

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	工認-030 改 12
提出年月日	平成 30 年 8 月 6 日

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

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
4.2 使用済制御棒の線源強度	4
4.2.1 評価方法	4
4.2.2 放射化断面積	4
4.2.3 照射期間及び中性子束	4
4.2.4 制御棒の線源強度評価結果	5
5. 遮蔽計算	6
5.1 計算方法	6
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. 静的サイフォンブレイカの詳細設計方針	13
6.1 地震による損壊について	13
6.2 人的要因による機能阻害について	14
6.3 異物による閉塞	15
6.4 落下物干渉による破損	15
6.5 通水状況の確認	15

1. 概 要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその付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付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、原子炉建屋原子炉棟 6 階における線量率が、基準線量率（10 mSv/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、原子炉建屋原子炉棟 6 階での作業時間から 10 mSv/h に設定した。原子炉建屋原子炉棟 6 階での操作は、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（可搬型スプレイノズルの設置及びホース敷設等）を想定しており、原子炉建屋原子炉棟 6 階に滞在する時間は 2.2 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 22 mSv であり、緊急作業時における被ばく限度の 100 mSv 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原子炉棟 6 階における線量率 10 mSv/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な水位高さ以上を維持できる設計とする。

また、使用済燃料プール入口配管については、サイフォン現象による漏えいが防止できる配管（静的サイフォンブレーカ）を備えつけ、弁類等の機器を設置しない単管とするとともに、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水平部下端位置で停止する設計とする。

静的サイフォンブレーカは、「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原子炉棟 6 階における線量率 10 mSv/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 °C とし、水の密度は 0.958 g/cm³* とする。
- (3) 使用済燃料は使用済燃料有効部 (約 7.8 m×約 7.8 m×約 3.7 m) 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全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 °C とし、水の密度は 0.958 g/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 180 本と想定する。平均的な取替本数 13 本が施設定期検査毎に取り出される想定とし、14 カ月運転+100 日施設定期検査を繰り返すものとした。最後の取替は原子炉停止後 9 日で全燃料取出し、10 日目に制御棒取替えとした。また、10 施設定期検査以上前の取替分は、保守的に全て 10 施設定期検査前取替とした。Hf 制御棒は 5 施設定期検査に一度取り替えるものとした。制御棒の冷却期間及び保管本数を第 1 表に示す。なお、最大保管数量は 134 本にて運用 (制御棒貯蔵ラックへの貯蔵及び制御棒貯蔵ハンガ 1 本あたりプール壁側に制御棒 2 本の吊り下げにて管理) するため、評価上の想定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」

第1表 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	
	H f 型	B ₄ C型	H f 型	B ₄ C型
10	0	13	0	0
506	0	11	0	2
1002	0	0	0	13
1498	0	0	0	13
1994	0	0	0	13
2490	0	0	13	0
2986	0	0	0	13
3482	0	0	0	13
3978	0	0	0	13
4474	0	0	0	13
4970	0	0	17	33
合計	0	24	30	126
	180			

4. 線 源

4.1 使用済燃料の線源強度

使用済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 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$) に変換し、線量率計算用の入力値とする。使用済燃料の照射期間は 10^6 時間 (約 114 年) ^{*2}, 原子炉停止後貯蔵までの期間を 9 日^{*3}, 原子炉運転中の燃料集合体 1 体当たりの熱出力を 4.31 MW (9 × 9 燃料 (A型)), 燃料集合体体積は $7.2 \times 10^4 \text{ cm}^3$ としたときの体積当たりの線源強度は第2表となる。

第2表 使用済燃料の線源強度

群	エネルギー (MeV)	文献値 (MeV/ (W・s))	線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
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

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 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。

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*4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。なお、評価に用いる解析コード ORIGEN2 の検証、妥当性評価については、添付書類「V-5-7 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 *4: A. G. Croff, “A User’s Manual for the ORIGEN2 Computer code”, ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory, (1980)

4.2.2 放射化断面積

ORIGEN2 に入力する放射化断面積は、JENDL-3.3 ベース BS340J33.LIB を適用する (BWR STEP-III ボイド率 40% UO₂ < 60 GWd/TIHM)。

4.2.3 照射期間及び中性子束

照射期間及び中性子束を第3表に示す。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。

第3表 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 ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$)
H f 型	約 1.2×10^3	2.3×10^{14}
B ₄ C型	約 4.4×10^2	2.3×10^{14}

