

2020年7月7日提出版

廃棄物埋設施設における
許可基準規則への適合性について

第十三条 廃棄施設

(1号、2号及び3号廃棄物埋設施設)

2020年7月

日本原燃株式会社

目 次

1. 第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 第十三条及びその解釈	1
2. 評価対象設備	1
3. 許可基準規則への適合のための設計方針	1
4. 許可基準規則への適合性説明	2
(1) 廃棄物埋設施設において発生する放射性廃棄物	2
(2) 放射性廃棄物の発生量及び放射エネルギーの設定	4
(3) 廃棄施設	9
(4) 線量評価	13

添付資料 1 放射性物質を含む排水量及び放射性物質の濃度の算出

添付資料 2 線量評価におけるパラメーター一覧

1. 第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 第十三条及びその解釈

第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則
(廃棄施設) 第十三条 廃棄物埋設施設には、周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、必要に応じて、廃棄物埋設施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する廃棄施設（放射性廃棄物を保管廃棄する施設を除く。）を設けなければならない。 2 廃棄物埋設施設には、十分な容量を有する放射性廃棄物を保管廃棄する施設を設けなければならない。

第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
第13条(廃棄施設) 1 第1項の「周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減」については、平常時に周辺環境に対して放出される放射性物質による公衆の受ける線量が、第8条第1項に規定する「廃棄物埋設施設からの直接ガンマ線及びブスカイシャインガンマ線による事業所周辺の線量」及び第10条第1号及び第2号に規定する「廃棄物埋設地の外への放射性物質」の移行により公衆の受ける線量を含め、法令に定める線量限度を超えないことはもとより、ALARAの考え方の下、実効線量で50マイクロシーベルト/年以下であること。 2 第2項については、放射性廃棄物の保管廃棄施設は、廃棄物埋設施設から発生する放射性廃棄物を保管廃棄する容量が十分であるとともに、放射性物質による汚染の拡大防止を考慮して設計されていること。 3 第1項及び第2項に規定する「保管廃棄する施設」とは、事業規則第2条第1項第2号りに規定する廃気槽、廃液槽及び保管廃棄施設をいう。

2. 評価対象設備

第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「許可基準規則」という。）第十三条の評価対象は、1号廃棄物埋設施設の廃棄施設とし、1号、2号及び3号廃棄物埋設施設で共用することについて検討する。

3. 許可基準規則への適合のための設計方針

1号、2号及び3号廃棄物埋設施設には、通常時において、周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、1号、2号及び3号廃棄物埋設施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する廃棄施設を設ける。

また、1号、2号及び3号廃棄物埋設施設から発生する放射性廃棄物を保管廃棄するために十分な容量を有する保管廃棄施設を設ける。

4. 許可基準規則への適合性説明

許可基準規則第十三条（廃棄施設）への適合性について確認した結果を以下にまとめる。

(1) 廃棄物埋設施設において発生する放射性廃棄物

(i) 廃棄物埋設施設の特徴

1号、2号及び3号廃棄物埋設施設で取り扱う廃棄体は、実用発電用原子炉の運転に伴い発生する放射性廃棄物をセメント系充填材等で容器に固型化したものであり、放射能濃度が低い特徴がある。また、廃棄体の取扱いに当たっては、その容器を開放しないことを踏まえ、1号、2号及び3号廃棄物埋設施設から発生する可能性のある放射性廃棄物を設定する。

なお、操業開始からこれまでの間、放射性廃棄物が発生した実績はない。

(ii) 廃棄物埋設施設において発生する放射性廃棄物

a. 廃棄体の受入れから定置、充填、覆い設置までの間

放射性廃棄物の受入施設は、放射性物質の飛散を防止する設計とすることから、放射性物質が漏えいすることはない。また、廃棄体の検査の過程において、廃棄体に異常が確認された場合、汚染の除去に伴い、固体廃棄物や液体廃棄物が発生する可能性があるものの、多量に発生することは想定されない。

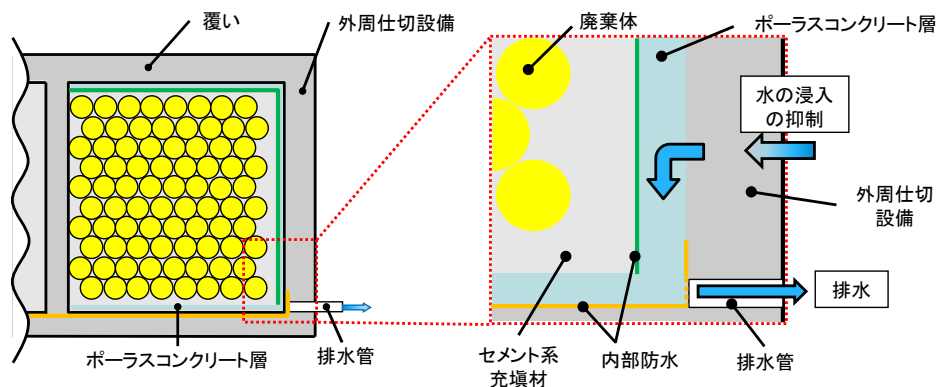
b. 覆い設置から覆土完了までの間

埋設設備は放射性物質の漏出を防止するため、雨水及び地下水と廃棄体との接触を抑制する設計としている。具体的には、第1図に示すように、外周仕切設備等により水の浸入を抑制するとともに、ポーラスコンクリート層を設け、排水するよう設計している。また、ポーラスコンクリート層で排水されずに区画内に水が浸入した場合でも、水と廃棄体との接触を抑制するため、埋設設備内をセメント系充填材で充填している。

1号及び2号埋設設備では、至近5年で1号埋設設備にて最大で $0.6\text{m}^3/\text{y}/1$ 基の排水が認められたが、これまで排水から放射性物質が検出されたことはない。

また、覆土開始からは、周囲の地下水が上昇する可能性があるが、浸入した水が廃棄体へ接触することを防止するために適切に排水する管理を行い、放射性物質を含む排水が発生する可能性を低減する。

ただし、通常時における放射性物質を含む排水の発生を考慮し、廃棄施設を設ける。



*1：内部仕切設備直下の内部防水は、選定された防水材・工法に応じて施工範囲を決定する。

第1図 埋設設備への水の浸入を抑制する設計

c. 覆土完了後から廃止措置の開始までの間

覆土完了後においては、廃棄体の受入れはなく、排水・監視設備も使用しないことから、放射性廃棄物が発生することはない。

(iii) 排水・監視設備からの排水を起因として発生する放射性廃棄物

排水・監視設備からの排水を起因として発生する放射性廃棄物は以下に示すとおりである。

a. 排水・監視設備からの排水状況の監視及び排水の分析

排水・監視設備からの排水は、排水管ごとに採取容器に貯水し、原則として1回/週の頻度で排水状況を監視する。

採取した排水について、含まれる放射性物質の濃度を測定する。測定の結果、放出管理目標値を超える濃度の放射性物質が検出された場合は、放出管理目標値を満足するように液体廃棄物処理設備で処理する。また、分析時には容器の洗浄を行うことから、廃液が発生する。この廃液は、液体廃棄物処理設備で処理する。

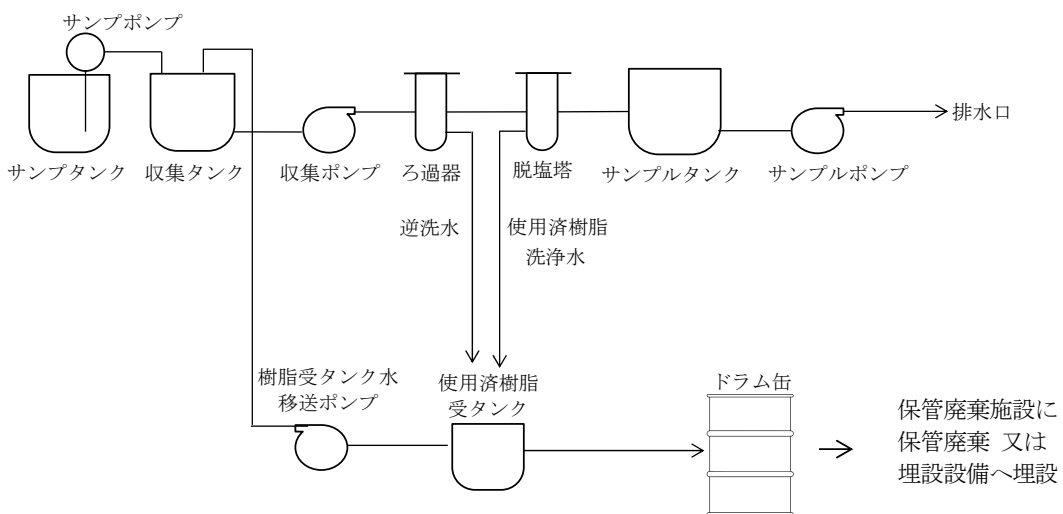
b. 液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理設備

廃液は、サンプルタンクに収集した後、サンプルポンプにより収集タンクへ移送する。その後、収集ポンプにより、ろ過器及び脱塩塔を通して処理した後、サンプルタンクに移送し貯留する。サンプルタンクに貯留した廃液は、水質分析を行い、放出管理目標値を満足していることを確認後、他の一般排水とともに排水口より放出する。

液体廃棄物処理設備のろ過器逆洗水、脱塩塔使用済樹脂及び脱塩塔の洗浄水は、使用済樹脂受タンクに移送し貯留する。使用済樹脂受タンクでは、ろ過器のスラッジ及び使用済樹脂を沈殿させ、上澄水（使用済樹脂受タンクデカント水）は、樹脂受タンク水移送ポンプにより収集タンクに移送し、液体廃棄物として処理する。

使用済樹脂受タンクにおいて沈殿させたスラッジ及び使用済樹脂は、水と分離し、ドラム缶に入れ、セメント固化する。固化が終了したドラム缶は、保管廃棄施設に保管廃棄又は埋設設備に埋設する。

第2図に液体廃棄物及び固体廃棄物処理系統概略図を示す。



第2図 液体廃棄物及び固体廃棄物処理系統概略図

c. 点検・保守作業

液体廃棄物処理設備のろ過器のフィルタモジュール、換気空調設備のフィルタの取替を行うことにより、ろ過器のフィルタモジュール、換気空調設備のフィルタが固体廃棄物として発生する。また、点検・保守作業に伴い、手洗い水等の雑廃液、ウエス、ゴム手袋等の雑固体廃棄物が発生する。

d. 気中への移行

排水の分析作業等において、放射性物質が空気に移行することにより気体廃棄物が発生する。

(2) 放射性廃棄物の発生量及び放射エネルギーの設定

(i) 放射性物質を含む排水量及び放射性物質の濃度

埋設設備は雨水及び地下水と廃棄体の接触を抑制し、放射性物質の漏出を防止する設計としており、排水・監視設備からの排水に放射性物質が含まれる可能性は低く、これまで放射性物質が検出されたことはない。

ここでは、放射性廃棄物の発生量及び放射エネルギーの設定のため、各埋設設備の排水管のうち 1 箇所からの排水管からの排水に放射性物質が含まれるものとして、放射性物質を含む排水量を、埋設設備の覆い、側壁、底版の各面よりポーラスコンクリート層へ浸入する水量より設定した。また、排水中の放射性物質の濃度は「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（以下「線量告示」という。）に示される周辺監視区域外の水中の濃度限度を基に設定した。放射性物質を含む排水量及び放射性物質の濃度を第 1 表に示す。また、これらの算出について添付資料 1 に示す。

