

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0034 改50
提出年月日	平成29年6月8日

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対策の有効性評価について

平成29年6月

東京電力ホールディングス株式会社

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
- 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 喪失)
 - 2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗
 - 2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+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 喪失)+SRV 再閉失敗
 - 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

- 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 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 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 日間における水源の対応について（高圧・低圧注水機能喪失）
- 添付資料 2.1.5 7 日間における燃料の対応について（高圧・低圧注水機能喪失）

- 添付資料 2.2.1 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 7 日間における燃料の対応について（高圧注水・減圧機能喪失）

- 添付資料 2.3.1.1 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（6 号炉）
- 添付資料 2.3.1.3 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 2.3.1.4 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
- 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 喪失））
- 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 喪失））

- 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 喪失))
- 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 喪失))
- 添付資料 2.3.2.1 全交流動力電源喪失時において高圧代替注水系の 24 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 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 喪失)+RCIC 失敗)
- 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+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)
- 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
- 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 喪失)+SRV 再閉失敗)
- 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 喪失)+SRV 再閉失敗)
- 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 喪失)+SRV 再閉失敗)
- 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 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 2.4.1.5 常設代替交流電源設備の負荷
(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))
- 添付資料 2.4.2.1 安定状態について
- 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 2.5.1 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 自動減圧系の自動起動阻止操作の考慮について
- 添付資料 2.5.3 安定状態について
- 添付資料 2.5.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(原子炉停止機能喪失)
- 添付資料 2.5.5 リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響
- 添付資料 2.5.6 初期炉心流量の相違による評価結果への影響
- 添付資料 2.5.7 原子炉注水に使用する水源とその水温の影響
- 添付資料 2.5.8 高圧炉心注水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 2.5.9 外部電源の有無による評価結果への影響
- 添付資料 2.5.10 SLC 起動を手動起動としていることについての整理

- 添付資料 2.6.1 中小破断 LOCA の事象想定について
- 添付資料 2.6.2 安定状態について
- 添付資料 2.6.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(LOCA 時注水機能喪失)
- 添付資料 2.6.4 LOCA 事象の破断面積に係る感度解析について
- 添付資料 2.6.5 7 日間における水源の対応について (LOCA 時注水機能喪失)
- 添付資料 2.6.6 7 日間における燃料の対応について (LOCA 時注水機能喪失)

- 添付資料 2.7.1 インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境等について
- 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
(インターフェイスシステム LOCA)
- 添付資料 2.7.4 7 日間における燃料の対応について (インターフェイスシステム LOCA)

- 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 (代替循環冷却系を使用する場合)
- 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 3.1.2.6 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(代替循環冷却系を使用する場合)))
- 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)：代替循環冷却系を使用する場合)
- 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)：代替循環冷却系を使用する場合)
- 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)：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格納容器圧力逃がし装置からの 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 日間における水源の対応について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)：代替循環冷却系を使用しない場合)
- 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)：代替循環冷却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)：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 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

: 今回のご説明範囲

- 添付資料 3.2.3 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 3.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について
(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)
- 添付資料 3.2.5 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 3.3.1 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 原子炉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 エントレインメント係数の圧カスパイクに対する影響
- 添付資料 3.3.6 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

- 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、格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合及びコリウムシールド内側への越流を考慮した場合のコンクリート侵食量及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評価

- 添付資料 4.1.1 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について
- 添付資料 4.1.2 「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

: 今回のご説明範囲

- 添付資料 4.1.4 柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 添付資料 4.1.5 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)

- 添付資料 4.2.1 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について
- 添付資料 4.2.2 想定事故 2 において開固着及び貫通クラックによる損傷を想定している理由
- 添付資料 4.2.3 6 号及び 7 号炉 使用済燃料プールサイフォンブレーカについて
- 添付資料 4.2.4 安定状態について
- 添付資料 4.2.5 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故 2)
- 添付資料 4.2.6 7 日間における水源の対応について(想定事故 2)
- 添付資料 4.2.7 7 日間における燃料の対応(想定事故 2)

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

- 添付資料 5.2.1 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(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)

- 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日間における燃料の対応について(運転停止中 原子炉冷却材の流出)

- 添付資料 5.4.1 反応度の誤投入事象の代表性について
- 添付資料 5.4.2 反応度の誤投入における燃料エンタルピー
- 添付資料 5.4.3 反応度の誤投入における炉心平均中性子束の推移
- 添付資料 5.4.4 安定状態について
- 添付資料 5.4.5 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
(運転停止中 反応度誤投入)
- 添付資料 5.4.6 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

「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

使用済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。

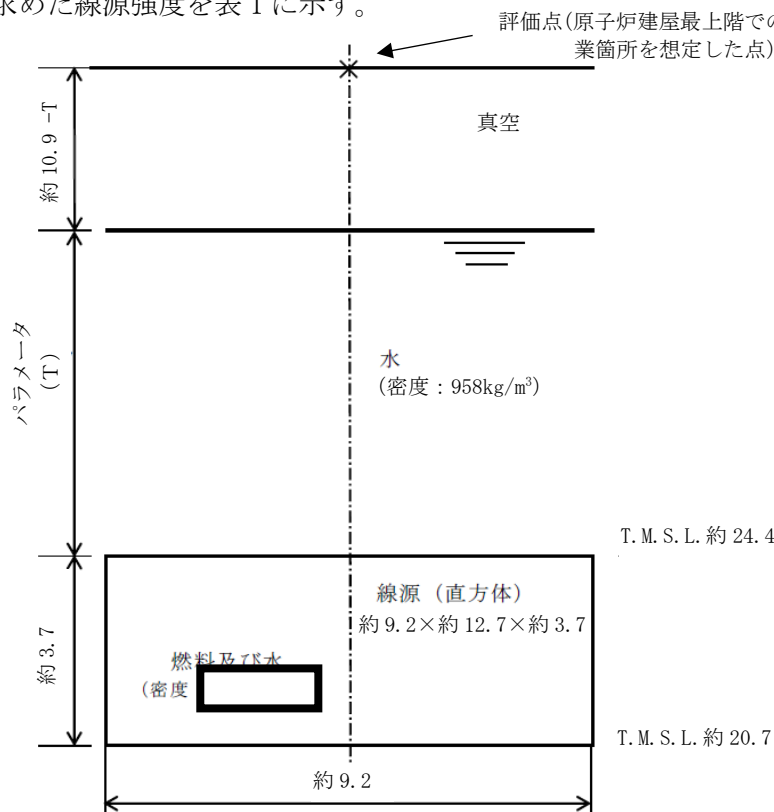
評価条件を以下に示す。

- 線源形状：使用済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 \square 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：1915 日（燃焼度 50Gwd/t 相当の値）
 - ・燃料組成：STEPⅢ 9×9A 型（低 Gd）
 - ・濃縮度： \square (wt%)
 - ・U 重量：燃料一体あたり \square (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。



※ T：遮蔽水位の高さを示す
(単位:m)

図 1 使用済燃料の線量率評価モデル

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}	2.66×10^{11}
2	2.50×10^{-2}	6.07×10^{10}
3	3.75×10^{-2}	6.99×10^{10}
4	5.75×10^{-2}	4.56×10^{10}
5	8.50×10^{-2}	5.40×10^{10}
6	1.25×10^{-1}	9.78×10^{10}
7	2.25×10^{-1}	5.65×10^{10}
8	3.75×10^{-1}	4.56×10^{10}
9	5.75×10^{-1}	1.67×10^{11}
10	8.50×10^{-1}	1.86×10^{11}
11	1.25×10^0	1.47×10^{10}
12	1.75×10^0	5.03×10^{10}
13	2.25×10^0	3.35×10^9
14	2.75×10^0	1.86×10^9
15	3.50×10^0	1.64×10^7
16	5.00×10^0	1.34×10^2
17	7.00×10^0	1.55×10^1
18	9.50×10^0	1.78×10^0
合計		1.12×10^{12}

2. 使用済制御棒の評価条件

使用済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：使用済燃料プール内の使用済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

○線源材質：水（密度 958kg/m³※）

※ 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 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アブソーバ管やタイロッド等を、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（照射期間 426 日）にのみ、使用済制御棒上部は挿入時と引き抜き時（照射期間 1278 日）の間、炉心下部の出力ピーキングに応じた中性子が照射されるものとする。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、使用済燃料プールには、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(1)により算出した。

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

制御棒のタイプは Hf 及び B4C 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 204 本とした。

○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 2 に示す。また、評価により求めた線源強度を表 2 に示す。

