

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-工-B-03-0015_改0
提出年月日	2021年1月19日

VI-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

02 ① VI-1-3-5 R0

2021年1月

東北電力株式会社

目 次

1.	概要	1
2.	基本方針	1
3.	使用済燃料プールにおける水遮蔽の評価	2
3.1	評価条件	2
3.1.1	使用済燃料の計算条件	2
3.1.2	使用済制御棒の計算条件	2
4.	線源	3
4.1	使用済燃料の線源強度	3
4.1.1	評価方法	3
4.1.2	評価条件	3
4.1.3	評価結果	4
4.2	使用済制御棒の線源強度	5
4.2.1	評価方法	5
4.2.2	放射化断面積	6
4.2.3	照射期間及び中性子束	6
4.2.4	評価結果	6
5.	遮蔽計算	9
5.1	計算方法	9
5.2	線量率計算	9
5.2.1	計算モデル	9
5.2.2	計算結果	14
6.	サイフォンブレイク孔の詳細設計方針	16
6.1	配管強度への影響について	16
6.2	人的要因による機能障害について	16
6.3	異物による閉塞について	16
6.4	落下物による変形について	16

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 26 条及び第 69 条第 1 項並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の水深による放射線の遮蔽能力に関し、原子炉建屋燃料取替床における線量率が、基準線量率（10mSv/h）以下*を満足できることを説明するものである。

なお、通常運転時における水深の遮蔽能力に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、重大事故に至るおそれがある事故として、使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プール水位が低下した場合における放射線の遮蔽能力について説明するものである。

注記*：基準線量率は、原子炉建屋燃料取替床での作業時間から 10mSv/h に設定した。

原子炉建屋燃料取替床での操作は、重大事故等対応要員による使用済燃料プールへの注水準備操作（ホース設置）を想定しており、原子炉建屋燃料取替床に滞在する時間は 3.5 時間以内である。そのため、重大事故等対応要員の被ばく量は最大でも 35mSv であり、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。

2. 基本方針

技術基準規則第 69 条第 1 項及びその解釈に基づき、使用済燃料プールに接続する配管が破断した場合に原子炉建屋燃料取替床における線量率 10mSv/h 以下を満足するため、使用済燃料プール水位は、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）及び使用済制御棒からの放射線の遮蔽に必要となる水位高さ以上を維持できる設計とする。

また、燃料プール冷却浄化系戻り配管については、サイフォン現象による漏えいを停止できるサイフォンブレイク孔を**設置**し、使用済燃料プール水位の低下がサイフォンブレイク孔位置（通常水位から 0.35m 下）付近にて停止する設計とする。

サイフォンブレイク孔は、「実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を参考に、耐震性も含めて機器、弁類等の故障及び誤操作等によりその機能を喪失することのない設計とする。

3. 使用済燃料プールにおける水遮蔽の評価

施設定期検査作業での原子炉建屋燃料取替床における線量率 10mSv/h 以下を満足するために必要な水遮蔽厚を算定する。

3.1 評価条件

3.1.1 使用済燃料の計算条件

- (1) 使用済燃料プールの水面における線量率の計算においては貯蔵容量分 (2250 体) の使用済燃料貯蔵を想定する。
- (2) 使用済燃料プールの水温は 100℃とし、水の密度は約 0.958g/cm³ * とする。
- (3) 使用済燃料は使用済燃料有効部 (約 9.6m×約 10.9m×約 3.7m) を線源とする。燃料有効部以外の燃料集合体構造部材による遮蔽効果は考慮せず、遮蔽能力が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) 使用済燃料貯蔵ラックによる遮蔽効果は考慮せず、ラック材料よりも遮蔽効果の小さい水とみなす。

3.1.2 使用済制御棒の計算条件

- (1) 使用済制御棒からの線量率計算においては制御棒貯蔵ラック又は制御棒貯蔵ハンガすべてに使用済制御棒が貯蔵された状態を想定する。
- (2) 使用済燃料プールの水温は 100℃とし、水の密度は約 0.958g/cm³ * とする。
- (3) 使用済制御棒は実際の制御棒貯蔵ラック又は制御棒貯蔵ハンガの配置と面積を包絡するような直方体線源とする。使用済制御棒は、遮蔽能力が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) 制御棒貯蔵ラック又は制御棒貯蔵ハンガによる遮蔽効果は考慮せず、ラック材料又はハンガ材料よりも遮蔽効果の小さい水とみなす。
- (5) 制御棒貯蔵ラックと制御棒貯蔵ハンガの保管数量は、評価上の保管数量として合計 138 本と想定する。平均的な取替本数 13 本が施設定期検査ごとに取り出される想定とし、14 カ月運転+57 日施設定期検査を繰り返すものとした。また、3 施設定期検査以上前の取替分は、保守的にすべて 3 施設定期検査前取替とした。ただし、Hf 制御棒は、1 施設定期検査に一度取り替えるため、保守的である最も小さい停止期間として 1 施設定期検査を想定した。さらに、既に、7 年以上保管されている使用済制御棒は 7 年間の施設停止期間を設定した。制御棒の冷却期間及び保管本数を表 3-1 に示す。なお、これは保管可能な箇所に全て保管されることを想定しているため、評価上は保守的な計算条件と言える。