なお、放射性物質を含む排水量の設定値は至近 5 年で観測された埋設設備 1 基の排水量の最大値 ($0.6\text{m}^3/\text{y} \div 365 \text{日} \div 2 \text{箇所} \approx 0.8\text{L}$) を包含するとともに、放射性物質の濃度についても包含する設定となっている。

第 1 表 放射性物質を含む排水量及び放射性物質の濃度

埋設設備	放射性物質を含む排水の 1 日当たりの排水量	放射性物質の濃度
3 号埋設設備	13.7L	H-3 : 6.7 Bq/cm ³ H-3 以外 : 2.7 Bq/cm ³
1 号埋設設備	2.4L	
2 号埋設設備	4.3L	
合計	20.4L ^{*1}	

*1: $20.4\text{L}/\text{d} \times 365\text{d} = 7446\text{L}/\text{y} \approx 8\text{m}^3/\text{y}$

(ii) 年間当たりの放射性廃棄物の発生量

a. 前提条件

放射性廃棄物の発生量の算出のための前提条件を第 2 表に示す。

<排水分析の頻度>

排水・監視設備の排水管 1 箇所からの排水量は、3 号埋設設備 : 13.7L/日、1 号埋設設備 :

2. 4L/日、2号埋設設備：4. 3L/日とした。1週間当たりの排水量は、3号埋設設備：約96L/週、1号埋設設備：約17L/週、2号埋設設備：約30L/週となり、20Lの容器での排水の回収を前提とすると、排水分析の頻度は3号埋設設備では7回/週、1号埋設設備では1回/週、2号埋設設備では2回/週となる。また、排水分析の際の洗浄水は1回当たり10L使用すると想定する。

<液体廃棄物処理設備の樹脂等の取替頻度>

液体廃棄物処理設備の脱塩塔樹脂、ろ過器フィルタモジュールの取替は50m³の液体廃棄物を処理した際に必要となるが、1回/年での取替とする。また、換気空調設備のフィルタは1回/6年での取替とする。

<点検・保守に伴い発生する放射性廃棄物>

排水分析や液体廃棄物処理設備及び換気空調設備等の点検・保守に伴い発生する雑廃液については1人当たり10L、雑固体廃棄物については1人当たり0.2kg発生すると想定し、入域延べ人数に応じた量が発生するとする。

<入域延べ人数>

第3表に入域延べ人数の算出結果を示す。入域延べ人数は600人/年とする。

第2表 放射性廃棄物発生量の算出のための前提条件

項目	数量	備考
排水分析	10回/週	3号:7回/週、1号:1回/週、 2号:2回/週
洗浄水	10L/回	
使用済樹脂受タンクデカント水	2m ³ /年	50m ³ 処理で発生する量
脱塩塔樹脂の取替	1回/年	<ul style="list-style-type: none"> ・脱塩塔樹脂：63.4kg(dry) ・ろ過器フィルタモジュール
ろ過器フィルタモジュールの取替	1回/年	
換気空調設備フィルタの取替	1回/6年	フィルタ重量216kg
雑廃液	10L×入域延べ人数	
雑固体廃棄物	0.2kg×入域延べ人数	

第3表 入域延べ人数の算出結果

項目	数量	入域延べ人数	備考
排水分析	1人/回	520人/年	1人/回×10回/週×52週/年
脱塩塔樹脂の取替・処理 (セメント固化含む)	3日×5人/回	15人/年	3日×5人/回×1回/年
ろ過器フィルタモジュールの 取替	3日×5人/回	15人/年	3日×5人/回×1回/年
換気空調設備フィルタの取替	3日×5人/回	3人/年	3日×5人/回×1回/6年
合計		553人/年	600人/年とする

b. 液体廃棄物の年間発生量

液体廃棄物として発生するものは、排水・監視設備からの排水、洗浄水、使用済樹脂受タンクデカント水、雑廃液である。a. の前提条件にて、液体廃棄物の年間発生量を第 4 表のとおり算出すると 22m³となる。

第 4 表 液体廃棄物の年間発生量

項目		年間発生量 (m ³)	備考
液-1	排水・監視設備からの排水	8	20.4L×365日
液-2	洗浄水	6	10回/週×52週×10L
液-3	使用済樹脂受タンクデカント水	2	
液-4	雑廃液	6	10L×入域延べ人数 600人
合計		22	

c. 固体廃棄物の年間発生量

固体廃棄物として発生するものは、使用済樹脂、ろ過器フィルタモジュール、換気空調設備フィルタ、雑固体廃棄物である。a. の前提条件にて、固体廃棄物の年間発生量を第 5 表のとおり算出すると 200L ドラム缶 7 本となる。

固体廃棄物のうち、使用済樹脂をセメントで固化した 4 本は埋設設備に埋設又は保管廃棄施設に保管廃棄し、その他の 3 本は保管廃棄施設に保管廃棄する。

第 5 表 固体廃棄物の年間発生量

項目	処理	年間発生量		備考	
		発生量	200L ドラム缶		
固-1	使用済樹脂	セメント 固化	63.4kg(dry)	4本	ドラム缶 1 本当たりに充填可能な量は 17kg(dry)
固-2	ろ過器フィルタモジュール	ドラム缶 封入	3モジュール	0.3本	ドラム缶 1 本当たりに封入可能な量は 10モジュール
固-3	換気空調設備 フィルタ	ドラム缶 封入	36kg	1.2本	216kg÷6年=36kg ドラム缶 1 本当たりに封入可能な量は 30kg
固-4	雑固体廃棄物	ドラム缶 封入	120kg	1.5本	0.2kg×入域延べ人数 600人 ドラム缶 1 本当たりに封入可能な量は 80kg
合計				7本	

d. その他の固体廃棄物

廃棄物埋施設ではこれまで液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理設備を使用した実績はない。一方、今後、これらの設備を使用した際には、機器の交換に伴って、タンク類、ポンプ類、配管類等の比較的大型の放射性廃棄物が発生する可能性がある。これらの固体廃棄物は切断等を行い、容器に収納した後、保管廃棄施設にて保管廃棄する予定であるが、一部容器に収納不可能なものが発生する可能性があり、これらは、難燃性シートの二重包装等により放射性物質が飛散しない状態とし、保管廃棄する。

(iii) 放射エネルギーの設定

a. 気体廃棄物に含まれる放射エネルギーの設定

気体廃棄物は、排水・監視設備から回収する排水の分析作業における空気への移行によるものが主であり、空气中に移行する放射性物質の割合を以下のとおり設定する。

空气中に移行する放射性物質の割合 = 飛散率 × 状態係数 × 取扱係数

ここで、状態係数は粉末状(×10)、液状(×1)、塊状(×0.1)のうち液状とし、取扱係数は加熱(×100)、化学反応等(×10)、一般的操作(×1)、静置(×0.1)のうち一般的操作の値とした。

換気空調設備のフィルタによる除染を見込まないものとし、第6表のとおり気体廃棄物の年間推定最大放出放射エネルギーを設定する。

なお、合計の放射エネルギーは切り上げて設定する。

第6表 気体廃棄物の年間推定最大放出放射エネルギー

項目	核種	放射能濃度 (Bq/m ³)	排水発生量 (m ³)	飛散率*1	状態 係数*1	取扱 係数*1	放射エネルギー (Bq)
気中への移行	H-3	6.7×10 ⁶	8	1×10 ⁻³	1	1	5.4×10 ⁴
	H-3 以外	2.7×10 ⁶		1×10 ⁻⁴	1	1	2.2×10 ³

*1:放射性物質の種々の取扱条件での飛散率の概算法 (高田茂ほか、日本アイソトープ協会、1983)

合計	核種	放射エネルギー (Bq)
	H-3	6×10 ⁴
	H-3 以外	3×10 ³

b. 液体廃棄物に含まれる放射エネルギーの設定

1号、2号及び3号廃棄物埋施設で発生する液体廃棄物は液体廃棄物処理設備で処理した後放出するが、液体廃棄物処理系での除染を見込まないものとし、第7表に示すとおり液体廃棄物の年間推定最大放出放射エネルギーを設定する。

ここで、洗浄水に放射性物質は含まれず、使用済樹脂受タンクデカント水及び雑廃液は、機器等に付着した放射性物質が移行することを想定し設定する。

なお、合計の放射エネルギーは切り上げて設定する。

第7表 液体廃棄物の年間推定最大放出放射能

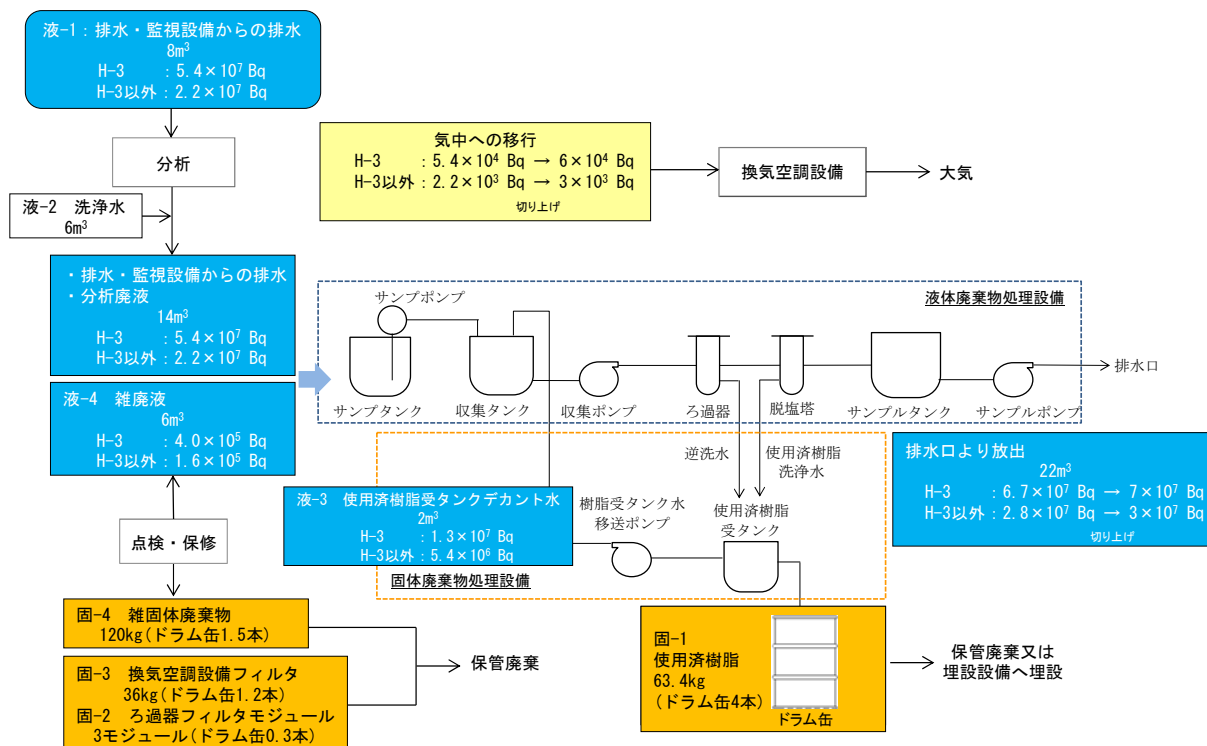
項目		核種	放射能濃度の設定方法	放射能濃度 (Bq/m ³)	発生量 (m ³)	放射能 (Bq)
液-1	排水・監視設備からの排水	H-3	排水の放射能濃度	6.7×10^6	8	5.4×10^7
		H-3 以外	相当	2.7×10^6		2.2×10^7
液-2	洗浄水	H-3	-	0	6	0
		H-3 以外		0		0
液-3	使用済樹脂受タンクデカント水	H-3	排水の放射能濃度	6.7×10^6	2	1.3×10^7
		H-3 以外	相当	2.7×10^6		5.4×10^6
液-4	雑廃液	H-3	混入率 1% ^{*1}	6.7×10^4	6	4.0×10^5
		H-3 以外		2.7×10^4		1.6×10^5
合計放射能		H-3	-	-	22	6.7×10^7
		H-3 以外	-	-		2.8×10^7

