

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-添1-047改01
提出年月日	2022年2月9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

2022年2月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 燃料プールにおける水遮蔽の評価	1
3.1 評価条件	2
3.1.1 使用済燃料の評価条件	2
3.1.2 使用済制御棒の評価条件	2
4. 線源	2
4.1 使用済燃料の線源強度	2
4.2 使用済制御棒の線源強度	3
4.2.1 評価方法	3
4.2.2 評価条件	3
4.2.3 使用済制御棒の線源強度評価結果	5
5. 遮蔽計算	5
5.1 計算方法	5
5.2 線量率計算	6
5.2.1 計算モデル	6
5.2.2 計算結果	9
6. サイフォンブレイク配管の詳細設計方針	13
6.1 配管強度への影響について	13
6.1.1 評価方法	13
6.1.2 評価結果	14
6.2 人的要因による機能阻害について	15
6.3 異物による閉塞	16
6.4 落下物干渉による影響	16
6.5 通水状況の確認	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「燃料プール」という。）の水深による放射線の遮蔽能力について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、燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合における放射線の遮蔽能力に関し、燃料プール周辺の線量率が目安とする線量率(10mSv/h)*以下を満足できることを説明するものである。

注記*：原子炉建物原子炉棟4階で実施する可能性のある、可搬型スプレイノズル及びホースの設置の作業時間及び現場作業員の退避は2時間以内であることから、目安とする線量率は、緊急作業時の被ばく限度（100mSv）に対して余裕のある値である10mSv/hとした。

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、燃料プールに接続する配管が破断した場合に原子炉建物原子炉棟4階における線量率が燃料プール周辺の目安とする線量率（10mSv/h）以下を満足するため、燃料プール水位は、燃料プール内の使用済燃料及び使用済制御棒からの放射線の遮蔽に必要な水位高さ以上を維持できる設計とする。

また、燃料プール冷却系戻り配管については、サイフォン効果を解除する効果が期待できる配管（サイフォンブレイク配管）を備え付け、弁等の機器は設置しない単管とするとともに、燃料プール水位の低下が燃料プール冷却系戻り配管水平部下端位置で停止する設計とする。サイフォンブレイク配管は、「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. 燃料プールにおける水遮蔽の評価

燃料プール内の使用済燃料及び使用済制御棒を線源とし、燃料プール周辺の線量率が目安とする線量率（10mSv/h）以下を満足するために必要な水遮蔽厚を算定し、漏えい停止後の最低水位と比較し評価する。

3.1 評価条件

3.1.1 使用済燃料の評価条件

- (1) 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 (3518体) の使用済燃料貯蔵を想定する。
- (2) 燃料プールの水温は100℃とし、水の密度は0.958g/cm³*とする。
- (3) 使用済燃料は使用済燃料有効部 (約9.1m×約12.3m×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 使用済制御棒の評価条件

- (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ハンガのすべてに使用済制御棒が貯蔵された状態を想定する。
- (2) 燃料プールの水温は100℃とし、水の密度は0.958g/cm³*とする。
- (3) 使用済制御棒は実際の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。使用済制御棒の密度は自己遮蔽効果を保守的に評価するため、遮蔽能力が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) 制御棒貯蔵ハンガによる遮蔽効果は考慮せず、ハンガ材料よりも遮蔽効果の小さい水とみなす。

注記*：「1999蒸気表」(日本機械学会)

4. 線源

4.1 使用済燃料の線源強度

燃料プール水深の遮蔽計算では、プール内ラックに貯蔵されている使用済燃料を線源として考える。線源強度は文献値*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。使用済燃料の照射時間は10⁶時間 (約114年) *², 原子炉停止後貯蔵までの期間を10日*³, 原子炉運転中の燃料集合体1体当たりの熱出力を4.35MW (9×9燃料(A型)) 燃料集合体体積は約7.1×10⁴cm³としたときの体積当たりの線源強度は表4-1となる。

表4-1 使用済燃料の線源強度

群	エネルギー (MeV)	文献値*1*2 (MeV/(W・s))	線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.0	7.0×10^9	4.3×10^{11}
2	2.0	2.4×10^9	7.3×10^{10}
3	3.0	6.0×10^7	1.2×10^9
4	4.0	1.7×10^6	2.6×10^7

注記*1: Blizard E. P. and Abbott L. S., ed., “REACTOR HANDBOOK. 2nd ed. Vol. III PartB, SHIELDING”, INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962” TABLE 8A. 1. より内挿