注記 * : 「1999 日本機械学会蒸気表」

表 3-1 制御棒の冷却期間及び保管本数

冷却期間 (d)	保管本数 (本)			
	制御棒貯蔵ラック		制御棒貯蔵ハンガ	
	Hf 型	B4C 型	Hf 型	B4C 型
10	0	0	0	0
493	24	0	2	0
976	0	0	0	0
1459	0	0	0	98
1942	0	0	0	0
2425	0	0	0	0
2555(7年間)	0	0	14	0
合計	24	0	16	98
	138			

4. 線源

4.1 使用済燃料の線源強度

4.1.1 評価方法

使用済燃料の線源強度は、ORIGEN2コード*を使用する。

ORIGEN2では、反応断面積、燃料照射期間及び冷却期間、比出力並びに燃料の物質組成等を入力することで使用済燃料の線源強度を算出する。なお、評価に用いるORIGEN2の検証、妥当性評価については、添付書類「VI-5 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

注記* : A. G. Croff, "A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code", ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory, (1980)

4.1.2 評価条件

使用済燃料の線源強度評価条件を表 4-1 に示す。

表 4-1 使用済燃料の線源強度評価条件

項目	評価条件	備考
燃料	STEPⅢ 9×9A 型	
濃縮度	□ (wt%)	
燃料集合体 1 体あたり ウラン重量	□ (kg)	
比出力	25.2165 (MW/t)	
燃料照射期間	1784.5 日	燃焼度 45000MWd/t ÷ 比出力 25.2165MW/t
冷却期間	10 日	
反応断面積	BWRU	BWR 用 ²³⁵ U-enrichied-UO ₂ 27,500MWd/t

4.1.3 評価結果

以上の条件に基づき評価した使用済燃料の線源強度を表 4-2 に示す。

表 4-2 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}	約 2.47×10^{11}
2	2.50×10^{-2}	約 5.58×10^{10}
3	3.75×10^{-2}	約 6.42×10^{10}
4	5.75×10^{-2}	約 4.32×10^{10}
5	8.50×10^{-2}	約 5.01×10^{10}
6	1.25×10^{-1}	約 9.30×10^{10}
7	2.25×10^{-1}	約 5.35×10^{10}
8	3.75×10^{-1}	約 4.21×10^{10}
9	5.75×10^{-1}	約 1.49×10^{11}
10	8.50×10^{-1}	約 1.69×10^{11}
11	1.25×10^0	約 1.25×10^{10}
12	1.75×10^0	約 4.60×10^{10}
13	2.25×10^0	約 2.64×10^9
14	2.75×10^0	約 1.71×10^9
15	3.50×10^0	約 1.50×10^7
16	5.00×10^0	約 1.01×10^2
17	7.00×10^0	約 1.17×10^1
18	9.50×10^0	約 1.34×10^0
合計		約 1.03×10^{12}

4.2 使用済制御棒の線源強度

4.2.1 評価方法

- (1) 制御棒の線源強度は、ORIGEN2コードを使用する。
ORIGEN2では、放射化断面積、照射期間及び冷却期間、照射の中性子束並びに被照射材料（制御棒）の物質組成を入力することで中性子による放射化放射能を計算する。
- (2) 各制御棒（Hf, B4C）の単位体積当たりの線源強度は、各々制御棒をハンドル部及び有効部の2領域に分割し算出する。
- (3) 制御棒は、タイプ（Hf, B4C）別に冷却期間の異なる制御棒が混在するため、貯蔵制御棒全体の放射能を保存して線源体積で加重平均（均質化）した線源強度を設定する。

4.2.2 放射化断面積

ORIGEN 2 に入力する放射化断面積は, BWRU を適用する (^{235}U -enriched UO_2 27, 500MWd/mt)。

4.2.3 照射期間及び中性子束

照射期間及び中性子束を表 4-3 に示す。なお, 施設定期検査期間等による減衰は考慮しない。各制御棒の冷却期間を考慮する。

表 4-3 制御棒の照射期間及び中性子束

制御棒タイプ	照射期間 (d)	全中性子束 ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)
Hf 型制御棒 (9snvt 照射)	426	1.4×10^{15}
Hf 型制御棒 (4snvt 照射)	426	6.1×10^{14}
B4C 型制御棒 (1.7snvt 照射)	426	2.6×10^{14}