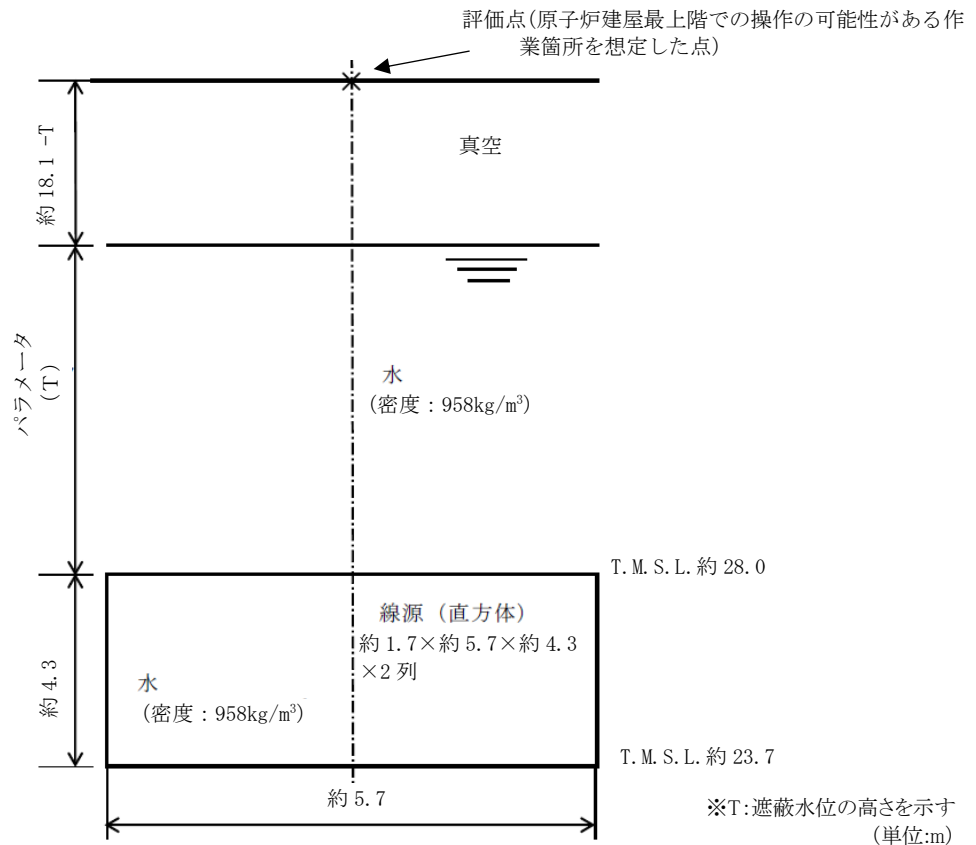


図 2 使用済制御棒の線量率評価モデル

表 2 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}	7.40×10^6	1.70×10^9	7.40×10^6
2	2.50×10^{-2}	5.85×10^4	1.32×10^7	5.85×10^4
3	3.75×10^{-2}	4.01×10^4	1.18×10^7	4.01×10^4
4	5.75×10^{-2}	4.41×10^4	4.37×10^9	4.41×10^4
5	8.50×10^{-2}	2.29×10^4	4.46×10^7	2.29×10^4
6	1.25×10^{-1}	3.99×10^4	6.42×10^9	3.99×10^4
7	2.25×10^{-1}	3.98×10^4	1.31×10^8	3.98×10^4
8	3.75×10^{-1}	2.36×10^6	1.52×10^9	2.36×10^6
9	5.75×10^{-1}	6.17×10^6	8.46×10^9	6.17×10^6
10	8.50×10^{-1}	2.22×10^7	7.39×10^7	2.22×10^7
11	1.25×10^0	8.13×10^7	5.27×10^8	8.13×10^7
12	1.75×10^0	1.14×10^5	1.79×10^5	1.14×10^5
13	2.25×10^0	4.31×10^2	4.52×10^2	4.31×10^2
14	2.75×10^0	3.47×10^0	1.24×10^0	3.47×10^0
15	3.50×10^0	1.46×10^{-3}	3.41×10^{-5}	1.46×10^{-3}
16	5.00×10^0	1.52×10^{-5}	3.55×10^{-7}	1.52×10^{-5}
17	7.00×10^0	0.00×10^0	0.00×10^0	0.00×10^0
18	9.50×10^0	0.00×10^0	0.00×10^0	0.00×10^0
合計		1.20×10^8	2.33×10^{10}	1.20×10^8

○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使用済制御棒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。

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。

こちらは露出時 (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、線源以外にも使用済制御棒ハンガのような構造材があることから十分保守的なモデルとなっている。

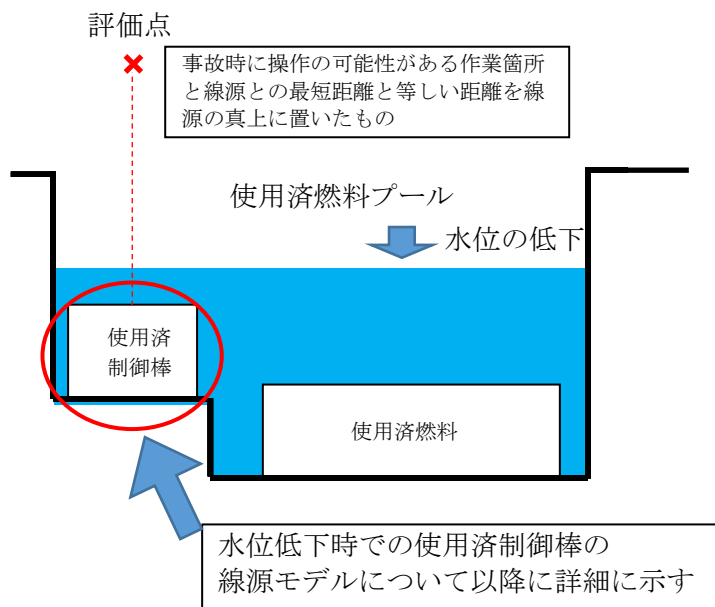
冠水時 (①)、一部露出時 (②) の状態においては使用済制御棒等の遮蔽効果に加えて、制御棒間の隙間等の気中であった箇所に水が入る為、遮蔽効果はさらに高まるが、評価においては露出時 (③) と同様、水と設定して評価をすることでさらに保守的なモデルとなっている。

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。

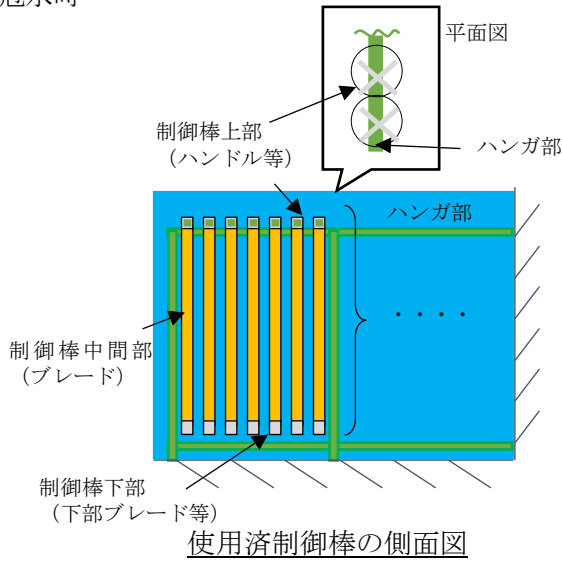
<参考>

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: 7.86kg/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



①冠水時

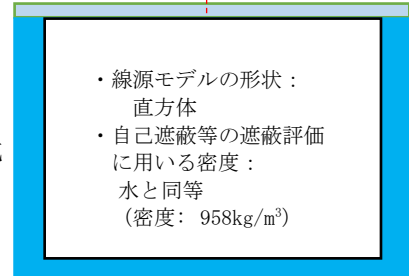


評価点



遮蔽の効果は水などの媒質の通過距離等を、散乱線は媒質の材質によるビルドアップ係数でその影響を考慮する

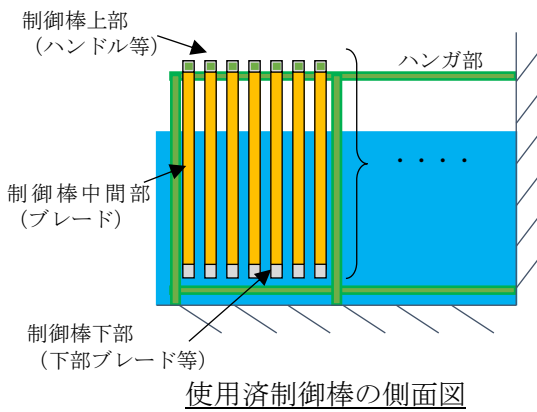
モデル化



- ・線源モデルの形状：直方体
- ・自己遮蔽等の遮蔽評価に用いる密度：水と同等 (密度：958kg/m³)

制御棒の線源モデル (冠水時)

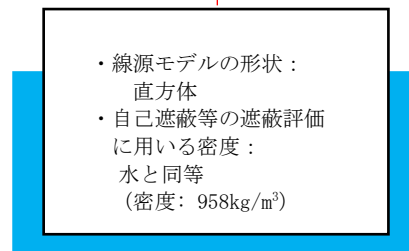
②一部露出時



評価点



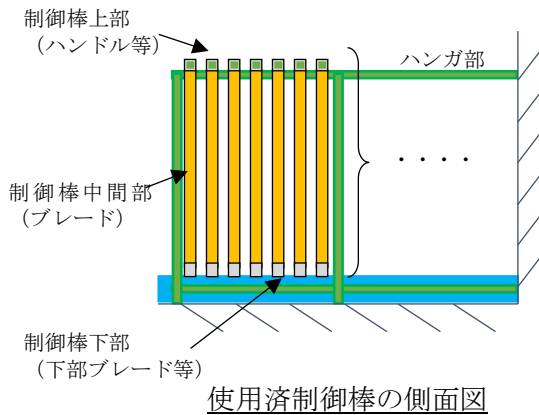
モデル化



- ・線源モデルの形状：直方体
- ・自己遮蔽等の遮蔽評価に用いる密度：水と同等 (密度：958kg/m³)

