

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10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 P u 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 S L C 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 L O C A 時注水機能喪失)

- 添付資料 2.6.1 「L O C A 時注水機能喪失」の事故条件の設定について
- 添付資料 2.6.2 安定状態について(L O C A 時注水機能喪失)
- 添付資料 2.6.3 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(L O C A 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(L O C A 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(L O C A 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 (L O C A 時注水機能喪失)

(2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A))

- 添付資料 2.7.1 インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応操作について
- 添付資料 2.7.2 インターフェイスシステム L O C A 発生時の破断面積及び現場環境等について
- 添付資料 2.7.3 安定状態について (格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A))
- 添付資料 2.7.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス(インターフェイスシステム L O C A))

添付資料 2.7.5 7日間における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。

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

4.1.1 想定事故 1 の特徴, 燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

「燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」において、燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故 1 として「燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」がある。

(2) 想定事故 1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故 1 では、燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。このため、燃料プール水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって燃料プール水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

本想定事故は、燃料プールの冷却機能及び注水機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため、重大事故等対策の有効性評価には、燃料プールの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、想定事故 1 では、燃料プールスプレイ系により燃料プールへ注水することによって、燃料損傷の防止を図る。また、燃料プールスプレイ系により燃料プール水位を維持する。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故 1 における機能喪失に対して、燃料プール内の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、燃料プールスプレイ系^{※1}による燃料プールへの注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 4.1.1-1 図に、手順の概要を第 4.1.1-2 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 4.1.1-1 表に示す。

想定事故 1 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 24 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 1 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 16 名である。必要な要員と作業項目について第 4.1.1-3 図に示す。

※1 燃料プールスプレイ系として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド使用）を想定する。なお、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド使用）の注水手段が使用できない場合においては燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル使用）による対応が可能である。

a. 燃料プールの冷却機能喪失確認

燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、燃料プール水の温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作による燃料プールの冷却系の再起動操作が困難な場合、燃料プールの冷却機能喪失であることを確認する。

燃料プールの冷却機能喪失を確認するために必要な計装設備は、燃料プール水位・温度（S A）等である。

b. 燃料プールの注水機能喪失確認

燃料プールの冷却機能喪失の確認後、燃料プール水の温度上昇による蒸発により燃料プール水位が低下することが想定されるため、復水輸送系等による燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により燃料プールへの注水準備が困難な場合、燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。

燃料プールの注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、燃料プール水位・温度（S A）等である。

c. 燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水

燃料プールのスプレイ系の準備は冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。準備が完了したところで、燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水を開始し、燃料プール水位を維持する。その後、燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プールのスプレイ系の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽^{※2}を確保できる燃料プール水位より高く維持する。

燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水を確認するために必要な計装設備は、燃料プール水位・温度（S A）等である。

※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。想定事故1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。

原子炉建物4階（燃料取替階）での作業は、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル使用）を使用する場合、可搬型スプレイノズル及びホースの設置が想定される。

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。

この線量率となる燃料プール水位は通常水位から約2.6m下の位置である。

（添付資料4.1.1, 4.1.2）

4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

想定事故1で想定する事故は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」である。

想定事故1では、燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能喪失に伴い燃料プール水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって燃料プール水位が緩慢に低下するが、燃料プールへの注水により、燃料プール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。なお、燃料プール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で、燃料棒有効長頂部は冠

水が維持される。

未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1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 4.1.1, 4.1.2)

(2) 有効性評価の条件

想定事故1に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第4.1.2-1表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故1特有の評価条件を以下に示す。

なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳しい条件である、原子炉運転停止中の燃料プールを前提とする。原子炉運転中の燃料プールは、崩壊熱が原子炉運転停止中の燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになること、また、より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に包絡される。

(添付資料 4.1.1)

a. 初期条件

(a) 燃料プールの初期水位及び初期水温

燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、燃料プールと隣接する原子炉ウェルの上に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。また、燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の65℃とする。

(b) 崩壊熱

燃料プールには貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後10日）で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して、燃料プールの崩壊熱は約7.8MWを用いるものとする。

なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約13m³/hである。

b. 事故条件

(a) 安全機能の喪失に対する仮定

燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却系、残留熱除去系、復水輸送系等の機能を喪失するものとする。

(b) 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、燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点から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) 燃料プールスプレイ系

燃料プールへの注水は、大量送水車1台を使用するものとし、崩壊熱に

よる燃料プール水の蒸発量を上回る $48\text{m}^3/\text{h}^{*3}$ にて注水する。

※3 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド使用）、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル使用）の注水容量はともに $48\text{m}^3/\text{h}$ 以上である。

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) 燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水は、復旧班要員の移動及び注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生約 7.9 時間後から開始する。

(3) 有効性評価の結果

想定事故 1 における燃料プール水位の推移を第 4.1.2-1 図に、燃料プール水位と線量率の関係を第 4.1.2-2 図に示す。

a. 事象進展

燃料プールの冷却機能が喪失した後、燃料プール水温は約 $4.4^\circ\text{C}/\text{h}$ で上昇し、事象発生から約 7.9 時間後に 100°C に到達する。その後、蒸発により燃料プール水位は低下し始めるが、事象発生から 2 時間 30 分後までに燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水準備が完了し、事象発生から約 7.9 時間経過した時点で燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水を開始することから、燃料プール水位は低下しない。

その後は、燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プールのスプレイ系により、蒸発量に応じた量を燃料プールに注水することで、燃料プール水位を維持する。

b. 評価項目等

燃料プール水位は、第 4.1.2-1 図に示すとおり、水位低下することなく通常水位のままであるため、燃料棒有効長頂部は冠水維持される。燃料プール水は事象発生約 7.9 時間で沸騰し、その後 100°C 付近で維持される。

また、第 4.1.2-2 図に示すとおり、燃料プール水位は通常水位のままであるため、燃料プール周りの線量率は、約 $1.0 \times 10^{-3} \text{mSv}/\text{h}$ 以下であり、必要な遮蔽の目安とした $10 \text{mSv}/\text{h}$ と比べて低いことから、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。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。

燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未達となるため、本事象においても未臨界は維持される。

事象発生 2 時間 30 分後までに燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水準備が完了するため、燃料プールの水位が低下し始める事象発生約 7.9 時間後から蒸発量に応じた燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できる。

本評価では、「1.2.3.2 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4.1.3, 4.1.4)

4.1.3 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。

想定事故1では、燃料プールの冷却機能及び注水機能が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、燃料プールのプレイ系による燃料プールへの注水操作とする。

(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4.1.2-1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) 運転員等操作時間へ与える影響

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約7.8MWに対して最確条件は約7.8MW以下であり、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燃料の崩壊熱より小さくなるため、燃料プール水温の上昇及び燃料プール水位の低下は緩和されるが、注水操作は燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、冷却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。

初期条件の燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約17℃～約40℃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燃料プールの初期水温より低くなり、沸騰開始時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、注水操作は燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、冷却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。

初期条件の燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、燃料プール水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間及び燃料プール水位の低下による異常の認知の時間は短くなる。条件によっては想定する冷却機能喪失による異常認知より早くなり、それにより操作開始が早くなるが、注水操作は冷却機能喪失による異常の認知を起点として操作を開始するため、その起点より操作開始が遅くなることはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、燃料プール水位が最大で約0.84m低下し、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1.2日後(10mSv/hの場合)となり、それ以降は原子炉建物4階(燃料取替階)の線量率が10mSv/hを超えることから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、燃料プールのプレイ系(常

設スプレイヘッダ使用)による燃料プールへの注水操作は、屋外から実施できるため線量の影響が小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の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、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、燃料プール水温の上昇及び蒸発による燃料プール水位の低下は緩和されるが、注水操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却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。

(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7.8MWに対して最確条件は約7.8MW以下であり、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燃料の崩壊熱より小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の燃料プール水温は、評価条件の65°Cに対して最確条件は約17°C～約40°C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燃料プール水温より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、燃料プール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。また、自然蒸発、燃料プール水温及び温度の上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による燃料プール水位低下開始時間より早く燃料プール水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べて僅かであり、気化熱により燃料プール水は冷却される。さらに、燃料プール水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合であっても、燃料プール水位が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1.4日(10mSv/hの場合)、燃料プール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3.6日あり、事象発生から2時間30分後までに燃料プールのスプレイ系による注水が可能となることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、燃料プールが通常水位から燃料棒有効長頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル(通常水位から約0.27m下^{※4})とした場合であっても、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1.5日(10mSv/hの場合)、燃料プール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3.8日あり、事象発生から2時間30分後までに燃料プールのスプレイ系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、最大で約0.84mの水位の低下が発生するが、燃料プール水位が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1.2日(10mSv/hの場合)、燃料

棒有効長頂部まで低下する時間は事象発生から約3.5日あり、事象発生から2時間30分後までに燃料プールのスプレイ系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、燃料プール水温の上昇及び蒸発による燃料プール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。

※4 燃料プール水位低の警報設定値：通常水位－272mm

(添付資料4.1.5)

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

操作条件の燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水操作は、評価上の操作開始時間として事象発生から約7.9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、当該操作は他の操作との重複はなく、燃料プールの冷却機能喪失による異常を認知した時点で注水準備に着手可能であり、その準備操作にかかる時間は2時間10分を想定していることから、実態の操作開始時間は想定している事象発生から約7.9時間後より早まる可能性があり、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

操作条件の燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水操作は、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、燃料プール水位の回復を早め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4.1.5)

(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。

操作条件の燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水操作については、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が事象発生から約1.7日(10mSv/hの場合)、燃料プール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3.9日であり、事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約7.9時間後と設定しているため、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4.1.5)

(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。

4.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故1において、重大事故等対策時における必要な要員は、「4.1.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり24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。

なお、今回評価した原子炉の運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故1の対応が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中を想定した場合、燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いいため、操作時間余裕が十分長くあり（原子炉運転開始直後を考慮しても燃料プール水が100℃に到達するまで最低でも1日以上）、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため、緊急時対策要員により対応可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故1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

燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水については、7日間の対応を考慮すると、約2,100m³の水が必要となる。水源として、輪谷貯水槽（西）に約7,000m³の水を保有しており、水源を枯渇させることなく7日間の注水継続実施が可能である。

(添付資料4.1.6)

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700m³の軽油が必要となる。ディーゼル燃料貯蔵タンクにて約730m³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日間の運転継続が可能である。燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水については、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11m³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450m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水について、7日間の運転継続が可能である。

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9m³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45m³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4.1.7)

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。

4.1.5 結論

想定事故1では、燃料プールの冷却系が機能喪失し、燃料プール水温が上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって燃料プール水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故1に対する燃料損傷防止対策としては、燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水手段を整備している。

想定事故1について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水により、燃料プール水位を維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。

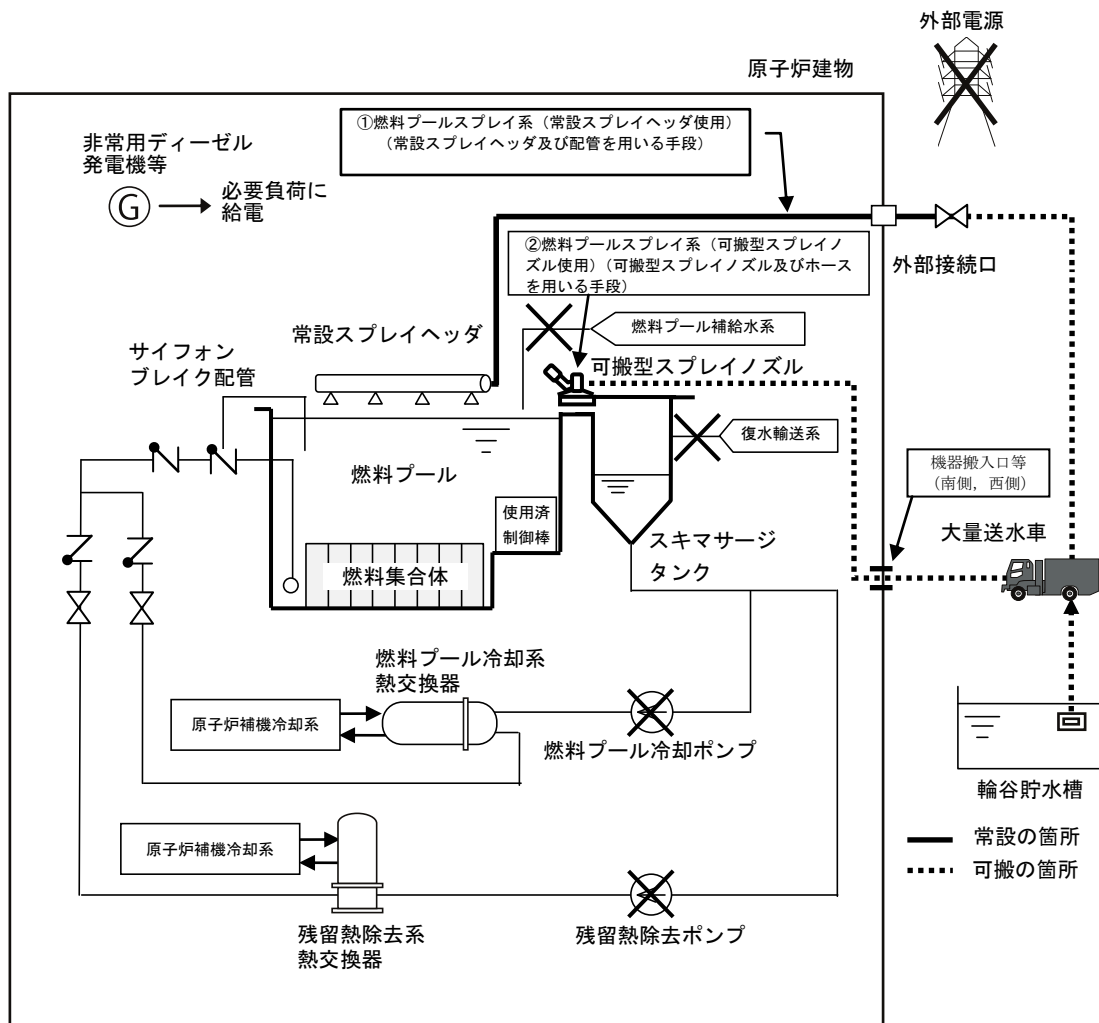
また、燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。

その結果、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を維持できることから、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。

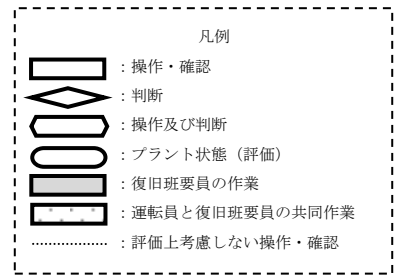
重大事故等対策時に必要な要員は、緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故1に対して有効である。



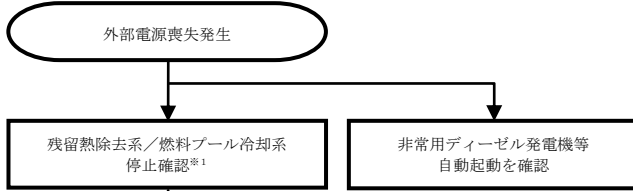
第 4.1.1-1 図 「想定事故 1」の重大事故等対策の概略系統図
(燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水)

プラント前提条件
 ・プラント停止後 10 日目
 ・全燃料取出し及びプールゲート「閉」

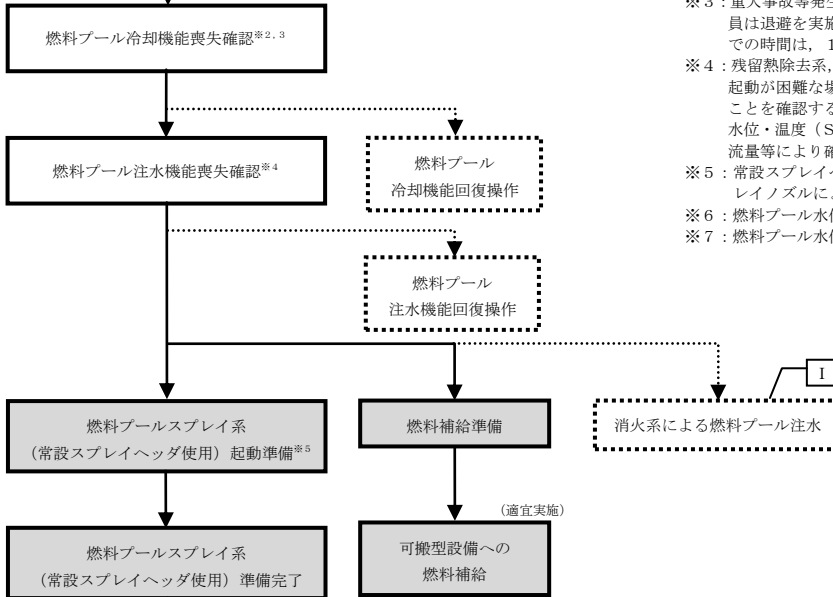


【 】 : 時刻 (評価条件)
 < > : 時刻 (評価結果)

【0秒】

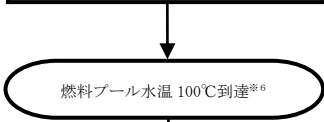


【10分】

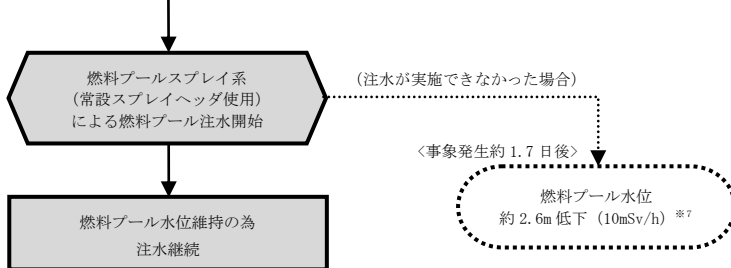


- ※1 : 中央制御室にて各機器の停止を、燃料プール水位・温度 (SA)、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により確認する。
- ※2 : 残留熱除去系及び燃料プールの冷却機能が喪失した場合、燃料プールの冷却機能は、燃料プール水位・温度 (SA)、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により確認する。
- ※3 : 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。なお、全ての作業員が退避するまでの時間は、1時間30分程度である。
- ※4 : 残留熱除去系、燃料プール補給水系及び復水輸送系の再起動が困難な場合、燃料プールの注水機能が喪失であることを確認する。燃料プールの注水機能は、燃料プール水位・温度 (SA)、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により確認する。
- ※5 : 常設スプレイヘッドが使用できない場合、可搬型スプレイノズルによる燃料プールへの注水を実施する。
- ※6 : 燃料プール水位・温度 (SA) にて確認する。
- ※7 : 燃料プール水位 (SA) にて確認する。

<約 7.9 時間>



【約 7.9 時間】



燃料プールの注水 (常設スプレイヘッド使用) による燃料プールへの注水を継続し、機能喪失している設備の復旧に努める。復旧後は、注水系統によりスキマサージタンクへの補給を確保し、残留熱除去系による冷却を実施する。

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得可能な手段】
 I : 消火系 (消火栓を使用した場合、復水輸送系ラインを使用した場合) による燃料プールへの注水も実施可能である。

