

女川原子力発電所 2 号炉

重大事故等対策の有効性評価について

平成 29 年 12 月

東北電力株式会社

目 次

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
 - 1.1 概要
 - 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
 - 1.3 評価に当たって考慮する事項
 - 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム
 - 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
 - 1.6 解析の実施
 - 1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
 - 1.8 必要な要員及び資源の評価方針

付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

付録2 原子炉格納容器の限界温度・圧力

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて
2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
 - 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
 - 2.3 全交流動力電源喪失
 - 2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋HPCS失敗
 - 2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋高圧注水失敗
 - 2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋直流電源喪失
 - 2.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋SRV再開失敗＋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 代替循環冷却系を使用する場合
 - 3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合
 - 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

3.4 水素燃焼

3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

本日まで提出範囲

4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

4.1 想定事故 1

4.2 想定事故 2

5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

5.1 崩壊熱除去機能喪失

5.2 全交流動力電源喪失

5.3 原子炉冷却材の流出

5.4 反応度の誤投入

6. 必要な要員及び資源の評価

6.1 必要な要員及び資源の評価条件

6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果

6.3 重大事故等対策時に必要な水源，燃料及び電源の評価結果

添付資料 目次

- 添付資料 1.2.1 定期検査工程の概要
- 添付資料 1.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について
- 添付資料 1.4.1 有効性評価に使用している解析コード／評価手法の開発に係る当社の関与について
- 添付資料 1.5.1 女川原子力発電所 2 号炉の重大事故等対策の有効性評価の一般データ
- 添付資料 1.5.2 有効性評価における LOCA 時の破断位置及び口径設定の考え方について
- 添付資料 1.5.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故 1 及び 2）の有効性評価における共通評価条件について
- 添付資料 1.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー

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

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

- 添付資料 2.3.1.1 蓄電池による給電時間評価結果について
- 添付資料 2.3.1.2 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の 24 時間継続運転が可能であることの妥当性について
- 添付資料 2.3.1.3 逃がし安全弁に係る解析と実態の違い及びその影響について
- 添付資料 2.3.1.4 安定状態について
- 添付資料 2.3.1.5 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 失敗）＋HPCS 失敗）
- 添付資料 2.3.1.6 7 日間における水源、燃料、電源負荷評価結果について（全交流

動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋H P C S 失敗）

- 添付資料 2.3.2.1 全交流動力電源喪失時における高圧代替注水系の 24 時間継続運転が可能であることの妥当性について
- 添付資料 2.3.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋高圧注水失敗）
- 添付資料 2.3.3.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋直流電源喪失）
- 添付資料 2.3.3.2 7 日間における燃料，電源負荷評価結果について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋直流電源喪失）
- 添付資料 2.3.4.1 安定状態について
- 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＋D G 失敗）＋S R V 再閉失敗＋H P C S 失敗）
- 添付資料 2.3.4.3 減圧・注水開始時間の時間余裕について
- 添付資料 2.3.4.4 7 日間における水源，燃料，電源負荷評価結果について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G 失敗）＋S R V 再閉失敗＋H P C S 失敗）
- 添付資料 2.4.1.1 安定状態について
- 添付資料 2.4.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
- 添付資料 2.4.1.3 7 日間における水源，燃料，電源負荷評価結果について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
- 添付資料 2.4.2.1 安定状態について
- 添付資料 2.4.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））
- 添付資料 2.4.2.3 7 日間における水源，燃料評価結果について（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））
- 添付資料 2.5.1 評価対象の炉心を平衡炉心のサイクル末期とすることの妥当性
- 添付資料 2.5.2 安定状態について
- 添付資料 2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 2.5.4 リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響

- 添付資料 2.5.5 外部電源喪失を想定した場合の感度解析
- 添付資料 2.5.6 注水温度に関する感度解析
- 添付資料 2.5.7 ほう酸水注入系のほう酸水濃度に関する感度解析
- 添付資料 2.5.8 SLC 起動を手動起動としていることについての整理
- 添付資料 2.5.9 7 日間における水源, 燃料評価結果について (原子炉停止機能喪失)

- 添付資料 2.6.1 中小破断 L O C A の事象想定について
- 添付資料 2.6.2 敷地境界の実効線量評価について
- 添付資料 2.6.3 安定状態について
- 添付資料 2.6.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (L O C A 時注水機能喪失)
- 添付資料 2.6.5 7 日間における水源, 燃料, 電源負荷評価結果について (L O C A 時注水機能喪失)

- 添付資料 2.7.1 インターフェイスシステム L O C A 発生時の破断面積及び現場環境について
- 添付資料 2.7.2 安定状態について
- 添付資料 2.7.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A))
- 添付資料 2.7.4 7 日間における燃料評価結果について (格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A))

- 添付資料 3.1.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について
- 添付資料 3.1.2.2 安定状態について (代替循環冷却系を使用する場合)
- 添付資料 3.1.2.3 格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスの影響について
- 添付資料 3.1.2.4 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について
- 添付資料 3.1.2.5 格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料 3.1.2.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合))
- 添付資料 3.1.2.7 大破断 L O C A を上回る規模の L O C A に対する格納容器破損防止対策の有効性について
- 添付資料 3.1.2.8 7 日間における水源, 燃料, 電源負荷評価結果について (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合))
- 添付資料 3.1.3.1 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異につ

いて

- 添付資料 3.1.3.2 非凝縮性ガスの影響について
- 添付資料 3.1.3.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時において代替循環冷却系を使用しない場合における原子炉格納容器フィルタベント系からのCs-137放出量評価について
- 添付資料 3.1.3.4 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について
- 添付資料 3.1.3.5 安定状態について(代替循環冷却系を使用しない場合)
- 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)(代替循環冷却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, 燃料, 電源負荷評価結果について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用しない場合))

- 添付資料 3.2.1 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について
- 添付資料 3.2.2 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付け
- 添付資料 3.2.3 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時における原子炉格納容器フィルタベント系からのCs-137放出量評価について
- 添付資料 3.2.4 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について
- 添付資料 3.2.5 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(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)
- 添付資料 3.2.6 7日間における水源, 燃料, 電源負荷評価結果について(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)

- 添付資料 3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に関する知見の整理
- 添付資料 3.3.2 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の格納容器の健全性への影響評価
- 添付資料 3.3.3 格納容器下部への水張り実施の適切性
- 添付資料 3.3.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)
- 添付資料 3.3.5 プラント損傷状態をLOCAとした場合の圧カスパイクへの影響

- 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
- 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 3.5.1 安定状態について
- 添付資料 3.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(熔融炉心・コンクリート相互作用)
- 添付資料 3.5.3 熔融炉心の崩壊熱及び熔融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合並びに格納容器下部床面での熔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熔融炉心・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

本日ご提出範囲

- 添付資料 4.1.1 燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について
- 添付資料 4.1.2 「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線量率」の評価について
- 添付資料 4.1.3 安定状態について
- 添付資料 4.1.4 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 添付資料 4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故1)
- 添付資料 4.1.6 7日間における水源, 燃料評価結果について(想定事故1)

- 添付資料 4.2.1 燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について
- 添付資料 4.2.2 想定事故2における破断の想定について
- 添付資料 4.2.3 使用済燃料プールサイフォンブレイク孔について
- 添付資料 4.2.4 安定状態について
- 添付資料 4.2.5 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故2)
- 添付資料 4.2.6 7日間における水源, 燃料評価結果について(想定事故2)

- 添付資料 5.1.1 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失および全交流動力電源喪失における燃料有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位到達までの時間余裕と必要な注水量の計算方法について
- 添付資料 5.1.2 重要事故シーケンスの選定結果を踏まえた有効性評価の条件設定
- 添付資料 5.1.3 崩壊熱除去機能喪失および全交流動力電源喪失評価における崩壊熱設定の考え方
- 添付資料 5.1.4 安定状態について
- 添付資料 5.1.5 原子炉停止中における崩壊熱除去機能喪失時の格納容器の影響について
- 添付資料 5.1.6 原子炉停止中 崩壊熱除去機能喪失および全交流動力電源喪失時における放射線の遮蔽維持について
- 添付資料 5.1.7 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)
- 添付資料 5.1.8 7日間における燃料評価結果について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)

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

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

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

- 添付資料 6.1.1 他号炉との同時被災時における必要な要員及び資源について
- 添付資料 6.2.1 重大事故等対策の要員の確保について
- 添付資料 6.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について
- 添付資料 6.3.1 水源，燃料，電源負荷評価結果について

4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

4.1 想定事故 1

4.1.1 想定事故 1 の特徴，燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」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，燃料プール代替注水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，燃料プール代替注水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，燃料プール代替注水系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 図に，手順の概要を第 4.1.2 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 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，中央制御室の運転員，発電所対策本部要員，重大事故等対応要員で構成され，合計 28 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は，発電課長 1 名，発電副長 1 名，運転操作対応を行う運転員 3 名である。発電所構内に常駐している要員のうち，通報連絡等を行う発電所対策本部要員は 6 名，重大事故等対応要員は 17 名である。必要な要員と作業項目について第 4.1.3 図に示す。

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、使用済燃料プール水位／温度等である。

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、補給水系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、使用済燃料プール水位／温度等である。

c. 燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水

燃料プール代替注水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、燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水を開始し、燃料プール水位は回復する。その後、燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プール代替注水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^{※1}を確保できる燃料プール水位より高く維持する。

燃料プール代替注水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、使用済燃料プール水位／温度等である。

※1 必要な遮蔽の目安とした線量率は、原子炉建屋最上階での操作時間から 10mSv/h と設定した。原子炉建屋最上階での重大事故等対応要員が実施する重大事故等対策の操作時間は 3.5 時間（保管場所と原子炉建屋最上階の移動時間を含む）以内であることを考慮すると、被ばく量は最大でも 35mSv 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。ここで原子炉建屋最上階での重大事故等対応要員が実施する重大事故等対策の操作は、燃料プールへの注水準備操作（ホース敷設等）を想定している。

また、作業員等が事象発生時に原子炉建屋最上階に滞在していた場合でも、事象発生後速やかに管理区域外へ退避するため、原子炉建屋最上階での被ばく量は限定的である。

なお、必要な遮蔽の目安とした線量率 10mSv/h は、至近の定期検査作業時での原子炉建屋最上階における線量率の実績値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 1.3m 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 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間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。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 6.7MW 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 12m³/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、燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、燃料プール補給水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、燃料プール代替注水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) 燃料プール代替注水系

燃料プールへの注水は、大容量送水ポンプ (タイプ I) 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 114m³/h にて注水する。

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) 燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水は、重大事故等対応要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生 13 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 4.1.4 図に、燃料プール水位と線量率の関係を第 4.1.5 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℃/h で上昇し、事象発生から約 8 時間後に 100℃ 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 13 時間経過した時点で燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水を開始すると、燃料プール水位が回復する。

その後は、燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プール代替注水系により、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 4.1.4 図に示すとおり、通常水位から約 0.4m 下まで低下するに留まり、燃料有効長頂部は冠水維持される。また、燃料プール水温は事象発生約 8 時間で沸騰し、その後 100°C 付近で維持される。

また、第 4.1.5 図に示すとおり、燃料プール水位が通常水位から約 0.4m 下の水位になった場合の線量率は、約 5.4×10^{-2} mSv/h 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ている。なお、線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている。

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 13 時間後から燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水を行うことで燃料プール水位は回復し、その後に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、燃料プール代替注水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 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 6.7MW に対して最確条件は約 6.3MW 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 27℃～約 43℃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、燃料プール水位の低下により原子炉建屋最上階の線量率が上昇するが、燃料プール水位の低下量は約 0.1m であり、後述する初期水位を水位低警報レベルとした場合の評価（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 23 時間以上（10mSv/h の場合））に包絡されることから、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、保有水量がプールゲート閉時と比べ 1.8 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 6.7MW に対して最確条件は約 6.3MW 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 27℃～約 43℃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 17 時間以上 (10mSv/h の場合 約 17.6 時間)、燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は事象発生から 3 日以上 (約 3.8 日) あり、事象発生 13 時間後までに燃料プール代替注水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、燃料プールが通常水位から燃料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 0.165m 下^{※2}) 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 23 時間以上 (10mSv/h の場合 約 23.4 時間)、燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は事象発生から 4 日以上 (約 4.1 日) あり、事象発生から 13 時間後までに燃料プール代替注水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の水位低下量は約 0.1m であり、前述の初期水位を水位低警報レベルとした場合の評価に包絡されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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、保有水量はプールゲート閉時と比べ 1.8 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。

※2 使用済燃料プール水位計 (ヒートサーモ式) 及び使用済燃料プール水位計 (ガイドパルス式) の水位低の警報設定値: 通常水位-0.165m

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代替注水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13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、評価上の操作開始時間を事象発生13時間後として設定しているが、大容量送水ポンプ（タイプI）の準備完了後、燃料プール水位は継続監視しており、燃料プール水位の低下を確認した時点で注水操作が可能であり、実態の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

操作条件の燃料プール代替注水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代替注水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1日以上（10mSv/hの場合、約1.0日）、燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下するまで水位が低下する時間が事象発生から4日以上（約4.2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13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28名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、発電所対策本部要員、重大事故等対応要員及び初期消火要員の35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、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員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

燃料プール代替注水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、合計約1,970m³の水が必要となる。水源として、淡水貯水槽に10,000m³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、想定される負荷で事象発生後7日間運転した場合、約513kLの軽油が必要となる。大容量送水ポンプ（タイプI）を用いた燃料プール代替注水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容量送水ポンプ（タイプI）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約32kLの軽油が必要となる。常設代替交流電源設備については、事象発生後24時間、緊急用電気品建屋へ給電した場合、約26kLの軽油が必要となる。（合計約571kL）

2号炉の軽油タンク（約580kL）及びガスタービン発電設備軽油タンク（約300kL）にて合計約880kL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、大容量送水ポンプ（タイプ I）による燃料プールへの注水及び常設代替交流電源設備の運転について、7日間（常設代替交流電源設備の運転については24時間）の継続が可能である。

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。

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、燃料プール代替注水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、燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水により、燃料プール水位を回復し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。

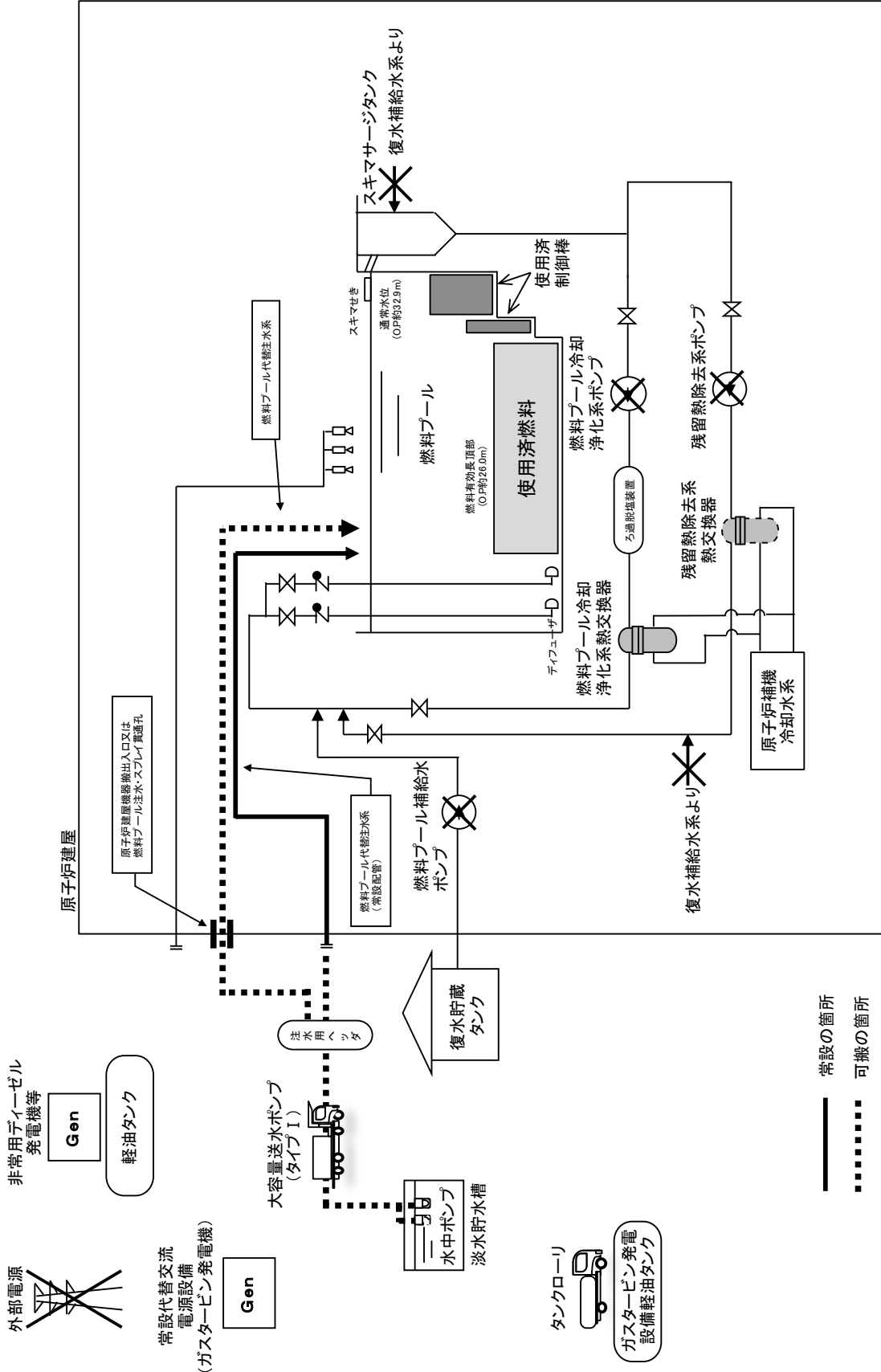
また、燃料プールでは燃料が、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。

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、重大事故等対策に備え発電所に常駐している中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員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。