4.2.4 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線源強度を第4表及び第5表に示す。

第4表 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}	3.6×10^7	4.9×10^8	1.3×10^9
2	2.50×10^{-2}	1.8×10^5	1.1×10^6	5.1×10^6
3	3.75×10^{-2}	1.3×10^5	8.8×10^5	1.1×10^7
4	5.75×10^{-2}	1.5×10^5	9.0×10^5	8.9×10^8
5	8.50×10^{-2}	9.1×10^4	5.1×10^5	8.3×10^7
6	1.25×10^{-1}	1.7×10^5	1.3×10^6	1.8×10^8
7	2.25×10^{-1}	1.8×10^5	1.3×10^6	2.6×10^8
8	3.75×10^{-1}	9.7×10^6	2.6×10^8	5.9×10^8
9	5.75×10^{-1}	3.4×10^7	1.6×10^8	2.7×10^8
10	8.50×10^{-1}	1.2×10^8	8.4×10^8	1.6×10^9
11	1.25×10^0	7.9×10^7	6.9×10^8	5.5×10^9
12	1.75×10^0	6.3×10^5	2.9×10^6	5.0×10^6
13	2.25×10^0	4.2×10^2	3.7×10^3	2.4×10^4
14	2.75×10^0	9.9×10^0	1.1×10^1	7.5×10^1
15	3.50×10^0	5.9×10^{-3}	2.1×10^{-10}	1.0×10^{-9}
16	5.00×10^0	6.1×10^{-5}	2.2×10^{-12}	1.1×10^{-11}
17	7.00×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
18	9.50×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
合計		2.8×10^8	2.4×10^9	1.1×10^{10}

第 5 表 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}	8.0×10^4	1.5×10^6	5.5×10^6
2	2.50×10^{-2}	1.3×10^4	8.7×10^4	5.3×10^5
3	3.75×10^{-2}	7.1×10^3	5.0×10^4	3.1×10^5
4	5.75×10^{-2}	8.0×10^3	5.6×10^4	1.7×10^6
5	8.50×10^{-2}	3.2×10^3	2.2×10^4	2.6×10^5
6	1.25×10^{-1}	1.2×10^3	8.6×10^3	3.3×10^5
7	2.25×10^{-1}	4.5×10^2	3.1×10^3	4.1×10^5
8	3.75×10^{-1}	1.2×10^3	8.6×10^3	5.3×10^4
9	5.75×10^{-1}	6.5×10^3	3.0×10^4	5.3×10^4
10	8.50×10^{-1}	2.5×10^4	7.3×10^6	1.5×10^7
11	1.25×10^0	3.5×10^7	2.4×10^8	1.5×10^9
12	1.75×10^0	1.2×10^2	5.5×10^2	9.7×10^2
13	2.25×10^0	1.8×10^2	1.3×10^3	7.8×10^3
14	2.75×10^0	5.7×10^{-1}	3.9×10^0	2.4×10^1
15	3.50×10^0	4.1×10^{-16}	1.9×10^{-15}	2.7×10^{-15}
16	5.00×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
17	7.00×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
18	9.50×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
合計		3.5×10^7	2.5×10^8	1.5×10^9

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、制御棒貯蔵ハンガ線源、制御棒貯蔵ラック線源、使用済燃料貯蔵ラック線源の各線源ごとに、それぞれの真上の原子炉建屋原子炉棟 6 階床面高さで行う。遮蔽計算には、点減衰核積分法コードである「QAD-CGGP2R コード (ver1.04)」を用いて計算する。なお、評価に用いる解析コード QAD-CGGP2R コード (ver1.04) の検証、妥当性評価については、添付書類「V-5-6 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