制御棒の線源モデル (一部露出時)

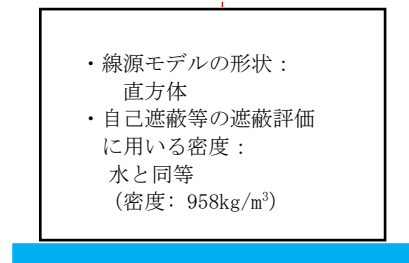
③露出時



評価点



モデル化



- ・線源モデルの形状：直方体
- ・自己遮蔽等の遮蔽評価に用いる密度：水と同等 (密度：958kg/m³)

制御棒の線源モデル (露出時)

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-CGGP2R コードでは、式(2)を用い、線量率を評価している。図3にQAD-CGGP2R コードの評価体系を示す。

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

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。

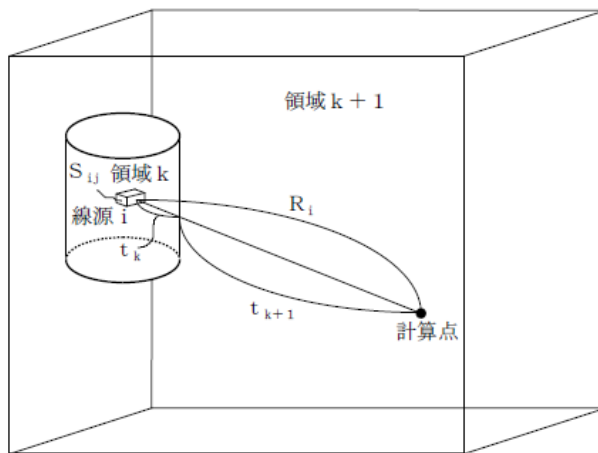


図3 QAD-CGGP2R コードの評価体系

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

線源からの線量率を求める際に設定する評価点は、使用済燃料プールの近接にある燃料プール冷却浄化系の手動弁の設置箇所（想定事故1では操作しない）を考慮して、原子炉建屋最上階の床付近とした。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及び停止中の各有効性評価において原子炉建屋最上階での操作及びアクセスは必要とならないため、被ばくの評価で明確な照射時間を想定することは困難であるが、仮に使用済燃料プールの近接にある燃料プール冷却浄化系の手動弁の操作であっても1時間を超える長時間の作業とならない。そこで想定事故1,2及び停止中の各有効性評価の必要な遮へいの目安とする線量率は、緊急作業時の被ばく限度(100mSv)及び緊急作業時の被ばく限度を適用する作業区域(15mSvを超えるおそれがある区域)等の条件から十分余裕のある値である10mSv/hとした(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)。

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。定期検査作業での原子炉建屋最上階における現場作業の実績値(約11mSv/h(柏崎刈羽原子力発電所7号炉 平成23年10月 蒸気乾燥器及び気水分離器取り外し作業の例))と必要な遮蔽の目安(10mSv/h)を超えるものが測定されている。ただし、通常作業に対する作業員の放射線影響は、線源との離隔距離を確保する、作業時間を短くする、遮蔽を実施するなど、過度な被ばくをしないように運用面も含んだ対策が可能である。

想定事故1,2での必要な遮蔽水位は図4より柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉において約4.9mとなり、開始水位から約2.1mが低下した水位である。

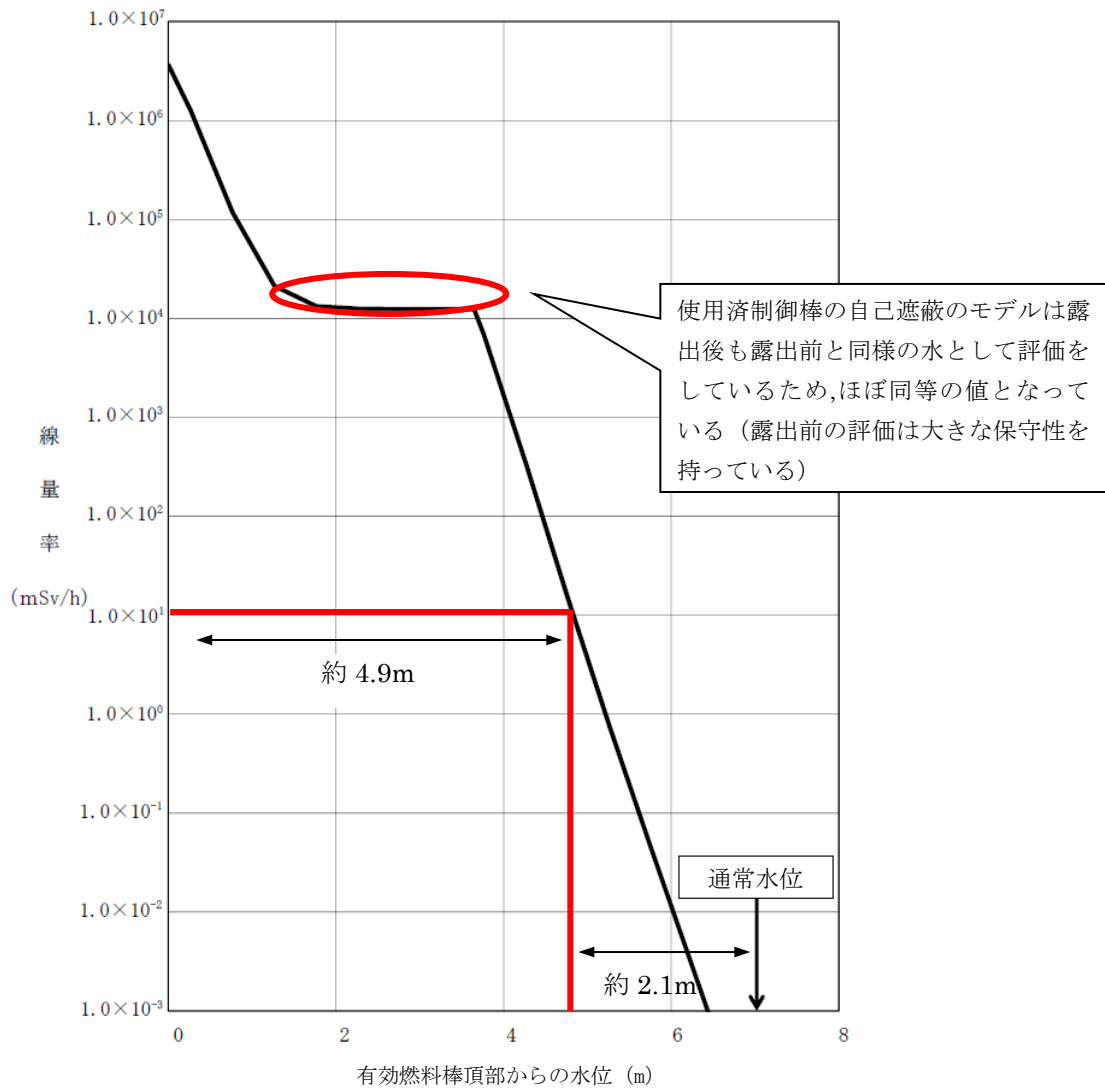


図4 放射線の遮蔽が維持される水位

<補足>必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h の設定について

①規則及び想定を踏まえた遮蔽水位の目安について

以下の規則及び想定を踏まえて、250mSv/h～15mSv/h 以下の値を必要な遮蔽水位の目安とすることが妥当と考える。

なお、空間線量率に関する規則上の限度及び基準はないが、有効性評価で操作を実施する可能性がある原子炉建屋最上階での作業時間及び作業員の退避の時間は1時間以内であることから、放射線影響を受ける時間を1時間として空間線量率に換算した。

- ・緊急作業時における被ばく限度（100mSv）（電離放射線障害防止規則第七条）
- ・緊急作業時における被ばく限度を適用する作業区域（15mSv を超えるおそれがある区域）（電離放射線障害防止規則第七条）
- ・特例緊急被ばく限度（250mSv）（電離放射線障害防止規則第七条の二）
- ・退避（15mSv を超えるおそれがある区域）（電離放射線障害防止規則第四十二条）
- ・有効性評価（使用済燃料プール及び停止中）において、基本的には原子炉建屋最上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1時間を超えるものはない
- ・事象発生時に原子炉建屋最上階にいる一般作業員の退避については1時間以内で実施可能である

※想定事故2でサイフンブレイク孔に期待せず、運転員の原子炉建屋2階での隔離操作が期待出来ない場合においては原子炉建屋最上階にある弁を操作することとなるが、その際でも現場へのアクセス及び現場操作を含めて1時間以内で実施可能である