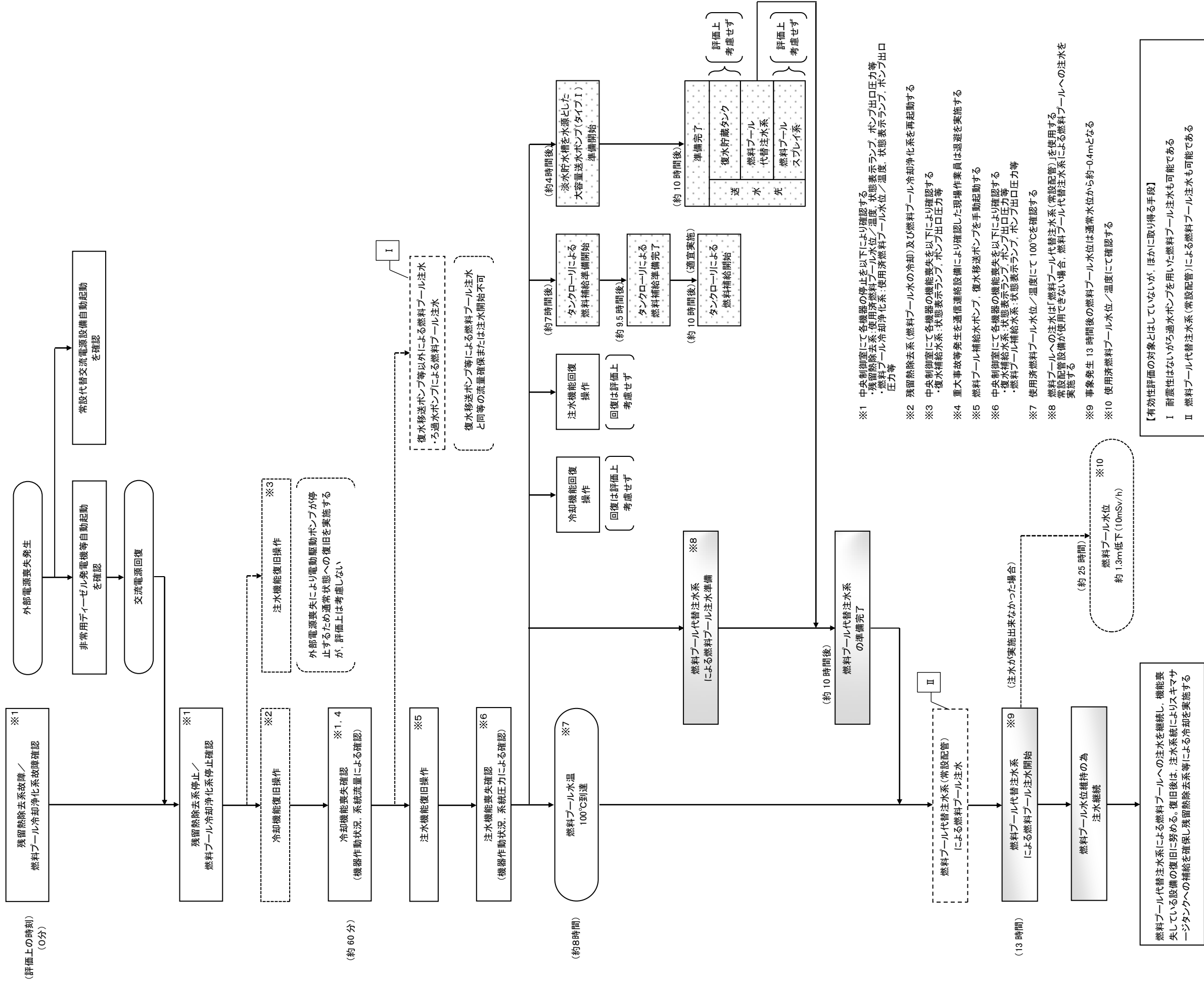
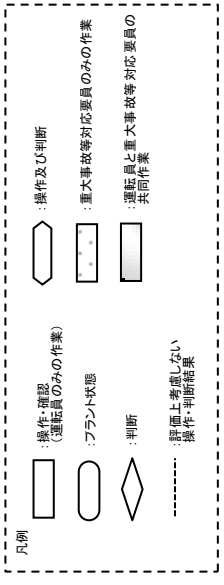
以上のことから、燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故1に対して有効である。



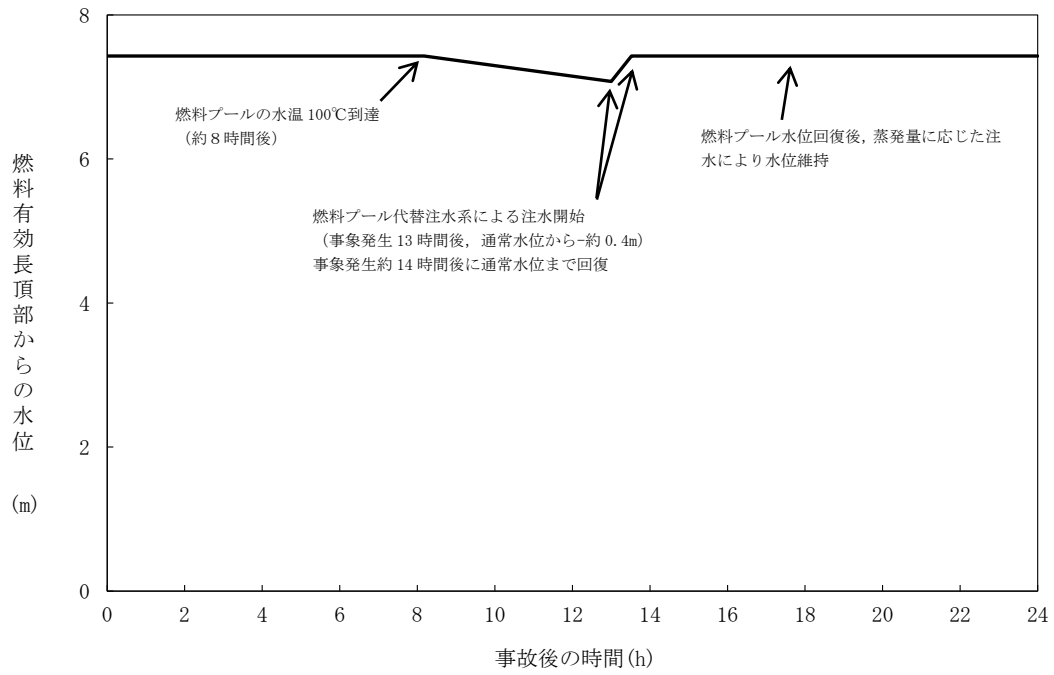
第 4.1.1 図 「想定事故 1」の重大事故等対策の概略系統図
(燃料プールの注水)

4.1-11

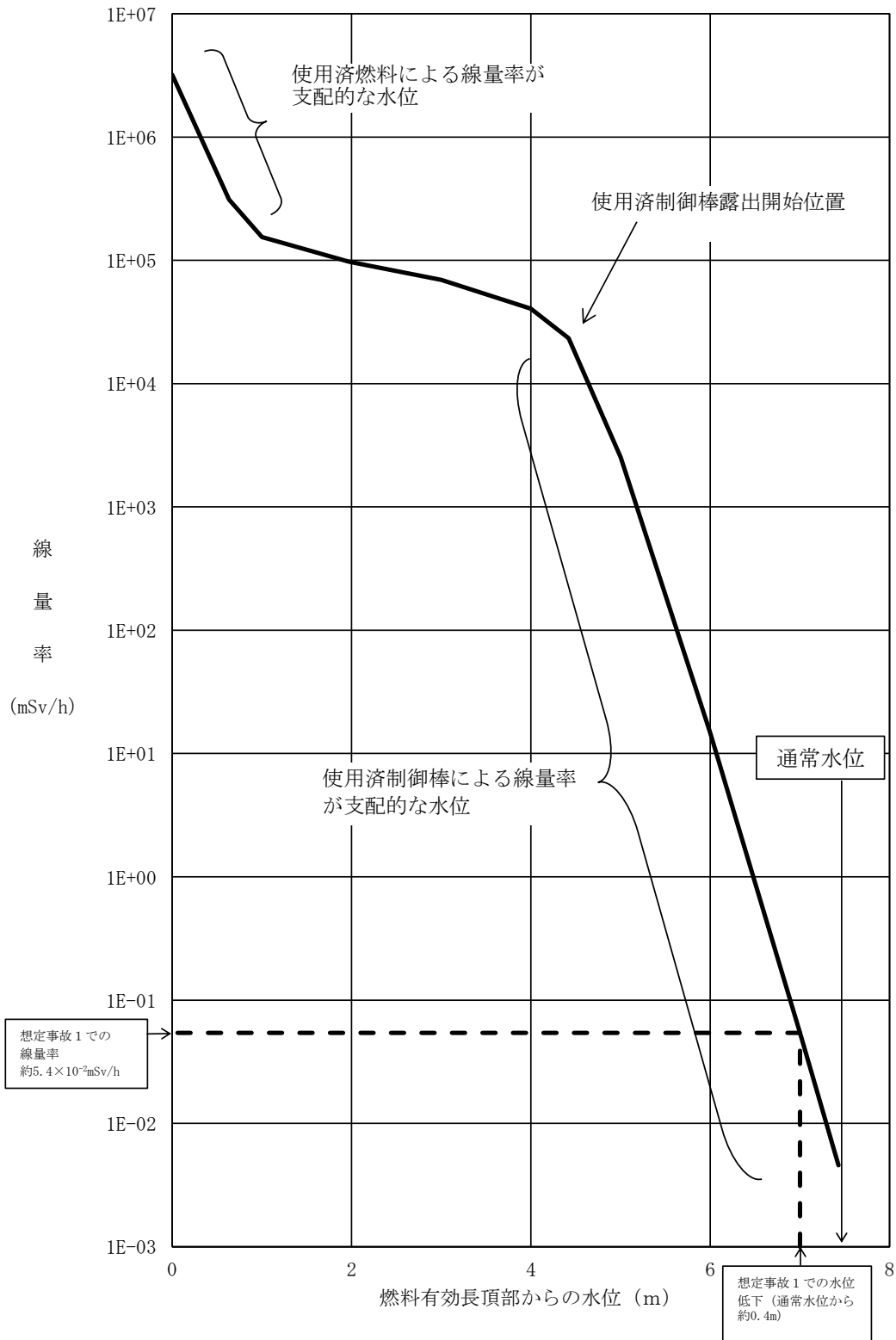
プラント前提条件
 プラント停止後 10 日目
 ・全燃料取り出し&プールゲート「閉」



第 4.1.2 図 「想定事故 1」の対応手順の概要



第 4.1.4 図 燃料プール水位の推移 (想定事故 1)



第 4.1.5 図 燃料プール水位と線量率 (想定事故 1)

第 4.1.1 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	<ul style="list-style-type: none"> 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 	<p>【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】</p>	—	<p>【残留熱除去系ポンプ出口圧力】 【残留熱除去系ポンプ出口流量】 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブス式) 【残留熱除去系ポンプ出口圧力】 【残留熱除去系ポンプ出口流量】 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブス式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) 使用済燃料プール監視カメラ</p>
燃料プールの注水機能喪失確認	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プールの冷却機能喪失の確認後、燃料プール水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、補給水系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 	—	—	<p>【残留熱除去系ポンプ出口圧力】 【残留熱除去系ポンプ出口流量】 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブス式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) 使用済燃料プール監視カメラ</p>
燃料プール代替注水系 (常設配管) による燃料プール注水	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール代替注水系 (常設配管) の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系 (常設配管) による燃料プール注水により、燃料プール水位を回復する。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、燃料プール水位を維持する 	<p>ガスタービン発電設備軽油タンク 淡水貯水槽</p>	<p>大容量送水ポンプ (タイプ I) タンクローリ</p>	<p>使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブス式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) 使用済燃料プール監視カメラ</p>
燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール代替注水系の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系による燃料プール注水により、燃料プール水位を回復する。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、燃料プール水位を維持する 	<p>ガスタービン発電設備軽油タンク 淡水貯水槽</p>	<p>大容量送水ポンプ (タイプ I) タンクローリ</p>	<p>使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブス式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) 使用済燃料プール監視カメラ</p>

【 】：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 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 1,400m 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℃	保安規定の運転上の制限
	燃料の崩壊熱	約 6.7MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度 ・貯蔵燃料 45 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t	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ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2 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、燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、燃料プール補給水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
重大事故等対策に関連する機器条件	燃料プール代替注水系	114m ³ /h にて注水	大容量送水ポンプ（タイプ I）による注水を想定設備の設計値として設定
重大事故等対策に関連する操作条件	燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水	事象発生から 13 時間後	燃料プール代替注水系の系統構成に必要な準備時間に時間余裕を考慮して設定

※ 女川 2 号炉における至近の定期検査における実績（約 11 日）を踏まえ、原子炉停止後 10 日を設定。原子炉停止 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。

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エル、D/Sピット及びキャスク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、原子炉ウエル、D/Sピット及びキャスクピットの保有水量は考慮しない。

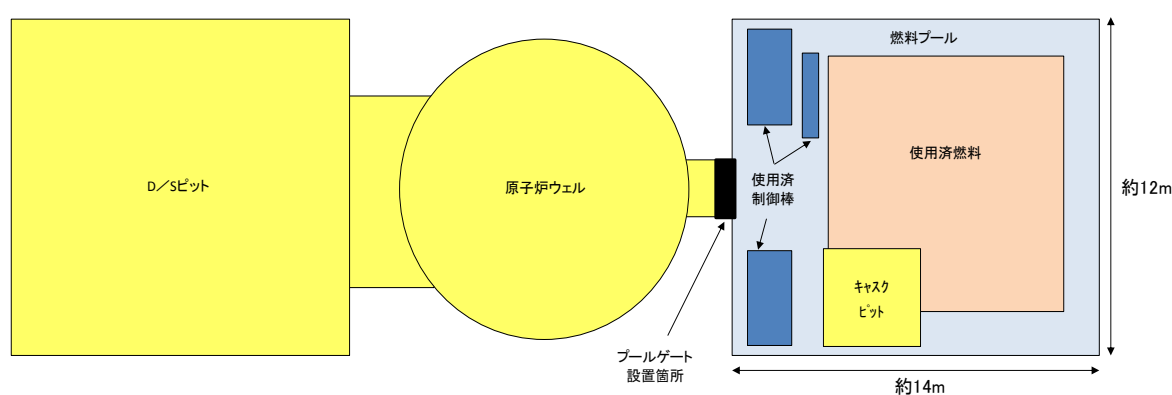


図1 燃料プール等の平面図

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1.3m^{*}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。

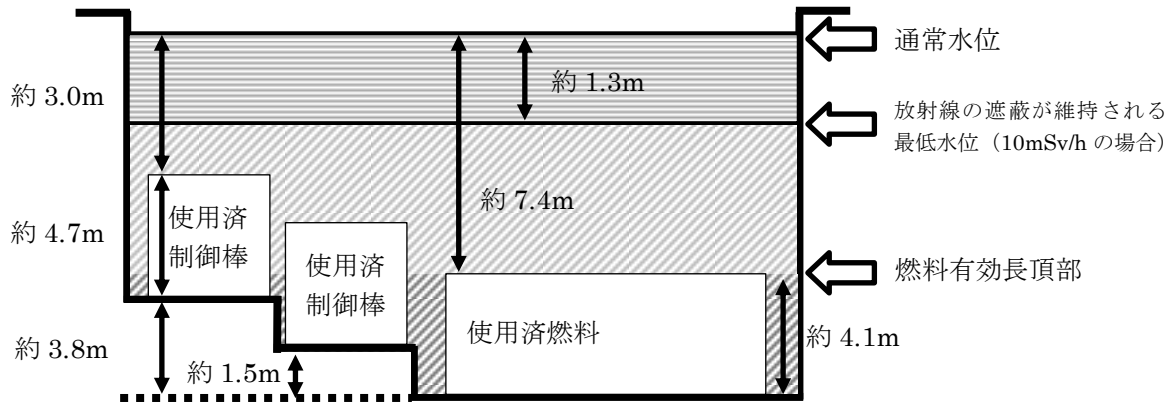
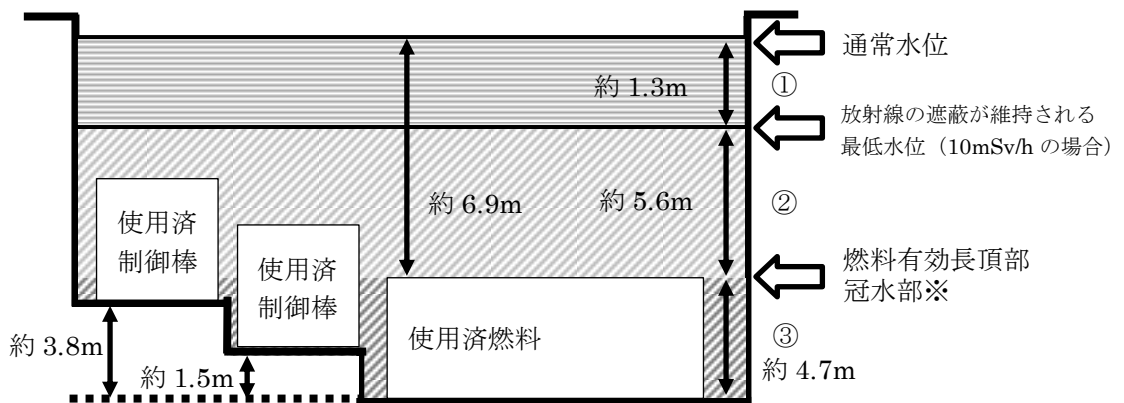


図2 放射線の遮蔽に必要な燃料プールの遮蔽水位

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。



※ 有効性評価では保守的に燃料ハンドル上部（使用済燃料貯蔵ラック上端より0.1m程度高い位置）を燃料有効長頂部冠水部とする

図3 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 152	約 197
②	約 152	約 843
③	約 77	約 360
合計		約 1,400

