

本資料のうち、枠囲みの内容は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-180-4 改9
提出年月日	平成30年10月2日

工事計画に係る補足説明資料

補足-180-4 【使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説

明書に係る補足説明資料】

1. 添付書類に係る補足説明資料

「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」に係る添付書類（共通資料は除く）の記載内容を補足するための説明資料リストを以下に示す。

工認添付書類	補足説明資料
V-1-3-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書	1. 使用済燃料プール静的サイフォンブレイカの設置状況
	2. 使用済燃料プール静的サイフォンブレイカへの重量物落下評価
	3. 使用済燃料プール水位低下時の線量率と水位の計算結果について
	4. 使用済燃料の線源強度の比較について

2. 別紙

(1) 工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

別紙 工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

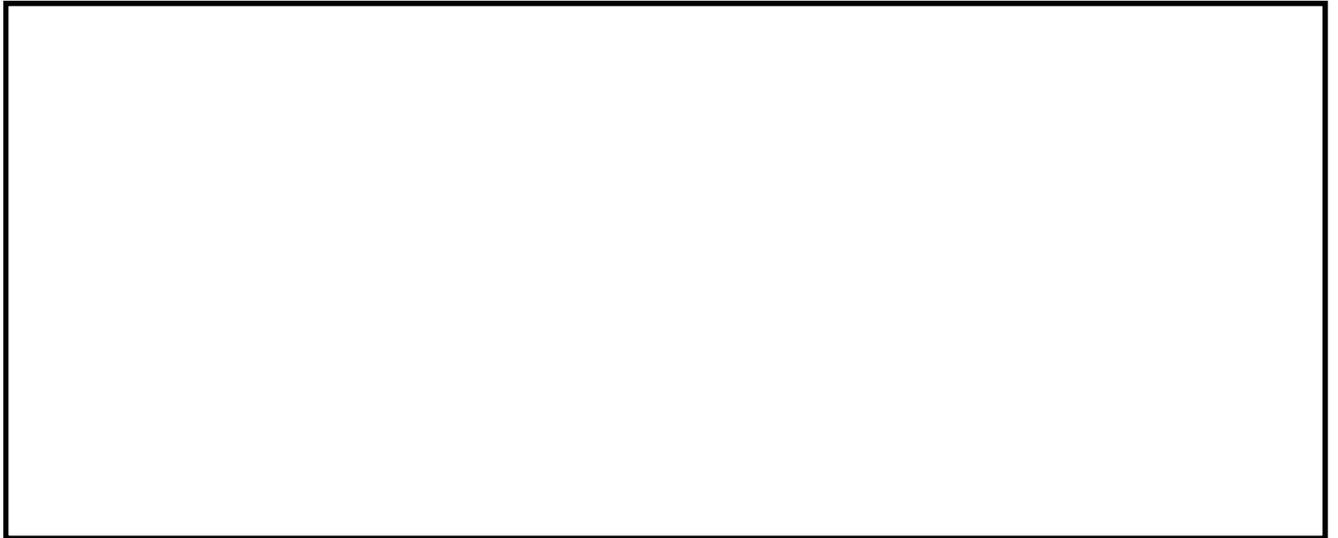
工認添付書類		設置許可まとめ資料			引用内容
V-1-3-5	使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書	有効性評価	添付資料 1.5.9	使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故1及び2）の有効性評価における共通評価条件について	遮蔽水位の評価を引用
			添付資料 4.1.2	使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について	SFP水位低下時間評価を引用
			添付資料 4.2.2	想定事故2においてサイフォン現象を想定している理由について	静的サイフォンブレイカの閉塞可能性等の説明を引用
		DB	第16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	静的サイフォンブレイカの閉塞可能性等の説明を引用