評価項目である「放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること」に用いる必要な遮蔽の目安（10mSv/h）は、以上規則及び想定を踏まえた遮蔽水位の目安（250mSv/h～15mSv/h）条件から余裕を考慮し、また下で述べる通常時の現場線量率での値を参考として設定とした。

②通常時の現場線量率

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。蒸気乾燥器移動時における原子炉建屋最上階での空間線量率（原子炉ウェル及びD/Sピット廻り）は、約11mSv/h（平成23年10月、柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例）と①で示した必要な遮蔽の目安（10mSv/h）を超えるものが測定されている。

ただし、通常作業に対する作業員の放射線影響は、線源との離隔距離を確保する、作業時間を短くする、遮蔽を実施するなど、過度な被ばくをしないように運用面も含んだ対策が可能である。

- 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、原子炉ウエル又はD/Sピット廻りの空間線量率は事象初期から②で示すように必要な遮蔽の目安（10mSv/h）を超える場合もある。ただし、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。

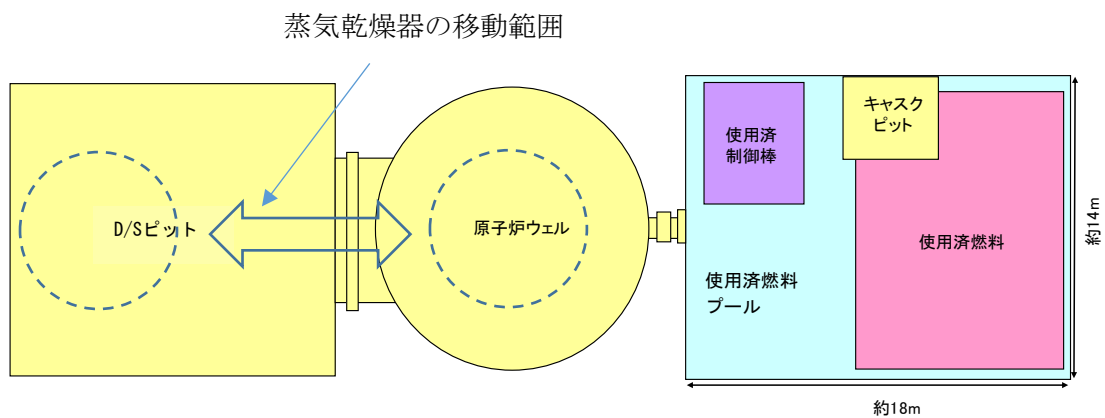


図 蒸気乾燥器の移動範囲

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

運転停止中の「崩壊熱除去機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」における放射線の遮蔽維持について評価を行い、事故時の作業員の退避も考慮すると、退避までの間、放射線の遮蔽維持に必要な水位（目安と考える10mSv/h[※]）が維持されることを確認したため、その結果を以下に示す。

なお、事故対応に関わる操作は、原子炉建屋最上階の様に現場の線量率が大きく上昇する場所では実施しないため、作業員の現場退避を評価の代表とした。

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

※ 必要な遮蔽の目安とする線量率は、緊急作業時の被ばく限度（100mSv）、緊急作業時の被ばく限度を適用する作業区域（15mSvを超えるおそれがある区域）等の条件から十分余裕のある値であり、かつ定期検査作業での原子炉建屋最上階における現場作業の実績値（約11mSv/h（柏崎刈羽原子力発電所7号炉 平成23年10月 蒸気乾燥器及び気水分離器取り外し作業の例））を考慮して10mSv/hとした。

1. 原子炉圧力容器開放作業の流れ

- ①原子炉圧力容器開放作業の開始前、コンクリートハッチ取り外し、原子炉格納容器蓋取り外し（図1中の1,2,3及び4）

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

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

- ②原子炉圧力容器蓋取り外し（図1中の5）

原子炉が冷温停止状態になった後、原子炉の水位を徐々に上昇させ、原子炉圧力容器保温材及び原子炉圧力容器蓋を開放する（原子炉圧力容器開放時の水位はフランジ下0.3m程度）。

- ③蒸気乾燥器取り外し（図1中の6）

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

- ④気水分離器取り外し（図1中の7）

気水分離器を蒸気乾燥器・気水分離器（D/S）ピットへと移動する（気水分離器は水中移動）。

なお、原子炉起動に向けて実施する原子炉圧力容器閉鎖作業においては開放作業の逆の流れで実施される。この状況においては原子炉圧力容器開放作業時に比べ、原子炉停止後の冷却時間が長く燃料の崩