*1: 排気・排水に係る放射性同位元素濃度管理ガイドライン ((社)日本医学放射線学会ほか、2001)

合計	核種	放射能 (Bq)
	H-3	7×10^7
	H-3 以外	3×10^7

(iv) まとめ

年間当たりの放射性廃棄物の発生量及び放射能の設定を第3図に示す。



第3図 年間当たりの放射性廃棄物の発生量及び放射能の設定

(3) 廃棄施設

(i) 気体廃棄物の廃棄施設

1号、2号及び3号廃棄物埋設施設において発生すると想定される気体廃棄物は、排水・監視設備から回収する排水の分析等の作業において発生する廃棄物である。

1号、2号及び3号廃棄物埋設施設で取り扱う廃棄物は、放射能濃度が低い特徴があり、排水・監視設備から回収する排水中に含まれる放射性物質の濃度は低いものと想定される。また、「(2) (iii) a. 気体廃棄物に含まれる放射エネルギーの設定」に示すように、分析等の作業に伴って空気に移行する放射性物質の割合は $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-4}$ と十分小さく、気体廃棄物の年間推定最大放出放射エネルギーは、H-3 について $6 \times 10^4 \text{Bq}$ 、H-3 以外について $3 \times 10^3 \text{Bq}$ と見積もっている。ここで、年間推定最大放出放射エネルギーを換気空調設備の交換空気量（約 $1 \times 10^{12} \text{cm}^3/3$ ヶ月）で除することにより求めた空気中の放射性物質の濃度は、周辺監視区域外における空気中の濃度限度を大きく下回り（例えばH-3については、濃度限度に対して約 1×10^{-6} 倍）、空気中の濃度限度を超えることは想定されず、気体廃棄物の廃棄施設は設置しないことから、「廃棄物埋設事業変更許可申請書」（平成10年10月8日付け、10安(廃規)第49号をもって事業変更許可）（以下「既許可申請書」という。）からの変更はない。

なお、操業中は、換気空調設備の排気口において、排気中の放射性物質濃度が「線量告示」に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を十分下回ることを確認する。

(ii) 液体廃棄物の廃棄施設（既設共用）

a. 構造

1号、2号及び3号廃棄物埋設施設において発生すると想定される液体廃棄物は、排水・監視設備からの排水及び排水の分析において付随的に発生する廃液並びに設備・機器の点検、保守により発生する廃液である。これらは必要に応じてろ過等の処理を行った後、放射性物質の濃度が周辺監視区域外の水中の濃度限度を十分下回ることを確認して、事業所外へ放出できる構造とする。

b. 主要な設備及び機器

主要な設備及び機器の種類並びに設置場所は、第8表のとおりである。

第8表 主要な設備及び機器の種類並びに設置場所（液体廃棄物処理設備）

設備	主要な機器	設置場所
液体廃棄物処理設備	<ul style="list-style-type: none"> ・収集タンク 1基(容量 3m^3) ・ろ過装置 一式(能力 $1\text{m}^3/\text{h}$) <li style="padding-left: 20px;">ろ過器 (中空糸膜式) <li style="padding-left: 20px;">脱塩塔 ・サンプルタンク 1基(容量 3m^3) 	低レベル廃棄物管理建屋

これらにより周辺環境へ放出する液体廃棄物の放射性物質の濃度を適切に低減する。また、配管等は漏えいし難い構造としているが、液体廃棄物の外部への万一の漏出を防止するため、液体廃棄物処理設備を設置する区画等に堰を設ける等（床及び壁の一部を樹脂塗装とする、ドレン配管を設ける）必要な対策を講ずる。

c. 廃棄物の処理能力

液体廃棄物処理設備の処理能力は、3時間で1バッチ、 3m^3 とする。

なお、1号、2号及び3号廃棄物埋設施設において発生すると想定される液体廃棄物の量は、液体廃棄物処理設備の処理能力に対して十分小さいことから廃液槽は設置しない。

d. 排水口の位置

排水口の位置は、低レベル廃棄物管理建屋（以下「管理建屋」という。）南側約1kmの尾駸沼に接する地点とする。

e. 許可基準規則への適合性について

1号、2号及び3号廃棄物埋設施設には液体廃棄物の廃棄施設として、1号、2号及び3号廃棄物埋設施設において発生する液体廃棄物について、ろ過等の処理を行い、周辺監視区域境界における水中の濃度を十分に低減できる能力を有する液体廃棄物処理設備を設ける。

1号、2号及び3号廃棄物埋設施設において発生すると想定される液体廃棄物は、排水・監視設備からの排水及び排水の分析において付随的に発生する廃液並びに設備・機器の点検、保守により発生する廃液であり、第2表及び第3表の条件で算出した年間推定最大発生量は第4表に示すとおり 22m^3 である。

なお、ここでは、1週間当たり1回の処理を想定する。

排水・監視設備からの排水は、保守的な前提で評価した1日当たりの最大排水量 0.02m^3 が毎日発生すると想定し、1週間当たりでは 0.14m^3 となる。

排水の分析において付随的に発生する廃液には、排水分析の際の洗浄水及び排水分析の作業に伴って発生する雑廃液がある。それぞれの発生量は1週間当たりで 0.1m^3 ずつと想定し合計で 0.2m^3 となる。

設備・機器の点検、保守により発生する廃液には脱塩塔樹脂の取替・処理及びろ過器フィルタモジュールの取替に伴って発生する雑廃液、使用済樹脂受タンクデカント水、換気空調設備フィルタの取替に伴って発生する雑廃液がある。1年に1回の頻度で実施する脱塩塔樹脂の取替・処理及びろ過器フィルタモジュールの取替に伴って発生する雑廃液の発生量は、3日間の作業に伴って発生する雑廃液の量をそれぞれ 0.15m^3 ずつと想定し、合計で 0.3m^3 となる。これにあわせて、使用済樹脂受タンクデカント水 2m^3 が発生する。また、6年に1回の頻度で実施する換気空調設備フィルタの取替を同時に実施することを想定すると、3日間の作業に伴って発生する雑廃液の発生量は 0.15m^3 となり、設備・機器の点検、保守により発生する廃液の発生量は 2.45m^3 となる。

以上から、1週間当たりにおいて、連続的に発生すると想定される排水・監視設備からの排水 (0.14m^3) 及び排水の分析において付随的に発生する廃液 (0.2m^3) と1年に1回程度発生すると想定される設備・機器の点検、保守により発生する廃液 (2.45m^3) が、同時に発生する場合は液体廃棄物の最大の発生量 (約 2.8m^3) となるが、発生量は収集タンクの容量である 3m^3 以下であること、液体廃棄物処理設備の処理能力は1日当たり3時間で1バッチ 3m^3 であることから、十分な処理能力を有する。

以上から、液体廃棄物の廃棄施設は既許可申請書からの変更はなく、1号廃棄物埋設施設の廃棄施設について1号、2号及び3号廃棄物埋設施設共用とする。

(iii) 固体廃棄物の廃棄施設（既設共用）

a. 構造

1号、2号及び3号廃棄物埋設施設において発生する可能性がある固体廃棄物は、液体廃棄物処理設備の脱塩塔から発生する使用済樹脂及び液体廃棄物処理設備のろ過器の逆洗により発生するスラッジ並びに1号、2号及び3号廃棄物埋設施設の操業に伴う作業及び設備・機器の点検、保守により発生する固体状の廃棄物である。固体廃棄物処理設備は、液体廃棄物処理設備から発生する使用済樹脂等をドラム缶にセメントで固型化できる構造とする。

また、作業等に伴って発生する固体状の廃棄物をドラム缶に詰めた後、管理建屋内に保管廃棄できる構造とする。保管廃棄施設の配置図を第4図に示す。

b. 主要な設備及び機器の種類

主要な設備及び機器の種類並びに設置場所は、第9表のとおりである。

第9表 主要な設備及び機器の種類並びに設置場所（固体廃棄物処理設備）

設備	主要な機器	設置場所
固体廃棄物処理設備	・ 使用済樹脂受タンク 1基(容量 2m ³) ・ 固化装置（インドラムミキサ等） 一式（能力 3h/バッチ）	低レベル廃棄物管理建屋

c. 廃棄物の処理能力

固体廃棄物処理設備は、液体廃棄物処理設備で発生する使用済樹脂等をドラム缶に固型化するのに十分対処できるものとする。

d. 保管廃棄施設の最大保管廃棄能力

最大保管廃棄能力は、200Lドラム缶80本である。

e. その他

1号、2号及び3号廃棄物埋設施設の操業に伴う作業及び設備・機器の点検、保守により発生する固体廃棄物のうち、ドラム缶の容器に収納可能なものは、放射性物質が飛散しないように、可燃性及び不燃性の廃棄物に区別して難燃性の袋等に梱包し、鋼製のドラム缶の容器に封入する。ドラム缶の容器は4本入りのボックスパレットに入れ、4本×10区画×2段で保管廃棄する。

ドラム缶の容器に収納不可能な大型のものは、必要に応じて切断等を行い、難燃性シートの二重包装等により放射性物質が飛散しない状態とし、保管廃棄する。

f. 許可基準規則への適合性について

1号、2号及び3号廃棄物埋設施設には固体廃棄物の廃棄施設として、液体廃棄物処理設備で発生する使用済樹脂等をドラム缶に固型化するのに十分対処できる処理能力を有する固体廃棄物処理設備を設ける。また、1号、2号及び3号廃棄物埋設施設で発生する固体廃棄物を保管廃棄する保管廃棄施設を設ける。

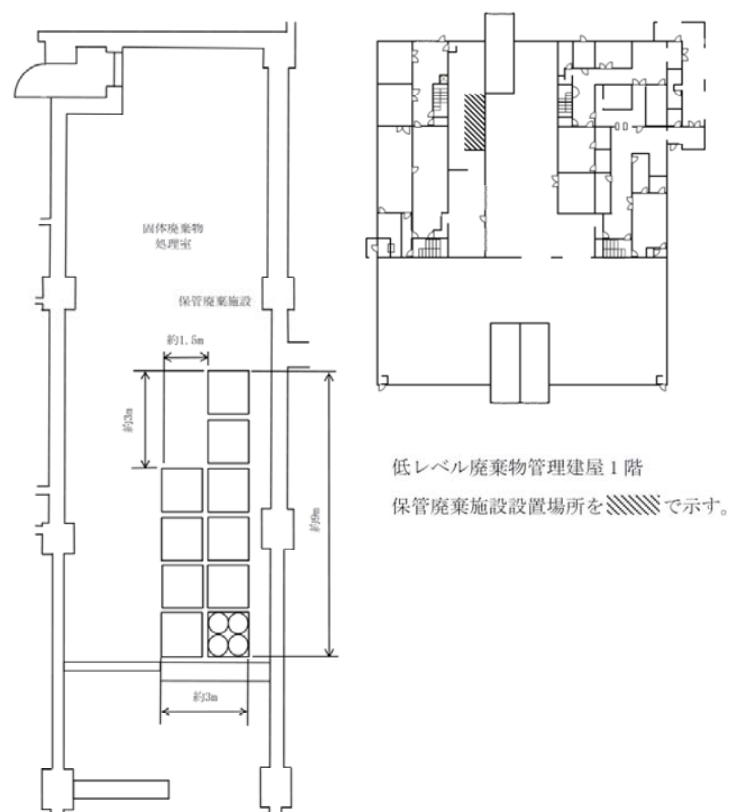
1号、2号及び3号廃棄物埋設施設において発生すると想定される固体廃棄物は、液体廃棄物処理設備の脱塩塔から発生する使用済樹脂及び液体廃棄物処理設備のろ過器の逆洗により発生するスラッジ並びに1号、2号及び3号廃棄物埋設施設の操業に伴う作業及び設備・機器の点検、保守により発生する固体状の廃棄物であり、これらの年間推定最大発生量は200L

