JNC TJ8400 2003-002

# 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）

2002年2月

三菱マテリアル株式会社

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

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)
2002

JNC TJ8400 2003-002

2002 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）

山本正幸*、橋本　学*

## 要　旨

RI・研究所等廃棄物については、平成 12 年 3 月に原子力バックエンド対策専門部会が「RI・研究所等廃棄物処理処分の基本的考え方」において、廃棄物の物理化学的性状と放射能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した基本的考え方が提示された。また、原子炉施設の運転と解体に伴い発生する低レベルは放射性廃棄物のうち、余裕深度処分対象廃棄物に関してはその濃度上限値が法令で定められた。RI・研究所等廃棄物のうち余裕深度処分対象廃棄物に関しては、上記の動向を踏まえ検討が開始されている。平成 12 年度においては、「一般的な地下利用に十分な余裕を持った深度の処分場概念の検討」が実施され RI・研究所等廃棄物余裕深度処分施設の概念設計を実施するにおいての課題が抽出された。

本研究においては、それらの課題を検討し、現時点における知見を基に RI・研究所等廃棄物余裕深度処分施設の概念設計を実施し、施設概念を構築するとともに、その安全性に関して評価を行った。

その結果ピット処分対象廃棄物処分施設に対し、更に高性能な人工バリアを設置する必要があることが示されたが、今後は処分場条件をより明確にすることにより施設形態、安全評価の観点からより合理的な施設の設計ができることが判明した。

---

本報告書は、三菱マテリアル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。

機構担当部課室：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
*三菱マテリアル株式会社

JNC TJ8400 2003-002

February,2002

# The Conceptual Design of Waste Repository for Radioactive Waste from Medical, industrial and Research Facilities containing comparatively high radioactivity

(Document Prepared by Other Institute, Based on the Trust Contract)

Masayuki Yamamoto*, Naro Hashimoto*

## Abstract

Advisory Committee on Nuclear Fuel Cycle Backend Policy reported the basic approach to the RI and Institute etc. wastes on March 2002. According to it, radioactive waste form medical, industrial and research facilities should be classified by their radioactivity properties and physical and chemical properties, and should be disposed in the appropriate types of repository with that classification. For the radioactive waste containing comparatively high radioactivity generated from reactors, NSC has established the Concentration limit for disposal. NSC is now discussing about the limit for the radioactive waste from medical, industrial and research facilities containing comparatively high radioactivity.

Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC) preliminary studied about the repository for radioactive waste from medical, industrial and research facilities and discussed about the problems for design on H12.

This study was started to consider those problems, and to develop the conceptual design of the repository for radioactive waste from medical, industrial and research facilities. Safety assessment for that repository is also performed.

The result of this study showed that radioactive waste from medical, industrial and research facilities of high activity should be disposed in the repository that has higher performance of barrier system comparing with the vault type near surface facility. If the conditions of the natural barrier and the engineering barrier are clearer, optimization of the design will be possible.

---

This Work was performed by Mitsubishi Materials Corporation under contract with Japan Nuclear Cycle Development Institute.

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

* Mitsubishi Materials 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 研究内容 ..... 2
2.4 研究期間 ..... 6

3. 研究成果 ..... 7
3.1 廃棄体特性検討 ..... 7
3.1.1 発生廃棄物特性分類 ..... 7
3.1.2 廃棄体容器仕様検討 ..... 13
3.1.3 廃棄体処理及び固型化方法の妥当性検討 ..... 30
3.1.4 使用済み線源の処分概念検討 ..... 37
3.2 受入・検査設備 ..... 51
3.2.1 廃棄体輸送形態の検討 ..... 51
3.2.2 廃棄体特性対応の検討 ..... 52
3.2.3 必要機能設定 ..... 58
3.3 埋設処分場形態の検討 ..... 67
3.3.1 敷地条件 ..... 67
3.3.2 廃棄体特性に応じた施設形態検討 ..... 68
3.3.3 施設構造の検討 ..... 70
3.3.4 浸透水量の検討 ..... 86
3.3.5 必要設備検討 ..... 103
3.4 安全評価 ..... 116
3.4.1 安全評価パラメータ設定 ..... 116
3.4.2 地下水移行シナリオの検討 ..... 128
3.4.3 評価対象核種及び重要核種の選定 ..... 168

3.5 総合的施設検討.....191

3.5.1 操業計画の策定.....191

3.5.2 総合的施設検討.....196

3.5.3 施設規模の検討.....198

3.6 RI・研究所等廃棄物余裕深度処分の課題の摘出.....213

3.6.1 廃棄物特性と廃棄体容器／輸送容器の課題の摘出.....213

3.6.2 受入検査設備の課題の摘出.....213

3.6.3 埋設施設の課題の摘出.....214

3.6.4 線量評価の課題の摘出.....216

4. まとめ.....218

5. おわりに.....219

# 図 目 次

図 3.1.1-1 各発生場所別の廃棄物発生量（200L ドラム缶換算、50 年間発生量）.....11
図 3.1.1-2 各発生場所別のα核種の放射能量.....12
図 3.1.1-3 各発生場所別のβ・γ核種の放射能量.....12
図 3.1.2-1 余裕深度処分を対象とした検討における廃棄体容器の例.....15
図 3.1.2-2 解析モデル図 （代表核種設定のための遮へい計算）.....17
図 3.1.2-3 解析モデル図（遮へい計算）.....20
図 3.1.2-4 放射能濃度と輸送規則を満足する遮へい厚さの関係
（廃棄物層の密度 2.1ton/$m^3$ の場合）.....21
図 3.1.2-5 放射能濃度と輸送規則を満足する遮へい厚さの関係
（廃棄物層の密度 4.1ton/$m^3$ の場合）.....21
図 3.1.2-6 輸送規則を満足するために必要な遮へい厚さと廃棄体個数のヒストグラム.....23
図 3.1.2-7 Co-60 線源の 1cm 線量当量透過率（材質：鉄）.....25
図 3.1.2-8 廃棄体の発生年度発生量.....28
図 3.1.4-1 Co-60 ラジオグラフィ用線源.....40
図 3.1.4-2 Cs-137 大線源.....40
図 3.1.4-3 Kr-85 厚さ計用β線源.....40
図 3.1.4-4 Am-241/Be 中性子線源.....40
図 3.1.4-5 協会製 B 型輸送容器外観図.....41
図 3.1.4-6 処理・処分方法の設定（概略図）.....43
図 3.1.4-7 300 年管理期間後の濃度が 1e+4Bq/ton となるために
必要なステンレス容器本数（Kr-85）.....48
図 3.3.3-1 処分空洞の建設と操業のブロックフロー.....70
図 3.3.3-2 トンネル型施設の断面図.....78
図 3.3.3-3 コンクリートピットの配置平面図.....79
図 3.3.3-4 トンネル型施設の配置平面図.....80
図 3.3.3-5 平面図（開削サイロ方式）.....84
図 3.3.3-6 断面図（開削サイロ方式）.....85
図 3.3.4-1 解析モデルにおける断面の設定（トンネル型施設）.....90

図 3.3.4-2 解析モデル図（トンネル型施設）.....90

図 3.3.4-3 概略図（地下水の流動方向）.....92

図 3.3.4-4 全水頭コンタ図（ケース2；トンネルの中心を通る垂直断面）.....94

図 3.3.4-5 流速ベクトル図（ケース2；トンネルの中心を通る垂直断面）.....94

図 3.3.4-6 解析モデル図（開削サイロ）.....96

図 3.3.4-7 概略図（地下水の流動方向）.....97

図 3.3.4-8 概略図（境界条件；ケース2）.....98

図 3.3.4-9 全水頭コンタ図（ケース2；施設の中心を通る水平断面）.....101

図 3.3.4-10 流速ベクトル図（ケース2；施設の中心を通る水平断面）.....101

図 3.3.4-11 全水頭コンタ図（ケース2；施設の中心を通る地下水流向に平行な垂直断面）.....102

図 3.3.4-12 流速ベクトル図（ケース2；施設の中心を通る地下水流向に平行な垂直断面）.....102

図 3.3.5-1 構内輸送設備 概念図（ヤードキャリア）.....105

図 3.3.5-2 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）.....109

図 3.3.5-3 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）.....115

図 3.4.1-1 FP 核種・AP 核種の核種選定フロー.....123

図 3.4.1-2 崩壊連鎖を考慮する核種の核種選定フロー.....124

図 3.4.1-3 評価モデル概念図.....127

図 3.4.2-1 本評価で性能評価上考慮した諸事象.....128

図 3.4.2-2 地下水移行シナリオにおいて想定した被ばく経路.....141

図 3.4.2-3 想定した対象廃棄物埋設の環境条件.....142

図 3.4.2-4 トンネル型施設、レファレンスケース（河川水利用経路）.....145

図 3.4.2-5 開削サイロ型施設、レファレンスケース（河川水利用経路）.....146

図 3.4.2-6 トンネル型施設、レファレンスケース（河川岸建設作業経路）.....147

図 3.4.2-7 開削サイロ型施設、レファレンスケース（河川岸建設作業経路）.....148

図 3.4.2-8 トンネル型施設、レファレンスケース（河川岸居住経路）.....149

図 3.4.2-9 開削サイロ型施設、レファレンスケース（河川岸居住経路）.....150

図 3.4.2-10 トンネル型施設、レファレンスケース（河川岸農耕経路）.....151

図 3.4.2-11 開削サイロ型施設、レファレンスケース（河川岸農耕経路）.....152

図 3.4.2-12 トンネル型施設と開削サイロ型施設の比較.....153

図 3.4.2-13 ベントナイト混合土の厚さを変更したケース（河川水利用経路）、
トンネル型施設.....156

図 3.4.2-14 ベントナイト混合土の厚さを変更したケース（河川水利用経路）、
開削サイロ型施設.....157

図 3.4.2-15 トンネル型施設、河川水利用経路の最大線量.....159

図 3.4.2-16 開削サイロ型施設、河川水利用経路の最大線量.....160

図 3.4.2-17 Cl-36,Th-232,Np-237,U-238,U-235 のインベントリ.....162

図 3.4.2-18 廃棄物グループごとの被ばく線量、トンネル型施設、河川水利用経路.....166

図 3.5.3-1 ケース2（新設）のトンネル型施設配置図.....205

図 3.5.3-2 ケース2（増設）のトンネル型施設配置図.....206

図 3.5.3-3 ケース3（新設）のトンネル型施設配置図.....207

図 3.5.3-4 ケース3（増設）のトンネル型施設配置図.....208

図 3.5.3-5 ケース2（新設）の開削サイロ型施設配置図.....209

図 3.5.3-6 ケース2（増設）の開削サイロ型施設配置図.....210

図 3.5.3-7 ケース3（新設）の開削サイロ型施設配置図.....211

図 3.5.3-8 ケース3（増設）の開削サイロ型施設配置図.....212

# 表 目 次

表 3.1.1-1 廃棄物発生機関の一覧表 ..... 7
表 3.1.1-2 処理方法概要一覧表 ..... 9
表 3.1.1-3 50 年間廃棄体発生量一覧表（RI・研究所等廃棄物、余裕深度処分相当） ..... 11
表 3.1.2-1 各廃棄体容器の比較表 ..... 13
表 3.1.2-2 放射能濃度上位 10 核種選定結果 ..... 18
表 3.1.2-3 廃棄体の表面線量率の結果 ..... 18
表 3.1.2-4 遮へい厚さを 35cm 必要とするケースの廃棄体容器の表面線量率 ..... 23
表 3.1.2-5 1m$^3$ 容器、ラックの発生個数 ..... 26
表 3.1.3-1 余裕深度処分廃棄物の廃棄体技術基準に係わる考え方 ..... 31
表 3.1.4-1 RI 協会におけるβγ使用済み線源の保管量、年間発生予測量
及び処理／処分方法案 ..... 38
表 3.1.4-2 RI 協会におけるα使用済み線源の保管量、年間発生予測量
及び処理／処分方法案（中性子線放出核種を含む） ..... 39
表 3.1.4-3 第3次中間報告における対象核種の取扱いと 10ìSv/y 濃度上限値 ..... 45
表 3.1.4-4 核種別の地層処分／余裕深度処分の区分方法 ..... 45
表 3.1.4-5 処理方法に対する利点／欠点整理表 ..... 46
表 3.1.4-6 短半減期の核種に対する星取り表 ..... 47
表 3.1.4-7 廃棄物発生量とステンレス容器1本当たりの濃度（参考値） ..... 49
表 3.3.3-1 海外の代表的な低・中レベル地下処分場の処分空洞の長さ調査結果 ..... 75
表 3.3.4-1 基本ケース設定条件一覧表 ..... 88
表 3.3.4-2 解析ケース一覧表（トンネル型施設） ..... 91
表 3.3.4-3 浸透水量結果まとめ（トンネル型施設） ..... 95
表 3.3.4-4 解析ケース一覧表（開削サイロ） ..... 97
表 3.3.4-5 浸透水量結果まとめ（開削サイロ方式） ..... 100
表 3.3.5-1 適用が想定される輸送方法（トンネル型施設 構内輸送設備） ..... 104
表 3.3.5-2 ヤードキャリア1台運用における基本運転計画 ..... 106
表 3.3.5-3 適用が想定される定置方法（トンネル型施設 廃棄体定置設備） ..... 108

表 3.3.5-4 廃棄体搬送から定置までの基本運転計画
(コンクリートピット方式 定置クレーン) ..... 110
表 3.4.1-1 各機関から発生する廃棄物 ..... 117
表 3.4.1-2 対象廃棄物の分類 ..... 118
表 3.4.1-3 放射化金属である廃棄物及び処理方法 ..... 119
表 3.4.1-4 浸出率が期待できるインベントリの割合[-] ..... 120
表 3.4.1-5 選定核種 ..... 125
表 3.4.2-1 線量評価で設定したインベントリ [Bq] ..... 129
表 3.4.2-2 核種の半減期 ..... 130
表 3.4.2-3 人工バリア材料に対する分配係数(変質後)[$m^3$/kg] ..... 132
表 3.4.2-4 TRU レポートで設定された人工バリア材料に対する分配係数[$m^3$/kg] ..... 133
表 3.4.2-5 人工バリア材料に対する設定パラメータ (変質後) ..... 133
表 3.4.2-6 施設浸入水量 (変質後) ..... 133
表 3.4.2-7 移行経路の分配係数 ..... 134
表 3.4.2-8 移行経路の実行拡散係数等パラメータ ..... 135
表 3.4.2-9 人工バリア材料に対する分配係数(初期性能維持)[$m^3$/kg] ..... 136
表 3.4.2-10 人工バリア材料に対する実効拡散係数 (初期性能維持) ..... 136
表 3.4.2-11 施設浸入水量(初期状態維持) ..... 137
表 3.4.2-12 施設浸入水量(有害物が含まれた場合) ..... 137
表 3.4.2-13 浸出率が期待できる対象核種のインベントリの割合 ..... 139
表 3.4.2-14 施設浸入水量(ベントナイト混合土厚さ 1m) ..... 140
表 3.4.2-15 検討ケース一覧 ..... 143
表 3.4.2-16 トンネル型施設の検討結果 ..... 155
表 3.4.2-17 開削サイロ型施設の検討結果 ..... 155
表 3.4.2-18 レファレンスケースの最大線量における上位 5 核種 ..... 163
表 3.4.2-19 トンネル型施設の検討結果 ..... 167
表 3.4.2-20 開削サイロ型施設の検討結果 ..... 167
表 3.4.4-1 重要核種のまとめ (JNC) ..... 169
表 3.4.4-2 重要核種のまとめ (原研、大学関係) ..... 169
表 3.4.4-3 重要核種のまとめ (使用施設) ..... 169

表 3.4.4-4 核燃料サイクル機構、東海事業所、操業廃棄物(Gr.1)....170
表 3.4.4-5 核燃料サイクル機構、東海事業所、解体廃棄物(Gr.2)....171
表 3.4.4-6 核燃料サイクル機構、大洗工学センター、操業廃棄物(Gr.3)....172
表 3.4.4-7 核燃料サイクル機構、大洗工学センター、解体廃棄物(Gr.4)....173
表 3.4.4-8 核燃料サイクル機構、ふげん、操業廃棄物(Gr.5)....174
表 3.4.4-9 核燃料サイクル機構、ふげん、解体廃棄物(Gr.6)....175
表 3.4.4-10 核燃料サイクル機構、もんじゅ、操業廃棄物(Gr.7)....176
表 3.4.4-11 核燃料サイクル機構、もんじゅ、解体廃棄物(Gr.8)....177
表 3.4.4-12 原研、大洗事業所、操業廃棄物(Gr.9)....178
表 3.4.4-13 原研、東海/大洗事業所、解体廃棄物(Gr.10)....179
表 3.4.4-14 原研、東海事業所、操業廃棄物(Gr.11)....180
表 3.4.4-15 大学関係、東京大学、解体廃棄物(Gr.12)....181
表 3.4.4-16 大学関係、京都大学、操業廃棄物(Gr.13)....182
表 3.4.4-17 大学関係、京都大学、解体廃棄物(Gr.14)....183
表 3.4.4-18 使用施設、日本核燃料開発(株)、操業廃棄物(Gr.15)....184
表 3.4.4-19 使用施設、日本核燃料開発(株)、解体廃棄物(Gr.16)....185
表 3.4.4-20 使用施設、ニュークリア･ディベロップメント(株)、操業廃棄物(Gr.17)....186
表 3.4.4-21 使用施設、ニュークリア･ディベロップメント(株)、解体廃棄物(Gr.18)....187
表 3.4.4-22 使用施設、日立エンジニアリング(株)、解体廃棄物(Gr.19)....188
表 3.4.4-23 使用施設、東芝(株)、解体廃棄物(Gr.20)....189
表 3.5.1-1 操業計画....195
表 3.5.2-1 受入・検査設備の必要設備....196
表 3.5.2-2 埋設施設における必要機器....197
表 3.5.3-1 検討ケースと廃棄体発生量の整理....198
表 3.5.3-2 検討結果の整理....204

## １.はじめに

原子炉施設の運転と解体に伴い発生する低レベル放射性廃棄物のうち、政令濃度上限値（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令」第 13 条の９第 1 項第 1 号）を超える低レベル放射性廃棄物の処分については、「一般的であると考えられる地下利用に対して十分余裕を持った深度（例えば、地表から 50～100m程度）」に人工構造物を設置した処分（以下「余裕深度処分」という。）が適切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、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令」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、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」を取りまとめ、廃棄物の物理化学的性状と放射能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。

これらの規制関連の動きを鑑み、平成 12 年度においては RI・研究所等廃棄物のうち余裕深度処分対象となる廃棄物について、廃棄体データベースを整備し、現時点において想定される条件設定に基づき処分概念を検討するとともに予備的な安全評価を実施し、概念設計への課題が抽出された。

本年度は、それらの課題を検討するとともに、RI・研究所等廃棄物余裕深度処分施設の概念設計を実施した。

# ２.研究計画

## ２.１　研究目的

平成 12 年度に実施された「一般的な地下利用に十分余裕を持った深度の処分場概念の検討」においては、RI・研究所等廃棄物の余裕深度処分対象廃棄物に関する特性調査、一般的な条件に基づく安全評価を行い、余裕深度処分施設概念設計における課題の摘出を行った。

本概念設計では、平成 12 年度の研究により抽出された課題を検討し、RI・研究所等廃棄物の余裕深度処分施設の安全評価及び概念設計を実施する。

## ２.２　研究項目

⑴ 廃棄体特性検討

⑵ 受入・検査設備

⑶ 埋設処分場形態の検討

⑷ 安全評価

⑸ 総合的施設検討

⑹ 課題の摘出

## ２.３　研究内容

### ２.３.１　廃棄体特性検討

廃棄体特性の検討は、核燃料サイクル開発機構（以下「JNC」という）（東海の再処理、プルトニウム施設廃棄物及びウラン廃棄物を除く）、日本原子力研究所（以下「原研」という）、RI 協会、民間研究炉、民間燃料施設から発生する RI・研究所等廃棄物を対象として以下の項目に関して検討を行う。

（１）　発生廃棄物特性分類

JNC 提示の余裕深度処分対象の RI・研究所等廃棄物に関して、発生物量、放射能量に関して廃棄体（物）安全評価上必要となる廃棄体条件を基に集計分類を行う。

（２） 廃棄体容器仕様検討

平成 12 年度の検討においては、廃棄体容器を 200L ドラム缶に限定して検討されたが、本年度は、廃棄体の放射能濃度、収納効率等廃棄体特性及び輸送、受入、定置等の一連のハンドリングを考慮した合理的な廃棄体容器の仕様の検討を行う。

（３） 廃棄体処理及び固型化方法の妥当性検討

廃棄体処理及び固型化方法については、各発生機関が個別に処理、固型化方法を設定するが、それらの方法の予想される技術基準への適合性等の妥当性を検討する。

（４） 使用済み線源の処分概念検討

使用済み線源（RI 協会発生分）に関して、技術基準への適用性（ホットスポット遮へい）を考慮した廃棄体作製方法の概念の検討を行う。

### ２.３.２ 受入・検査設備

（１） 廃棄体輸送形態の設定

廃棄体容器と輸送容器の遮へい分担等を考慮した合理的な輸送形態の検討を行う。

（２） 廃棄体特性対応の検討

平成 12 年度検討した表面線量当量以外の廃棄体特性の設備上検討が必要な廃棄体特性（発熱等）がないか検討する。

（３） 必要機能の設定

平成 12 年度の検討においては、ピット処分における受入・検査設備を基に埋設地側では検査項目として整理番号及び外観検査の 2 項目のみを実施するという条件で受入検査設備の検討が実施されている。しかしながら、他の項目についても埋設地側で行う場合も想定されるため、その場合における必要機能の検討を行う。また、その他必要と考えられる設備（廃棄物処理設備等）必要性及び必要な場合の機能検討を行う。更に、廃棄体発生の年度展開に対してある程度変動を考慮した場合の設備の検討を行う。

### ２.３.３ 埋設処分場形態の検討

「2.3.1 廃棄体特性検討」において整理した廃棄体条件を基に、以下の項目に関し検討を行い、合理的な埋設処分施設の設計を行う。

（1） 廃棄体特性に応じた施設形態の検討

平成 12 年度の研究においては、処分施設形態は一様な条件が設定されているが、廃棄体特性、取扱数量を考慮し、合理的な施設形態の選定を行う。

（2） 施設構造及び必要設備の検討

廃棄体特性、廃棄体容器の仕様の検討結果を基に、操業を考慮した必要設備を検討すると共に、合理的な埋設施設形態を検討する。

（3） 浸透水量の検討

上記で設定した、埋設施設に対して施設浸透水量を算出する。

### 2.3.4 安全評価

「2.3.1 廃棄体特性検討」及び「2.3.3 埋設処分場形態の検討」の結果を基に、サイトを特定しない一般的な条件を想定し、安全評価を実施し、処分施設の成立性に関する検討を行う。

（1） 安全評価パラメータの設定

下記⑵で行う地下水移行シナリオに対する評価のための安全パラメータを設定する。設定に当たっては、天然バリアに関しては、放射性廃棄物安全基準専門部会が平成 12 年 6 月に取り纏めた「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）を基に、サイトを特定しない一般的なパラメータを設定する。また、人工バリアに関しては昨年度の検討結果を基に設定を行うが、下記の事項に関してはその影響を確認するためにある程度の幅を想定する。

① 人工バリアの経時変化を考慮したパラメータ

② 廃棄体に含まれる物質を考慮したパラメータ

③ 廃棄体特性に応じた放出モデル及びそのパラメータ

（2） 地下水移行シナリオの検討

地下水移行シナリオに関しては、LLW 第 3 次中間報告に記載されている下記の４経路に関して安全評価を実施すると共に、上記⑴で幅を持たせて設定したパラメータについては感度解析を実施し、その影響を確認する。また、評価結果の整理においては、発生施設単位ごとの被ばく線量への寄与を確認する。

・河川水利用経路

・河川岸建設作業経路

・河川岸居住経路

・河川岸農耕経路

（3） 評価対象核種及び重要核種の選定

上記の評価結果を基に、RI・研究所等廃棄物余裕深度処分における評価対象核種の選定を行うと共に、グループ化した廃棄物ごとにD／Cにより重要核種を選定する。また、RI・研究所等廃棄物の余裕深度処分の濃度上限値の検討における基礎資料の作成を行う。

### 2.3.5 総合的施設検討

（1） 操業計画の策定

想定される廃棄体発生年度展開等を考慮し、操業から閉鎖までの操業計画を策定する。

（2） 総合的施設形態の検討

受入から定置までの一連の施設に関して、必要とされる機器が網羅されているかの確認を行うとともに、コスト算定に備えて、合理的な施設の組合せを検討する。

（3） 施設規模の検討

「2.3.1 廃棄体特性検討」において検討した物量を基本ケースとし、JNC東海の再処理及びPu施設からの廃棄物を含めたケース、及び、さらにJNCウラン廃棄物を含めたケースを対象として、受入対象廃棄物が増加した場合の施設規模（受入検査設備及び埋設施設）の検討を行う。

### 2.3.6 課題の摘出

上記の研究成果に基づき、課題の摘出を行う。

## ２.４　研究期間

平成 13 年 8 月 10 日 ～ 平成 14 年 2 月 28 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 13 年度 | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 8 月 | 9 月 | 10 月 | 11 月 | 12 月 | １月 | ２月 |
| Key Date | | | | | | △ 中間報告 | ▲ 最終報告 |
| (1)廃棄体特性分類 | | | | | | | |
| (2)受入・検査設備他検討 | | | | | | | |
| (3)処分施設形態の検討 | | | | | | | |
| (4)安全評価 | | | | | | | |
| (5)総合的施設検討 | | | | | | | |

# ３． 研究成果

## ３.１ 廃棄体特性検討

### ３.１.１ 発生廃棄物特性分類

JNC より提示された RI・研究所等対象廃棄物の余裕深度処分相当の廃棄物データに関して、放射能量（放射能濃度）、廃棄物発生量などの処分施設の概念設計を行う上で必要となる廃棄物条件をもとに分類、集計をした。

（１） 調査対象機関

対象とする 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。

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 | | 東海事業所<br>大洗工学センター<br>新型転換炉ふげん発電所<br>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<br>大洗研究所 | |
| 大学関係 | 東京大学 | 大学院工学系研究科附属<br>原子力工学研究施設 | |
| | 京都大学 | 原子炉実験所 | |
| 使用施設 | 日本核燃料開発㈱ | | ホットラボ施設 |
| | ニュークリア・ディベロップメント㈱ | | 燃料ホットラボ施設 |
| | 日立エンジニアリング㈱ | 王禅寺事業所 | HTR |
| | ㈱東芝 | 研究炉管理センター | TTR |

（２） 集計方法

3.1.1 における廃棄物特性の集計では、廃棄体容器に 200L ドラム缶を用いた場合を設定した。提示された廃棄物データを以下の方針のもと取りまとめた。

① 廃棄物の分類

・ 操業廃棄物と解体廃棄物を区別する。

・ 廃棄物の種類を原則として以下の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の様なものについては、集計上分類することが不可能であったため、無理に分類することはしなかった。

② 廃棄物の処理方法と廃棄体の仕様

200L ドラム缶（JIS Z 1600 準拠）に原則としてセメントモルタル充てんにより固形化することとした。

廃棄物の処理方法については、アンケート結果に処理方法の記載がある場合にはアンケート結果を尊重した。処理方法の計画がない発生機関の廃棄物に関しては、廃棄物の内容物より、処理方法を設定した。表 ３.１.１-2に発生機関別の処理方法の選択についての概要を一覧表で示す。処理方法を廃棄物の内容物より設定した発生機関のうち京都大学と使用施設に属する発生機関については、廃棄物の発生量少ないため、以下の様にできるだけ簡単な処理方法を選択した。

・可燃物、難燃物：焼却→セメント混練

・不燃物：セメント充てん（ガラスやコンクリートを含む場合）

圧縮→セメント充てん（アルミニウムを含まない金属類の場合）

溶融→セメント充てん（アルミニウムを含む金属類の場合）

・可燃物及び不燃物の混合物：焼却→溶融→セメント充てん

廃棄物の処理方法を決定した廃棄物に対しては、平成 12 年度の「低レベル放射性廃棄物管理プログラム」の処理方法と廃棄体仕様のデータに基づき、200L ドラム缶に充てんする廃

**棄物、セメントモルタルの充てん量、廃棄体の重量を設定した。**

**表 3.1.1-2 処理方法概要一覧表**

<table>
<tr><th colspan="2">発生機関</th><th>事業所 or 施設</th><th>操業／解体</th><th>処理方法の選択</th></tr>
<tr><td colspan="2">核燃料サイクル開発機構</td><td></td><td>操業／解体</td><td>核燃料サイクル開発機構より提示された処理方法を設定した。</td></tr>
<tr><td colspan="2" rowspan="3">日本原子力研究所</td><td>大洗研究所</td><td>操業</td><td>「一般的地下利用に十分裕度を持った深度の処分場概念の検討」（平成 13 年 2 月）報告書（以下平成 12 年度報告書と呼ぶ）に記載される処理方法に従った。</td></tr>
<tr><td>東海研究所</td><td>操業</td><td rowspan="2">廃棄物の内容物より判断して処理方法を設定した。</td></tr>
<tr><td>大洗／東海研究所</td><td>解体</td></tr>
<tr><td rowspan="2">大学関係</td><td>東京大学</td><td>大学院工学系研究科附属原子力工学研究施設</td><td>解体</td><td>平成 12 年度報告書に記載される処理方法を設定した。</td></tr>
<tr><td>京都大学</td><td>原子炉実験所</td><td>操業／解体</td><td>廃棄物の内容物より判断して処理方法を設定した。</td></tr>
<tr><td rowspan="4">使用施設</td><td>日本核燃料開発㈱</td><td>ホットラボ施設</td><td>操業／解体</td><td>アンケート結果に従った。</td></tr>
<tr><td>ニュークリア・ディベロップメント㈱</td><td>燃料ホットラボ施設</td><td>操業／解体</td><td rowspan="3">廃棄物の内容物を参考として処理方法を設定した</td></tr>
<tr><td>日立エンジニアリング㈱</td><td>王禅寺事業所</td><td>解体</td></tr>
<tr><td>㈱東芝</td><td>研究炉管理センター</td><td>解体</td></tr>
</table>

（３） 結果及び考察

（i） 廃棄物発生量

表 ３.１.１-3に 200L ドラム缶相当の 50 年間廃棄体発生量の結果を示す。表 ３.１.１-3の結果は、各発生場所とも 50 年間廃棄体発生量を予測しているが、廃棄体の発生時期の違いにより平成 70 年度まで発生する廃棄物も存在する。

図 ３.１.１-1に表 ３.１.１-3をもとに各発生場所別に整理した 50 年間廃棄体発生量を示す。平成 12 年度報告書によれば廃棄体の発生量は 9177 本であったが、本年度の集計結果では約 1.6 倍の本数となった。増加した廃棄体の多くは JNC、原研（日本原子力研究所以下「原研」と呼ぶ）を起源とする廃棄物である。この理由としては、昨年度と本年度とでは廃棄体容器に充てんする廃棄物重量が異なることが考えられる。また平成 12 年度報告書と比較して、ニュークリア・ディベロップメント㈱を発生源とする廃棄体の発生本数は平成 12 年度の報告書と比較すると逆に減少している。これは可燃物、難燃物を主体とする廃棄物に関して処理方法に焼却を考えたため、焼却による廃棄物の重量の減少割合として 3%のファクターをかけたためである。

廃棄体の発生本数では、JNC と原研より発生する廃棄体の合計が 14217 本と全体の約 95%を占めている。

廃棄物の発生時期に関しては、廃棄物の発生時期（施設の解体時期）が設定されていたのは、JNC、㈱東芝、日立エンジニアリング㈱の３機関だけであり、その他の発生機関に関しては、解体時期が未定であった。

**表 3.1.1-3 50 年間廃棄体発生量一覧表（RI・研究所等廃棄物、余裕深度処分相当）**

| 発生機関 | 事業所 | 廃棄体物量（200Lドラム缶、本） | | |
|---|---|---|---|---|
| | | 操業廃棄物 | 解体廃棄物 | 合計 |
| 核燃料サイクル開発機構 | 東海事業所*1 | 500 | 70 | 570 |
| | 大洗工学センター | 2,540 | 1,260 | 3,800 |
| | 新型転換炉ふげん発電所 | 150 | 900 | 1,050 |
| | 高速増殖炉もんじゅ建設所 | 140 | 1,300 | 1,440 |
| 日本原子力研究所 | 東海研究所 | 2,833 | 1,766 | 7,357 |
| | 大洗研究所 | 2,758 | | |
| 東京大学 | 大学院工学系研究科附属原子力工学研究施設 | 0 | 7 | 7 |
| 京都大学 | 原子炉実験所 | 1 | 3 | 4 |
| 日本核燃料開発㈱ | ホットラボ施設 | 320 | 320 | 640 |
| ニュークリア・ディベロップメント㈱ | 燃料ホットラボ施設 | 60 | 81 | 141 |
| 日立エンジニアリング㈱ | 王禅寺事業所 HTR | 0 | 8 | 8 |
| ㈱東芝 | 研究炉管理センター TTR | 0 | 1 | 1 |
| 合計 | | 9,302 | 5,716 | 15,018 |

注）集計結果は推定値であり、今後変化する可能性がある。
*1：再処理施設、Pu 取扱施設、ウラン取扱施設からの廃棄物を除く。

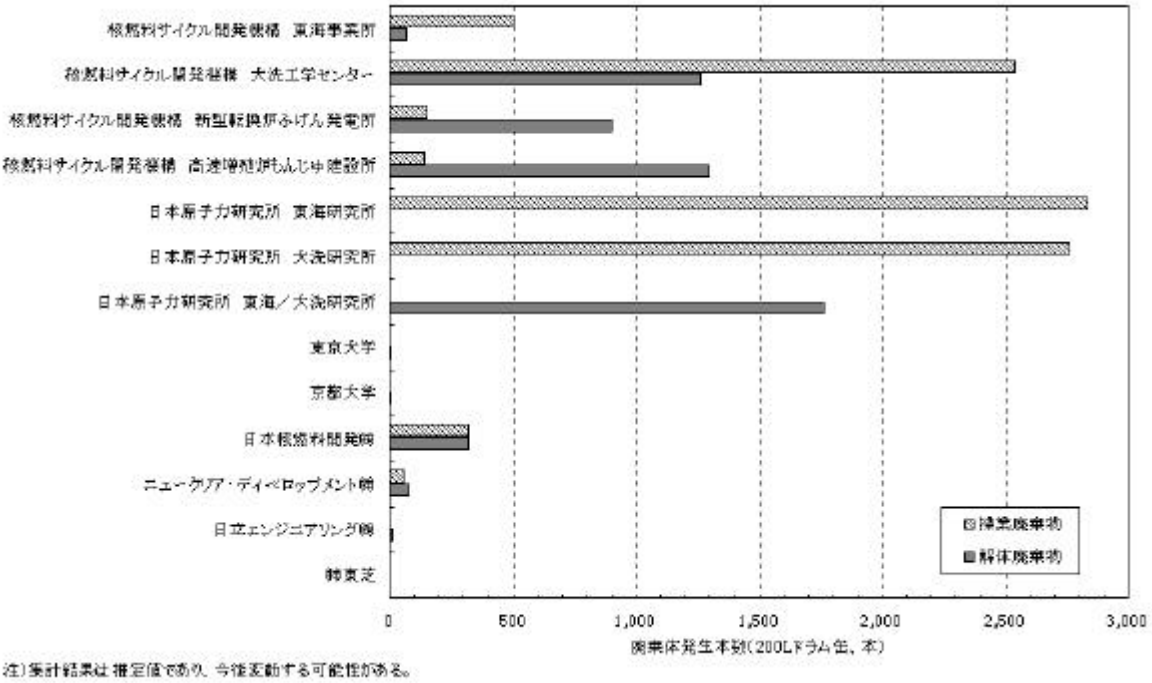



**図 3.1.1-1 各発生場所別の廃棄物発生量（200L ドラム缶換算、50 年間発生量）**

（ii） 放射能量

各発生場所別のα核種の放射能量を図 3.1.1-2に、またβ・γ核種の放射能量を図 3.1.1-3にそれぞれ示す。

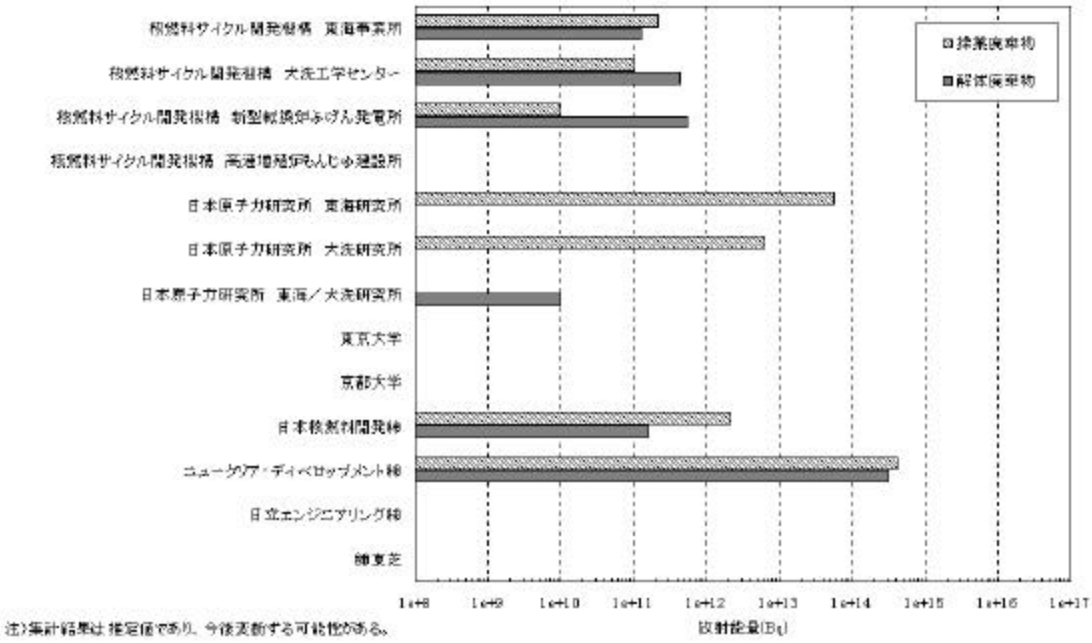



図 3.1.1-2 各発生場所別のα核種の放射能量

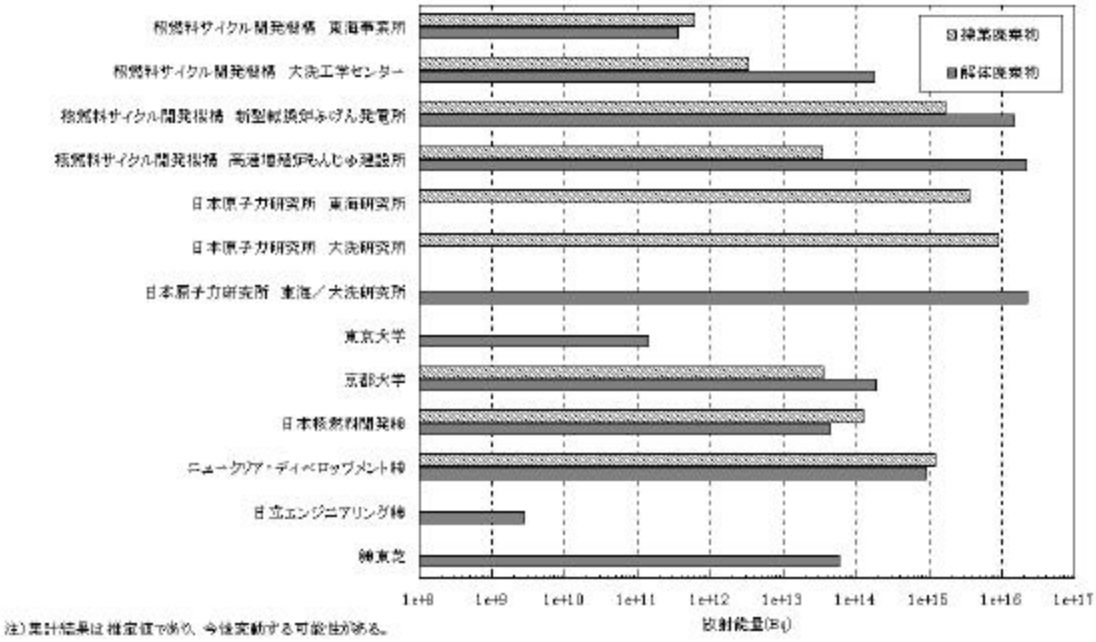



図 3.1.1-3 各発生場所別のβ・γ核種の放射能量

### ３.１.２　廃棄体容器仕様の検討

平成 12 年度の検討では、廃棄体容器を 200L ドラム缶に限定している。しかし、本検討で対象としている廃棄物は、放射能濃度が高く、廃棄体の表面線量率も高いことが想定される。そのため、廃棄体容器として 200L ドラム缶を設定した場合には、200L ドラム缶１本ごとに遮へい構造とする必要があり、経済性の負担が大きいことが想定される。一方、原子力学会バックエンド部会第１４回夏期セミナー資料によれば、余裕深度処分を対象とした検討における廃棄体容器の例として、200L ドラム缶、1m$^3$ 容器及び 4.6m$^3$ 容器が提示されている。表 ３.１.２-1に各廃棄体容器の比較表を示す。

表 ３.１.２-1　各廃棄体容器の比較表

| 容器種類 ＼ 項　目 | 200L ドラム缶 | 1m$^3$ 容器 | 4.6m$^3$ 容器 |
|---|---|---|---|
| 重量 | ◎ | ○ | △ |
| 大きさ | ◎ | ○ | △ |
| 収納効率 | △ | ○ | ◎ |
| 遮へいの付加 | △ | ◎ | ◎ |
| 廃棄物の充てん性 | △ | ○ | ◎ |
| 製作側の設備新設 | ◎ | ○ | △ |

凡例：◎　200L ドラム缶、1m3 容器、4.6m$^3$ 容器の中では最も有利もしくは便利である。

○　200L ドラム缶、1m3 容器、4.6m$^3$ 容器の中では2番目に有利もしくは便利である。

△　200L ドラム缶、1m3 容器、4.6m$^3$ 容器の中では最も不利もしくは不便である。

表 ３.１.２-1によれば、4.6m$^3$ 容器と 1m$^3$ 容器は、200L ドラム缶に比較して、処分空洞における収納効率が高く、同じ遮へい構造とする場合でも、経済的な負担が少ない。また、4.6m$^3$ 容器は、1m$^3$ 容器よりも収納効率は大きいが、空の状態でも、その重量が約 29ton であり、中身を鉄とすれば、１体当たりの重量は約 65ton となり、廃棄体製作側で、それを取り扱うクレーン等の新設が必要になるものと考えられる。1m$^3$ 容器は、空の状態で約 9ton であり、中身を鉄とすれば、１体当たりの重量は約 17ton と、クレーン等の新設を考慮しても、4.6m$^3$ 容器よりは負担が小さいと考えられる。200L ドラム缶は、空の状態で約 30kg であり、1m$^3$ 容器よりも

重量的な負担は小さいため廃棄体作成側に与える経済的負担も少ない。

以上のように、4.6m³容器、1m³容器、200L ドラム缶ではそれぞれ利点、欠点があり、現時点においてはどちらかに絞り込むことはできないをため、本検討では、廃棄体容器として 1m³容器を中心に以降の検討を進め、検討された施設形態について線量評価を行うものとする。ただし、施設設計やハンドリング機器の設計においては、1m³容器だけでなく、4.6m³容器を取り扱うことも考慮するものとする。

一方、JNC 東海事業所、原研の操業廃液に相当する廃棄物は、すでに 200L ドラム缶に固形化されているため、1m³ 容器に移し変えることができない。しかし、これらの廃棄物の多くは 200L ドラム缶表面でも表面線量率が 100mSv/h 未満であり（３.１.２（３）(iii) 参照)、1m³容器よりも表面線量率が小さいため、そのまま埋設することとする。ただし、埋設のためのハンドリングを考慮して、1m³容器と外寸法を同じくするため、鉄製のラックに入れて取り扱うものとする。

（１） 廃棄体容器の設計検討に必要な項目

廃棄体容器として設定すべき項目としては以下に示す項目が考えられる。

① 廃棄体寸法 → ピット寸法等設定

② 廃棄体の表面線量率 → 受入れ施設（管理建屋含む)、埋設設備の設計

③ 廃棄体個数 → 配置設計

④ 廃棄体重量 → ハンドリング機器の設計

⑤ 廃棄体発生量（年度展開） → 操業計画

⑥ 廃棄体の平均放射能濃度、放射能量 → 安全評価

⑦ 輸送容器寸法 → 受入れ施設（管理建屋含む）の設計

上記の項目について、以降で検討し設定する。

（２） 廃棄体寸法

図 ３.１.２-1に示す原子力学会バックエンド部会第１４回夏期セミナー資料によれば、1m³容器の外寸法に関しての記述がある。1m³容器の外寸法は 1.3m×1.3m×1.3m であるので廃棄体容器の平均厚さは 15cm となる。本検討においても、これと同じ寸法とする。したがって、廃棄体容器の寸法を以下のとおりとする。

- **内寸法**　1m×1m×1m（**内容積** 1m$^3$）
- **外寸法**　1.3m×1.3m×1.3m
- **容器の厚さ** 15cm（**鉄**）

**なお、ハンドリングのための治具としては、トラニオン方式とツィストロック方式が考えられるが、ツィストロック方式は、遮へい上の欠陥となる可能性があるため、本検討では、トラニオン方式（高さ** 12cm）**を採用する。**

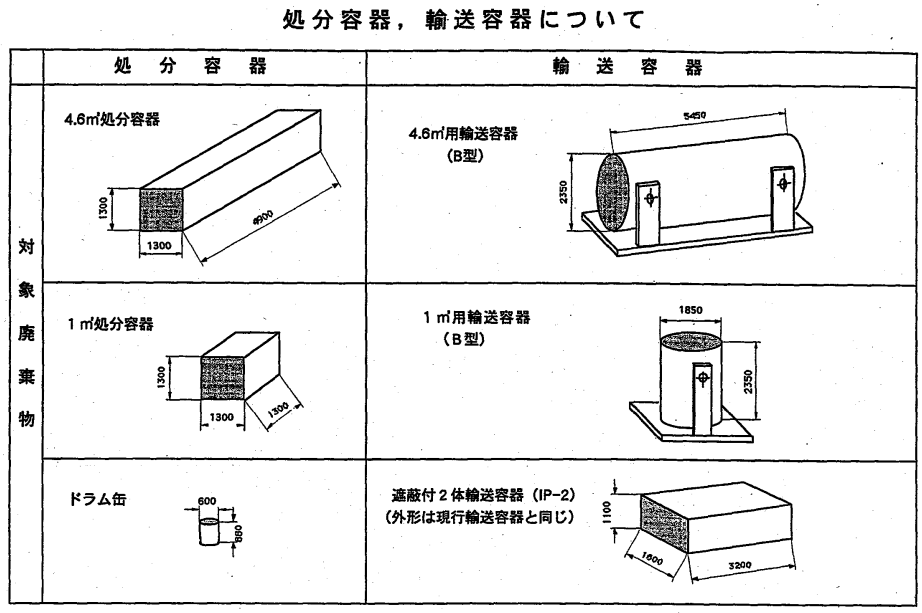



**図 3.1.2-1　余裕深度処分を対象とした検討における廃棄体容器の例**

（原子力学会バックエンド部会第14回夏期セミナー資料より抜粋）

（3）　容器の表面線量率

**廃棄体の表面線量率に関しては、以下の検討を行った。**

① **遮へいに寄与する代表核種の選定**

② 1m$^3$ **容器を対象とした遮へい計算**

③ **廃棄体容器の表面線量率の設定**

**上記②の** 1m$^3$ **容器を対象とした遮へい計算では輸送容器表面までの遮へい厚さを設定した。**

**(i) 遮へいに寄与する代表核種の選定**

**廃棄物には多種多様な核種が含まれており、それらの核種には放射能濃度が低いなどの理由により遮へいの観点から無視できるものがある。そこで最初に遮へいの観点から影響が大きな核種の設定を行い、遮へい計算では設定した代表核種で代表させる。**

(a) 方法

**３.１.１で集計した廃棄物の発生機関を以下の３区分に分類した。**

・JNC

・**原研**

・**大学関係・使用施設**

**３.１.１の廃棄物の集計結果をもとに**200L**ドラム缶に充てんされた廃棄物と充てん材をそのまま** 1m$^3$ **容器に移し替えた場合の廃棄体の放射能濃度が上位** 10 **位以内となる核種を選定した。**

**次に選定された核種について、図 ３.１.２-**2**に示した解析モデルを用いて、**1m$^3$ **容器を用いた場合の廃棄体容器の表面線量率を計算し比較した。計算に用いた条件は以下のとおりである。**

- **廃棄体容器の内寸法：**1m×1m×1m
- **遮へい厚さ：**5cm*1
- **核種：３区分した発生機関別の放射能濃度の上位** 10 **核種**
- **放射能濃度：**$1\times10^{15}$Bq/m$^3$*2
- **廃棄体密度***3**：**1.2ton/m$^3$
- **組成***3**：水（廃液）**

*1 **廃棄体容器として厚みをモデル化する必要があったため任意に設定した。なお物質を通過する場合のγ線の減衰は、次式で表される。**

$$I/I_0=\exp(-\mu x)$$

$I_0$、I **は、入射前、透過後の光子束の強度、μ：質量吸収係数、**

x：遮へい厚さ。

一定の放射能濃度で、核種間の遮へい厚さを変えない条件であれば、γ線の減衰は質量吸収係数で決まる。

*2　表 3.1.2-2に示した3区分の放射能濃度が最大の核種の最大放射能濃度に近い任意の値として設定した。なお放射能濃度と表面線量率は比例関係にあるため結果には影響しない。

*3　廃棄体密度と組成に関しては、廃棄物の種類別のデータを参考とし、全体を保守側に包絡する条件として密度が小さく、組成が軽密度物質となる様に設定した。

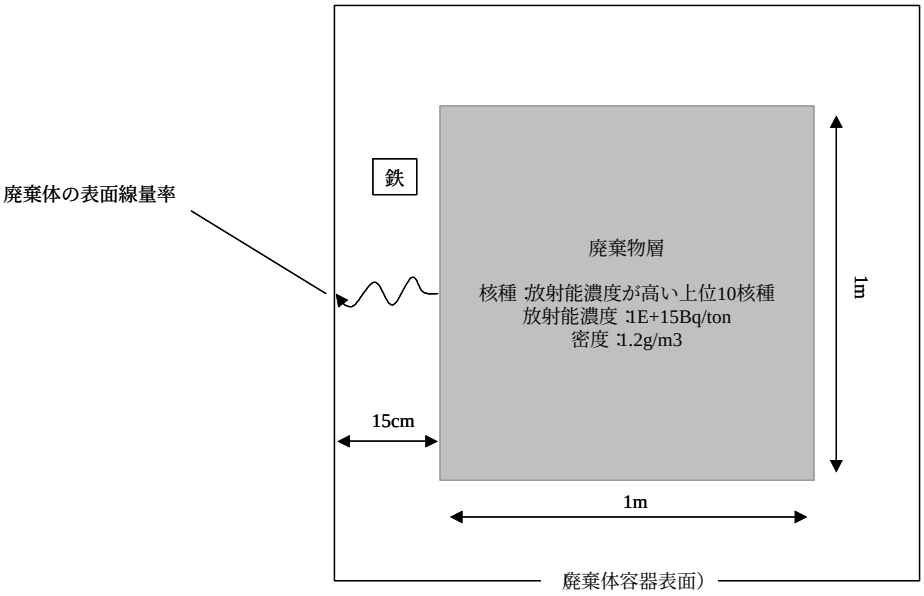



図 3.1.2-2　解析モデル図

（代表核種設定のための遮へい計算）

(b) 結果

3区分した発生機関別の放射能濃度の上位10核種として、表 3.1.2-2に示す核種を選定した。表 3.1.2-2に示した核種に対し放射能濃度 $1\times10^{15}$Bq/m$^3$ を設定した場合の遮へい計算を実施した結果は表 3.1.2-3に示す結果となった。表 3.1.2-3の結果より、Co-60 が廃棄体容器の表面線量率が最も大きな数値を示していることがわかる。

表 3.1.2-2の結果を見ると、Co-60 は3区分した廃棄物の中では放射能濃度が高い核種であることがわかるので、遮へい計算には代表核種として Co-60 を選定した。

表 3.1.2-2 放射能濃度上位 10 核種選定結果

| 順位 | 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 | 放射能濃度 (Bq/ton) | 核種 | 放射能濃度 (Bq/ton) | 核種 | 放射能濃度 (Bq/ton) |
| 1 | Co-60 | 8.2E+13 | Co-60 | 1.9E+13 | Ni-63 | 1.7E+15 |
| 2 | Fe-55 | 1.5E+13 | H-3 | 1.5E+13 | Cs-137 | 1.3E+15 |
| 3 | Ni-63 | 5.5E+12 | Cs-137 | 4.4E+12 | Pu-242 | 1.0E+15 |
| 4 | H-3 | 9.5E+11 | Sr-90 | 2.7E+12 | Co-60 | 1.7E+14 |
| 5 | Mn-54 | 8.2E+11 | Ni-63 | 1.1E+12 | Fe-55 | 8.4E+13 |
| 6 | Sb-125 | 3.5E+11 | Eu-154 | 4.4E+11 | Pu-238 | 6.5E+13 |
| 7 | C-14 | 1.0E+11 | Cm-244 | 1.6E+11 | Am-241 | 2.2E+13 |
| 8 | Nb-94 | 1.0E+11 | C-14 | 9.7E+10 | Sb-125 | 1.6E+13 |
| 9 | Ni-59 | 3.7E+10 | Pu-238 | 4.3E+10 | Ru-106 | 7.1E+12 |
| 10 | Eu-152 | 2.7E+10 | Pu-240 | 4.1E+10 | H-3 | 4.8E+12 |

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 3.1.2-3 廃棄体の表面線量率の結果

| 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 |

**(ii) 1m³容器を対象とした遮へい計算**

(a) 方法

1m³容器（鉄厚 15cm）を用いた場合に輸送規則を満足する廃棄物層から輸送容器表面までの遮へい厚さを設定した。検討は以下の手順に従った。

① 輸送規則を満足する遮へい厚さ検討のための遮へい計算

② 廃棄物の集計結果に基づく最適な遮へい厚さの設定

③ 廃棄体容器の表面線量率の設定

なお②の検討では、3.1.1の集計結果から得られた 200L ドラム換算の廃棄物をそのまま 1m³容器に移し変えた場合の廃棄物層の平均放射能濃度に換算し、その放射能濃度

の 10 倍を 1m$^3$ 容器を用いた場合の最大放射能濃度とした。これは個々の 1m$^3$ 容器廃棄体を見ると放射能濃度にばらつきがあり、平均放射能濃度よりも濃度が大きな廃棄体が存在すると考えられるためである。廃棄体の平均放射能濃度の 10 倍を最大放射能濃度とする点に関しては、第３次中間報告の濃度上限値の設定で同様の考えが用いられている。

ｉ　輸送規則を満足する遮へい厚さ検討のための遮へい計算

図 ３.１.２-3に遮へい計算で用いた解析モデル図を示す。3.1.2（３）（ｉ）遮へいに寄与する代表核種の選定の結果をもとに遮へい計算に用いる線源を保守側に Co-60 とし、1m$^3$ 容器の廃棄物層に与えた。廃棄物層から輸送容器表面までは鉄が存在するものとし、廃棄物層から輸送容器表面までの長さを 5cm 間隔で増加させ、輸送規則を満足するまで感度解析を行った。

輸送規則とは、

- 輸送容器の表面線量率：2mSv/h
- 輸送容器表面から 1m における線量率：0.1mSv/h

廃棄物層に与える Co-60 の放射能濃度は、$1\times10^{10}$Bq/ton から $4.6\times10^{14}$Bq/ton まで原則として１オーダずつ増加させた。また廃棄物層に与える密度に関しては、３.１.１の集計結果をもとに、セメント充てんしたコンクリートなどのセメント系材料の含有率が大きい廃棄物として 2.1ton/m$^3$、溶融金属などの金属類の含有率が大きい廃棄物として 4.1ton/m$^3$ を設定した。また廃棄物層は、セメントで充てんされていることから廃棄物層の組成にはコンクリートを設定した。

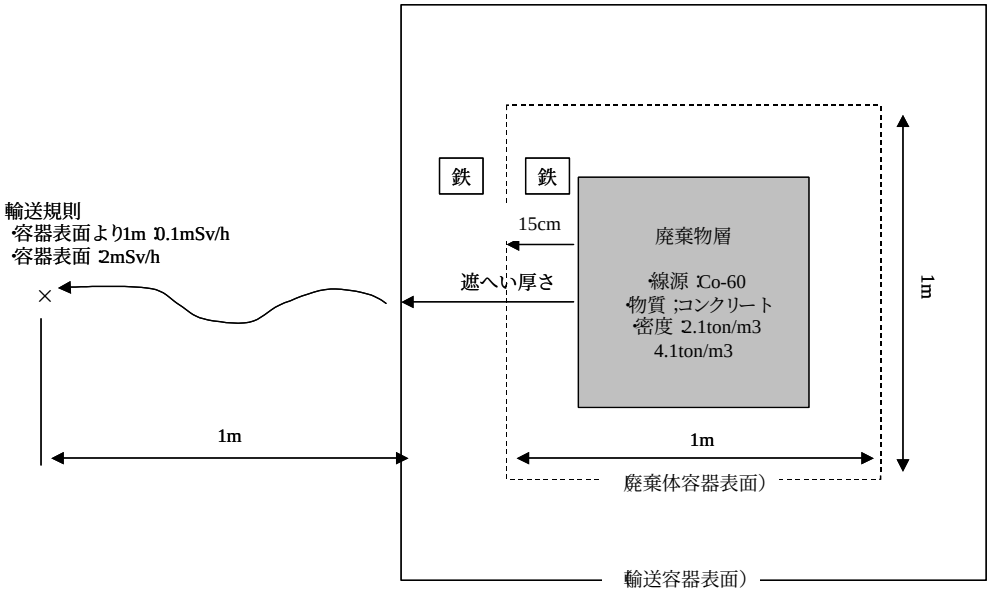



**図 3.1.2-3 解析モデル図（遮へい計算）**

**ii. 廃棄物の集計結果に基づく最適な遮へい厚さの設定**

**3.1.1にて集計した廃棄物の集計結果、**3.1.2 **をもとに、**1m³ **容器に移し変えた場合の廃棄体容器の遮へい厚さと廃棄体の個数のヒストグラムを作成し、ヒストグラムをもとに有効な遮へい厚さを設定した。**

(b) 結果

**i. 遮へい計算結果**

**図 3.1.2-4に廃棄物層の密度を** 2.1ton/m³ **とした場合の廃棄物層の放射能濃度と輸送規則を満足する遮へい厚さの関係を示す。また図 3.1.2-5に廃棄物層の密度を** 4.1ton/m³ **とした場合の廃棄物層の放射能濃度と輸送規則を満足する遮へい厚さの関係を示す。**

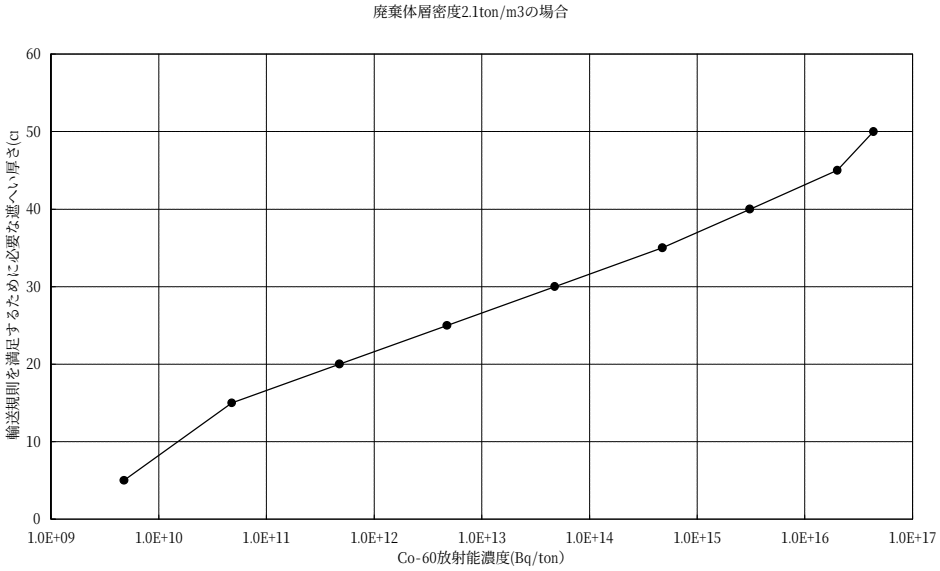



**図 3.1.2-4 放射能濃度と輸送規則を満足する遮へい厚さの関係**

**（廃棄物層の密度 2.1ton/m³ の場合）**

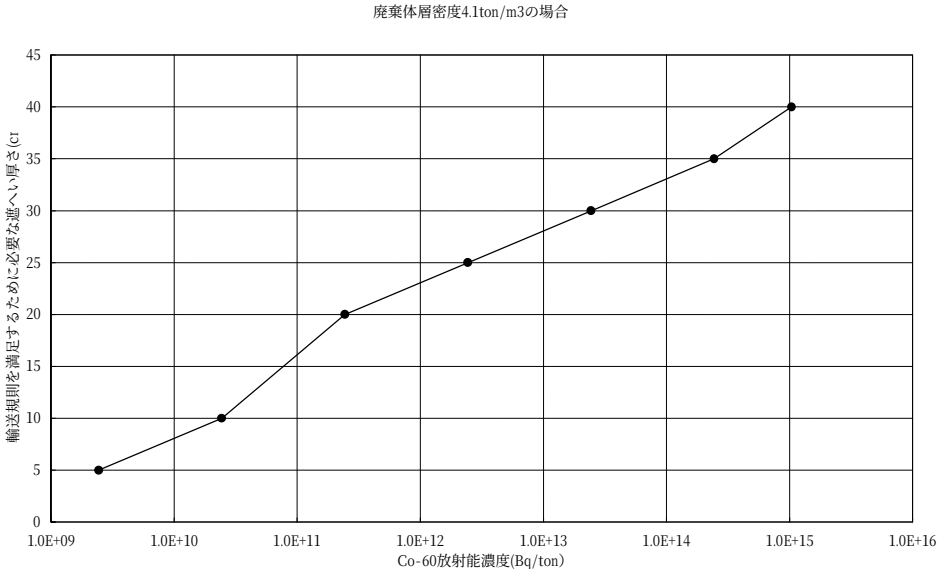



**図 3.1.2-5 放射能濃度と輸送規則を満足する遮へい厚さの関係**

**（廃棄物層の密度 4.1ton/m³ の場合）**

**ii. 容器の遮へい厚さの設定**

**3.1.1で集計した 200L ドラム缶換算の廃棄物を、200L ドラム缶から 1m³ 容器に移し変えた場合を想定した。3.1.2（3）（ii） i 輸送規則を満足する遮へい厚さ検討の**

ための遮へい計算では、セメント系材料の含有率が大きい廃棄物には廃棄物層の密度を2.1ton/m$^3$で代表させ、金属廃棄物を含むセメント系材料の含有率が小さい廃棄物に関しては廃棄物層の密度を4.1ton/m$^3$で代表させた。対象とする廃棄物層の密度は、2.1ton/m$^3$～4.1ton/m$^3$の範囲にばらついている。セメント系材料の含有率が多い廃棄物として廃棄物層の密度が3.0ton/m$^3$以下の廃棄物、セメント系材料の含有率が少なく金属類の含有率が多い廃棄物として3.0ton/m$^3$以上の廃棄物を割り振った。廃棄物と充てん材の平均放射能濃度を10倍した濃度を廃棄体の最大放射能濃度として考え、それぞれの密度に対し輸送規則を満足するために必要な遮へい厚さを図３.１.２-4、図３.１.２-5を基に設定し、遮へい厚さと廃棄体の個数のヒストグラムをとった。

ヒストグラムの結果を図３.１.２-6に示す。遮へい厚さを35cm必要とする廃棄物は最も頻度が大きく廃棄物全体の44.7%を占めている。遮へい厚さを40cm以上必要とする廃棄物は、廃棄物全体の0.4%に相当する12体であるので、これらの遮へい厚さを必要とする廃棄物に合わせて遮へい厚さを設定するとその他の遮へいを必要としない廃棄物に対しても過剰な遮へいをすることになり経済的ではない。遮へい厚さを35cmとした場合には、廃棄物全体の99.6%が輸送規則を満足することになるので輸送容器までの遮へい厚さを35cmに設定する。

遮へい厚さを35cmとした場合に輸送容器に求められる厚さは20cmとなる。また輸送規則を満足するために35cmよりも厚い遮へいを必要とする廃棄物に関しては、廃棄体容器の内側に必要な厚さの遮へい板を設置することとする。

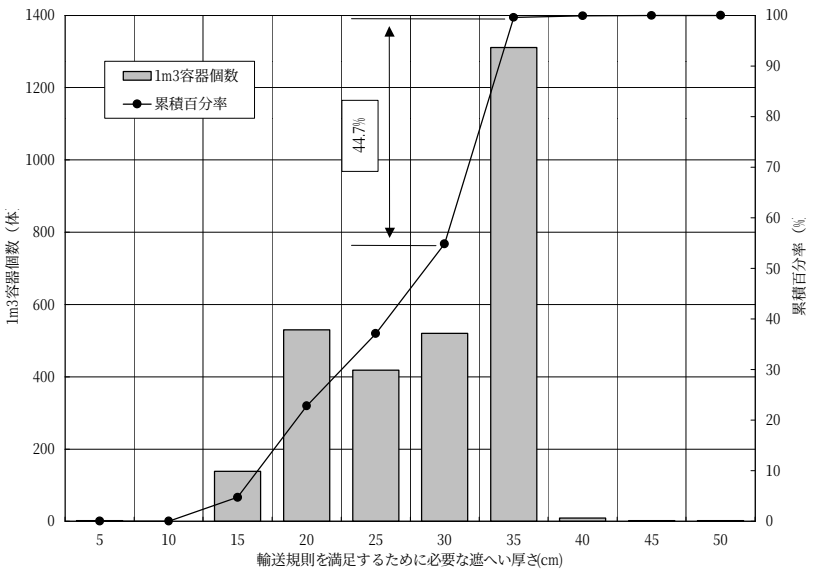



**図 3.1.2-6 輸送規則を満足するために必要な遮へい厚さと廃棄体個数のヒストグラム**

**iii. 廃棄体容器の表面線量率の設定**

**図 3.1.2-4、図 3.1.2-5の結果から、輸送容器までの遮へい厚さとして 35cm 必要となる Co-60 の最大放射能濃度と廃棄体容器の表面線量率を表 3.1.2-4に示す。図 3.1.2-4、図 3.1.2-5の遮へい計算は、廃棄物層の最大放射能濃度を原則として１オーダずつふった結果であることを考え、廃棄体の表面線量率として大きめの値を設定し 443mSv/h をまるめて 500mSv/h を設定する。**

**表 3.1.2-4 遮へい厚さを 35cm 必要とするケースの廃棄体容器の表面線量率**

| 廃棄物層の密度 (ton/m$^3$) | 最大放射能濃度*1 (Bq/ton) | 廃棄体容器の表面線量率 (mSv/h) |
|---|---|---|
| 2.1 | $4.8\times10^{14}$ | 443 |
| 4.1 | $2.4\times10^{14}$ | 221 |