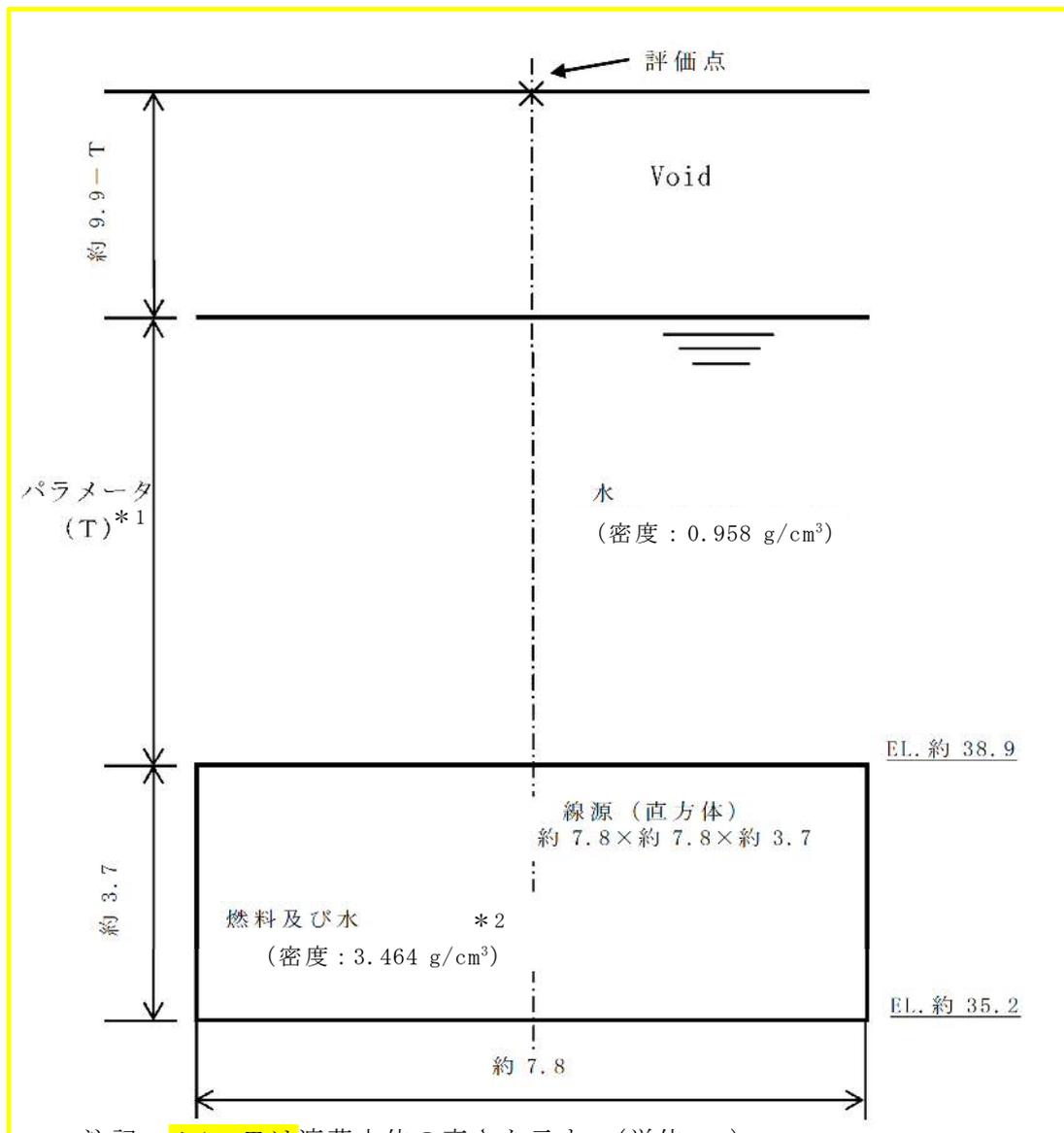
- ・遮蔽体の物質の指定

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

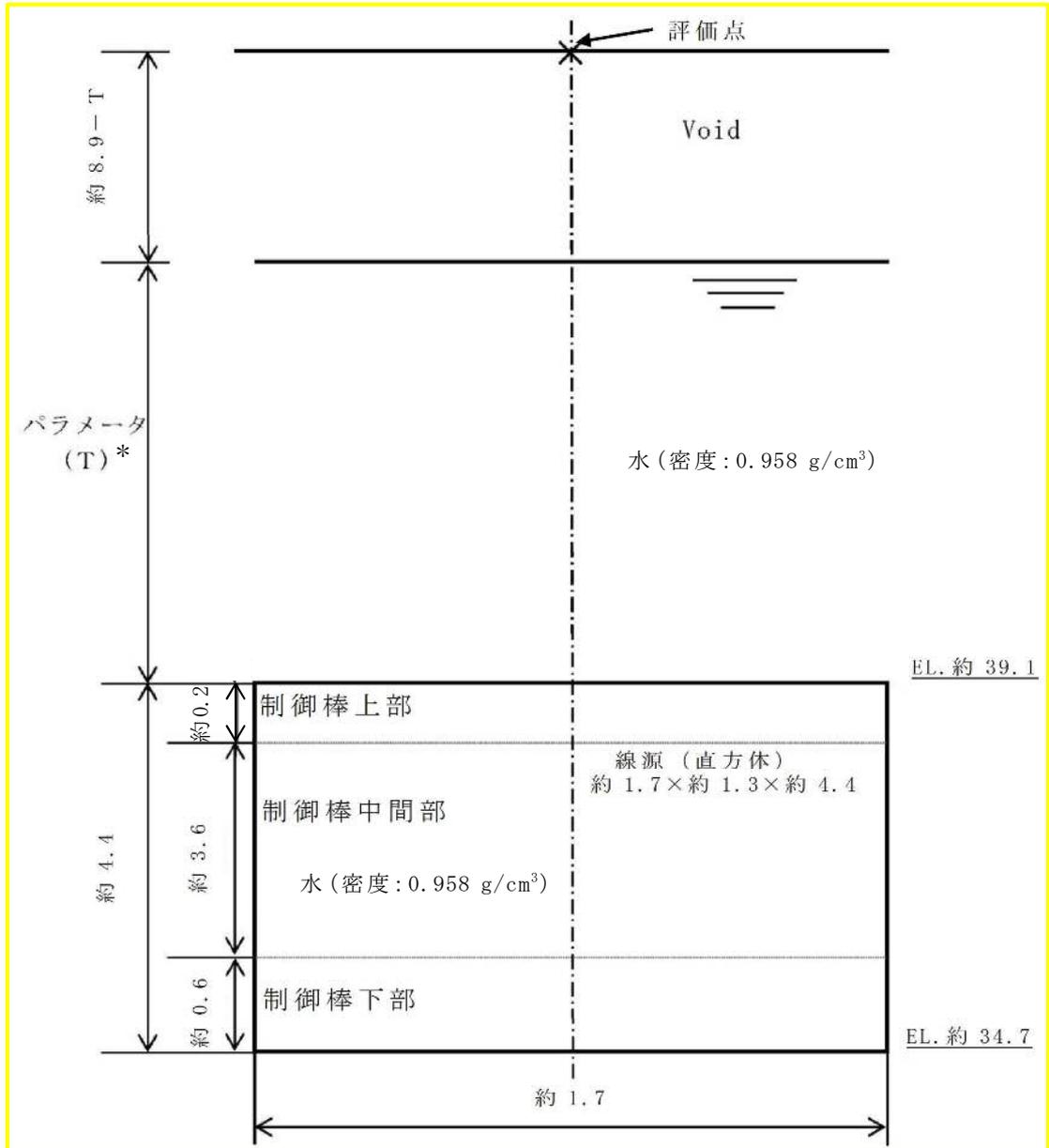
第1図～第3図に使用済燃料プールの計算モデルを示す。線量率計算では、評価点を線源となる機器の中心軸上に設定し、線量率が最大となる位置について線量率を算出する。



注記 *1: Tは遮蔽水位の高さを示す。(単位:m)