ドラム缶換算で約7本である。保管廃棄施設の最大保管廃棄能力は200Lドラム缶80本であり、十分な容量を有する。

なお、2019年度末時点での保管廃棄数量は0本である。

保管廃棄施設で保管廃棄する放射性廃棄物は固体廃棄物のみであり、放射性物質の流出による汚染拡大のおそれはない。また、固体廃棄物のうち、使用済樹脂等はドラム缶に固型化すること、1号、2号及び3号廃棄物埋設施設の操業に伴う作業及び設備・機器の点検、保守により発生する固体廃棄物は放射性物質が飛散しない状態として保管廃棄することから、放射性物質の飛散による汚染の拡大のおそれはない。

以上から、固体廃棄物の廃棄施設は既許可申請書からの変更はなく、1号廃棄物埋設施設の廃棄施設について1号、2号及び3号廃棄物埋設施設共用とする。



第4図 保管廃棄施設の配置図

(4) 線量評価

平常時における1号、2号及び3号廃棄物埋設施設から環境への放射性物質の放出については、第6表及び第7表に示した気体廃棄物及び液体廃棄物の放出を対象とし、公衆の受ける線量の評価を行う。また、線量評価に使用したパラメータを添付資料2に示す。

(i) 気体廃棄物の放出による線量評価

a. 評価条件

換気空調設備から放出する気体廃棄物中の放射性物質が大気中を移行し、それを吸入摂取することによる内部被ばくは、敷地境界外に居住する人を対象として、(1)式を用いて評価する。

なお、気体廃棄物の大気放出に関連したその他の線量評価シナリオの線量は、いずれも吸入摂取と同等又は十分に小さく、気体廃棄物の放出量も小さいことから吸入摂取で評価する。

$$D_{inh} = \sum_i \{Q(i) \cdot (\chi/Q) \cdot I_{inh} \cdot DCF_{inh}(i)\} \quad (1)$$

D_{inh} : 吸入摂取による線量(Sv/y)

$Q(i)$: 換気空調設備から放出する気体廃棄物中の核種 i の量(Bq/y)

χ/Q : 相対濃度(h/m³)

I_{inh} : 呼吸率(m³/h)

$DCF_{inh}(i)$: 核種 i の吸入摂取による線量換算係数(Sv/Bq)

b. 評価結果

公衆の受ける線量は、約 $3.5 \times 10^{-6} \mu$ Sv/y となる。

(ii) 液体廃棄物の放出による線量評価

a. 評価条件

排水口から放出する液体廃棄物中の放射性物質が移行する尾駁沼の水産物の摂取による内部被ばくは、食生活が標準的である人で、尾駁沼の水産物を摂取する人を対象として、(2)式を用いて評価する。

$$D_{aq}(p, t) = \sum_i \left(\sum_m \{C_s(i) \cdot CF_{aq}(i, m) \cdot M_{aq}(m) \cdot f_{aq}(p, m) \cdot DCF_{ing}(i)\} \right) \quad (2)$$

$D_{aq}(p, t)$: 尾駁沼水中の水産物の摂取による線量(Sv/y)

$C_s(i)$: 尾駁沼水中の核種 i の濃度(Bq/m³)

$CF_{aq}(i, m)$: 水産物 m における核種 i の濃縮係数(m³/kg)

$M_{aq}(m)$: 水産物 m の摂取量(kg/y)

$f_{aq}(p, m)$: 被ばく者 p の水産物 m の市場希釈係数(-) ; 1とした。

$DCF_{ing}(i)$: 核種 i の経口摂取による線量換算係数(Sv/Bq)

$$C_s(i) = \frac{F(i)}{Q_{s0}} \quad (3)$$

$F(i)$: 放出する液体廃棄物中の核種 i の量(Bq/y)

Q_{s0} : 尾駁沼の交換水量(m³/y)

b. 評価結果

公衆の受ける線量は、約 $1.7 \times 10^{-2} \mu\text{Sv/y}$ となる。

(iii) 線量評価のまとめ

埋設する放射性廃棄物の受入れの開始から覆土完了までの間において考慮するシナリオについて、周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の放射性物質の放出により公衆の受ける線量は約 $3.5 \times 10^{-6} \mu\text{Sv/y}$ 、周辺監視区域の境界における放射性物質の放出により公衆の受ける線量は約 $1.7 \times 10^{-2} \mu\text{Sv/y}$ となる。また、廃棄物埋設施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線により公衆の受ける線量（第八条で評価）は約 $26 \mu\text{Sv/y}$ である。

この期間は、埋設設備により放射性物質の漏出を防止する機能を有することから、廃棄物埋設地の外への放射性物質の移行（第十条で評価）は発生しない。

覆土完了から廃止措置の開始までの間において考慮するシナリオについて、周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の放射性物質の放出により公衆の受ける線量は約 $3.5 \times 10^{-6} \mu\text{Sv/y}$ 、周辺監視区域の境界における放射性物質の放出により公衆の受ける線量は約 $1.7 \times 10^{-2} \mu\text{Sv/y}$ となる。また、廃棄物埋設地の外への放射性物質の移行により公衆の受ける線量は約 $3.8 \mu\text{Sv/y}$ となる。

なお、この期間については、覆土完了後に廃棄施設等を供用することを想定し、周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の放射性物質の放出により公衆の受ける線量及び周辺監視区域の境界における放射性物質の放出により公衆の受ける線量を足しあわせる。

この期間は十分な厚さの覆土があるため、周辺監視区域の廃止後に敷地内へ立ち入る人の外部被ばく線量影響は無視できる。

以上から、埋設する放射性廃棄物の受入れの開始から覆土完了までの間において公衆の受ける線量は約 $26 \mu\text{Sv/y}$ 、覆土完了から廃止措置の開始までの間において公衆の受ける線量は約 $3.8 \mu\text{Sv/y}$ となり、平常時において実効線量で $50 \mu\text{Sv/y}$ 以下を達成できる設計となっている。

放射性物質を含む排水量及び
放射性物質の濃度の算出

目 次

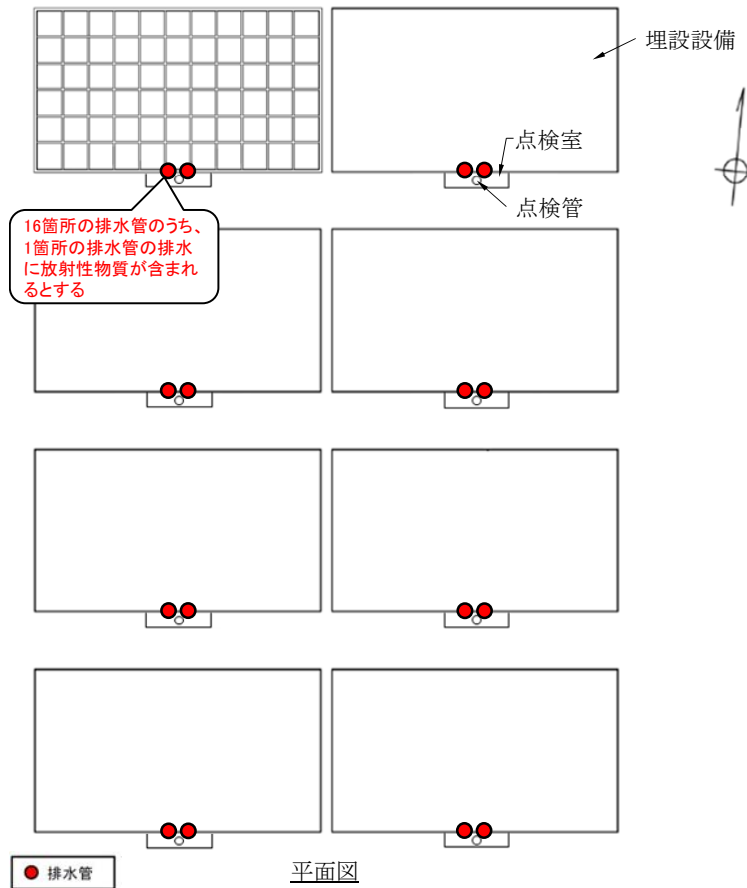
1. はじめに	1
2. 排水・監視設備からの排水量の設定	2
(1) 前提条件	2
(2) 排水・監視設備からの排水量の算出	2
3. 排水中の放射能濃度の設定	6

1. はじめに

埋設設備は雨水及び地下水と廃棄体の接触を抑制し、放射性物質の漏出を防止する設計としており、排水・監視設備からの排水に放射性物質が含まれる可能性は低く、これまで放射性物質が検出されたことはない。

ただし、通常時において放射性物質を含む排水の発生を考慮し、以下を仮定して、放射性物質を含む排水量及び排水中の放射性物質の濃度の設定を行う。

埋設設備に定置した廃棄体からの放射性物質の流出は、埋設設備 1 基の 1 区画から発生することを想定する。ここで、埋設設備のポーラスコンクリート層は内部で分割しており、どのエリアからの排水かを特定できるように設計していることから、第 1 図に示すように埋設設備の排水管のうち 1 箇所からの排水に放射性物質が含まれるものとして、その排水量と排水中の放射性物質の濃度を設定する。



第 1 図 排水・監視設備及び排水管の設置箇所 (3 号埋設設備の例)

2. 排水・監視設備からの排水量の設定

(1) 前提条件

廃棄施設の設計として、3号埋設設備の排水量の算出のため、1号及び2号埋設設備の申請時における年間想定排水量の考え方と同様に、以下の前提条件により排水・監視設備からの排水量を算出する。

- ・排水量の評価として、覆土完了時の地下水位が高い位置の状態を仮定する。
- ・難透水性覆土の寄与を見込むことで埋設設備内の浸入水量は少なくなることから、難透水性覆土の寄与は見込まずに、コンクリートの透水係数により、埋設設備内に水が流入することを想定し、動水勾配は、コンクリートピット外部表面と内部表面（水圧 0）の差から算出する。

(2) 排水・監視設備からの排水量の算出

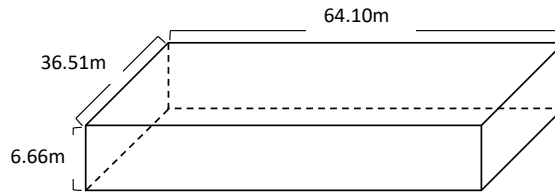
埋設設備内のポーラスコンクリート層からの排水量（=ポーラスコンクリート層への浸入水量）の計算は以下の式により行う。

$$Q = K \times i \times S$$

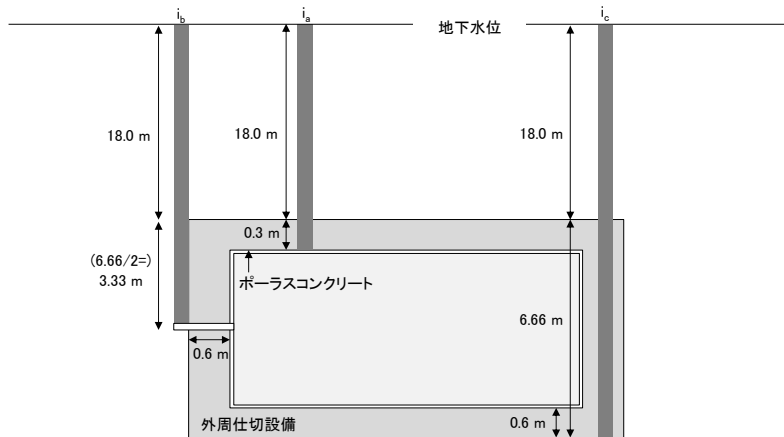
ここで、 Q は浸入水量(m^3/s)、 K はコンクリートの透水係数(m/s)、 i は動水勾配(-)、 S は浸入する水が通過する面積(m^2)である。