壊熱及び線源強度が小さくなる。そのため、放射線の遮蔽維持における影響は原子炉压力容器開放作業時に包絡される（添付資料 5.1.2）。

<参考> 原子炉開放の流れ

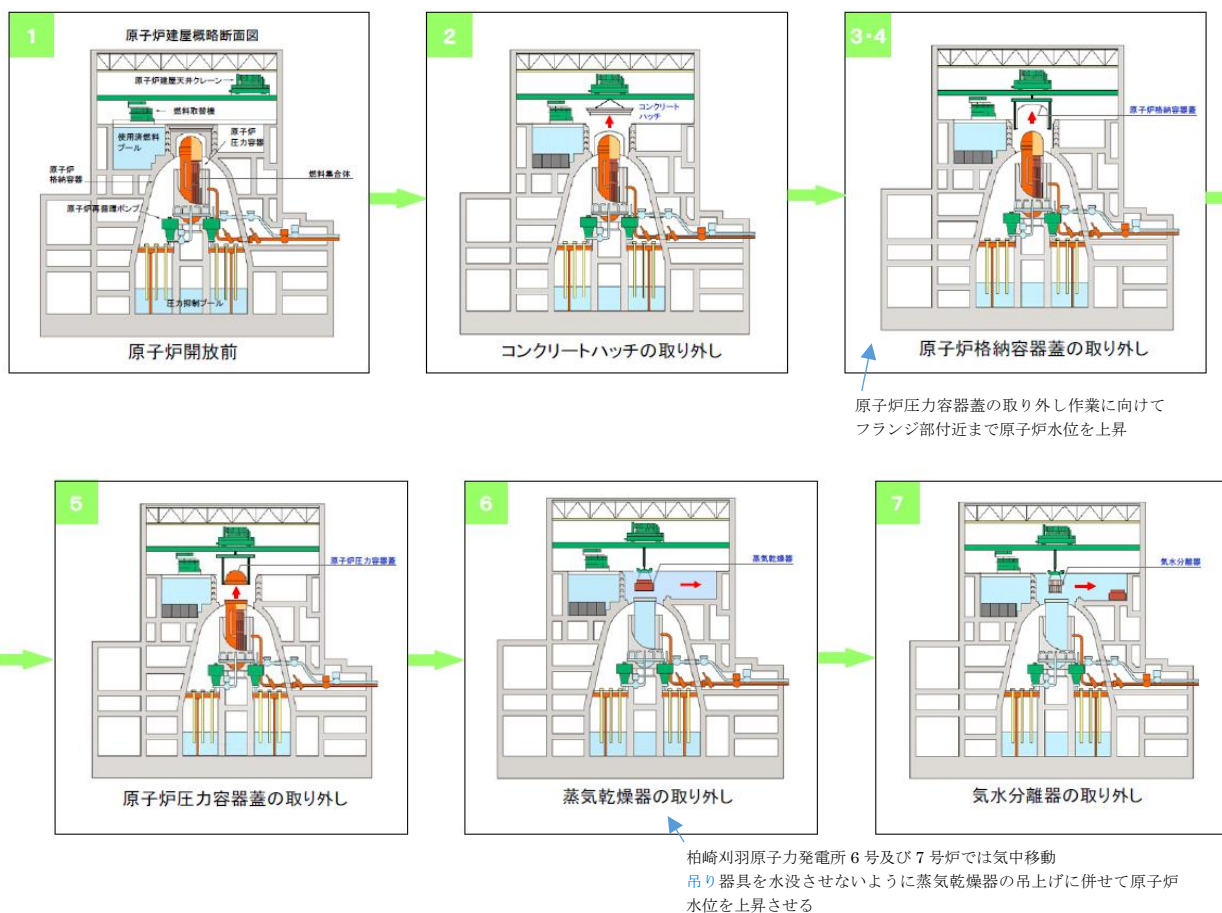


図1 原子炉压力容器開放作業の流れ

※ <http://www.tepco.co.jp/nu/f2-np/handouts/j140528a-j.pdf>

公開されている沸騰水型原子炉の開放作業の流れとして「福島第二原子力発電所1号炉 原子炉開放作業の完了について」より参照

2. 原子炉圧力容器等構造物

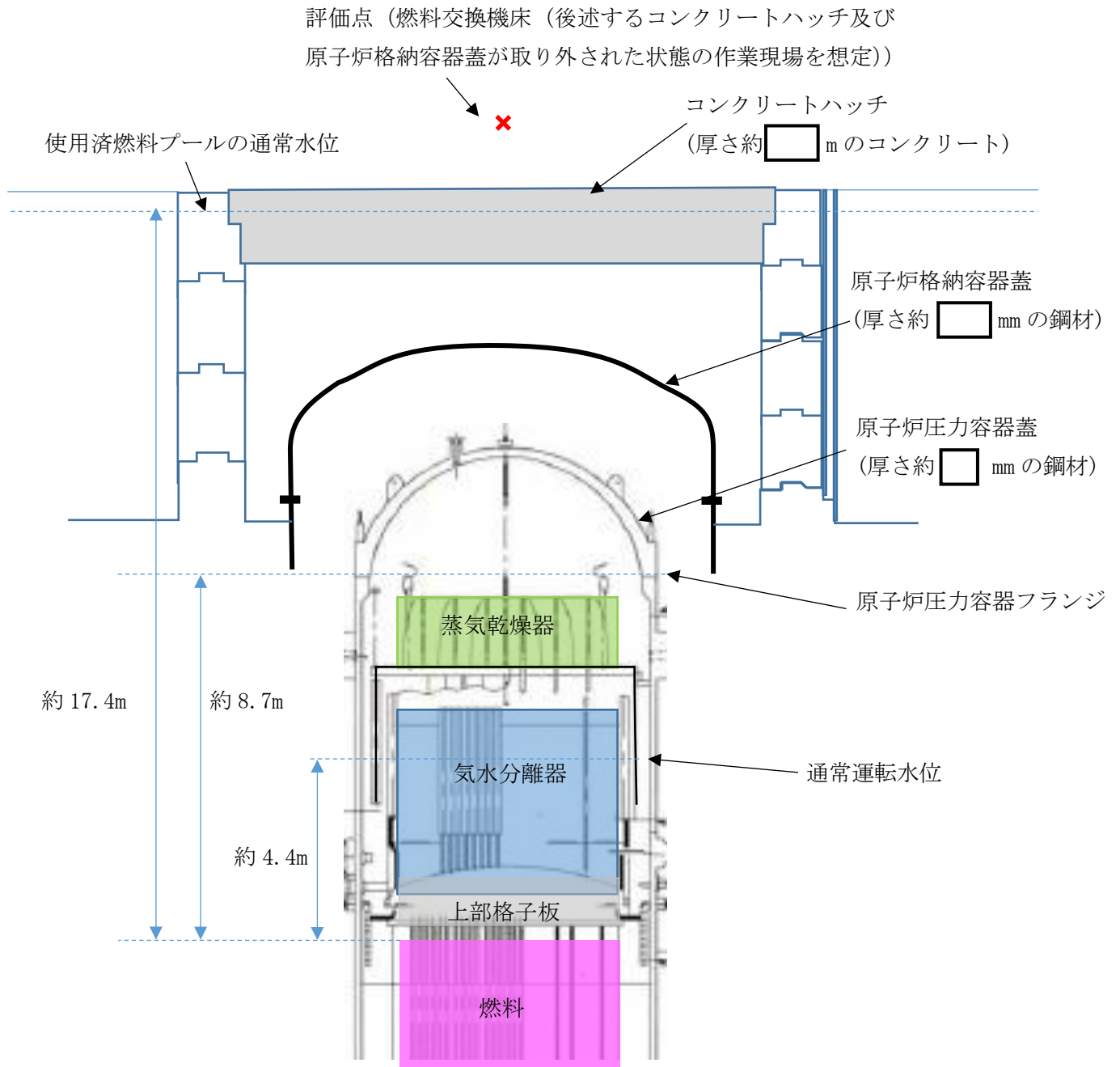


図 2 原子炉圧力容器等構造物の概要

3. 各状態における遮蔽維持について

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

①-1 原子炉圧力容器開放作業の開始前（図1中の1）

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

※ 一例として Co60 を線源とした時の 10cm の鉄の実効線量透過率は約 8.2×10^{-2} 、155cm のコンクリートの実効線量透過率は約 4.1×10^{-7} と非常に小さくなる

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

①-2 コンクリートハッチ取り外し、原子炉格納容器蓋取り外し（図1中の2,3及び4）

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

② 原子炉圧力容器蓋取り外し（図1中の5）

原子炉圧力容器蓋開放時はフランジ下 0.3m 程度まで原子炉の水位を上昇させた後、開放作業を実施する。この際、原子炉の水位上昇により炉心燃料及び上部格子板からの放射線の影響は非常に小さくなる。また、原子炉の保有水量が多くなるため、100℃に至るまでの時間はさらに長くなる（約 1.4 時間）。

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

また、原子炉圧力容器蓋を取り外した後の状態にて後述する全交流動力電源喪失事象の水位低下（フランジ付近から約 1.5m 低下）を仮定した場合も、原子炉水位がフランジよりさらに高い水位である可能性があること、炉心燃料及び上部格子板からの放射線影響は後述する原子炉冷却材の流出の原子炉水位と線量率の関係（5.3 原子炉冷却材の流出 第 5.3.6 図）に包絡できることから、必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h を超えることはない。

なお、蒸気乾燥器及び気水分離器からの放射線影響においても線源強度が大きくないこと、約 1.5m の水位低下により露出する蒸気乾燥器は通常作業でも気中移動させる設備であることから、これらを考慮しても必要な遮蔽は維持される。

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

③ 蒸気乾燥器取り外し（図1中の6）及び④水分離器取り外し（図1中の7）

蒸気乾燥器の取り出しに併せ、水位を上昇させていく状態であり、崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失事象が発生した場合においても、沸騰開始及び水位低下まで十分に時間余裕があるため、原子炉水位低下に伴う放射線の遮蔽の評価は不要である。

なお、蒸気乾燥器は線源となるため、その気中移動中において原子炉ウェル又は D/S ピット廻りの空間線量率は平成 23 年 10 月、柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の例（約 11mSv/h）のように必要な遮蔽の目安（10mSv/h）を超える場合もある。ただし、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。

4. 放射線の遮蔽維持に必要な水位

放射線の遮蔽維持に必要な水位（目安と考える 10mSv/h）は、3. の検討を踏まえ、「①-2 コンクリートハッチ取り外し、原子炉格納容器蓋取り外し（図 1 中の 2, 3・4）」の状態を想定して評価を行った。

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

なお、評価点は燃料交換機床[※]とした。

※原子炉停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の事故対応で原子炉建屋最上階等の現場作業は不要であるため、作業員の退避を想定して評価点を設定した。コンクリートハッチ取り外し及び原子炉格納容器蓋取り外し作業時において作業員は天井クレーン操作室等にいることが考えられるため、より線源に近い燃料交換機床（原子炉建屋最上階の床付近）を代表としている。なお、停止作業中においては作業員が原子炉格納容器内（D/W 含む）に入って作業することも考えられるが、これらの作業は停止直後に実施しないこと、炉心燃料からの放射線は遮蔽物（原子炉圧力容器、シュラウド、生体遮蔽（原子炉遮蔽壁）等）により減衰されること、原子炉建屋最上階と同様に事故後に作業員が退避することから、作業員の退避に関する被ばく影響は本評価に包絡される。