4.2.4 評価結果

以上の条件に基づき評価した制御棒貯蔵ラック及び制御棒貯蔵ハンガ内の使用済制御棒の線源強度を表 4-4 及び表 4-5 に示す。

表 4-4 制御棒貯蔵ラック内の使用済制御棒の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	制御棒ハンドル部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	制御棒有効部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	約 1.13×10^8	約 2.27×10^8
2	2.50×10^{-2}	約 1.58×10^7	約 1.47×10^7
3	3.75×10^{-2}	約 9.03×10^6	約 1.31×10^7
4	5.75×10^{-2}	約 1.02×10^7	約 5.47×10^8
5	8.50×10^{-2}	約 4.02×10^6	約 5.10×10^7
6	1.25×10^{-1}	約 1.55×10^6	約 1.54×10^8
7	2.25×10^{-1}	約 5.34×10^5	約 1.48×10^8
8	3.75×10^{-1}	約 1.58×10^5	約 1.21×10^7
9	5.75×10^{-1}	約 1.47×10^6	約 6.79×10^7
10	8.50×10^{-1}	約 1.52×10^8	約 1.11×10^8
11	1.25×10^0	約 3.44×10^9	約 1.83×10^9
12	1.75×10^0	約 2.71×10^4	約 1.86×10^4
13	2.25×10^0	約 1.82×10^4	約 7.05×10^3
14	2.75×10^0	約 5.63×10^1	約 2.48×10^1
15	3.50×10^0	約 4.65×10^{-12}	約 4.29×10^{-1}
16	5.00×10^0	0.0 $\times 10^0$	約 1.83×10^{-5}
17	7.00×10^0	0.0 $\times 10^0$	約 2.11×10^{-6}
18	9.50×10^0	0.0 $\times 10^0$	約 2.43×10^{-7}
合計		約 3.74×10^9	約 3.17×10^9

表 4-5 制御棒貯蔵ハンガの使用済制御棒の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	制御棒ハンドル部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	制御棒有効部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	約 3.43×10^7	約 1.80×10^7
2	2.50×10^{-2}	約 5.71×10^6	約 2.54×10^6
3	3.75×10^{-2}	約 3.25×10^6	約 1.52×10^6
4	5.75×10^{-2}	約 3.67×10^6	約 1.00×10^7
5	8.50×10^{-2}	約 1.44×10^6	約 1.38×10^6
6	1.25×10^{-1}	約 5.54×10^5	約 2.62×10^6
7	2.25×10^{-1}	約 1.83×10^5	約 2.38×10^6
8	3.75×10^{-1}	約 5.13×10^4	約 2.10×10^5
9	5.75×10^{-1}	約 2.58×10^4	約 1.06×10^6
10	8.50×10^{-1}	約 8.41×10^6	約 8.98×10^6
11	1.25×10^0	約 1.24×10^9	約 5.29×10^8
12	1.75×10^0	約 4.24×10^2	約 2.92×10^2
13	2.25×10^0	約 6.59×10^3	約 2.77×10^3
14	2.75×10^0	約 2.04×10^1	約 8.63×10^0
15	3.50×10^0	約 1.40×10^{-12}	約 9.45×10^{-3}
16	5.00×10^0	0.0×10^0	約 2.60×10^{-5}
17	7.00×10^0	0.0×10^0	約 3.00×10^{-6}
18	9.50×10^0	0.0×10^0	約 3.44×10^{-7}
合計		約 1.30×10^9	約 5.78×10^8

5. 遮蔽計算

5.1 計算方法

使用済燃料プール水深の遮蔽の計算は、制御棒貯蔵ハンガ（南側）の真上の原子炉建屋燃料取替床高さの位置について行う。遮蔽計算には、点減衰核積分法コードである QAD-CGGP2R* コードを用いて計算する。なお、評価に用いる QAD-CGGP2R コードの検証、妥当性評価については、添付書類「VI-5 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

計算機コードの主な入力条件は以下の項目である。

- ・線源強度
- ・遮蔽厚さ（使用済燃料プール水深）
- ・線源からの距離
- ・線源のエネルギー
- ・線源となる使用済燃料，使用済制御棒の形状
- ・遮蔽体の物質の指定

