

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第6号機 設計及び工事計画審査資料	
資料番号	KK6 添-1-040 改0
提出年月日	2024年1月11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

2024年1月
東京電力ホールディングス株式会社

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

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 使用済燃料貯蔵プールにおける水遮蔽の評価	2
3.1 評価条件	2
3.1.1 使用済燃料の評価条件	2
3.1.2 使用済制御棒の評価条件	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	3
4.2 使用済制御棒の線源強度	4
4.2.1 評価方法	4
4.2.2 評価条件	5
4.2.3 評価結果	6
5. 遮蔽計算	7
5.1 計算方法	7
5.2 線量率計算	7
5.2.1 計算モデル	7
5.2.2 計算結果	10
6. 使用済燃料貯蔵プールサイフォンブレイク孔の詳細設計方針	12
6.1 配管強度への影響について	12
6.2 人的要因による機能阻害について	12
6.3 異物による閉塞について	12
6.4 落下物干渉による変形	12
別紙1 計算機プログラム（解析コード）の概要	
別紙2 計算機プログラム（解析コード）の概要	

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「使用済燃料貯蔵プール」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、使用済燃料貯蔵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貯蔵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、使用済燃料貯蔵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*：原子炉建屋最上階で実施する可能性のある、使用済燃料貯蔵プールの近傍にある燃料プール冷却浄化系の手動弁の閉操作（サイフォン現象による使用済燃料貯蔵プール水の漏えい発生時に、原子炉建屋2階の弁G41-F016（燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁）による隔離操作が期待できない場合に実施）又は可搬型スプレイヘッド及びホースの設置作業であっても1時間を超える長時間の操作とはならず、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も1時間以内で実施可能であることから、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、使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の損傷によるサイフォン現象及び使用済燃料貯蔵プール水の蒸発による水位低下を考慮しても、緊急作業時における使用済燃料貯蔵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に、使用済燃料貯蔵プール水位は、使用済燃料貯蔵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となる水位高さ以上を維持できる設計とする。

また、使用済燃料貯蔵プール水の漏えい発生に対し、運転員の現場での弁操作による漏えい箇所の隔離操作により漏えいを停止する手段及びサイフォンブレイク孔による漏えい停止手段、並びに燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）による使用済燃料貯蔵プールへの注水手段を設ける設計とする。

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。

なお、本説明書においては、サイフォンブレイク孔の効果は期待せず、現場での漏えい箇所
の隔離操作による漏えいの停止を想定する。

3. 使用済燃料貯蔵プールにおける水遮蔽の評価

使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料及び使用済制御棒を線源とし、使用済燃料貯蔵プー
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) 使用済燃料からの線量率の計算においては貯蔵容量分（3410体）の使用済燃料貯蔵
を想定する。
- (2) 使用済燃料貯蔵プールの水温は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9.0m×約12.6m×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) 使用済燃料貯蔵プールの水温は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

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，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，別紙1「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
燃料組成	STEPⅢ 9×9A型（低Gd）	
初期濃縮度	<input type="text"/> (wt%)	
燃料1体当り U重量	<input type="text"/> (kg)	
照射期間	1915日	燃焼度50Gwd/t÷ 比出力26.1042MW/t
比出力	26.1042MW/t	
冷却期間	10日	
反応断面積	BS340J33. LIB	JENDL-3.3ベース (BWR STEPⅢ ボイド率 40% UO2 < 60GWD/THM)

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)	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}

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、反応断面積、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、別紙1「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4-3に、使用済制御棒のタイプ別、冷却期間別の貯蔵本数を表4-4に示す。

表4-3 使用済制御棒の線源強度評価条件

項目	評価条件		備考
	Hf型	B ₄ C型	
照射期間	1278日（引抜時） 426日（挿入時）		
冷却期間	0～10サイクル		
中性子フラックス (cm ⁻² ・s ⁻¹)	6.71×10 ¹³ （引抜時） 5.58×10 ¹⁴ （挿入時）	6.71×10 ¹³ （引抜時） 2.09×10 ¹⁴ （挿入時）	引抜時ピーキング考慮、挿入時snvtに基づき設定
貯蔵本数	128体	76体	
反応断面積	BS340J33. LIB		JENDL-3.3ベース (BWR STEPⅢ ポイド率 40% UO2 < 60GWD/TIHM)