補足説明資料目次

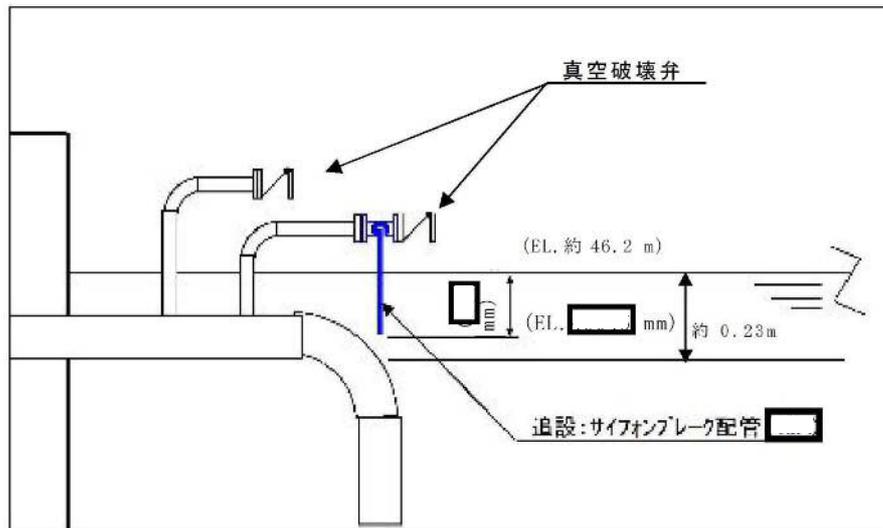
	頁
1. 使用済燃料プール静的サイフォンブレーカの設置状況	1-1
2. 使用済燃料プール静的サイフォンブレーカへの重量物落下評価	2-1
3. 使用済燃料プール水位低下時の線量率と水位の計算結果について	3-1
4. 使用済燃料の線源強度の比較について	4-1

1. 使用済燃料プール静的サイフォンブレーカの設置状況

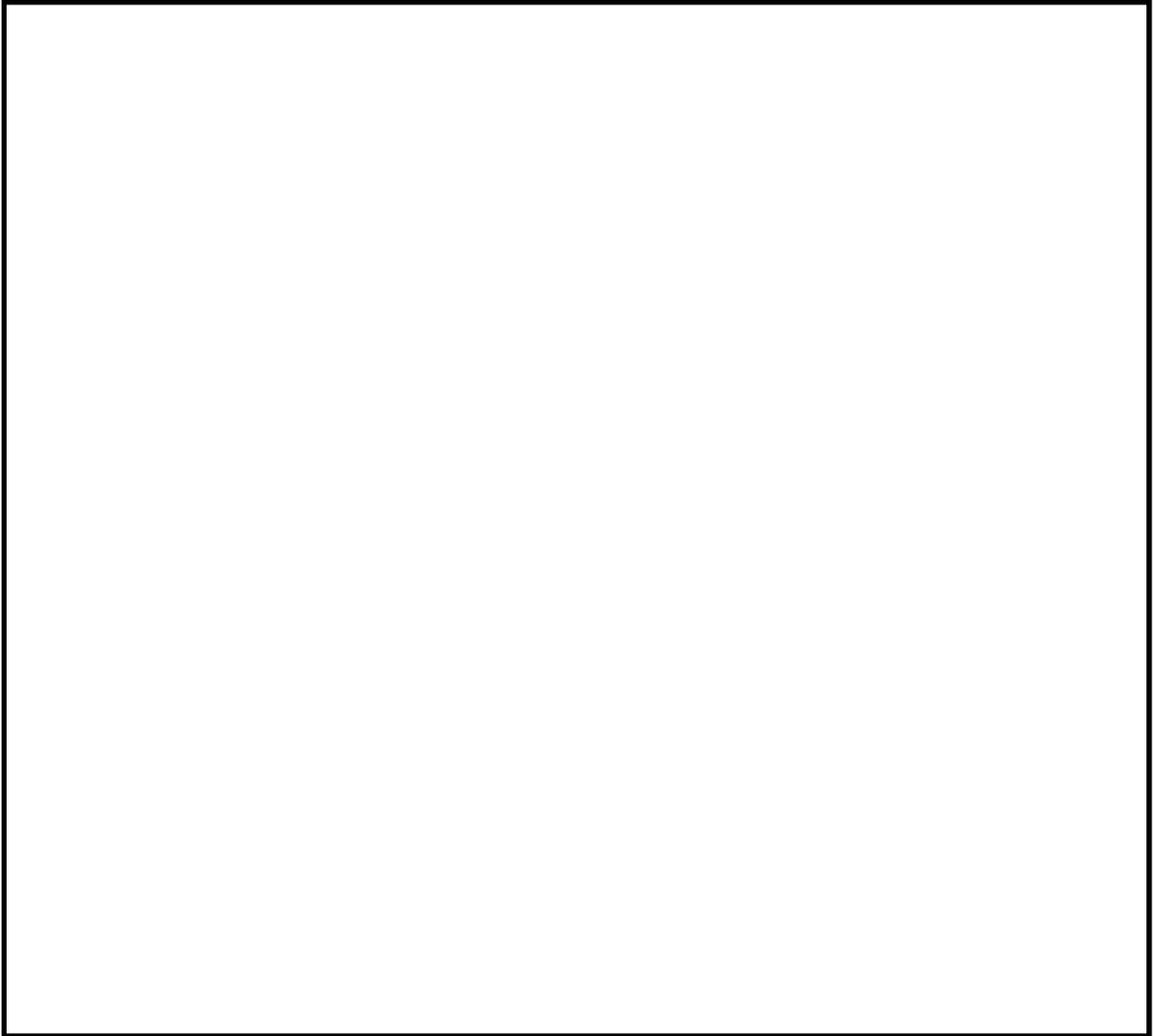
使用済燃料プール水戻り配管及び静的サイフォンブレーカの概略図を第1-1図及び第1-2図に示す。また、静的サイフォンブレーカの設置場所を第1-3図に示す。