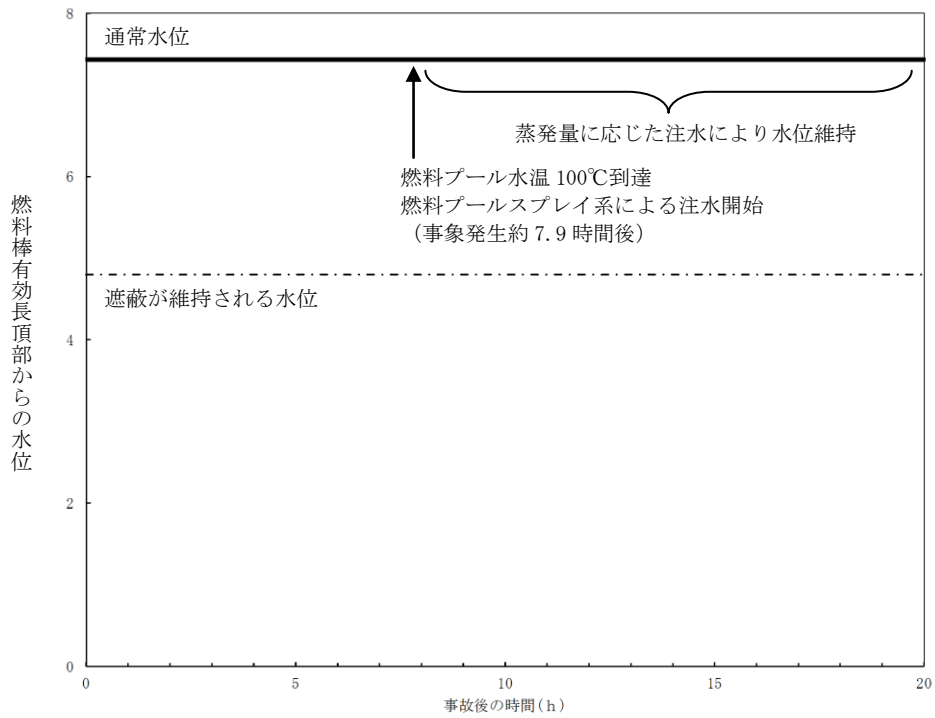
第 4.1.1-2 図 「想定事故 1」の対応手順の概要

想定事故 1

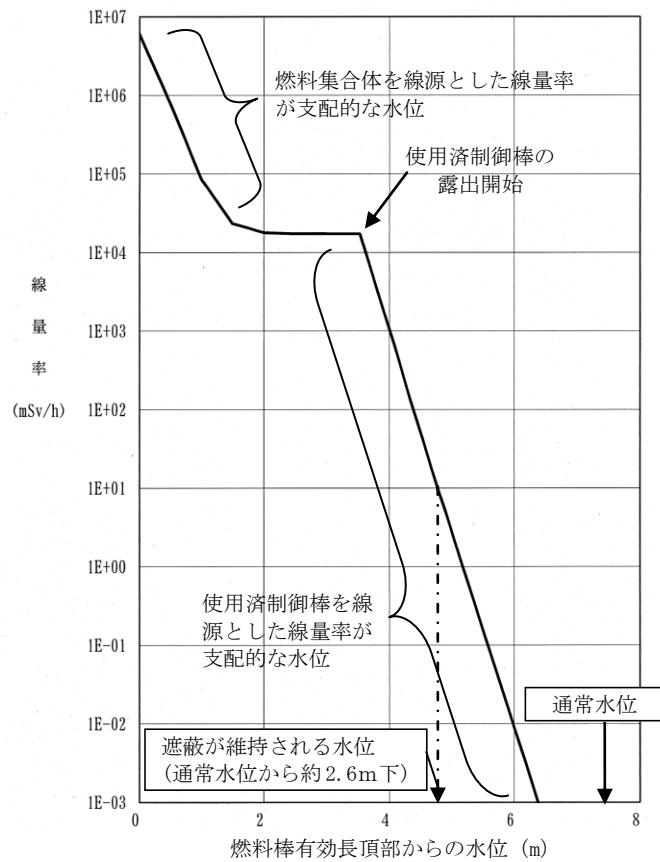
操作項目	実施箇所・必要人員数				操作内容	経過時間 (分)						経過時間 (時間)											経過時間 (日)	備考			
	責任者	当直長	1人	中央制御室監視 運転操作指揮 緊急時対策本部連絡		10	20	30	40	50	60	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11			5	6	7
操作項目	責任者	当直長	1人	中央制御室監視 運転操作指揮 緊急時対策本部連絡	事象発生 ▽ プラント状況判断 約7.9時間 燃料プール水温100℃到達 燃料プールのスプレイ系による注水開始																						
	補佐	当直副長	1人	運転操作指揮補佐																							
	通報連絡等を行う要員	指示者	1人	初動での指揮																							
		連絡責任者 連絡担当者	4人	発電所内外連絡																							
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		復旧班要員																							
状況判断	1人 A	—	—	—	10分																						
				・ 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																							
				・ 残留熱除去系停止/燃料プール冷却系停止確認																							
				・ 燃料プール冷却機能喪失確認																							
				・ 燃料プール注水機能喪失確認																							
				・ 燃料プール水位・温度監視	適宜実施																						
燃料プール冷却機能回復操作	—	—	—	・ 残留熱除去系, 燃料プール冷却系 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																						
燃料プール注水機能回復操作	—	—	—	・ 残留熱除去系, 燃料プール補給水系, 復水輸送系 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																						
燃料プールのスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プール注水	—	—	14人 a~n	・ 放射線防護具準備	10分																						
	—	—	—	・ 大量送水車による燃料プールへの注水準備 (大量送水車配置, ホース展張, 接続)	2時間10分																						
	—	—	(2人) a, b	・ 大量送水車による燃料プールへの注水	適宜実施																						
燃料プールのスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プール注水	—	—	—	・ 大量送水車による燃料プールへの注水準備 (大量送水車配置, ホース展張, 接続)	評価上考慮せず 常設スプレイヘッド使用不可の場合要員を確保して対応する																						
	—	—	—	・ 大量送水車による燃料プールへの注水																							
燃料補給準備	—	—	2人 o~p	・ 放射線防護具準備	10分																						
	—	—	—	・ ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給	1時間40分						タンクローリ残量に応じて適宜 軽油タンクから補給																
燃料補給作業	—	—	—	・ 大量送水車への補給	適宜実施																						
必要人員数 合計	1人 A	—	16人 a~p	原子炉運転中における燃料プールでの事故を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故の対応と燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故の対応が重畳することも考えられる。しかし、燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いことから時間余裕が十分長く（運転開始直後を考慮しても燃料プールの保有水が100℃に到達するまで1日以上）、原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となるため、緊急時対策要員により対応可能である。																							

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

第 4.1.1-3 図 「想定事故 1」 の作業と所要時間



第 4.1.2-1 図 燃料プール水位の推移 (想定事故 1)



第 4.1.2-2 図 燃料プール水位と線量率 (想定事故 1)

第 4.1.1-1 表 「想定事故 1」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
燃料プールの冷却機能喪失確認	燃料プールの冷却している系統が機能喪失することにより、燃料プール水の温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作により燃料プールの冷却系の再起動操作が困難な場合、燃料プールの冷却系機能喪失であることを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【ディーゼル燃料貯蔵タンク】	-	【残留熱除去ポンプ出口圧力】 【残留熱除去ポンプ出口流量】 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む)
燃料プールの注水機能喪失確認	燃料プールの冷却系機能喪失の確認後、燃料プール水の温度上昇による蒸発により燃料プール水位が低下することが想定されるため、復水輸送系等による燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により燃料プールの注水準備が困難な場合、燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。	-	-	【残留熱除去ポンプ出口圧力】 【残留熱除去ポンプ出口流量】 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プールエア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む)
燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水	燃料プールのスプレイ系の準備が完了したところで、燃料プールのスプレイ系による燃料プール注水により、燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、燃料プール水位を維持する。	常設スプレイヘッド ガスタービン発電機用軽油タンク	大量送水車 タンクローリ	燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プールエア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む)
燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル使用) による燃料プールへの注水	常設スプレイヘッドが使用できない場合、燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル使用) による燃料プール注水により、燃料プール水位を維持する。その後は、燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、燃料プール水位を維持する。	ガスタービン発電機用軽油タンク	可搬型スプレイノズル 大量送水車 タンクローリ	燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プールエア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む)

【 】：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 4.1.2-1 表 主要評価条件 (想定事故 1)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	燃料プール保有水量	約 1,599m ³	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定
	燃料プール水位	通常水位	通常水位を設定
	燃料プール水温	65℃	運転上許容される上限値として設定
	燃料の崩壊熱	約 7.8MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・ 9 × 9 燃料 45GWd/t ・ MOX 燃料 33GWd/t	原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後 10 日 ^{※1} ）で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて、使用済燃料貯蔵ラックに最大体数貯蔵されていることを想定し、ORI GEN 2 を用いて算出
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失	燃料プールの冷却機能及び注水機能として、燃料プール冷却系、残留熱除去系、復水輸送系等の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展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
重大等関係機器等関連する条件	燃料プールスプレイ系	48m ³ /h ^{※2} で注水	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド使用）による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定
	燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水	事象発生から約 7.9 時間後	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド使用）の系統構成に必要な準備時間は 2 時間 10 分であるが、燃料プール水位の低下し始める時間が事象発生から約 7.9 時間後であることを踏まえて設定

※1 島根 2 号炉の定期検査における実績を確認し、解列後の全制御棒全挿入から原子炉開放までの最短時間である約 5 日及び全燃料取り出しの最短時間約 5 日を考慮して原子炉停止後 10 日を設定。原子炉停止後 10 日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間に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

※2 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド使用）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル使用）の注水容量はともに 48m³/h 以上である。

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

1. 燃料プールの概要

図1に燃料プール等の平面図を示す。

定期検査時において、多くの場合はプールゲートが開放され、燃料プールは原子炉ウェル、蒸気乾燥器・気水分離器ピット（以下「DSP」という。）、キャスク仮置ピットと繋がっているが、有効性評価においては、プールゲートを閉鎖している場合を想定し、原子炉ウェル、DSP及びキャスク仮置ピットの保有水量は考慮しない。

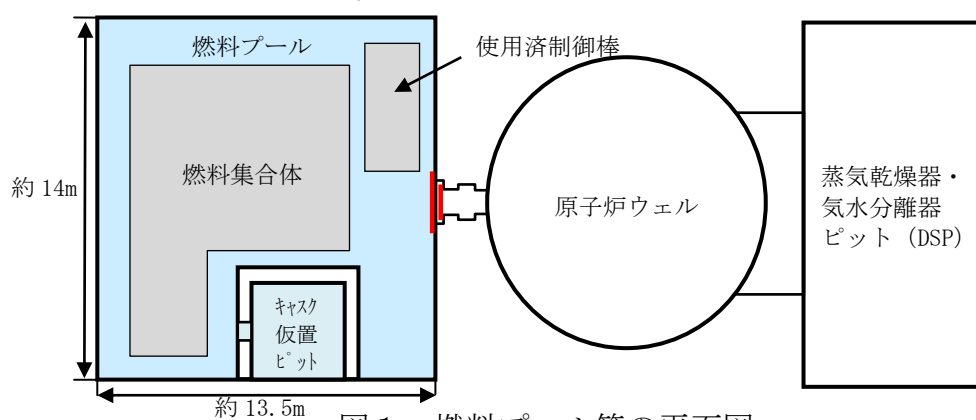


図1 燃料プール等の平面図

2. 放射線の遮蔽の維持に必要な燃料プールの遮蔽水位について

図2に放射線の遮蔽の維持に必要な燃料プールの遮蔽水位について示す。

放射線の遮蔽の維持に必要な燃料プールの遮蔽水位は、その状況（必要となる現場及び操作する時間）によって異なる。重大事故等であることを考慮し、例えば10mSv/hの場合は、通常水位から約2.6m^{*}下の位置より高い遮蔽水位が必要である。

※ 放射線の遮蔽の維持に必要な燃料プール水位の算出方法については添付資料4.1.2に示す。

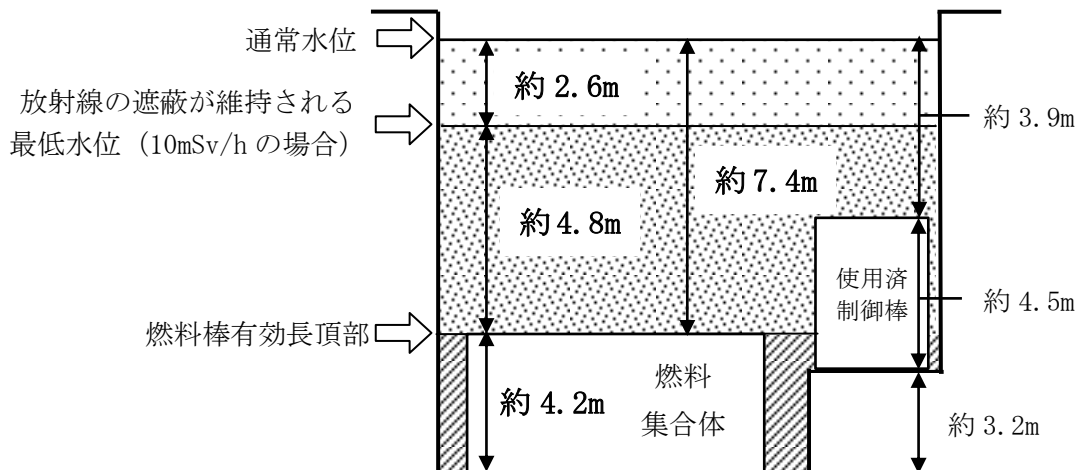


図2 放射線の遮蔽の維持に必要な燃料プールの遮蔽水位

3. 燃料プールの構造高さ、断面積及び保有水の容積について

図3に燃料プールの構造高さを、表1に燃料プールの断面積及び保有水の容積を示す。

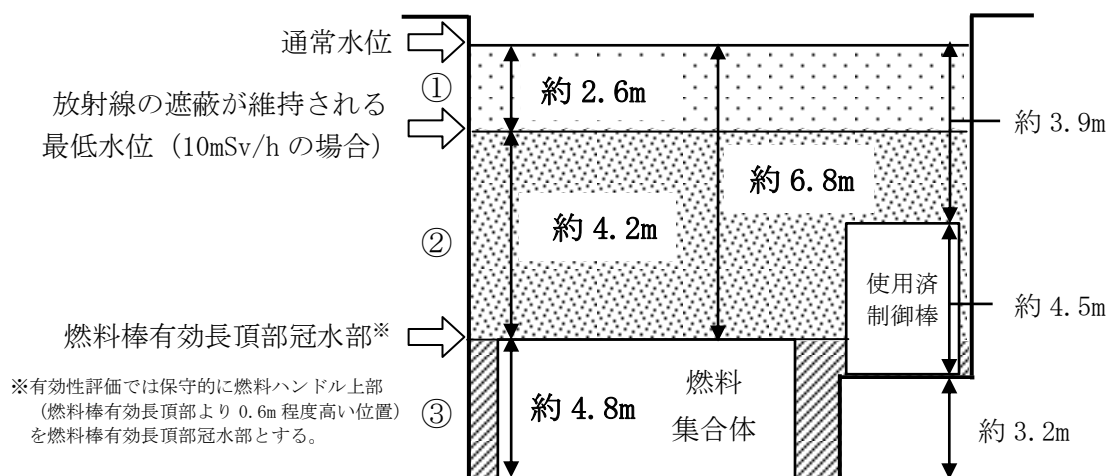


図3 島根2号炉の燃料プールの構造高さ

表1 燃料プールの断面積及び保有水の容積

領域	断面積[m ²]	保有水の容積[m ³]
①	約167	約439
②	約167	約704
③	約95	約456
合計		約1,599

図3に示す各領域①～③の保有水の容積は、燃料プール容積から燃料プール内の機器の容積を差し引くことで算出し、各領域の断面積については、①の領域では燃料プールの寸法より求めた断面積を使用し、②、③の領域では求めた各領域の容積から高さで除して求めた。なお、燃料プールの断面積については各領域での平均的な値を示しているが、燃料プール内に設置されている機器は領域②又は領域③のプール下部であるため、保有水量に対する水位の低下という観点で保守的な評価となっている。

4. 想定事故 1 における時間余裕

燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失時における崩壊熱による燃料プール水位の沸騰までの時間、沸騰開始後の水位低下時間及び沸騰による水位低下平均速度について、以下の式を用いて評価を行った。事象を保守的に評価するため、燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限値である 65℃とする。また、発生する崩壊熱は全て燃料プールの水温上昇及び蒸発に寄与するものとし、燃料プールの水面、壁面等からの放熱は考慮しない。

○評価方法及び評価条件

①冷却機能喪失から沸騰（燃料プール水 100℃到達）までの時間

沸騰までの時間 (h) =

$$\frac{(100[^\circ\text{C}]-65[^\circ\text{C}]) \times \text{燃料プール保有水の比熱} [\text{kJ}/\text{kg}/^\circ\text{C}]^{*1} \times \text{燃料プール水量} [\text{m}^3] \times \text{燃料プール水密度} [\text{kg}/\text{m}^3]^{*2}}{\text{燃料崩壊熱} [\text{MW}] \times 10^3 \times 3600}$$

②沸騰による蒸発量と沸騰開始から燃料棒有効長頂部冠水部まで水位が低下するまでの時間

$$1 \text{ 時間当たりの沸騰による蒸発量} [\text{m}^3/\text{h}] = \frac{\text{燃料崩壊熱} [\text{MW}] \times 10^3 \times 3600}{\text{燃料プール水密度} [\text{kg}/\text{m}^3]^{*2} \times \text{蒸発潜熱} [\text{kJ}/\text{kg}]^{*3}}$$

水位低下時間 [h] =

$$\frac{\text{通常水位から燃料棒有効長頂部冠水部までの燃料プール水量} [\text{m}^3] \times \text{燃料プール水密度} [\text{kg}/\text{m}^3]^{*2} \times \text{蒸発潜熱} [\text{kJ}/\text{kg}]^{*3}}{\text{燃料崩壊熱} [\text{MW}] \times 10^3 \times 3600}$$

③沸騰による燃料プール水位の低下平均速度

$$\text{水位低下速度} [\text{m}/\text{h}] = \frac{\text{通常水位から燃料棒有効長頂部冠水部までの高低差} [\text{m}]}{\text{通常水位から燃料棒有効長頂部冠水部までの水位低下にかかる時間} [\text{h}]}$$

燃料プールの下部は機器等が設置されており、保有水が少ないため、燃料プールの下部では水位低下速度は早く、燃料プール上部では水位低下速度は遅い。燃料棒有効長頂部に水位が到達するまでの時間評価では、保守的に一律の水位低下速度を想定する。

表2 評価に使用する値

プール保有水の比熱[kJ/kg/°C] ^{※1}	プール水量 [m ³]	プール水密度 [kg/m ³] ^{※2}	燃料の崩壊熱 [MW]
4.185	約 1,599	958	約 7.8

蒸発潜熱[kJ/Kg] ^{※3}	通常水位から燃料棒有効長頂部冠水部までのプール水量[m ³] ^{※4}	通常水位から燃料棒有効長頂部冠水部までの高低差 [m]	通常水位から 2.6m 下までのプール水量 [m ³]
2,256.47	約 1,143	約 6.8	約 456

※1：65°Cから100°Cまでの飽和水の比熱のうち、最小となる65°Cの値を採用。

(1999年蒸気表より)

※2：65°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。

(1999年蒸気表より)

※3：100°Cの飽和水のエンタルピと100°Cの飽和蒸気のエンタルピの差より算出。

(1999年蒸気表より)

※4：保有水量の算出では燃料棒有効長頂部冠水部として燃料ハンドル上部（燃料棒有効長頂部より0.6m程度高い位置）を設定

なお、①～③の式による算出については以下の保守的な仮定及び非保守的な仮定に基づく評価である。

<保守的な仮定>

- ・燃料プール水温の温度変化に対する比熱及び密度の評価にて、時間を短く評価する最も厳しくなる値を想定している。
- ・燃料プールの水面、壁面等からの放熱を考慮せず、崩壊熱が全て燃料プール水温上昇及び蒸発に寄与するものとしている。

<非保守的な仮定>

- ・簡易的な評価とするために燃料プール水温を全て均一の温度とし、プール全体が100°Cに到達した時間を沸騰開始としており、燃料プール水温の非一様性を考慮していない。なお、発熱源は燃料プール下方に位置する燃料集合体であり、自然対流の効果により非一様性は緩和される。

非保守的な仮定を設定することを踏まえ、事象発生直後から沸騰による燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合の評価についても実施する。

なお、注水等の操作時間余裕は十分に大きいことからこれらの評価の仮定による影響は無視できる程度であると考える。

表3 評価結果

項目	算定結果
燃料プール水温が 100℃に到達するまでの時間[h]	約 7.9
燃料の崩壊熱による燃料プール保有水の蒸発量[m ³ /h]	約 13
燃料プール水位が通常水位から約 2.6m 低下するまでの時間[h]	約 41
燃料棒有効長頂部冠水部まで燃料プール水位が低下するまでの時間[h]	約 95
燃料プール水位の低下速度[m/h]	約 0.08

燃料プールの冷却機能が喪失した場合、燃料の崩壊熱により燃料プール水温が上昇し、事象発生から約 7.9 時間後に沸騰が開始され、蒸発により燃料プールの水位低下が始まる。この時の蒸発量は、約 13m³/h である。

よって、燃料プール水位が放射線の遮蔽に必要な通常水位から約 2.6m(10mSv/h の場合)下の位置まで低下するまでの時間は、事象発生から約 41 時間後であり、重大事故等対策として期待する燃料プールのスプレイ系による注水操作の時間余裕は十分にある。