表4-4 使用済制御棒のタイプ別、冷却期間別の貯蔵本数*1, *2

冷却期間 (サイクル)	冷却期間 (d)	保管本数 (本)	
		Hf型	B ₄ C型
0	10	10	9
1	506	10	9
2	1002	10	9
3	1498	10	9
4	1994	10	9
5	2490	7	6
6	2986	25	0
7	3482	21	4
8	3978	0	0
9	4474	4	0
10	4970	21	21
合計		204	

注記*1：実際に制御棒貯蔵ハンガに取り出されている保管本数を考慮し、空き容量分は平均的な取替本数19本が定期検査毎に取り出される想定とし、14カ月運転+70日定検を繰り返すものとした。最後の取替は保守的に原子炉停止後の全炉心燃料の取出し期間と同

じ10日で制御棒取替とした。また、評価条件上10定期検査以上前の取替分は、保守的に全て10定期検査前取替とした。

*2：7号機の保管本数を考慮した貯蔵本数を示す。制御棒貯蔵ハンガの空き容量が7号機の方が6号機よりも多く、保守的な想定となるため7号機に保管される使用済制御棒の本数を基に想定した保管本数を評価に用いる。

4.2.3 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4-5に示す。

表4-5 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

5. 遮蔽計算

5.1 計算方法

使用済燃料貯蔵プール水深の遮蔽の計算は、使用済燃料貯蔵プールの近傍にあり操作の可能性のある燃料プール冷却浄化系の手動弁の設置箇所を想定した点について行う。

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、別紙2「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(使用済燃料貯蔵プール水深)
- ・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