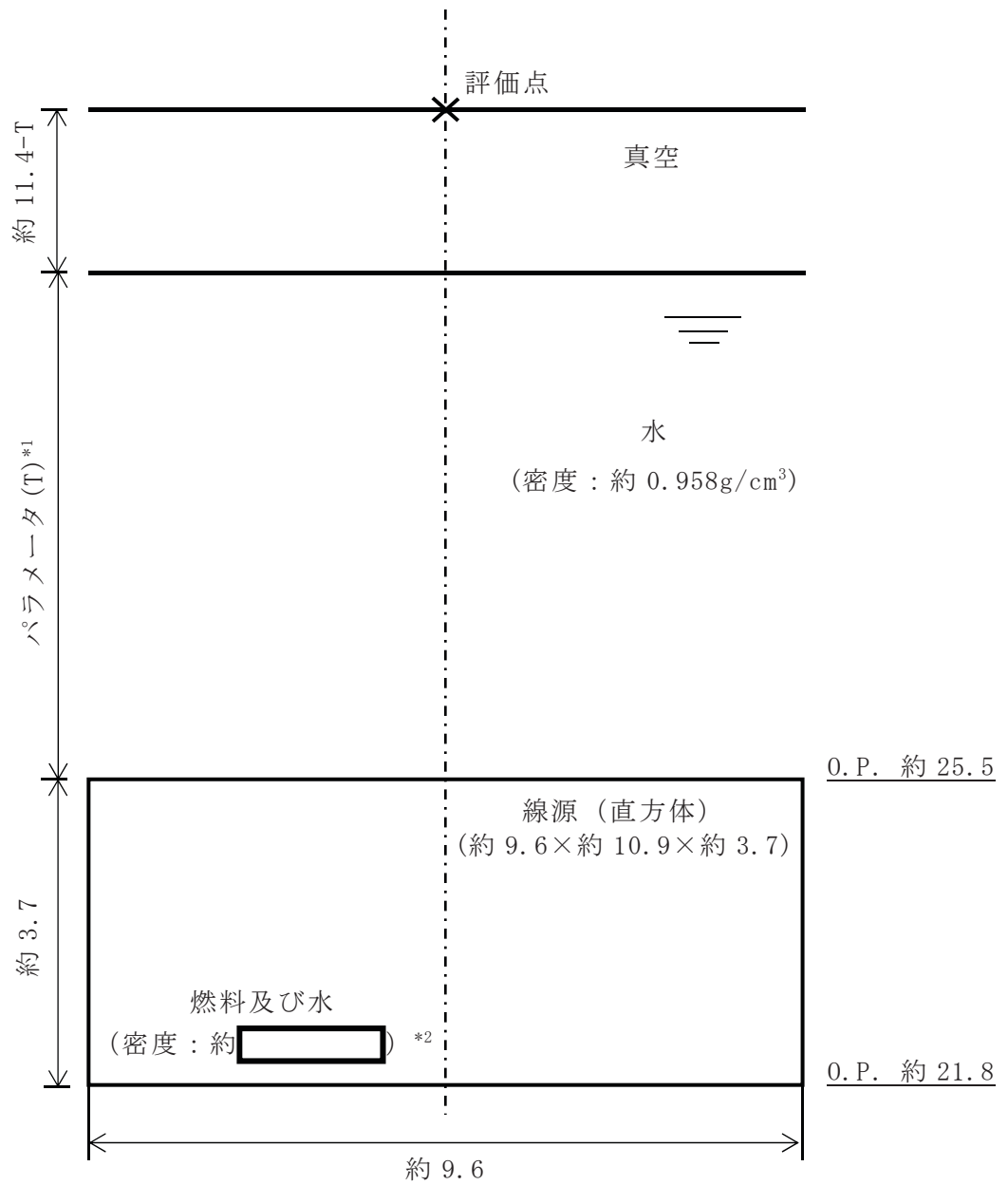
注記*：RIST NEWS No.33「実効線量評価のための遮蔽計算の現状」2002.3.31，高度情報科学技術研究機構

