

T R U廃棄物の廃棄体特性評価データ取得に関する調査

調査報告書

1996年3月

株式会社 東芝

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒319-11 茨城県那珂郡東海村大字村松 4-33

動力炉・核燃料開発事業団

東海事業所 技術開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section, Tokai Works, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation, 4-33 O-aza-Muramatsu, Tokai-mura, Naka, Ibaraki-ken, 319-11, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

1996年3月

## TRU廃棄物の廃棄体特性評価データ取得に関する調査

豊原 尚実※、平山 文夫※  
田村 俊幸\*\*\*、深澤 拓司\*\*\*  
五十嵐 登\*\*\*\*

### 要 旨

TRU廃棄物を処分するためには、TRU廃棄体の特性を評価するデータを廃棄物が固化される前に出来る限り取得しておくことが合理的である。このようなことから本調査では、動力炉・核燃料開発事業団殿での検討資料や、既存の低、中レベル(TRU)廃棄物処分場等における廃棄体受入基準、また原子力発電所の廃棄体埋設動向等を参考として廃棄体特性評価データを選定した。この中から動力炉・核燃料開発事業団殿から提示された廃棄物処理プロセスで発生する廃棄体について、処分場の安全審査に必要なデータ、貯蔵、輸送の安全維持に必要なデータを絞り込み、重要度を考慮してデータ取得の必要性を評価した。

具体的なデータ取得方法の検討では、合理的な品質保証の考え方を整理するとともに、必要なデータ項目のうち特に放射性核種濃および有害物について、モデル処理施設のプロセスにおける測定ポイントと手法を抽出した。また、プロセスの放射能バランスを考慮して、廃棄体の核種放射能の推定を行い、NDAおよび分析手法の適用性を定量的に評価した。

今後の課題の検討では、より現実的な放射性核種濃度データによるデータ取得方法の適用性評価や有害物の含有量データおよび運転管理マニュアルの整備などの検討項目を明らかにした。

---

本報告書は、株式会社 東芝が動力炉・核燃料開発事業団殿との契約により実施した業務の成果である。

事業団担当部課室および担当者：東海事業所 環境技術開発部 地層処分開発室

石川 博久、伊藤 勝、加川 昭夫

※：原子力技術研究所化学・材料担当、\*\*\*：原子力技術研究所電子応用システム担当、\*\*\*\*：原子力第二システム設計部

## 目 次

1. 件 名 .....	1
2. 目 的 .....	1
3. 業務内容の範囲 .....	1
4. 調査成果 .....	4. 1-1
4. 1 廃棄体特性評価に必要なデータの摘出 .....	4. 1-1
4. 1. 1 廃棄体特性評価データの項目の選定 .....	4. 1-1
(1) 廃棄体評価データの選定 .....	4. 1-1
a. 廃棄体特性評価データの調査 .....	4. 1-2
(a) 既存研究および諸外国の廃棄体特性評価データの整理 .....	4. 1-2
(b) 調査結果のまとめ .....	4. 1-2
b. 発電所廃棄物の埋設処分での検討の概要 .....	4. 1-12
(a) 均質固化体における検討内容 .....	4. 1-12
i. 放射能濃度の同定方法 .....	4. 1-12
ii. その他評価項目の検討 .....	4. 1-13
(b) 雜固体における検討内容 .....	4. 1-23
c. 廃棄体特性データの取得目的の整理 .....	4. 1-26
(a) 廃棄体の貯蔵、輸送および処分施設時の操業時までの評価 .....	4. 1-27
(b) 処分施設閉鎖後の評価 .....	4. 1-29
d. 廃棄体の発生プロセス及び廃棄体情報からの整理 .....	4. 1-35
(a) 対象とする廃棄物のプロセスおよび廃棄物の整理 .....	4. 1-35
i. L W T F の廃棄物（焼却灰、ローベ固化体） .....	4. 1-35
ii. H W T F の廃棄物（圧縮体、切断片収納物、焼却灰、乾燥粉体） .....	4. 1-36
iii. アスファルト固化体 .....	4. 1-37
(b) 各廃棄物について必要な廃棄体特性評価データのまとめ .....	4. 1-43
i. 廃棄体の貯蔵、輸送及び処分施設の操業時までの評価 .....	4. 1-44
ii. 処分施設閉鎖後の評価 .....	4. 1-57
(2) 選定した廃棄体特性評価データの取得目的の整理と重要データの提示 .....	4. 1-70