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

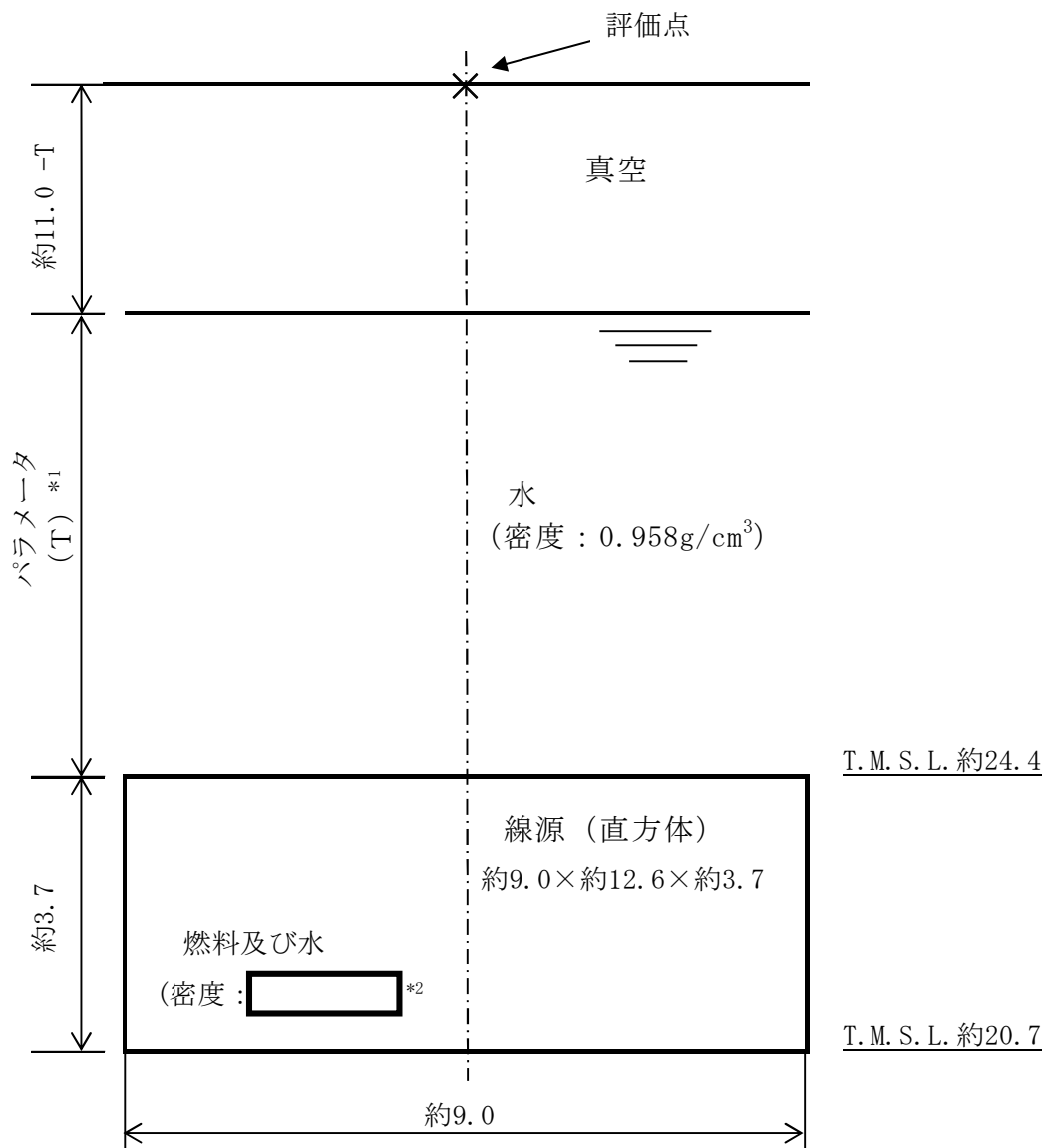
5.2 線量率計算

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

使用済燃料貯蔵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、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。