*2: 文献*1には、照射期間ごと及び冷却期間ごとに²³⁵U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10³時間、10⁶時間から通常運転で想定される照射期間を超える10⁶時間を選択した。

*3: 過去の全燃料取出完了日の実績を考慮した日数を設定した。

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、照射の中性子フラックス並びに被照射材料(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。なお、評価に用いるORIGEN2の検証、妥当性評価については、VI-5「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

(2) 各制御棒(Hf, B₄C)の単位体積当たりの線源強度は、各々制御棒を上部、中間部、下部の3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。

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

4.2.2 評価条件

使用済制御棒の線源強度評価条件を表4-2に、使用済制御棒のタイプ別、冷却期間別の貯蔵本数を表4-3に示す。

表4-2 使用済制御棒の線源強度評価条件

項目	評価条件		備考
	H f 型	B ₄ C 型	
制御棒タイプ	H f 型	B ₄ C 型	
照射期間(日)	1.2×10 ³	2.0×10 ³	
冷却期間	0～10サイクル		
中性子フラックス (cm ⁻² ・s ⁻¹)	2.3×10 ¹⁴	6.8×10 ¹³	
貯蔵本数	50本	94本	
反応断面積	BS340J33. LIB		JENDL-3.3ベース (BWR STEPⅢ ボ イド率40% UO ₂ <60GWD/TIHM)

表4-3 使用済制御棒のタイプ別、冷却期間別の貯蔵本数*

冷却期間 (サイクル)	冷却期間 (d)	保管本数 (本)	
		H f 型	B ₄ C 型
0	10	9	12
1	506	4	8
2	1002	4	8
3	1498	4	8
4	1994	4	8
5	2490	4	8
6	2986	4	8
7	3482	4	8
8	3978	4	8
9	4474	4	8
10	4970	5	10
合計		144	

注記*：定期検査ごとに取り出された照射済制御棒の本数の実績を参考に、貯蔵数が最大となるように毎サイクルH f 型とB₄C 型制御棒がそれぞれ取り出されることを想定した。

4.2.3 使用済制御棒の線源強度評価結果

以上の条件に基づき評価した使用済制御棒の線源強度を表4-4に示す。

表4-4 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	0.01	1.1×10^6	1.0×10^9	1.1×10^6
2	0.025	8.9×10^3	7.9×10^6	8.9×10^3
3	0.0375	5.9×10^3	1.0×10^7	5.9×10^3
4	0.0575	6.9×10^3	2.8×10^9	6.9×10^3
5	0.085	3.6×10^3	5.7×10^7	3.6×10^3
6	0.125	5.2×10^3	3.7×10^9	5.2×10^3
7	0.225	5.3×10^3	1.7×10^8	5.3×10^3
8	0.375	2.7×10^5	8.6×10^8	2.7×10^5
9	0.575	1.1×10^6	4.8×10^9	1.1×10^6
10	0.85	3.8×10^6	1.3×10^7	3.8×10^6
11	1.25	1.1×10^7	6.2×10^8	1.1×10^7
12	1.75	2.0×10^4	2.5×10^3	2.0×10^4
13	2.25	6.1×10^1	2.2×10^2	6.1×10^1
14	2.75	4.3×10^{-1}	8.9×10^1	4.3×10^{-1}
15	3.5	1.7×10^{-4}	7.9×10^{-1}	1.7×10^{-4}
16	5.0	1.7×10^{-6}	8.3×10^{-6}	1.7×10^{-6}
17	7.0	0.0×10^0	9.3×10^{-7}	0.0×10^0
18	9.5	0.0×10^0	1.1×10^{-7}	0.0×10^0

5. 遮蔽計算

5.1 計算方法

燃料プール水深の遮蔽の計算は、原則として通常人が立ち入る燃料取替機台車床について行う。

遮蔽計算には、点減衰核積分法コードQAD-CGGP2Rを用いる。なお、評価に用いる解析コードQAD-CGGP2Rの検証、妥当性評価については、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