4.2 データ取得方法の調査 .....	4.2-1
4.2.1 特性評価データの取得技術の調査 .....	4.2-1
(1)測定・分析項目 .....	4.2-1
(2)測定・分析方法の調査 .....	4.2-2
a. 放射能（核種別放射能）の非破壊測定法（NDA） .....	4.2-2
(a) $\gamma$ 線スペクトロメトリ法（パッシブ $\gamma$ 線法） .....	4.2-3
(b) パッシブ中性子法 .....	4.2-3
(c) アクティブ中性子法 .....	4.2-4
(d) $\gamma$ 線CT測定法 .....	4.2-5
(e) カロリーメトリー法（発熱量測定法） .....	4.2-5
b. 放射能（核種別放射能）の分析法 .....	4.2-6
(a) 前処理 .....	4.2-6
i. 液体 .....	4.2-6
ii. 固体 .....	4.2-6
(b) 放射能分析 .....	4.2-7
i. $\alpha$ 線放出核種 .....	4.2-7
ii. 純 $\beta$ 線放出核種 .....	4.2-8
iii. $\beta$ ・ $\gamma$ 線放出核種 .....	4.2-8
c. 有害物の分析法 .....	4.2-8
(a) 塩濃度（特に硝酸塩） .....	4.2-8
(b) セルロース .....	4.2-9
(c) TBPや除染剤成分 .....	4.2-10
(d) 金属類 .....	4.2-10
d. 放射能および有害物以外の測定法 .....	4.2-10
4.2.2 データ取得方法の検討 .....	4.2-21
(1)合理的な品質保証方法設定の考え方 .....	4.2-21
(2)各処理プロセスのデータ取得方法の調査 .....	4.2-23
a. 放射能（核種別放射能） .....	4.2-23
(a) LWTFの焼却灰 .....	4.2-26
(b) LWTFの低ローベ .....	4.2-30
(c) LWTFの高ローベ .....	4.2-34
(d) HWTFの圧縮体 .....	4.2-37
(e) HWTFの切断片 .....	4.2-44
(f) HWTFの焼却灰 .....	4.2-48
(g) LWTFの乾燥体 .....	4.2-52
(h) アスファルト固化体 .....	4.2-55

b. 有害物	4.2-58
(a) LWT Fの焼却灰	4.2-58
(b) 低ローベ、高ローベ	4.2-58
(c) HWT Fの圧縮体	4.2-59
(d) HWT Fの切断体	4.2-59
(e) HWT Fの焼却灰、乾燥体	4.2-59
(f) アスファルト固化体	4.2-60
c. 重量、表面線量当量率、表面汚染密度、著しい破損	4.2-60
(3) NDA・分析ポイントでの核種放射能濃度と測定感度	4.2-62
a. NDA・分析ポイントでの核種放射能濃度	4.2-62
(a) LWT F焼却灰	4.2-62
(b) LWT F低ローベ	4.2-68
(c) LWT F高ローベ	4.2-73
(d) HWT F圧縮体	4.2-77
(e) HWT F切断片	4.2-81
(f) HWT F焼却灰	4.2-85
(g) LWT F乾燥体	4.2-92
(h) アスファルト固化体	4.2-96
b. NDA測定感度と測定対象の放射能	4.2-100
(a) パッシブ $\gamma$ 線法 ( $\gamma$ 線スペクトロメトリ法)	4.2-100
(b) パッシブ中性子法	4.2-101
(c) アクティブ中性子法	4.2-102
c. 分析感度とサンプリング試料の放射能	4.2-105
(a) 分析感度	4.2-105
(b) 分析感度と各プロセスの分析試料の放射能との比較	4.2-105
(4) 発生廃棄物中の核種放射能確認の考え方	4.2-118