使用済燃料貯蔵ラック（線源：使用済燃料）

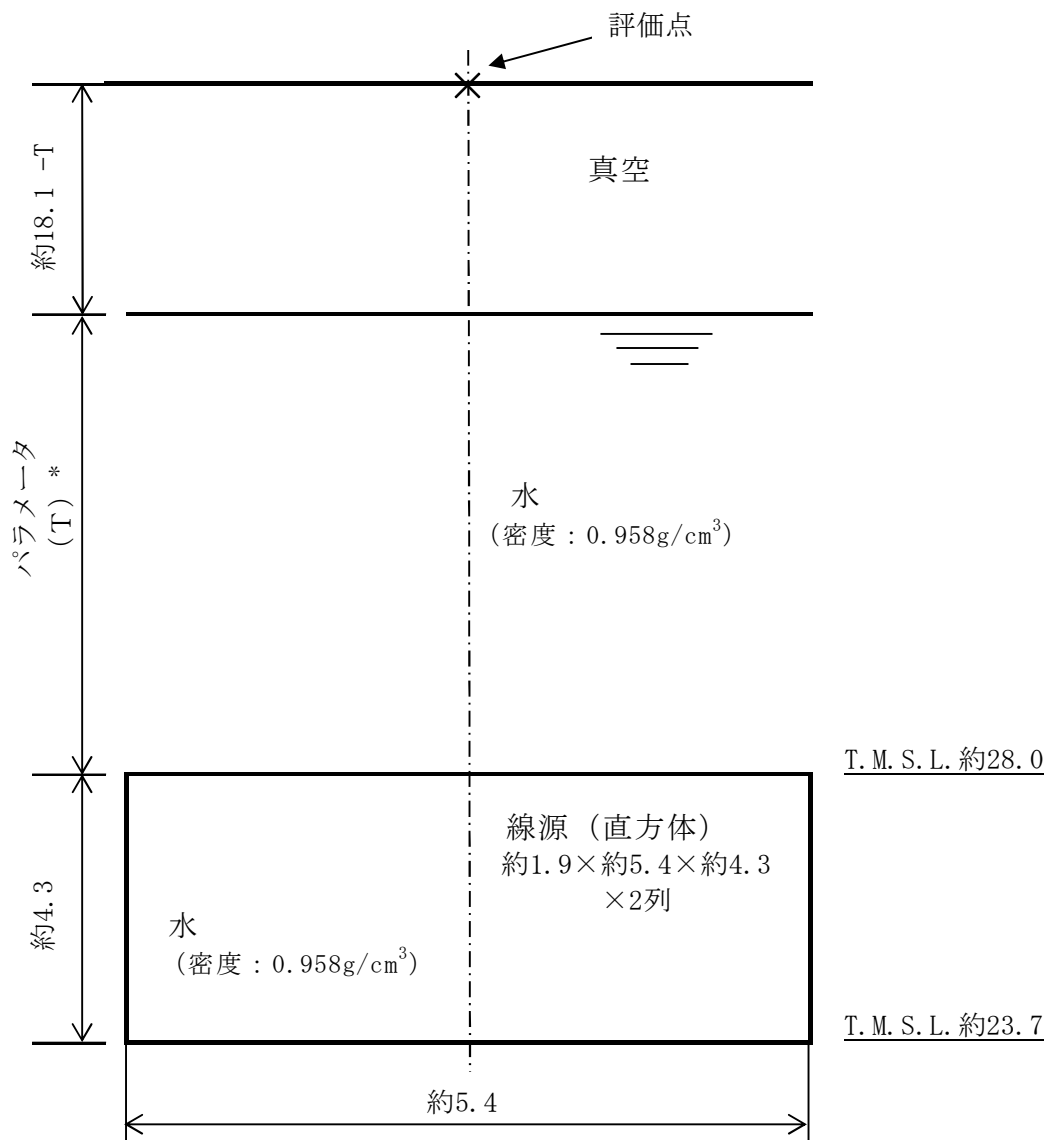


注記*1：Tは遮蔽水位の高さを示す（単位：m）。また、単位のない数値はmを示す。

*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 使用済燃料貯蔵プールの計算モデル図（使用済燃料）

制御棒貯蔵ハンガ（線源：使用済制御棒）



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

図5-2 使用済燃料貯蔵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

使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵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（線量率が10mSv/h相当となる水遮蔽厚）は、約4.9mとなる。

