

JNC TJ8400 2003-043

RI・研究所等廃棄物余剰深度処分施設の概念設計

(核燃料サイクル開発機構 業務委託報告書)

2003年2月

 **日揮株式会社**

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

電話：029-282-1122(代表)
ファックス：029-282-7980
電子メール：jserv@jnc.go.jp

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan

© 核燃料サイクル開発機構
(Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2003

2003 年 2 月

RI・研究所等廃棄物余裕深度処分施設の概念設計
(核燃料サイクル開発機構 業務委託報告書)

小林 航* 中川 辰雄* 棕木 敦* 後藤 菊次*

要旨

大学及び研究機関における研究や医療機関における治療・診断など様々な分野における RI や核燃料物質等が利用されてきた。これらの利用により発生する RI・研究所等廃棄物の安全かつ合理的な処分方策の確立は必須の課題となっている。

昨年度実施された「RI・研究所等廃棄物余裕深度処分施設の概念設計」では、RI・研究所等廃棄物の余裕深度処分場の基礎的な概念設計が実施された。

本年度は、昨年度の検討成果より、最新の廃棄体データに基づく施設形態、安全評価の再評価を実施したうえで、受入れから処分場閉鎖までの操業形態を検討した。また、RI・研究所等廃棄物余裕深度処分にかかわる経済性の検討を実施した。

本報告書は、日揮株式会社が核燃料サイクル開発機構との委託研究契約により実施した研究成果に関するものである。

機構担当課室： 東海事業所 環境保全・研究開発センター 処分研究部 処分材料研究グループ

*：日揮株式会社

February,2003

Conceptual Design Phase of Disposal Facility below the generally used
Depth for RI · Laboratory Wastes and so on
(Document Prepared by Other Organization ,Based on the Trust Contract)

Wataru Kobayashi*, Tatsuo Nakagawa*, Atsushi Mukunoki* and Kikuji Goto*

Abstract

Radioisotopes, nuclear fuel materials, and so on have been used in the various fields such as the research activities of universities and research institutes or the treatment and diagnosis of the medical institutes. It is necessary to treat and dispose of radioactive wastes safely and economically.

A fundamental examination was carried out in the 「 Conceptual Design Phase of Disposal Facility below the generally used Depth for RI · Laboratory Wastes and so on 」 in last year.

Based on the latest wastes data, the reevaluation of the facility design and the safety evaluation were enforced toward the examination result in last year. And it was examined about the operation procedure that includes wastes reception and disposal place closing.

Furthermore, economic evaluation about the disposal was enforced.

This work was performed by JGC Corporation under contract with Japan Nuclear Cycle Development Institute.

JNC Liaison: JNC Tokai Works, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Waste Isolation Research Division, Materials Research Group

* : JGC Corporation

目 次

1.はじめに.....	1
2.研究計画.....	2
2.1 研究目的	2
2.2 研究項目	2
2.3 実施内容	2
2.3.1 廃棄体特性検討	2
2.3.2 埋施設形態の検討	2
2.3.3 施設成立性の検討.....	3
2.3.4 総合的設備・操業形態の検討	4
2.3.5 経済性の検討.....	4
2.4 研究期間	4
3.研究成果.....	6
3.1 廃棄体特性検討.....	6
3.1.1 発生廃棄物の特性分類.....	6
(1)調査対象機関.....	6
(2)集計方法.....	6
(3)集計結果.....	7
3.1.2 廃棄体発生量の年度展開	12
3.1.3 廃棄体容器仕様の検討.....	14
3.2 埋施設形態の検討.....	16
3.2.1 トンネル型埋施設の検討	16
(1)断面形状.....	16
(2)人工バリア構成	16
(3)埋設設備寸法.....	16
(4)処分空洞長さの設定	16

(5)アクセス坑道.....	17
(6)作業坑道.....	17
3.2.2 サイロ型埋設施設の検討	23
(1)断面形状.....	23
(2)人工バリア構成	23
(3)埋設設備寸法.....	23
(4)処分空洞の設定	23
3.2.3 廃棄体取扱い時のしゃへい対応検討	26
(1)しゃへい対応設備の検討	26
(2)しゃへいで重要となる核種と廃棄体容器のしゃへい厚さ	28
()しゃへい検討で重要となる核種	28
()廃棄体のしゃへい厚さと表面線量率の設定.....	32
(a)1m ³ 容器に収容する廃棄物	33
.感度解析	33
.1m ³ 廃棄体のしゃへい厚さと表面線量率	34
(b)200L ドラム缶 4 本組みラック	35
(3)しゃへい検討.....	40
()計算条件.....	40
(a)線源サイズ	40
(b)線源材質密度	40
(c)線源放射能濃度	40
(d)しゃへい体	40
(e)その他	41
()計算結果.....	41
3.2.4 廃棄体落下事象対応検討	44
(1)吊具の亀裂等への対応策.....	44
(2)機器の故障への対応策	44
(3)巻上ワイヤロープの切断への対応策	44
(4)吊具の誤動作への対応策.....	44
(5)その他の対応策	44

3.2.5 合理的な建設工程の検討	46
3.2.6 発熱影響検討.....	47
(1)既往の検討例.....	47
(2)RI・研究所等廃棄物の廃棄体発熱量の検討	48
3.3 施設成立性の検討	52
3.3.1 評価対象核種及び重要核種の選定.....	52
3.3.2 安全評価の検討ケース及び使用パラメータの設定	76
(1)基本的な考え方	76
(2)検討ケース及び使用パラメータ	76
3.3.3 地下水移行シナリオの詳細検討	81
(1)施設浸透水量の検討	81
a.前提条件	81
(a)施設浸透水量の定義	81
(b)天然バリア及び人工バリア条件.....	81
b.解析結果	82
(a)トンネル型施設.....	82
(b)開削サイロ型施設	85
c.考察.....	89
(2)核種移行解析結果	91
a.基本的な考え方	91
b.評価シナリオ及び解析コード.....	92
(a)評価シナリオ	92
(b)解析コード.....	92
(c)解析結果	93
3.3.4 最新の規制動向の調査とりまとめ.....	119
3.4 総合的設備・操業形態の検討.....	122
3.4.1 必要設備検討.....	122
(1)受入・検査設備	122
a.必要機能の検討	122
b.設備構成	123

(a)受入対象廃棄体の形態 / 物量	123
(b)受入対象廃棄体の形態に応じた設備構成案	124
. 受入工程	124
. 輸送容器一時貯蔵工程（輸送容器一時貯蔵エリアへの定置）	124
. 廃棄体抽出し工程	124
. 廃棄体検査工程	
（検査装置を通過することで一連の検査を行う）	125
(c)受入対象廃棄体の年間受入数量を考慮した設備構成案	126
. 受入工程	126
. 輸送容器一時貯蔵工程	
（輸送容器一時貯蔵エリアへの定置）	126
. 廃棄体抽出し工程	
（ドラム缶4本入りの輸送容器からドラム缶の抽出し）	126
. 廃棄体検査工程	
（検査装置を通過することで一連の検査を行う）	126
c . 機器リスト	127
d . 機器配置	127
(2)トンネル型施設の必要設備	128
a . 構内輸送設備	128
b . 廃棄体定置設備	129
c . 充てん材充てん設備	129
d . 覆い施工設備	130
(3)サイロ型施設の必要設備	133
a . 構内輸送設備	133
b . 廃棄体定置設備	133
c . 充てん材充てん設備	135
d . 覆い施工設備	136
3.4.2 施設全体配置検討	138
(1)受入・検査設備	138
(2)トンネル型施設の配置検討	140

(3)施設全体配置.....	142
3.4.3 操業・人員計画	144
(1)受入・検査設備	144
(2)埋設施設操業フロー	145
3.5 経済性の検討	147
3.5.1 コスト算定	147
(1)建設費	147
(2)閉鎖費	148
(3)操業費	148
3.5.2 廃棄体数量変動によるコスト影響の検討	150
4.おわりに.....	154

表目次

表 3.1.1-1	廃棄物発生機関の一覧表.....	6
表 3.1.1-2	廃棄体発生量のまとめ.....	8
表 3.1.1-3	廃棄体発生量の比較.....	9
表 3.1.1-4	角型容器及びラックに収納した場合の廃棄体数.....	10
表 3.1.2-1	廃棄体年度展開の設定根拠.....	12
表 3.2.3-1	JNC、原研、大学関係・使用施設に分類した場合の 放射性核種濃度の最大値の上位 10 核種とその濃度の最大値.....	31
表 3.2.3-2	放射性物質濃度 1E+15Bq/ton の場合の鉄（厚さ 5 cm）の 表面線量率が高い上位 10 核種.....	31
表 3.2.3-3	鉄厚さ 5 cm の 1m ³ 容器内に表 3.2.3-1 の濃度の核種を 封入した場合の容器表面の表面線量率.....	32
表 3.2.3-4	ラックの表面線量率が 500mSv/h となるために必要な しゃへい厚さとラックの発生個数.....	38
表 3.2.3-4	ラックの表面線量率が 500mSv/h となるために必要な しゃへい厚さ（その 2）.....	39
表 3.3.1-1	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 （核燃料サイクル開発機構 東海事業所 操業廃棄物）.....	53
表 3.3.1-2	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 （核燃料サイクル開発機構 東海事業所 解体廃棄物）.....	54
表 3.3.1-3	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 （核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター 操業廃棄物）.....	55
表 3.3.1-4	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 （核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター 解体廃棄物）.....	56
表 3.3.1-5	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 （核燃料サイクル開発機構 ふげん発電所 操業廃棄物）.....	57
表 3.3.1-6	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 （核燃料サイクル開発機構 ふげん発電所 解体廃棄物）.....	58
表 3.3.1-7	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度	

	(核燃料サイクル開発機構 もんじゅ建設所 操業廃棄物)	59
表 3.3.1-8	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 (核燃料サイクル開発機構 もんじゅ建設所 解体廃棄物)	60
表 3.3.1-9	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 (日本原子力研究所 東海研究所 操業廃棄物)	61
表 3.3.1-10	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 (日本原子力研究所 東海研究所 解体廃棄物)	62
表 3.3.1-11	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 (日本原子力研究所 大洗研究所 操業廃棄物)	63
表 3.3.1-12	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 (日本原子力研究所 大洗研究所 解体廃棄物)	64
表 3.3.1-13	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 (日本原子力研究所 むつ事業所 解体廃棄物)	65
表 3.3.1-14	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 (東京大学 操業廃棄物)	66
表 3.3.1-15	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 (京都大学 操業廃棄物)	67
表 3.3.1-16	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 (京都大学 解体廃棄物)	68
表 3.3.1-17	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 (日本核燃料開発株式会社 操業廃棄物)	69
表 3.3.1-18	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 (日本核燃料開発株式会社 解体廃棄物)	70
表 3.3.1-19	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 (ニュークリア・デベロップメント株式会社 操業廃棄物)	71
表 3.3.1-20	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 (ニュークリア・デベロップメント株式会社 解体廃棄物)	72
表 3.3.1-21	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度 (日立エンジニアリング株式会社 解体廃棄物)	73
表 3.3.1-22	余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度	

(株式会社東芝 解体廃棄物)	74
表 3.3.1-23 重要核種のまとめ.....	75
表 3.3.2-1 核種移行解析の解析ケース一覧表.....	77
表 3.3.2-2 核種移行解析におけるインベントリ設定	78
表 3.3.2-3 核種移行解析データの設定.....	79
表 3.3.2-4 核種移行解析における分配係数設定値.....	80
表 3.3.3-1 天然バリア及び人工バリア条件(施設浸透水量関連パラメータ)	81
表 3.3.3-2 トンネル型施設の施設浸透水量の設定結果.....	84
表 3.3.3-3 地下水流動方向に対する施設浸透水量の比較結果	86
表 3.3.3-4 開削サイロ型施設の施設浸透水量の設定結果	89
表 3.3.3-5 平成 13 年度解析値と今回解析値の比較(トンネル型施設)	90
表 3.3.3-6 平成 13 年度解析値と今回解析値の比較(サイロ型施設)	90
表 3.3.3-7 地下水移行解析に使用した評価コード.....	97
表 3.3.3-8 各検討ケースの線量評価結果.....	98
表 3.3.4-1 放射性廃棄物分科会における審議経緯.....	120
表 3.4.1-1 受入・検査施設の主要機器リスト	127
表 3.4.1-2 埋設施設における必要設備.....	137
表 3.4.3-1 人員計画(受入・検査設備)	144
表 3.5.1-1 コスト算定結果(リファレンスケース)	149
表 3.5.2-2 コスト算定結果(オプションケース)	151
表 3.5.2-3 処分コストに占める固定費と変動費	153

図目次

図 3.1.1-1	各発生機関の廃棄体発生量の比較	11
図 3.1.2-1	廃棄体発生量の年度展開	13
図 3.1.3-1	輸送規則を満足するための必要しゃへい厚さと廃棄体数量	14
図 3.2.1-1	トンネル型埋設施設の垂直断面図	19
図 3.2.1-2	埋設設備の配置平面図	20
図 3.2.1-3	トンネル型埋設施設の配置平面図	21
図 3.2.1-4	アクセス坑道、連絡坑道の垂直断面図	22
図 3.2.2-1	サイロ型埋設施設の平面図	24
図 3.2.2-2	サイロ型埋設施設の垂直断面図	25
図 3.2.3-1	しゃへいを考慮した廃棄体の定置概念図	27
図 3.2.3-2	放射性物質濃度と輸送規則を満足するしゃへい厚さの関係 (固化体密度 2.1g/cm ³ 、材質：コンクリート)	33
図 3.2.3-3	輸送規則を満足するしゃへい厚さと廃棄体の頻度 (200L ドラム缶の放射性物質濃度の 10 倍を設定)	35
図 3.2.3-4	輸送規則を満足するしゃへい厚さと廃棄体の頻度 (200L ドラム缶の放射性物質濃度を設定)	35
図 3.2.3-5	Co-60、Cs-137 の鉄しゃへい材の厚さと透過率の関係 ¹⁾	37
図 3.2.3-6	ピット上蓋に係るしゃへい計算モデル	42
図 3.2.3-7	クレーン移動時のしゃへい計算モデル	42
図 3.2.3-8	ピット上蓋厚さと実効線量率の関係	43
図 3.2.3-9	移動廃棄体に係る鉄しゃへい厚さと実効線量率の関係	43
図 3.2.5-1	トンネル型施設の建設工程	46
図 3.2.6-1	各廃棄体における総発熱量の経時変化	50
図 3.2.6-2	発熱量の高い廃棄体における発熱率の経時変化	51
図 3.3.3-1	水理解析モデル図 (トンネル型施設)	83
図 3.3.3-2	全水頭コンター図の例 (トンネル型施設)	83
図 3.3.3-3	流速ベクトル図の例 (トンネル型施設)	84
図 3.3.3-4	解析モデル図 (開削サイロ型施設)	86

図 3.3.3-5	全水頭コンター図の例（開削サイロ型施設）	87
図 3.3.3-6	流速ベクトル図の例（開削サイロ型施設）	88
図 3.3.3-7	「第2次とりまとめ」におけるシナリオの分類	91
図 3.3.3-8	地下水移行シナリオにおける核種移行モデル	96
図 3.3.3-9	核種移行解析の解析結果（施設形態の比較）	99
図 3.3.3-10	核種移行解析の解析結果（セメント系材料分配係数の比較）	100
図 3.3.3-11	核種移行解析の解析結果（緩衝材有効厚さの比較）	101
図 3.3.3-12	核種移行解析の解析結果（緩衝材維持期間の比較）	102
図 3.3.3-13	核種移行解析の解析結果（緩衝材透水係数の比較）	103
図 3.3.3-14	核種移行解析の解析結果（天然バリア分配係数の比較）	104
図 3.3.3-15	核種移行解析の解析結果（天然バリア地下水条件の比較）	105
図 3.3.3-16	核種移行解析の解析結果（基本ケース）	106
図 3.3.3-17	核種移行解析の解析結果（施設形態：サイロ型）	107
図 3.3.3-18	核種移行解析の解析結果（セメント系材料分配係数： TRU 廃棄物処分概念検討書(レファレンス)）	108
図 3.3.3-19	核種移行解析の解析結果（セメント系材料分配係数： TRU 廃棄物処分概念検討書 + 維持期間の想定）	109
図 3.3.3-20	核種移行解析の解析結果（セメント系材料分配係数： 第3次中間報告 + 参照データ）	110
図 3.3.3-21	核種移行解析の解析結果（緩衝材有効厚さ：1[m]）	111
図 3.3.3-22	核種移行解析の解析結果（緩衝材維持期間：1E+03[y]）	112
図 3.3.3-23	核種移行解析の解析結果（緩衝材維持期間：1E+06[y]）	113
図 3.3.3-24	核種移行解析の解析結果（緩衝材透水係数：1E-09[m/s]）	114
図 3.3.3-25	核種移行解析の解析結果（緩衝材透水係数：1E-11[m/s]）	115
図 3.3.3-26	核種移行解析の解析結果（天然バリア分配係数： TRU 廃棄物処分概念検討書(堆積岩)）	116
図 3.3.3-27	核種移行解析の解析結果（天然バリア分配係数： 第3次中間報告+参照データ）	117
図 3.3.3-28	核種移行解析の解析結果（天然バリア地下水条件： 透水係数 1E-08[m/s]，動水勾配 5%）	118

図 3.4.1-1	機器配置	127
図 3.4.1-2	構内輸送設備 概念図 (ヤードキャリア)	131
図 3.4.1-3	トンネル型施設 廃棄体定置設備 概念図 (定置クレーン 4.6m ³ 廃棄体取扱い時)	132
図 3.4.1-4	サイロ型施設 廃棄体定置設備 概念図 (定置クレーン 4.6m ³ 廃棄体取扱い時)	134
図 3.4.2-1	施設全体配置 (受入・検査施設)	139
図 3.4.2-2	トンネル型埋設施設の配置平面図	140
図 3.4.2-3	トンネル型施設 地上受入施設 ~ 定置イメージ図	141
図 3.4.2-4	施設全体配置図 (平面図)	143
図 3.5.2-1	オプションケース - 1 配置平面図	150

1. はじめに

原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物のうち、政令濃度上限値を超える廃棄物については、一般的な地下利用深度に十分余裕を持った深度に人工構造物を設置した処分（以下、「余裕深度処分」という。）が適当であることが放射性廃棄物安全規制専門部会の中間整理として平成 11 年 3 月に提示された。また、これを受けて、放射性廃棄物安全基準専門部会においてその濃度上限値が導出され、原子炉等規制法施行令の一部が改正されて余裕深度処分の政令濃度上限値が制定された。

一方、RI・研究所等廃棄物については、原子力バックエンド対策専門部会が平成 10 年 5 月に「RI・研究所等廃棄物処理処分の基本的考え方について」をとりまとめ、処理処分について技術面、制度面から検討を行い、準備会等の関係機関における処分事業の具体化に向けた諸準備の必要性及び国は諸制度の整備を図ることの必要性を提示された。さらに TRU 核種を含む放射性廃棄物及び RI・研究所等廃棄物については、原子力バックエンド対策専門部会が平成 12 年 3 月に「超ウラン核種を含む放射性廃棄物処理処分の基本的考え方」をとりまとめ、廃棄物の物理化学的性状と放射性物質濃度に応じて適切に区分し、それぞれの区分に応じた処分方策を講じるとする基本的考え方が提示された。

平成 13 年度に実施された「RI・研究所等廃棄物余裕深度処分施設の概念設計」では、RI・研究所等廃棄物の余裕深度処分場の基礎的な概念設計が実施された。

本年度は、平成 13 年度の検討成果より、最新の廃棄体データに基づく施設形態、安全評価の再評価を実施したうえで、受入れから処分場閉鎖までの操業形態を検討した。また、RI・研究所等廃棄物余裕深度処分にかかわる経済性の検討を実施した。

2. 研究計画

2.1 研究目的

平成 13 年度に実施された「RI・研究所等廃棄物余裕深度処分施設の概念設計」では、RI・研究所等廃棄物の余裕深度処分場の予備的な概念設計が実施された。

本年度は、平成 13 年度の検討成果より、最新の廃棄体データに基づく施設形態、安全評価の再評価を実施したうえで、受入れから処分場閉鎖までの操業形態を検討する。

また、RI・研究所等廃棄物余裕深度処分にかかわる経済性の検討を実施する。

2.2 研究項目

- (1) 廃棄体特性検討
- (2) 埋設施設形態の検討
- (3) 施設成立性の検討
- (4) 総合的設備・操業形態の検討
- (5) 経済性の検討
- (6) 報告書の作成

2.3 実施内容

2.3.1 廃棄体特性検討

サイクル機構殿ご提示資料に基づき、昨年度に調査検討された RI・研究所等廃棄物の余裕深度対象廃棄体特性データの見直しを行う。

また、下記観点での検討を行う。

核種組成についての確認を行う。特に評価上重要な核種が見落とされていないか否かについて確認を行う。

共通フォーマットで収集されたデータ内容について不足情報等を確認し、設定根拠書を作成する。

廃棄物発生量データの年度展開を行う。

また、昨年度検討結果に基づき、想定される廃棄体容器と輸送容器の組み合わせを整理する。その際、廃棄物形状と処理方法を考慮した廃棄体容器形状の検討を行うこととする。

2.3.2 埋設施設形態の検討

最新の廃棄体特性、取扱数量を考慮し、H13 年度に実施された検討に対して、必要となる埋設施設の施設形状、施設規模、人工バリア性能等の埋設施設形態の見

直しを行う。

また、以下の課題に関しても検討を行う。

トンネル型施設における廃棄体取扱時のしゃへい対応に関する検討を行う。

サイロ型施設における廃棄体落下事象対応に関する検討を行う。

操業中の処分空洞と建設中の処分空洞を組み合わせ、合理的な建設工程の検討を行う。

廃棄体の発熱による施設影響検討を行う。

2.3.3 施設成立性の検討

前項までに検討を行った廃棄体特性、施設形態を基に安全評価を実施し、埋設地を特定しない一般的な条件で天然バリア、人工バリアの変動等を考慮した上での施設の成立性の検討を実施する。

評価対象核種及び重要核種の選定

- ・ 「低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について（第3次中間報告）原子力安全委員会 放射性廃棄物基準専門部会」等に基づき、RI・研究所等廃棄物余剰深度処分における評価対象核種の選定方法について記述し、その適用性を検討する。
- ・ 本設計で設定した廃棄体データに基づき、相対重要度（D/C）を評価して重要核種を選定すると共に、原子力安全委員会における濃度上限値検討において必要となる資料を摘出・整理し、その基礎資料を作成する。

安全評価パラメータ設定

平成13年度報告書の成果を踏まえ、より広範囲または詳細な感度解析を実施するために安全評価で実施するパラメータを整備する。

- ・ 人工バリアの経時変化を考慮したパラメータの設定
- ・ 天然バリアの幅を考慮したパラメータの設定
- ・ 廃棄体に含まれる物質を考慮したパラメータの設定
- ・ 廃棄体特性に応じた放出モデル及びパラメータの設定

地下水移行シナリオ詳細検討

平成13年度報告書の成果を踏まえ、地下水移行シナリオについてより広範囲または詳細な核種移行解析を実施し、各ケースの評価結果を比較検討する。

- ・ 施設浸透水量の検討
- ・ 発生施設単位での評価とその寄与の検討
- ・ 核種移行感度解析を実施した影響度の検討

最新の規制動向の調査取りまとめ

人間接近シナリオなどの最新の規制動向の調査取りまとめを行う。

2.3.4 総合的設備・操業形態の検討

必要設備検討

平成 13 年度までに実施された必要設備の検討結果を基に、受入から定置までに必要となる設備に関し、その必要機能、設備構成、機器リスト、機器配置等の検討を行う。

施設全体配置検討

必要設備の検討結果を基に、合理的な施設の配置等を検討し、配置図等を作成、施設全体配置を視覚化する。

操業・人員計画

コスト算定の基礎データとし、廃棄体の受入から、埋設施設への定置、処分場の閉鎖までを含めた操業フロー及び必要となる機材、人員等を、操業ステップごとに取りまとめる。

2.3.5 経済性の検討

経済性の検討については、サイト特性等が不明確な現状を踏まえ、現実的な評価を行うことを目的として、同様の処分施設を対象として経済性評価が実施されている総合エネルギー調査会原子力部会中間報告「商業用原子力発電施設解体廃棄物の処理処分に向けて」を参考にする。また、対象の処分形態についてもトンネル方式とする。

コスト算定

埋設施設の建設から閉鎖までの全工程に必要な処分費用を、施設の建設及び維持にかかわる費用及び操業にかかわる費用に分けて検討し、1 廃棄体あたりの処分コストを試算する。

廃棄体数量変動によるコスト影響の検討

必要となるコストを廃棄体数量の増減により変動する変動費と数量によらない固定費とに分けて、埋設廃棄体の本数の増減による、1 廃棄体あたりの処分コストへの影響を検討する。

2.4 研究期間

平成 14 年 9 月 26 日～平成 15 年 2 月 21 日

本検討の実施工程は、以下に示すとおりである。

検討項目	平成 14 年度				
	10 月	11 月	12 月	1 月	2 月
Key Date			経過説明		最終報告
(1)廃棄体特性検討	—————				
(2)埋施設設形態の検討		—————			
(3)施設成立性の検討		—————			
(4)総合的設備操業形態の検討			—————		
(5)経済性の検討				—————	

3. 研究成果

3.1 廃棄物特性検討

3.1.1 発生廃棄物の特性分類

核燃料サイクル開発機構より提示された RI・研究所等廃棄物の余裕深度処分相当の廃棄物データに基づき、廃棄物特性、放射能量（放射能濃度）及び廃棄物発生量等の処分施設の概念設計を検討する上で必要となる廃棄物条件をもとに分類・整理した。

(1) 調査対象機関

今回調査対象とした RI・研究所等廃棄物の発生機関は、表 3.1.1-1 に示す合計 8 機関である。本年度の調査対象は平成 13 年度調査とほぼ同じであるが、日本原子力研究所のむつ事業所が新しく追加された。

表 3.1.1-1 廃棄物発生機関の一覧表

機 関		事業所	施 設
核燃料サイクル開発機構*1		東海事業所 大洗工学センター 新型転換炉ふげん発電所 高速増殖炉もんじゅ建設所	
日本原子力研究所		東海研究所 大洗研究所 むつ事業所	
大学関係	東京大学	大学院工学系研究科附属 原子力工学研究施設	
	京都大学	原子炉実験所	
民間使用 施設等	日本核燃料開発(株)		ホットラボ施設
	ニュークリア・ デベロップメント(株)		燃料ホットラボ施設
	日立エンジニアリング(株)	王禅寺事業所	HTR
	(株)東芝	研究炉管理センター	ホットラボ施設

*1：東海事業所の再処理・Pu 燃施設から発生する廃棄物およびウラン廃棄物を除く。

(2) 集計方法

廃棄物特性の整理では、廃棄物容器として使用実績の多い 200L ドラム缶を使用することとし、提示された廃棄物データを以下の方針に基づき取りまとめた。

廃棄物の分類

- ・ 廃棄物は、操業廃棄物と解体廃棄物に大別する。
- ・ 廃棄物の種類は、原則として以下の4種類に分類する。
 - 可燃物
 - 難燃物
 - 不燃物
 - その他（解体金属、廃樹脂、解体コンクリート等）

ただし、可燃物と不燃物が混合した廃棄物等については、集計上細分化することができないため、混合廃棄物として集計した。

廃棄物の処理方法と廃棄体の仕様

今回対象とした廃棄物は200Lドラム缶（JIS Z 1600 準拠）に収納し、セメントモルタル充填固化されたものである。廃棄体特性、数量及び核種組成の詳細は、添付資料 - 1 に示すとおりである。なお、現時点において未処理の廃棄物については1 m³ 容器に収納し、既に固型化処理されている廃棄体については4本ラックに収納することとした。

(3) 集計結果

今回の集計結果及び平成13年度との比較結果は、表3.1.1-2～表3.1.1-4に示すとおりである。また、各事業所の廃棄体数量の比較図は図3.1.1-1に示すとおりである。

廃棄体の200Lドラム缶相当本数は23,146本であり、操業廃棄物と解体廃棄物がそれぞれ8,896体（38%）及び14,250本（62%）である。発生機関別では、日本原子力研究所の廃棄体数が最も多く15,636本（68%）であり、これに核燃料サイクル開発機構の6,713本（29%）が続き、両者で全体の97%を占める。

また、1 m³ 容器および4本ラックに廃棄体を収納した場合には、1 m³ 容器は4,419個であり、4本ラックは273個である。

表 3.1.1-2 廃棄体発生量のまとめ

発 生 機 関	廃 棄 体 発 生 量								
	200Lドラム缶換算(本)				1m ³ 容器 (個)		4本ラック (個)		
	計算値		小数点以下を切り上げ		操業	解体	操業	解体	
	操業	解体	操業	解体					
核燃料サイクル開発機構	東海事業所	482.00	70.00	482	70	98	14	1	
	大洗工学センター	2,520.00	1,200.00	2,520	1,200	460	240	55	
	ふげん発電所	140.00	900.00	140	900	28	180		
	もんじゅ建設所	101.00	1,300.00	101	1,300	21	260		
日本原子力研究所	東海研究所	4,690.00	6,290.00	4,690	6,290	928	1,258	13	
	大洗研究所	575.40	3,900.00	576	3,900	116	780		
	むつ事業所		180.00		180		36		
大学関係	東京大学	0.71		1				1	
	京都大学	0.55	2.81	1	3			1	1
民間使用施設等	日本核燃料開発(株)	320.00	319.36	321	321			81	81
	ニュークリア・デベロップメント(株)	59.61	69.97	64	75			16	19
	日立エンジニアリング(株)		7.30		10				3
	(株)東芝		0.01		1				1
合 計		8,889.28	14,239.46	8,896	14,250	1,651	2,768	168	105
		操業 + 解体	23,128.74	操業 + 解体	23,146	操業 + 解体	4,419	操業 + 解体	273
						1m ³ 容器 + 4本ラック (操業 + 解体)		4,692	

注:集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.1.1-3 廃棄体発生量の比較

発生機関	H14年度		H13年度		
	200Lドラム缶 換算本数 (本)		200Lドラム缶 換算本数 (本)		
	操業	解体	操業	解体	
核燃料サイクル開発機構	東海事業所	482	70	503	70
	大洗工学センター	2,520	1,200	2,520	1,200
	ふげん発電所	140	900	140	900
	もんじゅ建設所	101	1,300	100	1,300
日本原子力研究所	東海研究所	4,690	6,290	2,833	1,766
	大洗研究所	576	3,900	2,759	
	むつ事業所		180		
大学関係	東京大学	1			7
	京都大学	1	3	1	3
民間使用施設等	日本核燃料開発(株)	320	320	320	320
	ニュークリア・デベロップメント(株)	60	70	60	81
	日立エンジニアリング(株)		8		8
	(株)東芝		1		2
合計	8,890	14,240	9,235	5,655	

注:集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.1.1-4 角型容器及びラックに収納した場合の廃棄体数

発 生 機 関		1m ³ 容器 (個)		4本ラック (個)	
		操業	解体	操業	解体
		核燃料サイクル開発機構	東海事業所	98	14
大洗工学センター	460		240	55	
ふげん発電所	28		180		
もんじゅ建設所	21		260		
日本原子力研究所	東海研究所	928	1,258	13	
	大洗研究所	116	780		
	むつ事業所		36		
大学関係	東京大学			1	
	京都大学			1	1
民間使用施設等	日本核燃料開発(株)			81	81
	ニュークリア・デベロップメント(株)			16	19
	日立エンジニアリング(株)				3
	(株)東芝				1
合 計		1,651	2,768	168	105
		操業 + 解体	4,419	操業 + 解体	273
		1m ³ 容器 + 4本ラック (操業 + 解体)		4,692	

注:集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

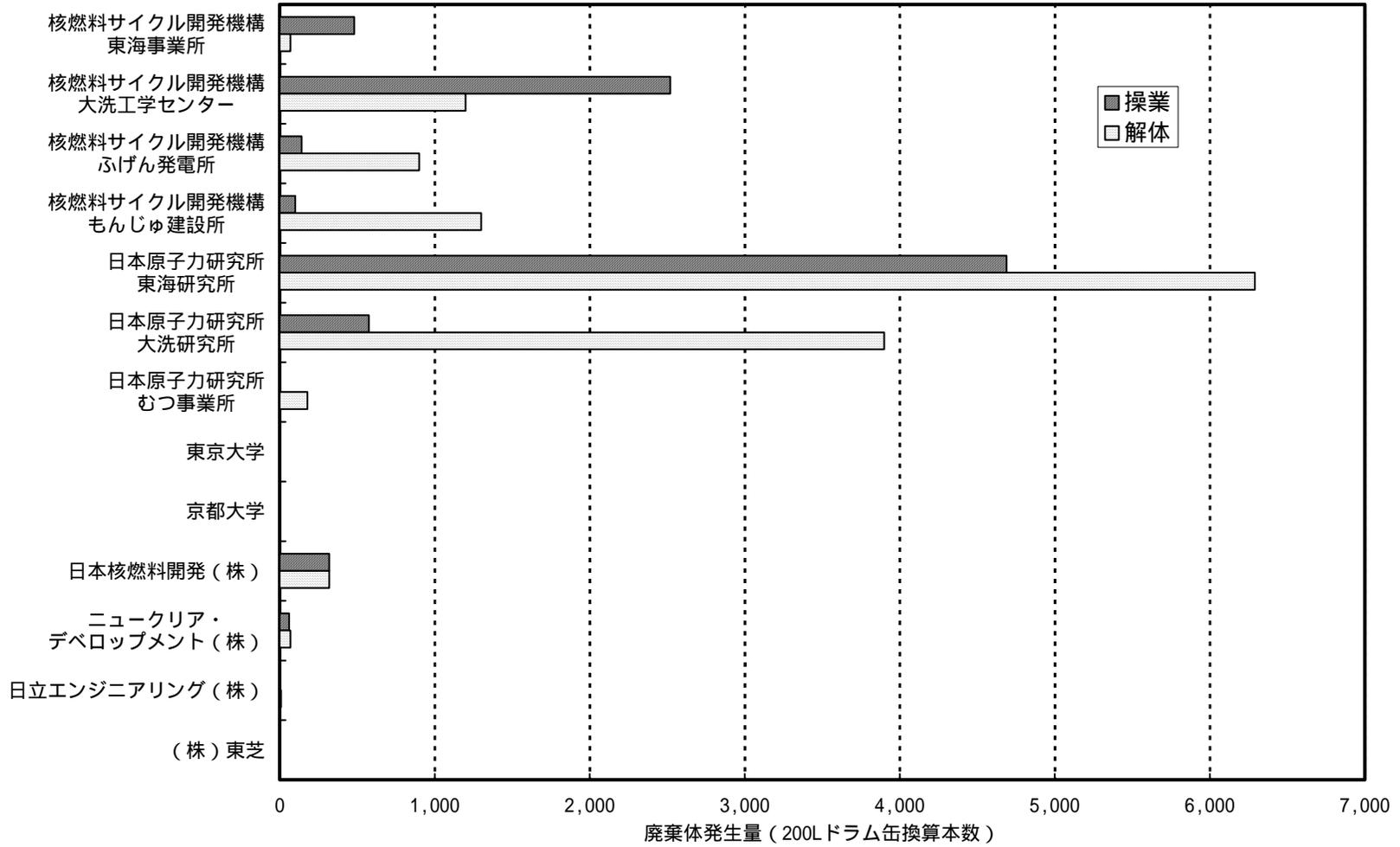


図 3.1.1-1 各発生機関の廃棄体発生量の比較
 (集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。)

3.1.2 廃棄体発生量の年度展開

3.1.1 項において算出した廃棄体数に基づき、各年度の廃棄体発生量を評価した。算出方法は、以下に示すとおりである。

サイクル機構については、「低レベル放射性廃棄物管理プログラム」の50年発生量に対し毎年年平均発生量が発生するとした。但し、処理施設の更新時期についても考慮した。

日本原子力研究所については、サイクル機構とほぼ同時期の平成22年度より処理が開始されるとし、処分場閉鎖時まで毎年年平均発生量が発生するとした。

大学関係及び民間使用施設等については、操業廃棄物に関しては50年間予測量に従い、毎年年平均発生量が発生するとした。解体廃棄物については施設の解体時期が明確な施設については解体時期において解体し、5年の冷却期間をおいた後処理して廃棄体とする。施設の解体時期が不明な施設については原子炉の寿命として50年を想定し、原子炉の運転開始時期より50年後に解体され、5年の冷却期間をおいた後に処理して廃棄体とする。

上記の考え方にに基づき設定した条件は、以下に示すとおりである。廃棄体の各年度の発生量は図3.1.2-1に示すとおりである。

表 3.1.2-1 廃棄体年度展開の設定根拠

設定項目	設定根拠
廃棄体の発生開始時期	サイクル機構以外の発生機関については、現在から10年後の平成22年に処理施設が設置され、処理が開始されると仮定した。
処分場の閉鎖時期	廃棄体の発生終了時期である平成70年度とした。
処分場の操業期間	本年度の廃棄物の集計結果では、施設の解体時期が明らかな発生機関が少なく、特に解体廃棄物については廃棄物の発生時期が明らかではないため、実現可能な処分場の操業期間を考慮することとした。TRU廃棄物処分概念検討書では25年間の操業期間を設定されているが、本研究では30年間の操業期間を設定した。TRU廃棄物処分概念検討書では200Lドラム缶で226,003本の廃棄物を対象としている。本研究の対象廃棄体数は、200Lドラム缶相当で23,146本であることから十分対応可能であると考えられる。
処分場の操業開始時期	上記の結果として平成40年度と設定した。

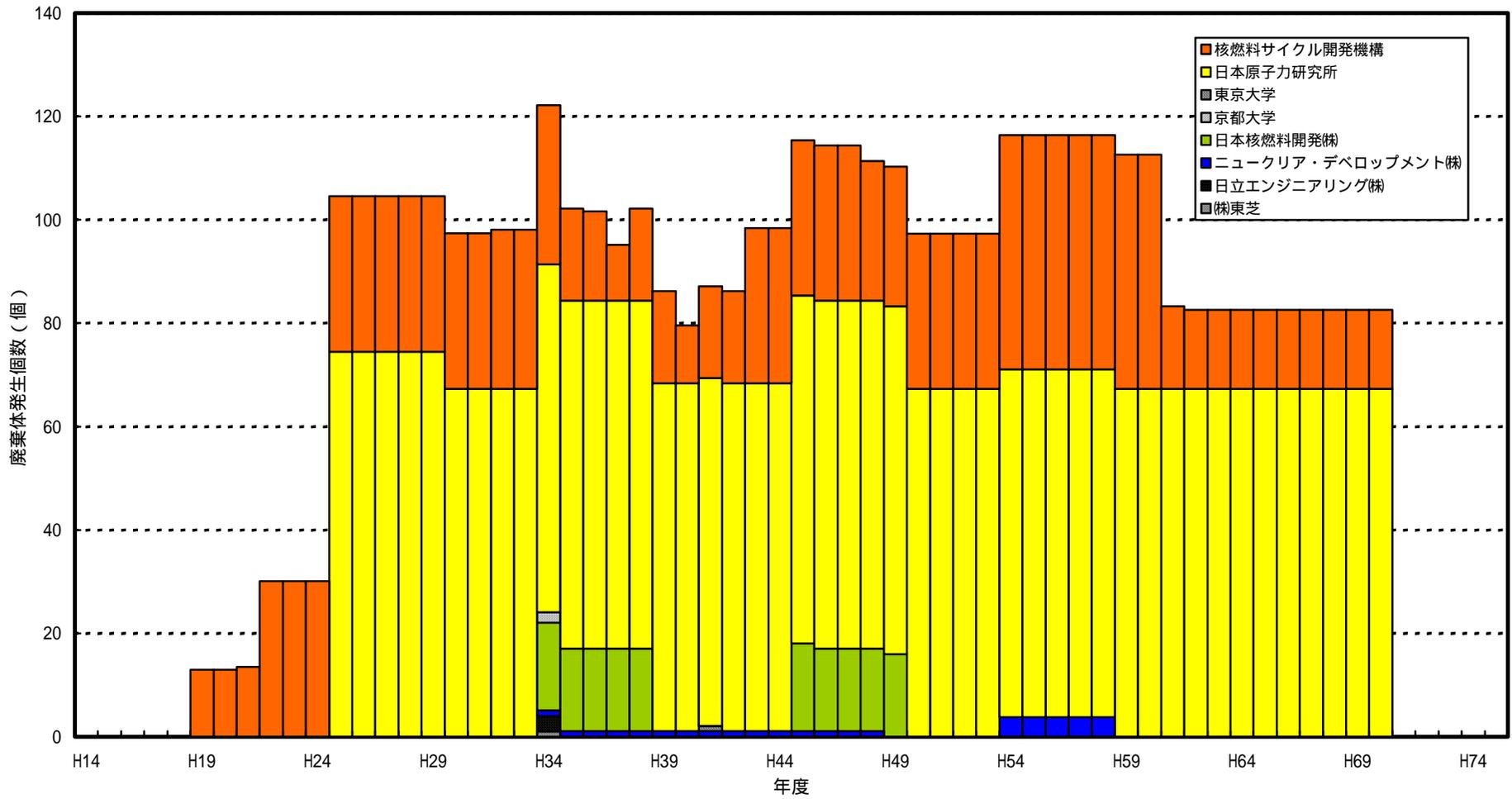


図 3.1.2-1 廃棄体発生量の年度展開
 (集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。)

3.1.3 廃棄体容器仕様の検討

廃棄体容器については、昨年度の検討において、現在操業で適用されている 200L ドラム缶以外にしゃへい対応性及び埋設施設収納効率の観点から大型容器として 4.6m³ 容器及び 1 m³ 容器を取り上げた上で、廃棄体製作側既設設備への影響低減等の観点で利点の有る 1 m³ 容器を主体として廃棄体製作側から埋設施設までの一連の検討を行い、合理的に取り扱える見通しが得られている。

本年度の検討においても前年度の検討結果を踏まえ、1 m³ 容器と 200L ドラム缶を対象として検討を行うこととする。なお、200L ドラム缶については、線量が比較的低いこと及び埋設におけるハンドリングを考慮し鉄製のラックに入れて取り扱うこととする。また、3.1.1 項の見直し結果を反映したしゃへい対応性検討結果を示す。

1 m³ 容器しゃへい対応性

昨年度検討と同様に、個々の廃棄体の濃度のばらつきを見込み放射性物質濃度の合計値の 10 倍を用い、固化体（廃棄物、充填モルタル、内容器）の密度を 2.1g/cm³ とし、固化体の材質をコンクリートとして再検討したところ、輸送規則を満足するためには、輸送容器の表面までの厚さが 45cm 必要となり、昨年度必要厚さ 35cm を上回る結果となっている。相違の理由は、原研大洗研究所解体廃棄物の放射エネルギー、発生量が見直されたことが挙げられる（図 3.1.3-1）。

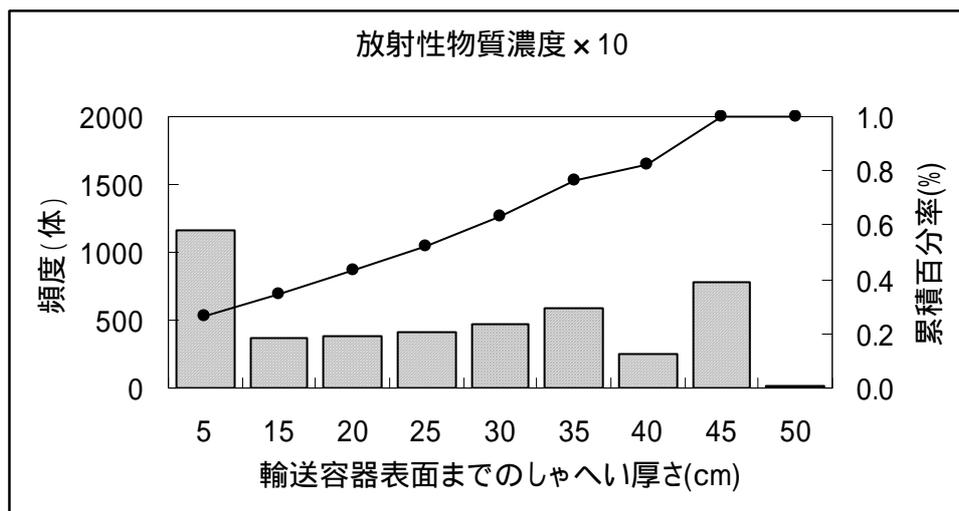


図 3.1.3-1 輸送規則を満足するための必要しゃへい厚さと廃棄体数量

昨年度の検討では、必要厚さ 35cm に対し、処分容器しゃへい厚さは 15cm とされている。今年度においても、全体の輸送システムを大きく見直さない方向、即ち輸送物全

体重量及び輸送物外形寸法を大きく変化させない条件で対応検討することとし、必要しゃへい厚さの増加に対しては、処分容器のしゃへい厚さを内側に増加させることとした。一方、廃棄体数量については、全体の必要しゃへい厚の分布でほぼ中間に当たる全体しゃへい必要厚さ 35cm を基本として考えているため、特に見直しは行う必要はない。

200L ドラム缶 4 本組みラック

昨年度検討では、アスファルト固化体等の既にドラム缶に固化されている廃棄物や廃棄体容器に 200L ドラム缶を用いることが既に決まっている廃棄物以外は 1m³ 容器を用いて処分することとした。H14 年度の検討では、大学・使用施設関係の廃棄物は全てラックを用いて処分する方法をとる。このため、平成 13 年度では想定していない放射性物質濃度の廃棄物がラックを用いて処分することとなる。

昨年度検討では、固化体密度が 1.3g/cm³ の 200L ドラム缶の表面線量率が 500mSv/h となる放射性物質濃度は 1.17E+12Bq/m³ (=9E+11Bq/ton) であるとしている。その結果を用いて、ドラム缶の表面線量率が 500mSv/h となるために必要なしゃへい厚さを推定すると補助しゃへいを 27cm 必要とするドラム缶も存在する。ただし、

ラック内にドラム缶 4 本が収納されるためには、補助しゃへい材の厚さは 8.5cm 以下でないとならないのに対し、表面線量支配核種が Co-60 でない場合等が殆どであり、現実的な補助しゃへいの範囲で対応可能と考えられる。

3.2 埋設施設形態の検討

最新の廃棄体情報に基づき、トンネル型埋設施設とサイロ型埋設施設の検討を行う。

なお、埋設施設の断面形状、人工バリア構成、埋設設備寸法等は、平成 13 年度の成果を踏襲するものとし、埋設廃棄体数量の見直しに伴う施設規模の見直しを行うものとする。