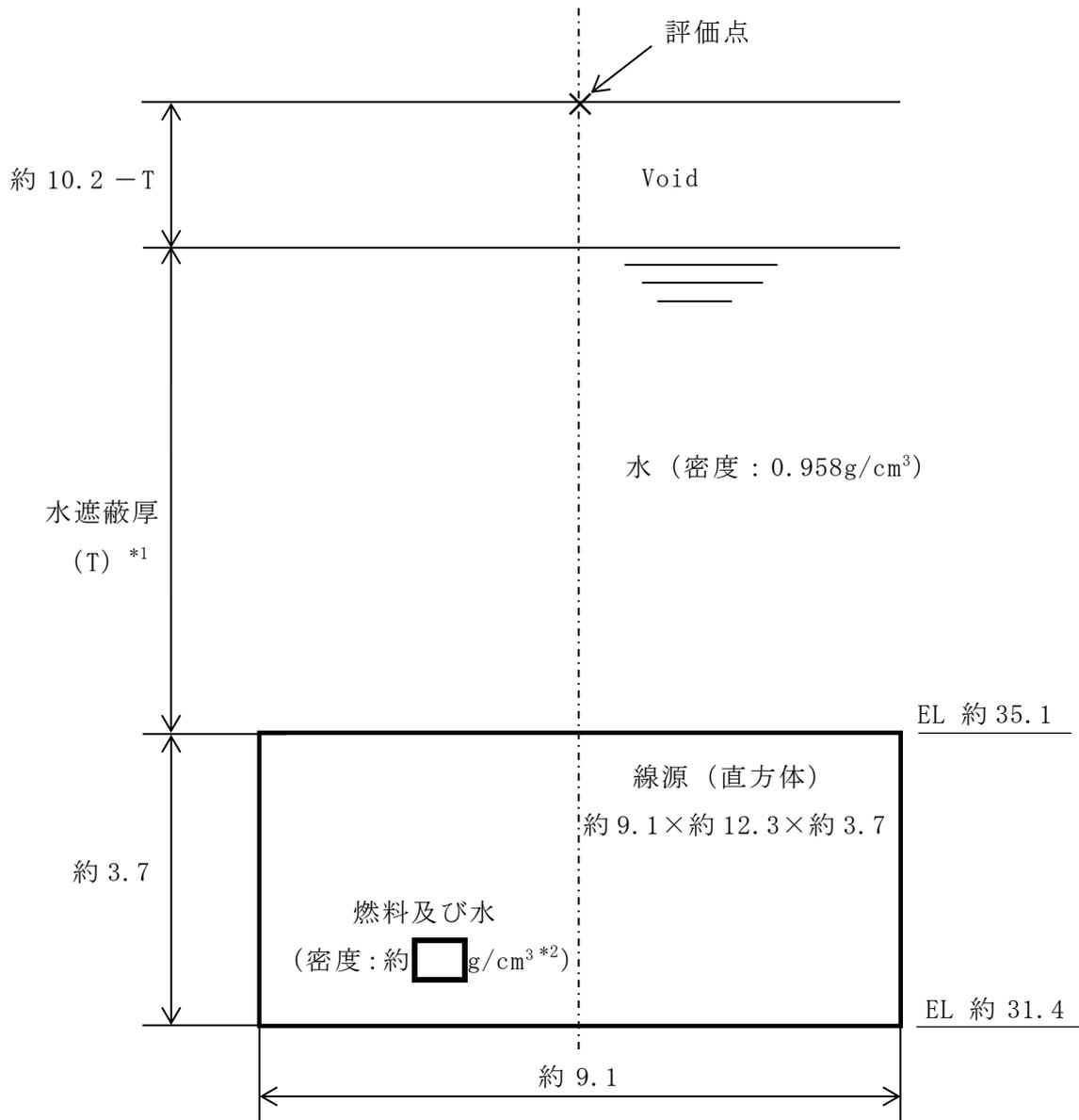
- ・遮蔽厚さ（燃料プール水深）
- ・線源からの距離
- ・線源のエネルギー
- ・線源となる使用済燃料及び使用済制御棒の形状
- ・遮蔽体の物質の指定