図3に示す各領域①、②及び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、燃料プールの領域①、②及び③の各断面積については、求めた各領域の容積から高さを除して求めた。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喪失に伴う崩壊熱による燃料プール水位の低下について、以下の式を用いて評価を行った。事象を厳しく評価するため、燃料プールの初期水温は、運転上許容される最高水温の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。さらに、注水時においては顕熱を考慮せず注水流量から崩壊熱相当の蒸発量を差し引いた分の水が注水されることを想定した。

(1) 評価方法及び評価条件

① 冷却機能喪失から沸騰までの時間

$$\text{沸騰までの時間[h]} = \frac{\text{燃料プールの保有水の容量[m}^3\text{]} \times 100^\circ\text{Cにおける水密度[kg/m}^3\text{]}^{*1} \times (100^\circ\text{Cにおける飽和水エンタルピー} - 65^\circ\text{Cにおける飽和水エンタルピー)[kJ/kg]}{\text{使用済燃料の崩壊熱[MW]} \times 10^3 \times 3600}$$

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

$$1 \text{ 時間あたりの沸騰による蒸発量[m}^3\text{/h]} = \frac{\text{使用済燃料の崩壊熱[MW]} \times 10^3 \times 3600}{100^\circ\text{Cにおける水密度[kg/m}^3\text{]}^{*1} \times \text{蒸発潜熱[kJ/kg]}^{*2}}$$

$$\text{水位低下時間[h]} = \frac{\text{燃料プールの水位が通常水位から燃料有効長頂部冠水部に至るまでの保有水の容量[m}^3\text{]} \times 100^\circ\text{Cにおける水密度[kg/m}^3\text{]}^{*1} \times \text{蒸発潜熱[kJ/kg]}^{*2}}{\text{使用済燃料の崩壊熱[MW]} \times 10^3 \times 3600}$$

③ 沸騰による燃料プール水位の低下平均速度

$$\text{水位低下速度[m/h]} = \frac{\text{燃料プールの水位が通常水位から燃料有効長頂部冠水部に至るまでの高低差[m]}}{\text{燃料プールの水位が通常水位から燃料有効長頂部冠水部に至るまで水位が低下するまでの時間[h]}}$$

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

は水位低下速度は速く，燃料プールの上部では水位低下速度は遅い。燃料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。

(2) 評価に使用する値

表2 評価に使用する値

燃料プール保有水の 比エンタルピ [kJ/kg]※3	燃料プールの 保有水の容積[m ³]	燃料プールの 保有水密度 [kg/m ³]※1	使用済燃料の崩壊熱 [MW]
65°C : 272.08 100°C : 419.10	約 1,400	約 958	約 6.7

蒸発潜熱 [kJ/kg]※2	通常水位から燃料有効 長頂部冠水部までの保 有水の容積[m ³]※4	通常水位から 燃料有効長頂部冠水部 までの高低差[m]	通常水位から 1.3m までの保有水量 [m ³]
2256.47	1040	約 6.9	約 197

※1 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)

※2 100°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)

※3 65°Cの飽和水のエンタルピと 100°Cの飽和水のエンタルピの差を沸騰開始時間の算出に使用(1999 年蒸気表より)

※4 保有水量の算出では燃料有効長頂部冠水部として燃料ハンドル上端(使用済燃料貯蔵ラック上端より約 0.1m 高い位置)を設定

なお，(1) に示した①～③の式による算出については以下の保守的な仮定と非保守的な仮定に基づく評価であるが，総合的に燃料プールの水面や壁面からの放熱を考慮していないことの影響が大きく，保守的な評価となっていると考えられる。

<保守的な仮定>

- ・燃料プール水温の温度変化に対する密度の評価にて，もっと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していない。

<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いる。

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だと考える。

(3) 評価結果

表3 評価結果

項目	評価結果
燃料プール水温が 100°Cに到達するまでの時間[h]	約 8
使用済燃料の崩壊熱による燃料プールの保有水の蒸発量[m ³ /h]	約 12
燃料プール水位が通常水位から約 1.3m 低下するまでの時間[day]	約 1.0
燃料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 4.2
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、使用済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 8 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 12m³/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 1.3m(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 1.0 日後であり、重大事故等対策として期待する大容量送水ポンプ(タイプ I)を用いた燃料プール代替注水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、使用済燃料の崩壊熱により燃料プール水温が上昇し、約 1.5 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 1.3m (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 4.8 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	評価結果
使用済燃料の崩壊熱[MW]	約 1.5
燃料プール水温が 100°Cに到達するまでの時間[day]	約 1.5
崩壊熱による燃料プールの保有水の蒸発量[m ³ /h]	約 3
燃料プール水位が通常水位から約 1.3m 低下するまでの時間[day]	約 4.8
燃料プール水位が燃料有効長頂部冠水部まで低下するまでの時間[day]	約 18.8
燃料プール水位の低下速度[m/h]	約 0.02

※ 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°C とした。

5. 燃料取出スキーム

表5 燃料取出スキーム

取出燃料	女川2号炉から発生分				女川1号炉から発生分			
	冷却期間	燃料数 [本]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]	冷却期間	燃料数 [本]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]
9サイクル 冷却済燃料	—	—	—	—	6×(14ヶ月+70日)+42ヶ月	66	45	1.7×10^2
8サイクル 冷却済燃料	8×(14ヶ月+57日)+10日	136本	45	3.7×10^2	—	—	—	—
7サイクル 冷却済燃料	7×(14ヶ月+57日)+10日	136本	45	3.9×10^2	5×(14ヶ月+70日)+42ヶ月	88	45	2.4×10^2
6サイクル 冷却済燃料	6×(14ヶ月+57日)+10日	136本	45	4.2×10^2	4×(14ヶ月+70日)+42ヶ月	92	45	2.6×10^2
5サイクル 冷却済燃料	5×(14ヶ月+57日)+10日	136本	45	4.6×10^2	3×(14ヶ月+70日)+42ヶ月	88	45	2.7×10^2
4サイクル 冷却済燃料	4×(14ヶ月+57日)+10日	136本	45	5.4×10^2	2×(14ヶ月+70日)+42ヶ月	88	45	3.0×10^2
3サイクル 冷却済燃料	3×(14ヶ月+57日)+10日	136本	45	6.8×10^2	1×(14ヶ月+70日)+42ヶ月	88	45	3.6×10^2
2サイクル 冷却済燃料	2×(14ヶ月+57日)+10日	136本	45	1.0×10^1	42ヶ月	92	45	5.1×10^2
1サイクル 冷却済燃料	1×(14ヶ月+57日)+10日	136本	45	1.9×10^1	—	—	—	—
定期検査時 取出燃料	10日	560本	33	5.8×10^0	—	—	—	—
小計	—	—	—	6.4×10^0	—	—	—	2.1×10^1
崩壊熱合計	崩壊熱：6.7 MW (貯蔵体数：2250 体)							

注1：保守的に燃料プールの燃料保管容量(2250体)すべてに照射された燃料が貯蔵されると仮定。

注2：崩壊熱は女川1号炉からの燃料輸送を想定した設定とする。

注3：炉心燃料の取り出しにかかる期間(冷却期間)は至近の実績を考慮し原子炉停止後10日を採用する。原子炉停止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評価条件となっている。

「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線量率」の評価について

1. 使用済燃料の評価条件

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、その時の使用済燃料を線源とする。

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使用済燃料が全て満たされた状態

○線量材質：使用済燃料及び水を考慮(密度約 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 18 群 (ORIGEN 群構造)

○線源強度は、以下の条件で ORIGEN2 コードを使用して算出

- ・燃料照射期間：1784.5 日(燃焼度 45Gwd/t 相当の値)
- ・燃料タイプ：9×9 燃料 (A 型) (低 Gd)
- ・濃縮度： (wt%)
- ・U 重量：燃料一体あたり (kg)
- ・停止後の期間*：10 日(実績を考慮した値を設定)

※ 原子炉停止 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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

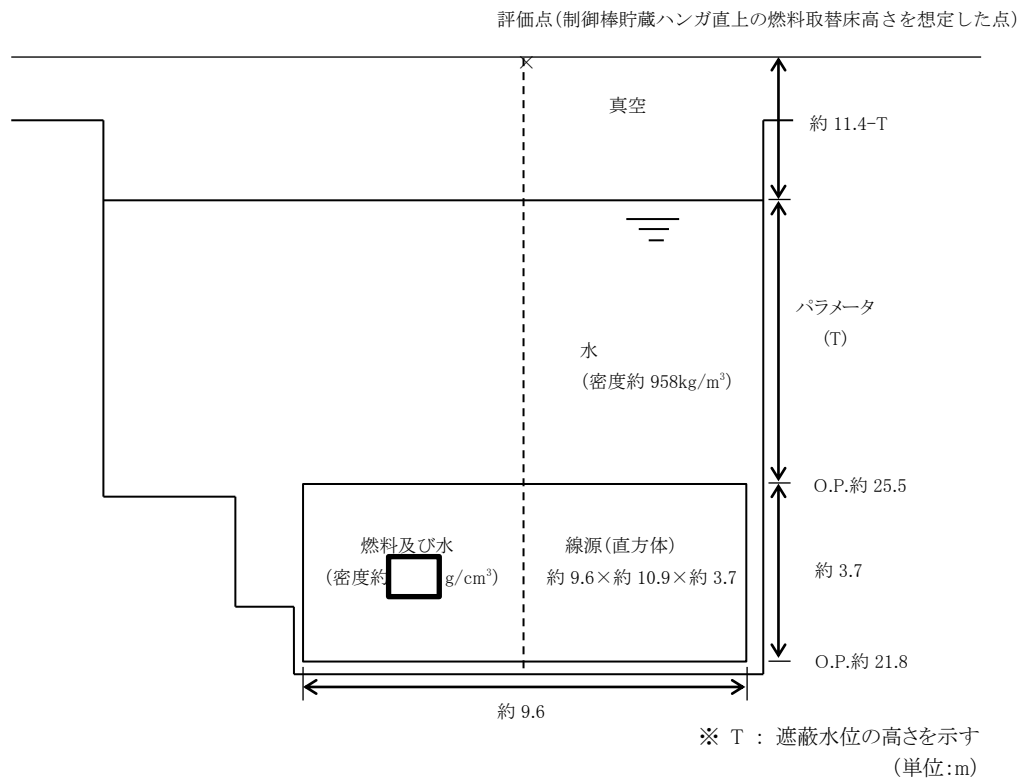


図1 使用済燃料の線量率評価モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表1 使用済燃料の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	燃料線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	2.47×10^{11}
2	2.50×10^{-2}	5.58×10^{10}
3	3.75×10^{-2}	6.42×10^{10}
4	5.75×10^{-2}	4.32×10^{10}
5	8.50×10^{-2}	5.01×10^{10}
6	1.25×10^{-1}	9.30×10^{10}
7	2.25×10^{-1}	5.35×10^{10}
8	3.75×10^{-1}	4.21×10^{10}
9	5.75×10^{-1}	1.49×10^{11}
10	8.50×10^{-1}	1.69×10^{11}
11	1.25×10^0	1.25×10^{10}
12	1.75×10^0	4.60×10^{10}
13	2.25×10^0	2.64×10^9
14	2.75×10^0	1.71×10^9
15	3.50×10^0	1.50×10^7
16	5.00×10^0	1.01×10^2
17	7.00×10^0	1.17×10^1
18	9.50×10^0	1.34×10^0
合計		1.03×10^{12}

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:燃料プール内の使用済制御棒貯蔵ハンガ及びラックの全てに使用済制御棒が満たされた状態

○線源材質:水(密度約 958kg/m³※)とする。水位低下に伴う使用済制御棒が露出する場合は真空とする。

※65℃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

○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 2 領域に分割し、使用済制御棒上部はハンドル部を、使用済制御棒中間部はシース及びタイロッド等を代表としてモデル化している。使用済制御棒は挿入時(照射期間 426 日)のみに中性子が照射されるものとする。

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た線源強度を式(1)により算出した。

$$\cdot \text{平均線源強度} = \frac{\sum\{(\text{制御棒タイプ} \cdot \text{冷却期間別の線源強度}) \times (\text{制御棒タイプ} \cdot \text{冷却期間別の保管本数})\}}{\text{全貯蔵本数}} \quad \dots (1)$$

制御棒のタイプは Hf 及び B4C の 2 タイプ、冷却期間は 1 サイクル、3 サイクル及び 2555 日間の 3 種類、全貯蔵本数は 138 本とした。

○評価モデル:直方体線源

線量率計算は QAD-CGGP2R コードを用いており、その評価モデルを図 2 及び図 3 に示す。また、評価により求めた線源強度を表 2 に示す。

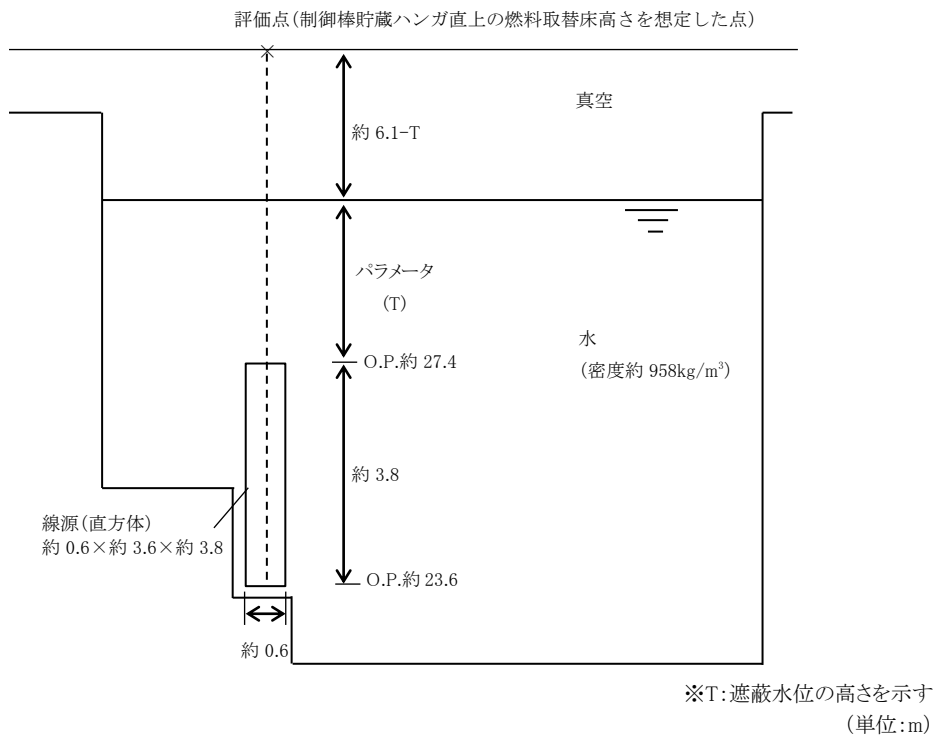


図2 使用済制御棒の線量率評価モデル(貯蔵ラック)

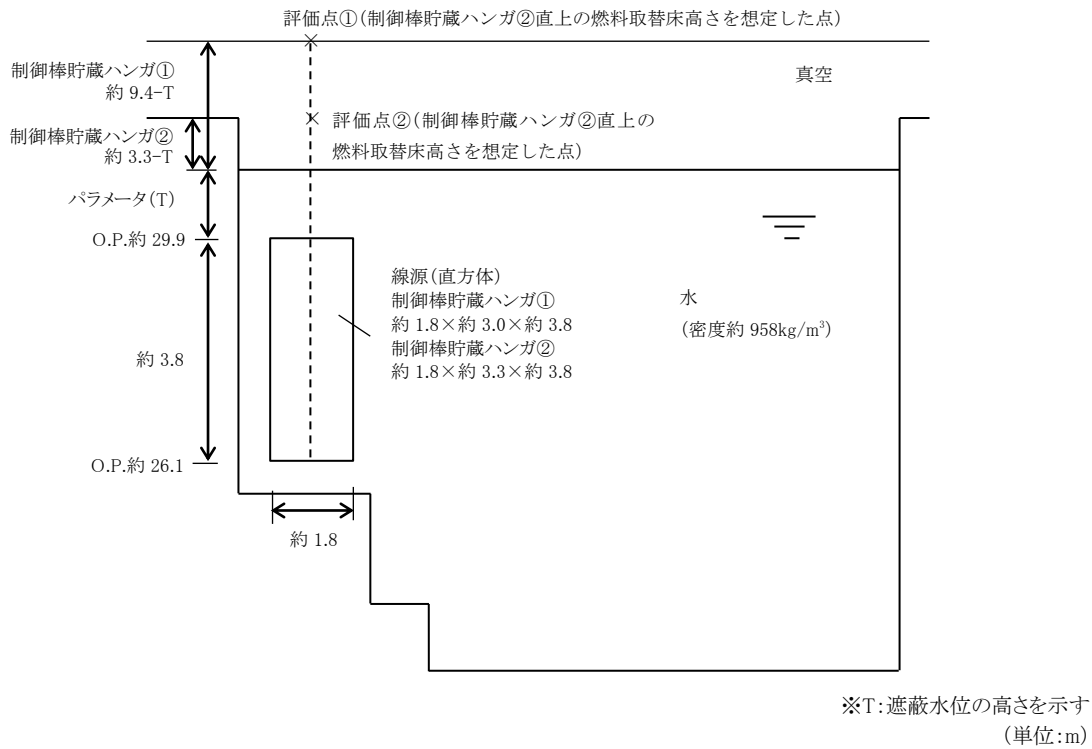


図3 使用済制御棒の線量率評価モデル(貯蔵ハンガ)