第1-1図 使用済燃料プールに接続されている配管の概略図



第1-2図 静的サイフォンブレーカ設置概要図



第1-3図 静的サイフォンブレーカの設置場所

静的サイフォンブレーカの仕様

配管材質：SUS304TP

サイズ：□A

耐震性について

第1-2図に示すとおり，使用済燃料プール水戻り配管及びその配管に接続されている真空破壊弁を設置した配管は耐震Sクラスで設計されており，その配管に静的サイフォンブレーカを接続する設計とするため耐震性に問題はない。

2. 使用済燃料プール静的サイフォンブレイカへの重量物落下評価

使用済燃料プール上部より落下等により使用済燃料プール静的サイフォンブレイカの健全性に影響を与える可能性のある設備として以下の設備等があるものの、使用済燃料プールへ落下することはなく、静的サイフォンブレイカへの影響はないことを確認している。

静的サイフォンブレイカへの落下物干渉を考慮する必要がある周辺設備として、原子炉建屋原子炉棟鉄骨梁、原子炉建屋クレーン、燃料取替機等の重量物があるが、これらは基準地震動 S_0 に対する耐震評価にて使用済燃料プール内に落下しないことを確認しているため、静的サイフォンブレイカの落下物干渉による変形は考えられない。

その他手摺等の軽量物については、ボルト固定、固縛による運用としている。

よって、落下物として静的サイフォンブレイカに干渉すると考えられる設備は軽量物であり、仮に静的サイフォンブレイカに変形が生じたとしても、本配管は剛性の高いステンレス鋼であり、完全閉塞に至る変形は考えにくいことから、サイフォン効果の除去機能は確保される。

3. 使用済燃料プール水位低下時の線量率と水位の計算結果について

(1) 使用済燃料プールの概略図について

使用済燃料プールの概略図を第3-1図に示す。



第3-1図 使用済燃料プール概略図

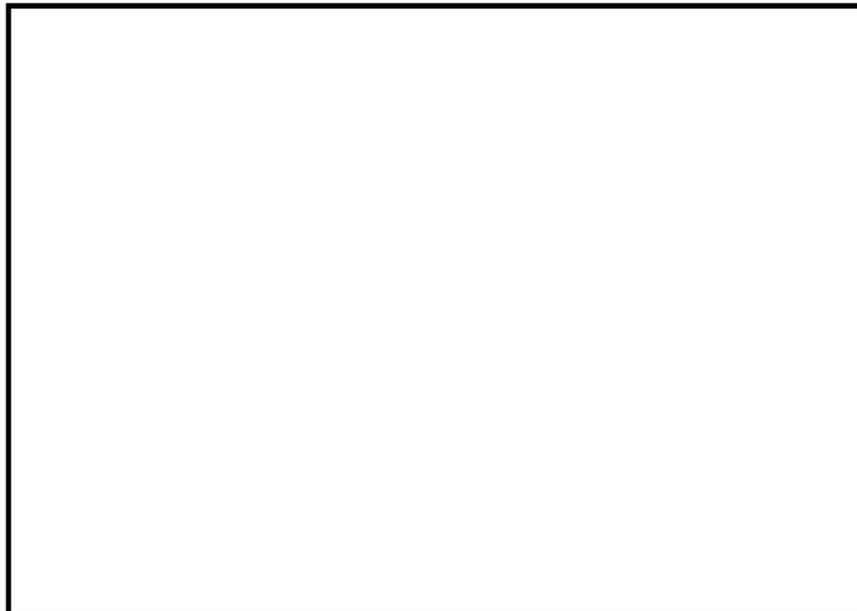
(2) 評価点の設定について

使用済燃料プール水位が通常水位付近の場合に支配的な線源は制御棒貯蔵上段ハンガである。事故時に作業する箇所として、制御棒貯蔵上段ハンガ付近の原子炉建屋原子炉棟6階が考えられるため、線量率評価における評価点は、第3-2図に示すとおり、保守的に制御棒貯蔵上段ハンガの真上の原子炉建屋原子炉棟6階床面高さ（線源との最短距離）としている。