5.2 線量率計算

線量率の計算は、5.1項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

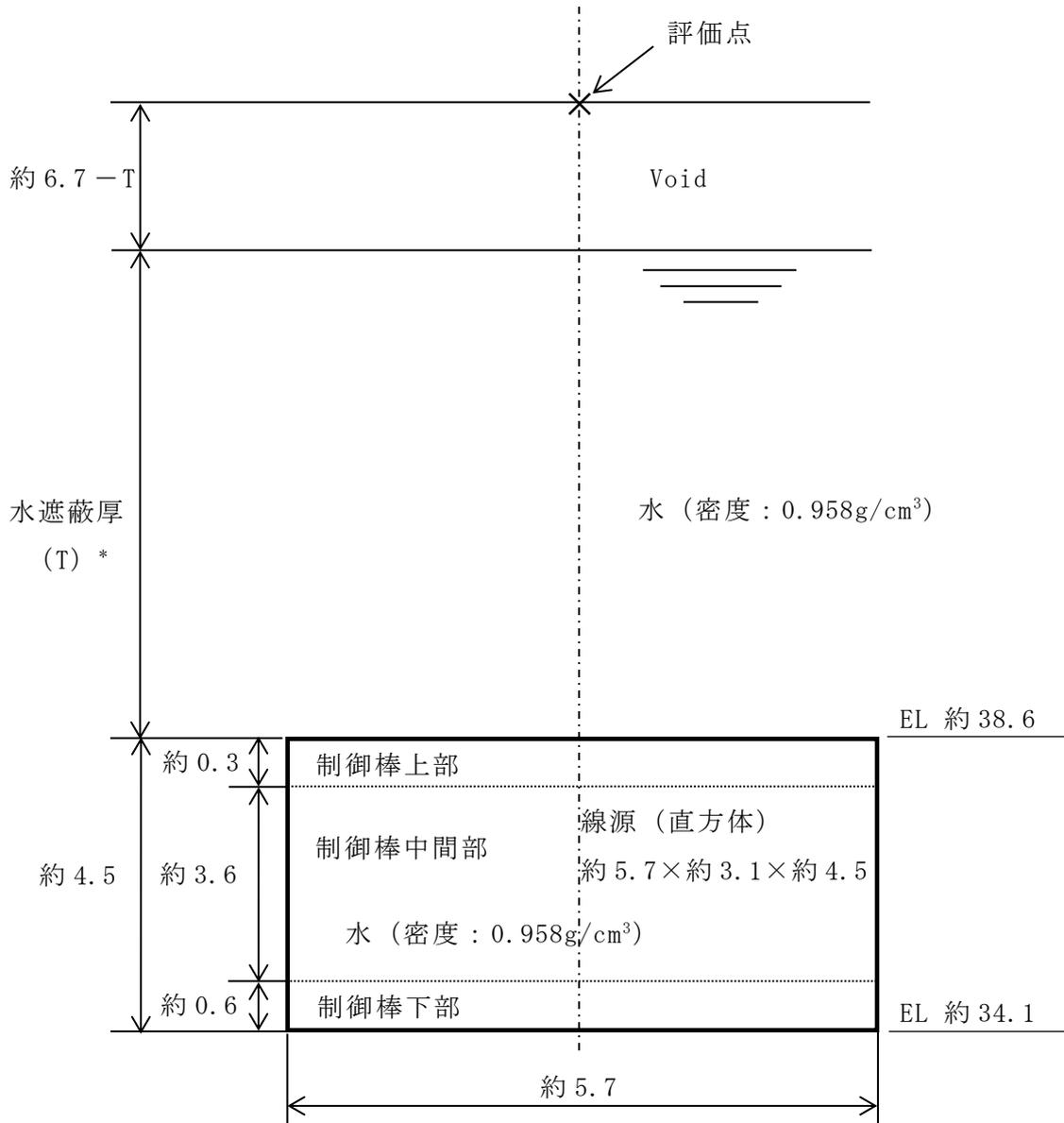
燃料プールの計算モデル図を図5-1及び図5-2に示す。線量率計算では、線量率の評価値が最大となるように評価点を体積線源の中心軸上に設定する。



注記*1 : Tは遮蔽水位の高さを示す (単位 : m)。また, 単位の無い数値はmを示す。

*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 燃料プールの計算モデル図 (使用済燃料)



注記* : Tは遮蔽水位の高さを示す (単位 : m) 。また, 単位の無い数値はmを示す。

図5-2 燃料プールの計算モデル図 (使用済制御棒)

5.2.2 計算結果

(1) 線量率の計算結果

燃料プールの水遮蔽厚と線量率との関係の計算結果を図5-3に示す。

図5-3より、燃料プール周辺の線量率を目安とする線量率以下とする放射線遮蔽の維持に必要な水遮蔽厚(燃料取替機台車床の線量率が10mSv/h相当となる水遮蔽厚)は、約4.8m(通常水位から約2.6m下)となる。