表2 使用済制御棒の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	使用済制御棒線源強度 ($\text{cm}^{-3}\cdot\text{s}^{-1}$)			
		上段ハンガ		中段ラック	
		ハンドル部	有効部	ハンドル部	有効部
1	1.00×10^{-2}	3.43×10^7	1.80×10^7	1.13×10^8	2.27×10^8
2	2.50×10^{-2}	5.71×10^6	2.54×10^6	1.58×10^7	1.47×10^7
3	3.75×10^{-2}	3.25×10^6	1.52×10^6	9.03×10^6	1.31×10^7
4	5.75×10^{-2}	3.67×10^6	1.00×10^7	1.02×10^7	5.47×10^8
5	8.50×10^{-2}	1.44×10^6	1.38×10^6	4.02×10^6	5.10×10^7
6	1.25×10^{-1}	5.54×10^5	2.62×10^6	1.55×10^6	1.54×10^8
7	2.25×10^{-1}	1.83×10^5	2.38×10^6	5.34×10^5	1.48×10^8
8	3.75×10^{-1}	5.13×10^4	2.10×10^5	1.58×10^5	1.21×10^7
9	5.75×10^{-1}	2.58×10^4	1.06×10^6	1.47×10^6	6.79×10^7
10	8.50×10^{-1}	8.41×10^6	8.98×10^6	1.52×10^8	1.11×10^8
11	1.25×10^0	1.24×10^9	5.29×10^8	3.44×10^9	1.83×10^9
12	1.75×10^0	4.24×10^2	2.92×10^2	2.71×10^4	1.86×10^4
13	2.25×10^0	6.59×10^3	2.77×10^3	1.82×10^4	7.05×10^3
14	2.75×10^0	2.04×10^1	8.63×10^0	5.63×10^1	2.48×10^1
15	3.50×10^0	1.40×10^{-12}	9.45×10^{-3}	4.65×10^{-12}	4.29×10^{-1}
16	5.00×10^0	0.00×10^0	2.60×10^{-5}	0.00×10^0	1.83×10^{-5}
17	7.00×10^0	0.00×10^0	3.00×10^{-6}	0.00×10^0	2.11×10^{-6}
18	9.50×10^0	0.00×10^0	3.44×10^{-7}	0.00×10^0	2.43×10^{-7}
合 計		1.30×10^9	5.78×10^8	3.74×10^9	3.17×10^9

○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、もしくは、アルミニウム合金の制御棒貯蔵ラックに格納されている(図4参照)。評価では、これらの構造体を含めた使用済制御棒設置箇所をそれぞれ直方体の線源としてモデル化している。

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、線源材料の密度は周囲の環境と同じとしている。すなわち、プール水に浸されている場合は、線源材料の密度は水(密度 約 958kg/m^3)として評価し、気中に露出している場合は、線源材料の密度は保守的に真空として評価している。

冠水時(①)において、使用済制御棒間等は水となるが、使用済制御棒は水より密度の大きいステンレスや炭化ホウ素(またはハフニウム)等で構成されていること、線源以外にも制御棒貯蔵ハンガや制御棒貯蔵ラックといった構造材があることから、線源材料の密度を水として評価することは保守的な設定となっている。

一部露出時(②)、露出時(③)の状態においては、露出部分の線源材料の密度を前述の通り真空とし、制御棒本体、構造体等の遮蔽性能を考慮していないことから、さらに保守的な設定となっている(図5参照)。

<参考>一例としてCo60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： 7.86g/cm^3)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

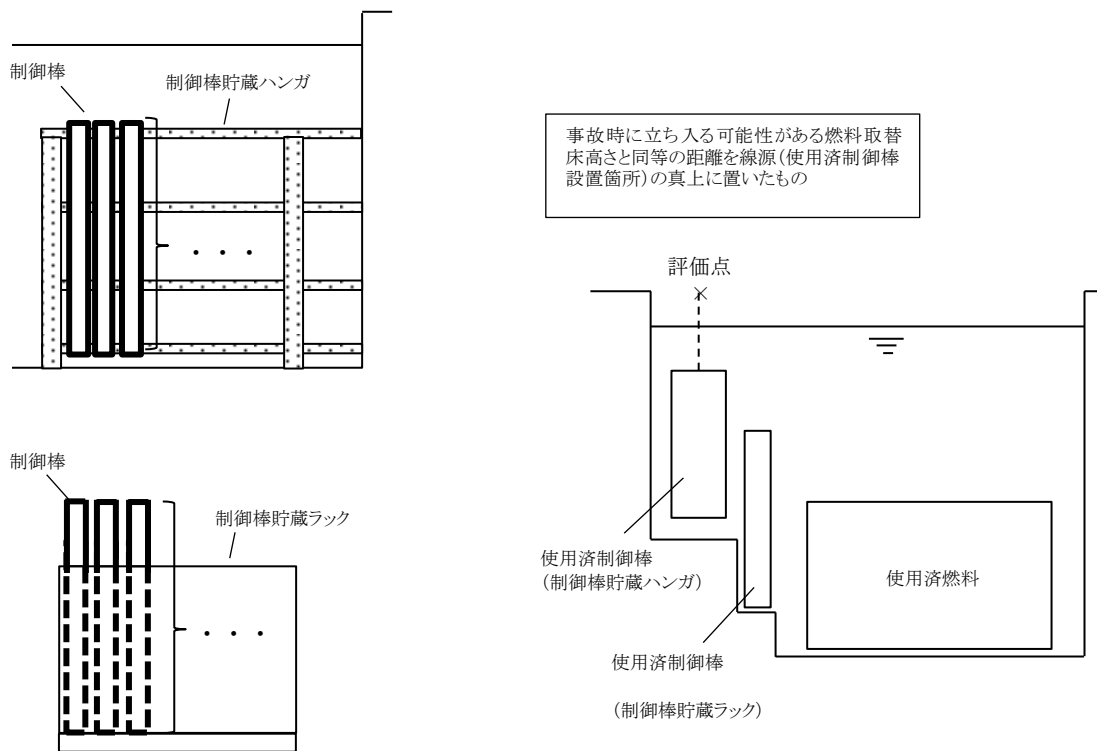
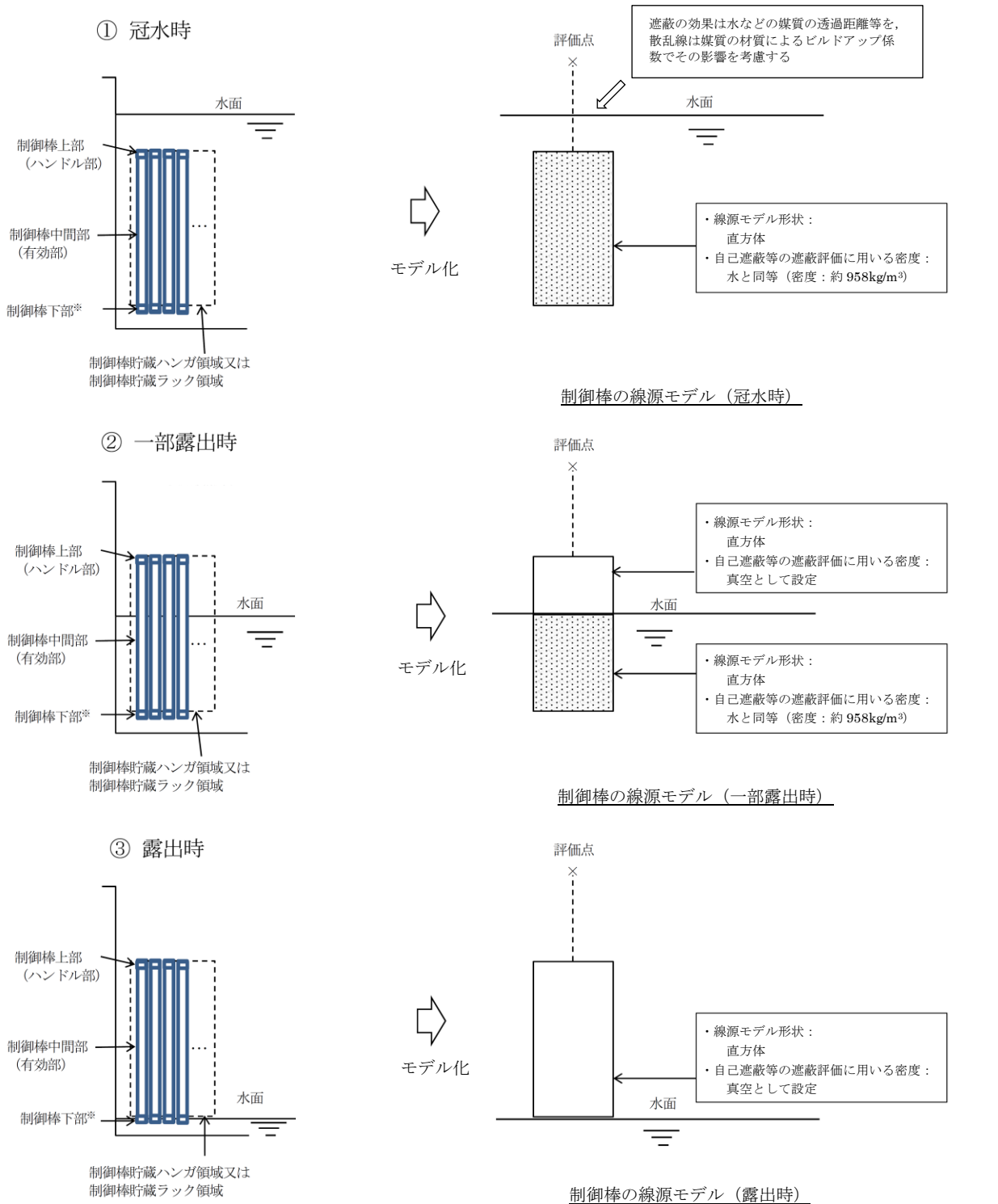


図4 使用済制御棒の格納方法及び評価点



※ 制御棒下部は、中性子の照射量が小さく、
 線量への影響が小さいため、線源として
 見込んでいない

図5 使用済制御棒の冠水時及び露出時の線量率計算モデル

3. 線量率の評価

線量率は、QAD-CGGP2R 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かけ、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-CGGP2R コードでは、式(2)を用い、線量率を評価している。図6に QAD-CGGP2R コードの評価体系を示す。

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

j : エネルギー群番号 (18 群)

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付けされたエネルギー j 群の点線源強度

R_i : i 番目の線源点と評価点の距離

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 群のガンマ線に対する線吸収係数

t_k : 領域 k をガンマ線が透過する距離

これにより求めたエネルギー第 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評価している。

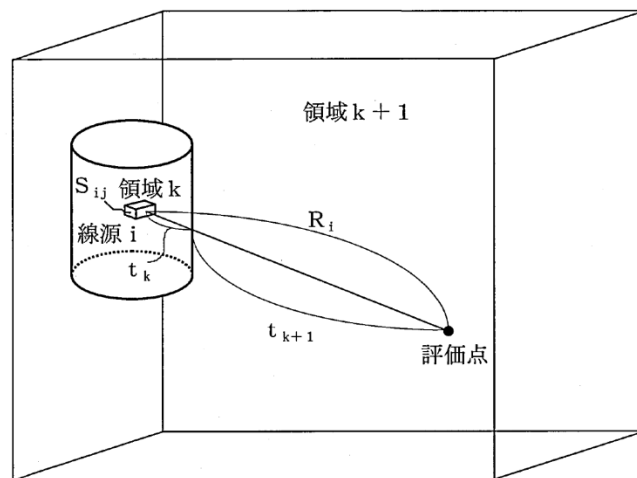


図6 QAD-CGGP2R コードの評価体系

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

線量からの線量率を求める際に設定する評価点は、線量評価を厳しくする観点から、使用済制御棒線源の直上の燃料取替床高さとした。なお、評価では図1～図3の線量率計算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

必要な遮蔽の目安とした線量率は、原子炉建屋最上階での操作時間から10mSv/hに設定した。原子炉建屋最上階での重大事故等対応要員が実施する重大事故等対策の操作時間は3.5時間（保管場所と原子炉建屋最上階の移動時間を含む）以内であることを考慮すると、被ばく量は最大でも35mSv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。ここで、原子炉建屋最上階での重大事故等対応要員が実施する重大事故等対策の操作は、燃料プールへの注水準備操作（ホース敷設等）を想定している。

また、作業員等が事象発生時に原子炉建屋最上階に滞在していた場合でも、事象発生後速やかに管理区域外へ退避するため、原子炉建屋最上階での被ばく量は限定的である。

なお、必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、至近の定期検査作業時での原子炉建屋最上階における線量率の実績値（約9.5mSv/h）を考慮した値である。

想定事故1及び2での必要な遮蔽水位は図7より燃料有効長頂部から約6.1mとなり、通常水位から約1.3m低下した水位である。

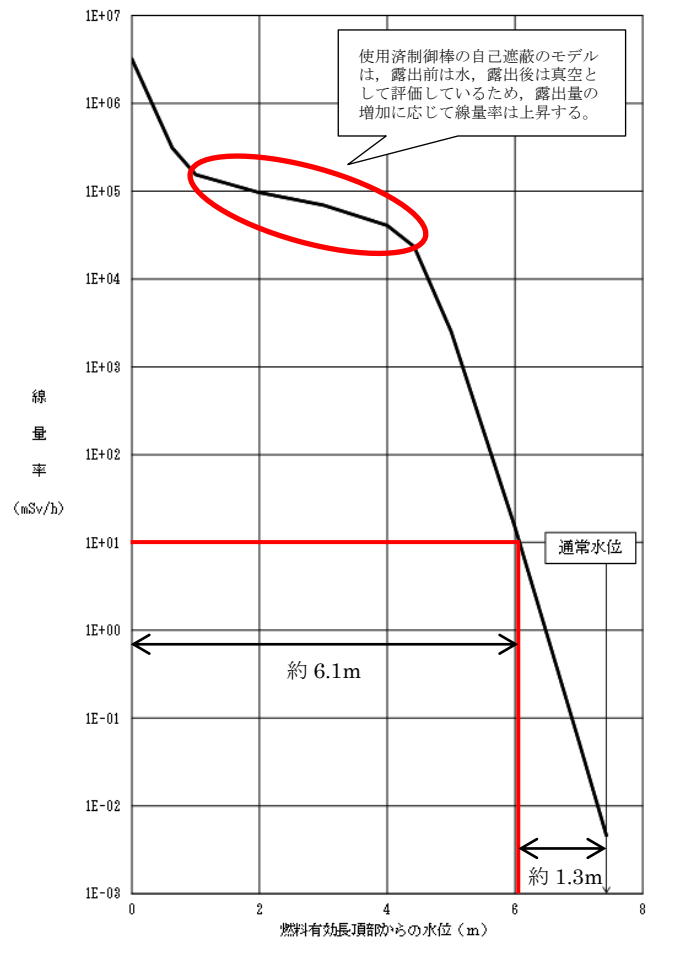


図7 放射線の遮蔽が維持される水位

安定状態について

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

燃料プール代替注水系を用いた燃料プールへの注水を実施することで，燃料プール水位が回復，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，燃料プール代替注水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浄化系を復旧し，復旧後は復水補給水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. 1 別紙 1）

燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

女川 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 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スプレイ系によるスプレイが作動する状態を想定し、燃料プール水の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、女川 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、実効増倍率を図 1 に示す体系で評価したところ、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、図 2 に示すとおり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。

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三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 女川2号炉 使用済燃料貯蔵ラック評価体系

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

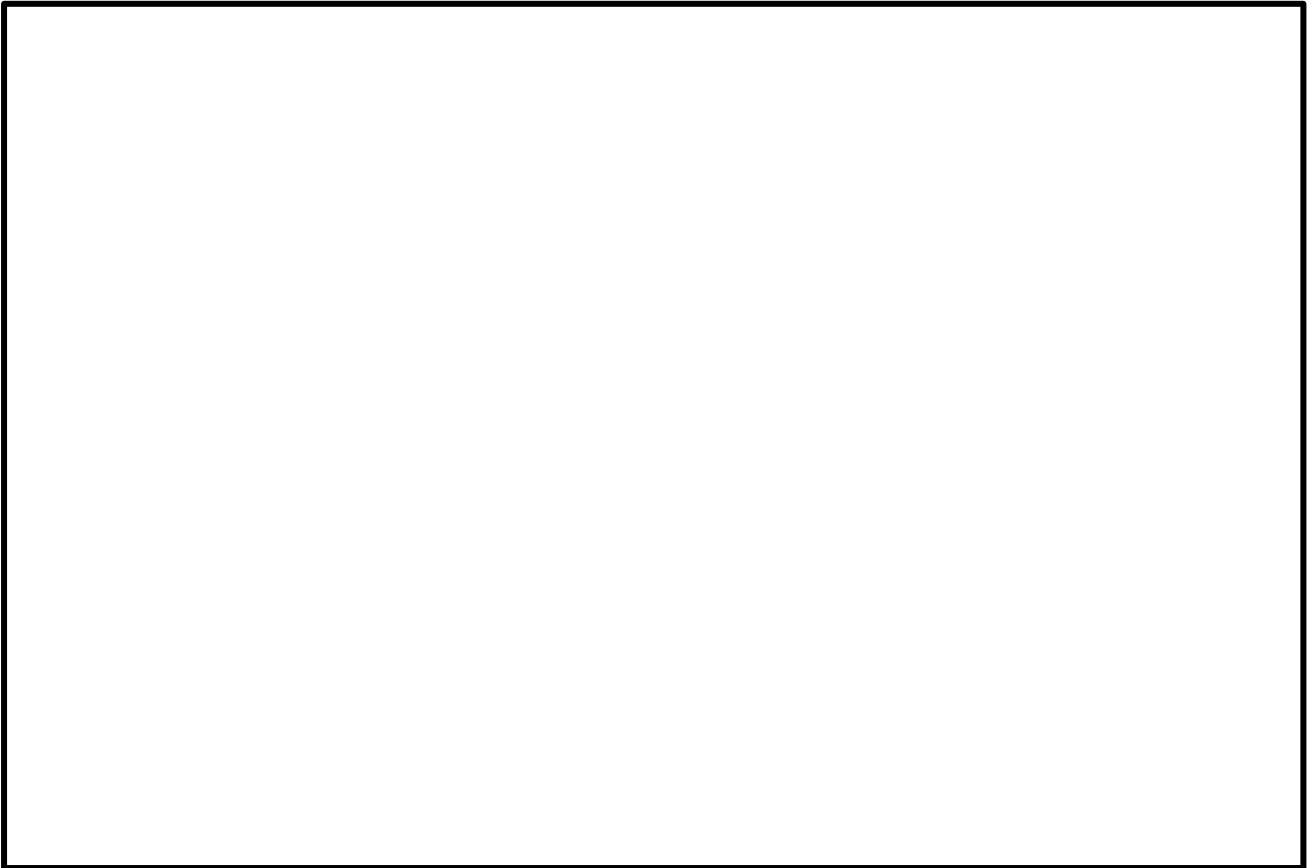


図2 実効増倍率の水密度依存性

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

評価条件の不確かさの影響評価について (想定事故 1)