注） *1：線源は全量 Co-60 である。

**廃棄体容器の表面線量率を低下させるためには、廃棄体容器の厚さを厚くする必要がある。図 3.1.2-7に示した Co-60 の遮へい厚さと 1cm 線量当量透過率の関係から例えば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）に記載される廃棄体の表面線量率である 10mSv/h まで廃棄体容器の表面線量率を低下させるとすれば、廃棄体容器の遮へい厚さは 24cm 必要となり、輸送容器の遮へい厚さは 11cm となる。**

しかし再利用可能な輸送容器よりも再利用不可能な廃棄体容器の厚さの方が 2.2 倍厚いことになり経済的ではないので、あえて廃棄体容器の厚さを厚くすることはしないこととした。このため廃棄体の取り扱い時には遠隔操作が必要となる。

また廃棄物の中には既にプラスチック固化体、もしくはアスファルト固化体に処理されてしまっている廃棄物がある。相当する廃棄物と 200L ドラム換算の平均放射能濃度、廃棄体個数を以下に示す。

・JNC 東海事業所　操業廃液　$2.0\times10^{9}$ Bq/ton

（最大放射能濃度　$2.0\times10^{10}$ Bq/ton）

・原研　東海研究所　操業廃液　$2.2\times10^{11}$ Bq/ton

（最大放射能濃度　$2.2\times10^{12}$ Bq/ton）

注）放射能濃度は推定値であり、今後変化し得る。

これらの廃棄物については、操業時には $1m^3$ 容器と同じ外寸法のラックに 200L ドラム缶を収納するので、200L ドラム缶の表面線量率を設定する。200L ドラム缶の表面線量率が 500mSv/h となる廃棄物層の放射能濃度を廃棄物層の密度 $1.3g/cm^3$、廃棄物層に設定する線源が Co-60 の条件のもと計算した結果、廃棄物層の放射能濃度は $1.17\times10^{12}Bq/m^3$ となることがわかった。この結果をもとに、上記２種類の廃棄物について比較すると、200L ドラム缶表面の表面線量率は、以下の様に推定される。

JNC 東海事業所　操業廃液　3.97mSv/h

原研　東海研究所　操業廃液　670mSv/h

注）放射能濃度は推定値であり、今後変化し得る。

JNC 東海事業所の操業廃液と原研東海事業所の操業廃液は、ラック１個当たりに４個 200L ドラム缶を収納するとすれば、JNC 分が 50 体、原研分は 9 体のラックが必要となる。ラックを使用する多くの廃棄物の表面線量率は $1m^3$ 容器の表面線量率より低い。

表面線量率が低い JNC 東海事業所の操業廃液の廃棄体容器の表面線量率は 500mSv/h より低い値である。原研東海研究所のアスファルト固化体に関しては、500mSv/h よりも大きな表面線量率である。$1m^3$ 容器の表面線量率に 500mSv/h を設定したため設備設計等に対

**しては、500mSv/h を超える廃棄物については対応が必要であり、原研東海研究所のアスファルト固化体に関しては廃棄体の数量が少ないことからラックに必要な遮へい板を設置することで対応する。「核燃料施設遮へい安全ガイド資料　Q&A 編」[1)]によれば、表面線量率を 500mSv/h（74%以下（500/670=74.8））に低下させるためには 3cm の厚さの鉄が必要である（図 3.1.2-7参照）ので表面線量率が大きい原研東海研究所のアスファルト固化体に関しては、ラックに 3cm の遮へい板を設置する。**

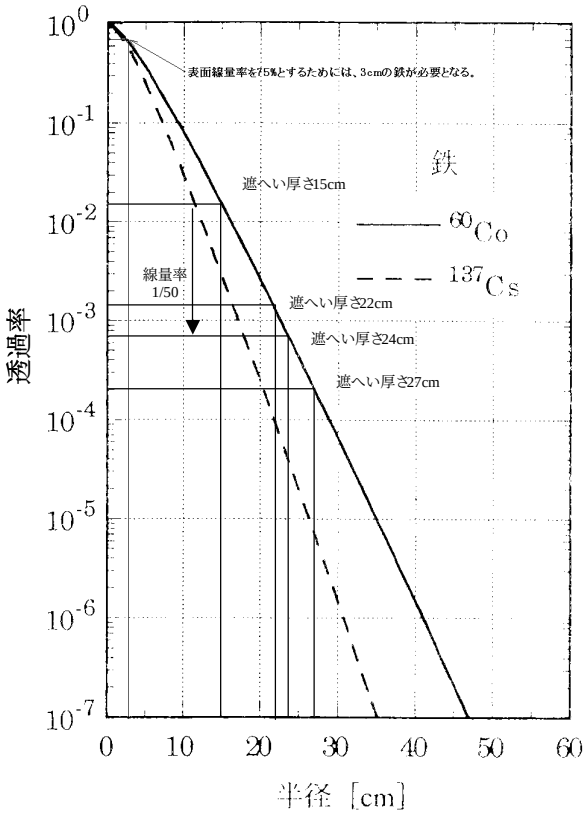



**図 3.1.2-7　Co-60 線源の 1cm 線量当量透過率（材質：鉄）**

**（4）** 廃棄体個数

**（3）までの検討結果より発生する 1m³容器廃棄体とラックの個数を表 3.1.2-5に示す。廃棄体の総発生個数は 1m³容器 2890 体、ラック 59 体である。処分場の操業期間を 30 年とすると、年間 1m³容器 97 体、ラック 2 体の合計 99 体が年平均発生する。**

**表 3.1.2-5 1m³容器、ラックの発生個数**

| 機関 | | 事業所 | 廃棄体容器 | 廃棄体個数（個） | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | 操業 | 解体 | 合計 |
| 核燃料サイクル開発機構 | | 東海事業所 | 1m3容器 | 59 | 14 | 73 |
| | | | ラック | 50 | 0 | 50 |
| | | 大洗工学センター（α系） | 1m3容器 | 99 | 171 | 270 |
| | | 大洗工学センター（βγ系） | 1m3容器 | 381 | 57 | 438 |
| | | 新型転換炉ふげん発電所 | 1m3容器 | 29 | 171 | 200 |
| | | 高速増殖炉もんじゅ建設所 | 1m3容器 | 19 | 247 | 266 |
| 日本原子力研究所 | | 大洗研究所 | 1m3容器 | 526 | 336 | 1473 |
| | | 東海研究所 | 1m3容器 | 611 | | |
| | | | ラック | 9 | 0 | 9 |
| 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 | 1m3容器 | 0 | 2 | 2 |
| | 京都大学 | 原子炉実験所 | 1m3容器 | 1 | 1 | 2 |
| 使用施設 | 日本核燃料開発㈱ | ホットラボ施設 | 1m3容器 | 62 | 62 | 124 |
| | ニュークリア・ディベロップメント㈱ | 燃料ホットラボ施設 | 1m3容器 | 16 | 20 | 36 |
| | 日立エンジニアリング㈱ | 王禅寺事業所 | 1m3容器 | 0 | 5 | 5 |
| | ㈱東芝 | 研究炉管理センターTTR | 1m3容器 | 0 | 1 | 1 |
| 合計 | | | 1m3容器 | 1803 | 1087 | 2890 |
| | | | ラック | 59 | 0 | 59 |

注）集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

**（5）** 廃棄体重量

**1m³容器の重量（空）** 9.3ton

**1m³容器の重量（廃棄物込み）** 13.4ton

**（廃棄物密度** 4.1ton/m³**：金属廃棄物を含む廃棄物）**

17.1ton**（廃棄物密度** 7.8ton/m³**：鉄）**

**（6）** 廃棄体発生量（年度展開）

**本検討では廃棄物の発生時期に関しては、以下の様に設定した。**

- JNC**：「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、処理施設の更新時期についても考慮した。**
- **原研：**JNC **とほぼ同時期の平成** 22 **年度より処理が始まるとして、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・使用施設：操業廃棄物に関しては、**50 **年間予測量に従い年平均発生量を与える。解体廃棄物に関しては、施設の解体時期が分かっている施設に関しては、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を行い廃棄体と**

する。施設の解体時期が分かっていない施設に関しては、原子炉の寿命として50年を考え、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処理を行い廃棄体とする。

上記の設定を行うために設定した条件を以下に示す。

- 廃棄体の発生開始時期：JNC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。ここでは、実現可能な処分場の操業期間を考えることとした。TRU廃棄物処分概念検討書[2)]によれば、25年間の操業期間を設定しており、本研究では25年間をまるめて30年間の操業期間を設定する。
  TRU廃棄物処分概念検討書では200Lドラム缶で226003本の廃棄物を対象としている。本研究では、200Lドラム缶で15018本の廃棄物を対象としているので廃棄物発生量の点からは十分処分可能と考えられる。
- 処分場の操業開始時期：結果として平成40年度となった。

図 ３.１.２-8に設定した年度別の発生量を示す。

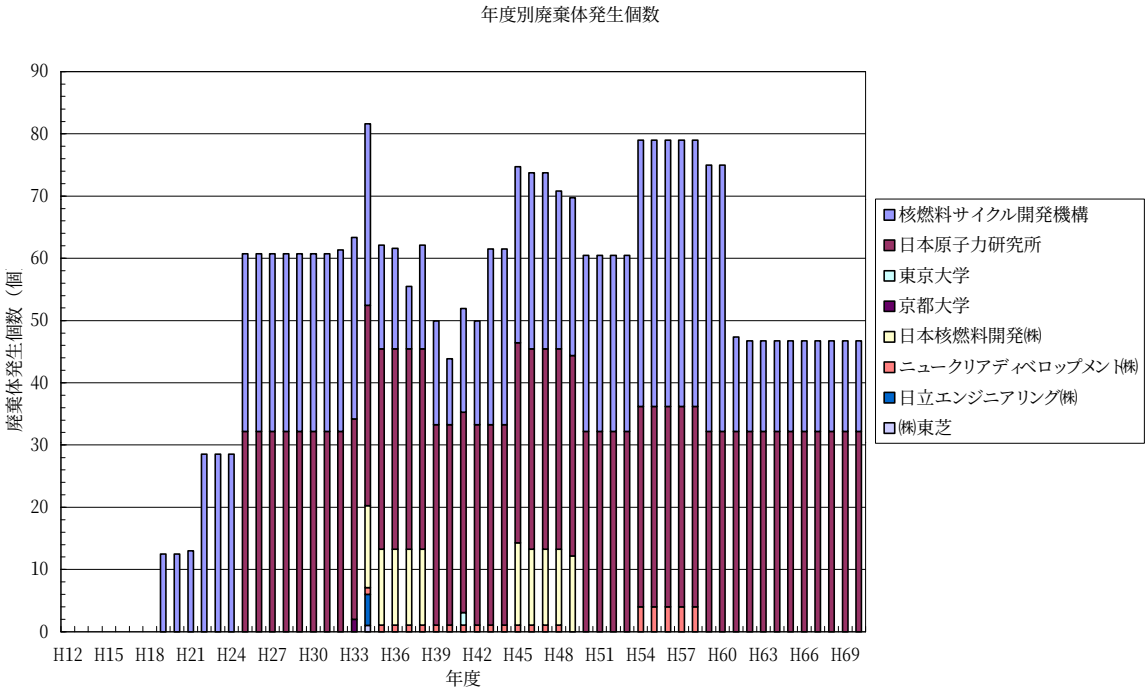



**図 3.1.2-8 廃棄体の発生年度発生量**

注) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

（7） 放射能濃度、放射能量

**3.1.1に示した200Lドラム缶の本数と放射能量をもとに、200Lドラム缶に収納する廃棄物及びセメント充てん材の割合を変えずに1m³廃棄体容器に収納することとした。**

（8） 輸送容器の寸法

**遮へい計算結果より、輸送容器の遮へい厚さを20cmとする。また、形状は、図 3.1.2-1に示す原子力バックエンド部会第１４回夏期セミナー資料と同じとする。**

（9） 考察

**廃棄体容器の仕様については、本検討では200Lドラム缶以外の廃棄体容器を考え、原子力学会バックエンド部会第１４回夏期セミナー資料に示されている1m³容器をもとに検討を行った。その結果、埋設施設の概念設計を行うための廃棄体の発生数、輸送容器の遮へい厚さについて設定することができた。一方廃棄体容器の大きさに対する最適化については、本検討では実施していないコスト面からの検討が必要であり、その検討を行うためには廃棄物の大きさに関するデータも必要となると考えられる。**

＜参考文献＞

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（受託研究）、JEARI-Review 96-002

2) JNC：TRU 廃棄物処分概念検討書、JNC TY1400 2000-001

### ３．１．３　廃棄体処理及び固型化方法の妥当性の検討

「3.1.1 発生廃棄体特性分類」においては、各機関がそれぞれ設定した（一部処理方法未定の機関については本検討において類似する廃棄物の処理方法を設定した）廃棄物処理方法を基に廃棄体化された状態を設定した。

設定された処理方法は、基本的にはピット処分相当廃棄物の処理方法を前提に置いている。すなわち、廃液等の均質・均一固化体の処理方法を基本としたセメント固化、アスファルト固化及びプラスティック固化と、雑固体等の充てん固化である。

これらの各機関／事業所等で設定している廃棄物の処理方法と、現在六ヶ所埋設センターにて実際に処分されているピット処分相当の廃棄物の処理方法／基準等を比較し、その対応を整理したものを表 ３．１．３-1に示す。

## 表 3.1.3-1(1) 余裕深度処分廃棄物の廃棄体技術基準に係わる考え方

| 項 目 | 関連条文等 | 廃棄体技術基準 | 充填固化体の廃棄確認における考え方 | 余裕深度処分廃棄物の廃棄確認における対応 |
|---|---|---|---|---|
| (ｲ)固型化材料 | 埋設告示<br>第4条第3項第1号 | 固型化材料は、日本工業規格 JIS R5210 (1992)若しくは JIS R5211 (1992)に定めるセメント又はこれらと同等以上の品質を有するセメントであること。 | JIS 規格又はこれと同等以上であることを納品書及び成績書で確認する。<br>セメントの JIS 規格(JIS R5210，5211)では、セメントの品質として下記の項目が規定されている。<br>・ 比表面積<br>・ 凝結（開始、終結時間）<br>・ 安定性<br>・ 圧縮強さ<br>・ 水和熱<br>・ 化学組成 | 充填固化体の確認方法をそのまま適用する。<br>JIS の改訂を考慮しても、同等以上の品質を有することが確認できるようにする必要がある。 |
| (ﾛ)容 器 | 埋設告示<br>第4条第3項第2号 | 容器は、日本工業規格 JIS Z1600 (1993)に定める金属製容器又はこれと同等以上の強度及び密封性を有するものであること。 | JIS 規格又はこれと同等以上であることを<br>①納品書及び成績書及び製作記録<br>②品質に関する確認ができる納品書及び成績書及び製作記録<br>③圧出表示及び製作記録<br>のいずれかの方法にて確認する。<br>ただし、使用経験のない容器を使用する場合は、製作記録は必要ない。 | 余裕深度処分廃棄物の特性を考慮した評価方法を適用する必要がある。<br>JIS の改訂を考慮しても、同等以上の品質を有することが確認できるようにする必要がある。<br>なお、放射線遮へい等の観点より、JIS 規格以外の容器を用いることが想定されるので、埋設時の条件を想定し、これら容器の性能（強度、密封性）を形態ごとに実証試験等で確認するか、余裕深度処分廃棄物に係わる「標準的な廃棄体の製作方法」を作成し、その中でマニュアル化することにより所定の性能が確保できる必要がある。 |

表 3.1.3-1(2) 余裕深度処分廃棄物の廃棄体技術基準に係わる考え方

| 項 目 | 関連条文等 | 廃棄体技術基準 | 充填固化体の廃棄確認における考え方 | 余裕深度処分廃棄物の廃棄確認における対応 |
|---|---|---|---|---|
| (ハ)一体となるような充填 | 埋設告示<br>第４条第３項<br>第3号 | 固型化に当たっては、あらかじめ均質に練り混ぜた固型化材料若しくは固型化材料及び混和材を容器内の放射性廃棄物と一体となるように充填すること。<br>この場合において、容器内に有害な空げきが残らないようにすること。 | 「充填固化体の標準的な製作方法」に従って製作していることにより確認する。<br>人手作業（廃棄物の分別・収納作業）は、作業内容がマニュアルとして明文化され、これが発電所の品質管理体型の中に適切に位置づけられていることを前提として、製作記録等により次のことを確認する。<br>・ 実務経験等に基づき選任された管理責任者により作業管理が行われていること。<br>・ 定期的に教育、訓練を受けた作業員により作業が実施されていること。<br>人手作業以外の必要なデータ等は、次の記録で確認する。<br>・ 製作データ（難溶融物の供給割合、練り混ぜ後の経過時間等）：製作記録<br>・ 運転データ（圧縮圧力、溶融温度・時間、計量精度、注入速度等）：定期検査表<br>・ 各原材料の品質：納品書、成績書<br><br>また流動性の確認は、廃棄体毎に固型化材料等の流動性を測定したデータ、又は廃棄体毎に流動性への影響因子（各原材料の品質、投入量、練り混ぜ方法等）を管理したデータ等のいずれかにより確認する。なお、後者の場合には、管理したデータ等の妥当性を事前検査表にて確認する。 | 余裕深度処分廃棄物の特性を考慮した評価方法を適用する必要がある。<br>本基準は、「放射性廃棄物が固型化材料等によって固型化され、更に容器と一体となるような状態を規定したもの」であり、廃棄体内部の空隙を低減するような廃棄体の製作を行うことで、本基準が達成できるという充填固化体での考え方が踏襲できる。しかしながら線量レベルの増加に伴い、その確認方法について以下のような措置をとる必要がある。<br>①人手作業の対応<br>余裕深度処分廃棄物に係わる「標準的な廃棄体の製作方法」を作成する。人手作業に係わる廃棄物の分別、収納作業の実施が困難となるため、廃棄物の特性を考慮した遠隔操作、自動化等による分別、収納作業のマニュアル化を図る。なおこの場合、廃棄物の大型化に伴う処理対応についても考慮する。<br>②流動性の確認方法<br>流動性の確認については、充填固化体と同様の方法を準用する。 |
| (ニ)有害空隙 | | | 養生終了後の上部空隙が10%以下であることを、廃棄体の製作記録での測定結果より確認する。 | 余裕深度処分廃棄物の特性を考慮した評価方法を適用する必要がある。<br>埋設時の条件を想定した場合の有害な空隙となる上部空隙量を規定し、廃棄体の製作記録結果より、規定値を下回っていることを確認する必要がある。 |

表 3.1.3-1(3) 余裕深度処分廃棄物の廃棄体技術基準に係わる考え方

| 項　目 | 関連条文等 | 廃棄体技術基準 | 充填固化体の廃棄確認における考え方 | 余裕深度処分廃棄物の廃棄確認における対応 |
|---|---|---|---|---|
| (ホ)放射能濃度 | 埋設規則<br>第８条第２項<br>第2号 | 放射能濃度が申請書等に記載した最大放射能濃度を超えないこと。 | 核種に応じた確認方法を適用している。<br>確認方法としては、以下の手法を用いている。<br>・　非破壊外部測定<br>・　key 核種とのSF法による確認<br>・　理論計算法<br>・平均値法 | 余裕深度処分廃棄物の特性を考慮した評価方法を適用する必要がある。<br>余裕深度処分廃棄物の放射能濃度を政令基準として反映させる。<br>なお放射能濃度の確認については、Cl、Ca 等、余裕深度処分廃棄物において新たに想定する必要がある核種の濃度算定方法を確立する必要がある。 |
| (ヘ)表面密度限度 | 埋設規則<br>第８条第２項<br>第3号 | 表面の放射性物質の密度が第１４条の第1号ハの表面密度限度の十分の一を超えないこと。<br>(表面密度限度の十分の一)<br>α線放出核種：0.4Bq/cm2<br>α線を放出しない核種：4Bq/cm2 | スミア測定（βγ核種のみ）による測定記録により確認する。 | 余裕深度処分廃棄物の特性を考慮した評価方法を適用する必要がある。<br>充填固化体と同様に確認する。ただし、余裕深度処分廃棄物の特性を考慮し、α核種の汚染確認を行わない理由についての検討を行う必要がある。 |
| (ト)健全性を損なう物質 | 埋設規則<br>第８条第２項<br>第4号 | 廃棄体の健全性を損なうおそれのある物質として長官の定める物質を含まないこと。<br>(埋設告示第5条)<br>一　爆発性の物質又は水と接触したときに爆発的に反応する物質<br>二　揮発性の物質<br>三　自然発火性の物質<br>四　廃棄体を著しく腐食させる物質<br>五　多量にガスを発生させる物質 | 「充填固化体の標準的な製作方法」を遵守することにより、当該物質の混入の可能性はないとしている。ただし、万全を期するため、分別作業に際して下記のいずれかの作業指示を行っている。<br>・多量の油類や多量の有機溶剤を除去対象物として指定する。<br>・残留する液状物質を抜き取ることを規定する。<br>上記事項の確認方法は、人手作業（廃棄物の分別・収納作業）の内容がマニュアルとして明文化され、これが発電所の品質管理体型の中に適切に位置づけられていることを前提として、製作記録、選任記録等により次のとおりとする。<br>・　実務経験等に基づき選任された管理責任者により作業管理が行われていること。<br>・　定期的に教育、訓練を受けた作業員により作業が実施されていること。 | 余裕深度処分廃棄物の特性を考慮した評価方法を適用する必要がある。<br>本基準は、廃棄体の健全性を損なうおそれのある物質として廃棄体に含むことを防止するために定めたものであり、「充填固化体の標準的な製作方法」を遵守することにより、本基準が達成できるという充填固化体での考え方が踏襲できる。しかしながら線量レベルの高騰に伴い、その確認方法について以下のような対処法をとる必要がある。<br>・　余裕深度処分廃棄物に係わる「標準的な廃棄体の製作方法」を作成する。すなわち高線量下における人手作業に係わる廃棄物の分別、収納作業の実施が困難となるため、廃棄物の特性を考慮した遠隔操作、自動化による分別、収納作業のマニュアル化を図る。なおこの場合、廃棄物の大型化に伴う処理対応についても考慮する。 |

表 3.1.3-1(4) 余裕深度処分廃棄物の廃棄体技術基準に係わる考え方

| 項 目 | 関連条文等 | 廃棄体技術確認 | 充填固化体の廃棄確認における考え方 | 余裕深度処分廃棄物の廃棄確認における対応 |
|---|---|---|---|---|
| (ﾁ)耐埋設荷重 | 埋設規則<br>第8条第2項第5号 | 埋設された場合において受けるおそれのある荷重に耐える強度を有すること。 | 「充填固化体の標準的な製作方法」に従い、<br>・ 強度の高い廃棄物のみを容器に収納して固型化すること<br>・ 容器の内側にモルタルの強化帯（内張り層）を設けること<br>のいずれかを適用することにより、埋設荷重に対して十分な強度を有するとしている。<br>「充填固化体の標準的な製作方法」に従っていることにより確認する。<br>人手作業（廃棄物の分別・収納作業）は、作業内容がマニュアルとして明文化され、これが発電所の品質管理体型の中に適切に位置づけられていることを前提として、製作記録等により次のことを確認する。<br>・ 実務経験等に基づき選任された管理責任者により作業管理が行われていること。<br>・ 定期的に教育、訓練を受けた作業員により作業が実施されていること。<br>なお、内張り層を設けるための容器や内籠の仕様については、納入者の納品書、成績書、図面等の記録により確認する。 | 余裕深度処分廃棄物の特性を考慮した評価方法を適用する必要がある。<br>本基準は廃棄体が埋設された時に受ける荷重による圧壊を防止するために定めたものである。その確認方法については、以下のような対象法がある。<br>余裕深度処分廃棄物に係わる「標準的な廃棄体の製作方法」を作成し、その中でマニュアル化することにより所定の性能が確保できるとするか、もしくは実証試験等に基づく容器形態ごとの検討書により、埋設時の条件を想定した場合の耐埋設荷重を有していることを確認する。 |
| (ﾘ)著しい破損 | 埋設規則<br>第8条第2項第6号 | 著しい破損がないこと。 | 著しい破損を定量化し、該当しないことを目視により確認する。<br>・ 廃棄体から廃棄物が漏出又は露出している。<br>・ 廃棄体の表面の劣化が認められる。<br>・ 廃棄体の運搬上支障がある変形がある。 | 充填固化体の確認方法をそのまま適用する。 |

表 3.1.3-1(5) 余裕深度処分廃棄物の廃棄体技術基準に係わる考え方

| 項 目 | 関連条文等 | 廃棄体技術基準 | 充填固化体の廃棄確認における考え方 | 余裕深度処分廃棄物の廃棄確認における対応 |
|---|---|---|---|---|
| (ヌ)放射性廃棄物を示す標識 | 埋設規則<br>第8条第2項第7号 | 容易に消えない方法により、廃棄体の表面の目につきやすい箇所に放射性廃棄物を示す標識及び当該廃棄体の表面における線量当量率が長官の定める線量当量率を超える場合にあっては長官の定める標識を付け、並びに当該廃棄体に関して前条第1項第1号の申請書に記載された事項と照合できるような整理番号を表示したものであること。 | 目視により確認する。 | 充填固化体の確認方法をそのまま適用する。 |
| (ル)表面線量当量率を示す標識 | | | 表面における線量当量率の測定記録の確認と目視により確認する。 | 充填固化体の確認方法をそのまま適用する。 |
| (ヲ)整理番号 | | | 目視により確認する。 | 充填固化体の確認方法をそのまま適用する。 |

表 3.1.3-1(6) 余裕深度処分廃棄物の廃棄体技術基準に係わる考え方

| 項目 | 関連条文等 | 廃棄体技術基準 | 充填固化体の廃棄確認における考え方 | 余裕深度処分廃棄物の廃棄確認における対応 |
|---|---|---|---|---|
| (ﾜ)発生後6ヶ月以上経過 | 廃棄物埋設事業変更許可申請書 | ハ　廃棄物埋設<br>(1)　埋設する廃棄体<br>埋設設備に埋設を行う廃棄体は、原子力発電所の運転に伴い発生する放射性物質及び本施設の操業に伴って付随的に発生する放射性廃棄物であって、固体状のものであり、あらかじめ廃棄物の分別・処理を行ったものをセメント系充てん材を用いて容器に固型化したものであり、受入れ時においてこれらの廃棄体に含まれる放射性物質は原子力発電所で発生後6ヶ月以上経過しており、かつ廃棄体の表面線量当量率は 10mSv/h を超えないものである。 | 運転記録により確認する。 | 余裕深度処分廃棄物の特性を考慮した評価方法を適用する必要がある。<br>発熱、放射線分解に伴うガス発生事象の影響を考慮しても、現行の貯蔵期間で問題のないことを確認する必要がある。 |
| (ｶ)10mSv/hを超えないこと | | | 測定記録により確認する。 | 余裕深度処分廃棄物の特性を考慮した評価方法を適用する必要がある。<br>表面線量当量率の上昇が予想されるため、以下の対策により対応する必要がある。<br>・　廃棄体容器の遮へい機能を向上させることにより、廃棄体の表面線量当量率が妥当な値（本検討では 500mSv/h）を超えないようにする。 |
| (ﾖ)除去物質 | | ハ　廃棄物埋設<br>(1)　埋設する廃棄体<br>(iii)　廃棄物の分別・処理方法<br>セメント系充てん材が、容器の内部に充てんされ易くなるように、廃棄物を分別し、必要に応じて、廃棄物の切断、圧縮、溶融処理を行う。なお、焼却可能な可燃物は除去し、アルミニウム製品は除去又は鉄と溶融処理し、鉛製品は除去する。 | 「充填固化体の標準的な製作方法」に従って分別作業がなされていることを確認する。<br>人手作業（廃棄物の分別・収納作業）は、作業内容がマニュアルとして明文化され、これが発電所の品質管理体型の中に適切に位置づけられていることを前提として、製作記録等により次のことを確認する。<br>・　実務経験等に基づき選任された管理責任者により作業管理が行われていること。<br>・定期的に教育、訓練を受けた作業員により作業が実施されていること | 余裕深度処分廃棄物の特性を考慮した評価方法を適用する必要がある。<br>「充填固化体の標準的な製作方法」を遵守することにより、本基準が達成できるという充填固化体での考え方が踏襲できる。しかしながら線量レベルの高騰に伴い、その確認方法について以下のような対処法をとる必要がある。<br>・　余裕深度処分廃棄物に係わる「標準的な廃棄体の製作方法」を作成する。すなわち高線量下における人手作業に係わる廃棄物の分別、収納作業の実施が困難となるため、廃棄物の特性を考慮した遠隔操作、自動化等による分別、収納作業のマニュアル化を図る。 |

### ３.１.４　使用済み線源の処分概念検討

使用済み線源（RI 協会発生分）に関して、技術基準への適合性を考慮した廃棄体作成方法概念の検討を実施した。

（１）　使用済み線源の保管量及び処理／処分方法案

H12 年度「一般的地下利用に十分余度を持った深度の処分場概念の検討」（核燃料サイクル開発機構）によれば、RI 協会におけるβγ使用済み線源及びα使用済み線源の保管量、今後 10 年間に発生する年間発生量及び処理処分方法案は表及びに示すとおりである。また、代表的な線源の形状・寸法は図　３.１.４-1～図　３.１.４-4 に示すとおりである。

現在想定されているβγ使用済み線源の廃棄体形状は以下に示すとおりである。

① 使用済み線源は核種ごとにステンレス円筒容器（直径約 120mm、高さ約 500mm）に不活性ガスとともに封入する。

② 封入容器 1 本当たりの重量は約 30kg、放射性物質は Co-60 で約 1PBq、Cs-137 で約 200TBq と予想される。

③ 封入容器は、RI 協会製γ線源用 B 型輸送容器（図　３.１.４-5）にて処分場まで輸送し、保護容器を取り除いた後、遮へい容器のみの形で定置する。この遮へい容器自身を廃棄体とするが、廃棄体を受け入れる処分施設の受入基準・施設基準等、今後の検討状況を反映し廃棄体形態は対応可能なものとする。

**表 3.1.4-1 RI 協会におけるβγ使用済み線源の保管量、年間発生予測量及び処理／処分方法案**

| 線源の種類 | 半減期 | 放射能 | RI 協会保管量[*1] (線源の個数) | 年間発生予測量[*1] (線源の個数) | 処理・処分方法案 |
|---|---|---|---|---|---|
| Co-60 | 5.27 年 | 37GBq 以下 | 1,000 | 200 | ステンレス密閉容器（容量約6リットル）[*2]に不活性ガスと供に収納し、高レベル放射性廃棄物相当して処分。<br>ステンレス容器本数：10 本（現在保管量からの推定値）<br>容器 1 本当りの放射能：約 1PBq、重量：約 30kg/本 |
| | | 37GBq 超－370GBq 以下 | 40 | 80 | |
| | | 370GBq 超－3.7TBq 以下 | 100 | 400 | |
| | | 3.7TBq 超－37TBq 以下 | 300 | 30 | |
| Cs-137 | 30.07 年 | 37GBq 以下 | 900 | 100 | ステンレス密閉容器（容量約6リットル）[*2]に不活性ガスと供に収納し、高レベル放射性廃棄物相当して処分。<br>ステンレス容器本数：2 本（現在保管量からの推定値）<br>容器 1 本当りの放射能：約 200TBq、<br>重量：約 30kg/本 |
| | | 37GBq 超－370GBq 以下 | 40 | 10 | |
| | | 370GBq 超－3.7TBq 以下 | 30 | 10 | |
| | | 3.7TBq 超－37TBq 以下 | 6 | 2 | |
| Ir-192 | 73.83 日 | 370MBq 以下 | 20,000 | 3,000 | 減衰後、低レベル放射性廃棄物相当として処分。<br>使用済み線源の容積：200 リットル[*3] |
| | | 370MBq 超－37GBq 以下 | 1,000 | 1,000 | |
| | | 37GBq 超－370GBq 以下 | 700 | 2,000 | |
| Kr-85 | 10.76 年 | 370MBq 以下 | 500 | 10 | RI 協会内で現在検討中。<br>使用済み線源の容積：100 リットル[*3] |
| | | 370MBq 超－37GBq 以下 | 100 | 100 | |
| H-3 | 12.33 年 | 37GBq 超－370GBq 以下 | 100 | 10 | RI 協会内で現在検討中。<br>使用済み線源の容積：10 リットル[*3] |
| | | 3.7TBq 超－37TBq 以下 | ― | | |

**（集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。）**

**注）　＊1：表中の数量は海外返却予定分を含まない。**

**＊2：ステンレス容器の外形寸法　直径約 120mm、高さ約 600mm（収納容量；約４リットル）**

**＊3：遮へい体を含まない現在の使用済み線源容積**

**表 3.1.4-2　RI 協会におけるα使用済み線源の保管量、年間発生予測量及び処理／処分方法案（中性子線放出核種を含む）**

| 線源の種類 | 半減期 | 放射能 | RI 協会保管量*1 (線源の個数) | 年間発生予測量*1 (線源の個数) | 容積*2 (リットル) | 処理・処分方法案 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| Am-241 | 432.2 年 | 370MBq 以下 | 2,000,000 | 100,000 | 4,000 | TRU 廃棄物と併せて、原子力委員会で検討中。 |
| | | 370MBq 超－37GBq 以下 | 200 | 20 | 100 | |
| Ra-226 | 1600 年 | 370MBq 以下 | 1,700 | 200 | 30 | |
| | | 370MBq 超－37GBq 以下 | 400 | | | |
| Am-241/Be | 432.2 年 | 370MBq 超－37GBq 以下 | 300 | 10 | 50 | |
| | | 37GBq 超－370GBq 以下 | 6 | | | |
| Ra226/Be | 1600 年 | 37MBq 超－37GBq 以下 | 50 | 10 | 5 | |
| Cf-252 | 2.645 年 | 37TBq 以下 | 400 | 10 | 5 | |

**（集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。）**

**注）　＊1：表中の数量は海外返却予定分を含まない。**

**＊2：遮へい体を含まない現在の使用済み線源容積**

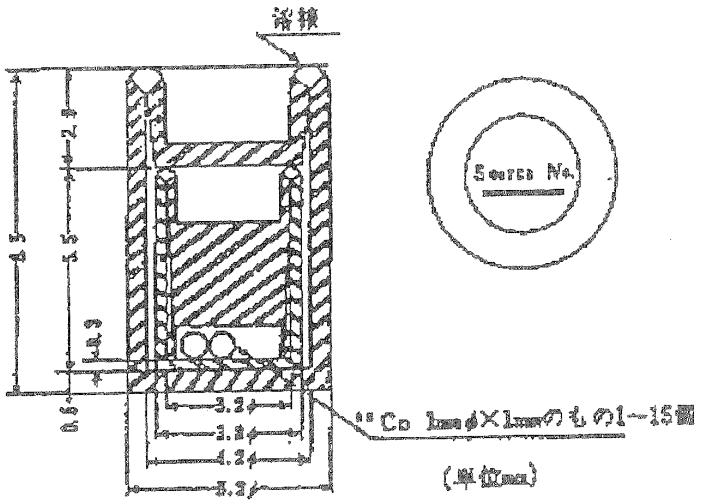



図 3.1.4-1　Co-60ラジオグラフィ用線源

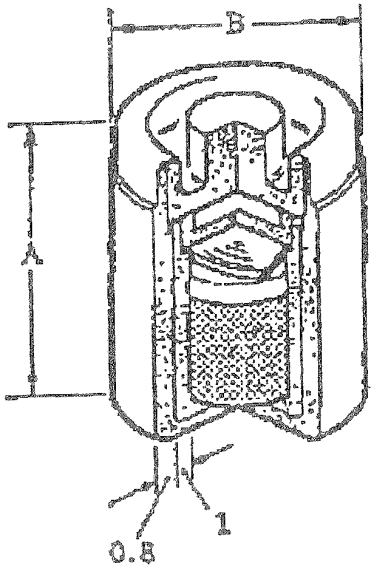



図 3.1.4-2　Cs-137大線源

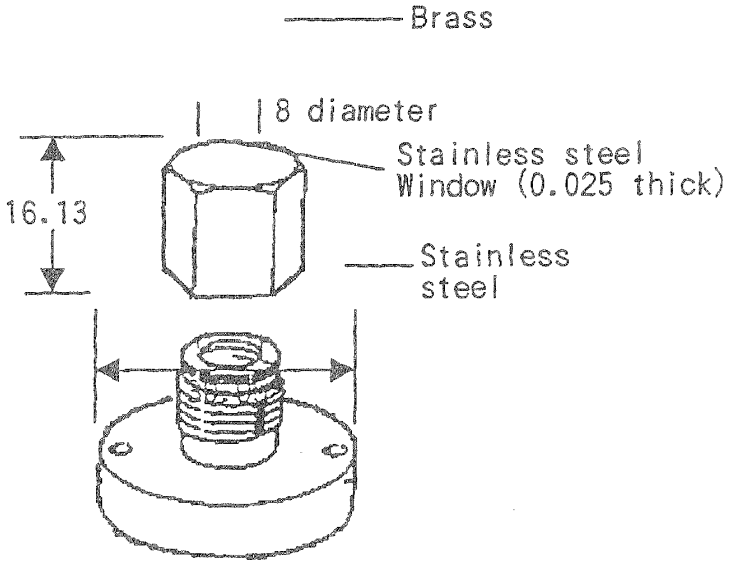



図 3.1.4-3　Kr-85厚さ計用β線源

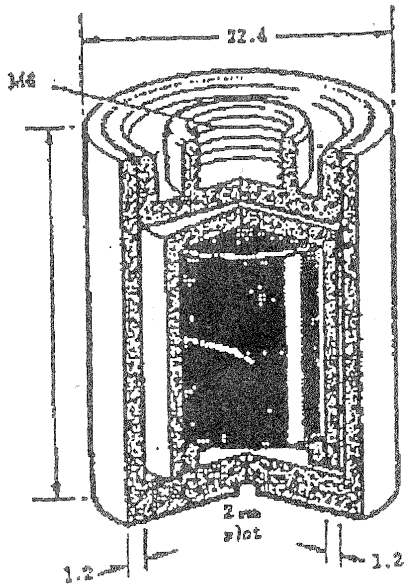



図 3.1.4-4　Am-241/Be中性子線源

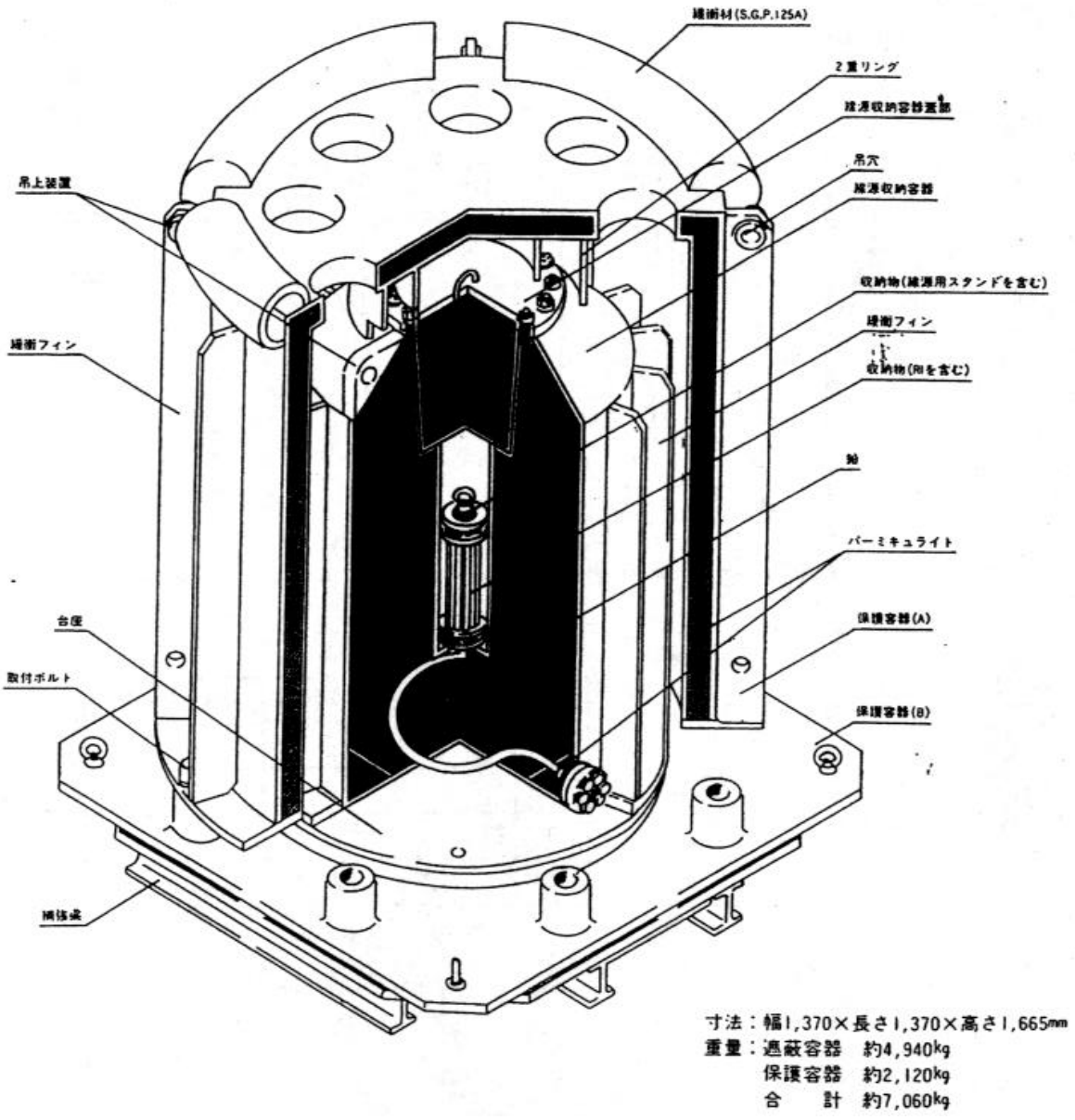



図 3.1.4-5　協会製Ｂ型輸送容器外観図

（２） 処理･処分方法と安全評価へ与える影響についての検討

表 ３.１.４-1、表 ３.１.４-2の結果から Co-60、Cs-137、Ir-192 の使用済み線源に関しては、処理・処分方法案が検討されているが、現段階では決定されてはいない。そこで本項では表 ３.１.４-1、表 ３.１.４-2に示した以外の処理・処分方法について検討を実施した。ただし、本項での検討結果は、データの不足や将来的な不確実性等の理由により前提条件のもとに実施した結果となっている。

（i） 前提条件

本項の前提条件として、以下の前提条件を置く。

① 使用済み線源は、年間発生量に従って５０年間連続的に発生する。

② 使用済み線源は、表 ３.１.４-1の Co-60、Cs-137 に挙げた処理案で述べられるものと同じステンレス容器に封入した後、処理を行うこととした（使用済み線源の大きさ、重さを仮定した）。ステンレス容器の大きさ、重さに関しては、以下に示す値を仮定した。

－ステンレス容器の大きさ：直径 120mm×高さ 500mm

－ステンレス容器の重さ：30kg（使用済み線源を含む）

－ステンレス容器の収容容量：４リットル

③ 放射能濃度の参考値を算出する場合、対象核種のうち Co-60、Cs-137 以外の核種については、遮へい材を除いた後放射性核種をステンレス容器内に治めるものとした。

④ ③の使用済み線源を収納したステンレス容器は、３.１.２で述べた $1m^3$ に収納されて処分されるものとする。

⑤ 処分場及び処分場に受け入れられる核種の濃度上限値に関しては、第３次中間報告における検討結果に基づくものとする。

（ii） 方法

本項における検討に対しては、以下の手順により安全評価上の問題点の抽出を行う。

① 処理・処分方法の設定

② 第３次中間報告に基づく余裕深度処分の濃度上限値についての調査

③　処理方法に対する評価上の問題点の抽出

④　処分方法に対する評価上の問題点の抽出

（iii）　結果及び考察

(a) 処理･処分方法の設定

使用済み線源は不燃物であるので、簡単な処理方法としては、

- セメント充てん
- 溶融→セメント充てん
- 圧縮→セメント充てん

が考えられる。溶融と圧縮は、どちらも廃棄物を減容できるが、溶融の場合は他廃棄物とともに溶融することによる希釈効果があり、また廃棄物の濃度を均質化できる利点があることから圧縮よりは溶融が選ばれるものと考えられるため、本項では、セメント充てんと溶融→セメント充てんの２種類について検討した。

図 3.1.4-6に示す概略図に示す様に、3.1.4(2)(i) の前提条件を考慮して、使用済み線源を封入したステンレス容器を 1m³ 容器に収納して、第３次中間報告の前提条件に基づく処分場に余裕深度処分する方法を設定した。

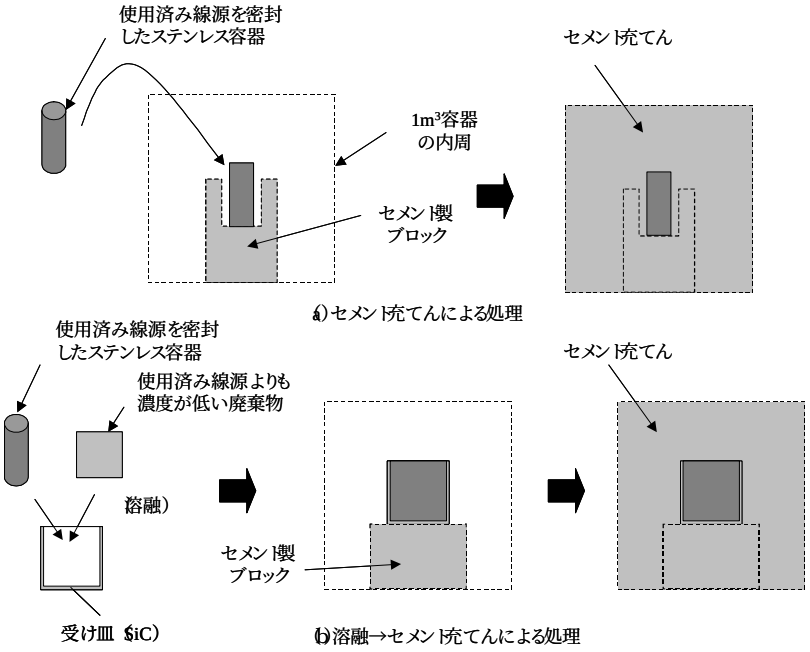



図 3.1.4-6　処理・処分方法の設定（概略図）

(b) 第3次中間報告に基づく余裕深度処分の濃度上限値についての調査

使用済み線源は、放射能量が大きいため余裕深度処分よりは高レベル放射性廃棄物として地層処分されるべき廃棄物が存在する可能性がある。原子炉を起源とする廃棄物に関しては、第３次中間報告において濃度上限値が検討されているので、第３次中間報告における対象核種の取扱いと 10μSv/y 濃度上限値を調査した。結果を表 ３.１.４-3に示す。

H-3、Co-60、Cs-137、Am-241 の４核種については、第３次中間報告の線量結果は、いずれも無担体の放射性核種の比放射能を超える値になったとしており、第３次中間報告の前提条件においては、現実的に考えられる廃棄体の濃度では 10μSv/y を満足することになる。

Ir-192、Ra-226、Cf-252 に対しては、300 年間の管理期間の減衰を考慮し、国際原子力機関（IAEA）が提案するクリアランスレベルの最小値（IAEA-TECDOC-855 参照）の 0.1 倍の濃度以下（1E+4Bq/ton 以下）の核種については、線量評価の対象核種から除外している。これらの核種については、余裕深度処分と地層処分の区分値を第３次中間報告から推定することは不可能である。

残りの Be-10、Kr-85 については、Be-10 については検討されており最も保守側の値は 4e+11Bq/ton、Kr-85 については評価対象核種として抽出されていない。

以上の結果とα核種についてはα核種の区分値 1GBq/ton（=1e+9Bq/ton）をもとに、表 ３.１.４-4に示す様に設定した。なお Ir-192、Kr-85 については、区分値の情報が存在しないので、全量余裕深度処分可能として設定した。

### 表 3.1.4-3 第3次中間報告における対象核種の取扱いと10μSv/y濃度上限値

| 核種 | 線量計算対象／対象外 | 10μSv/y濃度上限値 | 線量計算からの除外理由 |
|---|---|---|---|
| Co-60 | ○ | 無担体の放射性核種の比放射能を超える。 | － |
| Cs-137 | ○ | 無担体の放射性核種の比放射能を超える。 | － |
| Ir-192 | × | － | IAEAクリアランスレベル1E+5Bq/tonの0.1倍の濃度により評価から除外 |
| Kr-85 | × | － | 第3次中間報告では評価対象核種として抽出されていない。 |
| H-3 | ○ | 無担体の放射性核種の比放射能を超える。 | － |
| Am-241 | ○ | 無担体の放射性核種の比放射能を超える。 | － |
| Ra-226 | × | － | IAEAクリアランスレベル1E+5Bq/tonの0.1倍の濃度により評価から除外 |
| Am-241/Be | ○ | Be-10：4e+11Bq/ton<br>Am-241：無担体の放射性核種の比放射能を超える。 | － |
| Ra-226/Be | ○<br>Beのみ対象 | Be-10：4e+11Bq/ton | Ra-226：IAEAクリアランスレベル1E+5Bq/tonの0.1倍の濃度により評価から除外 |
| Cf-252 | × | － | IAEAクリアランスレベル1E+5Bq/tonの0.1倍の濃度により評価から除外 |

### 表 3.1.4-4 核種別の地層処分／余裕深度処分の区分方法

| 核種 | 半減期 | 300年の管理期間中の減衰の考慮 | 地層処分／余裕深度処分の区分 |
|---|---|---|---|
| Co-60 | 5.27年 | ○ | 全量余裕深度処分として扱う。 |
| Cs-137 | 30.07年 | × | 全量余裕深度処分として扱う。 |
| Ir-192 | 73.83日 | ○ | 全量余裕深度処分として扱う[*1]。 |
| Kr-85 | 10.76年 | ○ | 全量余裕深度処分として扱う[*1]。 |
| H-3 | 12.33年 | ○ | 全量余裕深度処分として扱う。 |
| Am-241 | 432.2年 | × | 全量余裕深度処分として扱う。 |
| Ra-226 | 1600年 | × | α核種区分値1E+9Bq/ton |
| Am-241/Be | 432.2年 | × | Be-10の濃度上限値4e+11Bq/ton |
| Ra-226/Be | 1600年 | × | α核種区分値1E+9Bq/ton |
| Cf-252 | 2.654年 | ○ | α核種区分値1E+9Bq/ton |

注)＊1：第3次中間報告の検討結果からは、10μSv/y濃度上限値を判断不可能な核種であり、今後検討が必要な核種である。
処理・処分方法は推定結果であり、今後変動する可能性がある)。

(c) 処理方法に対する評価上の問題点の抽出

i. **処理方法に対する問題点**

### 表 3.1.4-5にセメント充てんにより処理した場合と溶融→セメント充てんにより処

理した場合の利点と欠点を整理した結果を示す。処理方法の違いによる問題点は、以下の点が考えられる。

① 処理設備が追加されることによる設備コストの増加

② 減容効果、希釈効果に関連する廃棄体発生量

③ 核種の性状に対する適応性

④ 廃棄体濃度の均質性とホットスポットの問題

上記④の問題に関しては、処分に関連する問題であり後述の３.１.４（２）(v)（c）で述べる。

表 ３.１.４-5 処理方法に対する利点／欠点整理表

| 利点／欠点 | セメント充てん | 溶融→セメント充てん |
|---|---|---|
| 利点 | • ハンドリング性が良好。<br>• 設備に対するコストが安い。<br>• 核種の性状に関わらず、処理方法の観点からは問題が生じない。 | • 廃棄体別の濃度を均質化することが可能である。<br>• 廃棄物の減容が可能である。<br>• 低放射能量の廃棄物と供に溶融することにより希釈し、廃棄体の濃度を低減することが可能である。 |
| 欠点 | • 減容が期待できない。<br>• 廃棄体の濃度が不均質になる（ホットスポットの問題）。 | • が必要である。<br>• 集したガスの処分に対しても注意が必要である。<br>• の発生量が増加する。 |

ii. 処分方法に対する問題点

ア. 短半減期核種を用いた使用済み線源

第３次中間報告では、国際原子力機関（IAEA）が提案するクリアランスレベルの最小値の 0.1 倍（1E+4Bq/ton）以下の核種については除外している。300 年管理期間内の核種別の減衰効果についても、表 ３.１.４-5に併記した。核種の減衰効果に対する星取り

表は、半減期で 10 年未満の核種を「効果大」、10 年～20 年に入る核種を「比較的効果がある」、20 年より長い核種については「効果が小さい」とした。３.１.４(２)(iv)の結果で第３次中間報告の線量評価において対象とならなかった Ir-192、Kr-85、Cf-252 について検討した。Ir-192 は、300 年間の低減割合が 1e-300 以下（計算可能な下限値以下）であり、300 年の管理期間を考えれば濃度は減衰し 1e+4Bq/ton を下回ることは明らかであるので第３次中間報告で評価上影響が小さいとして考慮していないレベルであると考えることが可能である。Kr-85 についても、３.１.４(２)（ｉ）の前提条件のもとに試算した結果では、ステンレス容器４１本を１m3 容器内に収納することにより、第３次中間報告で評価上影響が小さいとして考慮していないレベルであると考えることが可能である（図 ３.１.４-7参照）。また Cf-252 についても 300 年後に廃棄体の濃度が 1e+4Bq/ton となる初期濃度は 1.4e+38Bq/ton であり、３.１.４(２)（ｉ）の前提条件のもとに試算した 1m$^3$ 容器の濃度は 2.8e+15Bq/ton であるので、第３次中間報告で評価上影響が小さいとして考慮していないレベルであると考えることが可能である。

表 ３.１.４-6　短半減期の核種に対する星取り表

| | 核種 | 300年管理期間内の核種の減衰効果*1 | |
|---|---|---|---|
| | | 核種の減衰割合*2 | 減衰効果 |
| βγ核種 | Co-60 | 7.3e-18 | ◎ |
| | Cs-137 | 9.9e-4 | × |
| | Ir-192 | 1e-300以下 | ◎ |
| | Kr-85 | 4.0e-9 | ○ |
| | H-3 | 4.7e-8 | ○ |
| α核種 | Am-241 | 6.2e-1 | × |
| | Ra-226 | 8.8e-1 | × |
| | Am-241/Be | 6.2e-1 | × |
| | Ra-226/Be | 8.8e-1 | × |
| | Cf-252 | 7.2e-35 | ◎ |

注）*1凡例 :◎効果大、○比較的効果がある、×効果は小さい
*2 :初期濃度に対する300年後の濃度の倍率を示した。
（本結果は推定値であり、今後解釈については変更し得る）

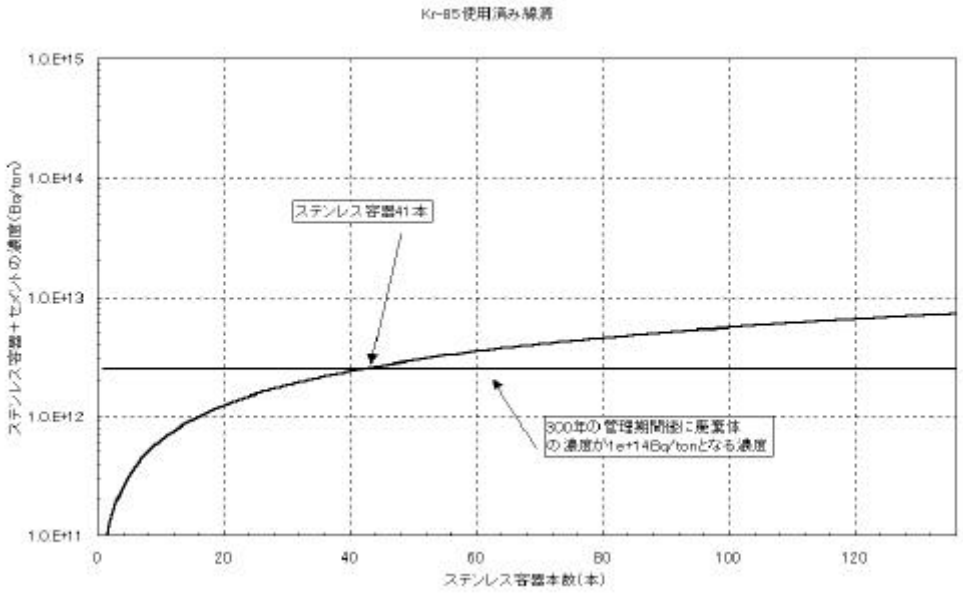



**図 3.1.4-7　300 年管理期間後の濃度が 1e+4Bq/ton となるために必要なステンレス容器本数（Kr-85）**

**注）集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。**

### ⅲ　濃度の均質化とホットスポットの問題

本研究では地下水シナリオについて取扱っているが、仮に人間侵入シナリオについて評価した場合には濃度が不均質な廃棄物中の高濃度な部分を人間が採取し直接的に廃棄物に接触するシナリオも想定でき、この様な廃棄物中の濃度の不均質性が安全評価に影響を与えるホットスポットの問題が問題となる。そこで溶融処理を行い濃度が均質化される場合と、セメント充填することにより高濃度な廃棄物も存在する場合を想定し、ステンレス容器1本分に対しそれぞれの放射能濃度の比較を行った。

表 3.1.4-7に表 3.1.4-1、表 3.1.4-2の結果をもとに3.1.4(2) ⓘ の前提条件のもと試算したステンレス容器1 本分の濃度を参考値として示す。濃度は核種の半減期を考慮せず、ステンレス容器の取りうる最大放射能量を設定した場合の濃度と使用済み線源だけを溶融処理をした場合の濃度について示した。

**その結果、溶融処理を行わずセメント充てんにより処分した場合には、核種によっては溶融処理をした場合に比べて約 900 倍高濃度なステンレス容器が存在する場合があることがわかった。**

表 3.1.4-7 廃棄物発生量とステンレス容器１本当たりの濃度（参考値）

| 核種 | 半減期 | 廃棄物発生量 | | | | 総Bq量 (Bq) | ステンレス容器 1本当たりの濃度（Bq/ton） | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 既発生量 | 50年後発生量（既発生量を含む） | | | | | |
| | | 線源個数（個） | 線源個数（個） | ｽﾃﾝﾚｽ容器（体） | 容量($m^3$) | | セメント充てん | 溶融→セメント充てん |
| Co-60 | 5.27年 | 1440 | 36940 | 257 | 1.03*1 | 1.4E+17 | 1.8E+17 | 1.9E+16 |
| Cs-137 | 30.07年 | 976 | 7076 | 15 | 0.06*1 | 6.3E+15 | 1.8E+17 | 1.4E+16 |
| Ir-192 | 73.83日 | 21700 | 321700 | 742*2 | 2.96*3 | 3.9E+16 | 5.3E+15 | 1.8E+15 |
| Kr-85 | 10.76年 | 600 | 6100 | 255*2 | 1.02*3 | 1.9E+14 | 2.8E+13 | 溶融不可 |
| H-3 | 12.33年 | 100 | 600 | 16*4 | 0.06*3 | 1.9E+16 | 2.0E+16 | 溶融不可 |
| Am-241 | 432.2年 | 2000200 | 7001200 | 3650*2 | 14.60*3 | 1.8E+14 | 1.5E+15 | 1.6E+12 |
| Ra-226 | 1600年 | 2100 | 12100 | 44*2 | 0.17*3 | 3.9E+14 | 3.4E+14 | 2.9E+14 |
| Am-241/Be | 432.2年 | 306 | 806 | 33*2 | 0.13*3 | 2.0E+14 | 3.0E+14 | 2.0E+14 |
| Ra-226/Be | 1600年 | 50 | 550 | 14*2 | 0.06*3 | 2.0E+13 | 4.8E+13 | 4.8E+13 |
| Cf-252 | 2.654年 | 400 | 900 | 3*2 | 0.01*3 | 3.3E+16 | 3.7E+17 | 3.7E+17 |

注）*1 ｽﾃﾝﾚｽ容器（直径約120mm、高さ約500mm）の収納容量4ﾘｯﾄﾙより、4×ｽﾃﾝﾚｽ容器本数から算出
*2 容量からｽﾃﾝﾚｽ容器（直径約120mm,高さ約500mm）の収納容量4ﾘｯﾄﾙを割ることにより算出
*3 遮へい体を含まない使用済み線源の容積である。
*4 遮へい厚さを鉄35cmとする観点から*2により算出した本数にプラス1した。
（集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある）。

（iv） 結果及び考察

使用済み線源に対し、処理方法としてセメント充てん、溶融→セメント充てんを設定してそれぞれの問題点を列挙した。

第３次中間報告では地下水シナリオについて検討されている。第３次中間報告の線量評価結果を用いると、H-3、Co-60、Cs-137、Am-241 の４核種については、第３次中間報告の前提条件のもとに実施する地下水シナリオの評価では線量基準を満足すると考えられる。使用済み線源の中には短半減期のものがあり、管理期間を 300 年とすれば、第３次中間報告の結果から地下水シナリオの評価における線量基準を満足することができるか不明であった Ir-192、Kr-85、Cf-252 については、Kr-85 については廃棄体容器に収納する線源の量を制限する以外には、第３次中間報告において除外されるレベルの廃棄物として考慮することができると考えられる。

しかし第３次中間報告では安全審査時に人間侵入シナリオが検討されるとしている。人間侵入シナリオでは廃棄物のホットスポットの問題があることが一般的に言われている。そこで使用済み線源の放射能量と発生量のデータをもとに溶融処理をして線源の放射性物質濃度が均一になる場合とセメント充填処理により局所的に放射性物質濃度が高い容器が存在する場合について放射性物質濃度を試算した。その結果核種によっては地下水シナリオの場合に比べて約 900 倍高い濃度となる場合があることがわかった。安全評価シナリオとして

**ボーリングコア観察などの人間侵入シナリオが設定される場合には、処分方法によっては地下水シナリオの場合と比べて高濃度の放射性物質と対峙する場合が有り得るため、今後の検討では問題となり得ると考えられる。**

## ３.２　受入・検査設備他検討

廃棄体の受入・検査設備に求められる要件を整理し、必要な機能を摘出する。

また、作業工程ごとに廃棄体の表面線量当量率を考慮した廃棄体取扱い方式、故障・事故時の対応方式等について検討を加えるとともに、廃棄体受入数を考慮した設備系統数の検討を行う。

なお、検討の前提として廃棄体製作は発生元で実施され、受入は廃棄体を対象とすることとした。

### ３.２.１　廃棄体輸送形態設定

H12 年度の検討では、廃棄体形態が 200L ドラム缶と予備的に設定されていたことに基づき、受入・検査等の設備検討を行った。

本年度の検討では、廃棄体の放射能濃度、収納効率等の廃棄体特性及び輸送、受入、定置の一連のハンドリングを考慮した合理的な廃棄体容器による余裕深度処分施設の安全評価及び概念設計を行う必要がある。

本項では、上記の考え方に従って、廃棄体輸送形態の設定を行う。

（１）　前提条件

ａ 廃棄体

| | 4.6m$^3$容器 | 1m$^3$容器 | ドラム缶ラック |
|---|---|---|---|
| 外寸法 | 1.3mL*1.3mW*4.6mH | 1.3mL*1.3mW*1.3mH | → |
| 年間受入れ数 | 21 体／年 | 97 体／年 | 2ラック／年 |

ｂ 線量基準

遮へい厚算定の基準は、以下のとおりとする。

・輸送基準（輸送容器に適用）：輸送容器表面での線量率、2mSv/h、
輸送容器表面から１ｍの距離での線量率 0.1mSv/h

（２）　必要遮へい厚

「3.1 廃棄体特性検討　3.1.2 廃棄体容器仕様の検討」の項で検討・設定された廃棄体容器仕様及び輸送容器仕様と同様とする。すなわち、廃棄体容器の遮へい厚さは、15cm（鉄）とし、輸送容器の遮へい厚さは、20cm（鉄）とする。

### ３.２.２　廃棄体特性対応の検討

余裕深度処分相当廃棄物は高線量であるため、廃棄体の受入・埋設の際には廃棄体表面線量による放射線従事者の外部被ばくについて留意する必要がある。なお、余裕深度処分相当廃棄物には外部被ばく以外にもその廃棄体特性に起因する発熱、放射線分解ガス発生等の問題が懸念される。

**本項では、廃棄体の受入・検査の際に安全の観点で考慮しなければならない廃棄体特性を抽出し、それらについて影響を調査することで、設備設計の際に考慮すべき廃棄体特性について明確にする。**

**（１）** 検討対象事象の抽出

**取扱い対象となる RI・研究所廃棄物等は高線量であるために、低線量の廃棄物の取扱いと比較して以下の点について考慮する必要がある。**

**①　発熱**

**廃棄体は主として Co-60 の放射能濃度に比例して発熱するため、受入・検査設備の空調設計にあたっては本発熱量を勘案して設定する必要がある。**

**②　ガス発生**

**廃棄体中に水等が存在すると（固型化材の混練水を含む）、主として Co-60 放射能濃度に応じて水素ガスを発生し、受入・検査設備中へと放出するため、水素ガス濃度をモニタリングするとともに、建屋内の水素ガス濃度が爆発限界に至らないように換気を行う必要がある。**

**次項以降にて、これらの影響について検討を行う。**

（２） 廃棄体特性の検討

ａ 発熱影響評価

**受入・検査設備にて取扱われる RI・研究所等廃棄物は収納される放射能量により廃棄体種類毎に発熱量が異なる。大部分の RI・研究所等廃棄物は発熱の観点で問題となるほど放射能量は大きくないため、発熱に対しては考慮が不要であるが、放射化金属等の一部の廃棄体は放射能量が大きく、受入・検査設備における空調容量設定のために発熱量の検討を行うこととする。**

(a) 前提条件の設定

ｉ．発熱量を決定する核種

発熱量は Co-60 放射能量で評価する。この理由として、他の核種は放射能濃度が低い、または、放出エネルギーが極めて低いため発熱に対する寄与は無視出来る。

ii. 熱エネルギーに変換される領域

β線・γ線によるエネルギーへの変換は処分容器内だけでなく、処分容器外でも生じるが、保守的に廃棄物から発生するβ線・γ線のエネルギーは全て処分容器内で熱エネルギーに転換されるとした。

iii. 熱エネルギーへの換算

Co-60 からは、1回の壊変により 0.318MeV のβ線と 1.173MeV、1.332MeV のγ線を発生する。これらは最終的には熱エネルギーに変換される。よって、Co-60 の1回の壊変により、2.823MeV の熱エネルギーが発生する。

(2.823MeV＝4.523E-13J)

iv. 廃棄体種類毎の発熱率の設定

Co-60 の壊変に基づく発熱量は例えば 1E+14Bq/t の廃棄物では、45.23W/t*1 の発熱となるので、廃棄物は放射能濃度と重量に比例した発熱となる。

*1： 1E+14Bq/t×4.523E-13J／壊変＝45.23J/s/t

Bq＝壊変／s

J／s＝W

45.23J/s/t＝45.23W/t（@1E+14Bq/ton）

この考え方に基づき、廃棄物重量及び Co-60 放射能濃度から廃棄体種類毎の廃棄物の発熱率を算定する。

(b) 発熱が有為な廃棄体の抽出

Co-60 の最大放射能濃度の廃棄体について発熱検討を行うことが保守的であるため、「3.1 廃棄体特性検討　3.1.2 廃棄体容器仕様の検討」より、最大放射能濃度の廃棄体として「JNC ふげん」の操業廃棄物（Co-60 最大放射能濃度 4.2E+15(Bq/m$^3$)を切上げた 5 E+15(Bq/m$^3$)）を本検討の対象とする。