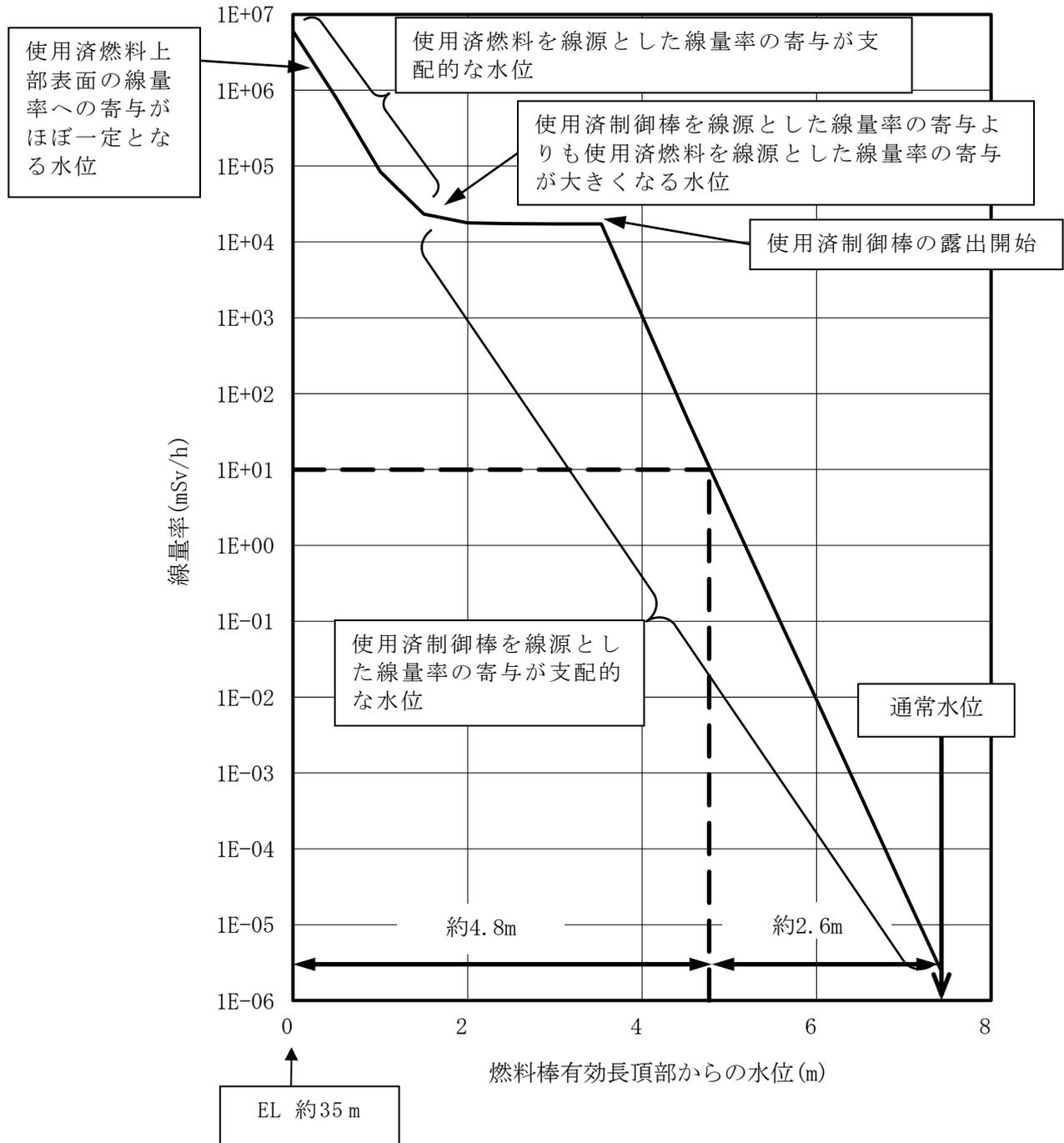


図5-3 燃料プールの水遮蔽厚と線量率

(2) 燃料プールにおける必要遮蔽厚確保の評価

(1)で求めた燃料プールの水遮蔽厚と接続配管の位置関係を図5-4に示す。また、燃料プール冷却系戻り配管に取り付けるサイフォンブレイク配管（設置位置は図5-5図に示す。）は、燃料プール両端の2本の燃料プール冷却系戻り配管にそれぞれ設置されており、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、燃料プール冷却系配管破断による燃料プールの水位低下位置は、燃料プール通常水位より約0.35m下までとなる。