3.2.1 トンネル型埋設施設の検討

トンネル型埋設施設の概念検討を以下に示す。

(1)断面形状

処分空洞の断面形状は、平成 13 年度と同様、最大 18m スパンの三心円型トンネルとする。

(2)人工バリア構成

人工バリア構成は、平成 13 年度と同様、以下に示すとおりとする。

ベントナイト層の厚さ : 埋設設備の周囲に設置し、厚さは 2m とする。

低拡散層(充てん材の層) : 廃棄体の周囲に厚さ 1m の低拡散層を設置する。

(3)埋設設備寸法

埋設設備の区画寸法、部材寸法は平成 13 年度と同様とする。

区画内寸法 : 幅 8.57m × 長さ 6.4m × 高さ 7.2m

廃棄体収納量 : 4 行 × 3 列 × 4 段 = 48 廃棄体 / 1 区画

埋設設備底版 : 厚さ 1 m

埋設設備側壁 : 厚さ 1 m

内部仕切り設備 : 厚さ 1 m

覆い : 厚さ 1 m

(4)処分空洞長さの設定

本検討における埋設対象廃棄体は、1 m³ 容器、4 本ラック合わせて 4,692 廃棄体である。

1 区画に 48 廃棄体を収納できるため、総区画数は 98 区画必要になる。

処分空洞長さは長いほど経済性は上がるが、敷地の形状や岩盤分布、地下水流向、浸出点までの距離等を勘案して決定されるべきである。ここでは、このような条件が

未定であるため、処分空洞の長さを平成 13 年度の成果と同等の長さとする。したがって、処分空洞 1 本当たり 33 埋設設備で構成する。その時、処分空洞の長さは、ベントナイト層の厚さ、前後に約 30m の余裕を考慮し、1 本当たり 309.2m の長さとする。なお、最後の 1 本は 32 埋設設備（長さ 301.8m）とする。

また、処分空洞の離間距離は、平成 13 年度と同様、約 28m とする。

図 3.2.1-1 にトンネル型埋設施設の断面図を、図 3.2.1-2 に埋設設備の配置平面図を、図 3.2.1-3 にトンネル型埋設施設の配置平面図をそれぞれ示す。

(5) アクセス坑道

アクセス坑道とは、地上から処分坑道までの斜めのトンネルのことである。

このアクセス坑道では、廃棄体輸送車両とトンネル建設用車両が通行する。

ここでは、廃棄体輸送車両がすれ違うことを想定して、アクセス坑道の寸法を設定する。

廃棄体輸送車両の寸法は、幅 3.2m × 長さ 10.18m × 高さ 3.6m である。ただし、高さは廃棄体の構内輸送容器を積んだ場合の高さである。廃棄体輸送車両の離れ（中央分離帯に相当）を 0.8m、トンネル壁との離れをそれぞれ 0.8m とすると、アクセス坑道の幅は 8.8m となる。この幅で廃棄体輸送車両 2 台が通れるようにするためには、高さが 6.7m となる。

また、アクセス坑道の勾配は、平成 13 年度の成果より、7%とする。したがって、トンネル型埋設施設の設置深度を GL-50m とすると、処分坑道の高さが 18.1m であることから、アクセス坑道の長さは、最低 973m 必要になる。

なお、建設用車両と廃棄体構内輸送車両のアクセス坑道を分離することも考えられるが、廃棄体の運搬頻度が低いと、廃棄体構内輸送車両が廃棄体を積んでアクセス坑道を通る際は、建設用車両は通行止めにしても差し支えないと判断できる。したがって、アクセス坑道は 1 本とする。

図 3.2.1-4 にアクセス坑道の断面図を示す。

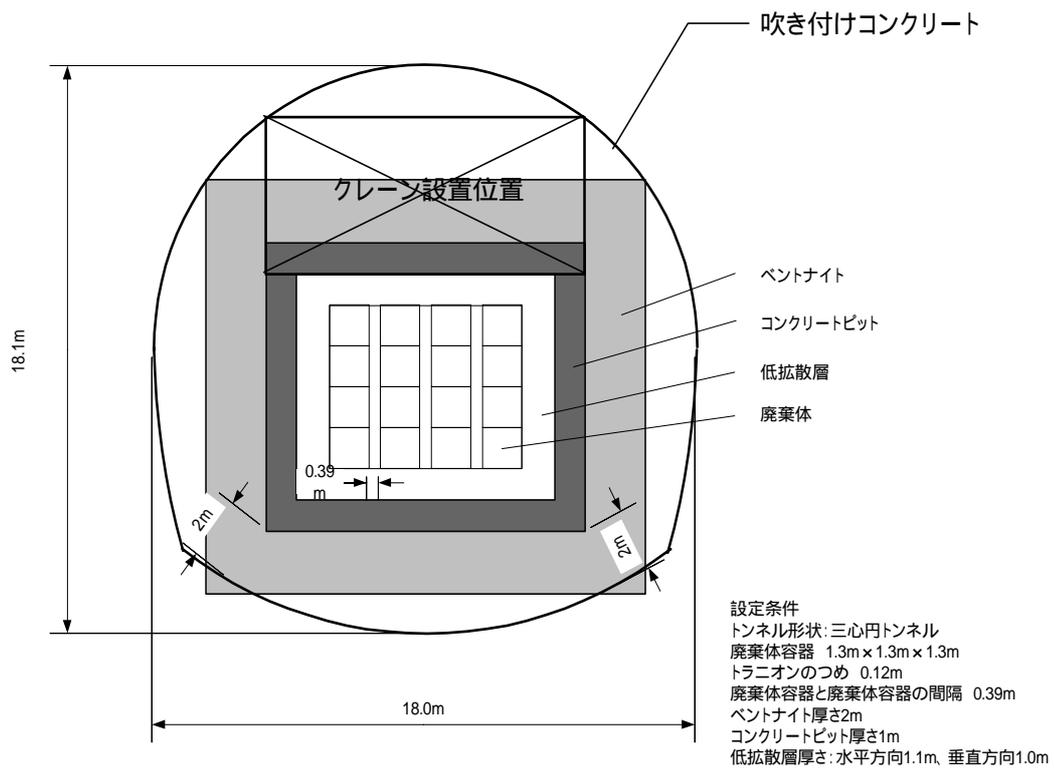
(6) 作業坑道

作業坑道とは、処分坑道の周囲に設置され、アクセス坑道と処分坑道を結ぶトンネルである。

本設計では、廃棄体構内輸送車両から埋設クレーンへの廃棄体の積み替えを処分坑道内で行うこととしているため、作業坑道の寸法は、アクセス坑道と同様でよい。し

JNC TJ8400 2003-043

たがって、作業坑道の断面寸法は、アクセス坑道と同様、幅 8.8m × 高さ 6.7m とする。



三心円トンネル、スパン18m、廃棄体4行×4段積み

図 3.2.1-1 トンネル型埋設施設の垂直断面図

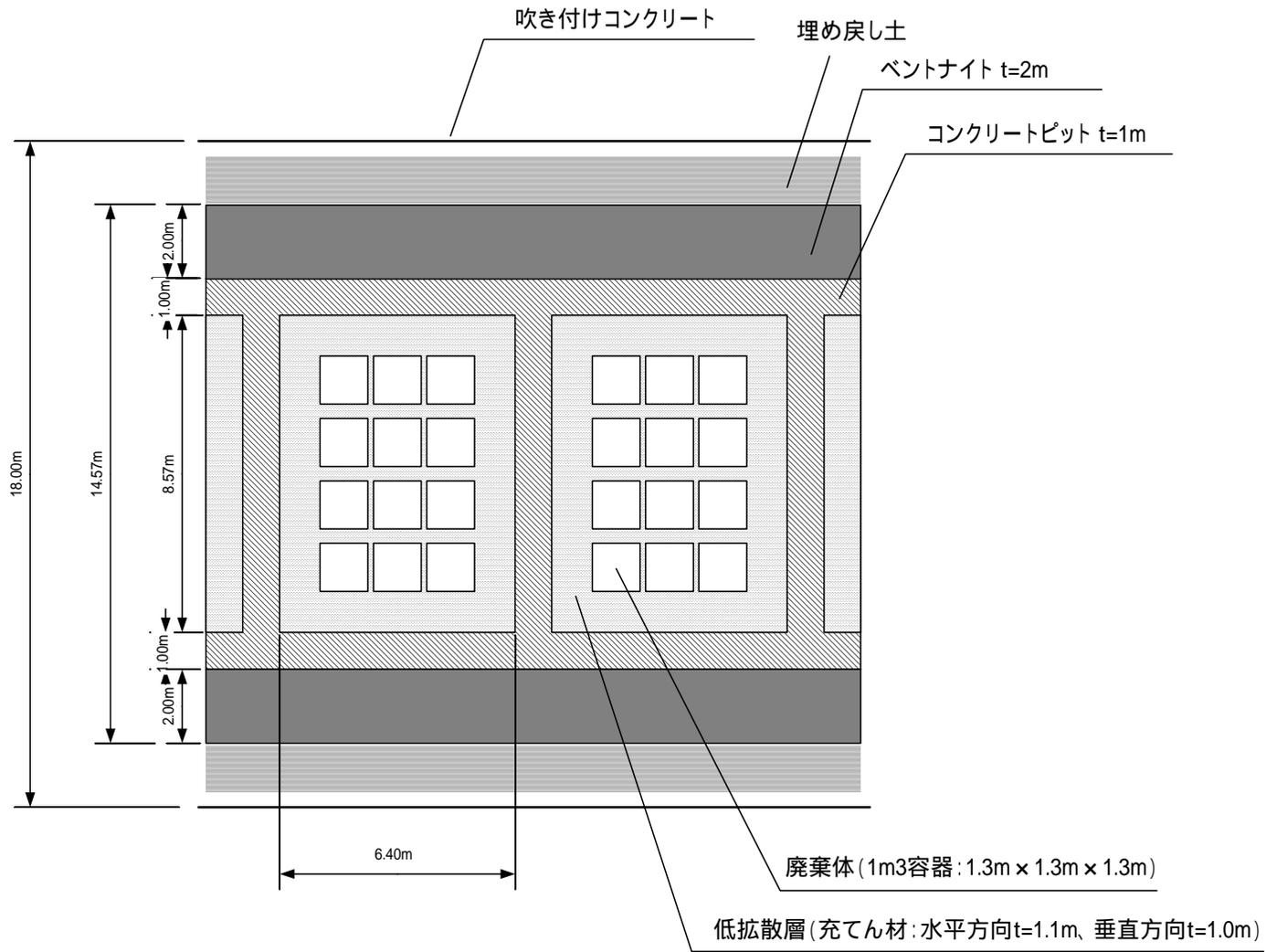


図 3.2.1-2 埋設設備の配置平面図

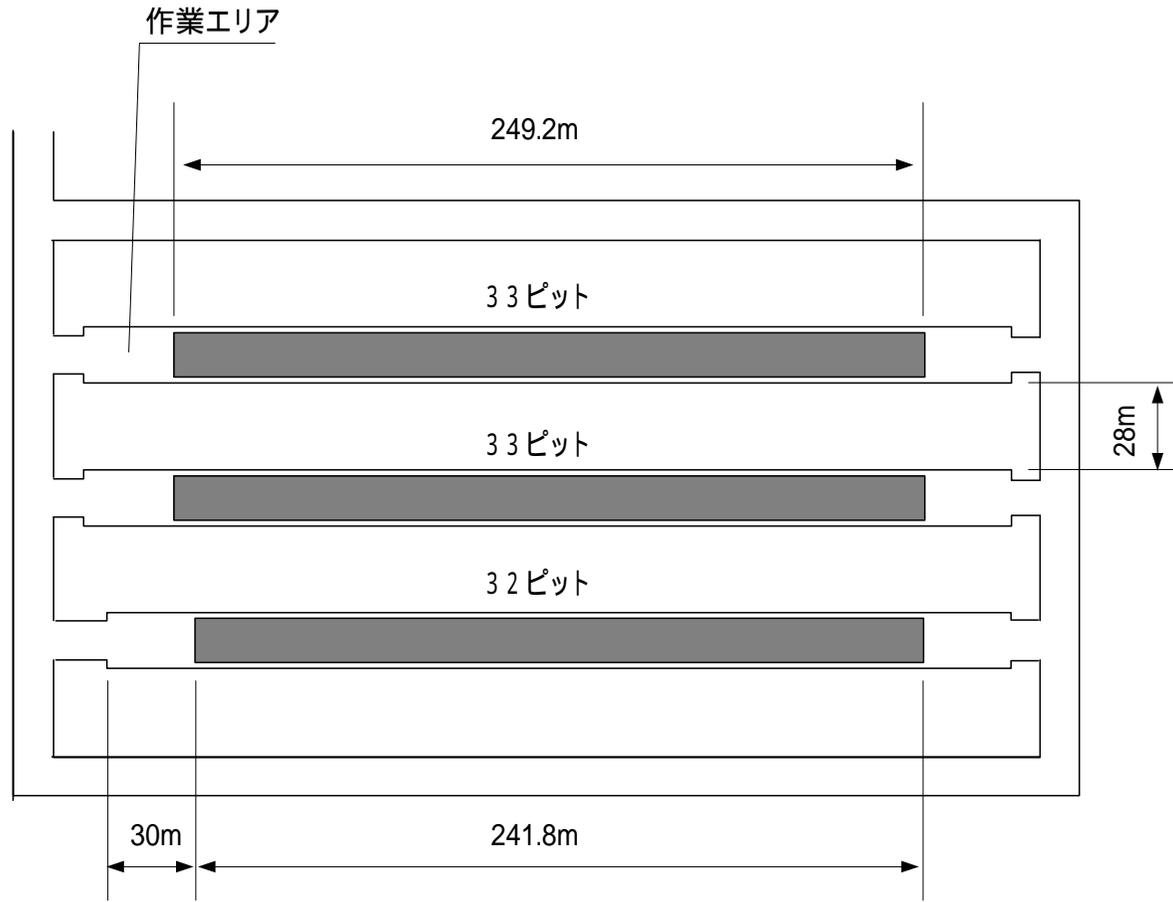


図 3.2.1-3 トンネル型埋設施設の配置平面図

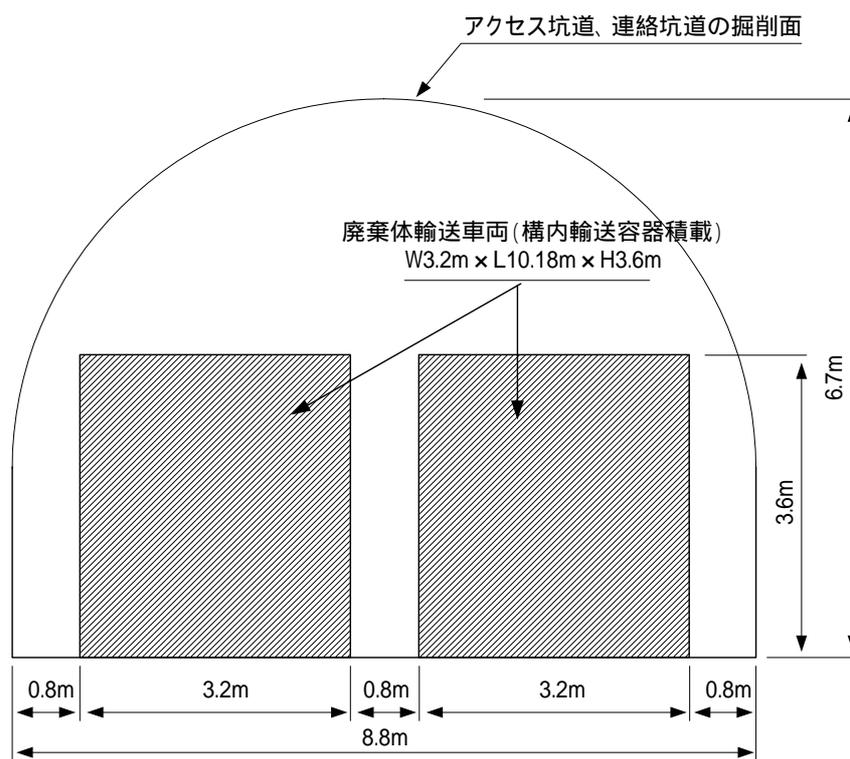


図 3.2.1-4 アクセス坑道、連絡坑道の垂直断面図

3.2.2 サイロ型埋設施設の検討

サイロ型埋設施設の概念検討を以下に示す。

(1)断面形状

処分空洞の断面形状は、平成 13 年度と同様、最大直径 70m スパン以下の開削サイロ型の埋設施設とする。

(2)人工バリア構成

人工バリア構成は、平成 13 年度と同様、以下に示すとおりとする。

ベントナイト層の厚さ : 埋設設備の周囲に設置し、厚さは 2 m とする。

低拡散層（充てん材の層） : 廃棄体の周囲に厚さ 1 m の低拡散層を設置する。

(3)埋設設備寸法

埋設設備の区画寸法、部材寸法は平成 13 年度と同様とする。

区画内寸法 : 幅 8.57m × 長さ 6.4m × 高さ 7.2m

廃棄体収納量 : 4 行 × 3 列 × 4 段 = 48 廃棄体 / 1 区画

埋設設備底版 : 厚さ 1 m

埋設設備側壁 : 厚さ 1 m

内部仕切り設備 : 厚さ 1 m

覆い : 厚さ 1 m

(4)処分空洞の設定

本検討における埋設対象廃棄体は、1 m³ 容器、4 本ラック合わせて 4,692 廃棄体である。

1 区画に 48 廃棄体を収納できるため、総区画数は 98 区画必要になる。

98 区画を配置するためには、1 段に 20 区画配置し、それを 5 段とすればよい。ただし、最上段だけ、18 区画の配置とする。このときの開削サイロの内径は約 55m であり、開削サイロ 1 基で全ての廃棄体を収納できる。また、埋設設備の高さは 42m であり、上下のベントナイト層を含むと 46m となる。

図 3.2.2-1 にサイロ型埋設施設の平面図を、図 3.2.2-2 に埋設設備の配置断面図をそれぞれ示す。

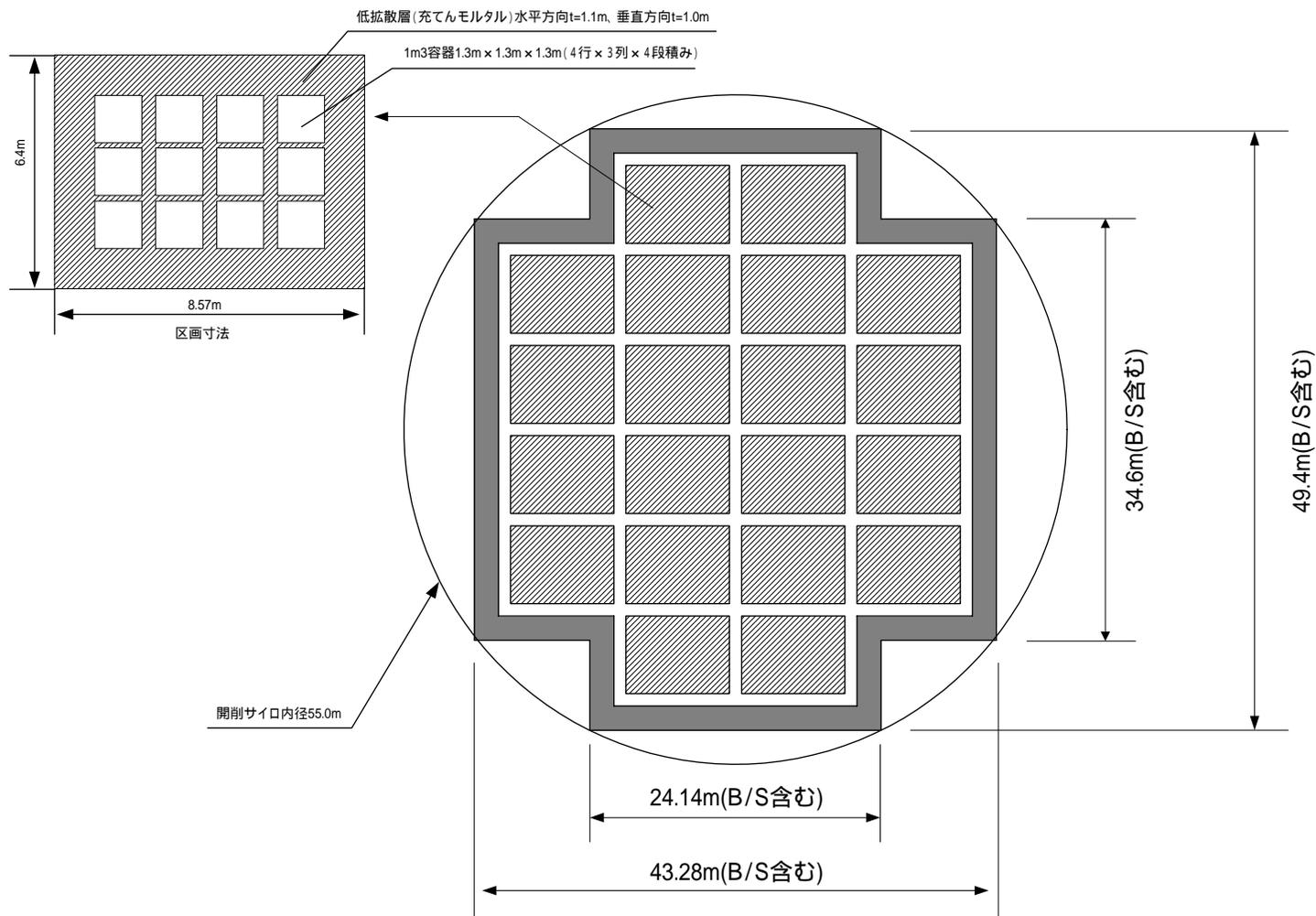


図 3.2.2-1 サイロ型埋設施設の平面図

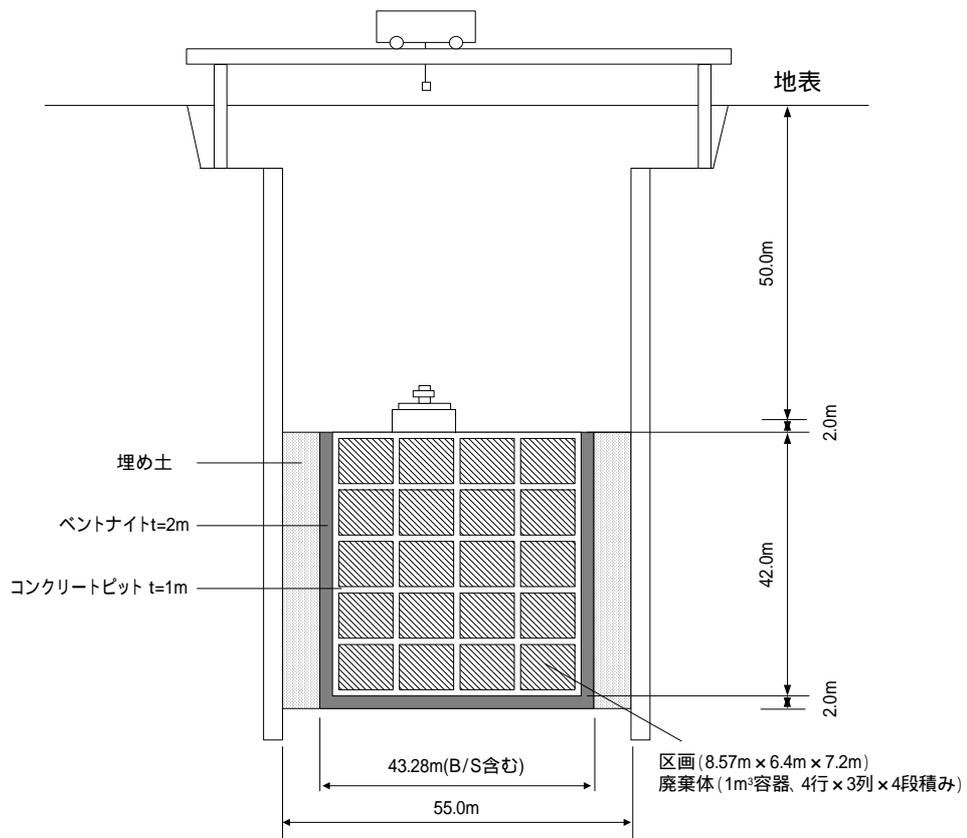


図 3.2.2-2 サイロ型埋設施設の垂直断面図

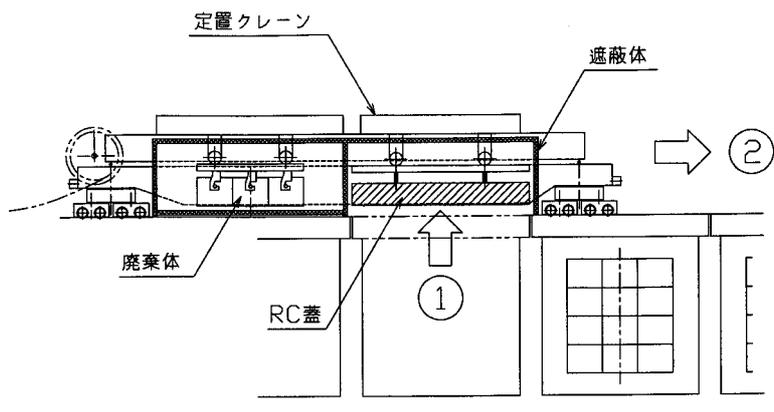
3.2.3 廃棄体取扱い時のしゃへい対応検討

(1)しゃへい対応設備の検討

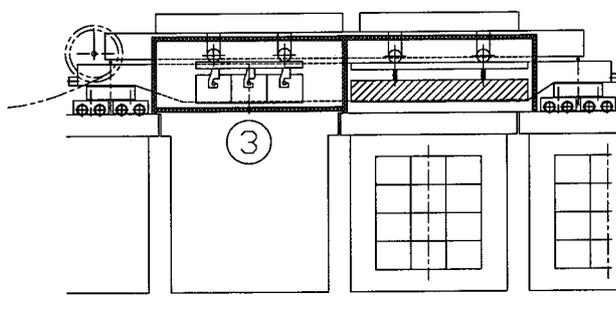
廃棄体は払出し施設より構内輸送容器に入れられて、構内輸送設備にて処分坑道まで運搬される。次に構内輸送車両から埋設クレーンに引き渡され、埋設クレーンにより埋設設備の区画内に定置される。廃棄体が定置されてからRC蓋を設置し、その上で充てん材充てん等の作業が行われる。なお、構内輸送の際は、廃棄体は構内輸送容器に入っているため、しゃへい対応の必要はない。したがって、しゃへい対応が必要なのは、埋設クレーンとRC蓋である。

図 3.2.3-1 に定置クレーンを用いて廃棄体を定置するまでの手順を概念図で示す。廃棄体が定置するまでの手順では区画上部に設置されたRC蓋が最初に撤去され、その後埋設クレーンにより区画内の所定の位置に定置される。この時、トラブル対応等で人間が埋設クレーンに近づく可能性がある。そこで、埋設クレーン躯体のしゃへい厚さについて検討する。

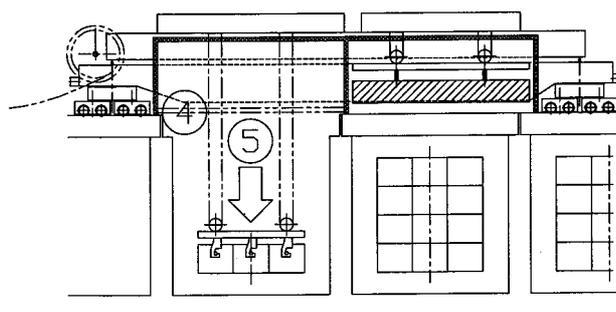
また、RC蓋については、廃棄体定置後、その上に人間が近づき、充てん材の充てん作業等を行うことからRC蓋のしゃへい厚さの検討を行う。



① RC蓋撤去 ② クレーン移動



③ 廃棄体定置位置



④ 下部シャッター開 ⑤ 廃棄体下降

図 3.2.3-1 シャへいを考慮した廃棄体の定置概念図

(2)しゃへいで重要となる核種と廃棄体容器のしゃへい厚さ

定置クレーンは廃棄体容器を透過した放射線を受けるため、廃棄体容器のしゃへいの厚さは埋設クレーン躯体やRC蓋のしゃへいの厚さに関連する。「RI・研究所等廃棄物余剰深度処分の概念設計」平成13年度報告書では廃棄体容器と輸送容器を合わせたしゃへい厚さを35cm(廃棄体容器のしゃへい厚さは15cm)と設定し、輸送規則*を満足しない場合にはしゃへいに必要な厚さの補助しゃへい材を1m³容器の内側に設置することとした。

本年度では3.1項での検討により廃棄物の放射能濃度についても再集計されているので、本項では、「RI・研究所等廃棄物余剰深度処分の概念設計」平成13年度報告書と同様な方法を用いて輸送規則を満足するための廃棄体容器、輸送容器のしゃへい厚さについて見直しを行った。

注)*：輸送規則の表面線量率に関する条件

輸送容器表面での線量率 2mSv/h

輸送容器表面から1mの位置での線量率 0.1mSv/h

()しゃへい検討で重要となる核種

廃棄体容器の表面線量率には、廃棄体容器に収納される放射性廃棄物の濃度と線源となる放射性核種の種類及び放射線に関する特性が重要となる。そこで廃棄体容器、輸送容器、および次項以降で検討する埋設クレーン躯体、RC蓋のしゃへい検討で対象とする放射性核種を選定するために3.1項の廃棄物集計結果をもとにしゃへいの観点で重要となる核種について検討した。

まず3.1項で集計した廃棄物種類別の放射性物質の濃度を以下の3区分に分類した。

- ・核燃料サイクル開発機構
- ・原研
- ・大学関係・使用施設

区分された廃棄物に含まれる全ての核種について、200Lドラム缶廃棄体での核種別

の放射性物質濃度の最大値を求め、濃度が高い上位 10 核種を抽出した。その結果を表 3.2.3-1 に示す（例えば表 3.2.3-1 中の「核燃料サイクル開発機構」の列の Co-60 は、核燃料サイクル開発機構を起源とする廃棄物の中で 200L ドラム缶廃棄体に含まれる Co-60 の放射性物質濃度の最大値が $7.9E+13$ Bq/ton であったことを示す）。

表 3.2.3-1 中の全ての核種について、 1 m^3 容器と同じ内寸法（幅 $1\text{ m} \times$ 長さ $1\text{ m} \times$ 高さ 1 m ）で厚さ 5 cm の鉄製容器内に放射性核種濃度 $1\text{ E}+15$ Bq/ton で封入した場合の容器表面の表面線量率を表 3.2.3-2 に示す。表 3.2.3-2 の結果から同じ放射性物質濃度であれば Co-60 が最も線量への寄与が大きいことがわかる。

表 3.2.3-1 の 200L ドラム缶廃棄体での核種別の放射性物質濃度の最大値を濃度とする核種を 1 m^3 容器と同じ内寸法で厚さ 5 cm の鉄容器内に封入した場合の表面線量率を表 3.2.3-3 に示す。表 3.2.3-3 の結果から、

核燃料サイクル開発機構を起源とする廃棄物については、Co-60 の表面線量率が最も大きく、表面線量率の大きさが第 2 位の Mn-54 とは 3 オーダの差があるので Co-60 が重要な核種である。

日本原子力研究所を起源とする廃棄物については、Cs-137 の表面線量率が最も大きく、上位 3 核種では Cs-137、Eu-154、Co-60 となっている。表面線量率が最も大きい Cs-137 と第 3 位である Co-60 の表面線量率の差は 1 オーダ程度と小さいので、Cs-137、Eu-152、Co-60 が重要な核種である。

大学、使用施設を起源とする廃棄物については、Co-60 の表面線量率が最も大きく、上位 3 核種では Co-60、Cs-137、Sb-125 となっている。表面線量率が最も大きい Co-60 と第 2 位の Cs-137 の表面線量率は同じオーダであるので Cs-137 が表面線量率に効く可能性もある。Co-60 と第 3 位の Sb-125 の表面線量率は 2 オーダ以上離れているので区分した核種の中では Sb-125 は重要な核種とは考えられない。よって大学、使用施設を起源とする廃棄物については、Co-60、Cs-137 が重要な核種である。

上記 ~ より核燃料サイクル開発機構、日本原子力研究所、大学、使用施設を起源とする廃棄物に 3 区分して重要な核種を絞ったが、3 区分の中では共通して Co-60 が含まれるものの、Cs-137 や Eu-154 といった他の核種も重要である場合があり、それ

らの影響についても考慮する必要があることがわかった。

廃棄体容器のしゃへい材の厚さについては個別の廃棄物に対して設定することも考えられるが廃棄物データの中には核種組成が不明な廃棄物もあり、また本研究が処分施設の概念検討であることから、全ての核種を Co-60 として取扱うこととした。また廃棄物には濃度のばらつきがあり、第3次中間報告では濃度のばらつきを平均濃度に対して1オーダ考慮していることから、しゃへい検討では廃棄物の放射性物質濃度を10倍した値を最大濃度として設定した。

表 3.2.3-1 JNC、原研、大学関係・使用施設に分類した場合の放射性核種濃度の最大値の上位 10 核種とその濃度の最大値

位	核燃料サイクル開発機構		日本原子力研究所		大学関係・使用施設	
	核種	放射性核種濃度の最大値(Bq/ton)	核種	放射性核種濃度の最大値(Bq/ton)	核種	放射性核種濃度の最大値(Bq/ton)
1	Co-60	7.9E+13	Sr-90	6.0E+15	Ni-63	1.6E+15
2	Fe-55	1.5E+13	Cs-137	5.1E+15	Cs-137	1.2E+15
3	Ni-63	5.3E+12	Eu-154	1.0E+15	Pu-242	9.4E+14
4	H-3	9.2E+11	H-3	4.3E+14	Co-60	1.6E+14
5	Mn-54	7.9E+11	Cm-244	3.8E+14	Fe-55	7.9E+13
6	Sb-125	3.4E+11	Pu-238	2.2E+14	Pu-238	6.1E+13
7	Nb-94	9.7E+10	Pu-240	9.6E+13	Am-241	2.1E+13
8	C-14	9.6E+10	Co-60	5.0E+13	Sb-125	1.4E+13
9	Ni-59	3.6E+10	Pu-239	3.7E+13	Ru-106	6.6E+12
10	Eu-152	2.6E+10	Am-241	2.4E+13	Pu-240	5.3E+12

注) 本結果は推定値であり今後変化する可能性がある。

表 3.2.3-2 放射性物質濃度 1E+15Bq/ton の場合の鉄 (厚さ 5cm) の表面線量率が高い上位 10 核種

核種	表面線量率(mSv/h)
Co-60	3.4E+05
Nb-94	1.4E+05
Eu-154	1.3E+05
Eu-152	1.1E+05
Mn-54	7.6E+04
Cs-137	2.9E+04
Sb-125	1.7E+04
Ru-106	1.4E+04
Sr-90	1.6E+03
Pu-242	1.0E+01

注) 解析条件: 容器内寸法 1m×1m×1m
 しゃへい厚さ (鉄の厚さ) 5cm
 放射性物質の濃度 1E+15Bq/ton
 放射性物質の密度 1.2g/cm³

表 3.2.3-3 鉄厚さ 5cm の 1 m³ 容器内に表 3.2.3-1 の濃度の核種を封入した場合の
容器表面の表面線量率

位	核燃料サイクル開発機構		日本原子力研究所		大学関係・使用施設	
	核種	表面線量率 (mSv/h)	核種	表面線量率 (mSv/h)	核種	表面線量率 (mSv/h)
1	Co-60	2.7E+04	Cs-137	1.5E+05	Co-60	5.4E+04
2	Mn-54	5.9E+01	Eu-154	1.4E+05	Cs-137	3.5E+04
3	Nb-94	1.4E+01	Co-60	1.7E+04	Sb-125	2.5E+02
4	Sb-125	5.8E+00	Sr-90	9.4E+03	Ru-106	9.0E+01
5	Eu-152	3.0E+00	Am-243	1.5E+00	Pu-242	9.5E+00
6	Cs-137	3.5E-01	Cm-244	9.2E-01	Ce-144	9.1E+00
7	Sr-90	6.5E-03	Cm-243	8.7E-01	Ni-63	2.0E-01
8	Ni-63	6.4E-04	Cd-113m	3.3E-02	Am-241	1.0E-02
9	Cm-244	2.8E-05	Pu-239	2.3E-02	Pu-238	3.0E-03
10	Pu-241	2.8E-07	Am-241	1.1E-02	Pu-239	1.8E-03

() 廃棄体のしゃへい厚さと表面線量率の設定

「RI・研究所等廃棄物余裕深度処分の概念設計」平成 13 年度報告書の廃棄体容器の仕様検討で設定した廃棄体容器のしゃへい厚さと表面線量率を以下に示す。

- ・ 1 m³ 容器：しゃへい厚さ*1 15cm、表面線量率 500mSv/h
- ・ ラック (200L ドラム缶 4 本収納)：しゃへい厚さには設定なし*2、

表面線量率 500mSv/h

注)*1: 輸送規則を満足しない廃棄物には、容器の内側に補助しゃへい材を設置。

*2: 200L ドラム缶の表面線量率が 500mSv/h とならない廃棄物については、ラックの内側に補助しゃへい材を設置。

3.1 項の廃棄物集計結果をもとに、「RI・研究所等廃棄物余裕深度処分の概念設計」平成 13 年度報告書と同じ条件で輸送規則を満足するための 1 m³ 容器及びラックのしゃへい厚さについて見直しを行った。ここで 3.1 項の廃棄物集計結果は廃棄体容器に 200L ドラム缶を使用した場合を想定している。1 m³ 容器を使用する廃棄物は 200L ドラム缶の固化体 (廃棄物、充填モルタル、内容器) の材料の構成割合を変えず 1 m³ 容器内にそのまま移すこととした。また 1 m³ 廃棄体中の固化体について 3.2.3(2) で述べたように Co-60 を線源とし、最大濃度として廃棄物の放射性物質濃度を 10 倍した値を設定した。

(a) 1 m³ 容器に収容する廃棄物

1 m³ 容器と同じ内寸法の鉄製容器に Co-60 を線源とする濃度が異なる放射性物質を収納した場合を想定した感度解析を実施し、固化体の放射性物質濃度と輸送規則を満足する輸送容器表面までのしゃへい厚さの関係を求めた。その関係と 1 m³ 廃棄体の最大濃度と 3.1 項で集計した廃棄体発生予測数の関係とを比較し、輸送規則を満足するためのしゃへい厚さと 1 m³ 廃棄体の発生個数の関係について調べた。

感度解析

検討に使用した感度解析の条件は以下のとおりである。

- ・モデル：1 m³ 容器（内寸法 幅 1 m×長さ 1 m×高さ 1 m）
- ・線源の種類：Co-60（3.2.3(2)より保守側に設定）
- ・線源の濃度：1.0E+10Bq/m³～9.1E+16Bq/m³
- ・固化体の材質：コンクリート
- ・固化体の密度：2.1g/cm³

上記の条件の感度解析の結果得られた輸送規則を満足するために必要な鉄しゃへい厚さと放射性物質濃度の関係を図 3.2.3-2 に示す。

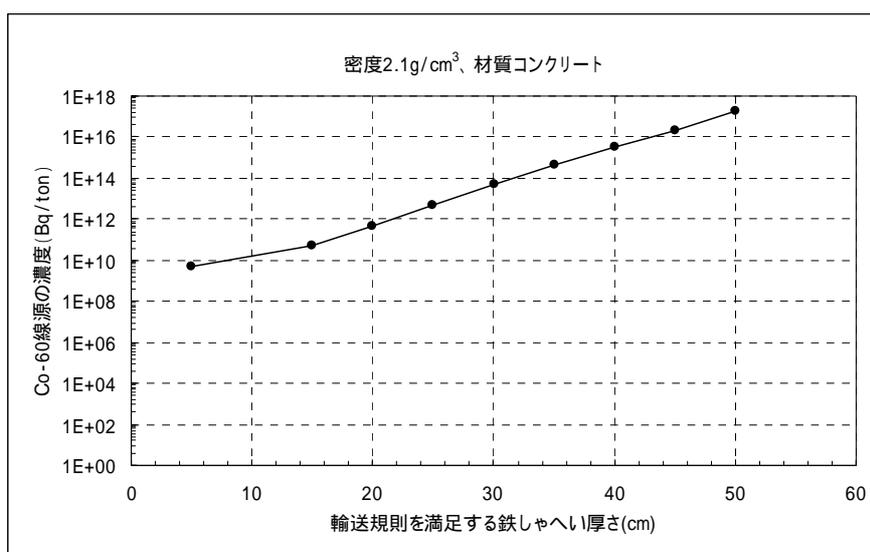


図 3.2.3-2 放射性物質濃度と輸送規則を満足するしゃへい厚さの関係
（固化体密度 2.1g/cm³、材質：コンクリート）

. 1 m³ 廃棄体のしゃへい厚さと表面線量率

1 m³ 廃棄体の固化体の最大濃度と発生予測数の関係と図 3.2.3-2 の固化体の放射性物質濃度と輸送規則を満足するしゃへい厚さの関係をもとに作成した輸送規則を満足するしゃへい厚さと 1 m³ 廃棄体の発生予測数の関係を図 3.2.3-3 に示す。輸送容器表面までのしゃへい厚さを 45cm 必要とする廃棄体が 780 体存在し、この廃棄物は日本原子力研究所大洗研究所を起源とする解体廃棄物である。「RI・研究所等廃棄物余裕深度処分の概念設計」平成 13 年度報告書での固化体の最大濃度が 2.3E+16Bq であったが本年度の集計結果では 9.3E+17Bq と約 40 倍に増加している。また廃棄体の発生個数は 336 体から 780 体と約 2 倍に増加している。その結果固化体の最大濃度は 20 倍程度増加するので平成 13 年度の場合と比べて厚いしゃへい機能が必要となる。このため輸送規則を満足するために必要な輸送容器表面までのしゃへい厚さを 35cm とした場合には、「RI・研究所等廃棄物余裕深度処分の概念設計」平成 13 年度報告書では 1 m³ 廃棄体全体の 99.6%が満足するとなっていたが、本年度の結果では 1 m³ 廃棄体の 76.2%が満足する結果となる。平成 13 年度報告書と同程度の 1 m³ 廃棄体数が輸送規則を満足するためには鉄しゃへい厚さは 45cm 必要となる。

しかし「RI・研究所等廃棄物余裕深度処分の概念設計」平成 13 年度報告書では廃棄体毎の濃度のばらつきを考慮するために固化体の放射性物質濃度に最大濃度として廃棄物の放射性物質濃度を 10 倍した値を設定している。放射性物質濃度を 10 倍しない場合には、図 3.2.3-3 は図 3.2.3-4 の様になり、しゃへい厚さとしては 35cm あれば 1 m³ 廃棄体の 99.6%が輸送規則を満足することになる。廃棄体毎の濃度のばらつきについては第 3 次中間報告と同じ取扱い方法を用いており、調査データに基づくものではないため不確実である。廃棄物の濃度のばらつきによってはしゃへい厚さが 35cm で満足する可能性もあるので、あえて輸送容器表面までのしゃへい厚さである 35cm を変更はせず、必要な場合には 1 m³ 容器の内側に補助しゃへい材を追加することとした。この時補助しゃへい材を追加することにより 1 m³ 容器の収納体積が減少するため 1 m³ 容器の発生数量が変化するが、しゃへい厚さが 35cm で済む可能性もあるためあえて廃棄体の発生予測数を補正することはしなかった。

また 1 m³ 容器の表面線量率は、「RI・研究所等廃棄物余裕深度処分の概念設計」平成 13 年度報告書によれば輸送規則を満足するしゃへい厚さが 35cm の場合、500mSv/h を満足することがわかっている。35cm よりも厚いしゃへいを必要とする

廃棄物は、1 m³ 容器の内側に必要分の補助しゃへい材を設置するため、1 m³ 容器表面では 500mSv/h を満足するため 1 m³ 容器の表面線量率として 500mSv/h を設定する。

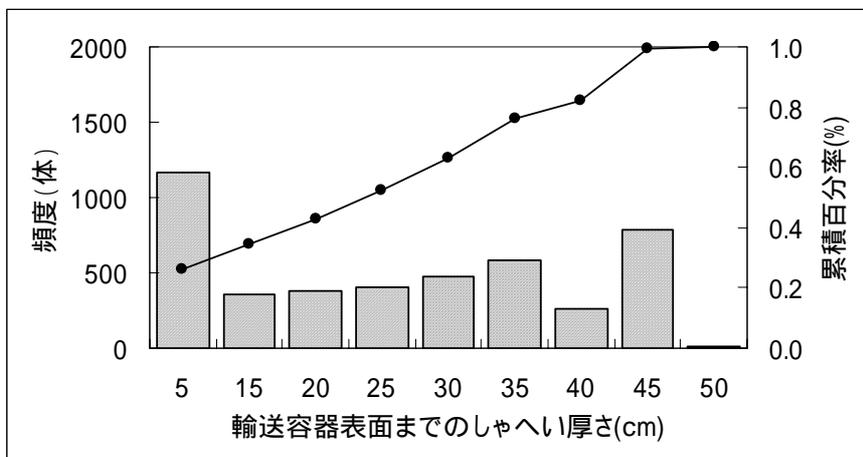


図 3.2.3-3 輸送規則を満足するしゃへい厚さと廃棄体の頻度
(200L ドラム缶の放射性物質濃度の 10 倍を設定)

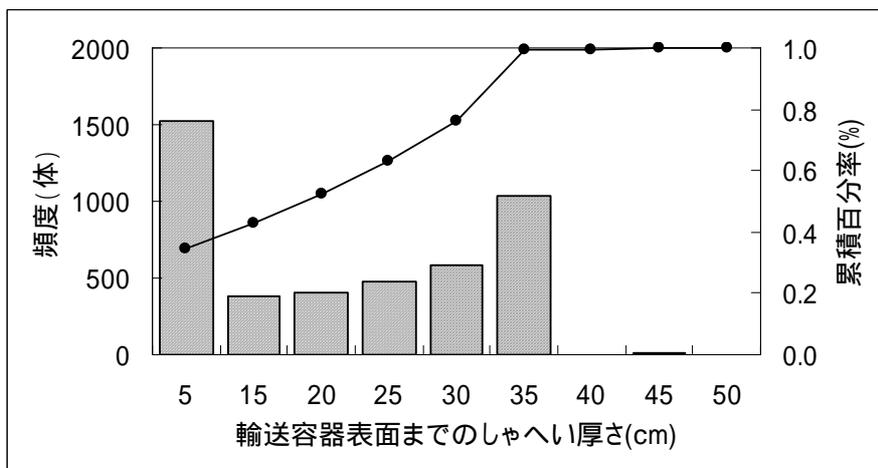


図 3.2.3-4 輸送規則を満足するしゃへい厚さと廃棄体の頻度
(200L ドラム缶の放射性物質濃度を設定)

(b)200L ドラム缶 4 本組みラック

「RI・研究所等廃棄物余裕深度処分の概念設計」平成 13 年度報告書によれば、固化体密度が 1.3g/cm³、材質をコンクリート（モルタル）とした場合の 200L ドラム缶の表面線量率が 500mSv/h 以下となる Co-60 線源の放射性物質濃度は 1.17E+14Bq/m³ (=9.0E+11Bq/ton) である。200L ドラム缶の放射性物質濃度の合

計値を 10 倍した値を Co-60 線源の濃度とした場合に 200L ドラム缶の表面線量率が 500mSv/h となるためのしゃへい厚さを図 3.2.3-5 の Co-60、Cs-137 の鉄しゃへい材の厚さと透過率の関係から推定した。

その結果を表 3.2.3-3 に示す。ラックを使用する廃棄物のうち発生数が多く放射性物質濃度が高い廃棄物は、日本核燃料開発(株)とニュークリア・ディベロップメント(株)を起源とする廃棄物である。