(c) 廃棄体の発熱量の設定

Co-60 最大濃度：5E+15(Bq/ton)

廃棄物重量：1.17ton／個

（容器容積 1 m3、廃棄物充填率 15%、廃棄物密度 7.8 より）

発熱量＝45.23(W/ton)×1.17(ton／個)×(5E+15(Bq/ton)／1E+14(Bq/ton))

＝2.65(kW／個)

(d) 受入・検査設備における発熱体の総量

前項にて廃棄体 1 体あたりの最大発熱量を算定した。受入・検査設備では廃棄体巣謡が常時取扱われているため、ここでは上記の最大発熱量の廃棄体が受入・検査設備に同時に 10 体存在すると仮定する。この場合の受入・検査設備に収納されている廃棄体の総発熱量は 26.5kw であるが、設備の規模を考慮すると十分に小さく、空調容量への影響は小さいと考えられる。

また、発熱量は Co-60 とともに半減するため、さらに発熱量が小さくなることが期待される。

b. ガス発生影響評価

受入・検査設備にて取扱われる RI・研究所等廃棄物は収納される放射能量により放射線分解ガス発生量が異なる。大部分の RI・研究所等廃棄物は放射線分解ガス発生の観点で問題となるほど放射能量は大きくないため、放射線分解ガス発生に対しては考慮が不要であるが、放射化金属等の一部の廃棄体は放射能量が大きく、受入・検査設備における換気容量設定のために放射線分解ガス発生量の検討を行う。

(a) 前提条件の設定

i. 放射線分解によるガス発生量の算定式

放射線分解によるガス発生速度は次式により求められる。

V＝P(H2)×t／NA×22.4

ここで

V　：水素ガス発生量(L/y)

P(H2)：水素ガスの発生率(H2/s)

t：1年の時間（＝31,536,000s）

NA：アボガドロ数(6.02E+23/mol)

また、水素ガスの発生率 P(H2)は次式で求められる。

P(H2)＝∑［1.0E+4×Ei×G(H2)i］

G(H2)i：核種 i のG(H2)値(分子/100eV)

Ei：核種i の放射線分解による水分子のエネルギー吸収率(MeV/s)

なお、核種i の放射線分解による水分子のエネルギー吸収率 Ei は次式で求められる。

Ei＝（水若しくは樹脂が放射線エネルギーを吸収する割合）×Ai×Emi

さらに

Ai：核種 i の放射能量(Bq)

Emi：核種 i の放射線のエネルギー(Mev/decay)

なお、本検討においては放射線分解ガス発生量は Co-60 が支配的であることから、核種iとして Co-60 を対象とした。

Ai=Co×m

Co：Co-60 最大濃度（＝5E+15(Bq/ton)）

m：廃棄物重量（＝1.17ton／個）

（容器容積1 $m^3$、廃棄物充填率 15%、廃棄物密度 7.8 より）

核種 i の放射線のエネルギーEmi は Co-60 の半減期から求められる。水のG値としてα線については 1.5、β線及びγ線については 0.5 とした。なお、モルタル／コンクリートの場合は水のG値を用いることになるため、廃棄体重量（処分容器を除く）に対する水の質量比が「放射線エネルギーを吸収する割合」となる。

次項でモルタル／コンクリートの「放射線エネルギーを吸収する割合」を設定する。

ii. 放射線エネルギーを吸収する割合

受入・検査段階において放射線分解の対象となる放射化金属廃棄体中の水は、セメント混練時に注入された配合水である。配合水の廃棄体重量（処分容器を除く）に対する比率を「放射線エネルギーを吸収する割合」とする。

以下に配合水の算定について示す。

(ｉ)配合水の算定

セメント系固型化材中の配合水の量は配合より設定する。標準的な固型化材の配合を以下に示す。

| | W/C | 単位量(kg/$m^3$) | | | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 水 | セメント | 砂 | 減水材 |
| 標準的な固型化材 | 38% | 380 | 1000 | 750 | 適量 |

充填固化材 1$m^3$ あたりの配合水の量は 380kg となる。

このため、1$m^3$ 廃棄体中の配合水の量は以下のようになる。

廃棄物充填率 15%、処分容器内容積1 $m^3$ の固型化材配合中の水量

＝(1-0.15)×1 $m^3$×(380kg／1$m^3$)

＝323kg

(ii)廃棄体中の配合水の比率

前項より配合水 323kg に対し、1$m^3$ 廃棄体の容器を除く重量は 2.955t（廃棄物充填率：15%）であるため、廃棄体中の配合水の比率は 11%である。

(b) 廃棄体のガス発生量の算定

**「ｉ.」項に示した算定式より、1$m^3$ 廃棄体の最大ガス発生量は約 8($m^3$/y)である。**

（c）受入・検査設備におけるガス発生量の総量

**前項にて廃棄体１体あたりの最大放射線分解ガス発生量を算定した。受入・検査設備では廃棄体巣謡が常時取扱われているため、ここでは上記の最大ガス発生量の廃棄体が受入・検査設備に同時に** 10 **体存在すると仮定する。この場合の受入・検査設備に収納されている廃棄体の総ガス発生量は約** 80(m³/y)**であり、１時間あたりに換算すると約９**(L/h)**であるが、設備の規模を考慮すると十分に小さく、換気容量への影響は小さいと考えられる。**

**また、放射線分解ガス発生量は** Co-60 **とともに半減するため、さらにガス発生量が小さくなることが期待される。**

（３） 設備設計要件となる廃棄体特性の設定

**以上の検討より、廃棄体特性の観点からの設備設計要件を以下に示す。**

①発熱

廃棄体の発熱量は 26.5kW として、空調設備容量を設定すること。

②ガス発生量

水素ガスが9(L/h)で発生するとして、十分に爆発限界に至らないような換気容量を設定すること。

### ３.２.３　必要機能設定

**H12 年度の検討では、余裕深度処分相当廃棄物の検査項目については余裕深度処分相当廃棄物処分に関する法令／指針等が明確に定まっていないために国内で実施されている廃棄体検査項目を参考に、埋設施設側では整理番号確認及び外観検査の２項目のみを実施するという条件で受入・検査設備の検討を行った。**

**しかしながら、他の項目についても埋設地側で行う場合も想定されるため、その場合における必要機能の検討を行う。また、その他必要と考えられる設備（廃棄物処理設備等）の必要性及び必要な場合の機能検討を行う。更に廃棄体発生の年度展開に対してある程度変動を考慮した場合の設備の検討を行う。**

**（１）** 検査項目及び必要機能の検討

ａ 検査項目設定検討

昨年度の検討では以下に示す考え方に基づいて、受入･検査設備において最低限実施すべき検査項目として「整理番号の確認」「外観検査」を挙げていた。

検査項目については、現時点では余裕深度処分相当廃棄物処分に関する法令／指針等が明確に定まっていないために、確定していない。

そこで、国内で既に実施されている廃棄体確認検査方法を参考にすることとする。国内で実施されている廃棄体確認検査としては、原子力発電所ＬＬW廃棄物を対象としたものと返還ガラス固化体を対象としたものが挙げられる。

原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物の埋設処分においては、廃棄体確認のためのデータ取得は原子力発電所で実施され、処分場の受入／検査建屋で実施されているのは必要最低限の検査項目（整理番号確認、外観検査）に過ぎない。

一方、返還ガラス固化体については、受入施設において実測可能な廃棄体特性（重量、発熱量、放射能濃度等）は再度確認検査を行っている。

したがって、余裕深度処分相当廃棄物においては、今後の法令／基準化次第では、返還ガラス固化体と同様に、内容物の特性把握（表面線量、放射能濃度、重量等）が必要とされる可能性がある。

ただし、余裕深度処分相当廃棄物はB型輸送物となるため、輸送前に収納物の詳細特性データの把握が必然となるため、廃棄体の特性に関わる項目は包含されると考えることが出来

る。

したがって、ここでは現行の低レベル放射性廃棄物の処分と同様、必要最低限の検査項目(整理番号確認、外観検査)を想定する。

検査項目:整理番号、外観検査

しかしながら、低レベル放射性廃棄物検査以上の検査項目が規制側より要求された場合には、返還ガラス固化体の受入と同様の検査項目を要求されると考えられ、その場合には検査項目は次のようになると想定される。なお、返還ガラス固化体の受入では、表面汚染検査も行われているが、法令上は表面汚染検査の実施は規定されていないため、表面汚染検査については本検討では対象外とする。

・整理番号

・外観検査

・表面線量

・放射能濃度

・重量

ただし、放射能濃度については、表面線量の測定により妥当性を確認することも可能であるため、ここでは、表面線量で代表させることとした。

b. 必要機能の検討

昨年度検討で想定していた検査項目が限定されていた場合の必要機能を示すとともに、前項に示したように検査項目が増加した場合に必要な検査機器、ハンドリング機器等の必要機器等の抽出を行う。

また、それらの機器に要求される仕様について検討する。

(a) 従来検討における必要機能の整理

H12 年度検討にて、検査項目を整理番号、外観検査に限定した場合に必要となる受入・検査設備の機能は以下のとおりである。

これを基に次項以降の検討を行う。

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

・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

・遮へい設備

・換気／空調設備（建屋換気、空調）

・電機設備

・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

(b) 検査項目増加に伴う必要機器の抽出

i．検査設備

検査項目として表面線量、放射能濃度及び重量測定が加わることで以下に示す検査機器が必要となる。

・表面線量検査装置

・放射能濃度検査装置

・重量測定器

ii．ハンドリング設備

廃棄体を整理番号確認／外観検査装置に取付けるためのハンドリング機器（天井クレーン等）が既に存在するため、検査項目が増加しても他のハンドリング機器は必要ない。

iii．建屋

設置する検査装置が増加したことで受入・検査建屋内の検査室スペースの拡大が必要である。

(c) 機器仕様の検討

検査項目を増やすことに伴い増設する検査機器（表面線量検査装置、放射能濃度検査装置、重量測定器）は、他の検査装置（整理番号確認装置、外観検査装置）と同様に、以下の仕様を満足する必要がある。

・廃棄体形状への対応

・高線量対応

・遠隔補修機能

（２） その他必要と考えられる設備の機能検討

**従来検討の前提以外の要件が課された場合を想定して、その際に必要となる設備の機能検討を行う。**

ａ 管理システム

受入れた廃棄体に関する検査項目データの管理を行うための設備が必要となる。

ｂ 換気・空調設備

受入・検査設備における換気・空調のための設備が必要となる。換気・空調設備容量の設定は建屋内容積及び換気率に基づく。また、管理区域の換気・空調については他の区域と独立していることが必要である。

ｃ 電気設備

受入・検査設備における電源のための設備が必要となる。電気容量としてはハンドリング機器、検査機器、附帯設備等を勘案して設定する必要がある。なお、受入れ・検査設備におけるハンドリング機器は電源喪失に伴う事故防止の機能を有しているので、データ管理以外に電源喪失の配慮は不要であるため、自家発電装置は必要ないと考える。

ｄ 入退域設備

受入・検査設備において作業を行う運転員のための入退域設備が必要となる。

ｅ 監視設備

廃棄モニタリング設備、屋外モニタリング設備（放射線監視）等の監視設備が必要となる。

ｆ 廃棄物処理設備

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、若しくは埋設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。

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

なお、廃棄体発生量を減らす場合には、溶融や焼却等の処理設備も必要となる。これらの設備導入に際しては、処理設備導入と埋設施設規模増大の両者についてコスト比較を行う必要がある。

（3） 廃棄体発生の年度展開に対してある程度変動を考慮した設備の検討

**昨年度検討ではドラム缶形態での取扱いを前提として受入・検査設備概念の検討を行ったが、本年度検討では 1m³／4.6m³／ドラム缶形態での取扱い検討となるため、昨年度の検討を参考に受入・検査設備概念の見直しを行う。**

**また、見直された案に基づいて処理速度を向上させるための方策を検討することで、廃棄体発生の年度展開の変動に対して裕度を持たせる。**

### a．H12 年度検討における運用速度の考え方

H12 年度検討では、受入・検査設備の基本概念案を以下のように設定し、また各工程の処理速度も併せて設定した。

i．受入工程（船からの輸送容器の荷降ろし及び取り扱い施設における輸送容器の受入れ）

・ケース1：天井クレーンにて行う（2～3体／日の処理を十分可能）。

・ケース2：トレーラーの走行と昇降機能により行う（処理速度はケース1より大きい）。

ii. 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）

・ケース1：天井クレーンにて行う（2～3体／日の処理を十分可能）。

・ケース2：台車にて行う（同上）。

iii. 廃棄体抜出し工程（ドラム缶4本入りの輸送容器からドラム缶の抜出し）

・ケース1：天井クレーンを用いる（輸送容器2～3体／日程度の処理を十分可能）

・ケース2：床走行クレーン＋廃棄体把持部遮へい方式（同上）

・ケース3：廃棄体昇降機能付き遮へい容器方式（同上）

iv. 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）

・ケース1：天井クレーン（ドラム缶 10 数体／日程度の処理は十分可能）。

・ケース2：床走行クレーン＋廃棄体把持部遮へい方式（同上）

・ケース3：廃棄体昇降機能付き遮へい容器方式（同上）

### b. 受入・検査設備概念の検討

昨年度検討ではドラム缶形態での受入のための設備概念を示した。今年度検討ではドラム缶以外に 1m³ 容器や 4.6m³ 容器の取扱いも考慮した際に、従来想定していた機器で対応可能であるか確認を行う。

なお、ドラム缶は1m³処分容器と同寸法のラック収納にて取扱われるため、1m³容器とドラム

缶の取扱には整合を取り易いが、4.6m$^3$ 容器の場合には寸法等の違いが明確であるため、以下では「1m$^3$ 容器／ドラム缶」の場合と、「1m$^3$／4.6m$^3$／ドラム缶形態」の場合に分けて検討を行う。

(a) 「1m$^3$容器／ドラム缶」の場合

i．受入工程

1m$^3$ 輸送キャスクはドラム缶４本を収納したラックの輸送容器と同形状であるため、受入工程における差は取扱重量のみである。このため、ハンドリング機器容量の見直しのみで、以下の２手法を採用することは可能である。

・ケース1：天井クレーンにて行う（2～3体／日の処理を十分可能）。

・ケース2：トレーラーの走行と昇降機能により行う（処理速度はケース1より大きい）。

ii. 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、受入工程と同様に両者の差異はなく、ハンドリング機器容量の見直しのみで、以下の2手法を採用することは可能である。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れ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動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。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：天井クレーンにて行う（2～3体／日の処理を十分可能）。

・ケース2：台車にて行う（同上）。

iii. 廃棄体抜出し工程（ドラム缶4本入りの輸送容器からドラム缶の抜出し）

200Lドラム缶での取扱いの場合には、抜出し用の天井クレーンは 200Lドラム缶1体（最大1t)を吊上げられる容量であったが、1m$^3$容器を抜出す場合には最大10t)を吊上げられる容量が必要になる。また、床走行クレーン等の遮へい体内に吊上げ機能を有して移動する構造は総重量が大きくなり合理的ではない。

このため、1m$^3$ 容器の取扱いを考慮した場合には容量を増大された天井クレーンを用いるのが適切と考える。

・ケース1：天井クレーンを用いる（輸送容器2～3体／日程度の処理を十分可能）

iv. 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）

廃棄体抜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。

・ケース1：天井クレーン（ドラム缶 10 数体／日程度の処理は十分可能）。

(b) 「1m$^3$／4.6m$^3$／ドラム缶形態」の場合

i．受入工程

4.6m$^3$ 輸送容器総重量と年間取扱い量を勘案すると、専用の昇降機能付きトレーラーを開発・製作することよりも天井クレーンの容量を増大させる方が合理的と考える。

・ケース1：天井クレーンにて行う（2～3体／日の処理を十分可能）。

ii. 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）

「1m$^3$／ドラム缶形態」のケースと同様に、受入れ工程の天井クレーンと共用するか、台車の採用が可能である。取扱い容量は 4.6m$^3$ 輸送容器総重量相当とする必要がある。

・ケース1：天井クレーンにて行う（2～3体／日の処理を十分可能）。

・ケース2：台車にて行う（同上）。

iii. 廃棄体抜出し工程（ドラム缶4本入りの輸送容器からドラム缶の抜出し）

「1m$^3$／ドラム缶形態」のケースと同様に、ハンドリング機器は天井クレーンとなる。クレーン容量は 4.6m$^3$ 輸送容器総重量相当とする必要がある。

・ケース1：天井クレーンを用いる（輸送容器2～3体／日程度の処理を十分可能）

iv. 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）

「1m$^3$／ドラム缶形態」のケースと同様に、廃棄体抜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。

・ケース1：天井クレーン（ドラム缶 10 数体／日程度の処理は十分可能）。

(c) 処理速度向上案

見直された案に基づいて処理速度を向上させるための方策を検討する。

処理速度の向上方法としては、以下の3通りが考えられる。

・検査機器の検査時間の短縮

・ハンドリング機器の高速化

・設備構成の合理化

検査時間の短縮やハンドリング機器の高速化は詳細検討段階でなければ精度の良い検討はできないため、本年度は設備構成の合理化の可能性について検討を行う。

以下に、設備構成の合理化方策を示す。

① 廃棄体抜出しエリアのワンスルー配置

輸送容器から廃棄体抜出しに係るサイクルタイムを短縮するために、廃棄体の抜出しに関わる処理エリアを異なる工程を同時実施可能なワンスルーの配置とする。

② 設備系統の分離

輸送容器の受入・払出しの設備と、廃棄体抜出し設備とは設備構成も分離して同時実施が可能なようにする。本方策においては、下記に示すとおり輸送容器受入れ・払出しの設備系統と廃棄体抜出の設備系統をそれぞれ独立して設置することにより、双方の設備を同時運転可能なように設備を構成するものである。

・輸送容器受入・払出の設備系統

－ 輸送容器受入・払出用クレーン 1基

－ 輸送容器搬送用台車 1基

・廃棄体抜出の設備系統

－ 輸送容器移載用クレーン 1基

－ 輸送容器搬送用台車 1基

本方策により、輸送容器の受入・払出設備及び廃棄体抜出し設備の双方とも年間操業日数どおりの運用が可能となる。

## ３.３　埋設処分場形態の検討

### ３.３.１　敷地条件

本研究においては、廃棄物埋設施設の具体的なサイトが設定されていないため、「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9月14日　原子力安全委員会」（以下「第3次中間報告」という。）に基づき、仮想的な敷地条件を設定する。

**第３次中間報告には、「想定した対象廃棄物埋設の環境条件」として、以下のように記載されている。**

① 埋設施設の設置深度　：　地表面から50m～100m程度

② 遅い地下水流速による核種移行

・ 地下水流速　：　0.001m/d

・ 移行距離　：　200m

③ 比較的遅い地下水流速による核種移行

・ 地下水流速　：　0.01m/d

・ 移行距離　：　300m

④ 核種が流入する比較的小規模な河川と河川敷　：　年流量　1億$m^3$

⑤ 地質は難透水性（粘土・岩）

⑥ 粘土・岩の力学特性

第３次中間報告には、埋設施設の地下空間規模を決定するための粘土・岩の力学特性が記載されていない。そこで、本検討では、平成１２年度に実施した「一般的地下利用に十分余裕を持った深度の処分場概念の検討　核燃料サイクル開発機構」報告書（以下「平成12年度報告書」という。）に基づき、埋設施設を設置する位置の粘土・岩の力学特性を、地質等級　D1 相当と想定する。同報告書によれば、地質等級　D1 相当の岩盤における地下空洞／トンネルの施工実績として、第2東名清水第3トンネルの事例を挙げ、約 20m スパンの地下空洞規模が実現可能としている。

### ３.３.２　廃棄体特性に応じた施設形態検討

（１）　施設形状の設定

第3次中間報告においては、海外の処分施設及び我が国の地下施設を参考に、「トンネル型あるいはサイロ型のような地下空洞の内部に鉄筋コンクリート構造体を設け、その内部に対象廃棄物の廃棄体を定置した後、廃棄体の間には充填材を詰めて埋め戻すことが考えられる。」と記載されている。

本検討においても、第3次中間報告と同様、トンネル型施設とサイロ型施設の双方を検討対象とし、概念設計を進めることとする。

（２）　埋設施設形態の設定

平成１２年度報告書においては、埋設施設形態として、コンクリートピット型施設とモノリス型施設を検討対象としている。また、第3次中間報告においても、地下空洞の内部に鉄筋コンクリート構造体を設ける施設概念としている。

本検討においては、以下に示す理由により、コンクリートピット型施設を埋設施設形態の検討対象として設定する。

モノリス型施設は、廃棄体を定置した後、廃棄体間の空隙にセメント系材料を充てんし、一体化する施設である。セメント系材料を充てんするためには、廃棄体定置後、型枠を設置し、セメント系材料が所定の位置に充てんされるようにしなければならない。また、セメント系材料表面のひび割れを極力防止するためには、型枠組み立て前に鉄筋を組む必要がある。

しかし、本検討で対象とする廃棄体は、表面線量率が高く（500mSv/h 程度）、遮へいなしに人間が直接廃棄体に近づくことは困難である。また、鉄筋が組めない場合には、セメント系材料のひび割れ制御が困難であり、第一段階の閉じ込めの機能を担保することはできないと考えられる。鉄筋組み、型枠設置などの作業を自動化することも考えられるが、現状の技術ではこのような環境下での実績がなく、今後の技術開発に依存することになるため実現性の判断が困難である。

一方、コンクリートピット型施設では、廃棄体定置前にコンクリートピットの施工を行うことから、表面線量率が高い廃棄体からの影響を回避することができるため、本検討で対象とする廃棄体でも、施工を円滑に行うことができる。

したがって、本検討では、コンクリートピット型施設を検討対象とし、モノリス型施設は検討対象外とする。

### （3） 人工バリア構成の検討

本検討の対象廃棄体は、放射能濃度が高く、表面線量率も高い廃棄体である。

そこで、人工バリアには以下の二つの機能が要求される。

- 放射性物質の移行抑制機能
- 放射線防護機能（遮へい機能）

上記の機能を満たすための人工バリア構成を、既存の処分概念を参考に、以下のように設定する。

① 放射性物質の移行抑制機能に対応する人工バリア

移行抑制機能については、低拡散バリアと低透水バリアにて担うものとする。

低拡散バリアは、セメント系材料を使用し、コンクリートピットと廃棄体の間に設置する。

低透水バリアは、ベントナイトを使用し、コンクリートピットの周囲に設置する。

② 放射線防護機能（遮へい機能）に対応する人工バリア

廃棄体容器、コンクリートピット及び低拡散バリアにて放射線防護機能を担うものとし、新たな人工バリアは設置しない。

上記、人工バリアの厚さ等については、次節にて検討する。

### 3.3.3　施設構造の検討

**(1)**　操業形態の検討

廃棄物埋設地における操業形態について、低レベル放射性廃棄物埋設施設の例を参考に検討する。

本検討では、コンクリートピット型施設を対象としているため、操業（廃棄体構内輸送～覆いの施工）の流れは、トンネル方施設モノリス方施設とも、低レベル放射性廃棄物埋設施設の操業の流れと同じになる。

図 3.3.3-1に処分空洞の建設と操業のブロックフローを示す。

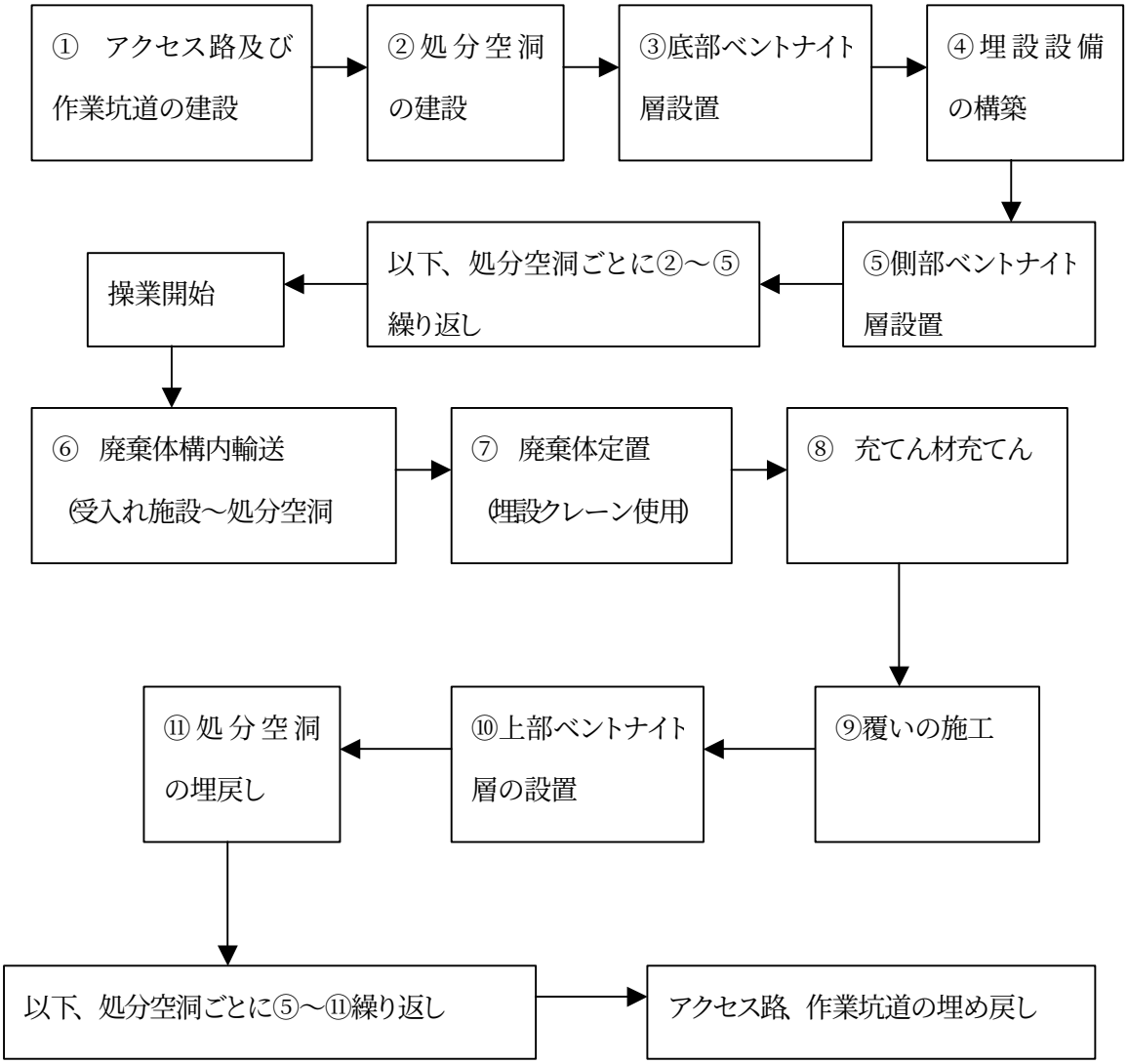



**図 3.3.3-1　処分空洞の建設と操業のブロックフロー**

（２） 埋設施設の施設構造の検討

**（i） トンネル型施設**

(a) 廃棄体定置方法

**廃棄体の定置方法に関しては、特に法規制等の制約はない。考慮すべきことは、コンクリートピットの施工精度や埋設クレーンの定置精度である。それらを考慮して、廃棄体の定置方法を以下のように設定する。**

・$1m^3$ 容器廃棄体のトラニオンの寸法　120mm とする。

・$1m^3$ 容器廃棄体の定置誤差　60mm とする。

・$1m^3$ 容器廃棄体どうしのクリアランス　30mm とする。

・$1m^3$ 容器廃棄体と壁のクリアランス　20mm とする。

・壁の施工精度（区画内側への倒れ等）　20mm とする。

したがって、定置精度等を考慮した各部の寸法は以下のとおりである。

○ $1m^3$ 容器廃棄体どうしの離れ（トラニオンがある場合）

(トラニオン寸法)＋（クリアランス）＋（定置誤差）

＝ 120×2＋30＋60×２＝ 390(mm)

○ $1m^3$ 容器廃棄体どうしの離れ（トラニオンがない場合）

（クリアランス）＋（定置誤差）

＝ 30＋60×２＝ 150(mm)

○ $1m^3$ 容器廃棄体と壁の離れ（トラニオンがある場合）

(トラニオン寸法)＋（クリアランス）＋（定置誤差）＋（壁の施工精度）

＝ 120＋20＋60＋20 = 220(mm)

○ $1m^3$ 容器廃棄体と壁の離れ（トラニオンがない場合）

（クリアランス）＋（定置誤差）＋（壁の施工精度）

＝ 20＋60＋20 = 100(mm)

○$1m^3$ 容器廃棄体と壁の離れ（充てん材の層の部分）

（必要層厚）＋（クリアランス）＋（定置誤差）＋（壁の施工精度）

＝ 1,000＋20＋60＋20 = 1,100(mm)

(b) コンクリートピット寸法の検討

**コンクリートピット寸法については、低レベル放射性廃棄物埋設施設（２号廃棄物埋設施設）のコンクリートピット寸法を参考に、必要な機能を付加して、**

**本検討におけるコンクリートピットの各部材の寸法を設定する。**

**コンクリートピットに付加される機能としては、廃棄体の表面線量率が高いことによる遮へい機能が考えられる。遮へい計算結果では、廃棄体の表面線量率は、約 500mSv/h であるため、コンクリートピット周辺で何らかのトラブルが生じた場合に、修理等を行うことを考慮し、約５桁の低減を図る必要がある。したがって、遮へい機能として、コンクリート相当で 1.0m の厚さを確保する。その対象は、コンクリートピットの仮蓋、覆い、内部仕切り設備及び側壁である。**

**コンクリートピットの部材厚さを設定するためには、構造設計と遮へい設計を行い、その結果の厚い方を採用するのが一般的である。しかし、本検討では、構造計算は検討対象外であるため、遮へい設計の厚さを最大部材厚さとして採用する。**

○ コンクリートピット底版 ： 2号廃棄物埋設施設では80cmとしているが、本検討では、対象とする廃棄体の重量が重いため、1.0mと設定する。

○ コンクリートピットの側壁 ： 2号廃棄物埋設施設では 60cm としているが、本検討では、埋設クレーンが側壁上を走行すること及び遮へいを考慮して、1.0mと設定する。

○ 内部仕切り設備 ： 2号廃棄物埋設施設では40cmとしているが、本検討では、遮へいを考慮して、1.0mと設定する。

○ 覆い及び仮蓋 ： 2号廃棄物埋設施設では 50cm としているが、本検討では、遮へいを考慮して、1.0mと設定する。

(c) 人工バリア形状の検討

人工バリアの厚さを以下のように設定する。

○ ベントナイト層 ： 2号廃棄物埋設施設では、ベントナイト層の厚さを 2.0m としている。本検討でも、ベントナイト層の厚さ 2.0m を基本とする。

○ 低拡散層（充てん材の層） ： 充てん材としては、2号廃棄物埋設施設と同様モルタルを使用する。また、その厚さは、2号廃棄物埋設施設では 40cm であるが、本検討では、廃棄体の放射能量が2号廃棄物埋設施設よりも高いため、核種移行抑制機能（低拡散機能）を考慮して 1.0mと仮定する。

なお、線量評価においては、上記の人工バリア構成を基本として線量評価を行うが、ベントナイト層及び低拡散層については、その厚さの感度解析を実施する。

(d) 処分空洞形状の検討

**本検討では、我が国における施工実績（第２東名清水第３トンネル）に基づき、三心円型トンネルを処分空洞に採用する。**

この他に、円形トンネル、幌型トンネルなども考えられる。円形トンネルは、構造的には最も安定しているが、内部に設置するコンクリートピットが角型であるため、空洞に無駄な部分が多くなる傾向がある。幌型トンネルは、無駄な部分は少なくなるものの、直線部や遇角部があるため、構造的に最も厳しい形状である。三心円型トンネルは、両者の欠点を補える形状である。

(a) 埋設施設の概念検討

上記(a)～(d)に基づき、処分空洞内にコンクリートピット及び人工バリアの配置検討を行う。

ｉ． 処分空洞断面の設定

上記(a)～(d)で設定した寸法を使用して、処分空洞の断面に対して、どれだけの廃棄体が定置可能か検討する。上記(a)～(d)で設定した寸法の他に、埋設クレーンの寸法を考慮しなければならない。埋設クレーンはコンクリートピットの側壁上部にレールを敷き、そのレール上を走行するものとすると、幅方向はコンクリートピットと同じ幅、高さ方向は、コンクリートピット側壁上部から約 5m 必要となる。

検討結果として、トンネル型施設の断面図を図 3.3.3-2に示す。

図 3.3.3-2によれば、第2東名清水第3トンネルと同様の最大スパン（約 17m）では、4行×3段の廃棄体を定置できる。しかし、最大スパンを約 18m にすれば、4行×4段の廃棄体が定置でき、収納効率が一段と高くなる。どちらの断面を採用するかの判断は、実際のサイトの岩盤特性によると考えられるため、本検討では、収納効率が大きい最大スパン 18m 施設を採用する。

したがって、コンクリートピットの内部断面形状は、幅 8.57m×高さ 7.2m となる。

ii. コンクリートピット長手方向の設定

浅地中処分施設では、内部仕切り設備で仕切られた区画に対する開口部面積 50m$^2$ と区画容量 250m$^3$ という規制がある。余裕深度処分に関しては、そのような法規制は今後制定されると考えられるため、安全性が許す範囲で自由な設定が可能である。

一般的には、長手方向に仕切りを設けず配置するのが収納効率はよい。しかし、それでは、仮蓋があるとはいえ、廃棄体が露出する期間が長くなるとともに充てん材充てん量

が多くなり充てんが困難になる。そこで、長手方向に仕切りを設けることとする。

本検討では、1m$^3$容器廃棄体を主としているが、4.6m$^3$容器廃棄体も考慮すると、1m$^3$容器廃棄体3体と 4.6m$^3$ 容器廃棄体1体の長手方向の長さが同じ程度であることから、1m$^3$容器廃棄体3体単位で考える。1m$^3$ 容器廃棄体3体分ごとに内部仕切り設備を設置すると、その前後の充てん材層も含めると、処分空洞の延長が長くなり、経済性に劣ることになる。一方、仮蓋や埋設クレーンの構造及び能力を考慮すると、長くなれば重量が大きくなり、コンクリートピットの部材厚への影響が大きくなり、ひび割れ抑制が困難になることが考えられる。また、年間埋設量は、1m$^3$ 容器廃棄体 99 体であるため、1m$^3$ 容器廃棄体を長手方向に6体配置すると1区画の定置廃棄体は 96 体で、1年に1回充てんを行うことになり、廃棄体が露出している時間が長くなり現実的ではない。

したがって、本検討では、経済性には劣るものの、その他の利点を優先し、1m$^3$ 容器廃棄体 3 体分を仕切りの単位（区画の単位）と考える。

以上より、コンクリートピットの1区画の内部寸法は、幅 8.57m×長さ 6.4m×高さ 7.2m となる。また、1m$^3$ 容器廃棄体 2,949 体を収納するためには、62基のコンクリートピットが必要になる。

トンネル型施設におけるコンクリートピットの配置平面図を図 3.3.3-3に示す。

＜参考 ： 廃棄体容器ごとの収納効率＞

○1m$^3$ 容器廃棄体

上記検討結果より、1m$^3$ 容器廃棄体を1区画に 48 体定置すると、1区画の大きさは、幅 8.57m×長さ 6.4m×高さ 7.2m となる。したがって、区画 1m$^3$ 当たりの収納効率（廃棄物量／区画容積）は、0.12m$^3$/1m$^3$ となる。

○4.6m$^3$ 容器廃棄体

上記と同じ考え方で、4.6m$^3$容器廃棄体を16体定置するための1区画の大きさは、幅 8.57m×長さ 7.1m×高さ 7.2m となる。したがって、区画 1m$^3$ 当たりの収納効率（廃棄物量／区画容積）は、0.17m$^3$/1m$^3$ となる。

○200L ドラム廃棄体

200L ドラム廃棄体を4本1組でラックに入れて定置すると、200L ドラム廃棄体 192 本（48 ラック）を収納する1区画の大きさは、幅 8.57m×長さ 6.4m×高さ 7.2m となる。したがって、区画 1m$^3$ 当たりの収納効率（廃棄物量／区画容積）は、0.097m$^3$/1m$^3$ となる。

ちなみに、2号廃棄物埋設施設において、俵積みした 200L ドラム廃棄体では、最も収納効率のよい区画の収納効率が、$0.44m^3/1m^3$ となる。この収納効率が大きい（効率がよい）のは、本検討における廃棄体容器には、12cm のトラニオンが付いているため、廃棄体間を最低 24cm 以上離す必要があること、低拡散層が 1.0m と大きい（2号廃棄物埋設施設では、0.4m）ことなどの要因が考えられる。

iii. 処分空洞の長さの設定

処分空洞として必要な長さは、必要なコンクリートピット数が62基であるため、両端のベントナイト層の厚さ 4m を加えると、463.8m である。また、処分空洞の埋め戻し作業や廃棄体定置、充てん等の作業が円滑に行えるように考慮すると、処分空洞の両端には 30m 程度の作業エリアが必要と考えられる。そのため、処分空洞の必要長さは 523.8m となる。

処分空洞を1本のトンネルとすれば、経済性は上がるが、敷地の地質が一様な場所に処分空洞を設置するのが有利なこと、地下水流況（流向、浸出点等）、最初の処分空洞建設期間等を考慮すると、複数の処分空洞に分割するのが望ましい。そこで、海外における代表的な低・中レベル地下処分場の処分空洞の長さを調査した。調査結果を表 3.3.3-1に示す。

**表 3.3.3-1 海外の代表的な低・中レベル地下処分場の処分空洞の長さ調査結果**

| 国 名 | 処分場名 | トンネル長さ | 備 考 |
|---|---|---|---|
| スウェーデン | SFR | 160m | 操業中 |
| | SFL3 | 80m | 計画中 |
| | SFL4 | 500m（注） | |
| | SFL5 | 130m | |
| フィンランド | Lovisa | 100m | 操業中 |
| ドイツ | KONRAD | 数百 m<br>（最長 800m） | 計画中 |
| スイス | Wellenberg | 300m 未満 | 計画中 |

（注） SFL4は、SFL3とSFL5の連絡坑道の役割も担っている。

表 3.3.3-1によれば、諸外国の処分空洞の長さは、概ね 100m～300m である。

本検討では、諸外国の処分空洞の長さにならうこととし、処分空洞を2本設置することとする。

1本の処分空洞には、全体の半分（31基）のコンクリートピットが設置されるものとすると、処分空洞の長さは、以下のとおり、294.4m となる。

（1区画長さ）×31＋（ピット側壁）×32＋（ベントナイト層厚さ）×2＋（作業エリア）

＝ 6.4×31＋1.0×32＋2.0×2＋30.0×2

＝ 294.4(m)

iv. 離間距離の検討

本検討では、2本の処分空洞を設置するため、処分空洞の配置を考えるうえでは、処分空洞の離間距離を設定する必要がある。

複数の処分空洞の離間距離は、空洞安定性からの要件だけでなく、放射性廃棄物の処分施設であることから水理、熱などの要件からも決定される。後者については、今後、別の機会に検討されるものであり、離間距離に関する知見は、現状のところ明確になっていない。

本検討では、前者の空洞安定性の観点から、類似の地下空洞施設に関する指針・基準を参考に離間距離を設定する。

トンネル施設と同様な空洞形状として、地下石油備蓄タンクがある。

複数空洞の併設となる岩盤タンクの離間距離は、空洞間の力学的相互作用の低減、及び空洞間での貯蔵内溶液の移流防止を目的として決定されている。

離間距離に関する指針は、消防法「岩盤タンクに係る屋外タンク貯蔵所の規制に関する運用基準等について」に示されており、以下に示す値L以上の距離を確保することが定められている。

$$L = \frac{B_1 + H_1 + B_2 + H_2}{4} + R_1 + R_2$$

ここに、

**L：確保すべき距離（当該岩盤タンクの空間の内壁面から隣接する空間の内壁面までの距離）**

**$B_1$：当該空間の内壁面の最大幅**

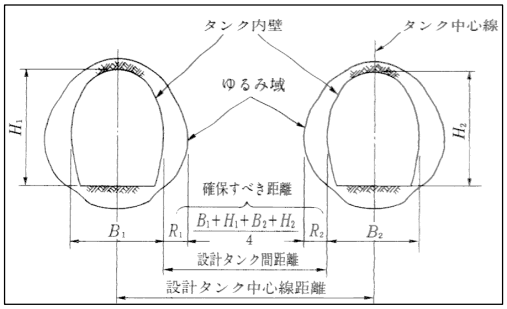
$H_1$：当該空間の内壁面の最大高さ

$B_2$：隣接する空間の内壁面の最大幅

$H_2$：隣接する空間の内壁面の最大高さ

$R_1$：当該空間を構成する岩盤のゆるみ領域の幅

$R_2$：隣接する空間を構成する岩盤のゆるみ領域



ここでは、処分空洞の緩み領域が明確ではないため、$R_1$＝$R_2$＝5.0mと仮定する。

これを上式に代入して計算すると、約28m（処分空洞直径の約1.5倍）となる。この値を、本検討における処分空洞の離間距離とする。

v.　処分空洞の配置検討

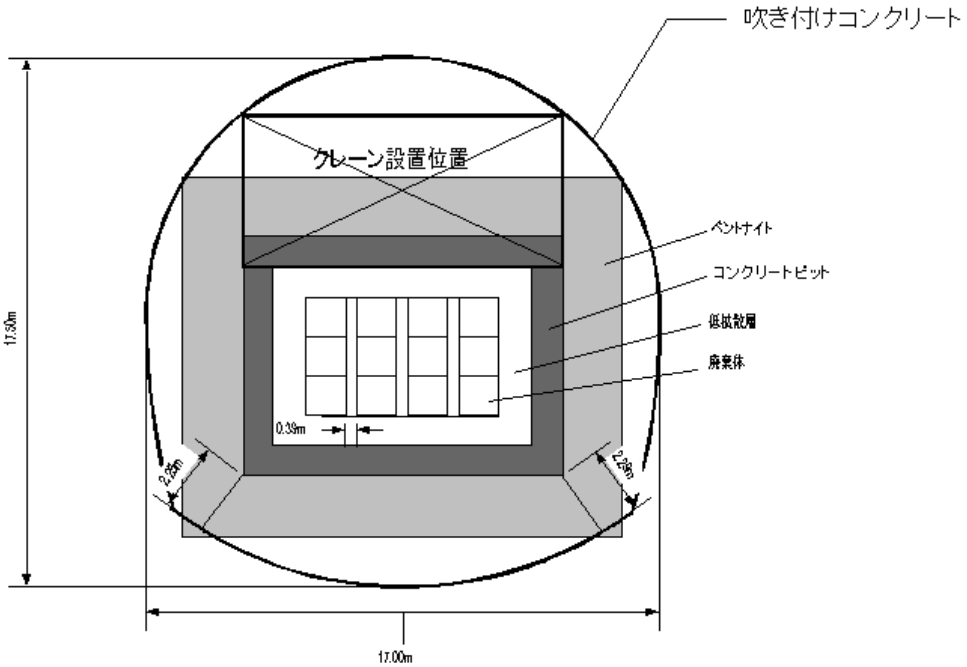
配置に関しては、敷地の地形、岩盤特性と分布状況、地下水の流向、浸出点等、力学的観点と安全性の観点から決定されるが、本検討では、具体的な条件がないため、上記の検討に基づき、配置を行う。 配置平面図を図 3.3.3-4に示す。

vi.　$1m^3$容器と$4.6m^3$容器の比較

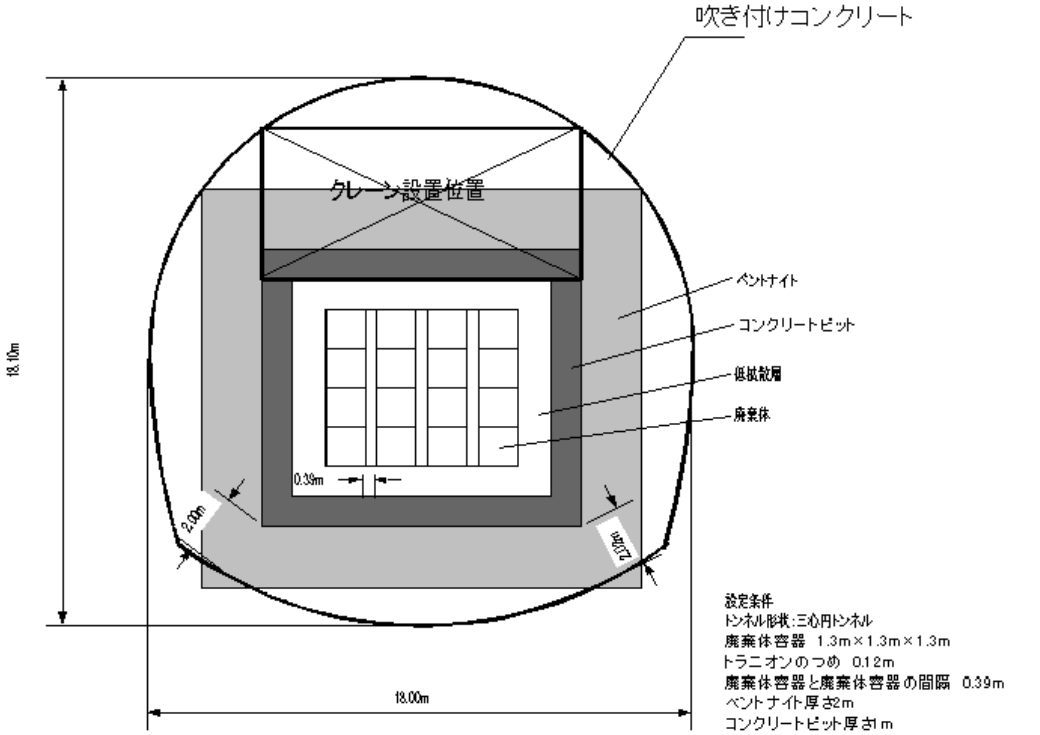
参考として、$1m^3$ 容器を埋設する場合と $4.6m^3$ 容器を埋設する場合のトンネル型施設の施設形状について、下表に示す。

参考　$1m^3$容器と$4.6m^3$容器の比較表

| 項目 | $1m^3$容器 | $4.6m^3$容器 | 備考 |
|---|---|---|---|
| 廃棄体発生量 | 2,949 体 | 642 体 | |
| 必要区画数 | 62 区画 | 41 区画 | |
| 1区画寸法 | 幅　8.57m<br>長さ　6.4m<br>高さ　7.2m | 幅　8.57m<br>長さ　7.1m<br>高さ　7.2m | |
| トンネル延長 | 523.8m | 397.1m | 1本の処分空洞とする場合の長さ |




(a) ４行×３段積み（三心円トンネル、スパン17m）




(b) ４行×４段積み（三心円トンネル、スパン18m）

**図 3.3.3-2 トンネル型施設の断面図**

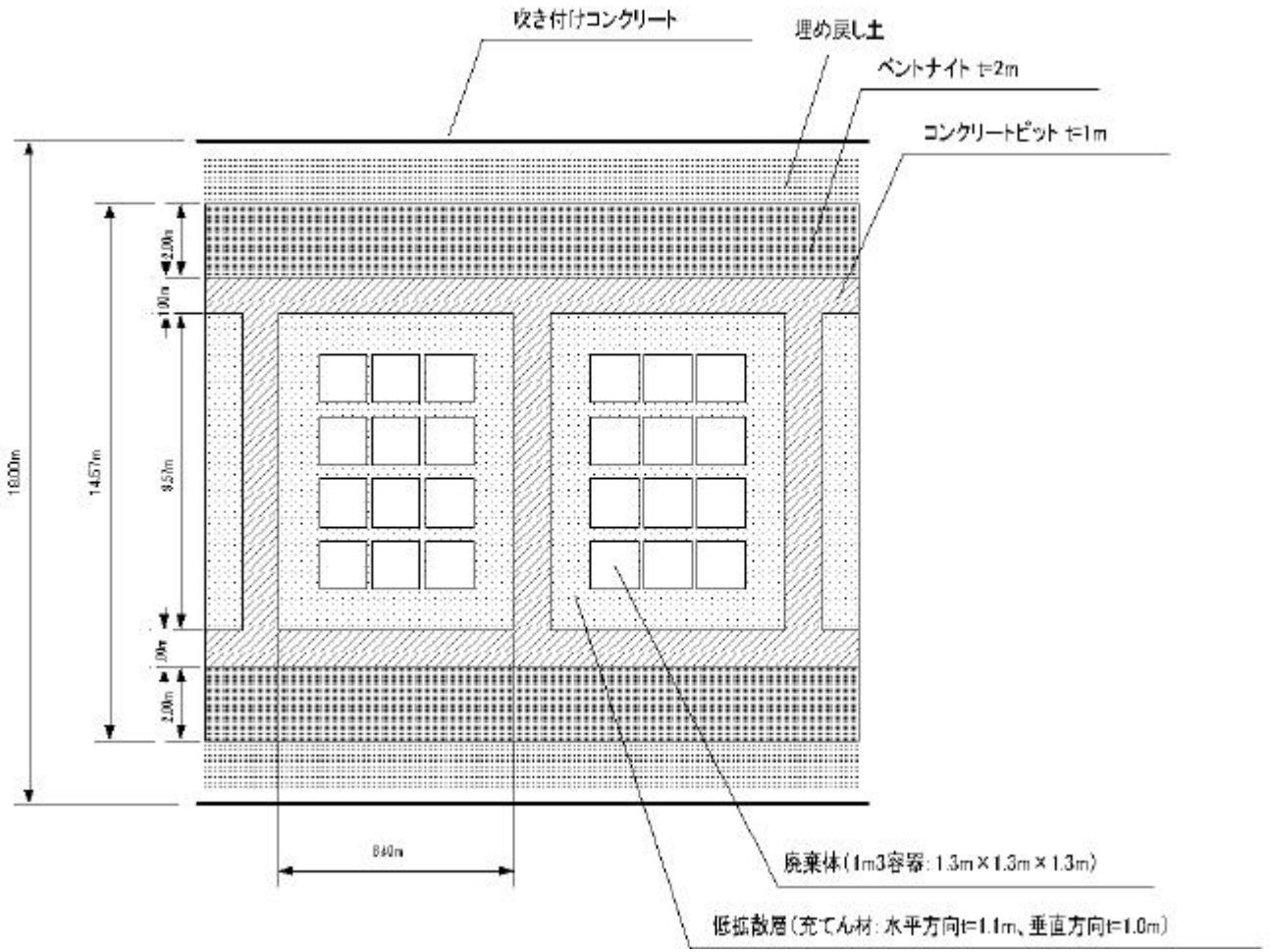



図 3.3.3-3 コンクリートピットの配置平面図

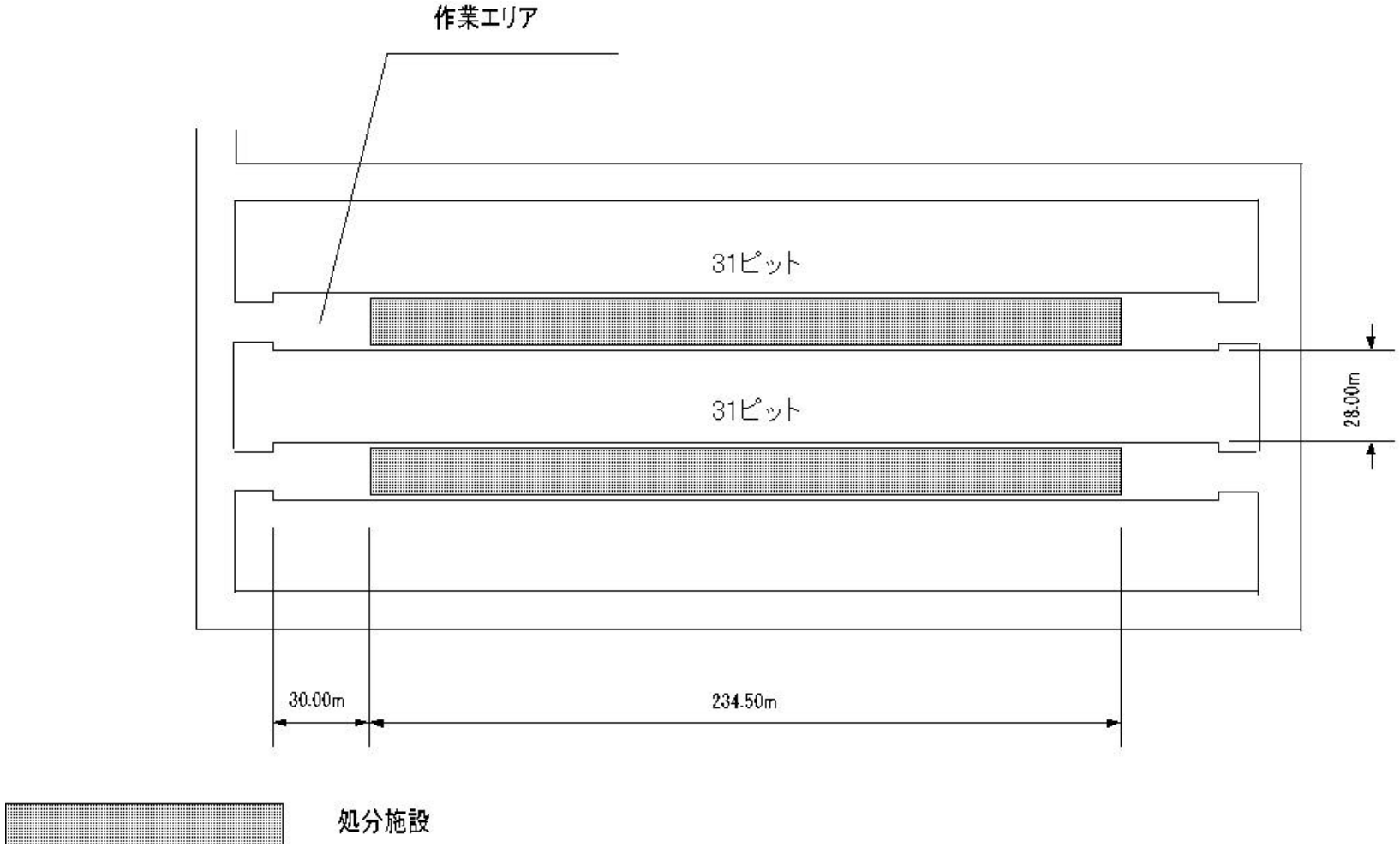



図 3.3.3-4 トンネル型施設の配置平面図

**（ii） サイロ型施設**

サイロ型施設としては、地中サイロ型施設と開削サイロ型施設が考えられる。

しかし。平成12年度報告書にも記載されているように、我が国のような堆積岩主体の岩盤では、大規模な地中サイロ型施設の実績がないため、本検討においては、開削サイロ型施設について検討を進める。

開削サイロは、地上から地中連続壁を設置し、その後、内巻きコンクリートを打設しながら掘り進む工法（逆巻き工法）が一般的である。これまでの施工実績（東京ガス（株）根岸工場）から、開削サイロの最大径を 70m 程度までとする。掘削深さも 80m 程度の実績であるが、地上の表層土を掘削してから、地中連続壁の施工を行うことも考慮できるため、GL-90m 程度までの深度とする。この深度であれば、ハンドリング機器等の能力も問題はないものと考えられる。

(a) 廃棄体定置方法

**廃棄体定置方法は、トンネル方施設と同様とする。**

(b) コンクリートピット寸法の検討

**コンクリートピット寸法については、トンネル型と開削サイロ型では、当然各々の施設形態に適する考え方があるものと考えられるが、本検討では、トンネル型施設と開削サイロ型施設の比較を行うという観点もあるため、トンネル型施設と同じコンクリートピットとする。したがって、１区画の内部寸法は、幅** 8.57m×**長さ** 6.4m×**高さ** 7.2m **とする。**

(c) 人工バリア形状の検討

**人工バリアの厚さもトンネル型施設と同様とする。したがって、ベントナイト層の厚さを** 2.0m、**低拡散バリアの厚さを** 1.0m **とする。**

(d) 人工バリアの設置深度

**第３次中間報告では、埋設施設の設置深度を** 50m～100m **としている。そこで、開削サイロ型施設においては、人工バリアの上面、すなわち、ベントナイト層の上面を** GL-50m **とする。**

(e) 埋設施設の概念検討

**上記**(a)～(d)**の基づき、開削サイロ型施設の概念検討を行う。**

**ｉ コンクリートピットの段数の設定**

**まず、開削サイロに設置するコンクリートピットの段数を設定する。必要なコンクリートピット数が６２基であること、コンクリートピットの設置範囲が、**GL-52m～

GL-88m 程度であること等を考慮して、コンクリートピットの段数を４段とする。これにより、コンクリートピットの高さは、33.8m となる。また、ベントナイト層の上面は、GL-50m であり、下面は GL-87.8m となる。

ii. コンクリートピットの配置と開削サイロの直径

必要なコンクリートピットの基数は、６２基であり、それを４段に分けると、１段当たり１６基を配置する必要がある。開削サイロは円形であるため、可能な限り開削サイロの直径を小さくするように配置すれば、収納効率が向上し、経済性は上がる。

コンクリートピットの配置検討結果（開削サイロ平面図）を図 ３.３.３-5に、開削サイロの断面図を図 ３.３.３-6に示す。

図 ３.３.３-6に示すように、コンクリートピットを十字型に配置することにより、開削サイロの直径は内巻きコンクリートの内部で 55.0m となる。

コンクリートピットの寸法は、以下のとおりである。

- 縦（6区画） 6.4×6+1.0×7＝45.4(m) → 49,4m（ベントナイト層含む）
- 横（4区画） 8.57×4+1.0×5＝39.28(m) ) → 43.28m（ベントナイト層含む）
- 最大寸法（ベントナイト層含む） ＝ 54.98m<55.0m

本検討では、コンクリートピットの高さ方向の配置を４段とし、１段ごとに低拡散層及び覆いを配置することとした。４段分の廃棄体を直接積み上げる定置方法も可能であり、その方が経済性は向上するが、それでは、１区画の廃棄体数が１９２体となり、約２年に１回充てん材充てんを行うことになり、廃棄体が露出している期間が長過ぎると判断したためである。

iii. 開削サイロの配置

上記のように、直径 55m の開削サイロ１基で、全ての廃棄体を収納できる。

＜参考：開削サイロの離間距離＞

参考として、開削サイロの離間距離の設定方法の一例を示す。

開削サイロ施設と同様な構造形態として、LNG 地下式貯槽がある。

その離間距離は、「LNG 地下式貯槽指針」（昭和 56 年 12 月）の中で、「貯槽の内面から他の貯槽の内面まで、大なる貯槽内径の 1/2 以上の距離とすることが望ましい」と示されている。

したがって、本検討で想定した開削サイロを２基以上配置する場合は、27.5m の離間

距離が必要となる。

iv. その他の対策

開削サイロ型施設の弱点は、地上から掘削してコンクリートピットを設置するため、降雨による水の浸入対策とスカイシャイン対策が必要になる。

その両方を満足する対策として、開削サイロ上部に鉄筋コンクリート製の屋根を設置することも考えられるが、それでは、屋根のコストが必要になり、経済性が低下する。

そこで、本検討では、降雨対策として、低レベル放射性廃棄物埋設施設と同様、屋根付きの埋設クレーンを設置することとする。また、スカイシャイン対策としては、コンクリートピット上部にトンネル型施設と同様の仮蓋を設置することで対応することとする。

v. $1m^3$ 容器と $4.6m^3$ 容器の比較

参考として、$1m^3$ 容器を埋設する場合と $4.6m^3$ 容器を埋設する場合の開削サイロ型施設の施設形状について、下表に示す。

参考　$1m^3$ 容器と $4.6m^3$ 容器の比較表

| 項目 | $1m^3$ 容器 | $4.6m^3$ 容器 | 備考 |
|---|---|---|---|
| 廃棄体発生量 | 2,949 体 | 642 体 | |
| 必要区画数 | 62 区画 | 41 区画 | |
| 1区画寸法 | 幅　8.57m<br>長さ　6.4m<br>高さ　7.2m | 幅　8.57m<br>長さ　7.1m<br>高さ　7.2m | |
| 開削サイロ寸法 | 直径　55.0m<br>16 区画×4段 | 直径　55.6m<br>14 区画×3段 | 全ての廃棄体を開削サイロ1基に収納する場合 |

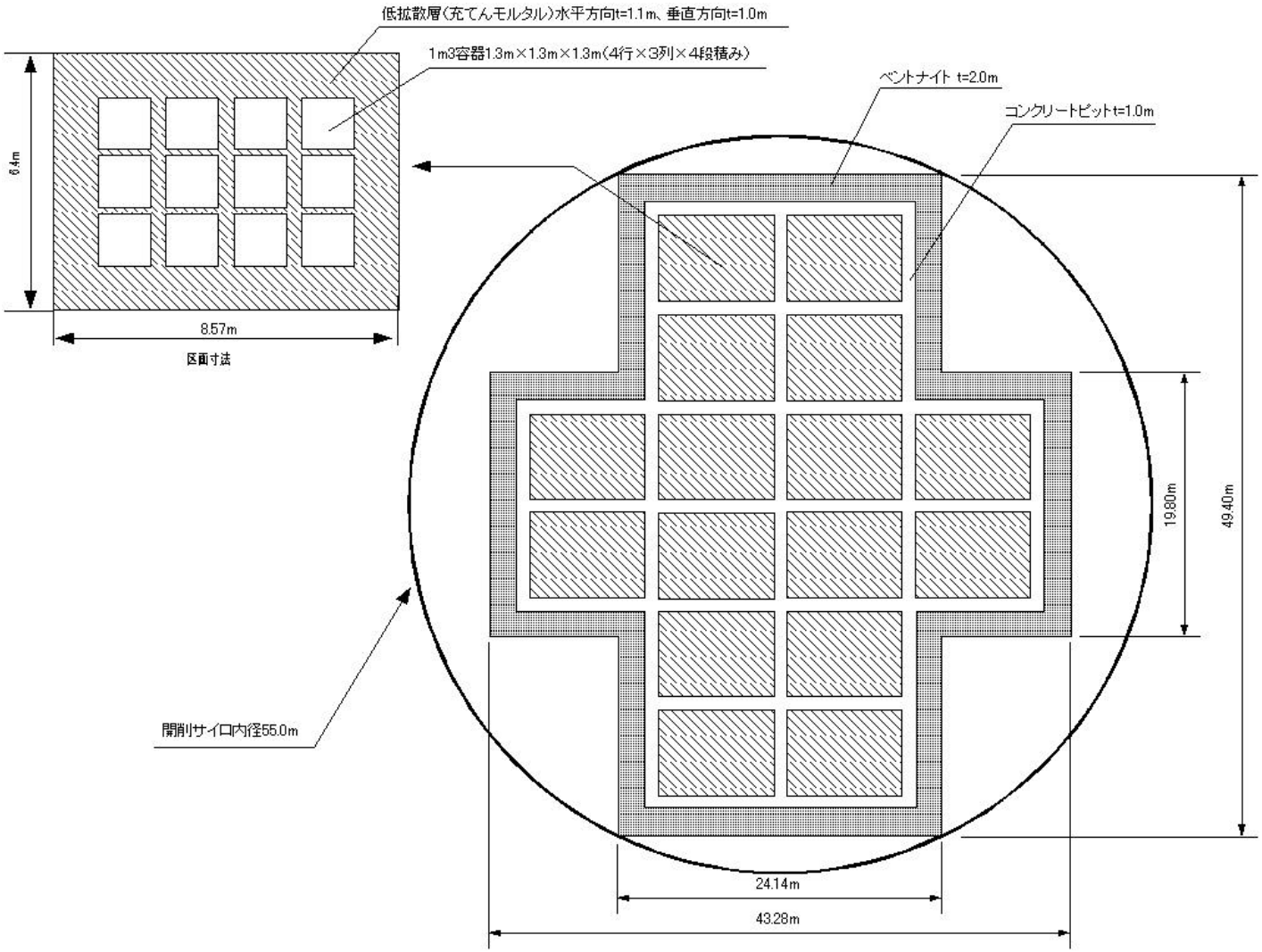



図 3.3.3-5 平面図（開削サイロ方式）

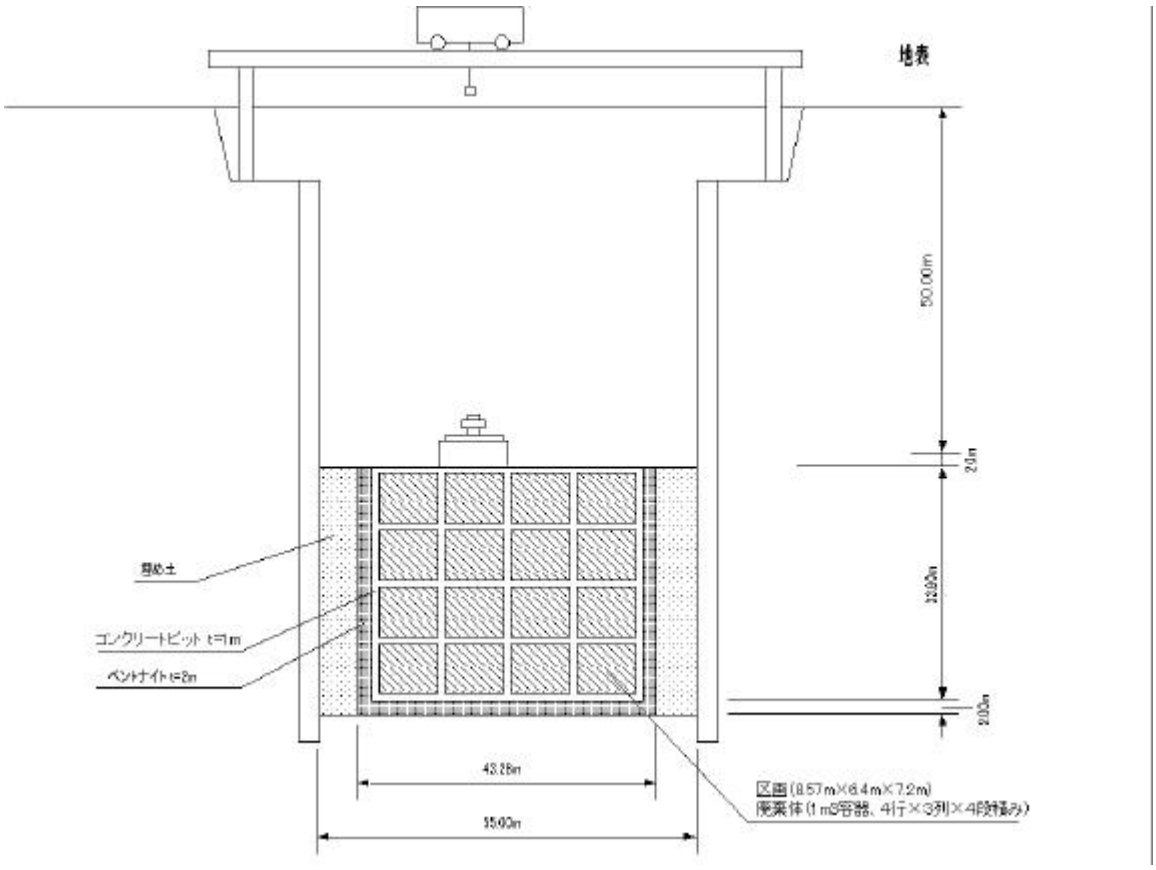



図 3.3.3-6 断面図（開削サイロ方式）

### ３.３.４　浸透水量の検討

３.３.１～３.３.３で検討されたトンネル型と開削サイロ方式の２種類の施設に対する施設内に流入する地下水流量（以下浸透水量と呼ぶ）を検討する。検討手順としては、最初に浸透水量を検討するための天然バリア、人工バリアに関する条件設定を行い、次に上記２施設をモデル化した３次元地下水流動解析により浸透水量を設定した。