4.3 今後の課題	4.3-1
(1) 放射能関連	4.3-1
(2) 有害物関連	4.3-2

謝　　辞  
参考文献  
添付資料

## 1. 件 名

TRU廃棄物の廃棄体特性評価データ取得に関する調査

## 2. 目 的

TRU廃棄物処分においては、廃棄体の特性を十分把握しておく必要がある。本調査では、廃棄体特性評価に必要な具体的項目（評価データ）を調査するとともに、その評価データの具体的な取得方法を調査することとする。

## 3. 業務内容の範囲

以下を業務範囲とする。

### (1) 廃棄体特性評価に必要なデータの抽出

動力炉・核燃料開発事業団殿（以下動燃殿と略）において検討した廃棄体特性評価項目、また既存の低、中レベル（TRU）廃棄物処分場等における廃棄体受入基準の調査結果、その他原子力発電所の廃棄体埋設動向等を参考とし、動燃殿から提示いただく廃棄物処理プロセスで発生する廃棄体について、以下の観点から現在の知見において必要不可欠と思われる廃棄体特性評価データを調査する。

- ・処分場の安全審査に必要なデータ
- ・貯蔵、輸送の安全性の維持に必要なデータ

### (2) データ取得方法の調査

(1) の結果を基に、モデル処理施設で実際に測定が必要なデータについては、プロセスの特性を踏まえ、データごとにプロセス上の適切な測定場所を選定し、対応する測定法（破壊分析、非破壊測定、計算評価の別あるいはそれらの組み合わせ及びその方法）の整理を行う。

特に放射性核種濃度については、プロセスでの核種毎の濃度の値と測定方法の感度・精度を考慮し測定場所、測定方法を調査し、プロセスでの測定等、固化前までの測定データと計算評価データの組み合わせにより廃棄体の核種濃度を推定する場合、測定場所、測定方法、計算処理法について調査する。

### (3) 報告書の作成

前記の2項目につき、調査したものを作成し、報告書をまとめるものとする。

## 4. 調査成果

### 4.1 廃棄体特性評価に必要なデータの抽出

原子力委員会の放射性廃棄物対策専門部会の報告書「T R U核種を含む放射性廃棄物の処理処分について（平成3年7月30日）」によれば、T R U廃棄物の定義として、高レベル廃棄物以外の廃棄物で「浅地中以外の地下埋設処分の対象となる廃棄物」とされている。すなわち、本報告書の基本的な考え方は放射性廃棄物の処分に際して、その廃棄物の放射性核種の特性（種類および濃度）を規定することで、廃棄物の発生源によらない合理的な処分を目指すものと考えられる。このことは、再処理工場から発生する放射性廃棄物であっても、放射性核種の濃度により浅地中埋設の可能性もあることを示している。つまり、T R U廃棄物の処分を考える場合、現在行われている浅地中埋設処分の動向を十分反映して検討しなければならないものと推定できる。

このようなことから、廃棄体特性評価に必要なデータを抽出するにあたっては、動燃殿において検討した廃棄体特性評価項目以外に、既存の低、中レベル廃棄物処分場等における廃棄体受入基準や原子力発電所の廃棄体埋設動向等も参考とする必要がある。しかしながら、現在検討されている評価項目や諸外国の評価項目の総和したものとすべて評価項目とした場合、評価項目があまりに膨大になること、重要度の程度がはっきりしないこと等、合理性を欠く面がある。このため、評価項目の総和の中から、必要不可欠な項目を絞り込む必要がある。

本調査では、まず従来通り必要な項目を網羅的に抽出するが、抽出の後に、動燃殿の廃棄物の特性や現在行われている浅地中埋設処分の検討状況を踏まえて必要な項目を絞り込むこととする。