(i) 3号埋設設備

第2図及び第3図に従い3号埋設設備の浸入水量を求める。



第2図 3号埋設設備の外寸法



第3図 動水勾配の考え方 (3号埋設設備)

a. 覆いからの浸入水量

$$K_{a3} = 1.0 \times 10^{-12} \text{ m/s}$$

$$i_{a3} = (\text{外部の水頭} - \text{内部の水頭}) / (\text{通過距離}) = (18.0 + 0.3 - 0) / 0.3 = 61.0$$

$$S_{a3} = 36.51 \times 64.10 = 2.34 \times 10^3 \text{ m}^2$$

したがって、覆いからの浸入水量 Q_{a3} は、

$$Q_{a3} = K_{a3} \times i_{a3} \times S_{a3} = 1.0 \times 10^{-12} \times 61.0 \times 2.34 \times 10^3 = 1.43 \times 10^{-7} \text{ m}^3/\text{s}/\text{基}$$

b. 側壁からの浸入水量

$$K_{b3} = 1.0 \times 10^{-12} \text{ m/s}$$

$$i_{b3} = (\text{側壁の中央に働く水頭} - \text{内部の水頭}) / (\text{通過距離}) = (18.0 + 6.66/2 - 0) / 0.6 = 35.6$$

$$S_{b3} = (36.51 + 64.10) \times 6.66 \times 2 = 1.34 \times 10^3 \text{ m}^2$$

したがって、側壁からの浸入水量 Q_{b3} は、

$$Q_{b3} = K_{b3} \times i_{b3} \times S_{b3} = 1.0 \times 10^{-12} \times 35.6 \times 1.34 \times 10^3 = 4.77 \times 10^{-8} \text{ m}^3/\text{s}/\text{基}$$

c. 底版からの浸入水量

$$K_{c3} = 1.0 \times 10^{-12} \text{ m/s}$$

$$i_{c3} = (\text{底版の下面に働く水頭} - \text{内部の水頭}) / (\text{通過距離}) = (18.0 + 6.66 - 0) / 0.6 = 41.1$$

$$S_{c3} = 36.51 \times 64.10 = 2.34 \times 10^3 \text{ m}^2$$

したがって、底版からの浸入水量 Q_{c3} は、

$$Q_{c3} = K_{c3} \times i_{c3} \times S_{c3} = 1.0 \times 10^{-12} \times 41.1 \times 2.34 \times 10^3 = 9.62 \times 10^{-8} \text{ m}^3/\text{s}/\text{基}$$

d. 埋設設備 1 基の年間浸入水量

$$Q_3 = Q_{a3} + Q_{b3} + Q_{c3}$$

$$= 1.43 \times 10^{-7} + 4.77 \times 10^{-8} + 9.62 \times 10^{-8} = 2.87 \times 10^{-7} \text{ m}^3/\text{s}/\text{基} = 9.05 \text{ m}^3/\text{y}/\text{基}$$

e. 排水・監視設備 1 箇所からの 1 日当たりの排水量

3 号埋設設備は 8 基あるため、

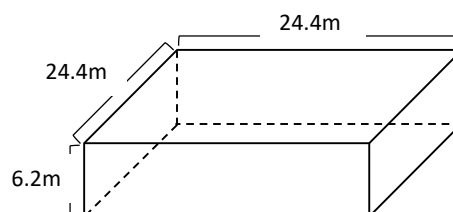
$$9.05 \text{ m}^3/\text{y}/\text{基} \times 8 \text{ 基} \doteq 80 \text{ m}^3/\text{y}$$

排水・監視設備の排水管は埋設設備 1 基当たり 2 箇所、8 基で 16 箇所あるため、排水・監視設備の排水管 1 箇所からの 1 日当たりの排水量は以下のとおりとなる。

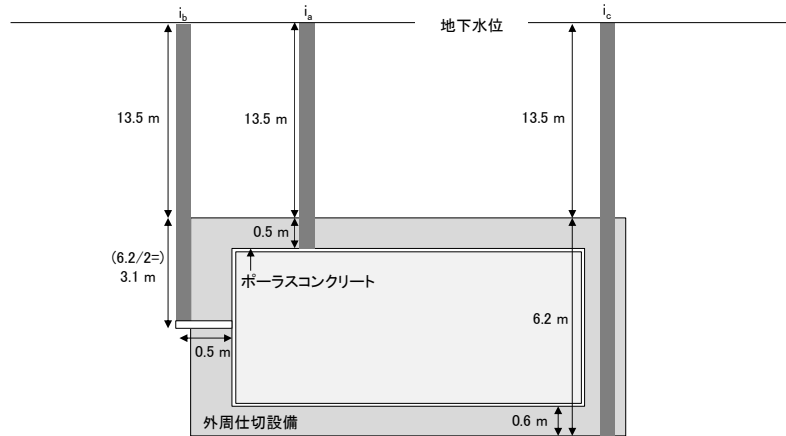
$$80 \text{ m}^3/\text{y} \div 16 \text{ 箇所} \div 365 \text{ d} = 13.7 \text{ L/d}$$

(ii) 1 号埋設設備

第 4 図及び第 5 図に従い 1 号埋設設備の浸入水量を求める。



第 4 図 1 号埋設設備の外寸法



第5図 動水勾配の考え方 (1号埋設設備)

a. 覆いからの浸入水量

$$K_{a1} = 1.0 \times 10^{-12} \text{ m/s}$$

$$i_{a1} = (\text{外部の水頭} - \text{内部の水頭}) / (\text{通過距離}) = (13.5 + 0.5 - 0) / 0.5 = 28.0$$

$$S_{a1} = 24.4 \times 24.4 = 5.95 \times 10^2 \text{ m}^2$$

したがって、覆いからの浸入水量 Q_{a1} は、

$$Q_{a1} = K_{a1} \times i_{a1} \times S_{a1} = 1.0 \times 10^{-12} \times 28.0 \times 5.95 \times 10^2 = 1.67 \times 10^{-8} \text{ m}^3/\text{s}/\text{基}$$

b. 側壁からの浸入水量

$$K_{b1} = 1.0 \times 10^{-12} \text{ m/s}$$

$$i_{b1} = (\text{側壁の中央に働く水頭} - \text{内部の水頭}) / (\text{通過距離}) = (13.5 + 6.2/2 - 0) / 0.5 = 33.2$$

$$S_{b1} = 24.4 \times 6.2 \times 4 = 6.05 \times 10^2 \text{ m}^2$$

したがって、側壁からの浸入水量 Q_{b1} は、

$$Q_{b1} = K_{b1} \times i_{b1} \times S_{b1} = 1.0 \times 10^{-12} \times 33.2 \times 6.05 \times 10^2 = 2.01 \times 10^{-8} \text{ m}^3/\text{s}/\text{基}$$

c. 底版からの浸入水量

$$K_{c1} = 1.0 \times 10^{-12} \text{ m/s}$$

$$i_{c1} = (\text{底版の下面に働く水頭} - \text{内部の水頭}) / (\text{通過距離}) = (13.5 + 6.2 - 0) / 0.6 = 32.8$$

$$S_{c1} = 24.4 \times 24.4 = 5.95 \times 10^2 \text{ m}^2$$

したがって、底版からの浸入水量 Q_{c1} は、

$$Q_{c1} = K_{c1} \times i_{c1} \times S_{c1} = 1.0 \times 10^{-12} \times 32.8 \times 5.95 \times 10^2 = 1.95 \times 10^{-8} \text{ m}^3/\text{s}/\text{基}$$

d. 埋設設備1基の年間浸入水量

$$Q_1 = Q_{a1} + Q_{b1} + Q_{c1}$$

$$= 1.67 \times 10^{-8} + 2.01 \times 10^{-8} + 1.95 \times 10^{-8} = 5.63 \times 10^{-8} \text{ m}^3/\text{s}/\text{基} = 1.78 \text{ m}^3/\text{y}/\text{基}$$

e. 排水・監視設備1箇所からの1日当たりの排水量

1号埋設設備は40基あるため、

$$1.78 \text{ m}^3/\text{y}/\text{基} \times 40 \text{ 基} \doteq 71 \text{ m}^3/\text{y}$$

排水・監視設備の排水管は埋設設備1基当たり2箇所、40基で80箇所あるため、排水・監視設備の排水管1箇所からの1日当たりの排水量は以下のとおりとなる。

$$71 \text{ m}^3/\text{y} \div 80 \text{ 箇所} \div 365 \text{ d} = 2.4 \text{ L/d}$$

d. 埋設設備 1 基の年間浸入水量

$$Q_2 = Q_{a2} + Q_{b2} + Q_{c2}$$

$$= 3.59 \times 10^{-8} + 2.77 \times 10^{-8} + 3.31 \times 10^{-8} = 9.67 \times 10^{-8} \text{ m}^3/\text{s}/\text{基} = 3.05 \text{ m}^3/\text{y}/\text{基}$$

e. 排水・監視設備 1 箇所からの 1 日当たりの排水量

2 号埋設設備は 16 基あるため、

$$3.05 \text{ m}^3/\text{y}/\text{基} \times 16 \text{ 基} = 50 \text{ m}^3/\text{y}$$

排水・監視設備の排水管は埋設設備 1 基当たり 2 箇所、16 基で 32 箇所あるため、排水・監視設備の排水管 1 箇所からの 1 日当たりの排水量は以下のとおりとなる。

$$50 \text{ m}^3/\text{y} \div 32 \text{ 箇所} \div 365 \text{ d} = 4.3 \text{ L}/\text{d}$$

3. 排水中の放射能濃度の設定

埋設設備は、覆土完了までの間、放射性物質の漏出を防止するため、雨水及び地下水と廃棄体の接触を抑制する設計としている。具体的には、外周仕切設備等により水の浸入を抑制し、廃棄体はセメント系充填材で覆うことにより浸入した水と廃棄体の接触防止を図っている。また、廃棄体は放射性廃棄物を容器に固型化したものであり、内部に水が容易に浸入し放射性物質が漏えいすることは想定されない。

したがって、排水・監視設備からの排水に放射性物質が含まれる可能性は低く、また、含まれたと仮定した場合でもその濃度は低いものになると想定されることから、線量評価に当たっては、排水・監視設備からの排水に含まれる放射性物質は各核種の放射エネルギーのうち最も高い値である Co-60 が線量告示に示される周辺監視区域外の水中の濃度限度（以下「線量告示濃度」という。）相当含まれる想定とする。また、 α 核種については、Am-241 ($5 \times 10^{-3} \text{ Bq}/\text{cm}^3$)、Pu-238 ($4 \times 10^{-3} \text{ Bq}/\text{cm}^3$)、全 α ($2 \times 10^{-4} \text{ Bq}/\text{cm}^3$) の線量告示濃度を比較し、最も高い値である Am-241 の値とする。