（１）　浸透水量の定義

評価上重要となる地下水は、核種の移行に寄与する地下水であり、廃棄体周辺を通過する地下水と考えられる。廃棄体の周辺には低拡散層（充てんモルタル）があり、その外側にはコンクリートピットとベントナイトが存在する。廃棄体の周辺に到達する地下水は、必ずベントナイトの内周を通過するので、本研究ではベントナイト内周を通過する地下水の流入量を浸透水量とする。

（２）　検討条件

浸透水量は、天然バリア条件及び人工バリア条件によって決まるものである。そこで本検討に用いる検討条件を以下に整理した。

（i）　天然バリア条件

浸透水量は、施設より離れた広域の地下水流動というよりは、施設周辺の地下水流動によって決まると考えられる。浸透水量に関係する天然バリア条件としては以下のものがある。

- 地下水流向
- 岩盤の透水係数
- 動水勾配

上記３パラメータについて、以下の様に設定した。

(a) 地下水流向

地下水流向に関しては、上記２施設について浸透水量が最大となる地下水流向を設定

した。

(b) 岩盤の透水係数

上記２施設は、第３次中間報告の施設形態が設定されている。第３次中間報告によれば、施設近傍の地下水の実流速として 0.01m/d が設定されており、1E-7m/s の岩盤の透水係数、1%の動水勾配、空隙率 20%が設定されている。本検討でも第３次中間報告において設定されている 1E-7m/s を設定した。

(c) 動水勾配

第３次中間報告より 1%を設定した。

(ii) 人工バリア条件

人工バリア条件としては、

- 施設の形状、大きさ
- ベントナイトの透水係数
- セメント系材料の透水係数
- ベントナイトの厚さ

が浸透水量に関係する。上記のパラメータについては、以下の様に設定した。なお廃棄体容器に関しては、腐食等の影響が考えられるので、容器部分については遮水効果を見込まず、廃棄物及び充てん材の部分については、充てん材として多く用いられているモルタルに置き換えて考えることとした。

(a) 施設の形状、大きさ

設定される施設形状、大きさに合わせて設定する。

(b) ベントナイトの透水係数

千々松他 [1]の試験結果を見ると 70%ベントナイト配合で乾燥密度が 1.6Mg/m$^3$～1.8Mg/m$^3$ と高密度の場合、透水係数は 1E-13m/s～1E-12m/s のオーダを示している。ベントナイトに関しては、密度 1.6Mg/m$^3$ 以上の高密度な圧縮ベントナイトが使用され

るものと考え、施工前のベントナイトの透水係数を 1E-12m/s とする。施工後には、ベントナイトの劣化（Ca 化）により透水係数が１オーダ増加し、またベントナイトの施工時のばらつきなどによる透水係数が１オーダ増加すると考え、ベントナイトの透水係数に 1E-10m/s を設定する。

(c) セメント系材料の透水係数

充てん材として考える廃棄体、コンクリートピット内に充てんするモルタル、コンクリートピットの３種類のセメント系材料に関しては、長期的にはひび割れの発生や化学的な劣化が考えられる。特にひび割れを長期的に制御することは困難であり、一度連続するひび割れが生じた場合には、セメント系材料のもつ遮水効果は失われることから、本検討ではセメント系材料には遮水効果を見込まず、六ヶ所サイトの１、２号埋設施設の申請書に記載されている砂程度の透水係数 1E-5m/s を設定する。

(d) ベントナイトの厚さ

施設形態で設定したベントナイトの厚さである 2m を設定する。ただしベントナイトの厚さを薄くすることはコスト減につながるので、ベントナイトの厚さが 1m の場合についても検討する。

（iii） 基本ケースの設定

ｉ、ⅱの設定に基づき、基本ケースを表 ３.３.４-1に示す条件で設定する。

表 ３.３.４-1　基本ケース設定条件一覧表

| パラメータ | 設定値 | 備考 |
|---|---|---|
| 地下水流向 | 施設形態、解析ケースにより設定する。 | |
| 岩盤の透水係数 | 1E-7m/s | 固定条件 |
| 動水勾配 | 1% | 固定条件 |
| 施設形状、大きさ | 対象施設形態により設定 | |
| ベントナイトの透水係数 | 1E-10m/s | 解析ケースによって変動<br>変動幅：1E-11m/s～1E-9m/s |
| セメント系材料の透水係数 | 1E-5m/s | 固定条件 |
| ベントナイトの厚さ | 2m | 解析ケースによって変動<br>変動幅：1m、2m |

（３） 浸透水量の検討

表 ３.３.４-1に示した基本ケースに対し、トンネル型施設と開削サイロ方式の２種類の施設に対し、浸透水量を個別に設定した。

（i） トンネル型施設

(a) 方法

３次元地下水流動解析により、浸透水量を設定した。なお解析には Dtransu_3D-EL を用いた。Dtransu_3D-EL は多孔質媒体をオイラリアン・ラグランジェ法を用いて解く公開された解析コードである。

ｉ 解析モデル

３.３.１～３.３.３の検討結果から、コンクリートピット内には、４行×３列×４段積みで合計 48 個の廃棄体が定置される。トンネルの掘削方向に垂直な垂直断面における廃棄体容器の外周を繋げた領域の形状は、

水平方向：1.3m×4+0.39m×3=6.37m

垂直方向：1.3m×4=5.2m

である。解析モデルでは、廃棄体容器の外周を繋げた領域の形状を長辺である水平方向の長さ 6.37m をまるめて一辺が 6.5m の正方形となる施設を設定した。施設の長さがベントナイトの外周で 234.4m の１本の施設を解析領域 L500m×W200m×H200m にモデル化した。

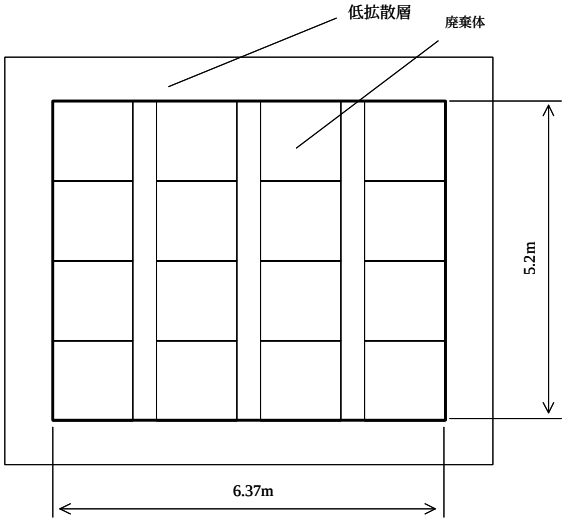



図 3.3.4-1 解析モデルにおける断面の設定（トンネル型施設）

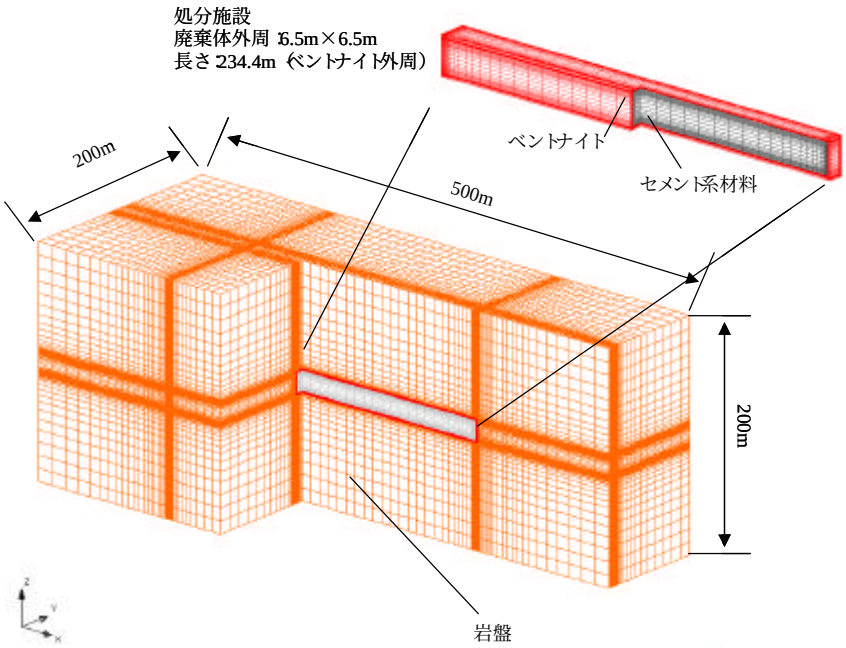



図 3.3.4-2 解析モデル図（トンネル型施設）

ii. 解析ケース

解析ケースの一覧表を表 3.3.4-2に示す。基本ケースとしては、ケース２が相当する。

**表 3.3.4-2 解析ケース一覧表（トンネル型施設）**

| ケース | 地下水流向 | ベントナイト | | 浸透水量(m3/y) | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 厚さ(m) | 透水係数(m/s) | | |
| ケース2 | トンネルの掘削方向に平行 | 2 | 1e-10 | 7.2E+0 | 基本ケース |
| 参考1 | トンネルの掘削方向に対し45° | | | 5.2E+0 | 参考 |
| 参考2 | トンネルの掘削方向に対し垂直 | | | 1.6E+0 | 参考 |
| ケース1 | トンネルの掘削方向に平行 | 2 | 1e-9 | 6.2E+1 | |
| ケース2 | | | 1e-10 | 7.2E+0 | 基本ケース |
| ケース3 | | | 1e-11 | 7.4E-1 | |
| ケース4 | | 1 | 1e-9 | 1.0E+2 | |
| ケース5 | | | 1e-10 | 1.4E+1 | |
| ケース6 | | | 1e-11 | 1.4E+0 | |

注) 浸透水量は、施設1本分の浸透水量を示した。

iii **境界条件**

**参考のために地下水の流動方向を、**

- **トンネルの掘削方向に平行**
- **トンネルの掘削方向に対し 45°**
- **トンネルの掘削方向に対し垂直**

**としたケースの解析結果を表 3.3.4-2に併記した。設定した地下水の方向については、浸入水量の結果を見ると、地下水の流動方向は、トンネルの掘削方向に対し平行な場合が最も保守側であると考えられる。そこで本研究では、地下水の流動方向は、トンネルの掘削方向に平行な方向に設定する。**

**図 3.3.4-2の解析モデルには、境界に以下の条件を設定した。**

- **上部境界：不透水境界**
- **側方境界：上流側：全水頭値 500m 固定境界**

  **下流側：全水頭値 495m 固定境界**

**その他：不透水境界**

- **底部境界：不透水境界**

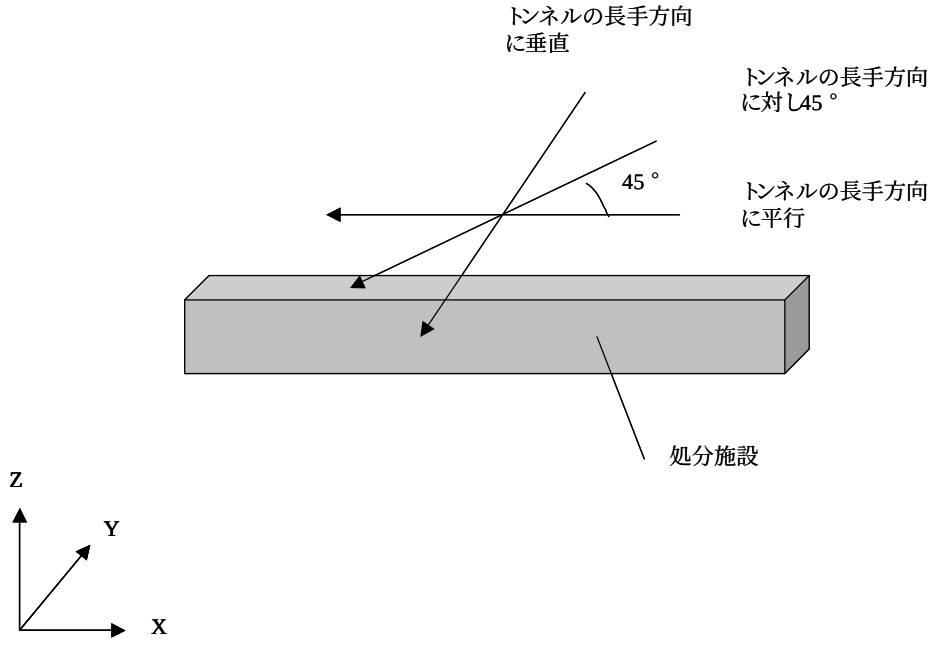



**図 3.3.4-3 概略図（地下水の流動方向）**

(b) 結果及び考察

**浸透水量の結果に関しては、表 3.3.4-2に結果を併記した。トンネルの中心を通り、トンネルの掘削方向に平行な垂直断面で施設周辺を対象とした全水頭コンタ図を図 3.3.4-4に、流速ベクトル図を図 3.3.4-5に示す。全水頭コンタの間隔は水頭差を示し、コンタの間隔が密になれば動水勾配が大きい（同じ透水係数であれば流速が早くなる）ことを示し、コンタの間隔が粗になれば動水勾配が小さいことを示す。図 3.3.4-4の全水頭コンタを見ると、ベントナイトの内側のセメント系材料では全水頭コンタが粗になっており、動水勾配が小さいことを示している。これはセメント系材料に施設周辺の岩盤やベントナイトより十分小さい 1E-5m/s という大きな透水係数を設定しているため、セメント系材料が流れの抵抗となっていないことを示している。セメント系材料の外側のベントナイト中では、施設の中間から施設の端に向かうに従い全水頭コンタが密になっており、ベントナイトを通過する地下水の流速は、施設の中間部よりは施設の端部に近づくに従い大きくなることを示している。これはセメント系材料が流れの抵抗となら**

ないため、施設の端部では施設のベントナイト中では長さ分の水頭差がかかるためと考えることができる。図 3.3.4-5の流速ベクトル図でベントナイト中の流速ベクトルの向きを見ると、施設の中間を境として上流側では施設外から施設へ流入する向きを示し、下流側では施設から施設外へ流出する向きを示している。

ベントナイト外周の面の面積を比較するとトンネルの正面よりは、トンネルの胴部の方が圧倒的に大きく、ベントナイト中の動水勾配もトンネルの端部に近づくに従い大きくなるので、地下水の流動方向がトンネルの掘削方向に垂直な方向よりはトンネルの掘削方向に平行な場合の方が浸透水量が大きい結果となっている。

表 3.3.4-3に各ケースの浸透水量を基本ケースであるケース２の浸透水量が 1 となる様にまとめ直した結果を示す。ベントナイトの厚さが半分となるケース２とケース５を比較すると、浸透 水量は 1.9 倍と２倍に近い数値を示している。ベントナイト中における施設内への流入量を次式で考えると、

$Q=S\times K\times \Delta H/L$・・・(3.3.4-1)

Q：ベントナイト中の施設内への流入量($m^3/s$)

S：ベントナイト中の単位断面積($m^2$)

K：ベントナイトの透水係数(m/s)

ΔH：水頭差(m)

L：ベントナイトの厚さ(m)

ベントナイトにかかる水頭差ΔH が同じであれば、L の長さが半分になれば流量は２倍となる。またベントナイトの厚さが同じで透水係数が変化するケース１～３を見ると、ケース２と３では、ベントナイトの透水係数が１オーダずつ変化すると浸透水量も１オーダずつ変化している。ケース１と２では１オーダとはいかないまでも 8.6 倍変化している。ケース１は岩盤とベントナイトの透水係数の差が２オーダであり、ベントナイトの透水性が増加することにより施設近傍の地下水流動場に影響を与え、上式のΔH に変化が現れた結果であると考えられる。

トンネル型施設の浸透水量に関しては、表 3.3.4-2に併記した値を設定することとする。

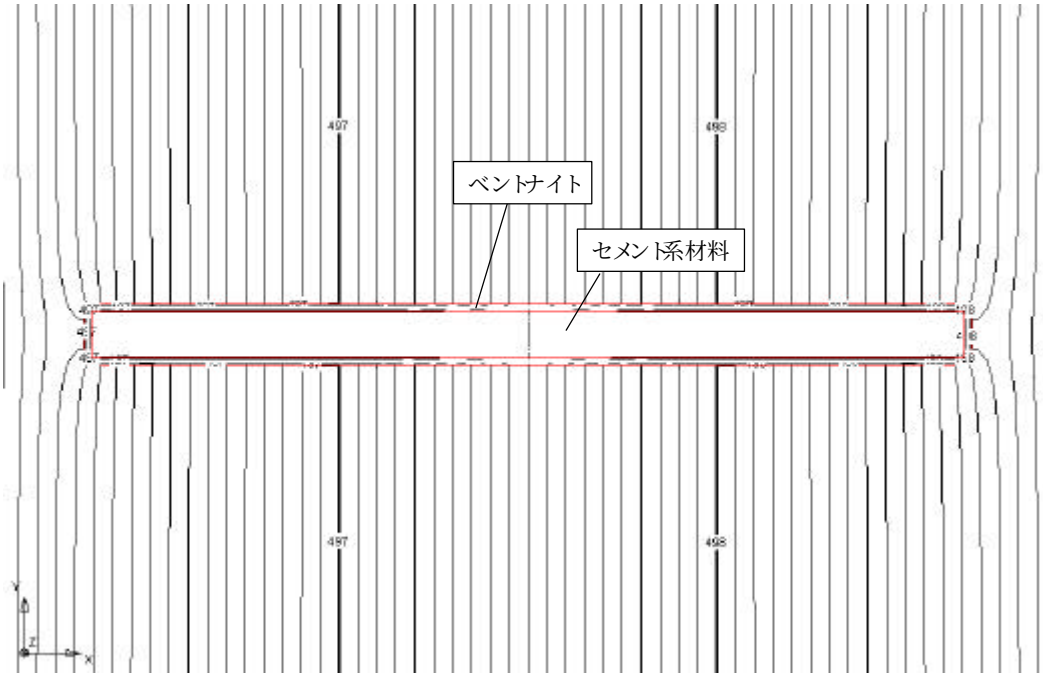



図 3.3.4-4 全水頭コンタ図（ケース２；トンネルの中心を通る垂直断面）

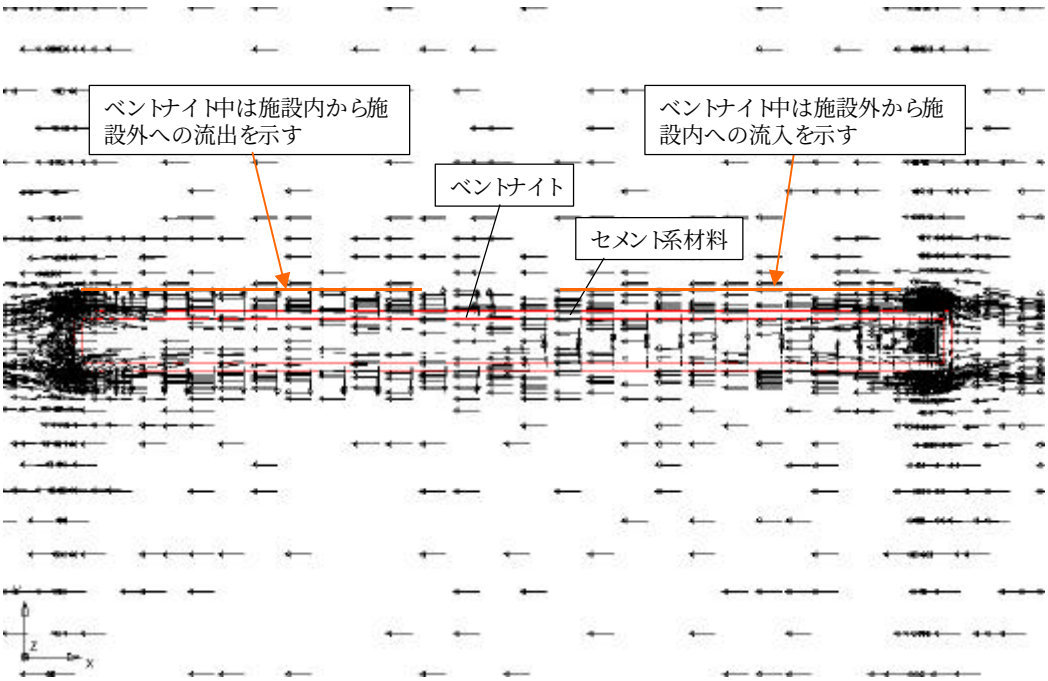



図 3.3.4-5 流速ベクトル図（ケース２；トンネルの中心を通る垂直断面）

表 3.3.4-3 浸透水量結果まとめ（トンネル型施設）

| ケース | ベントナイト | | 浸透水量(m3/y) | ケース2の浸透水量を1として規格化した比率 |
|---|---|---|---|---|
| | 厚さ(m) | 透水係数(m/s) | | |
| ケース1 | 2 | 1e-9 | 6.2E+01 | 8.6 |
| ケース2 | | 1e-10 | 7.2E+00 | 1.0 |
| ケース3 | | 1e-11 | 7.4E-01 | 0.1 |
| ケース4 | 1 | 1e-9 | 1.0E+02 | 14.2 |
| ケース5 | | 1e-10 | 1.4E+01 | 1.9 |
| ケース6 | | 1e-11 | 1.4E+00 | 0.2 |

**(ii) 開削サイロ方式**

(a) 方法

**トンネル型施設と同じく、３次元地下水流動解析を用いて浸透水量を設定した。使用した解析コードは、トンネル型施設と同じく** Dtransu_3D-EL **を用いた。トンネル型施設と同じく最も保守側と思われる地下水の流動方向を設定することとした。しかし開削サイロ方式の施設形状は複雑であるので、地下水の流動方向をふった感度解析を実施して、解析で設定する地下水の流動方向を設定した。**

**ⅰ 解析モデル**

**トンネル型施設と同じく１基の開削サイロを解析領域** L400m×W400m×H400m **の領域内にモデル化した。開削サイロには、施工中の土止めをする連壁などのセメント系材料でできた構造物が存在すると思われるが、ひび割れなどの影響を考え、解析上は遮水効果を期待せず周辺岩盤と同じ透水係数であると考えた。結果として解析モデル内には、ベントナイト、セメント系材料、岩盤の３種類をモデル化した。**

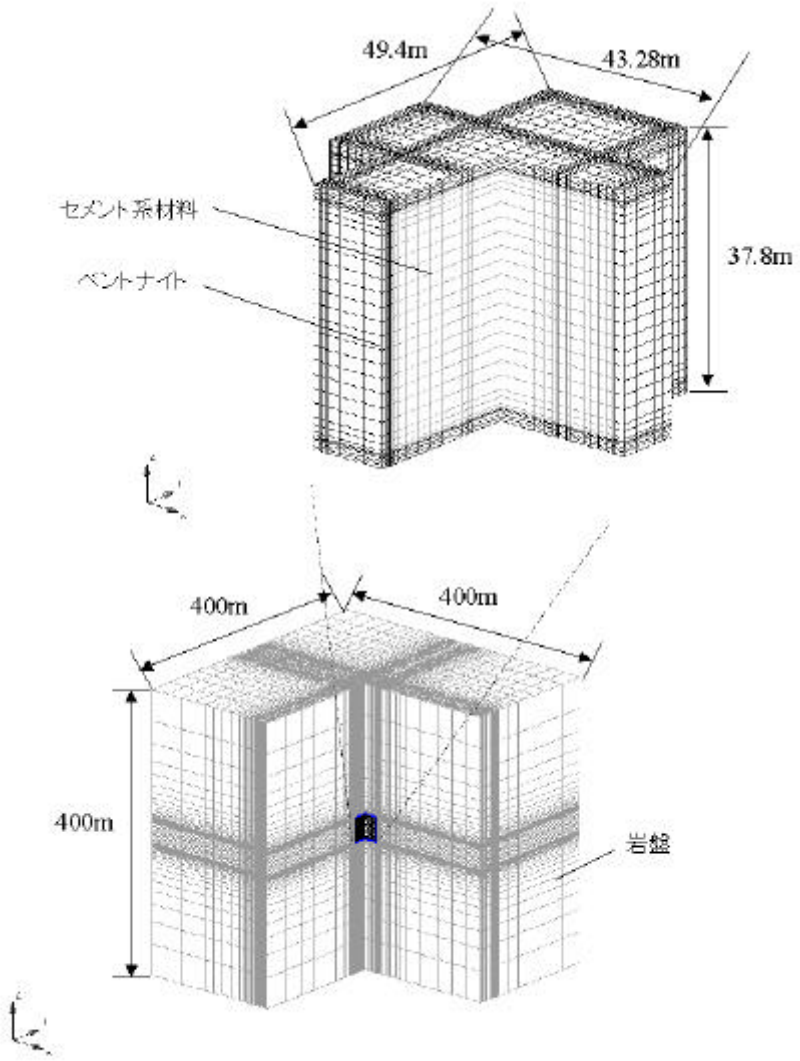



図 3.3.4-6 解析モデル図（開削サイロ）

注）解析モデル内の原点は、解析モデルの中心である。

ii. 解析ケース

表 3.3.4-4に解析ケースの一覧表を示す。ケース１～４は、解析で用いる地下水の流動方向を設定するためのケースであり、結果としてケース３とケース６以降が安全評価に用いる解析ケースである。本モデルは２個のトンネル型施設を垂直に交わる形状をしている。表 3.3.4-2に参考値として示したトンネル型施設の地下水の流動方向を変化させた場合の浸入水量の結果を見れば最も保守側となる地下水の流動方向は軸に平行な方向であると考えられることから、軸に斜交する地下水の流動方向はケース２の１ケースとした。

**表 3.3.4-4 解析ケース一覧表（開削サイロ）**

| ケース | 地下水流向 | ベントナイト | | 浸透水量(m3/y) | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 厚さ(m) | 透水係数(m/s) | | |
| ケース１ | X軸に平行 | 2 | 1e-10 | 1.23 | |
| ケース２ | X軸、Y軸に45 ° | | | 1.22 | |
| ケース３ | Y軸に平行 | | | 1.26 | 基本ケース |
| ケース４ | Z軸に平行 | | | 1.14 | |
| ケース６ | Y軸に平行 | 2 | 1e-11 | 0.13 | |
| ケース３ | | | 1e-10 | 1.26 | 基本ケース |
| ケース７ | | | 1e-9 | 11.80 | |
| ケース８ | | 1 | 1e-11 | 0.24 | |
| ケース９ | | | 1e-10 | 2.36 | |
| ケース10 | | | 1e-9 | 20.70 | |

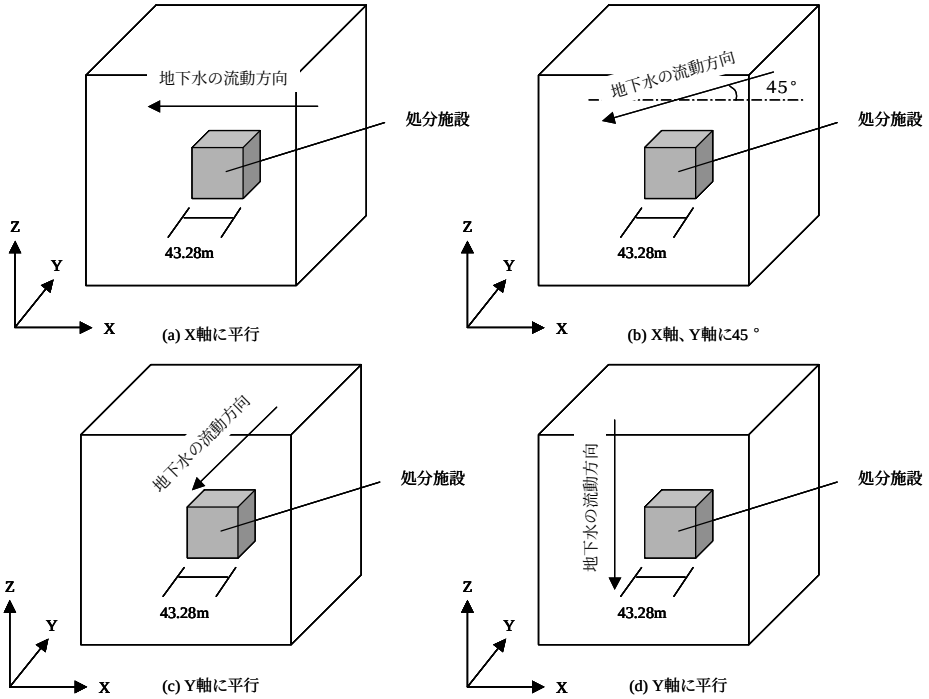



**図 3.3.4-7 概略図（地下水の流動方向）**

### iii 境界条件

**表 3.3.4-4中のケース１～４に対応する境界条件として、以下の様に設定した。**

(a) X 軸に平行

上部境界、底部境界：不透水境界

側方境界：上流側：全水頭値 500m 固定境界

下流側：全水頭値 496m 固定境界

その他：不透水境界

(b) X 軸、Y 軸に対し 45°

上部境界、底部境界：不透水境界

側方境界：図 3.3.4-8に示す全水頭値にて固定した。

(c) Y 軸に平行

(a)に同じである。

(d) Z 軸に平行

上部境界：全水頭値 500m 固定境界

底部境界：全水頭値 496m 固定境界

側方境界：不透水境界

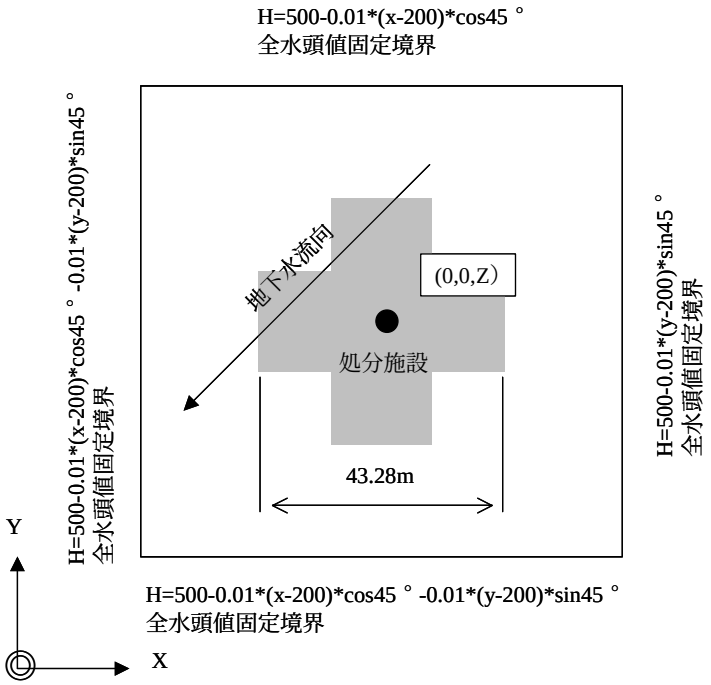



図 3.3.4-8 概略図（境界条件；ケース2）

(b) 結果及び考察

浸透水量の結果を表 3.3.4-4に併記した。

地下水の流動方向の設定

表 3.3.4-4に併記した浸透水量の結果より浸透水量が最も保守側となる方向は、Y軸に平行な方向であることがわかる。地下水の流動方向に沿った方向の施設の長さを以下に示す。

X軸に平行：43.28m（ベントナイトを含む）

Y軸に平行：49.4m（ベントナイトを含む）

Z軸に平行：37.8m（ベントナイトを含む）

トンネル型施設の場合、地下水の流動方向に沿った方向の施設の長さが長い方が浸透水量が大きくなる傾向があった。上記の長さを見ると、地下水の流動方向に沿った方向の施設の長さが長いケースが、地下水の流動方向をY軸に平行な方向に設定したケース2であり、浸透水量の結果も地下水の流動方向に沿った方向の施設の長さが長い順になっている。

施設内、施設周辺の地下水流れ

基本ケースであるケース2について施設の中心を通る水平断面における全水頭コンタ図を図 3.3.4-9、流速ベクトル図を図 3.3.4-10に示す。また施設の中心を通る地下水流向に平行な垂直断面における全水頭コンタ図を図 3.3.4-11、流速ベクトル図を図 3.3.4-12に示す。

図 3.3.4-9、図 3.3.4-11の全水頭コンタ図を見ると、以下の点についてトンネル型施設と同じ傾向を示している。

- セメント系材料は、流れの抵抗となっていないために、全水頭コンタは粗となっている。
- ベントナイト中の全水頭コンタは、施設の端に近づくにつれて密になっている。

・ ベントナイト中の流速ベクトルの向きは、施設の上流側半分で施設外から施設内へ流入する方向を示し、施設の下流側半分では施設内から施設外へ流出する方向を示す。

また、表 3.3.4-5に基本ケースであるケース２の浸透水量を 1 として規格化した場合の各ケースの浸透水量の比率を示した。以下の２点でトンネル型施設の場合と同じ傾向を示していることがわかる。

・ ベントナイトの透水係数が１オーダ増加すると、浸透水量も１オーダ近い値で増加する。
・ ベントナイトの厚さが半分になると浸透水量は 2 倍近い値で変化する。

施設形態を開削サイロ方式とした場合の浸透水量に関しては、表 3.3.4-4に併記した浸透水量を用いる。

＜参考文献＞

1) 千々松正和、藤田朝雄、鈴木英明、松本一浩：緩衝材の水理特性、サイクル機構技報、No.5、12、1999

表 3.3.4-5 浸透水量結果まとめ（開削サイロ方式）

| ケース | ベントナイト | | 浸透水量(m3/y) | ケース3の浸透水量を1に規格化した場合の浸透水量の比率 |
|---|---|---|---|---|
| | 厚さ(m) | 透水係数(m/s) | | |
| ケース６ | 2 | 1e-11 | 0.13 | 0.1 |
| ケース３ | | 1e-10 | 1.26 | 1.0 |
| ケース７ | | 1e-9 | 11.80 | 9.3 |
| ケース８ | 1 | 1e-11 | 0.24 | 0.2 |
| ケース９ | | 1e-10 | 2.36 | 1.9 |
| ケース10 | | 1e-9 | 20.70 | 16.4 |

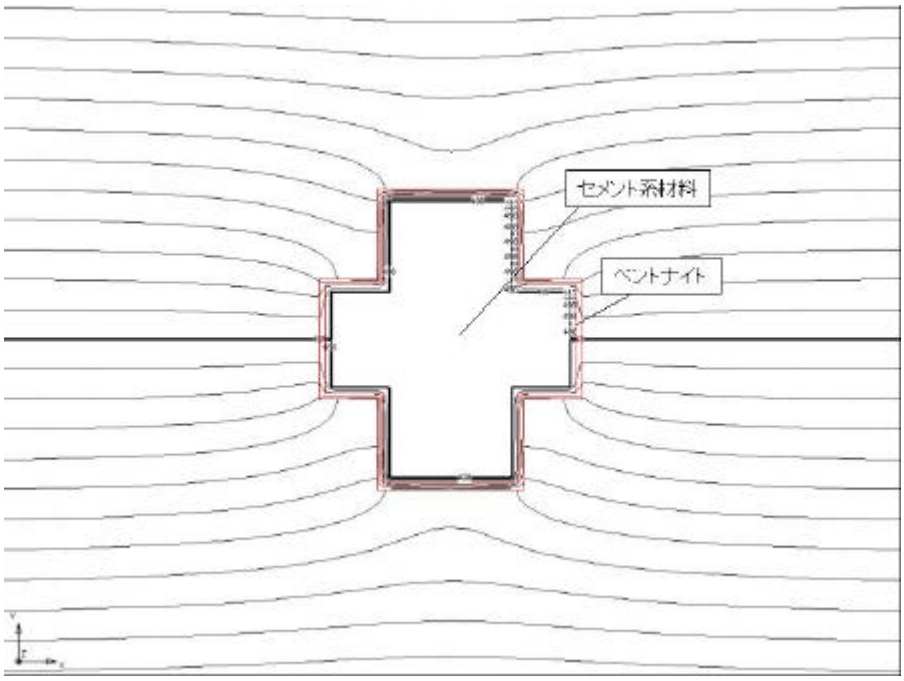



図 3.3.4-9 全水頭コンタ図（ケース２；施設の中心を通る水平断面）

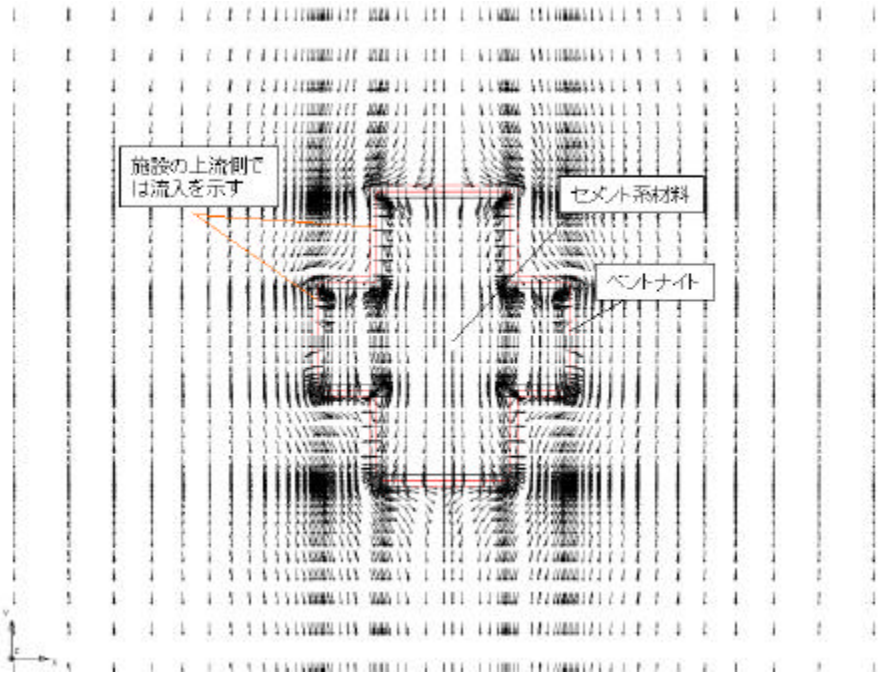



図 3.3.4-10 流速ベクトル図（ケース２；施設の中心を通る水平断面）

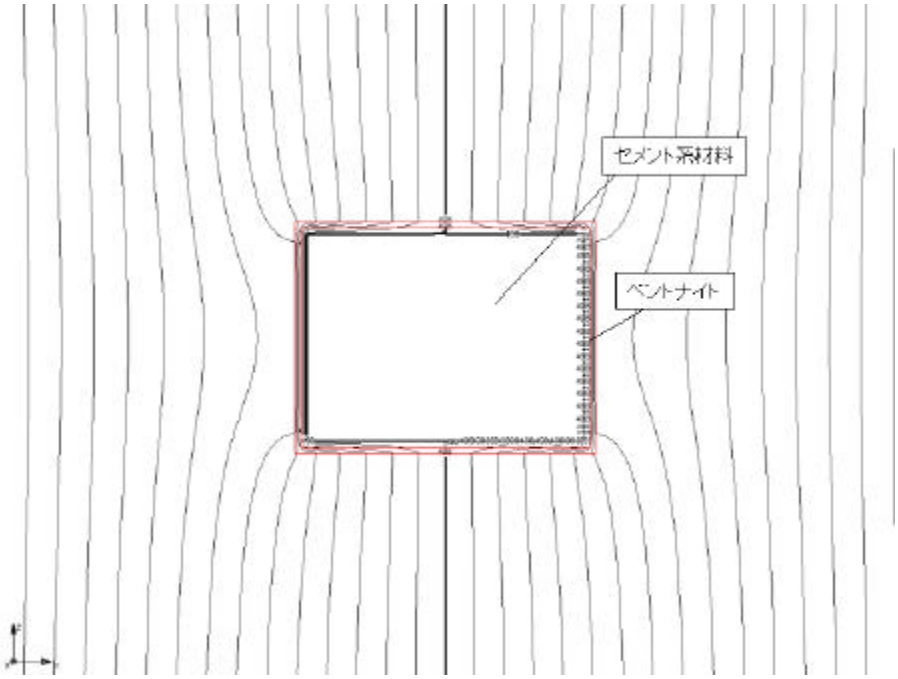



図 3.3.4-11 全水頭コンタ図（ケース２；施設の中心を通る地下水流向に平行な垂直断面）

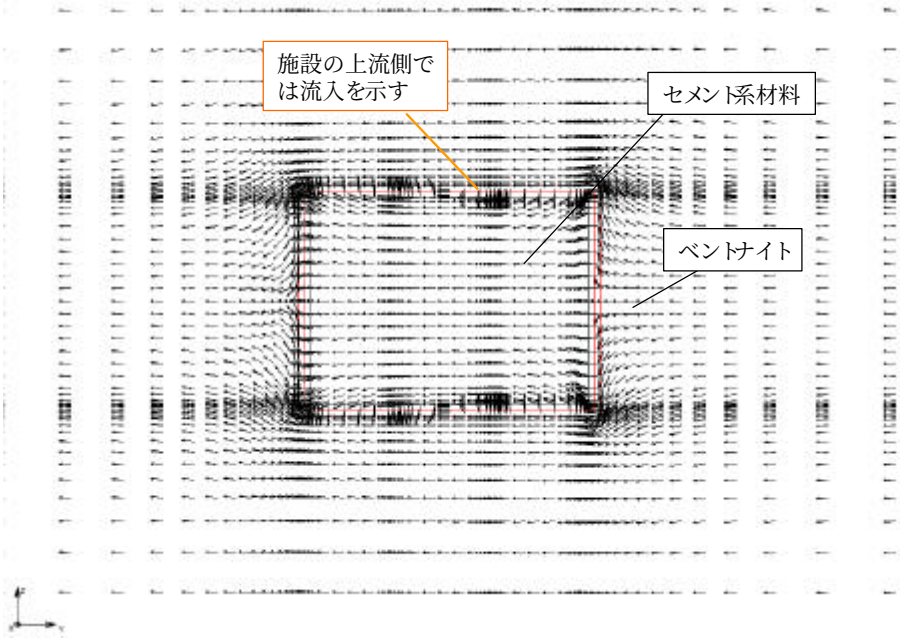



図 3.3.4-12 流速ベクトル図（ケース２；施設の中心を通る地下水流向に平行な垂直断面）

### ３.３.５　必要設備の検討

（１）　必要機器の検討

**地上の受入れ施設から廃棄体定置設備まで廃棄体輸送、及び廃棄体定置について機器概念を以下に検討する。**

a. トンネル型施設の必要機器

(a) 構内輸送設備

適用される可能性のある輸送方法としては、以下の 2 つの方法に大別される。

① 斜坑を用いる輸送方法

② 立坑を用いる輸送方法

上記方法を踏まえ、適用が想定される輸送方法を表 3.3.5-1に示す。

**i.　廃棄体の構内輸送形態**

廃棄体は運搬用遮へい容器に収納する。

運搬用遮へい容器の遮へい厚さを、廃棄体輸送容器と同等の厚さ（20cm 程度）とすると、運搬物（廃棄体＋運搬用遮へい容器）の重量は 4.6m$^3$ 廃棄体の場合で 150ton 程度になるものと想定される。

運搬用遮へい容器の共用化を踏まえると、運搬用遮へい容器には 1m$^3$ 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へい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 3.3.5-1に示す。

① 廃棄体収納数

・1m$^3$ 廃棄体は 3 体収納（重量約 17ton×3 体＝51ton）

・4.6m$^3$ 廃棄体は 1 体収納（重量約 64ton）

② 運搬用遮へい容器

・容器外寸：約 2mW×5.6mL×2mH

・重　量　：約 150ton（4.6m$^3$ 廃棄体 64ton 含む）

表 3.3.5-1 適用が想定される輸送方法（トンネル型施設 構内輸送設備）

| 輸送方法 | 輸送方式 | 汎用技術の適用性 | 勾配等の制約 | 経済性 | 落下等の安全性 |
|---|---|---|---|---|---|
| 斜坑を用いる方法 | 軌道車輌による輸送<br>（ラック式及び非ラック式がある。） | ○<br>・軌道は保守頻度が比較的高いが、実績も多く有り信頼性に問題はない。<br>・ラックは外力により破損しやすいため、信頼性は幾分劣る。 | ○<br>・軌道との粘着の関係から 10%勾配が限度である。（ただし、ラック式となる。） | △<br>・軌道及びラック、並びに架線及び電気設備（電気駆動の場合）の敷設する必要がある。 | ○<br>・車輌の脱線での廃棄体落下が考えられる。<br>・廃棄体の積載位置が 2m 以下のため、廃棄体の損傷に至らない。 |
| | タイヤ自走車輌による輸送<br>（ヤードキャリア） | ○<br>・油圧機構に対し整備等の定期保守が必要であるが、修理の頻度は低いことより信頼性に問題はない。 | ○<br>・積載重量，速度が関係するため限定できないが、実績的には積載重量が大きい（150ton 程度)場合でも 12%程度の勾配まで対応可能である | ◎<br>・車輌以外の付帯設備が不要で、市販仕様車で適用可能である。 | ○<br>・車輌の暴走での廃棄体落下が考えられる。<br>・廃棄体の積載位置が 2m 以下のため、廃棄体の損傷に至らない。 |
| 立坑を用いる方法 | 巻上機等による直接輸送<br>（クレーン方式） | ○<br>・一般産業において実績ある技術が適用可能であり信頼性に問題はない。 | | △<br>・地上施設並びに地下施設において、廃棄体の受け渡しを行う搬送設備を必要とする。 | △<br>・巻上ワイヤロープの切断による落下が考えられる。<br>・廃棄体の落下防止策は、巻上ワイヤロープの多重化のみを考慮すると、立坑の高さは万一の廃棄体落下に対し許容できる高さとする必要がある。 |
| | 廃棄体を機器に載せ巻上機等による輸送<br>（エレベータ方式） | ×<br>・油圧式エレベータの最大積載実績は 50ton 程度で、昇降工程は 30m 程度である。<br>・ロープ式エレベータは最大積載実績で 30ton 程度である。 | | ×<br>・左記実績を超える重量物搬送の場合は、技術的な対応に関する課題が多く現状では困難であると想定される。 | |

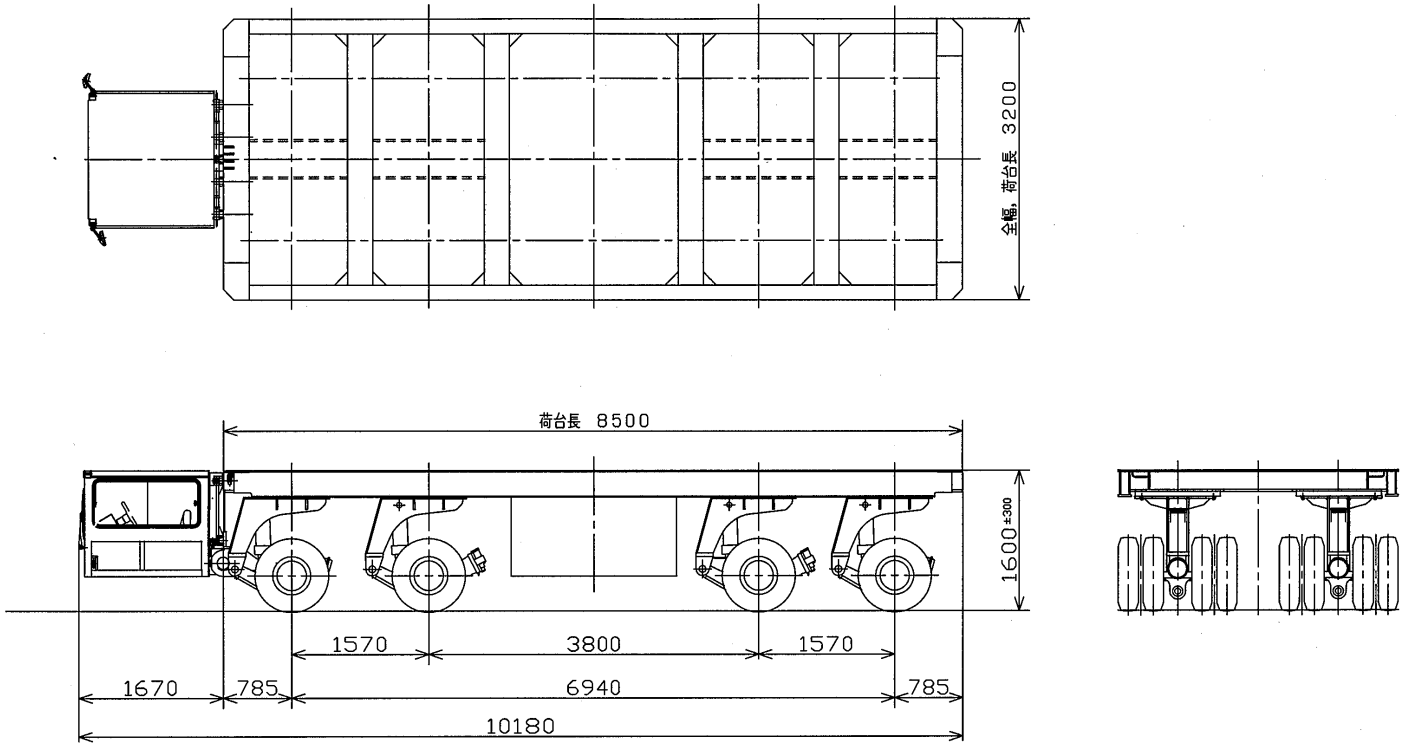



図 3.3.5-1 構内輸送設備 概念図

(ヤードキャリア)

### ii. 構内輸送設備の（ヤードキャリア）のサイクルタイム

地上の受入れ施設から地下処分空洞の定置設備までのヤードキャリアのサイクルタイムを以下に検討する。

- 地上受入れ施設廃棄体ローディング　15min
- 斜坑走行（下り）　1km/5km/h　15min
- 定置設備廃棄体アンローディング　15min
- 斜坑走行（上り）　1km/3km/h　20min

したがって、本設備の実働時間を6時間／日程度とすると、1台のヤードキャリアにおいて概ね1日に5回の搬送が可能になるものと考えられる。

以上より、ヤードキャリア1台運用における基本運転計画を表 3.3.5-2に示す。

**表 3.3.5-2　ヤードキャリア1台運用における基本運転計画**

| 作業項目 | 1時間 | 2時間 | 3時間 | 4時間 | 5時間 | 6時間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 地上受入れ施設<br>廃棄体ﾛｰﾃﾞｨﾝｸﾞ<br>所要時間：15分 | 1回目 | 2回目 | 3回目 | 4回目 | 5回目 | |
| 斜坑走行<br>所要時間：下り15分<br>：上り20分 | | | | | | |
| 定置設備<br>廃棄体ｱﾝﾛｰﾃﾞｨﾝｸﾞ<br>所要時間：15分 | | | | | | |

### iii. 構内輸送設備概略仕様

- 型　式　：ヤードキャリア（タイヤ自走車輌）
- 車輌寸法：全幅約3.2m×全長約10m×荷台高さ約1.6m
- 車輌重量：約40ton
- 最大積載重量：160ton
- 車輌総重量　：約190ton（廃棄体取扱い時）
- 走行速度　　：Max10km/h（平坦走行時）、3km/h（7%上り勾配時）
- 最小回転半径：約8m
- 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へい容器

・ 台　数　：1台

(b) 廃棄体定置設備

本廃棄体定置設備は、以下の 2 つの方法が考えられる。

① クレーンを用いる定置方法

② フォークリフトを用いる定置方法

上記方法の比較を表 3.3.5-3に示す。

**i　定置クレーンの概念**

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 3.3.5-2に示す。

**表 3.3.5-3 適用が想定される定置方法（トンネル型施設 廃棄体定置設備）**

| 埋設方式 | 定置方法 | 汎用技術の適用性 | 遠隔・自動運転への対応性 | 経済性 | 落下等の安全性 |
|---|---|---|---|---|---|
| コンクリートピット方式 | 定置クレーン | ○<br>・吊具を覆うように大きな遮へい体を設置した例はないため、信頼性の程度は不確かであるが、基本的には汎用技術の延長であるため信頼性は確保できる。 | ◎<br>・特に問題はなく対応可能である。 | △<br>・吊具を覆う可動式遮へい体の基本構造を確立するための検討を必要とする。 | ○<br>・巻上ワイヤロープの切断による落下が考えられるが、多重化で防止は可能である。<br>・取扱い高さから廃棄体の損傷に至らない。 |
| | フォークリフト | △<br>・64ton（4.6m$^3$廃棄体）にも及ぶ荷役重量を取扱う車輌の実績はない。 | △<br>遠隔操作は十分な監視装置（ITV 等）を配置すれば可能であるが、自動運転については細かな車輌動作のコントロールに難点がある。 | △<br>・35ton 超える重量物の場合は、汎用車輌の流用ができないため構造等に関し十分な検討を必要とする。 | ○<br>・転倒の可能性がある。<br>・取扱い高さから廃棄体の損傷に至らない。 |

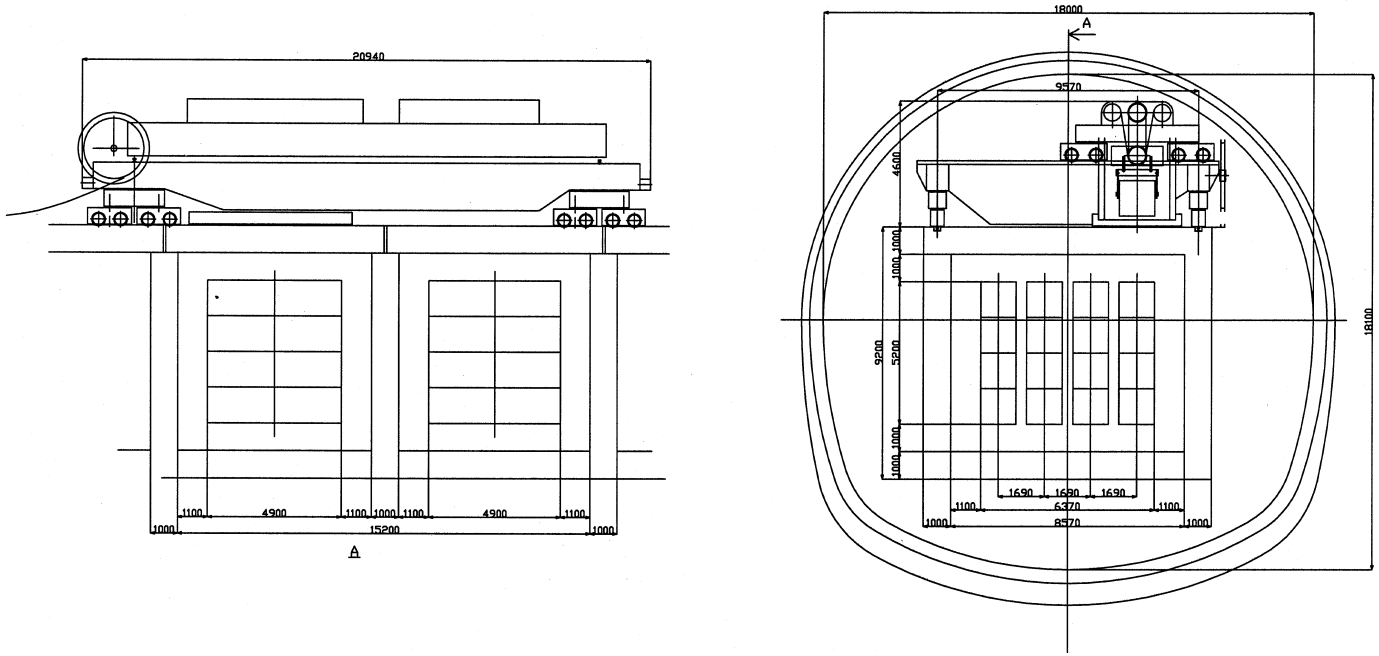



**図 3.3.5-2 トンネル型施設 廃棄体定置設備 概念図**

(定置クレーン 4.6m$^3$ 廃棄体取扱い時)

### ii. 定置設備のサイクルタイム

定置クレーンの速度仕様は、以下の程度として検討する。

① 走行速度：20m/min 程度（トンネル空洞長手方向）

② 横行速度：10m/min 程度（トンネル空洞幅方向）

③ 昇降速度： 2m/min 程度

トンネル方式の処分空洞における埋設設備の長さを 300m 程度と想定すると、最も走行距離の長い区画への定置を念頭においた場合のサイクルタイムは 65 分程度（約 1 時間 5 分）になるものと想定される。

- 廃棄体受け渡し　15min
- 走行　約 16min×往復　32min
- 横行　約 1min×往復　2min
- RC 蓋（撤去、設置）　約 3min×2　6min
- 昇降（廃棄体定置）　約 5min×2　10min

したがって、1 日に 5 回の定置が可能になるものと考えられる。

以上より、ここでは廃棄体搬送から定置までの基本運転計画を表 3.3.5-4に示す。

**表 3.3.5-4　廃棄体搬送から定置までの基本運転計画**

（コンクリートピット方式 定置クレーン）

| 作業項目 | 1 時間 | 2 時間 | 3 時間 | 4 時間 | 5 時間 | 6 時間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 地上受入れ施設<br>廃棄体ﾛｰﾃﾞｨﾝｸﾞ<br>所要時間：15 分 | 1 回目 | 2 回目 | 3 回目 | 4 回目 | 5 回目 | |
| 斜坑走行<br>所要時間：下り 15 分<br>：上り 20 分 | | | | | | |
| 定置設備<br>廃棄体ｱﾝﾛｰﾃﾞｨﾝｸﾞ<br>所要時間：15 分 | | | | | | |
| ｸﾚｰﾝ走行＋横行<br>所要時間：17 分 | | | | | | |
| RC 蓋撤去／設置<br>所要時間：各 3 分 | | | | | | |
| 廃棄体定置（昇降）<br>所要時間：10 分 | | | | | | |

iii. **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** 5m
- **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** 2m/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へい容器積載**

  4.6m$^3$ **廃棄体**×1 **体**（64 ton）

  1.0m$^3$ **廃棄体**×3 **体**（17 ton×3 **体**=51 ton）

  RC **蓋**（**約** 1m **厚コンクリートとして 約** 25ton）
- 遮へい機能 ：約 20cm 厚鉄板（廃棄体吊具周り及び RC 蓋吊具周り）

b. 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自走車輌方式（ヤードキャリア）による廃棄体輸送が適切と考える。

なお、構内輸送設備（ヤードキャリア）のサイクルタイムについては、トンネル型施設での検討と同程度のサイクルタイムになるものと想定される。

(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。

**i. 定置設備の概念**

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へい容器ごと吊下し、遮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 3.3.5-3に示す。

**ア. 設備構成の概要**

以下の装置から構成する。

① 定置クレーン

② 廃棄体定置用遮へい容器

③ RC 蓋開閉用遮へい容器

**イ. 運転方法の概要**

**1) 定常運転の概念及び概略サイクルタイム**

① クレーンで RC 蓋開閉用遮へい容器を所定の区画上へ移動 （約 20min）

② クレーンで RC 蓋開閉用遮へい容器上蓋を開放し仮置き （約 5min）

③ クレーンで廃棄体定置用遮へい容器を吊上げ （約 20min）

④ クレーン横行 （約 10min）

⑤ 廃棄体定置用遮へい容器を吊下げ（RC 蓋開閉用遮へい容器上に載せる）（約 10min）

⑥ RC 蓋開閉装置で RC 蓋を吊上げ移動 （約 1min）

⑦ 廃棄体定置用遮へい容器下部扉を開く （約 1min）

⑧ 廃棄体定置用遮へい容器昇降装置で廃棄体を降下し定置 （約 5min）

⑨ 廃棄体定置用遮へい容器昇降装置吊具と廃棄体を切離し吊具を上昇

(約 5min)

⑩ 廃棄体定置用遮へい容器下部扉を閉める (約 1min)

⑪ RC 蓋を元の位置にセット (約 5min)

⑫ 吊具上昇 (約 5min)

⑬ クレーン戻り走行・横行 (約 10min)

2) **トラブル発生時における対応の概念**

① 遮へい容器等の遮へい体内に駆動源等の機構を設ける必要が考えられる場合は、当該廃棄体内部に設置されるものを最小とし、極力、外部に駆動源等の機構を配置することを基本とする。

② 上記①のことより、機器にトラブルが発生した場合には作業員が直接対応することを基本とする。

3) **上記よりサイクルタイムは 100 分程度(1 時間 40 分)になるものと想定される。**

ii. **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 1,800ton**
- **定格荷重 ：約 300ton**
- **総重量 ：廃棄体取扱い時 約 2,100ton**
- **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へい容器**

  **：RC 蓋開閉用遮へい容器**
- **遮へい機能 ：なし**

イ．廃棄体定置用遮へい容器

・ 外形寸法　　：幅×長さ×高さ 約 2m×約 6m×約 4m

・ 遮へい容器自重：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　：

4.6m$^3$ 廃棄体×1 体（約 64ton）

1.0m$^3$ 廃棄体×3 体（約 17ton×3 体=51ton）

・ 遮へい機能：約 20cm 厚鉄板

ウ．RC 蓋開閉用遮へい容器

・ 外形寸法　　：幅×長さ×高さ 約 6m×約 8m×約 4m

・ 遮へい容器自重：約 270ton

・ 総重量　　：廃棄体取扱い時 約 450ton

・ 巻上速度　　：約 2m/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　：RC 蓋約 25ton（厚さコンクリート約 1m）

・ 遮へい機能　：約 20cm 厚鉄板

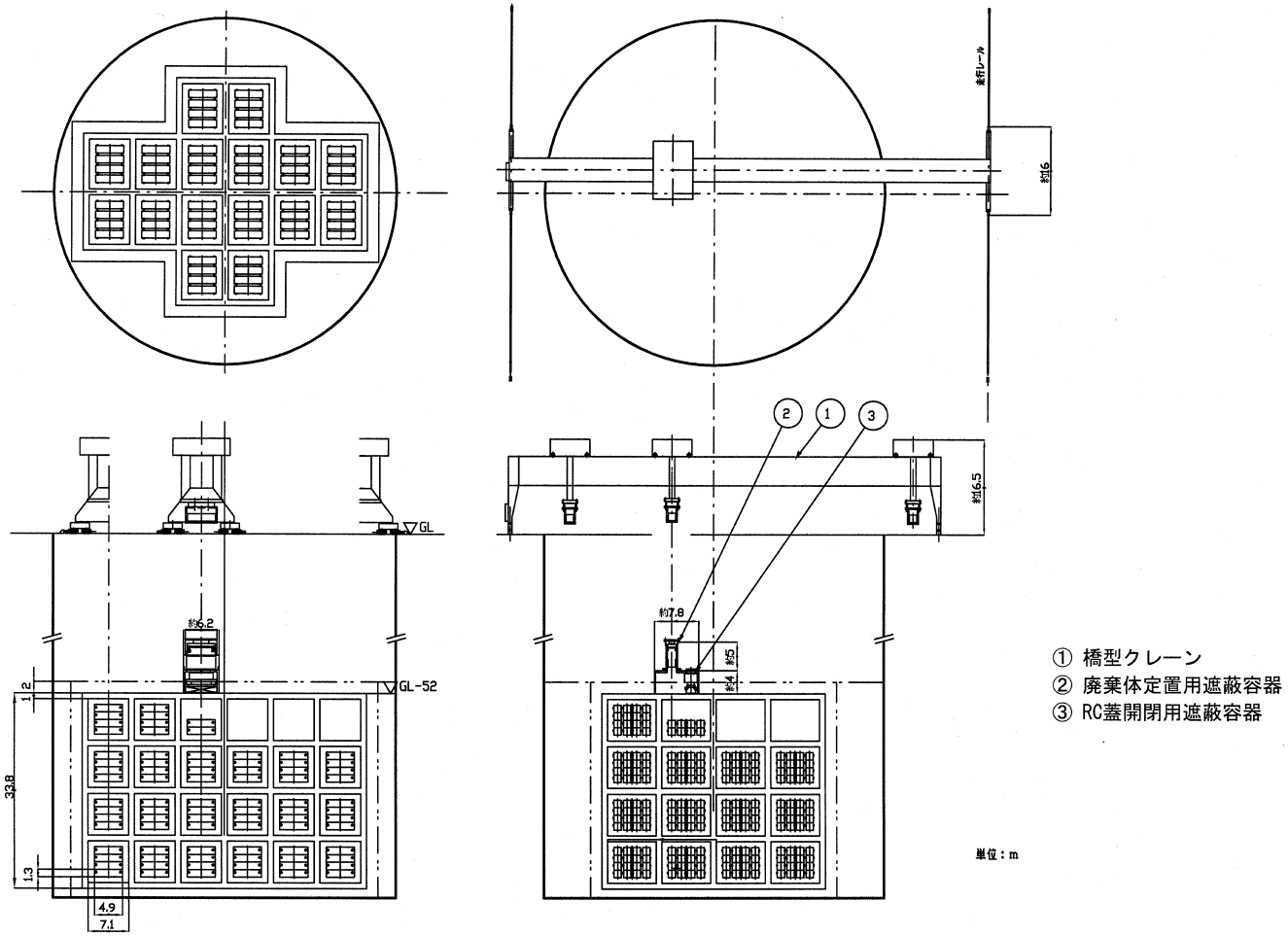



図 3.3.5-3 サイロ型施設 廃棄体定置設備 概念図

（定置クレーン 4.6m³廃棄体取扱い時）

## ３.４　安全評価

ここでは、「3.1 廃棄体特性検討」及び「3.3 埋設処分場形態の検討」の結果を基に、サイトを特定しない一般的な条件を想定し、線量評価を実施し、処分施設の成立性に関する検討を行う。

### ３.４.１　安全評価パラメータ設定

（１）　対象とする廃棄物のインベントリ等の整理

「3.1 廃棄体特性検討」において対象廃棄物の特性を検討した。ここでは、その結果を基に、線量評価を行う際に必要なデータを整理した。

整理したデータは以下の通りである。

- 対象廃棄物のインベントリの整理
- 物理的核種閉じ込め性が期待できる廃棄物について

（i）　対象廃棄物のインベントリの整理

「3.1 廃棄体特性検討」の検討より、各機関から発生する廃棄物は計 69 種類であった。各廃棄物の名称の一覧を表 ３.４.１-1に示す。ここでは、表 ３.４.１-1に示した廃棄物を、操業あるいは解体に伴い発生する廃棄物に分類した（以下、「廃棄物グループ」と記す）。各発生機関の廃棄物グループとそれに対応した対象廃棄物を表 ３.４.１-2に示す。