5.2 線量率計算

線量率の計算は，5.1 節に示した入力条件を計算機コードに入力して行う。

5.2.1 計算モデル

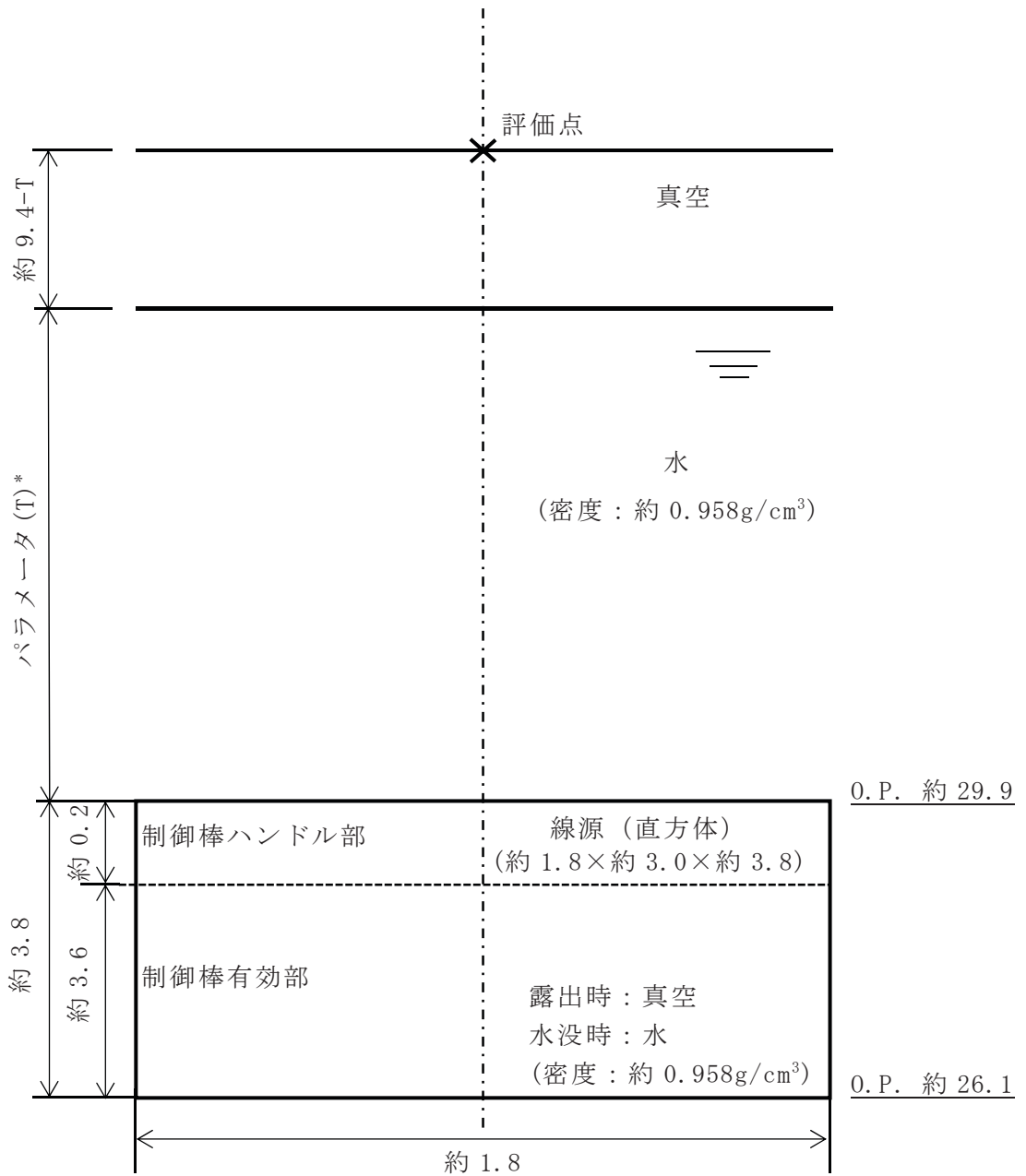
図 5-1～図 5-4 に使用済燃料プールの計算モデルを示す。線量率計算では，評価点を線源となる機器の中心軸上に設定し，線量率が最大となる位置について線量率を算出する。



注記 *1: Tは遮蔽水位の高さを示す。(単位: m)

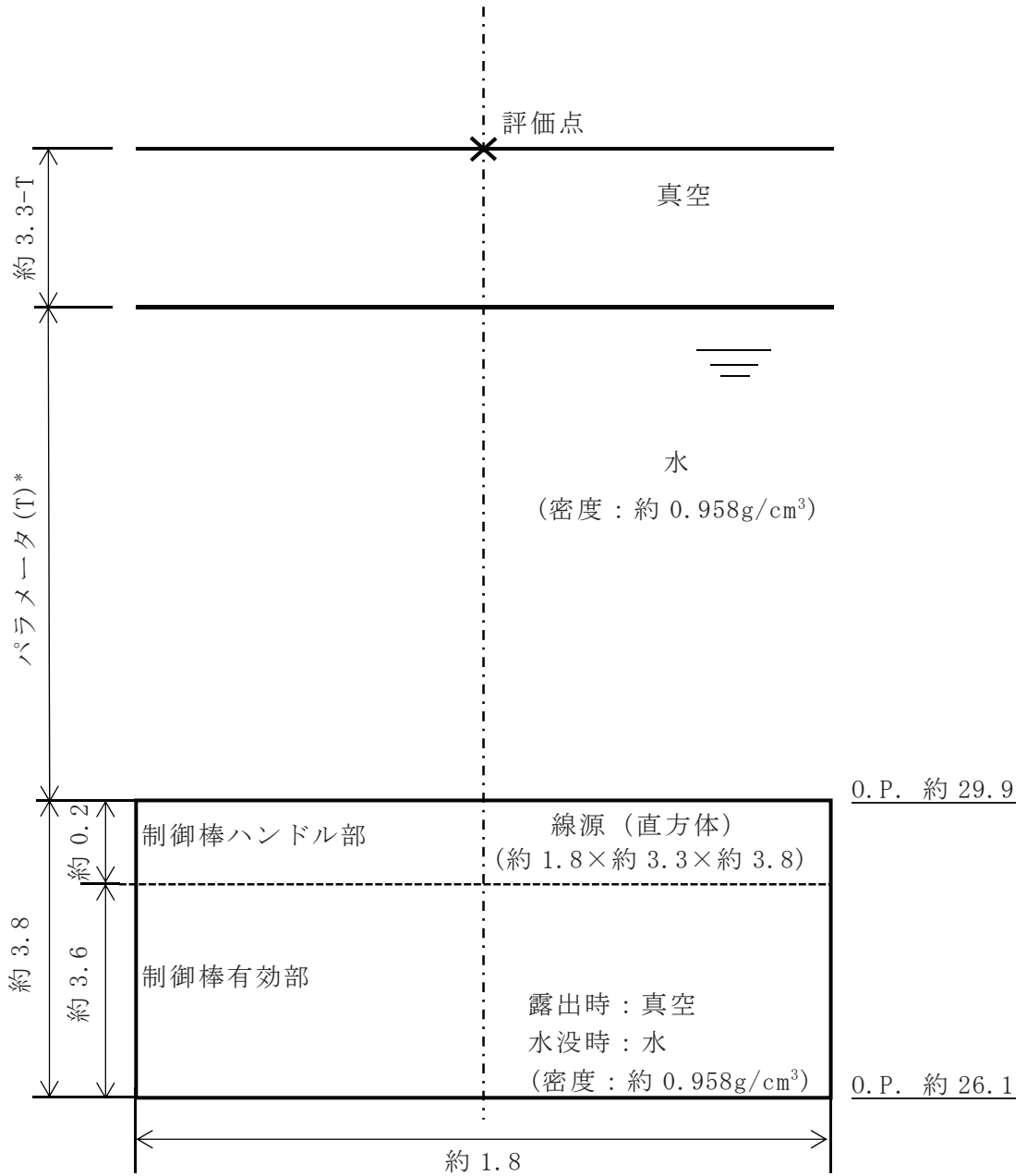
*2: 評価モデルの使用済燃料の密度は、使用済燃料の密度及び水の密度を基に、使用済燃料及び水の体積比から算出している(体積中に含まれる使用済燃料以外の構造材は保守的に密度の小さい水としている)。