燃料取替機台車床の線量率が、目安とする線量率（10mSv/h）以下となる水遮蔽厚は、(1)の結果から約4.8m以上であり、通常水位からの水位低下は約2.6mとなる。燃料プール冷却系配管破断による水位低下位置はサイフォンブレイク配管を設置することにより燃料プール通常水位より約0.35m下までとなるため、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なっている。

なお、燃料プールの水位低下位置から蒸散により必要水遮蔽厚以下まで水位低下する期間は、1日程度要するため、必要水遮蔽厚以下に低下するより前に燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により注水し、水位の回復が可能である。また、図5-4に示す各数値は以下となる。

- ・ 燃料棒有効長頂部から目安とする線量率（10mSv/h）以下となる水位までの水深：約4.8m
- ・ 目安とする線量率（10mSv/h）以下となる水位から通常水位までの水深：約2.6m
- ・ 燃料棒有効長頂部から通常水位までの水深：約7.4m
- ・ 燃料プール冷却系配管破断による通常水位からの水位低下：約0.35m

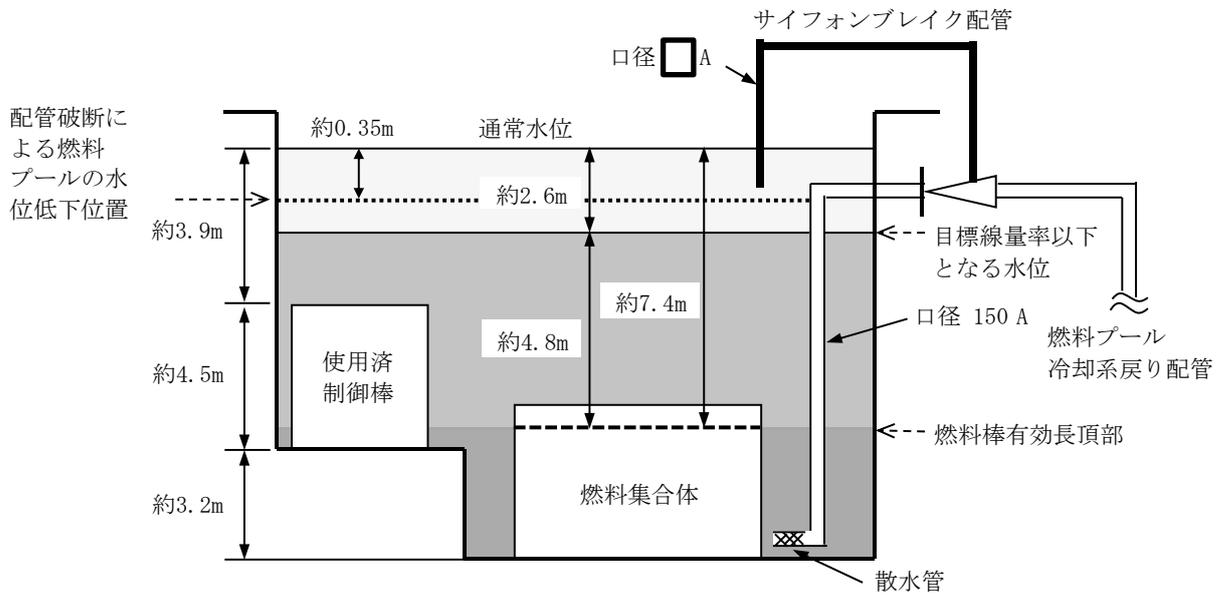


図5-4 燃料プールの水遮蔽厚と接続配管の位置関係

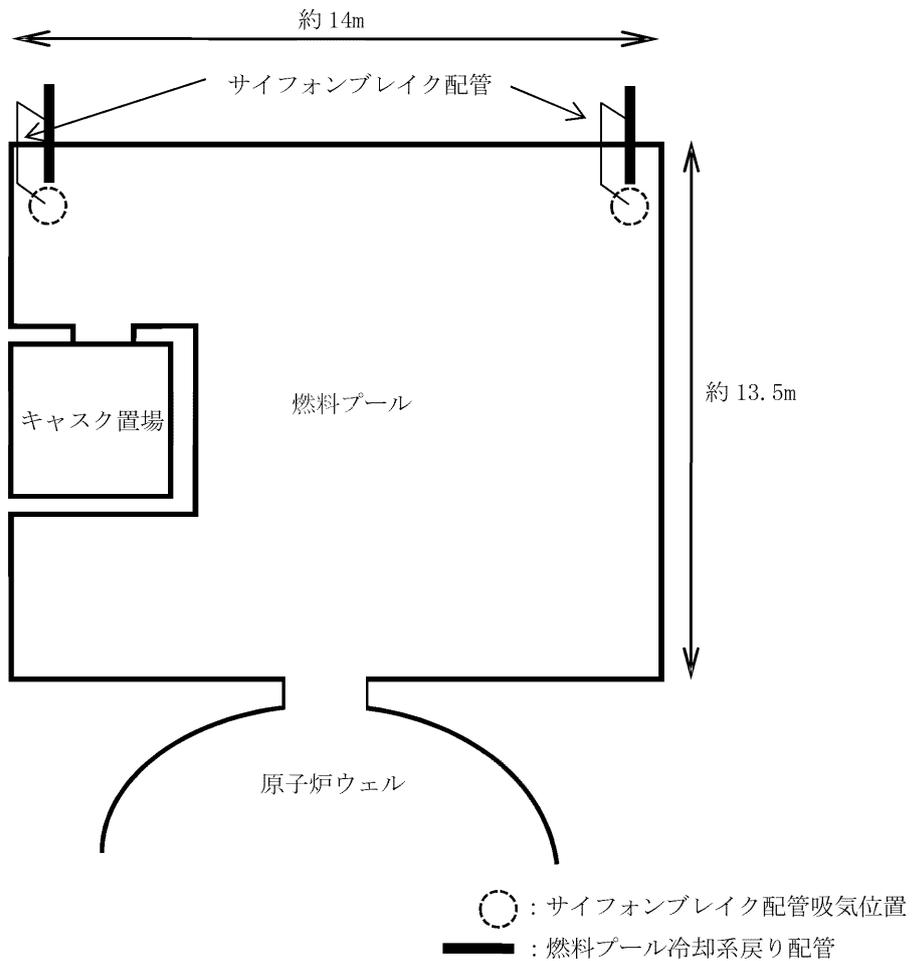


図5-5 サイフオンブレイク配管の設置位置

6. サイフォンブレイク配管の詳細設計方針

サイフォンブレイク配管については，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

6.1.1 評価方法

燃料プール冷却系戻り配管は耐震Sクラスで設計されており，その配管にサイフォンブレイク配管を接続しサイフォンブレイク配管も耐震Sクラスとして設計を行い耐震性について問題ないことを確認する。

サイフォンブレイク配管の耐震性評価方法を以下に示す。

なお，配管の仕様を表6-1，解析条件を表6-2に示す。

表6-1 配管の仕様（サイフォンブレイク配管）

配管径	材質	設計温度 (°C)	設計圧力 (MPa)
□A	SUS304TP	□	□

表6-2 解析条件