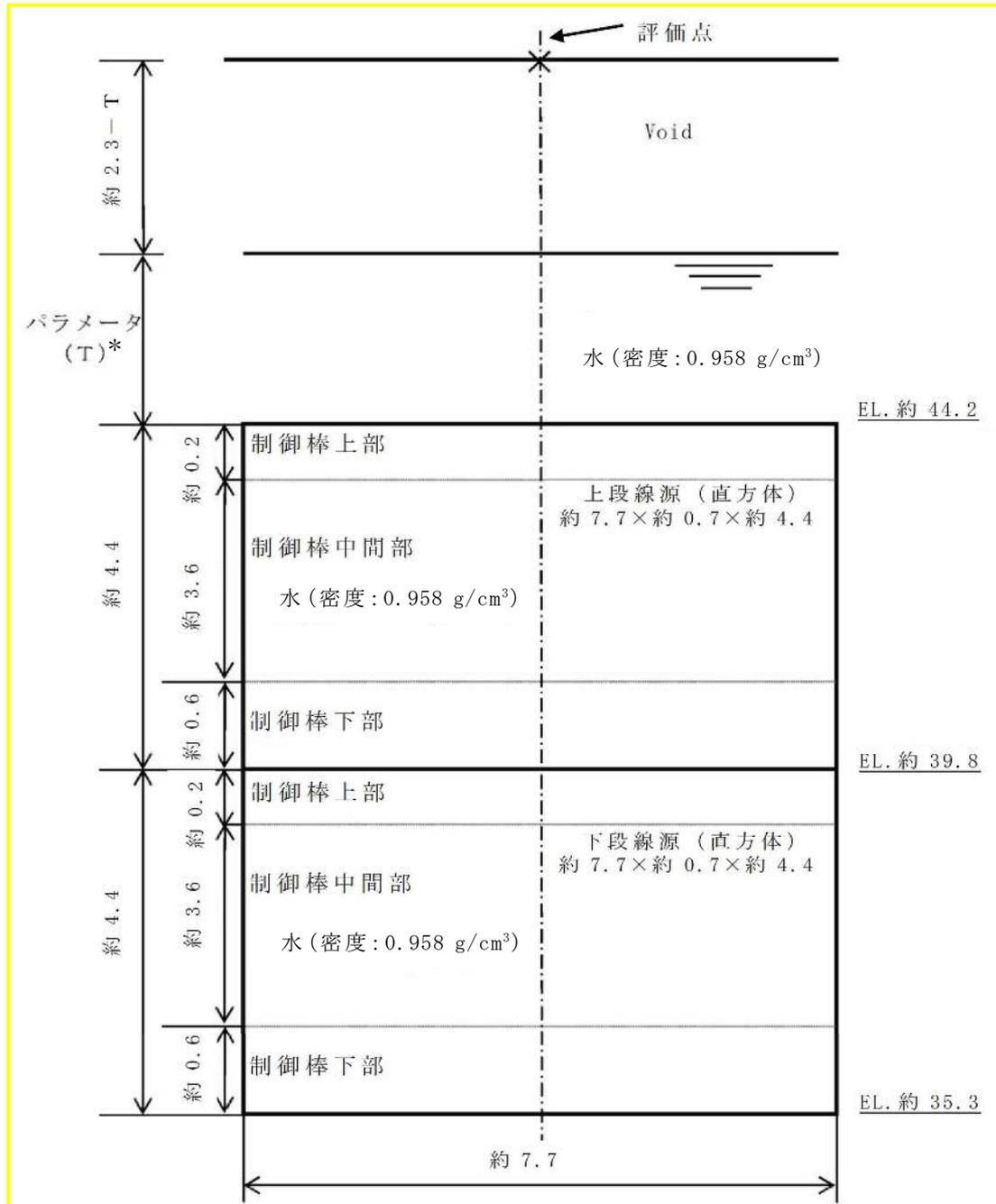
*2: 評価モデルの使用済燃料の密度は、使用済燃料の密度及び水の密度を基に、使用済燃料及び水の体積比から算出している(体積中に含まれる使用済燃料以外の構造材は保守的に密度の小さい水としている)。

第1図 使用済燃料プール水面の線量率計算体系



注記 * : Tは遮蔽水位の高さを示す。(単位: m)

第2図 制御棒貯蔵ラック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)