線量率計算モデルの評価点は、第3-3図に示すとおり線源との最短距離と等しい距離で各線源の真上に置いている。使用済燃料及び制御棒貯蔵ラックを線源とした場合の計算モデルは、線源の真上に評価点を設定することで、使用済燃料プール水により遮蔽される厚さが短くなるため、保守的な評価結果となる。



第 3-2 図 各線源と評価点の平面位置関係



第 3-3 図 線量率評価モデルの評価点の立面概要図

注記 *1: パラメータ T は、線源から使用済燃料プール水により遮蔽される長さ (m) を示す。使用済燃料を例とすると水面から評価点までの距離は $9.9 - T$ m となり、水位低下時の線量率は、パラメータ T を変数として評価する。

(3) 使用済燃料の線量率評価モデルにおける密度について

使用済燃料の線量率評価モデルは、水平方向の長さは全てのラック長さ、高さ方向の長さは使用済燃料の有効長としており、使用済燃料プール内の使用済燃料貯蔵ラックに使用済燃料が全て埋まっている状態としている。使用済燃料の線量率評価モデルにおける密度は、使用済燃料及び水の体積比から算出している。ここで、使用済燃料

以外の構造材は保守的に密度の小さい水（構造材に比べて遮蔽効果が小さい）を設定している。

(4) 使用済制御棒の線源強度評価に用いる放射化断面積について

ORIGEN2 コードに入力する放射化断面積は、STEPⅢ燃料の最高燃焼度及び炉心平均ボイド率を基に、JENDL-3.3 ベース BS340J33.LIB*²を適用する。

(BWR STEPⅢ ボイド率 40 % UO₂<60 GWd/TIHM)

注記 *2：片倉潤一郎 他 JENDL-3.3 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット：ORLIBJ33, JAERI-Data/Code, 2004-015 (2004.11)

(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について

使用済制御棒は制御棒貯蔵ハンガにハンドル部を通して格納又は制御棒貯蔵ラック内へ格納されている。評価では、これらの制御棒貯蔵ハンガ及び制御棒貯蔵ラックの構造材を含めた使用済制御棒格納箇所を直方体の線源としてモデル化している（第3-4図）。

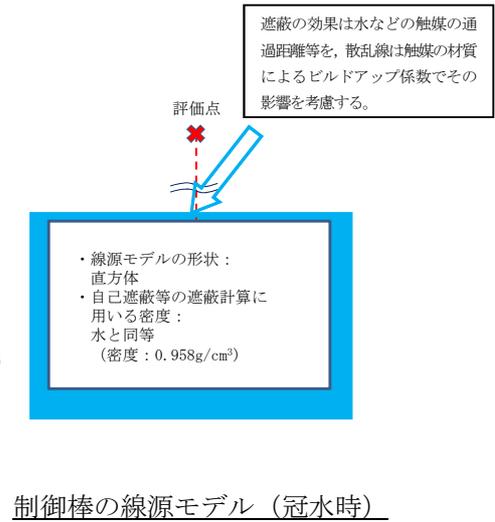
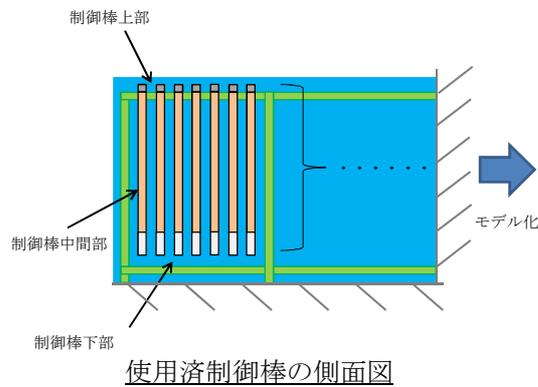
遮蔽計算をする際、線源材にも密度を設定することで自己遮蔽等の計算を行う。本評価では制御棒が①冠水時、②一部露出時、③露出時のいずれにおいても遮蔽性能の低い水として計算している。

