.0	1.0
引抜制御棒反応度曲線の 1 ドル位置 における反応度印加率	$\Delta k / \Delta \rho^{*1}$	0.0013	0.0005	0.0009	0.0010	0.0015
実効選発中性子割合 <sup>*2</sup>	-	0.0061	0.0061	0.0054	0.0054	0.0049
最大投入反応度	% Δk	0.69	0.63	0.60	0.60	0.60
	ドル	1.14	1.03	1.11	1.12	1.21
燃料エンタルピの最大値	kJ/kg	約50	約17	約28	約33	約68
燃料エンタルピの増分の最大値	kJ/kg	約42	約9	約20	約25	約60

\* 1: 制御棒を 1 ノッチ引き抜いた時の印加反応度

\* 2: A P E Xにより計算される実効選発中性子割合

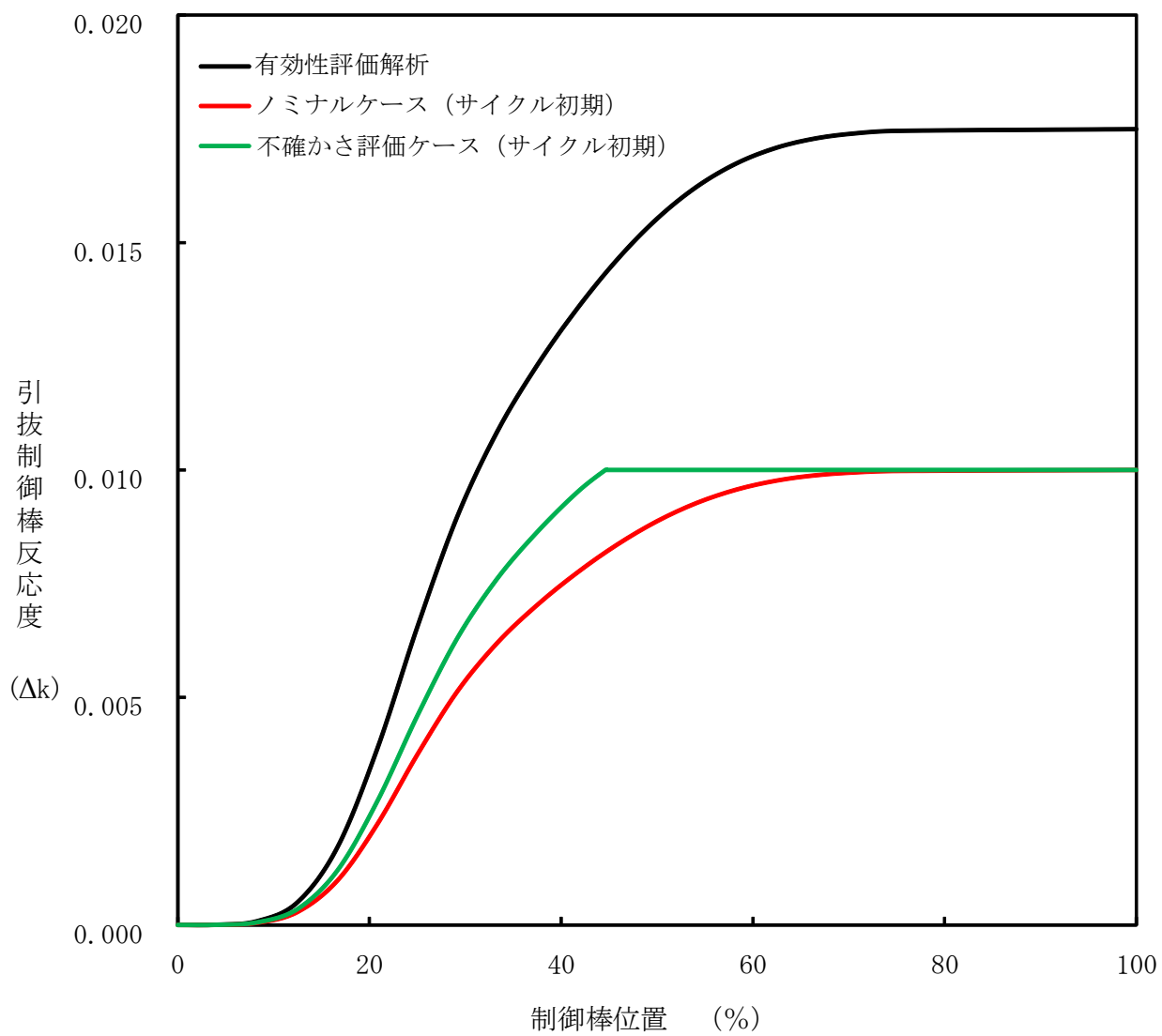


図1 引抜制御棒反応度曲線 (サイクル初期)