また、その他の核種は、各核種の放射エネルギーを基に、下式により算出する。

$$\text{放射能濃度 (Bq}/\text{cm}^3) = \text{線量告示濃度 (Bq}/\text{cm}^3) \times \text{Co-60 を 1 とした場合の割合}$$

$$\text{Co-60 を 1 とした場合の割合} = \text{各核種の放射エネルギー (Bq)} \div \text{Co-60 の放射エネルギー (Bq)}$$

想定する放射能濃度は、各埋設設備について計算した値（第 1 表から第 5 表）のうち、最も高い値になる 1 号放射エネルギー（1 群から 6 群）（第 2 表）で計算した値として以下のとおりとする。

$$\text{H-3} \quad : \quad 6.7 \text{ Bq}/\text{cm}^3$$

$$\text{H-3 以外} \quad : \quad 2.7 \text{ Bq}/\text{cm}^3$$

第1表 3号埋設設備の放射能濃度

核種	線量告示濃度 (Bq/cm ³)	3号放射能量		放射能濃度 (Bq/cm ³)
		(Bq)	割合	
H-3	6×10 ¹	1.5×10 ¹³	1.00×10 ⁻¹	6.0×10 ⁰
C-14	2×10 ⁰	2.0×10 ¹²	1.33×10 ⁻²	2.7×10 ⁻²
Co-60	2×10 ⁻¹	1.5×10 ¹⁴	1	2.0×10 ⁻¹
Ni-59	1×10 ¹	5.0×10 ¹⁰	3.33×10 ⁻⁴	3.3×10 ⁻³
Ni-63	6×10 ⁰	5.5×10 ¹²	3.67×10 ⁻²	2.2×10 ⁻¹
Sr-90	3×10 ⁻²	6.7×10 ¹¹	4.47×10 ⁻³	1.3×10 ⁻⁴
Nb-94	5×10 ⁻¹	8.1×10 ⁹	5.40×10 ⁻⁵	2.7×10 ⁻⁵
Tc-99	1×10 ⁰	7.4×10 ⁷	4.93×10 ⁻⁷	4.9×10 ⁻⁷
I-129	9×10 ⁻³	8.3×10 ⁶	5.53×10 ⁻⁸	5.0×10 ⁻¹⁰
Cs-137	9×10 ⁻²	7.3×10 ¹¹	4.87×10 ⁻³	4.4×10 ⁻⁴
α	5×10 ⁻³	2.3×10 ¹¹	1.53×10 ⁻³	7.7×10 ⁻⁶

(H-3 以外
の合計)

4.6×10⁻¹

第2表 1号埋設設備の放射能濃度 (1群から6群 均質・均一固化体)

核種	線量告示濃度 (Bq/cm ³)	1号放射能量 1群から6群 均質・均一固化体		放射能濃度 (Bq/cm ³)
		(Bq)	割合	
H-3	6×10 ¹	9.2×10 ¹³	1.11×10 ⁻¹	6.7×10 ⁰
C-14	2×10 ⁰	2.5×10 ¹²	3.01×10 ⁻³	6.0×10 ⁻³
Cl-36	9×10 ⁻¹	2.8×10 ¹⁰	3.37×10 ⁻⁵	3.0×10 ⁻⁵
Co-60	2×10 ⁻¹	8.3×10 ¹⁴	1	2.0×10 ⁻¹
Ni-59	1×10 ¹	2.6×10 ¹²	3.13×10 ⁻³	3.1×10 ⁻²
Ni-63	6×10 ⁰	3.3×10 ¹⁴	3.98×10 ⁻¹	2.4×10 ⁰
Sr-90	3×10 ⁻²	5.0×10 ¹²	6.02×10 ⁻³	1.8×10 ⁻⁴
Nb-94	5×10 ⁻¹	2.5×10 ¹⁰	3.01×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁵
Tc-99	1×10 ⁰	5.6×10 ⁹	6.75×10 ⁻⁶	6.7×10 ⁻⁶
I-129	9×10 ⁻³	8.3×10 ⁷	1.00×10 ⁻⁷	9.0×10 ⁻¹⁰
Cs-137	9×10 ⁻²	3.1×10 ¹³	3.73×10 ⁻²	3.4×10 ⁻³
α	5×10 ⁻³	1.7×10 ¹¹	2.05×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁶

(H-3 以外
の合計)

2.7×10⁰

第3表 1号埋設設備の放射能濃度 (7,8群 充填固化体)

核種	線量告示濃度 (Bq/cm ³)	1号放射能 7,8群 充填固化体		放射能濃度 (Bq/cm ³)	
		(Bq)	割合		
H-3	6×10 ¹	1.5×10 ¹²	1.00×10 ⁻¹	6.0×10 ⁰	
C-14	2×10 ⁰	1.9×10 ¹¹	1.27×10 ⁻²	2.5×10 ⁻²	(H-3 以外 の合計) 4.5×10 ⁻¹
Cl-36	9×10 ⁻¹	2.3×10 ⁵	1.53×10 ⁻⁸	1.4×10 ⁻⁸	
Co-60	2×10 ⁻¹	1.5×10 ¹³	1	2.0×10 ⁻¹	
Ni-59	1×10 ¹	4.9×10 ⁹	3.27×10 ⁻⁴	3.3×10 ⁻³	
Ni-63	6×10 ⁰	5.4×10 ¹¹	3.60×10 ⁻²	2.2×10 ⁻¹	
Sr-90	3×10 ⁻²	6.5×10 ¹⁰	4.33×10 ⁻³	1.3×10 ⁻⁴	
Nb-94	5×10 ⁻¹	7.9×10 ⁸	5.27×10 ⁻⁵	2.6×10 ⁻⁵	
Tc-99	1×10 ⁰	7.2×10 ⁶	4.80×10 ⁻⁷	4.8×10 ⁻⁷	
I-129	9×10 ⁻³	8.1×10 ⁵	5.40×10 ⁻⁸	4.9×10 ⁻¹⁰	
Cs-137	9×10 ⁻²	7.1×10 ¹⁰	4.73×10 ⁻³	4.3×10 ⁻⁴	
α	5×10 ⁻³	2.3×10 ¹⁰	1.53×10 ⁻³	7.7×10 ⁻⁶	

第4表 1号埋設設備の放射能濃度 (8群 均質・均一固化体及びセメント破砕物充填固化体)

核種	線量告示濃度 (Bq/cm ³)	1号放射能 8群 均質・均一固化体及び セメント破砕物充填固化体		放射能濃度 (Bq/cm ³)	
		(Bq)	割合		
H-3	6×10 ¹	6.2×10 ¹²	1.11×10 ⁻¹	6.6×10 ⁰	
C-14	2×10 ⁰	1.7×10 ¹¹	3.00×10 ⁻³	6.0×10 ⁻³	(H-3 以外 の合計) 2.6×10 ⁰
Cl-36	9×10 ⁻¹	1.8×10 ⁹	3.29×10 ⁻⁵	3.0×10 ⁻⁵	
Co-60	2×10 ⁻¹	5.6×10 ¹³	1	2.0×10 ⁻¹	
Ni-59	1×10 ¹	1.7×10 ¹¹	3.11×10 ⁻³	3.1×10 ⁻²	
Ni-63	6×10 ⁰	2.2×10 ¹³	3.93×10 ⁻¹	2.4×10 ⁰	
Sr-90	3×10 ⁻²	3.4×10 ¹¹	6.07×10 ⁻³	1.8×10 ⁻⁴	
Nb-94	5×10 ⁻¹	1.7×10 ⁹	2.96×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁵	
Tc-99	1×10 ⁰	3.8×10 ⁸	6.79×10 ⁻⁶	6.8×10 ⁻⁶	
I-129	9×10 ⁻³	5.6×10 ⁶	1.00×10 ⁻⁷	9.0×10 ⁻¹⁰	
Cs-137	9×10 ⁻²	2.0×10 ¹²	3.57×10 ⁻²	3.2×10 ⁻³	
α	5×10 ⁻³	1.2×10 ¹⁰	2.07×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁶	

第5表 2号埋設設備の放射能濃度

核種	線量告示濃度 (Bq/cm ³)	2号放射能		放射能濃度 (Bq/cm ³)
		(Bq)	割合	
H-3	6×10^1	1.2×10^{14}	1.09×10^{-1}	6.5×10^0
C-14	2×10^0	3.3×10^{12}	3.00×10^{-3}	6.0×10^{-3}
Cl-36	9×10^{-1}	8.0×10^8	7.27×10^{-7}	6.5×10^{-7}
Co-60	2×10^{-1}	1.1×10^{15}	1	2.0×10^{-1}
Ni-59	1×10^1	3.4×10^{12}	3.09×10^{-3}	3.1×10^{-2}
Ni-63	6×10^0	4.4×10^{14}	4.00×10^{-1}	2.4×10^0
Sr-90	3×10^{-2}	6.6×10^{12}	6.00×10^{-3}	1.8×10^{-4}
Nb-94	5×10^{-1}	3.3×10^{10}	3.00×10^{-5}	1.5×10^{-5}
Tc-99	1×10^0	7.4×10^9	6.73×10^{-6}	6.7×10^{-6}
I-129	9×10^{-3}	1.1×10^8	1.00×10^{-7}	9.0×10^{-10}
Cs-137	9×10^{-2}	4.0×10^{13}	3.64×10^{-2}	3.3×10^{-3}
α	5×10^{-3}	2.3×10^{11}	2.09×10^{-4}	1.0×10^{-6}

(H-3 以外
の合計)

2.7×10^0

線量評価におけるパラメータ一覧

第1表 平常時の線量評価に用いるパラメータ

パラメータ名	頁番号
呼吸率	2
核種 i の吸入摂取による線量換算係数	3
尾駁沼の交換水量	4
水産物 m における核種 i の濃縮係数(魚類)	5
水産物 m における核種 i の濃縮係数(無脊椎動物)	7
水産物 m の摂取量	9
核種 i の経口摂取による線量換算係数	10
相対濃度	11

パラメータ	名 称		単 位				
	呼吸率		[m ³ /h]				
区分	<input checked="" type="checkbox"/> 共通	<input type="checkbox"/> 平常時	<input type="checkbox"/> 想定事故時				
設定値	<table border="1"> <tr> <td>設定値</td> <td>1号及び2号申請書</td> </tr> <tr> <td>0.93</td> <td>0.96</td> </tr> </table>			設定値	1号及び2号申請書	0.93	0.96
設定値	1号及び2号申請書						
0.93	0.96						
設定根拠	<p>・文献⁽¹⁾に示されている成人男性の1日の平均呼吸率から設定した。</p> $22.2\text{m}^3/\text{d} \div 24\text{h}/\text{d} = 0.925\text{m}^3/\text{h}$ $\approx 0.93\text{m}^3/\text{h}$						
備考							
文献	(1) ICRP Publication 89(2002):Basic Anatomical and Physiological Data for Use in Radiological Protection: Reference Values						