こちらは③露出時において、制御棒間等は気中であるが、制御棒は水より密度の大きいステンレスやB₄C（又はHf）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、制御棒貯蔵ラック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。

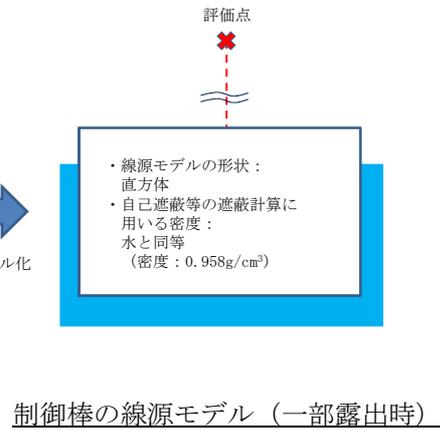
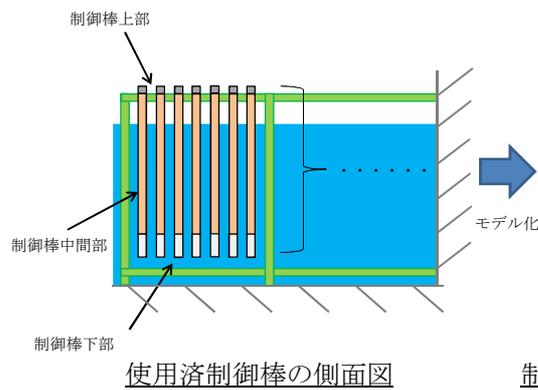
①冠水時、②一部露出時の状態においては使用済制御棒等の遮蔽効果に加えて、制御棒間の隙間等、気中であった箇所に水が入るため、遮蔽効果は更に高まるが、評価においては③露出時と同様、水と設定して評価をすることで更に保守的なモデルとなっている。

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①冠水時と③露出時を等しく、線源が水として計算しているためである（第3-5図）。また、第3-6図に、使用済燃料及び使用済制御棒それぞれの線量率と水位の関係を示す。

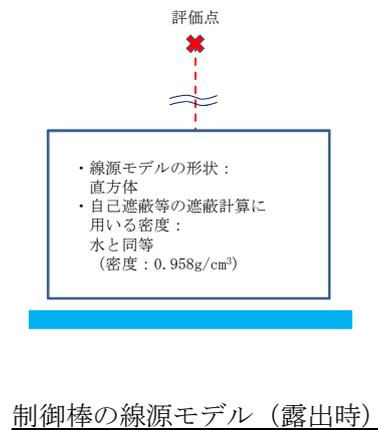
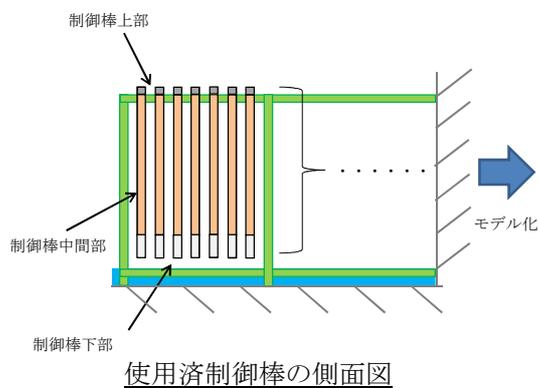
①冠水時