## 表 3.4.1-1 各機関から発生する廃棄物

| 発生機関 | | 廃棄物グループ | No. | 廃棄物名称 |
|---|---|---|---|---|
| 核燃料サイクル開発機構 | 東海・RI対象 | 操業 | 1 | 操業可燃物 |
| | | | 2 | 操業難燃物 |
| | | | 3 | 操業不燃物 |
| | | | 4 | 操業無機廃液 |
| | | | 5 | 操業有機廃液 |
| | | 解体 | 6 | 解体可燃物 |
| | | | 7 | 解体難燃物 |
| | | | 8 | 解体金属 |
| | | | 9 | 解体ｺﾝｸﾘｰﾄ等 |
| | 大洗(α系) | 操業 | 10 | 操業不燃物(高線量α系) |
| | | | 11 | 操業不燃物(低線量α系) |
| | | | 12 | 操業可燃物(低線量α系) |
| | | 解体 | 13 | 解体可燃物(α系) |
| | | | 14 | 解体不燃物(α系) |
| | | | 15 | 解体金属(α系) |
| | 大洗(βγ系) | 操業 | 16 | 操業不燃物(高線量βγ系) |
| | | | 17 | 操業可燃物(低線量βγ系) |
| | | | 18 | 操業不燃物(低線量βγ系) |
| | | 解体 | 19 | 解体可燃物(βγ系) |
| | | | 20 | 解体不燃物(βγ系) |
| | | | 21 | 解体金属(βγ系) |
| | ふげん | 操業 | 22 | 操業不燃物 |
| | | | 23 | 廃樹脂イオン交換樹脂(原子炉浄化系、重水浄化系、系統除染系) |
| | | | 24 | 廃樹脂イオン交換樹脂(復水脱塩器、廃棄物処理系脱塩器、プール水浄化系、廃棄物処理系) |
| | | 解体 | 25 | 解体金属 |
| | もんじゅ | 操業 | 26 | 操業不燃物 |
| | | 解体 | 27 | 解体金属 |
| 日本原子力研究所 | 大洗 | 操業 | 28 | 操業廃棄物(大洗βγ系)βγ固体廃棄物B(放射化金属等) ｺﾝｸﾘｰﾄﾌﾞﾛｯｸ体Ⅰ型 |
| | | | 29 | 操業廃棄物(大洗βγ系)βγ固体廃棄物B(放射化金属等) ｺﾝｸﾘｰﾄﾌﾞﾛｯｸ体Ⅱ型 |
| | | | 30 | 操業廃棄物(大洗βγ系)βγ固体廃棄物B(放射化金属等) Ⅱ型ﾌﾞﾛｯｸ体 |
| | | | 31 | 操業廃棄物(大洗α系) |
| | 東海/大洗 | 解体 | 32 | 解体廃棄物(東海、大洗) |
| | 東海 | 操業 | 33 | 操業廃棄物(汚染廃棄物)照射済み燃料を汚染源とするもの |
| | | | 34 | 操業廃棄物(汚染廃棄物)照射済み燃料を汚染源とし、かつ核燃料物質を含むもの |
| | | | 35 | 操業廃棄物(汚染廃棄物)放射化材料を汚染源とするもの |
| | | | 36 | 操業廃棄物(汚染廃棄物)照射済燃料と放射化材料の両方を汚染源とするもの |
| | | | 37 | 操業廃棄物(RI系) |
| | | | 38 | 操業廃棄物(廃液) |
| | | | 39 | 操業廃棄物(雑固体) |
| | | | 40 | 操業廃棄物(ｺﾝｸﾘｰﾄﾌﾞﾛｯｸ体) |
| | | | 41 | 操業廃棄物(α汚染物質) |
| 大学 | 東京大学 | 解体 | 42 | 解体廃棄物 |
| | 京都大学 | 操業 | 43 | 操業不燃物 |
| | | 解体 | 44 | 解体不燃物 |
| 使用施設 | 日本核燃料開発株式会社 | 操業 | 45 | 混合圧縮体（溶融処理）(操業βγ) |
| | | 解体 | 46 | 混合圧縮体（溶融処理）(解体βγ) |
| | | 操業 | 47 | 混合圧縮体（溶融処理）(操業α) |
| | | 解体 | 48 | 混合圧縮体（溶融処理）(解体α) |
| | ニュークリアディベロップメント | 操業 | 49 | 可燃物及び不燃物（操業） |
| | | 解体 | 50 | 可燃物及び不燃物（解体） |
| | | 操業 | 51 | 不燃物（金属）、不燃物[操業] |
| | | 解体 | 52 | 不燃物（金属）、不燃物[解体] |
| | | 操業 | 53 | 難燃物[操業] |
| | | 解体 | 54 | 難燃物[解体] |
| | | 操業 | 55 | 難燃物 |
| | | 操業 | 56 | 難燃物[操業] |
| | | 解体 | 57 | 難燃物[解体] |
| | | 操業 | 58 | 可燃物[操業] |
| | | 解体 | 59 | 可燃物[解体] |
| | | 操業 | 60 | 不燃物（金属）、不燃物[操業] |
| | | 解体 | 61 | 不燃物（金属）、不燃物[解体] |
| | | 操業 | 62 | 難燃物[操業] |
| | | 解体 | 63 | 難燃物[解体] |
| | 日立エンジニアリング㈱ | 解体 | 64 | 解体（不燃物）ｺﾝｸﾘｰﾄ |
| | | | 65 | 解体（不燃物）実験機器,電線 |
| | | | 66 | 解体（難燃物） |
| | | | 67 | 解体（可燃物） |
| | | | 68 | 解体（不燃物）ガラス |
| | ㈱東芝 | 解体 | 69 | 不燃物(金属) |

**表 3.4.1-2 対象廃棄物の分類**

| 廃棄物発生機関 | | 廃棄物グループ | | 各廃棄物グループの対象廃棄物 |
|---|---|---|---|---|
| 核燃料サイクル開発機構 | 東海事業所 | Gr.1 | 操業 | 1、2、3、4、5 |
| | | Gr.2 | 解体 | 6、7、8、9 |
| | 大洗工学センター | Gr.3 | 操業 | 10、11、12、16、17、18 |
| | | Gr.4 | 解体 | 13、14、15、19、20、21 |
| | ふげん | Gr.5 | 操業 | 22、23、24 |
| | | Gr.6 | 解体 | 25 |
| | もんじゅ | Gr.7 | 操業 | 26 |
| | | Gr.8 | 解体 | 27 |
| 日本原子力研究所 | 大洗事業所 | Gr.9 | 操業 | 28、29、30、31 |
| | 東海／大洗事業所 | Gr.10 | 解体 | 32 |
| | 東海事業所 | Gr.11 | 操業 | 33、34、35、36、37、38、39、40、41 |
| 大学関係 | 東京大学 | Gr.12 | 解体 | 42 |
| | 京都大学 | Gr.13 | 操業 | 43 |
| | | Gr.14 | 解体 | 44 |
| 使用施設 | 日本核燃料開発㈱ | Gr.15 | 操業 | 45、47 |
| | | Gr.16 | 解体 | 46、48 |
| | ニュークリアディベロップメント㈱ | Gr.17 | 操業 | 49、51、53、55、56、58、60、62 |
| | | Gr.18 | 解体 | 50、52、54、57、59、61、63 |
| | 日立エンジニアリング㈱ | Gr.19 | 解体 | 64、65、66、67、68 |
| | ㈱東芝 | Gr.20 | 解体 | 69 |

**（ii） 物理的核種閉じ込め性が期待できる廃棄物について**

**本検討では、物理的核種閉じ込め性が期待できる廃棄物として、金属材料からの浸出率を考え、放射化金属廃棄物と溶融された金属廃棄物を対象に検討を行った。**

**物理的核種閉じ込め性が期待できる廃棄物とそれを含む廃棄物グループについて整理した表を表 ３.４.１-3に示す。物理的核種閉じ込め性が期待できる廃棄物を含む廃棄物グループは、JNC より発生する東海事業所の解体廃棄物（Gr.2)、大洗工学センターの解体廃棄物（Gr.4)、ふげんの解体廃棄物（Gr.6)、もんじゅの解体廃棄物（Gr.8)、原研の東海/大洗事業所より発生する解体廃棄物（Gr.10)、東京大学の解体廃棄物（Gr.12)、京都大学の操業廃棄物（Gr.13）及び解体廃棄物（Gr.14)、日本核燃料開発㈱の操業廃棄物（Gr.15）及び解体廃棄物（Gr.16)、㈱東芝の解体廃棄物（Gr.20）であった。廃棄物グループに含まれる放射化金属である廃棄物の割合を表 ３.４.１-4に示す。**

**表 ３.４.１-3 放射化金属である廃棄物及び処理方法**

| 廃棄物発生機関 | | 廃棄物グループ | | 放射化金属である廃棄物及び処理方法 | |
|---|---|---|---|---|---|
| 核燃料サイクル開発機構 | 東海事業所 | Gr.1 | 操業 | - | - |
| | | Gr.2 | 解体 | 8:解体金属 | 溶融 |
| | 大洗工学センター | Gr.3 | 操業 | - | - |
| | | Gr.4 | 解体 | 15:解体金属(α系) | 溶融 |
| | ふげん | Gr.5 | 操業 | - | - |
| | | Gr.6 | 解体 | 25:解体金属 | 溶融以外 |
| | もんじゅ | Gr.7 | 操業 | - | - |
| | | Gr.8 | 解体 | 27:解体金属 | 溶融 |
| 日本原子力研究所 | 大洗事業所 | Gr.9 | 操業 | - | - |
| | 東海／大洗事業所 | Gr.10 | 解体 | 32:解体廃棄物 | 溶融 |
| | 東海事業所 | Gr.11 | 操業 | - | - |
| 大学関係 | 東京大学 | Gr.12 | 解体 | 42:解体廃棄物 | 溶融以外 |
| | 京都大学 | Gr.13 | 操業 | 43:操業不燃物 | 溶融 |
| | | Gr.14 | 解体 | 44:解体不燃物 | 溶融 |
| 使用施設 | 日本核燃料開発㈱ | Gr.15 | 操業 | 45:混合圧縮体(溶融処理)(操業βγ)<br>47:混合圧縮体(溶融処理)(操業α) | 溶融 |
| | | Gr.16 | 解体 | 46:混合圧縮体(溶融処理)(解体βγ)<br>48:混合圧縮体(溶融処理)(解体α) | 溶融 |
| | ニュークリアディベロップメント㈱ | Gr.17 | 操業 | - | - |
| | | Gr.18 | 解体 | - | - |
| | 日立エンジニアリング㈱ | Gr.19 | 解体 | - | - |
| | ㈱東芝 | Gr.20 | 解体 | 69:不燃物(金属) | 溶融以外 |

## 表 3.4.1-4 浸出率が期待できるインベントリの割合[-] (1/2)

| | 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 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 東海事業所 | 大洗工学センター | ふげん | もんじゅ | 東海/大洗事業所 | 東京大学 | 京都大学 | | 日本核燃料開発㈱ | | ㈱東芝 |
| | 解体 | 解体 | 解体 | 解体 | 解体 | 解体 | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 解体 |
| | Gr.2 | Gr.4 | Gr.6 | Gr.8 | Gr.10 | Gr.12 | Gr.13 | Gr.14 | Gr.15 | Gr.16 | Gr.20 |
| H-3 | 3.6E-01 | 7.6E-02 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 |
| Be-10 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| C-14 | 3.6E-01 | 2.1E-02 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | 1.0E+00 |
| Na-22 | - | 0.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Al-26 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Si-32 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| P-32 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| S-35 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Cl-36 | 3.6E-01 | 3.4E-03 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | 1.0E+00 |
| K-40 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Ca-41 | - | 0.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | 1.0E+00 |
| Ca-45 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Sc-46 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| V-50 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Mn-53 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Mn-54 | - | 2.1E-02 | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - |
| Fe-55 | - | 2.1E-02 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 |
| Fe-59 | - | - | - | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - |
| Fe-60 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Co-58 | - | 4.0E-04 | - | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - |
| Co-60 | - | 2.0E-02 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 |
| Ni-59 | - | 2.0E-02 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | 1.0E+00 |
| Ni-63 | 3.6E-01 | 2.0E-02 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 |
| Zn-65 | - | 2.1E-02 | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - |
| Se-75 | 3.6E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Se-79 | 3.6E-01 | 4.2E-01 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Rb-87 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Pb-87 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Sr-85 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Sr-89 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Sr-90 | - | 4.1E-01 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Y-90 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Zr-93 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | 1.0E+00 |
| Zr-95 | 3.6E-01 | - | - | - | - | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Nb-93m | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Nb-94 | - | 2.1E-02 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | 1.0E+00 |
| Nb-95 | 3.6E-01 | - | - | - | - | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Mo-93 | - | 2.1E-02 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | 1.0E+00 |
| Tc-97 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Tc-98 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Tc-99 | 3.6E-01 | 3.9E-02 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Ru-103 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Ru-106 | - | 4.2E-01 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Rh-102 | - | 4.2E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Rh-103m | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Rh-106 | - | - | - | - | - | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Pd-107 | 3.6E-01 | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Ag-108m | - | 2.1E-02 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | 1.0E+00 |
| Ag-110m | - | 4.6E-02 | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Cd-109 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Cd-113m | - | 4.2E-01 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| In-115 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Sn-113 | 3.6E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Sn-121m | - | 4.2E-01 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Sn-126 | - | 2.2E-02 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Sb-124 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Sb-125 | 3.6E-01 | 4.2E-01 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Te-123 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Te-125m | - | 4.2E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| I-129 | 3.6E-01 | 7.2E-01 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - |
| I-131 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Cs-134 | - | 2.4E-01 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 |
| Cs-135 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Cs-137 | 3.6E-01 | 4.2E-01 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Cs-144 | - | - | - | - | - | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Ba-133 | - | 2.1E-02 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | 1.0E+00 |
| Ba-137m | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| La-137 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| La-138 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Ce-141 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Ce-144 | - | 4.2E-01 | - | - | - | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Pr-144 | - | - | - | - | - | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Pm-145 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Pm-146 | - | 4.2E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Pm-147 | - | 4.2E-01 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Sm-151 | 3.6E-01 | 4.2E-01 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Eu-150 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Eu-152 | - | 2.7E-02 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | 1.0E+00 |
| Eu-154 | - | 2.9E-01 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | 1.0E+00 |
| Eu-155 | - | 4.0E-01 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |

| | 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 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 東海事業所 | 大洗工学センター | ふげん | もんじゅ | 東海/大洗事業所 | 東京大学 | 京都大学 | | 日本核燃料開発㈱ | | ㈱東芝 |
| | 解体 | 解体 | 解体 | 解体 | 解体 | 解体 | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 解体 |
| | Gr.2 | Gr.4 | Gr.6 | Gr.8 | Gr.10 | Gr.12 | Gr.13 | Gr.14 | Gr.15 | Gr.16 | Gr.20 |
| Tb-157 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Tb-160 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Ho-166m | - | 2.1E-02 | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Tm-171 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Lu-176 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Hf-178m | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Hf-178m2 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Hf-182 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Ta-180 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Ta-182 | - | 2.1E-02 | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Re-186m | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Re-187 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Os-194 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Ir-192m | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Pt-193 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Tl-204 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Pb-202 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Pb-205 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Pb-210 | 3.6E-01 | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Bi-207 | 3.6E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Bi-208 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Bi-210m | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Ra-228 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Ac-227 | 3.6E-01 | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Pa-233 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Pa-234 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Pa-234m | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| U-237 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| U-240 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Np-235 | - | 4.2E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Np-236 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Np-239 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Np-240m | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Pu-241 | - | 4.2E-01 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Pu-243 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Am-242 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Am-242m | - | 4.2E-01 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Am-245 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Cm-241 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Bk-249 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Nd-144 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Sm-146 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Sm-147 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Sm-148 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Gd-152 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Po-208 | 3.6E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Ra-226 | 3.6E-01 | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Th-228 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Th-229 | - | - | 1.0E+00 | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Th-230 | - | - | 1.0E+00 | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Th-232 | - | - | 1.0E+00 | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Pa-231 | 3.6E-01 | - | 1.0E+00 | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| U-232 | - | 4.2E-01 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| U-233 | - | - | 1.0E+00 | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| U-234 | - | - | 1.0E+00 | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| U-235 | - | 8.4E-04 | 1.0E+00 | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| U-236 | - | - | 1.0E+00 | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| U-238 | - | 2.4E-05 | 1.0E+00 | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Np-237 | 3.6E-01 | 7.2E-01 | 1.0E+00 | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Pu-236 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Pu-238 | - | 4.2E-01 | 1.0E+00 | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Pu-239 | - | 2.3E-01 | 1.0E+00 | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Pu-240 | - | 2.0E-01 | 1.0E+00 | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Pu-242 | - | 4.2E-01 | 1.0E+00 | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Pu-244 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Am-241 | 3.6E-01 | 4.2E-01 | 1.0E+00 | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Am-243 | 3.6E-01 | 4.2E-01 | 1.0E+00 | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Cm-242 | - | 4.2E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Cm-243 | - | 4.2E-01 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Cm-244 | 3.6E-01 | 4.2E-01 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Cm-245 | 3.6E-01 | 4.2E-01 | 1.0E+00 | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Cm-246 | - | 4.2E-01 | 1.0E+00 | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - |
| Cm-247 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Bk-247 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Cm-248 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Cm-250 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Cf-249 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Cf-250 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Cf-251 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |
| Cf-252 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | - |

（２） 評価対象核種の選定

「3.1 廃棄体特性検討」で整理された結果を基に、RI・研究所等廃棄物余裕深度処分における評価対象核種の選定を行う。評価対象核種の選定にあたり、「TRU 廃棄物処分概念検討書」[ii]（以下、「TRU レポート」と記す）を参考に検討を行った。

評価対象核種の選定は、対象となる全核種（126 核種）を核分裂生成核種(FP 核種)・中性子放射化生成核種(AP 核種)と、崩壊連鎖を考慮する核種に分けて行った。

（i） 核分裂生成核種(FP 核種)・中性子放射化生成核種(AP 核種)の選定

FP 核種・AP 核種については、対象核種が天然バリア中を移行し生物圏に到達した時の核種フラックスと、経口摂取及び吸入摂取の最大許容濃度から各核種の毒性度を算出し、影響度の大きい核種を選出する。天然バリア条件は、「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について（第 3 次中間報告）」[iii]（以下、「第 3 次中間報告」と記す）を参考にし、天然バリア条件の幅を考慮して設定した。

FP 核種・AP 核種の選定は、図 ３．４．１-1の操作手順に従い選定を行った。

その結果、対象核種は 20 核種となった。選定核種を表 ３．４．１-5に示す。

① 対象核種の天然バリア中の核種移行解析を実施。
・地下水実流速 ：0.01m/d
・分配係数 ：全核種 0ml/g
・核種移行距離 ：100m、200m

↓

② ①で得られた評価点でのフラックスと経口摂取及び吸入摂取の最大許容濃度より、各核種の毒性度を算出。

《②で選定された核種》
H-3,Be-10,C-14,Cl-36,Ca-41,Fe-55,Co-60,Ni-59,Ni-63,Se-79,
Sr-90,Zr-93,Nb-93m,Nb-94,Mo-93,Tc-99,Ag-108m,Cd-113m,Sn-121m,
Sn-126,Sb-125,I-129,Cs-134,Cs-135,Cs-137,Ba-133,Sm-151,Eu-152,
Eu-154,Ho-166m

↓

③ ②で選出した核種を対象に、H-3 以外の核種の分配係数を 10ml/g と設定し、①と同様の計算を実施。
(第 3 次中間報告などを参考に、H-3 以外の核種は分配係数が 10ml/g より大きいため、天然バリアの条件として考慮した)

↓

④ ③で得られた評価点でのフラックスと経口摂取及び吸入摂取の最大許容濃度より、各核種の毒性度を算出。

《④で選定された核種》
H-3,Be-10,C-14,Cl-36,Ca-41,Ni-59,Se-79,Zr-93,Nb-94,Mo-93,
Tc-99,Ag-108m,Sn-126,I-129,Cs-135,Ho-166m

↓

⑤ 「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[iv]（以下、「六ヶ所申請書(2 号)」と記す）」の安全評価の対象核種を考慮し、Co-60,Ni-63,Sr-90,Cs-137 を④で選出した核種に加える。

《⑤で選定された核種》
H-3,Be-10,C-14,Cl-36,Ca-41,Co-60,Ni-59,Ni-63,Se-79,Sr-90,
Zr-93,Nb-94,Mo-93,Tc-99,Ag-108m,Sn-126,I-129,Cs-135,Cs-137,
Ho-166m

**図 3.4.1-1 FP 核種・AP 核種の核種選定フロー**

**（ii） 崩壊連鎖を考慮する核種の選定**

**崩壊連鎖を考慮する核種については、崩壊系列を考慮し、卓越された流れに含まれる核種を選定した。崩壊系列の親核種は、処分直後の核種フラックスと、経口摂取及び吸入摂取の最大許容濃度から各核種の毒性度を算出し、影響度の大きい核種を選出した。**

**崩壊連鎖を考慮する核種の選定は、図 ３．４．１-2の操作手順に従い選定を行った。**

**その結果、対象核種は 25 核種となった。選定核種を表 ３．４．１-5に示す。**

① 崩壊系列を設定し、分岐がある場合は卓越した分岐を選択する。
**省略した流れに含まれる核種は、原子数を考慮して卓越した流れに足**

↓

**② 半減期が１年未満の核種は、核種移行評価上有意でないとして除外した。**

**③ 崩壊系列の親核種を、処分直後の核種フラックスと、経口摂取及び吸入摂取の最大許容濃度から選出する。**
**4N、4N+1、4N+2、4N+3 の各崩壊系列における対象核種選定の留意点を以下に示す。**

- **4N 系列 ：出発核種は毒性度が大きい Cm-244 とする。**

《②,③で選定された核種》
4N 系列 ：Cm-244,Pu-240,U-236,Th-232,Ra-228,Th-228
4N+1 系列：Cm-245,Pu-241,Am-241,Np-237,Pa-233,U-233,Th-229
4N+2 系列：Pu-242,U-238,U-234,Th-230,Ra-226,Pb-210,Po-210
4N+3 系列：Am-243,Pu-239,U-235,Pa-231,Ac-227

**図 ３．４．１-2 崩壊連鎖を考慮する核種の核種選定フロー**

表 3.4.1-5 選定核種

| | |
|---|---|
| H-3 | Pb-210 |
| Be-10 | Po-210 |
| C-14 | Ra-226 |
| Cl-36 | Ra-228 |
| Ca-41 | Ac-227 |
| Co-60 | Th-228 |
| Ni-59 | Th-229 |
| Ni-63 | Th-230 |
| Se-79 | Th-232 |
| Sr-90 | Pa-231 |
| Zr-93 | Pa-233 |
| Nb-94 | U-233 |
| Mo-93 | U-234 |
| Tc-99 | U-235 |
| Ag-108m | U-236 |
| Sn-126 | U-238 |
| I-129 | Np-237 |
| Cs-135 | Pu-239 |
| Cs-137 | Pu-240 |
| Ho-166m | Pu-241 |
| | Pu-242 |
| | Am-241 |
| | Am-243 |
| | Cm-244 |
| | Cm-245 |

（3） 安全評価の条件設定

（i） 人工バリア

本検討では、施設形状はトンネル型と開削サイロ型を想定しており（施設形状の詳細は「3.3 埋設処分場形態の検討」を参照）、一般的であると考えられている地下利用に十分余裕を持った深度（例えば 50～100m程度）に埋設すると設定した。

廃棄物層は劣化した状態であり、廃棄物層内は砂と同等の特性であると設定した。

本検討では、放射性核種の漏出を抑制する機能を有する人工バリアとして、低拡散バリアと低透水バリアを設定した。低拡散バリアは、セメント系充てん材を使用し、コンクリートピットと廃棄体の間に 1m 設置した。低透水バリアは、ベントナイト混合土を使用し、コンクリートピットの周囲に 2m 設置した。

人工バリアについては、下記の事項について、人工バリア条件の幅を考慮する。

(a) 人工バリアの経時変化を考慮したパラメータ

人工バリア材の経時的な劣化現象を考慮した解析に関し、現状、バリア材の物質移行特性や吸着特性などについて経時的な変化を踏まえた評価パラメータ設定を行うための根拠となる余裕深度処分施設を対象とした劣化解析などが実施されていない。このため、本年度の検討では、これまで実施されている人工バリア材が変質した状態と人工バリア材が有する初期条件が継続した場合という状態を設定した。

(b) 廃棄体に含まれる物質を考慮したパラメータ

「3.1 廃棄体特性検討」の検討結果より、処分の安全評価上影響を及ぼすと考えられる有害物質に関しては、データが集約されていない。このため、安全評価においては有機物や硫酸塩等の塩類が存在した場合を想定して、その影響について感度解析的に評価を行った。

(c) 廃棄体特性に応じた放出モデル及びそのパラメータ

廃棄体の物理的核種閉じ込め性については、(1)項より、放射化金属廃棄物と溶融された金属廃棄物を対象に、金属母材からの浸出率を設定した。

金属廃棄物の処理方法が溶融処理の場合は、全核種が金属中に混合されるため、全核種について浸出率を設定した。一方、金属廃棄物の処理方法が溶融処理でない場合は、金属母材中に存在する核種のみ浸出率を設定した。この際、浸出率を設定する核種は、TRU レポートを参考に、C-14、Cl-36、Co-60、Ni-59、Ni-63、Zr-93、Nb-94、Mo-93、Tc-99 を設定した。

なお、TRU レポートでは、ハルエンドピース廃棄体のジルカロイやステンレス鋼の酸化膜部分について瞬時放出を設定しているが、本検討では、現状、酸化膜などを考慮した設定ができる程の情報がないため、対象核種の全量に対し、浸出率を設定した。

「*ハルエンドピース廃棄体におけるジルカロイやステンレス鋼の放射化生成物について、浸出率モデルを適用した。しかしながら、ジルカロイの酸化膜（ジルカロイ厚さ全体の*20%*と想定）については、その閉じ込め性能が低いため、この領域の放射化生成物については、瞬時放出とした。*」（TRU レポートより）

(d) ベントナイト混合土の厚さを変更した場合

本検討においては、RI・研究所等廃棄物余裕深度処分施設におけるベントナイト混合土の厚さとしては、2m をレファレンスケースとして設定している。ただし、合理化を目的とした検討も行われており、ベントナイト混合土の厚さを 1m に変更した場合についても検討を行った。

(ii) 天然バリア

本評価で用いるモデル概念を図 3.4.1-3に示す。本評価は施設設置サイトを特定しないため、天然バリア条件については「第 3 次中間報告」と同様の設定とした。

天然バリア中の核種の移行距離は 500m を設定した。廃棄物施設近傍（廃棄物埋設施設下流端から 200m）とそれ以外の領域では地質環境条件が異なることから、廃棄物施設近傍の地下水実流速は 0.001m/d、廃棄物施設近傍距離以外（200m～500m）の地下水実流速は 0.01m/d を設定した。

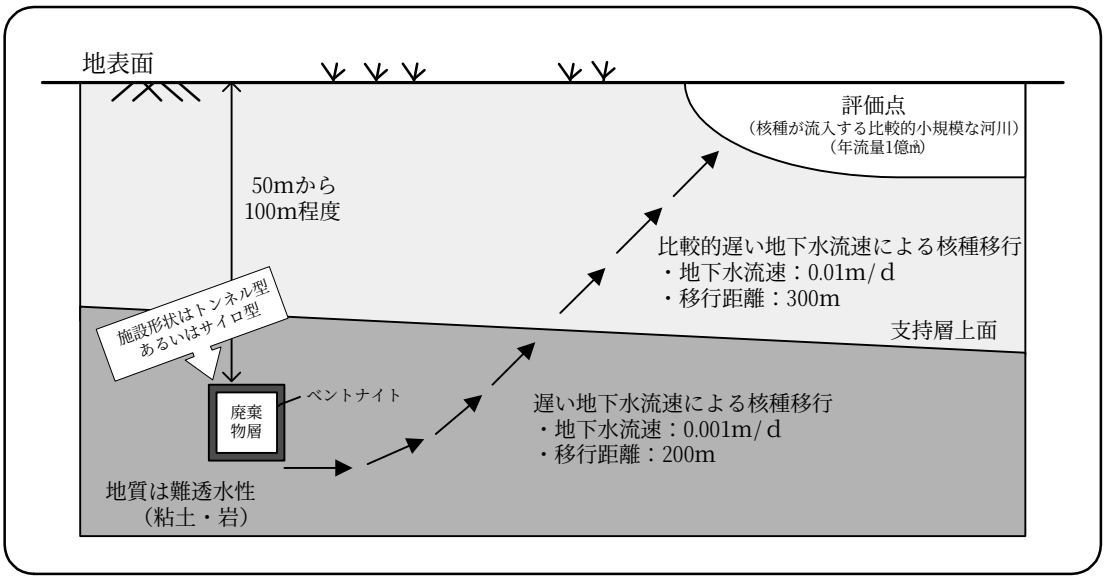



図 3.4.1-3 評価モデル概念図

### ３.４.２　地下水移行シナリオの検討

**処分場閉鎖後の廃棄体から漏出した放射性核種が、地下水中を移行することによる被ばくについて検討を行った。**

**（１）** 性能評価モデル

**処分場閉鎖後の廃棄体から漏出した放射性核種が、地下水中を移行することによる被ばくについて、本検討で性能評価上考慮した諸事象について図 ３.４.２-1に示す。**

**解析上の評価モデルは、処分施設から天然バリアを含む核種移行経路に関し、人工バリア体系などを考慮した１次元体系でモデル化して評価を実施した。**

**解析に使用したコードは、１次元核種移行解析コード“ FRONT ”を使用した。**

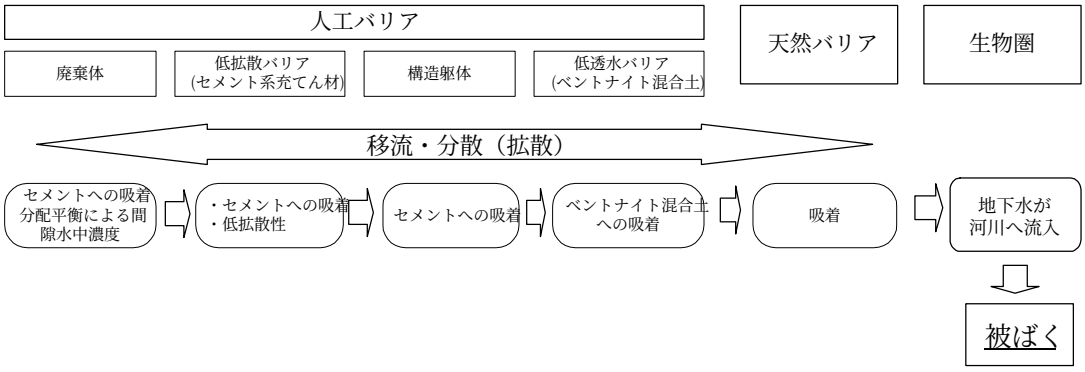



**図 ３.４.２-1　本評価で性能評価上考慮した諸事象**

**（２）** インベントリ

**本検討において設定した対象廃棄物のインベントリを表 ３.４.２-1に示す。**

**AC 核種の選定において、核種移行評価上、省略した崩壊系列の流れに含まれる短半減期や毒性度が低い核種の影響については、そのインベントリを娘核種の初期インベントリに加えて評価を行うことにより考慮した。**

**また、各核種の半減期を表 ３.４.２-2に示す。**

表 3.4.2-1 線量評価で設定したインベントリ [Bq]

| | 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 | | | | | | Total |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 東海事業所 | | 大洗工学センター | | ふげん | | もんじゅ | | 大洗事業所 | 東海/大洗事業所 | 東海事業所 | 東京大学 | 京都大学 | | 日本核燃料開発㈱ | | ニュークリアディベロップメント㈱ | | 日立エンジニアリング㈱ | ㈱東芝 | |
| | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 解体 | 解体 | |
| | Gr.1 | Gr.2 | Gr.3 | Gr.4 | Gr.5 | Gr.6 | Gr.7 | Gr.8 | Gr.9 | Gr.10 | Gr.11 | Gr.12 | Gr.13 | Gr.14 | Gr.15 | Gr.16 | Gr.17 | Gr.18 | Gr.19 | Gr.20 | |
| H-3 | 2.6E+11 | 1.5E+11 | 7.7E+11 | 3.4E+10 | 1.5E+13 | 1.1E+13 | 2.4E+13 | 7.5E+12 | 2.0E+12 | 2.0E+16 | 4.5E+14 | 6.1E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 5.8E+10 | 5.9E+10 | 1.8E+12 | 1.4E+12 | 1.1E+06 | 3.1E+10 | 2.1E+16 |
| Be-10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 4.8E+03 | 4.1E+05 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.6E+07 | 0.0E+00 | 5.4E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 5.5E+08 |
| C-14 | 2.6E+11 | 1.5E+11 | 2.0E+11 | 1.3E+10 | 5.2E+12 | 8.7E+12 | 1.2E+10 | 1.9E+12 | 4.7E+11 | 1.0E+13 | 4.3E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 4.8E+08 | 3.7E+08 | 0.0E+00 | 5.0E+09 | 3.1E+13 |
| Cl-36 | 1.3E+09 | 7.6E+08 | 3.3E+09 | 3.0E+06 | 2.0E+09 | 5.1E+10 | 7.3E+08 | 3.3E+10 | 9.7E+09 | 5.0E+10 | 2.0E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.1E+08 | 1.5E+11 |
| Ca-41 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 3.7E+07 | 2.7E+04 | 2.4E+07 | 5.7E+08 | 7.3E+10 | 3.6E+08 | 1.3E+08 | 6.0E+10 | 3.8E+07 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 8.8E+05 | 1.3E+11 |
| Co-60 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.5E+15 | 3.5E+13 | 1.3E+15 | 6.4E+15 | 1.5E+12 | 1.4E+16 | 8.5E+15 | 2.0E+15 | 1.8E+15 | 5.8E+10 | 1.4E+13 | 7.3E+13 | 3.3E+12 | 5.4E+11 | 6.4E+13 | 5.0E+13 | 9.9E+07 | 1.5E+12 | 3.6E+16 |
| Ni-59 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.3E+12 | 4.0E+10 | 5.9E+11 | 1.7E+13 | 9.9E+07 | 1.2E+13 | 3.2E+12 | 8.0E+12 | 6.9E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 3.0E+10 | 4.4E+13 |
| Ni-63 | 1.3E+09 | 7.6E+08 | 1.4E+14 | 5.5E+12 | 8.7E+13 | 2.3E+15 | 1.2E+10 | 1.4E+15 | 4.7E+14 | 7.0E+14 | 1.0E+14 | 5.8E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 2.1E+11 | 3.4E+11 | 6.4E+14 | 5.0E+14 | 6.3E+06 | 3.2E+12 | 6.3E+15 |
| Se-79 | 1.3E+09 | 7.6E+08 | 1.1E+06 | 3.5E+06 | 2.9E+07 | 3.3E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 2.8E+08 | 0.0E+00 | 2.5E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 5.2E+09 |
| Sr-90 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.4E+11 | 4.2E+11 | 2.2E+11 | 2.9E+11 | 3.2E+08 | 1.0E+10 | 9.2E+09 | 2.0E+10 | 4.0E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 5.8E+12 | 7.6E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.2E+08 | 0.0E+00 | 4.1E+14 |
| Zr-93 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 2.8E+05 | 2.2E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 2.1E+09 | 0.0E+00 | 1.1E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.5E+03 | 2.2E+12 |
| Nb-94 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.1E+10 | 5.7E+10 | 1.6E+10 | 7.0E+13 | 7.1E+07 | 7.0E+10 | 9.7E+10 | 1.0E+10 | 2.4E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 2.7E+07 | 7.0E+13 |
| Mo-93 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 4.5E+08 | 6.4E+09 | 2.3E+09 | 2.7E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.2E+10 | 0.0E+00 | 2.1E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 2.8E+07 | 6.8E+10 |
| Tc-99 | 6.6E+10 | 3.8E+10 | 1.8E+09 | 2.5E+09 | 8.0E+08 | 3.8E+09 | 1.3E+06 | 1.6E+10 | 4.6E+08 | 1.0E+09 | 8.3E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 4.1E+09 | 6.1E+08 | 7.0E+10 | 5.4E+10 | 1.1E+05 | 0.0E+00 | 3.4E+11 |
| Ag-108m | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 3.4E+07 | 4.8E+08 | 9.5E+08 | 5.3E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.5E+10 | 0.0E+00 | 3.2E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.0E+08 | 7.3E+10 |
| Sn-126 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 4.0E+08 | 5.6E+09 | 7.1E+04 | 1.0E+07 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.1E+05 | 0.0E+00 | 5.0E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.1E+10 |
| I-129 | 1.3E+09 | 7.6E+08 | 5.1E+04 | 2.1E+05 | 3.6E+05 | 5.1E+05 | 1.8E+02 | 6.2E+01 | 4.2E+03 | 6.0E+03 | 1.4E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 3.4E+09 |
| Cs-135 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.1E+05 | 4.3E+06 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.4E+11 | 0.0E+00 | 2.5E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.4E+11 |
| Cs-137 | 6.6E+08 | 3.8E+08 | 2.6E+11 | 7.7E+11 | 6.4E+11 | 7.9E+11 | 3.9E+08 | 1.3E+10 | 1.7E+08 | 2.0E+10 | 6.6E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 7.0E+13 | 1.1E+13 | 4.8E+14 | 3.7E+14 | 2.0E+09 | 0.0E+00 | 1.6E+15 |
| Ho-166m | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.1E+07 | 1.5E+08 | 4.3E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 3.0E+09 | 0.0E+00 | 7.3E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 4.4E+09 |
| Ra-226 | 6.6E+08 | 3.8E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.4E+01 | 8.8E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 4.2E-01 | 0.0E+00 | 8.3E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 8.4E+10 |
| Cm-244 | 2.0E+11 | 1.1E+11 | 1.9E+09 | 5.7E+09 | 5.4E+06 | 5.3E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.4E+09 | 0.0E+00 | 2.4E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 2.5E+13 |
| Pu-240 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 4.7E+10 | 1.2E+11 | 1.1E+14 | 1.2E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.1E+12 | 1.5E+08 | 6.2E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 2.2E+11 | 1.6E+10 | 2.1E+12 | 1.6E+12 | 3.9E+04 | 0.0E+00 | 1.2E+14 |
| U-236 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 2.1E+05 | 8.4E+04 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 6.2E+03 | 1.9E+04 | 1.1E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 3.0E+06 | 2.3E+05 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 4.9E+00 | 0.0E+00 | 1.1E+09 |
| Th-232 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 5.9E+03 | 3.9E+05 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 7.6E+03 | 1.4E-03 | 1.8E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 2.3E-01 | 1.8E-02 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 3.7E-07 | 0.0E+00 | 1.8E+09 |
| Ra-228 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.6E+02 | 3.7E+05 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.5E+03 | 0.0E+00 | 4.9E+02 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 3.8E+05 |
| Th-228 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 6.8E+04 | 2.1E+05 | 7.6E+05 | 1.1E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 2.3E+09 | 0.0E+00 | 2.4E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 4.9E+09 |
| Cm-245 | 6.6E+08 | 3.8E+08 | 1.4E+05 | 4.1E+05 | 9.3E+05 | 5.5E+07 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.5E+05 | 4.7E+06 | 1.8E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 7.6E+08 | 5.8E+07 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.2E+03 | 0.0E+00 | 3.7E+09 |
| Pu-241 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.8E+12 | 5.5E+12 | 5.2E+07 | 1.4E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 7.5E+12 |
| Am-241 | 6.6E+09 | 3.8E+09 | 2.1E+10 | 6.4E+10 | 3.1E+05 | 1.8E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.7E+12 | 9.3E+09 | 7.8E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.5E+12 | 1.2E+11 | 8.3E+12 | 6.4E+12 | 2.4E+06 | 0.0E+00 | 2.6E+13 |
| Np-237 | 5.3E+09 | 3.0E+09 | 1.5E+05 | 6.0E+05 | 0.0E+00 | 5.7E+04 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.4E+04 | 7.4E+06 | 2.2E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 7.0E+07 | 1.1E+07 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.9E+03 | 0.0E+00 | 2.3E+11 |
| U-233 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 7.2E+03 | 5.3E+07 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.3E+07 | 4.7E+03 | 5.7E+06 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 7.5E+05 | 5.7E+04 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.2E+00 | 0.0E+00 | 7.3E+07 |
| Th-229 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 3.2E+03 | 9.1E+04 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 3.3E+03 | 3.7E+01 | 1.8E+03 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 6.1E+03 | 4.7E+02 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 9.8E-03 | 0.0E+00 | 1.1E+05 |
| Pu-242 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 4.8E+07 | 1.5E+08 | 4.3E+07 | 3.1E+07 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 6.3E+08 | 1.6E+05 | 2.6E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 2.1E+08 | 1.5E+07 | 3.7E+14 | 2.9E+14 | 4.1E+01 | 0.0E+00 | 6.6E+14 |
| U-238 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 6.0E+09 | 1.2E+10 | 5.6E+03 | 2.5E+06 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 5.2E+04 | 1.5E+04 | 2.4E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 2.4E+06 | 1.8E+05 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 3.9E+00 | 0.0E+00 | 4.2E+10 |
| U-234 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.9E+07 | 5.7E+07 | 8.2E+05 | 1.6E+06 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.8E+08 | 2.5E+05 | 1.1E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.3E+08 | 9.5E+06 | 8.6E+09 | 6.7E+09 | 6.6E+01 | 0.0E+00 | 2.6E+10 |
| Th-230 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 8.4E+05 | 1.2E+03 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 6.1E+02 | 1.3E+03 | 1.9E+05 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 2.1E+05 | 1.6E+04 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 3.4E-01 | 0.0E+00 | 1.3E+06 |
| Ra-226 | 6.6E+08 | 3.8E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.4E+01 | 8.8E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 4.2E-01 | 0.0E+00 | 8.3E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 8.4E+10 |
| Pb-210 | 1.3E+09 | 7.6E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 2.3E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 3.8E+01 | 0.0E+00 | 5.5E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 7.5E+09 |
| Am-243 | 1.3E+09 | 7.6E+08 | 1.1E+08 | 3.4E+08 | 3.7E+08 | 8.3E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 5.7E+06 | 3.0E+08 | 1.8E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 4.9E+10 | 3.7E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 7.8E+04 | 0.0E+00 | 2.4E+11 |
| Pu-239 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 2.5E+10 | 6.6E+10 | 0.0E+00 | 8.1E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.1E+12 | 2.7E+07 | 3.3E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 4.0E+10 | 2.8E+09 | 1.1E+12 | 8.9E+11 | 7.0E+03 | 0.0E+00 | 6.6E+12 |
| U-235 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.9E+08 | 4.0E+08 | 3.1E+06 | 9.9E+04 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.4E+03 | 1.0E+03 | 2.4E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.6E+05 | 1.2E+04 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 2.7E-01 | 0.0E+00 | 8.3E+08 |
| Pa-231 | 5.3E+09 | 3.0E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 6.9E+01 | 2.0E+05 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 1.1E+05 | 3.3E+02 | 1.2E+05 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 5.4E+04 | 4.1E+03 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 8.7E-02 | 0.0E+00 | 8.3E+09 |
| Ac-227 | 1.3E+09 | 7.6E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 4.5E-01 | 8.3E+04 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 4.0E+03 | 0.0E+00 | 6.1E+03 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 2.1E+09 |

*）集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.4.2-2 核種の半減期

| 核種 | 半減期[y] | 核種 | 半減期[y] |
|---|---|---|---|
| H-3 | 1.2E+01 | Pb-210 | 2.2E+01 |
| Be-10 | 1.5E+06 | Po-210 | 3.8E-01 |
| C-14 | 5.7E+03 | Ra-226 | 1.6E+03 |
| Cl-36 | 3.0E+05 | Ra-228 | 5.8E+00 |
| Ca-41 | 1.0E+05 | Ac-227 | 2.2E+01 |
| Co-60 | 5.3E+00 | Th-228 | 1.9E+00 |
| Ni-59 | 7.6E+04 | Th-229 | 7.3E+03 |
| Ni-63 | 1.0E+02 | Th-230 | 7.5E+04 |
| Se-79 | 6.5E+04 | Th-232 | 1.4E+10 |
| Sr-90 | 2.9E+01 | Pa-231 | 3.3E+04 |
| Zr-93 | 1.5E+06 | Pa-233 | 7.4E-02 |
| Nb-94 | 2.0E+04 | U-233 | 1.6E+05 |
| Mo-93 | 3.0E+03 | U-234 | 2.5E+05 |
| Tc-99 | 2.1E+05 | U-235 | 7.0E+08 |
| Ag-108m | 4.2E+02 | U-236 | 2.3E+07 |
| Sn-126 | 1.0E+05 | U-238 | 4.5E+09 |
| I-129 | 1.6E+07 | Np-237 | 2.1E+06 |
| Cs-135 | 2.3E+06 | Pu-239 | 2.4E+04 |
| Cs-137 | 3.0E+01 | Pu-240 | 6.6E+03 |
| Ho-166m | 1.2E+03 | Pu-241 | 1.4E+01 |
| | | Pu-242 | 3.7E+05 |
| | | Am-241 | 4.3E+02 |
| | | Am-243 | 7.4E+03 |
| | | Cm-244 | 1.8E+01 |
| | | Cm-245 | 8.5E+03 |

（３） 評価パラメータ

（i） レファレンスケース

(a) 人工バリア

本検討では、施設形状はトンネル型と開削サイロ型を対象に検討を行っている。その構造は、廃棄体、低拡散バリア(セメント系充てん材)、構造躯体、低透水バリア(ベントナイト混合土)であり、人工バリアとしての機能には、吸着性、拡散性、透水性がある。

レファレンスケースでは、人工バリアが劣化及び変質した状態を想定した。

ⅰ 吸着性

廃棄体、低拡散バリア(セメント系充てん材)、構造躯体は、セメント系材料で構成されており、セメント系材料が変質した状態での吸着性能を設定し、ベントナイト混合土については、ベントナイト系材料が変質した状態での吸着性能を設定した。

人工バリア材（セメント系材料及びベントナイト系材料）に設定した分配係数を表 ３．４．２-3に示す。

表 ３．４．２-3では、TRU レポートの設定を基に設定を行った（C-14 は、より現実的な値を設定した)。TRU レポートでは、セメント系充てん材及びベントナイト混合土の分配係数について、ｐH に対応した値を設定している（表 ３．４．２-4)。レファレンスケースでは、人工バリア内部で起こると考えられるセメント系充てん材の変質及びベントナイト混合土の変質を考慮し、セメント系充てん材の分配係数については、表 ３．４．２-4に示す Region Ⅰ～Ⅲの中で最も保守的となる値、すなわち、最小値を設定した。ベントナイト系材料の分配係数についても同様に、pH>12.5、pH=12.5、pH=8.5 の中で最小となる値を設定した。

ⅱ 低拡散性

低拡散性については、材料及び部材により有する性能が変わるため、セメント系材料で構成されている領域の中で、セメント系充てん材に対し低拡散性を期待している。

ただし、本検討のレファレンスケースでは、人工バリアが劣化及び変質した状態を設定しているため、セメント系充てん材に対し、低拡散バリアの機能を設定していない。

人工バリア材（セメント系材料及びベントナイト系材料）に設定した実効拡散係数を表 ３．４．２-5に示す。

iii　　透水性

人工バリアは劣化及び変質している状態を想定しているため、廃棄体、低拡散バリア（セメント系充てん材）、構造躯体は砂と同程度の特性であると設定し、透水係数は1E-5m/sを設定した。ベントナイト混合土の透水係数は、1E-10m/sを設定した。

「3.3 埋設処分場形態の検討」で算出された施設浸入水量を表 3.4.2-6に示す。

表 3.4.2-3　人工バリア材料に対する分配係数(変質後)[m³/kg]

| | セメント系材料 | | ベントナイト系材料 | |
|---|---|---|---|---|
| H | 0.0E+00 | *1 | 0.0E+00 | *1 |
| Be | 1.0E-03 | *3 | 1.0E-03 | *3 |
| C | 5.0E-02 | *1 | 1.0E-03 | *1 |
| Cl | 1.0E-04 | *2 | 0.0E+00 | *2 |
| Ca | 1.0E-03 | *3 | 1.0E-03 | *3 |
| Co | 1.0E-02 | *2 | 1.0E-02 | *2 |
| Ni | 1.0E-02 | *2 | 1.0E-02 | *2 |
| Se | 1.0E-04 | *2 | 0.0E+00 | *2 |
| Sr | 1.0E-03 | *2 | 1.0E-03 | *2 |
| Zr | 1.0E-01 | *2 | 1.0E+00 | *2 |
| Nb | 1.0E-01 | *2 | 1.0E-01 | *2 |
| Mo | 1.0E-04 | *2 | 0.0E+00 | *2 |
| Tc | 1.0E-01 | *2 | 1.0E-01 | *2 |
| Ag | 1.0E-02 | *4 | 1.0E-02 | *4 |
| Sn | 1.0E-01 | *2 | 1.0E-01 | *2 |
| I | 1.0E-04 | *2 | 0.0E+00 | *2 |
| Cs | 1.0E-03 | *2 | 1.0E-02 | *2 |
| Ho | 1.0E+00 | *5 | 1.0E+00 | *5 |
| Pb | 5.0E-02 | *2 | 1.0E-01 | *2 |
| Ra | 5.0E-02 | *2 | 1.0E-02 | *2 |
| Ac | 1.0E+00 | *2 | 1.0E-01 | *2 |
| Th | 1.0E+00 | *2 | 1.0E-01 | *2 |
| Pa | 1.0E+00 | *2 | 1.0E-01 | *2 |
| U | 1.0E+00 | *2 | 1.0E-02 | *2 |
| Np | 1.0E+00 | *2 | 1.0E-01 | *2 |
| Pu | 1.0E+00 | *2 | 1.0E+00 | *2 |
| Am | 1.0E+00 | *2 | 1.0E+00 | *2 |
| Cm | 1.0E+00 | *2 | 1.0E+00 | *2 |

*1) 六ヶ所申請書(2号)より設定
*2) TRUレポートより設定
*3) 同族元素のSrと同じとした。
*4) 同族元素のCoと同じとした。
*5) 同じランタノイドのSmと同じとした。

表 3.4.2-4 TRU レポートで設定された人工バリア材料に対する分配係数[m³/kg]

| | セメント系材料 | | | ベントナイト系材料 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | Region Ⅰ (pH>12.5) | Region Ⅱ (pH=12.5) | Region Ⅲ (pH<12.5) | pH>12.5 | pH=12.5 | pH=8.5*1 |
| 真密度 | 2500kg/m³ | | | 2680kg/m³ | | |
| 間隙率 | 0.15 | | 0.35 | 0.4 | | |
| C*2 | 0.005 | 1 | 5 | 0 | 0 | 0 |
| Cl | 0.001 | 0.001 | 0.0001 | 0 | 0 | 0 |
| Co | 0.1 | 0.1 | 0.01 | 0.01 | 0.01 | 0.01 |
| Ni | 0.1 | 0.1 | 0.01 | 0.01 | 0.01 | 0.01 |
| Se | 0.001 | 0.001 | 0.0001 | 0 | 0 | 0 |
| Sr | 0.001 | 0.001 | 0.001 | 0.001 | 0.001 | 0.001 |
| Zr | 1 | 1 | 0.1 | 1 | 1 | 10 |
| Nb | 1 | 1 | 0.1 | 0.1 | 0.1 | 1 |
| Mo | 0.001 | 0.001 | 0.0001 | 0 | 0 | 0 |
| Tc | 1 | 1 | 0.1 | 0.1 | 0.1 | 0.1 |
| Sn | 1 | 1 | 0.1 | 0.1 | 0.1 | 1 |
| I | 0.001 | 0.001 | 0.0001 | 0 | 0 | 0 |
| Cs | 0.001 | 0.01 | 0.01 | 0.01 | 0.01 | 0.01 |
| Pb | 0.5 | 0.5 | 0.05 | 0.1 | 0.1 | 0.1 |
| Ra | 0.05 | 0.05 | 0.05 | 0.01 | 0.01 | 0.01 |
| Ac | 1 | 1 | 1 | 0.1 | 0.1 | 1 |
| Th | 5 | 5 | 1 | 0.1 | 1 | 1 |
| Pa | 5 | 5 | 1 | 0.1 | 0.1 | 1 |
| U | 5 | 5 | 1 | 0.01 | 0.1 | 1 |
| Np | 5 | 5 | 1 | 0.1 | 1 | 1 |
| Pu | 5 | 5 | 1 | 1 | 1 | 10 |
| Am | 1 | 1 | 1 | 1 | 1 | 10 |
| Cm | 1 | 1 | 1 | 1 | 1 | 10 |

*1) 降水系－高 pH 型地下水条件
*2) Bradbury and Sarrot は、安定炭素との C-14 の同位体交換を分配係数で表現しており、本設定においてもそれらの値を設定

表 3.4.2-5 人工バリア材料に対する設定パラメータ（変質後）*3

| | 廃棄物層 | セメント系材料 | 構造躯体 | ベントナイト系材料 |
|---|---|---|---|---|
| 実効拡散係数 [m²/sec] | 7E-10*1) | 7E-10*1) | 7E-10*1) | 3E-10*2) |
| 真密度 [kg/m³] | 2500 | 2500 | 2500 | 2680 |
| 間隙率 [-] | 0.35 | 0.35 | 0.35 | 0.4 |
| 分散長 [-] | 1 | 1 | 1 | 1 |

*1) 自由水中の拡散係数×間隙率より算出
*2) pH≦12.5 の値
*3) TRU レポートと同様に設定

表 3.4.2-6 施設浸入水量（変質後）

| ベントナイト混合土の透水係数 | 浸入水量 [m³/y] | |
|---|---|---|
| | トンネル型 | 開削サイロ型 |
| 1E-10m/s | 7.2 | 1.3 |

(b) 天然バリア

本検討では、埋設施設から漏出した核種は、天然バリア中を移流・拡散により評価点に移行する。

天然バリア中の核種の移行距離は 500m を設定し、廃棄物施設近傍（廃棄物埋設施設下流端から 200m）とそれ以外の領域では地質環境条件が異なることから、廃棄物施設近傍の地下水実流速は 0.001m/d、廃棄物施設近傍距離以外（200m～500m）の地下水実流速は 0.01m/d を設定した。

移行経路の分配係数を表 3.4.2-7、実効拡散係数等のパラメータを表 3.4.2-8に示す。

表 3.4.2-7 移行経路の分配係数

| | 移行経路の分配係数 [m3/kg] | |
|---|---|---|
| H | 0.0E+00 | *1 |
| Be | 5.0E-02 | *1 |
| C | 1.0E-02 | *1 |
| Cl | 1.0E-02 | *1 |
| Ca | 5.0E-02 | *1 |
| Co | 1.0E-01 | *1 |
| Ni | 1.0E-01 | *1 |
| Se | 1.0E-01 | *1 |
| Sr | 5.0E-02 | *1 |
| Zr | 1.0E-01 | *1 |
| Nb | 1.0E-01 | *1 |
| Mo | 1.0E-01 | *1 |
| Tc | 1.0E-02 | *1 |
| Ag | 1.0E-01 | *1 |
| Sn | 1.0E-01 | *1 |
| I | 1.0E-02 | *1 |
| Cs | 1.0E+00 | *1 |
| Ho | 1.0E-01 | *1 |
| Pb | 1.0E-01 | *2 |
| Ra | 5.0E-02 | *3 |
| Ac | 1.0E-01 | *4 |
| Th | 1.0E-01 | *4 |
| Pa | 1.0E-01 | *4 |
| U | 1.0E-01 | *1 |
| Np | 1.0E-01 | *1 |
| Pu | 1.0E+00 | *1 |
| Am | 1.0E+00 | *1 |
| Cm | 1.0E+00 | *1 |

*1) 第 3 次中間報告より設定
*2) 同族元素の Sn と同じとした。
*3) 同族元素の Ca と同じとした。
*4) 同じアクチノイドの U と同じとした。

表 3.4.2-8 移行経路の実行拡散係数等パラメータ

| パラメータ | 移行経路 | |
|---|---|---|
| 実効拡散係数 [m²/sec] | 4E-10 | *1 |
| 真密度 [kg/m³] | 2700 | *2 |
| 間隙率 [-] | 0.2 | *2 |
| 分散長 [-] | 1 | *3 |

*1) 自由水中の拡散係数×間隙率より算出
*2) TRU レポートの堆積岩の値を設定。
*3) 第 3 次中間報告より設定。

（ii） 人工バリアの経時変化を考慮したパラメータ

本検討のレファレンスケースでは、人工バリア材（セメント系充てん材、ベントナイト混合土）の変質後を想定してパラメータを設定している。

人工バリアの経時変化を考慮したケースでは、人工バリア材が変質する前の初期性能が継続した場合の人工バリア材のパラメータを設定して検討を行う。

本ケースにおいて設定した人工バリア材に期待する機能について以下に示す。

i 吸着性

人工バリア材の初期性能の設定として、セメント系材料及びベントナイト系材料の分配係数を表 3.4.2-9に設定した。

表 3.4.2-9の設定は、TRU レポートを参考に、セメント系材料については表 3.4.2-4の Region Ⅰの値、ベントナイト系材料については、pH=8.5 の値を設定した。

ii 低拡散性

低拡散性については、材料及び部材により性能が変わるため、セメント系材料で構成されている領域の中で、セメント系充てん材に対し低拡散性を設定した。

人工バリア材（セメント系材料及びベントナイト系材料）に設定した実効拡散係数を表 3.4.2-10に示す。

iii 透水性

ベントナイト混合土が初期性能を維持すると設定するため、ベントナイト混合土の透水係数は 1E-11m/s を設定した。「3.3 埋設処分場形態の検討」において算出された施設浸入水量を表 3.4.2-11に示す。

なお、セメント系材料については劣化した状態を設定し、透水係数は 1E-5m/s とした。

表 3.4.2-9 人工バリア材料に対する分配係数(初期性能維持)[m³/kg]

| | セメント系材料 | | ベントナイト系材料 | |
|---|---|---|---|---|
| H | 0 | *1 | | *1 |
| Be | 0.001 | *4 | 0.001 | *4 |
| C | 0.005 | *1 | 0 | *1 |
| Cl | 0.001 | *2 | 0 | *3 |
| Ca | 0.001 | *4 | 0.001 | *4 |
| Co | 0.1 | *2 | 0.01 | *3 |
| Ni | 0.1 | *2 | 0.01 | *3 |
| Se | 0.001 | *2 | 0 | *3 |
| Sr | 0.001 | *2 | 0.001 | *3 |
| Zr | 1 | *2 | 10 | *3 |
| Nb | 1 | *2 | 1 | *3 |
| Mo | 0.001 | *2 | 0 | *3 |
| Tc | 1 | *2 | 0.1 | *3 |
| Ag | 0.1 | *5 | 0.01 | *5 |
| Sn | 1 | *2 | 1 | *3 |
| I | 0.001 | *2 | 0 | *3 |
| Cs | 0.001 | *2 | 0.01 | *3 |
| Ho | 1 | *6 | 1 | *6 |
| Pb | 0.5 | *2 | 0.1 | *3 |
| Ra | 0.05 | *2 | 0.01 | *3 |
| Ac | 1 | *2 | 1 | *3 |
| Th | 5 | *2 | 1 | *3 |
| Pa | 5 | *2 | 1 | *3 |
| U | 5 | *2 | 1 | *3 |
| Np | 5 | *2 | 1 | *3 |
| Pu | 5 | *2 | 10 | *3 |
| Am | 1 | *2 | 10 | *3 |
| Cm | 1 | *2 | 10 | *3 |

*1) 六ヶ所申請書(2号)の設定値
*2) 表 3.4.2-4の Region I の値
*3) 表 3.4.2-4のpH=8.5の値
*4) 同族元素の Sr と同じとした。
*5) 同族元素の Co と同じとした。
*6) 同じランタノイドの Sm と同じとした。

表 3.4.2-10 人工バリア材料に対する実効拡散係数（初期性能維持）*4)

| | 廃棄物層 | セメント系材料 | 構造躯体 | ベントナイト系材料 |
|---|---|---|---|---|
| 実効拡散係数 [m²/sec] | 7E-10*1) | 1E-10*2)<br>1E-11 | 7E-10*1) | 3E-10*3) |
| 真密度 [kg/m³] | 2500 | 2500 | 2500 | 2680 |
| 間隙率 [-] | 0.35 | 0.15 | 0.35 | 0.4 |
| 分散長 [-] | 1 | 1 | 1 | 1 |

*1) 自由水中の拡散係数×間隙率より算出
*2) SKB TR-99-28[v] より設定
*3) pH≦12.5の値
*4) TRU レポートより設定

表 3.4.2-11 施設浸入水量(初期状態維持)

| ベントナイト混合土の透水係数 | 浸入水量 [m³/y] | |
|---|---|---|
| | トンネル型 | 開削サイロ型 |
| 1E-11m/s | 0.74 | 0.13 |

(iii) 廃棄体に含まれる物質を考慮したパラメータ

「3.1 廃棄体特性検討」の検討結果より、処分の安全評価上影響を及ぼすと考えられる有害物質に関してはデータが集約されていないことから、安全評価においては有機物や硫酸塩等の塩類が存在した場合の影響について、感度解析的に評価を行った。

有害物が廃棄体に含まれた場合の影響として、ベントナイト混合土の遮水性能が低下すると想定し、ベントナイト混合土の透水係数を、レファレンスケースの設定値（1E-10m/s）より 1 桁高い 1E-9m/s と設定した。「3.3 埋設処分場形態の検討」において算出された、ベントナイト混合土の透水係数が 1E-9m/s の場合での施設浸入水量を表 3.4.2-12に示す。

また、吸着効果についても有害物の影響による核種の化学形態の変化を想定し、人工バリア材（セメント系材料、ベントナイト系材料）の分配係数をレファレンスケースの設定値の 1/10 倍の値を設定した。

施設浸入水量及び人工バリア材の分配係数以外の設定パラメータは、レファレンスケースと同様である。

表 3.4.2-12 施設浸入水量(有害物が含まれた場合)

| ベントナイト混合土の透水係数 | 浸入水量 [m³/y] | |
|---|---|---|
| | トンネル型 | 開削サイロ型 |
| 1E-9m/s | 62 | 12 |

（iv） 廃棄体特性に応じた放出モデル及びそのパラメータ

本検討では、物理的核種閉じ込め性が期待できる廃棄物として、金属材料からの浸出率を考え、放射化金属廃棄物と溶融された金属廃棄物を対象に、金属母材からの浸出率を設定した（3.4.1 項参照）。

金属母材中に含まれる核種は、金属の腐食に伴い廃棄物層に放出する。本検討では金属の形状や腐食率などが不明ため、核種の放出期間を 1 万年及び 10 万年と設定した。

金属廃棄物の処理方法が溶融処理である場合は、全核種が金属中に混合されるため、全核種について浸出率を設定した。一方、金属廃棄物の処理方法が溶融処理でない場合は、金属母材中に存在する核種のみ浸出率を設定した。この際、浸出率を設定する核種は、TRU レポートを参考に、C-14、Cl-36、Co-60、Ni-59、Ni-63、Zr-93、Nb-94、Mo-93、Tc-99 を設定した。

したがって、廃棄物グループ 2、4、8、10、13、14、15、16 は溶融処理が行われるため、全核種について、浸出率を設定した。廃棄物グループ 6、12、20 は、溶融処理以外の処理が行われるため、C-14、Cl-36、Co-60、Ni-59、Ni-63、Zr-93、Nb-94、Mo-93、Tc-99 について浸出率を設定した。

廃棄物グループ中に含まれる放射化金属の割合を表 ３．４．２-13に示す。

表 3.4.2-13 浸出率が期待できる対象核種のインベントリの割合

| | 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 | | | 全インベントリに対する浸出率が期待できるインベントリの割合 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 東海事業所 | 大洗工学センター | ふげん | もんじゅ | 東海/大洗事業所 | 東京大学 | 京都大学 | | 日本核燃料開発㈱ | | 東芝㈱ | |
| | 解体 | 解体 | 解体 | 解体 | 解体 | 解体 | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 解体 | |
| | 2 | 4 | 6 | 8 | 10 | 12 | 13 | 14 | 15 | 16 | 20 | |
| 処理方法 | 溶融 | 溶融 | 溶融以外 | 溶融 | 溶融 | 溶融以外 | 溶融 | 溶融 | 溶融 | 溶融 | 溶融以外 | |
| H-3 | 3.6E-01 | 7.6E-02 | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 9.8E-01 |
| Be-10 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 0.0E+00 |
| C-14 | 3.6E-01 | 2.1E-02 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | 1.0E+00 | 6.6E-01 |
| Cl-36 | 3.6E-01 | 3.4E-03 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | 1.0E+00 | 8.7E-01 |
| Ca-41 | - | 0.0E+00 | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | 4.5E-01 |
| Co-60 | - | 2.0E-02 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 6.3E-01 |
| Ni-59 | - | 2.0E-02 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | 1.0E+00 | 8.7E-01 |
| Ni-63 | 3.6E-01 | 2.0E-02 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 6.9E-01 |
| Se-79 | 3.6E-01 | 4.2E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 5.3E-02 |
| Sr-90 | - | 4.1E-01 | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 1.6E-02 |
| Zr-93 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | 1.0E+00 | 9.9E-01 |
| Nb-94 | - | 2.1E-02 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | 1.0E+00 | 0.9974 |
| Mo-93 | - | 2.1E-02 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | - | 1.0E+00 | 4.0E-01 |
| Tc-99 | 3.6E-01 | 3.9E-02 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 1.1E-01 |
| Ag-108m | - | 2.1E-02 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 1.4E-04 |
| Sn-126 | - | 2.2E-02 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 1.1E-02 |
| I-129 | 3.6E-01 | 7.2E-01 | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | - | - | - | 7.9E-02 |
| Cs-135 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 0.0E+00 |
| Cs-137 | 3.6E-01 | 4.2E-01 | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 5.2E-02 |
| Ho-166m | - | 2.1E-02 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 7.3E-04 |
| Ra-226 | 3.6E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 1.6E-03 |
| Cm-244 | 3.6E-01 | 4.2E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 1.7E-03 |
| Pu-240 | - | 2.0E-01 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 2.2E-03 |
| U-236 | - | - | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 2.9E-03 |
| Th-232 | - | - | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 1.4E-10 |
| Ra-228 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 0.0E+00 |
| Th-228 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 0.0E+00 |
| Cm-245 | 3.6E-01 | 4.2E-01 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 2.6E-01 |
| Pu-241 | - | 4.2E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 3.1E-01 |
| Am-241 | 3.6E-01 | 4.2E-01 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 6.3E-02 |
| Np-237 | 3.6E-01 | 7.2E-01 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 5.2E-03 |
| U-233 | - | - | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 1.1E-02 |
| Th-229 | - | - | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 6.3E-02 |
| Pu-242 | - | 4.2E-01 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 4.3E-07 |
| U-238 | - | 2.4E-05 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 6.7E-05 |
| U-234 | - | - | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 5.3E-03 |
| Th-230 | - | - | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 1.8E-01 |
| Ra-226 | 3.6E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 1.6E-03 |
| Pb-210 | 3.6E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 3.6E-02 |
| Am-243 | 3.6E-01 | 4.2E-01 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 2.2E-01 |
| Pu-239 | - | 2.3E-01 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 8.2E-03 |
| U-235 | - | 8.4E-04 | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 6.1E-04 |
| Pa-231 | 3.6E-01 | - | - | - | 1.0E+00 | - | - | - | 1.0E+00 | 1.0E+00 | - | 1.3E-01 |
| Ac-227 | 3.6E-01 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 1.3E-01 |

*) “－”で示した核種については、浸出率を考慮せず、瞬時放出として設定した。

(v) ベントナイトの厚さを変更した場合

本検討においては、RI・研究所等廃棄物余裕深度処分施設におけるベントナイト混合土の厚さとしては 2m をレファレンスとして検討を進めている。ただし、合理化を目的とした検討も行われており、ベントナイト混合土の厚さを 1m に変更した場合についても検討を行った。