日本核燃料開発(株)を起源とする廃棄物は、操業廃棄物と解体廃棄物でそれぞれラックが 81 体ずつ発生するが、放射性物質濃度が低い 廃棄物が操業廃棄物と解体廃棄物で 80 体分を占め、しゃへい厚さを 17cm 必要とする 廃棄物はラック 1 個分ずつしか発生しない。

ニュークリア・ディベロップメント(株)を起源とする廃棄物には、しゃへい厚さを 33cm 必要とする廃棄物があるがラックの発生数は合計 35 体であり、廃棄物全体の 4692 体に比べれば僅か 1%未満である。

日本核燃料開発(株)、ニュークリア・ディベロップメント(株)を除く他の廃棄体にも京都大学や(株)東芝を起源とするしゃへい厚さを 23cm、20cm 必要とする廃棄物が存在するが、それらのラックの発生予測数はそれぞれ 2 体、1 体であり発生数が少ない。

以上からラックについても、200L ドラム缶の収納本数を減らし補助しゃへい材を設置したとしても、廃棄体全体の 1 m³ 容器とラックの発生数に対して影響は小さいので、補助しゃへい材が必要な廃棄物についてはラックの内側に補助しゃへい材を設置することとする。補助しゃへい材を設置した場合、ラックには 200L ドラム缶を 4 本収納できない可能性があるが、前述の様に廃棄体の発生量が少ないこと、また本検討では全ての核種を Co-60 として取扱っており保守側の設定となっていることから、例え厚いしゃへい材を必要とする廃棄体が存在したとしても、他のしゃへい材の厚さが薄い廃棄体と組み合わせてラックに収納することにより対応は可能と考え、ラックの発生数の補正は行わないこととした。またラックの表面線量率に関しては、1 m³ 容器と同様に 500mSv/h を設定することとした。

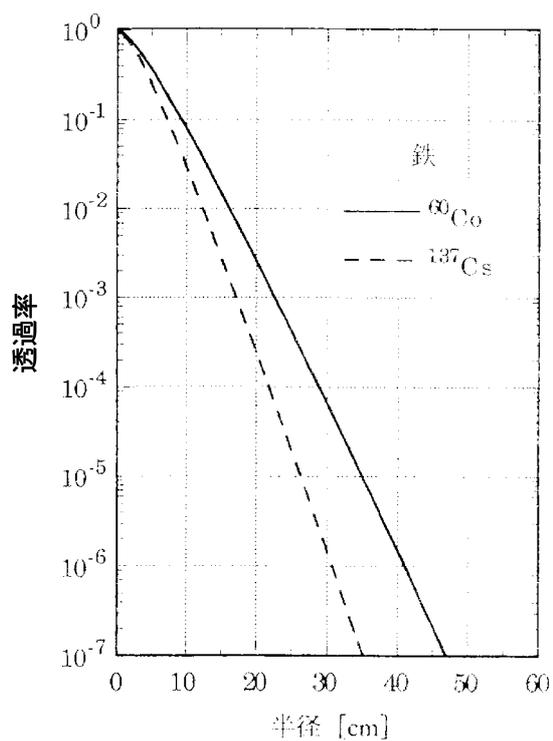


図 3.2.3-5 Co-60、Cs-137 の鉄しゃへい材の厚さと透過率の関係¹⁾

1) 日本原子力研究所 核燃料施設安全性研究委員会、遮へい安全性実証解析専門部会：核燃料施設遮へい安全ガイド資料 Q&A 編、JEARI-Review 96-002

表 3.2.3-4 ラックの表面線量率が 500mSv/h となるために必要なしゃへい厚さとラックの発生個数

発生機関	発生場所等	廃棄物名	放射性物質濃度の合計値 × 10(Bq/ton)	200L ドラム缶の表面線量率の推定値 (mSv/h)	200L ドラム缶の表面線量率を 500mSv/h 以下とするために必要なしゃへい厚さ(cm)	200L ドラム缶 4 本組ラックの発生予測数 (体)
核燃料サイクル開発機構	東海事業所	RI 廃液	2.0E+10	11	0	1
	大洗工学校舎	低線量可燃物	6.3E+10	35	0	5
		低線量可燃物	1.8E+10	10	0	50
日本原子力研究所	東海研究所	液体廃棄物	2.3E+11	130	0	13
東京大学	大学院工学系研究科附属原子力工学研究施設	-	3.1E+12	1700	6	1
京都大学	原子炉実験炉 KUR	炉内構造物	1.3E+15	7.3E+5	23	2
日本核燃料開発(株)	ホットセル施設	廃棄物 (操業)	1.7E+12	930	3	合計 81 (80、1)
		廃棄物 (操業)	1.5E+14	8.3E+4	17	
		廃棄物 (解体)	3.7E+12	2100	6	合計 81 (80、1)
		廃棄物 (解体)	1.5E+14	8.3E+4	17	
ニュークリア・デベロップメント(株)	燃料ホットセル施設	250A 缶廃棄物(操業)	1.6E+16	9.1E+6	30	合計 16
		特殊廃棄物 (不燃性) (操業)	7.4E+12	4100	8	
		特殊廃棄物 (難燃性) (操業)	4.8E+13	2.7E+4	15	
		特殊廃棄物 (イオン交換樹脂)(操業)	4.0E+16	2.2E+7	33	
		特殊廃棄物 (イオン交換樹脂)(操業)	5.3E+14	2.9E+5	22	
		可燃性廃棄物 (操業)	3.2E+13	1.8E+4	13	
		不燃性廃棄物 (操業)	6.3E+11	350	0	
		難燃性廃棄物 (操業)	8.6E+12	4800	9	

注) 本結果は推定値であり、今後変化する可能性がある。

表 3.2.3-4 ラックの表面線量率が 500mSv/h となるために必要なしゃへい厚さ (その 2)

発生機関	発生場所等	廃棄物名	放射性物質濃度の合計値 × 10(Bq/ton)	200L ドラム缶の表面線量率の推定値 (mSv/h)	200L ドラム缶の表面線量率を 500mSv/h 以下とするために必要なしゃへい厚さ(cm)	200L ドラム缶 4 本組 ラックの発生予測数 (体)
ニュークリア・デベロップメント(株)	燃料ホットラボ施設	250A 缶 廃棄物(解体)	1.6E+16	9.1E+6	30	合計 19
		特殊廃棄物 (不燃性) (解体)	7.4E+12	4100	8	
		特殊廃棄物 (難燃性) (解体)	4.8E+13	2.7E+4	15	
		特殊廃棄物 (イオン交換樹脂)(解体)	5.3E+14	2.9E+5	22	
		可燃性廃棄物 (解体)	3.2E+13	1.8E+4	13	
		不燃性廃棄物 (解体)	6.3E+11	350	0	
		難燃性廃棄物 (解体)	8.6E+12	4800	9	
日立エンジニアリング(株)	王禅寺事業所 HTR 施設	コンクリート	1.5E+10	8.1	0	合計 3
		金属	1.8E+9	1	0	
		難燃物	4.0E+10	22	0	
		可燃物	2.4E+10	13	0	
		その他	8.0E+10	44	0	
(株)東芝	研究炉管理センター-東芝教育訓練用原子炉施設 TTR	原子炉制御板	4.4E+14	2.5E+5	20	1

注) 本結果は推定値であり、今後変化する可能性がある。

(3)しゃへい検討

次の項目に関してしゃへい厚さを検討する。

廃棄体定置時の埋設クレーンに係るしゃへい体の厚さ

廃棄体定置後のRC蓋の厚さ

() 計算条件

(a)線源サイズ

埋設設備内に定置した 1 m^3 廃棄体に関する線源サイズを $L4.2\text{ m} \times W6.37\text{ m} \times H5.2\text{ m}$ とした。なお、RC蓋に近い 1 m^3 廃棄体最上部は15cm厚の鉄しゃへい領域とした。

また、埋設クレーンで移動する 1 m^3 廃棄体は最大3個とし、廃棄体サイズは $L4.2\text{ m} \times W1.3\text{ m} \times H1.3\text{ m}$ と設定した。ただし、 1 m^3 廃棄体最外部は15cm厚の鉄しゃへい領域とし、線源サイズは $L3.9\text{ m} \times W1.0\text{ m} \times H1.0\text{ m}$ とした。

(b)線源材質密度

前節の検討に基づき、放射能濃度が最大であるセメント系廃棄物を想定し、線源材質及び密度をコンクリート、 2.0 g/cm^3 とした。

(c)線源放射能濃度

線源の放射能濃度は 1 m^3 廃棄体の表面線量率が 500 mSv/h となるように設定した。放射性核種は保守側にCo-60と仮定した。線量率計算の結果、放射能濃度は $5.4\text{ E}+14\text{ Bq/ton}$ とした。

(d)しゃへい体

RC蓋の材質はコンクリートとした。RC蓋表面で $20\text{ }\mu\text{ Sv/h}$ 以下となる上蓋厚さをしゃへい計算により求めた。

また、移動廃棄体のしゃへい物質の材質は鉄とした。表面で $20\text{ }\mu\text{ Sv/h}$ 以下となるしゃへい体厚さをしゃへい計算により求めた。

なお、それぞれのしゃへい厚さを求める際の基準値とした $20\text{ }\mu\text{ Sv/h}$ は放射線業務従事者に係る実効線量限度 50 mSv/年 をもとに年間50週、1週間あたりの作業時間を48時間に想定することにより算出した数値であり、常時作業者がしゃへい体表面に接近することを想定した保守側の設定値である。

(e)その他

R C 蓋に係るしゃへい計算モデルを図 3.2.3-6 に示す。また、埋設クレーン移動時のしゃへい計算モデルを図 3.2.3-7 に示す。しゃへい計算は点減衰核積分コード QAD - CGGP2R を使用し、実施した。

() 計算結果

R C 蓋厚さを変動させた場合の R C 蓋表面における実効線量率の計算結果を図 3.2.3-8 に示す。同図より作業者が常時接近できるためには R C 蓋の厚さとして 90cm 必要である。

埋設クレーン移動時におけるしゃへい厚さを変動させた場合のしゃへい体表面における実効線量率計算結果を図 3.2.3-9 に示す。同図より作業者が常時接近できるためには 25cm 厚の鉄しゃへいが必要である。

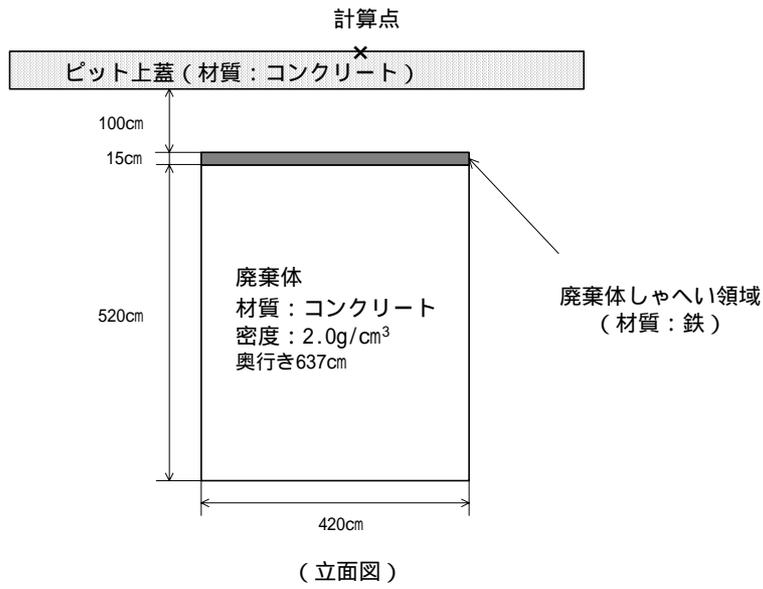


図 3.2.3-6 ピット上蓋に係るしゃへい計算モデル

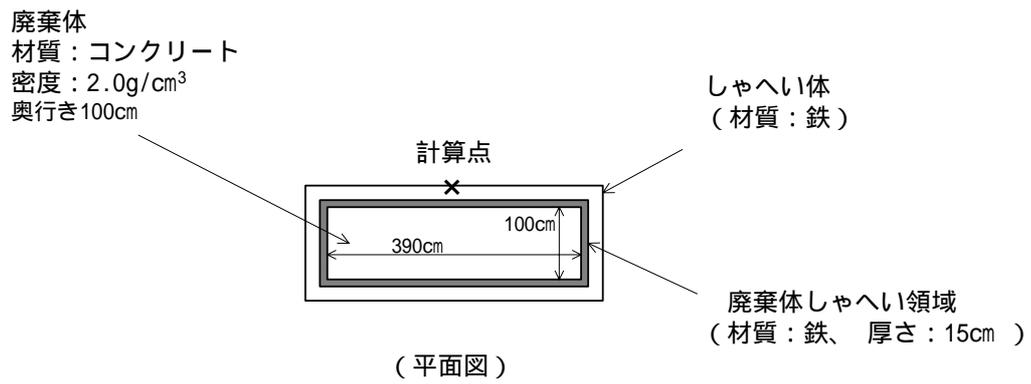


図 3.2.3-7 クレーン移動時のしゃへい計算モデル

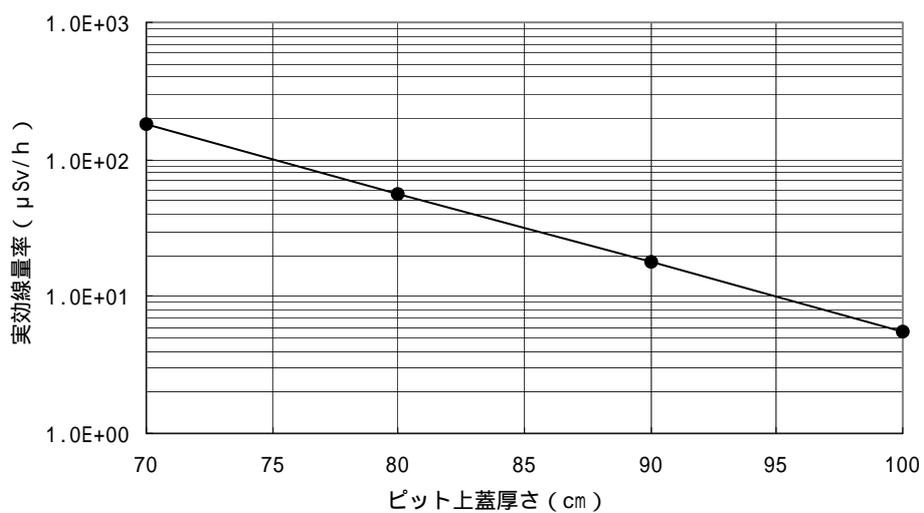


図 3.2.3-8 ピット上蓋厚さと実効線量率の関係

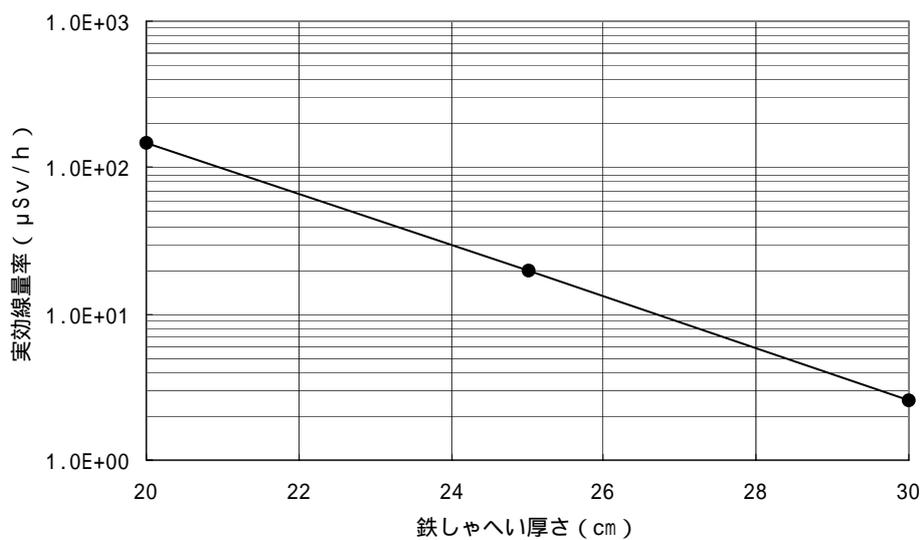


図 3.2.3-9 移動廃棄体に係る鉄しゃへい厚さと実効線量率の関係

3.2.4 廃棄体落下事象対応検討

サイロ型施設においては、廃棄体を定置するのに、埋設クレーンにて 50m 以上の高さから廃棄体を吊り降ろす必要があり、廃棄体の落下事故が懸念される。

落下事故の主な原因として考えられるのは、以下の事象である。

- ・吊具の亀裂等による落下事故
- ・機器の故障による落下事故
- ・巻上ワイヤロープの切断による落下事故
- ・吊具の誤動作による落下事故

これらについて、対応策を検討する。

(1)吊具の亀裂等への対応策

基本的には、吊具の構造によらず、始業点検等で対応可能と考えられる。

ただし、吊具をラミネート構造（多層鋼板）にするなどの対応を行えば、さらに安全性は増し、落下事故を回避できると考えられる。

(2)機器の故障への対応策

機器の故障（ブレーキ等の故障）についても、始業点検等で対応可能と考えられる。

上記と同様、ブレーキ等の構造を二重化することにより、さらに安全性は増し、落下事故を回避できると考えられる。

(3)巻上ワイヤロープの切断への対応策

巻上ワイヤロープの切断による落下事故を防止するために、始業点検は必須であるが、ワイヤの長さが長いため、時間を要するのが欠点である。したがって、ワイヤに関しては二重化を採用することを原則とする。二重にしたワイヤが同時に切断することは考えられないため、落下事故を回避できると考えられる。

(4)吊具の誤動作への対応策

誤動作での廃棄体把持不良が考えられるが、制御のインターロックを採用することで、誤動作を回避することができると考えられる。

(5)その他の対応策

落下高さを小さくするため、埋設設備の上部に埋設クレーンを設置し、そこまではトンネルにて廃棄体を輸送する方法も対応策として考えられるが、トンネル掘削による費用増加に伴い、経済性は低下する。

一方、埋設設備は厚さ1 mの内部仕切設備で仕切られ、埋設設備の上部には厚さ1 mの覆いが設置される設計となっている。したがって、廃棄体が上記の対応策にもかかわらず落下したとしても、その影響範囲は操業中の1区画だけであり、他の区画には影響ないように設計されている。このような設計も、廃棄体落下対応策と考えることができる。

3.2.5 合理的な建設工程の検討

操業期間を 50 年、その間、廃棄体が平均的に搬入されるものとする、1 年間では約 94 体、すなわち、1 年間に 2 区画（1 区画 = 48 体）の廃棄体を定置すればよいことになる。また、1 本の処分坑道には、33 区画の埋設設備が設置されるため、操業開始から 1 本の処分坑道の廃棄体定置が完了するのに、16.5 年必要となる。本検討では、3 本の処分坑道を建設する必要があるが、3 本の処分坑道を一度の建設するのは合理的ではなく、操業の進捗に伴って順次建設するのがよいと考えられる。したがって、2 本目の処分坑道を建設するためには、1 本目の処分坑道の操業期間内に建設を完了させる必要がある。これは建設工程的には十分な期間であるが、設備投資等に伴う建中利子などを考慮すると、可能な限り後に遅らせて建設するのが合理的であると考えられる。なお、2 本目の処分坑道以降については、埋設クレーンの解体・再組立・試運転の期間を見込む必要がある。さらに、アクセス坑道、作業坑道等は、1 本目の処分坑道建設前に建設する必要がある。

トンネル型施設の建設工程を図 3.2.5-1 に示す。

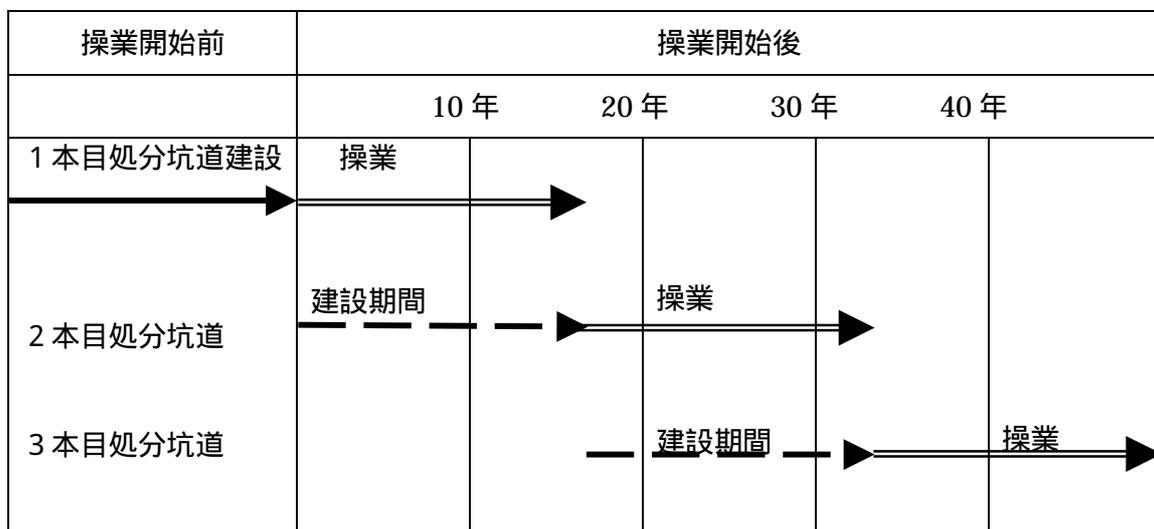


図 3.2.5-1 トンネル型施設の建設工程

3.2.6 発熱影響検討

余裕深度処分対象となる RI・研究所等廃棄物には、廃棄体容器の遮へいに関する検討において示されているように、高線量の廃棄体が一部存在する。これらの廃棄体においては発熱が生じ、廃棄体を定置した処分坑道内部及びその周囲の温度の上昇が考えられる。なお、RI・研究所等廃棄物の余裕深度処分施設と同等の処分施設概念を対象として検討が行われている TRU 処分概念検討書¹⁾では、このような廃棄体発熱による処分施設への影響としては、人工バリア特性の変化が考慮されている。そこで、本検討では 3.1.1 発生廃棄物特性分類において行われた RI・研究所等廃棄物の廃棄体特性データの整理結果に基づき、上記 TRU 処分概念検討書における熱解析結果を参考として、廃棄体発熱に起因する熱影響について検討を行った。

(1) 既往の検討例

まず、既往の TRU 処分概念検討書における検討結果について概要をまとめる。

先に示したように廃棄体発熱による影響としては、人工バリア材であるベントナイト系材料とセメント系材料の特性変化が考えられている。現状の知見から、ベントナイト系材料については、ベントナイト成分の熱的な変質、劣化の観点から温度上限値は 100 と考えられること、また、セメント系材料に関しては、セメントの耐熱温度として、セメントの収着機能が低下しない温度すなわちセメント系材料における主な吸着サイトと考えられる C-S-H ゲルが結晶化しない温度という観点から 80 であるとし、両者を含めて人工バリア全体の温度上限値として安全側に 80 を設定している。

概念検討書では発熱廃棄体であるハル・エンドピースがグループ化されている廃棄体グループ 2 を対象として、この温度上限値を満足するように 2 次元鉛直断面モデルにおいて熱解析を実施し、坑道断面に定置される廃棄体数量及び坑道離間距離を設定している。

¹⁾核燃料サイクル開発機構、電気事業連合、共同作業チーム、JNC TY1400 2000-001, TRU TR-2000-01、TRU 廃棄物処分概念検討書、平成 12 年 3 月

(2)RI・研究所等廃棄物の廃棄体発熱量の検討

廃棄体発熱に関して、3.1.1 で整理されている各廃棄体における核種インベントリに基づき廃棄体発熱量の算出を行った。なお、廃棄体の整理結果から本検討で対象としている廃棄物はその発生量が廃棄物ごとに大きく異なっており、TRU 処分概念検討書で対象としているハル・エンドピース廃棄体に関しては約 5,000m³ほどあり、特定の処分坑道にまとめて処分されるため、上記に整理したような人工バリア特性の影響が懸念されるものと若干状況が異なる。廃棄体容器の遮へい機能に関する検討結果によると、廃棄物の線量が高く強固な遮へいが必要となる廃棄体（発熱が大きい廃棄体）は少数であり、処分坑道全体がそのような廃棄体のみで占められる状況は想定しがたい。そこで、ここではまずすべての廃棄体に関して、廃棄体発熱の影響の考慮が必要であるものを抽出するため、各廃棄体の総発熱量の算出を行った。各廃棄体における総発熱量の経時変化を図 3.2.6-1 に示す。なお、同図中には参考として TRU 処分概念検討書における廃棄体グループ 2（民間再処理ハル・エンドピースの発熱量を廃棄体グループ 2 全体に適用したもの）での結果を併せて示す。また、グラフ中では各廃棄体の 0 年における総発熱量の高い物から順に表示してある。

この結果から、本検討の対象としているすべての RI・研究所等廃棄物の廃棄体発熱は TRU 処分概念検討書において発熱廃棄体として考慮されたハル・エンドピースに対して非常に小さい発熱量であり、特に廃棄体からの発熱による影響を考慮する必要がないものと考えられる。

また、確認のために総発熱量の高い廃棄体を対象として、廃棄体からの発熱率を TRU 処分概念検討書における廃棄体グループ 2 での発熱率と比較を行い、処分施設形態への影響に関して検討を行った。

図 3.2.6-1 において、発熱量の高い廃棄体（上位 8 廃棄体）に関して、廃棄体からの発熱率の経時変化を図 3.2.6-2 に示す。この結果より、総発熱量の高い廃棄体に属するそれぞれの個別の廃棄体における発熱率は、オーダーで TRU 処分概念検討書の廃棄体グループ 2 の発熱率より低い。このため、TRU 処分概念検討書とほぼ同様な処分施設概念である RI・研究所等廃棄物の余裕深度処分施設においては、廃棄体発熱による温度上昇を緩和するための処分施設形態への大きな影響は生じないと考えられる。

一方、総発熱量はたの廃棄体に比べ高くはないが、個別の廃棄体としては高い発熱

率となる廃棄体も少数ではあるが存在する。これらの廃棄体は発生量が非常に少ないため総発熱量としては少なくなっている。これらの廃棄体のみを一カ所にまとめて定置した場合、その領域の温度が上記(1)で示した温度上限値を超える可能性も考えられる。しかし、先に示したようにこれらの廃棄体は、本検討で対象としている RI・研究所等廃棄物全体の発生量に対して非常に少ない割合しか占めていない。このことから、これらの廃棄体を一カ所にまとめて定置するのではなく、他の廃棄体中に平均的に定置するというような操業上の対処により、処分坑道内での平均的な発熱率を低下させることが可能であり、この場合、TRU 処分概念検討書の廃棄体グループ 2 の発熱率を下回り、結果としてやはり処分施設形態へ大きな影響は生じないと考えられる。

なお、上記のように廃棄体を平均的に定置するといった対処を行い、処分施設形態全体への影響は生じないようにしたとしても、やはり局所的な高温部が生じる。そのような局所的な高温部による影響に関しては、より具体的な処分施設形態の検討が行われ、廃棄体ごとの定置計画の策定がなされるような段階において、再度詳細な検討が必要であると思われる。

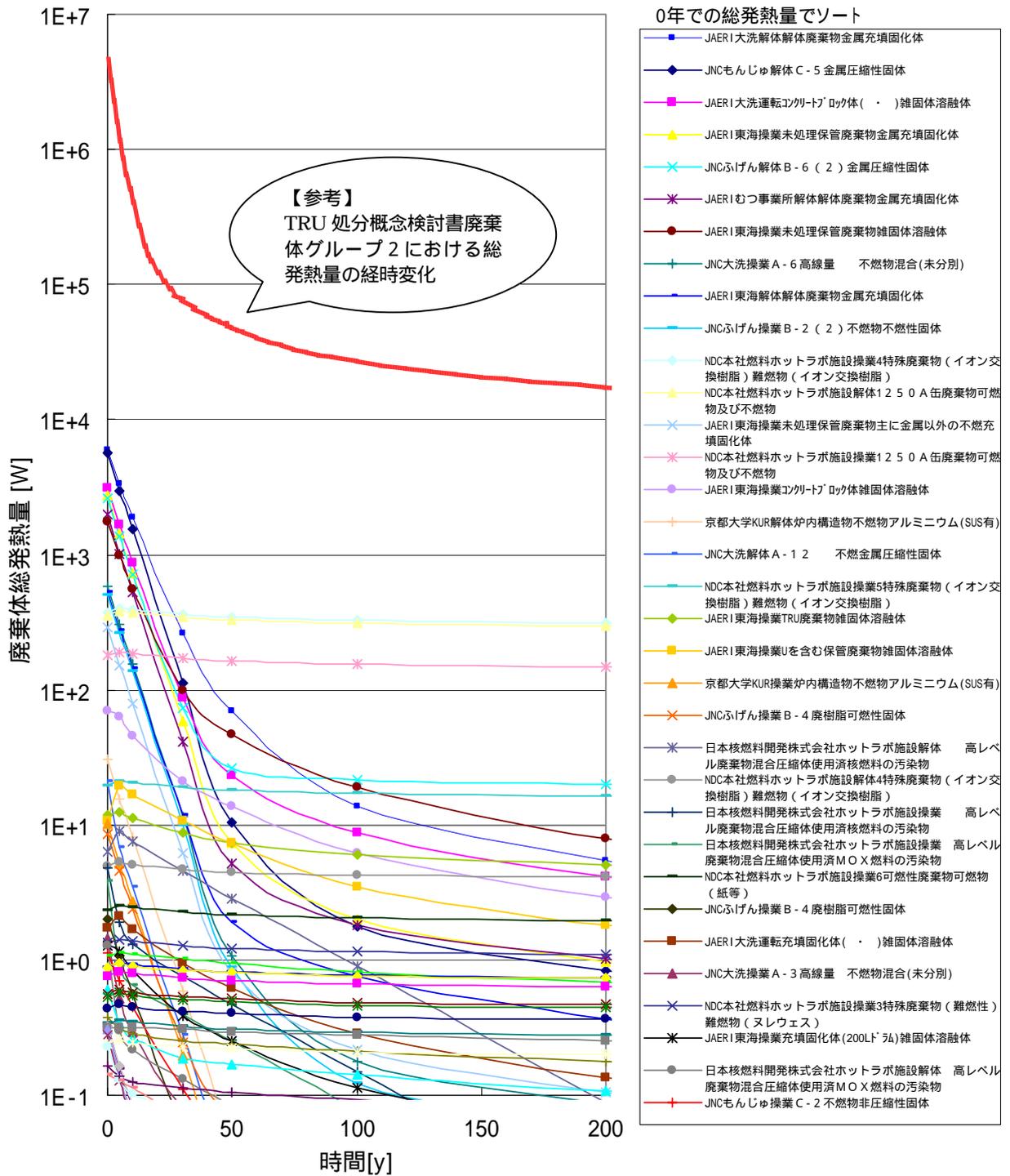


図 3.2.6-1 各廃棄体における総発熱量の経時変化

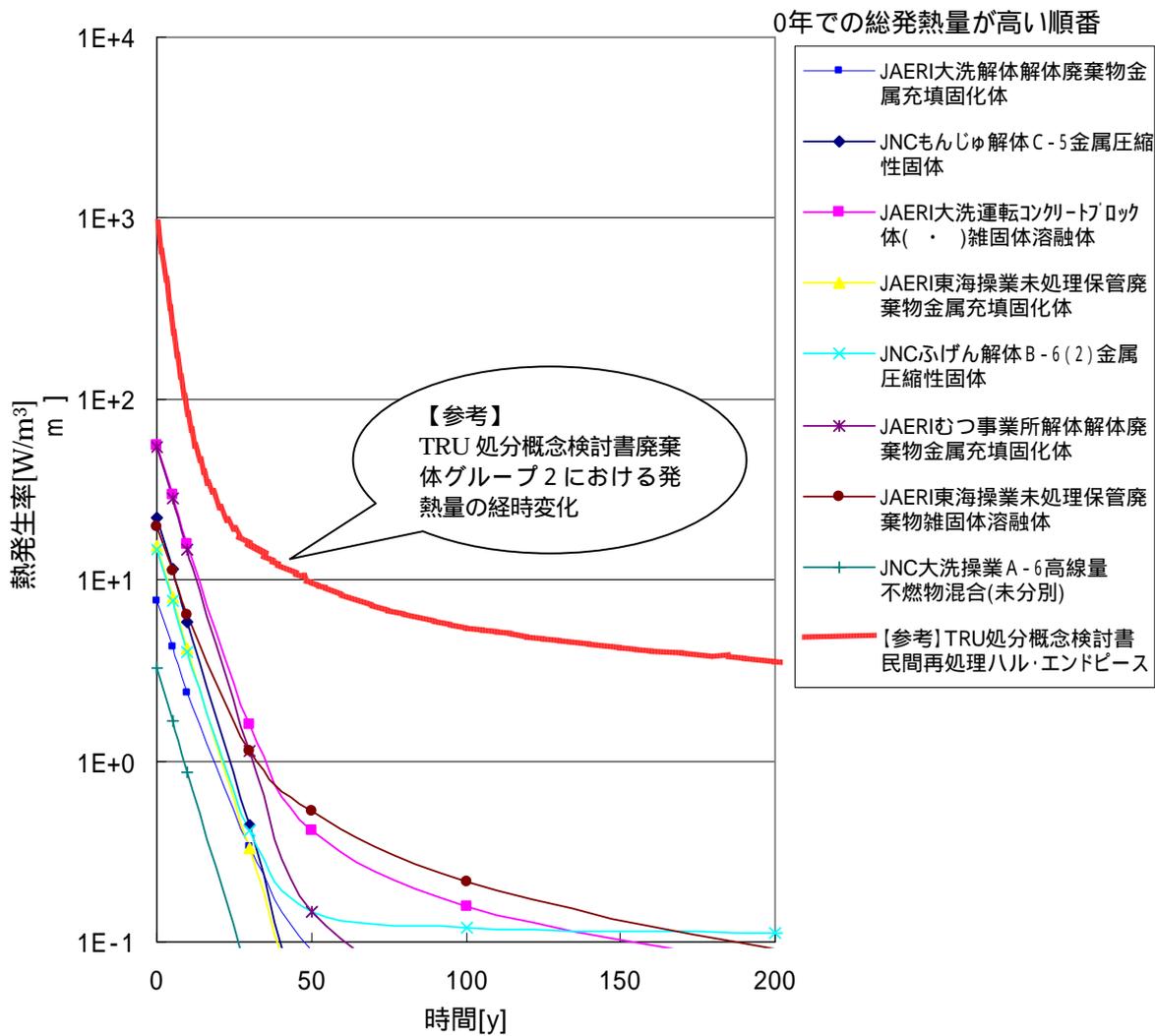


図 3.2.6-2 発熱量の高い廃棄体における発熱率の経時変化

3.3 施設成立性の検討

3.3.1 評価対象核種及び重要核種の選定

放射性廃棄物安全基準専門部会が平成 12 年 6 月にとりまとめた「低レベル放射性廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について(第 3 次中間報告)」(以下、「LLW 第 3 次中間報告」という。)における $10 \mu\text{Sv}/\text{yr}$ 相当濃度 (C) と今回対象廃棄体の放射性物質濃度 (D) から相対重要度 (D/C) を評価し、重要核種を選定した。各施設における相対重要度の計算結果は表 3.3.1-1 ~ 表 3.3.1-22 に示すとおりであり、各施設における重要核種のまとめは表 3.3.1-23 に示すとおりである。今回対象とした廃棄物の重要核種は、発生施設及び廃棄物種類(操業廃棄物, 解体廃棄物)ごとに大きく異なるため、全体を包括した重要核種を選定することは困難であり、各事業所の廃棄物種類ごとに設定する必要があると考えられる。

今回の評価対象核種は、「LLW 第 3 次中間報告」及び「TRU 廃棄物処分概念検討書」において評価対象とされている放射性核種から選定した。また、重要核種は放射性核種ごとに被ばく経路の重畳を考慮した $10 \mu\text{Sv}/\text{yr}$ 相当濃度の最小値 (C) と対象廃棄物中の平均放射性核種濃度 (D) の比である相対重要度 (D/C) が上位 3 桁の範囲に入る核種である。

なお、FP 核種及び CP 核種については原子力安全委員会 放射性廃棄物安全基準専門部会において導出された $10 \mu\text{Sv}/\text{yr}$ 相当濃度を使用した。TRU 核種については崩壊連鎖を考慮して $10 \mu\text{Sv}/\text{yr}$ 相当濃度を導出した。

表 3.3.1-1 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(核燃料サイクル開発機構 東海事業所 操業廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-	1.20E+09	
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13	1.20E+09	2.30E-05 (3)
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10	5.98E+06	5.98E-04 (2)
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13		
5	Fe-55	2.73E+00	-		
6	Co-60	5.27E+00	-		
7	Ni-59	7.60E+04	-		
8	Ni-63	1.00E+02	-	5.98E+06	
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14	5.98E+06	5.98E-08
10	Sr-90	2.88E+01	-		
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12		
12	Nb-94	2.03E+04	-		
13	Mo-93	4.00E+03	-		
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10	2.99E+08	3.64E-03 (1)
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12	8.96E+06	9.58E-07
16	Sn-121m	5.50E+01	-		
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11		
18	Sb-125	2.76E+00	-	2.99E+06	
19	Te-125m	1.57E-01	-		
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09	5.98E+06	1.93E-03 (1)
21	Cs-134	2.06E+00	-		
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12		
23	Cs-137	3.01E+01	-	2.99E+06	
24	Sm-151	9.00E+01	-	5.98E+06	
25	Eu-154	8.59E+00	-		
26	Eu-155	4.76E+00	-		
27	Pb-210	2.23E+01	-	5.98E+06	
28	Ra-226	1.60E+03	-	2.99E+06	
29	Ac-227	2.18E+01	-	5.98E+06	
30	Th-229	7.34E+03	-		
31	Th-230	7.54E+04	-		
32	Pa-231	3.28E+04	-	2.39E+07	
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10		
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09		
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08		
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10		
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07		
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09	2.39E+07	1.56E-02 (0)
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12		
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13		
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14		
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14		
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12		
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12	2.99E+07	3.94E-06
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12		
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13	5.98E+06	1.13E-07
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14		
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16		
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16	8.96E+08	1.00E-08
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11	2.99E+06	7.79E-06

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-2 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(核燃料サイクル開発機構 東海事業所 解体廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-	3.51E+09	
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13	3.51E+09	6.75E-05 (3)
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10	1.76E+07	1.76E-03 (2)
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13		
5	Fe-55	2.73E+00	-		
6	Co-60	5.27E+00	-		
7	Ni-59	7.60E+04	-		
8	Ni-63	1.00E+02	-	1.76E+07	
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14	1.76E+07	1.76E-07
10	Sr-90	2.88E+01	-		
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12		
12	Nb-94	2.03E+04	-		
13	Mo-93	4.00E+03	-		
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10	8.78E+08	1.07E-02 (1)
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12	2.63E+07	2.81E-06
16	Sn-121m	5.50E+01	-		
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11		
18	Sb-125	2.76E+00	-	8.78E+06	
19	Te-125m	1.57E-01	-		
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09	1.76E+07	5.66E-03 (1)
21	Cs-134	2.06E+00	-		
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12		
23	Cs-137	3.01E+01	-	8.78E+06	
24	Sm-151	9.00E+01	-	1.76E+07	
25	Eu-154	8.59E+00	-		
26	Eu-155	4.76E+00	-		
27	Pb-210	2.23E+01	-	1.76E+07	
28	Ra-226	1.60E+03	-	8.78E+06	
29	Ac-227	2.18E+01	-	1.76E+07	
30	Th-229	7.34E+03	-		
31	Th-230	7.54E+04	-		
32	Pa-231	3.28E+04	-	7.02E+07	
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10		
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09		
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08		
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10		
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07		
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09	7.02E+07	4.59E-02 (0)
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12		
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13		
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14		
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14		
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12		
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12	8.78E+07	1.16E-05
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12		
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13	1.76E+07	3.33E-07
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14		
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16		
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16	2.63E+09	2.94E-08
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11	8.78E+06	2.29E-05

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-3 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター 操業廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-	4.55E+08	
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13	1.17E+08	2.26E-06
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10	1.98E+06	1.98E-04 (3)
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13	2.16E+04	1.20E-09
5	Fe-55	2.73E+00	-	3.38E+11	
6	Co-60	5.27E+00	-	8.59E+11	
7	Ni-59	7.60E+04	-	7.52E+08	
8	Ni-63	1.00E+02	-	8.31E+10	
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14	6.76E+02	6.76E-12
10	Sr-90	2.88E+01	-	8.25E+07	
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12		
12	Nb-94	2.03E+04	-	6.67E+06	
13	Mo-93	4.00E+03	-	2.69E+05	
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10	1.08E+06	1.32E-05
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12		
16	Sn-121m	5.50E+01	-	1.38E+03	
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11	2.37E+05	5.44E-07
18	Sb-125	2.76E+00	-	1.39E+07	
19	Te-125m	1.57E-01	-	3.40E+06	
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09	3.03E+01	9.76E-09
21	Cs-134	2.06E+00	-	9.06E+07	
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12		
23	Cs-137	3.01E+01	-	1.52E+08	
24	Sm-151	9.00E+01	-	5.71E+06	
25	Eu-154	8.59E+00	-	3.50E+07	
26	Eu-155	4.76E+00	-	1.14E+07	
27	Pb-210	2.23E+01	-		
28	Ra-226	1.60E+03	-		
29	Ac-227	2.18E+01	-		
30	Th-229	7.34E+03	-		
31	Th-230	7.54E+04	-		
32	Pa-231	3.28E+04	-		
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10		
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09		
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08	1.14E+05	2.04E-04 (3)
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10		
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07	3.53E+06	4.52E-02 (0)
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09	8.83E+01	5.77E-08
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12	3.11E+07	9.67E-06
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13	1.48E+07	9.16E-07
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14	2.77E+07	1.12E-07
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14	1.08E+09	4.74E-06
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12	2.86E+04	2.15E-08
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12	1.24E+07	1.64E-06
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12	1.24E+05	5.15E-08
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13	6.62E+04	1.26E-09
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14	1.43E+05	2.25E-10
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16	1.42E+04	1.06E-12
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16	1.11E+06	1.24E-11
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11	8.09E+01	2.11E-10

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-4 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター 解体廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-	5.23E+07	
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13	2.02E+07	3.89E-07
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10	4.61E+03	4.61E-07
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13	4.22E+01	2.34E-12
5	Fe-55	2.73E+00	-	1.00E+11	
6	Co-60	5.27E+00	-	5.41E+10	
7	Ni-59	7.60E+04	-	6.27E+07	
8	Ni-63	1.00E+02	-	8.50E+09	
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14	5.37E+03	5.37E-11
10	Sr-90	2.88E+01	-	6.49E+08	
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12		
12	Nb-94	2.03E+04	-	8.91E+07	
13	Mo-93	4.00E+03	-	9.88E+06	
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10	3.83E+06	4.67E-05
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12		
16	Sn-121m	5.50E+01	-	1.10E+04	
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11	8.64E+06	1.98E-05
18	Sb-125	2.76E+00	-	1.11E+08	
19	Te-125m	1.57E-01	-	2.71E+07	
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09	3.21E+02	1.04E-07
21	Cs-134	2.06E+00	-	1.62E+08	
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12		
23	Cs-137	3.01E+01	-	1.20E+09	
24	Sm-151	9.00E+01	-	4.54E+07	
25	Eu-154	8.59E+00	-	2.54E+07	
26	Eu-155	4.76E+00	-	9.34E+07	
27	Pb-210	2.23E+01	-		
28	Ra-226	1.60E+03	-		
29	Ac-227	2.18E+01	-		
30	Th-229	7.34E+03	-		
31	Th-230	7.54E+04	-		
32	Pa-231	3.28E+04	-		
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10		
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09		
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08	6.22E+05	1.11E-03 (3)
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10		
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07	1.92E+07	2.46E-01 (0)
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09	9.37E+02	6.12E-07
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12	2.48E+08	7.69E-05
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13	1.02E+08	6.30E-06
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14	1.86E+08	7.55E-07
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14	8.60E+09	3.77E-05
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12	2.27E+05	1.71E-07
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12	9.89E+07	1.31E-05
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12	9.86E+05	4.10E-07
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13	5.27E+05	9.99E-09
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14	1.13E+06	1.79E-09
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16	1.13E+05	8.41E-12
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16	8.80E+06	9.83E-11
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11	6.44E+02	1.68E-09

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-5 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(核燃料サイクル開発機構 ふげん発電所 操業廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-	2.15E+11	
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13	7.51E+10	1.45E-03 (1)
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10	2.89E+07	2.89E-03 (0)
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13	3.51E+05	1.95E-08
5	Fe-55	2.73E+00	-	3.37E+12	
6	Co-60	5.27E+00	-	1.88E+13	
7	Ni-59	7.60E+04	-	8.55E+09	
8	Ni-63	1.00E+02	-	1.26E+12	
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14	4.26E+05	4.26E-09
10	Sr-90	2.88E+01	-	3.24E+09	
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12	4.05E+03	2.25E-09
12	Nb-94	2.03E+04	-	2.29E+08	
13	Mo-93	4.00E+03	-	3.34E+07	
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10	1.17E+07	1.42E-04 (2)
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12	2.21E+02	2.36E-11
16	Sn-121m	5.50E+01	-	2.52E+02	
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11	1.04E+03	2.38E-09
18	Sb-125	2.76E+00	-	2.04E+06	
19	Te-125m	1.57E-01	-		
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09	5.26E+03	1.70E-06
21	Cs-134	2.06E+00	-	2.56E+08	
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12	1.63E+03	3.56E-10
23	Cs-137	3.01E+01	-	9.22E+09	
24	Sm-151	9.00E+01	-	2.42E+06	
25	Eu-154	8.59E+00	-	1.47E+08	
26	Eu-155	4.76E+00	-	4.08E+07	
27	Pb-210	2.23E+01	-		
28	Ra-226	1.60E+03	-	1.99E-01	
29	Ac-227	2.18E+01	-	6.47E-03	
30	Th-229	7.34E+03	-	4.58E+01	
31	Th-230	7.54E+04	-	1.22E+04	
32	Pa-231	3.28E+04	-	9.97E-01	
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10	1.04E+02	1.28E-09
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09	1.19E+04	1.04E-05 (3)
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08	4.51E+04	8.07E-05 (2)
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10	3.00E+03	4.33E-08
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07	8.09E+01	1.03E-06
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09		
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12	4.69E-01	1.46E-13
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13		
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14	3.10E+06	1.26E-08
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14	7.58E+05	3.32E-09
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12	5.26E+05	3.97E-07
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12	4.51E+03	5.95E-10
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12	1.28E-09	5.33E-22
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13	3.26E+06	6.19E-08
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14		
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16		
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16	7.76E+04	8.67E-13
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11	1.35E+04	3.53E-08