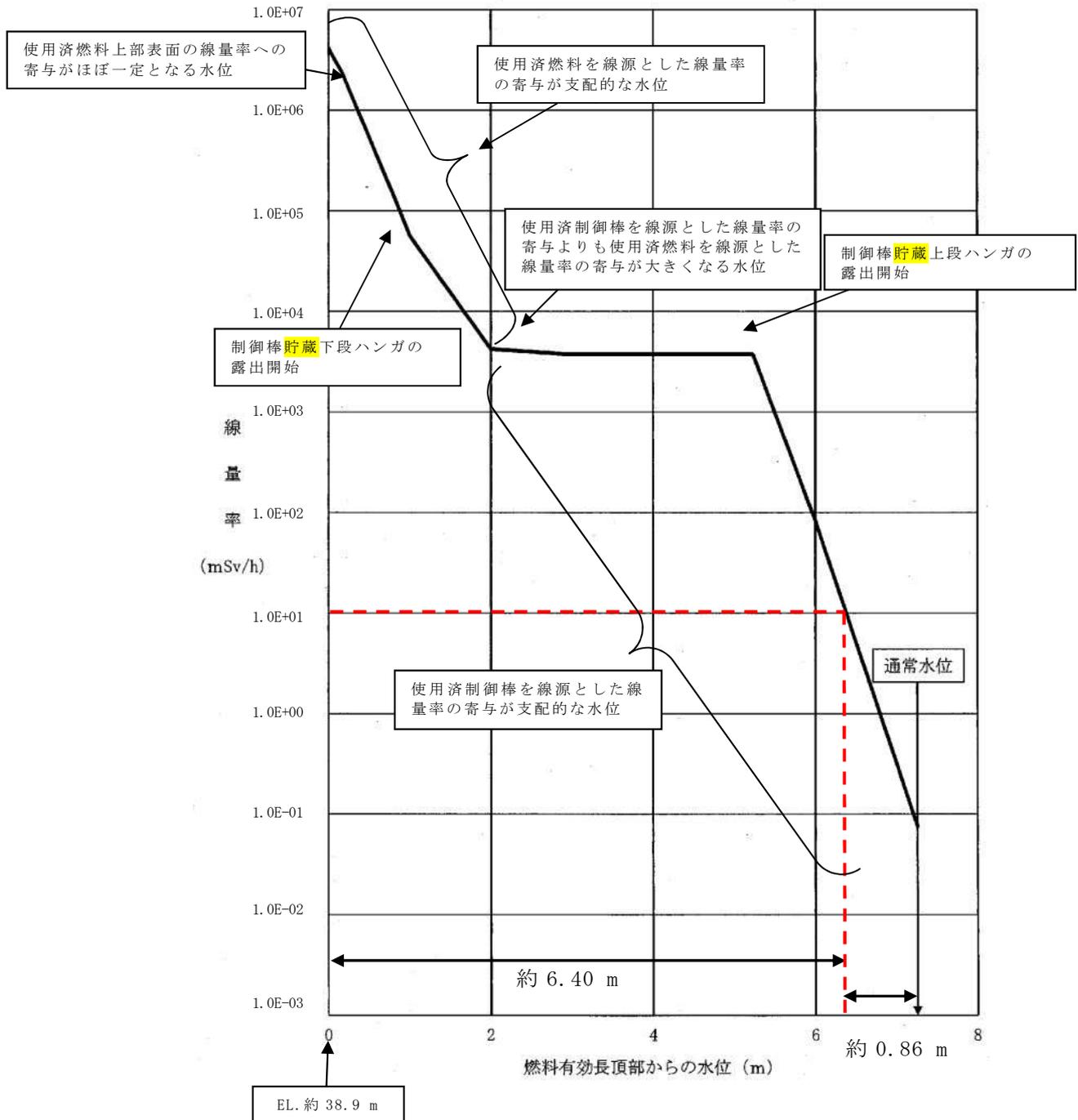
第 3 図 制御棒貯蔵ハンガに貯蔵された使用済制御棒の線量率計算モデル

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第4図に示す。

第4図より、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（原子炉建屋原子炉棟6階における線量率が、基準線量率（10 mSv/h）以下を満足できる水遮蔽厚）は、通常水位より約0.86 m下となる。