「3.3 埋設処分場形態の検討」において算出された、ベントナイト混合土 1m での施設浸入水量を表 3.4.2-14に示す。

なお、ベントナイト混合土の厚さ以外の設定条件は、レファレンスケースと同じである。

表 3.4.2-14 施設浸入水量(ベントナイト混合土厚さ 1m)

| ベントナイト混合土の透水係数 | 浸入水量 [m³/y] | |
|---|---|---|
| | トンネル型 | 開削サイロ型 |
| 1E-11m/s | 1.4 | 0.24 |
| 1E-10m/s | 14 | 2.4 |
| 1E-9m/s | 100 | 21 |

(4) 生物圏条件

本検討では、生物圏における被ばくシナリオ及び設定パラメータを「第 3 次中間報告」と同様に設定した。

地下水移行シナリオにおいて想定した被ばく経路を図 3.4.2-2に、想定した対象廃棄物埋設の環境条件を図 3.4.2-3に示す。

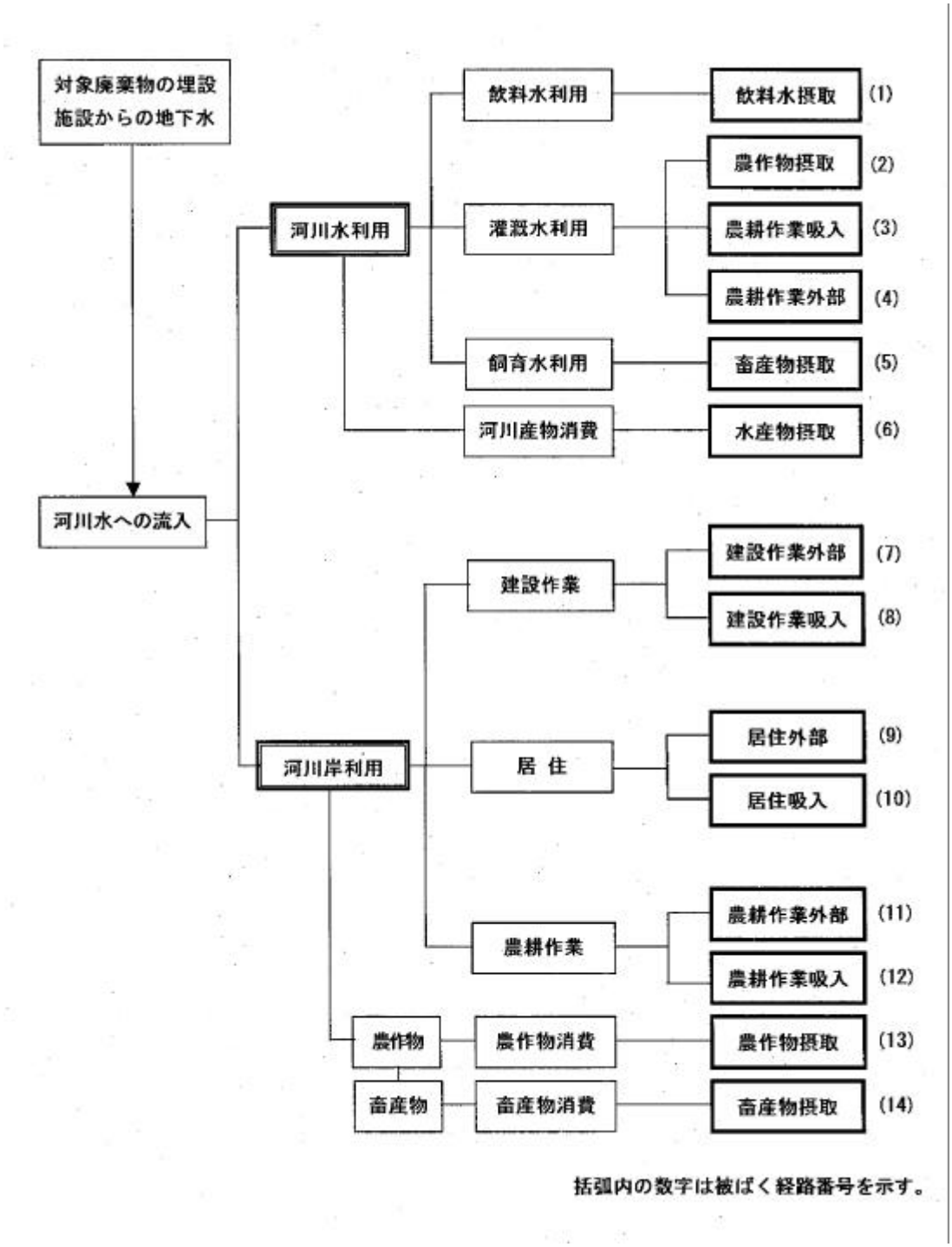



図 3.4.2-2 地下水移行シナリオにおいて想定した被ばく経路

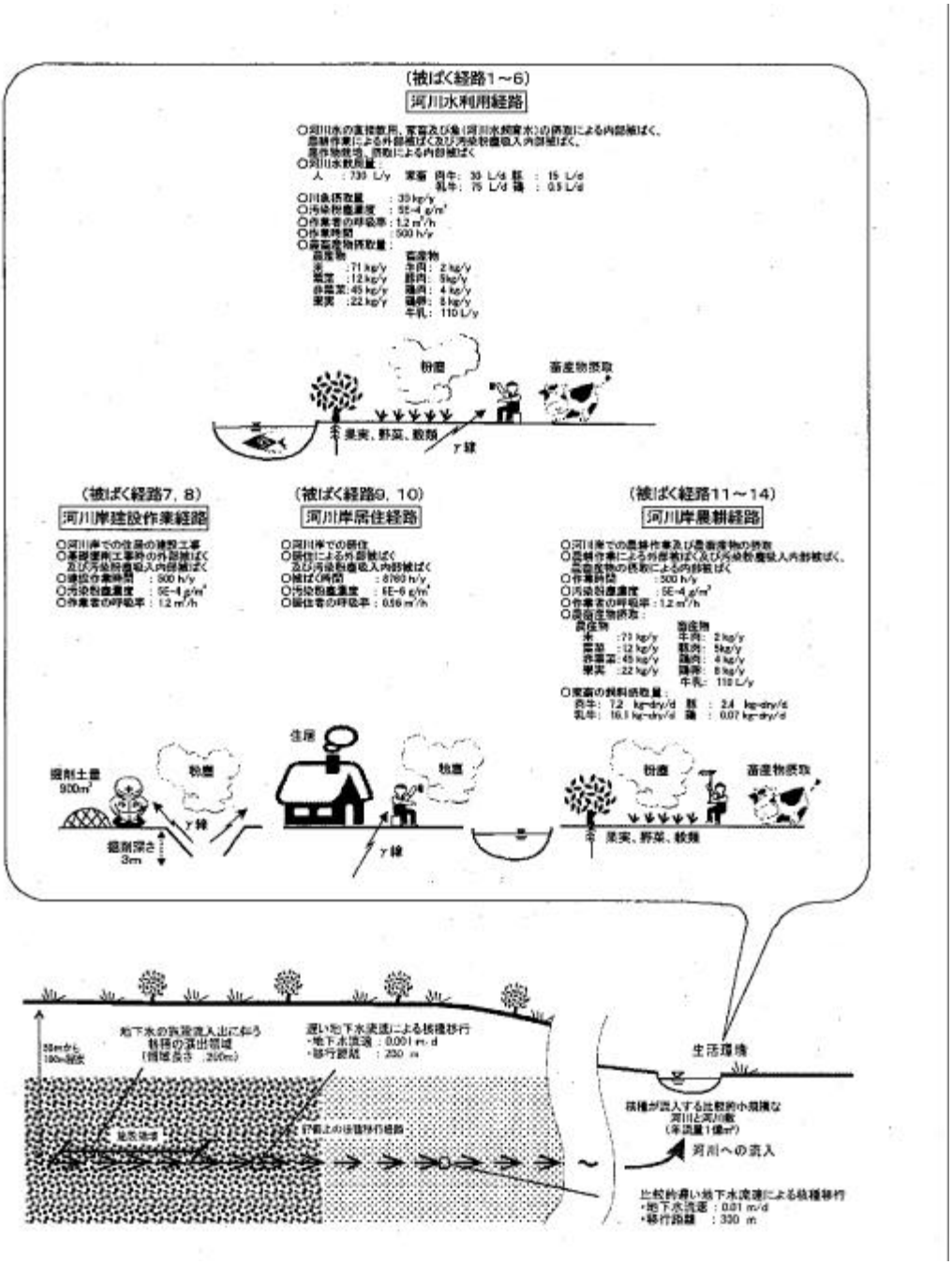



図 3.4.2-3 想定した対象廃棄物埋設の環境条件

（5） 検討ケース

本検討において検討したケースを表 3.4.2-15に示す。

本線量評価で設定するインベントリは、表 3.4.2-1において整理された全廃棄物グループの合計値を用いることを基本とした。ただし、各廃棄物グループのインベントリの整理結果から、廃棄物グループ毎の被ばく線量への寄与の推測が可能である。レファレンスケースでは、廃棄物グループ毎の被ばく線量を算出し、寄与の推測が可能であることを確認する。

表 3.4.2-15 検討ケース一覧

| Case No. | 設定したケース | 廃棄物層 | 低拡散バリア<br>(セメント系充てん材) | 構造躯体 | 低透水バリア<br>(ベントナイト混合土) | ベントナイト<br>混合土の厚さ | 浸出率 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| case1 | レファレンスケース | 劣化した状態<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数:RegionⅠ～Ⅲの最小値) | 変質した状態であり、<br>低拡散バリア性が低下<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数:RegionⅠ～Ⅲの最小値) | 劣化した状態<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数:RegionⅠ～Ⅲの最小値) | 変質した状態<br>(透水係数：1E-10m/s)<br>(拡散係数：3E-10m/s)<br>(ε：0.4)<br>(分配係数：pH>12.5,<br>pH=12.5,pH=8.5の最小値) | 2m | 瞬時放出 |
| case2 | | | | | | 1m | |
| case3 | 人工バリア材が有する<br>初期性能を維持したケース | 劣化した状態<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数：RegionⅠ) | セメント系充てん材が有する<br>低拡散バリア性能を維持<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：1E-10m/s)<br>(ε：0.15)<br>(分配係数：RegionⅠ) | 劣化した状態<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数：RegionⅠ) | ベントナイト混合土が有する<br>低透水バリア性能を維持<br>(透水係数：1E-11m/s)<br>(拡散係数：3E-10m/s)<br>(ε：0.4)<br>(分配係数：pH=8.5) | 2m | |
| case4 | | | | | | 1m | |
| case5 | | | セメント系充てん材が有する<br>低拡散バリア性能を維持<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：1E-11m/s)<br>(ε：0.15)<br>(分配係数：RegionⅠ) | | | 2m | |
| case6 | | | | | | 1m | |
| case7 | 有害物が廃棄物中に<br>含まれたケース | 劣化した状態<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽの1/10) | 変質した状態であり、<br>低拡散バリア性が低下<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽの1/10) | 劣化した状態<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽの1/10) | 有害物の影響を考慮<br>(透水係数：1E-9m/s)<br>(拡散係数：3E-10m/s)<br>(ε：0.4)<br>(分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽの1/10) | 2m | |
| case8 | | | | | | 1m | |
| case9 | 浸出率を考慮したケース | 劣化した状態<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽと同じ) | 変質した状態であり、<br>低拡散バリア性が低下<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽと同じ) | 劣化した状態<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽと同じ) | 変質した状態<br>(透水係数：1E-10m/s)<br>(拡散係数：3E-10m/s)<br>(ε：0.4)<br>(分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽと同じ) | 2m | 浸出率を考慮<br>(放出期間)<br>1万年 |
| case10 | | | | | | 1m | |
| case11 | | | | | | 2m | 浸出率を考慮<br>(放出期間)<br>10万年 |
| case12 | | | | | | 1m | |

（６） 結果及び考察

（i） 処分施設の成立性の検討

(a) 被ばく線量の経時変化と被ばく線量への寄与が高い核種について

レファレンスケースでの設定条件は、人工バリア（廃棄体、低拡散バリア、構造躯体、低透水バリア）は劣化及び変質した状態を想定した。天然バリアは、施設設置サイトを特定していないため、「第３次中間報告」と同様の設定とした。

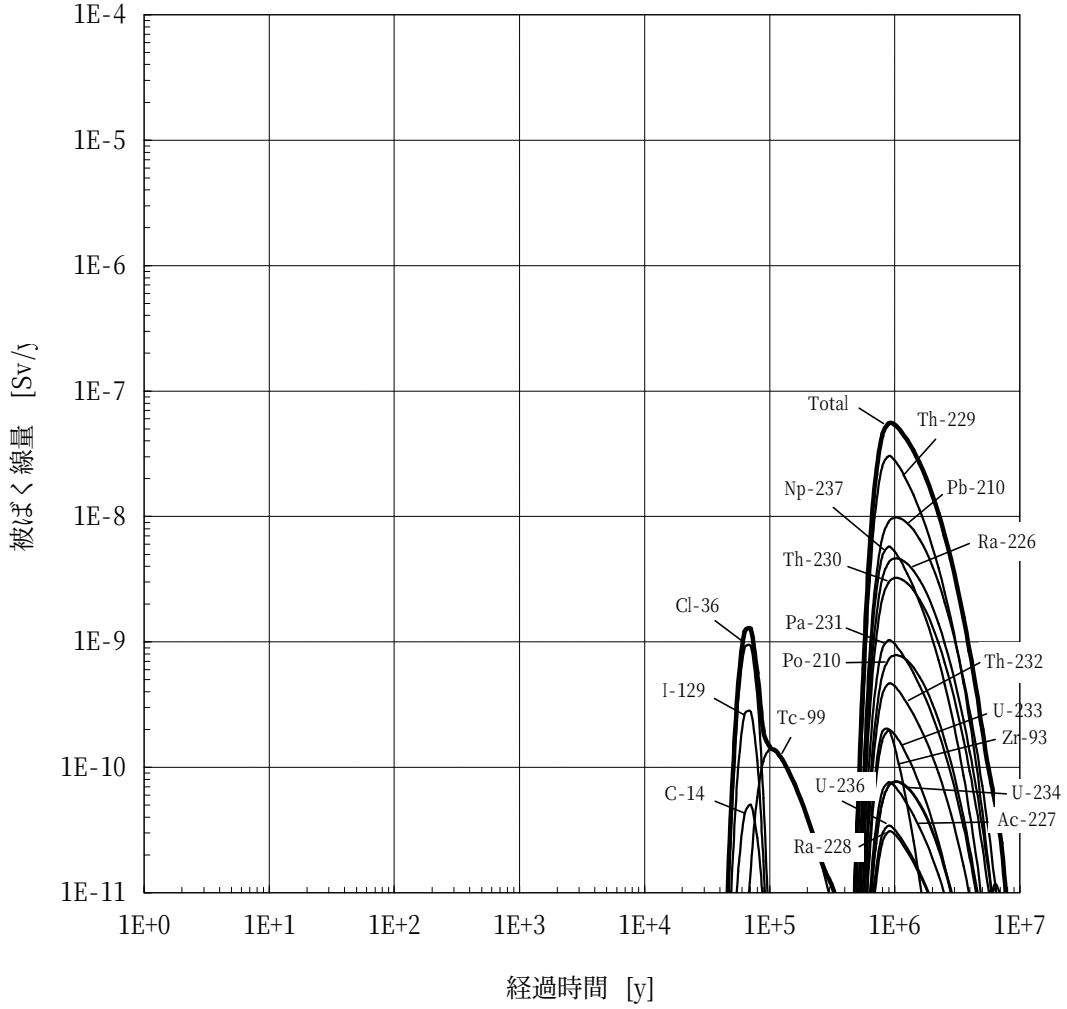
トンネル型施設でのレファレンスケース（河川水利用経路）の被ばく線量の経時変化を図 ３.４.２-4に示す。図 ３.４.２-4より、最大線量は 5.5E-8Sv/y であり、最大線量の決定核種は Th-229、最大線量となる時間は 100 万年頃であった。最大線量となる時間は 100 万年程度と非常に遅い時間であるのに対し、決定核種となる Th-229 の半減期は 7.3E+03 年と比較的短いが、Th-229 は、崩壊系列において親核種となる Np-237（HL：2.1E+06 年）と放射平衡となり、生物圏に到達する。このため、被ばく線量への寄与が比較的高いと考えられる核種は、Np-237 や U-238 を起源とする Th-229(Np-237)、Pb-210(U-238)、Ra-226(U-238)、Th-230(U-230)等、FP・AP 核種については、Cl-36、I-129、Tc-99、C-14 が挙げられる。これらの核種は、Th-229 などの ACT 核種と比べ、分配係数の設定が小さいため、ピークとなる時間は 7 万年頃となる。

開削サイロ型施設でのレファレンスケース（河川水利用経路）の被ばく線量の経時変化を図 ３.４.２-5に示す。図 ３.４.２-5より、最大線量は 1.5E-8Sv/y であり、最大線量の決定核種は Th-229、最大線量となる時間は 100 万年頃であった。最大線量の決定核種は Th-229 であり、Np-237 を親核種として生成される。被ばく線量への寄与が比較的高いと考えられる核種は、トンネル型施設と同様、Np-237 や U-238 を起源とする Th-229(Np-237)、Pb-210(U-238)、Ra-226(U-238)、Th-230(U-230)等、FP・AP 核種については、Cl-36、I-129、Tc-99、C-14 が挙げられる。

なお、河川岸建設作業経路、河川岸居住経路、河川岸農耕経路については、生物圏の設定パラメータの違いはあるが、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、トンネル型施設、開削サイロ型施設共に、河川水利用経路と同様の傾向となっている（図 ３.４.２-6～図 ３.４.２-11）。

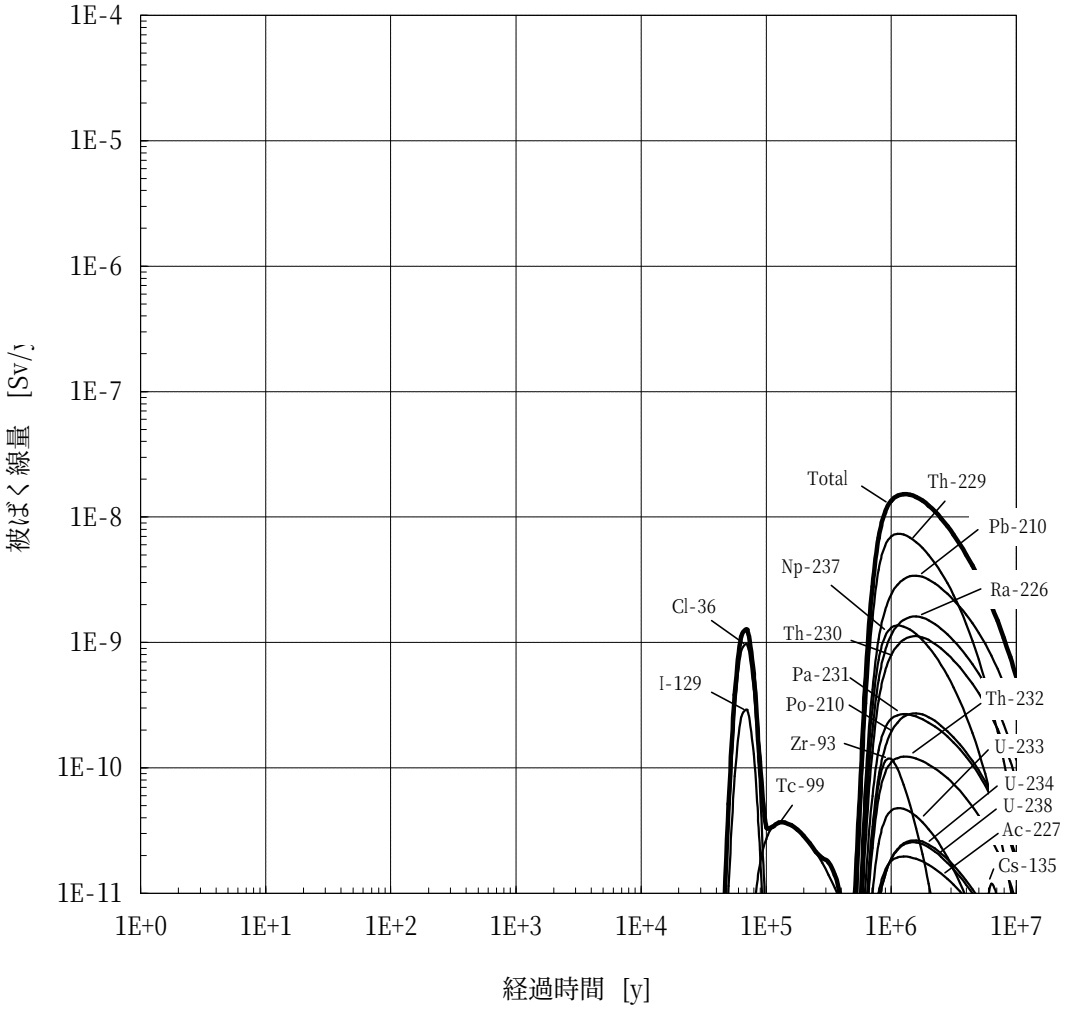
また、河川水利用経路におけるトンネル型施設と開削サイロ型施設の被ばく線量の比較図を図 ３.４.２-12に示す。図 ３.４.２-12は、図 ３.４.２-4及び図 ３.４.２-5の Total 線量を示したものである。本検討では、前提条件として、トンネル型施設や開削サイロ

**型施設を建設するために掘削したことにより影響を受ける領域（掘削影響領域）等について、現状の知見では判断できないため考慮していない。線量評価を実施する上でのトンネル型施設と開削サイロ型施設の設定条件の違いは施設形態のみとした。施設内は拡散支配であることから、本検討で設定した条件下では、拡散距離が長い、すなわち、開削サイロ型施設の方が被ばく線量は低くなる傾向となった。**



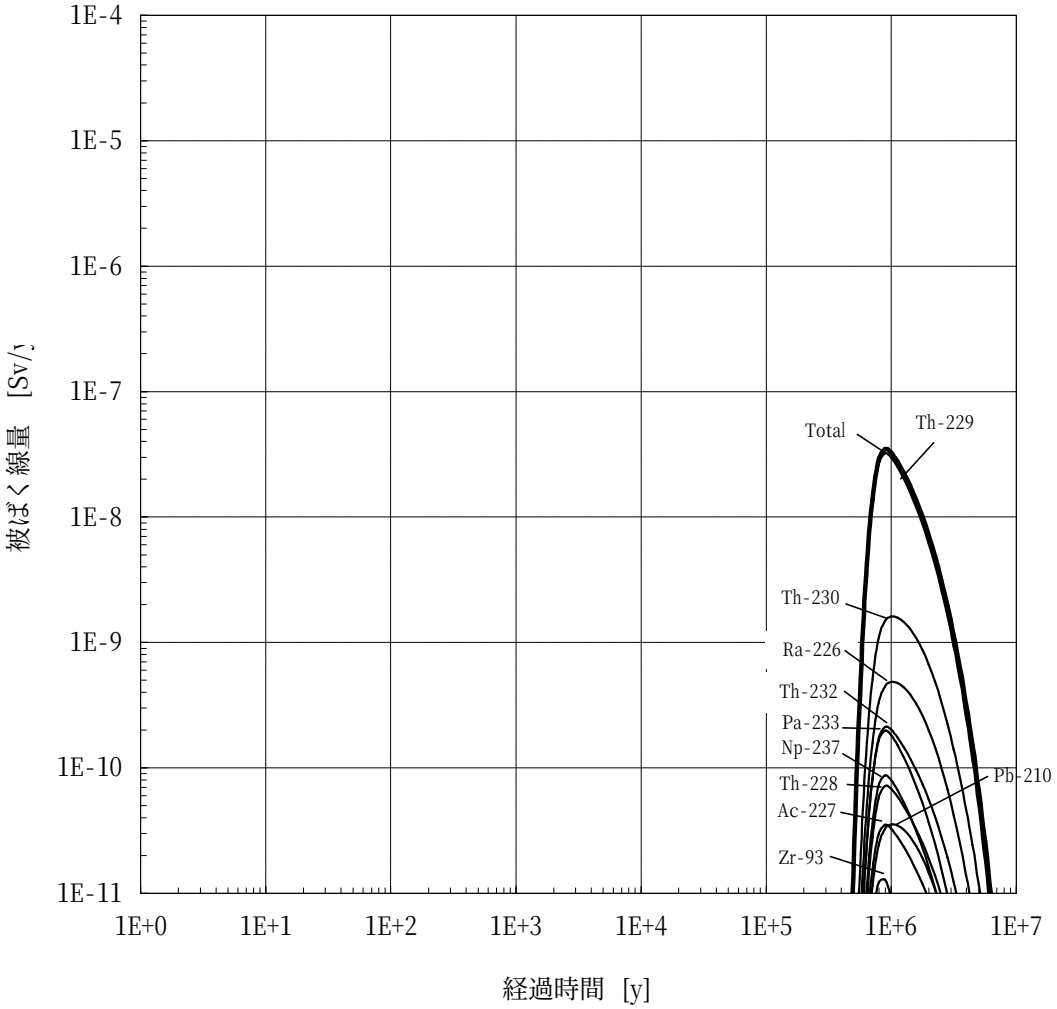

（トンネル型施設）
レファレンスケース、河川水利用経路

**図 3.4.2-4 トンネル型施設、レファレンスケース（河川水利用経路）**



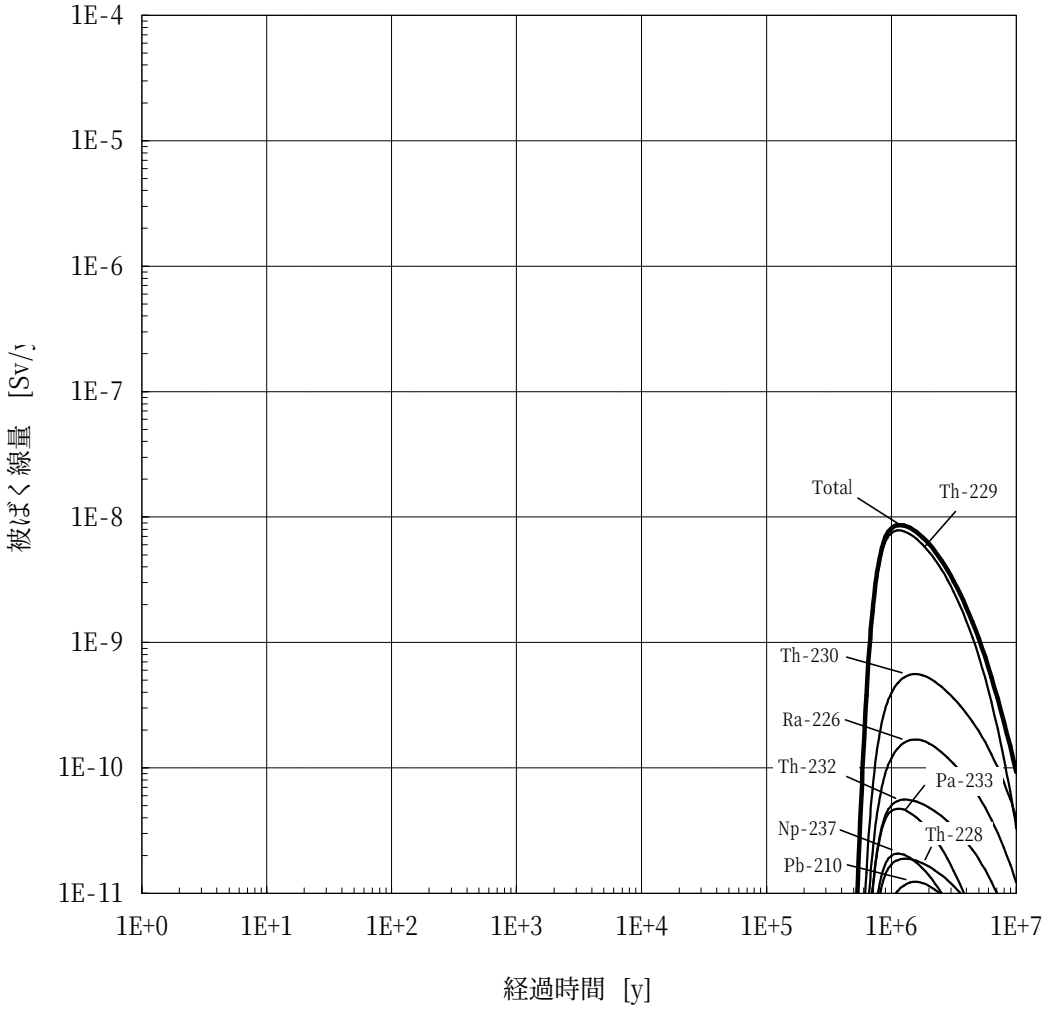

(開削サイロ型施設)
レファレンスケース、河川水利用経路

**図 3.4.2-5 開削サイロ型施設、レファレンスケース（河川水利用経路）**



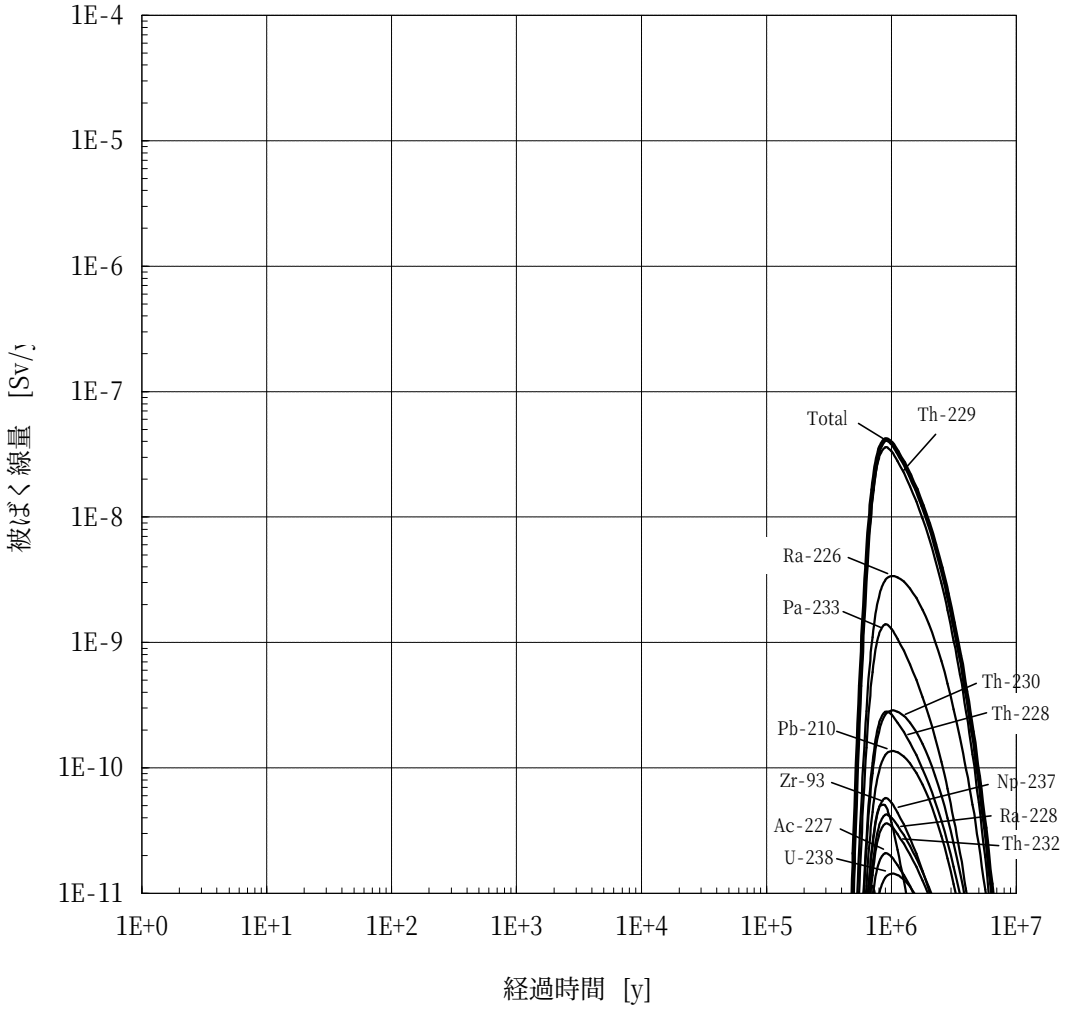

（トンネル施設）
レファレンスケース、河川岸建設作業経路

**図 3.4.2-6 トンネル型施設、レファレンスケース（河川岸建設作業経路）**



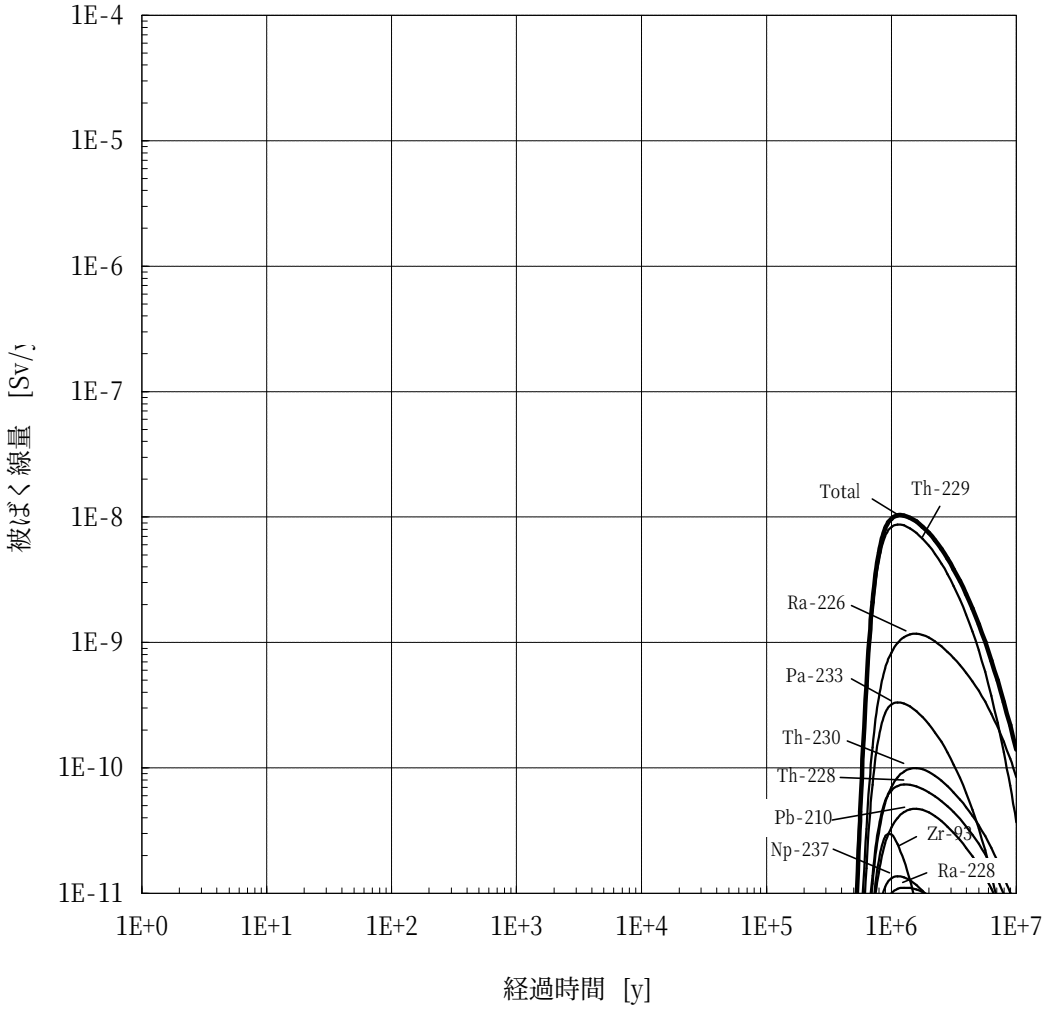

(開削サイロ型施設)
レファレンスケース、河川岸建設経路

**図 3.4.2-7 開削サイロ型施設、レファレンスケース（河川岸建設作業経路）**



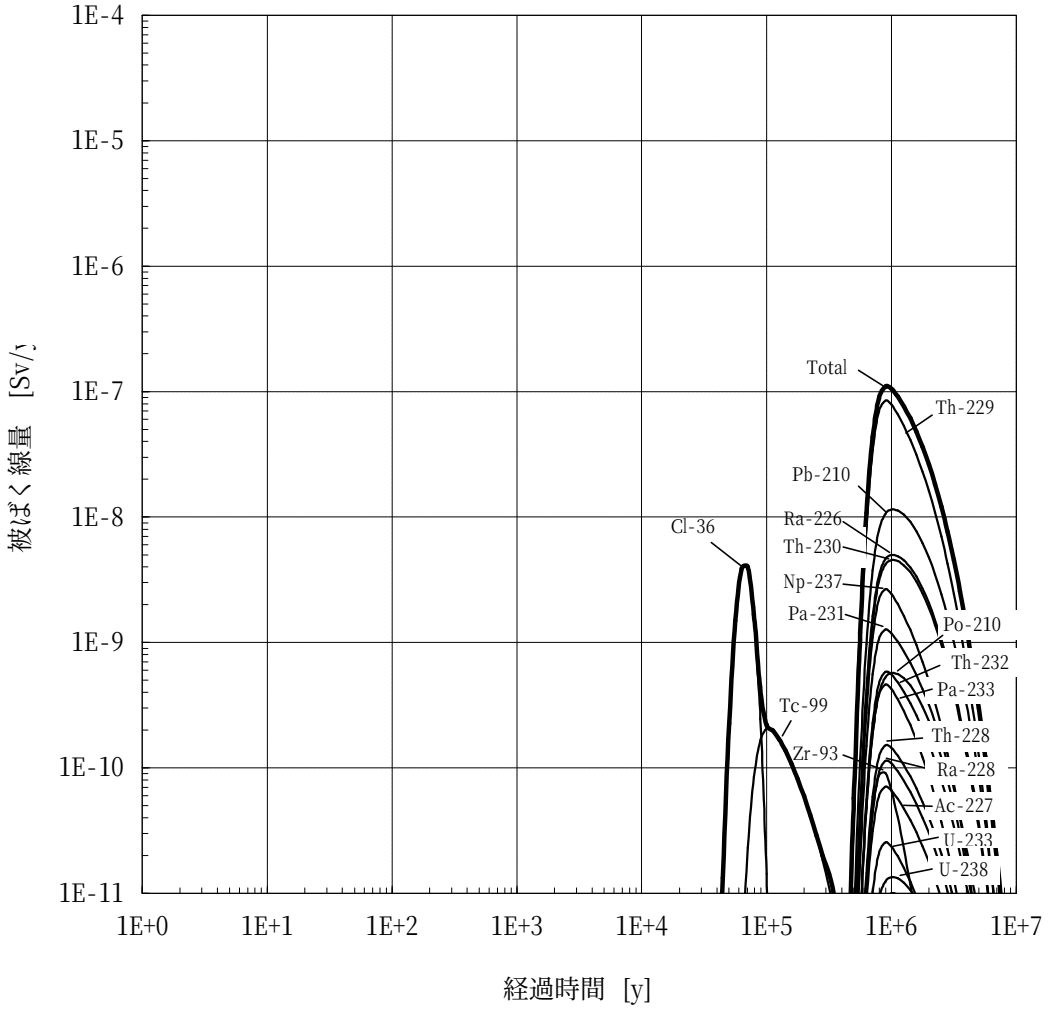

（トンネル型施設）
レファレンスケース、河川岸居住経路

**図 3.4.2-8 トンネル型施設、レファレンスケース（河川岸居住経路）**



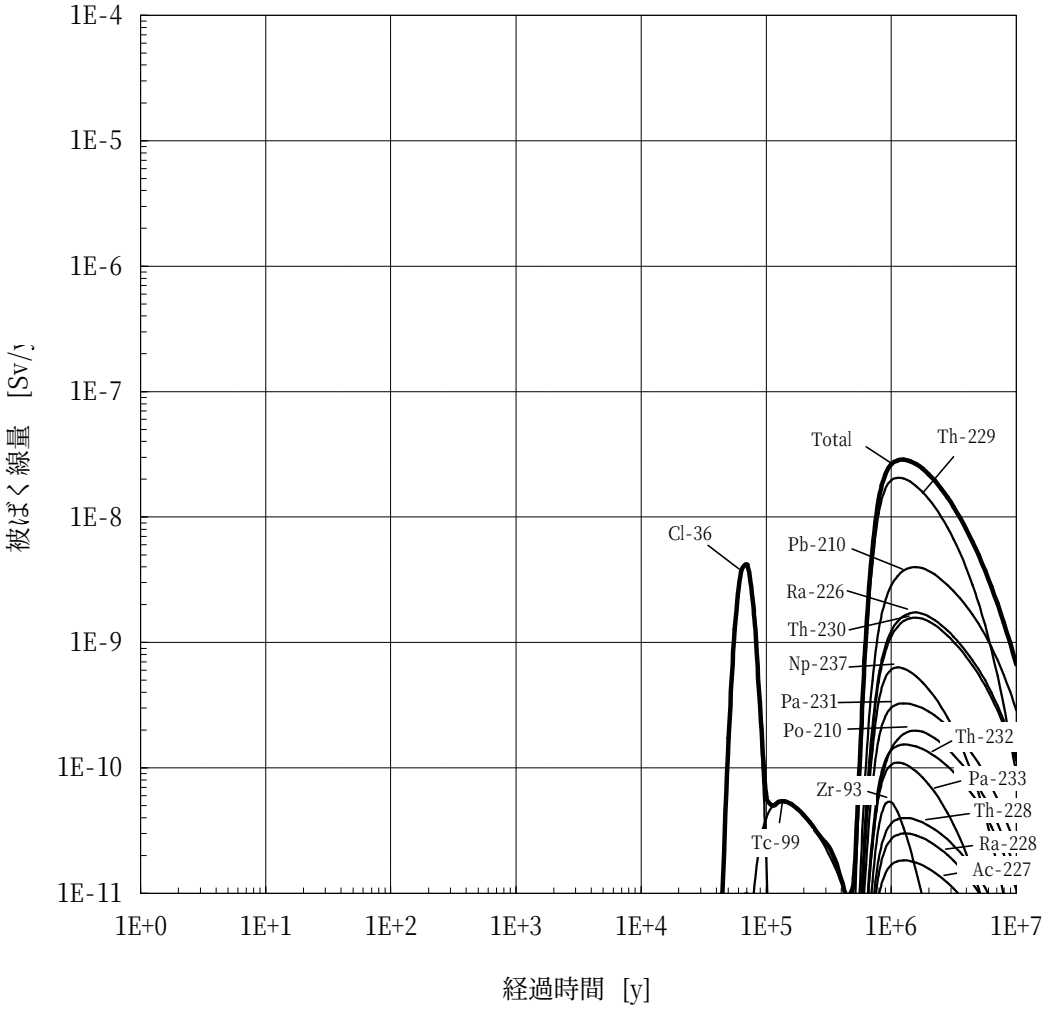

(開削サイロ型施設)
レファレンスケース、河川岸居住経路

**図 3.4.2-9 開削サイロ型施設、レファレンスケース（河川岸居住経路）**



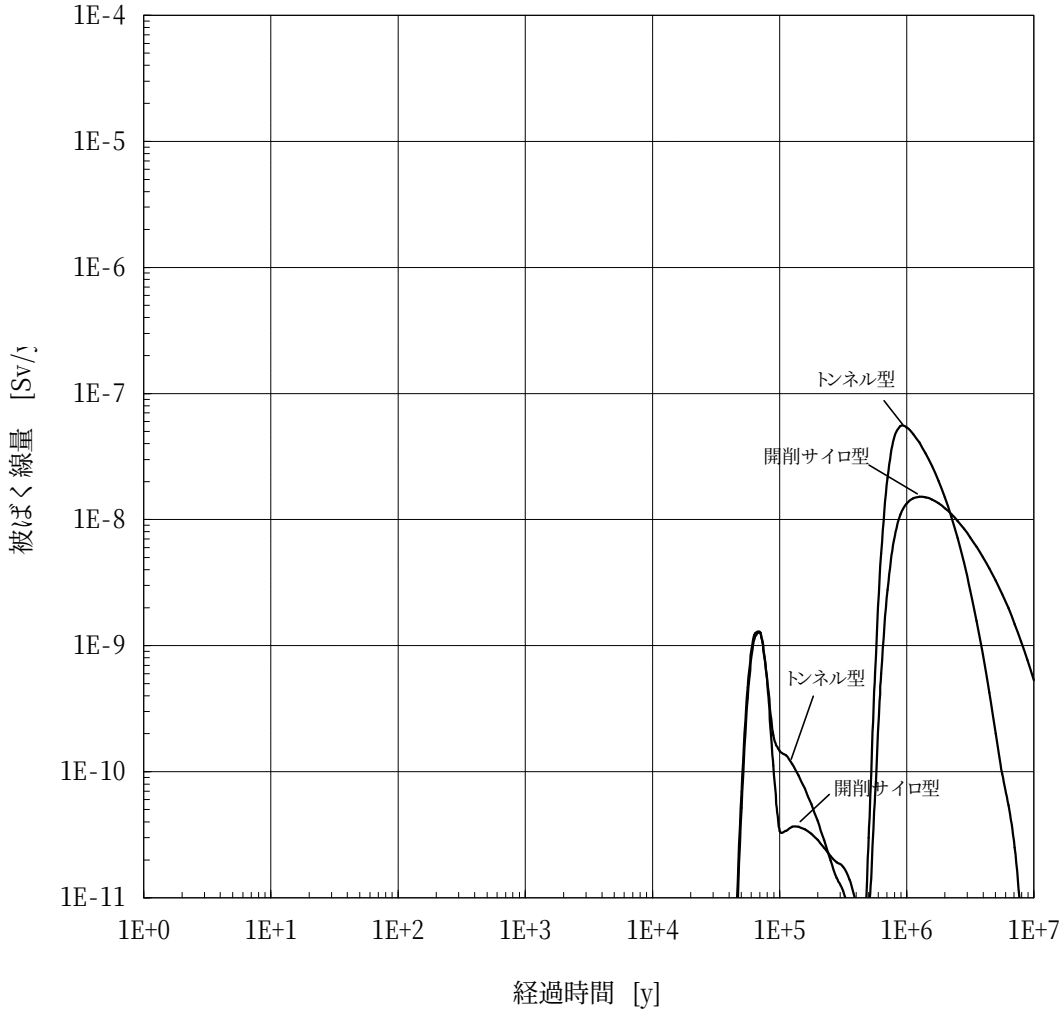

（トンネル型施設）
レファレンスケース、河川岸農耕経路

**図 3.4.2-10 トンネル型施設、レファレンスケース（河川岸農耕経路）**




(開削サイロ型施設)
レファレンスケース、河川岸農耕経路

**図 3.4.2-11 開削サイロ型施設、レファレンスケース（河川岸農耕経路）**




トンネル型施設と開削サイロ型施設の比較
(河川水利用経路、レファレンスケース)

**図 3.4.2-12 トンネル型施設と開削サイロ型施設の比較**

(b) 人工バリアの設定条件を変更した場合について

ⅰ 各検討ケースにおける決定核種について

トンネル型施設の評価結果を表 3.4.2-16、開削サイロ型施設の評価結果を表 3.4.2-17に示す。

表 3.4.2-16、表 3.4.2-17より、トンネル型施設、及び、開削サイロ型施設の人工バリアの設定条件を変更した全ケースについて、10μSv/y を下回る結果となった。

決定核種は、トンネル型施設、開削サイロ型施設共に、ほとんどが Th-229 であった。Th-229 の半減期は 7.3E+03 年と比較的短いが、崩壊系列において親核種となる Np-237（HL：2.1E+06 年）により生成される。

ただし、トンネル型施設では、case5、case6(人工バリア材が有する初期性能を維持したケースの低拡散バリアの拡散係数を 1E-11m/s と設定したケース)について、Cl-36 あるいは Pb-210 が決定核種となった。開削サイロ型施設では、case3,case4,case5,case6（人工バリア材が有する初期性能を維持したケース）について、Cl-36、Pb-210、Ra-226(親核種：U-238)が決定核種となった。

case3～case6 は、人工バリア材が有する性能を見込んでいるため、施設からの放出が抑えられる。このため、最大線量となる時間は 600 万年頃とレファレンスケースよりも遅くなる。Th-229 の親核種である Np-237 の半減期は 210 万年であるため、Np-237 の減衰に伴い Th-229 の被ばく線量も減少することから、Cl-36 や Pb-210(親核種は U-238(HL：4.5E+9 年))が決定核種となった。

人工バリアの設定条件の変更に伴う決定核種に関する傾向は、トンネル型施設と開削サイロ型施設で大きな違いはない。

表 3.4.2-16 トンネル型施設の検討結果

| | 河川水利用経路 | | 河川岸建設作業経路 | | 河川岸居住経路 | | 河川岸農耕経路 | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 最大線量 [Sv/y] | 決定核種 | 最大線量 [Sv/y] | 決定核種 | 最大線量 [Sv/y] | 決定核種 | 最大線量 [Sv/y] | 決定核種 |
| case01 | 5.5E-08 | Th-229 | 3.5E-08 | Th-229 | 4.1E-08 | Th-229 | 1.1E-07 | Th-229 |
| case02 | 8.7E-08 | Th-229 | 5.5E-08 | Th-229 | 6.5E-08 | Th-229 | 1.7E-07 | Th-229 |
| case03 | 4.4E-09 | Th-229 | 2.0E-09 | Th-229 | 2.4E-09 | Th-229 | 7.5E-09 | Th-229 |
| case04 | 6.7E-09 | Th-229 | 3.1E-09 | Th-229 | 3.8E-09 | Th-229 | 1.2E-08 | Th-229 |
| case05 | 1.2E-09 | Cl-36 | 2.8E-10 | Th-229 | 3.8E-10 | Th-229 | 3.9E-09 | Cl-36 |
| case06 | 1.8E-09 | Pb-210 | 5.9E-10 | Th-229 | 7.6E-10 | Th-229 | 4.1E-09 | Cl-36 |
| case07 | 2.5E-07 | Th-229 | 1.7E-07 | Th-229 | 2.0E-07 | Th-229 | 5.1E-07 | Th-229 |
| case08 | 2.4E-07 | Th-229 | 1.6E-07 | Th-229 | 1.9E-07 | Th-229 | 5.0E-07 | Th-229 |
| case09 | 5.5E-08 | Th-229 | 3.5E-08 | Th-229 | 4.1E-08 | Th-229 | 1.1E-07 | Th-229 |
| case10 | 8.7E-08 | Th-229 | 5.5E-08 | Th-229 | 6.5E-08 | Th-229 | 1.7E-07 | Th-229 |
| case11 | 5.5E-08 | Th-229 | 3.5E-08 | Th-229 | 4.1E-08 | Th-229 | 1.1E-07 | Th-229 |
| case12 | 8.7E-08 | Th-229 | 5.5E-08 | Th-229 | 6.5E-08 | Th-229 | 1.7E-07 | Th-229 |

表 3.4.2-17 開削サイロ型施設の検討結果

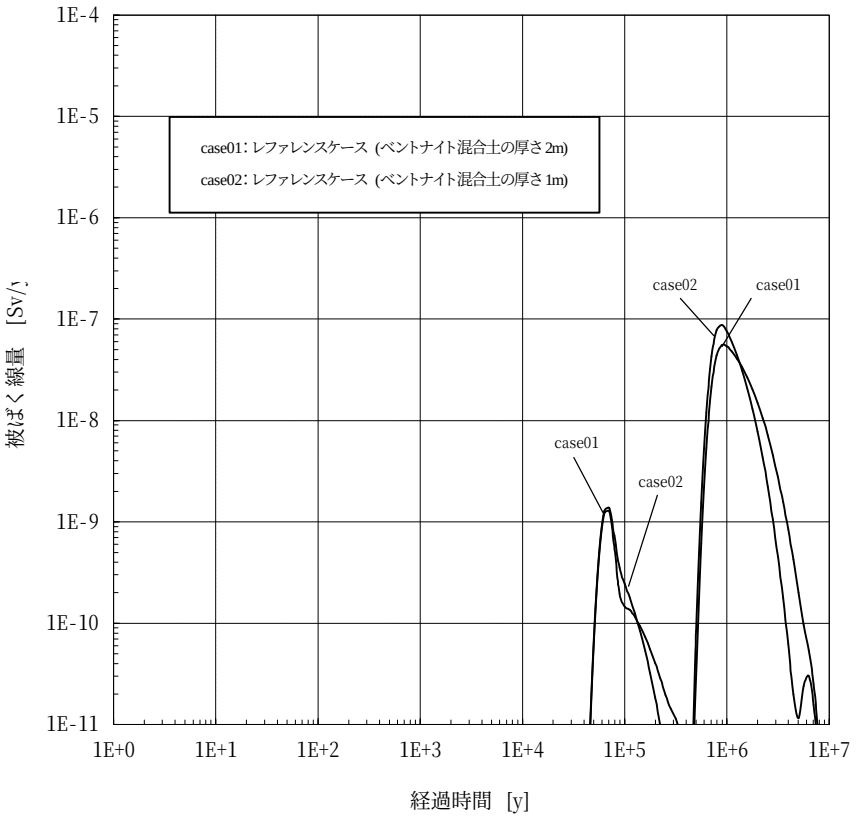
| | 河川水利用経路 | | 河川岸建設作業経路 | | 河川岸居住経路 | | 河川岸農耕経路 | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 最大線量 [Sv/y] | 決定核種 | 最大線量 [Sv/y] | 決定核種 | 最大線量 [Sv/y] | 決定核種 | 最大線量 [Sv/y] | 決定核種 |
| case01 | 1.5E-08 | Th-229 | 8.6E-09 | Th-229 | 1.0E-08 | Th-229 | 2.9E-08 | Th-229 |
| case02 | 2.2E-08 | Th-229 | 1.3E-08 | Th-229 | 1.5E-08 | Th-229 | 4.2E-08 | Th-229 |
| case03 | 1.1E-09 | Cl-36 | 4.0E-10 | Th-229 | 5.0E-10 | Th-229 | 3.5E-09 | Cl-36 |
| case04 | 1.4E-09 | Pb-210 | 6.0E-10 | Th-229 | 7.4E-10 | Th-229 | 3.7E-09 | Cl-36 |
| case05 | 5.4E-10 | Cl-36 | 3.0E-11 | Th-229 | 4.4E-11 | Ra-226 | 1.8E-09 | Cl-36 |
| case06 | 5.8E-10 | Cl-36 | 4.6E-11 | Th-229 | 6.4E-11 | Th-229 | 1.9E-09 | Cl-36 |
| case07 | 1.6E-07 | Th-229 | 1.1E-07 | Th-229 | 1.3E-07 | Th-229 | 3.3E-07 | Th-229 |
| case08 | 2.0E-07 | Th-229 | 1.3E-07 | Th-229 | 1.6E-07 | Th-229 | 4.1E-07 | Th-229 |
| case09 | 1.5E-08 | Th-229 | 8.6E-09 | Th-229 | 1.0E-08 | Th-229 | 2.9E-08 | Th-229 |
| case10 | 2.2E-08 | Th-229 | 1.3E-08 | Th-229 | 1.5E-08 | Th-229 | 4.2E-08 | Th-229 |
| case11 | 1.5E-08 | Th-229 | 8.6E-09 | Th-229 | 1.0E-08 | Th-229 | 2.9E-08 | Th-229 |
| case12 | 2.2E-08 | Th-229 | 1.3E-08 | Th-229 | 1.5E-08 | Th-229 | 4.2E-08 | Th-229 |

ⅱ　ベントナイト混合土の厚さの違いによる被ばく線量への影響

本検討においては、RI・研究所等廃棄物余裕深度処分施設における、ベントナイト混合土の厚さとしては 2m をレファレンスとして検討を進めている。ただし、合理化を目的とした検討も行われており、ベントナイト混合土の厚さを 1m とした場合の検討を行った。

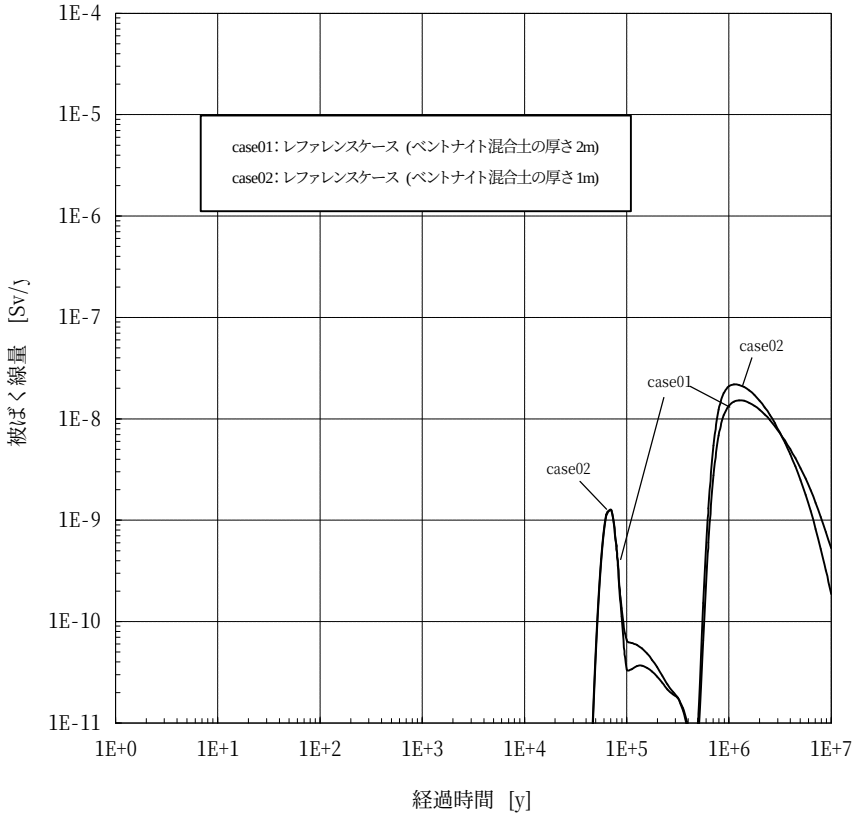
トンネル型施設、及び、開削サイロ型施設でのベントナイト混合土の厚さを変更したレファレンスケース(case02)の結果を図 3.4.2-13、図 3.4.2-14に示す。ベントナイト混合土の厚さを 1mにした場合の被ばく線量とレファレンスの線量を比較すると、約 1.5 倍の値となった。施設内は拡散支配であることから、ベントナイト混合土の厚さが 2m から 1m になることで拡散距離が短縮されるため、施設からの核種放出量が増えることにより、被ばく線量が高くなったと考えられる。

なお、ベントナイト混合土の厚さの違いによる被ばく線量への影響に関する傾向は、トンネル型施設と開削サイロ型施設で大きな違いはない。




(トンネル型施設)
レファレンスケースのベントナイト混合土の厚さの違い

図 3.4.2-13　ベントナイト混合土の厚さを変更したケース（河川水利用経路）、トンネル型施設




(開削サイロ型施設)
レファレンスケースのベントナイト混合土の厚さの違い

**図 3.4.2-14 ベントナイト混合土の厚さを変更したケース（河川水利用経路）、開削サイロ型施設**

ⅲ　人工バリアの設定条件の違いによる被ばく線量への影響

トンネル型施設及び開削サイロ型施設の人工バリアの設定条件を変更した全ケースについて、最大線量を比較した結果を図 3.4.2-15、図 3.4.2-16に示す。これらの図は、横軸は人工バリアの設定条件を変更した場合のケース名、縦軸は最大被ばく線量を示している。

図 3.4.2-15、図 3.4.2-16より、レファレンスケース(case01)と比較し、被ばく線量が高くなるケースは、case07、case08(有害物が廃棄物中に含まれた場合)であった。本検討では、安全評価上影響を及ぼすと考えられる有害物に関するデータが集約されていないことから、感度解析的に評価を行っている。今後は、安全評価において影響を及ぼすと考えられる有害物を廃棄物ごとに抽出し、検討を行うことが必要であると考えられる。

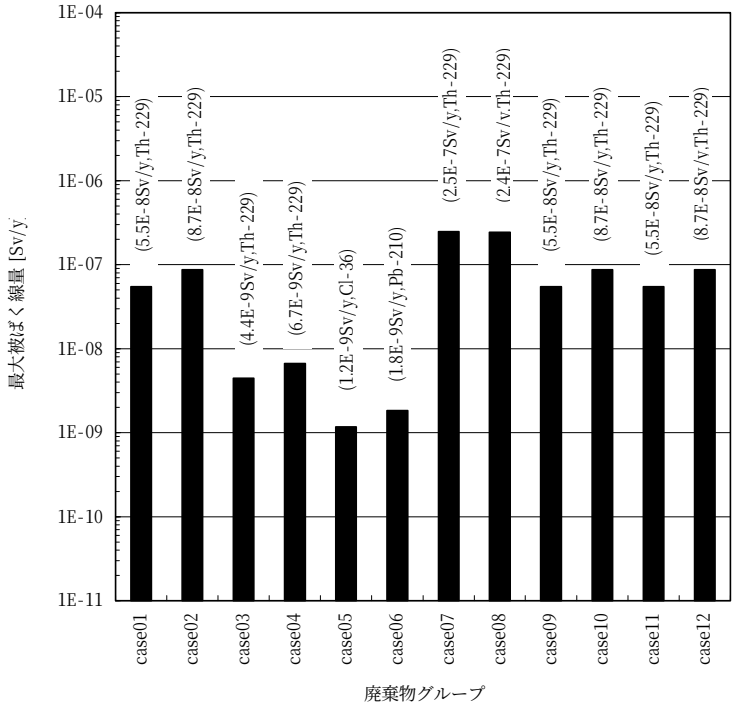
case9～12 の最大線量は、レファレンスケース[1]と同じ値となった。case9～12 は、物理的核種閉じ込め性が期待できる廃棄物として金属材料からの浸出率を考え、放射化金属廃棄物と溶融された金属廃棄物を対象に、金属母材からの浸出率を設定したケースである。レファレンスケース、及び、case9～12 の決定核種は Th-229 であり、Th-229 や Th-229 の親核種である Np-237 は、浸出率が期待できるインベントリの割合（全廃棄物に対する放射化金属廃棄物と溶融された金属廃棄物の割合）が小さいため、浸出率による効果が得られず、レファレンスケースで想定している瞬時放出の結果と同じとなった。

レファレンスケースと比較し、被ばく線量が低くなるケースは、case03～case06 であった。レファレンスケースは人工バリアが劣化及び変質した状態を想定しているのに対し、case03～case06 は人工バリアが変質する前の人工バリア材が有する初期性能が継続した状態を想定したものである。被ばく線量が低減した理由としては、低拡散バリアの低拡散性を見込み、拡散係数の設定を 7E-10m/s から 1E-10m/s と小さく設定したため、施設内は拡散支配であることから、施設外への核種の放出を抑えることができたと考えられる。また、低拡散バリアの拡散係数が 1E-11m/s の条件下では、さらに線量の低減化が期待できる結果となっている。

レファレンスケースと人工バリアの設定条件を変更したケースの被ばく線量への影響に関する傾向は、トンネル型施設と開削サイロ型施設で大きな違いはない。

---

[1] ﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄ厚さの設定が異なることから、case09,case11 は case01、case10,case12 は case02 に対応する。

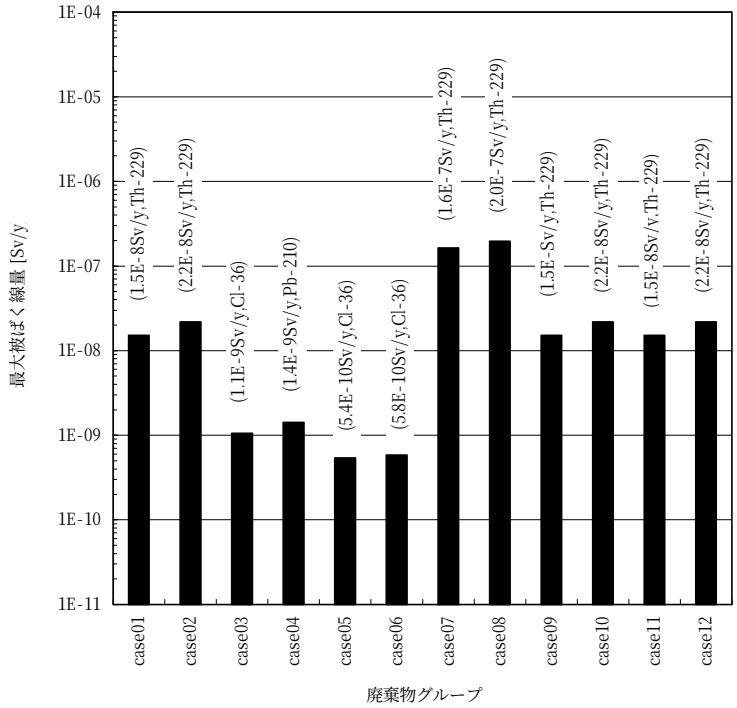



( )内は、最大線量値、決定核種を示す。

（トンネル型施設、河川水利用経路）

| Case No. | 設定したケース | 廃棄物層 | 低拡散バリア（セメント系充てん材） | 構造躯体 | 低透水バリア（ベントナイト混合土） | ベントナイト混合土の厚さ | 浸出率 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| case1 | レファレンスケース | 劣化した状態<br>（透水係数：1E-5m/s）<br>（拡散係数：7E-10m/s）<br>（ε：0.35）<br>（分配係数:RegionⅠ～Ⅲの最小値） | 変質した状態であり、低拡散バリア性が低下<br>（透水係数：1E-5m/s）<br>（拡散係数：7E-10m/s）<br>（ε：0.35）<br>（分配係数:RegionⅠ～Ⅲの最小値） | 劣化した状態<br>（透水係数：1E-5m/s）<br>（拡散係数：7E-10m/s）<br>（ε：0.35）<br>（分配係数:RegionⅠ～Ⅲの最小値） | 変質した状態<br>（透水係数：1E-10m/s）<br>（拡散係数：3E-10m/s）<br>（ε：0.4）<br>（分配係数：pH>12.5, pH=12.5,pH=8.5の最小値） | 2m | 瞬時放出 |
| case2 | | | | | | 1m | |
| case3 | 人工バリア材が有する初期性能を維持したケース | 劣化した状態<br>（透水係数：1E-5m/s）<br>（拡散係数：7E-10m/s）<br>（ε：0.35）<br>（分配係数：RegionⅠ） | セメント系充てん材が有する低拡散バリア性能を維持<br>（透水係数：1E-5m/s）<br>（拡散係数：1E-10m/s）<br>（ε：0.15）<br>（分配係数：RegionⅠ） | 劣化した状態<br>（透水係数：1E-5m/s）<br>（拡散係数：7E-10m/s）<br>（ε：0.35）<br>（分配係数：RegionⅠ） | ベントナイト混合土が有する低透水バリア性能を維持<br>（透水係数：1E-11m/s）<br>（拡散係数：3E-10m/s）<br>（ε：0.4）<br>（分配係数：pH=8.5） | 2m | |
| case4 | | | | | | 1m | |
| case5 | | | セメント系充てん材が有する低拡散バリア性能を維持<br>（透水係数：1E-5m/s）<br>（拡散係数：1E-11m/s）<br>（ε：0.15）<br>（分配係数：RegionⅠ） | | | 2m | |
| case6 | | | | | | 1m | |
| case7 | 有害物が廃棄物中に含まれたケース | 劣化した状態<br>（透水係数：1E-5m/s）<br>（拡散係数：7E-10m/s）<br>（ε：0.35）<br>（分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽの1/10） | 変質した状態であり、低拡散バリア性が低下<br>（透水係数：1E-5m/s）<br>（拡散係数：7E-10m/s）<br>（ε：0.35）<br>（分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽの1/10） | 劣化した状態<br>（透水係数：1E-5m/s）<br>（拡散係数：7E-10m/s）<br>（ε：0.35）<br>（分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽの1/10） | 有害物の影響を考慮<br>（透水係数：1E-9m/s）<br>（拡散係数：3E-10m/s）<br>（ε：0.4）<br>（分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽの1/10） | 2m | |
| case8 | | | | | | 1m | |
| case9 | 浸出率を考慮したケース | 劣化した状態<br>（透水係数：1E-5m/s）<br>（拡散係数：7E-10m/s）<br>（ε：0.35）<br>（分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽと同じ） | 変質した状態であり、低拡散バリア性が低下<br>（透水係数：1E-5m/s）<br>（拡散係数：7E-10m/s）<br>（ε：0.35）<br>（分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽと同じ） | 劣化した状態<br>（透水係数：1E-5m/s）<br>（拡散係数：7E-10m/s）<br>（ε：0.35）<br>（分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽと同じ） | 変質した状態<br>（透水係数：1E-10m/s）<br>（拡散係数：3E-10m/s）<br>（ε：0.4）<br>（分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽと同じ） | 2m | 浸出率を考慮（放出期間）1万年 |
| case10 | | | | | | 1m | |
| case11 | | | | | | 2m | 浸出率を考慮（放出期間）10万年 |
| case12 | | | | | | 1m | |