<参考>

有効性評価では崩壊熱が厳しい定期検査中に全炉心燃料が燃料プールに取り出される想定であり、通常運転中の想定は以下のとおりとなる。

燃料プールの冷却機能が喪失した場合、燃料の崩壊熱により燃料プール水温が上昇し、事象発生から約 1.1 日後に沸騰が開始され、その後燃料プール水位が放射線の遮蔽に必要な通常水位から約 2.6m(10mSv/h の場合)下の位置まで低下するまでの時間は、事象発生から約 6.1 日後となる。このように原子炉運転中の燃料プールは、原子炉停止中の燃料プールに比べてさらに長い時間余裕がある。

表4 通常運転中の想定*

項目	算定結果
燃料の崩壊熱[MW]	約 2.2
燃料プール水温が 100℃に到達するまでの時間[day]	約 1.1
崩壊熱による燃料プール保有水の蒸発量[m ³ /h]	約 3.6
燃料プール水位が通常水位から約 2.6m 低下するまでの時間[day]	約 6.1
燃料棒有効長頂部冠水部まで燃料プール水位が低下するまでの時間[day]	約 14
燃料プール水位の低下速度[m/h]	約 0.03

※燃料プールの初期水温は保守的に有効性評価での想定と同様の 65℃とした。

5. 燃料取り出しスキーム

表5 燃料取り出しスキーム



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。

「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

1. 燃料集合体の評価条件

燃料プール内のラックに燃料が全て満たされた状態を仮定し、その時の燃料集合体を線源とする。

評価条件を以下に示す。

- 線源形状：燃料プール内のラックに燃料が全て満たされた状態
- 線源材質：燃料集合体及び水を考慮（密度： g/cm³）
- 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4群とする。
- 線源強度：文献^{※1}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で算出した。

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

このときの線源条件は以下とする。なお、本評価で使用している線源強度（文献値）に対する燃料照射期間は10⁶時間（約114年）であり、島根2号炉の燃料照射期間を十分に包絡している。

- ・燃料照射期間：10⁶時間（無限照射）
- ・停止後の期間^{※2}：10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7.1×10⁴ cm³（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10日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、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：直方体線源

線量率評価は、QAD-CGGP2Rコードを用いており、その評価モデルを図1に示す。また、評価により求めた線源強度を表1に示す。

なお、評価モデルにおいては、燃料棒有効長以外の構造体は評価対象に含めていないが、実際の燃料集合体では、燃料棒有効長以外の構造体（上部タイププレート等）においても、放射化等により線源を有している。しかしながら、燃

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。

燃料棒有効長以外の構造体の線源強度は、燃料棒有効長に比べて十分小さいと考えられる。本線量評価は、燃料プールにおいて放射線の遮蔽が維持される水位を評価するものであり、放射線の遮蔽が維持される水位（通常水位から約 2.6m 下）においては、燃料集合体由来の線量率は小さく（図 7 参照）、線量率全体の 0.1%未満の寄与であるため、評価結果に対する燃料棒有効長以外の構造体からの影響は十分に無視できる。

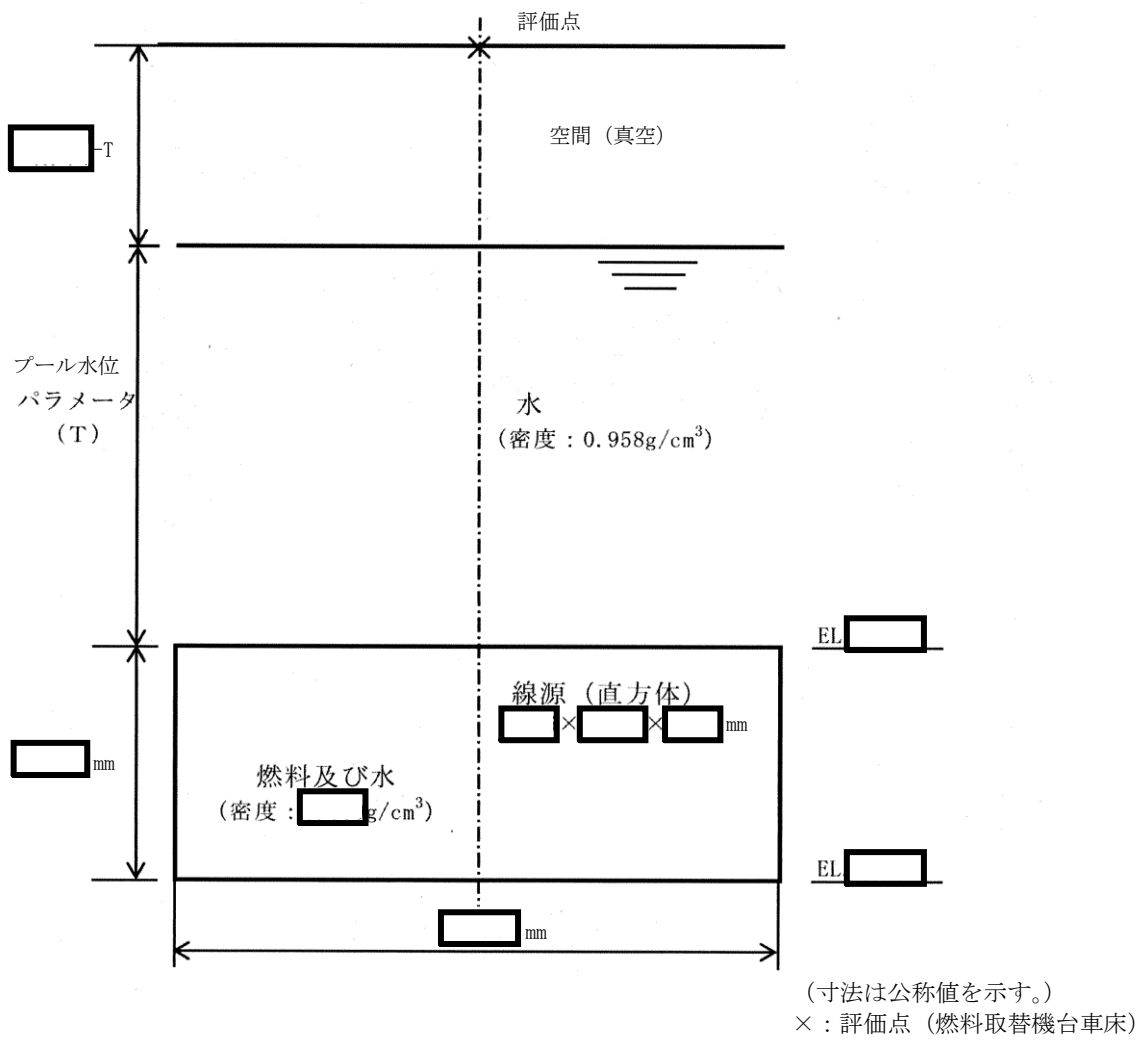


図1 燃料集合体の線量率評価モデル

表1 燃料集合体の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.0	4.3×10^{11}
2	2.0	7.3×10^{10}
3	3.0	1.2×10^9
4	4.0	2.6×10^7

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。

2. 使用済制御棒の評価条件

燃料プール内の使用済制御棒を線源とする評価条件を以下に示す。

○線源形状 : 燃料プール内の制御棒貯蔵ハンガの全てに使用済制御棒が満たされた状態

○線源材料 : 水 (密度 : $0.958\text{g}/\text{cm}^3$ ※)

※ 65°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

○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 18 群 (ORIGEN 群構造) とする。

○線源強度 : 使用済制御棒を高さ方向に 3 領域に分割し, 使用済制御棒上部は上部ローラを, 使用済制御棒中間部は中性子吸収材を, 使用済制御棒下部は下部ローラを代表としてモデル化している。使用済制御棒中間部は制御棒を挿入時のみ, 使用済制御棒上部は挿入時と引き抜き時の間, 中性子が照射されるものとする。

照射期間については, 制御棒挿入時に照射される制御棒は全て H f 型制御棒とし, 制御棒照射量制限値 (H f 型 :) を炉中央の平均熱中性子フラックスで除した値とした。制御棒引き抜き時に照射される制御棒は全て B_4C 型制御棒とし, 制御棒照射量制限値 (B_4C 型 :) を炉底部熱中性子フラックスで除した値とした。また, 使用済制御棒下部は使用済制御棒上部と同じ線源強度とする。

また, 燃料プールには, タイプ別でかつ, 冷却期間の異なる使用済制御棒が混在して貯蔵されていることを想定し, 貯蔵使用済制御棒全体の放射能を保存して平均した線源強度を式②により算出した。

$$\text{平均線源強度} = \frac{\sum \{ (\text{制御棒タイプ} \cdot \text{冷却期間別の線源強度}) \times (\text{制御棒タイプ} \cdot \text{冷却期間別の保管本数}) \}}{\text{全貯蔵本数}} \quad \dots \text{②}$$

制御棒タイプは H f 型, B_4C 型の 2 タイプ, 冷却期間は 0 ~ 10 サイクルの 11 種類, 全貯蔵本数は 144 本とした。

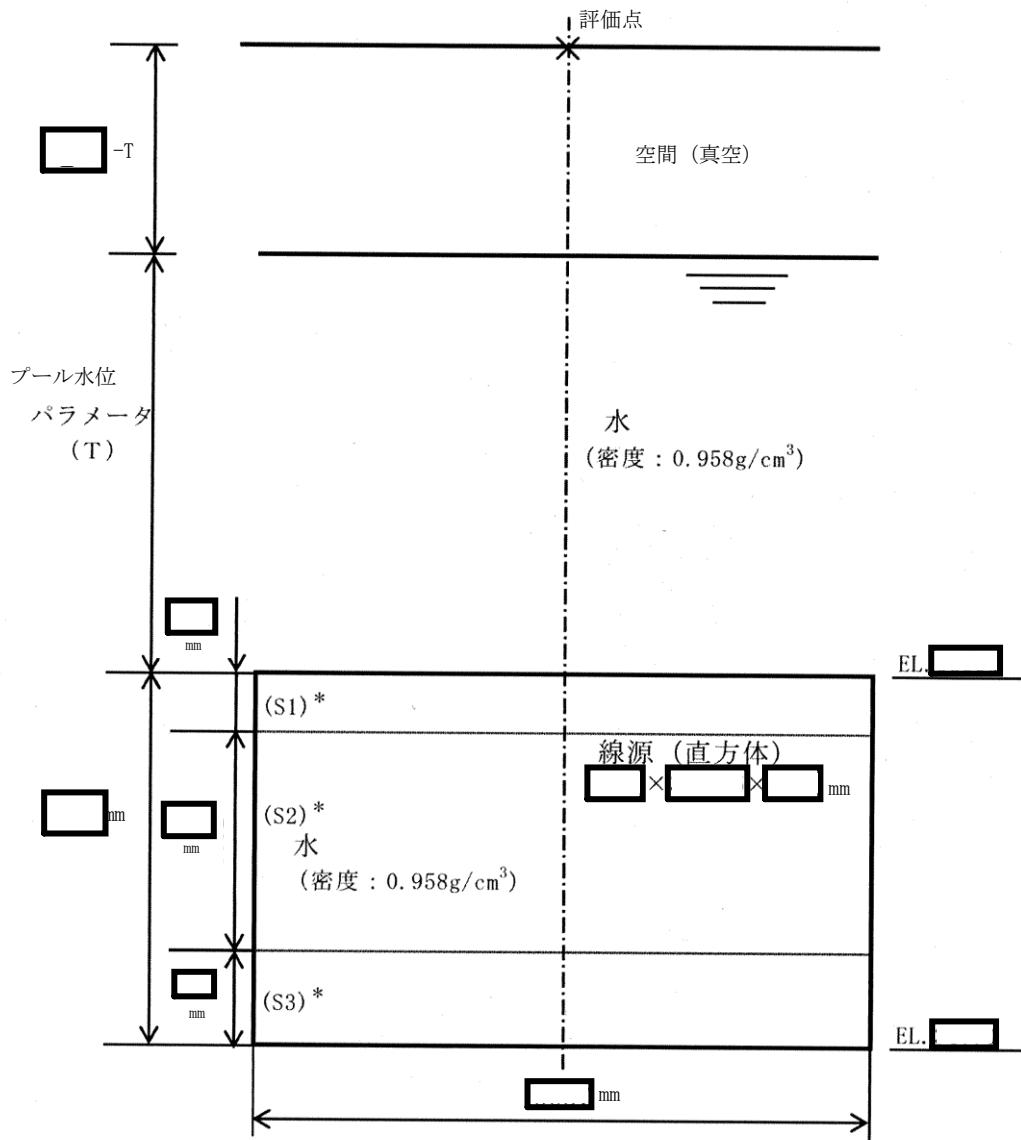
使用済制御棒の内訳は表 2 に示すとおり, 定期検査ごとに取り出された照射済制御棒の本数の実績を参考に, 貯蔵数が最大となるように毎サイクル H f 型と B_4C 型制御棒がそれぞれ取り出されることを想定した。

○評価モデル : 直方体線源

線量率評価は, QAD-CGGP 2 R コードを用いておりその評価モデルを図 2 に示す。また, 評価により求めた線源強度を表 3 に示す。

表2 制御棒のタイプ別，冷却期間別の貯蔵本数

タイプ	冷却期間 (サイクル)	冷却期間 (d)	本数 (本)
H f 型 制御棒	0	10	9
	1	506	4
	2	1002	4
	3	1498	4
	4	1994	4
	5	2490	4
	6	2986	4
	7	3482	4
	8	3978	4
	9	4474	4
	10	4970	5
B ₄ C型 制御棒	0	10	12
	1	506	8
	2	1002	8
	3	1498	8
	4	1994	8
	5	2490	8
	6	2986	8
	7	3482	8
	8	3978	8
	9	4474	8
	10	4970	10



(寸法は公称値を示す。)
 ×：評価点 (燃料取替機台車床)

図2 使用済制御棒の線量率計算モデル

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。

表3 使用済制御棒の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	制御棒上部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	制御棒中間部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	制御棒下部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	1.08×10^6	1.03×10^9	1.08×10^6
2	2.50×10^{-2}	8.86×10^3	7.92×10^6	8.86×10^3
3	3.75×10^{-2}	5.94×10^3	9.99×10^6	5.94×10^3
4	5.75×10^{-2}	6.88×10^3	2.84×10^9	6.88×10^3
5	8.50×10^{-2}	3.64×10^3	5.66×10^7	3.64×10^3
6	1.25×10^{-1}	5.18×10^3	3.74×10^9	5.18×10^3
7	2.25×10^{-1}	5.31×10^3	1.73×10^8	5.31×10^3
8	3.75×10^{-1}	2.70×10^5	8.58×10^8	2.70×10^5
9	5.75×10^{-1}	1.06×10^6	4.83×10^9	1.06×10^6
10	8.50×10^{-1}	3.81×10^6	1.27×10^7	3.81×10^6
11	1.25×10^0	1.14×10^7	6.23×10^8	1.14×10^7
12	1.75×10^0	1.97×10^4	2.53×10^3	1.97×10^4
13	2.25×10^0	6.05×10^1	2.23×10^2	6.05×10^1
14	2.75×10^0	4.30×10^{-1}	8.88×10^1	4.30×10^{-1}
15	3.50×10^0	1.66×10^{-4}	7.86×10^{-1}	1.66×10^{-4}
16	5.00×10^0	1.73×10^{-6}	8.30×10^{-6}	1.73×10^{-6}
17	7.00×10^0	0.00×10^0	9.33×10^{-7}	0.00×10^0
18	9.50×10^0	0.00×10^0	1.07×10^{-7}	0.00×10^0
合計		1.77×10^7	1.42×10^{10}	1.77×10^7

○使用済制御棒の冠水時及び露出時の線量率評価モデルについて

使用済制御棒は次に示すようにステンレスの制御棒貯蔵ハンガにハンドル部を通して格納されている。評価ではこの構造材を含めた使用済制御棒設置箇所を直方体の線源としてモデル化している（図3）。本来線源が存在しない使用済制御棒間にも線源が存在する想定をすることで、線源の体積としては約1.9倍となることから、実際よりも保守的なモデルとしている（図4）。

遮蔽評価をする際、線源材料にも密度を設定することで自己遮蔽等の評価を行う。本評価ではこちらの設定を使用済制御棒が冠水時(①)、一部露出時(②)、露出時(③)のいずれにおいても遮蔽性能の低い水として評価している。

実機体系では、露出時(③)において使用済制御棒間等は気中であるが、使用済制御棒はステンレスや炭化ホウ素（またはハフニウム）等で構成されるため、それらの自己遮蔽効果を期待できる。評価モデル上はこれらを一様に水として評価しているが、ステンレスや炭化ホウ素等の自己遮蔽効果が高いことに加え、線源以外にも制御棒貯蔵ハンガのような構造材があり、それらの遮蔽効果により保守性を確保している。

冠水時(①)、一部露出時(②)の状態においては使用済制御棒等の遮蔽効果に加えて、制御棒間の隙間等の気中であった箇所に水が入る為、遮蔽効果はさらに高まるが、評価においては露出時(③)と同様、水と設定して評価をすることでさらに保守的なモデルとなっている。

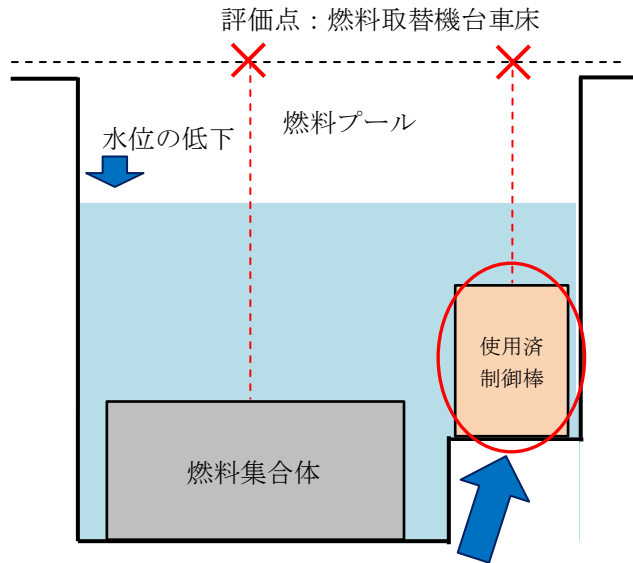
評価結果において、水位低下により使用済制御棒の露出が開始した際の現場の線量率と、完全に露出した後の現場の線量率にあまり差異がないことは、評価で上記に示すとおり冠水時(①)と露出時(③)を等しく、線源を水として評価しているためである（図5）。

<参考>

一例としてC o 60 を線源とした時のガンマ線の実効線量透過率の1 / 10 価層は水であると約70cmであるのに対して、鉄（密度：7.87g/cm³）であると約9cmとなり、これらの遮蔽性能が水と比べて大きいことが分かる。