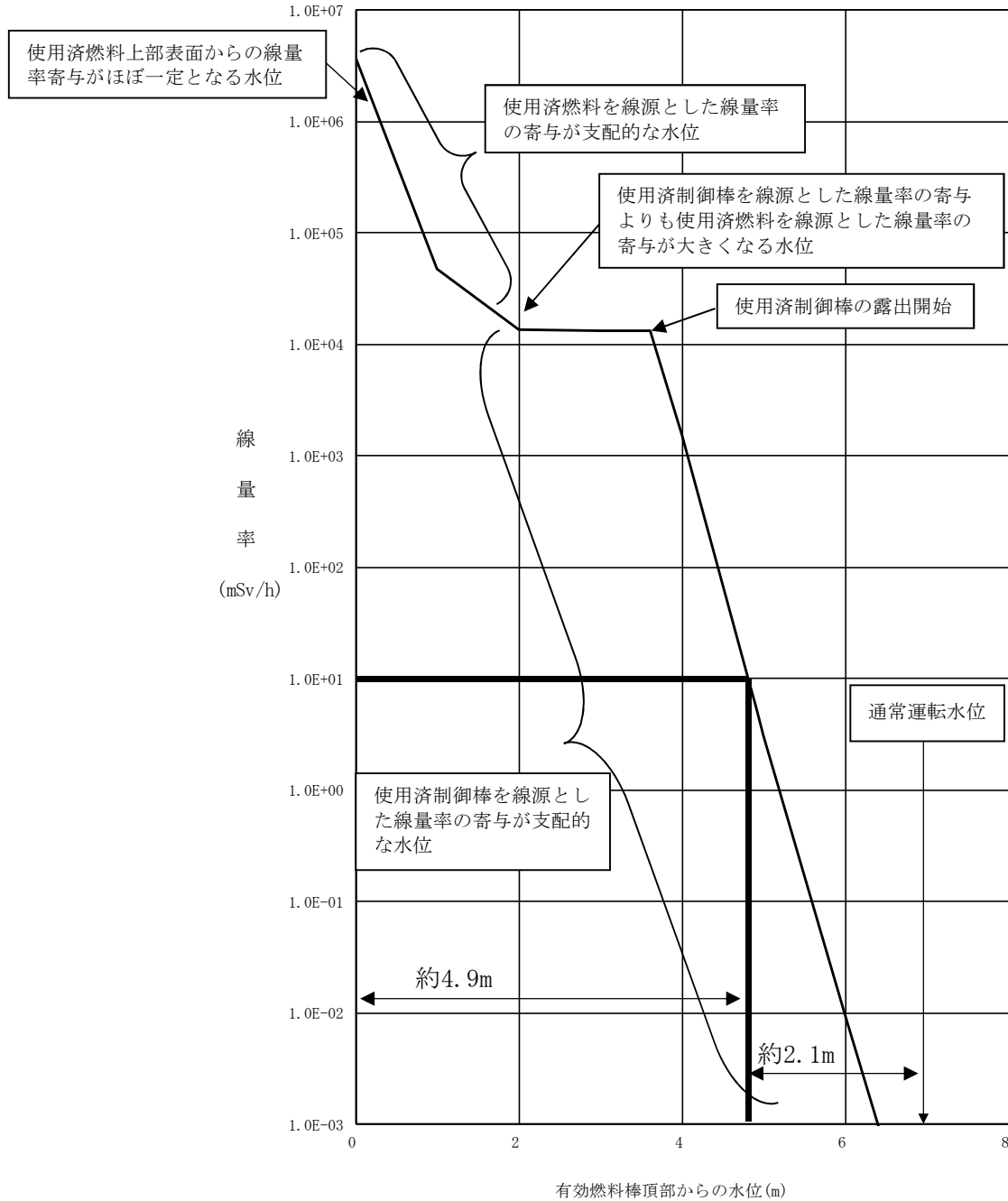


図5-3 使用済燃料貯蔵プールの水遮蔽厚と線量率

(2) 使用済燃料貯蔵プールにおける必要遮蔽厚確保の評価

(1) で求めた使用済燃料貯蔵プールの水遮蔽厚と使用済燃料貯蔵プール水の漏えい及び蒸発発生時の最低水位を図5-4に示す。使用済燃料貯蔵プール水の漏えい及び蒸発発生時の最低水位は、弁G41-F016（燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁）の閉操作による使用済燃料貯蔵プールからの漏えい隔離後（事象発生から150分後）に燃料プール代替注水系にて注水開始するまでに蒸発による水位低下を考慮した水位となる。

使用済燃料貯蔵プール周辺の線量率が、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4.9m以上であり、通常運転水位からの水位低下は約2.1mとなる。使用済燃料貯蔵プール水の漏えい及び蒸発発生時の水位低下は、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書添付書類十）において確認しているとおり、通常運転水位から約1.2m下まで低下するに留まり、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。

また、サイフォンブレイク孔による漏えい停止を考慮した場合は、現場での漏えい箇所の隔離操作完了より前に漏えいが停止するため水位低下は小さくなる。

なお、使用済燃料貯蔵プールの水位低下位置から蒸発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代替注水系により注水し、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。

- ・有効燃料棒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4.9m
- ・目安とする線量率（10mSv/h）以下となる水位から通常運転水位までの水深：約2.1m
- ・燃料集合体頂部から通常運転水位までの水深：約7.0m
- ・使用済燃料貯蔵プール水の漏えい及び蒸発発生時の通常運転水位からの水位低下：約1.2m

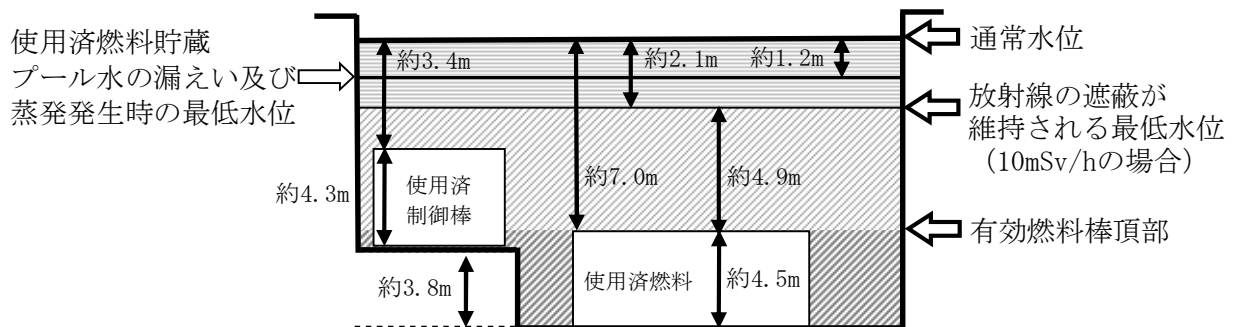


図5-4 使用済燃料貯蔵プールの水遮蔽厚と漏えい及び蒸発発生時の水位低下位置の関係

6. 使用済燃料貯蔵プールサイフォンブレイク孔の詳細設計方針

使用済燃料貯蔵プールサイフォ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発揮できるように、以下のとおり設計する。

6.1 配管強度への影響について

ディフューザ配管は、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（2005年度版（2007年追補版含む。））J SME S NC 1-2005/2007）（日本機械学会 2007年9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61mm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、サイフォンブレイク孔設置がディフューザ配管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

サイフォンブレイク孔は、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、使用済燃料貯蔵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、サイフォンブレイク孔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 異物による閉塞について

使用済燃料貯蔵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孔の閉塞を防止する設計とする。

- ・使用済燃料貯蔵プール水面上の空気中からの混入物
- ・使用済燃料貯蔵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
- ・使用済燃料貯蔵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 落下物干渉による変形