図 5-1 使用済燃料プール水面の線量率計算モデル



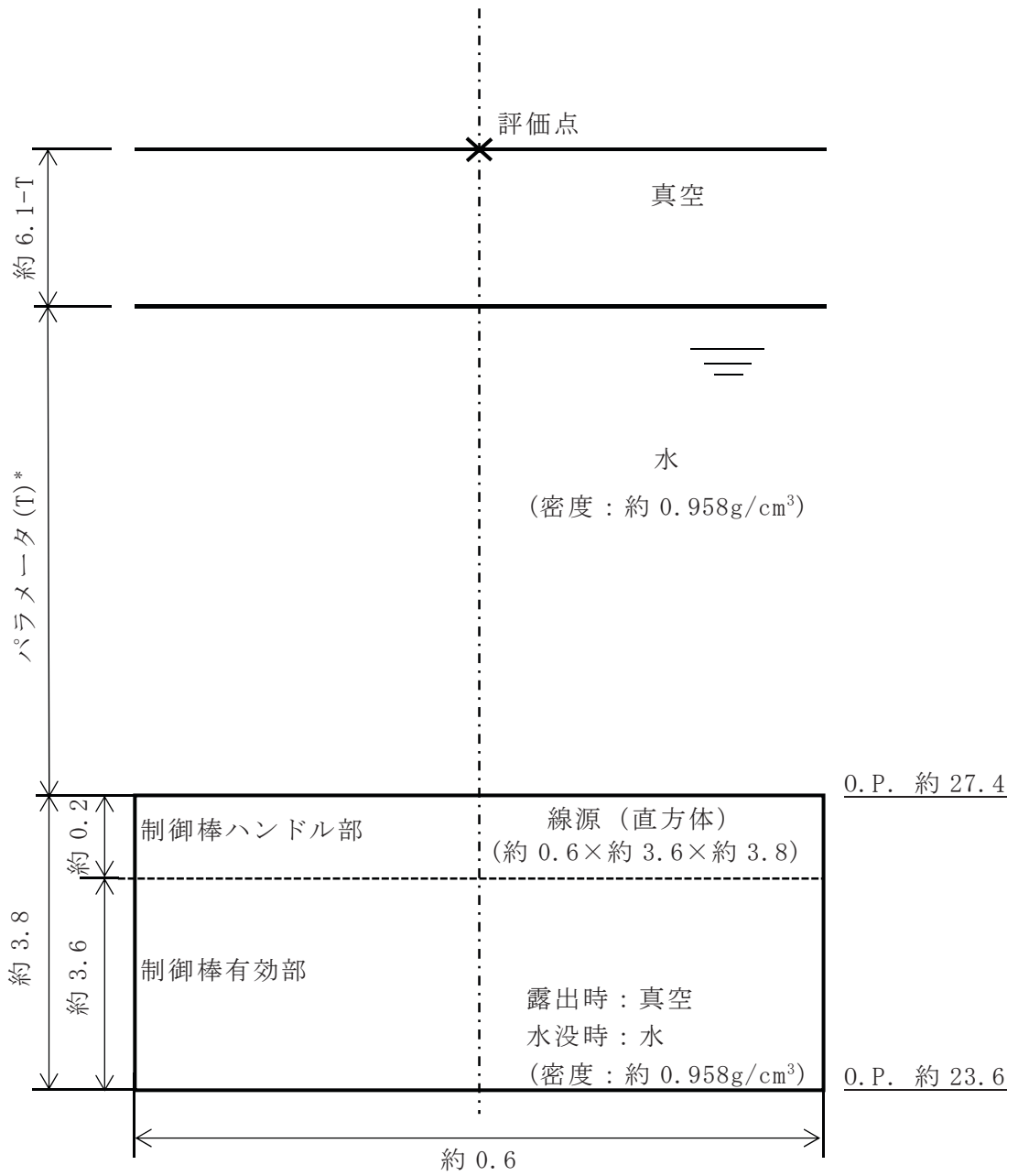
注記 * : T は遮蔽水位の高さを示す。(単位 : m)