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 (想定事故 1) (1 / 4)

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			
燃料プール保有水量	約 1,400m ³	約 1,400m ³	保有水を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状態を想定	燃料プール水位及びプールゲートの状態に含まれる。	燃料プール水位及びプールゲートの状態に含まれる。
燃料の崩壊熱	約 6.7MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・貯蔵燃料 45 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t	約 6.3MW 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ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2 を用いて算出している最確条件を包絡できる条件	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、燃料プール水位の上昇及び燃料の崩壊熱が、注水操作は、燃料の崩壊熱に同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。	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。
燃料プール水温	65℃	約 27℃～約 43℃ (実績値)	保安規定の運転上の制限値 最確条件を包絡できる条件	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、沸騰開始時間は速くなり、沸騰開始時間は遅くなるため、燃料プール水の初期水温に応じた対応を取るものではなく、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。	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、沸騰開始時間は速くなり、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を考えられる。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 17 時間以上 (10mSv/h の場合は 17.6 時間)、燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は事象発生から 8 日以上 (約 3.8 日) あり、事象発生から 13 時間後までに燃料プール代替注水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					

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 (想定事故1) (2/4)

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
	最確条件	評価条件			
燃料プール水位	通常水位	通常水位付近	通常水位を設定	<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有効長頂部に低下するまでの時間が短くなる。条件による異常の認知の時間は短くなる。条件によつ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時間が早くなるが、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、燃料プール水位の低下により原子炉建屋最上階の線量率が上昇するが、燃料プール水位の低下量は約0.1mであり、初期水位を水位低警報レベル (通常水位から0.165m下) とした場合の評価 (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故発生から23時間以上 (10mSv/hの場合)) に包絡されることから、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、そ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有効長頂部まで水位が低下するまでの時間が短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル (通常水位から0.165m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、事故発生から23時間以上 (10mSv/hの場合) 約23.4時間、燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は、事故発生から4日以上 (約4.1日) あり、事故発生13時間後までに燃料プール代替注水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。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合の水位低下量は約0.1mであり、前述の初期水位を水位低警報レベルとした場合の評価に包絡されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>
	最確条件	最確条件			
初期条件	<p>プールゲート閉 (原子炉ウエル, D/Sピット, キヤスクピットの保有水量を考慮しない)</p>	<p>プールゲート開 (原子炉ウエル, D/Sピット, キヤスクピットの保有水量を考慮)</p>	<p>全炉心燃料取出直後において、プールゲートは開放されていることが想定されるが、保守的に原子炉ウエル, D/Sピット及びキヤスクピットの保有水量を考慮しない状態を想定</p>	<p>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て1.8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。</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及び評価項目となるパラメータに与える影響 (想定事故1) (3/4)

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	外部水源の容量	10,000m ³	淡水貯水槽の通常時の水量を参考に設定	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。また、事象発生13時間後から大容量送水ポンプ(タイプ1)による燃料プールへの注水を7日間実施した場合においても淡水貯水槽は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	—
	燃料の容量	約880kL	通常時の軽油タンク及びびガスタービン発電設備軽油タンクの運用値を参考に、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。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。	—

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（想定事故1）（4/4）

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、燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、燃料プール補給水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	燃料プール代替注水系	最大 114m ³ /h で注水	燃料プール代替注水系による注水を想定設備の設計値として設定	評価条件と最確条件は同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表2 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（想定事故1）（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						
操作条件	大容量送水ポンプ（タイプI）の準備（燃料プール代替注水系）	事象発生から10時間後に準備完了	大容量送水ポンプ（タイプI）の準備時間を踏まえて設定	<p>【認知】 燃料プールの冷却機能喪失時、中央制御室にて燃料プールへの注水機能喪失を確認した場合、大容量送水ポンプ（タイプI）の準備を開始する手順としている。そのため、認知遅れによる操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 大容量送水ポンプ（タイプI）の準備は、大容量送水ポンプ（タイプI）の設置、ホースの敷設等を行う専任の重大事故等対応要員が配置されている。また、原子炉建屋内ホース敷設を行う運転員（現場）及び専任の重大事故等対応要員が配置されている。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 大容量送水ポンプ（タイプI）の設置等を行う重大事故等対応要員は、可搬型重大事故等対処設備の保管場所まで、徒歩での移動を想定しており、移動時間としては余裕を含めて25分を想定していることから、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉建屋内ホース敷設を行う運転員（現場）及び重大事故等対応要員は、原子炉建屋内まで徒歩での移動を想定しており、移動時間としては余裕を含めて25分を想定していることから、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 大容量送水ポンプ（タイプI）は車両であることから自走で作業現場へ移動することを想定しており、ホース及び注水用ヘッダの設置はホース延長回収車及びクレーン付運搬車により、自走にて作業現場へ移動しながら実施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、ブルドーザにて必要なアクセスルートを仮復旧できる常駐体制としており、仮復旧作業として4時間（この間に可搬型重大事故等対処設備の保管場所まで移動）を想定している。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプI）の準備の作業項目及び操作所要時間等は以下のとおりであり、操作所要時間は合計6時間を想定している。各作業には十分な時間余裕を含んでいることから、操作開始時間は早まる可能性がある。</p> <p>[大容量送水ポンプ（タイプI）の準備：6時間（余裕含む）]</p> <ul style="list-style-type: none"> 大容量送水ポンプ（タイプI）の設置、ホースの敷設、接続等に5時間を想定 大容量送水ポンプ（タイプI）の起動、水張り等に30分間を想定 <p>[原子炉建屋内ホース敷設：3.5時間（移動及び余裕含む）]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋内におけるホース敷設等に3時間を想定 <p>【他の並列操作有無】 大容量送水ポンプ（タイプI）の準備及び原子炉建屋内ホース敷設作業は、並列操作可能なため、両者が干渉して操作開始時間が遅れることはない。よって、並列操作が操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 運転員（現場）及び重大事故等対応要員の現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため1組2人以上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>評価上の大容量送水ポンプ（タイプI）の準備時間は、仮にアクセスルートの被害があった場合の仮復旧操作として4時間、その後の準備作業に6時間を想定して事象発生10時間後と設定しているが、準備作業が想定より短い時間で完了する可能性があり、実態の燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水の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。</p>	<p>実態の準備完了時間が早まり、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。</p>	<p>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1日以上（10mSv/hの場合、約1.0日）、燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下するまで低下する時間が事象発生から4日以上（約4.2日）であり、事故を検知して注水準備作業が完了するまでの時間は事象発生から約10時間後、その後、3時間後に注水開始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。</p>	<p>大容量送水ポンプ（タイプI）の設置等については、仮にアクセスルートの仮復旧作業（4時間）を考慮した場合の所要時間10時間想定のところ、訓練実績等により約9.5時間で実施可能なことを確認した。また、原子炉建屋内ホース敷設については、所要時間3.5時間想定のところ、訓練実績等により約3時間で実施可能なことを確認した。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。</p>
	燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水操作	事象発生から13時間後	燃料プール代替注水系の系統構成に必要な準備時間に時間余裕を考慮して設定	<p>【認知】 燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水操作は、燃料プール水位の低下を確認した場合に大容量送水ポンプ（タイプI）を用いて行う操作である。燃料プール水位は燃料プール冷却機能喪失時の重要な監視項目として継続監視しており、認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。</p> <p>【要員配置】 当該操作を行う専任の重大事故等対応要員が配置されている。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水操作は、大容量送水ポンプ（タイプI）の準備完了後、引き続き実施する作業であるため、移動時間は考慮不要である。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水操作に必要な作業は注水用ヘッダの手动弁1個の開操作であり、簡易な操作である。操作時間は特に設定していないが、手动弁1個の操作で注水可能であり操作開始時間は十分に短い。</p> <p>【他の並列操作有無】 燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水操作時に、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>【操作の確実さ】 重大事故等対応要員の現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため1組2人以上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>評価上の燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水開始時間は、大容量送水ポンプ（タイプI）の準備完了から3時間後と設定している。大容量送水ポンプ（タイプI）の準備完了後、燃料プール水位は継続監視しており、燃料プール水位の低下を確認した時点で注水操作が可能である。このため、実態の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。</p>	<p>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。</p>	<p>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1日以上（10mSv/hの場合、約1.0日）、燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下するまで低下する時間が事象発生から4日以上（約4.2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13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。</p>	<p>訓練実績等より、燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水操作は、約1分で操作可能なことを確認した。想定で意図している作業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 (想定事故1) (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					
操作条件 各機器への給油 (大容量送水ポンプ (タイプ1))	事象発生から 10 時間以降, 適宜	大容量送水ポンプ (タイプ1) への給油は, 評価条件ではないが, 評価で想定している操作の成立性や継続に必要な作業。 大容量送水ポンプ (タイプ1) の準備完了時間を踏まえ設定	大容量送水ポンプ (タイプ1) への給油開始までの時間は, 事象発生から約 10 時間以降であり十分な時間余裕がある。	—	—	—	有効性評価では, 燃料プールへの注水に使用する大容量送水ポンプ (タイプ1) (1 台) への燃料給油を期待している。 各機器への給油準備作業について, 大容量送水ポンプ (タイプ1) への給油準備 (現場移動開始からタンクローリへの補給完了まで) は, 所要時間 140 分のところ訓練実績等では約 130 分で実施可能なことを確認した。 また, 各機器への給油作業は, 各機器の燃料が枯渇しない時間間隔 (許容時間) 以内で実施することとしている。 大容量送水ポンプ (タイプ1) への給油作業は, 許容時間 300 分のところ, 訓練実績等では約 30 分であり, 許容時間内で意図している作業が実施可能であることを確認した。

7日間における水源，燃料評価結果について
(想定事故1)

1. 水源に関する評価

○水源

- ・淡水貯水槽：10,000m³ (5,000m³×2)

○水使用パターン

- ・燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水
事象発生13時間後から最大流量114m³/hで注水する。
プール水位が通常水位に回復した後，水位を維持できるよう崩壊熱相当
(最大約12m³/h)の注水を実施する。

○評価結果

事象発生13時間後から燃料プール水位が通常水位に回復する約14時間後までは114m³/hで注水を行い，その後崩壊熱相当(最大約12m³/h)で注水を実施するため，7日間では合計約1,800m³の水量が必要となるが，淡水貯水槽には合計10,000m³保有していることから必要注水量を確保可能であり，安定して冷却を継続することが可能である。

$$114 \text{ m}^3/\text{h} \times (14\text{h} - 13\text{h}) + 12 \text{ m}^3/\text{h} \times (168\text{h} - 14\text{h}) \approx 1,970\text{m}^3$$

2. 燃料消費に関する評価

プラント状況： 2号炉停止中。1, 3号炉停止中（炉内に燃料無し）。

事象： 想定事故1は2号炉を想定。保守的に全ての設備が事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。

2号炉

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)	非常用ディーゼル発電機 2台起動 (想定負荷に応じた燃料消費量) (A) 1,287L/h×1台×168h=約217kL (B) 1,395L/h×1台×168h=約235kL 7日間合計 約452kL
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1台起動 ^{※1} (想定負荷に応じた燃料消費量) 358L/h×1台×168h=約61kL
		大容量送水ポンプ(タイプI) 1台起動 (定格負荷時の燃料消費量) 188L/h×1台×168h=約32kL
	事象発生直後～ 事象発生24時間後 (=24h)	常設代替交流電源設備 2台起動 ^{※2} (想定負荷に応じた燃料消費量) 540L/h×2台×24h=約26kL
合計		7日間の軽油消費量 約571kL
判定		2号炉の軽油タンク約580kL及びガスタービン発電設備軽油タンク約300kLの容量(合計)は約880kLであり、7日間対応可能

※1 事故収束に必要なディーゼル発電機ではないが、保守的に起動を想定し評価

※2 外部電源喪失により自動起動し、緊急用電気品建屋(600kW)への給電を行う。重大事故等対策に必要な機器への電源供給は非常用ディーゼル発電機等により行われているため、常設代替交流電源設備は停止可能であるが、燃料評価上、保守的に事象発生24時間は運転継続するものと想定。なお、ガスタービン発電設備軽油タンクから軽油を抽出する場合にはその時点で常設代替交流電源設備を停止する。

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

「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」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代替注水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、燃料プール代替注水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孔による漏えい停止機能及び燃料プール代替注水系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 図に、手順の概要を第 4.2.2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第 4.2.1 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、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員、重大事故等対応要員で構成され、合計 28 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、発電課長 1 名、発電副長 1 名、運転操作対応を行う運転員 3 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う発電所対策本部要員は 6 名、重大事故等対応要員は 17 名である。この必要な要員と作業項目について第 4.2.3 図に示す。

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、使用済燃料プール水位／温度等である。

b. 燃料プールの注水機能喪失確認

燃料プールの水位低下分を注水するため、補給水系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、使用済燃料プール水位／温度等である。

c. 燃料プール漏えい箇所の調査

燃料プール又はスキマサージタンク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、原因調査を開始する。原因調査の結果、燃料プール本体からの漏えいではないことから、サイフォン現象による漏えいであることを判断する。

d. 燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水

燃料プール代替注水系の準備は水位低下による異常の認知を起点として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、燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水を開始し、燃料プール水位を回復する。その後は、燃料プールの冷却系を復旧するとともに、燃料プール代替注水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^{※1}を確保できる燃料プール水位より高く維持する。

燃料プール代替注水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、使用済燃料プール水位／温度等である。

※1 必要な遮蔽の目安とした線量率は、原子炉建屋最上階での操作時間から 10mSv/h と設定した。原子炉建屋最上階での重大事故等対応要員が実施する重大事故等対策の操作時間は 3.5 時間（保管場所と原子炉建屋最上階の移動時間を含む）以内であることを考慮すると、被ばく量は最大でも 35mSv 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。ここで、原子炉建屋最上階での重大事故等対応要員が実施する重大事故等対策の操作は、燃料プールへの注水準備操作（ホース敷設等）を想定している。

また、作業員等が事象発生時に原子炉建屋最上階に滞在していた場合でも、事象発生後速やかに管理区域外へ退避するため、原子炉建屋

最上階での被ばく量は限定的である。

なお、必要な遮蔽の目安とした線量率 10mSv/h は、至近の定期検査作業時での原子炉建屋最上階における線量率の実績値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 1.3m 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、燃料プール冷却浄化系はスキマせき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、燃料プール冷却浄化系の配管破断により燃料プールの水位がサイフォンブレイク孔まで低下後、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。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 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エ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、燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の 65°C 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 6.7MW 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 12m³/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、燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、燃料プール補給水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、燃料プール冷却浄化系配管^{※2}のうち、系統最下部の配管の両端破断を想定する。

※2 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、燃料プール冷却浄化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、耐震クラスや操作の成立性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水位低下量

燃料プール冷却浄化系配管に設置されている逆止弁については、開固着を仮定し、逆止弁の機能が働かない状態を仮定する。このときのサイフォン現象による燃料プールの水位低下量は、サイフォンブレイク孔高さ（通常水位より 0.35m 下）に余裕をみた値として、通常水位より 0.5m 下とする。

(添付資料 4.2.2, 4.2.3)

(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、燃料プール代替注水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) 燃料プール代替注水系

燃料プールへの注水は、大容量送水ポンプ（タイプ I）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 114m³/h にて注水する。

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) 燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水は、重大事故等対応要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生 13 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. 4 図に、燃料プール水位と線量率の関係を第 4. 2. 5 図に示す。

a. 事象進展

燃料プール冷却浄化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、燃料プール水位は低下するが、燃料プール冷却浄化系戻り配管に設けられているサイフンブレイク孔により、サイフォン現象による漏えいは停止する。スキマせき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。一方、燃料プールの喪失した保有水を補給するため、補給水系による水の注水準備を行うが補給水系が使用不可能な場合、燃料プール代替注水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 5℃/h で上昇し、事象発生から約 7 時間後に 100℃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 13 時間経過した時点で燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水を開始すると、燃料プール水位は回復する。

その後は、燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プール代替注水系により、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. 4 図に示すとおり、通常水位から約 0.9m 下まで低下するに留まり、燃料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 時間で沸騰し、その後 100℃付近で維持される。

また、第 4.2.5 図に示すとおり、燃料プール水位が通常水位から約 0.9m 下の水位となった場合の線量率は、約 8.9×10^{-1} mSv/h であり、必要な遮蔽の目安とする 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、原子炉建屋最上階の床付近としている。

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 13 時間後から燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水を行うことで燃料プール水位は回復し、その後に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, 4.2.4)

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、燃料プール代替注水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 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、原則、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 6.7MW に対して最確条件は約 6.3MW 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、燃料プール代替注水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 27℃～約 43℃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、燃料プール代替注水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、注水操作は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、燃料プール代替注水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、注水操作は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、燃料プール水位の低下により原子炉建屋最上階の線量率が上昇するが、燃料プール水位の低下量は約 0.1m であり、後述する初期水位を水位低警報レベルとした場合の評価（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 18 時間以上（10mSv/h の場合））に包絡されることから、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、保有水量がプールゲート閉時と比べ 1.8 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、燃料プール代替注水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、注水操作は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逆流防止用の逆止弁の状態による水位低下量は、破損面積及び弁の開口面積が評価条件より小さい場合、燃料プールの保有水の漏えい量が少なくなり、燃料プール水位がサイフォンブレイク孔まで低下する時間は長くなるが、燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水操作は水位低下量に応じた対応をとるものではなく、注水操作は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。