(1) 炉心燃料・炉内構造物の評価モデルと線源強度

放射線源として燃料、上部格子板、気水分離器及び蒸気乾燥器をモデル化した。

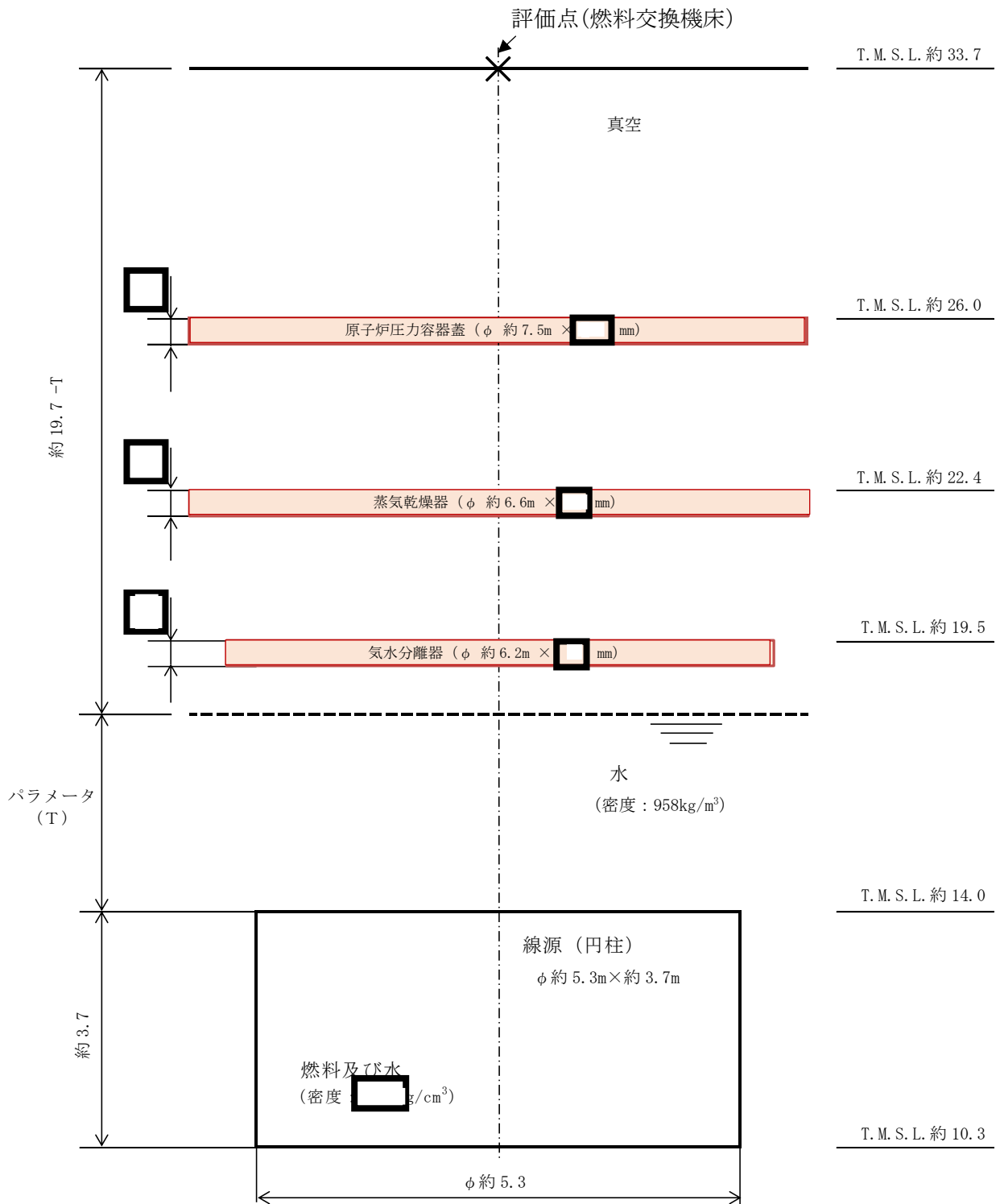
a. 炉心燃料

評価条件を以下に示す。

- 線源形状：円柱線源（炉心の全てに燃料がある状態）
- 燃料有効長（mm）：
- ガンマ線エネルギー：評価に使用するガンマ線は、エネルギー 18 群（ORIGEN 群構造）
- 線源材質：燃料及び水（密度 g/cm³）
- 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：1264 日（燃焼度 33GWd/t 相当の値）
 - ・燃料組成：STEP III 9×9A 型（低 Gd）
 - ・濃縮度： (wt%)

- ・U重量：燃料一体あたり (kg)
 - ・停止後の期間※：停止後 12 時間(原子炉未開放状態での実績を考慮して設定した値を設定)
- ※ 停止後の期間は全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、線源強度評価は崩壊熱評価と同様にスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な評価条件となっている。

線量率評価モデルを図 3 に示す。また、評価により求めた線源強度を表 1 に示す。



注： 寸法は公称値を示す
 (単位：m (遮蔽厚さは mm))

図 3 燃料の線量率評価モデル

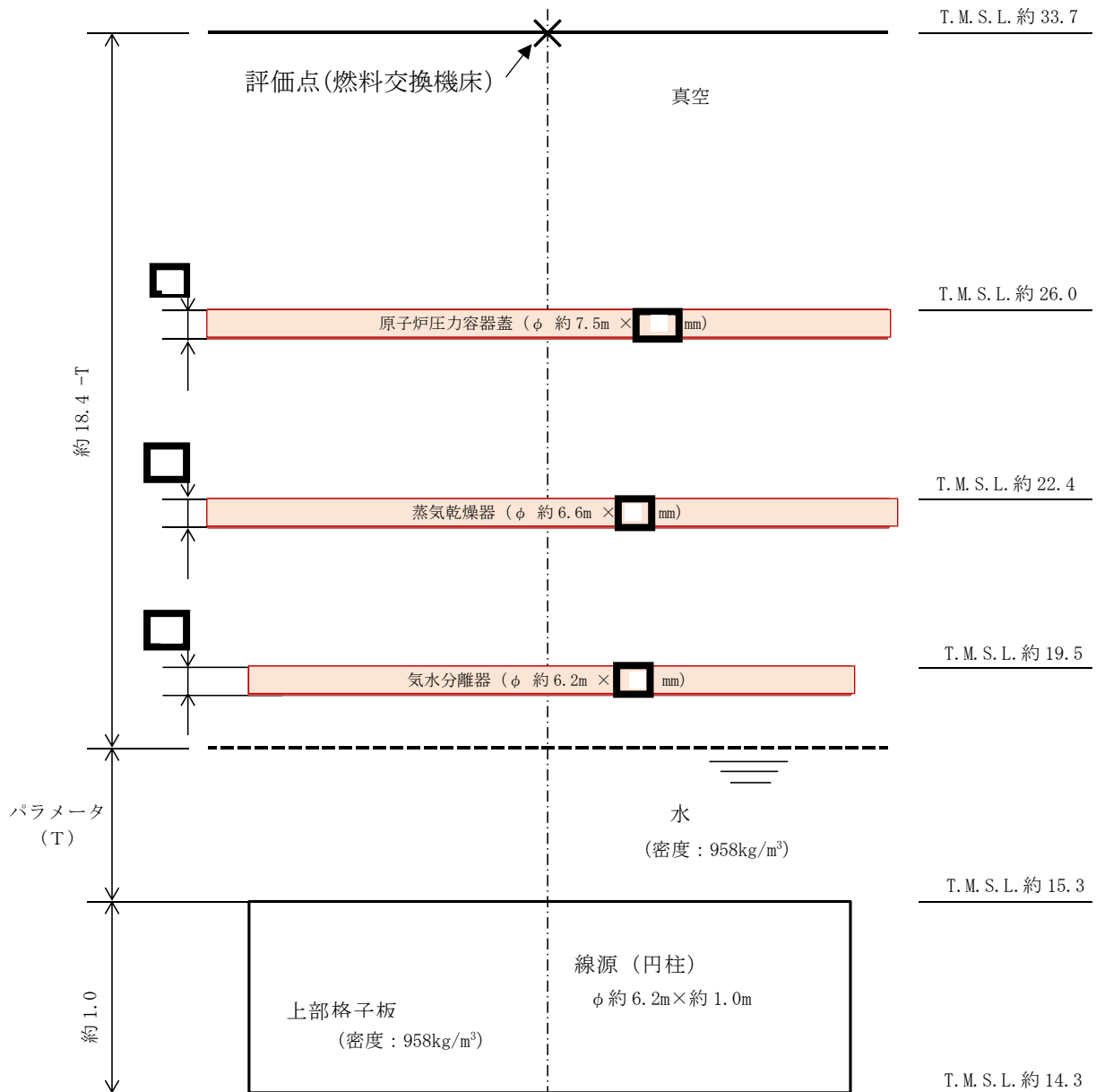
表 1 燃料の線源強度

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}	1.26×10^{12}
2	2.50×10^{-2}	1.73×10^{11}
3	3.75×10^{-2}	1.96×10^{11}
4	5.75×10^{-2}	1.29×10^{11}
5	8.50×10^{-2}	2.40×10^{11}
6	1.25×10^{-1}	5.78×10^{11}
7	2.25×10^{-1}	4.81×10^{11}
8	3.75×10^{-1}	1.30×10^{11}
9	5.75×10^{-1}	4.35×10^{11}
10	8.50×10^{-1}	3.63×10^{11}
11	1.25×10^0	7.10×10^{10}
12	1.75×10^0	8.87×10^{10}
13	2.25×10^0	6.36×10^9
14	2.75×10^0	3.09×10^9
15	3.50×10^0	6.70×10^7
16	5.00×10^0	3.02×10^6
17	7.00×10^0	4.07×10^0
18	9.50×10^0	4.68×10^{-1}
合計		4.15×10^{12}

b. 上部格子板

評価条件を以下に示す。

- 線源形状：円柱線源としてモデル化
- 線源の高さ (mm)：
- ガンマ線エネルギー：評価に使用するガンマ線は、主要核種 ^{60}Co を想定して 1.5MeV
- 線源材質：水と同等(密度 958kg/m^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
- 線源強度は、機器表面の実測値 (Sv/h) より $2.1 \times 10^9 (\text{Bq/cm}^3)$ と算出線量率評価モデルを図4に示す。