パラメータ	名 称			単 位																																																				
	核種 <i>i</i> の吸入摂取による線量換算係数			[Sv/Bq]																																																				
区分	<input checked="" type="checkbox"/> 共通	<input type="checkbox"/> 平常時	<input type="checkbox"/> 想定事故時																																																					
設定値	<table border="1"> <thead> <tr> <th>核種</th> <th>設定値</th> <th>考慮した子孫核種等 (生成割合)</th> <th>1号及び2号申請書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>H-3</td> <td>4.5×10^{-11}</td> <td>-</td> <td>1.7×10^{-11}</td> </tr> <tr> <td>C-14</td> <td>2.0×10^{-9}</td> <td>-</td> <td>5.6×10^{-9}</td> </tr> <tr> <td>Cl-36</td> <td>7.3×10^{-9}</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Co-60</td> <td>1.0×10^{-8}</td> <td>-</td> <td>4.1×10^{-8}</td> </tr> <tr> <td>Ni-59</td> <td>1.3×10^{-10}</td> <td>-</td> <td>3.6×10^{-10}</td> </tr> <tr> <td>Ni-63</td> <td>4.8×10^{-10}</td> <td>-</td> <td>8.4×10^{-10}</td> </tr> <tr> <td>Sr-90</td> <td>3.8×10^{-8}</td> <td>Y-90 (100%)</td> <td>3.4×10^{-7}</td> </tr> <tr> <td>Nb-94</td> <td>1.1×10^{-8}</td> <td>-</td> <td>9.0×10^{-8}</td> </tr> <tr> <td>Tc-99</td> <td>4.0×10^{-9}</td> <td>-</td> <td>2.0×10^{-9}</td> </tr> <tr> <td>I-129</td> <td>3.6×10^{-8}</td> <td>-</td> <td>4.7×10^{-8}</td> </tr> <tr> <td>Cs-137</td> <td>4.6×10^{-9}</td> <td>-</td> <td>8.7×10^{-9}</td> </tr> <tr> <td>全α</td> <td>5.0×10^{-5}</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>				核種	設定値	考慮した子孫核種等 (生成割合)	1号及び2号申請書	H-3	4.5×10^{-11}	-	1.7×10^{-11}	C-14	2.0×10^{-9}	-	5.6×10^{-9}	Cl-36	7.3×10^{-9}	-	-	Co-60	1.0×10^{-8}	-	4.1×10^{-8}	Ni-59	1.3×10^{-10}	-	3.6×10^{-10}	Ni-63	4.8×10^{-10}	-	8.4×10^{-10}	Sr-90	3.8×10^{-8}	Y-90 (100%)	3.4×10^{-7}	Nb-94	1.1×10^{-8}	-	9.0×10^{-8}	Tc-99	4.0×10^{-9}	-	2.0×10^{-9}	I-129	3.6×10^{-8}	-	4.7×10^{-8}	Cs-137	4.6×10^{-9}	-	8.7×10^{-9}	全 α	5.0×10^{-5}	-	-
核種	設定値	考慮した子孫核種等 (生成割合)	1号及び2号申請書																																																					
H-3	4.5×10^{-11}	-	1.7×10^{-11}																																																					
C-14	2.0×10^{-9}	-	5.6×10^{-9}																																																					
Cl-36	7.3×10^{-9}	-	-																																																					
Co-60	1.0×10^{-8}	-	4.1×10^{-8}																																																					
Ni-59	1.3×10^{-10}	-	3.6×10^{-10}																																																					
Ni-63	4.8×10^{-10}	-	8.4×10^{-10}																																																					
Sr-90	3.8×10^{-8}	Y-90 (100%)	3.4×10^{-7}																																																					
Nb-94	1.1×10^{-8}	-	9.0×10^{-8}																																																					
Tc-99	4.0×10^{-9}	-	2.0×10^{-9}																																																					
I-129	3.6×10^{-8}	-	4.7×10^{-8}																																																					
Cs-137	4.6×10^{-9}	-	8.7×10^{-9}																																																					
全 α	5.0×10^{-5}	-	-																																																					
設定根拠	<ul style="list-style-type: none"> ICRP の文献⁽¹⁾⁽²⁾を参照する。 文献⁽²⁾にも線量換算係数の記載はあるが、これは作業員への被ばくに関するデータであり、今回の評価は一般公衆の被ばくに対するものであるため、文献⁽¹⁾を参照した。 文献⁽¹⁾には一般公衆の年齢別線量係数が示されているが、このうちの成人 (Adult) の数値で、肺での吸収型が不明な場合の推奨値が示されている核種はその数値を、推奨値が示されていない核種は最大の数値を引用した。また、経口摂取と同様に、短半減期の子孫核種のうち、文献⁽¹⁾に示されている核種の寄与を考慮している。 子孫核種に関して、短半減期の子孫核種のうち、文献⁽¹⁾に示されている核種については、生成割合を考慮して親核種の線量換算係数に足し合わせた。ただし、文献⁽¹⁾に示されていない子孫核種については、親核種に記載された線量換算係数の数値をそのまま使用した。 全α核種の線量換算係数は、組成比が大きい Pu-239 (線量換算係数 5.0×10^{-5})、Am-241 (線量換算係数 4.2×10^{-5}) のうち大きい方 (Pu-239) の値を用いる。 																																																							
備考																																																								
文献	<p>(1) ICRP Publication 72 (1996): Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients</p> <p>(2) ICRP Publication 68 (1994): Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers</p>																																																							

パラメータ	名 称			単 位
	尾駁沼の交換水量			[m ³ /y]
区分	<input checked="" type="checkbox"/> 共通	<input type="checkbox"/> 平常時	<input type="checkbox"/> 想定事故時	
設定値	1.3×10 ⁷			
設定根拠	・地形、降雨量、蒸発散量等に基づき設定した。			
備考				
文献				

パラメータ	名 称						単 位																
	水産物 <i>m</i> における核種 <i>i</i> の濃縮係数(魚類)						[m ³ /kg]																
区分	<input checked="" type="checkbox"/> 共通	<input type="checkbox"/> 平常時		<input type="checkbox"/> 想定事故時																			
設定値	元素	設定値	淡水魚		海水魚		1号及び2号申請書																
			設定値	根拠資料	設定値	根拠資料																	
	H	1.0×10 ⁻³	1.0×10 ⁻³	文献(2)	1.0×10 ⁻³	文献(3)	1.0×10 ⁻³																
	C	8.4×10 ⁰	8.4×10 ⁰	測定値	2.0×10 ¹	文献(3)	4.6×10 ⁰																
	Cl	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	文献(2)	6.0×10 ⁻⁵	文献(3)	-																
	Co	1.0×10 ⁰	4.0×10 ⁻¹	文献(7)	1.0×10 ⁰	文献(1)	3.0×10 ⁻¹																
	Ni	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁻¹	文献(1)	1.0×10 ⁰	文献(1)	5.0×10 ⁻¹																
	Sr	1.9×10 ⁻¹	1.9×10 ⁻¹	文献(7)	2.0×10 ⁻³	文献(1)	6.0×10 ⁻²																
	Nb	3.0×10 ⁻¹	3.0×10 ⁻¹	文献(1)	3.0×10 ⁻²	文献(1)	3.0×10 ⁻¹																
	Tc	3.0×10 ⁻²	2.0×10 ⁻²	文献(1)	3.0×10 ⁻²	文献(1)	2.0×10 ⁻²																
	I	6.5×10 ⁻¹	6.5×10 ⁻¹	文献(7)	1.0×10 ⁻²	文献(1)	4.0×10 ⁻²																
	Cs	1.0×10 ¹	1.0×10 ¹	文献(1)	1.0×10 ⁻¹	文献(1)	2.0×10 ⁰																
全α	2.4×10 ⁻¹	2.4×10 ⁻¹	文献(7)	5.0×10 ⁻²	文献(1)	3.0×10 ⁻²																	
設定根拠	<ul style="list-style-type: none"> ・淡水魚及び海水魚の濃縮係数は、文献(1)～文献(6)の順で数値を引用した。ただし、これらの文献よりも新しい文献である文献(7)に、より大きい数値が示されている核種については、その数値を引用した。 ・Cの淡水魚については、より実態に近い値を設定するため、文献値ではなく尾駸沼における現地測定値を用いた。 ・全αの値については、Am-241及びPu-239の値のうち、大きい方の値で代表した。 ・淡水魚、海水魚のそれぞれのデータセットのうち、大きい方の値を設定値とした。ただし、Cについては、淡水魚の値を設定値とした。 																						
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>文献</th> <th>優先順位</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>文献(1)</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>文献(2)</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>文献(3)</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>文献(4)</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>文献(5)</td> <td>5</td> </tr> <tr> <td>文献(6)</td> <td>6</td> </tr> <tr> <td>文献(7)</td> <td>文献(1)～(6)より大きい場合採用</td> </tr> </tbody> </table>							文献	優先順位	文献(1)	1	文献(2)	2	文献(3)	3	文献(4)	4	文献(5)	5	文献(6)	6	文献(7)	文献(1)～(6)より大きい場合採用
	文献	優先順位																					
	文献(1)	1																					
	文献(2)	2																					
	文献(3)	3																					
	文献(4)	4																					
	文献(5)	5																					
文献(6)	6																						
文献(7)	文献(1)～(6)より大きい場合採用																						
備考																							

<p style="text-align: center;">文献</p>	<ol style="list-style-type: none"> (1) International Atomic Energy Agency(2001) : Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment, Safety Reports Series No.19 (2) International Atomic Energy Agency(2005) : Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Reports Series No. 44 (3) International Atomic Energy Agency(2004) : Sediment Distribution Coefficients and Concentration Factors for Biota in the Marine Environment, Technical Reports Series No. 422 (4) International Atomic Energy Agency(1994) : Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Temperate Environments, TECHNICAL REPORTS SERIES No. 364 (5) International Atomic Energy Agency(1982) : Generic Models and Parameters for Assessing the Environmental Transfer of Radionuclides form Routine Releases, Exposures of Critical Groups, IAEA Safety Series No.57 (6) International Atomic Energy Agency (1985) : Sediment Kds and Concentration Factors for Radionuclides in the Marine Environment, IAEA Technical Reports Series No.247 (7) International Atomic Energy Agency(2010) : Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Terrestrial and Freshwater Environments, Technical Reports Series No. 472
---------------------------------------	--

パラメータ	名 称						単 位	
	水産物 <i>m</i> における核種 <i>i</i> の濃縮係数(無脊椎動物)						[m ³ /kg]	
区分	<input checked="" type="checkbox"/> 共通		<input type="checkbox"/> 平常時		<input type="checkbox"/> 想定事故時			
設定値	元素	設定値	淡水貝		海水無脊椎動物		1号及び2号 申請書	
			設定値	根拠資料	設定値	根拠資料		
	H	1.0×10 ⁻³	9.0×10 ⁻⁴	文献(7)	1.0×10 ⁻³	文献(3)	1.0×10 ⁻³	
	C	9.1×10 ⁰	9.1×10 ⁰	文献(7)	2.0×10 ¹	文献(3)	9.1×10 ⁰	
	Cl	1.6×10 ⁻¹	1.6×10 ⁻¹	文献(7)	6.0×10 ⁻⁵	文献(3)	-	
	Co	1.0×10 ¹	1.0×10 ¹	文献(5)	5.0×10 ⁰	文献(1)	1.0×10 ¹	
	Ni	2.0×10 ⁰	1.0×10 ⁻¹	文献(5)	2.0×10 ⁰	文献(1)	1.0×10 ⁻¹	
	Sr	3.0×10 ⁻¹	3.0×10 ⁻¹	文献(5)	2.0×10 ⁻³	文献(1)	3.0×10 ⁻¹	
	Nb	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁻¹	文献(5)	1.0×10 ⁰	文献(1)	1.0×10 ⁰	
	Tc	1.0×10 ⁰	2.6×10 ⁻²	文献(8)	1.0×10 ⁰	文献(1)	1.0×10 ⁰	
	I	4.0×10 ⁻¹	4.0×10 ⁻¹	文献(5)	1.0×10 ⁻²	文献(1)	4.0×10 ⁻¹	
	Cs	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	文献(5)	3.0×10 ⁻²	文献(1)	1.0×10 ⁰	
全α	2.0×10 ¹	2.4×10 ⁰	文献(8)	2.0×10 ¹	文献(1)	2.0×10 ⁰		
設定根拠	<ul style="list-style-type: none"> ・淡水貝及び海水無脊椎動物の濃縮係数は、文献(1)～文献(7)の順で数値を引用した。ただし、これらの文献よりも新しい文献である文献(8)に、より大きい数値が示されている核種については、その数値を引用した。 ・淡水貝、海水無脊椎動物のそれぞれのデータセットのうち、大きい方の数値を使用した。ただし、Cについては、淡水貝の数値を設定値とした。 ・全αの値については、Am-241及びPu-239の値のうち、大きい方の値で代表した。 							
			文献No	優先順位				
			文献(1)	1				
			文献(2)	2				
			文献(3)	3				
			文献(4)	4				
			文献(5)	5				
			文献(6)	6				
			文献(7)	7				
			文献(8)	文献(1)～(7)より 大きい場合採用				
備考								
文献	(1) International Atomic Energy Agency(2001) : Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment, Safety Reports Series No.19 (2) International Atomic Energy Agency(2005) : Derivation of Activity							