(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 6.7MW に対して最確条件は約 6.3MW 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 27°C ～約 43°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、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 10 時間以上 (10mSv/h の場合 約 10.8 時間)、燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は事象発生から 3 日以上 (約 3.6 日) となる。放射線の遮蔽が維持される最低水位には、燃料プール代替注水系による注水開始 (事象発生 13 時間後) より早く到達するものの、燃料プール代替注水系による注水は、実態的には事象発生 10 時間後より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、燃料プール水位が通常水位から燃料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 0.165m 下) ^{※3} 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 18 時間以上 (10mSv/h の場合 約 18.6 時間)、燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は事象発生から約 3 日以上 (約 3.9 日) あり、事象発生 13 時間後までに燃料プール代替注水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の水位低下量は約 0.1m であり、前述の初期水位を水位低警報レベルとした場合の評価に包絡されること

から、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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 1.8 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逆流防止用の逆止弁の状態による水位低下量は、破損面積及び弁の開口面積が評価条件より小さい場合、燃料プールの保有水の漏えい量が少なくなり、燃料プール水位がサイフォンブレイク孔まで低下する時間は長くなるが、サイフォンブレイク孔により漏えいが停止するため、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小さい。

※3 使用済燃料プール水位計(ヒートサーモ式)及び使用済燃料プール水位計(ガイドパルス式)の水位低の警報設定値：通常水位-0.165m

(添付資料 4.2.2, 4.2.5)

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代替注水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 13 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、評価上の操作開始時間を事象発生 13 時間後として設定しているが、大容量送水ポンプ(タイプ I)の準備完了後、燃料プール水位は継続監視しており、燃料プール水位の低下を確認した時点で注水操作が可能であり、実態の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

操作条件の燃料プール代替注水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 4.2.5)

(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代替注水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18時間以上（10mSv/hの場合 約18.6時間）、燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間が事象発生から3日以上（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13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 4.2.5)

(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。その他、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における、重大事故等対策時に必要な要員は、「4.2.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり28名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、発電所対策本部要員、重大事故等対応要員及び初期消火要員の35名で対応可能である。

なお、今回評価した原子炉停止中ではなく、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、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員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」

の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水源

燃料プール代替注水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、合計約 2,070m³ 必要となる。水源として、淡水貯水槽に 10,000m³ 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 4.2.6)

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、想定される負荷で事象発生後 7 日間運転した場合、約 513kL の軽油が必要となる。大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いた燃料プール代替注水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容量送水ポンプ（タイプ I）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 32kL の軽油が必要となる。常設代替交流電源設備については、事象発生後 24 時間、緊急用電気品建屋へ給電した場合、約 26kL の軽油が必要となる。（合計 約 571kL）

2号炉の軽油タンク（約 580kL）及びガスタービン発電設備軽油タンク（約 300kL）にて合計約 880kL 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、大容量送水ポンプ（タイプ I）による燃料プールへの注水及び常設代替交流電源設備の運転について、7日間（常設代替交流電源設備の運転については 24 時間）の継続が可能である。

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。

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、サイフンブレイク孔による燃料プール水の漏えい停止手段及び燃料プール代替注水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、燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水により、

燃料プール水位を回復し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、重大事故等対策に備え発電所に常駐している中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員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、燃料プール代替注水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。

必要な要員と作業項目				経過時間(分)															備考											
作業項目	実施箇所・必要人員数			作業の内容	10m	20m	30m	40m	50m	1h	2h	3h	4h	5h	6h	7h	8h	9h	10h	11h	12h	13h	14h	15h						
	責任者	発電課長	1人		運転操作指揮																									
状況判断	責任者	発電課長	1人	運転操作指揮	▽約1分 「燃料プール水位低」ANN 警報発生																									
	指揮者	発電副長	1人	運転操作指揮	▽約4分 サイフォン現象による漏えい停止																									
	通報連絡者	発電所対策本部要員	6人	中央制御室連絡 発電所外部連絡	▽約60分 注水機能喪失確認、冷却機能喪失確認																									
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	重大事故等対応要員	▽約7時間 燃料プール水温100℃到達																										
燃料プールの水位、温度監視	1人 【A】	-	-	-	▽約10時間 大容量送水ポンプ(タイプ1)準備完了																									
					▽13時間 燃料プール代替注水による燃料プール注水開始																									
燃料プールの冷却系復旧作業 (評価上考慮せず)	-	-	-	-	燃料プールの冷却系 機能回復 (燃料プール冷却浄化系ポンプ/残置熱除去系ポンプ)																								対応可能な要員により対応する	
燃料プール注水系復旧作業 (評価上考慮せず)	-	-	-	-	燃料プール注水系 機能回復 (復水補給水系)																								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																								5分	
	-	-	2人 【B】C	-	現場確認																								60分	
	-	-	-	-	隔離操作(評価上考慮せず)																									
アクセスルート確保	-	-	6人 K,L,O~R	-	アクセスルート復旧(復旧が必要な場合)																								4時間	作業時間が最大となるルートを設定 復旧が不要な場合は以降の作業の余裕時間となる
代替注水等確保	-	-	9人 A~I	-	大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置、ホース敷設、接続																								6時間	
	-	-	1人 【A】	-	大容量送水ポンプ(タイプ1)監視																								以降監視	
燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水	-	-	2人 【B,C】	1人 【R】	建屋内ホース敷設、接続																								3.5時間	
	1人 【A】	-	-	2人 【B,C】	燃料プール注水																								適宜実施	
燃料プール代替注水系(常設配管)による燃料プールへの注水 (評価上考慮せず)	-	-	-	-	燃料プール注水																								適宜実施	注水不可の場合は燃料プール代替注水系により対応する
燃料補給準備	1人 【B】	-	-	-	常設代替交流電源設備の停止																								30分	
	-	-	2人 MN	-	可搬型設備保管場所への移動 タンクローリへの移送																								140分	
燃料補給	-	-	2人 【MN】	-	大容量送水ポンプ(タイプ1)への給油																								適宜実施	タンクローリ残量に応じて適宜ガスタービン 発電設備軽油タンクから補給
必要人員数 合計	3人 A~C			17人 A~K~R																										

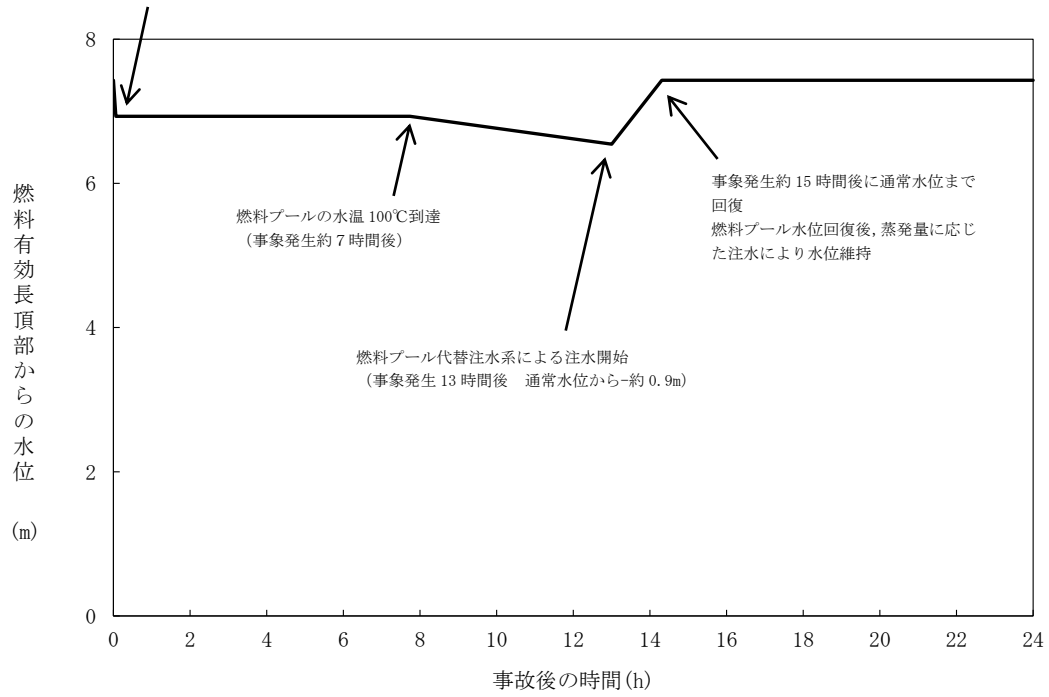
【 】は他作業後移動してきた要員

重大事故等対策要員	運転員	5
	重大事故等対応要員	17
	発電所対策本部要員	6
合計		28

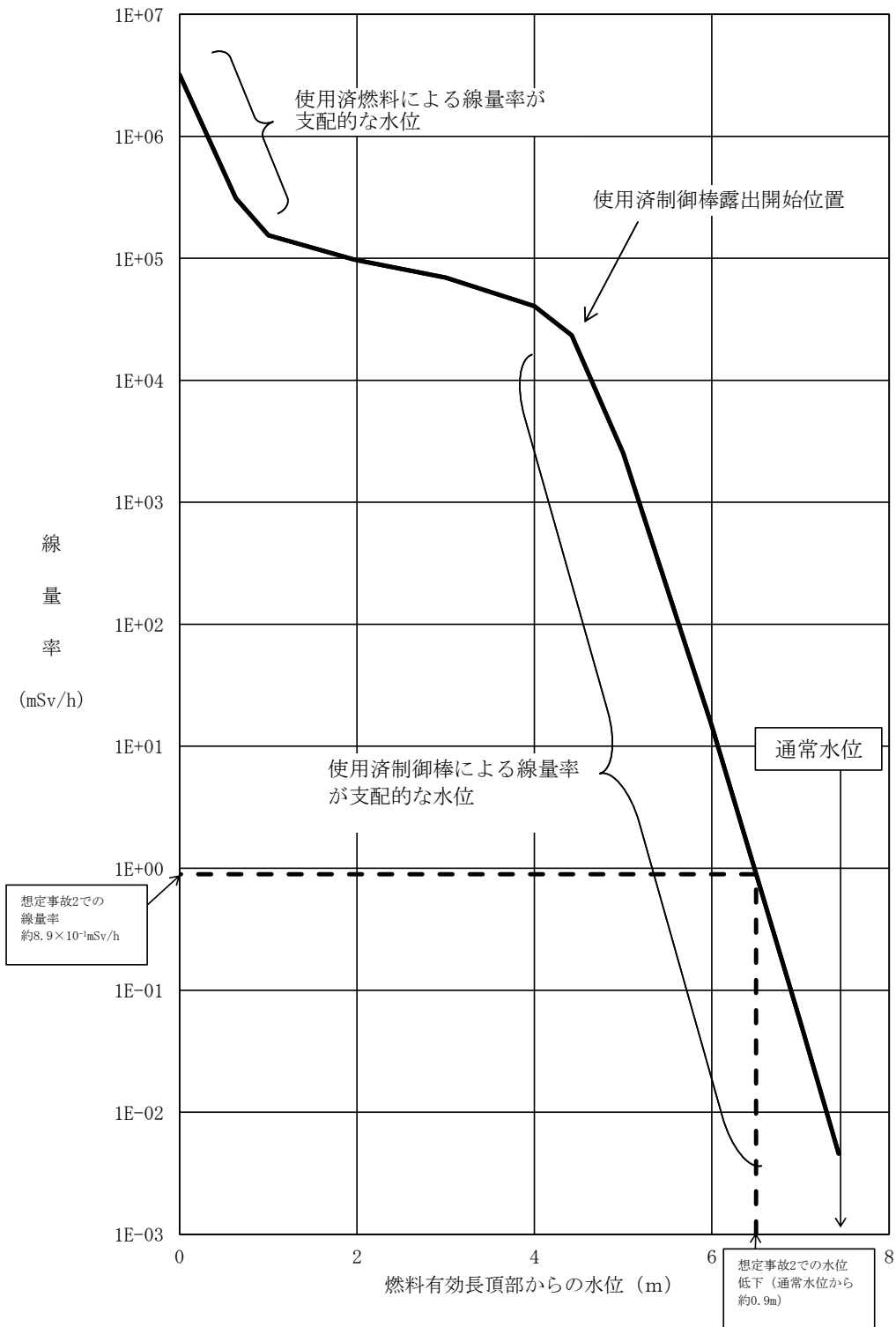
原子炉運転中における燃料プールでの事故を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故の対応と燃料プールにおける重大事故の対応が重畳することも考えられる。しかし、燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いことから時間余裕が十分長く(運転開始直後を考慮しても燃料プールの保有水が100℃に到達するまで1日以上)、原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となるため、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員により対応可能である

第 4.2.3 図 「想定事故 2」の作業と所要時間

サイフォンブレイク孔による水位低下の停止



第 4.2.4 図 燃料プール水位の推移 (想定事故 2)



第 4.2.5 図 燃料プール水位と線量率 (想定事故 2)

第 4.2.1 表 「想定事故 2」 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
燃料プールの水位低下確認	<ul style="list-style-type: none"> 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 	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	—	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) 使用済燃料プール監視カメラ
燃料プールの注水機能喪失確認	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プールの水位低下分を注水するため、補給水系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 	—	—	【残留熱除去系ポンプ出口圧力】 【残留熱除去系ポンプ出口流量】 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイン洗浄流量) 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) 使用済燃料プール監視カメラ
燃料プール漏えい箇所の調査	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール又はスキマサージタンク水位低下に伴い発生する警報により漏えいを認知し、原因調査を開始する。原因調査の結果、燃料プール本体からの漏えいではないことから、サイフォン現象による漏えいであることを判断する 	—	—	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) 使用済燃料プール監視カメラ
燃料プール代替注水系 (常設配管) による燃料プールへの注水	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール代替注水系 (常設配管) の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系 (常設配管) による燃料プールへの注水により、燃料プールの水位を回復する。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 	ガスタービン発電設備 軽油タンク 淡水貯水槽	大容量送水ポンプ (タイプ I) タンクローリ	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) 使用済燃料プール監視カメラ
燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール代替注水系の準備が完了したところで、燃料プール代替注水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回復する。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 	ガスタービン発電設備 軽油タンク 淡水貯水槽	大容量送水ポンプ (タイプ I) タンクローリ	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) 使用済燃料プール監視カメラ

【 】: 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 表 主要評価条件（想定事故 2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	燃料プールの保有水量	約 1,400m 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℃	保安規定の運転上の制限値
	燃料の崩壊熱	約 6.7MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度 ・貯蔵燃料 45 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t	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併せて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2 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浄化系、残留熱除去系、燃料プール補給水系等の機能喪失を設定
	配管破断の想定	燃料プール冷却浄化系配管の両端破断	耐震クラスや隔離操作の成立性等を考慮して、燃料プール冷却浄化系配管の両端破断を想定
	サイフォン現象による水位低下量	通常水位より 0.5m	サイフォンブレイク孔（通常水位より 0.35m 下）の効果を期待し、余裕をみた値として設定 なお、燃料プール冷却浄化系配管に設置されている逆止弁については、開固着し、機能しないものと仮定
	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
関連する重大事故等対策に 関連する機器条件	燃料プール代替注水系	114 m ³ /h にて注水	大容量送水ポンプ（タイプ I）による注水を想定設備の設計値として設定
関連する重大事故等対策に 関連する操作条件	燃料プール代替注水系による 燃料プールへの注水	事象発生 13 時間後	燃料プール代替注水系の系統構成に必要な準備時間に時間余裕を考慮して設定

※ 女川 2 号炉における至近の定期検査における実績（約 11 日）を踏まえ、原子炉停止後 10 日を設定。原子炉停止 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。

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 2 個の逆止弁の開固着と配管の両端破断を想定すると、燃料プール水位は通常水位より 0.5m 低下する。水位の低下に伴い水頭圧が低下し、流出流量が小さくなることが考えられるが、漏えいが継続している間は破断直後の流出流量が一定のまま続くことを想定した。

配管破断が発生し、サイフォン現象により燃料プールの保有水が漏えいした場合、サイフォンブレイク高さまで燃料プールの水位が低下するまでに燃料プールの保有水が約 76m³ 漏えいする。崩壊熱除去機能の喪失に伴い、事象発生から約 7 時間後に沸騰が開始し、燃料プールの水位が低下する。

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 1.3m 下）まで低下する時間は、事象発生から約 18 時間後であり、重大事故等対策として期待している大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いた燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水操作の時間余裕は十分にある。（算定結果は表 1 のとおり）

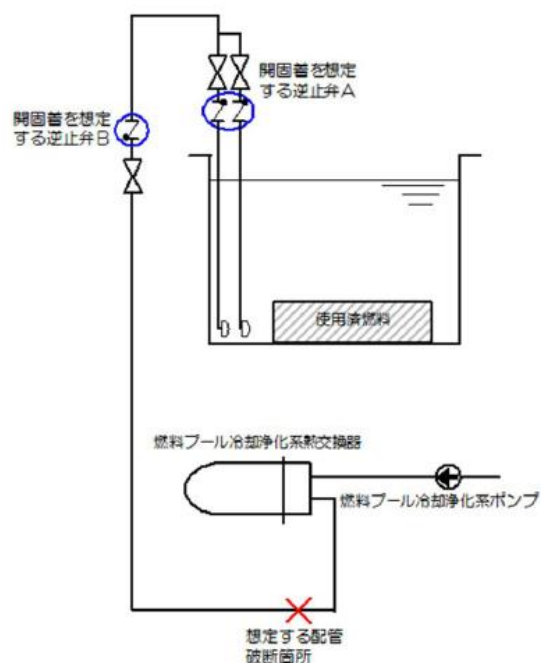


図 1 想定事故 2 の想定

表 1 崩壊熱除去機能喪失及びサイフォン現象発生時の算出結果

項目	算出結果
サイフォン現象による燃料プールの保有水の流出量[m ³]	約 76
燃料プール水温が 100℃に到達するまでの時間[h]	約 7
崩壊熱による燃料プールの保有水の蒸発量[m ³ /h]	約 12
燃料プール水位が通常水位から約 1.3m 低下するまでの時間[h]	約 18