参考文献：アイソトープ手帳 11 版 公益社団法人日本アイソトープ協会

各線源の真上に燃料取替機台車床があると仮定した場合の距離を設定し，各評価点での線量率を合計



水位低下時での制御棒の線源モデル方法について以降に詳細を示す

図3 燃料プール概要図

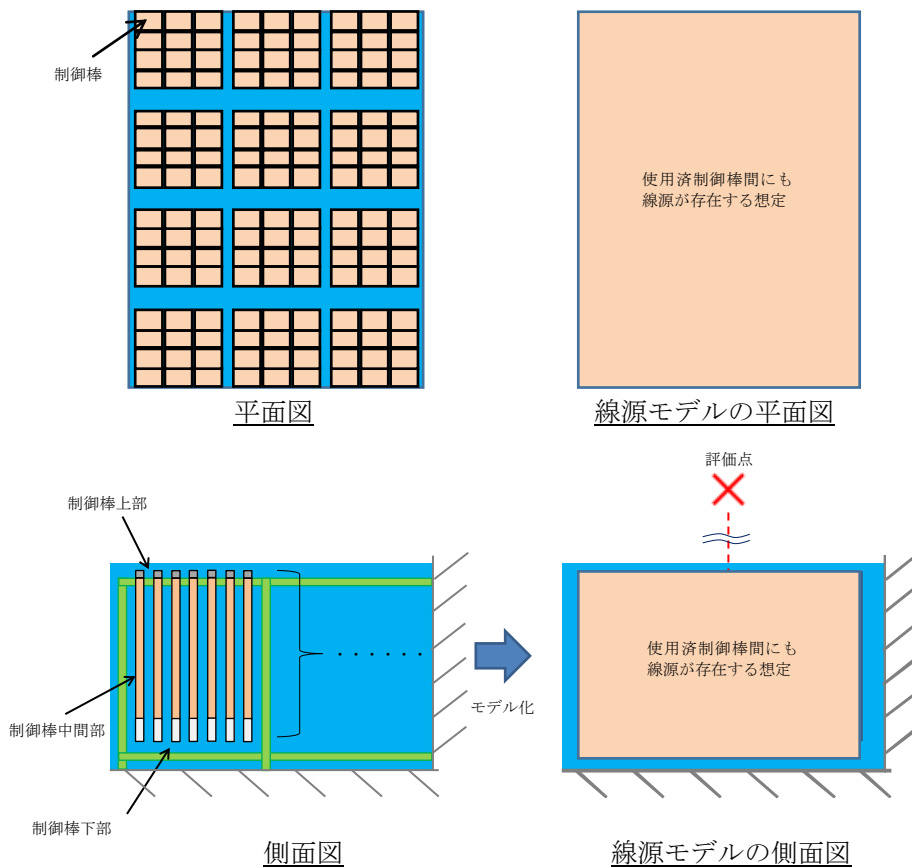
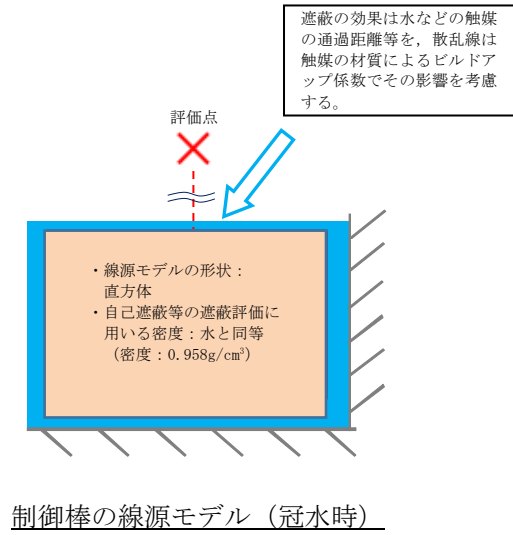
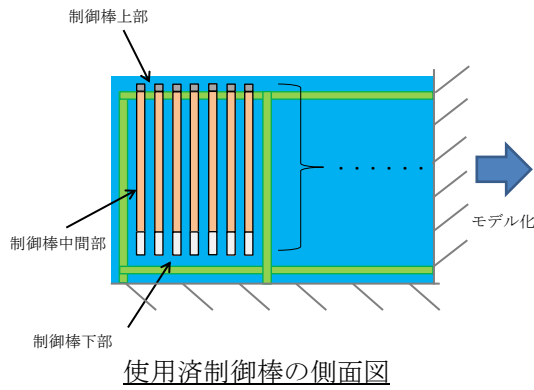
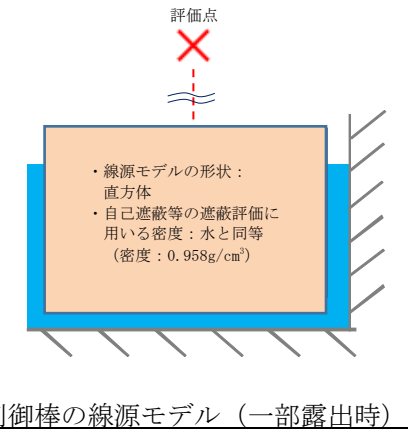
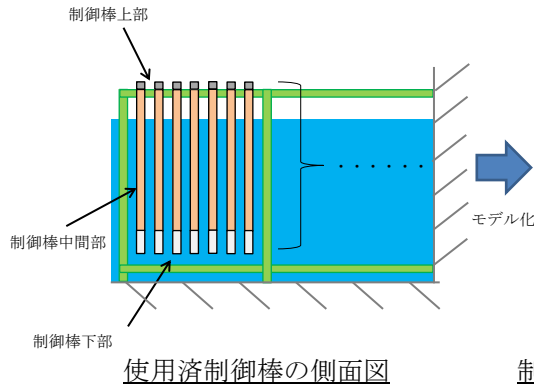


図4 使用済制御棒の線量率評価モデル

①冠水時



②一部露出時



③露出時

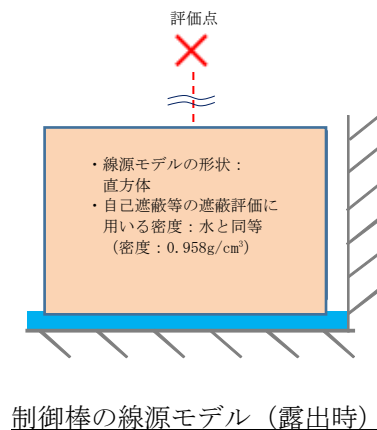
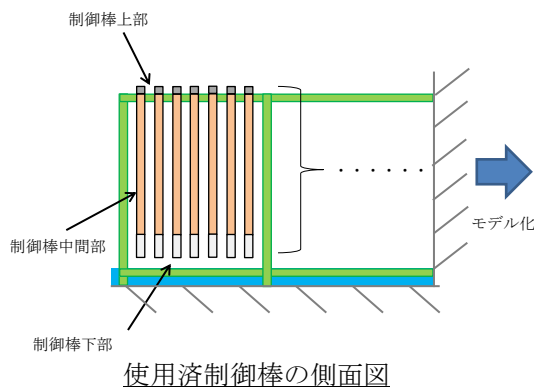


図5 使用済制御棒の冠水時及び露出時の線量率評価モデル

3. 線量率の評価

線量率は、QAD-CGGP 2Rコードを用いて評価している。

一般的に点減衰核積分法では、線源領域を細分化し点線源で近似を行い、各点線源から評価点までの媒質の通過距離から非散乱ガンマ線束を求める。これにビルドアップ係数を掛け、線源領域全空間で積分した後、線量率換算係数を掛けることで評価点での線量率を求める。

QAD-CGGP 2Rコードでは、式③を用い、線量率を計算している。図6にQAD-CGGP 2Rコードの計算体系を示す。

$$D_j = \sum_i F_j \cdot \frac{S_{ij}}{4 \cdot \pi \cdot R_i^2} \cdot e^{\left(-\sum_k \mu_{jk} \cdot t_k\right)} \cdot B_{ij} \dots \textcircled{3}$$

j : エネルギー群番号

i : 線源点番号

k : 領域番号 (遮蔽領域)

F_j : 線量率換算係数

S_{ij} : i 番目の線源点で代表される領域の体積で重みづけされたエネルギー j 群の点線源強度

R_i : i 番目の線源点と計算点の距離

B_{ij} : ビルドアップ係数

μ_{jk} : 領域 k におけるエネルギー j 群の γ 線に対する線吸収係数

t_k : 領域 k を γ 線が透過する距離

これにより求められたエネルギー第 j 群の線量率 D_j から、全ての線源エネルギー群について加えることによって全線量率を計算している。

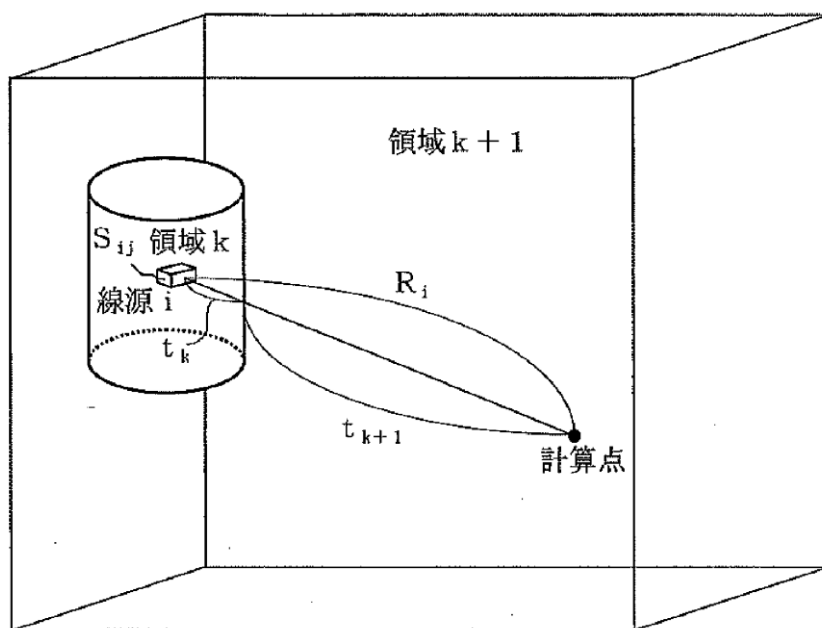


図6 QAD-CGGP 2Rコードの評価体系

4. 線量率を求める際の評価点と放射線遮蔽が維持される水位について

(1) 線量率を求める際の評価点

線源からの線量率を求める際に設定する評価点は、燃料プールの上部にあ
る燃料取替機台車床とした。なお、評価では図1及び図2の線量率評価モデル
に示すようにプール躯体による遮蔽は考慮せず、線源から評価点までの距離を
入力として評価している。

(2) 放射線の遮蔽が維持される水位

想定事故1, 2及び運転停止中の各有効性評価において、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、必要な放射線
の遮蔽の目安を10mSv/hとすると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に対して余裕のある値である。
目安とした線量率は後述する定期検査作業時での原子炉建物4階(燃料取替
階)における現場線量率の実績値についても考慮した値である。(詳細につい
ては「<補足>必要な遮蔽の目安とした10mSv/hの設定について」を参照)。

想定事故1, 2での必要な遮蔽水位は図7より島根原子力発電所2号炉にお
いて約4.8mとなり、開始水位から約2.6mが低下した水位である。なお、通常
時であっても作業によって現場線量率が上昇することが考えられる。原子炉建
物4階(燃料取替階)における作業の例として、蒸気乾燥器の取り外し作業に
おいて、島根原子力発電所2号炉での実績は、約1mSv/h(設置する遮蔽体の
遮蔽効果に期待した場合の値を示す、設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待しない
場合は約2.6mSv/hとなる)であった。

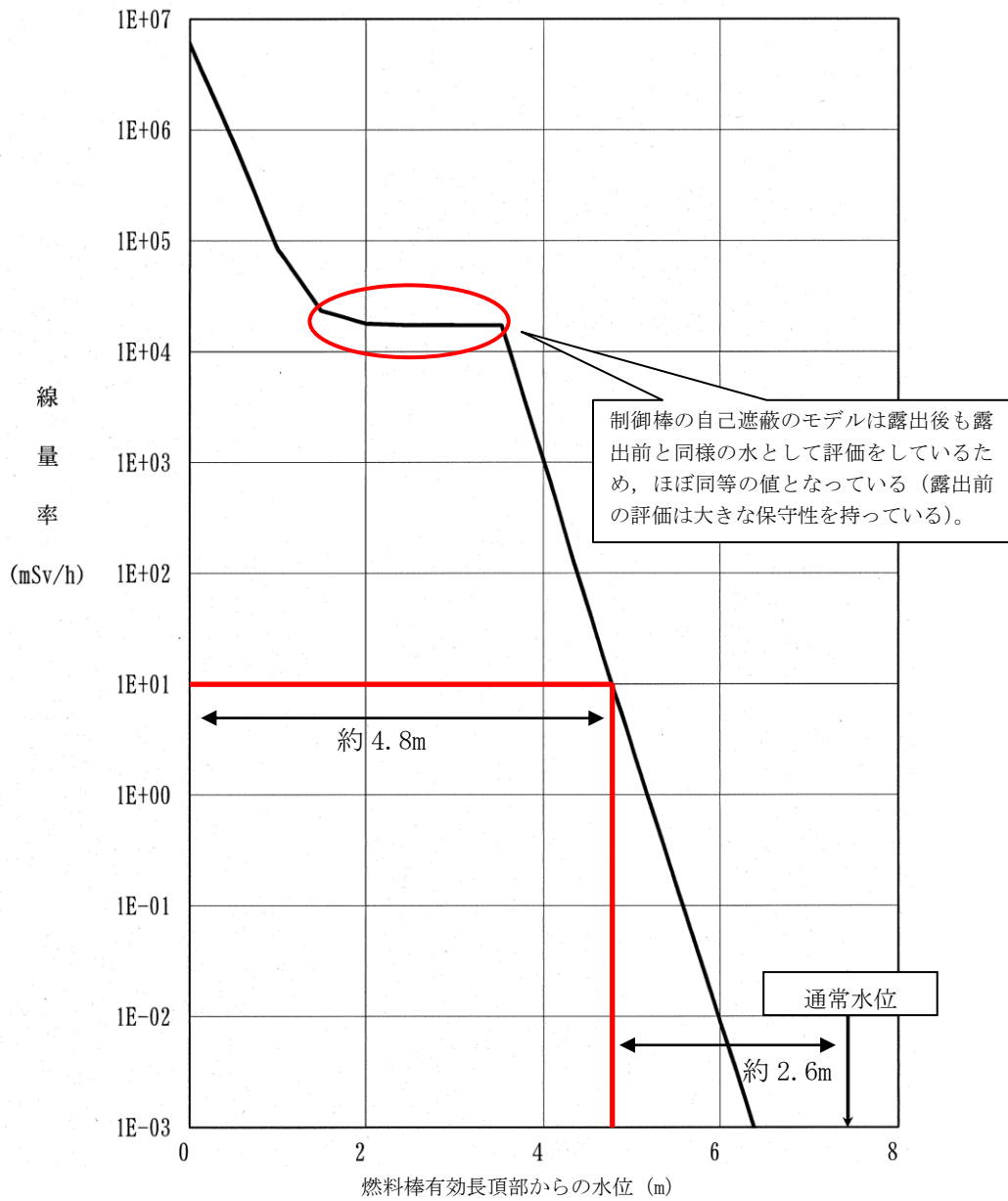


図7 放射線の遮蔽が維持される水位

<補足>必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h の設定について

- ① 緊急作業時における被ばく限度（100mSv）と現場での作業時間を踏まえた遮蔽水位の目安について

<原子炉建物4階（燃料取替階）での作業時間>

- ・有効性評価（燃料プール及び停止中）において、基本的には原子炉建物4階（燃料取替階）でのアクセス又は現場操作に期待しておらず、また、作業を想定する場合※においても2時間を超えるものはない。
- ・事象発生時に原子炉建物4階（燃料取替階）にいる一般作業員の退避については2時間以内で実施可能である。

※想定事故1, 2において燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル使用）を使用する場合の可搬型スプレイノズル及びホースの設置作業においても、同様に現場へのアクセス及び現場操作を含めて2時間以内で実施可能である。

以上より、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、必要な放射線の遮蔽の目安を10mSv/hとすると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に対して余裕のある値である。

- ② 定期検査作業時での原子炉建物4階（燃料取替階）における現場線量率の実績値

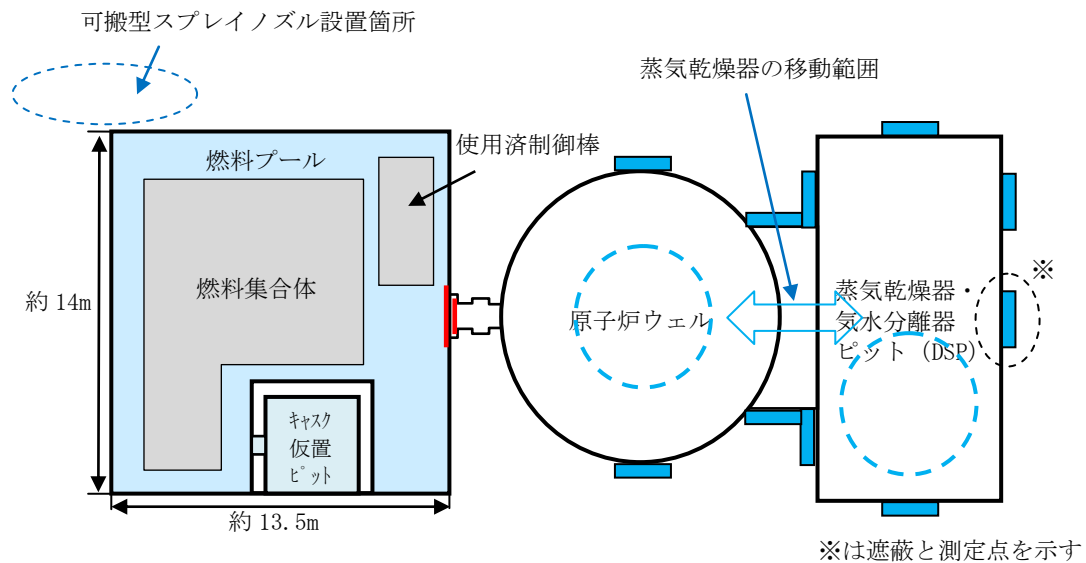
通常時であっても作業によって現場線量率が上昇することが考えられる。原子炉建物4階（燃料取替階）における作業の例として、蒸気乾燥器の取り外し作業では、島根原子力発電所2号炉の実績で約2.6mSv/h（設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待しない場合の測定点）及び約1mSv/h（設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待する場合の測定点）であった。なお、蒸気乾燥器の移動範囲及び作業場所による線量率の測定点は図8に示す。

- ③ 蒸気乾燥器移動時に重大事故等が発生した場合の蒸気乾燥器からの影響について

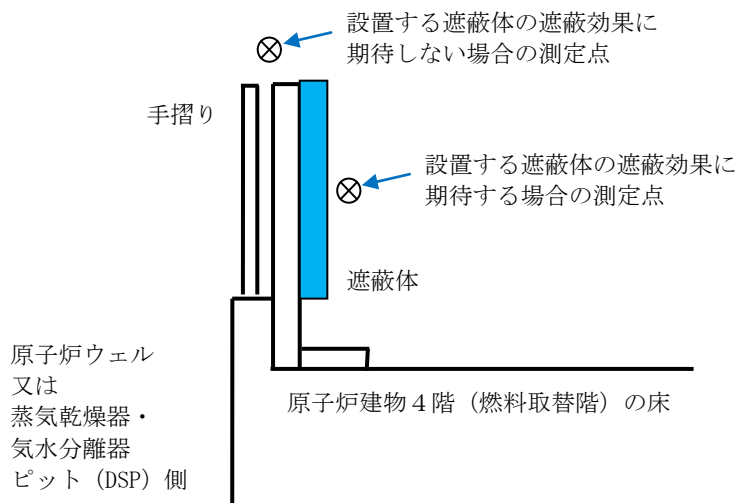
蒸気乾燥器移動時の事故発生を想定した際、原子炉ウェル又はD S P廻りの空間線量率は、②の遮蔽に期待できない測定点で示すように遮蔽の目安（10mSv/h）を超えることはないが、仮に②の遮蔽に期待できない測定点での空間線量率が遮蔽の目安（10mSv/h）を超える場合であっても、有効性評価での重大事故等対策において、移動中の蒸気乾燥器近傍での作業はなく、重大事故等対策

を実施する現場操作場所での空間線量率が必要な遮蔽の目安（10mSv/h）を超えることはない。

なお、作業員の退避についても同様である。



(a) 蒸気乾燥器の移動範囲



(b) 遮蔽と測定点の位置（(a)の図の中で※で示す箇所の断面）

図8 蒸気乾燥器の移動範囲及び作業場所による線量率の測定点

安定状態について（想定事故 1）

想定事故 1（燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能喪失）の安定状態については以下のとおり。

燃料プール安定状態：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燃料プールへの注水により，燃料プール水位を回復・維持することで，燃料の冠水，放射線遮蔽及び未臨界が維持され，燃料プールの保有水の水温が安定し，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定状態が確立されたものとする。

【安定状態の確立について】

燃料プールの安定状態の確立について

燃料プールのスプレイ系を用いた燃料プールへの注水を実施することで，燃料プール水位が維持され，燃料プールの安定状態が確立される。

また，重大事故等対策時に必要な要員が確保可能であり，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安定状態を維持できる。
また，燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水を継続し，残留熱除去系又は燃料プール冷却系を復旧し，復旧後は復水輸送系等によりスキマサージタンクへの補給を実施する。燃料プールの保有水を残留熱除去系等により冷却することによって，安定状態後の状態維持のための冷却が可能となる。

（添付資料 2. 1. 2 別紙 1 参照）

島根 2 号炉 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

島根 2 号炉の燃料プールでは、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵されている。燃料プールには、通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが、臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率として 1.30（ウラン燃料の場合）、1.23（MOX燃料の場合）を仮定している。また、プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率及びラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。

仮に燃料プール水が沸騰や喪失した状態及び燃料プールのスプレイ系等が作動する状態を想定し、燃料プールの水密度が減少した場合を考えると、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果がある。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。

低水密度状態を想定した場合の燃料プールの実効増倍率は上記の 2 つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組み合わせによっては通常の冠水状態と比較して臨界評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、島根 2 号炉の燃料プールにおいて水密度を $1.0 \sim 0.0 \text{ g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を評価したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果である隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。計算体系を図 1、解析結果を図 2 及び図 3 に示す。