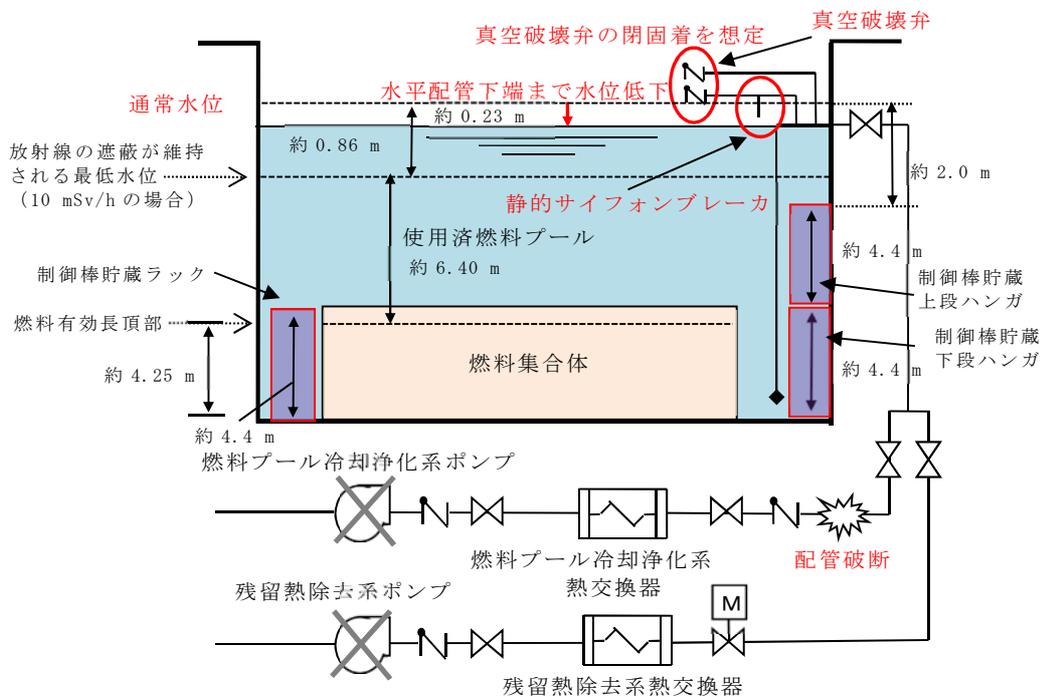
第4図 使用済燃料プールの線量率と水位の関係

(2) 評価結果

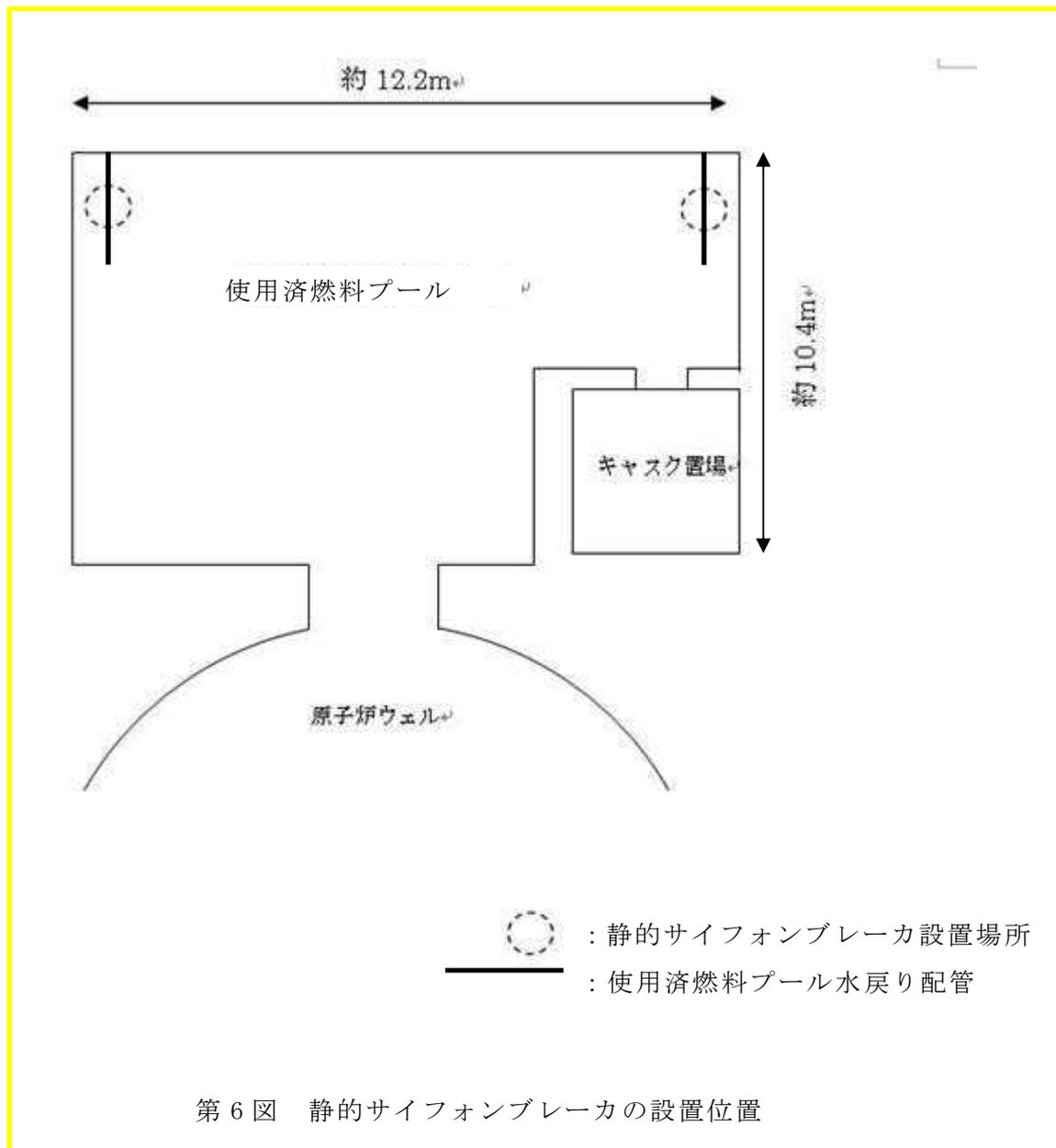
(1) で求めた使用済燃料プールの水遮蔽厚と使用済燃料プール接続配管の位置関係を第 5 図に示す。また、使用済燃料プール水戻り配管に取り付ける、静的サイフォンブレーカ（設置位置は第 6 図に示す。）は、使用済燃料プール両端の 2 本の使用済燃料プール水戻り配管にそれぞれ設置されており、地震、人的要因、異物による閉塞、落下物干渉に対し健全性を有する設計とすることから、配管破断により、静的サイフォンブレーカ開口部まで使用済燃料プール水位が低下すればサイフォン効果を除去することが可能である。