対象モデル数	耐震条件	建物 (床レベル)	減衰定数 (%)
2 (2ライン)	設計用床応答スペクトルⅡ 及び設計用震度Ⅱ	原子炉建物 (EL 51.7m)	0.5

減衰定数は原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987(日本電気協会)に基づき保温材が無いこと，支持具数が3個以下であることから0.5%とした。

なお，耐震評価は，原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 J E A G 4 6 0 1 ・補-1984(日本電気協会)，原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987(日本電気協会)及び原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1991追補版(日本電気協会)に基づき，以下に記載の式にて実施した。

・一次応力

$$S_{prm} = \frac{PD_0}{4t} + \frac{0.75i_1(M_a+M_b)}{Z} \dots\dots\dots (6. 1)$$

- S_{prm} : 一次応力 (MPa)
 P : 地震と組合せるべき運転状態における圧力 (MPa)
 D_0 : 管の外径 (mm)
 t : 管の厚さ (mm)
 i_1 : 設計・建設規格PPC-3810に規定する値又は1.33のいずれか大きい方の値
 M_a : 管の機械的荷重 (自重その他の長期的荷重に限る) により生じるモーメント (N・mm)
 M_b : 管の機械的荷重 (地震を含めた短期的荷重) により生じるモーメント (N・mm)
 Z : 管の断面係数 (mm³)

・一次＋二次応力の変動値

$$S_n = \frac{0.75i_1M_b^*+i_2M_c}{Z} \dots\dots\dots (6. 2)$$

- S_n : 一次＋二次応力 (MPa)
 i_2 : 設計・建設規格PPC-3810に規定する値又は1.0のいずれか大きい方の値
 M_b^* : 地震による慣性力により生じるモーメントの全振幅 (N・mm)
 M_c : 地震による相対変位により生じるモーメントの全振幅 (N・mm)
 i_1, Z : それぞれ前記一次応力の説明に定めるところによる。