#### 4.1.1 廃棄体特性評価データの項目の選定

本項では、廃棄体特性評価データの項目を選定する。選定の考え方は以下に詳細に記すが、基本的には内外の調査結果と動燃殿から提示される情報をまとめて、廃棄体特性評価データを選定する。しかしながらこのままで上に記したように、データ自体の重要度の評価ができず、一律に取得すべきか判断ができない網羅的な結果となる。

このため、調査した廃棄体特性評価データの個々について、再度動燃殿のプロセスや廃棄物の特性を考慮し、データ取得がどの程度重要かを判断しデータの重要度を加味して再整理することとする。

##### (1) 廃棄体特性評価データの選定

廃棄体特性評価データを選定するにあたり、その選定のフローを図4.1-1に示した。

まず、既往の研究で選定した網羅的な品質保証項目について、廃棄体特性評価項目と内外の廃棄物処分場の受け入れ基準をまとめ、品質保証項目を整理する。次に、整理した結果に対して、埋設処分の検討状況や、廃棄物の処分、輸送、貯蔵に必要な品質

保証項目を整理して分類した後、対象とするプロセス情報や廃棄体、中間貯蔵体の情報を考えて、廃棄体特性評価データを抽出する。

#### a. 廃棄体特性評価データの調査

##### (a) 既存研究および諸外国の廃棄体特性評価データの整理

T R U廃棄物の廃棄体特性評価データ取得にあたっては、昨年度に動燃殿が実施した調査研究に廃棄体の特性を評価するために必要なデータが網羅的にまとめられている。またその他の検討事例もまとめられている。これら参考になる資料は以下のようなものである。

###### ● T R U廃棄体の品質保証方法に関する調査（動燃殿実施、1995年3月）

この調査は、以下のような技術情報を基にして整理したものである。

- 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<sup>1)</sup>
- 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物埋設の事業<sup>2)</sup>  
に関する規則
- 核燃料物質等の埋設に関する措置等に係る技術的細目を定める告示<sup>3)</sup>
- 米国： Code of Federal Regulation Title 10 Part 61<sup>4)</sup>
- 仏国： 基本安全規則 I. 2<sup>5)</sup>  
la Manche処分場受け入れ基準<sup>6)</sup>
- IAEA: TECDOC-560<sup>7)</sup>

###### ● その他として各国の処分場の技術基準に関する資料

- 英国： 主に Nirex の技術基準
- ドイツ： 原子力法および Konrad の受け入れ基準

動燃殿の結果を表 4.1-1 に示す。これらの検討は、今まで動燃殿が検討してきた項目に、浅地中埋設処分で必要な廃棄体の特性データ、また諸外国で検討されたデータの総和を示したものである。この中で、各項目に対して動燃殿が検討した技術基準、また浅地中埋設において科学技術庁の告示により示された技術基準を表 4.1-2 に示した。また、日本において浅地中埋設の際の安全評価に使用された分配係数を表 4.1-3 に示した。