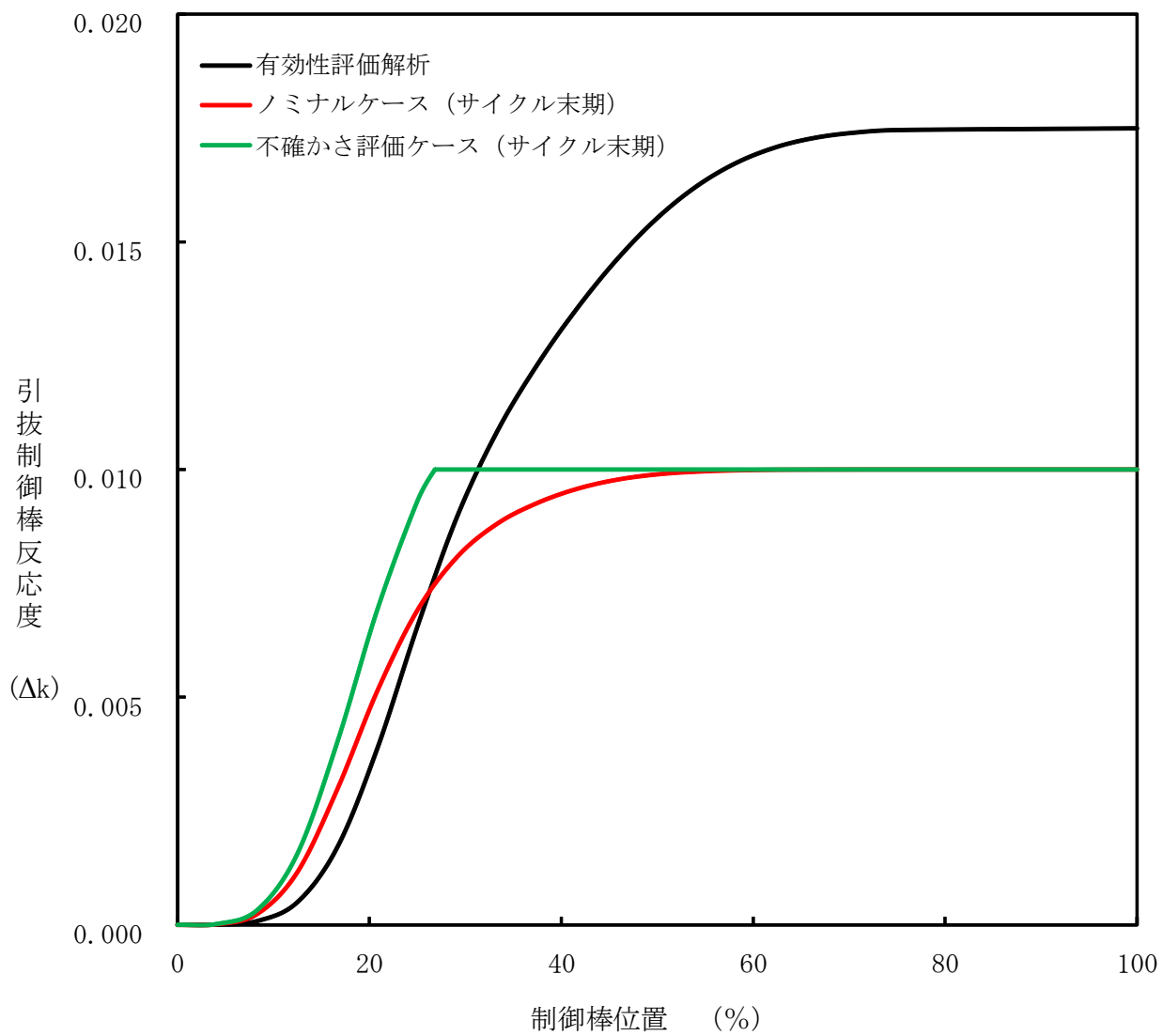


図2 引抜制御棒反応度曲線 (サイクル末期)