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-6 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(核燃料サイクル開発機構 ふげん発電所 解体廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-	1.57E+10	
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13	1.21E+10	2.33E-04 (2)
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10	7.08E+07	7.08E-03 (0)
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13	7.86E+05	4.37E-08
5	Fe-55	2.73E+00	-	7.74E+12	
6	Co-60	5.27E+00	-	8.94E+12	
7	Ni-59	7.60E+04	-	2.42E+10	
8	Ni-63	1.00E+02	-	3.21E+12	
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14	4.64E+05	4.64E-09
10	Sr-90	2.88E+01	-	3.99E+08	
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12	3.05E+09	1.69E-03 (1)
12	Nb-94	2.03E+04	-	9.74E+10	
13	Mo-93	4.00E+03	-	3.74E+07	
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10	5.26E+06	6.41E-05 (3)
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12	3.10E+03	3.31E-10
16	Sn-121m	5.50E+01	-	4.10E+09	
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11	1.42E+04	3.26E-08
18	Sb-125	2.76E+00	-	3.41E+11	
19	Te-125m	1.57E-01	-		
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09	7.10E+02	2.29E-07
21	Cs-134	2.06E+00	-	5.15E+08	
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12	5.93E+03	1.30E-09
23	Cs-137	3.01E+01	-	1.10E+09	
24	Sm-151	9.00E+01	-	1.45E+07	
25	Eu-154	8.59E+00	-	3.85E+08	
26	Eu-155	4.76E+00	-	5.93E+07	
27	Pb-210	2.23E+01	-	3.26E-03	
28	Ra-226	1.60E+03	-	1.22E-02	
29	Ac-227	2.18E+01	-	1.15E+02	
30	Th-229	7.34E+03	-	1.26E+02	
31	Th-230	7.54E+04	-	1.64E+00	
32	Pa-231	3.28E+04	-	2.72E+02	
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10	7.34E+04	9.07E-07
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09	7.23E+02	6.29E-07
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08	1.38E+02	2.47E-07
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10	1.16E+02	1.68E-09
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07	3.43E+03	4.39E-05 (3)
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09	7.97E+01	5.21E-08
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12	4.11E+06	1.28E-06
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13	1.12E+06	6.94E-08
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14	1.66E+06	6.74E-09
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14	1.89E+08	8.26E-07
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12	3.70E+04	2.79E-08
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12	2.46E+06	3.24E-07
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12	2.25E+04	9.36E-09
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13	1.14E+06	2.16E-08
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14		
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16	6.20E+04	4.63E-12
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16	7.33E+08	8.19E-09
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11	7.60E+04	1.98E-07

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-7 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(核燃料サイクル開発機構 もんじゅ建設所 操業廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)	
1	H-3	1.23E+01	-	3.02E+11		
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13	1.52E+08	2.93E-06	(3)
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10	9.05E+06	9.05E-04	(0)
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13	9.02E+08	5.01E-05	(2)
5	Fe-55	2.73E+00	-	7.89E+10		
6	Co-60	5.27E+00	-	2.02E+10		
7	Ni-59	7.60E+04	-	3.01E+06		
8	Ni-63	1.00E+02	-	3.40E+08		
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14			
10	Sr-90	2.88E+01	-	3.98E+06		
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12			
12	Nb-94	2.03E+04	-	8.96E+05		
13	Mo-93	4.00E+03	-			
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10	1.87E+04	2.28E-07	
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12			
16	Sn-121m	5.50E+01	-			
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11			
18	Sb-125	2.76E+00	-			
19	Te-125m	1.57E-01	-			
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09	2.29E+00	7.39E-10	
21	Cs-134	2.06E+00	-	1.45E+09		
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12			
23	Cs-137	3.01E+01	-	4.79E+06		
24	Sm-151	9.00E+01	-			
25	Eu-154	8.59E+00	-	3.88E+09		
26	Eu-155	4.76E+00	-			
27	Pb-210	2.23E+01	-			
28	Ra-226	1.60E+03	-			
29	Ac-227	2.18E+01	-			
30	Th-229	7.34E+03	-			
31	Th-230	7.54E+04	-			
32	Pa-231	3.28E+04	-			
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10			
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09			
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08			
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10			
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07			
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09			
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12			
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13			
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14			
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14			
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12			
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12			
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12			
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13			
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14			
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16			
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16			
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11			

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-8 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(核燃料サイクル開発機構 もんじゅ建設所 解体廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-	7.22E+09	
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13	1.86E+09	3.58E-05 (2)
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10	3.15E+07	3.15E-03 (0)
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13	3.45E+05	1.92E-08
5	Fe-55	2.73E+00	-	5.34E+12	
6	Co-60	5.27E+00	-	1.37E+13	
7	Ni-59	7.60E+04	-	1.20E+10	
8	Ni-63	1.00E+02	-	1.32E+12	
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14		
10	Sr-90	2.88E+01	-	9.98E+06	
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12		
12	Nb-94	2.03E+04	-	6.76E+07	
13	Mo-93	4.00E+03	-		
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10	1.53E+07	1.87E-04 (2)
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12		
16	Sn-121m	5.50E+01	-		
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11		
18	Sb-125	2.76E+00	-		
19	Te-125m	1.57E-01	-		
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09	5.96E-02	1.92E-11
21	Cs-134	2.06E+00	-	1.23E+09	
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12		
23	Cs-137	3.01E+01	-	1.21E+07	
24	Sm-151	9.00E+01	-		
25	Eu-154	8.59E+00	-	5.19E+08	
26	Eu-155	4.76E+00	-		
27	Pb-210	2.23E+01	-		
28	Ra-226	1.60E+03	-		
29	Ac-227	2.18E+01	-		
30	Th-229	7.34E+03	-		
31	Th-230	7.54E+04	-		
32	Pa-231	3.28E+04	-		
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10		
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09		
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08		
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10		
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07		
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09		
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12		
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13		
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14		
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14		
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12		
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12		
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12		
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13		
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14		
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16		
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16		
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11		

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-9 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(日本原子力研究所 東海研究所 操業廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-	7.81E+12	
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13	1.25E+09	2.41E-05
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10	2.53E+07	2.53E-03 (3)
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13	1.32E+07	7.34E-07
5	Fe-55	2.73E+00	-		
6	Co-60	5.27E+00	-	4.62E+12	
7	Ni-59	7.60E+04	-	3.96E+09	
8	Ni-63	1.00E+02	-	4.96E+11	
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14	1.26E+06	1.26E-08
10	Sr-90	2.88E+01	-	1.66E+11	
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12	4.40E+06	2.44E-06
12	Nb-94	2.03E+04	-	1.55E+07	
13	Mo-93	4.00E+03	-	9.19E+06	
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10	3.52E+07	4.29E-04
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12	4.14E+05	4.42E-08
16	Sn-121m	5.50E+01	-		
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11	2.05E+06	4.71E-06
18	Sb-125	2.76E+00	-		
19	Te-125m	1.57E-01	-		
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09	1.46E+05	4.71E-05
21	Cs-134	2.06E+00	-		
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12	7.43E+06	1.63E-06
23	Cs-137	3.01E+01	-	2.18E+11	
24	Sm-151	9.00E+01	-		
25	Eu-154	8.59E+00	-	2.83E+10	
26	Eu-155	4.76E+00	-		
27	Pb-210	2.23E+01	-	1.72E+06	
28	Ra-226	1.60E+03	-	3.42E+07	
29	Ac-227	2.18E+01	-	9.36E+01	
30	Th-229	7.34E+03	-	8.05E+01	
31	Th-230	7.54E+04	-	7.96E+01	
32	Pa-231	3.28E+04	-	3.99E+02	
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10	6.47E+04	7.99E-07
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09	1.54E+07	1.34E-02 (2)
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08	9.03E+05	1.61E-03 (3)
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10	5.50E+05	7.94E-06
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07	5.70E+07	7.28E-01 (0)
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09	6.92E+07	4.52E-02 (2)
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12	5.82E+09	1.81E-03 (3)
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13	1.48E+09	9.15E-05
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14	2.58E+09	1.05E-05
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14		
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12	1.06E+07	7.99E-06
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12	2.81E+09	3.71E-04
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12	1.83E+07	7.59E-06
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13	7.64E+07	1.45E-06
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14		
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16	8.49E+07	6.33E-09
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16	1.20E+10	1.34E-07
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11	7.45E+05	1.94E-06

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-10 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(日本原子力研究所 東海研究所 解体廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-	7.89E+11	
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13	2.75E+08	5.28E-06 (2)
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10	1.97E+06	1.97E-04 (0)
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13	1.40E+07	7.75E-07 (3)
5	Fe-55	2.73E+00	-		
6	Co-60	5.27E+00	-	3.93E+11	
7	Ni-59	7.60E+04	-	1.19E+09	
8	Ni-63	1.00E+02	-	1.56E+11	
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14	4.86E+04	4.86E-10
10	Sr-90	2.88E+01	-	2.82E+06	
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12	2.03E+02	1.13E-10
12	Nb-94	2.03E+04	-	2.42E+06	
13	Mo-93	4.00E+03	-	3.50E+06	
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10	5.26E+04	6.42E-07 (3)
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12	1.00E+01	1.07E-12
16	Sn-121m	5.50E+01	-		
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11	5.28E+01	1.21E-10
18	Sb-125	2.76E+00	-		
19	Te-125m	1.57E-01	-		
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09	1.56E+00	5.04E-10
21	Cs-134	2.06E+00	-		
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12	9.59E+01	2.10E-11
23	Cs-137	3.01E+01	-	4.71E+06	
24	Sm-151	9.00E+01	-		
25	Eu-154	8.59E+00	-	8.00E+06	
26	Eu-155	4.76E+00	-		
27	Pb-210	2.23E+01	-	1.73E-03	
28	Ra-226	1.60E+03	-	4.73E-03	
29	Ac-227	2.18E+01	-	9.31E+00	
30	Th-229	7.34E+03	-	8.91E+00	
31	Th-230	7.54E+04	-	5.22E-01	
32	Pa-231	3.28E+04	-	3.04E+01	
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10	3.83E+03	4.74E-08
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09	4.51E+02	3.92E-07 (3)
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08	5.20E-01	9.30E-10
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10	3.26E+00	4.72E-11
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07	2.37E+01	3.02E-07 (3)
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09	5.66E+00	3.70E-09
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12	2.16E+08	6.72E-05 (1)
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13	4.23E+07	2.62E-06 (2)
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14	5.89E+07	2.39E-07 (3)
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14		
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12	1.72E+05	1.29E-07
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12	9.96E+04	1.31E-08
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12	1.99E+03	8.28E-10
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13	2.26E+03	4.29E-11
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14		
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16	5.92E+02	4.42E-14
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16	1.29E+06	1.45E-11
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11	4.94E+01	1.29E-10

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-11 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(日本原子力研究所 大洗研究所 操業廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-		
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13	1.14E+08	2.19E-06
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10	2.84E+07	2.84E-03
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13	3.90E+05	2.17E-08
5	Fe-55	2.73E+00	-		
6	Co-60	5.27E+00	-	2.46E+13	
7	Ni-59	7.60E+04	-	9.57E+09	
8	Ni-63	1.00E+02	-	1.40E+12	
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14	4.57E+09	4.57E-05
10	Sr-90	2.88E+01	-	7.31E+14	
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12	1.97E+10	1.09E-02
12	Nb-94	2.03E+04	-	2.89E+08	
13	Mo-93	4.00E+03	-	3.39E+07	
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10	1.56E+11	1.90E+00 (2)
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12	1.91E+09	2.04E-04
16	Sn-121m	5.50E+01	-		
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11	9.46E+09	2.17E-02
18	Sb-125	2.76E+00	-		
19	Te-125m	1.57E-01	-		
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09	7.88E+07	2.54E-02
21	Cs-134	2.06E+00	-		
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12	5.05E+09	1.11E-03
23	Cs-137	3.01E+01	-	6.22E+14	
24	Sm-151	9.00E+01	-		
25	Eu-154	8.59E+00	-	1.27E+14	
26	Eu-155	4.76E+00	-		
27	Pb-210	2.23E+01	-	7.01E+01	
28	Ra-226	1.60E+03	-	5.28E+02	
29	Ac-227	2.18E+01	-	9.91E+03	
30	Th-229	7.34E+03	-	2.17E+03	
31	Th-230	7.54E+04	-	3.57E+05	
32	Pa-231	3.28E+04	-	1.81E+05	
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10	1.87E+06	2.31E-05
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09	1.09E+10	9.45E+00 (1)
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08	2.10E+08	3.75E-01 (3)
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10	2.12E+09	3.07E-02
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07	4.54E+09	5.80E+01 (0)
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09	2.45E+09	1.60E+00 (2)
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12	2.65E+13	8.25E+00 (1)
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13	4.49E+12	2.77E-01 (3)
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14	1.17E+13	4.74E-02
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14		
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12	4.87E+10	3.67E-02
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12	2.91E+12	3.85E-01 (3)
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12	8.41E+10	3.49E-02
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13	3.47E+11	6.57E-03
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14		
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16	3.90E+11	2.91E-05
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16	4.57E+13	5.11E-04
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11	3.43E+09	8.93E-03

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-12 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(日本原子力研究所 大洗研究所 解体廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-	4.33E+14	
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13	1.39E+10	2.67E-04 (3)
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10	3.32E+08	3.32E-02 (0)
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13	4.13E+07	2.29E-06
5	Fe-55	2.73E+00	-		
6	Co-60	5.27E+00	-	6.31E+12	
7	Ni-59	7.60E+04	-	2.47E+10	
8	Ni-63	1.00E+02	-	3.90E+12	
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14	8.31E+05	8.31E-09
10	Sr-90	2.88E+01	-	3.13E+07	
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12	1.96E+07	1.09E-05
12	Nb-94	2.03E+04	-	3.84E+07	
13	Mo-93	4.00E+03	-	1.32E+08	
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10	2.09E+06	2.55E-05
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12	1.50E+02	1.60E-11
16	Sn-121m	5.50E+01	-		
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11	7.98E+02	1.83E-09
18	Sb-125	2.76E+00	-		
19	Te-125m	1.57E-01	-		
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09	2.00E+01	6.45E-09
21	Cs-134	2.06E+00	-		
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12	2.37E+03	5.20E-10
23	Cs-137	3.01E+01	-	5.99E+07	
24	Sm-151	9.00E+01	-		
25	Eu-154	8.59E+00	-	2.12E+08	
26	Eu-155	4.76E+00	-		
27	Pb-210	2.23E+01	-	1.58E-02	
28	Ra-226	1.60E+03	-	4.56E-02	
29	Ac-227	2.18E+01	-	4.41E+01	
30	Th-229	7.34E+03	-	4.96E+01	
31	Th-230	7.54E+04	-	5.07E+00	
32	Pa-231	3.28E+04	-	1.76E+02	
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10	2.20E+04	2.72E-07
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09	5.16E+03	4.48E-06
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08	4.01E+00	7.17E-09
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10	2.10E+01	3.03E-10
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07	1.70E+02	2.17E-06
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09	4.63E+01	3.03E-08
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12	2.46E+06	7.66E-07
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13	1.15E+05	7.10E-09
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14	1.55E+05	6.28E-10
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14		
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12	1.49E+03	1.12E-09
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12	7.21E+05	9.51E-08
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12	1.41E+04	5.84E-09
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13	3.85E+04	7.31E-10
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14		
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16	8.96E+03	6.69E-13
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16	2.14E+07	2.39E-10
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11	1.74E+03	4.53E-09

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-13 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(日本原子力研究所 むつ事業所 解体廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-	3.60E+08	
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13	4.19E+07	8.06E-07 (3)
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10	9.99E+05	9.99E-05 (0)
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13	1.08E+04	5.99E-10
5	Fe-55	2.73E+00	-		
6	Co-60	5.27E+00	-	5.30E+11	
7	Ni-59	7.60E+04	-	3.36E+08	
8	Ni-63	1.00E+02	-	4.00E+10	
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14	2.55E+04	2.55E-10
10	Sr-90	2.88E+01	-	3.06E+05	
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12	5.82E+01	3.23E-11
12	Nb-94	2.03E+04	-	1.00E+06	
13	Mo-93	4.00E+03	-	7.35E+05	
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10	3.42E+04	4.17E-07 (3)
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12	1.15E+00	1.23E-13
16	Sn-121m	5.50E+01	-		
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11	3.91E+00	8.98E-12
18	Sb-125	2.76E+00	-		
19	Te-125m	1.57E-01	-		
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09	1.20E-01	3.88E-11
21	Cs-134	2.06E+00	-		
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12	3.63E+01	7.97E-12
23	Cs-137	3.01E+01	-	3.54E+05	
24	Sm-151	9.00E+01	-		
25	Eu-154	8.59E+00	-	1.90E+07	
26	Eu-155	4.76E+00	-		
27	Pb-210	2.23E+01	-	1.43E-05	
28	Ra-226	1.60E+03	-	1.89E-04	
29	Ac-227	2.18E+01	-	5.20E+00	
30	Th-229	7.34E+03	-	2.04E+00	
31	Th-230	7.54E+04	-	9.16E-02	
32	Pa-231	3.28E+04	-	3.43E+01	
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10	4.26E+03	5.26E-08
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09		
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08		
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10	1.37E+00	1.97E-11
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07		
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09	1.13E+00	7.39E-10
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12	1.20E+02	3.73E-11
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13	1.55E+04	9.61E-10
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14	5.76E+02	2.33E-12
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14		
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12	6.11E-04	4.61E-16
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12	3.68E+01	4.85E-12
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12	1.70E-03	7.06E-16
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13	6.55E-05	1.24E-18
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14		
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16	1.51E-05	1.12E-21
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16	5.84E-05	6.52E-22
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11	3.51E-11	9.16E-23

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-14 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(東京大学 操業廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-	1.25E+09	
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13		
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10		
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13		
5	Fe-55	2.73E+00	-	1.25E+10	
6	Co-60	5.27E+00	-	1.19E+11	
7	Ni-59	7.60E+04	-		
8	Ni-63	1.00E+02	-	1.19E+11	
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14		
10	Sr-90	2.88E+01	-		
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12		
12	Nb-94	2.03E+04	-		
13	Mo-93	4.00E+03	-		
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10		
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12		
16	Sn-121m	5.50E+01	-		
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11		
18	Sb-125	2.76E+00	-		
19	Te-125m	1.57E-01	-		
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09		
21	Cs-134	2.06E+00	-		
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12		
23	Cs-137	3.01E+01	-		
24	Sm-151	9.00E+01	-		
25	Eu-154	8.59E+00	-		
26	Eu-155	4.76E+00	-		
27	Pb-210	2.23E+01	-		
28	Ra-226	1.60E+03	-		
29	Ac-227	2.18E+01	-		
30	Th-229	7.34E+03	-		
31	Th-230	7.54E+04	-		
32	Pa-231	3.28E+04	-		
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10		
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09		
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08		
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10		
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07		
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09		
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12		
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13		
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14		
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14		
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12		
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12		
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12		
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13		
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14		
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16		
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16		
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11		

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-15 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(京都大学 操業廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-		
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13		
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10		
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13		
5	Fe-55	2.73E+00	-	7.89E+13	
6	Co-60	5.27E+00	-	5.28E+13	
7	Ni-59	7.60E+04	-		
8	Ni-63	1.00E+02	-		
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14		
10	Sr-90	2.88E+01	-		
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12		
12	Nb-94	2.03E+04	-		
13	Mo-93	4.00E+03	-		
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10		
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12		
16	Sn-121m	5.50E+01	-		
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11		
18	Sb-125	2.76E+00	-		
19	Te-125m	1.57E-01	-		
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09		
21	Cs-134	2.06E+00	-		
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12		
23	Cs-137	3.01E+01	-		
24	Sm-151	9.00E+01	-		
25	Eu-154	8.59E+00	-		
26	Eu-155	4.76E+00	-		
27	Pb-210	2.23E+01	-		
28	Ra-226	1.60E+03	-		
29	Ac-227	2.18E+01	-		
30	Th-229	7.34E+03	-		
31	Th-230	7.54E+04	-		
32	Pa-231	3.28E+04	-		
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10		
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09		
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08		
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10		
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07		
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09		
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12		
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13		
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14		
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14		
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12		
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12		
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12		
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13		
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14		
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16		
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16		
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11		

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-16 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(京都大学 解体廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-		
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13		
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10		
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13		
5	Fe-55	2.73E+00	-	7.89E+13	
6	Co-60	5.27E+00	-	5.28E+13	
7	Ni-59	7.60E+04	-		
8	Ni-63	1.00E+02	-		
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14		
10	Sr-90	2.88E+01	-		
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12		
12	Nb-94	2.03E+04	-		
13	Mo-93	4.00E+03	-		
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10		
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12		
16	Sn-121m	5.50E+01	-		
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11		
18	Sb-125	2.76E+00	-		
19	Te-125m	1.57E-01	-		
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09		
21	Cs-134	2.06E+00	-		
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12		
23	Cs-137	3.01E+01	-		
24	Sm-151	9.00E+01	-		
25	Eu-154	8.59E+00	-		
26	Eu-155	4.76E+00	-		
27	Pb-210	2.23E+01	-		
28	Ra-226	1.60E+03	-		
29	Ac-227	2.18E+01	-		
30	Th-229	7.34E+03	-		
31	Th-230	7.54E+04	-		
32	Pa-231	3.28E+04	-		
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10		
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09		
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08		
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10		
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07		
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09		
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12		
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13		
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14		
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14		
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12		
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12		
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12		
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13		
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14		
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16		
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16		
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11		

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-17 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(日本核燃料開発株式会社 操業廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-	3.11E+08	
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13		
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10		
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13		
5	Fe-55	2.73E+00	-	1.45E+10	
6	Co-60	5.27E+00	-	2.12E+09	
7	Ni-59	7.60E+04	-		
8	Ni-63	1.00E+02	-	1.33E+09	
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14		
10	Sr-90	2.88E+01	-	9.12E+09	
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12		
12	Nb-94	2.03E+04	-		
13	Mo-93	4.00E+03	-		
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10	4.33E+06	5.28E-05 (0)
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12		
16	Sn-121m	5.50E+01	-		
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11		
18	Sb-125	2.76E+00	-		
19	Te-125m	1.57E-01	-		
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09		
21	Cs-134	2.06E+00	-	4.29E+10	
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12		
23	Cs-137	3.01E+01	-	5.89E+10	
24	Sm-151	9.00E+01	-		
25	Eu-154	8.59E+00	-		
26	Eu-155	4.76E+00	-		
27	Pb-210	2.23E+01	-		
28	Ra-226	1.60E+03	-		
29	Ac-227	2.18E+01	-		
30	Th-229	7.34E+03	-		
31	Th-230	7.54E+04	-		
32	Pa-231	3.28E+04	-		
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10		
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09		
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08		
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10		
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07		
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09		
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12		
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13		
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14		
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14		
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12		
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12		
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12		
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13		
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14		
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16		
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16		
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11		

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-18 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(日本核燃料開発株式会社 解体廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-	1.71E+08	
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13		
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10		
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13		
5	Fe-55	2.73E+00	-	9.03E+09	
6	Co-60	5.27E+00	-	1.30E+10	
7	Ni-59	7.60E+04	-		
8	Ni-63	1.00E+02	-	8.24E+08	
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14		
10	Sr-90	2.88E+01	-	1.83E+10	
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12		
12	Nb-94	2.03E+04	-		
13	Mo-93	4.00E+03	-		
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10	1.48E+07	1.81E-04 (0)
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12		
16	Sn-121m	5.50E+01	-		
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11		
18	Sb-125	2.76E+00	-		
19	Te-125m	1.57E-01	-		
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09		
21	Cs-134	2.06E+00	-	2.40E+10	
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12		
23	Cs-137	3.01E+01	-	2.64E+11	
24	Sm-151	9.00E+01	-		
25	Eu-154	8.59E+00	-		
26	Eu-155	4.76E+00	-		
27	Pb-210	2.23E+01	-		
28	Ra-226	1.60E+03	-		
29	Ac-227	2.18E+01	-		
30	Th-229	7.34E+03	-		
31	Th-230	7.54E+04	-		
32	Pa-231	3.28E+04	-		
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10		
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09		
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08		
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10		
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07		
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09		
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12		
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13		
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14		
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14		
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12		
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12		
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12		
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13		
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14		
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16		
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16		
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11		

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-19 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(ニュークリア・デベロップメント株式会社 操業廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-	8.38E+10	
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13	2.27E+07	4.37E-07
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10		
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13		
5	Fe-55	2.73E+00	-		
6	Co-60	5.27E+00	-	3.04E+12	
7	Ni-59	7.60E+04	-		
8	Ni-63	1.00E+02	-	3.04E+13	
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14		
10	Sr-90	2.88E+01	-		
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12		
12	Nb-94	2.03E+04	-		
13	Mo-93	4.00E+03	-		
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10	3.30E+09	4.02E-02 (3)
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12		
16	Sn-121m	5.50E+01	-		
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11		
18	Sb-125	2.76E+00	-	2.72E+11	
19	Te-125m	1.57E-01	-	6.62E+10	
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09		
21	Cs-134	2.06E+00	-		
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12		
23	Cs-137	3.01E+01	-	2.25E+13	
24	Sm-151	9.00E+01	-		
25	Eu-154	8.59E+00	-		
26	Eu-155	4.76E+00	-		
27	Pb-210	2.23E+01	-		
28	Ra-226	1.60E+03	-		
29	Ac-227	2.18E+01	-		
30	Th-229	7.34E+03	-		
31	Th-230	7.54E+04	-		
32	Pa-231	3.28E+04	-		
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10		
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09		
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08		
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10		
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07		
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09		
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12	1.14E+12	3.54E-01 (2)
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13	5.42E+10	3.35E-03
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14	1.00E+11	4.06E-04
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14		
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12	1.77E+13	1.33E+01 (0)
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12	3.94E+11	5.20E-02 (3)
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12		
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13		
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14		
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16		
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16		
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11		

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-20 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(ニュークリア・デベロップメント株式会社 解体廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-	4.08E+10	
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13	1.11E+07	2.13E-07
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10		
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13		
5	Fe-55	2.73E+00	-		
6	Co-60	5.27E+00	-	1.48E+12	
7	Ni-59	7.60E+04	-		
8	Ni-63	1.00E+02	-	1.48E+13	
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14		
10	Sr-90	2.88E+01	-		
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12		
12	Nb-94	2.03E+04	-		
13	Mo-93	4.00E+03	-		
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10	1.61E+09	1.96E-02 (3)
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12		
16	Sn-121m	5.50E+01	-		
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11		
18	Sb-125	2.76E+00	-	1.32E+11	
19	Te-125m	1.57E-01	-	3.22E+10	
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09		
21	Cs-134	2.06E+00	-		
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12		
23	Cs-137	3.01E+01	-	1.10E+13	
24	Sm-151	9.00E+01	-		
25	Eu-154	8.59E+00	-		
26	Eu-155	4.76E+00	-		
27	Pb-210	2.23E+01	-		
28	Ra-226	1.60E+03	-		
29	Ac-227	2.18E+01	-		
30	Th-229	7.34E+03	-		
31	Th-230	7.54E+04	-		
32	Pa-231	3.28E+04	-		
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10		
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09		
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08		
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10		
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07		
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09		
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12	5.55E+11	1.72E-01 (2)
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13	2.64E+10	1.63E-03
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14	4.88E+10	1.98E-04
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14		
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12	8.61E+12	6.50E+00 (0)
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12	1.92E+11	2.53E-02 (3)
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12		
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13		
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14		
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16		
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16		
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11		

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-21 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(日立エンジニアリング株式会社 解体廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)
1	H-3	1.23E+01	-	7.25E+05	
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13		
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10		
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13		
5	Fe-55	2.73E+00	-	4.63E+07	
6	Co-60	5.27E+00	-	6.64E+07	
7	Ni-59	7.60E+04	-		
8	Ni-63	1.00E+02	-	4.23E+06	
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14		
10	Sr-90	2.88E+01	-	8.25E+07	
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12		
12	Nb-94	2.03E+04	-		
13	Mo-93	4.00E+03	-		
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10	7.25E+04	8.84E-07 (0)
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12		
16	Sn-121m	5.50E+01	-		
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11		
18	Sb-125	2.76E+00	-		
19	Te-125m	1.57E-01	-		
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09		
21	Cs-134	2.06E+00	-	1.07E+08	
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12		
23	Cs-137	3.01E+01	-	1.33E+09	
24	Sm-151	9.00E+01	-		
25	Eu-154	8.59E+00	-		
26	Eu-155	4.76E+00	-		
27	Pb-210	2.23E+01	-		
28	Ra-226	1.60E+03	-		
29	Ac-227	2.18E+01	-		
30	Th-229	7.34E+03	-		
31	Th-230	7.54E+04	-		
32	Pa-231	3.28E+04	-		
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10		
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09		
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08		
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10		
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07		
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09		
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12		
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13		
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14		
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14		
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12		
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12		
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12		
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13		
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14		
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16		
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16		
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11		

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-22 余裕深度処分における各放射性核種の相対重要度
(株式会社東芝 解体廃棄物)

No.	核種	半減期 (年)	10 μ Sv/y 相当濃度 (C) Bq/t	廃棄体の 放射性物質濃度 (D) Bq/t	余裕深度処分 (D/C)	
1	H-3	1.23E+01	-	2.31E+10		
2	C-14	5.73E+03	5.2E+13	3.71E+09	7.13E-05	(3)
3	Cl-36	3.01E+05	1.0E+10	7.92E+07	7.92E-03	(0)
4	Ca-41	1.03E+05	1.8E+13	6.53E+05	3.63E-08	
5	Fe-55	2.73E+00	-	4.07E+13		
6	Co-60	5.27E+00	-	1.10E+12		
7	Ni-59	7.60E+04	-	2.26E+10		
8	Ni-63	1.00E+02	-	2.40E+12		
9	Se-79	6.50E+04	1.0E+14			
10	Sr-90	2.88E+01	-			
11	Zr-93	1.53E+06	1.8E+12	1.16E+03	6.42E-10	
12	Nb-94	2.03E+04	-	1.98E+07		
13	Mo-93	4.00E+03	-	2.10E+07		
14	Tc-99	2.11E+05	8.2E+10			
15	Pd-107	6.50E+06	9.4E+12			
16	Sn-121m	5.50E+01	-			
17	Sn-126	1.00E+05	4.4E+11			
18	Sb-125	2.76E+00	-			
19	Te-125m	1.57E-01	-			
20	I-129	1.57E+07	3.1E+09			
21	Cs-134	2.06E+00	-	1.73E+09		
22	Cs-135	2.30E+06	4.6E+12			
23	Cs-137	3.01E+01	-			
24	Sm-151	9.00E+01	-			
25	Eu-154	8.59E+00	-	4.58E+08		
26	Eu-155	4.76E+00	-			
27	Pb-210	2.23E+01	-			
28	Ra-226	1.60E+03	-			
29	Ac-227	2.18E+01	-			
30	Th-229	7.34E+03	-			
31	Th-230	7.54E+04	-			
32	Pa-231	3.28E+04	-			
33	U-233	1.59E+05	8.1E+10			
34	U-234	2.46E+05	1.2E+09			
35	U-235	7.04E+08	5.6E+08			
36	U-236	2.34E+07	6.9E+10			
37	U-238	4.47E+09	7.8E+07			
38	Np-237	2.14E+06	1.5E+09			
39	Pu-238	8.77E+01	3.2E+12			
40	Pu-239	2.41E+04	1.6E+13			
41	Pu-240	6.56E+03	2.5E+14			
42	Pu-241	1.44E+01	2.3E+14			
43	Pu-242	3.73E+05	1.3E+12			
44	Am-241	4.32E+02	7.6E+12			
45	Am-242m	1.41E+02	2.4E+12			
46	Am-243	7.37E+03	5.3E+13			
47	Cm-242	4.46E-01	6.3E+14			
48	Cm-243	2.91E+01	1.3E+16			
49	Cm-244	1.81E+01	8.9E+16			
50	Cm-245	8.50E+03	3.8E+11			

注：集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.3.1-23 重要核種のまとめ

	核燃料サイクル開発機構							
	東海事業所		大洗工学センター		ふげん発電所		もんじゅ建設所	
	操業廃棄物	解体廃棄物	操業廃棄物	解体廃棄物	操業廃棄物	解体廃棄物	操業廃棄物	解体廃棄物
1桁目	Tc-99, I-129, Np-237	Tc-99, I-129, Np-237	U-238	U-238	C-14, Cl-36	Cl-36, Zr-93	Cl-36	Cl-36
2桁目	Cl-36	Cl-36	-	-	Tc-99, U-235	C-14	Ca-41	C-14, Tc-99
3桁目	C-14	C-14	Cl-36, U-235	U-235	U-234	Tc-99, U-238	C-14	-

	日本原子力研究所				
	東海研究所		大洗研究所		むつ事業所
	操業廃棄物	解体廃棄物	操業廃棄物	解体廃棄物	解体廃棄物
1桁目	U-238	Cl-36, Pu-238	U-234, U-238, Pu-238	Cl-36	Cl-36
2桁目	U-234, Np-237	C-14, Pu-239	Tc-99, Np-237	-	-
3桁目	Cl-36, U-235, Pu-238	Ca-41, Tc-99, U-234, U-238, Pu-240	U-235, Pu-239, Am-241	C-14	C-14, Tc-99

	東京大学	京都大学		日本核燃料開発(株)		ニュークリア・デベロップメント(株)		日立エンジニアリング(株)	(株)東芝
	操業廃棄物	操業廃棄物	解体廃棄物	操業廃棄物	解体廃棄物	操業廃棄物	解体廃棄物	解体廃棄物	解体廃棄物
1桁目	-	-	-	Tc-99	Tc-99	Pu-242	Pu-242	Tc-99	Cl-36
2桁目	-	-	-	-	-	Pu-238	Pu-238	-	-
3桁目	-	-	-	-	-	Tc-99, Am-241	Tc-99, Am-241	-	C-14

3.3.2 安全評価の検討ケース及び使用パラメータの設定

(1)基本的な考え方

平成 12 年度と平成 13 年度では核種移行評価に使用するパラメータ等が異なるため、線量評価結果(支配核種及び最大線量等)が異なる。本年度の評価においては、上記の相違を包括できるように核種移行解析を実施し、使用パラメータと線量評価結果の関係が対応付けられるように感度解析を実施する。

そのため、核種移行解析で使用するパラメータのうち、線量に大きく影響する下記パラメータについて段階的または必要に応じて組合せて感度解析を実施し、最大線量と支配核種の評価・整理する。

天然バリアの地下水流速

人工バリアの実効拡散係数

人工バリア(セメント, ベントナイト)及び天然バリアの分配係数(組合せ)

人工バリアへの地下水流入量

(2)検討ケース及び使用パラメータ

上記の基本的な考え方に基づき、設定した解析ケースは表 3.3.2-1 に示すとおりである。今回は人工バリアと天然バリアのそれぞれについて解析項目を選定し、各項目について基本ケースと感度解析パラメータを設定した。

核種移行解析に使用したパラメータは、表 3.3.2-2 ~ 表 3.3.2-4 に示すとおりである。核種インベントリ(表 3.3.2-2 中の放射性物質質量(Bq))は、3.1 節において整理した各廃棄体の放射性物質濃度(Bq/ton)に廃棄体重量(ton)と廃棄体数量を乗じて算出したものである。また、水理及び核種吸着に関するパラメータは表 3.3.2-3 ~ 3.3.2-5 に示すとおりである。各パラメータは、「LLW 第 3 次中間報告」で使用された数値を基本とし、分配係数については「TRU 廃棄物処分概念検討書」及び日本原燃(株)埋設事業許可申請書等の公開文献を参考にして設定した。なお、ベントナイトのダルシー流速は 3.3.3 項の施設浸透水量解析結果に基づき、設定したものである。

表 3.3.2-1 核種移行解析の解析ケース一覧表

バリア	感度解析項目		基本ケース	感度解析パラメータ	特記事項
人工バリア	施設形態		トンネル型	サイロ型	
	廃棄体 充填材	分配係数	第3次 中間報告	TRU 廃棄物処分概念検討書のレファ レンスケース設定値 (Region の最小値) TRU 廃棄物処分概念検討書 + 維持期 間の想定*1 - Region : ~100年 - Region : 100~10,000年 - Region : 10,000年以降 第3次中間報告 + 参照データ	*1: 水理解析結果に基づけば、今回の 余裕深度処分施設の地下水浸透水 量は「TRU 廃棄物概念検討書」の それよりも大きいため、各 Region の維持期間は同検討書で設定され ている維持期間よりも短く設定し た。
	緩衝材	有効厚さ	2 m	1 m	
		維持期間	特定しない	1E+03年 1E+04年 1E+05年 1E+06年	
		透水係数	1E-10 m/s	1E-09m/s 1E-11m/s	
	天然バリア	分配係数	第3次 中間報告	TRU 廃棄物処分概念検討書の堆積岩 第3次中間報告 + 参照データ	
地下水流速		透水係数: 1E-7m/s 動水勾配: 1%	透水係数: 2E-08m/s, 動水勾配: 5%		

表 3.3.2-3 核種移行解析データの設定

項目	基本ケース	単位	備考
廃棄体層	分配係数	別表参照	[3]放出係数より算出
	間隙率	0.35	- [1]
	密度	2600	kg/m ³ [1]
コンクリート層	厚み	2	m 設計値
	実効拡散係数	1E-10	m ² /s ベントナイトと同程度まで劣化した事を想定
	分配係数	別表参照	[3]放出係数より算出
	間隙率	0.35	- [1]
	密度	2600	kg/m ³ [1]
	分散長	1	m トリ径の1/10をオダ [*] でまるめた値
ベントナイト層	厚み	2	m 設計値
	ダルシー流速	3.36E-03	m/y 施設浸透水量評価より
	実効拡散係数	1E-10	m ² /s [2]
	分配係数	別表参照	[2]
	間隙率	0.4	- [2]
	密度	2700	kg/m ³ [2]
	分散長	1	m トリ径の1/10をオダ [*] でまるめた値
	維持期間	特定しない	y
母岩	移行距離	200	m [3]
	ダルシー流速	0.1	m/y 実流速0.001[m/d]
	実効拡散係数	4E-10	m ² /s 自由水中拡散係数より
	分配係数	別表参照	[3]
	間隙率	0.2	- [3]
	密度	2600	kg/m ³ [3]
	分散長	10	m 移行距離の1/10をオダ [*] でまるめた値

【参考文献】

- [1] 日本原燃(株)、"六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター 廃棄物埋設事業変更許可申請書"、(平成9年1月)
- [2] 核燃料サイクル開発機構、電気事業連合会、"TRU廃棄物処分概念検討書"、JNC TY1400 2000-001 TRU TR-20000-01、(平成12年3月)
- [3] 原子力安全委員会 放射性廃棄物安全基準専門部会、"低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について(第3次中間報告)"、(平成12年6月6日)

表 3.3.2-4 核種移行解析における分配係数設定値

	放出係数 (-)			分配係数 [m ³ /kg]																
	第3次中間報告	セメント系材料									ベントナイト層			岩盤						
		TRU 廃棄物処分概念検討書						参照データ			TRU 廃棄物処分概念検討書			第3次中間報告		TRU 廃棄物処分概念検討書	参照データ			
		Region		Region		Region		廃棄体			コンクリート									
C	1.0E-01	[1]	5.0E-03	[3]	1.0E+00	[3]	5.0E+00	[3]	5.0E-02	[4]	5.0E-02	[4]	0.0E+00	[*1]	1.0E-02	[1]	1.0E-04	[3]	2.0E-03	[4]
Cl	1.0E-01	[1]	1.0E-03	[3]	1.0E-03	[3]	1.0E-04	[3]					0.0E+00	[*1]	1.0E-02	[1]	1.0E-04	[3]		
Co	3.0E-02	[1]	1.0E-01	[3]	1.0E-01	[3]	1.0E-02	[3]	7.0E-01	[4]	1.0E-01	[4]	1.0E-02	[*1]	1.0E-01	[1]	5.0E-01	[3]	6.0E-01	[4]
Ni	3.0E-02	[1]	1.0E-01	[3]	1.0E-01	[3]	1.0E-02	[3]	4.0E-01	[4]	8.0E-02	[4]	1.0E-02	[*1]	1.0E-01	[1]	5.0E-01	[3]	5.0E-01	[4]
Se	3.0E-02	[1]	1.0E-03	[3]	1.0E-03	[3]	1.0E-04	[3]					0.0E+00	[*1]	1.0E-01	[1]	1.0E-02	[3]		
Sr	3.0E-02	[1]	1.0E-03	[3]	1.0E-03	[3]	1.0E-03	[3]	1.0E-02	[4]	1.0E-02	[4]	1.0E-03	[*1]	5.0E-02	[1]	5.0E-01	[3]	2.0E-01	[4]
Zr	3.0E-04	[1]	1.0E+00	[3]	1.0E+00	[3]	1.0E-01	[3]					1.0E+00	[*1]	1.0E-01	[1]	1.0E+00	[3]		
Nb	3.0E-02	[1]	1.0E+00	[3]	1.0E+00	[3]	1.0E-01	[3]	4.0E-01	[4]	8.0E-02	[4]	1.0E-01	[*1]	1.0E-01	[1]	1.0E+00	[3]	4.0E-01	[4]
Mo	3.0E-02	[1]	1.0E-03	[3]	1.0E-03	[3]	1.0E-04	[3]					0.0E+00	[*1]	1.0E-01	[1]	1.0E-04	[3]		
Tc	1.0E-01	[1]	1.0E+00	[3]	1.0E+00	[3]	1.0E-01	[3]	3.0E-04	[4]	0.0E+00	[4]	1.0E-01	[*1]	1.0E-02	[1]	1.0E+00	[3]	5.0E-04	[4]
Pd	3.0E-02	Co	1.0E-01	[3]	1.0E-01	[3]	1.0E-02	[3]					1.0E+00	[*1]	1.0E-01	Co	1.0E+00	[3]		
Sn	3.0E-02	[1]	1.0E+00	[3]	1.0E+00	[3]	1.0E-01	[3]					1.0E-01	[*1]	1.0E-01	[1]	5.0E+00	[3]		
I	1.0E-01	[1]	1.0E-03	[3]	1.0E-03	[3]	1.0E-04	[3]	0.0E+00	[4]	3.0E-02	[4]	0.0E+00	[*1]	1.0E-02	[1]	1.0E-04	[3]	1.0E-04	[4]
Cs	1.0E-02	[1]	1.0E-03	[3]	1.0E-02	[3]	1.0E-02	[3]	3.0E-02	[4]	3.0E+01	[4]	1.0E-02	[*1]	1.0E+00	[1]	1.0E-01	[3]	1.0E+00	[4]
Pb	3.0E-04	[2]Sn	5.0E-01	[3]	5.0E-01	[3]	5.0E-02	[3]					1.0E-01	[*1]	1.0E-01	Sn	1.0E+00	[3]		
Ra	3.0E-02	Sr	5.0E-02	[3]	5.0E-02	[3]	5.0E-02	[3]					1.0E-02	[*1]	5.0E-02	Sr	5.0E-01	[3]		
Ac	3.0E-04	[2]	1.0E+00	[3]	1.0E+00	[3]	1.0E+00	[3]					1.0E-01	[*1]	1.0E+00	Am	5.0E+00	[3]		
Th	3.0E-04	[2]	5.0E+00	[3]	5.0E+00	[3]	1.0E+00	[3]					1.0E-01	[*1]	1.0E+00	[5]	1.0E+00	[3]		
Pa	3.0E-04	[2]	5.0E+00	[3]	5.0E+00	[3]	1.0E+00	[3]					1.0E-01	[*1]	1.0E+00	Am	1.0E+00	[3]		
U	3.0E-04	[1]	5.0E+00	[3]	5.0E+00	[3]	1.0E+00	[3]					1.0E-02	[*1]	1.0E-01	[1]	1.0E+00	[3]		
Np	3.0E-04	[1]	5.0E+00	[3]	5.0E+00	[3]	1.0E+00	[3]					1.0E-01	[*1]	1.0E-01	[1]	1.0E+00	[3]		
Pu	3.0E-04	[1]	5.0E+00	[3]	5.0E+00	[3]	1.0E+00	[3]					1.0E+00	[*1]	1.0E+00	[1]	1.0E+00	[3]		
Am	3.0E-04	[1]	1.0E+00	[3]	1.0E+00	[3]	1.0E+00	[3]					1.0E+00	[*1]	1.0E+00	[1]	5.0E+00	[3]		
Cm	3.0E-04	[1]	1.0E+00	[3]	1.0E+00	[3]	1.0E+00	[3]					1.0E+00	[*1]	1.0E+00	[1]	5.0E+00	[3]		

【参考文献】

- [1] 原子力安全委員会 放射性廃棄物安全基準専門部会、"低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について(第3次中間報告)"、(平成12年6月6日)
 [2] A V Pinner, C R Hemming and M D Hill, "An Assessment of the Radiological Protection Aspects of Shallow Land Burial of Radioactive Wastes", NRPB R-161 (1984)
 [3] 核燃料サイクル開発機構、電気事業連合会、"TRU廃棄物処分概念検討書"、JNC TY1400 2000-001 TRU TR-20000-01、(平成12年3月)
 [4] 日本原燃(株)、"六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター 廃棄物埋設事業変更許可申請書"、(平成9年1月)
 [5] 加藤正平、藪田肇、"放射性廃棄物浅地中処分の安全性評価に用いる分配係数"、日本原子力学会誌, Vol.28, No.4 (1986)

【設定根拠】

- *1. 文献[3]より保守的な値を設定した。

3.3.3 地下水移行シナリオの詳細検討

(1)施設浸透水量の検討

3.2 節において検討したトンネル型施設及び開削サイロ型施設について、施設浸透水量を解析する。

a . 前提条件

(a)施設浸透水量の定義

施設浸透水量は平成 13 年度報告書の設定と同じく、ベントナイト層内を通過する地下水流量とする。

(b)天然バリア及び人工バリア条件

天然バリア及び人工バリア条件のうち、施設浸透水量の設定に関するパラメータは表 3.3.3-1 に示すとおりである。

表 3.3.3-1 天然バリア及び人工バリア条件（施設浸透水量関連パラメータ）

分類	パラメータ	設定値	備考
天然バリア	岩盤の透水係数	2E-8m/s	第 3 次中間報告で設定される地下水流速 0.001m/day と同じ流速となる岩盤の透水係数、動水勾配を設定。
	動水勾配	5%	
人工バリア	ベントナイトの厚さ	1m , 2m	六ヶ所低レベル放射性廃棄物 2 号埋設施設の設定値 2m を基本ケースとする。ただしコストの観点から厚さを薄くすることも考えられるため 1m についても実施する*2。
	ベントナイトの透水係数	1E-09m/s 1E-10m/s 1E-11m/s	70wt%ベントナイト配合で密度 1.6Mg/m ³ 以上の圧縮ベントナイトを考え、施工前の透水係数を 1E-12m/s とする。Ca 型化と施工のばらつきを 1 オーダずつ考え 1E-10m/s を基本ケースとする*2。
	コンクリートピットの厚さ	1m	3.2 節の検討結果に基づく。
	低拡散層（充填材）の厚さ	1m	3.2 節の検討結果より、1.1m をまわめて 1m とする*2。
	セメント系材料*1の透水係数	1E-5m/s	六ヶ所低レベル放射性廃棄物 1、2 号埋設施設の設定値を使用する*2。
	廃棄体の積上げ段数	4 行 × 4 段	3.2 節の検討結果に基づく。
ピット 1 区画の寸法	幅 8.57m × 長さ 6.4m × 高さ 7.2m		

注) *1：廃棄体、充填材、コンクリートピットをセメント系材料とする。

*2：平成 13 年度報告書の記載。

b. 解析結果

(a) トンネル型施設

3.2 節の検討結果に基づき、トンネル型施設の施設浸透水量を設定する。3.2 節の検討結果では、1 m³ 廃棄体を 4 行×4 段×3 列積みで定置する。全ての廃棄体が含まれる長方形形状の領域を廃棄体層とすれば、処分施設の掘削方向に垂直な断面での廃棄体層は、幅 6.4m×高さ 5.4m の長方形となる。施設浸透水量の設定にあたっては、廃棄体層の外周の大きさを保守側に幅 6.5m×高さ 6.5m とし、3.2 節の検討結果に基づく処分施設長さをモデル化した結果を施設浸透水量とした。