**図 3.4.2-15 トンネル型施設、河川水利用経路の最大線量**




( )内は、最大線量値、決定核種を示す。

(開削サイロ型施設、河川水利用経路)

| Case No. | 設定したケース | 廃棄物層 | 低拡散バリア<br>(セメント系充てん材) | 構造躯体 | 低透水バリア<br>(ベントナイト混合土) | ベントナイト<br>混合土の厚さ | 浸出率 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| case1 | レファレンスケース | 劣化した状態<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数:region Ⅰ～Ⅲの最小値) | 変質した状態であり、<br>低拡散バリア性が低下<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数:region Ⅰ～Ⅲの最小値) | 劣化した状態<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数:region Ⅰ～Ⅲの最小値) | 変質した状態<br>(透水係数：1E-10m/s)<br>(拡散係数：3E-10m/s)<br>(ε：0.4)<br>(分配係数：pH>12.5,<br>pH=12.5,pH=8.5の最小値) | 2m | 瞬時放出 |
| case2 | | | | | | 1m | |
| case3 | 人工バリア材が有する<br>初期性能を維持したケース | 劣化した状態<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数：region Ⅰ) | セメント系充てん材が有する<br>低拡散バリア性能を維持<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：1E-10m/s)<br>(ε：0.15)<br>(分配係数：Region Ⅰ) | 劣化した状態<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数：Region Ⅰ) | ベントナイト混合土が有する<br>低透水バリア性能を維持<br>(透水係数：1E-11m/s)<br>(拡散係数：3E-10m/s)<br>(ε：0.4)<br>(分配係数：pH=8.5) | 2m | |
| case4 | | | | | | 1m | |
| case5 | | | セメント系充てん材が有する<br>低拡散バリア性能を維持<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：1E-11m/s)<br>(ε：0.15)<br>(分配係数：Region Ⅰ) | | | 2m | |
| case6 | | | | | | 1m | |
| case7 | 有害物が廃棄物中に<br>含まれたケース | 劣化した状態<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽの1/10) | 変質した状態であり、<br>低拡散バリア性が低下<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽの1/10) | 劣化した状態<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽの1/10) | 有害物の影響を考慮<br>(透水係数：1E-9m/s)<br>(拡散係数：3E-10m/s)<br>(ε：0.4)<br>(分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽの1/10) | 2m | |
| case8 | | | | | | 1m | |
| case9 | 浸出率を考慮したケース | 劣化した状態<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽと同じ) | 変質した状態であり、<br>低拡散バリア性が低下<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽと同じ) | 劣化した状態<br>(透水係数：1E-5m/s)<br>(拡散係数：7E-10m/s)<br>(ε：0.35)<br>(分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽと同じ) | 変質した状態<br>(透水係数：1E-10m/s)<br>(拡散係数：3E-10m/s)<br>(ε：0.4)<br>(分配係数：ﾚﾌｧﾚﾝｽと同じ) | 2m | 浸出率を考慮<br>(放出期間)<br>1万年 |
| case10 | | | | | | 1m | |
| case11 | | | | | | 2m | 浸出率を考慮<br>(放出期間)<br>10万年 |
| case12 | | | | | | 1m | |

**図 3.4.2-16 開削サイロ型施設、河川水利用経路の最大線量**

(c) 処分施設の成立性の検討

(a)項、(b)項より、トンネル型施設、開削サイロ型施設のレファレンスケース、及び、人工バリアの設定条件を変更した全ケースについて、最大被ばく線量は 10μSv/y を下回る結果となった。

また、ほとんどの検討ケースにおいて、決定核種は Th-229 であり、被ばく線量への寄与が比較的高いと考えられる核種は、崩壊連鎖を考慮する核種では、Np-237 や U-238 を起源とする Th-229(Np-237)、Pb-210(U-238)、Ra-226(U-238)、Th-230(U-230)等、FP・AP 核種については、Cl-36、I-129、Tc-99、C-14 であった。

ベントナイト混合土の厚さを 1m とした場合においても、10μSv/y を満足する結果となった。

よって、本検討で設定した人工バリア、及び、天然バリアの条件下では、廃棄物処分施設は成立すると考えられる。

なお、本検討では、天然バリア中の移行に関する設定が好条件であったため、C-14 は半減期による減衰効果により、線量は低くなっていた。RI・研究所等廃棄物余裕深度処分では、施設設置サイトが特定されていないことから、バリア性能が期待できないような天然バリアの場合は、C-14 の減衰効果が期待できない可能性があるため、その様な設定条件下では、C-14 は重要核種となる。

（ii） 被ばく線量に寄与する廃棄物グループの抽出

ここでは、各検討ケースにおいて、被ばく線量結果に対する各廃棄物グループの寄与について検討する。検討としては、各廃棄物のインベントリの整理結果から、廃棄物グループごとの被ばく線量への寄与を確認することとした。

まず、崩壊連鎖を伴う核種については、（ｉ）項より、被ばく線量が最大となる時間は、100万年程度と非常に遅い時間であることから、線量評価においてキー核種となる短半減期核種は単独で移行できず、長半減期核種の移行中に生成された核種が生物圏に到達する。このため、各崩壊系列に含まれる長半減期核種量が重要となる。そこで、各崩壊系列に含まれる長半減期核種として、Th-232(4n 系列,HL:1.4E+10y)、Np-237(4n+1 系列, HL:2.1E+6y)、U-238(4n+2 系列, HL:4.5E+9y)、U-235(4n+3 系列, HL:7E+8y)を代表とした。この際、崩壊系列において、Th-232,Np-237,U-238,U-235 より上流に位置する核種のインベントリについても加えて整理した。

次に FP・AP 核種については、地下水移行経路の評価結果から、Cl-36 がキー核種となるため、Cl-36 のインベントリについても整理を行った。

廃棄物グループごとの Cl-36,Th-232,Np-237,U-238,U-235 のインベントリを図 ３.４.２-17に示す。

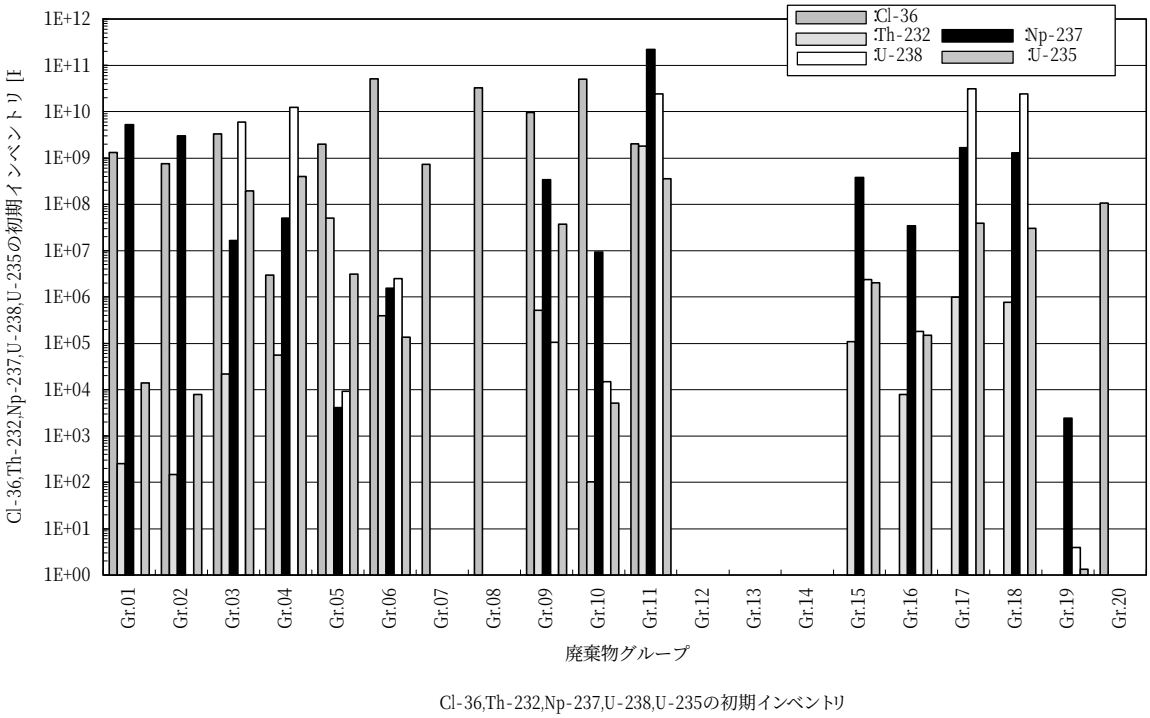



図 ３.４.２-17 Cl-36,Th-232,Np-237,U-238,U-235 のインベントリ

全廃棄物グループのインベントリの合計値を用いて計算を行ったレファレンスケースの結果から、被ばく線量への寄与の高い廃棄物グループの推測が可能であることを確認する。

トンネル型施設のレファレンスケースにおける河川水利用経路の最大線量の上位 5 核種を表 3.4.2-18に示す。

表 3.4.2-18 レファレンスケースの最大線量における上位 5 核種

| | 上位 1 | 上位 2 | 上位 3 | 上位 4 | 上位 5 |
|---|---|---|---|---|---|
| 核種名 | Th-229 | Pb-210 | Np-237 | Ra-226 | Th-230 |
| 最大線量の内訳[Sv/y] | 3.0E-08 | 9.0E-09 | 5.7E-09 | 4.3E-09 | 3.0E-09 |

表 3.4.2-18に示された核種を多く含む廃棄物グループについて、図 3.4.2-17より整理すると以下の様になる。

【 4n+3 系列（Th-229、Np-237）の含有率が高い廃棄物グループ 】

- Gr.11(原研,東海事業所,操業廃棄物)：95%
- Gr.01(JNC,東海事業所,操業廃棄物)：2%

【 4n+2 系列（Pb-210、Ra-226、Th-230）の含有率が高い廃棄物グループ 】

- Gr.17(ニュークリアディベロップメント㈱,操業廃棄物)：31%
- Gr.18(ニュークリアディベロップメント㈱,解体廃棄物)：25%
- Gr.11(原研,東海事業所,操業廃棄物)：25%
- Gr.04(JNC,大洗工学センター,解体廃棄物)：13%
- Gr.03(JNC,大洗工学センター,操業廃棄物)：6%

（%表示：各系列の代表核種のインベントリに対する各廃棄物グループの対象核種インベントリの割合）

表 3.4.2-18と図 3.4.2-17の整理結果より、Th-229、Pb-210、Np-237、Ra-226、Th-230 の被ばく線量とこれらの核種を多く含む廃棄物グループのインベントリの関係から、被ばく線量への寄与が高いと考えられる廃棄物グループは以下の様に推測できる。

① Gr.11(原研,東海事業所,操業廃棄物)

② Gr.17(ニュークリアディベロップメント㈱,操業廃棄物)

③ Gr.18(ニュークリアディベロップメント㈱,解体廃棄物)

④ Gr.04(JNC,大洗工学センター,解体廃棄物)

⑤ Gr.03(JNC,大洗工学センター,操業廃棄物)

⑥ Gr.01(JNC,東海事業所,操業廃棄物)

以上のようにな検討方法で選出した被ばく線量への寄与の高い廃棄物グループと廃棄物グループごとに計算を行ったレファレンスケースの結果から得られる被ばく線量への寄与の高い廃棄物グループの傾向について比較する。

トンネル型施設のレファレンスケースにおける河川水利用経路の各廃棄物グループごとの最大線量を図 ３.４.２-18に示す。

図 ３.４.２-18より、被ばく線量に寄与する廃棄物グループは、寄与の高い順に以下の様になっている。

① Gr.11(原研,東海事業所,操業廃棄物)

② Gr.17(ニュークリアディベロップメント㈱,操業廃棄物)

③ Gr.18(ニュークリアディベロップメント㈱,解体廃棄物)

④ Gr.04(JNC,大洗工学センター,解体廃棄物)

⑤ Gr.03(JNC,大洗工学センター,操業廃棄物)

⑥ Gr.01(JNC,東海事業所,操業業廃棄物)

各廃棄物のインベントリの整理結果から推測した被ばく線量への寄与が高い廃棄物グループと被ばく線量計算を行った結果から選出した被ばく線量への寄与が高い廃棄物グループは一致している。

以上より、各廃棄物のインベントリの整理結果から被ばく線量への寄与の高い廃棄物グループの推測が可能であることが確認できた。

そこで、上述した方法を用いて、本検討で想定した人工バリアの設定条件を変更したケースについて、被ばく線量への寄与の高い廃棄物グループを推定した。結果を表 ３.４.２-19、表 ３.４.２-20に示す。表 ３.４.２-19、表 ３.４.２-20の結果から、最大被ばく線量への寄与が高い核種を多く含む主な廃棄物グループを以下に示す。

① Gr.11(原研,東海事業所,操業廃棄物)

② Gr.17(ニュークリアディベロップメント㈱,操業廃棄物)

③ Gr.18(ニュークリアディベロップメント㈱,解体廃棄物)

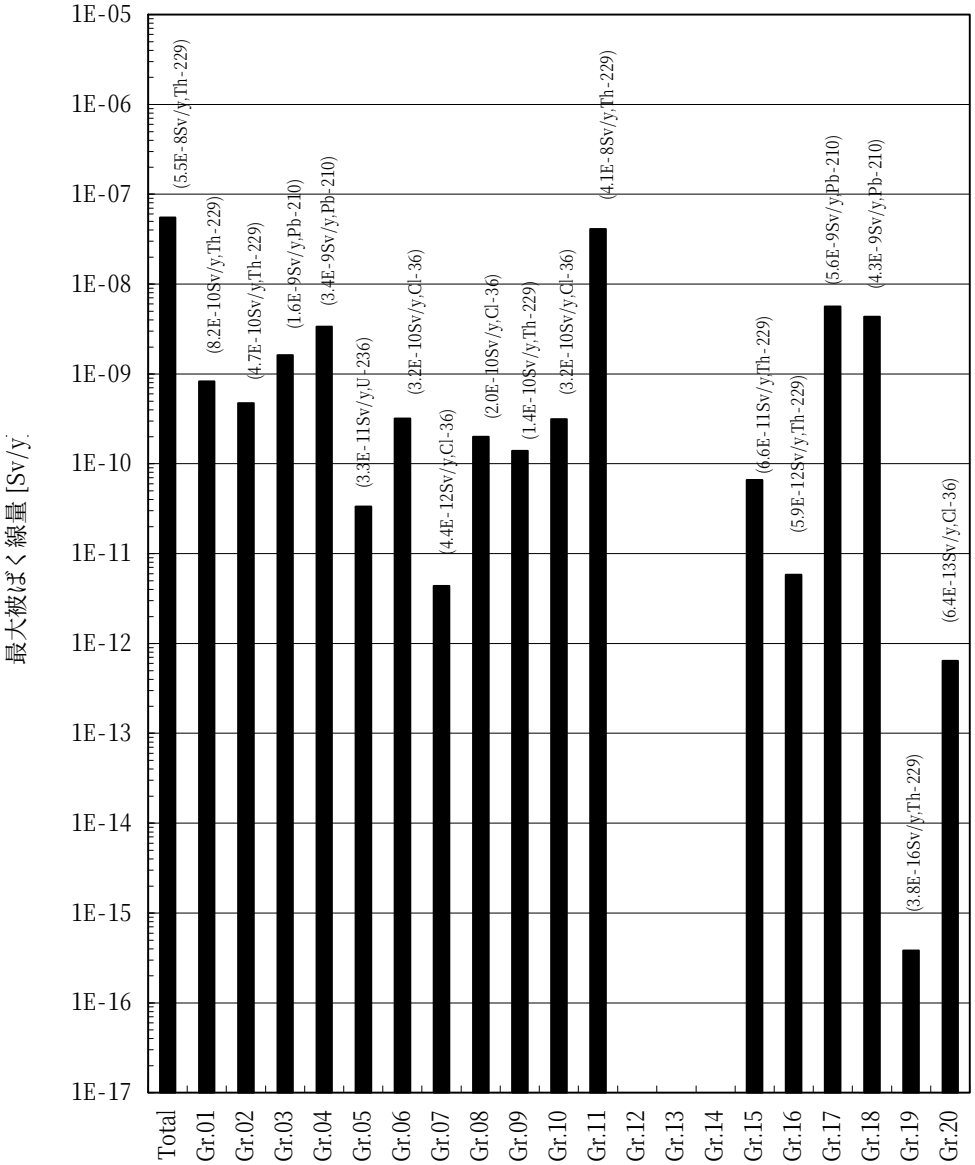
④ Gr.06(JNC,ふげん,解体廃棄物)

⑤ Gr.10(原研,東海/大洗事業所,解体廃棄物)

⑥ Gr.08(JNC,もんじゅ,解体廃棄物)

なお、Cl-36 の含有率が高い廃棄物グループは、以下の通りである。

- Gr.06(JNC,ふげん,解体廃棄物)：33%
- Gr.10(原研,東海/大洗事業所,解体廃棄物)：33%
- Gr.08(JNC,もんじゅ,解体廃棄物)：21%
- Gr.09(原研,大洗事業所,操業廃棄物)：6%




( )内は、最大線量値、決定核種を示す。

廃棄物グループ

（トンネル型施設、河川水利用経路）

| Gr.1 | Gr.2 | Gr.3 | Gr.4 | Gr.5 | Gr.6 | Gr.7 | Gr.8 | Gr.9 | Gr.10 | Gr.11 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 核燃料サイクル開発機構 | | | | | | | | 日本原子力研究所 | | |
| 東海事業所 | | 大洗工学センター | | ふげん | | もんじゅ | | 大洗事業所 | 東海／大洗事業所 | 東海事業所 |
| 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 操業 |

| Gr.12 | Gr.13 | Gr.14 | Gr.15 | Gr.16 | Gr.17 | Gr.18 | Gr.19 | Gr.20 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 大学関係 | | | 使用施設 | | | | | |
| 東京大学 | 京都大学 | | 日本核燃料開発㈱ | | ニュークリアディベロップメント㈱ | | 日立エンジニアリング㈱ | ㈱東芝 |
| 解体 | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 解体 | 解体 |

**図 3.4.2-18 廃棄物グループごとの被ばく線量、トンネル型施設、河川水利用経路**

**表 3.4.2-19 トンネル型施設の検討結果**

| | 河川水利用経路 | | 河川岸建設作業経路 | | 河川岸居住経路 | | 河川岸農耕経路 | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 廃棄物グループ | 決定核種 | 廃棄物グループ | 決定核種 | 廃棄物グループ | 決定核種 | 廃棄物グループ | 決定核種 |
| case01 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 |
| case02 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 |
| case03 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 |
| case04 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 |
| case05 | Gr.06<br>Gr.10<br>Gr.08 | Cl-36 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.06<br>Gr.10<br>Gr.08 | Cl-36 |
| case06 | Gr.17<br>Gr.18<br>Gr.11 | Pb-210 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.06<br>Gr.10<br>Gr.08 | Cl-36 |
| case07 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 |
| case08 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 |
| case09 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 |
| case10 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 |
| case11 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 |
| case12 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 |

**表 3.4.2-20 開削サイロ型施設の検討結果**

| | 河川水利用経路 | | 河川岸建設作業経路 | | 河川岸居住経路 | | 河川岸農耕経路 | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 廃棄物グループ | 決定核種 | 廃棄物グループ | 決定核種 | 廃棄物グループ | 決定核種 | 廃棄物グループ | 決定核種 |
| case01 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 |
| case02 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 |
| case03 | Gr.06<br>Gr.10<br>Gr.08 | Cl-36 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.06<br>Gr.10<br>Gr.08 | Cl-36 |
| case04 | Gr.17<br>Gr.18<br>Gr.11 | Pb-210 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.06<br>Gr.10<br>Gr.08 | Cl-36 |
| case05 | Gr.06<br>Gr.10<br>Gr.08 | Cl-36 | Gr.11 | Th-229 | Gr.17<br>Gr.18<br>Gr.11 | Ra-226 | Gr.06<br>Gr.10<br>Gr.08 | Cl-36 |
| case06 | Gr.06<br>Gr.10<br>Gr.08 | Cl-36 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.06<br>Gr.10<br>Gr.08 | Cl-36 |
| case07 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 |
| case08 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 |
| case09 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 |
| case10 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 |
| case11 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 |
| case12 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 | Gr.11 | Th-229 |

### ３.４.３　評価対象核種及び重要核種の選定

ここでは、第 3 次中間報告で評価された 10μSv/y 相当濃度（C）と本検討で整理した対象廃棄物に含まれる放射性核種濃度（D）の比である相対重要度（D/C）を算出し、重要核種の選定を実施した。

なお、本検討では、第 3 次中間報告と同様に、放射性核種組成を算出する際に使用した材料に含まれる不純物元素濃度等のばらつきを考慮した変動幅（2 桁）に、放射性核種ごとの D/C の検討するための枠を広げることとしてさらに 1 桁を考慮して、D/C が上位 3 桁の範囲に入るものを重要核種として抽出を行った。

各廃棄物グループの相対重要度(D/C)を求めた結果を表 ３.４.３-1～表 ３.４.３-3に示す。表 ３.４.３-1～表 ３.４.３-3は、表 ３.４.３-4～表 ３.４.３-23に示す廃棄物グループごとの相対重要度（D/C）の結果を整理したものである。

表 ３.４.３-1～表 ３.４.３-3より、重要核種として抽出された核種は、廃棄物グループによって傾向が異なっている。本検討で対象としている RI・研究所等廃棄物は、発生機関によって発生する廃棄物が異なることから、各機関から発生する廃棄物の特徴を踏まえて検討を行う必要がある。

表 ３.４.３-1～表 ３.４.３-3の結果を整理すると、重要核種として抽出された核種は以下の通りであった。原子炉施設から発生する廃棄物を対象とした余裕深度処分の検討は、第 3 次中間報告で行われており、重要核種は C-14、Cl-36、Tc-99、Np-237 であった。本検討で対象としている廃棄物は、上記の核種に加え、Th-232、Np-237、U-238、U-235 のような核種が含まれている。これらの核種は半減期が長いため、放射平衡となった娘核種による被ばくを考慮する必要がある。

【 FP・AP 核種 】

C-14、Cl-36、Ca-41、Zr.93、Tc-99、I-129、Cs-135

【 崩壊連鎖を考慮する核種 】

4n 系列　　：Th-232、Pu-240

4n+1 系列　：Np-237、Am-241、Cm-245

4n+2 系列　：U-234、U-238、Pu-242

4n+3 系列　：U-235、Pu-239、Am-243

**表 3.4.3-1 重要核種のまとめ（JNC）**

| | 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 | | もんじゅ | |
| | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 |
| | Gr.1 | Gr.2 | Gr.3 | Gr.4 | Gr.5 | Gr.6 | Gr.7 | Gr.8 |
| 1桁目 | Tc-99, I-129, Np-237 | Tc-99, I-129, Np-237 | U-238 | U-238 | C-14, Cl-36, Pu-240 | Cl-36, Zr-93 | Cl-36 | Cl-36 |
| 2桁目 | Cl-36 | Cl-36 | - | - | 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 | - |

**表 3.4.3-2 重要核種のまとめ（原研、大学関係）**

| | 日本原子力研究所 | | | 大学関係 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | 大洗事業所 | 東海/大洗事業所 | 東海事業所 | 東京大学 | 京都大学 | |
| | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 |
| | Gr.9 | Gr.10 | Gr.11 | Gr.12 | Gr.13 | Gr.14 |
| 1桁目 | Cl-36, Am-241, U-234, | Cl-36 | Np-237, U-238 | - | - | - |
| 2桁目 | Cs-135 Pu-239 | C-14 | Th-232, U-234 | - | - | - |
| 3桁目 | C-14, Zr-93, Tc-99, Pu-240 | Tc-99 | Tc-99, I-129, Am-241, U-235 | - | - | - |

**表 3.4.3-3 重要核種のまとめ（使用施設）**

| | 使用施設 | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | 日本核燃料開発㈱ | | ﾆｭｰｸﾘｱ ﾃﾞｨﾍﾞﾛｯﾌﾟﾒﾝﾄ㈱ | | 日立ｴﾝｼﾞﾆｱﾘﾝｸﾞ㈱ | 東芝㈱ |
| | 操業 | 解体 | 操業 | 解体 | 解体 | 解体 |
| | Gr.15 | Gr.16 | Gr.17 | Gr.18 | Gr.19 | Gr.20 |
| 1桁目 | Tc-99, Am-241, Np-237, U-238, U-234 | Tc-99, Am-241, Np-237, U-238, U-234 | Pu-242 | Pu-242 | Tc-99, Am-241, Np-237 | Cl-36 |
| 2桁目 | Cm-245, Pu-239 | Cm-245, Pu-239 | U-234 | U-234 | U-238, U-234 | - |
| 3桁目 | Pu-240, Am-243, U-235 | Pu-240, Am-243, U-235 | Tc-99, Am-241 | Tc-99, Am-241 | Cm-245, Am-243 | C-14 |

## 表 3.4.3-4 核燃料サイクル機構、東海事業所、操業廃棄物(Gr.1)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 1.2E+09 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| C-14 | 5.2E+13 | 1.2E+09 | 2.3E-05 | (3) |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 6.1E+06 | 6.1E-04 | (2) |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Co-60 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ni-59 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ni-63 | - | 6.1E+06 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 6.1E+06 | 6.1E-08 | |
| Sr-90 | - | 0.0E+00 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Nb-94 | - | 0.0E+00 | - | |
| Mo-93 | - | 0.0E+00 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 3.1E+08 | 3.7E-03 | (1) |
| Ag-108m | - | 0.0E+00 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| I-129 | 3.1E+09 | 6.1E+06 | 2.0E-03 | (1) |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cs-137 | - | 3.1E+06 | - | |
| Ho-166m | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 3.1E+06 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 9.2E+08 | 1.0E-08 | |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-236 | 6.9E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-232 | 5.4E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Ra-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Th-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 3.1E+06 | 8.0E-06 | |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Am-241 | 7.6E+12 | 3.1E+07 | 4.0E-06 | |
| Np-237 | 1.5E+09 | 2.4E+07 | 1.6E-02 | (0) |
| U-233 | 8.1E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-229 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-238 | 7.8E+07 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-234 | 1.2E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-230 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 3.1E+06 | - | |
| Pb-210 | - | 6.1E+06 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 6.1E+06 | 1.2E-07 | |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-235 | 5.6E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pa-231 | - | 2.4E+07 | - | |
| Ac-227 | - | 6.1E+06 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.4.3-5 核燃料サイクル機構、東海事業所、解体廃棄物(Gr.2)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 3.7E+09 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| C-14 | 5.2E+13 | 3.7E+09 | 7.1E-05 | (3) |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 1.8E+07 | 1.8E-03 | (2) |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Co-60 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ni-59 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ni-63 | - | 1.8E+07 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 1.8E+07 | 1.8E-07 | |
| Sr-90 | - | 0.0E+00 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Nb-94 | - | 0.0E+00 | - | |
| Mo-93 | - | 0.0E+00 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 9.2E+08 | 1.1E-02 | (1) |
| Ag-108m | - | 0.0E+00 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| I-129 | 3.1E+09 | 1.8E+07 | 6.0E-03 | (1) |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cs-137 | - | 9.2E+06 | - | |
| Ho-166m | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 9.2E+06 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 2.8E+09 | 3.1E-08 | |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-236 | 6.9E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-232 | 5.4E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Ra-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Th-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 9.2E+06 | 2.4E-05 | |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Am-241 | 7.6E+12 | 9.2E+07 | 1.2E-05 | |
| Np-237 | 1.5E+09 | 7.4E+07 | 4.9E-02 | (0) |
| U-233 | 8.1E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-229 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-238 | 7.8E+07 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-234 | 1.2E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-230 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 9.2E+06 | - | |
| Pb-210 | - | 1.8E+07 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 1.8E+07 | 3.5E-07 | |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-235 | 5.6E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pa-231 | - | 7.4E+07 | - | |
| Ac-227 | - | 1.8E+07 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.4.3-6 核燃料サイクル機構、大洗工学センター、操業廃棄物(Gr.3)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 4.7E+08 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| C-14 | 5.2E+13 | 1.2E+08 | 2.4E-06 | |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 2.1E+06 | 2.1E-04 | (3) |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 2.3E+04 | 1.3E-09 | |
| Co-60 | - | 8.9E+11 | - | |
| Ni-59 | - | 7.8E+08 | - | |
| Ni-63 | - | 8.7E+10 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 7.0E+02 | 7.0E-12 | |
| Sr-90 | - | 8.6E+07 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Nb-94 | - | 6.9E+06 | - | |
| Mo-93 | - | 2.8E+05 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 1.1E+06 | 1.4E-05 | |
| Ag-108m | - | 2.1E+04 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 2.5E+05 | 5.6E-07 | |
| I-129 | 3.1E+09 | 3.2E+01 | 1.0E-08 | |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cs-137 | - | 1.6E+08 | - | |
| Ho-166m | - | 6.7E+03 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 1.2E+06 | 1.3E-11 | |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 2.9E+07 | 1.2E-07 | |
| U-236 | 6.9E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-232 | 5.4E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Ra-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Th-228 | - | 4.2E+01 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 8.4E+01 | 2.2E-10 | |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 1.1E+09 | 4.9E-06 | |
| Am-241 | 7.6E+12 | 1.3E+07 | 1.7E-06 | |
| Np-237 | 1.5E+09 | 9.2E+01 | 6.1E-08 | |
| U-233 | 8.1E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-229 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 3.0E+04 | 2.3E-08 | |
| U-238 | 7.8E+07 | 3.7E+06 | 4.7E-02 | (0) |
| U-234 | 1.2E+09 | 1.2E+04 | 9.7E-06 | |
| Th-230 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pb-210 | - | 0.0E+00 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 6.9E+04 | 1.3E-09 | |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 1.5E+07 | 9.6E-07 | |
| U-235 | 5.6E+08 | 1.2E+05 | 2.1E-04 | (3) |
| Pa-231 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ac-227 | - | 0.0E+00 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.4.3-7 核燃料サイクル機構、大洗工学センター、解体廃棄物(Gr.4)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 5.5E+07 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| C-14 | 5.2E+13 | 2.1E+07 | 4.1E-07 | |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 4.9E+03 | 4.9E-07 | |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 4.5E+01 | 2.5E-12 | |
| Co-60 | - | 5.7E+10 | - | |
| Ni-59 | - | 6.6E+07 | - | |
| Ni-63 | - | 9.0E+09 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 5.7E+03 | 5.7E-11 | |
| Sr-90 | - | 6.9E+08 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Nb-94 | - | 9.4E+07 | - | |
| Mo-93 | - | 1.0E+07 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 4.1E+06 | 4.9E-05 | |
| Ag-108m | - | 7.9E+05 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 9.2E+06 | 2.1E-05 | |
| I-129 | 3.1E+09 | 3.4E+02 | 1.1E-07 | |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cs-137 | - | 1.3E+09 | - | |
| Ho-166m | - | 2.5E+05 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 9.3E+06 | 1.0E-10 | |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 2.0E+08 | 7.9E-07 | |
| U-236 | 6.9E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-232 | 5.4E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Ra-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Th-228 | - | 3.4E+02 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 6.8E+02 | 1.8E-09 | |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 9.1E+09 | 4.0E-05 | |
| Am-241 | 7.6E+12 | 1.0E+08 | 1.4E-05 | |
| Np-237 | 1.5E+09 | 9.9E+02 | 6.6E-07 | |
| U-233 | 8.1E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-229 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 2.4E+05 | 1.9E-07 | |
| U-238 | 7.8E+07 | 2.0E+07 | 2.6E-01 | (0) |
| U-234 | 1.2E+09 | 9.4E+04 | 7.9E-05 | |
| Th-230 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pb-210 | - | 0.0E+00 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 5.6E+05 | 1.1E-08 | |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 1.1E+08 | 6.7E-06 | |
| U-235 | 5.6E+08 | 6.6E+05 | 1.2E-03 | (3) |
| Pa-231 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ac-227 | - | 0.0E+00 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.4.3-8 核燃料サイクル機構、ふげん、操業廃棄物(Gr.5)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 2.3E+11 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 7.5E+01 | 1.9E-10 | |
| C-14 | 5.2E+13 | 8.0E+10 | 1.5E-03 | (1) |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 3.1E+07 | 3.1E-03 | (1) |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 3.7E+05 | 2.1E-08 | |
| Co-60 | - | 2.0E+13 | - | |
| Ni-59 | - | 9.1E+09 | - | |
| Ni-63 | - | 1.3E+12 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 4.5E+05 | 4.5E-09 | |
| Sr-90 | - | 3.4E+09 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 4.3E+03 | 2.4E-09 | |
| Nb-94 | - | 2.4E+08 | - | |
| Mo-93 | - | 3.6E+07 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 1.2E+07 | 1.5E-04 | (2) |
| Ag-108m | - | 1.5E+07 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 1.1E+03 | 2.5E-09 | |
| I-129 | 3.1E+09 | 5.6E+03 | 1.8E-06 | |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 1.7E+03 | 3.8E-10 | |
| Cs-137 | - | 9.8E+09 | - | |
| Ho-166m | - | 6.6E+06 | - | |
| Ra-226 | - | 2.1E-01 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 8.3E+04 | 9.3E-13 | |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 1.7E+12 | 6.6E-03 | (0) |
| U-236 | 6.9E+10 | 3.2E+03 | 4.6E-08 | |
| Th-232 | 5.4E+08 | 9.1E+01 | 1.7E-07 | |
| Ra-228 | - | 2.5E+00 | - | |
| Th-228 | - | 1.2E+04 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 1.4E+04 | 3.8E-08 | |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 8.1E+05 | 3.5E-09 | |
| Am-241 | 7.6E+12 | 4.8E+03 | 6.3E-10 | |
| Np-237 | 1.5E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-233 | 8.1E+10 | 1.1E+02 | 1.4E-09 | |
| Th-229 | - | 4.9E+01 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 6.7E+05 | 5.1E-07 | |
| U-238 | 7.8E+07 | 8.6E+01 | 1.1E-06 | |
| U-234 | 1.2E+09 | 1.3E+04 | 1.1E-05 | (3) |
| Th-230 | - | 1.3E+04 | - | |
| Ra-226 | - | 2.1E-01 | - | |
| Pb-210 | - | 0.0E+00 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 5.7E+06 | 1.1E-07 | |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-235 | 5.6E+08 | 4.8E+04 | 8.6E-05 | (2) |
| Pa-231 | - | 1.1E+00 | - | |
| Ac-227 | - | 6.9E-03 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.4.3-9 核燃料サイクル機構、ふげん、解体廃棄物(Gr.6)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 1.6E+10 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 5.9E+02 | 1.5E-09 | |
| C-14 | 5.2E+13 | 1.3E+10 | 2.4E-04 | (2) |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 7.4E+07 | 7.4E-03 | (0) |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 8.2E+05 | 4.5E-08 | |
| Co-60 | - | 9.3E+12 | - | |
| Ni-59 | - | 2.5E+10 | - | |
| Ni-63 | - | 3.3E+12 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 4.8E+05 | 4.8E-09 | |
| Sr-90 | - | 4.1E+08 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 3.2E+09 | 1.8E-03 | (1) |
| Nb-94 | - | 1.0E+11 | - | |
| Mo-93 | - | 3.9E+07 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 5.5E+06 | 6.7E-05 | (3) |
| Ag-108m | - | 7.7E+07 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 1.5E+04 | 3.4E-08 | |
| I-129 | 3.1E+09 | 7.4E+02 | 2.4E-07 | |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 6.2E+03 | 1.3E-09 | |
| Cs-137 | - | 1.1E+09 | - | |
| Ho-166m | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 1.3E-02 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 7.6E+08 | 8.6E-09 | |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 1.7E+06 | 6.9E-09 | |
| U-236 | 6.9E+10 | 1.2E+02 | 1.7E-09 | |
| Th-232 | 5.4E+08 | 5.6E+02 | 1.0E-06 | |
| Ra-228 | - | 5.4E+02 | - | |
| Th-228 | - | 1.6E+05 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 7.9E+04 | 2.1E-07 | |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 2.0E+08 | 8.5E-07 | |
| Am-241 | 7.6E+12 | 2.6E+06 | 3.4E-07 | |
| Np-237 | 1.5E+09 | 8.3E+01 | 5.5E-08 | |
| U-233 | 8.1E+10 | 7.6E+04 | 9.4E-07 | |
| Th-229 | - | 1.3E+02 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 4.4E+04 | 3.4E-08 | |
| U-238 | 7.8E+07 | 3.6E+03 | 4.6E-05 | (3) |
| U-234 | 1.2E+09 | 2.3E+03 | 1.9E-06 | |
| Th-230 | - | 1.7E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 1.3E-02 | - | |
| Pb-210 | - | 3.4E-03 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 1.2E+06 | 2.3E-08 | |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 1.2E+06 | 7.3E-08 | |
| U-235 | 5.6E+08 | 1.4E+02 | 2.6E-07 | |
| Pa-231 | - | 2.8E+02 | - | |
| Ac-227 | - | 1.2E+02 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.4.3-10 核燃料サイクル機構、もんじゅ、操業廃棄物(Gr.7)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 3.2E+11 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| C-14 | 5.2E+13 | 1.6E+08 | 3.1E-06 | (3) |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 9.5E+06 | 9.5E-04 | (0) |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 9.4E+08 | 5.2E-05 | (2) |
| Co-60 | - | 1.9E+10 | - | |
| Ni-59 | - | 1.3E+06 | - | |
| Ni-63 | - | 1.5E+08 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Sr-90 | - | 4.2E+06 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Nb-94 | - | 9.3E+05 | - | |
| Mo-93 | - | 0.0E+00 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 1.7E+04 | 2.1E-07 | |
| Ag-108m | - | 0.0E+00 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| I-129 | 3.1E+09 | 2.4E+00 | 7.7E-10 | |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cs-137 | - | 5.0E+06 | - | |
| Ho-166m | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-236 | 6.9E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-232 | 5.4E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Ra-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Th-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Am-241 | 7.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Np-237 | 1.5E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-233 | 8.1E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-229 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-238 | 7.8E+07 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-234 | 1.2E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-230 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pb-210 | - | 0.0E+00 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-235 | 5.6E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pa-231 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ac-227 | - | 0.0E+00 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

## 表 3.4.3-11 核燃料サイクル機構、もんじゅ、解体廃棄物(Gr.8)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 7.5E+09 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| C-14 | 5.2E+13 | 1.9E+09 | 3.7E-05 | (2) |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 3.3E+07 | 3.3E-03 | (0) |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 3.6E+05 | 2.0E-08 | |
| Co-60 | - | 1.4E+13 | - | |
| Ni-59 | - | 1.2E+10 | - | |
| Ni-63 | - | 1.4E+12 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Sr-90 | - | 1.0E+07 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Nb-94 | - | 7.0E+07 | - | |
| Mo-93 | - | 0.0E+00 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 1.6E+07 | 1.9E-04 | (2) |
| Ag-108m | - | 0.0E+00 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| I-129 | 3.1E+09 | 6.2E-02 | 2.0E-11 | |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cs-137 | - | 1.3E+07 | - | |
| Ho-166m | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-236 | 6.9E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-232 | 5.4E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Ra-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Th-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Am-241 | 7.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Np-237 | 1.5E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-233 | 8.1E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-229 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-238 | 7.8E+07 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-234 | 1.2E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-230 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pb-210 | - | 0.0E+00 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-235 | 5.6E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pa-231 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ac-227 | - | 0.0E+00 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.4.3-12 原研、大洗事業所、操業廃棄物(Gr.9)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 9.0E+08 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 7.2E+03 | 1.8E-08 | |
| C-14 | 5.2E+13 | 2.1E+08 | 4.1E-06 | (3) |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 4.4E+06 | 4.4E-04 | (0) |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 6.0E+04 | 3.3E-09 | |
| Co-60 | - | 3.8E+12 | - | |
| Ni-59 | - | 1.5E+09 | - | |
| Ni-63 | - | 2.2E+11 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 1.3E+05 | 1.3E-09 | |
| Sr-90 | - | 4.2E+06 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 9.3E+05 | 5.2E-07 | (3) |
| Nb-94 | - | 4.4E+07 | - | |
| Mo-93 | - | 5.2E+06 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 2.1E+05 | 2.5E-06 | (3) |
| Ag-108m | - | 6.9E+06 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 4.9E+01 | 1.1E-10 | |
| I-129 | 3.1E+09 | 1.9E+00 | 6.1E-10 | |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 6.3E+07 | 1.4E-05 | (2) |
| Cs-137 | - | 7.8E+04 | - | |
| Ho-166m | - | 1.4E+06 | - | |
| Ra-226 | - | 1.9E-04 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 6.4E+05 | 7.2E-12 | |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 4.9E+08 | 2.0E-06 | (3) |
| U-236 | 6.9E+10 | 2.8E+00 | 4.1E-11 | |
| Th-232 | 5.4E+08 | 3.5E+00 | 6.4E-09 | |
| Ra-228 | - | 6.8E-01 | - | |
| Th-228 | - | 1.1E+06 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 6.9E+01 | 1.8E-10 | |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Am-241 | 7.6E+12 | 7.6E+08 | 1.0E-04 | (1) |
| Np-237 | 1.5E+09 | 6.3E+00 | 4.2E-09 | |
| U-233 | 8.1E+10 | 5.9E+03 | 7.3E-08 | |
| Th-229 | - | 1.5E+00 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 2.8E+05 | 2.2E-07 | |
| U-238 | 7.8E+07 | 2.4E+01 | 3.0E-07 | |
| U-234 | 1.2E+09 | 8.0E+04 | 6.6E-05 | (1) |
| Th-230 | - | 2.8E-01 | - | |
| Ra-226 | - | 1.9E-04 | - | |
| Pb-210 | - | 1.7E-02 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 2.6E+03 | 4.9E-11 | |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 4.9E+08 | 3.1E-05 | (2) |
| U-235 | 5.6E+08 | 6.5E-01 | 1.2E-09 | |
| Pa-231 | - | 5.2E+01 | - | |
| Ac-227 | - | 1.8E+00 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.4.3-13 原研、東海/大洗事業所、解体廃棄物(Gr.10)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 1.4E+13 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| C-14 | 5.2E+13 | 7.1E+09 | 1.4E-04 | (2) |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 3.5E+07 | 3.5E-03 | (0) |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 4.2E+07 | 2.4E-06 | |
| Co-60 | - | 1.4E+12 | - | |
| Ni-59 | - | 5.7E+09 | - | |
| Ni-63 | - | 5.0E+11 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Sr-90 | - | 1.4E+07 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Nb-94 | - | 7.1E+06 | - | |
| Mo-93 | - | 0.0E+00 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 7.1E+05 | 8.6E-06 | (3) |
| Ag-108m | - | 0.0E+00 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| I-129 | 3.1E+09 | 4.2E+00 | 1.4E-09 | |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cs-137 | - | 1.4E+07 | - | |
| Ho-166m | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 1.1E+05 | 4.3E-10 | |
| U-236 | 6.9E+10 | 1.3E+01 | 1.9E-10 | |
| Th-232 | 5.4E+08 | 1.0E-06 | 1.9E-15 | |
| Ra-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Th-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 3.3E+03 | 8.7E-09 | |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Am-241 | 7.6E+12 | 6.6E+06 | 8.7E-07 | |
| Np-237 | 1.5E+09 | 5.2E+03 | 3.5E-06 | |
| U-233 | 8.1E+10 | 3.3E+00 | 4.1E-11 | |
| Th-229 | - | 2.6E-02 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 1.1E+02 | 8.5E-11 | |
| U-238 | 7.8E+07 | 1.1E+01 | 1.3E-07 | |
| U-234 | 1.2E+09 | 1.8E+02 | 1.5E-07 | |
| Th-230 | - | 9.2E-01 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pb-210 | - | 0.0E+00 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 2.1E+05 | 4.0E-09 | |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 1.9E+04 | 1.2E-09 | |
| U-235 | 5.6E+08 | 7.2E-01 | 1.3E-09 | |
| Pa-231 | - | 2.3E-01 | - | |
| Ac-227 | - | 0.0E+00 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.4.3-14 原研、東海事業所、操業廃棄物(Gr.11)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 3.5E+11 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 4.1E+05 | 1.0E-06 | |
| C-14 | 5.2E+13 | 3.3E+09 | 6.3E-05 | |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 1.6E+06 | 1.6E-04 | |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 2.9E+04 | 1.6E-09 | |
| Co-60 | - | 1.4E+12 | - | |
| Ni-59 | - | 5.3E+08 | - | |
| Ni-63 | - | 7.7E+10 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 1.9E+06 | 1.9E-08 | |
| Sr-90 | - | 3.1E+11 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 8.3E+06 | 4.6E-06 | |
| Nb-94 | - | 1.9E+06 | - | |
| Mo-93 | - | 1.6E+07 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 6.4E+07 | 7.8E-04 | (3) |
| Ag-108m | - | 2.5E+06 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 3.8E+06 | 8.7E-06 | |
| I-129 | 3.1E+09 | 1.0E+06 | 3.4E-04 | (3) |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 1.9E+06 | 4.1E-07 | |
| Cs-137 | - | 5.1E+11 | - | |
| Ho-166m | - | 5.7E+05 | - | |
| Ra-226 | - | 6.4E+07 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 1.9E+10 | 2.1E-07 | |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 4.8E+09 | 1.9E-05 | |
| U-236 | 6.9E+10 | 8.6E+05 | 1.3E-05 | |
| Th-232 | 5.4E+08 | 1.4E+06 | 2.5E-03 | (2) |
| Ra-228 | - | 3.8E-01 | - | |
| Th-228 | - | 1.9E+06 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 1.4E+06 | 3.7E-06 | |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Am-241 | 7.6E+12 | 6.0E+09 | 7.9E-04 | (3) |
| Np-237 | 1.5E+09 | 1.7E+08 | 1.1E-01 | (1) |
| U-233 | 8.1E+10 | 4.4E+03 | 5.5E-08 | |
| Th-229 | - | 1.4E+00 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 2.0E+07 | 1.5E-05 | |
| U-238 | 7.8E+07 | 1.8E+07 | 2.4E-01 | (0) |
| U-234 | 1.2E+09 | 8.3E+06 | 6.9E-03 | (2) |
| Th-230 | - | 1.5E+02 | - | |
| Ra-226 | - | 6.4E+07 | - | |
| Pb-210 | - | 4.2E+06 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 1.4E+08 | 2.7E-06 | |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 2.5E+09 | 1.6E-04 | |
| U-235 | 5.6E+08 | 1.8E+05 | 3.3E-04 | (3) |
| Pa-231 | - | 9.2E+01 | - | |
| Ac-227 | - | 4.7E+00 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

## 表 3.4.3-15 大学関係、東京大学、解体廃棄物(Gr.12)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 1.9E+08 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| C-14 | 5.2E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Co-60 | - | 1.8E+10 | - | |
| Ni-59 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ni-63 | - | 1.8E+10 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Sr-90 | - | 0.0E+00 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Nb-94 | - | 0.0E+00 | - | |
| Mo-93 | - | 0.0E+00 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Ag-108m | - | 0.0E+00 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| I-129 | 3.1E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Cs-137 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ho-166m | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| U-236 | 6.9E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Th-232 | 5.4E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Ra-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Th-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Am-241 | 7.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Np-237 | 1.5E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| U-233 | 8.1E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Th-229 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| U-238 | 7.8E+07 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| U-234 | 1.2E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Th-230 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pb-210 | - | 0.0E+00 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| U-235 | 5.6E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Pa-231 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ac-227 | - | 0.0E+00 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.4.3-16 大学関係、京都大学、操業廃棄物(Gr.13)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 0.0E+00 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| C-14 | 5.2E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Co-60 | - | 5.6E+13 | - | |
| Ni-59 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ni-63 | - | 0.0E+00 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Sr-90 | - | 0.0E+00 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Nb-94 | - | 0.0E+00 | - | |
| Mo-93 | - | 0.0E+00 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Ag-108m | - | 0.0E+00 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| I-129 | 3.1E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Cs-137 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ho-166m | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| U-236 | 6.9E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Th-232 | 5.4E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Ra-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Th-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Am-241 | 7.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Np-237 | 1.5E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| U-233 | 8.1E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Th-229 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| U-238 | 7.8E+07 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| U-234 | 1.2E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Th-230 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pb-210 | - | 0.0E+00 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| U-235 | 5.6E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Pa-231 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ac-227 | - | 0.0E+00 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.4.3-17 大学関係、京都大学、解体廃棄物(Gr.14)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 0.0E+00 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| C-14 | 5.2E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Co-60 | - | 5.6E+13 | - | |
| Ni-59 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ni-63 | - | 0.0E+00 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Sr-90 | - | 0.0E+00 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Nb-94 | - | 0.0E+00 | - | |
| Mo-93 | - | 0.0E+00 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Ag-108m | - | 0.0E+00 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| I-129 | 3.1E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Cs-137 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ho-166m | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| U-236 | 6.9E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Th-232 | 5.4E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Ra-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Th-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Am-241 | 7.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Np-237 | 1.5E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| U-233 | 8.1E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Th-229 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| U-238 | 7.8E+07 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| U-234 | 1.2E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Th-230 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pb-210 | - | 0.0E+00 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| U-235 | 5.6E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | (0) |
| Pa-231 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ac-227 | - | 0.0E+00 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.4.3-18 使用施設、日本核燃料開発(株)、操業廃棄物(Gr.15)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 2.4E+08 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| C-14 | 5.2E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Co-60 | - | 1.3E+10 | - | |
| Ni-59 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ni-63 | - | 8.5E+08 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Sr-90 | - | 2.3E+10 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Nb-94 | - | 0.0E+00 | - | |
| Mo-93 | - | 0.0E+00 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 1.7E+07 | 2.0E-04 | (1) |
| Ag-108m | - | 0.0E+00 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| I-129 | 3.1E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cs-137 | - | 2.8E+11 | - | |
| Ho-166m | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 9.0E+08 | 3.6E-06 | (3) |
| U-236 | 6.9E+10 | 1.2E+04 | 1.8E-07 | |
| Th-232 | 5.4E+08 | 9.5E-04 | 1.8E-12 | |
| Ra-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Th-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 3.1E+06 | 8.2E-06 | (2) |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Am-241 | 7.6E+12 | 6.2E+09 | 8.2E-04 | (0) |
| Np-237 | 1.5E+09 | 2.8E+05 | 1.9E-04 | (1) |
| U-233 | 8.1E+10 | 3.0E+03 | 3.7E-08 | |
| Th-229 | - | 2.5E+01 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 8.6E+05 | 6.6E-07 | |
| U-238 | 7.8E+07 | 9.6E+03 | 1.2E-04 | (1) |
| U-234 | 1.2E+09 | 5.3E+05 | 4.4E-04 | (1) |
| Th-230 | - | 8.6E+02 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pb-210 | - | 0.0E+00 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 2.0E+08 | 3.8E-06 | (3) |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 1.6E+08 | 1.0E-05 | (2) |
| U-235 | 5.6E+08 | 6.6E+02 | 1.2E-06 | (3) |
| Pa-231 | - | 2.2E+02 | - | |
| Ac-227 | - | 0.0E+00 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.4.3-19 使用施設、日本核燃料開発(株)、解体廃棄物(Gr.16)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 2.4E+08 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| C-14 | 5.2E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Co-60 | - | 2.2E+09 | - | |
| Ni-59 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ni-63 | - | 1.4E+09 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Sr-90 | - | 3.1E+09 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Nb-94 | - | 0.0E+00 | - | |
| Mo-93 | - | 0.0E+00 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 2.5E+06 | 3.0E-05 | (1) |
| Ag-108m | - | 0.0E+00 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| I-129 | 3.1E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cs-137 | - | 4.6E+10 | - | |
| Ho-166m | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 6.5E+07 | 2.6E-07 | (3) |
| U-236 | 6.9E+10 | 9.3E+02 | 1.3E-08 | |
| Th-232 | 5.4E+08 | 7.2E-05 | 1.3E-13 | |
| Ra-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Th-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 2.4E+05 | 6.2E-07 | (2) |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Am-241 | 7.6E+12 | 4.7E+08 | 6.2E-05 | (0) |
| Np-237 | 1.5E+09 | 4.4E+04 | 2.9E-05 | (1) |
| U-233 | 8.1E+10 | 2.3E+02 | 2.9E-09 | |
| Th-229 | - | 1.9E+00 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 6.2E+04 | 4.8E-08 | |
| U-238 | 7.8E+07 | 7.3E+02 | 9.4E-06 | (1) |
| U-234 | 1.2E+09 | 3.9E+04 | 3.2E-05 | (1) |
| Th-230 | - | 6.6E+01 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pb-210 | - | 0.0E+00 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 1.5E+07 | 2.9E-07 | (3) |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 1.2E+07 | 7.2E-07 | (2) |
| U-235 | 5.6E+08 | 5.0E+01 | 9.0E-08 | (3) |
| Pa-231 | - | 1.7E+01 | - | |
| Ac-227 | - | 0.0E+00 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.4.3-20 使用施設、ニュークリア・ディベロップメント(株)、操業廃棄物(Gr.17)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 5.3E+10 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| C-14 | 5.2E+13 | 1.4E+07 | 2.8E-07 | |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Co-60 | - | 1.9E+12 | - | |
| Ni-59 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ni-63 | - | 1.9E+13 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Sr-90 | - | 0.0E+00 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Nb-94 | - | 0.0E+00 | - | |
| Mo-93 | - | 0.0E+00 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 2.1E+09 | 2.6E-02 | (3) |
| Ag-108m | - | 0.0E+00 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| I-129 | 3.1E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cs-137 | - | 1.4E+13 | - | |
| Ho-166m | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 6.4E+10 | 2.5E-04 | |
| U-236 | 6.9E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-232 | 5.4E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Ra-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Th-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Am-241 | 7.6E+12 | 2.5E+11 | 3.3E-02 | (3) |
| Np-237 | 1.5E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-233 | 8.1E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-229 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 1.1E+13 | 8.6E+00 | (0) |
| U-238 | 7.8E+07 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-234 | 1.2E+09 | 2.6E+08 | 2.2E-01 | (2) |
| Th-230 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pb-210 | - | 0.0E+00 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 3.4E+10 | 2.2E-03 | |
| U-235 | 5.6E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pa-231 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ac-227 | - | 0.0E+00 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.4.3-21 使用施設、ニュークリア･ディベロップメント(株)、解体廃棄物(Gr.18)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 2.9E+10 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| C-14 | 5.2E+13 | 7.9E+06 | 1.5E-07 | |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Co-60 | - | 1.1E+12 | - | |
| Ni-59 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ni-63 | - | 1.1E+13 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Sr-90 | - | 0.0E+00 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Nb-94 | - | 0.0E+00 | - | |
| Mo-93 | - | 0.0E+00 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 1.1E+09 | 1.4E-02 | (3) |
| Ag-108m | - | 0.0E+00 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| I-129 | 3.1E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cs-137 | - | 7.8E+12 | - | |
| Ho-166m | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 3.5E+10 | 1.4E-04 | |
| U-236 | 6.9E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-232 | 5.4E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Ra-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Th-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Am-241 | 7.6E+12 | 1.4E+11 | 1.8E-02 | (3) |
| Np-237 | 1.5E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-233 | 8.1E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-229 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 6.1E+12 | 4.7E+00 | (0) |
| U-238 | 7.8E+07 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-234 | 1.2E+09 | 1.4E+08 | 1.2E-01 | (2) |
| Th-230 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pb-210 | - | 0.0E+00 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 1.9E+10 | 1.2E-03 | |
| U-235 | 5.6E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pa-231 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ac-227 | - | 0.0E+00 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.4.3-22 使用施設、日立エンジニアリング(株)、解体廃棄物(Gr.19)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 2.6E+05 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| C-14 | 5.2E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Co-60 | - | 2.4E+07 | - | |
| Ni-59 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ni-63 | - | 1.5E+06 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Sr-90 | - | 3.0E+07 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Nb-94 | - | 0.0E+00 | - | |
| Mo-93 | - | 0.0E+00 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 2.6E+04 | 3.2E-07 | (0) |
| Ag-108m | - | 0.0E+00 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| I-129 | 3.1E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cs-137 | - | 4.8E+08 | - | |
| Ho-166m | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 9.6E+03 | 3.8E-11 | |
| U-236 | 6.9E+10 | 1.2E+00 | 1.7E-11 | |
| Th-232 | 5.4E+08 | 9.0E-08 | 1.7E-16 | |
| Ra-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Th-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 3.0E+02 | 7.8E-10 | (3) |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Am-241 | 7.6E+12 | 5.9E+05 | 7.8E-08 | (1) |
| Np-237 | 1.5E+09 | 4.7E+02 | 3.1E-07 | (1) |
| U-233 | 8.1E+10 | 3.0E-01 | 3.7E-12 | |
| Th-229 | - | 2.4E-03 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 9.9E+00 | 7.6E-12 | |
| U-238 | 7.8E+07 | 9.5E-01 | 1.2E-08 | (2) |
| U-234 | 1.2E+09 | 1.6E+01 | 1.3E-08 | (2) |
| Th-230 | - | 8.3E-02 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pb-210 | - | 0.0E+00 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 1.9E+04 | 3.6E-10 | (3) |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 1.7E+03 | 1.1E-10 | |
| U-235 | 5.6E+08 | 6.5E-02 | 1.2E-10 | |
| Pa-231 | - | 2.1E-02 | - | |
| Ac-227 | - | 0.0E+00 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

表 3.4.3-23 使用施設、東芝(株)、解体廃棄物(Gr.20)

| | (第3次中間報告)<br>10μSv/y相当濃度[Bq/t]<br>(C) | 対象廃棄物の<br>放射性核種濃度[Bq/t]<br>(D) | D/C*1) | |
|---|---|---|---|---|
| H-3 | - | 2.4E+10 | - | |
| Be-10 | 4.0E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| C-14 | 5.2E+13 | 3.9E+09 | 7.5E-05 | (3) |
| Cl-36 | 1.0E+10 | 8.3E+07 | 8.3E-03 | (0) |
| Ca-41 | 1.8E+13 | 6.8E+05 | 3.8E-08 | |
| Co-60 | - | 1.2E+12 | - | |
| Ni-59 | - | 2.4E+10 | - | |
| Ni-63 | - | 2.5E+12 | - | |
| Se-79 | 1.0E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Sr-90 | - | 0.0E+00 | - | |
| Zr-93 | 1.8E+12 | 1.2E+03 | 6.7E-10 | |
| Nb-94 | - | 2.1E+07 | - | |
| Mo-93 | - | 2.2E+07 | - | |
| Tc-99 | 8.2E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Ag-108m | - | 8.1E+07 | - | |
| Sn-126 | 4.4E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| I-129 | 3.1E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cs-135 | 4.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Cs-137 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ho-166m | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-244 | 8.9E+16 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pu-240 | 2.5E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-236 | 6.9E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-232 | 5.4E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Ra-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Th-228 | - | 0.0E+00 | - | |
| Cm-245 | 3.8E+11 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pu-241 | 2.3E+14 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Am-241 | 7.6E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Np-237 | 1.5E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-233 | 8.1E+10 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-229 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pu-242 | 1.3E+12 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-238 | 7.8E+07 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-234 | 1.2E+09 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Th-230 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ra-226 | - | 0.0E+00 | - | |
| Pb-210 | - | 0.0E+00 | - | |
| Am-243 | 5.3E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pu-239 | 1.6E+13 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| U-235 | 5.6E+08 | 0.0E+00 | 0.0E+00 | |
| Pa-231 | - | 0.0E+00 | - | |
| Ac-227 | - | 0.0E+00 | - | |

*1) (0)は、D/Cの値が最も大きい核種を表す。(1)は、(0)と比較し、1桁以内の核種を表す。
(2)は、(0)と比較し、2桁以内の核種を表す。(3)は、(0)と比較し、3桁以内の核種を表す。
*2) 集計結果は推定値であり、今後変動する可能性がある。

# 参 考 文 献


i 「わ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-」 核燃料サイクル開発機構 平成 11 年 11 月 26 日

ii 「TRU 廃棄物処分概念検討書」 共同作業チーム 核燃料サイクル開発機構 電気事業連合会 平成 12 年 3 月

iii 「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について (第3次中間報告)」 原子力安全委員会 平成 12 年 9 月 14 日

iv 「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」 日本原燃株式会社 平成 9 年 1 月

v 「Deep repository for long-lived low- and intermediate-level waste」, (Technical Report TR-99-28) SKB

## 3.5　総合的施設検討

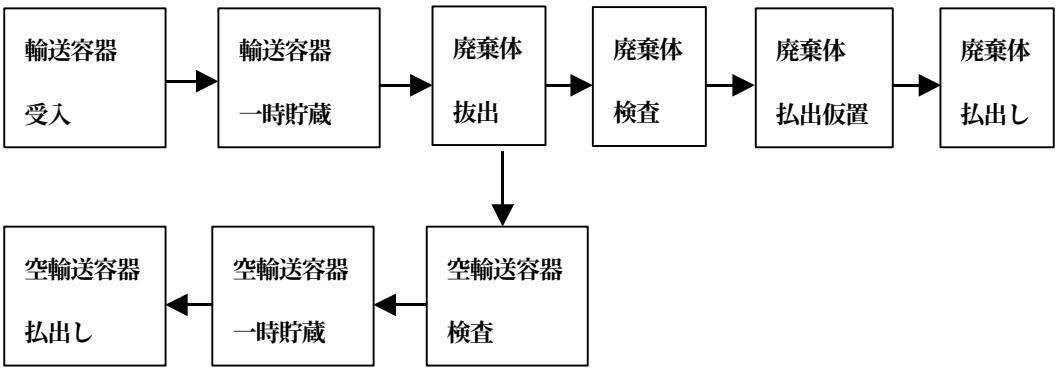
### 3.5.1　操業計画の策定

想定される廃棄体発生年度展開を考慮し、操業から閉鎖までの操業計画を策定する。

（1）　受入・検査設備

a 基本ブロックフロー

「管理建屋の廃棄体取扱設備検討」にて設定した基本ブロックフローに従って,操業計画を検討する。




なお、各工程において実施すべき項目を以下に示す。

| | 工程 | 実施項目 |
|---|---|---|
| 1 | 輸送容器<br>受入れ | ・構内輸送車両からの輸送容器の吊り降ろし |
| 2 | 輸送容器<br>一時貯蔵 | ・一時貯蔵場所への搬送<br>・定置 |
| 3 | 廃棄体<br>抜出 | ・縦起し位置への搬送<br>・衝撃吸収カバーの取り外し<br>・縦起し（4.6m³容器のみ）<br>・輸送容器蓋ボルト取外し<br>・廃棄体抜出し室への移動<br>・輸送容器蓋外し<br>・廃棄体抜出し<br>・輸送容器蓋取付け |
| 4 | 廃棄体<br>検査 | ・整理番号確認<br>・外観検査<br>・表面線量測定 |
| 5 | 廃棄体<br>払出仮置 | ・払出仮置室への吊り降ろし<br>・横倒し（4.6m³容器のみ）<br>・一時仮置き場所への搬送<br>・定置 |
| 6 | 廃棄体<br>払出 | ・ヤードキャリアへの積み込み |

| | 工程 | 実施項目 |
|---|---|---|
| 7 | 空輸送容器<br>検査 | ・空輸送容器検査室への搬送<br>・空輸送容器蓋取外し<br>・表面汚染検査<br>・空輸送容器蓋取付け<br>・輸送容器縦起し室への搬送<br>・横倒し（4.6m³容器のみ）<br>・衝撃吸収カバー取付け |
| 8 | 空輸送容器<br>一時貯蔵 | ・一時貯蔵場所への搬送<br>・定置 |
| 9 | 空輸送容器<br>払出 | ・払出し場所への搬送<br>・構内輸送車両への輸送容器の載せ込み |

b. 前提条件

i. **年間受入れ数量**

埋設対象廃棄体の物量は平成70年度における累積量予測より1m$^3$容器に移し替えることが可能な約2890体(1m$^3$容器換算）及び200Lドラム缶236本である。年間受入量については、操業期間を30年と仮定し、その間に2890体を埋設することから1m$^3$容器97体/年、ドラム缶ラック2体／年（ドラム缶4本収納）の受入数となる。

ii. **操業時間**

年間操業時間：200日／年

操業時間(実働）：6時間／日

c. 操業計画

i. **受入工程**

(i) 1航海あたりの輸送数量

「b.前提条件検討」で設定したように、年間受入輸送容器数は1m$^3$容器、ドラム缶ラック合わせて99体である。RI・研究所等廃棄物のための専用輸送船が1隻建造されるとした上で、RI・研究所等廃棄物専用輸送船の埋設施設への荷降ろし回数を10航海／年及び定検期間2ヶ月／年と仮定すると、輸送容器受入はほぼ1ヶ月に1回程度となり、その際に受け入れる輸送容器数は10体程度となる。

(ii) 必要な受入速度

受入・輸送容器一時貯蔵工程は以後の廃棄体抜出し・検査工程とは異なり、輸送容器を屋外に放置しないために原則として輸送船停泊中（数日～1週間程度）に受入～一時貯蔵を済ます必要があると考えると、輸送容器の受入速度としては最低でも2～3体／日が求められる（操業時間は6(時間/日)と仮定）。

ただし、ハンドリング機器としてケース1（船から輸送容器の荷降ろし及び取扱い施設における輸送容器の受入を天井クレーンにより行なう）の場合では、輸送容器最大重量が数十t程度の荷降ろし・トレーラー輸送は一般的であることを勘案すると、たとえ放射性廃棄物の取扱いであっても受入1系統で対応可能と思われる。

また、ハンドリング機器がケース2（船からの輸送容器の荷降ろし及び取扱い施設における受入をトレーラーの走行と昇降機能により行なう）の場合には、さらに処理速度が上がることが期待できる。