原子炉建屋原子炉棟 6 階における線量率が、基準線量率（10 mSv/h）以下となる水遮蔽厚は、(1) 結果から、通常水位より約 0.86 m 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下端位置で止ま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 0.86 m 下）まで低下するのは事象発生から約 9.8 時間後であり、重大事故等対策として期待している可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）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 0.62 m 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。



第 5 図 使用済燃料プールの水遮蔽厚と接続配管の位置関係



6. 静的サイフォンブレイカの詳細設計方針

使用済燃料プール水戻り配管の静的サイフォンブレイカについては、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 地震による損壊について

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イカを接続し静的サイフォンブレイカも耐震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した。

静的サイフォンブレイカの耐震性確認結果を以下に示す。

なお配管の仕様を第6表、解析条件を第7表に示す。

第6表 配管の仕様（静的サイフォンブレイカ）

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

第7表 解析条件

対象モデル数	耐震条件	建屋 (床レベル)	減衰定数 (%)
2 (2ライン)	Ss8 波, Sd8 波 1. 2ZPA と 3. 6Ci	原子炉建屋 (EL. 46500mm)	2.0

減衰定数は JEAG4601-1987 に基づき保温材が無いこと、レストレント数が4個以上 □個～□個)、配管系の支持間隔は 15 m 以下 (約 □m, 約 □m) であることから 2.0 % とした。

なお耐震評価は、重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補-1984, JEAG4601-1987 及び JEAG4601-1991 追補版に基づき、以下に記載の式にて実施した。

・1次応力

$$S_{prn} = \frac{PD_0}{4t} + \frac{0.75i_1 (M_a + M_b)}{Z}$$

S_{prn} : 1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）

Z : 管の断面係数（mm³）

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）

・ 1 次+2 次応力の変動値

$$S_n = \frac{0.75i_1M_b + i_2M_c}{Z}$$

S_n : 1 次応力と 2 次応力を加えて求めた応力（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*} : 地震動 S_d 又は S_s の慣性力により生じるモーメントの全振幅（N・mm）

M_c : 地震動 S_d 又は S_s 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 1 次応力の説明に定めるところによる。

評価結果及び検討

上記式に従い、静的サイフォンブレイカを評価した結果の最大発生応力値について、以下の第 8 表に示す。

発生応力 < 許容応力となることから、静的サイフォンブレイカの耐震性が問題ないことを確認することができた。

第 8 表 静的サイフォンブレイカ最大応力点まとめ

	1 次応力		1+2 次応力	
	発生応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	発生応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
供用状態 C_s				
供用状態 D_s				

6.2 人的要因による機能阻害について

静的サイフォンブレイカ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を喪失することはない設計とする。また、使用済燃料プールの冷却系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、静的サイフォンブレイカ開口部レベルまで使用済燃料プール水位が低下すればサイフォン効果を除去することができる設計とする。

6.3 異物による閉塞

静的サイフォンブレイカ（内径φ \square mm）は、燃料プール冷却浄化系のろ過脱塩装置及びストレーナ（24/110 mesh：縦約 1.016 mm×横約 0.23 mm）にてろ過された冷却水が流れる位置に設置し、異物による静的サイフォンブレイカの閉塞することはない設計とする。

6.4 落下物干渉による破損

静的サイフォンブレイカは使用済燃料プール水戻り配管から真空破壊弁までの間の水平長 \square cm 程度のわずかな枝管であることから、落下物による影響が発生する可能性は極めて小さい。

なお、静的サイフォンブレイカ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_s 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設計としている。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、仮に静的サイフォンブレイカに変形が生じたとしても完全閉塞に至る変形は生じず、サイフォン効果の除去機能は確保される設計とする。

6.5 通水状況の確認

静的サイフォンブレイカ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/週）を実施し、目視により静的サイフォンブレイカから水が出ていることによる水面の揺らぎ確認で通水状態を確認する。