なお、解析には米国オークリッジ国立研究所（ORNL）により米国原子力規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用に作成された 3 次元多群輸送評価コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用いた。

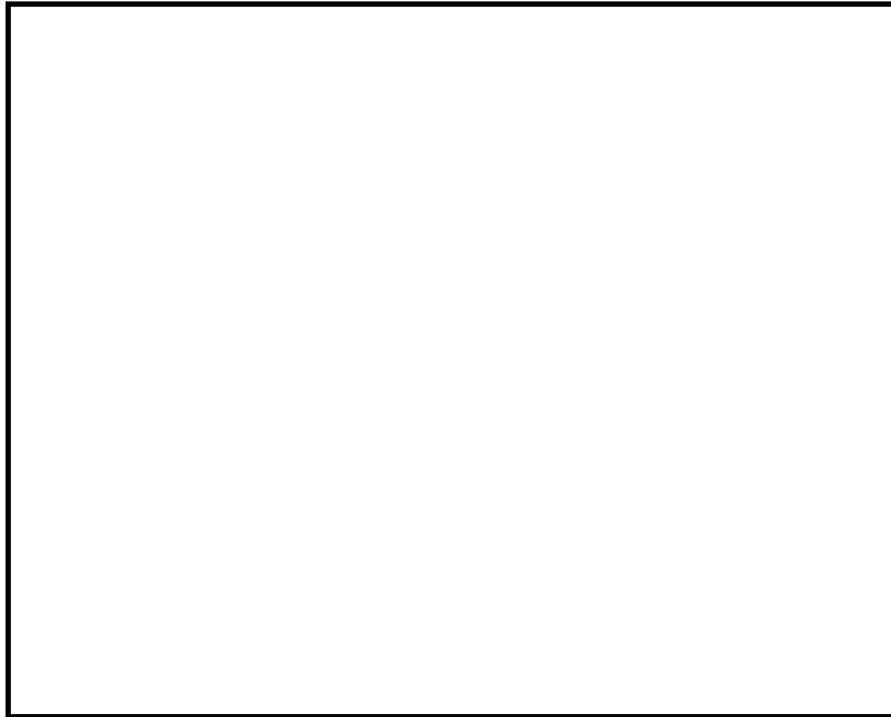


図1 燃料貯蔵ラックの計算体系

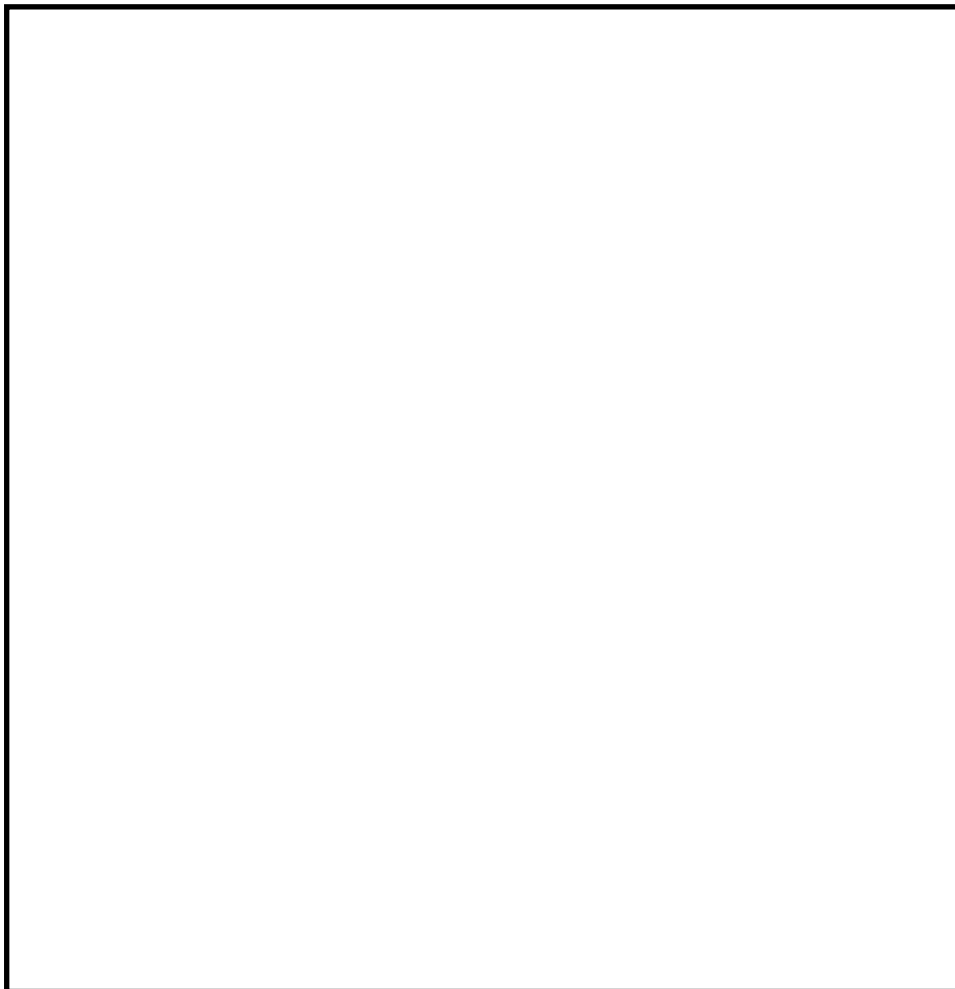


図2 実効増倍率の水密度依存性（ウラン燃料）

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。

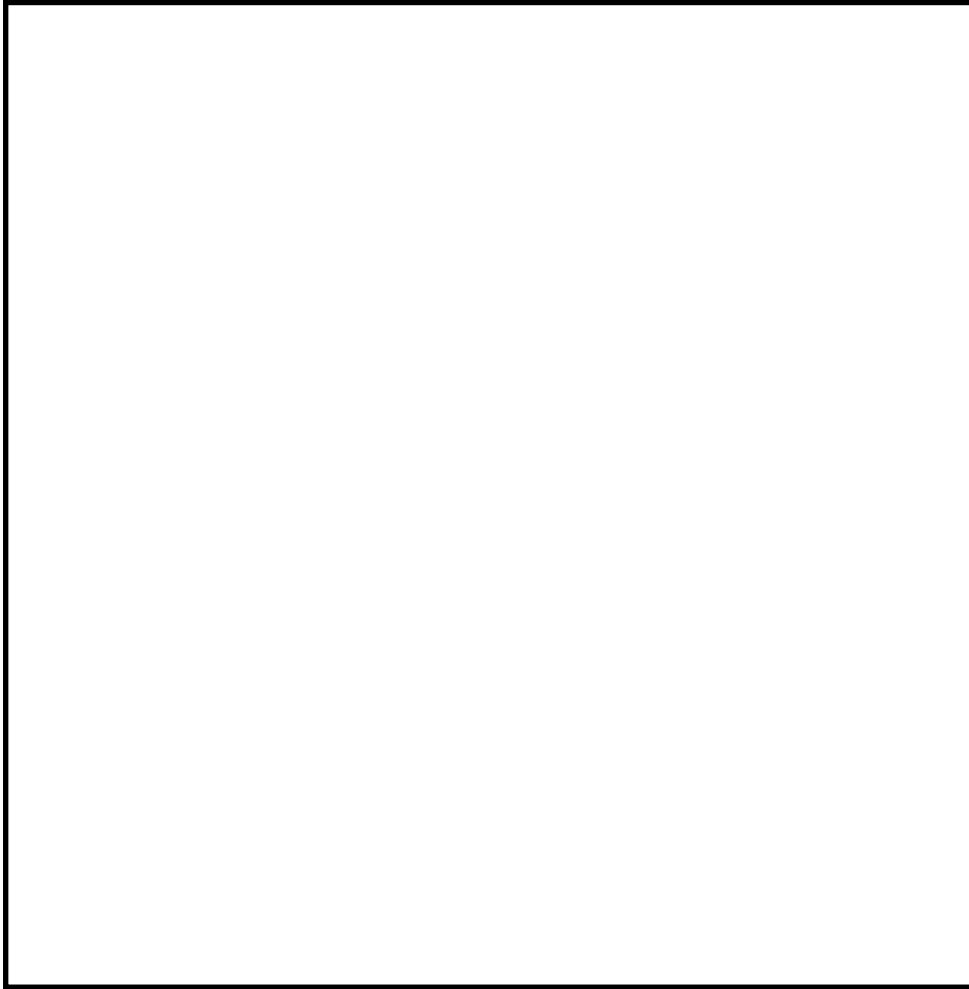


図3 実効増倍率の水密度依存性 (MOX燃料)

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。

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 / 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			
燃料プールの保有水量	約 1,599m ³	約 1,599m ³	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定	燃料プール水位及びプールゲートの状態の不確かさに含まれる。	燃料プール水位及びプールゲートの状態の不確かさに含まれる。
	通常水位	通常水位付近		<p>最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、燃料プール水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は短くなる。条件によっては想定する冷却機能喪失による異常認知より早くなり、それにより操作開始が早くなるが、注水操作は冷却機能喪失による異常の認知を起点として操作を開始するため、その起点より操作開始が遅くなることはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、燃料プール水位が最大で約 0.84m (スロッシング量: 140m³) 低下し、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 1.2 日 (10mSv/h の場合) となり、それ以降は原子炉建物 4 階 (燃料取替階) の線量率が 10mSv/h を超えることから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド使用) による燃料プールへの注水操作は、屋外から実施できるため線量の影響が小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、燃料プール水位が通常水位から燃料棒有効長頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル (通常水位から約 0.27m 下) とした場合であっても、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 1.5 日 (10mSv/h の場合)、燃料プール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 3.8 日あり、事象発生から 2 時間 30 分後までに燃料プールのスプレイ系による注水が可能となることから、評価条件となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、最大で約 0.84m (スロッシング量: 140m³) の水位の低下が発生するが、燃料プール水位が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 1.2 日 (10mSv/h の場合)、燃料棒有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は事象発生から約 3.5 日あり、事象発生から 2 時間 30 分後までに燃料プールのスプレイ系による注水が可能であることから、評価条件となるパラメータに与える影響は小さい。</p>
燃料プールの初期水温	65℃	約 17℃～約 40℃ (実測値)	運転上許容される上限値として設定	<p>最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料プールの初期水温より低くなり、沸騰開始時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、燃料プールのスプレイ系による燃料プールの注水操作は、燃料プールの初期水温に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料プールの初期水温より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、燃料プール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。</p> <p>また、自然蒸発、燃料プールの水温及び温度上昇の非一様性により、評価で想定している燃料プールの水位低下開始時間より早く水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位低下と比べて僅かであり、気化熱により燃料プールの水は冷却される。さらに、燃料プールの水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響は小さくなることから考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による燃料プールの水位の低下を開始すると想定した場合であっても、燃料プールの水位が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 1.4 日 (10mSv/h の場合)、燃料プール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 3.6 日あり、事象発生から 2 時間 30 分後までに燃料プールのスプレイ系による注水が可能となることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>

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となるパラメータと与える影響 (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と与える影響
	評価条件	最確条件			
燃料の崩壊熱	約 7.8MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・ 9×9 燃料 45GWd/t ・ MOX 燃料 33GWd/t	約 7.8MW 以下 (実績値)	原子炉停止後に最短時間 (原子炉停止後 10 日) で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて、使用済燃料貯蔵ラックに最大体数貯蔵されていることを想定し、ORIGEN2 を用いて算出	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崩壊熱より小さくなるため、燃料プール水温の上昇及び燃料プール水位の低下は緩和されるが、注水操作は、燃料の崩壊熱に応じた対応をとるのではなく、冷却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	プールの閉 (原子炉ウエル及びDSPの保有水量を考慮しない)	プールゲート開 (原子炉ウエル及びDSPの保有水量を考慮)	全炉心燃料取出直後においてプールのゲートは開放されていることが想定されるが、燃料プールの保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉を想定	最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉と比べ2倍程度となり、燃料プールの水温の上昇及び蒸発による燃料プール水位の低下は緩和されるが、燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水操作は、プールの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。
外部水源の容量	約 7,000m ³	約 7,000m ³ 以上 (合計貯水量)	通常時の水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、評価条件よりも水源容量の余裕が大きくなるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	—
燃料の容量	約 970m ³	約 970m ³ 以上 (合計貯蔵量)	通常時の運用値を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、評価条件よりも燃料容量の余裕が大きくなるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	—

※1 本評価値は、燃料プールの戻り水の影響を考慮していない保守的なものであり、これらを考慮するとスロッシング量が小さくなる。

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	安全機能の喪失に対する仮定	燃料プールの冷却機能及び冷却機能喪失	燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却系、残留熱除去系、復水輸送系等の機能喪失を設定	—	—
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展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	燃料プールの注水流量	48m ³ /h	燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッダ使用) による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定	燃料プールのスプレイ系による注水操作は、注水流量を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件で設定している燃料プールのスプレイ系による注水流量は、燃料の崩壊熱に相当する保有水の蒸発速度 (最大 13m ³ /h) より大きく、注水操作開始以降の流量であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

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	評価設定の考案方					
燃料ブールスブレイ系による燃料ブールへの注水	燃料ブールスブレイ系(常設データ使用)の系統構成に必要な準備時間は2時間10分であるが、燃料ブール水位の低下し始める時間から約7.9時間後であること設定	燃料ブールスブレイ系(常設データ使用)の系統構成に必要な準備時間は2時間10分であるが、燃料ブール水位の低下し始める時間から約7.9時間後であること設定	<p>【認知】 中央制御室にて機器ランプ表示，機器故障警報，系統流量指示計等にて異常を確認する。燃料ブールスブレイ系による燃料ブールへの注水操作の開始は事象発生から約7.9時間後であり，それまでに燃料ブール冷却系等の故障による燃料ブールの冷却機能及び注水機能の喪失を認識できる時間がある。</p> <p>【要員配置】 当該操作は緊急時対策要員が配置されており，操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 燃料ブールスブレイ系に用いる大量送水車は，事象発生後に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因事象の場合に，アクセスルートの被害があっても，ホイールローダ等にて必要なアクセスルートを回復旧でき体制としており，操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 燃料ブールスブレイ系による燃料ブールへの注水準備は，大量送水車の配置，ホース敷設，ポンプ起動及びホース接続口の弁の開操作である。</p> <p>移動時間も含め，これら準備操作に2時間10分を想定しており，他の操作はないため，燃料ブール冷却機能及び注水機能の喪失を認識した時点で注水準備が可能である。</p> <p>【他の並列操作有無】 燃料ブールスブレイ系による燃料ブールへの注水操作時に，他の並列操作はななく，操作時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 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>	当該操作は他の操作との重複はなく，燃料ブール冷却機能喪失による異常を認知した時点で注水準備に着手可能であり，その準備操作にかかる時間は2時間10分を想定していることから，実際の操作開始時間は約3.9日であり，事故を検知して注水を開始するまでの時間は約7.9時間後より早まる可能性があり，運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	実際の操作開始時間が早まり，燃料ブール水位の回復可能性があることかから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	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が事象発生から約1.7日(10mSv/h)，燃料ブール水位が燃料機有効長頂部まで水位が低下するまでの時間から事象発生から約3.9日であり，事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約7.9時間と設定していることから，時間余裕がある。	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から約7.9時間後以降としており，このうち，大量送水車への給油作業は，所要時間1時間40分想定のところ，訓練実績では約1時間30分である。想定で意図している操作が実施可能なことを確認した。
	操作条件	送水車等への燃料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	大量送水車の燃料枯渇までに実施すればよい作業であり，大量送水車による注水操作は，事象発生約7.9時間後以降適宜実施するものであり，十分な時間余裕がある。	大量送水車の燃料枯渇までに実施すればよい作業であり，大量送水車による注水操作は，事象発生約7.9時間後以降適宜実施するものであり，十分な時間余裕がある。	大量送水車への燃料補給	事象発生から約7.9時間後以降	大量送水車への燃料補給

7 日間における水源の対応について（想定事故 1）

○水源

輪谷貯水槽（西）：約 7,000 m³

○水使用パターン

①燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水

事象発生約 7.9 時間後から水位を維持できるよう崩壊熱相当の流量（13 m³/h）で注水を実施する。

○時間評価

燃料プールのスプレイ系による燃料プール注水が実施されているため輪谷貯水槽（西）水量は減少する。

○水源評価結果

事象発生約 7.9 時間後から崩壊熱相当の流量（13 m³/h）で注水を実施するため 7 日間では合計約 2,100 m³の水量が必要となり、十分に水量を確保しているため対応可能である。

(13 m³/h × (168h - 7.9h) ≒ 2,100 m³)

7日間における燃料の対応について（想定事故1）

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 700m^3	ディーゼル燃料 貯蔵タンクの容 量は約 730m^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) $0.927\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 155.736\text{m}^3$		
大量送水車 1台起動 $0.0652\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 10.9536\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 11m^3	ガスタービン発 電機用軽油タン クの容量は約 450m^3 であり、7 日間対応可能
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 9m^3	緊急時対策所用 燃料地下タンク の容量は約 45m^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。

4.2 想定事故 2

4.2.1 想定事故 2 の特徴，燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

「燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」において，燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，想定事故 2 として「サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し，燃料プールの水位が低下する事故」がある。

(2) 想定事故 2 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故 2 では，燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに，燃料プール注水機能が喪失することを想定する。このため，燃料プール水位が低下することから，緩和措置がとられない場合には，燃料は露出し，燃料損傷に至る。

本想定事故は，燃料プール水の漏えいによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため，重大事故等対策の有効性評価には，燃料プール水の漏えいの停止手段及び燃料プールの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，想定事故 2 では，燃料プール水の漏えいの停止及び燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水によって，燃料損傷の防止を図る。また，燃料プールのスプレイ系により燃料プール水位を維持する。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故 2 における機能喪失に対して，燃料プール内の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，サイフォンブレイク配管による漏えい停止機能及び燃料プールのスプレイ系^{※1}による燃料プールへの注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 4.2.1-1 図に，手順の概要を第 4.2.1-2 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 4.2.1-1 表に示す。

想定事故 2 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 26 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 16 名である。必要な要員と作業項目について第 4.2.1-3 図に示す。

※1 燃料プールのスプレイ系として，燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド使用）を想定する。なお，燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド使用）の注水手段が使用できない場合においては燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル使用）による対応が可能である。

a. 燃料プール水位低下確認

燃料プールを冷却している系統が停止すると同時に，燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し，燃料プール水位が低下することを確認する。

燃料プールの水位低下を確認するために必要な計装設備は，燃料プール水

位・温度（SA）等である。

b. 燃料プールの注水機能喪失確認

燃料プールの喪失した保有水を注水するため、復水輸送系等による燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により燃料プールへの注水準備が困難な場合、燃料プールへの注水機能喪失であることを確認する。

燃料プールの注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、燃料プール水位・温度（SA）等である。

c. サイフォンブレイク配管による燃料プール漏えい停止確認

燃料プールの水位低下に伴い発生する警報等により、燃料プールからの漏えいを認知し、初期水位から燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近まで水位が低下するが、サイフォンブレイク配管により漏えいが停止することを確認する。

d. 燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水

燃料プールのスプレイ系の準備は水位低下に伴う異常の認知を起点として冷却機能喪失又は注水機能喪失を確認し、開始する。準備が完了したところで、燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水を開始し、燃料プール水位を維持する。その後は、燃料プールの冷却系を復旧するとともに、燃料プールのスプレイ系の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽^{※2}を確保できる燃料プール水位より高く維持する。

燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水を確認するために必要な設備は、燃料プール水位・温度（SA）等である。

※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。想定事故2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。

原子炉建物4階（燃料取替階）での作業は、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル使用）を使用する場合における可搬型スプレイノズル及びホースの設置が想定される。

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。

この線量率となる燃料プール水位は通常水位から約2.6m下の位置である。

（添付資料4.1.2）

4.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

想定事故2で想定する事故は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、燃料プールの水位が低下する事故」である。

なお、燃料プールの保有水の漏えいを防止するため、燃料プールには排水口を設けない設計としており、また、燃料プール冷却系はスキマ堰を越えてスキ

マサージタンクに流出する水を循環させる設計とするとともに、燃料プールに入る配管には逆止弁を設け、配管からの漏えいがあってもサイフォン現象による燃料プール水の流出を防止する設計としている。燃料プールに入る配管の逆止弁は動力を必要としない設計であり、信頼性は十分高いと考えられるが、本想定事故では固着を想定する。