サイフォンブレイク孔は、配管鉛直部に設けることで落下物が直接干渉しにくい設計とする。

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

1. はじめに	1
1.1 使用状況一覧	2
2. 解析コードの概要	3

1. はじめに

本資料は、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」において使用した計算機プログラム(解析コード)ORIGEN2について説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
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	2.2

2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	O R I G E N 2
使用目的	制御棒の線源強度計算 使用済燃料の線源強度計算
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1980 年
使用したバージョン	2.2
コードの概要	<p>本解析コードは、使用済燃料等の核種生成量、崩壊熱量並びに中性子及びガンマ線の線源強度を評価するために ORNL で開発され公開された燃焼計算コードであり、原子力発電所施設、再処理施設、廃棄物処理施設等幅広く設計に利用されている。</p> <p>また、国内の最新の使用済燃料についての評価精度向上を目指し、日本原子力研究所シグマ委員会核種生成量評価ワーキンググループにおいて JENDL 核データセットに基づく ORIGEN2 用ライブラリが作成され、公開されている。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>【検証 (Verification)】</p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計算機能が適正であることは、コード配布時に同梱されたサンプル問題の再現により確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、燃焼計算によって得られた核種生成量から炉心内蔵量等々を評価するコードであり、計算に必要な主な条件は組成、照射条件、核データライブラリである。これら評価条件が与えられれば評価は可能であり、本解析コードは使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。

	<ul style="list-style-type: none"> ・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。 ・米国原子力学会（ANS）の Nuclear Technology vol.62（1983年9月）の「ORIGEN2 :A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristic of Nuclear Materials」において、ANS標準崩壊熱との比較及び使用済燃料中のウラン、プルトニウム、アメリシウムなどの組成の実測値との比較により妥当性の確認を行っている。 ・日本原子力研究所シグマ委員会にて開発された ORLIBJ ライブラリについては、「JENDL-3.3に基づく ORIGEN2 用ライブラリ：ORLIBJ33」JAERI-Data/Code 2004-015(2004年11月)等において、核種生成量について照射後試験結果と、本解析コードによる計算値を比較することで妥当性の確認を行っている。 ・今回の使用目的に記載する評価は上記妥当性確認内容と合致しており、本解析コードの使用は妥当である。
--	---

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

1. はじめに	1
1.1 使用状況一覧	2
2. 解析コードの概要	3

1. はじめに

本資料は、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」において使用した計算機プログラム（解析コード）QAD-CGGP2Rについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
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	1.04

2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	QAD-CGGP2R
使用目的	燃料プール水深の遮蔽計算
開発機関	日本原子力研究開発機構（（財）高度情報科学技術研究機構）
開発時期	1967年
使用したバージョン	1.04
コードの概要	<p>本解析コードは、米国ロスアラモス国立研究所で開発されたガンマ線の物質透過を計算するための点減衰核積分コード「QAD」をベースとし、旧日本原子力研究所がICRP 1990年勧告の国内関連法令・規則への取入れに合わせて、実効線量を計算できるように改良した最新バージョンである。</p> <p>本解析コードは、線源を直方体、円筒、球の形状に構成でき、任意の遮蔽体で構成される体系のガンマ線実効線量率を計算する。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>【検証 (Verification)】</p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・ 本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており、十分な実績があるため信頼性がある。 ・ 本設計及び工事の計画において使用するバージョンは、他プラントの既工事計画において使用されているものと同じであることを確認している。 ・ JRR-4 散乱実験室でのコンクリート透過実験の実験値

	<p>（「原子力第 1 船遮蔽効果確認実験報告書」 JNS-4（日本原子力船開発事業団，1967））と計算値を比較した。実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本計算機コードによる計算値を比較している。</p> <ul style="list-style-type: none">・実験値と計算値を比較した結果，おおむね一致していることを確認している。・上記妥当性確認では，実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ，遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本解析コードによる計算値を比較している。・今回の燃料プール水深の遮蔽計算では，上記妥当性確認における実験体系と同様に，ガンマ線の遮蔽体透過後の線量率を計算する。・今回の燃料プール水深の遮蔽計算は上記妥当性確認内容と合致している。・また，原子力発電所放射線遮へい設計規程（J E A C 4 6 1 5 - 2008）（日本電気協会 原子力規格委員会 平成 20 年 6 月）では，点減衰核積分コードによるガンマ線の遮蔽体透過後の線量率計算例として，Q A D コードが挙げられている。
--	---