図 5-2 制御棒貯蔵ハンガ (北側) の線量率計算モデル



注記 * : T は遮蔽水位の高さを示す。(単位 : m)

図 5-3 制御棒貯蔵ハンガ (南側) の線量率計算モデル



注記 * : T は遮蔽水位の高さを示す。(単位 : m)

図 5-4 制御棒貯蔵ラックの線量率計算モデル

5.2.2 計算結果

(1) 線量率の計算結果

使用済燃料プールの線量率と水位の関係の計算結果を図 5-5 に示す。

図 5-5 より、使用済燃料プール周辺の線量率を基準線量率以下とする放射線遮蔽の維持に必要な水遮蔽厚（原子炉建屋燃料取替床における線量率が、基準線量率（10mSv/h）以下を満足できる水遮蔽厚）は、通常水位より約 1.3m 下となる。

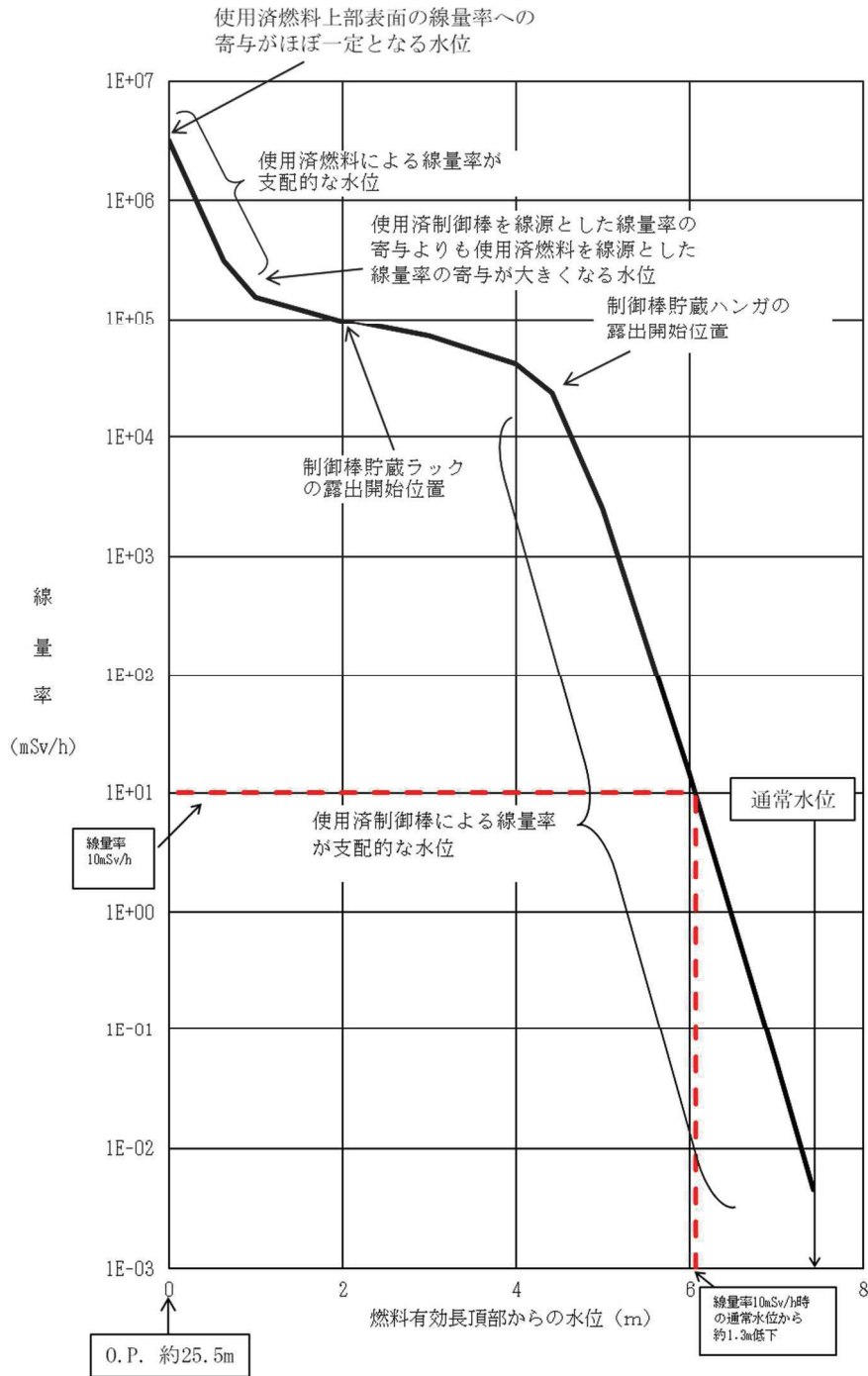


図 5-5 使用済燃料プールの線量率と水位の関係

(2) 評価結果

(1)で求めた使用済燃料プールの水遮蔽厚を図 5-6 に示す。また、サイフォンブ
レーク孔は燃料プール冷却浄化系戻り配管に設置されており、地震、人的要因、
異物による閉塞、落下物干渉に対し健全性を有する設計とすることから、配管破
断により、サイフォンブレーク孔まで使用済燃料プール水位が低下すればサイフ
オン効果を除去することが可能である。