また、諸外国における T R U 廃棄体に求められている特性評価項目とその技術基準値を表 4.1-4 に、また核種毎の濃度の基準値を表 4.1-5 に示した。

##### (b) 調査結果のまとめ

以上の調査結果を網羅的にまとめたものを表 4.1-6 に示す。

以下に各項目毎に、調査のまとめの概略を示す。

- 放射能： 各国ともに対象核種を定め、濃度、総量を規定している。核種の種類は各国で異なる。特に $\alpha$ 線を放出する核種や長半減期の $\beta$ ・ $\gamma$ 核種について規定されている。また従事者の外部被ばく等の低減に関するCo-60の規定も多く見受けられる。
- 固型化材（組成）： 物品指定が多い。日本では、浅地中埋設に関して固化材種類を規定している。セメントは調査した国ではすべて固化材に選定されている。その他にビチューメン（アスファルト）、プラスチック等のポリマー類も固化材に選定されている。
- 強度（硬さ）： セメント固化体については、各国で強度の規定がなされている。日本では、浅地中埋設に関してビチューメン、ポリマーの素材に関する強度を規定している。
- 配合比： 諸外国ではほとんど規定が無い。何を固化しているかの情報を知らせることを規定している。
- 有害物： 詳細に記載されている。火災や爆発の原因となる物質（自己発火性物質）、ガス発生の原因となる物質、毒物、また固化体から容易に流れ出る液体や気体、あるいは施設劣化により容易に流れ出る液体や気体を制限している。キレート剤については処分濃度の上限を数値で規定したところがある。日本では、浅地中埋設に関しキレート剤についての規定は無い。
- 有害な空隙： 調査した国すべてで規定されている。数値として規定しているところと定性的に規定しているところがある。
- 均質性／均一性： フランスでは均質性を要求している。日本では、浅地中埋設に関して均質もしくは均一性の規定がある。なお第二期埋設では雑固体廃棄物の廃棄体の受け入れが計画されている。このため本規定はいずれ改訂されるであろう技術基準では、廃棄物を練り混ぜて製造する廃棄体のみに限定されるものと推定される（すなわち、固型化材を充填して廃棄物を固定化する場合にはこの規定は適用されないものと推定される）。
- 自由水： アメリカのみで規定されている。
- 熱耐久性： アメリカのみで定量的（圧縮強度の値として）に規定されている。
- 化学的耐久性、化学的安定性： 規定を設けているところは見られない。
- 耐放射線性： アメリカでは定量的（圧縮強度の値）に規定されている。フランスは定性的な規定である。
- 耐水強度： アメリカのみで定量的（圧縮強度の値）に規定されている。
- 分配係数： 日本では、浅地中埋設の事業許可申請書において安全評価に使用した数値として記述されている。法的な基準値は無い。なお、第二期埋設では規定しない方向で検討中の模様である。

- 拡散係数： 拡散係数ではないが浸出指數として、アメリカで規定されている。浸出指數で6以上の物を受け入れる（拡散係数の常用対数を取りマイナスとしたもの；例えば $10^{-6}$  (cm<sup>2</sup>/sec) の拡散係数を浸出指數で表すと、浸出指數 =  $\log(a/b) = -\log 10^{-6} = 6$ 、aは任意定数でここでは1 (cm<sup>2</sup>/sec) 、bは拡散係数で $10^{-6}$  (cm<sup>2</sup>/sec) )。
- 発熱率： ドイツでは、発熱性、非発熱性廃棄物の分類がある。
- 熱伝導率、熱容量、健全性上限温度、透水率： 規定が見られない。
- 密度： イギリスでは数値で規定している。日本では浅地中埋設の事業許可申請書において被ばく評価のパラメータとして使用した値が記述されている。技術基準としての規定値は無い。
- 容器： 調査したすべての国で種類を規定している。
- 耐落下強度： 英国、フランス、ドイツが規定している。
- 耐埋設荷重： 日本、アメリカ、英国、ドイツが規定している。
- 重量： イギリスが規定している。他の国では見られない。しかし処分施設でのハンドリングのために、個々の施設の受け入れ時の制約としているものと考えられる。日本でも浅地中埋設確認申請書には重量の記載欄がある。このため技術基準として数値規定は無いが、事実上の規定と考えられる。
- 表面線量当量率： ほとんどの国が規定している。
- 表面汚染密度： ほとんどの国が規定している。
- 著しい破損： アメリカ、日本、ドイツで規定している。
- 標識／整理番号： 容器に記した場合と送付状をつけた場合がある。