想定事故2における破断の想定について

想定事故2では破断想定箇所として、以下の理由により燃料プール冷却浄化系（FPC）熱交換器廻りを想定している。

1. 耐震クラスについて

FPCは十分な耐震性を有しているものの、ろ過脱塩装置廻りの耐震クラスは残留熱除去系（RHR）配管の耐震クラスより低く、破断の発生可能性が相対的に高いと考えられる。このため、破断が発生する系統はFPCとし、破断箇所の想定としては、水頭圧が大きく、漏えい速度が大きくなる熱交換器廻りとするのが適切と考えられる。

2. 操作の成立性について

RHRにおいて破断が発生した場合、その大部分はRHR熱交換器廻りの電動弁を中央制御室からの遠隔操作により閉止することで流出箇所を隔離できる。しかし、FPC熱交換器廻りの破断を想定する場合、破断箇所の隔離には手動弁閉止の現場操作が必須となり、事象発生後の流出箇所の隔離がより困難であり、流出が継続する可能性がより高い事象であることから、FPC熱交換器廻りの破断の想定が適切と考えられる。

3. 評価への感度について

本評価ではサイフォンブレイク孔の効果に期待しているため、燃料プール水の流出発生後、サイフォンブレイク孔により流出が停止することから、流出量としてはRHR配管の破断を想定する場合とFPC熱交換器廻りの破断を想定する場合では同じであり、評価に与える影響はない。

使用済燃料プールサイフォンブレイク孔について

1. サイフォンブレイク孔の概要

燃料プールは、図1のように燃料プール冷却浄化系により冷却及び水質管理されている。燃料プール水がサイフォン現象により流出する場合は、燃料プール冷却浄化系戻り配管に設置された逆止弁によりプール水の流出を防止する設計としている。仮に逆止弁が機能喪失し、プール水が流出した場合においても、燃料プール冷却浄化系戻り配管に開口（以下、「サイフォンブレイク孔」という。）を設けることにより、サイフォンブレイク孔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孔から空気を吸入することで、サイフォン現象による燃料プール水の流出を停止することが可能な設計とする。

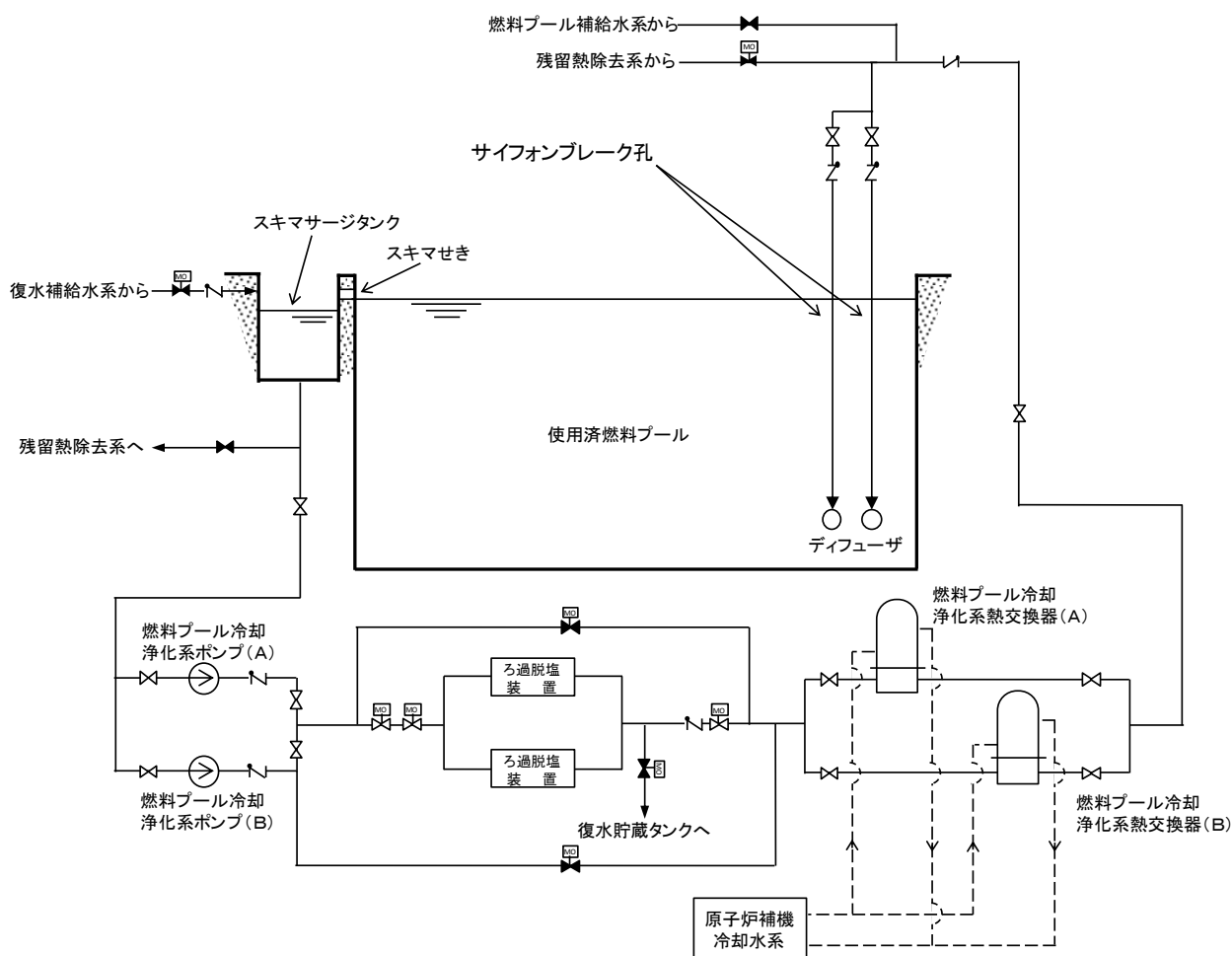


図1 燃料プール冷却浄化系 系統概要図

2. サイフォンブレイク孔の仕様

(1) サイフォンブレイク孔の寸法

サイフォンブレイク孔は、2本の燃料プール冷却浄化系戻り配管(150A)それぞれに、直径 15 mm の開口として設置する。

(2) サイフォンブレイク孔の設置レベル

サイフォンブレイク孔の設置レベル及び燃料プール内のレベルを図 2 に示す。

サイフォンブレイク孔は燃料プールの通常水位より 350 mm 下方に設置することで、燃料プール水がサイフォン現象により流出した場合においても、水位低下をサイフォンブレイク孔の設置レベル付近までに留めることが可能であり、使用済燃料の遮蔽に必要な水位を確保することが可能である。

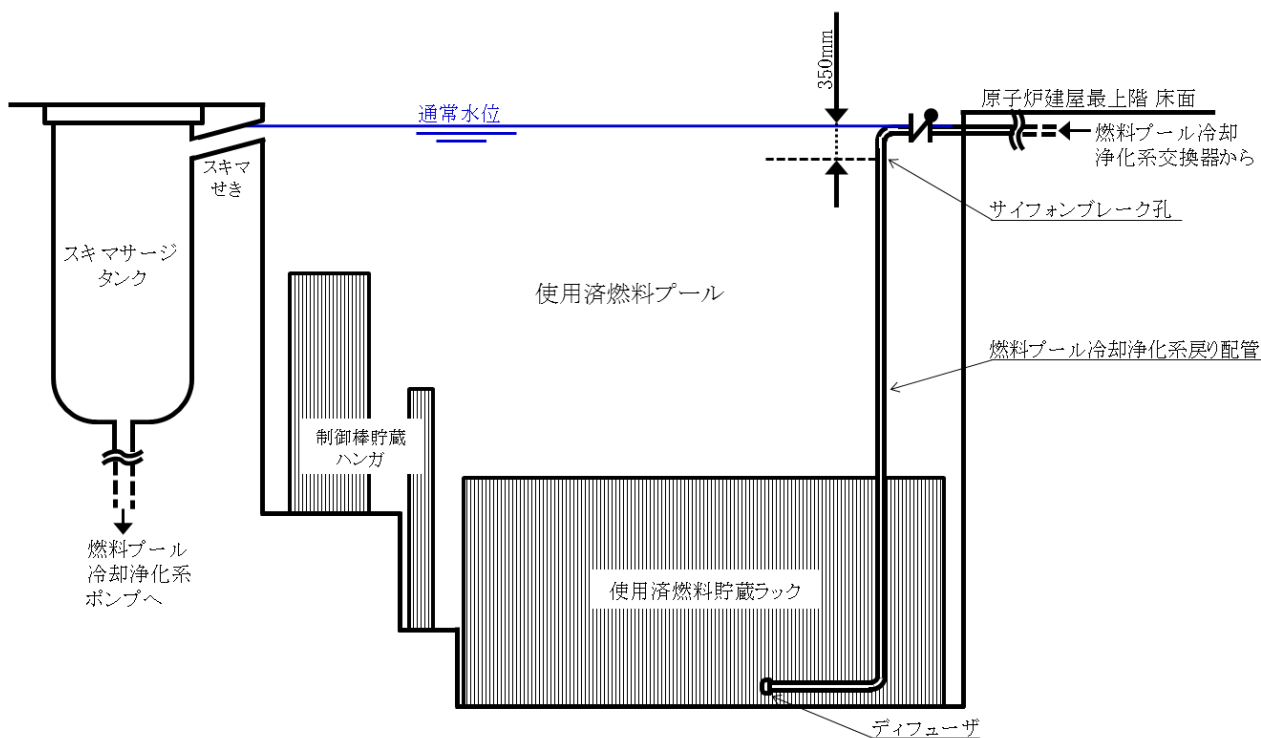


図 2 サイフォンブレイク孔の設置位置

(3) サイフォン現象発生時の想定流出量

サイフォン現象が発生し、サイフォンブレイク孔まで水位が低下すると、サイフォンブレイク孔から空気を吸込み、配管頂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ることによって、サイフォン現象が破れる。(図 3 参照)

サイフォンブレイク孔の寸法を直径 15mm、サイフォン現象が止まるまでの時間をサイフォンブレイク孔から吸込んだ空気が配管頂部を満たすまで時間とし、燃料プール

冷却浄化系熱交換器出口配管部での全周破断によるサイフォン現象が発生した場合の流出量，サイフォン現象が止まるまでの時間及びサイフォン現象発生時の燃料プールの最低水位の評価結果は以下のとおりである。

流出量 : 約 61 m³
サイフォン現象が破れるまでの時間 : 約 6.56 秒
サイフォン現象発生時の水位最低 : 通常水位ー約 355 mm

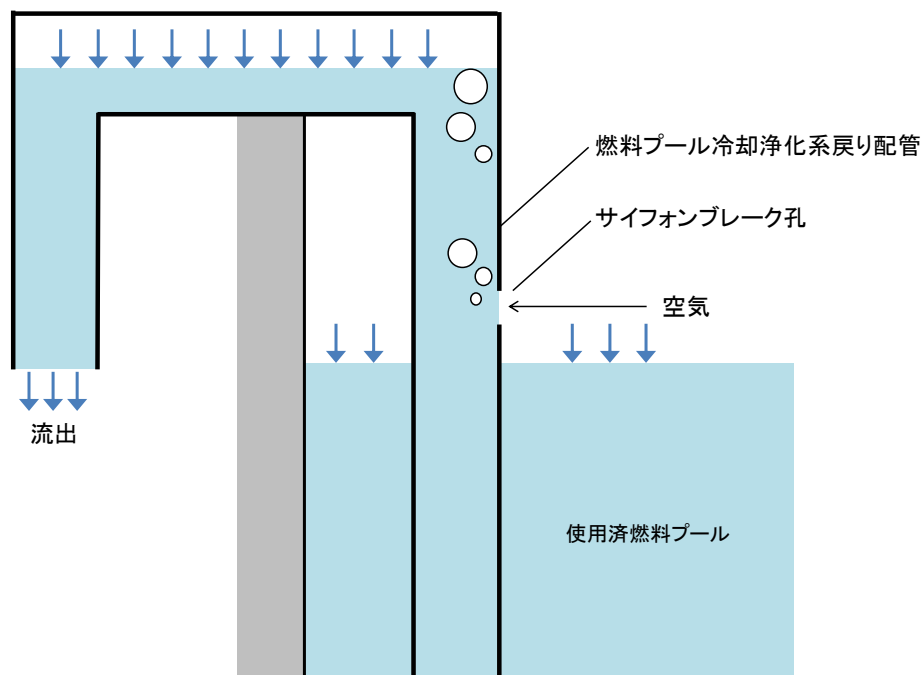


図3 サイフォン現象発生時の概念図

(4) 想定被ばく線量率

燃料プール水が流出した場合の原子炉建屋最上階の床付近の線量率評価結果を図4に示す。

図4より，燃料プール水位がサイフォンブレイク時の水位まで低下した場合においても，原子炉建屋最上階の床付近の線量率は0.1mSv/hより小さくなることから，燃料プールはサイフォン現象によるプール水の流出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。

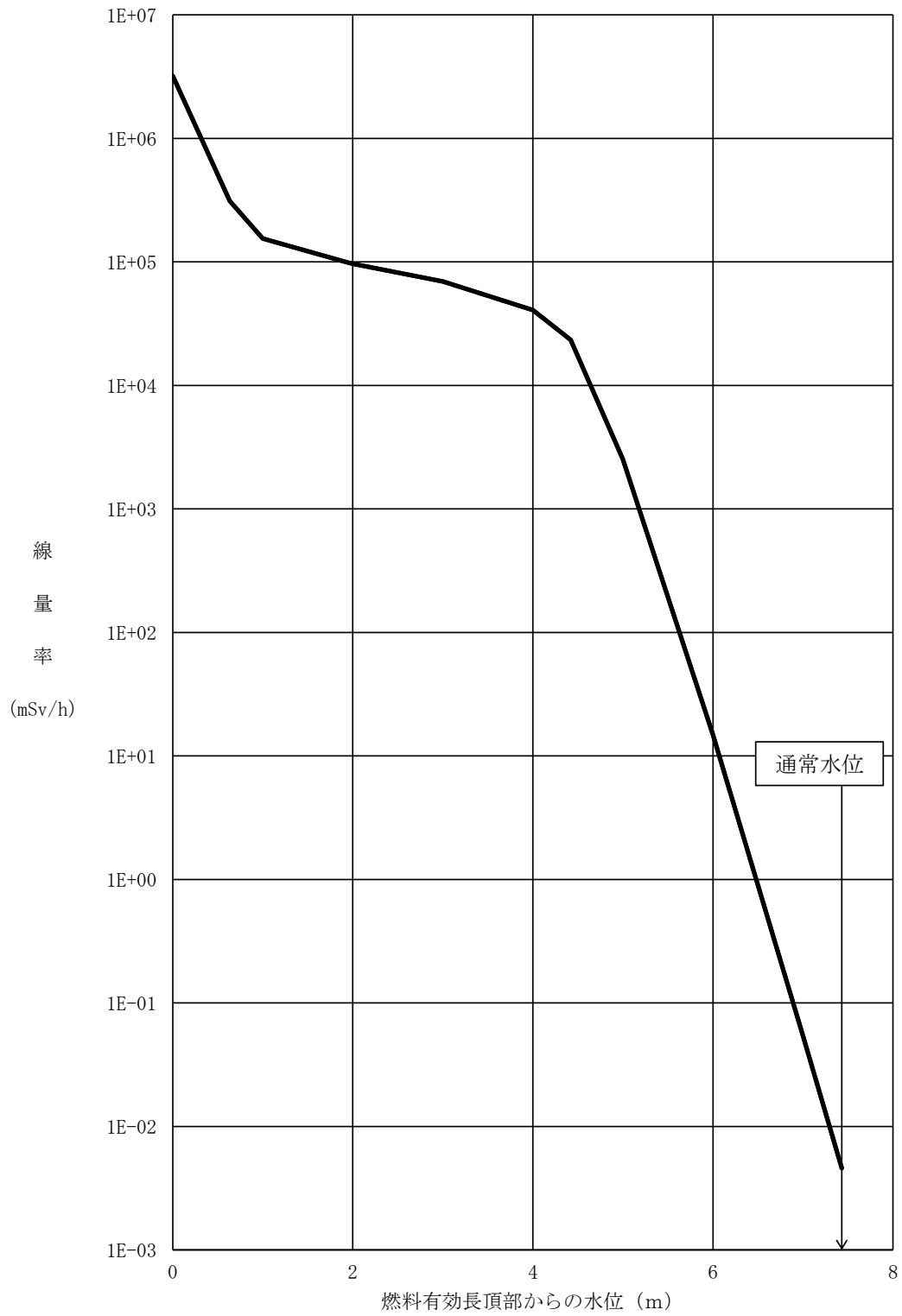


図4 燃料プール水位と線量率

添付 4.2.3-4

3. サイフォンブレイク孔の健全性

サイフォンブレイク孔は、以下のとおり機能喪失が発生しないことから、重大事故等時においても、その効果を期待できる。

(1) 配管強度への影響

燃料プール冷却浄化系戻り配管は、常設耐震重要重大事故防止設備であり、重大事故等クラス2配管に該当することから、材料及び構造については、設計・建設規格におけるクラス2配管に関する規格を準用する。クラス2配管への穴補強の適用条件はPPC-3422より、「(1) 平板以外の管に設ける穴であって、穴の径が64mm以下で、かつ、管の内径の4分の1以下の穴を設ける場合」に該当することから、穴の補強が不要と規定されており、設計上サイフォンブレイク孔が、燃料プール冷却浄化系戻り配管の強度へ与える影響はない。