想定事故2では、残留熱除去系配管の破断発生後、サイフォン現象による燃料プール水の漏えい及び崩壊熱による燃料プール水温の上昇、沸騰及び蒸発によって燃料プール水位は低下する。サイフォンブレイク配管による漏えい停止及び燃料プールへの注水により、燃料プール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。なお、燃料プール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で、燃料棒有効長頂部は冠水が維持される。

未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故2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 4.1.4, 4.2.1)

(2) 有効性評価の条件

想定事故2に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第4.2.2-1表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故2特有の評価条件を以下に示す。

なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳しい条件である、原子炉運転停止中の燃料プールを前提とする。原子炉運転中の燃料プールは、崩壊熱が原子炉運転停止中の燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになること、また、より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に包絡される。

(添付資料 4.1.1)

a. 初期条件

(a) 燃料プールの初期水位及び初期水温

燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、燃料プールと隣接する原子炉ウェルの中に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。また、燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の65℃とする。

(b) 崩壊熱

燃料プールには貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後10日）で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して、燃料プールの崩壊熱は約7.8MWを用いるものとする。

なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約13m³/hである。

b. 事故条件

(a) 安全機能の喪失に対する仮定

燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却系、残留熱除去系、復水輸送系等の機能を喪失するものとする。

(b) 配管破断の想定

燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいとして、残留熱除去系配管^{※3}の全周破断を想定する。

※3 燃料プールに入る配管でサイフォン現象による漏えい発生の可能性のあるものは、燃料プール冷却系のディフューザ配管以外になく、よって当該配管に接続される系統のうち、配管内径及び破断時の高さ等の漏えい発生時の影響を考慮して設定。

(c) サイフォン現象による燃料プール水位の低下

燃料プール冷却系配管及び残留熱除去系配管に設置されている逆止弁については、燃料プール冷却系の配管で想定される異物の弁への噛み込みにより固着し、逆止弁の機能が十分に働かない状態を仮定する。このとき、サイフォン現象により燃料プール水位は低下するが、サイフォンブレイク配管の効果により、燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近（通常水位から約0.35m下）までの低下にとどまる。

なお、評価においては燃料プールの水位は、燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近まで瞬時に低下するものとする。

(添付資料 4.2.1)

(d) 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、燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点から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) 燃料プールのスプレイ系

燃料プールへの注水は、大量送水車1台を使用するものとし、崩壊熱による燃料プール水の蒸発量を上回る $48\text{m}^3/\text{h}^{\ast 4}$ にて注水する。

※4 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド使用）、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル使用）の注水容量はともに $48\text{m}^3/\text{h}$ 以上である。

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) 燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水は、復旧班要員の移動及び注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生約7.6時間後から開始する。

(3) 有効性評価の結果

想定事故2における燃料プール水位の推移を第4.2.2-1図に、燃料プール水位と線量率の関係を第4.2.2-2図に示す。

a. 事象進展

残留熱除去系配管の破断発生後、サイフォン現象によって、燃料プール水

は漏えいし、燃料プール水位は燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近まで低下する。スキマ堰を越える水がなくなるためスキマサージタンクの水位低下又は燃料プールの水位低下に伴い発生する警報により異常を認知する。燃料プール水位・温度（S A）等により、燃料プールからの漏えいが発生したこと及びサイフォンブレイク配管によりサイフォン現象による漏えいが停止したことを確認する。また、燃料プールの喪失した保有水を注水するため、復水輸送系等による水の注水準備を行うが復水輸送系等が使用不可能な場合、燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水準備を行う。

燃料プールの冷却機能が喪失した後、燃料プール水温は約 4.6°C/h で上昇し、事象発生から約 7.6 時間後に 100°C に達する。その後、蒸発により燃料プール水位は低下し始めるが、事象発生から 2 時間 30 分後までに燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水準備が完了し、事象発生から約 7.6 時間経過した時点で燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水を開始することから、燃料プール水位は維持される。

その後は、燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プールスプレイ系により、蒸発量に応じた量を燃料プールに注水することで、燃料プール水位を維持する。

b. 評価項目等

燃料プール水位は第 4.2.2-1 図に示すとおり、通常水位から約 0.35m 下まで低下するに留まり、燃料棒有効長頂部は冠水維持される。燃料プール水温については約 7.6 時間で沸騰し、その後 100°C 付近で維持される。

また、第 4.2.2-2 図に示すとおり、燃料プール水位が通常水位から約 0.35m 下の水位となった場合の線量率は約 1.0×10^{-3} mSv/h 以下であり、必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h と比べて低いことから、この水位において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。

燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、本事象においても未臨界は維持される。

事象発生約 7.6 時間後から燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水を行うことで蒸発量に応じた燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できる。

本評価では、「1.2.3.2 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 4.1.2, 4.2.3)

4.2.3 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。

想定事故 2 では、サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、燃料プールの水位が低下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、燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水操作とする。

(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4.2.2-1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7.8MWに対して最確条件は約7.8MW以下であり、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燃料の崩壊熱より小さくなるため、燃料プール水温の上昇及び水位の低下は緩和されるが、燃料プルスプレイ系による燃料プールへの注水操作は燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認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。

初期条件の燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約17℃～約40℃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燃料プールの初期水温より低くなり、沸騰開始時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、燃料プルスプレイ系による燃料プールへの注水操作は燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認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。

初期条件の燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、燃料プール水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間及び燃料プール水位の低下による異常の認知の時間は短くなるが、燃料プルスプレイ系による燃料プールへの注水操作は初期水位に応じた対応をとるものではなく、燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認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。

初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、燃料プール水位が最大で約0.84m低下し、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1.2日(10mSv/hの場合)となり、それ以降は原子炉建物4階(燃料取替階)の線量率が10mSv/hを超えることから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、燃料プルスプレイ系(常設スプレイヘッド使用)による燃料プールへの注水操作は、屋外から実施できるため線量の影響が小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の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、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、燃料

プールの水温の上昇及び蒸発による燃料プール水位の低下は緩和されるが、燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認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。

配管破断の想定及びサイフォン現象による燃料プール水位の低下は、破断面積及び弁の開口面積に応じて水位低下速度が変動するが、本評価では、サイフォンブレイク配管による漏えい停止を考慮しており、燃料プール水位が燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近（通常水位から約0.35m 下）まで瞬時に低下するものとしていることから、事象進展に影響はなく、また、燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水操作は水位低下速度に応じた対応をとるものではなく、水位低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであるため、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

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約7.8MWに対して最確条件は約7.8MW以下であり、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燃料の崩壊熱より小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約17℃～約40℃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燃料プール水温より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、燃料プール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。

また、自然蒸発、燃料プールの水温及び温度上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による燃料プール水位の低下開始時間より早く燃料プール水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べて僅かであり、気化熱により燃料プール水は冷却される。さらに、燃料プール水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合であっても、燃料プール水位が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1.2日（10mSv/hの場合）、燃料プール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3.4日あり、事象発生から2時間30分後までに燃料プールのスプレイ系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、燃料プール水位が初期水位から燃料棒有効長頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から約0.27m 下）^{*5}とした場合であっても、漏えいにより瞬時に水位が低下しサイフォンブレイク配管により燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近（通常水位から約0.35m 下）で停止するものとしていることから、評価項目となるパラ

メータに与える影響はない。

初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、最大で約0.84mの水位の低下が発生するが、燃料プール水位が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1.2日（10mSv/hの場合）、燃料プール水位が通常水位から燃料棒有効長頂部まで低下する時間は事象発生から約3.5日あり、事象発生から2時間30分後までに燃料プルスプレイ系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、燃料プール水温の上昇及び蒸発による燃料プール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。

配管破断の想定及びサイフォン現象による燃料プール水位の低下は、破断面積及び弁の開口面積に応じて水位低下速度が変動するが、本評価では、サイフォンブレイク配管による漏えい停止を考慮しており、燃料プール水位が燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近（通常水位から約0.35m下）まで瞬時に低下するものとしていることから、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。

※5 燃料プール水位低の警報設定値：通常水位-272mm

(添付資料4.2.4)

b. 操作条件

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

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の燃料プルスプレイ系による燃料プールへの注水操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から約7.6時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、当該操作は他の操作との重複はなく、燃料プールの冷却機能喪失又は水位低下による異常を認知した時点で注水準備に着手可能であり、その準備操作にかかる時間は2時間10分を想定していることから、実態の操作開始時間は想定している事象発生から約7.6時間後より早まる可能性があり、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

操作条件の燃料プルスプレイ系による燃料プールへの注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、評価上の操作完了時間に対して、実際に見込まれる操作完了時間が早くなる可能性がある。この場合、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余裕は、注水操作に対して約1.5日（10mSv/hの場合）と操作に対して十分な時間余裕があることから、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4.2.4)

(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。

操作条件の燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水操作は、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が約1.5日（10mSv/hの場合）、燃料プール水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間が約3.7日であり、事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約7.6時間後と設定していることから、時間余裕がある。

(添付資料4.2.4)

(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。

4.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故2において、重大事故等対策時における必要な要員は、「4.2.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり26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。

なお、今回評価した原子炉運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故2の対応が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中を想定した場合、燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いいため、操作時間余裕が十分長くあり（原子炉運転開始直後を考慮しても燃料プール水が100℃に到達するまで最低でも1日以上）、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため、緊急時対策要員により対応可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故2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

燃料プールスプレイ系による燃料プール注水については、7日間の対応を考慮すると、約2,100m³の水が必要である。水源として、輪谷貯水槽（西）に約7,000m³の水量を保有しており、水源を枯渇させることなく7日間の注水継続実施が可能である。

(添付資料4.2.5)

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700m³の軽油が必要となる。ディーゼル燃料貯蔵タンクにて約730m³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日間の運転継続が可能である。

燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水については、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11m³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450m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水について、7日間の運転継続が可能である。

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9m³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45m³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4.2.6)

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。

4.2.5 結論

想定事故2では、燃料プールに入る配管からの漏えいが発生した際に逆止弁の機能が十分に働かず、サイフォン現象等による燃料プール水の小規模な喪失が発生し、かつ、燃料プールへの水の注水にも失敗して燃料プール水位が低下することで、やがて燃料が露出し燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故2に対する燃料損傷防止対策としては燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水手段を整備している。

想定事故2について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水により、燃料プール水位を維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。

また、燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。

その結果、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を維持できることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

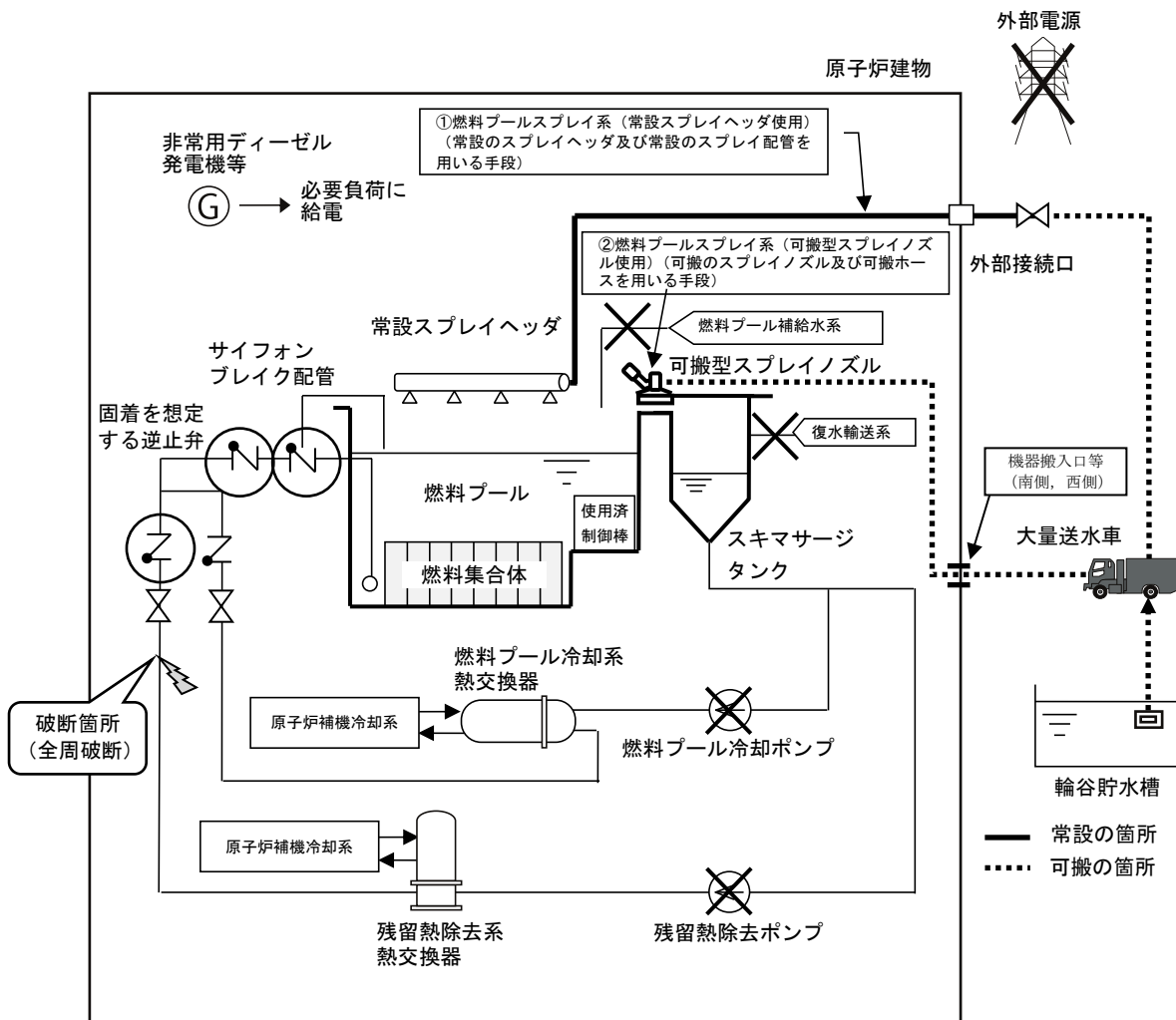
評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及

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。

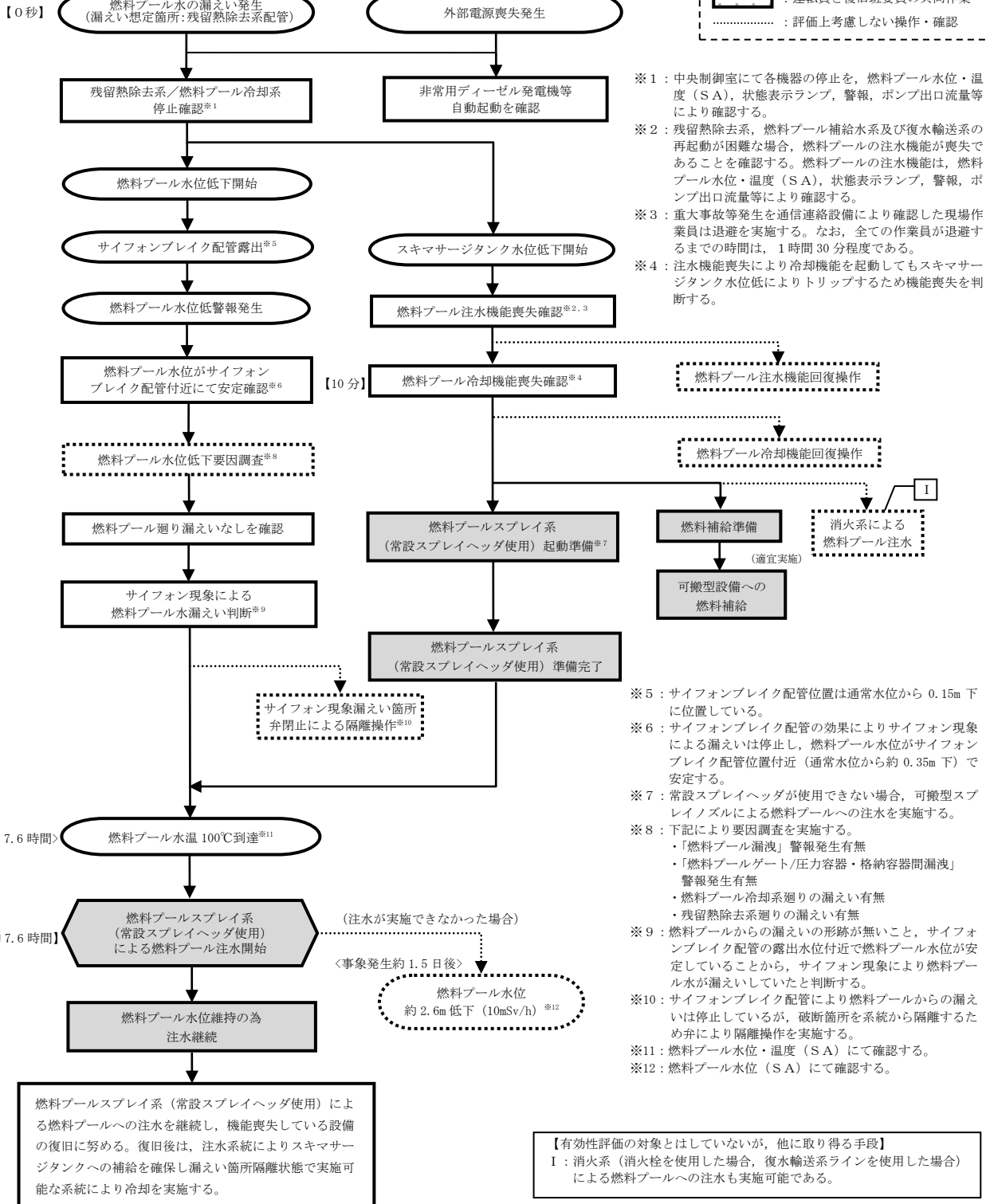
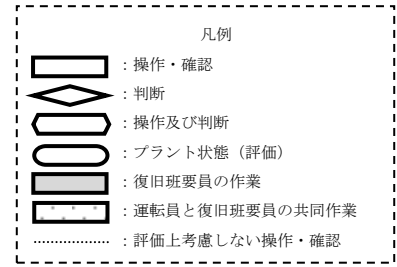
以上のことから、燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故2に対して有効である。



第 4.2.1-1 図 「想定事故 2」の重大事故等対策の概略系統図
(燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水)

プラント前提条件
 ・プラント停止後 10 日目
 ・全燃料取出し及びプールゲート「閉」

【 】：時刻（評価条件）
 < >：時刻（評価結果）



第 4.2.1-2 図 「想定事故 2」の対応手順の概要

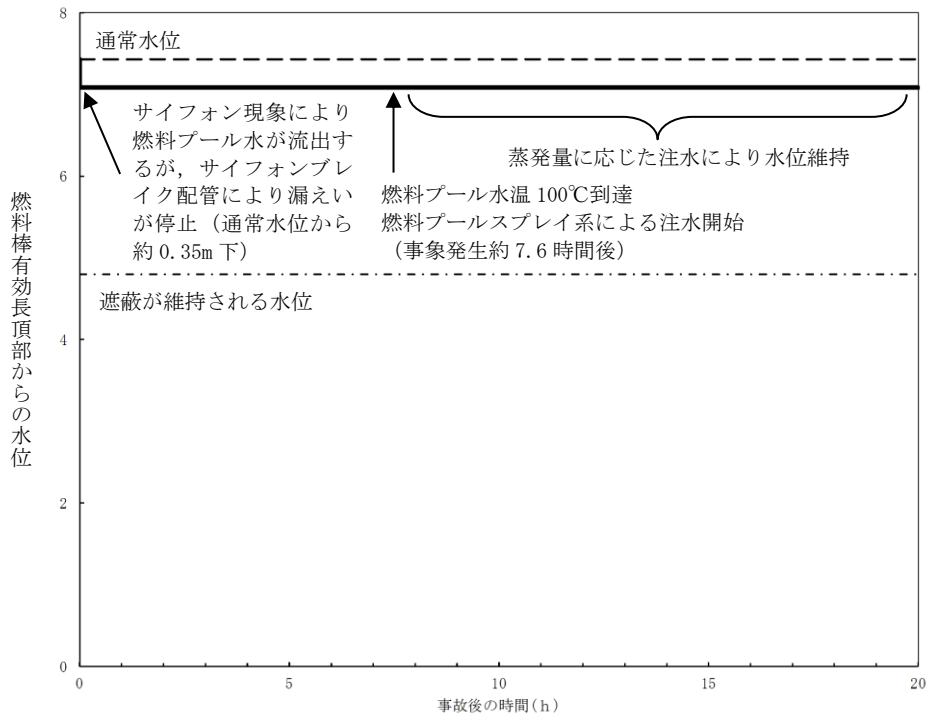
想定事故 2

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 (時間)						経過時間 (日)			備考				
	責任者	当直長	1人	中央制御室監視 運転操作指揮 緊急時対策本部連絡		10	20	30	40	50	60	1	2	3	4	5	6	7	8	9		10	11	5	6
状況判断	1人 A	—	—	—	・ 燃料プール水漏えい発生確認 ・ 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 ・ 残留熱除去系停止/燃料プール冷却系停止確認 ・ 燃料プール水位がサイフォンブレイク配管付近にて安定確認 ・ 燃料プール注水機能喪失確認 ・ 燃料プール冷却機能喪失確認 ・ 燃料プール水位・温度監視	10分																			
燃料プール冷却機能回復操作	—	—	—	—	・ 残留熱除去系, 燃料プール冷却系 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
燃料プール注水機能回復操作	—	—	—	—	・ 残留熱除去系, 燃料プール補給水系, 復水輸送系 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
燃料プール水位低下要因調査	(1人) A	—	—	—	・ 警報確認による要因調査	10分																			評価上考慮せず
	—	2人 B, C	—	—	・ 現場確認		1時間																		評価上考慮せず
	—	—	—	—	・ 隔離操作																				評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する
燃料プールのスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プール注水	—	—	14人 a~n	—	・ 放射線防護具準備	10分																			
	—	—	—	—	・ 大量送水車による燃料プールへの注水準備 (大量送水車配置, ホース展張, 接続)		2時間10分																		
	—	—	(2人) a, b	—	・ 大量送水車による燃料プールへの注水																				適宜実施
燃料プールのスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プール注水	—	—	—	—	・ 大量送水車による燃料プールへの注水準備 (大量送水車配置, ホース展張, 接続)																				評価上考慮せず 常設スプレイヘッド使用不可の場合要員を確保して対応する
	—	—	—	—	・ 大量送水車による燃料プールへの注水																				
燃料補給準備	—	—	2人 o~p	—	・ 放射線防護具準備	10分																			
	—	—	—	—	・ ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給		1時間40分																		タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから補給
燃料補給作業	—	—	—	—	・ 大量送水車への補給																				適宜実施
必要人員数 合計	1人 A	2人 B, C	16人 a~p	—																					