TRU廃棄体の品質保証  
方法に関する調査の成果

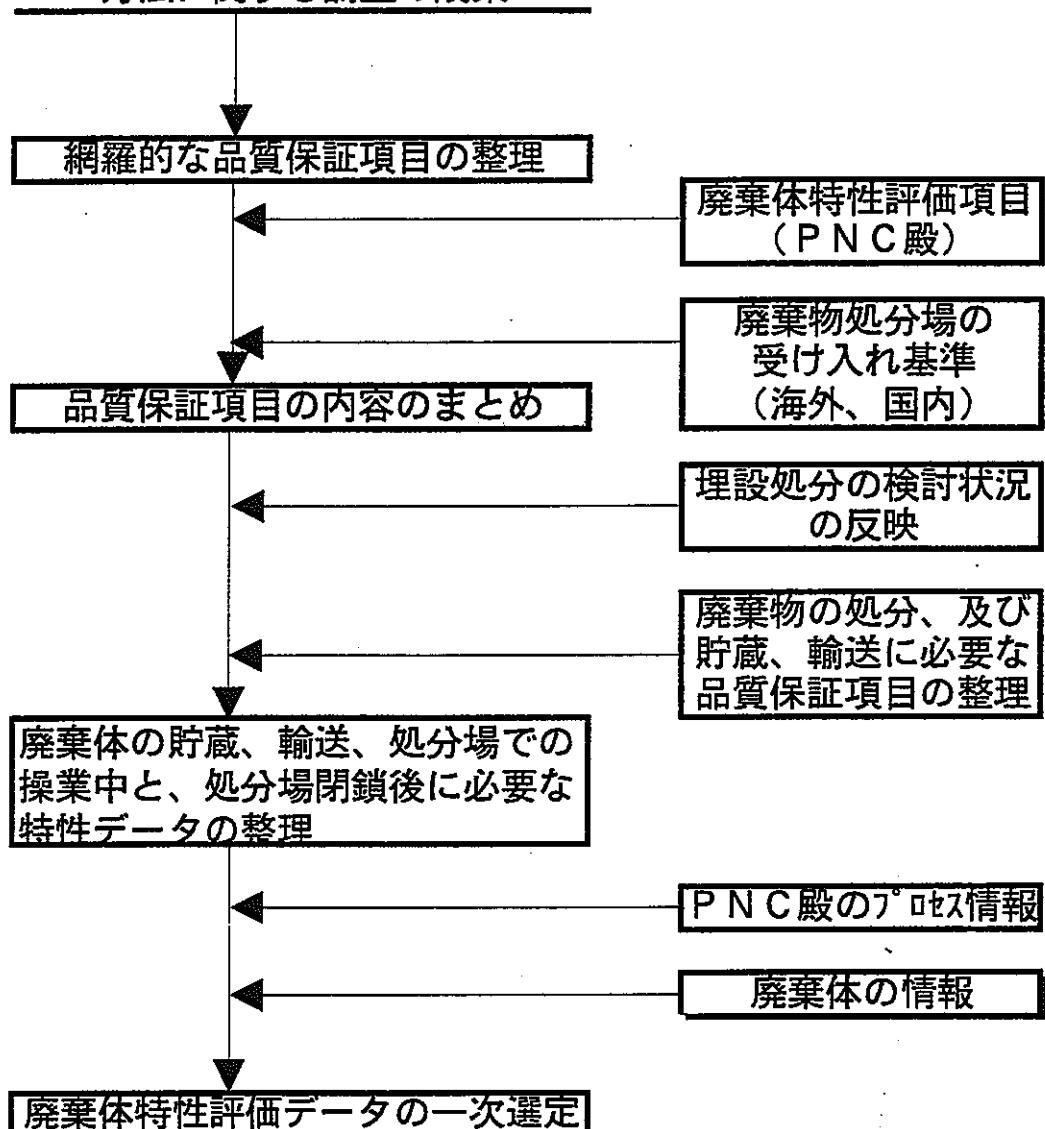


図4.1-1 廃棄体特性評価データ選定のフロー

表4.1-1 T R U 廃棄体品質保証項目（網羅的）

課題	大項目	個別項目	内容
品質保証項目 及び基準値	放射能	重要核種及び それらの基準値が未定	
	固型化材	許容固型化材未定	
	固化体強度 又は硬さ	深地層処分時の 必要強度未定	
	固型化材配合比	配合比未定	
	有害物	有害物の範囲未定 基準値未定	
	有害な空隙	規定の必要性、基準値	
	均質性／均一性	規定の必要性の 有無不明、及び 基準値未定	
	安定性	規定内容未定 基準値未定	
	容器	容器未定	
	耐埋設強度	基準値未定	
	重量	許容重量未定	
	表面線量当量率 及び標識	基準値未定	
	表面汚染密度 及び標識	基準値未定	
	著しい破損	基準内容未定	
	熱耐久性	基準内容未定	
	化学的耐久性	基準内容未定	
	耐放射線性	基準内容未定	
	耐水強度	基準内容未定	
	分配係数、拡散係数、 透水率	基準内容未定	
	発熱率、熱伝導率 熱容量、健全性上限温度	基準内容未定	
	密度	管理必要性不明	
	耐落下強度	基準内容未定	
	ガス発生率	基準内容未定	
品質保証方法 (概ね品質保証が必要と考えられる 項目について)	放射能	放射能濃度評価法 放射能測定機器	
	有害物	管理方法	
	均質性／均一性	管理方法	
その他 ・廃棄物処理施設 設備の課題 ・発生済廃棄物	サンプリング設備、 及びデータ採取設備 廃棄物の必要条件	必要最適な地点に必要 な設備があるか 必要条件の満足度	

表4.1-2 TRU廃棄体の特性評価項目と国内におけるその技術基準

情報 項目	動燃殿整理項目	低レベル廃棄物埋設事業申請
放射能	核種濃度、含有量が規定以下であること	核種毎の濃度が法令値(表4.1-5)以下であること 事業申請：核種毎の濃度及び総量が申請値を越えないこと(申請値：表4.1-5)