注：寸法は公称値を示す

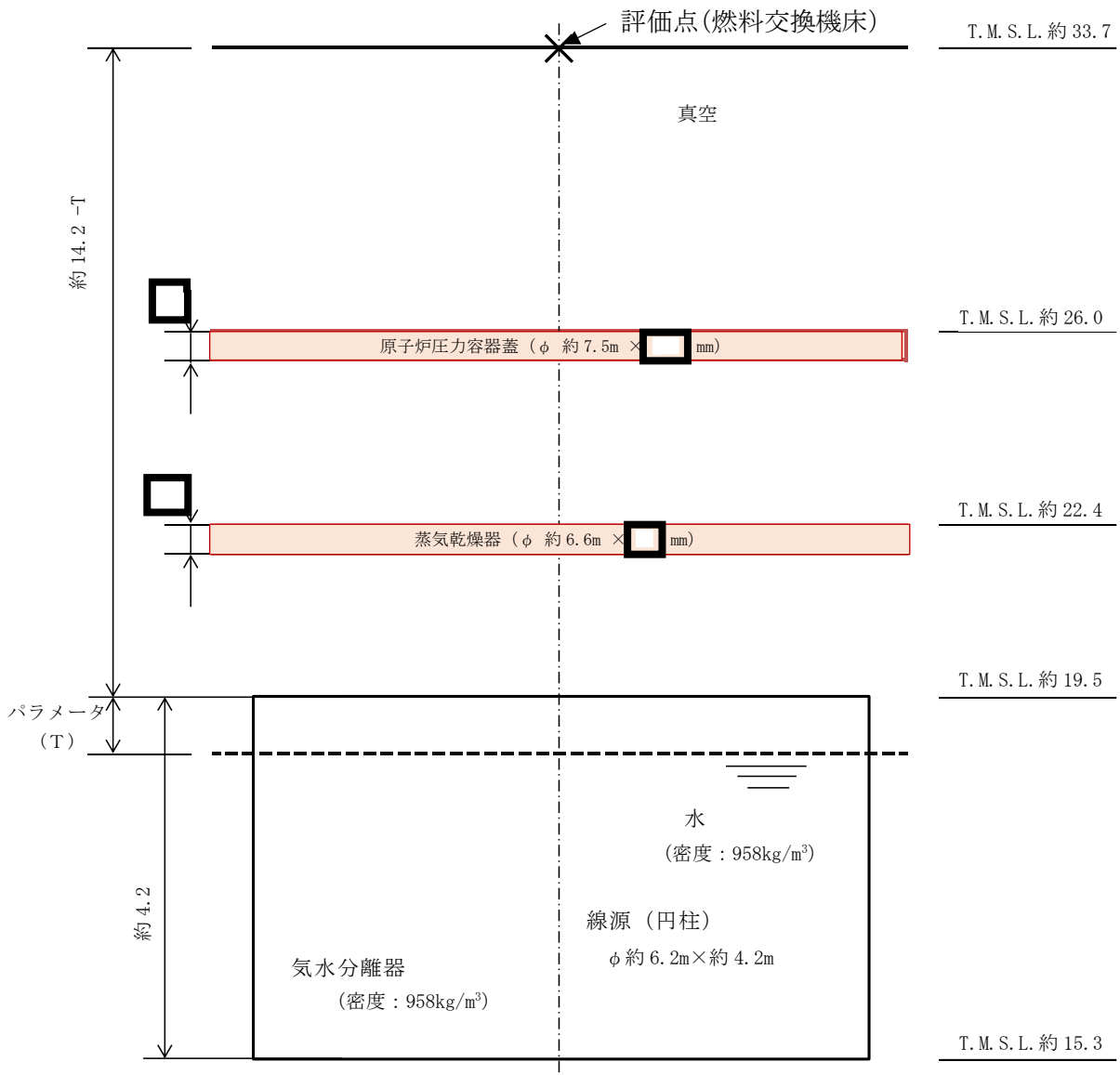
(単位：m (遮蔽厚さは mm))

図4 上部格子板の線量率評価モデル

c. 気水分離器

評価条件を以下に示す。

- 線源形状：円柱線源としてモデル化
 - 線源の高さ (mm)：
 - ガンマ線エネルギー：評価に使用するガンマ線は、主要核種 ^{60}Co を想定して 1.5MeV
 - 線源材質：水と同等(密度 958kg/m^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
 - 線源強度は、機器表面の実測値 (Sv/h) より $5.2 \times 10^5 (\text{Bq/cm}^3)$ と算出
- 線量率評価モデルを図5に示す。



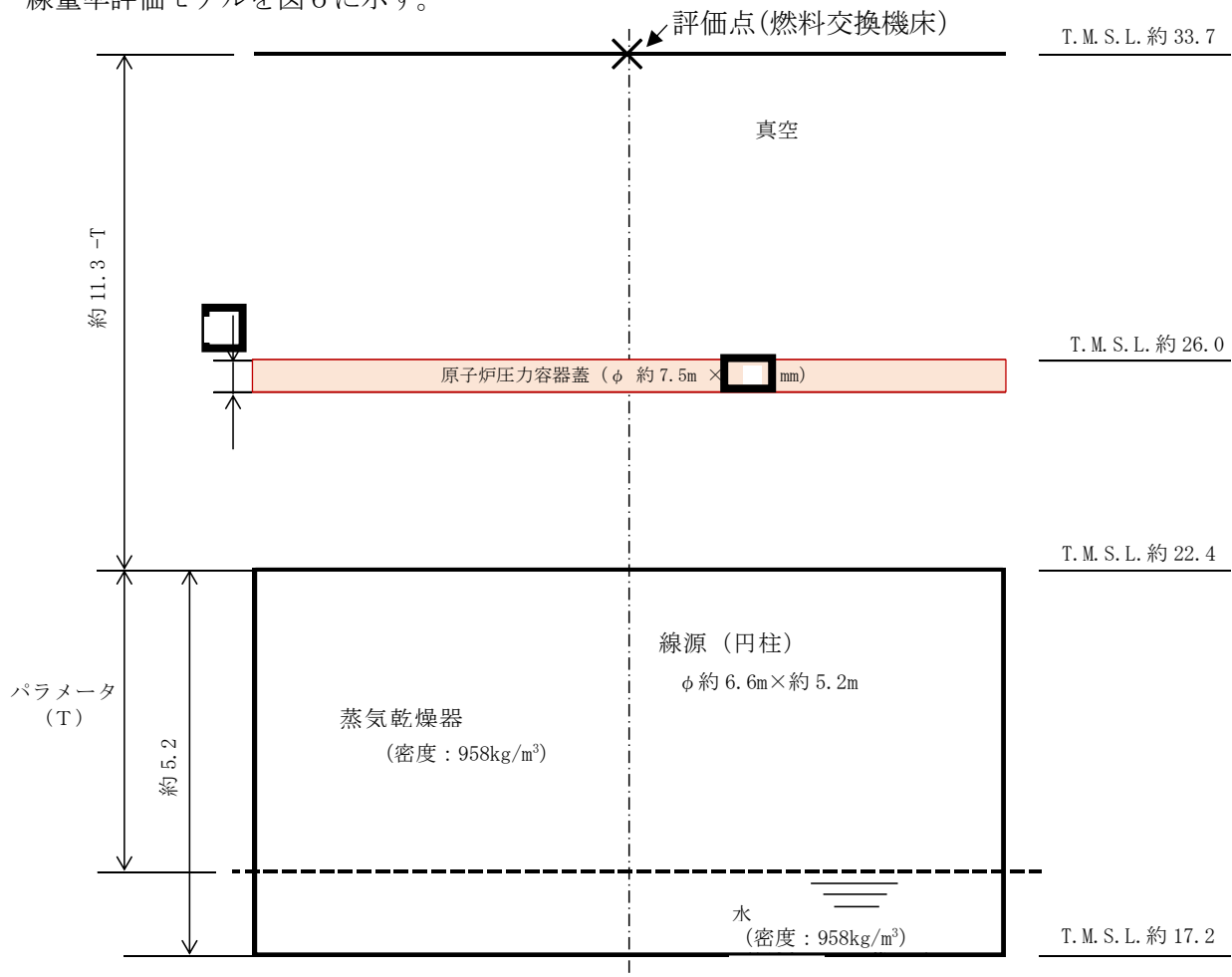
注：寸法は公称値を示す
(単位：m (遮蔽厚さは mm))

図5 気水分離器の線量率評価モデル

d. 蒸気乾燥器

評価条件を以下に示す。

- 線源形状：円柱線源としてモデル化
 - 線源の高さ (mm)：
 - ガンマ線エネルギー：評価に使用するガンマ線は、主要核種 ^{60}Co を想定して 1.5MeV
 - 線源材質：水と同等(密度 958kg/m^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
 - 線源強度は、機器表面の実測値 (Sv/h) より $2.3 \times 10^5 (\text{Bq/cm}^3)$ と算出
- 線量率評価モデルを図 6 に示す。



注： 寸法は公称値を示す
(単位：m (遮蔽厚さはmm))

図 6 蒸気乾燥器の線量率評価モデル

(2) 遮蔽物の評価モデル

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

a. 原子炉圧力容器蓋

評価条件を以下に示す。

- 遮蔽物形状 : 円柱線源としてモデル化
 - 遮蔽物の厚さ (mm) : (圧力容器蓋の最薄部厚さ)
 - 線源材質 : 平板(密度 g/cm³) ※
- ※圧力容器鋼板 の密度は、同等である で代表した線量率評価モデル(遮蔽)を図 3~7 に示す。