また、当該配管は基準地震動 S_s による地震力に対して、必要な機能を損なうことのない設計としている。

(2) 人的要因による機能阻害

サイフォンブレイク孔は、操作や作動機構を有さない開口のみであることから、誤操作や故障により機能喪失することはない。そのため、サイフォン現象による燃料プール水の流出が発生した場合には、操作や作業を実施することなく、サイフォンブレイク孔設置位置まで水位が低下することで、自動的に燃料プール水の流出を停止することが可能である。

(3) 異物による閉塞

燃料プールは、燃料プール冷却浄化系スキマサージタンク及び燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置により、下記の不純物を除去し水質基準を満足する設計とすることで、不純物によるサイフォンブレイク孔の閉塞を防止することが可能である。

- ・ プール水面上の空気中からの混入物
- ・ 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及び核分裂生成物
- ・ 燃料交換作業、その他の作業の際の混入物
- ・ プール洗浄後のフラッシング水

a. スキマサージタンクによる異物除去

スキマサージタンクには、6×6メッシュ（通過粒子径：約3mm程度）の異物混入防止ストレーナが設置されており、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. ろ過脱塩装置による異物除去

燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置は、ろ過脱塩器、出口ストレーナ等から構成される。

ろ過脱塩器は、ステンレス鋼製エレメントに保持された粉末状イオン交換樹脂により燃料プール水中の溶解性、不溶解性不純物を除去し、プール水を浄化する設備である。

ろ過脱塩器の出口側には、イオン交換樹脂の流出を防止するために出口ストレーナが設置されている。出口ストレーナは24×110メッシュ（通過粒子径：約150 μ m程度）であり、サイフォンブレイク孔（ ϕ 15mm）を閉塞させる可能性のある不純物を除去することが可能である。

c. 燃料プールの巡視

燃料プールは、運転員により毎日、巡視を実施することとしており、サイフォンブレイク孔を閉塞させる可能性のある浮遊物等がないことを確認することが可能である。また、浮遊物等を発見した場合には、除去することにより、サイフォンブレイク孔の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

燃料プール周辺は異物混入防止強化エリアとして設定しており、持ち込み物品への落下防止措置の実施、破損の可能性のある物品の持ち込みの禁止等により、燃料プールへの異物混入防止対策を行っている。ただし、定期検査時の作業等により燃料プール付近への物品持ち込みが避けられない場合があり、エリア内での作業時に地震が発生した場合、作業のために持ち込んだ物品がスロッシング等によりプール内に流れ込む可能性がある。

燃料プール内に流れ込む可能性がある物品のうち、サイフォンブレイク孔の閉塞を発生させるものとして、養生シート、ビニール類が考えられる。燃料プール周辺で使用する養生シート、ビニール類は、水中へ落下した場合でも発見しやすい色のものを使用することとしており、地震後の巡視により、浮遊物を発見し、適切な除去が行われる。

なお、地震によるスロッシングにより、サイフォンブレイク孔が気中に露出している場合には、異物による閉塞は発生しないと考えられる。

(4) 落下物干渉による変形

サイフォンブレイク孔は、図5に示すとおり、燃料プール冷却浄化系戻り配管の垂直部分に設けられた直径15mmの開口であり、また、弁等の機器が設置されていないことから、落下物等が直接干渉することはなく、サイフォンブレイク孔の変形により閉塞することは考えにくい。



図5 サイフォンブレイク孔の設置状況

4. サイフォンブレイク孔の健全性確認方法

サイフォンブレイク孔は通常水位より350mm下方に設置しており，目視にてサイフォンブレイク孔の通水状態を確認することが可能であり，定期的な巡視（1回／週）により穴の閉塞がないことを確認する。

安定状態について

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

燃料プール代替注水系を用いた燃料プールへの注水を実施することで，燃料プール水位が回復，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，燃料プール代替注水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浄化系を復旧し，復旧後は復水補給水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. 1 別紙 1）

評価条件の不確かさの影響評価について (想定事故 2)

表 1 評価条件を最確条件とした場合の運転員操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (想定事故 2) (1/4)

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			
燃料プール保有水量	約 1,400m ³	約 1,400m ³	保有水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ブールゲートの状態に含まれる。	燃料プール水位及びブールゲートの状態に含まれる。
燃料の崩壊熱	約 6.7MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・貯蔵燃料 45 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t	約 6.3MW 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ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2 を用いて算出して設定 最確条件を包絡できる条件	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、燃料プール代替注水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取るものではなく、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。
燃料プール水温	65°C	約 27°C ～約 43°C (実績値)	保安規定の運転上の制限値 最確条件を包絡できる条件	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、燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水操作は燃料プールの初期水温に応じた対応を取るものではなく、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位は冷却される。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を開始すると想定した場合、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 10 時間以上 (10mSv/h の場合 約 10.8 時間)、燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は事象発生から 3 日以上 (約 3.6 日) となる。放射線の遮蔽が維持される最低水位には、燃料プール代替注水系による注水開始 (事象発生 13 時間後) より早く到達するものの、燃料プール代替注水系による注水は、実態的には事象発生 10 時間後より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					

表 1 評価条件を最確条件とした場合の運転員操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (想定事故 2) (2 / 4)

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			
燃料プール水位	通常水位	通常水位付近	通常水位を設定	<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有効長頂部に低下するまでの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、燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水操作は燃料プールの初期水位に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。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、燃料プール水位の低下により原子炉建屋最上階の線量率が上昇するが、燃料プール水位の低下量は約 0.1m であり、初期水位を水位低警報レベル (通常水位から 0.165m 下) とした場合の評価 (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) は約 18.6 時間、燃料プール水位が燃上 (約 3.9 日) あり、事象発生 13 時間後まで燃料プール代替注水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。</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、そ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有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル (通常水位から 0.165m 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約 18.6 時間、燃料プール水位が燃上 (約 3.9 日) あり、事象発生 13 時間後まで燃料プール代替注水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。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合の水位低下量は約 0.1m であり、前述の初期水位を水位低警報レベルとした場合の評価 (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) は約 18.6 時間、燃料プール水位が燃上 (約 3.9 日) あり、事象発生 13 時間後まで燃料プール代替注水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。</p>
	初期条件	プールの状態	プールの状態 (原子炉ウエル, D/S ビット, キャスクビットの保有水量を考慮しない)	全炉心燃料取出直後において、プールゲートは開放されていることが想定されるが、保守的に原子炉ウエル, D/S ビット及びキャスクビットの保有水量を考慮しない状態を想定	<p>プールゲートの開放を想定した場合、保有水量がプールゲート閉時と比べ 1.8 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>

表 1 評価条件を最確条件とした場合の運転員操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響 (想定事故 2) (3/4)

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	運転員等操作時間と与える影響	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			
外部水源の容量	10,000m ³	10,000m ³ 以上 (淡水貯水槽水量)	淡水貯水槽の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。また、事象発生13時間後から大容量送水ポンプ (タイプ I) による燃料プールへの注水を7日間実施した場合においても淡水貯水槽は枯渇しないことから、運転員等操作時間と与える影響はない。	—
	燃料の容量	約880kL	通常時の軽油タンク及びびガスタービン発電設備軽油タンクの運用値を参考に、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。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、運転員等操作時間と与える影響はない。	—
初期条件					

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (想定事故2) (4/4)

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	配管破断の想定	燃料プール冷却浄化系の配管のうち、最下部の配管の両端破断を想定	面震クラスや隔離操作の成立性を考慮して、燃料プール冷却浄化系配管の両端破断を想定	破損面積が評価条件より小さい場合、燃料プールの保有水の漏えい量が少なくなり、燃料プール水位がサイフォンブレイク孔まで低下する時間は長くなるが、サイフォンブレイク孔により漏えいが停止するため、事象進展に影響は小さい。	破損面積が評価条件より小さい場合、燃料プールの保有水の漏えい量が少なくなり、燃料プール水位がサイフォンブレイク孔まで低下する時間は長くなるが、サイフォンブレイク孔により漏えいが停止するため、事象進展に影響は小さい。
	逆流防止用の逆止弁の状態	逆止弁の開固着	逆止弁の開固着を想定	弁の開口面積が評価条件より小さい場合、燃料プールの保有水の漏えい量が少なくなり、燃料プール水位がサイフォンブレイク孔まで低下する時間は長くなるが、燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水操作は水位低下に依り異常の認知をとるものではなく、注水操作は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。	弁の開口面積が評価条件より小さい場合、燃料プールの保有水の漏えい量が少なくなり、燃料プール水位がサイフォンブレイク孔まで低下する時間は長くなるが、サイフォンブレイク孔により漏えいが停止するため、事象進展に影響は小さい。
	サイフォン現象の継続防止用のサイフォンブレイク孔の考慮	考慮する	サイフォンブレイク孔によるサイフォン現象の継続防止を想定	評価条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。	評価条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。
	安全機能の喪失に対する仮定	燃料プール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が喪失しているものと設定	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に与える影響はない。
機器条件	燃料プール代替注水系	最大11.4m ³ /hで注水	燃料プール代替注水系による注水を想定 設備の設計値として設定	評価条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。	評価条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。

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（想定事故2）（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						
操作条件	大容量送水ポンプ（タイプI）の準備（燃料プール代替注水系）	事象発生から10時間後に準備完了	大容量送水ポンプ（タイプI）の準備時間を踏まえて設定	<p>【認知】 燃料プール水位低下時、中央制御室にて燃料プールへの注水機能喪失を確認した場合、大容量送水ポンプ（タイプI）の準備を開始する手順としている。そのため、認知遅れによる操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 大容量送水ポンプ（タイプI）の準備は、大容量送水ポンプ（タイプI）の設置、ホースの敷設等を行う専任の重大事故等対応要員が配置されている。また、原子炉建屋内ホース敷設を行う運転員（現場）及び専任の重大事故等対応要員が配置されている。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 大容量送水ポンプ（タイプI）の設置等を行う重大事故等対応要員は、可搬型重大事故等対処設備の保管場所まで、徒歩での移動を想定しており、移動時間としては余裕を含めて25分を想定していることから、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉建屋内ホース敷設を行う運転員（現場）及び重大事故等対応要員は、原子炉建屋内まで徒歩での移動を想定しており、移動時間としては余裕を含めて25分を想定していることから、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 大容量送水ポンプ（タイプI）は車両であることから自走で作業現場へ移動することを想定しており、ホース及び注水用ヘッダの設置はホース延長回収車及びクレーン付運搬車により、自走にて作業現場へ移動しながら実施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、ブルドーザにて必要なアクセスルートを仮復旧できる常駐体制としており、仮復旧作業として4時間（この間に可搬型重大事故等対処設備の保管場所まで移動）を想定している。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプI）の準備の作業項目及び操作所要時間等は以下のとおりであり、操作所要時間は合計6時間を想定している。各作業には十分な時間余裕を含んでいることから、操作開始時間は早まる可能性がある。</p> <p>【大容量送水ポンプ（タイプI）の準備：6時間（余裕含む）】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大容量送水ポンプ（タイプI）の設置、ホースの敷設、接続等に5時間を想定 ・ 大容量送水ポンプ（タイプI）の起動、水張り等に30分間を想定 <p>【原子炉建屋内ホース敷設：3.5時間（移動及び余裕含む）】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉建屋内におけるホース敷設等に3時間を想定 <p>【他の並列操作有無】 大容量送水ポンプ（タイプI）の準備及び原子炉建屋内ホース敷設作業は、並列操作可能なため、両者が干渉して操作開始時間が遅れることはない。よって、並列操作が操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 運転員（現場）及び重大事故等対応要員の現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため1組2人以上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>評価上の大容量送水ポンプ（タイプI）の準備時間は、仮にアクセスルートの被害があった場合の仮復旧操作として4時間、その後の準備作業に6時間を想定して事象発生10時間後と設定しているが、準備作業が想定より短い時間で完了する可能性があり、実態の燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水の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。</p>	<p>評価上の準備完了時間に対して、実態の準備完了時間が早まり、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。</p>	<p>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18時間以上（10mSv/hの場合、約18.6時間）、燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下するまで低下する時間が事象発生から3日以上（約3.9日）であり、事故を検知して注水準備作業が完了するまでの時間は事象発生から約10時間後、その後、3時間後に注水開始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。</p>	<p>大容量送水ポンプ（タイプI）の設置等については、仮にアクセスルートの仮復旧作業（4時間）を考慮した場合の所要時間10時間想定のところ、訓練実績等により約9.5時間で実施可能なことを確認した。また、原子炉建屋内ホース敷設については、所要時間3.5時間想定のところ、訓練実績等により約3時間で実施可能なことを確認した。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。</p>
	燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水操作	事象発生から13時間後	燃料プール代替注水系の系統構成に必要な準備時間に時間余裕を考慮して設定	<p>【認知】 燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水操作は、燃料プール水位の低下を確認した場合に大容量送水ポンプ（タイプI）を用いて行う操作である。燃料プール水位は燃料プール冷却機能喪失時の重要な監視項目として継続監視しており、認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。</p> <p>【要員配置】 当該操作を行う専任の重大事故等対応要員が配置されている。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水操作は、大容量送水ポンプ（タイプI）の準備完了後、引き続き実施する作業であるため、移動時間は考慮不要である。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水操作に必要な作業は注水用ヘッダの手動弁1個の開操作であり、簡易な操作である。操作時間は特に設定していないが、手動弁1個の操作で注水可能であり操作開始時間は十分に短い。</p> <p>【他の並列操作有無】 燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水操作時に、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>【操作の確実さ】 重大事故等対応要員の現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため1組2人以上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>評価上の燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水開始時間は、大容量送水ポンプ（タイプI）の準備完了から3時間後と設定している。大容量送水ポンプ（タイプI）の準備完了後、燃料プール水位は継続監視しており、燃料プール水位の低下を確認した時点で注水操作が可能である。このため、実態の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。</p>	<p>評価上の注水操作開始に対して、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。</p>	<p>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18時間以上（10mSv/hの場合、約18.6時間）、燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下するまで低下する時間が事象発生から3日以上（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13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。</p>	<p>訓練実績等より、燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水操作は、約1分で操作可能なことを確認した。想定で意図している作業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 (想定事故2) (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					
操作条件 各機器への給油 (大容量送水ポンプ (タイプ1))	事象発生から 10 時間以降, 適宜	大容量送水ポンプ (タイプ1) への給油は, 評価条件ではないが, 評価で想定している操作の成立性や継続に必要な作業。 大容量送水ポンプ (タイプ1) の準備完了時間を踏まえ設定	大容量送水ポンプ (タイプ1) への給油開始までの時間は, 事象発生から約 10 時間以降であり十分な時間余裕がある。	—	—	—	有効性評価では, 燃料プールへの注水に使用する大容量送水ポンプ (タイプ1) (1 台) への燃料給油を期待している。 各機器への給油準備作業について, 大容量送水ポンプ (タイプ1) への給油準備 (現場移動開始からタンクローリへの補給完了まで) は, 所要時間 140 分のところ訓練実績等では約 130 分で実施可能なことを確認した。 また, 各機器への給油作業は, 各機器の燃料が枯渇しない時間間隔 (許容時間) 以内で実施することとしている。 大容量送水ポンプ (タイプ1) への給油作業は, 許容時間 300 分のところ, 訓練実績等では約 30 分であり, 許容時間内で意図している作業が実施可能であることを確認した。

7日間における水源，燃料評価結果について
(想定事故2)

1. 水源に関する評価

○水源

- ・淡水貯水槽：10,000m³ (5,000m³×2)

○水使用パターン

- ・燃料プール代替注水系による燃料プールへの注水
事象発生13時間後から，最大流量114m³/hの流量で注水を実施する。
プール水位回復後，水位を維持できるよう崩壊熱相当（最大約12m³/h）
の注水を実施する。

○評価結果

事象発生13時間後から燃料プール水位が通常水位に回復する約15時間後までは114m³/hで注水を行い，その後は崩壊熱相当（最大約12m³/h）で注水を実施するため，7日間では合計約1,870m³の水量が必要となるが，淡水貯水槽には合計10,000m³保有していることから必要注水量を確保可能であり，安定して冷却を継続することが可能である。

$$114\text{m}^3/\text{h} \times (15\text{h} - 13\text{h}) + 12\text{m}^3/\text{h} \times (168\text{h} - 15\text{h}) \doteq 2,070 \text{ m}^3$$

2. 燃料消費に関する評価

プラント状況： 2号炉停止中。1, 3号炉停止中（炉内に燃料無し）。

事象： 想定事故2は2号炉を想定。保守的に全ての設備が事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。

2号炉

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)	非常用ディーゼル発電機 2台起動 (想定負荷に応じた燃料消費量) (A) 1,287L/h×1台×168h=約217kL (B) 1,395L/h×1台×168h=約235kL 7日間合計 約452kL
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1台起動 ^{※1} (想定負荷に応じた燃料消費量) 358L/h×1台×168h=約61kL
		大容量送水ポンプ(タイプI) 1台起動 (定格負荷時の燃料消費量) 188L/h×1台×168h=約32kL
	事象発生直後～ 事象発生24時間後 (=24h)	常設代替交流電源設備 2台起動 ^{※2} (想定負荷に応じた燃料消費量) 540L/h×2台×24h=約26kL
合計		7日間の軽油消費量 約571kL
判定		2号炉の軽油タンク約580kL及びガスタービン発電設備軽油タンク約300kLの容量(合計)は約880kLであり、7日間対応可能

※1 事故収束に必要なディーゼル発電機ではないが、保守的に起動を想定し評価

※2 外部電源喪失により自動起動し、緊急用電気品建屋(600kW)への給電を行う。重大事故等対策に必要な機器への電源供給は非常用ディーゼル発電機等により行われているため、常設代替交流電源設備は停止可能であるが、燃料評価上、保守的に事象発生24時間は運転継続するものと想定。なお、ガスタービン発電設備軽油タンクから軽油を抽出する場合にはその時点で常設代替交流電源設備を停止する。