原子炉建屋燃料取替床における線量率が、基準線量率 (10mSv/h) 以下となる水
遮蔽厚は、(1)の結果から、通常水位より約 1.3m 下であり、使用済燃料プール水
位の低下が燃料プール冷却浄化系戻り配管のサイフォンブレーク孔位置 (通常水
位から 0.35m 下) 付近にて停止する設計とすることで、遮蔽に必要な水遮蔽厚を
維持し、技術基準規則第 69 条第 1 項及びその解釈の要求を満足する設計とする。

なお、プールの水位が放射線の遮蔽維持水位 (通常水位より約 1.3m 下) まで低
下するのは事象発生から約 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) による燃料プール代替注水系による注水操作の
時間余裕はある。想定事故 2 に係る有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請添
付書類十) において、プール水位は通常水位から約 0.89m 下まで低下するに留ま
り、必要な水遮蔽厚が維持されることを確認している。

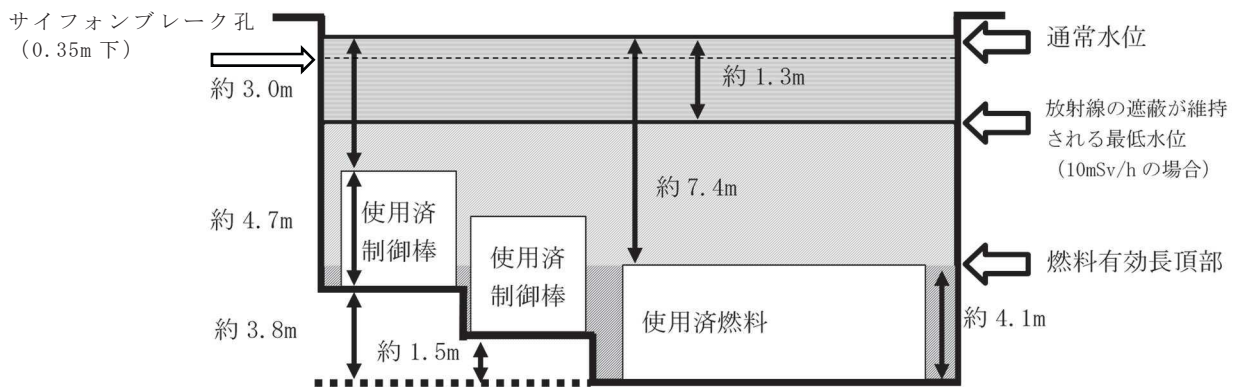


図 5-6 使用済燃料プールの水遮蔽厚とサイフォンブレーク孔の位置関係

6. サイフンブレイク孔の詳細設計方針

燃料プール冷却浄化系戻り配管のサイフンブレイク孔については、重大事故等時においても閉塞が発生せず、その効果を期待できるよう、以下のとおり設計する。

6.1 配管強度への影響について

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、発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2012年版）J S M E S N C 1 - 2 0 1 2）（日本機械学会 2012年12月）におけるクラス2配管を準用する。クラス2配管への穴補強の適用の条件は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影響を与えない設計とする。

また、当該配管は基準地震動 S_s による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。

6.2 人的要因による機能阻害について

サイフンブレイク孔は、操作や作動機構を有さない開口部のみであり、誤操作や故障により機能喪失しない設計とする。そのため、使用済燃料プールの保有水のサイフン現象による漏えいが発生した場合においても、操作や作業を実施することなく、サイフンブレイク孔設置位置まで水位低下すれば自動的にサイフン現象を止めることができる設計とする。

6.3 異物による閉塞について

使用済燃料プールは燃料プール冷却浄化系の「スキマサージタンク」及び「ろ過脱塩装置」により、以下の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており、不純物によるサイフンブレイク孔の閉塞を防止する設計とする。

- ・使用済燃料プール水面上の空気中からの混入物
- ・使用済燃料プールに貯蔵される燃料及び機器表面に付着した不純物
- ・燃料交換時に炉心から出る腐食生成物及び核分裂生成物
- ・燃料交換作業、その他の作業の際の混入物
- ・使用済燃料プール洗浄後のフラッシング水

6.4 落下物による変形について

サイフンブレイク孔は、配管鉛直部に設けることで落下物が直接干渉することはなく、サイフンブレイク孔が変形しない設計とする。