表 3.3.3-1 に示した条件では、人工バリアのセメント系材料の透水係数が天然バリアである岩盤の透水係数よりも 3 オーダ程度高い設定であるため、地下水の流動方向(以下「地下水流向」という。)は施設浸透水量に対して大きな感度を与える。平成 13 年度報告書ではトンネル型施設を対象として地下水流向が施設浸透水量へ与える感度を解析しており、地下水流向が処分施設の掘削方向に平行な場合が最も施設浸透水量が大きくなることがわかっているため、地下水流向は処分施設に平行な方向に設定した。

また、解析モデルについては、地下水流向が処分施設に対し平行な場合には、地下水の流れは処分施設の中心をとる断面で対象となるため、本検討では処分施設の上流側の 1/4(処分施設全体に対して 1/8)をモデル化した。本検討で用いた解析モデル図は、図 3.3.3-1 に示すとおりである。

全水頭コンター図と流速ベクトル図の一例は、図 3.3.3-2 及び図 3.3.3-3 に示すとおりである。表 3.3.3-1 に示した条件ではベントナイトの透水係数が岩盤のそれよりも小さいため、ベントナイトが地下水の流れの抵抗となり、処分施設の上流側では周辺の岩盤からベントナイトの内側のセメント系材料に向かって集水する。セメント系材料は透水係数が大きく、地下水流に対して抵抗にならないため、動水勾配は小さい(全水頭コンターの間隔が大きい)結果となる。この傾向は、平成 13 年度報告書での施設浸透水量設定時の解析結果と同じ傾向である。

施設浸透水量の設定結果は、表 3.3.3-2 に示すとおりである。ベントナイトの透水係数が小さくなるほど、施設浸透水量は小さくなり、ベントナイト層の厚さが 2 m 1 m になれば、施設浸透水量は約 2 倍に増加することがわかる。

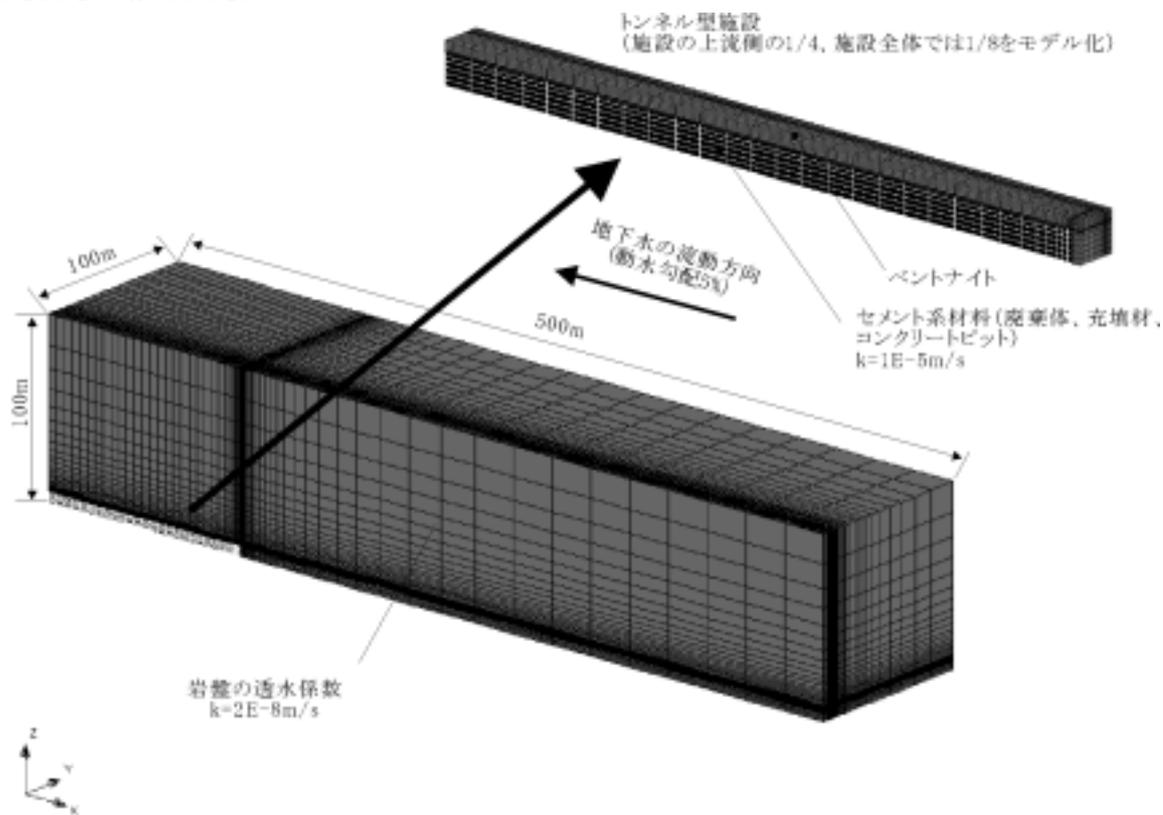
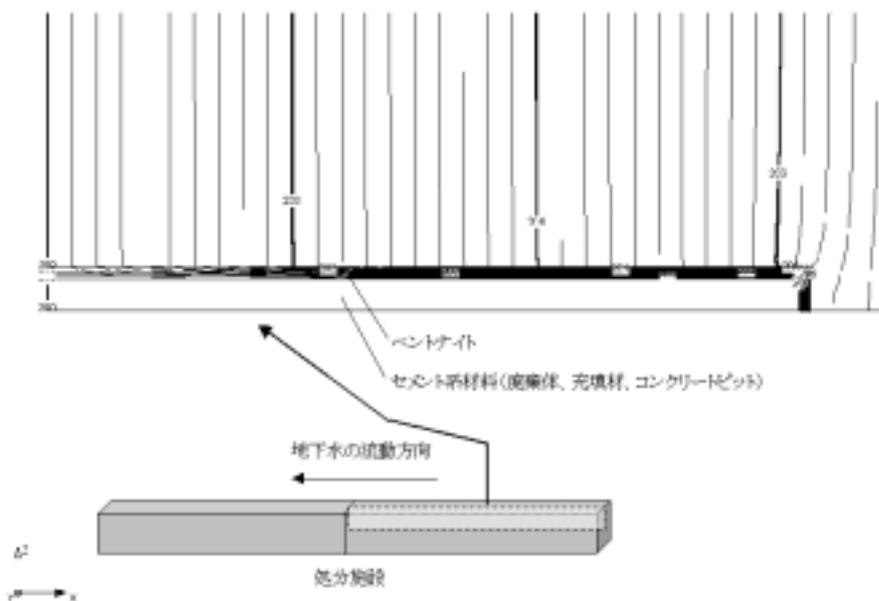
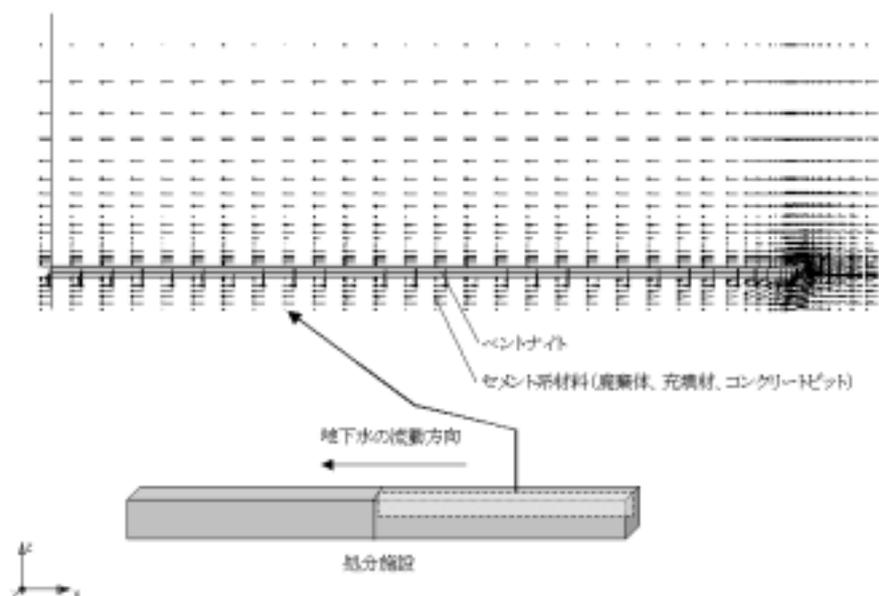


図 3.3.3-1 水理解析モデル図 (トンネル型施設)



注) ベントナイト : 厚さ 2m、透水係数 $1E-11m/s$ のケース

図 3.3.3-2 全水頭コンター図の例 (トンネル型施設)



注) ベントナイト : 厚さ 2m、透水性係数 1E-11m/s のケース

図 3.3.3-3 流速ベクトル図の例 (トンネル型施設)

表 3.3.3-2 トンネル型施設の施設浸透水量の設定結果

ケース	ベントナイト		施設浸透水量(m ³ /y)			
	厚さ (m)	透水性係数 (m/s)	施設の長さ			合計
			249.2m	249.2m	241.8m	
1	1	1E-11	8.57	8.57	8.08	25
2		1E-10	77.6	77.6	73.4	229
3		1E-09	399	399	382	1180
4	2	1E-11	4.56	4.56	4.30	13
5		1E-10	43.3	43.3	40.9	128
6		1E-09	287	287	274	850

(b)開削サイロ型施設

開削サイロ施設の施設浸透水量については、平成 13 年度報告書と同様にセメント系材料（廃棄体、充填材及びコンクリートピット）、ベントナイト及び岩盤をモデル化した解析モデルを作成し、その地下水流動解析結果に基づき設定した。

3.2 節の検討結果では、開削サイロの最上段は廃棄体を収容可能な 20 区画より 2 区画少ない 18 区画が配置されるが、施設浸透水量の設定では保守側に開削サイロの最上段は全て収容可能分の廃棄体が収容されているものとした。解析に使用したモデル図は図 3.3.3-4 に示すとおりである。トンネル型施設と同様に開削サイロ型施設においても、地下水の流動方向が施設浸透水量に対して感度を有する可能性がある。ベントナイトの厚さが 1 m であり、ベントナイトの透水係数が $1 \text{ E-}11 \text{ m/s}$ のケースについて、地下水の流動方向を 45° 刻みで変化させた場合の施設浸透水量の比較結果は表 3.3.3-3 に示すとおりである。解析モデルの X、Y、Z 軸方向における施設の長さの最大値を比較すると、X 軸方向 43.28m、Y 軸方向 49.4m 及び Z 軸方向 46m である。開削サイロ型施設では、軸方向の施設の長さはトンネル型施設ほど大きな差はないため、施設浸透水量の結果も大きな差を受けない結果となっている。本検討では表 3.3.3-3 のケースの中で施設浸透水量が最も大きい Y-Z 平面で Y 軸方向に対して 45° 、Z 軸方向に対して 45° の方向を地下水の流動方向に設定した。

全水頭コンター図と流速ベクトル図の一例は、図 3.3.3-5 及び図 3.3.3-6 に示すとおりである。ベントナイトが地下水の流れに対し抵抗となり、ベントナイトの内側のセメント系材料が処分施設周辺の地下水を集水する傾向はトンネル型施設と同じである。

施設浸透水量の設定結果は、表 3.3.3-4 に示すとおりである。ベントナイトの透水係数が小さくなれば、施設浸透水量は著しく低下し、ベントナイト層の厚さが 2 m 1 m になれば、施設浸透水量は約 2 倍に増加することがわかる。

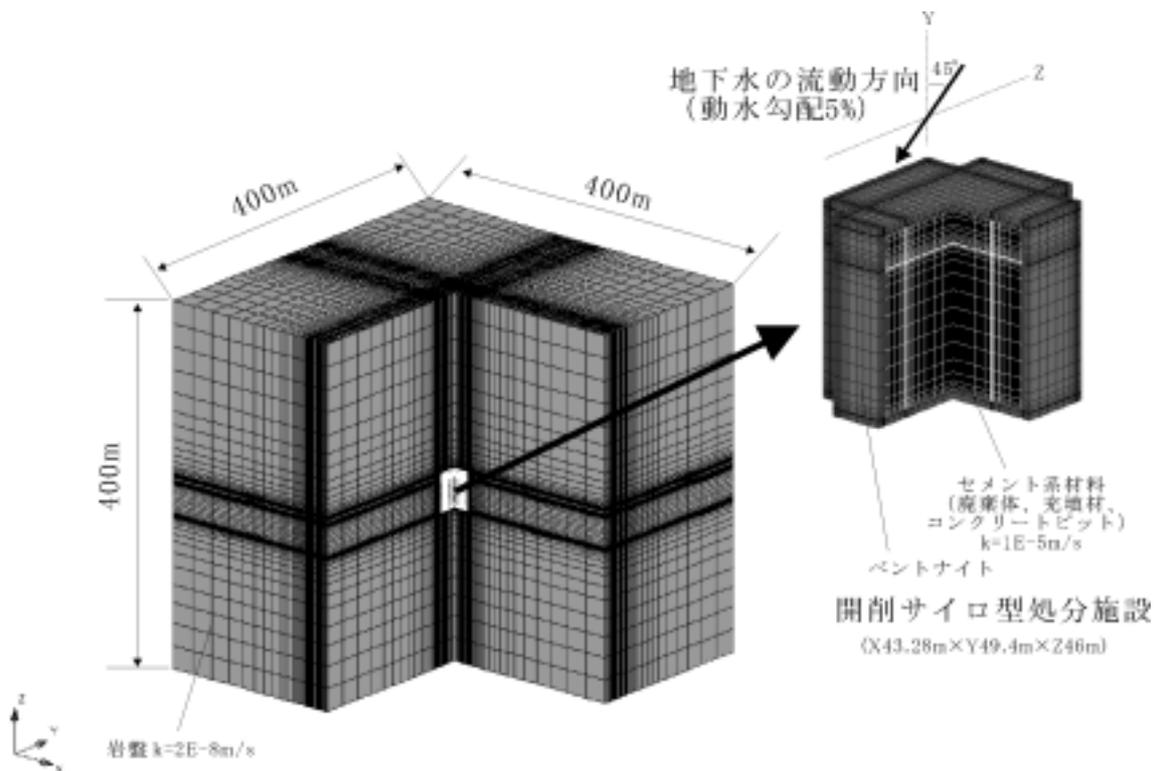
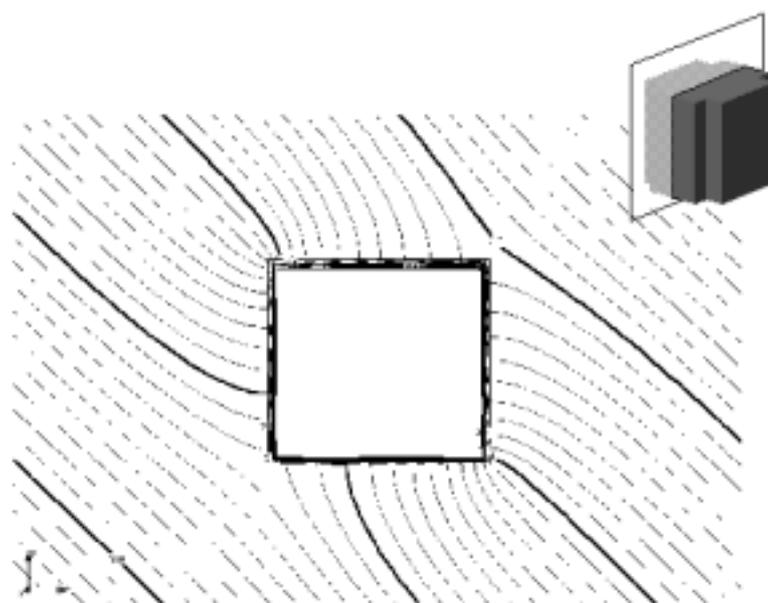


図 3.3.3-4 解析モデル図 (開削サイロ型施設)

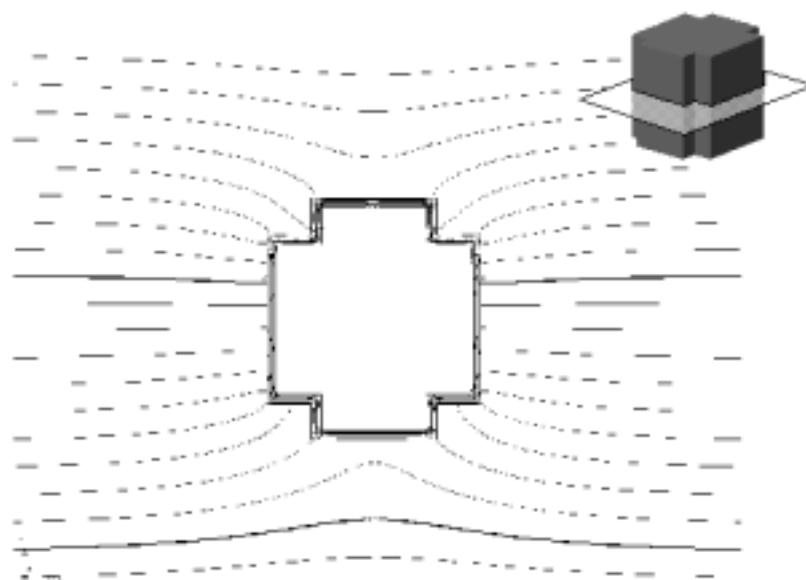
表 3.3.3-3 地下水流動方向に対する施設浸透水量の比較結果

地下水の流動方向	施設浸透水量(m ³ /y)
X 軸に平行な方向	1.54
Y 軸に平行な方向	1.58
Z 軸に平行な方向	1.54
X-Y 平面上で X 軸、Y 軸に対し 45° の方向	1.55
Y-Z 平面上で Y 軸、Z 軸に対し 45° の方向	1.60
X-Z 平面上で X 軸、Z 軸に対し 45° の方向	1.56

注) 共通の解析条件: セメント系材料の透水係数 1E-5m/s、ベントナイトの厚さ 1m、
ベントナイトの透水係数 1E-11m/s、岩盤の透水係数 2E-8m/s、動水勾配 5%



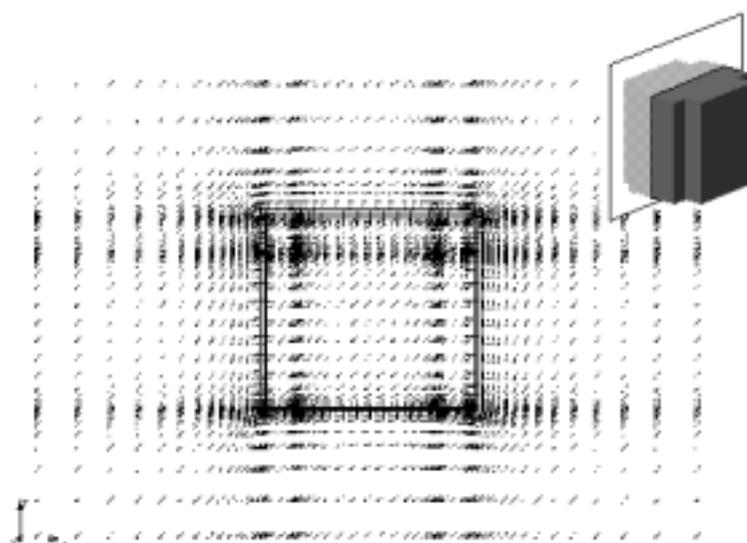
(a) 施設の中心をとりY-Z平面に平行な垂直断面



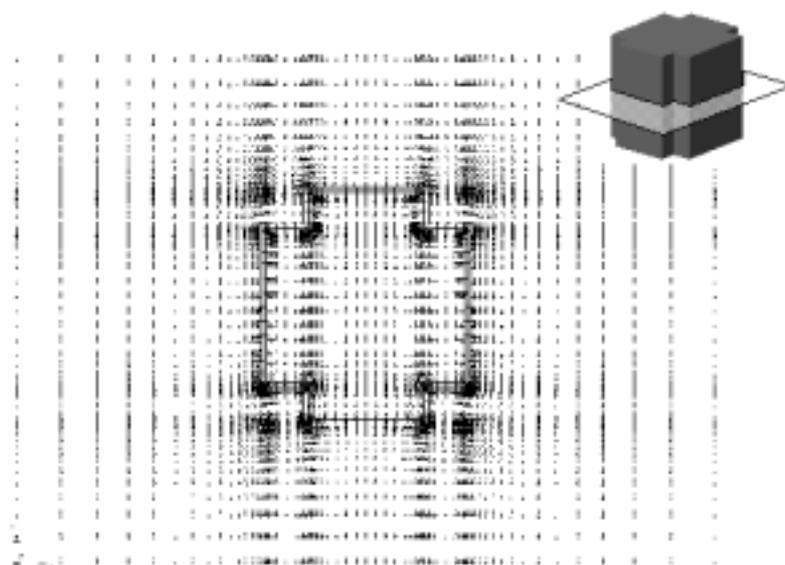
(b) 施設の中心をとりX-Y平面に平行な水平断面

注) ベントナイト : 厚さ 2m、透水性係数 $1E-11m/s$ のケース

図 3.3.3-5 全水頭コンター図の例 (開削サイロ型施設)



(a) 施設を中心をとりY-Z平面に平行な垂直断面



(b) 施設を中心をとりX-Y平面に平行な水平断面

注) ベントナイト : 厚さ 2m、透水係数 $1E-11m/s$ のケース

図 3.3.3-6 流速ベクトル図の例 (開削サイロ型施設)

表 3.3.3-4 開削サイロ型施設の施設浸透水量の設定結果

ケース	ベントナイト		施設浸透水量 (m ³ /y)
	厚さ(m)	透水係数(m/s)	
1	1	1E-11	1.6
2		1E-10	15
3		1E-09	92
4	2	1E-11	0.87
5		1E-10	8.4
6		1E-09	63

c . 考察

トンネル型施設について、平成 13 年度と今回検討での施設浸透水量の比較結果は表 3.3.3-5 に示すとおりである。平成 13 年度の設定では、長さ 234.4m の施設が合計 2 本配置されていたが、本年度は廃棄体数量が増加したため、施設の長さが 241.8m と 249.2m の 2 種類の施設が合計 3 本配置された。施設浸透水量を比較するため、施設の長さを 100m 当りに規格化した後、今回の解析結果を平成 13 年度解析結果で除した値を表 3.3.3-5 中に併記した。

ベントナイトの透水係数が 1 E-10m/s 及び 1 E-11m/s のケースでは、今回解析値 / 平成 13 年度解析値は 5.2 倍 ~ 5.7 倍と 5 倍を超えている。平成 13 年度と今回検討でのパラメータを比較すると、岩盤の透水係数は 1 E-7m/s から 2 E-8m/s と減少したが、動水勾配は 1 % から 5 % に 5 倍に増加している。施設長さは平成 13 年度と比較すると 234.4m から 241.8m もしくは 249.2m と僅かに増加しており、岩盤の透水係数も減少しているが、ダルシー則によれば施設浸透水量は動水勾配と比例関係にあるため、動水勾配の寄与が大きい結果が得られた。

ベントナイトの透水係数が 1 E-9 m/s のケースでは、今回解析値 / 平成 13 年度解析値は 5 倍よりも小さい値となった。これはベントナイトの透水係数が 1 E-9 m/s の場合には、岩盤の透水係数 2 E-8 m/s との差が小さくなるためである。

開削サイロ型施設について、平成 13 年度と本検討での施設浸透水量の比較結果は表 3.3.3-6 に示すとおりである。平成 13 年度と本検討での施設形態の違いは、サイロの高さが 37.8m から 46m に増加 (約 1.2 倍) したことである。これに動

水勾配の寄与である5倍を考えると、平成13年度と本検討での施設浸透水量の変化は6倍 ($1.2 \times 5 = 6$) となる。

表 3.3.3-6 中のベントナイトの透水係数が、 $1 \text{ E-}10 \text{ m/s}$ 以下のケースでは6倍程度大きな値を示している。また、ベントナイトの透水係数が $1 \text{ E-}9 \text{ m/s}$ のケースでは、6倍よりも小さい値となっている。これはトンネル型施設の場合と同様の理由によるものである。

表 3.3.3-5 平成13年度解析値と今回解析値の比較（トンネル型施設）

No.	ベントナイト		平成13年度 解析値(m^3/y)	平成14年度 解析値(m^3/y)	施設長さ100m当たりの 平成14年度解析値/ 平成13年度解析値(-)
	厚さ (m)	透水係数 (m/s)	施設の長さ 468.8m	施設の長さ 740.2m	
1	1	$1\text{E-}11$	2.8	25	5.7
2		$1\text{E-}10$	28	229	5.2
3		$1\text{E-}9$	200	1181	3.7
4	2	$1\text{E-}11$	1.48	13	5.6
5		$1\text{E-}10$	14.4	128	5.6
6		$1\text{E-}9$	124	850	4.3

表 3.3.3-6 平成13年度解析値と今回解析値の比較（サイロ型施設）

No.	ベントナイト		平成13年度 解析値(m^3/y)	平成14年度 解析値(m^3/y)	平成14年度解析値/ 平成13年度解析値(-)
	厚さ (m)	透水係数 (m/s)			
1	1	$1\text{E-}11$	0.24	1.6	6.7
2		$1\text{E-}10$	2.36	15	6.4
3		$1\text{E-}9$	20.70	92	4.4
4	2	$1\text{E-}11$	0.13	0.87	6.7
5		$1\text{E-}10$	1.26	8.4	6.7
6		$1\text{E-}9$	11.80	63	5.3

(2)核種移行解析結果

a . 基本的な考え方

安全評価において考慮すべきシナリオは、サイクル機構が平成 11 年 11 月にとりまとめた「我が国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性 - 地層処分研究開発第 2 次取りまとめ」(JNC TN1400 99-023)(以下、「HLW 第 2 次取りまとめ」という。)に示されているように、「地下水シナリオ」と「接近シナリオ」に大別され、さらに「地下水シナリオ」は「基本シナリオ」と「変動シナリオ」に分類される。

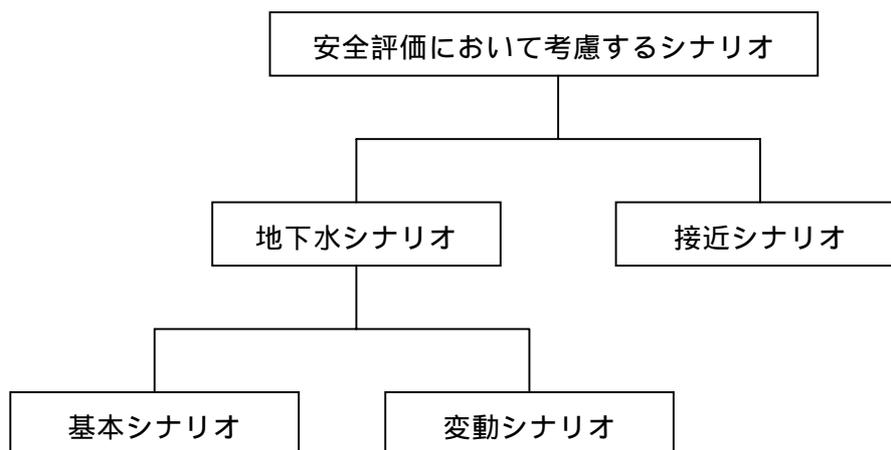


図 3.3.3-7 「第 2 次とりまとめ」におけるシナリオの分類

一方、「LLW 第 3 次中間報告」においては、

- ・地下水移行シナリオ
- ・人間接近シナリオ
- ・操業中シナリオ

の 3 シナリオがとりあげられているが、「人間接近シナリオ」及び「操業中シナリオ」は濃度上限値の算出において考慮すべきシナリオとしては適切でないと考えられ、被ばく経路としては「地下水移行シナリオ」のみが選定されている。この「地下水移行シナリオ」は、HLW 第 2 次取りまとめにおける「地下水シナリオ」の「基本シナリオ」に相当する。

したがって、今回は「地下水移行シナリオ」に基づき、検討対象廃棄物の安全性を評価することとした。核種移行解析は、「LLW 第 3 次中間報告」の検討結果を踏まえて処分サイトを特定しない条件において実施するが、一部パラメータについてはより現実的な数値を使用する。

b. 評価シナリオ及び解析コード

今回の安全評価において検討した評価シナリオ及び解析コードは以下に示すとおりである。

(a) 評価シナリオ

地下水移行シナリオは、「LLW 第3次中間報告」と同じ核種移行モデル（図3.3.3-8参照）に基づき評価した。同報告では下記4経路について線量が評価されているが、平成13年度の検討において、「河川岸建設作業経路」、「河川岸居住経路」および「河川岸農耕経路」については生物圏の設定パラメータの相違はあるが、被ばく線量への寄与が比較的高いと考えられる核種については、「河川水利用経路」と同じ傾向を示すことが確認されている。

したがって、今回は最も代表的な「河川水利用経路」（被ばく経路1～6）のみを評価することとした。

- ・「河川水利用経路」（被ばく経路1～6）
- ・「河川岸建設作業経路」（被ばく経路7，8）
- ・「河川岸居住経路」（被ばく経路9，10）
- ・「河川岸農耕経路」（被ばく経路11～14）

「河川水利用経路」における被ばく経路は、下記の6経路である。

- 飲料水摂取
- 農作物摂取
- 農耕作業吸入
- 農耕作業外部
- 畜産物摂取（飼育水）
- 水産物摂取

(b) 解析コード

「LLW 第3次中間報告」では、地下水移行シナリオにおける線量は日本原子力研究所で開発されたGSA-GCLが使用されている。当該評価コードは、下記のソースタームモデル、天然バリアモデル及び生物圏モデルから構成されている。

ソースタームモデルは、廃棄体、人工バリア材、その周辺の地質媒体から構成されるコンパートメントを設定し、各コンパートメント間の移流、拡散及び崩

壊による物質収支を評価するものである。

天然バリアモデルは、並行吸着による遅延も考慮し、移流・分散（拡散）及び崩壊を考慮して放射性核種の移行を解析するものである。

生物圏モデルは、河川水や工作土壌等の環境媒体を設定し、移行係数を使用したコンパートメントモデルに基づき、水、土壌及び食物等の放射性核種濃度を解析し、線量換算係数を使用して吸入摂取、経口摂取及び外部の3形態の被ばく線量を算出するものである。

今回本検討においては、上記コードと同様の機能を有した1次元核種移行解析コード MENTOR を使用した。当該コードは、電力共通研究及び TRU 廃棄物処分概念検討書における安全評価において使用されている評価コードであり、上記の GSA-GCL と類似の機能を有する。その機能は表 3.3.3-7 に示すとおりである。

(c)解析結果

地下水移行シナリオにおける線量の結果は、表 3.3.3-8 及び図 3.3.3-9 ~ 図 3.3.3-28 に示すとおりである。今回の評価結果に基づけば、下記の結論が得られた。

施設形態の比較

施設形態について感度解析した結果は図 3.3.3-9 に示すとおりであり、トンネル型とサイロ型とも目標線量の $10 \mu\text{Sv/y}$ を満足していることから、処分の安全は確保できる見通しが得られた。サイロ型の線量がトンネル型よりも約 1/5 低い理由は、サイロ型の比表面積がトンネル型のそれよりもより小さく、施設浸透水量が低いためである。トンネル型の支配核種は図 3.3.3-16 に示すように Ra-226 と Pb-210 であり、これに Tc-99、Th-230、Np-237 及び C-14 が続く。サイロ型の支配核種は図 3.3.3-17 に示すように Tc-99 であるが、Ra-226 と Pb-210 の合計値がこれを上回り、これに C-14、Th-230 及び Np-237 が続く。

セメント系材料の分配係数の比較

セメント系材料の分配係数を感度解析した結果は図 3.3.3-10 に示すとおりであり、いずれのケースも目標線量の $10 \mu\text{Sv/y}$ を満足している。「TRU 廃棄物処分概念検討書」のデータベースを使用した場合には、「第3次中間報告」よりも

約 2 倍程度線量が上昇するが、これは両者における TRU 核種の分配係数が異なるためである。「TRU 廃棄物処分概念検討書」のレファレンスケース (Region、及び の最小値使用) と各 Region 期間を想定してそれぞれに分配係数を設定したケースの差異はみられなかった。また、基本ケース (第 3 次中間報告) と「第三次中間報告 + 参照データ」(第三次中間報告の一部データを参照データに置換したケース) との差異もみられなかった。支配核種は図 3.3.3-18 ~ 3.3.3-20 に示すとおりであり、いずれのデータベースにおいても支配核種は第 2 ピークの Ra-226 及び Pb-210 であるが、データベースの相違により第 1 ピークの C-14 と Tc-99 の線量に対する寄与が変化する。

緩衝材厚さの比較

緩衝材の厚さを感度解析した結果は図 3.3.3-11 に示すとおりであり、いずれのケースも目標線量の $10 \mu\text{Sv/y}$ を満足している。緩衝材厚さが 1 m の場合には、施設浸透水量が上昇するとともに、緩衝材の拡散バリア厚さが $1/2$ となるために、線量が約 2 倍に上昇する。緩衝材厚さが 1 m の場合の支配核種は図 3.3.3-21 に示すとおりであり、第 1 ピークに少し変化がみられるが、ほとんど差異はない。

緩衝材の維持期間の比較

緩衝材の維持期間を感度解析した結果は図 3.3.3-12 に示すとおりであり、いずれのケースも目標線量の $10 \mu\text{Sv/y}$ を満足している。緩衝材の維持期間が 1,000 年 ~ 10 万年の場合には基本ケースに比較して線量が 10 ~ 12 倍上昇するが、100 万年では低下して約 6 倍になる。維持期間が 1,000 年と 100 万年の支配核種は図 3.3.3-22 及び図 3.3.3-23 に示すとおりであり、いずれの場合も Ra-226 及び Pb-210 である。

緩衝材の透水係数の比較

緩衝材の透水係数を感度解析した結果は図 3.3.3-13 に示すとおりであり、いずれのケースも目標線量の $10 \mu\text{Sv/y}$ を満足している。緩衝材の透水係数が上昇するにつれて線量が上昇しているが、これは(1)において示したように緩衝材の透水係数の上昇に伴い、施設浸透水量が上昇するためである。緩衝材の透水係数が $1 \text{ E-}09\text{m/s}$ と $1 \text{ E-}11\text{m/s}$ の支配核種は図 3.3.3-24 及び図 3.3.3-25 に示すとおりであり、いずれの場合も Ra-226 及び Pb-210 であるが、緩衝材の透水係数

が $1E-11m/s$ の場合には $1E-9m/s$ に比較してTc-99の線量が相対的に高くなる。

天然バリアの分配係数の比較

天然バリアの分配係数を感度解析した結果は図 3.3.3-14 に示すとおりであり、いずれのケースも目標線量の $10\mu Sv/y$ を満足しているが、「TRU廃棄物処分概念検討書」のデータを使用した場合には第1ピークの線量が著しく上昇し、ほとんど裕度がない。各ケースの支配核種は図 3.3.3-26 及び図 3.3.3-27 に示すとおりであり、これはC-14の分配係数の相違によるものである。「第三次中間報告+参照データ」(第三次中間報告の一部データを参照データに置換したケース)も同じ傾向を示しており、C-14及びTc-99の線量が著しく上昇する。天然バリアの分配係数が線量に与える影響は大きく、支配核種も変化することから、今後十分な検討が必要であると考えられる。

天然バリアの動水勾配と透水係数の比較

天然バリアの動水勾配と透水係数を感度解析した結果は図 3.3.3-15 に示すとおりであり、いずれのケースも目標線量の $10\mu Sv/y$ を満足しているが、動水勾配を高くした場合には線量が約4倍上昇する。これは、(1)で記述したとおり、施設浸透水量が増加するためである。動水勾配が5%のケースの支配核種は図 3.3.3-28 に示すとおりであり、基本ケースとの差異はない。

まとめ

今回設定したパラメータの感度解析範囲では、いずれのケースにおいても目標線量である $10\mu Sv/yr$ を満足した。線量に大きく影響するパラメータとしては、緩衝材の維持期間、緩衝材の透水係数、天然バリアの分配係数等があげられる。一方、セメント系材料の分配係数および緩衝材厚さが線量に与える影響は数倍以内であり、比較的小さいことが確認された。

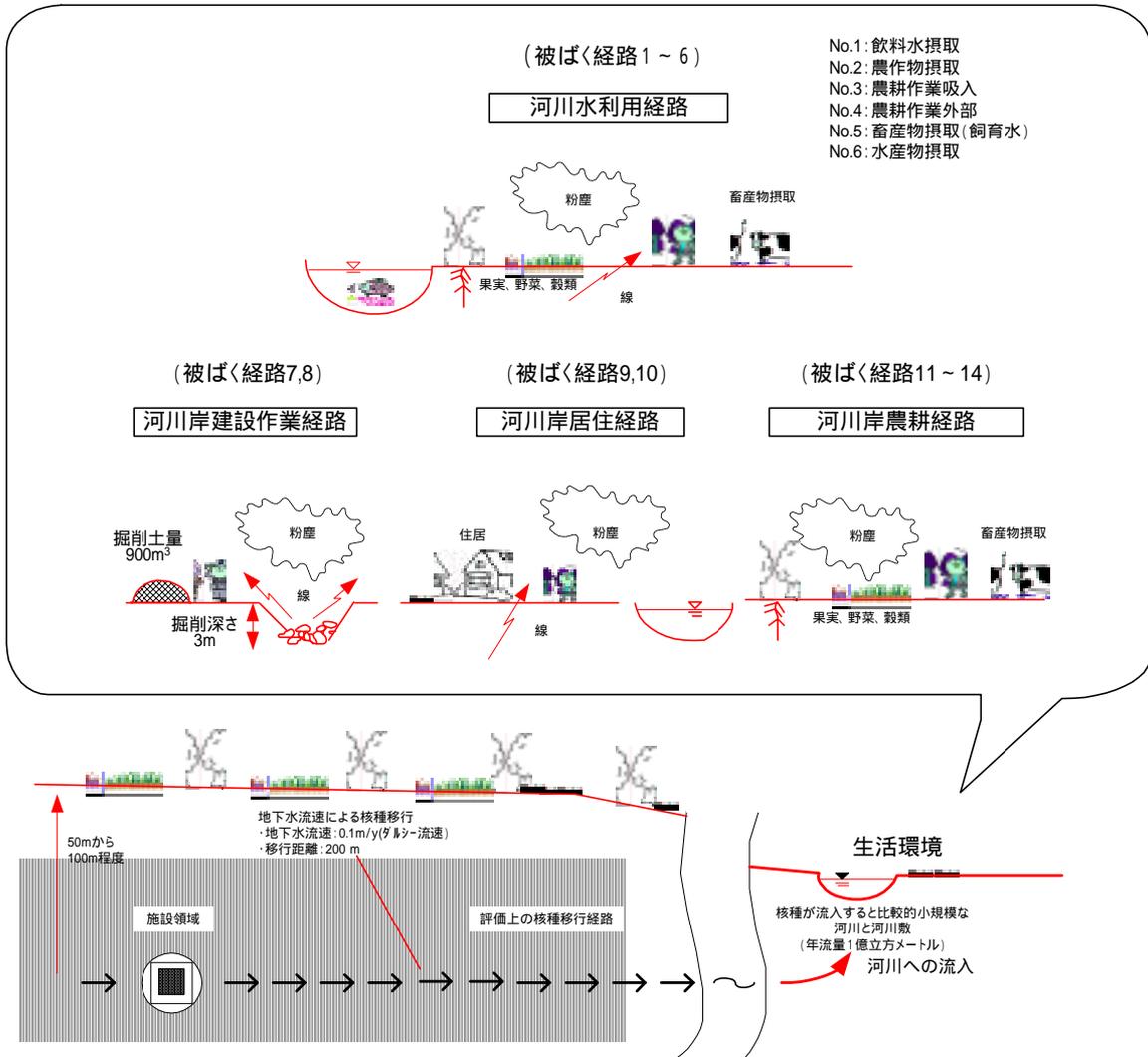


図 3.3.3-8 地下水移行シナリオにおける核種移行モデル

表 3.3.3-7 地下水移行解析に使用した評価コード

解析コード名称：MENTOR
使用目的：人工バリア及び天然バリア中の核種移行解析・線量評価
コード使用箇所：性能評価（核種移行解析）
計算モデル：1次元有限差分モデル+1次元半解析解モデル
計算フロー： <div style="text-align: center;"> <pre> graph TD A[入力データの読み込み] --> B[タイムステップの設定] B --> C[人工バリア内の計算] C --> D[天然バリア内の計算] D --> E[生物圏へのフラックス・濃度計] E --> F[線量の計算] F --> G[結果の出力] </pre> </div>
解析手法： <p>人工バリア：多孔質媒体モデルにより移流分散方程式を有限差分法で数値解析</p> <p>天然バリア：亀裂媒体モデル及び多孔質媒体モデルにラプラス変換による半解析解適用</p>
オリジナル作成者：日揮（株）
改定者及びその内容：日揮（株），出力項目の追加及びインターフェイス改良他
類似解析コード及び該当コードの特徴：RAPRAN，GSA-GCL，TIGER，CRYSTAL 等 EBS パラメータの経時変化，複数の EBS 媒体をモデル化，複数の崩壊連鎖，溶解度，分配係数の同位体分配及び非線形吸着 等
入力データ項目： <p>モデルデータ（体積，面積，距離，真密度及び空隙率 等）</p> <p>水理データ（地下水流速）</p> <p>核種データ（インベントリ，崩壊定数，溶解度，分配係数，実効拡散係数，線量換算係数 等）</p>
コードの検証、使用実績、公開、非公開： <p>原研、電中研及び日揮間でベンチマーク計算を実施した。また、JNC 委託研究業務にて MENTOR，TIGER 及び CRYSTAL 間でベンチマーク計算を実施（JNC ZJ8400 99-009）電力共通研究及び TRU 廃棄物処分概念検討書にて使用実績あり，非公開</p>

表 3.3.3-8 各検討ケースの線量評価結果

検討ケース		最大線量 [Sv/y]	時間 [年]	主要核種	
基本ケース		2.3E-07	1.4E+06	Ra-226	Pb-210
施設形態	サイロ型	3.8E-08	3.2E+06	Ra-226	Pb-210
セメント系材料 分配係数	TRU廃棄物処分概念検討書 (レファレンスケース)	5.0E-07	9.3E+05	Ra-226	Pb-210
	TRU廃棄物処分概念検討書 + 維持期間の想定	4.8E-07	9.3E+05	Ra-226	Pb-210
	第3次中間報告 + 参照データ	2.3E-07	1.4E+06	Ra-226	Pb-210
緩衝材有効厚さ	1[m]	4.8E-07	1.0E+06	Ra-226	Pb-210
緩衝材維持期間	1E+3[y]	2.8E-06	5.0E+05	Ra-226	Pb-210
	1E+4[y]	2.7E-06	5.0E+05	Ra-226	Pb-210
	1E+5[y]	2.5E-06	5.8E+05	Ra-226	Pb-210
	1E+6[y]	1.3E-06	1.5E+06	Ra-226	Pb-210
緩衝材透水係数	1E-09[m/s]	1.5E-06	6.3E+05	Ra-226	Pb-210
	1E-11[m/s]	6.4E-08	2.5E+06	Ra-226	Pb-210
天然バリア分配係数	TRU廃棄物処分概念検討書 堆積岩	2.8E-06	3.2E+03	C-14	
	第3次中間報告 + 参照データ	7.6E-07	1.0E+04	C-14	
天然バリア地下水条件	透水係数：2E-08[m/s] 動水勾配：5%	1.1E-06	7.4E+05	Ra-226	Pb-210

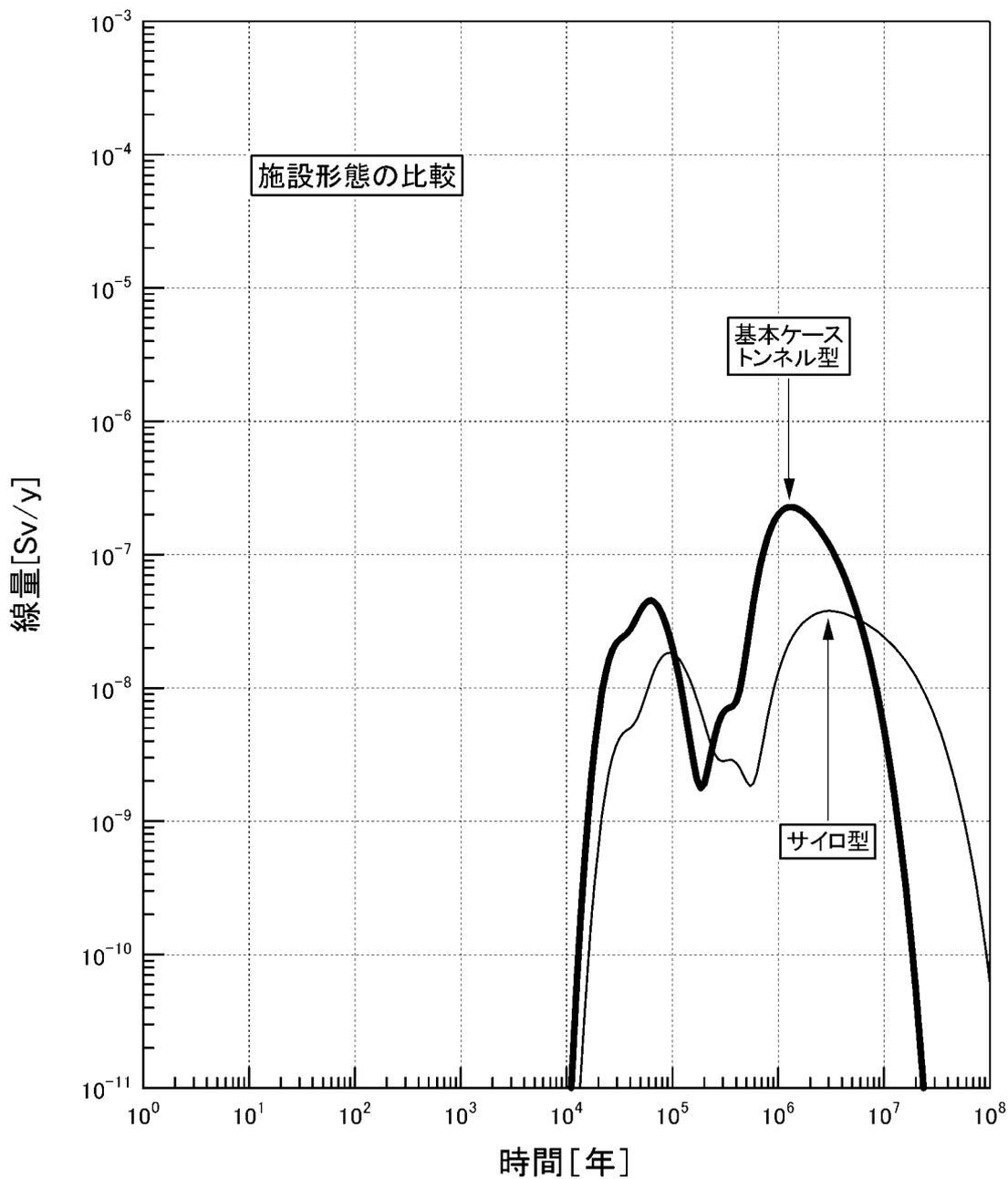


図 3.3.3-9 核種移行解析の解析結果
(施設形態の比較)