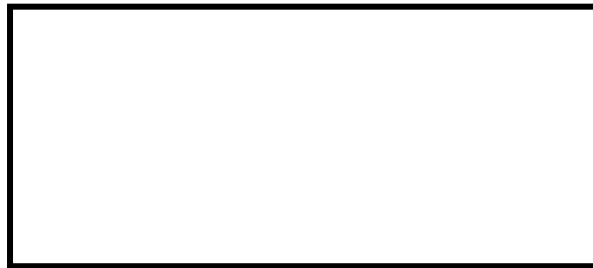


図 7 原子炉圧力容器蓋の線量率評価モデル (遮蔽)

b. 蒸気乾燥器

評価条件を以下に示す。

- 遮蔽物形状 : 円柱線源としてモデル化
 - 遮蔽物の厚さ (mm) : (フード部の最薄部厚さ)
 - 線源材質 : 平板(密度 g/cm³) ※
- ※蒸気乾燥器の材質 の密度は、同等である で代表した線量率評価モデル(遮蔽)を図 3~5 及び 8 に示す。



図 8 蒸気乾燥器の線量率評価モデル (遮蔽)

c. 気水分離器

評価条件を以下に示す。

- 遮蔽物形状 : 円柱線源としてモデル化
- 遮蔽物の厚さ (mm) : [] (シールドヘッドの厚さ (ベーンスワラによる遮蔽も考慮))
- 線源材質 : [] 平板 (密度 [] g/cm³) *

※気水分離器の材質 [] の密度は、同等である [] で代表した線量率評価モデル(遮蔽)を図 3, 4 及び 9 に示す。



図 9 気水分離器の線量率評価モデル (遮蔽)

(3) 現場の線量率の評価結果

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

グラフより必要な遮蔽を確保できる水位 (目安と考える 10mSv/h[※]) は以下の仮定のもとで「有効燃料棒頂部の約 2.0m 上」と求めた。

※必要な遮蔽の目安は緊急作業時の被ばく限度(100mSv)と比べ、十分余裕のある値 (10mSv/h) とする。

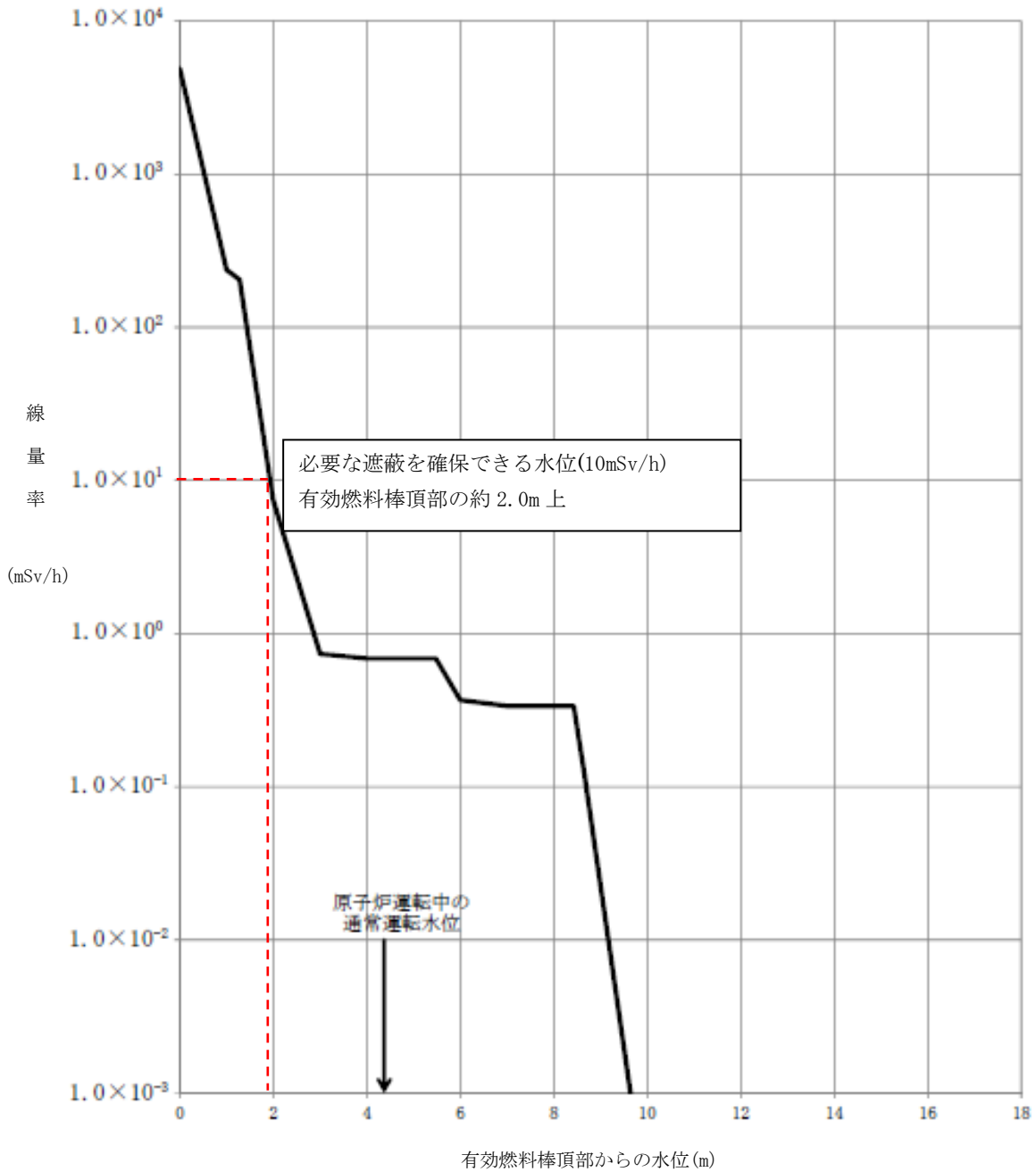


図 10 原子炉水位と炉心燃料及び上部格子板からの線量率

(4) 必要な遮蔽を確保できる最低水位到達までの時間余裕

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

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

評価条件及び評価結果を表 2 に示す。

評価結果より、原子炉停止 1 日後においては崩壊熱除去機能喪失時の注水までの想定時間 2 時間、全交流動力電源喪失時の注水までの想定時間約 2.5 時間 (145 分) に対して十分であることが確認された。

また、原子炉停止後 12 時間後においては、上述の保守的な計算方法を用いた場合、現場の線量率が目安と考える 10mSv/h を約 2.0 時間後に超えることが確認された。

表 2 必要な遮蔽を確保できる最低水位到達までの時間余裕の評価条件と結果

原子炉停止後の時間	原子炉初期水温(°C)	崩壊熱(kW)	必要な遮蔽を確保できる水位到達までの時間余裕 ^{※1}	有効燃料棒頂部到達までの時間余裕	残留熱除去機能喪失時の注水までの想定時間	全交流動力電源喪失時の注水までの想定時間
12 時間 (不確かさで確認するケース)	100	2.67×10^4	約 2.0 時間	約 3.7 時間	2 時間以内 ^{※2}	約 2.5 時間 (145 分)
24 時間 (有効性評価で確認するケース)	52	2.24×10^4	約 3.4 時間	約 5.4 時間	2 時間	約 2.5 時間 (145 分)

※1 「添付資料 5.1.1」の「2. 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した計算」に示すように、原子炉の減圧操作実施までは、発生した崩壊熱の多くが飽和水の顕熱として吸収されるため、必要な遮蔽を確保できる水位到達までの時間余裕はさらに長くなる(原子炉停止 12 時間後でも 3 時間以上の時間余裕がある)。

※2 水位低下の発生が早まるため、運転員の事象認知が早まる。

5. 事故時の退避について

事故発生時の原子炉建屋最上階又は原子炉格納容器内にいる現場作業員の退避について確認した。事象発生時、当直長のページングによる退避指示、又は現場の状況変化により、作業員は異常状態を認知し、1 時間以内に原子炉建屋最上階又は原子炉格納容器内より退避する。全交流動力電源喪失により現場の照明設備が消灯することも考えられるが、作業員はヘッドライト等のバッテリー式の照明を保有しており、線量が上昇する前(4. より最短約 2 時間)の退避が十分可能である。

なお、作業員の避難が必要な場合は、避難指示及び立ち入り制限が実施されるため、作業員は緊急作

業を除き現場の安全性が確認される前に再入域することはない。

復旧に際しては放射能汚染等を確認し、現場の安全性が確認された後実施する。

6. 原子炉隔離時冷却系による注水について

原子炉隔離時冷却系の設計として、作動には1.03MPa[gage]以上の原子炉圧力を必要としており、原子炉停止時の初期圧力は大気圧程度まで低下しているため、評価において原子炉隔離時冷却系による注水に期待していない。ただし、有効性評価で想定しているような原子炉未開放状態において事象進展とともに原子炉の圧力が上昇し、原子炉隔離時冷却系による注水が可能となることが考えられる。なお、原子炉隔離時冷却系の点検の準備として弁の電源等に隔離操作（アイソレーション）を実施していることも考えられるが、これらの事故時に原子炉隔離時冷却系での注水を必要とした際は運転員がただちに復旧を実施することが可能であるため、原子炉隔離時冷却系の使用の問題とならない。

7. まとめ

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

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

以上より、運転員及び作業員が現場にいる間、放射線の遮蔽は維持される。