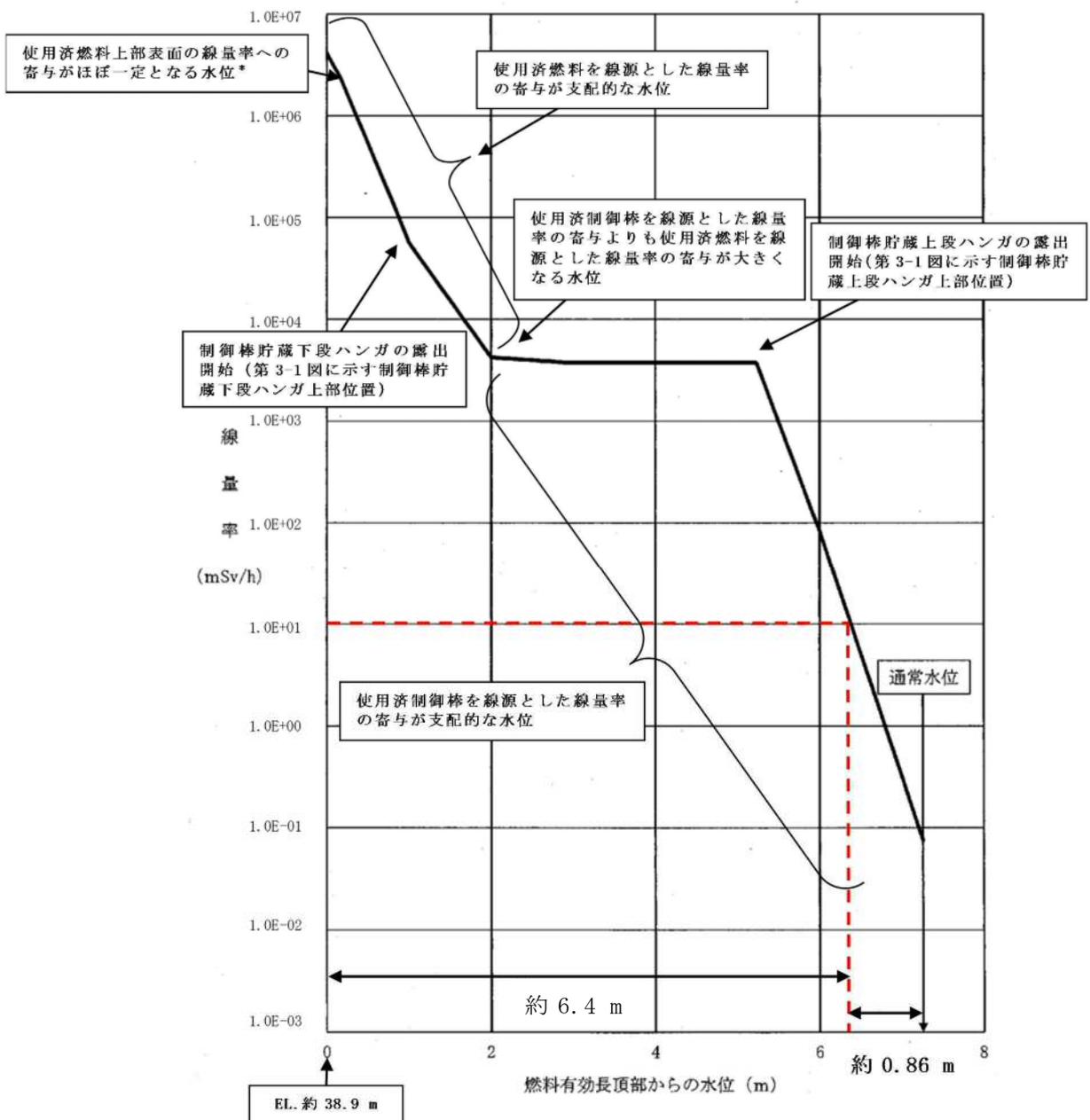
②一部露出時



③露出時

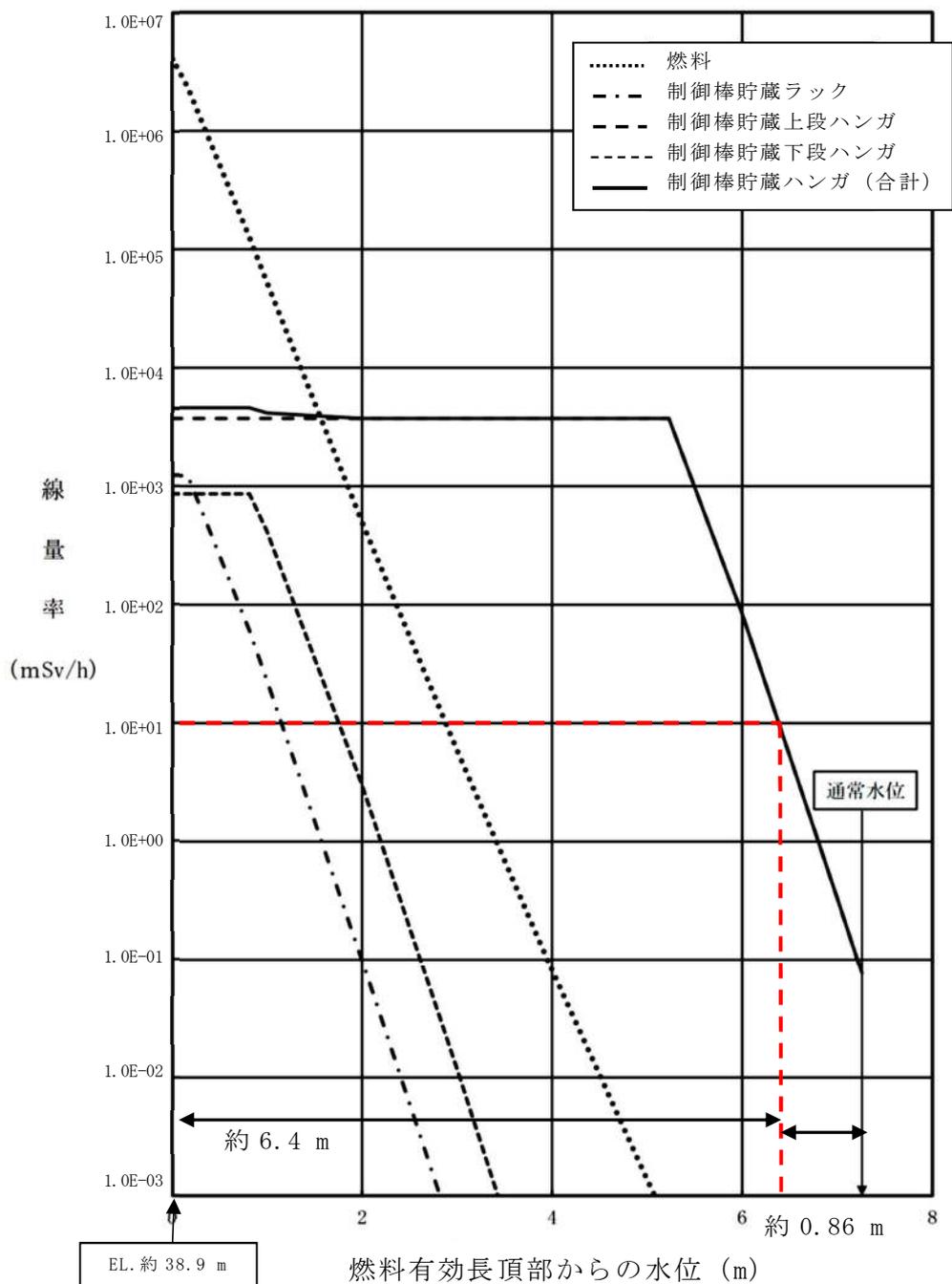


第 3-4 図 冠水時及び露出時の線量率計算モデル



第3-5図 使用済燃料プールの線量率と水位の関係

注記 * : 線量率に寄与する線源は、使用済燃料上部の表面になり、水位がある程度以上のときは評価点直下の使用済燃料上部表面の中心部しか寄与しないが、水位が低下してくると使用済燃料上部表面の周囲も寄与するようになる。水位がTAF付近に近づくと、使用済燃料の上部表面の全面が線量率に寄与し、それ以上水位が低下しても寄与する使用済燃料上部表面の面積は余り変わらないため、線量率変化が緩やかになる。



第 3-6 図 使用済燃料及び使用済制御棒の線量率と水位の関係

(6) 使用済燃料及び使用済制御棒以外で使用済燃料プール内に保管されているものによる影響について

使用済燃料プール内には、線源として選定した使用済燃料及び使用済制御棒の他に L P R M等使用済炉内計装品、使用済チャンネル・ボックス、使用済カートリッジフィルタ等が保管されているが、いずれも使用済燃料と比較して表面における線量率は十分に低い。炉内計装品及び使用済カートリッジフィルタ等はプール底部に保管されており水による遮蔽効果も見込め、使用済チャンネル・ボックスは、使用済燃料貯蔵ラックに保管されているが、プール水位低下による線量率上昇の評価上は、保守的に使用済燃料が全ての使用済燃料貯蔵ラックに保管されていると想定していることから、評価結果に影響を与えない。