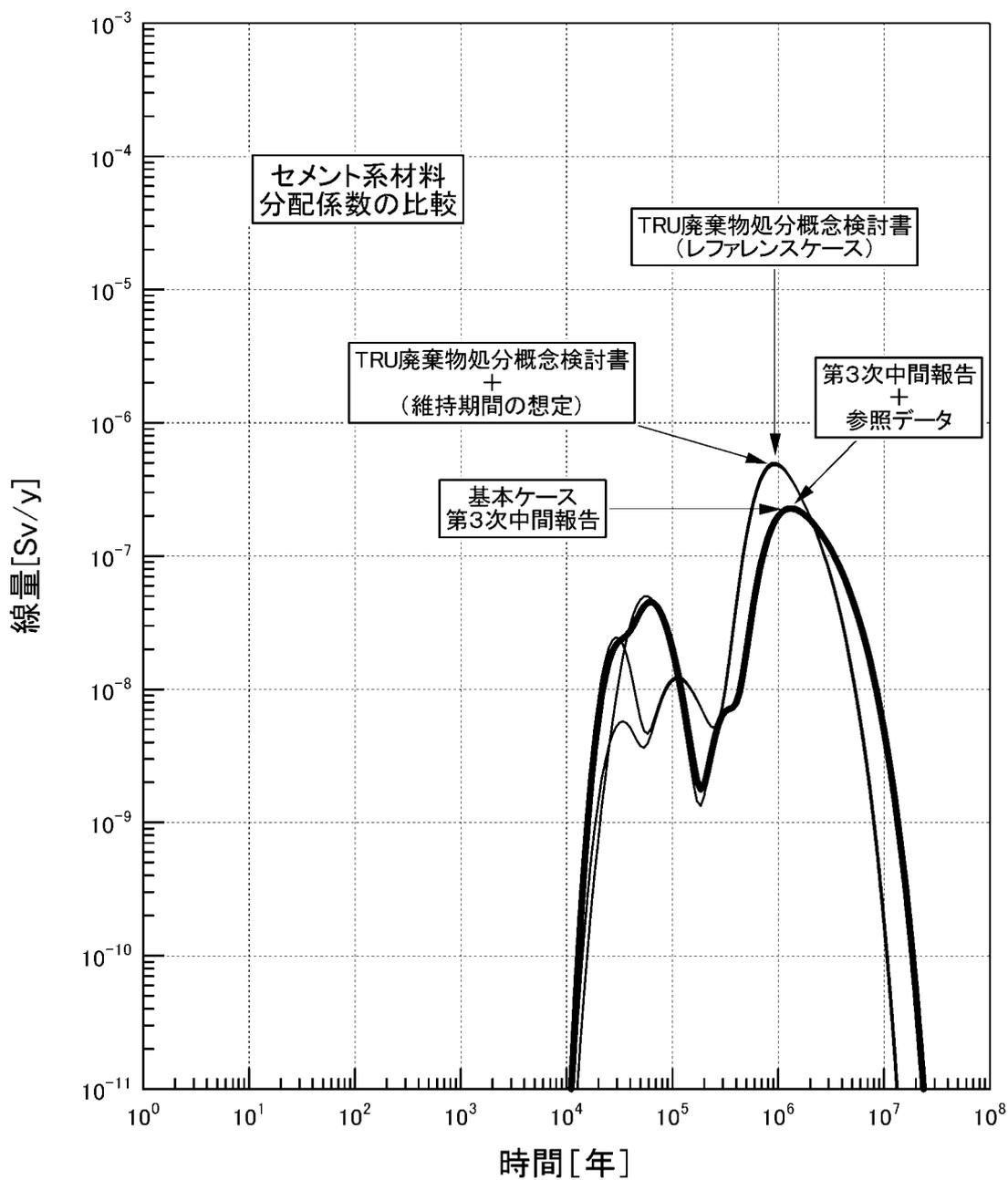


図 3.3.3-10 核種移行解析の解析結果
(セメント系材料分配係数の比較)

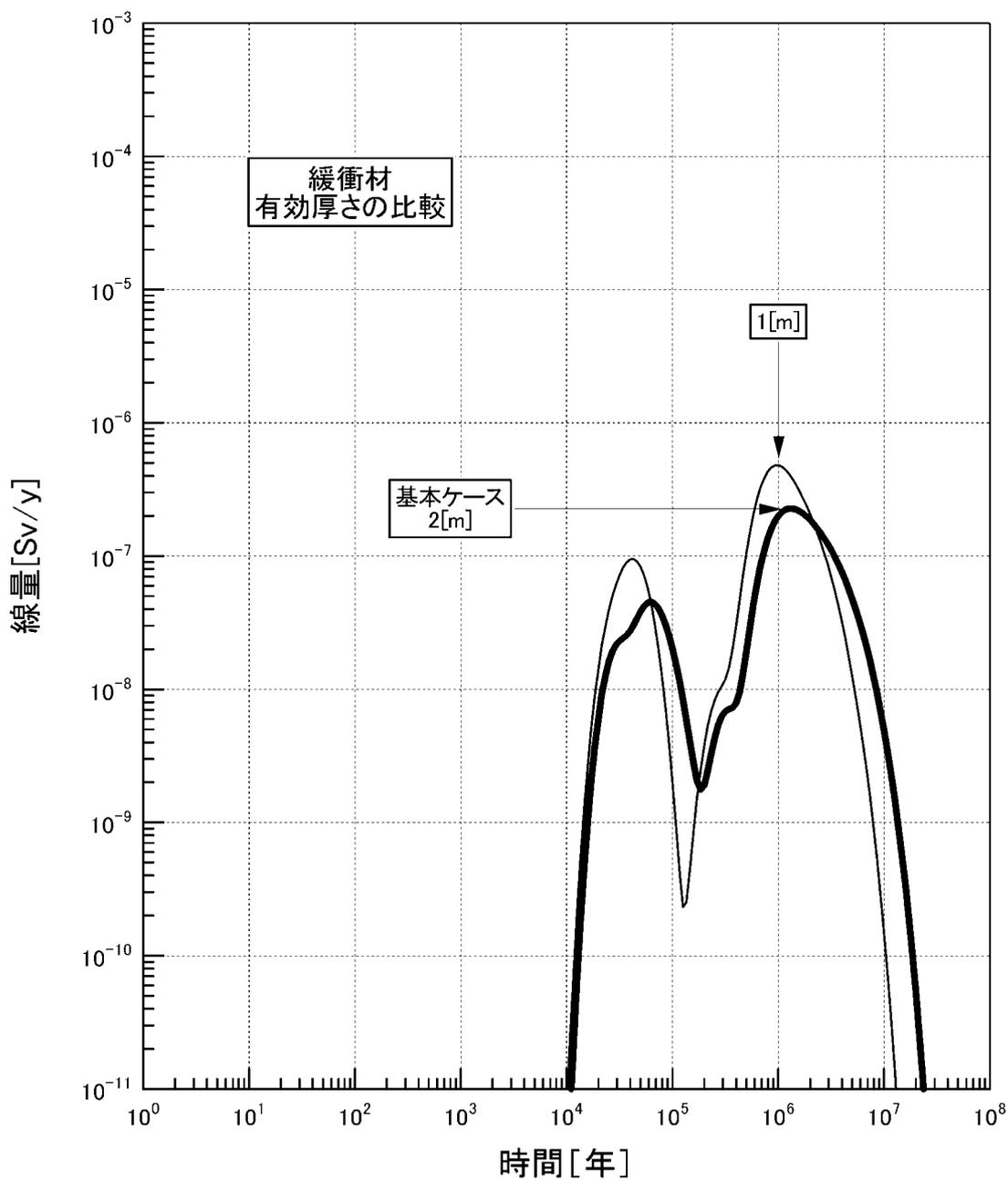


図 3.3.3-11 核種移行解析の解析結果

(緩衝材有効厚さの比較)

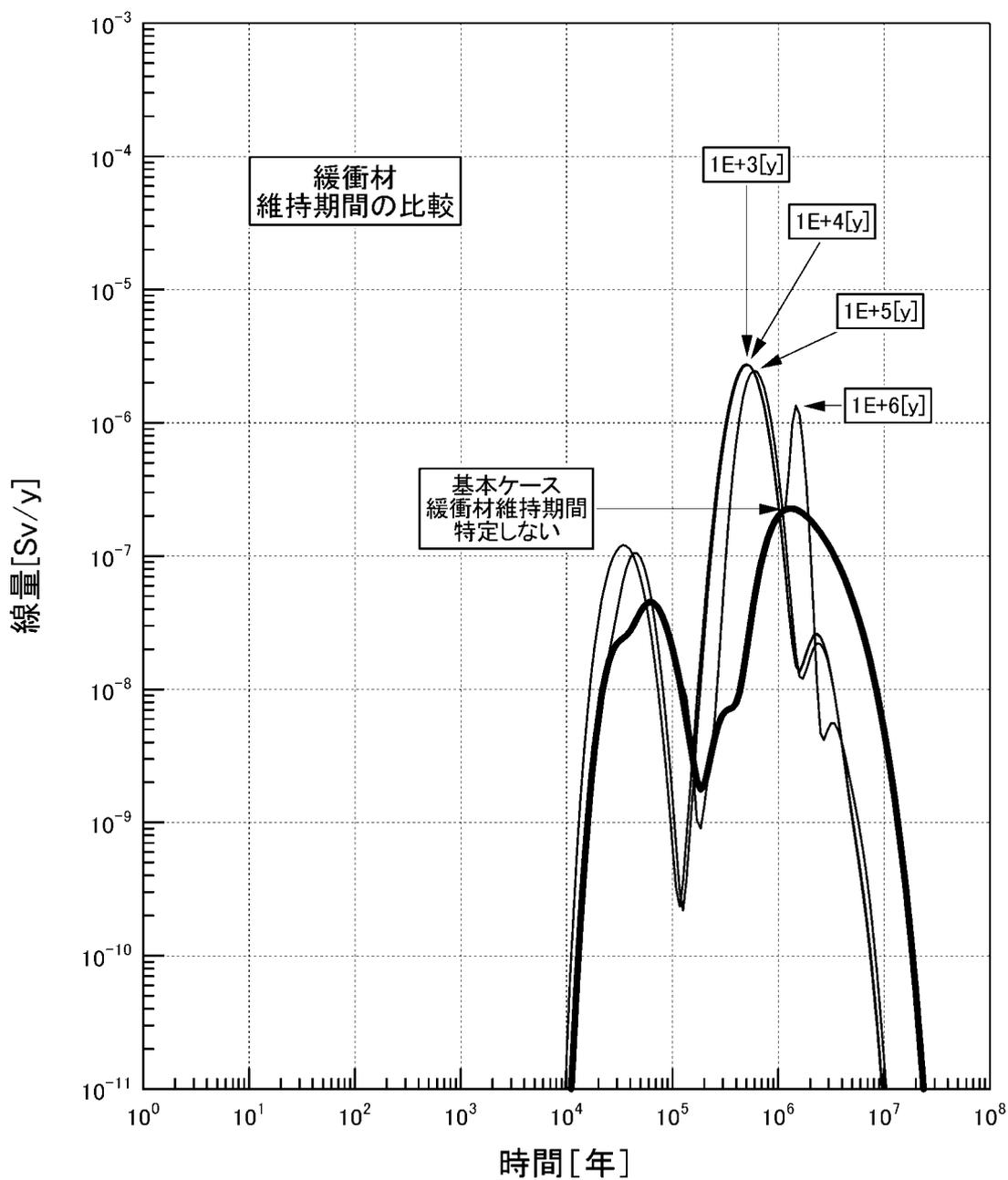


図 3.3.3-12 核種移行解析の解析結果
(緩衝材維持期間の比較)

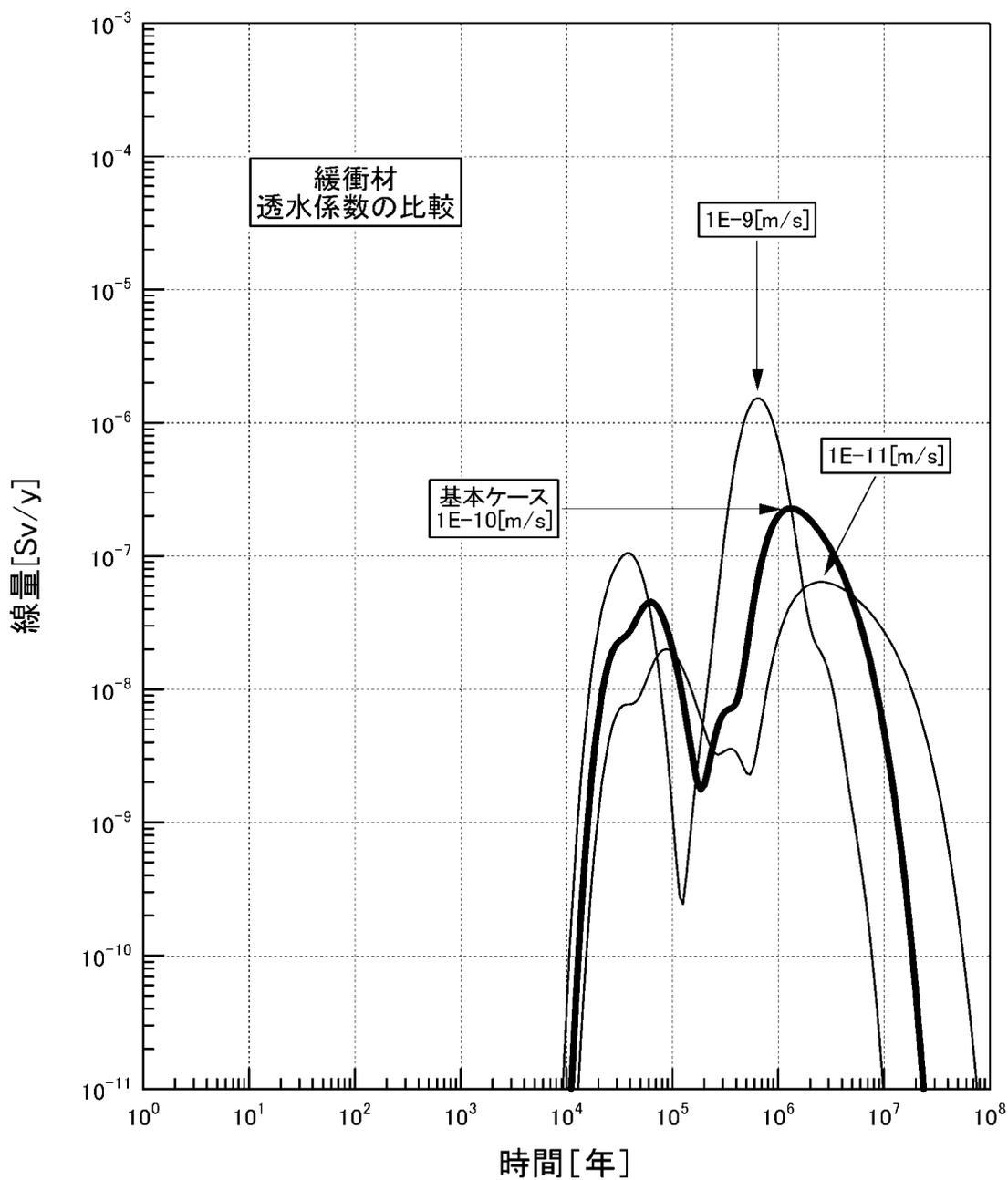


図 3.3.3-13 核種移行解析の解析結果
(緩衝材透水係数の比較)

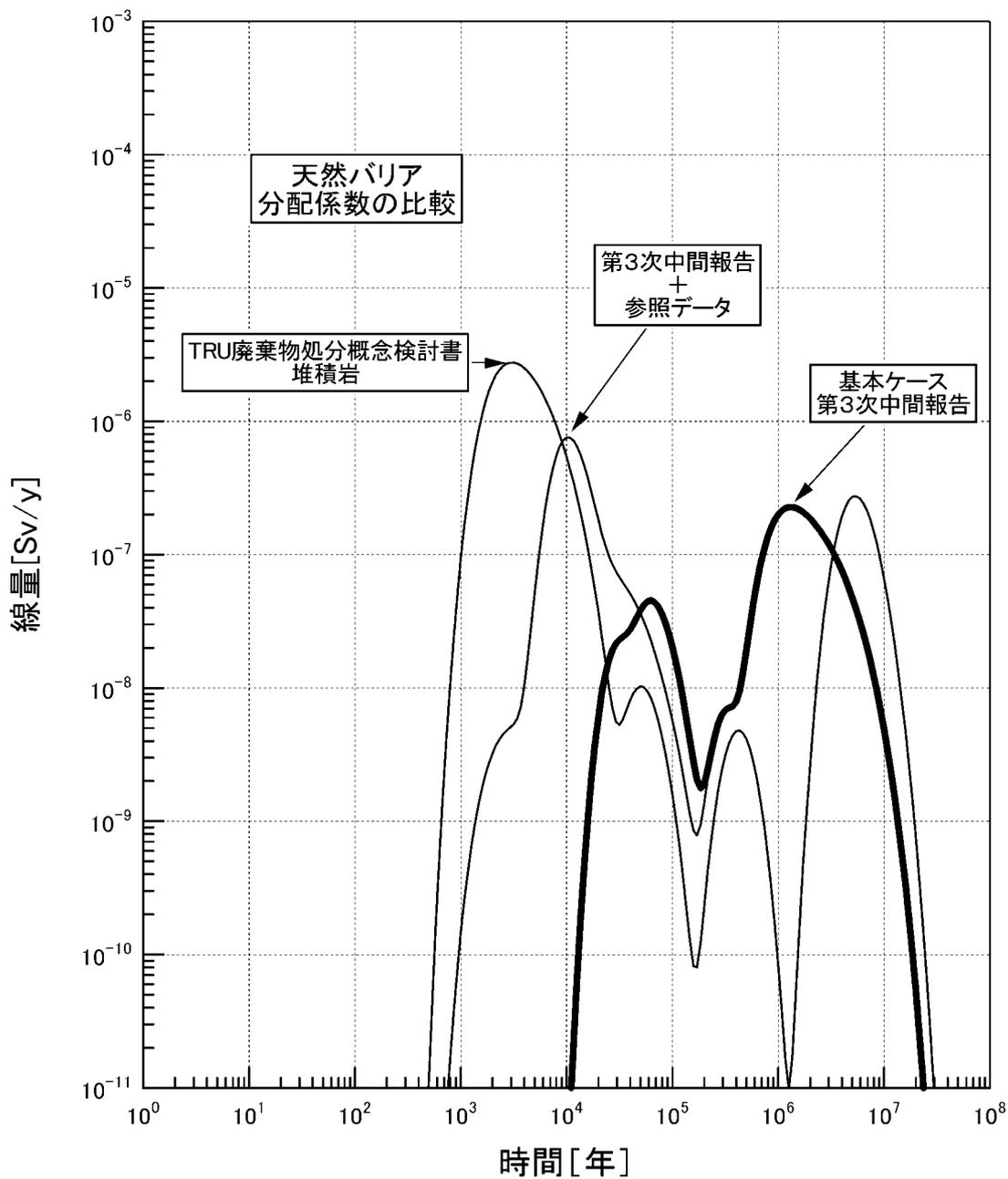


図 3.3.3-14 核種移行解析の解析結果
(天然バリア分配係数の比較)

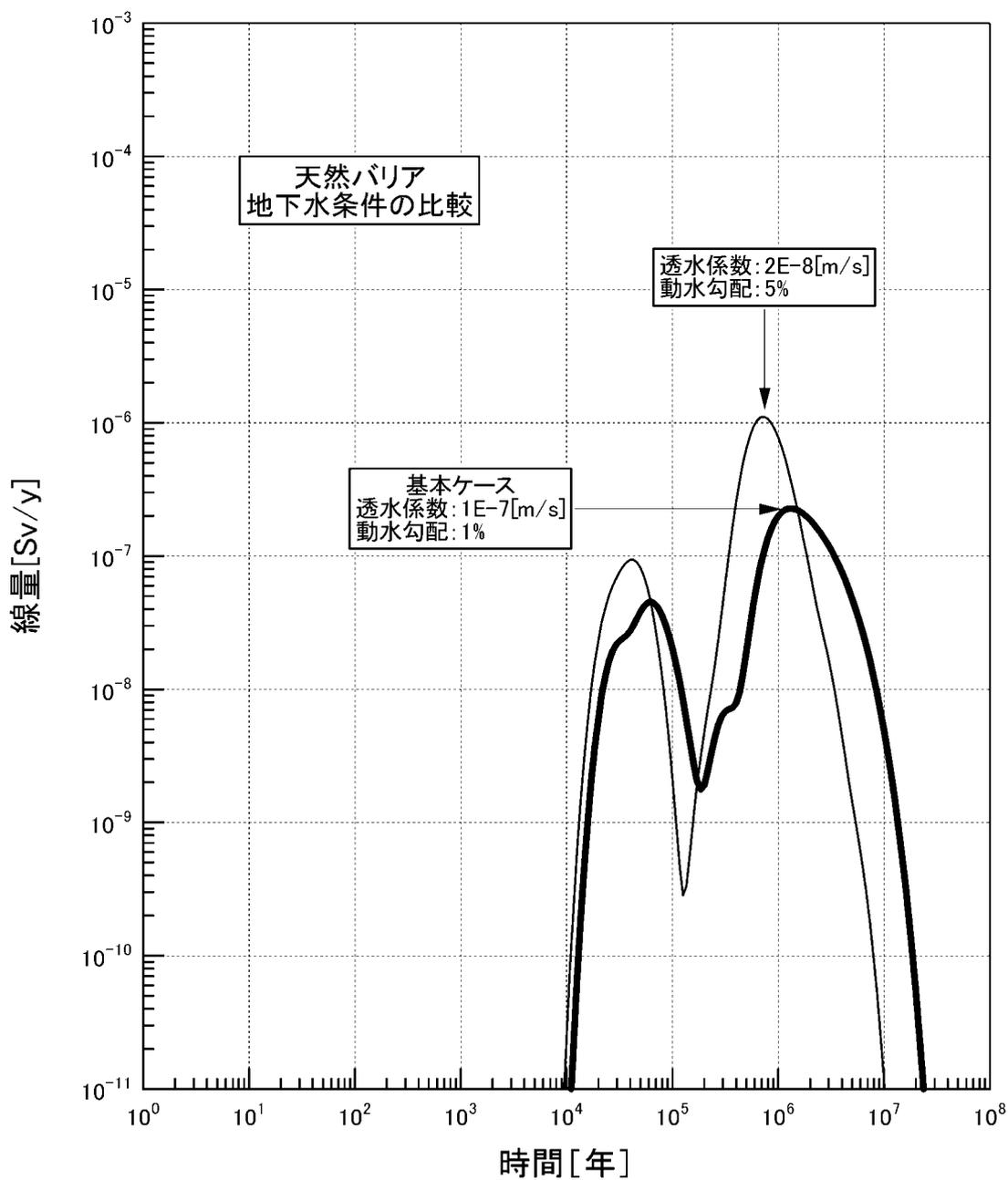


図 3.3.3-15 核種移行解析の解析結果
(天然バリア地下水条件の比較)

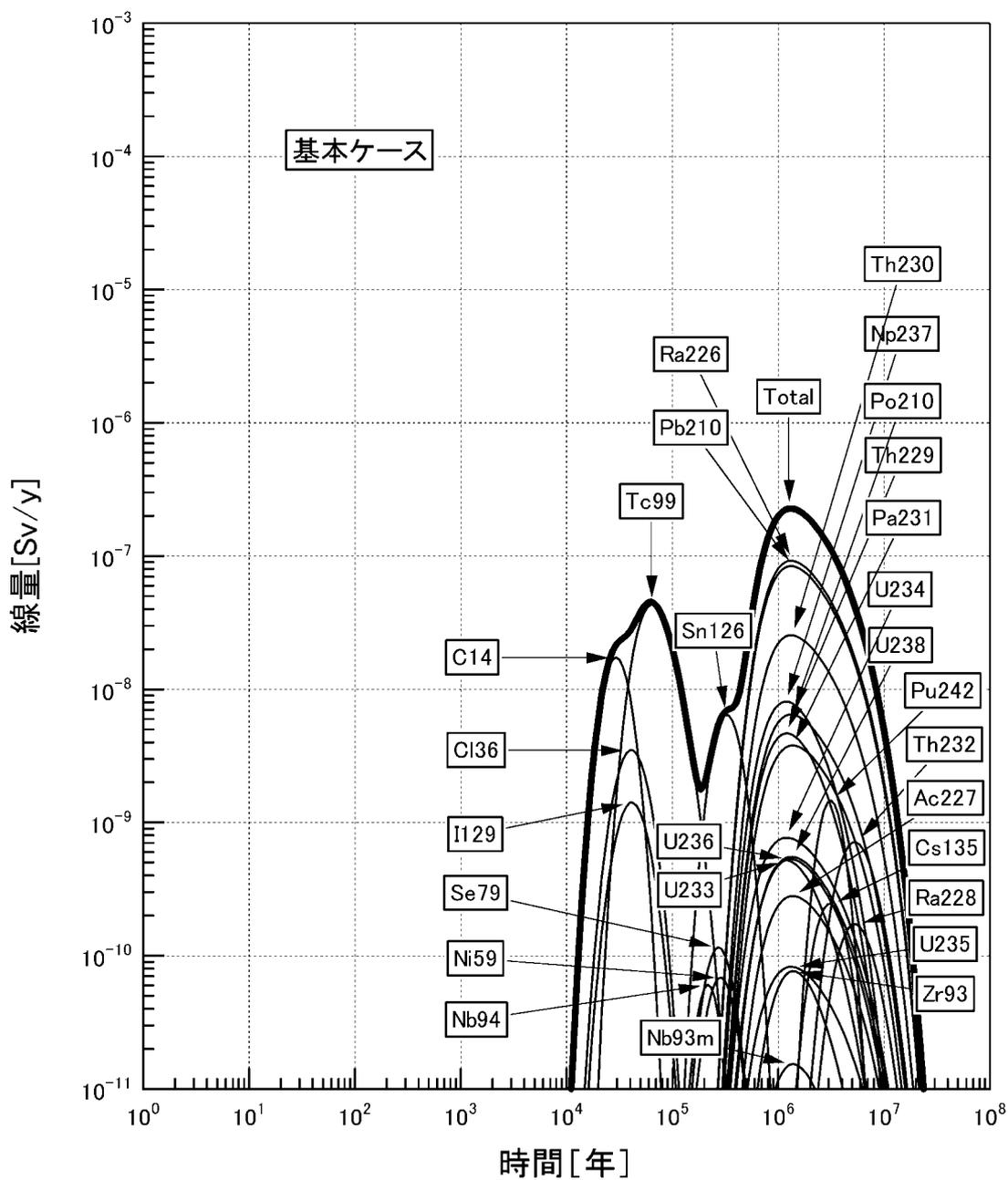


図 3.3.3-16 核種移行解析の解析結果
(基本ケース)

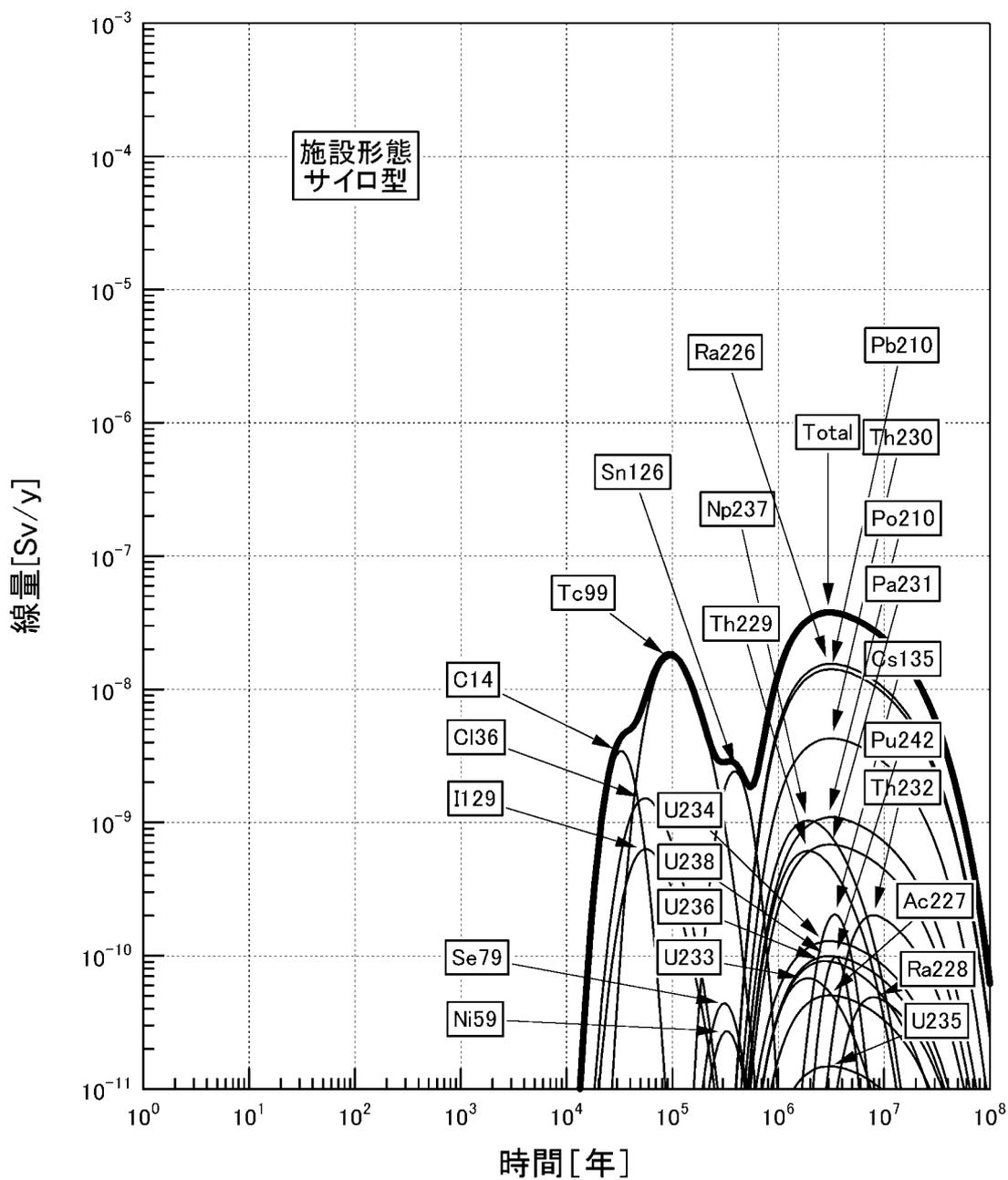


図 3.3.3-17 核種移行解析の解析結果

(施設形態：サイロ型)

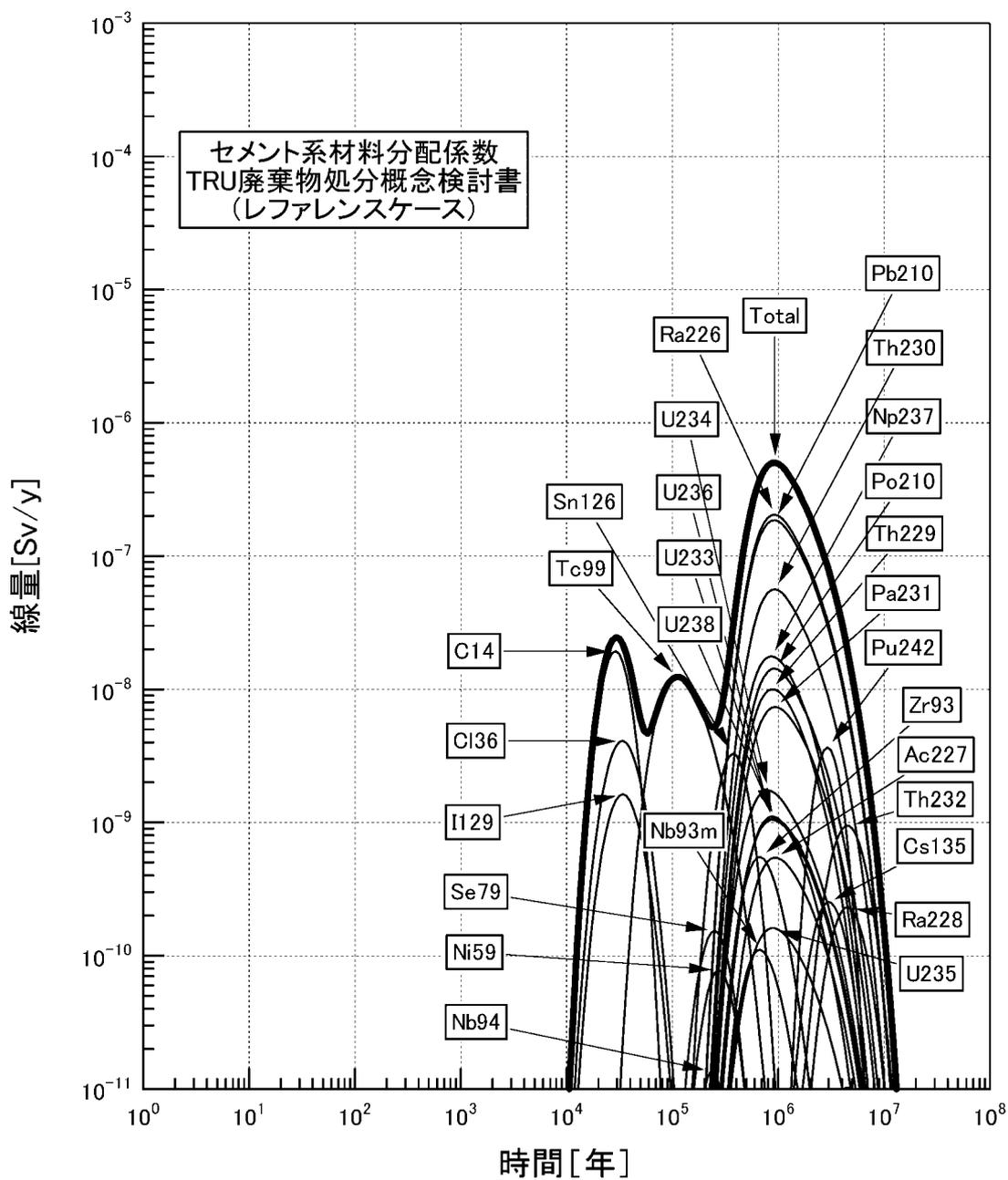


図 3.3.3-18 核種移行解析の解析結果

(セメント系材料分配係数：TRU 廃棄物処分概念検討書 (レファレンス))

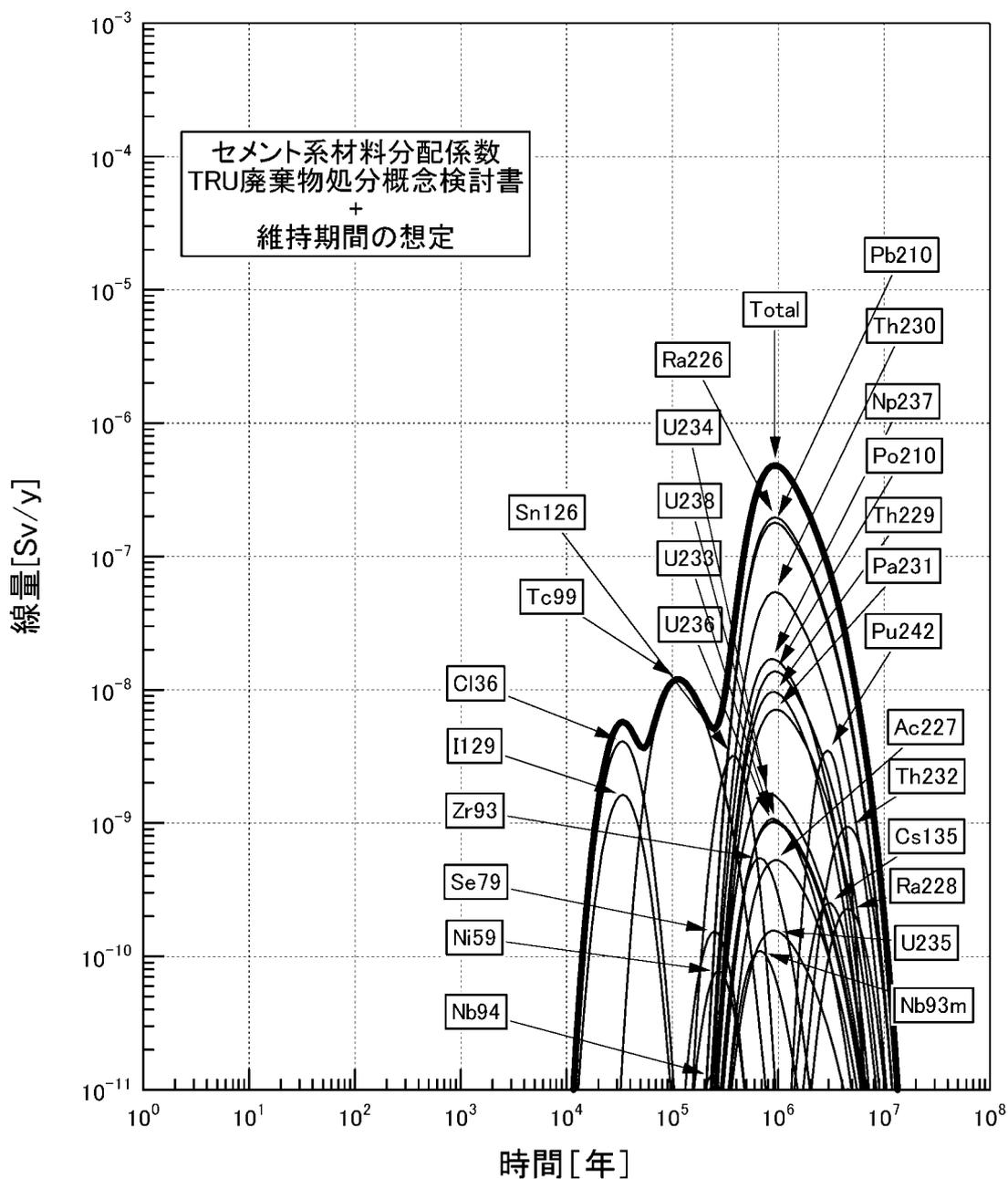


図 3.3.3-19 核種移行解析の解析結果

(セメント系材料分配係数：TRU 廃棄物処分概念検討書 + 維持期間の想定)

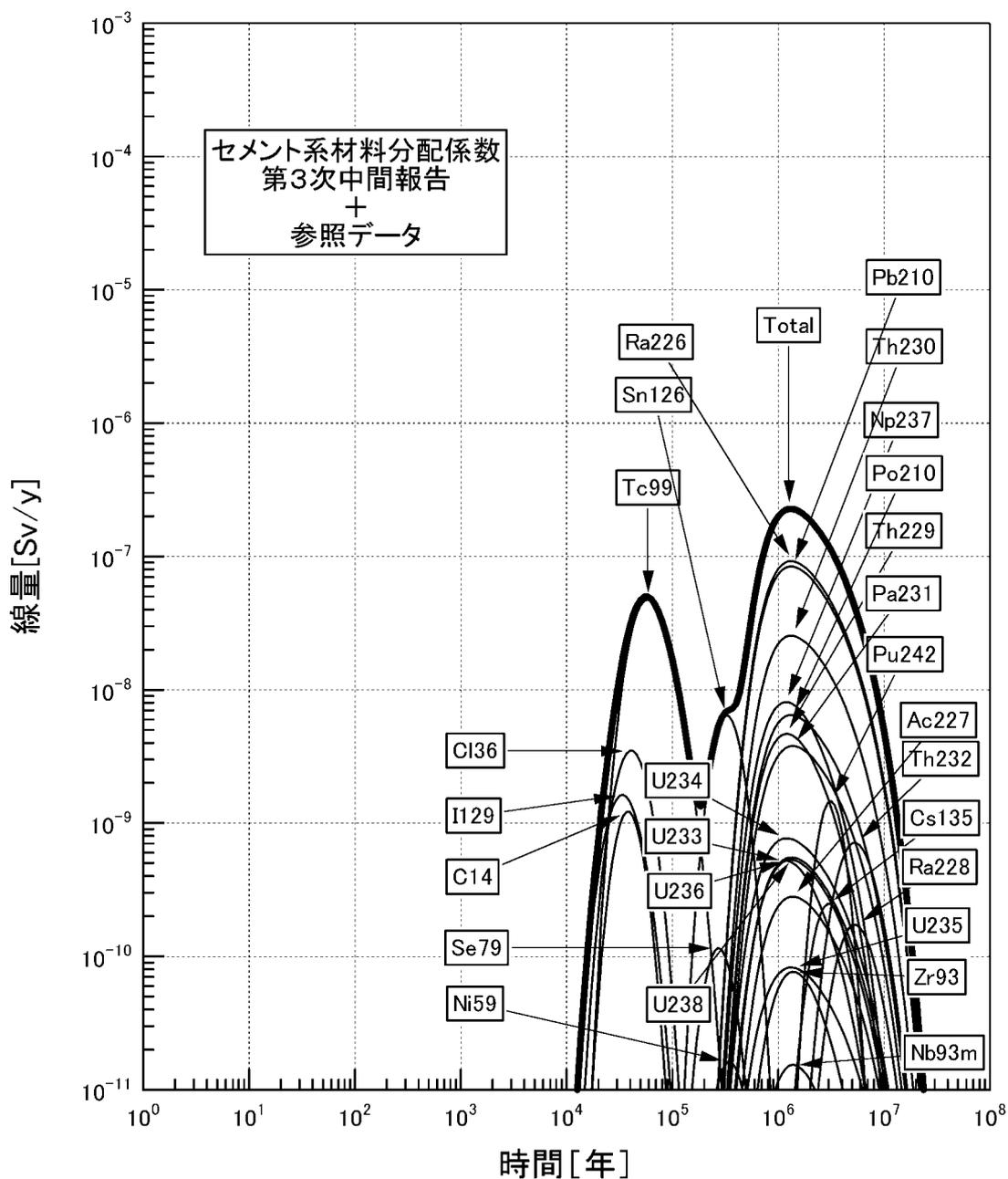


図 3.3.3-20 核種移行解析の解析結果

(セメント系材料分配係数：第3次中間報告 + 参照データ)

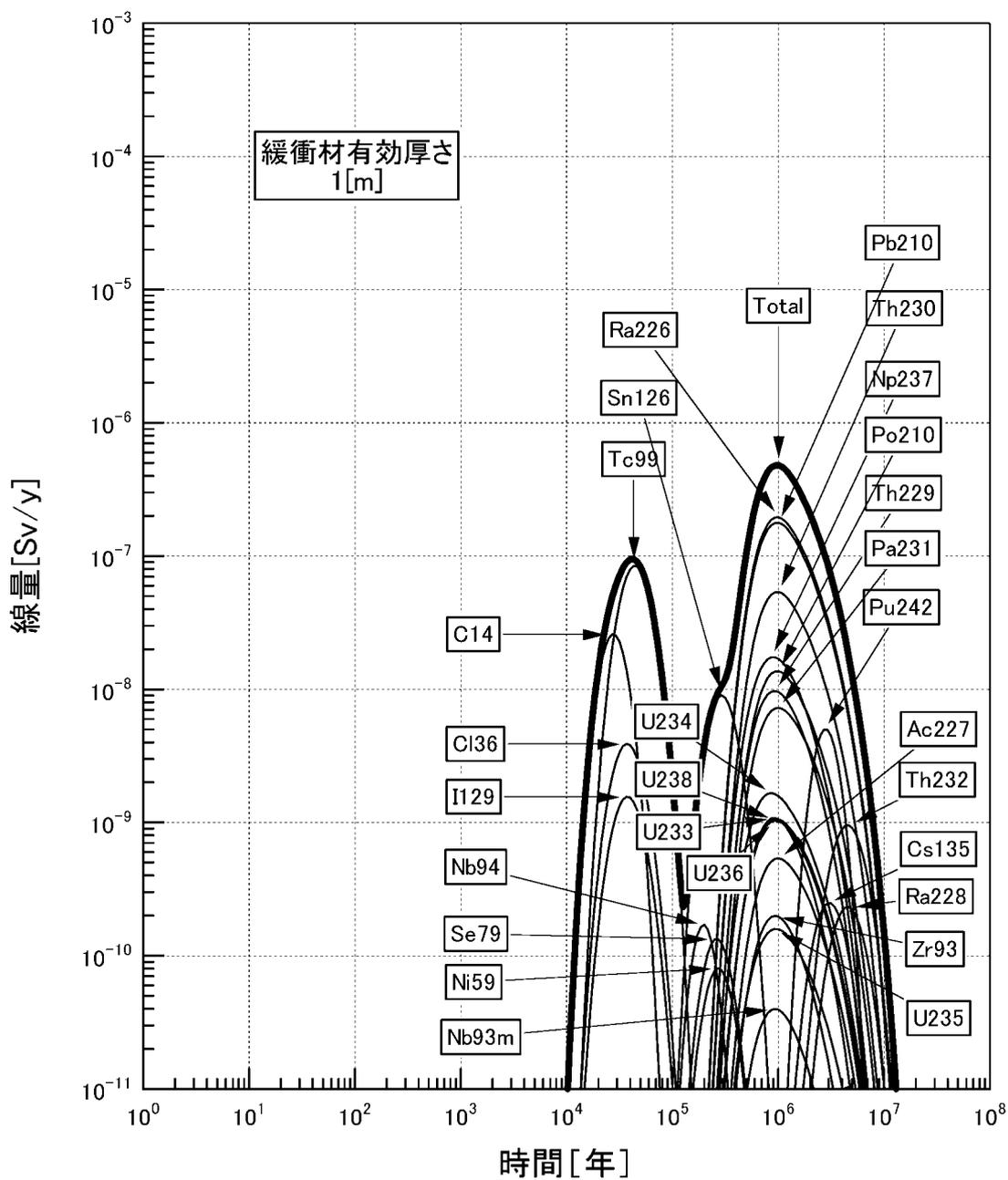


図 3.3.3-21 核種移行解析の解析結果

(緩衝材有効厚さ : 1[m])