	<p>Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Reports Series No. 44</p> <p>(3) International Atomic Energy Agency (2004) : Sediment Distribution Coefficients and Concentration Factors for Biota in the Marine Environment, Technical Reports Series No. 422</p> <p>(4) International Atomic Energy Agency (1994) : Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Temperate Environments, TECHNICAL REPORTS SERIES No. 364</p> <p>(5) International Atomic Energy Agency (1982) : Generic Models and Parameters for Assessing the Environmental Transfer of Radionuclides from Routine Releases, Exposures of Critical Groups, IAEA Safety Series No. 57</p> <p>(6) International Atomic Energy Agency (1985) : Sediment Kds and Concentration Factors for Radionuclides in the Marine Environment, IAEA Technical Reports Series No. 247</p> <p>(7) Stanley E. Thompson, C. Ann Burton, Dorothy J. Quinn, Yook C. Ng (1972) : CONCENTRATION FACTORS OF CHEMICAL ELEMENTS IN EDIBLE AQUATIC ORGANISMS, UCRL-50564 Rev. 1</p> <p>(8) International Atomic Energy Agency (2010) : Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Terrestrial and Freshwater Environments, Technical Reports Series No. 472</p>
--	---

パラメータ	名 称		単 位									
	水産物 <i>m</i> の摂取量		[kg/y]									
区分	<input checked="" type="checkbox"/> 共通	<input type="checkbox"/> 平常時	<input type="checkbox"/> 想定事故時									
設定値	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>設定値</th> <th>1号及び2号申請書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>魚類</td> <td>5.7</td> <td>9.2</td> </tr> <tr> <td>無脊椎動物</td> <td>1.4</td> <td>1.1</td> </tr> </tbody> </table>				設定値	1号及び2号申請書	魚類	5.7	9.2	無脊椎動物	1.4	1.1
	設定値	1号及び2号申請書										
魚類	5.7	9.2										
無脊椎動物	1.4	1.1										
設定根拠	<ul style="list-style-type: none"> 六ヶ所村周辺の食品摂取量調査⁽¹⁾に基づき設定した。 魚類 : $15.4\text{g/d} \times 365\text{d/y} \div 1000 = 5.7\text{kg/y}$ 無脊椎動物 : $3.6\text{g/d} \times 365\text{d/y} \div 1000 = 1.4\text{kg/y}$ 調査概要 実施期間 : 平成 22 年度(季節別に 4 回実施) 調査方法 : 六ヶ所村及び六ヶ所村に隣接する 5 市町村(三沢市、東北町、野辺地町、横浜町、東通村)から、各市町村約 10 世帯の合計 60 世帯を抽出し、摂取した食品の種類と量について聞き取り調査を実施した。(放医研方式) 業態別として漁業、農業、酪農(畜産)及び自営・勤労(会社員)を選定した。 集計 : 平均は調査地域の業態別世帯比を考慮して導出した。 水産物の摂取量として、上記文献から採用する値は、漁業従事者と平均を比較し高い方を採用した。 水産物の摂取量は、生活様式に関するパラメータであるため、各シナリオで共通の数値とした。 											
備考												
文献	(1) (財)環境科学技術研究所(平成 23 年) : 平成 22 年度 排出放射能環境分布調査報告書											

パラメータ	名 称			単 位																																																				
	核種 <i>i</i> の経口摂取による線量換算係数			[Sv/Bq]																																																				
区分	<input checked="" type="checkbox"/> 共通	<input type="checkbox"/> 平常時	<input type="checkbox"/> 想定事故時																																																					
設定値	<table border="1"> <thead> <tr> <th>核種</th> <th>設定値</th> <th>考慮した 子孫核種等 (生成割合)</th> <th>1号及び2号 申請書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>H-3</td> <td>4.2×10^{-11}</td> <td>-</td> <td>1.7×10^{-11}</td> </tr> <tr> <td>C-14</td> <td>5.8×10^{-10}</td> <td>-</td> <td>5.6×10^{-10}</td> </tr> <tr> <td>Cl-36</td> <td>9.3×10^{-10}</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Co-60</td> <td>3.4×10^{-9}</td> <td>-</td> <td>7.0×10^{-9}</td> </tr> <tr> <td>Ni-59</td> <td>6.3×10^{-11}</td> <td>-</td> <td>5.5×10^{-11}</td> </tr> <tr> <td>Ni-63</td> <td>1.5×10^{-10}</td> <td>-</td> <td>1.5×10^{-10}</td> </tr> <tr> <td>Sr-90</td> <td>3.1×10^{-8}</td> <td>Y-90 (100%)</td> <td>3.6×10^{-8}</td> </tr> <tr> <td>Nb-94</td> <td>1.7×10^{-9}</td> <td>-</td> <td>1.5×10^{-9}</td> </tr> <tr> <td>Tc-99</td> <td>6.4×10^{-10}</td> <td>-</td> <td>3.4×10^{-10}</td> </tr> <tr> <td>I-129</td> <td>1.1×10^{-7}</td> <td>-</td> <td>7.4×10^{-7}</td> </tr> <tr> <td>Cs-137</td> <td>1.3×10^{-8}</td> <td>-</td> <td>1.4×10^{-8}</td> </tr> <tr> <td>全α</td> <td>2.5×10^{-7}</td> <td>-</td> <td>9.7×10^{-7}</td> </tr> </tbody> </table>				核種	設定値	考慮した 子孫核種等 (生成割合)	1号及び2号 申請書	H-3	4.2×10^{-11}	-	1.7×10^{-11}	C-14	5.8×10^{-10}	-	5.6×10^{-10}	Cl-36	9.3×10^{-10}	-	-	Co-60	3.4×10^{-9}	-	7.0×10^{-9}	Ni-59	6.3×10^{-11}	-	5.5×10^{-11}	Ni-63	1.5×10^{-10}	-	1.5×10^{-10}	Sr-90	3.1×10^{-8}	Y-90 (100%)	3.6×10^{-8}	Nb-94	1.7×10^{-9}	-	1.5×10^{-9}	Tc-99	6.4×10^{-10}	-	3.4×10^{-10}	I-129	1.1×10^{-7}	-	7.4×10^{-7}	Cs-137	1.3×10^{-8}	-	1.4×10^{-8}	全 α	2.5×10^{-7}	-	9.7×10^{-7}
核種	設定値	考慮した 子孫核種等 (生成割合)	1号及び2号 申請書																																																					
H-3	4.2×10^{-11}	-	1.7×10^{-11}																																																					
C-14	5.8×10^{-10}	-	5.6×10^{-10}																																																					
Cl-36	9.3×10^{-10}	-	-																																																					
Co-60	3.4×10^{-9}	-	7.0×10^{-9}																																																					
Ni-59	6.3×10^{-11}	-	5.5×10^{-11}																																																					
Ni-63	1.5×10^{-10}	-	1.5×10^{-10}																																																					
Sr-90	3.1×10^{-8}	Y-90 (100%)	3.6×10^{-8}																																																					
Nb-94	1.7×10^{-9}	-	1.5×10^{-9}																																																					
Tc-99	6.4×10^{-10}	-	3.4×10^{-10}																																																					
I-129	1.1×10^{-7}	-	7.4×10^{-7}																																																					
Cs-137	1.3×10^{-8}	-	1.4×10^{-8}																																																					
全 α	2.5×10^{-7}	-	9.7×10^{-7}																																																					
設定根拠	<ul style="list-style-type: none"> ICRP の文献⁽¹⁾⁽²⁾を参照する。 文献⁽²⁾にも線量換算係数の記載はあるが、これは作業員への被ばくに関するデータであり、今回の評価は一般公衆の被ばくに対するものであるため、文献⁽¹⁾を参照した。 文献⁽¹⁾には一般公衆の年齢別線量係数が示されているが、このうちの成人(Adult)の数値を引用した。 子孫核種に関して、短半減期の子孫核種のうち、文献⁽¹⁾に示されている核種については、生成割合を考慮して親核種の線量換算係数に足し合わせた。ただし、文献⁽¹⁾に示されていない子孫核種については、親核種に記載された線量換算係数の数値をそのまま使用した。 全α核種の線量換算係数は、組成比が大きい Pu-239 (線量換算係数 2.5×10^{-7})、Am-241 (線量換算係数 2.0×10^{-7}) のうち大きい方 (Pu-239) の値を用いる。 																																																							
備考																																																								
文献	<p>(1) ICRP Publication 72 (1996): Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients</p> <p>(2) ICRP Publication 68 (1994): Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers</p>																																																							

パラメータ	名 称			単 位				
	相対濃度			[s/m ³]				
区分	<input type="checkbox"/> 共通	<input checked="" type="checkbox"/> 平常時	<input type="checkbox"/> 想定事故時					
設定値	<table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>低レベル廃棄物管理建屋</th> <th>設定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td style="text-align: center;">2.1×10⁻³</td> </tr> </tbody> </table>				低レベル廃棄物管理建屋	設定値		2.1×10 ⁻³
低レベル廃棄物管理建屋	設定値							
	2.1×10 ⁻³							
設定根拠	<p>保守的な気象条件(大気安定度 F 及び風速 1m/s)において、文献⁽¹⁾に基づき以下のとおり設定する。</p> $\chi/Q(s/m^3) = \frac{\exp(-Y^2/2\sigma_y^2)}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot \left[\exp\left(\frac{-(Z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right) + \exp\left(\frac{-(Z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right) \right]$ $= 2.079 \times 10^{-3} (s/m^3)$ <p>ここで、$\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1} \cdot (5 - \log X) \cdot X$ $\sigma_z = \sigma_1 \cdot X^{(a_1 + a_2 \log X + a_3 (\log X)^2)}$</p> <p>パラメータの設定値については、文献⁽¹⁾に示されている条件等から、以下の保守的な拡散条件を採用し、設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大気安定度 : F 型 [指針の最も大気拡散の効果が小さい大気の状態] ($\theta_{0.1}=10$、$\sigma_1=13.8$、$a_1=0.6582$、$a_2=-0.1227$、$a_3=0.0$) ・ 風速(U) : 1m/s [指針に準拠した保守的な静穏時の風速] ・ 放出源の有効高さ : 0m(H=0、Z=0) [最も保守的な数値] ・ 評価点 : 風下約 500m(X=0.5km、Y=0km) X、Yともに km の数値を代入する。[低レベル廃棄物管理建屋から敷地境界までの最短距離から保守的側(短く)に設定] 							
備考	(1) 原子力安全委員会(平成 13 年): 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針							
文献								