6.1.2 評価結果

上記式に従い、サイフォンブレイク配管を評価した結果の最大発生応力値について、以下の表6-3に、最大応力点位置を図6-1に示す。

発生応力<許容応力となることから、サイフォンブレイク配管の耐震性が問題ないことを確認した。

表6-3 サイフンブレイク配管最大応力点まとめ

	一次応力		一次+二次応力	
	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
許容応力状態 V _A S*	67	431	165	376

注記*：許容応力状態V_ASは許容応力状態IV_ASの許容限界を使用し，許容応力状態IV_ASとして評価を実施する。また，許容応力状態IV_ASの評価が許容応力状態V_ASの評価に包絡されるため，許容応力状態IV_ASの評価記載を省略する。

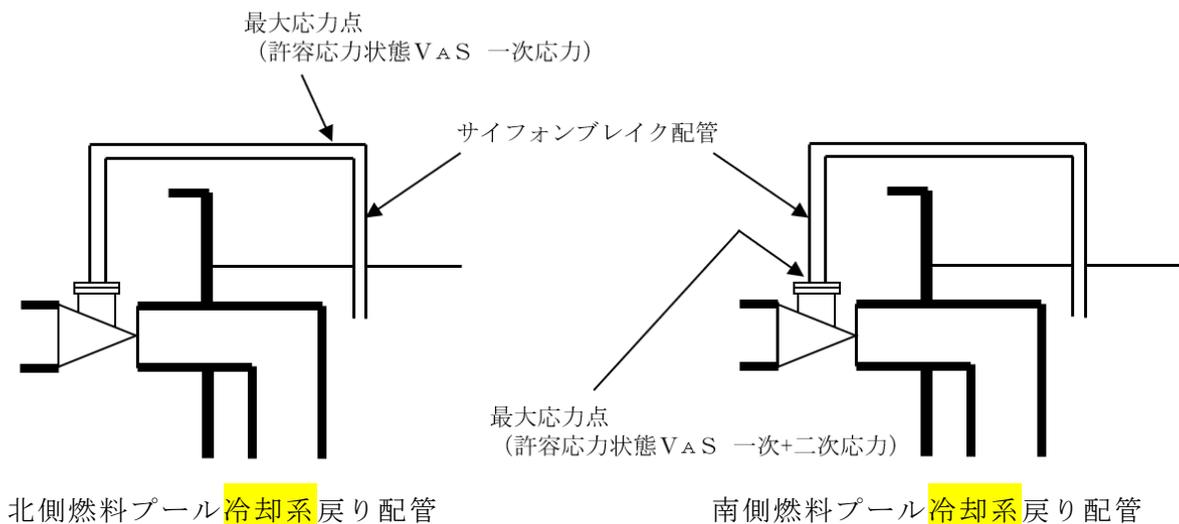


図6-1 最大応力点位置

6.2 人的要因による機能阻害について

サイフンブレイク配管は，操作や作動機構を有さない単管のみで構成し，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，燃料プールの保有水のサイフォン現象による漏えいが発生した場合においても，操作や作業を実施することなく，サイフンブレイク配管開口部レベルまで水位低下すれば自動的にサイフォ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

燃料プールは燃料プール冷却系の「スキマサージタンク」及び「ろ過脱塩器」により、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ォンブレイク配管（口径□A：内径□mm）の閉塞を防止する設計とする。

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

6.4 落下物干渉による影響

サイフォンブレイク配管の落下物干渉を考慮する必要がある周辺設備として，原子炉建物原子炉棟の屋根トラス及び耐震壁，原子炉建物天井クレーン，燃料取替機等の重量物があるが，これらは基準地震動 S_s に対する耐震評価にて燃料プール内に落下しない設計とする。また，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。

このため，落下物として考えられる設備は軽量物であるが，本配管をステンレス鋼で設計することで，仮にサイフォンブレイク配管に変形が生じたとしても完全閉塞に至る変形は生じず，サイフォン現象を止めることが可能な設計とする。

6.5 通水状況の確認

サイフォンブレイク配管は上記のとおり閉塞しない設計とするが，念のため，定期的なパトロール（1回／日）を実施し，目視によりサイフォンブレイク配管から水が出ていることによる水面の揺らぎ確認，又は，目視確認が困難な場合は聴診棒による聴音により通水状態を確認する。