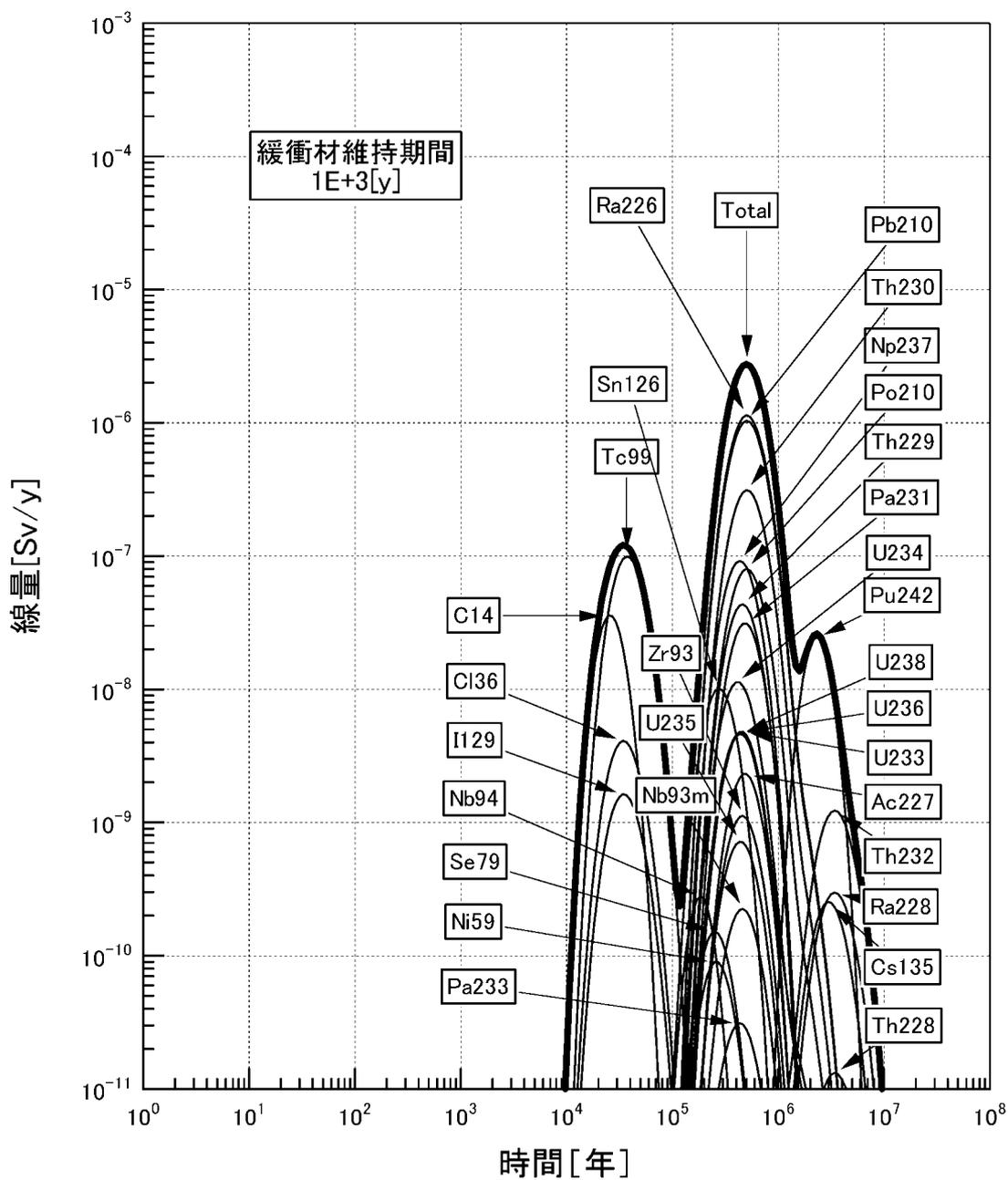


図 3.3.3-22 核種移行解析の解析結果

(緩衝材維持期間：1E+03[y])

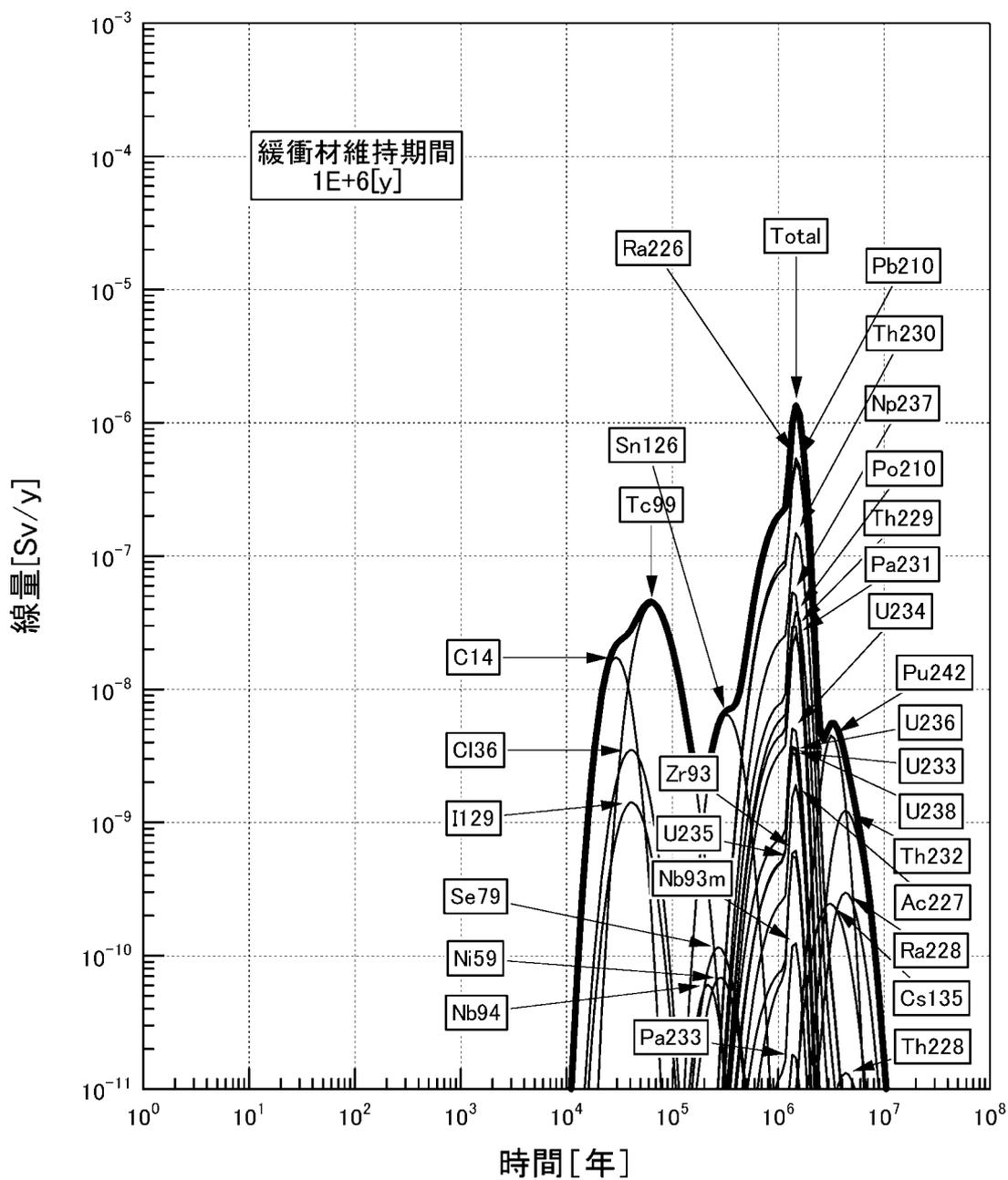


図 3.3.3-23 核種移行解析の解析結果

(緩衝材維持期間：1E+06[y])

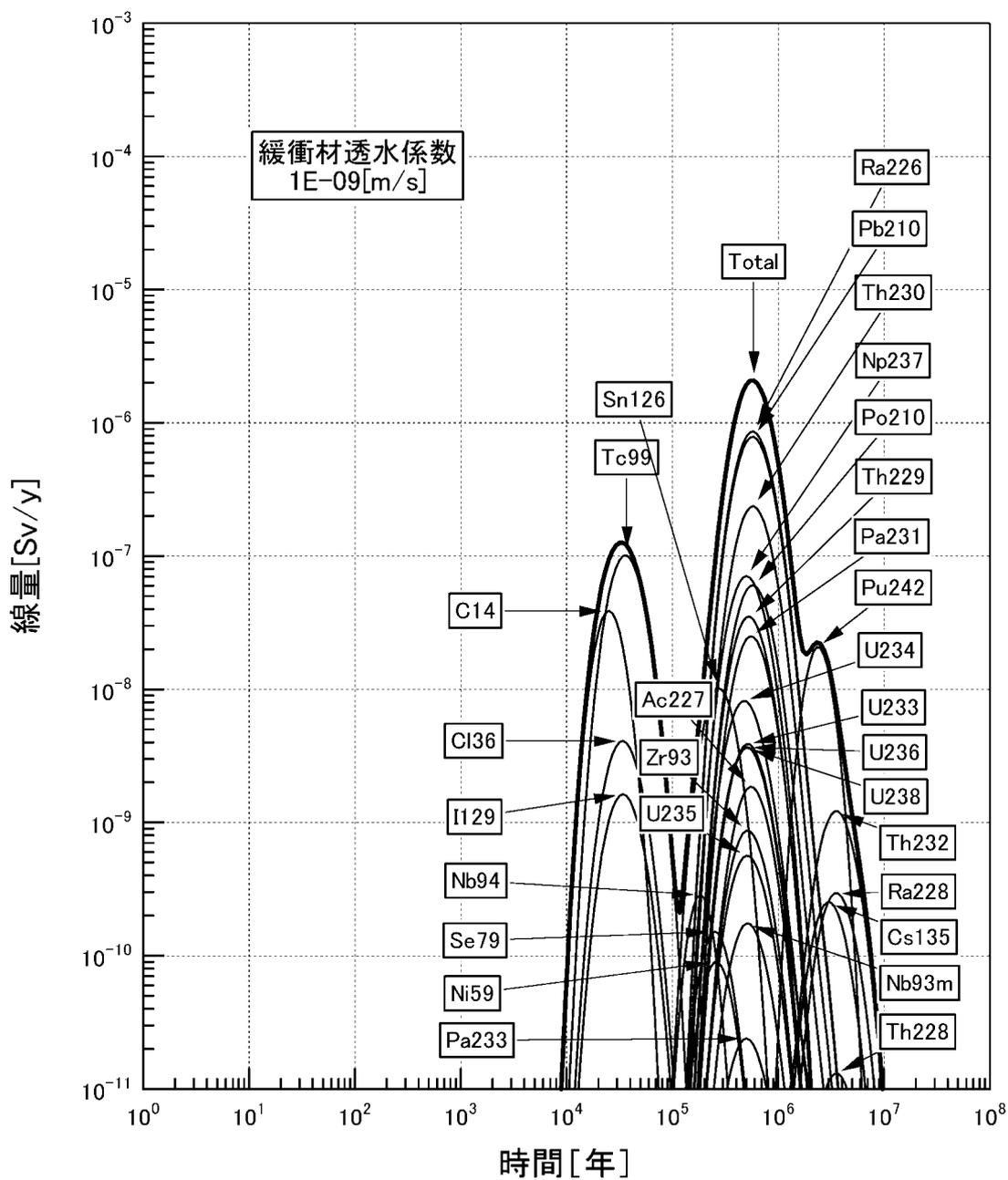


図 3.3.3-24 核種移行解析の解析結果

(緩衝材透水係数 : 1E-09[m/s])

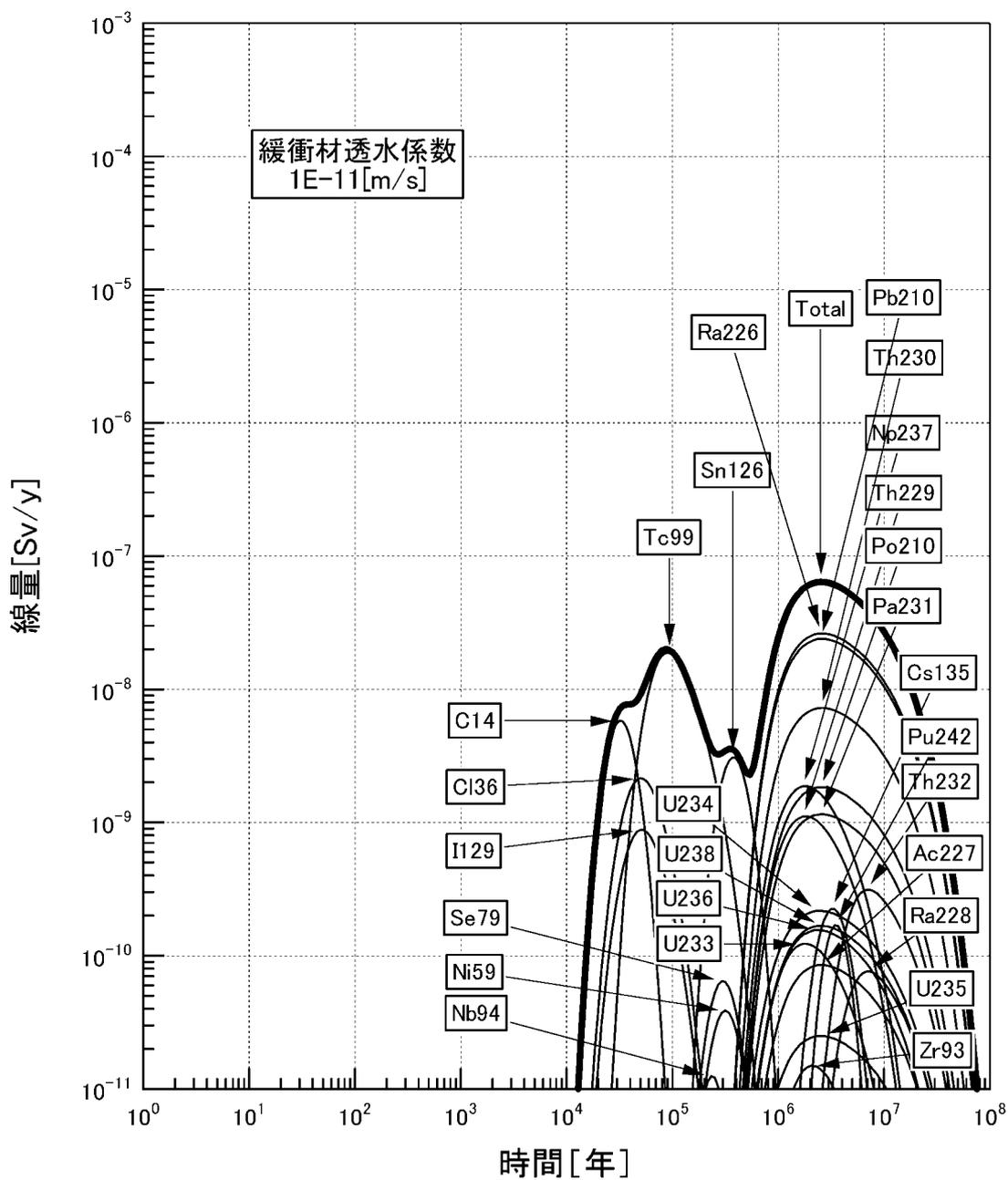


図 3.3.3-25 核種移行解析の解析結果

(緩衝材透水係数 : 1E-11[m/s])

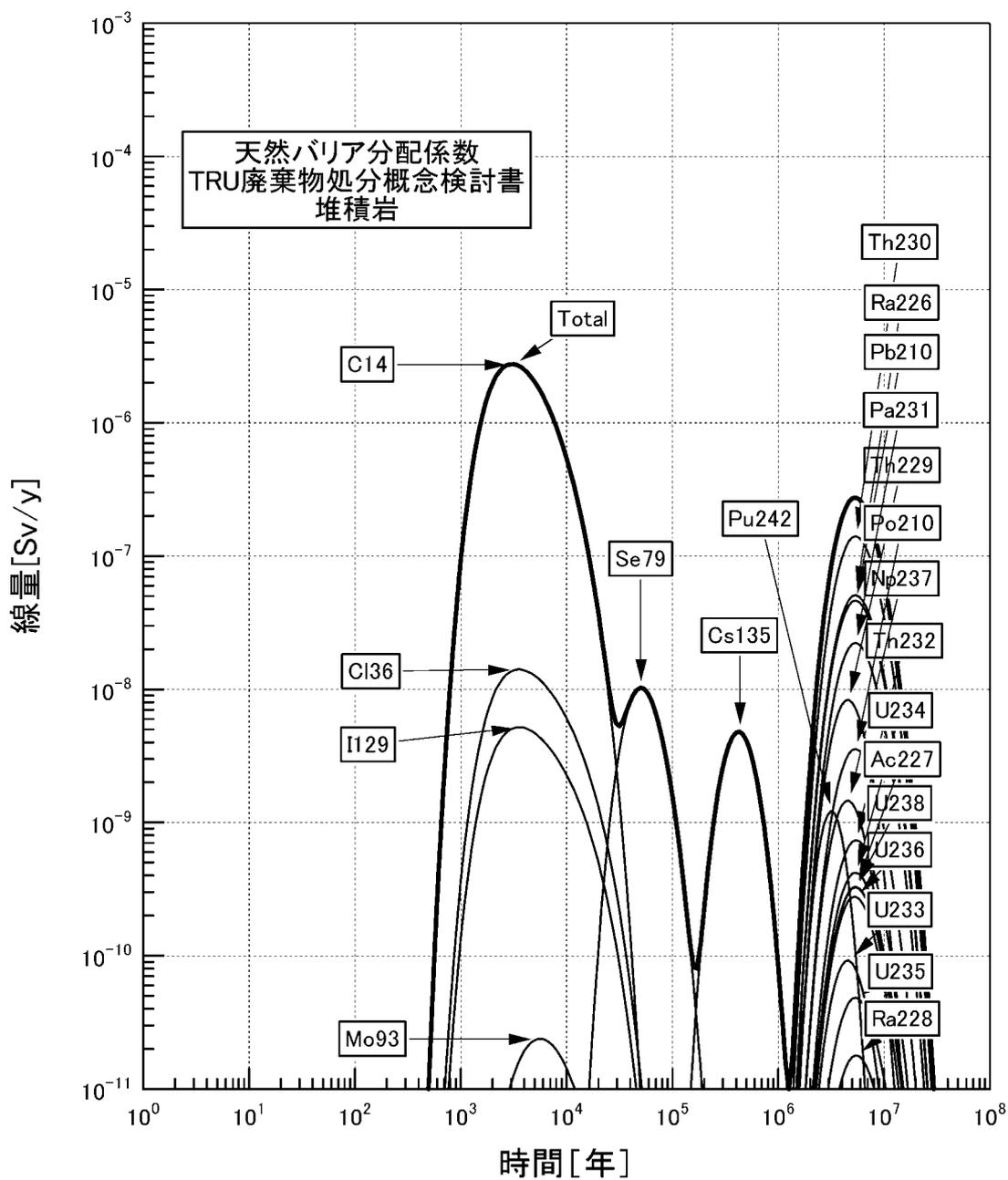


図 3.3.3-26 核種移行解析の解析結果

(天然バリア分配係数：TRU 廃棄物処分概念検討書 (堆積岩))

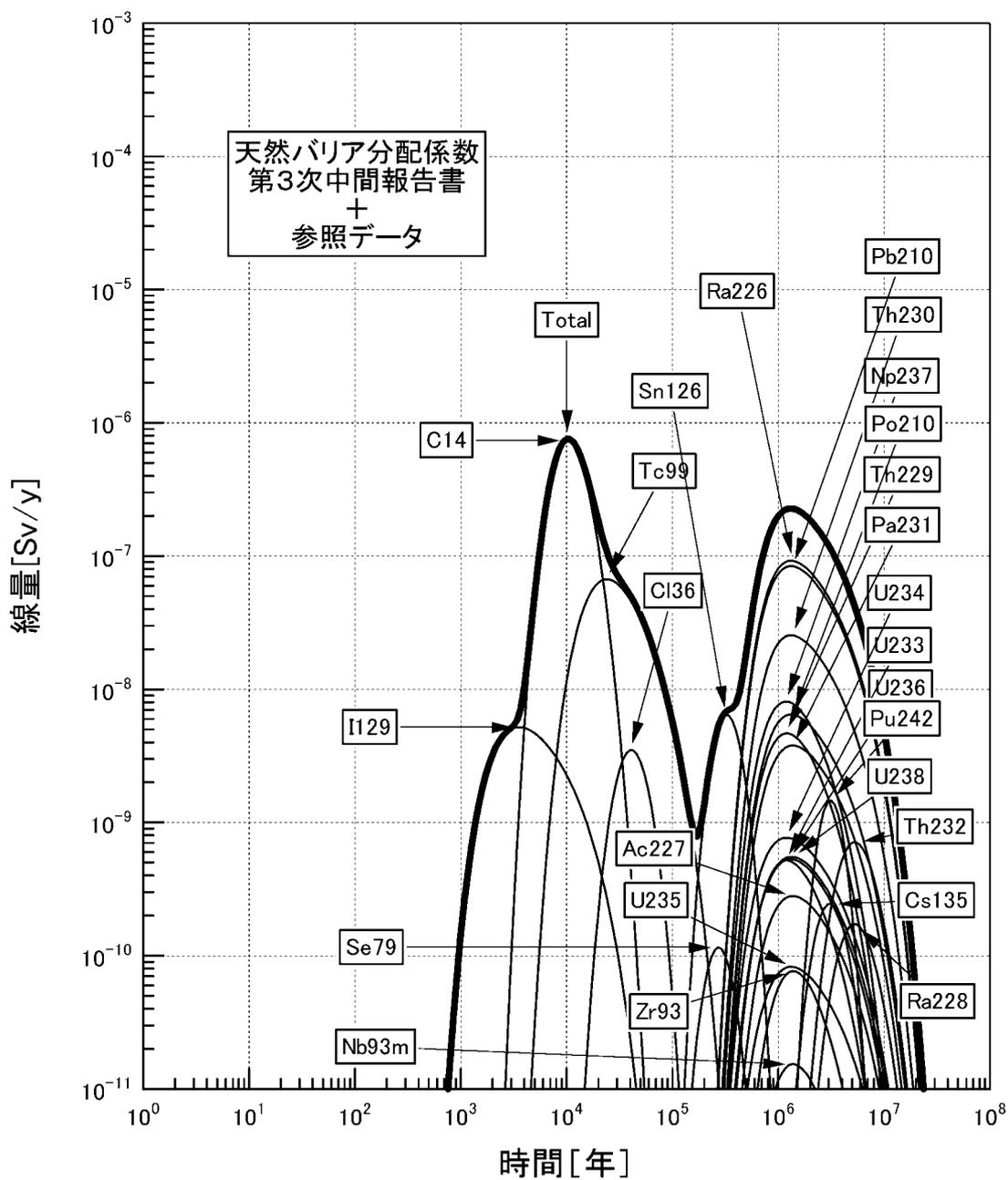


図 3.3.3-27 核種移行解析の解析結果

(天然バリア分配係数：第3次中間報告 + 参照データ)

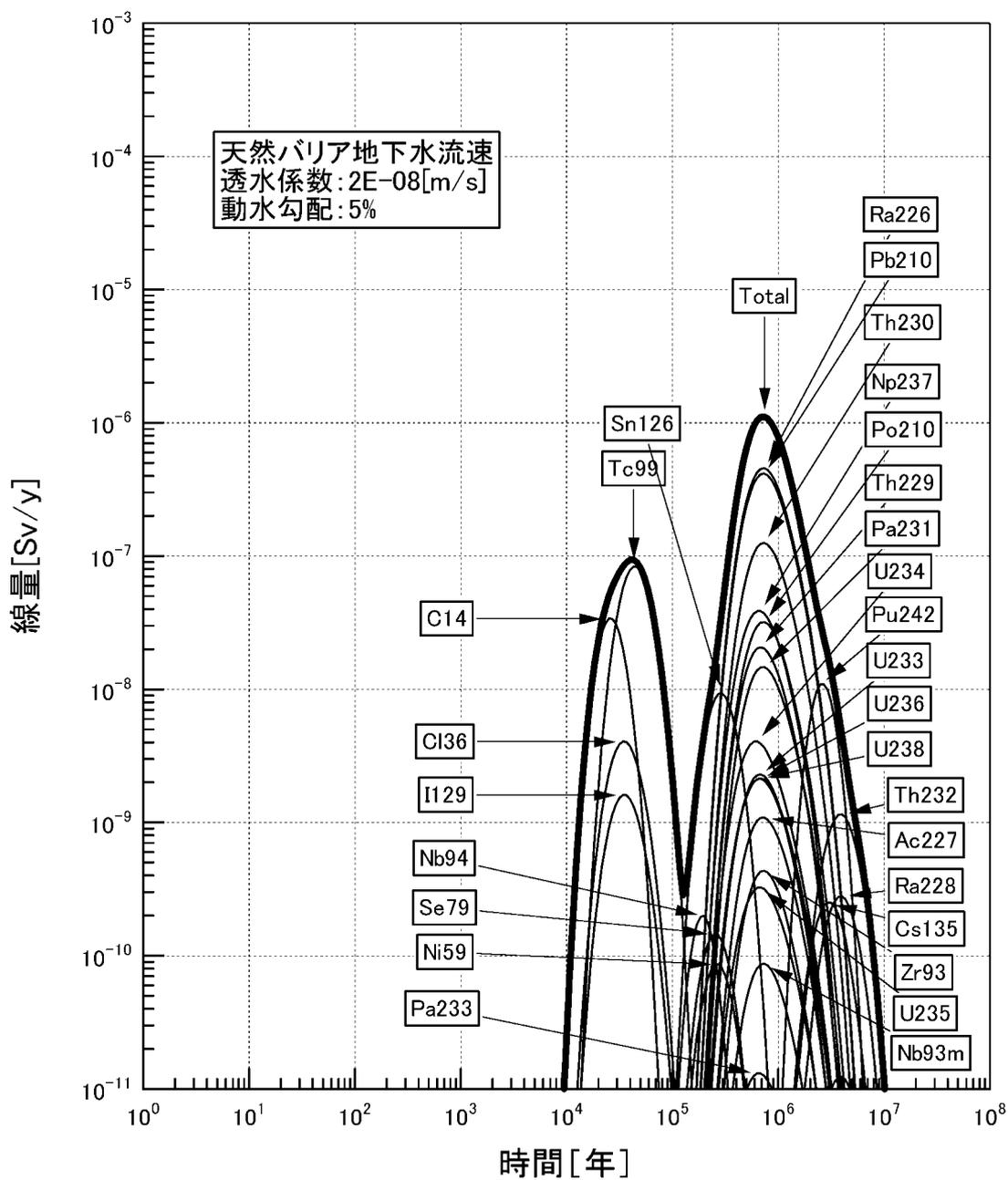


図 3.3.3-28 核種移行解析の解析結果

(天然バリア地下水条件: 透水係数 1E-08[m/s], 動水勾配 5%)

3.3.4 最新の規制動向の調査とりまとめ

RI・研究所等廃棄物については、原子力委員会が「RI・研究所等廃棄物処理処分の基本的な考え方について」を平成10年5月にとりまとめており、処分に関する基本的な考え方が示されている。

放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的な考え方については、原子力安全委員会原子力安全総合専門部会に設置された放射性廃棄物分科会において調査審議されている。同分科会では、平成13年4月4日に第1回会合が開催された後、平成15年2月7日の第9回会合まで検討されている。審議経緯の詳細は、表3.3.4-1に示すとおりであり、第8回委員会において「中間とりまとめ(骨子案)」が提出されている。その概要は以下に示すとおりである。

安全規制に係る共通する重要事項として、長期的安全評価、自然過程シナリオ、人間侵入シナリオおよび個別事項があげられている。また、関連する国際動向として、評価期間、管理期間およびセーフティケースについて記述されている。自然過程シナリオについては、安全評価に係る基準値を原子力安全基準専門部会において今後検討する。

人間侵入シナリオについては、国際的な考え方を安全規制および安全審査に導入すべきかどうかを検討する時期に来ている。特に、放射線防護の観点からみた長期の安全性に関する基準については、国際的考え方と日本における従来の考え方との間に乖離が見られるため、わが国の基準の妥当性について早急に検討する必要がある。処分深度により人間侵入シナリオへの対応を図ることの考え方の評価および基準値については、原子力安全基準専門部会において今後検討を進めることとする。

個別事項として、RI・研究所等廃棄物については、概して放射能は低いものの中身が多種多様であるという特徴があることが指摘されている。

なお、上記の「RI・研究所等廃棄物処理処分の基本的な考え方について」を踏まえ、RI・研究所等廃棄物の処分事業の実施主体に関する基本的考え方および処分事業の実施に係る制度のあり方については、「RI・研究所等廃棄物の処分事業に関する懇談会」において検討されている。

表 3.3.4-1 放射性廃棄物分科会における審議経緯

会 合	開催日	配布資料
第 1 回	平成 13 年 4 月 4 日	<p>放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方について（指示）</p> <p>超ウラン核種を含む放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的な考え方について（指示）</p> <p>高レベル放射性廃棄物及び RI・研究所等廃棄物処分に係る安全規制の基本的な考え方について（指示）</p> <p>原子力安全総合専門部会における調査審議の進め方</p> <p>放射性廃棄物分科会の設置について</p> <p>放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方の検討状況について</p> <p>放射性固化体廃棄物等の特徴の整理</p> <p>放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方の検討の進め方について（案）</p>
第 2 回	平成 13 年 5 月 30 日	<p>放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方の検討の進め方に対するコメントの整理</p> <p>放射性固化体廃棄物処分についての規制基準（規準）の現状整理</p> <p>一般・産業廃棄物の処理/処分の基本方針について</p> <p>放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方の検討の方向性（案）</p>
第 3 回	平成 13 年 9 月 13 日	<p>（解説）放射性廃棄物の処分に対する放射線防護の方策-ICRP Publication 77 を中心として</p> <p>（解説）長寿命放射性固化体廃棄物の処分に適用する放射線防護原則と公衆の防護</p> <p>放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方の検討の進め方に対するコメントの整理</p> <p>放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方の検討の方向性（案）</p> <p>放射性廃棄物処分における被ばく過程の分類について（案）</p>
第 4 回	平成 13 年 11 月 19 日	<p>第 3 回資料に対する意見等と対応方針について（案）</p> <p>「放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方」の調査審議状況について</p> <p>仮訳 放射性廃棄物地層処分の安全基準の準備に関する事項</p>
第 5 回	平成 13 年 12 月 27 日	<p>管理を必要としない段階における「偶然のポーリング」の扱いについて-論点の整理と対応方針</p> <p>地下水シナリオの分類の基本的考え方について</p> <p>「放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方」の調査審議状況について</p>

会 合	開催日	配布資料
第 6 回	平成 14 年 2 月 6 日	管理を必要としない段階における「偶然のポーリング」の扱いについて-論点の整理と対応方針 諸外国の処分場の安全評価における地下水分類例と判断基準について 「セーフティケース」の考え方について
第 7 回	平成 14 年 3 月 7 日	諸外国における地下水シナリオの分類の整理 低レベル放射性廃棄物処分施設における諸外国の安全評価の判断基準 諸外国における放射性廃棄物処分施設の安全確保の基本的考え方について 放射性廃棄物分科会におけるこれまでの論点の整理について（案）
第 8 回	平成 14 年 9 月 30 日	諸外国における放射性廃棄物処分施設の安全確保の基本的考え方について セーフティケース構築における規制にかかわる論点 放射性廃棄物分科会中間とりまとめ
第 9 回	平成 15 年 2 月 7 日	地下水移行シナリオ（自然過程シナリオ）について 地下水シナリオで考えられる事象について 人間侵入シナリオについて

3.4 総合的設備・操業形態の検討

3.4.1 必要設備検討

平成 13 年度までに実施した必要設備の検討結果を基に、受入・検査で必要となる設備に関し、その必要機能、設備構成、機器リスト、機器配置等の検討を行う。

(1)受入・検査設備

a . 必要機能の検討

平成 13 年度成果では受入・検査設備の必要設備及び必要機能について、必要設備を大きく 3 つに分けたうえで、それぞれの設備における必要機能を設定した。今年度は物量の見直しに伴う必要設備検討を行うが、昨年度検討にて示した受入・検査設備の「必要機能」は物量の多少によらず必要なものである。このため「必要機能」は昨年度の検討結果に準じる。

以下に受入・検査設備の必要機能を示す。

輸送容器取扱い設備

- ・輸送容器の受入 / 払出し
- ・輸送容器のハンドリング
- ・輸送容器に関するデータの採取

廃棄体検査設備

- ・廃棄体検査（整理番号、外観、表面線量、放射能濃度、重量）
- ・廃棄体のハンドリング
- ・廃棄体に関するデータの採取

付帯設備

- ・管理システム
- ・遮蔽設備
- ・換気 / 空調設備（建屋換気、空調）
- ・電気設備
- ・入退域設備
- ・監視設備（放射線、汚染、排気、防災の監視）
- ・施設内廃棄物保管庫

なお、発生元(RI・研究所等)での廃棄物処理・固型化は小規模な事業者にとって困難なことが予想されるため、他事業者の施設において処理・固型化する、若

しくは埋施設内に専用の処理施設を設置して集中処理が実施される可能性がある
あるとして、集中修理設備を導入する場合には最低限、以下の設備が必要となる。

- ・ 廃棄物の移し替え機能
- ・ 固型化材充填機能

b . 設備構成

平成 13 年度の検討では受入廃棄体の形状 / 年間受入数量の変動に応じた複数の
設備構成案を提案していた。

本年度は、対象廃棄体の形状 / 年間受入数量が具体的に設定されたことから、そ
れに応じた設備構成を検討・設定する。

(a)受入対象廃棄体の形態 / 物量

受入対象廃棄体の形態 / 物量は 3.1 章を参考に以下のとおりとする。

- ・ 1 m³ 容器 : 4419 体
- ・ ドラム缶 4 本入りラック : 273 体

年間受入数量は、3.1 章の年度展開で示された最大発生量の 122 体及び上記比
率に基づき以下のように設定する。

- ・ 1 m³ 容器 : 115 体 / 年
- ・ ドラム缶 4 本入りラック : 7 体 / 年

年間操業日数を 200 日と仮定すると、1 日あたりの必要処理速度は次のとおり
である。

- ・ 1 m³ 容器 : 0.6 体 / 日
- ・ ドラム缶 4 本入りラック : 0.04 体 / 日

この物量をもとに必要な設備構成を次項以降にて検討する。

なお、ドラム缶はラックより取り出して検査を行い、再びラックに戻して埋設
地へと搬出するものと仮定する（ラック内にモルタル充填はせずに、埋施設設定
置後の施設モルタル充填時にラック内にもモルタルが侵入する方法を想定した）。

(b)受入対象廃棄体の形態に応じた設備構成案

H13年度においては廃棄体形態として1m³容器/ドラム缶だけではなく、4.6m³容器も発生する可能性を考慮して設備構成を検討していた。本年度検討の前提条件として受入対象廃棄体の形態は1m³容器/ドラム缶(4本入りラック)としたことから、H13年度検討の結果より4.6m³容器受入のためにのみ必要となる設備は不要となる。

以下に、1m³容器/ドラム缶(4本入りラック)のみを受入対象とした場合の設備構成を示す。

・受入工程

1m³容器の輸送カスクとドラム缶4本を収納したラックの輸送容器は取扱重量のみ異なるが同形状である。このため、以下の2手法を採用することが可能である。

- ・ケース1：天井クレーン
- ・ケース2：トレーラー(昇降機能付き)

なお、設備容量は重量の大きい1m³容器用の輸送カスクの総重量にて設定される。

・輸送容器一時貯蔵工程(輸送容器一時貯蔵エリアへの定置)

輸送容器形態での取扱いとなるため、受入工程と同様に1m³容器の輸送カスクとドラム缶4本を収納したラックの輸送容器ともに同一のハンドリング機器で対応可能である。機器としては以下の2手法がある。なお、受入工程で天井クレーンが採用された場合には、その天井クレーンを本工程にも用いることが可能であり、全体コストを抑えられる。ただし、天井クレーンを受入工程と輸送容器一時貯蔵工程の両方で用いる場合には、それぞれの工程において天井クレーンが稼働できるのは操業時間の半分であるため、処理速度が低下する。親子台車を輸送容器一時貯蔵工程に採用する場合には、この問題を避けることが可能である。

- ・ケース1：天井クレーン(受入工程の天井クレーンと共用)
- ・ケース2：親子台車

・廃棄体拔出し工程

廃棄体拔出し工程においては、1 m³ 容器とドラム缶に分けて必要な設備構成を示す。

【1 m³ 容器】

輸送容器中の1 m³ 容器を上方より検査室内に吊上げる。吊上げる方法としては、検査室内の天井クレーンもしくは遮蔽機能付き床走行クレーンがあるが、遮蔽機能付き床走行クレーンは遮蔽体内に吊上げ機能を有して移動する構造のため総重量が大きくなり合理的ではないとして天井クレーンを用いるのが適切と考えられる。

【ドラム缶】

ドラム缶は4本がラックに収められて輸送容器に入っているが、検査の際はドラム缶1本単位であるため、輸送容器からドラム缶4本入りのラックを吊上げてさらにドラム缶1本毎に吊上げるのは非効率と考えて、輸送容器からドラム缶を1本毎に直接吊上げる方式とする。なお、ラックは輸送容器内に残した状態であるが、埋設施設への搬送の際はドラム缶をラックに再度収納する。ドラム缶を吊上げる方法としては1 m³ 容器の吊上げに準じて天井クレーンを用いる。ただし、ドラム缶吊上げ用の吊具に付け替える必要がある。

・天井クレーン

なお、輸送容器から1 m³ 容器もしくはドラム缶を拔出するためには、輸送容器は検査室クレーンの下に移動する必要があるが、輸送容器一時貯蔵工程のハンドリング機器を親子台車ではなく天井クレーンとした場合には検査室クレーンの下に輸送容器を移動させることができない。そのため、検査室クレーンの下に輸送容器を移動させるための台車が必要となる。

・台車（輸送容器一時貯蔵工程で親子台車を使用する場合には共用）

・廃棄体検査工程（検査装置を通過することで一連の検査を行う）

廃棄体拔出し工程用の天井クレーンにて廃棄体を各検査機器に移動させるのが適切と考える。

・天井クレーン

(c)受入対象廃棄体の年間受入数量を考慮した設備構成案

(a)項に示したように、本年度検討の前提条件となる年間受入廃棄体数 1 m³ 容器で 89 体 / 年、ドラム缶 4 本入りラックで 6 体 / 年であり、この程度の物量であるならば H13 年度検討で提案した受入・検査速度向上案の大部分は不要と考えられる。以下で年間受入廃棄体数に応じた設備構成案を検討する。

・受入工程

輸送容器形態での取扱いとなる。1 m³ 容器収納の輸送カスクの受入量は 0.5 体 / 日であり、ドラム缶 4 本入り収納ラックの輸送カスクの受入量も 6 体 / 年に過ぎないため、受入工程の処理速度向上を図る必然性はなく、天井クレーンのみを備えることで対応と想定する。

・天井クレーン

・輸送容器一時貯蔵工程（輸送容器一時貯蔵エリアへの定置）

輸送容器一時貯蔵工程専用の台車を用いれば受入工程と輸送容器一時貯蔵工程の作業が分離できるが、受入数量が少ないため、作業を分離して処理速度を向上させる必要はない。このため、受入工程の天井クレーンを輸送容器一時貯蔵工程にも共用する。

・受入工程用の天井クレーンの共用

・廃棄体拔出し工程（ドラム缶 4 本入りの輸送容器からドラム缶の拔出し）

本工程は特に処理速度向上案を想定していないため、(b)項で示したハンドリング方法とする。

・台車&天井クレーン

・廃棄体検査工程（検査装置を通過することで一連の検査を行う）

本工程は特に処理速度向上案を想定していないため、(b)項で示したハンドリング方法とする。

・天井クレーン

c . 機器リスト

b . 項にて検討した設備構成案に基づいて、受入れから定置までの一連の施設に
 関して、必要とされる主要機器のリストを表 3.4.1-1 に示す。

表 3.4.1-1 受入・検査施設の主要機器リスト

工程	主要機器リスト
受入工程	・天井クレーン(1m ³ 輸送容器重量相当)
輸送容器一時貯蔵工程	・天井クレーン(1m ³ 輸送容器重量相当)
廃棄体拔出工程	・台車(1m ³ 廃棄体重量相当) ・天井クレーン(1m ³ 廃棄体重量相当)
検査工程	・天井クレーン(1m ³ 廃棄体重量相当) ・検査装置(ドラム缶 + 角型容器用) - 整理番号確認 - 外観検査 - 放射能量測定 - 表面線量 - 重量測定
廃棄体払出仮置工程	・天井クレーン(1m ³ 廃棄体重量相当)
払出工程	・天井クレーン(1m ³ 廃棄体重量相当)

d . 機器配置

「 b . 」項の設備構成及び「 c . 」項の機器リストに基づき、機器配置を検討する。

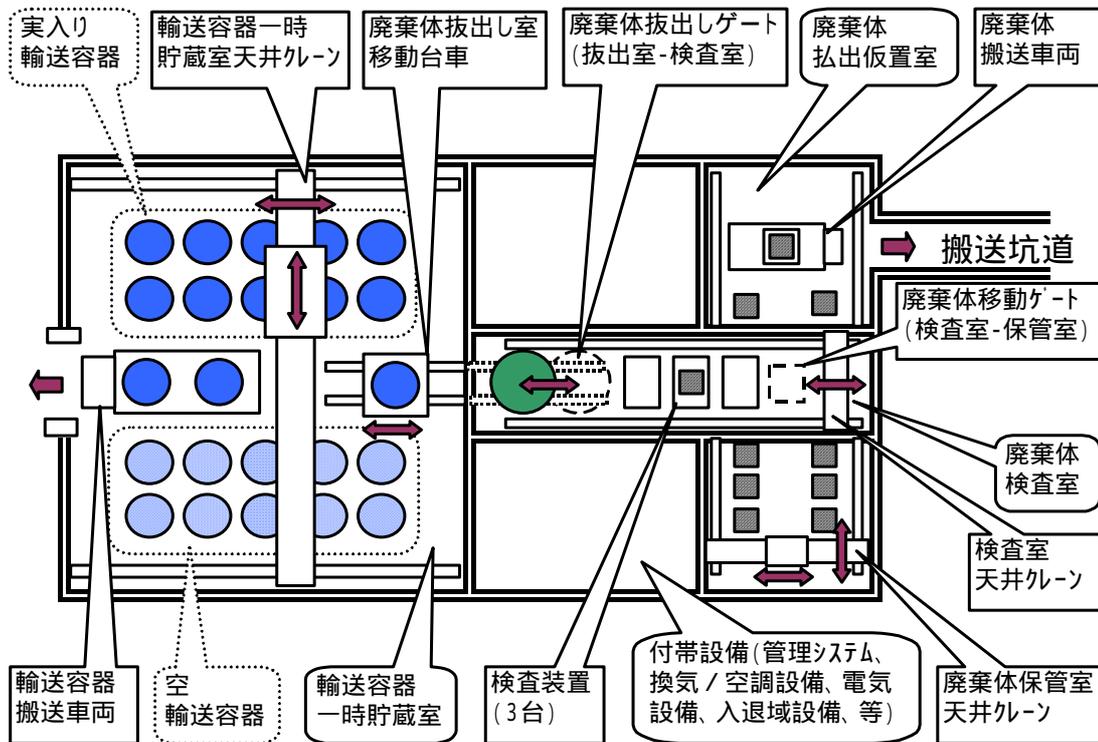


図 3.4.1-1 機器配置

(2)トンネル型施設の必要設備

a . 構内輸送設備

廃棄体は運搬用遮蔽容器に収納する。

運搬用遮蔽容器のしゃへい厚さを、廃棄体輸送容器と同等の厚さとする、運搬物（廃棄体 + 運搬用遮蔽容器）の重量は 4.6m³ 廃棄体の場合で 150ton 程度になるものと想定される。

運搬用遮蔽容器の共用化を踏まえると、運搬用遮蔽容器には 1 m³ 廃棄体を 3 体収納し輸送する形態が合理的と考える。

したがって、廃棄体の構内輸送形態及び運搬用遮蔽容器の概要は以下のようになる。

構内輸送設備（ヤードキャリア）の概念を図 3.4.1-2 に示す。

廃棄体収納数

- ・ 1 m³ 廃棄体は 3 体収納（重量 17ton × 3 体 = 51ton）
- ・ 4.6m³ 廃棄体は 1 体収納（重量 64ton）

運搬用遮蔽容器

- ・ 容器外寸：約 2 mW × 約 5.6mL × 約 2 mH
- ・ 重量：約 150ton（4.6m³ 廃棄体 64ton 含む）

構内輸送設備概略仕様

- ・ 型式：ヤードキャリア（タイヤ式自走車輛）
- ・ 車輛寸法：全幅約 3.2m × 全長約 10m × 荷台高さ約 1.6m
- ・ 車輛重量：約 40ton
- ・ 最大積載重量：160ton
- ・ 車輛総重量：約 190ton（廃棄体取扱い時）
- ・ 走行速度：Max10km/h（平坦走行時）、3 km/h（7%上り勾配時）
- ・ 最小回転半径：約 8 m
- ・ 運転監視・操作方式：直接目視・手動操作
- ・ 動力供給方式：ディーゼルエンジンを動力とした油圧駆動方式
- ・ 積載物：廃棄体収納の運搬用遮蔽容器
- ・ 台数：1台

b . 廃棄体定置設備

廃棄体の定置作業は、廃棄体の定置前に定置区画内の所定位置の RC 蓋を定置クレーンで開放し、その後に定置クレーンにより廃棄体を定置する。廃棄体定置作業後、再び RC 蓋を設置するものとする。

定置クレーンの概念を図 3.4.1-3 に示す。

定置設備概略仕様

- ・ クレーン形状 : 橋型クレーン
- ・ 外形寸法 : スパン×長さ×高さ 約 10m×約 20m×約 5 m
- ・ クレーン自重 : 約 500ton
- ・ 定格荷重 : 約 70ton
- ・ 総重量 : 廃棄体取扱い時 約 570ton
- ・ 巻上速度 : 約 2 m/min
- ・ 横行速度 : 約 10m/min (トンネル空洞幅方向)
- ・ 走行速度 : 約 20m/min (トンネル空洞長手方向)
- ・ 走行方式 : ピット外壁天端部レール軌道方式
- ・ 運転監視・操作方式 : 遠隔監視・手動(又は自動)操作
- ・ 動力供給方式 : ケーブルリール方式
- ・ 取扱対象物 : 廃棄体収納の運搬用遮蔽容器積載
 - 4.6m³廃棄体×1体(64 ton)
 - 1.0m³廃棄体×3体(17 ton×3体=51 ton)
 - RC 蓋(約 1 m 厚コンクリートとして 約 25ton)
- ・ しゃへい機能 : 約 20cm 厚鉄板(廃棄体吊具周り及び RC 蓋吊具周り)

c . 充てん材充てん設備

廃棄体定置後 RC 蓋が設置されしゃへい機能が確保されているため、充てん作業は直接 RC 蓋上からの作業が可能となる。充てん材の充てんは、プレパックドコンクリート注入工法とする。充てん材は、サイト外よりミキサ車で運搬し、ポンプ車でピット内へ圧送する。

充てん設備概略仕様

- ・ モルタルミキサ車 : 20ton トラックミキサ

- ・ モルタルポンプ車：注入能力 60m³/h 程度
- ・ モルタル注入管引抜装置：ドラムリールへの巻取り方式
- ・ 充てん材供給配管：80A（ビクトリックジョイント接続）
- ・ 液位測定装置：レーザ式

d . 覆い施工設備

充てん作業後RC蓋を撤去し覆いコンクリートを施工する。覆いコンクリート施工は、ピット内に充てん材が充てんされしゃへい機能が確保されているため、直接ピット上からの作業が可能となる。覆いコンクリート打設は、充てん材充てんと同様にサイト外よりミキサ車で運搬し、ポンプ車でピット上部へ圧送する。