4. 使用済燃料の線源強度の比較について

使用済燃料プール水位低下時の線量率評価に用いる使用済燃料の線源強度は、文献値*¹に基づき評価しているが、ORIGEN2 コードにより使用済燃料の線源強度を計算し、それに基づき線量率を評価した結果と比較した。ここでは、使用済燃料プールに使用済燃料集合体が全量（2250 体）配置されているものとする。なお、使用済燃料の線源強度の比較に用いる線量率評価は、使用済燃料の真上の燃料取替機運転床を評価点としている。線源強度計算条件及び線量率評価結果の比較を以下に示す。

(1) 文献値による線源強度に基づく線量率評価

a. 線源強度計算条件

線源強度は第4-1表に示す文献値*¹記載のガンマ線エネルギー4群の線源強度（MeV/（W・s））を使用する。これを（3.1）式により単位体積あたりの線源強度（cm⁻³・s⁻¹）に変換し、線量率計算用の入力値とする。

$$\begin{aligned} \text{線源強度 (cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}) &= \text{文献記載値 (MeV/ (W} \cdot \text{s))} \\ &\quad \times \text{燃料集合体あたりの熱出力 (W/体)} \\ &\quad \div [\text{各群のエネルギー (MeV)} \times \text{燃料集合体体積 (cm}^3\text{/体)}] \\ &\quad \dots\dots\dots (3.1) \end{aligned}$$

ここで、

- 照射期間 : 10⁶ 時間*²
- 冷却期間 : 9 日*³
- 燃料集合体 1 体あたりの熱出力 : 4.3 MW
- 燃料集合体体積 : 7.2×10⁴ cm³

第4-1表 文献値による使用済燃料の線源強度計算結果

群	エネルギー (MeV)	文献値 (MeV/ (W・s))	線源強度 (cm ⁻³ ・s ⁻¹)
1	1.0	7.3×10 ⁹	4.4×10 ¹¹
2	2.0	2.5×10 ⁹	7.5×10 ¹⁰
3	3.0	6.4×10 ⁷	1.3×10 ⁹
4	4.0	1.8×10 ⁶	2.7×10 ⁷

b. 線量評価結果

文献値による線源強度計算結果を基に、使用済燃料プールの水位が通常水位から 1 m 低下した際の線量率を評価した結果は、約 9.4×10⁻⁶ mSv/h となる。

(2) ORIGEN2 コードによる線源強度に基づく線量率評価

a. 線源強度計算条件

ORIGEN2 コードによる線源強度計算条件は以下のとおりであり、計算結果を第 4-2 表に示す。

照射期間 : 5.28×10^4 時間 (取替燃料の最高燃焼度 55GWd/t 相当)

冷却期間 : 9 日 *³

燃料仕様 : STEP III 燃料

第 4-2 表 ORIGEN2 コードによる使用済燃料の線源強度計算結果

ガンマ線エネルギー (MeV)	線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
0.01	3.7×10^{11}
0.025	8.0×10^{10}
0.0375	9.2×10^{10}
0.0575	6.0×10^{10}
0.085	7.5×10^{10}
0.125	1.4×10^{11}
0.225	8.4×10^{10}
0.375	6.1×10^{10}
0.575	2.3×10^{11}
0.85	2.4×10^{11}
1.25	2.2×10^{10}
1.75	6.5×10^{10}
2.25	4.7×10^9
2.75	2.4×10^9
3.5	2.1×10^7
5.0	2.4×10^2
7.0	2.8×10^1
9.5	3.2×10^0

b. 線量評価結果

ORIGEN2 コードによる線源強度計算結果を基に、使用済燃料プールの水位が通常水位から 1 m 低下した際の線量率を評価した結果は、約 4.2×10^{-6} mSv/h となる。

(3) 線量率評価結果の比較

線量率評価結果の比較を第 4-3 表に示す。文献値による線量率評価は、使用済燃料の照射期間を、通常運転で想定される照射期間を十分に超える 10^6 時間（約 114 年）としており、保守的な結果となる。

第 4-3 表 線量率評価結果の比較

通常水位からの 低下水位 (m)	線量率 (mSv/h)	
	文献値による評価	ORIGEN2 コードによる評価
1.0	約 9.4×10^{-6}	約 4.2×10^{-6}

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

*2: 文献*1 には、照射期間ごと及び冷却期間ごとに ^{235}U 核分裂生成物の 1W あたりのガンマ線エネルギー (MeV/ (W・s)) が記載されている。照射期間は 10^3 時間、 10^6 時間から通常運転で想定される照射期間を超える 10^6 時間を選択した。

*3: 過去の全燃料取出完了日の実績に余裕をみた日数を設定した。