なお、前回輸送時に用いて受入・検査設備内に保管していた空輸送容器は輸送船からの荷降ろしに並行して船積みがなされると仮定しているが、重量／放射線防護の観点より実入り輸送容器取扱いに比較し、取扱い速度が早くすることが可能と考えることから、受入速度に影響するものではないと考える。

ii. **輸送容器一時貯蔵工程**

輸送容器の一時貯蔵は受入工程に引き続いているため、処理速度は受入工程と同様の2～3体／日である。ただし、受入工程（荷降ろし～陸上輸送～受入）よりも移送距離が短いことや、1台のハンドリング機器のみであることを勘案すると、ハンドリング機器がケース1（天井クレーンにより輸送容器を搬送して床上に貯蔵する）／ケース2（台車により搬送容器を搬送して、昇降機能により貯蔵する）の双方において、1系統で十分に対応可能と考える。

iii. **廃棄体抜出し工程**

(ⅰ)操業日数の設定

輸送容器を一時貯蔵するまでの工程では輸送容器の停泊期間中に取扱いを済ます必要があったが、輸送容器一時貯蔵以降の工程においては受入・検査設備の年間操業期間で処理速度を平準化することが可能である。ここでは受入・検査設備の年間操業時間を 200 日、一日の操業時間を6時間と仮定する。

(ⅱ)必要な受入速度

廃棄体取出し工程における年間取扱い数量は1m3容器97体とドラム缶ラック2体（ドラム缶8体）である。このため、年間 200 日の操業期間より廃棄体取出し工程における処理速度は輸送容器 0.5 体／日、廃棄体 0.6 体／日を求められるが、実際には輸送容器2～3体／日、廃棄体 10 体以上の処理速度は十分に有すると思われるため、廃棄体抜出し工程には十分な裕度があると考えられる。

iv. **廃棄体検査工程**

設定された検査項目（整理番号、外観検査、表面線量、重量、表面汚染）に対応するための検査装置については、今後廃棄体特性を考慮して既存の測定装置が適用可能か、もしくは新たな技術開発が必要か詳細な検討が必要かと思われるが、ここでは以下のよう

な仮定を行う。

・検査装置A：整理番号／外観検査

・検査装置B：表面線量／重量測定

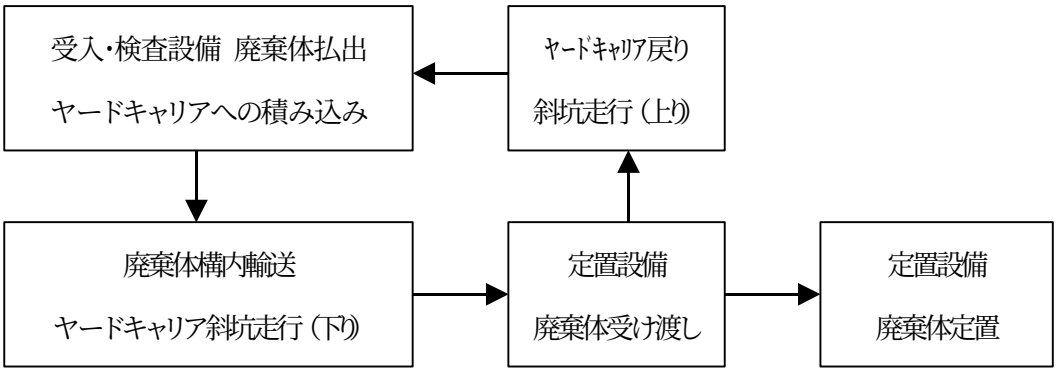
・検査装置C：表面汚染測定

廃棄体検査室に移送された廃棄体はこれらの3検査装置を順次通過することで一連の検査が終了する。検査装置の処理速度に支配因子となるが、1日2体程度は十分対応可能と思われる。

（2） 廃棄体輸送・定置設備

a 基本ブロックフロー

地上の受入れ施設から埋設施設までの廃棄体輸送、及び廃棄体定置設備として定置クレーンを例とした基本ブロックフローは以下の通りである。




b 前提条件

① 受入・検査設備からの廃棄体払出：2～3 体／日

② 操業時間（実働）：6時間／日

③ ヤードキャリア及び定置クレーンのサイクルタイムは3.3.5 項の検討に基づく

c. 操業計画

廃棄体定置を 2～3 体／日とした時の地上受入れ施設廃棄体払い出し～廃棄体構内輸送～定置までの操業計画を表 3.5.1-1に示す。

**表 3.5.1-1** 操業計画

(コンクリートピット方式の定置クレーン)

| 作業項目 | 1 時間 | 2 時間 | 3 時間 | 4 時間 | 5 時間 | 6 時間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 地上受入れ施設<br>廃棄体払い出し<br>所要時間：15 分 | 1 体目 | 2 体目 | 3 体目 | 4 体目 | 5 体目 | |
| 斜坑走行<br>所要時間：下り 15 分<br>：上り 20 分 | | | | | | |
| 定置設備<br>廃棄体受け渡し<br>所要時間：15 分 | | | | | | |
| ｸﾚｰﾝ走行＋横行<br>所要時間：17 分 | | | | | | |
| RC 蓋撤去／設置<br>所要時間：各 3 分 | | | | | | |
| 廃棄体定置（昇降）<br>所要時間：10 分 | | | | | | |

### ３．５．２　総合的施設検討

（１）　受入・検査設備における必要機器

受入れから定置までの一連の施設に関して、必要とされる機器を取扱い対象容器に応じて設定する。

**表 ３．５．２-1　受入・検査設備の必要設備**

| | | | |
|---|---|---|---|
| ドラム缶 | ○ | ○ | ○ |
| 1m$^3$ | － | ○ | ○ |
| 4.6m$^3$ | － | － | ○ |
| 受入工程 | ・天井クレーン<br>(or 昇降機能付ﾄﾚｰﾗｰ)<br>(ﾄﾞﾗﾑ缶ﾗｯｸ用輸送容器重量相当) | ・天井クレーン<br>(or 昇降機能付ﾄﾚｰﾗｰ)<br>(1m$^3$ 輸送容器重量相当) | ・天井クレーン<br>(4.6m$^3$ 輸送容器重量相当) |
| 輸送容器一時貯蔵工程 | ・天井クレーン<br>(or 台車)<br>(ﾄﾞﾗﾑ缶ﾗｯｸ用輸送容器重量相当) | ・天井クレーン<br>(or 台車)<br>(1m$^3$ 輸送容器重量相当) | ・天井クレーン<br>(or 台車)<br>(4.6m$^3$ 輸送容器重量相当) |
| 廃棄体抜出工程 | ・天井クレーン<br>(or 床走行ｸﾚｰﾝ)<br>(or 昇降機能付遮へい容器)<br>(ﾄﾞﾗﾑ缶４本+ﾗｯｸ重量相当) | ・天井クレーン<br>(1m$^3$ 廃棄体重量相当) | ・天井クレーン<br>(4.6m$^3$ 廃棄体重量相当) |
| 検査工程 | ・天井クレーン<br>(or 床走行ｸﾚｰﾝ)<br>(or 昇降機能付遮へい容器)<br>・検査装置<br>(ドラム缶用)<br>－整理番号確認<br>－外観検査<br>－放射能量測定<br>－表面線量<br>－重量測定 | ・天井クレーン<br>(1m$^3$ 廃棄体重量相当)<br><br>・検査装置<br>(ドラム缶＋角型容器用)<br>－整理番号確認<br>－外観検査<br>－放射能量測定<br>－表面線量<br>－重量測定 | ・天井クレーン<br>(4.6m$^3$ 廃棄体重量相当)<br><br>・検査装置(同左) |
| 廃棄体払出仮置工程 | ・天井クレーン<br>(ﾄﾞﾗﾑ缶４本+ﾗｯｸ重量相当) | ・天井クレーン<br>(1m$^3$ 廃棄体重量相当) | ・天井クレーン<br>(4.6m$^3$ 廃棄体重量相当) |
| 払出工程 | ・天井クレーン<br>(ﾄﾞﾗﾑ缶４本+ﾗｯｸ重量相当) | ・天井クレーン<br>(1m$^3$ 廃棄体重量相当) | ・天井クレーン<br>(4.6m$^3$ 廃棄体重量相当) |

② 埋設施設における必要機器

地上の受入れ施設から廃棄体定置設備までの廃棄体搬送、及び廃棄体定置についての機器概念検討を踏まえ、必要機器の概要を表 3.5.3-2に示す。

表 3.5.2-2 埋設施設における必要機器

| 施 設・工 程 | 必要機器 | 概 略 仕 様 |
|---|---|---|
| 1. トンネル型施設 | | |
| (1)廃棄体構内輸送 | | |
| ①斜　坑 | ヤードキャリア | 車輌寸法：3.2mW×10mL×1.6mH<br>最大積載重量：約 160ton<br>走行速度：10km/h（平坦走行時）、3km/h（7%上り勾配時）<br>運転監視・操作方式：直接目視・手動操作<br>積載物　：運搬用遮へい容器 |
| | 運搬用遮へい容器 | 容器外寸：約 2mW×5.6mL×2mH<br>重 量　：約 150ton（4.6m$^3$ 廃棄体約 64ton 含む） |
| ②立　坑 | ヤードキャリア | （①斜坑でのヤードキャリア相当） |
| | 巻上機（クレーン） | （今回検討対象外） |
| | 運搬用遮へい容器 | （①斜坑での運搬用遮へい容器相当） |
| (2)廃棄定置 | 定置クレーン | 形 状　：橋型クレーン<br>外形寸法：約 10m スパン×20mL×5mH<br>クレーン自重：約 500ton<br>定格荷重：約 70ton<br>速 度　：約 2m/min（巻上）、約 10m/min（横行）<br>約 20m/min（走行）<br>走行方式：ピット外壁天端部レール軌道方式<br>運転監視・操作方式：遠隔監視・手動（又は自動）操作<br>動力供給方式：ケーブルリール方式<br>遮へい機能：約 20cm 厚鉄板<br>（廃棄体吊具周り及び RC 蓋吊具周り） |
| | フォークリフト | （今回検討対象外） |
| 2. サイロ型施設 | | |
| (1)廃棄体構内輸送 | ヤードキャリア | （①斜坑でのヤードキャリア相当） |
| | 廃棄体定置用遮へい容器 | 外形寸法：約 2mW×6mL×4mH<br>遮へい容器自重：約 90ton<br>速 度　：約 10m/min（巻上）<br>運転監視・操作方式：遠隔監視・手動（又は自動）操作<br>動力供給方式：ケーブルリール方式<br>遮へい機能：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<br>外形寸法：約 80m スパン×16mL×17mH<br>クレーン自重：約 1800ton<br>定格荷重：約 300ton<br>速 度　：約 10m/min（昇降）、約 20m/min（空昇降時）<br>約 10m/min（横行）、約 20m/min（走行）<br>走行方式：サイロ天端部レール軌道方式<br>運転監視・操作方式：遠隔監視・手動（又は自動）操作<br>動力供給方式：ケーブルリール方式<br>遮へい機能：な し |
| | RC 蓋開閉用遮へい容器 | 外形寸法：約 6mW×8mL×4mH<br>遮へい容器自重：約 270ton<br>速 度　：約　2m/min（巻上）、約 10m/min（横行）<br>運転監視・操作方式：遠隔監視・手動（又は自動）操作<br>動力供給方式：ケーブルリール方式<br>取扱対象物：RC 蓋約 25ton（厚さコンクリート約 1m）<br>遮へい機能：約 20cm 厚鉄板 |

### ３．５．３　施設規模の検討

（１）　受入検査設備

**受入検査設備及び埋設施設の検討において受入対象廃棄物が増加した場合の施設規模に関して検討する。**

**対象は** 3.1 **項の廃棄体特性の検討で検討した物量を基本ケースとし、**JNC **東海の再処理及び** Pu **施設からの廃棄物を含めたケースと、さらに** JNC **発生のウラン廃棄物を含むケースの３ケースとする。**

**（i）　受入・検査設備**

ａ 前提条件

(a)　対象物量

各ケースの対象物量を表 3.5.3-1に示す。

**表 ３．５．３-1　検討ケースと廃棄体発生量の整理**

| 機関 | | 事業所 | | 廃棄体容器 | 廃棄体個数（個） | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | 操業 | 解体 |
| 核燃料サイクル開発機構 | | 東海事業所 | 余裕深度処分対象廃棄物(*1) | 1m3容器 | 59 | 14 |
| | | | | ラック | 50 | 0 |
| | | | 再処理施設(*2) | 1m3容器 | 1194 | 760 |
| | | | | ラック | 3325 | 0 |
| | | | ウラン取扱施設(*3) | 1m3容器 | 1515 | 94 |
| | | | Pu施設(*2) | 1m3容器 | 228 | 931 |
| | | 大洗工学センター | (α系)(*1) | 1m3容器 | 99 | 171 |
| | | | (βγ系)(+1) | 1m3容器 | 381 | 57 |
| | | 新型転換炉ふげん発電所(*1) | | 1m3容器 | 29 | 171 |
| | | 高速増殖炉もんじゅ建設所(*1) | | 1m3容器 | 19 | 247 |
| | | 人形峠環境技術センター(*3) | | 1m3容器 | 2968 | 153 |
| 日本原子力研究所 | | 大洗研究所(*1) | | 1m3容器 | 526 | 336 |
| | | 東海研究所(*1) | | 1m3容器 | 611 | |
| | | | | ラック | 9 | 0 |
| 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(*1) | | 1m3容器 | 0 | 2 |
| | 京都大学 | 原子炉実験所(*1) | | 1m3容器 | 1 | 1 |
| 使用施設 | 日本核燃料開発㈱ | ホットラボ施設(*1) | | 1m3容器 | 62 | 62 |
| | ニュークリア・ディベロップメント㈱ | 燃料ホットラボ施設(*1) | | 1m3容器 | 16 | 20 |
| | 日立エンジニアリング㈱ | 王禅寺事業所(*1) | | 1m3容器 | 0 | 5 |
| | ㈱東芝 | ホットラボ施設(*1) | | 1m3容器 | 0 | 1 |
| ＊1 | ケース1の対象廃棄体量 | 基本ケース | | | 2,949個 (99個／年) | |
| ＊2 | ケース2の対象廃棄体量 | ケース1＋再処理施設＋Pu施設 | | | 9,387個 (313個／年) | |
| ＊3 | ケース3の対象廃棄体量 | ケース2＋ウラン取扱施設＋人形峠 | | | 14,117個 (471個／年) | |

(b) 操業時間

年間操業時間: 200 日／年

操業時間(実働 ：6時間／日

b. 処理速度の検討

① 基本ケース

年間受入れ廃棄体数は 99 体であり、1日平均取扱い個数は 0.5 体である。このため、処理速度向上方策を特に取り込む必要はないと考える。

② ①+再処理＋Pu 取扱施設

年間受入れ廃棄体数は 313 体であり、1日平均取扱い個数は 1.6 体である。基本ケースより取扱い数量が増大することと取扱い数量の変動を考慮すると、処理速度向上案①を導入した施設形態が望まれる。

③ ②＋人形峠＋ウラン取扱施設

年間受入れ廃棄体数は 471 体であり、1日平均取扱い個数は 2.36 体である。②ケースより取扱い数量が増大することと取扱い数量の変動を考慮すると、処理速度向上案①或いは②を導入した施設形態が望まれる。

(2) 合理的な施設の組合せの検討

**埋設施設の組合せを考慮する場合は、トンネル型施設と開削サイロ型施設の建設費の特徴を考慮する必要がある。開削サイロ型施設は、仕様が同じであれば、建設費は基数に比例する。そのため、処分単価（廃棄体又は廃棄物の単位当たりの費用）は、廃棄体数が増えても変化しないという特徴がある。しかし、トンネル型施設では、廃棄体量が多いほど処分単価は安くなる。この理由は、処分空洞へアプローチするためのアクセス路は一定の費用しかかからないため、処分空洞の基数が増えるほどアクセス路のコストが薄められ、処分単価が安くなることによる。したがって、開削サイロ型施設とトンネル型施設を組み合わせることは、トンネル型施設の廃棄体数が減少することであり、トンネル型施設の処分単価が高くなるということである。また、開削サイロ型施設の処分単価は変わらないため、トータルとしての処分単価は高くなる。**

**そのため、本検討では、トンネル型施設と開削サイロ型施設の組合せはないものとし、次節では、それぞれ単独の施設形態を想定して、廃棄体数が増加する場合の施設規模の検討を行う。**

（３） 埋設施設の施設規模の検討

**（i） 廃棄体量の整理**

**施設規模の検討に使用する廃棄体発生量をケース分けし、以下に整理する。**

| ケース名 | 発 生 場 所 | 発 生 量（体） | 発生頻度（体／年） |
|---|---|---|---|
| ケース1<br>（基本ケース） | JNC、原研、大学、<br>使用施設 | 2,949 | 99 |
| ケース2 | ケース1＋再処理施設＋Pu 施設 | 9,387 | 313 |
| ケース3 | ケース2＋人形峠＋ウラン取扱施設 | 14,117 | 471 |

**（ii） トンネル型施設の施設規模の検討**

**先述したとおり、埋設施設形態を組み合わせることは、経済性が低下することになるため、ここでは、トンネル型施設とサイロ型施設の双方について、施設規模の検討を行う。**

**また、各ケースについて、当初から各ケースの廃棄体発生量が決定している場合と基本ケースはそのままの規模として扱い、その後、増設する場合について検討する。**

**コンクリートピットの寸法、１区画の廃棄体収納量等を変動させると、検討が困難になるため、それらについては、基本ケースと同様として扱うものとする。**

**トンネル型施設において、廃棄体量が増加した場合、処分空洞の長さを長くする方が、処分空洞数を増やすより経済性は向上する傾向にある。また、数本の処分空洞を設置する場合、１本の処分空洞で操業を行っている時、隣の処分空洞では建設を行っているのが普通に考えられるパターンである。そのため、処分空洞の長さも、操業と建設**

**の工程を考慮して定められるべきである。基本ケースの検討においては、トンネル型施設の処分空洞の長さを海外の例を参考に、300m 程度として検討したが、ここでは、地質条件が不明のため、建設工期の算定ができないことから、経済性の向上を考慮し、処分空洞の長さ 400m 程度を目安として、埋設施設規模の検討を行う。**

(a) ケース1（基本ケース）の検討

**「３．３　埋設処分場形態の検討」に示すとおりである。**

(b) ケース2の検討

**ケース２では、１区画に 48 体の 1m³ 容器廃棄体を収納することから、合計 196 区画が必要になる。当初からこの規模で計画する場合には、これを 400m 程度の処分空洞に分けて考える。**

**検討の結果、１本の処分空洞には、40 区画の配置となり、５本の処分空洞が必要となる。この時の処分空洞の長さは 361m となる。**

**増設の場合は、134 区画の増設が必要である。上記と同様に,400m 程度の処分空洞に分けて考える。**

**検討の結果、１本の処分空洞には 47 区画の配置となり、３本の処分空洞（基本ケースと合計して５本）が必要となる。この時の処分空洞の長さは 412.8m となる。**

**上記検討結果の埋設施設配置図を図 3.5.3-1 及び図 3.5.3-2 に示す。**

(c) ケース3の検討

ケース3では、1区画に 48 体の 1m³ 容器廃棄体を収納することから、合計 295 区画が必要になる。当初からこの規模で計画する場合には、これを 400m 程度の処分空洞に分けて考える。

検討の結果、1本の処分空洞には、42 区画の配置となり、7本の処分空洞が必要となる。この時の処分空洞の長さは 375.8m となる。ただし、最後の1本の処分空洞だけは、43 区画の配置となるが、その延長分は、作業エリアを有効に利用することで配置可能であり、処分空洞の長さとしては 375.8m で十分である。

増設の場合は、233 区画の増設が必要である。上記と同様に 400m 程度の処分空洞に分けて考える。

検討の結果、1本の処分空洞には 47 区画の配置となり、5本の処分空洞（基本ケースと

合計して7本）が必要となる。この時の処分空洞の長さは 412.8m となる。

上記検討結果の埋設施設配置図を図 3.5.3-3 及び図 3.5.3-4 に示す。

**（iii） サイロ型施設の施設規模の検討**

**サイロ型施設としては、基本ケースで検討した開削サイロ形施設とする。**

**開削サイロ型施設の人工バリア上面の高さは、GL-50m とし、下面は GL-100m までの間にコンクリートピットを配置する。したがって、コンクリートは最大５段まで配置可能となる。**

**また、基本ケースでは、１段 16 区画の配置としたが、廃棄体数量が増加する場合には、同じ直径で１段 20 区画まで配置可能であるため、以降の検討においては、これらを組み合わせて考える。**

(a) ケース1（基本ケース）の検討

「3. 3 埋設処分場形態の検討」に示すとおりである。

(b) ケース2の検討

ケース2では、1区画に 48 体の 1m$^3$ 容器廃棄体を収納することから、合計 196 区画が必要になる。当初からこの規模で計画する場合には、20 区画5段以内の開削サイロに分けて考える。

検討の結果、1本の開削サイロには、20 区画×5段の配置となり、2基の開削サイロが必要となる。ただし、1基の開削サイロの最上段には 16 区画を配置すればよい。この時の開削サイロの直径（内巻きコンクリートの内径）は 55,0m であり、人工バリア下面は GL-96.0m となる。

増設の場合は、134 区画の増設が必要である。上記と同様に,20 区画5段以内の開削サイロに分けて考える。

検討の結果、1本の開削サイロには、16 区画×4段の配置となり、2基の開削サイロ（基本ケースと合計して4基）が必要となる。ただし、1基の開削サイロの最下段には 20 区画、その上の段には 18 区画が配置される。この時の開削サイロの直径（内巻きコンクリートの内径）は 55,0m であり、人工バリア下面は GL-87.8m となり、基本ケースと同様の形状となる。

上記検討結果の埋設施設配置図を図 3.5.3-5 及び図 3.5.3-6 に示す。

(c) ケース3の検討

ケース3では、1区画に 48 体の 1m$^3$ 容器廃棄体を収納することから、合計 295 区画が必要になる。当初からこの規模で計画する場合には、20 区画5段以内の開削サイロに分けて考える。

検討の結果、1本の開削サイロには、20 区画×5段の配置となり、3基の開削サイロが必要となる。ただし、1基の開削サイロの最上段には 15 区画を配置すればよい。この時の開削サイロの直径（内巻きコンクリートの内径）は 55,0m であり、人工バリア下面は GL-96.0m となる。

増設の場合は、233 区画の増設が必要である。上記と同様に 20 区画5段以内の開削サイロに分けて考える。

検討の結果、20 区画×5段の配置となる開削サイロが2基、下段が 17 区画で上段が 16 区画の開削サイロが1基の配置となり、合計3基の開削サイロ（基本ケースと合計して5基）が必要となる。ただし、この時の開削サイロの直径（内巻きコンクリートの内径）は 55,0m であり、5段配置の開削サイロの人工バリア下面は GL-96.0m となり、2段配置の開削サイロの人工バリア下面は GL-71.4m となる。

上記検討結果の埋設施設配置図を図 3.5.3-7 及び図 3.5.3-8 に示す。

**(iv) 検討結果の整理**

以上の検討結果を整理して、表 3.5.3-2に示す。

**表 3.5.3-2 検討結果の整理**

| ケース名 | | トンネル型施設 | 開削サイロ型施設 | 備　考 |
|---|---|---|---|---|
| ケース1<br>(基本ケース) | | ・処分空洞 2本<br>・処分空洞長さ<br>=294.4m<br>・区画数＝62 区画<br>・最大埋設能力<br>＝2,976 体 | ・サイロ基数＝1基<br>・上面＝GL-50.0m<br>・下面＝GL-87.8m<br>・16 区画×4段<br>・最大埋設能力<br>＝3,072 体 | |
| ケース2 | 新設 | ・処分空洞 5本<br>・処分空洞長さ<br>=361.0m<br>・区画数＝196 区画<br>・最大埋設能力<br>＝9,408 体 | ・サイロ基数＝2 基<br>・上面＝GL-50.0m<br>・下面＝GL-96.0m<br>・20 区画×5 段<br>・最大埋設能力<br>＝9,408 体 | 最大施設の仕様を示す。 |
| | 増設 | ・処分空洞 5本<br>・処分空洞長さ<br>=412.8m<br>・区画数＝196 区画<br>・最大埋設能力<br>＝9,408 体 | ・サイロ基数＝4 基<br>・上面＝GL-50.0m<br>・下面＝GL-87.8m<br>・16 区画×4 段<br>・最大埋設能力<br>＝9,408 体 | 最大施設の仕様を示す。 |
| ケース3 | 新設 | ・処分空洞 7本<br>・処分空洞長さ<br>=375.8m<br>・区画数＝295 区画<br>・最大埋設能力<br>＝14,160 体 | ・サイロ基数＝3 基<br>・上面＝GL-50.0m<br>・下面＝GL-96.0m<br>・20 区画×5 段<br>・最大埋設能力<br>＝14.160 体 | 最大施設の仕様を示す。 |
| | 増設 | ・処分空洞 7本<br>・処分空洞長さ<br>=412.8m<br>・区画数＝295 区画<br>・最大埋設能力<br>＝14,160 体 | ・サイロ基数＝5 基<br>・上面＝GL-50,0m<br>・下面＝GL-96.0m<br>・20 区画×5 段<br>・最大埋設能力<br>＝14.160 体 | 最大施設の仕様を示す。 |

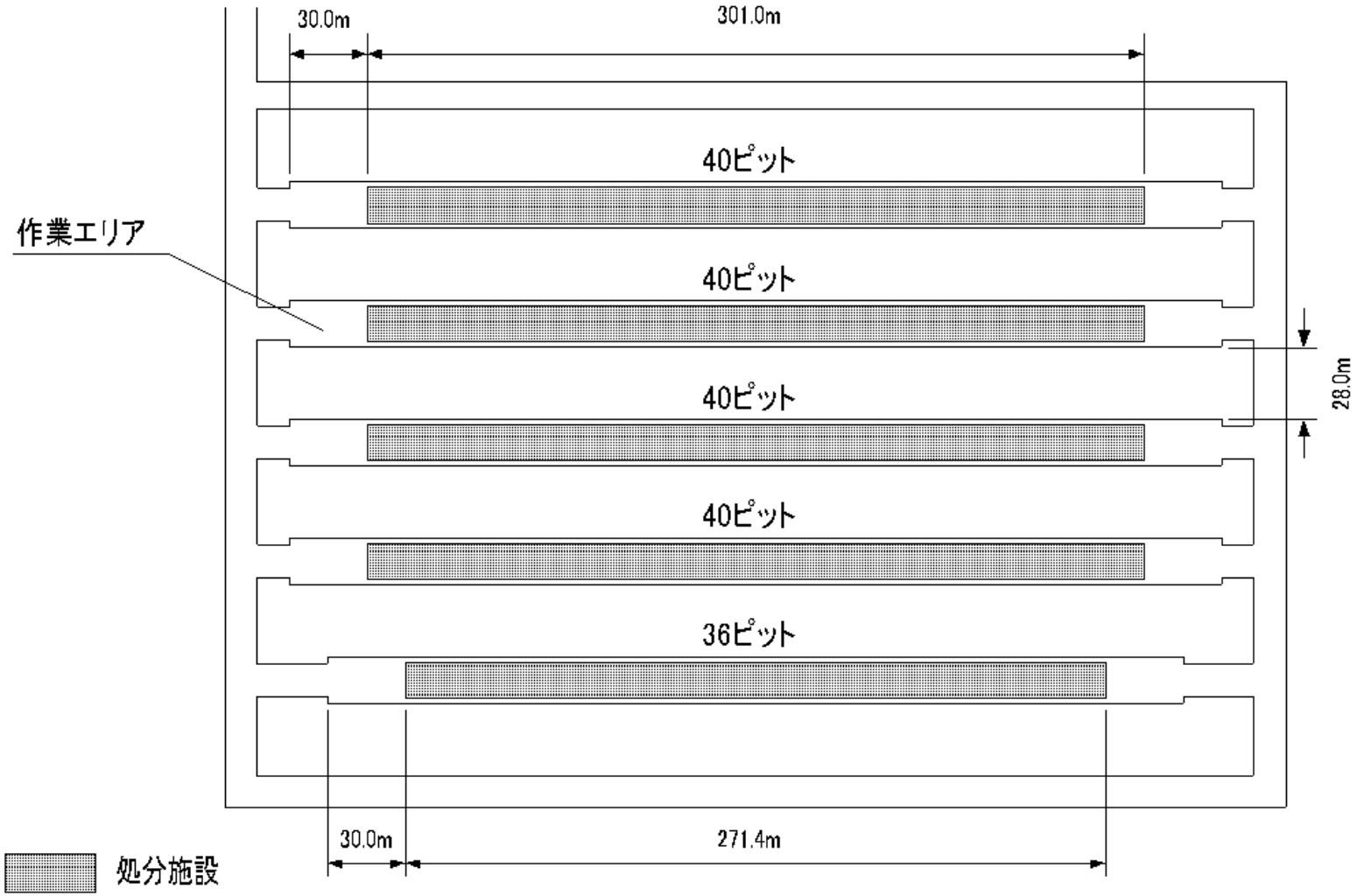



図 3.5.3-1 ケース2（新設）のトンネル型施設配置図

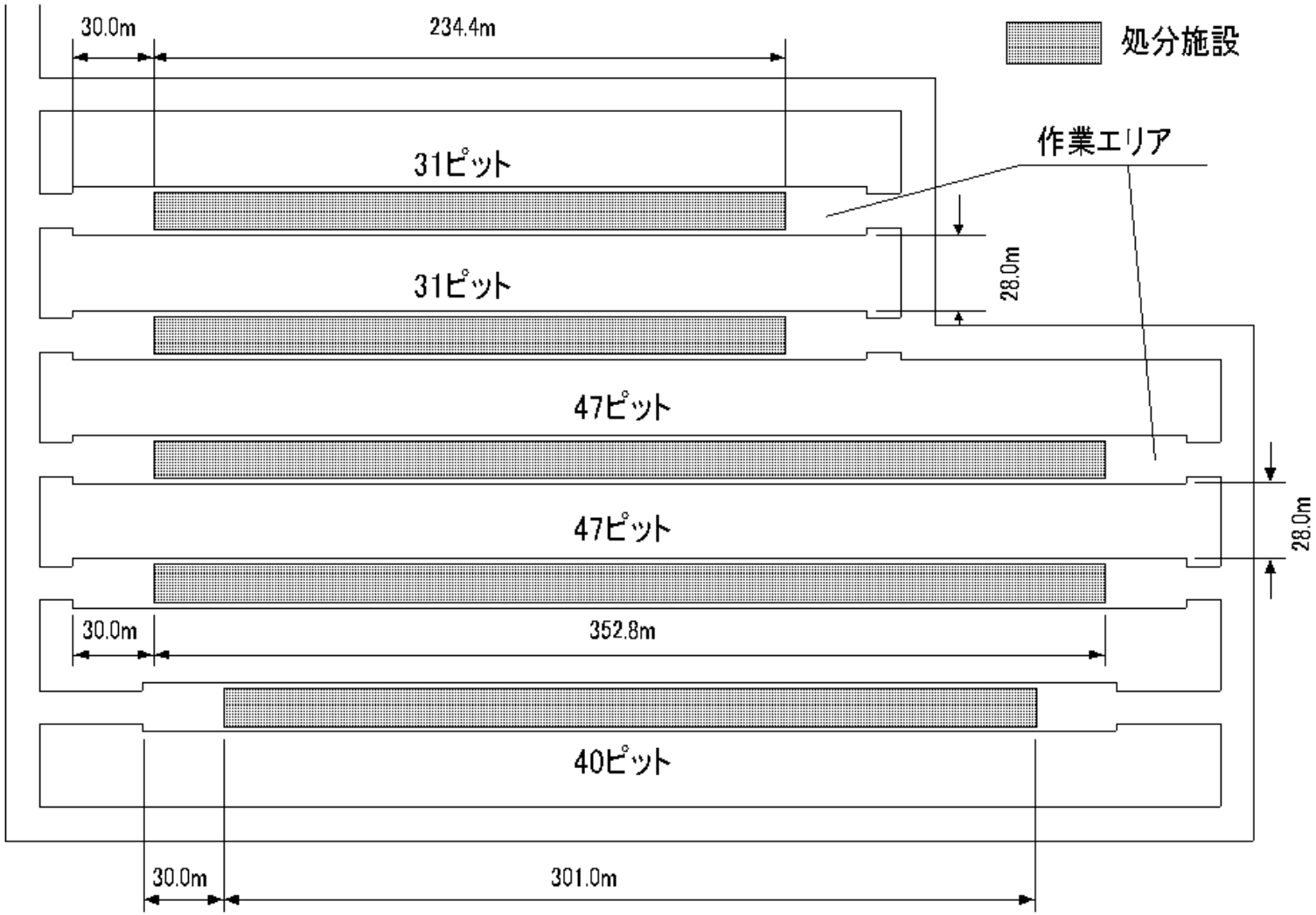



図 3.5.3-2 ケース2（増設）のトンネル型施設配置図

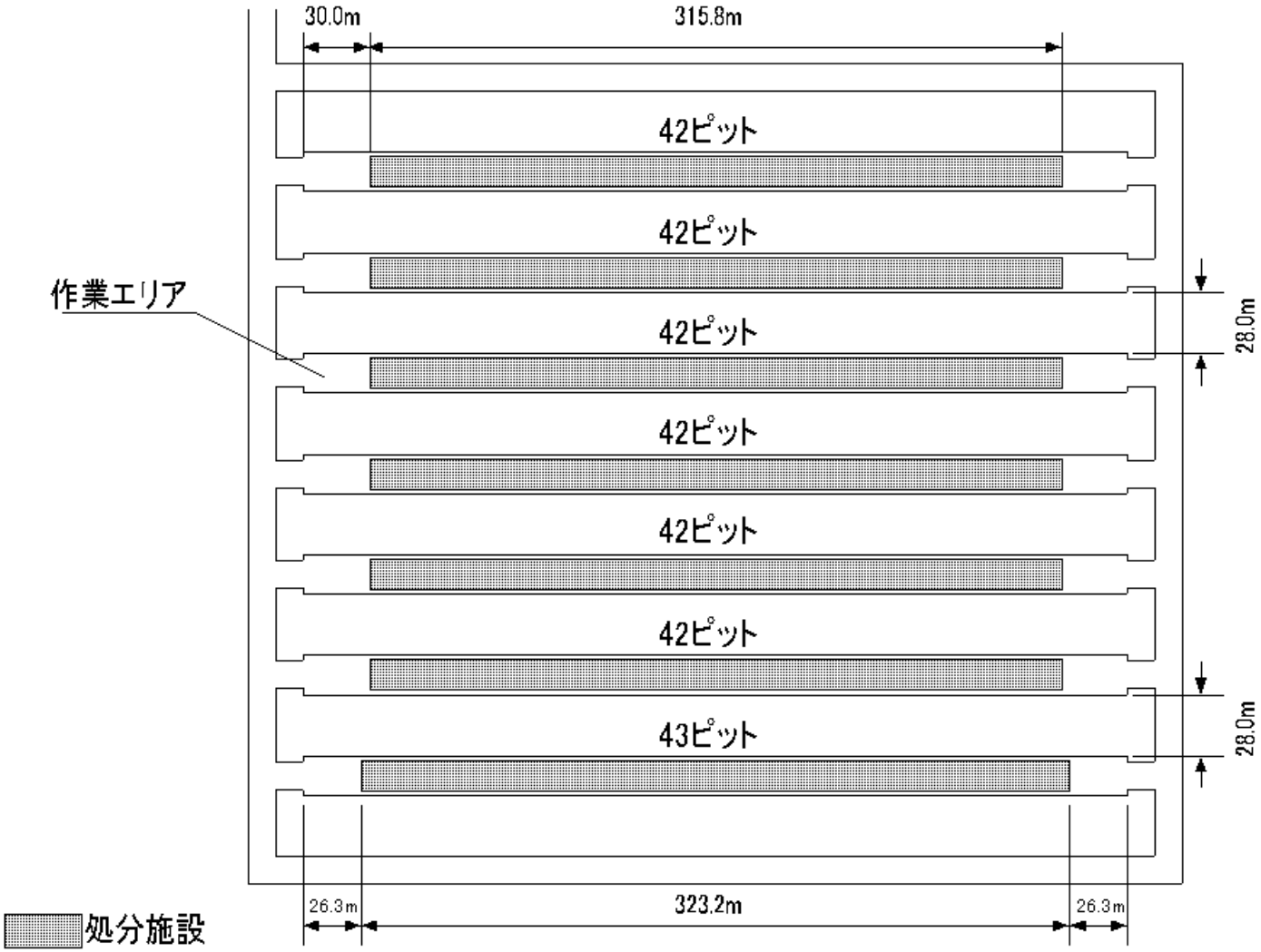



図 3.5.3-3 ケース3（新設）のトンネル型施設配置図

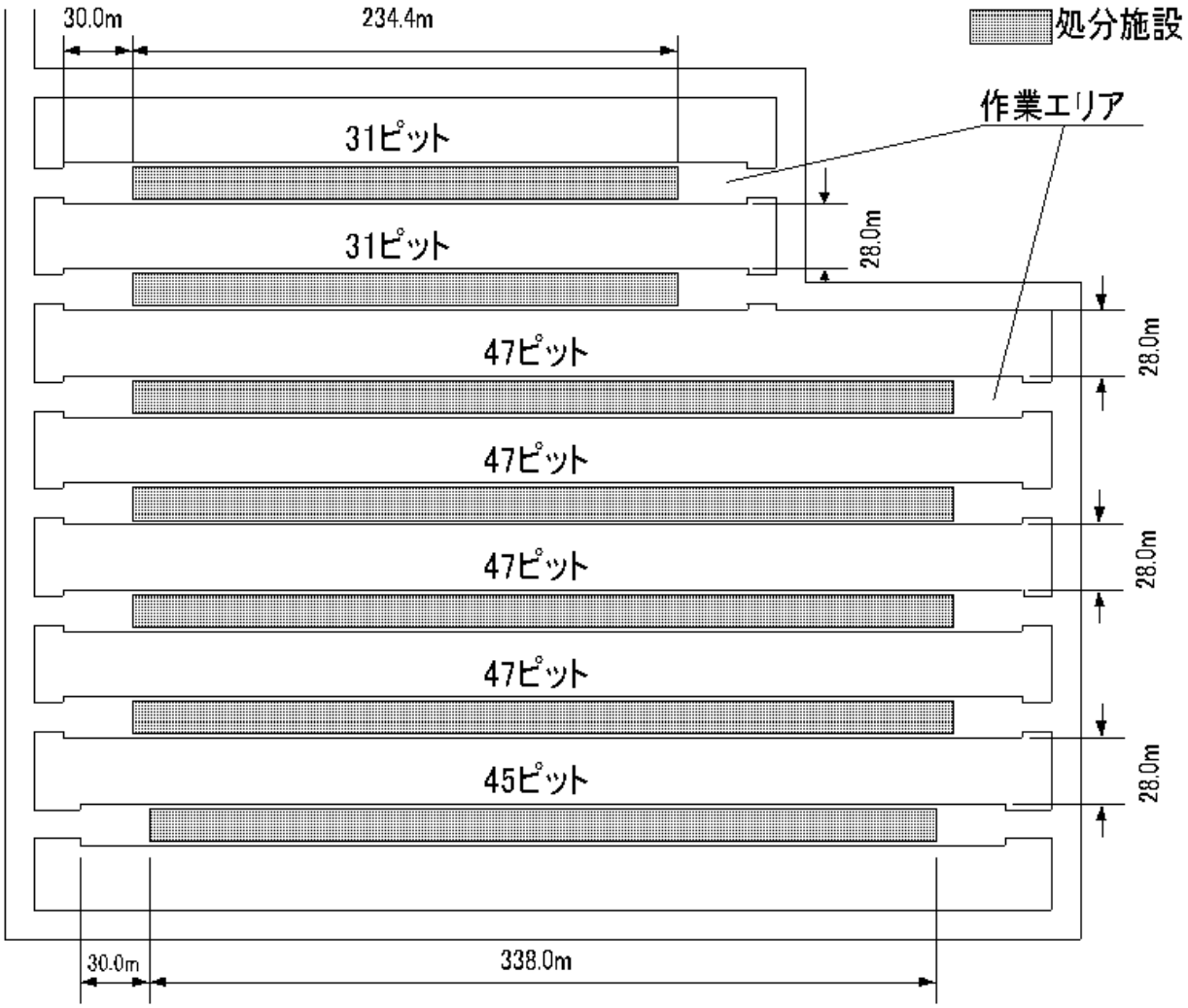



図 3.5.3-4 ケース3（増設）のトンネル型施設配置図

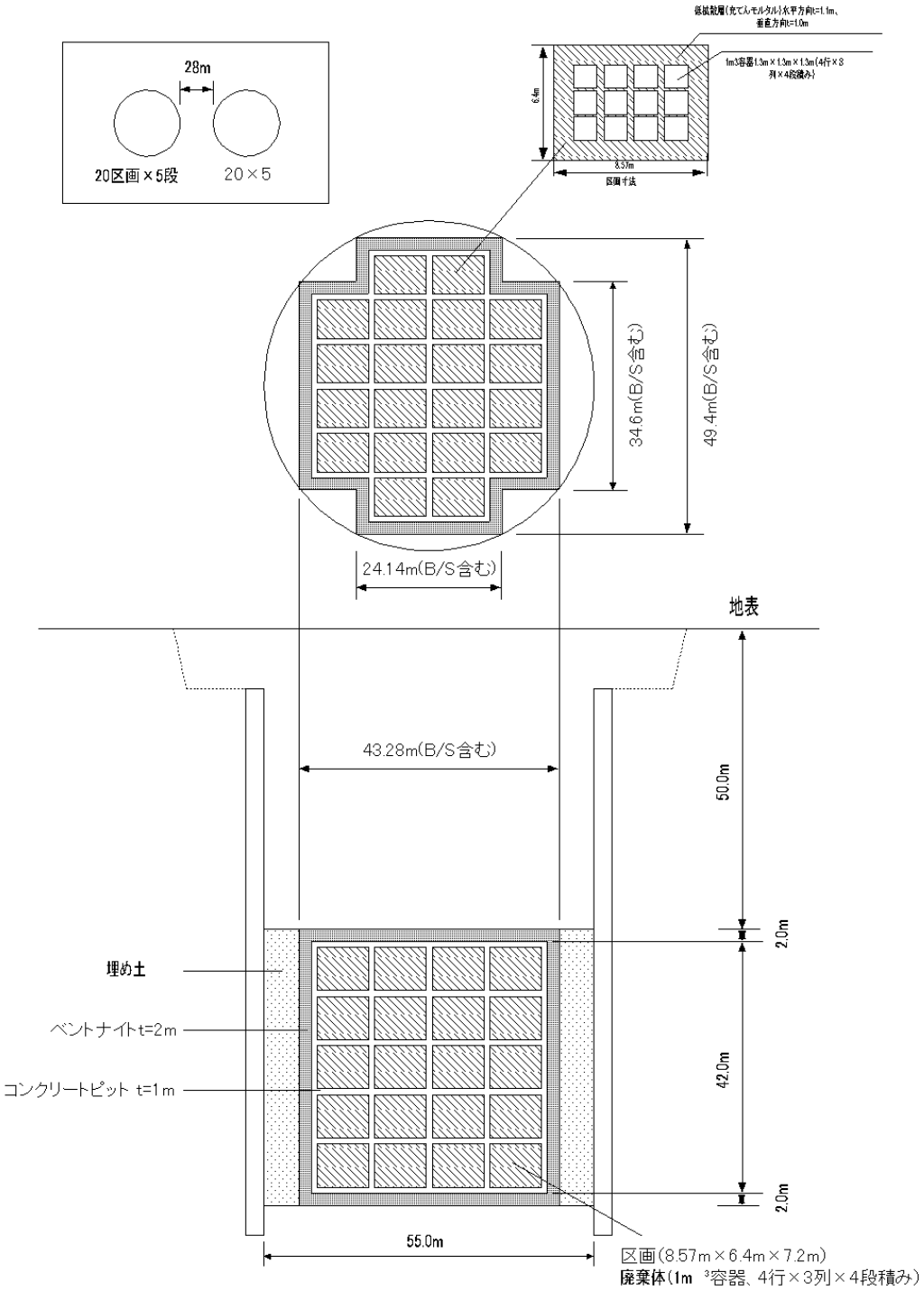



**図 3.5.3-5 ケース2（新設）の開削サイロ型施設配置図**

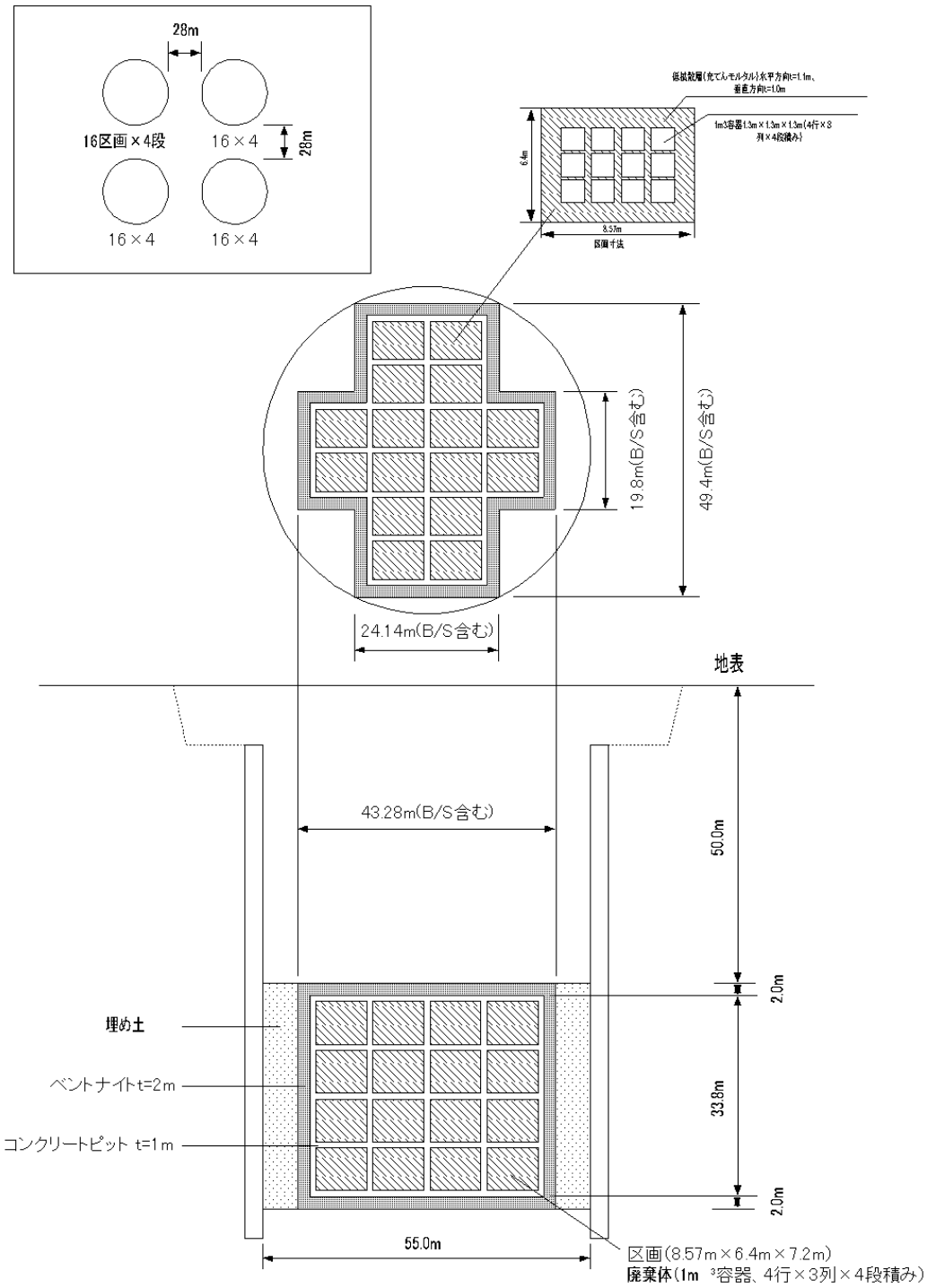



図 3.5.3-6 ケース2（増設）の開削サイロ型施設配置図

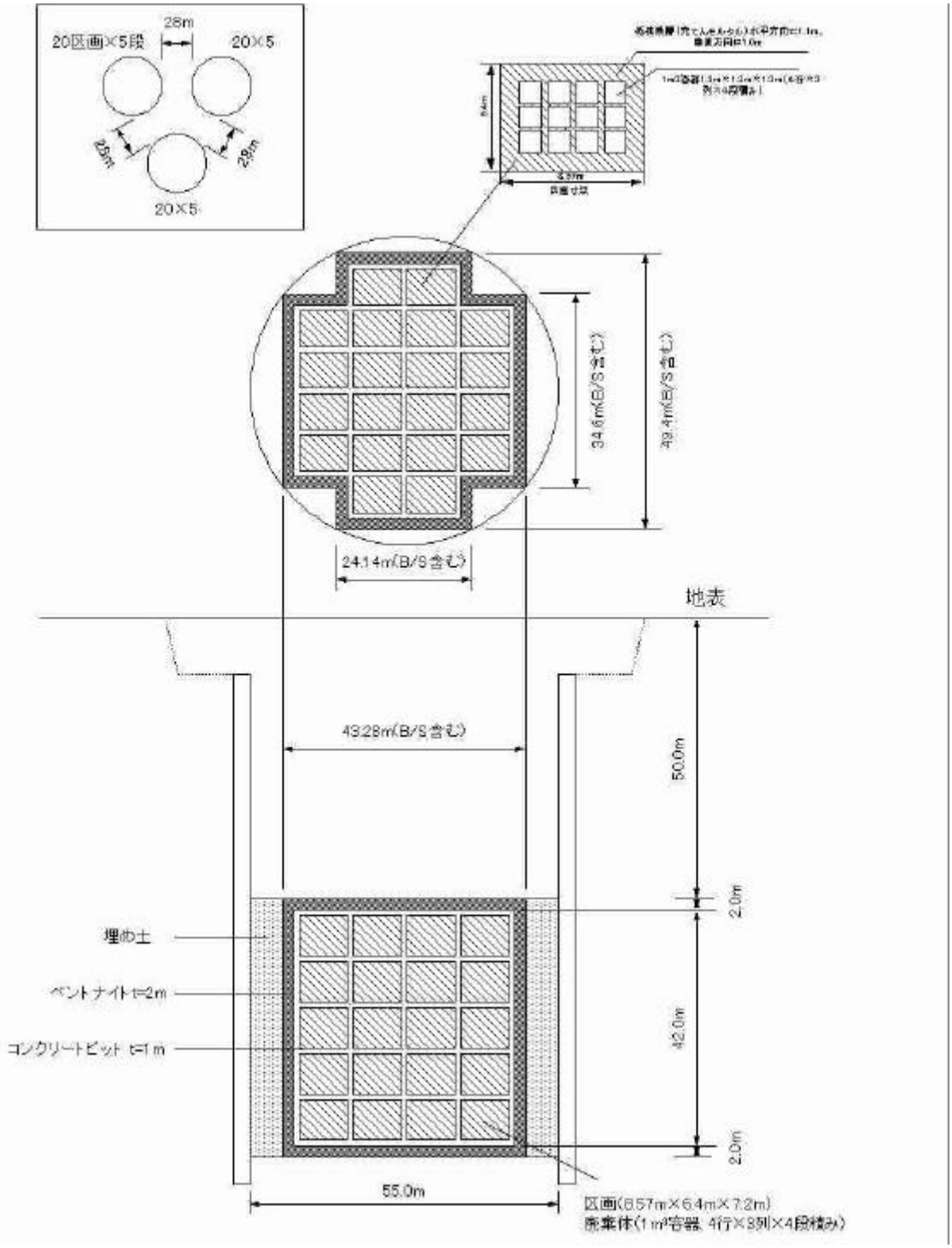



図 3.5.3-7 ケース3（新設）の開削サイロ型施設配置図

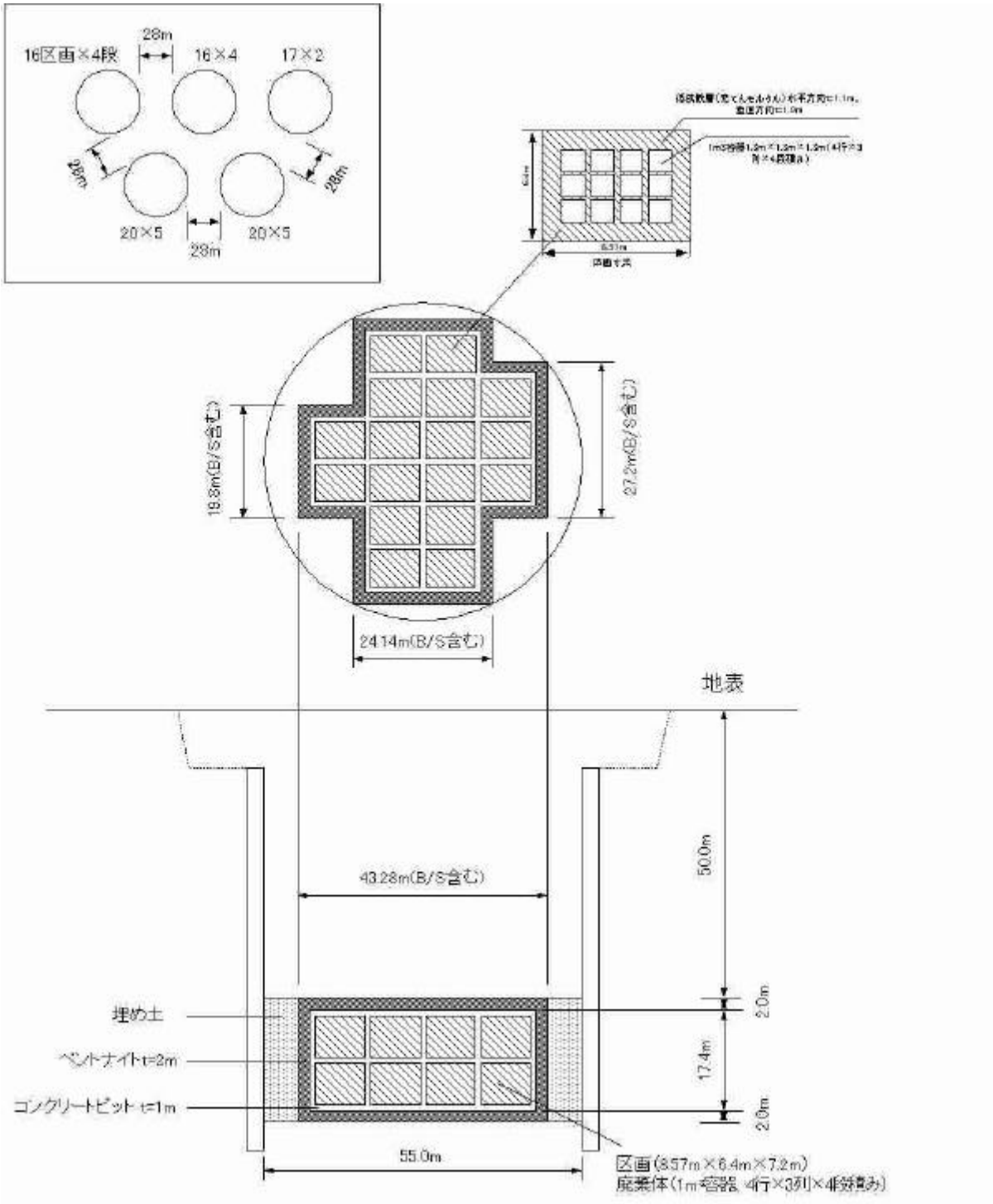



図 3.5.3-8 ケース3（増設）の開削サイロ型施設配置図

## ３.６　ＲＩ・研究所等廃棄物余裕深度処分の課題の摘出

### ３.６.１　廃棄物特性と廃棄体容器／輸送容器の課題の摘出

（１）　廃棄物特性

（i）　核種組成のデータの密度

廃棄物の調査データを見ると、発生機関によって提示している核種組成の粗密が見られる。現在問題となっている核種と処分場の評価の様な長期間を対象とする場合で問題となる核種は異なるので、核種組成のデータについては、発生機関別のデータの粗密がない様に統一する様な改善が必要と考えられる。

（ii）　廃棄物発生量データの年度展開

本年度の調査データでは、特に解体廃棄物の発生時期については、データの設定を行っている発生機関が少なかった。廃棄物発生量の集計結果では、核燃料サイクル開発機構と日本原子力研究所を起源とする廃棄物が全体の廃棄物発生量の約 95%を占めているので、両機関で廃棄物発生量の前提条件を統一すれば、廃棄物の年度展開に関してはより詳細な検討に使用可能と考える。

（２）　廃棄体容器

本検討では、廃棄体容器の外寸法に関しては原子力学会バックエンド専門部会第１４回夏期セミナーにて報告された廃棄体容器の外寸法（$1m^3$容器）を用い、廃棄物は裁断され処理後 $1m^3$ 容器に収納可能と考えた。しかし実際には $1m^3$ 容器に収納不可能な廃棄物も存在する可能性もある。廃棄体容器の寸法については、廃棄物の大きさのデータも加えて検討する必要がある。

### ３.６.２　受入検査設備の課題の摘出

（１）　必要機能の設定

本検討では、処分場以外で廃棄体製作を行うことを前提として検討を行ったが、廃棄体製作を処分場で行う場合も十分想定されるため、処分場で廃棄体製作の対象として考えられる廃棄物種類、廃棄物特性及び取扱い数量等を設定することにより必要機能の検討を行うことが必要である。

（２）　取扱い数量の設定

本検討では、取扱い数量の変動について対象施設を変動させて検討を行うことにより、

取扱い数量の大きな変動については対応性検討が実施できたが、各ケースにおける年間取扱い数量については、処分場の操業期間中年平均で受け入れることとしているため、平均値に対して変動を考慮した場合についても検討する必要がある。

### 3.6.3　埋設施設の課題の摘出

（1）　埋設ハンドリング設備の課題の摘出

（i）　トンネル型施設ハンドリング設備

① 構内輸送設備であるヤードキャリアは、動力源にディーゼルエンジンを使用しているため排気ガスに対する換気の配慮が必要である。

② 定置作業においては、定置クレーンの各機器等に万一の故障が発生した時を考慮し、可能な限り処分空洞内の線量を低く抑える必要があることより、区画には定置前に RC 蓋を設置するとともに、廃棄体を取扱い時には廃棄体を取り囲むように遮へい体を設ける必要がある。

③ また、RC 蓋長手方向に蓋と蓋との間に隙間が生じるため、区画内定置済み廃棄体からのストリーミングを防止しつつ、RC 蓋のハンドリングを合理的に行える工夫が必要である。

④ 吊具周りに遮へい体を設けることにより、定置クレーン自重が大きくなりクレーン高さが高くなるため、クレーン高さの低減化を図る必要がある。

⑤ なお、定置設備として吊具を覆う大きな可動式遮へい体を設置した例はないものの、基本的には汎用技術の延長であるが実績がないため実証試験等を行う必要がある。

（ii）　サイロ型施設ハンドリング設備

① クレーンでの機器等の取扱い高さが区画上段でも 50m 以上にもなることから、所定位置への機器等の吊り下げ時のクレーンの荷振れ対策が必要である。

② また、所定の位置に機器等を吊り下げることを確実にするために、ガイド等（例えば凹凸形状での嵌合）を考慮する必要がある。

③ なお、廃棄体取扱い高さが 50m 以上にもなることから、廃棄体落下シナリオの観点からの対応を構築しておく必要がある。

（２） 埋設施設の課題の摘出

（i） 岩盤特性データ

本検討では、処分空洞規模が設置される岩盤を軟岩として、我が国の施工実績等から処分空洞規模を設定したが、処分空洞の規模を合理的に決定するためには、岩盤の一軸圧縮強度、三軸圧縮強度、側圧係数等の岩盤特性データが必要になる。この岩盤特性データにより、トンネル型施設では、支保工の仕様（吹付けコンクリート厚さ、二次覆工厚さ等）が決定され、サイロ型施設では、内巻きコンクリート厚さ等が決定される。

また、トンネル型施設及びサイロ型施設の配置を検討するうえでは、可能な限り、均一な岩盤に埋設施設を配置するのが合理的である。そのため、岩盤の分布状況に関するデータが必要になる。

（ii） コンクリートピットの構造計算

本検討では、コンクリートピットの構造計算は実施せず、壁厚等は遮へい設計からの要求のみで決定したが、合理的な施設とするためには、コンクリートピットに作用する荷重（自重、土圧、地震力、埋設クレーン荷重等）を考慮して構造計算を行い、構造的に必要な壁厚等を算定し、遮へい設計結果と見比べて、コンクリートピットの仕様を決定する必要がある。

（iii） 埋設施設の建設工程検討

処分空洞の規模（トンネル型施設では処分空洞延長、サイロ型施設ではサイロ直径等）を決定する要因としては、処分空洞の建設工程を検討する必要がある。すなわち、操業中の処分空洞と建設中の処分空洞を組み合わせて、全体がスムーズに流れるような処分空洞規模とするための検討を実施する必要がある。

この検討により、ＲＩ・研究所等廃棄物余裕深度処分における申請、許認可、建設、操業といった一連の工程を明確にすることが可能となる。

（iv） 廃棄体の発熱による影響の把握

本検討の対象廃棄体は発熱する可能性が大きい。廃棄体が発熱する場合、コンクリートや充てん材（モルタル）などのセメント系材料に対する力学的影響、セメント系材料やベントナイト層の透水係数や拡散係数といった放射性物質の移行抑制機能に対する影響が懸念される。そこで、廃棄体が発熱することによる人工バリアへの影響について、文献調査や試験を実施し、その成果を埋設施設の設計に反映する必要がある。

（３） 浸透水量検討の課題の摘出

**（i） 考慮していない構造物が浸透水量へ与える影響**

**本検討では、例えばトンネル型施設においては吹き付けコンクリート、二次覆工、開削サイロについては連壁などのコンクリート構造物については、セメント系材料のひび割れ、劣化などの影響を考え、砂もしくは岩盤程度の透水係数を有するとしている。**

**しかし廃棄物を設置した初期段階では、コンクリート構造物も遮水性能を発揮するものと考えられるので、それらの構造物が浸透水量へ与える影響については確認を行う必要がある。**

**（ii） 岩盤の透水係数の不均質性**

**本検討では、施設周辺の岩盤を一つの透水係数として設定している。微視的な岩盤の透水係数の不均質性を考慮することは困難と考えられるが、シームの様な難透水性の層が岩盤中に局在する、もしくは比較的大きな割れ目が存在するといった断層まではいかないまでも比較的規模の大きな地質学的な特徴については、施設周辺の水理場を支配する可能性があるので確認を行う必要がある。**

### ３.６.４ 線量評価の課題の摘出

（１） 人工バリアの経時的な劣化

**人工バリア材及び天然バリアにおける経時的な劣化現象を考慮した解析としては、現状バリア材の物質移行特性や吸着特性などについて経時的な変化を踏まえた評価パラメータ設定を行うための根拠となる余裕深度処分施設を対象とした劣化解析などが実施されていないことから、本年度の検討ではこれまで実施されている劣化した状態と初期条件が継続した場合という状態としては両極端なものを対象として実施した。今後は、より現実的な評価を実施するため、余裕深度処分施設を対象としたバリア材劣化解析などを実施し、経時的な評価パラメータ設定を可能とすると共に、それに基づき線量評価を実施し、ＲＩ・研究所等廃棄物を対象とした余裕深度処分の合理的な処分施設概念の検討を実施することが必要であると考えられる。**

（２） 線量評価上影響を及ぼす有害物質の同定

**本年度の廃棄物データの整理では、処分の安全評価上影響を及ぼすと考えられる有害物質に関してはデータが集約されていないことから、安全評価においては既存の研究成果を踏まえ感度解析的に影響を評価した。しかし、今後ＲＩ・研究所等廃棄物の余裕深度処分**

のより詳細な概念検討においては、今一度廃棄物発生源に立ち戻り、安全評価において影響を及ぼすと考えられる有害物資を廃棄物ごとに抽出することが必要であると考えられる。その際の抽出のポイントとしては、核種の化学形態を変化させバリア材への吸着特性に影響を与える錯体形成を生じるものや、人工バリア材の劣化などに有意な影響を与える硫酸塩などの塩類などが挙げられる。

（３） 化学毒性の観点

ＲＩ・研究所等廃棄物の余裕深度処分における処分概念の検討では、当該廃棄物からの放射線学的な安全性の観点からの検討が進められている。一方、近年硝酸性窒素の環境基準が定まるなど、放射性廃棄物の処分においても環境基準への適合という側面も考慮する必要があると考えられる。そこで、ＲＩ・研究所等廃棄物に関しても放射線学的な安全性のみではなく、化学毒性の観点からも、廃棄物データの見直しなども含めて検討が必要であると考えられる。

（４） 金属廃棄物の浸出特性

RI・研究所等廃棄物にはさまざまな材質及び形状、形態の金属廃棄物が含まれており、それらの廃棄物については金属母材の腐食に伴う核種放出が考えられる。しかし、現状それらの廃棄物中からの核種の浸出特性に関しては十分なデータが得られていないため、今後核廃棄物ごとに金属廃棄物からの核種の浸出特性等についてデータを蓄積、整理することが必要であると考えられる。

（５） 天然バリア条件の幅の考慮

本研究では、天然バリア条件については「第３次中間報告」で検討が行われた条件を設定し、人工バリアにおける条件に関しては人工バリアの劣化や廃棄物中の有害物質の影響等を考慮した解析ケースを設定して検討を実施した。その結果、本検討で設定した条件のもとでは設定した解析ケースすべてにおいて処分の成立性が確保される結果となっている。今後は、「第３次中間報告」で示されているもの以外の天然バリア条件での RI・研究所等廃棄物の余裕深度処分概念の検討及び処分の成立性の検討に関しても行う必要があると考えられる。天然バリア条件としては、分配係数、核種の移行距離、地下水流速等が挙げられる。

天然バリア条件の幅としては、例えば、岩種や核種の存在形態を考慮し、「TRU 廃棄物処分概念検討書」や「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」等の設定値を含めた範囲が考えられる。

## ４． まとめ

原子炉施設の運転と解体に伴い発生する低レベル放射性廃棄物のうち、政令濃度上限値（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令」第 13 条の９第 1 項第 1 号）を超える低レベル放射性廃棄物の処分については、「一般的であると考えられる地下利用に対して十分余裕を持った深度（例えば、地表から 50～100m程度）」に人工構造物を設置した処分（以下「余裕深度処分」という。）が適切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、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令」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、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」を取りまとめ、廃棄物の物理化学的性状と放射能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。

これらの規制関連の動きを鑑み、平成 12 年度においては RI・研究所等廃棄物のうち余裕深度処分対象となる廃棄物について、廃棄体データベースを整備し、現時点において想定される条件設定に基づき処分概念を検討するとともに予備的な安全評価を実施し、概念設計への課題が抽出された。

本年度は、それらの課題を検討するとともに、RI・研究所等廃棄物余裕深度処分施設の概念設計を実施し、次年度における検討課題を摘出した。

## ５． おわりに

RI・研究所等廃棄物のうち、余裕深度処分対象となる廃棄物について、今年度は新たな廃棄物データ（廃棄物量、廃棄物特性等）が提示された。

この廃棄物データに基づき、処分施設の概念設計、操業計画及び安全評価等の検討を行い、成立性のある処分施設概念を提示することができた。

廃棄物データを整理した結果、表面線量率が高い廃棄体になることが示唆され、それに対応するための設備について、廃棄体受入から埋設までの各操業段階における一連の検討を行い、必要設備を提示することができた。

また、処分施設概念について安全評価を実施した結果、余裕深度処分施設としての安全性確保の見通しが得られるとともに、今後検討すべき課題を摘出することができた。

以上の検討結果に基づき、余裕深度処分施設の経済性と安全性を今後さらに向上させるために、各検討項目ごとに検討課題を提示することができた。