覆いコンクリート打設設備概略仕様

- ・ コンクリートミキサ車：20ton トラックミキサ
- ・ コンクリートポンプ車：注入能力 30m³/h 程度
- ・ コンクリート供給配管：80A（ビクトリックジョイント接続）
- ・ その他：パイプレータ

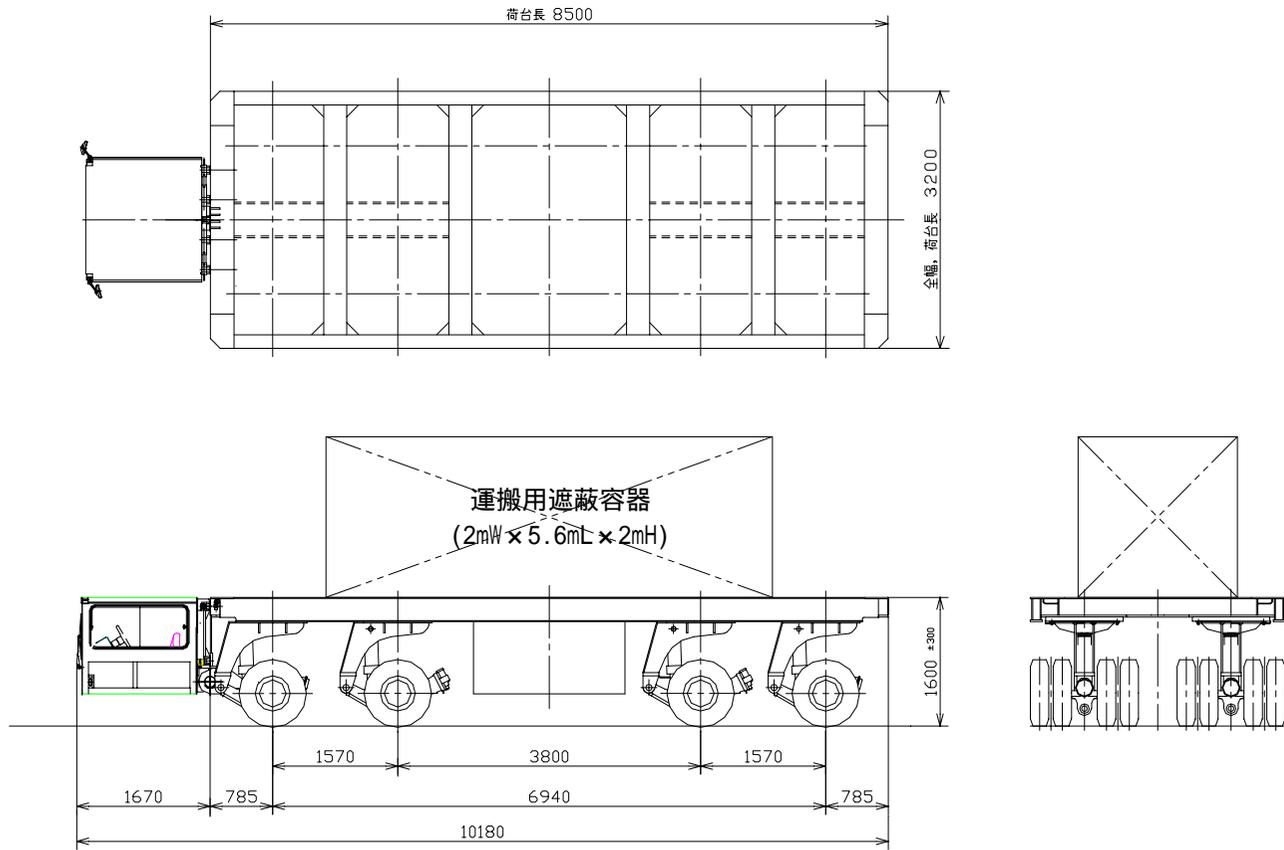


図 3.4.1-2 構内輸送設備 概念図 (ヤードキャリア)

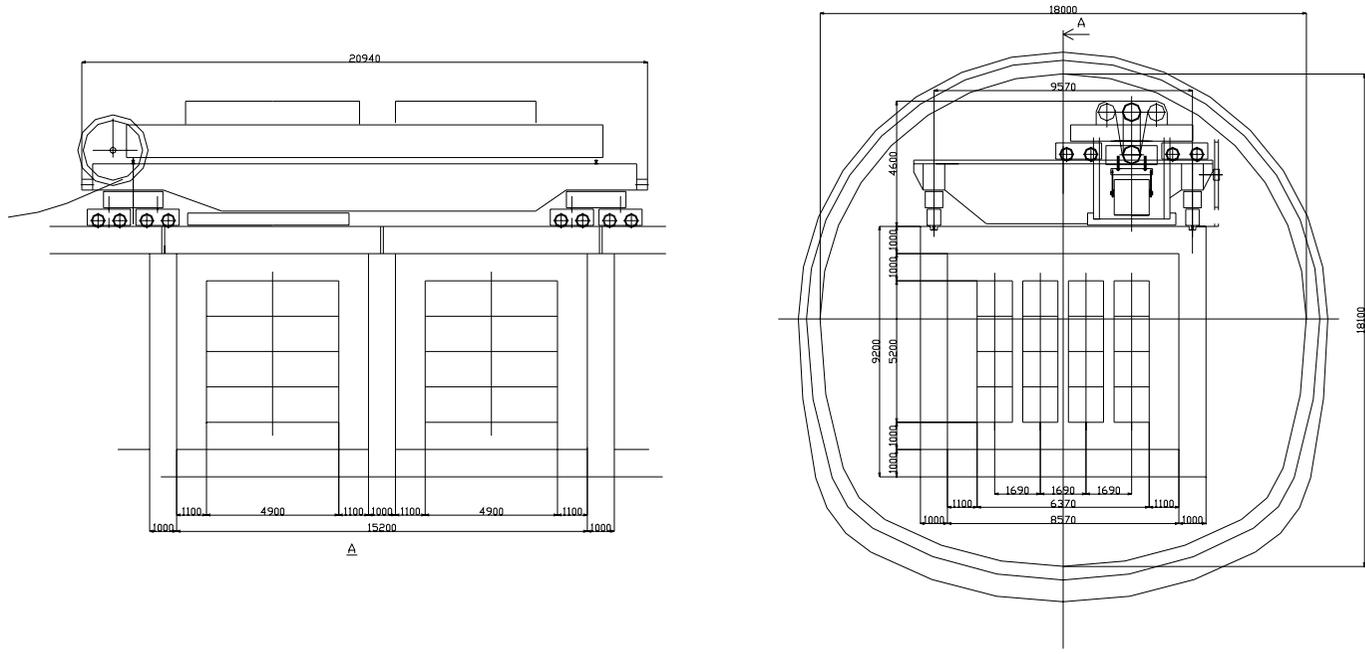


図 3.4.1-3 トンネル型施設 廃棄体定置設備 概念図（定置クレーン 4.6m³廃棄体取扱い時）

(3) サイロ型施設の必要設備

a . 構内輸送設備

トンネル型施設での検討と同様に、構内輸送設備は輸送物の重量が大きいことを勘案しタイヤ式自走車輻方式(ヤードキャリア)による廃棄体輸送が適切と考える。

b . 廃棄体定置設備

本廃棄体定置設備は、開削サイロ底部の埋設設備に廃棄体を定置するものである。廃棄体定置設備としては、開削サイロ天端上に直行するレールを敷設したクレーンで、地上の受入れ施設から開削サイロ天端上までの運搬用兼用の廃棄体収納の廃棄体定置用遮蔽容器ごと吊下し、しゃへいした状態で廃棄体を定置するものとする。

以下に定置設備の概要を示す。定置設備概念を図 3.4.1-4 に示す。

設備構成の概要

以下の装置から構成する。

- ・ 定置クレーン
- ・ 廃棄体定置用遮蔽容器
- ・ RC 蓋開閉用遮蔽容器

定置設備概略仕様

ア . 定置クレーン

- ・ クレーン形状 : 橋型クレーン
- ・ 外形寸法 : スパン×長さ×高さ 約 80m×約 16m×約 17m
- ・ クレーン自重 : 約 1800ton
- ・ 定格荷重 : 約 300ton
- ・ 総重量 : 廃棄体取扱い時 約 2100ton
- ・ 巻上速度 : 約 10m/min
- ・ 横行速度 : 約 10m/min (トンネル空洞幅方向)
- ・ 走行速度 : 約 20m/min (トンネル空洞長手方向)
- ・ 走行方式 : サイロ天端部レール軌道方式
- ・ 運転監視・操作方式 : 遠隔監視・手動(又は自動)操作
- ・ 動力供給方式 : ケーブルリール方式
- ・ 取扱対象物 : 廃棄体収納の廃棄体定置用遮蔽容器

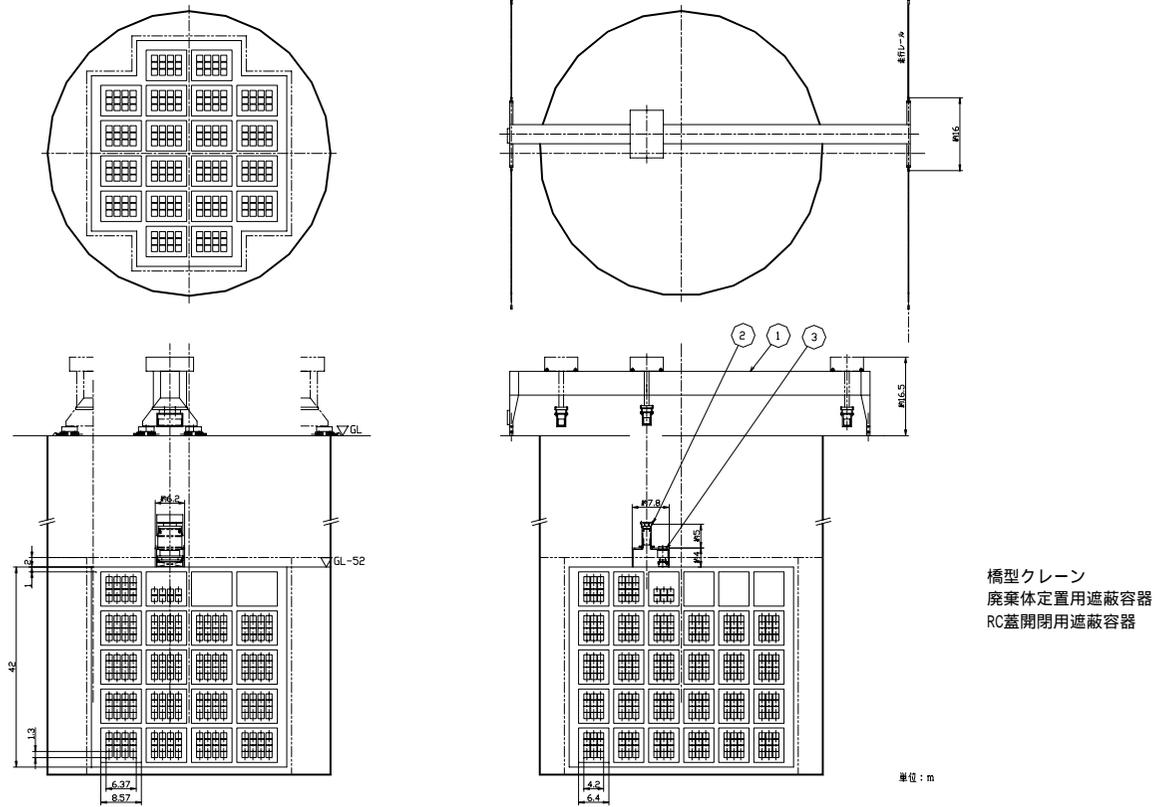


図 3.4.1-4 サイロ型施設 廃棄体定置設備 概念図 (定置クレーン 4.6m³廃棄体取扱い時)

： R C 蓋開閉用遮蔽容器

- ・ しゃへい機能 : なし

イ . 廃棄体定置用遮蔽容器

- ・ 外形寸法 : 幅×長さ×高さ 約 2 m×約 6 m×約 4 m
- ・ 遮蔽容器自重 : 約 90ton
- ・ 総重量 : 廃棄体取扱い時 約 150ton
- ・ 巻上速度 : 約 10m/min
- ・ 運転監視・操作方式 : 遠隔監視・手動 (又は自動) 操作
- ・ 動力供給方式 : ケーブルリール方式
- ・ 取扱対象物 :
 - 4.6m³廃棄体× 1 体 (64 ton)
 - 1.0m³廃棄体× 4 体 (17 ton× 3 体=51 ton)
- ・ しゃへい機能 : 約 20cm 厚鉄板

ウ . RC 蓋開閉用遮蔽容器

- ・ 外形寸法 : 幅×長さ×高さ 約 6 m×約 8 m×約 4 m
- ・ 遮蔽容器自重 : 約 270ton
- ・ 総重量 : 廃棄体取扱い時 約 450ton
- ・ 巻上速度 : 約 2 m/min
- ・ 横行速度 : 約 10m/min
- ・ 運転監視・操作方式 : 遠隔監視・手動 (又は自動) 操作
- ・ 動力供給方式 : ケーブルリール方式
- ・ 取扱対象物 : R C 蓋約 25ton (厚さ約 1m)
- ・ しゃへい機能 : 約 20cm 厚鉄板

c . 充てん材充てん設備

トンネル型施設での検討と同様に、廃棄体定置後 R C 蓋が設置されしゃへい機能が確保されているため、充てん作業は直接 R C 蓋上からの作業が可能となる。充てん設備概略仕様はトンネル型施設相当とする。

充てん設備概略仕様

- ・ モルタルミキサ車 : 20ton トラックミキサ

- ・モルタルポンプ車：注入能力 60m³/h 程度
- ・モルタル注入管引抜装置：ドラムリールへの巻取り方式
- ・充てん材供給配管：80A（ビクトリックジョイント接続）
- ・液位測定装置：レーザ式

d．覆い施工設備

トンネル型施設での検討と同様に、ピット内に充てん材が充てんされしゃへい機能が確保されているため、覆いコンクリート打設作業は直接RC蓋上からの作業が可能となる。覆い施工設備概略仕様はトンネル型施設相当とする。

覆いコンクリート打設設備概略仕様

- ・コンクリートミキサ車：20tonトラックミキサ
- ・コンクリートポンプ車：注入能力 30m³/h 程度
- ・コンクリート供給配管：80A（ビクトリックジョイント接続）
- ・その他：バイブレータ

表 3.4.1-2 埋設施設における必要設備

施設・工程	必要設備	概略仕様
1. トンネル型施設		
(1) 廃棄体構内輸送	ヤードキャリア	車輻寸法：3.2mW×10mL×1.6mH 最大積載重量：約 160ton 走行速度：10km/h（平坦走行時） 3km/h（7%上り勾配時） 運転監視・操作方式：直接目視・手動操作 積載物：運搬用遮蔽容器
	運搬用遮蔽容器	容器外寸：約 2mW×5.6mL×2mH 重量：約 150ton（4.6m ³ 廃棄体 64ton 含む）
(2) 廃棄定置	定置クレーン	形状：橋型クレーン 外形寸法：約 10m スパン×20mL×5mH クレーン自重：約 500ton 定格荷重：約 70ton 速度：約 2m/min（巻上） 約 10m/min（横行） 約 20m/min（走行） 走行方式：ピット外壁天端部レール軌道方式 運転監視・操作方式：遠隔監視・手動（又は自動）操作 動力供給方式：ケーブルリール方式 しゃへい機能：約 20cm 厚鉄板 （廃棄体吊具周り及び RC 蓋吊具周り）
(3) 充てん材充てん	充てん材充てん設備	（ここでは 2 次埋設相当の仕様として検討する） モルタルミキサ車：20ton トラックミキサ モルタルポンプ車：注入能力 60m ³ /h 程度 モルタル注入管引抜装置：ドラムリールへの巻取り方式 充てん材供給配管：80A（ビクトリックジョイント接続） 液位測定装置：レーザ式
(4) 覆いコンクリート	覆い施工設備	コンクリートミキサ車：20ton トラックミキサ コンクリートポンプ車：注入能力 30m ³ /h 程度 コンクリート供給配管：80A（ビクトリックジョイント接続） その他：パイプレータ
2. サイロ型施設 （ヤードキャリア、充てん装置及び覆い施工設備はトンネル型施設相当とする。）		
(1) 廃棄体構内輸送	廃棄体定置用遮蔽容器	外形寸法：約 2mW×6mL×4mH 遮蔽容器自重：約 90ton 速度：約 10m/min（巻上） 運転監視・操作方式：遠隔監視・手動（又は自動）操作 動力供給方式：ケーブルリール方式 しゃへい機能：約 20cm 厚鉄板
(2) 廃棄体定置	定置クレーン	形状：橋型クレーン 外形寸法：約 80m スパン×16mL×17mH クレーン自重：約 1800ton 定格荷重：約 300ton 速度：約 10m/min（昇降） 約 20m/min（空昇降時） 約 10m/min（横行） 約 20m/min（走行） 走行方式：サイロ天端部レール軌道方式 運転監視・操作方式：遠隔監視・手動（又は自動）操作 動力供給方式：ケーブルリール方式 しゃへい機能：なし
	RC 蓋開閉用遮蔽容器	外形寸法：約 6mW×8mL×4mH 遮蔽容器自重：約 270ton 速度：約 2m/min（巻上） 約 10m/min（横行） 運転監視・操作方式：遠隔監視・手動（又は自動）操作 動力供給方式：ケーブルリール方式 取扱対象物：RC 蓋約 25ton（厚さ約 1m） しゃへい機能：約 20cm 厚鉄板

3.4.2 施設全体配置検討

必要設備の検討結果を基に、合理的な施設の配置等を検討し、配置図等を作成、施設全体配置を視覚化する。

(1)受入・検査設備

3.4.1(1)d.項における機器配置に基づき、受入・検査設備の合理的な施設配置を設定した。施設全体配置を図 3.4.2-1 に示す。

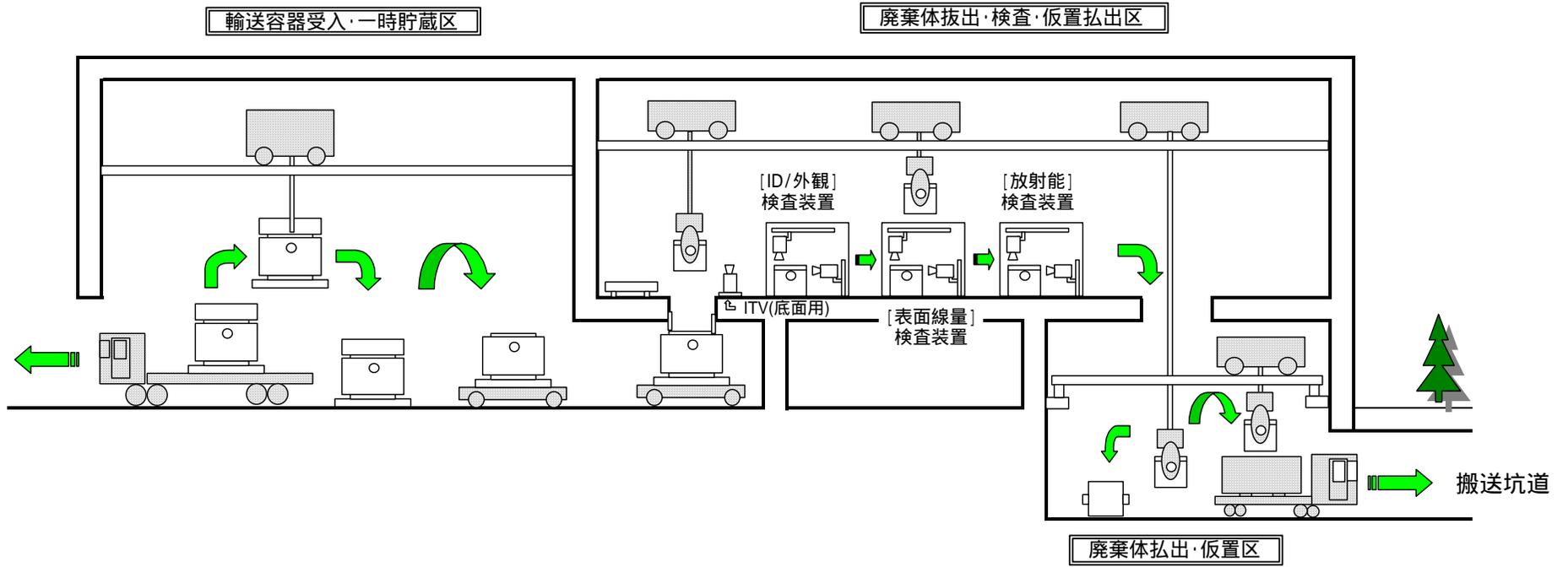


図 3.4.2-1 施設全体配置 (受入・検査施設)

(2)トンネル型施設の配置検討

処分坑道長さは長いほど経済性は上がるが、敷地の形状や岩盤分布、地下水流向、浸出点までの距離等を勘案して決定されるべきである。ここでは、このような条件が未定であるため、平成 13 年度の成果と同等とし、処分坑道 1 本当たり 33 埋設設備で構成する。その時、処分坑道の長さは、ベントナイト層の厚さ、前後に約 30m の余裕を考慮し、1 本当たり 309.2m の長さとする。なお、最後の 1 本は 32 埋設設備(長さ 301.8m)とする。

また、処分坑道の離間距離は、平成 13 年度と同様、約 28m とする。

処分坑道の周囲には、建設工事用車両と廃棄体構内輸送車両が同時に通れるよう、作業坑道を配置する。さらに、作業坑道と連結してアクセス坑道を配置する。

図 3.4.2-1 にトンネル型埋設施設の配置平面図を示す。

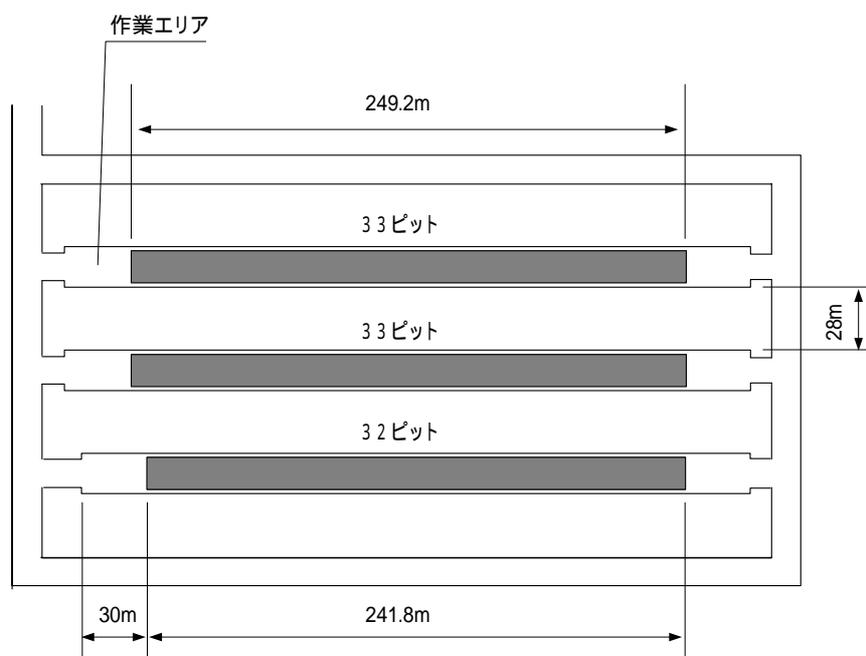


図 3.4.2-2 トンネル型埋設施設の配置平面図

また、地上受入れ施設の廃棄体払出～アクセス坑道～処分坑道への廃棄体搬送、処分坑道の定置エリアでの廃棄体定置概念図を図 3.4.2-3 に示す。

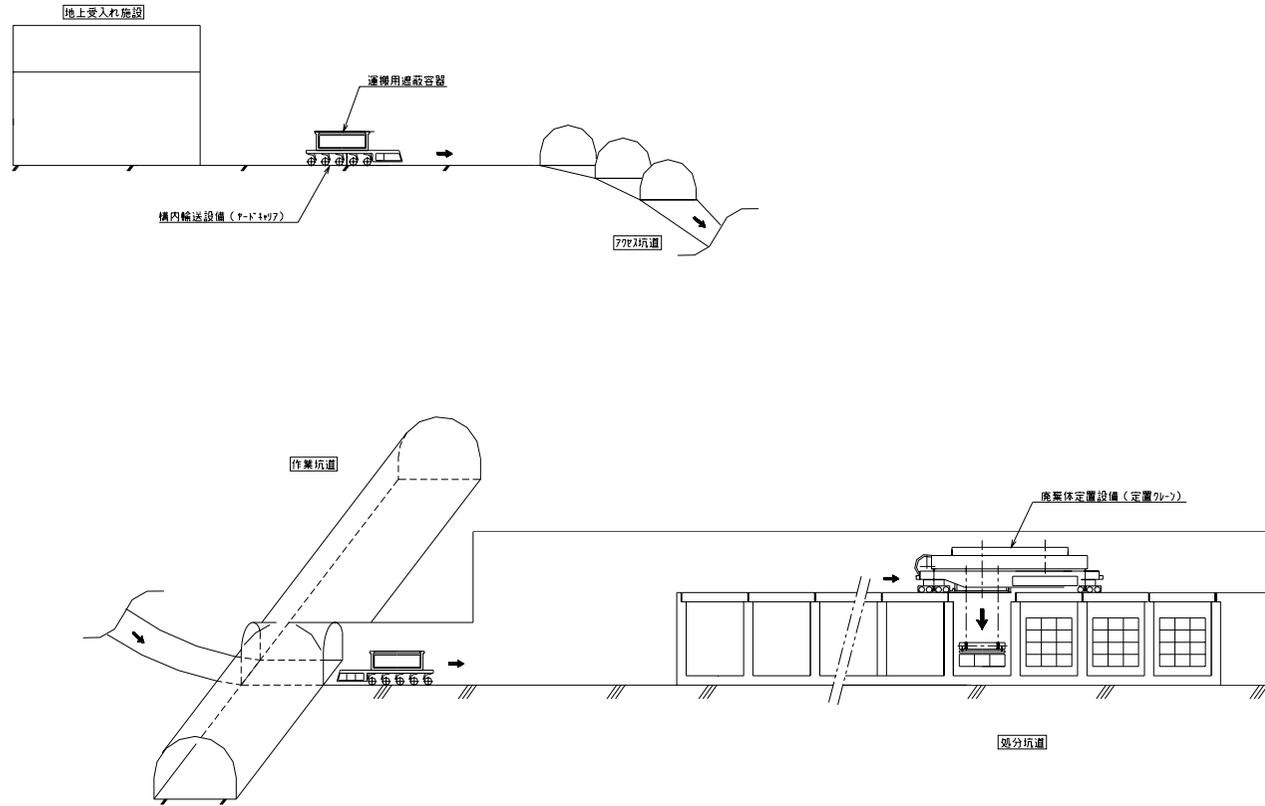


図 3.4.2-3 トンネル型施設 地上受入施設～定置 イメージ図

(3)施設全体配置

前項までの配置に地上施設の付帯設備（緩衝材製作プラント、モルタル製作プラント、車両整備場、管理棟等）を考慮した全体配置を、図 3.4.2-4 に示す。

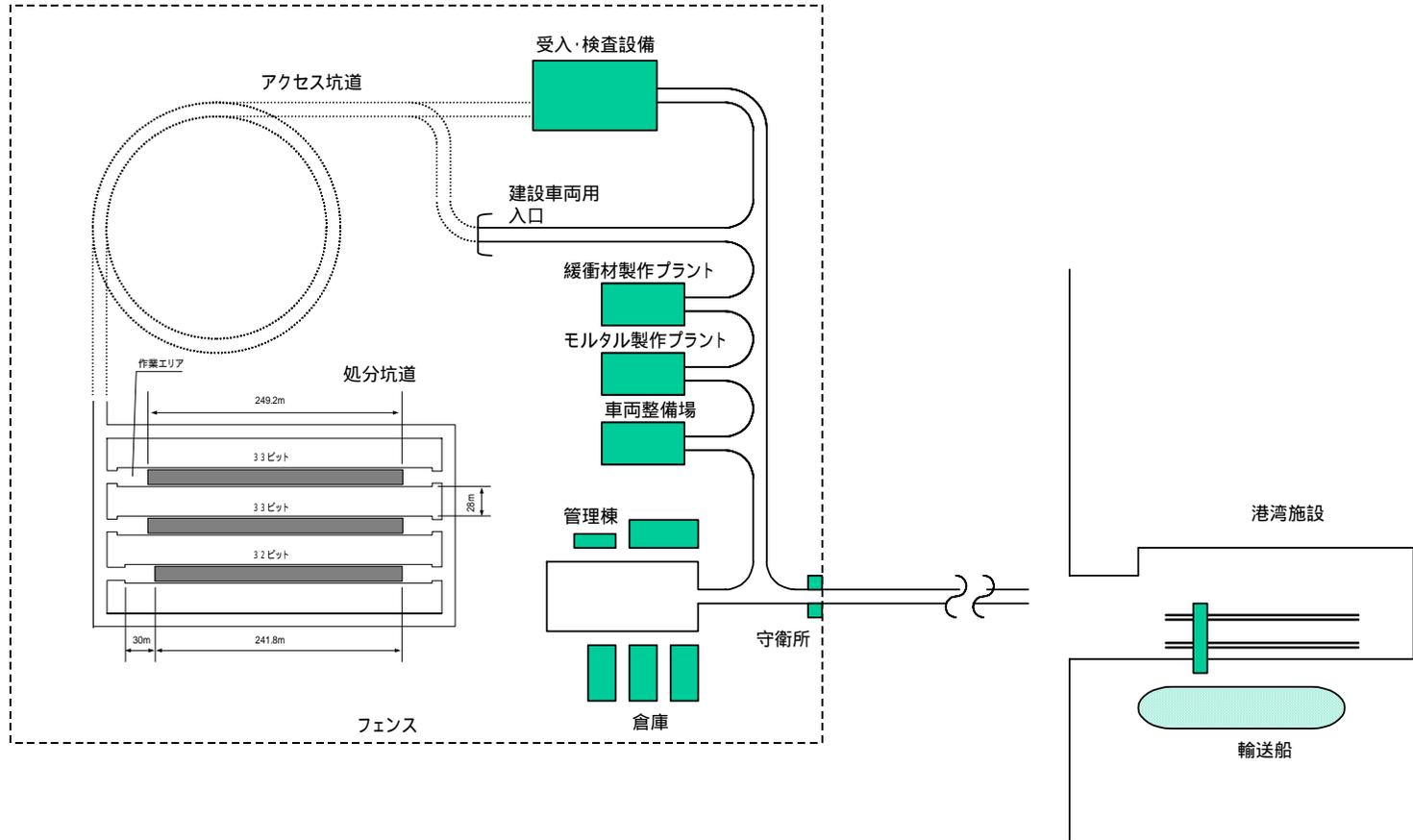


図 3.4.2-4 施設全体配置図 (平面図)

3.4.3 操業・人員計画

操業費用算定の基礎データとするため、廃棄体の受入から埋設施設への定置、処分場の閉鎖までを含めた操業ステップ毎に必要な人員等を取りまとめる。

(1)受入・検査設備

受入・検査設備における操業ステップ毎に必要な人員計画について、表 3.4.3-1 に示す。本結果より必要な人員数は以下のとおりとなる。

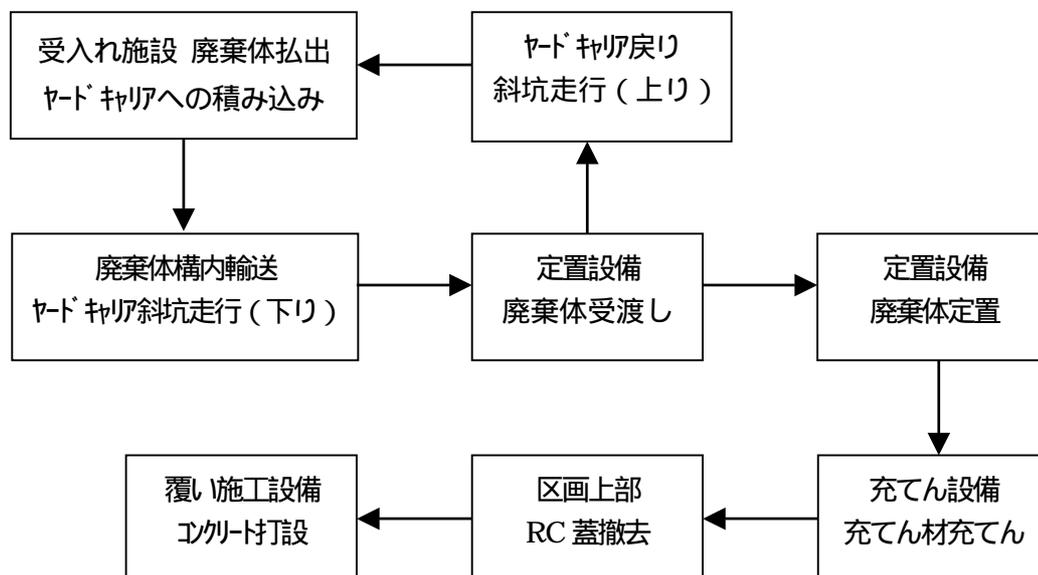
- ・ 運転要員 : 10 名
- ・ 各部署 : 12 名
- ・ 一般管理 : 12 名
- ・ 合計 : 34 名

表 3.4.3-1 人員計画 (受入・検査設備)

工 程	運転要員	その他
輸送容器受入工程	制御室 運転統括 1 名、設備操作 2 名、 モニター監視 1 名 現場 現場統括 1 名、作業員 4 名、 現場監視 1 名 計 10 名	左記以外に下記要員を考慮する。 電気・機械・放管・品管： 各部署共統括者 1 名、 担当 2 名 計 12 名 また、同等の人数の一般管理要員 を考慮する。 計 12 名
輸送容器一時貯蔵		
廃棄体拔出	前項の要員でカバーする。	
廃棄体検査		
廃棄体払出仮置		
廃棄体払出		
空輸送容器検査	前項の要員でカバーする。	
空輸送容器一時貯蔵		
空輸送容器払出		

(2)埋設施設操業フロー

地上での廃棄体積み込みから覆い施工までの基本ブロックフローは以下のとおりである。



上記基本ブロックフローに基づき、地上での廃棄体積み込みから覆い施工までの工程ごとに、必要となる運転要員を以下に示す。

施設・工程	運転要員	その他
(1) 廃棄体構内輸送 (ヤードキャリア)	ヤードキャリア運転員 1名	電気・機械、放管・品管の要員及び一般管理要員は地上受入れ施設と共通とする。
(2) 廃棄体定置 (定置クレーン)	制御室 運転統括 : 1名 設備操作 : 2名 モニタ監視 : 1名	
(3) 充てん材充てん		
(4) 覆いコンクリート施工		

また、地上での廃棄体積み込みから覆い施工までの工程において、必要となる機材等を以下に示す。

JNC TJ8400 2003-043

- ・ R C 蓋 (90cm 厚鉄筋コンクリート)
- ・ 給気設備
- ・ 換気設備
- ・ 給水設備
- ・ 濁水処理設備
- ・ 排水設備
- ・ 電気設備

3.5 経済性の検討

経済性の検討については、サイト特性等が不明確な現状を踏まえ、現実的な評価を行うことを目的として、同様な処分施設を対象として経済性評価が実施されている総合エネルギー調査会原子力部会中間報告「商業用原子力発電施設解体廃棄物の処理処分に向けて」を参考とする。なお、対象の処分形態としてはトンネル方式とサイロ方式が挙げられるが、サイト特性が不明確な現状において現実的な経済的見通しを得ることを念頭に置き上記報告で検討されたトンネル方式を代表として検討を行う。

3.5.1 コスト算定

埋設施設の建設から閉鎖までの全工程に必要な処分費用を、施設の建設及び維持にかかわる費用及び操業にかかわる費用にわけて検討し、廃棄体 1 本あたりの処分コストを試算する。

トンネル施設（処分空洞、ピット等）に関しては「3.2.1 トンネル型埋設施設の検討」、ハンドリング施設（定置クレーン等）に関しては「3.2.3 廃棄体取扱時のしゃへい対応検討」の成果を参考にコスト算定を行った。

(1)建設費

総合エネルギー調査会原子力部会中間報告「商業用原子力発電施設解体廃棄物の処理処分に向けて」を参考に、対象廃棄物の処分概念としてトンネル型の処分場を想定した。

放射性廃棄物処分場は地上の廃棄体受入施設と地下の処分施設に分けられる。さらに、後者の処分施設は、処分坑道等の地下空間、廃棄体が定置されるコンクリートピット、緩衝材等の埋戻材、定置クレーン等で構成される。これらの施設及び設備を構築するための費用を建設費として試算した。

対象廃棄物の物量にもとづいて、処分施設の概念設計を行い、主要な施設及び設備の数量を求めたのち、地下トンネルなど類似施設の建設費等を参考にコスト算定を行った。

類似施設の事例から、掘削工事、ピット工事、充てん材工事等のマクロ単価（百万円/m³）を設定した。これに、「3.2.1 トンネル型埋設施設の検討」から求められ

る各工事数量 (m³) を乗じて、工事費を算定した。

(2)閉鎖費

処分事業の最終段階においては、構築された施設・設備は解体・撤去される計画である。ここでは、類似施設の経済評価例を参考に、閉鎖にかかる費用を施設及び設備の建設費の 10% とした。

(3)操業費

操業費としては、施設及び設備の維持補修にかかる費用、廃棄体の定置に携わる作業者の人件費が挙げられる。

維持費は、類似施設の例を参考に、維持比率を建設費の 1 % とした。また、人件費については、3.4.3 節の検討結果に基づき、39 人体制で操業することを想定した。

以上の検討により、リファレンスケース(廃棄物量 = 約 4,600m³)の総額は約 1,064 億円となった。コスト算定結果を表 3.5.1-1 に示す。廃棄物 1 m³ 当たりのコストは、約 2,313 万円 / m³ となる。

なお、本年度のコスト算定の対象外としたものに、以下の費用項目がある。これらの費用項目は、サイト条件、安全審査からの要求度、税制度等に依存するものである。現時点では不確定要素が多いことから、本年度のコスト算定の範囲外とした。

- 技術開発費 (現位置での実証試験など)
- 調査費 (サイト選定、地質調査、現位置試験など)
- 地域振興・地域共生費
- 許認可費 (安全審査対応など)
- 土地取得費
- ユーティリティー費 (電気など)
- モニタリング費 (操業中、閉鎖後)
- その他 (核燃料物質等取扱税、廃棄確認費、保険料、固定資産税、消費税など)

表 3.5.1-1 コスト算定結果（リファレンスケース）

項目			単位	数量	マクロ単価 (百万円)	工事費 (億円)		
建設費	処分施設	掘削工事	アクセス坑道	m ³	54,722	0.036	20	
			作業坑道	m ³	61,560	0.038	23	
			処分坑道	m ³	257,932	0.019	49	
			RCピット工事		m ³	32,112	0.103	33
			緩衝材充てん工事	ベントナイト	m ³	71,545	0.139	99
			モルタル充てん工事	充てん	m ³	28,366	0.068	19
			埋戻工事	埋戻し	m ³	209,252	0.028	59
			その他工事		式	1		94
			地下設備		式	1		48
			受入施設	受入建屋・施設		式	1	
	小計					736		
操業費	維持保守			年	50	339	170	
	人件費			年人	1,950	6.4	125	
	小計						294	
閉鎖費	解体撤去					34		
総額						1,064		

注) 小数点以下の表示は四捨五入の有効数字の関係の値を台端で総額に含めた場合がある。

3.5.2 廃棄体数量変動によるコスト影響の検討

必要となるコストを廃棄体数量の増減により変動する変動費と数量によらない固定費とに分けて、埋設廃棄体の本数の増減により、1廃棄体あたりの処分コストへの影響を検討する。

オプションケース - 1 の配置平面図を図 3.5.2-1 に示す。

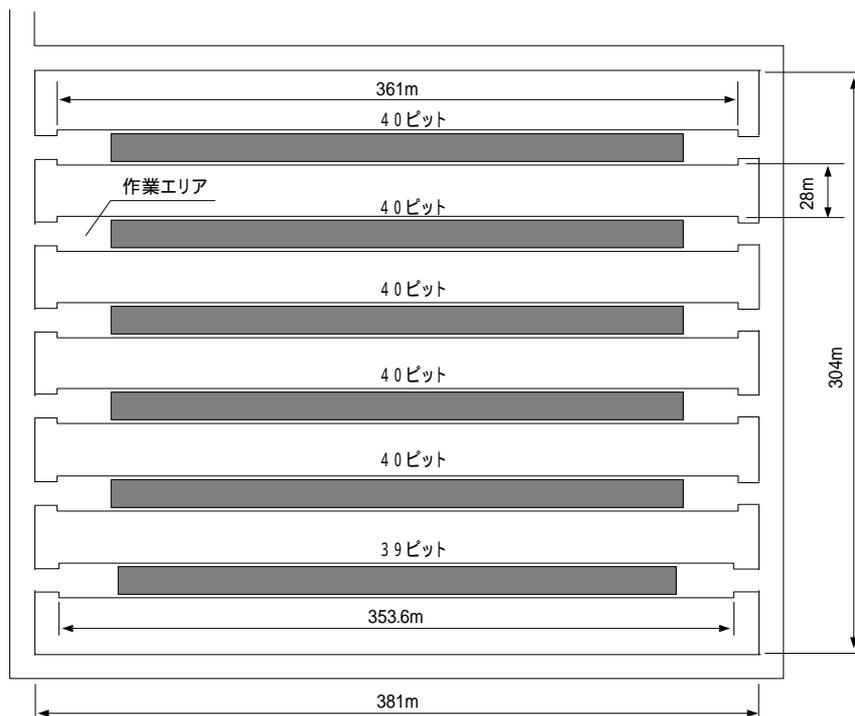


図 3.5.2-1 オプションケース - 1 配置平面図

リファレンスケースと同様にコスト算定を行った結果、オプションケース - 1 (廃棄物量 = 約 10,600m³) の処分コストは約 1,398 億円となった。コスト算定結果を表 3.5.2-2 に示す。廃棄物 1 m³ 当たりのコストは、約 1,319 万円 / m³ となる。

表 3.5.2-2 コスト算定結果（オプションケース）

項目		単位	数量	マクロ単価 (百万円)	工事費 (億円)		
建設費	処分施設	掘削工事	アクセス坑道	m ³	54,722	0.036	20
			作業坑道	m ³	86,283	0.038	33
			処分坑道	m ³	605,606	0.019	115
		RCピット工事		m ³	78,187	0.103	81
		緩衝材充てん工事	ベントナイト	m ³	173,345	0.139	241
		モルタル充てん工事	充てん	m ³	69,178	0.068	47
		埋戻工事	埋戻し	m ³	360,292	0.028	101
		その他工事		式	1		94
		地下設備		式	1		48
		受入施設	受入建屋・施設		式	1	
	小計					1,070	
操業費	維持保守			年	50	339	170
	人件費			年人	1,950	6.4	125
	小計						294
閉鎖費	解体撤去						34
総額							1,398

注) 小数点以下の表示処理(有効数字)の関係の値の合算の総額値総額値な台場台の場合がある。

処分コストを固定費と変動費に分けて整理したものを表 3.5.2-に示す。固定費割合は、リファレンスケース（廃棄物量 = 約 4,600m³）が 73%、オプションケース（廃棄物量 = 約 10,600m³）が 56%となった。

スケールメリット効果により、オプションケースの処分単価がリファレンスケースより小さくなっている。しかしながら、オプションケース（廃棄物量 = 約 10,600m³）においても、まだ固定費割合が 5 割以上を占めていることから、十分なスケール効果がでていないと言える。すなわち、処分場規模がさらに大きくなることによって、見かけ上の処分単価は、より小さくなると予想される。

なお、本検討におけるコスト算定結果と総合エネルギー調査会原子力部会中間報告「商業用原子力発電施設解体廃棄物の処理処分に向けて」との比較は以下の理由から困難である。

- ・ 処理、処分の全体費用は公開されているが、費用項目ごとの内訳が不明である。
- ・ 原子力発電所解体に伴う、すべての処分区分の放射性廃棄物を対象にしているが、処分区分ごとの内訳が不明である。

表 3.5.2-3 処分コストに占める固定費と変動費

項目				リアルズ (億円)	オプション (億円)	固定 / 変動
建設費	処分施設	掘削工事	アクセス坑道	20	20	固定
			作業坑道	23	33	変動
			処分坑道	49	115	変動
		RC ピット工事		33	81	変動
		緩衝材充てん工事	ベントナイト	99	241	変動
		モルタル充てん工事	充てん	19	47	変動
		埋戻工事	埋戻し	59	101	変動
		その他工事		94	94	固定
		地下設備		48	48	固定
	受入施設	受入建屋・施設		291	291	固定
	小計		736	1,070		
操業費	維持補修		170	170	固定	
	人件費		125	125	固定	
	小計		294	294		
閉鎖費	解体撤去		34	34	固定	
	総額		1,064	1,398		
	固定費		781	781		
	変動費		283	617		

注) 小数点以下の表示処理(有効数字)の関係で、表の値の合計が総額値と合わない場合がある。

4 . おわりに

原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物のうち、政令濃度上限値を超える廃棄物については、一般的な地下利用深度に十分余裕を持った深度に人工構造物を設置した処分（以下、「余裕深度処分」という。）が適当であることが放射性廃棄物安全規制専門部会の中間整理として平成 11 年 3 月に提示された。また、これを受けて、放射性廃棄物安全基準専門部会においてその濃度上限値が導出され、原子炉等規制法施行令の一部が改正されて余裕深度処分の政令濃度上限値が制定された。

一方、RI・研究所等廃棄物については、原子力バックエンド対策専門部会が平成 10 年 5 月に「RI・研究所等廃棄物処理処分の基本的考え方について」をとりまとめ、処理処分について技術面、制度面から検討を行い、準備会等の関係機関における処分事業の具体化に向けた諸準備の必要性及び国は諸制度の整備を図ることの必要性を提示された。さらに TRU 核種を含む放射性廃棄物及び RI・研究所等廃棄物については、原子力バックエンド対策専門部会が平成 12 年 3 月に「超ウラン核種を含む放射性廃棄物処理処分の基本的考え方」をとりまとめ、廃棄物の物理化学的性状と放射性物質濃度に応じて適切に区分し、それぞれの区分に応じた処分方策を講じるとする基本的考え方が提示された。

平成 13 年度に実施された「RI・研究所等廃棄物余裕深度処分施設の概念設計」では、RI・研究所等廃棄物の余裕深度処分場の基礎的な概念設計が実施された。

本年度は、平成 13 年度の検討成果より、最新の廃棄物データに基づき廃棄体特性を検討整理した。また最新の廃棄体データに基づき昨年度検討課題として摘出された処分坑道における廃棄体取扱い時のしゃへい対応検討、廃棄体落下事象対応検討、合理的な建設工程の検討、発熱影響検討を行い対応方策を摘出した。また最新の廃棄体データに基づき施設形態及び安全評価の再評価を実施したうえで、受入れから処分場閉鎖までの操業形態を検討し、施設成立性を確認した。また、RI・研究所等廃棄物余裕深度処分にかかわる経済性の検討を実施し、処分コストの見通しを得た。