() 内の数字は他の作業終了後, 移動して対応する人員数。

原子炉運転中における燃料プールでの事故を想定した場合, 事象によっては, 原子炉における重大事故の対応と燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故の対応が重畳することも考えられる。しかし, 燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いことから時間余裕が十分長く(運転開始直後を考慮しても燃料プールの保有水が100℃に到達するまで1日以上), 原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となるため, 緊急時対策要員により対応可能である。

第 4.2.1-3 図 「想定事故 2」の作業と所要時間



第 4. 2. 2-1 図 燃料プール水位の推移 (想定事故 2)

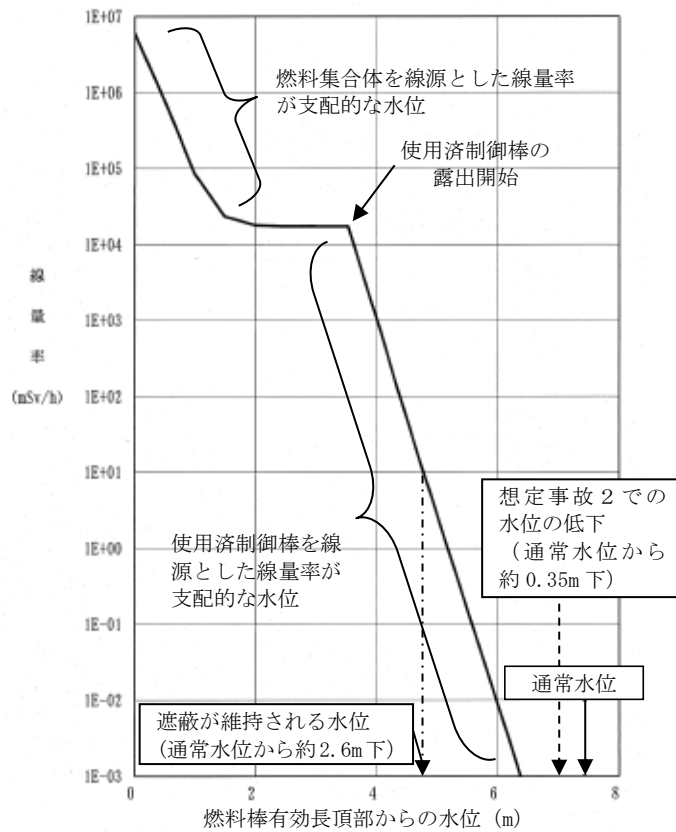


図 4. 2. 2-2 図 燃料プール水位と線量率 (想定事故 2)

第 4.2.1-1 表 「想定事故 2」の重大事故等対策について (1 / 2)

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
燃料プールの水位低下確認	燃料プールを冷却している系統が機能喪失すると同時に、燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、燃料プール水位が低下することを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【ディーゼル燃料貯蔵タンク】	-	燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む)
燃料プールの注水機能喪失確認	燃料プールの水位低下分を注水するため、復水輸送系等による燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作による燃料プールへの注水準備が困難な場合、燃料プールへの注水機能喪失であることを確認する。	-	-	【残留熱除去ポンプ出口圧力】 【残留熱除去ポンプ出口流量】 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む)
サイフォンブレイク配管による燃料プール漏えい停止確認	燃料プールの水位低下に伴い発生する警報等により、燃料プールからの漏えいを認知し、初期水位から燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近まで水位が低下するが、サイフォンブレイク配管により漏えいが停止することを確認する。	-	-	燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む)

【 】：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 4.2.1-1 表 「想定事故 2」の重大事故等対策について (2/2)

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
燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水	燃料プールのスプレイ系の準備が完了したところで、燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水により燃料プールの水位を維持する。その後は、燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、燃料プール水位を維持する。	常設スプレイヘッド ガスタービン発電機用軽油タンク	大量送水車 タンクローリ	燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 燃料プールの監視カメラ (SA) (燃料プールの監視カメラ用冷却設備を含む)
燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイ系 (可搬型スプレイノズル使用) による燃料プールへの注水	常設スプレイヘッドが使用できない場合、燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル使用) による燃料プール注水により、燃料プールの水位を維持する。その後は、燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、燃料プール水位を維持する。	ガスタービン発電機用軽油タンク	可搬型スプレイノズル 大量送水車 タンクローリ	燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 燃料プールの監視カメラ (SA) (燃料プールの監視カメラ用冷却設備を含む)

【 】：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 4.2.2-1 表 主要評価条件 (想定事故 2) (1 / 2)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	燃料プール保有水量	約 1,599m ³	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定
	燃料プール水位	通常水位	通常水位を設定
	燃料プール水温	65℃	運転上許容される上限値として設定
	燃料の崩壊熱	約 7.8MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・ 9 × 9 燃料 45GWd/t ・ MOX 燃料 33GWd/t	原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後 10 日※1）で取り出された全炉心の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて、使用済燃料貯蔵ラックに最大体数貯蔵されていることを想定し、ORIGEN 2 を用いて算出
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失	燃料プールの冷却機能及び注水機能として、燃料プール冷却系、残留熱除去系、復水輸送系等の機能喪失を設定
	配管破断の想定	残留熱除去系配管の全周破断	燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいとして、残留熱除去系配管の全周破断を想定
	漏えいによる燃料プール水位の低下	事象発生と同時に通常水位から約 0.35m 下まで低下	燃料プール冷却系配管に設置されている逆止弁については、開固着を仮定する。サイフォンブレイク配管によりサイフォン現象による流出が停止されるため、燃料プール水位は燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近（通常水位より約 0.35m 下）までの低下にとどまる。なお、この水位まで瞬時に低下するものとする。
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展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 島根 2 号炉の定期検査における実績を確認し、解列後の全制御棒全挿入から原子炉開放までの最短時間である約 5 日及び全燃料取り出しの最短時間約 5 日を考慮して原子炉停止後 10 日を設定。原子炉停止後 10 日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。

第4.2.2-1表 主要評価条件 (想定事故2) (2/2)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大 関連する 機器条件	燃料プールスプレイ系	48m ³ /h※2で注水	燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド使用) による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定
重大 関連する 操作条件	燃料プールスプレイ系による燃料 プールへの注水	事象発生から約7.6時間後	燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド使用) の系統構成に必要な準備時間は2時間10分であるが, 燃料プール水位の低下し始める時間が事象発生から約7.6時間後であることを踏まえて設定

※2 燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド使用) 及び燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル使用) の注水容量はともに48m³/h以上である。

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

1. 燃料プールの概要

添付資料 4. 1. 1 と同様である。

2. 放射線の遮蔽の維持に必要な燃料プールの遮蔽水位について

添付資料 4. 1. 1 と同様である。

3. 想定事故 2 における時間余裕

図 1 に示すように想定事故 2 では燃料プール冷却系配管及び残留熱除去系配管に設置されている逆止弁については開固着を仮定する。サイフォンブレイク配管により、サイフォン現象による流出を防止するため、燃料プール水位は燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近（通常水位から約 0.35m 下）までの低下にとどまり、保守的にこの水位まで瞬時に低下するものとする。

配管破断により保有水が漏えいし、燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近（通常水位から約 0.35m 下）まで水位が低下した場合、崩壊熱除去機能喪失に伴い、事象発生から約 7.6 時間後に沸騰の開始により水位が低下する。

燃料プール水位が通常水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位（通常水位から約 2.6m 下）まで低下する時間は、事象発生から約 36 時間であり、重大事故等対策として期待している燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水操作の時間余裕は十分ある。（評価結果は表 1 の通り）

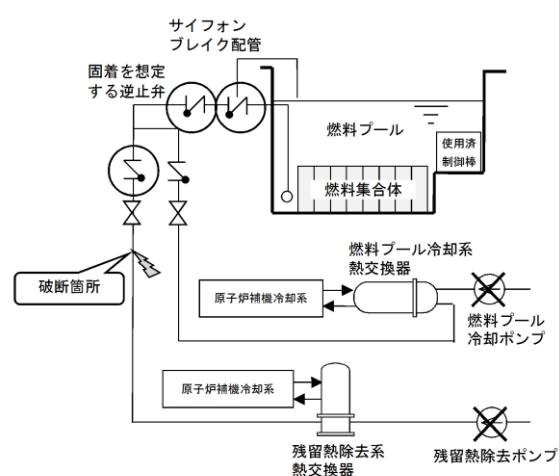


図 1 想定事故 2 の想定

表 1 崩壊熱除去機能喪失及びサイフォン現象発生時の評価結果

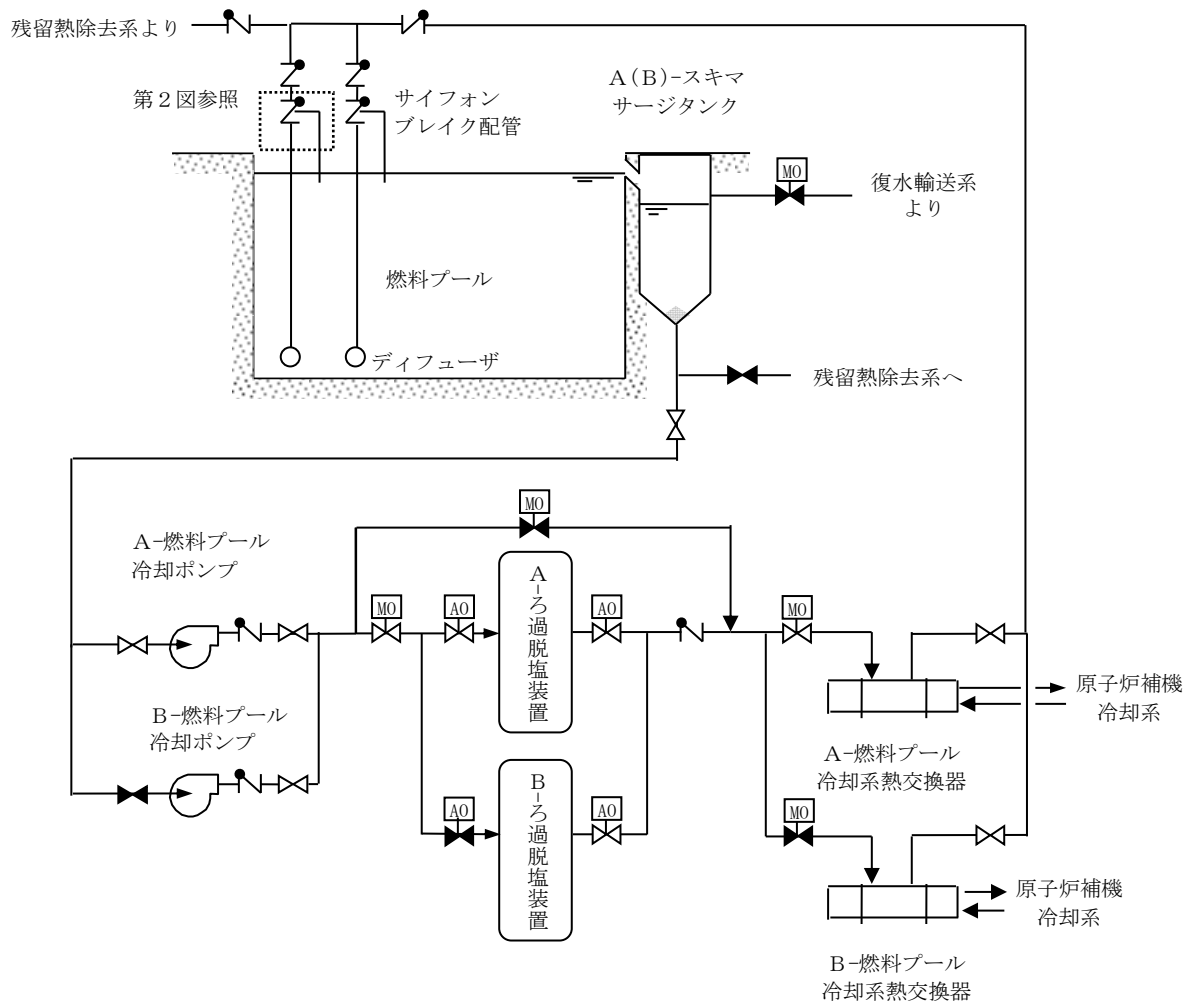
項目	算定結果
燃料プール水温が 100°C に到達するまでの時間 [h]	約 7.6
燃料崩壊熱による燃料プール保有水の蒸発量 [m ³ /h]	約 13
燃料プール水位が通常水位から約 2.6m 低下するまでの時間 [h]	約 36
燃料棒有効長頂部冠水部まで燃料プール水位が低下するまでの時間 [h]	約 90
燃料プール水位の低下速度 [m/h]	約 0.08

燃料プールのサイフォンブレイク配管について

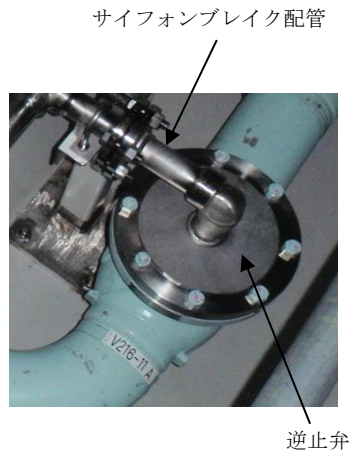
1. サイフォンブレイク配管の概要

燃料プールは、第1図のように燃料プール冷却系により冷却及び水質管理されている。燃料プールの保有水がサイフォン現象により漏えいする場合は、燃料プール冷却系戻り配管に設置された逆止弁（2重化）により燃料プールの保有水の漏えいを防止する設計としている。仮に、逆止弁が開固着により機能喪失した状態でサイフォン現象が発生した場合は、サイフォンブレイク配管の開放端のレベルまで水位が低下した時点でサイフォンブレイク配管の開放端から空気が吸い込まれ、吸い込まれた空気が第2図②のように弁箱と開固着した弁体との間に形成されている隙間を通過し、燃料プール冷却系戻り配管へ流入することで、サイフォン現象による漏えいを停止することが可能な設計としている。

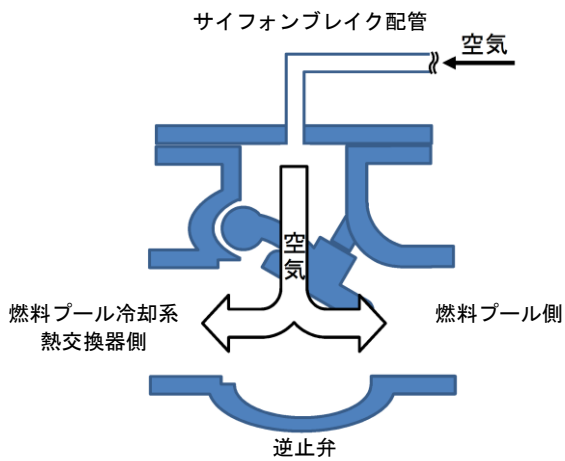
なお、サイフォンブレイク配管は、現場での施工性を考慮し、逆止弁の弁蓋に接続しているが、弁体等との干渉はなく、逆止弁の動作に影響はしないことから、サイフォン現象発生時の逆止弁機能に影響はない。（第2図③参照）



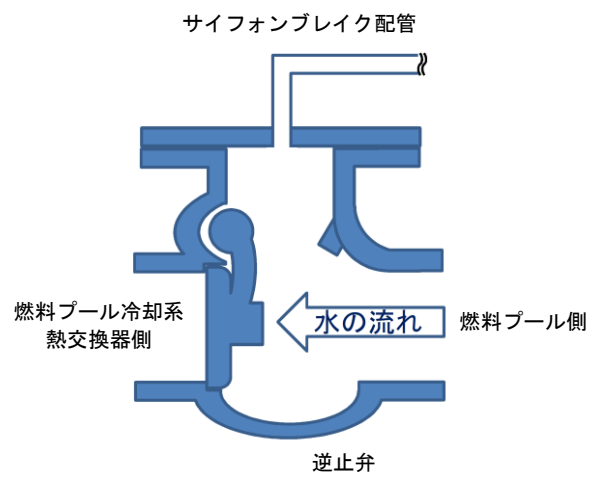
第1図 燃料プール冷却系系統概要図



①サイフォンブレイク配管接続部 現場写真



②サイフォンブレイク配管によるサイフォン現象の停止



③逆止弁によるサイフォン現象の停止

第2図 サイフォンブレイク配管接続部及びサイフォン現象の停止 概要図

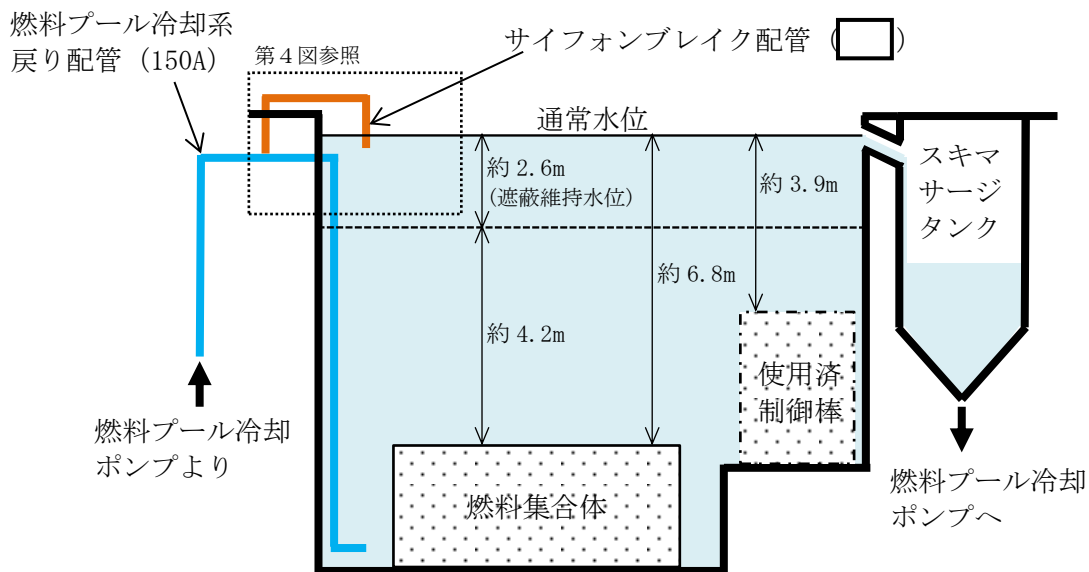
2. サイフォンブレイク配管の機器仕様

(1) サイフォンブレイク配管の寸法

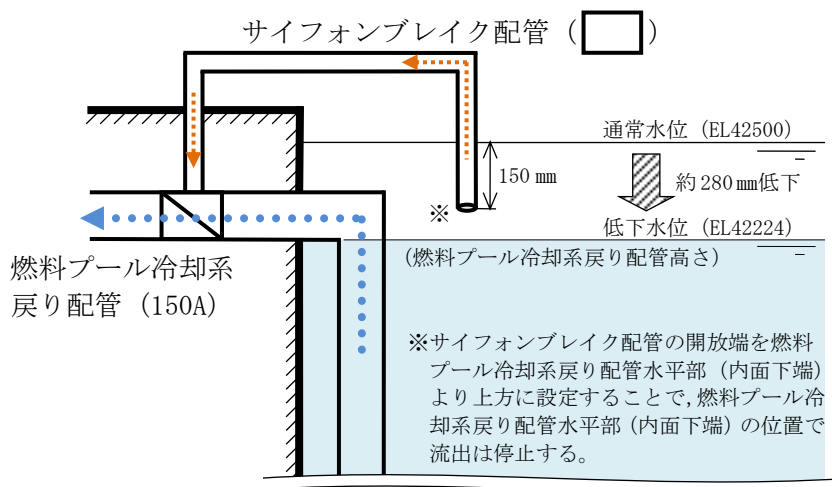
サイフォンブレイク配管は、2本の燃料プール冷却系戻り配管（150A）にそれぞれ設置する、弁等の機器がない口径 \square の配管である。

(2) サイフォンブレイク配管の設置レベル

サイフォンブレイク配管の設置位置及び燃料プール内のレベルを第3図に示す。サイフォンブレイク配管の開放端は通常水位より下方（150mm）に設置されており、燃料プールの保有水がサイフォン現象で流出した場合においても、水位低下を燃料プール冷却系戻り配管水平部（内面下端、通常水位より下方（約280mm））のレベルまでで留めることが可能である。



第3図 燃料プール内のレベル相関図



第4図 サイフォンブレイク配管設置レベル図

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。

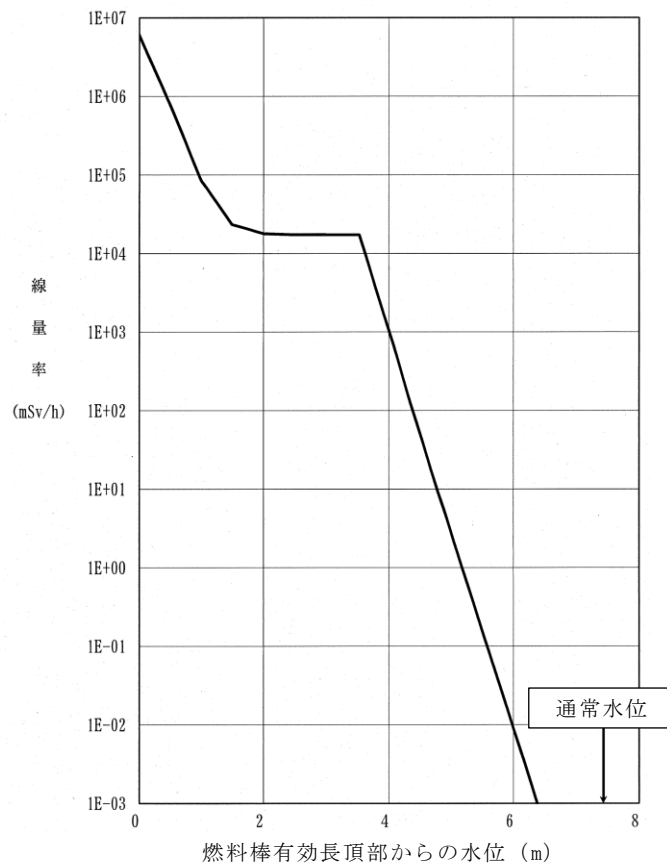
(3) サイフォン現象発生時の想定漏えい量

サイフォン現象が発生し、サイフォンブレイク配管の開放端まで水位が低下すると、当該開放端から空気を吸込み、燃料プール冷却系戻り配管水平部に空気が溜まり両側の配管内の水に力が伝わらなくなりサイフォン現象を止めることができる（第4図参照）。

この場合における漏えい量は約 46.8m^3 （通常水位より下方約280mm）となるが、想定事象2の解析で用いる漏えい量については、これに保守性を持たせて約 58.5m^3 （通常水位より下方約350mm）で評価している。

(4) 想定被ばく線量率

燃料プールの保有水が流出した場合の、原子炉建物4階（燃料取替階）の被ばく線量評価結果を第5図に示す。第5図より、燃料プールの水位が通常水位から約0.35m下まで低下した場合においても原子炉建物4階（燃料取替階）の雰囲気線量率は $1.0 \times 10^{-3}\text{mSv/h}$ 以下であることから、燃料プールはサイフォン現象が発生した場合においても十分な遮蔽水位を確保することが可能である。



第5図 原子炉建物4階（燃料取替階）での被ばく線量率

3. サイフンブレイク配管の健全性について

(1) 地震による影響

サイフンブレイク配管及びサイフンブレイク配管が取り付けられている燃料プール冷却系戻り配管は基準地震動 S_s に対し十分な耐震性を有している。

(2) 人的要因による機能阻害について

サイフンブレイク配管は、操作や作動機構を有さない構造であることから、誤操作や故障により機能喪失することはない。そのため、燃料プール保有水のサイフン現象による漏えいが発生した場合においても、操作や作業を実施することなく、サイフンブレイク配管の開放端まで水位低下することで自動的にサイフン現象を止めることが可能である。

(3) 異物による閉塞について

燃料プールは、燃料プール冷却系の「スキマサージタンク」及び「ろ過脱塩器」により、下記の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており、不純物によるサイフンブレイク配管（口径 ）の閉塞を防止することが可能である。

- ・燃料プール水面上の空気中からの混入物
 - ・燃料プールに貯蔵される燃料及び機器表面に付着した不純物
 - ・燃料交換時に炉心から出る腐食生成物と核分裂生成物
 - ・燃料交換作業，その他の作業の際の混入物
 - ・燃料プール洗浄後の残留化学洗浄液又はフラッシング水
- a. スキマサージタンクによる異物除去について
スキマサージタンクには、約800mm×1170mmの異物混入防止用金網が設置されており、燃料プール水面に浮かぶ塵等の比較的大きな不純物を除去することが可能である。
- b. ろ過脱塩器による異物除去について
ろ過脱塩器は、イオン交換樹脂により燃料プール水を浄化する設備である。
このろ過脱塩器のエレメントは目開き約25 μ m程度であり、サイフンブレイク配管（口径 ）を閉塞させるような不純物の除去が可能である。
- c. 燃料プールの巡視について
燃料プールは、運転員により、1回／1日の巡視を実施することとなっており、サイフンブレイク配管を閉塞させる可能性がある浮遊物等がないことを確認することができる。このため、異物による閉塞を防止することが可能である。
- d. 地震等発生時における異物による閉塞の防止について
燃料プールの近傍は異物混入防止エリアとして設定して、原則シート養生を実施しない運用としている（プール脇の手すり等についても

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。

同様)。ただし、定期検査時の汚染拡大防止及び作業エリア内での作業を避けることができず、プール内への異物混入防止のために養生が必要となる場合などの理由があるときには、必要箇所の養生を行うため、これらの養生シートがスロッシング等によりプール内に流れ込む懸念はある。

地震発生後は、運転員の巡視により浮遊物等を発見し、適切な除去が行われる。仮にサイフォン現象による漏えいが発生している状態で原子炉建物4階（燃料取替階）の線量率が上昇してプール内に流れ込んだ浮遊物等を除去できず、かつ浮遊物等によるサイフォンブレイク配管の閉塞が発生した場合は漏えいが継続することとなる。

ただし、スロッシングによりサイフォンブレイク配管の開放端が露出している場合においては浮遊物等によるサイフォンブレイク配管の閉塞は発生しないと考えられる。

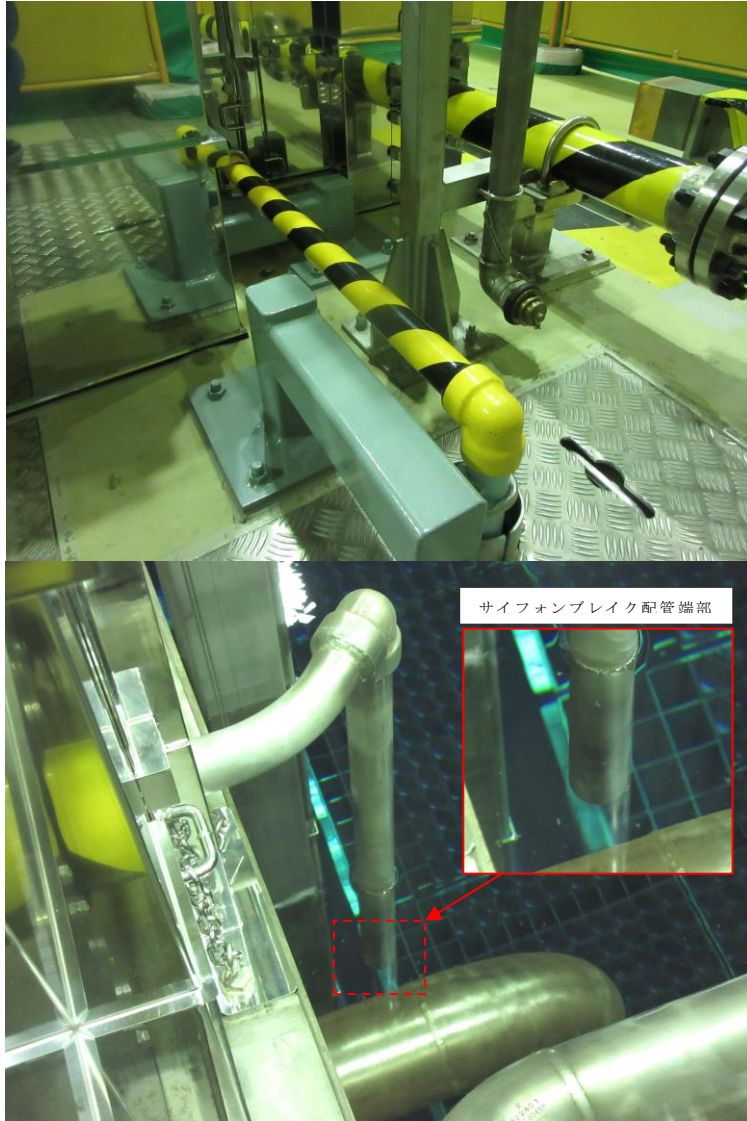
(4) 落下物干渉による影響

サイフォンブレイク配管は開放端を鉛直下向きになるよう設置しているため、仮に燃料プール内に異物混入があっても異物が端部に付着し留まることはない。

また、床面上に敷設しているサイフォンブレイク配管については囲い等を実施することにより、落下物による閉塞の影響を考慮した設計とする。

(5) サイフォンブレイク配管の健全性確認方法について

燃料プールの通常水位においてサイフォンブレイク配管の端部付近の水のゆらぎを目視により確認するが、目視確認が困難な場合は聴診棒による聴音により通水状況の確認を実施する。



第6図 サイフォンブレイク配管の設置状況

安定状態について（想定事故2）

想定事故2（サイフォン現象等による燃料プール内の水の小規模な喪失）の安定状態については以下のとおり。

燃料プール安定状態：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燃料プールへの注水により燃料プール水位を維持することで、燃料の冠水、放射線遮蔽及び未臨界が維持され、燃料プールの保有水の温度が安定し、かつ、必要な要員の不足、資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

【安定状態の確立について】

燃料プールの安定状態の確立について

燃料プールスプレイ系を用いた燃料プールへの注水を実施することで、燃料プール水位が維持され、燃料プールの安定状態が確立される。

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

【安定状態の維持について】

上記の燃料損傷防止対策により安定状態を維持できる。

また、燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水を継続し、残留熱除去系又は燃料プール冷却系を復旧し、復旧後は復水輸送系等によりスキマサージタンクへの補給を実施する。燃料プールの保有水を残留熱除去系等により冷却することによって、安定状態後の状態維持のための冷却が可能となる。

（添付資料 2.1.2 別紙 1 参照）

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となるパラメータと与える影響 (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と与える影響
	評価条件	最確条件			
燃料の崩壊熱	約 7.8MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・9×9 燃料 45GW/t ・MOX 燃料 33GW/t	約 7.8MW 以下 (実績値)	原子炉停止後に最短時間 (原子炉停止後 10 日) で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて、使用済燃料貯蔵トラックに最大体数貯蔵されていることを想定し、ORI GEN2 を用いて算出	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、燃料プール水温の上昇及び燃料プール水位の低下は緩和されるが、燃料プールのレイ系による燃料プールへの注水操作は、燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認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、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなる。
	初期条件	プールの閉 (原子炉ウエル及びDSPの保有水量を考慮しない)	全炉心燃料取出直後であるため、プールゲートは開放されていることが想定されるが、燃料プールの保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉を想定	最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉と比べ2倍程度となり、燃料プールの水温の上昇及び蒸発による燃料プール水位の低下は緩和されるが、燃料プールのレイ系による燃料プールへの注水操作は、プールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認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、保有水量はプールゲート閉と比べ2倍程度となり、燃料プールの水温の上昇や蒸発による水位の低下は緩和される。
外部水源の容量	約 7,000m ³	約 7,000m ³ 以上 (合計貯水量)	通常時の水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	—
燃料の容量	約 970m ³	約 970m ³ 以上 (合計貯蔵量)	通常時の運用値を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも燃料容量の余裕が大きくなるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	—

※1 本評価値は、燃料プールへの戻り水の影響を考慮していない保守的なものであり、これらを考慮するとスロッシング量は小さくなる。

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 (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			
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能喪失	燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却系, 残留熱除去系, 復水輸送系等の機能喪失を設定	—	—
	配管破断の想定	残留熱除去系配管の全周破断	燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいとして, 残留熱除去系配管の全周破断を想定	配管破断の想定及びサイフォン現象による燃料プール水位の低下は, 破断面積及び弁の開口面積に応じて水位低下速度が変動するが, 本評価では, サイフォンブレイク配管による漏えい停止を考慮し, 燃料プール水位が燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近 (通常水位から約 0.35m 下) まで瞬時に低下することから, 燃料プールの注水操作は水位低下速度に応じた対応をとるものではなく, 水位低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであるため, 運転員等操作時間を与える影響はない。	配管破断の想定及びサイフォン現象による燃料プール水位の低下は, 破断面積及び弁の開口面積に応じて水位低下速度が変動するが, 本評価では, サイフォンブレイク配管による漏えい停止を考慮し, 燃料プール水位が燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近 (通常水位から約 0.35m 下) まで瞬時に低下することから, 燃料プールの注水操作は水位低下速度に応じた対応をとるものではなく, 水位低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであるため, 運転員等操作時間を与える影響はない。
	サイフォン現象による燃料プール水位の低下	サイフォン現象による流出が停止するため, 燃料プール水位は燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近 (通常水位より 0.35m 下) まで瞬時に低下することから, 燃料プールの注水操作は水位低下速度に応じた対応をとるものではなく, 水位低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであるため, 運転員等操作時間を与える影響はない。	サイフォン現象による流出が停止するため, 燃料プール水位は燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近 (通常水位より 0.35m 下) まで瞬時に低下することから, 燃料プールの注水操作は水位低下速度に応じた対応をとるものではなく, 水位低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであるため, 運転員等操作時間を与える影響はない。	サイフォン現象による燃料プール水位の低下は, 破断面積及び弁の開口面積に応じて水位低下速度が変動するが, 本評価では, サイフォンブレイク配管による漏えい停止を考慮し, 燃料プール水位が燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近 (通常水位から約 0.35m 下) まで瞬時に低下することから, 燃料プールの注水操作は水位低下速度に応じた対応をとるものではなく, 水位低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであるため, 運転員等操作時間を与える影響はない。	サイフォン現象による燃料プール水位の低下は, 破断面積及び弁の開口面積に応じて水位低下速度が変動するが, 本評価では, サイフォンブレイク配管による漏えい停止を考慮し, 燃料プール水位が燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近 (通常水位から約 0.35m 下) まで瞬時に低下することから, 燃料プールの注水操作は水位低下速度に応じた対応をとるものではなく, 水位低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであるため, 運転員等操作時間を与える影響はない。
外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展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, 評価項目となるパラメータを与える影響はない。	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を与える影響はない。	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を与える影響はない。
機器条件	燃料プールの注水流量	燃料プールの注水流量	燃料プールの注水流量を想定 (常設スプレイヘッド使用) による注水を想定	燃料プールの注水流量は, 注水流量を起点とする操作ではないことから, 運転員等操作時間を与える影響はない。	燃料プールの注水流量は, 注水流量を起点とする操作ではないことから, 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

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	評価設定の考案					
燃料プールのスプレイ系による燃料プールの注水	燃料プールのスプレイ系 (常設スプレッド使用) の系統構成に必要な準備時間は 2 時間 10 分であるが、燃料プールの水位の低下し始める時間が事象発生から約 7.6 時間後であること	燃料プールのスプレイ系 (常設スプレッド使用) の系統構成に必要な準備時間は 2 時間 10 分であるが、燃料プールの水位の低下し始める時間が事象発生から約 7.6 時間後であること	当該操作は他の重復はなく、燃料プールの冷却機能喪失又は水位低下による異常を認知した時点で注水準備に着手可能であり、その準備操作にかかる時間は 2 時間 10 分を想定していることから、実際の操作開始時間は想定している事象発生から約 7.6 時間後より早まる可能性があり、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	評価上の操作完了時間に対して、実際に見込まれる操作完了時間が早くなる可能性がある。この場合、放射線の遮蔽が維持される最低水位までの時間が約 1.5 日 (10mSv/h の場合)、燃料プールの水位が燃料棒有効長まで低下する時間が約 3.7 日であり、事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約 7.6 時間後と設定していることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	放射線の遮蔽が維持される最低水位までの時間が約 1.5 日 (10mSv/h の場合)、燃料プールの水位が燃料棒有効長まで低下する時間が約 3.7 日であり、事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約 7.6 時間後と設定していることから、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約 7.6 時間後以降としており、このうち、燃料プールの注水準備は、所要時間 2 時間 10 分想定の間 33 分である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。	評価上の作業成立性を踏まえ事象発生から約 7.6 時間後以降としており、このうち、大量送水車への給油作業は、所要時間 1 時間 40 分想定のところ、訓練実績では約 1 時間 30 分である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。
	操作条件	送水車等への燃料補給は解き条件ではないが、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	送水車等への燃料補給は解き条件ではないが、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	大量送水車の燃料枯渇までに実施すればよい作業であり、大量送水車による注水操作は、事象発生約 7.6 時間後以降適宜実施するものであり、十分な時間余裕がある。	大量送水車の燃料枯渇までに実施すればよい作業であり、大量送水車による注水操作は、事象発生約 7.6 時間後以降適宜実施するものであり、十分な時間余裕がある。	大量送水車の燃料枯渇までに実施すればよい作業であり、大量送水車による注水操作は、事象発生約 7.6 時間後以降適宜実施するものであり、十分な時間余裕がある。	大量送水車の燃料枯渇までに実施すればよい作業であり、大量送水車による注水操作は、事象発生約 7.6 時間後以降適宜実施するものであり、十分な時間余裕がある。

7日間における水源の対応について（想定事故2）

○水源

輪谷貯水槽（西）：約 7,000 m³

○水使用パターン

①燃料プールのスプレイ系による燃料プールへの注水

事象発生約 7.6 時間後から水位を維持できるよう崩壊熱相当の流量（13 m³/h）で注水を実施する。

○時間評価

燃料プールのスプレイ系による燃料プール注水が実施されているため輪谷貯水槽（西）水量は減少する。

○水源評価結果

事象発生約 7.6 時間後から崩壊熱相当の流量（13 m³/h）で注水を実施するため 7 日間では合計約 2,100 m³の水量が必要となり、十分に水量を確保しているため対応可能である。

(13 m³/h × (168h - 7.6h) ≒ 2,100 m³)

7日間における燃料の対応について（想定事故2）

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 700m^3	ディーゼル燃料 貯蔵タンクの容 量は約 730m^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) $0.927\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 155.736\text{m}^3$		
大量送水車 1台起動 $0.0652\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 10.9536\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 11m^3	ガスタービン発 電機用軽油タン クの容量は約 450m^3 であり、7 日間対応可能
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 9m^3	緊急時対策所用 燃料地下タンク の容量は約 45m^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。