固型化材(組成)	添加試薬 可燃性物質の(有)無の確認	科技庁の技術基準の固型化材を使用すること セメント：JIS R 5210 又は5211 同等以上 石油アスファルト：JIS K 2207 規定の針入度100以下 又はこれと同等以上 不飽和ポリエステル：規定無し(硬さで規定)
強度(硬さ)	強度及び応力耐久性 力学的安定性確認	科技庁の技術基準を満足すること セメント：一軸圧縮強度が15 kg/cm <sup>2</sup> 以上 石油アスファルト：上記針入度で規定 不飽和ポリエステル：硬さ値25以上(JIS K 7215)
配合比	塩/アスファルト混合比	科技庁の技術基準を満足すること セメント以外固型化材比率が下記以上であること (廃棄体-容器) × 50% : アスファルト (廃棄体-容器) × 30% : 樹脂
有害物	有害物、有毒、爆発性、揮発性、腐食性、自然発火性の物質を含まないこと ガス発生量	科技庁の技術基準を満足すること 健全性を損なう物質を含まないこと(有害物) 爆発性、水との接触で爆発、揮発、自然発火、腐食性、多量のガス発生物質、を含まないこと
有害な空隙	有害空隙がないこと	事業申請：有害な空隙がないこと
均質性/均一性		事業申請：均質に練り混ぜ/均一に混合すること
自由水	自由水含有率 (例えば1%以下)	
熱耐久性	熱耐久性があること	
化学的耐久性	化学的耐久性があること	
化学的安定性		JIS R 5201 の安定性試験(セメントの品質の確認)
耐放射線性		
耐水強度		
分配係数		表4.1-3参照
拡散係数		
発熱率		
熱伝導率		
熱容量		
健全性上限温度		
透水率		
密度		
容器	容器材料証明添付必要(寸法)	JIS Z 1600 規定(容量、寸法、材質、気密性、積み重ね強度、構造、外観)
耐落下強度		
耐埋設荷重	耐埋設荷重があること	耐埋設荷重強度を有すること
重量	重量測定情報添付	重量情報添付
表面線量当量率	表面線量当量率表示	表面線量当量率情報添付
表面汚染密度	表面汚染密度表示	表面汚染密度情報添付
著しい破損	著しい破損がないこと	著しい破損がないこと
標識/整理番号	標識/整理番号添付	標識/整理番号添付

表 4.1-3 安全評価に使用された分配係数（第一期埋設）

核種	分配係数 (mL/g)						備考
	廃棄物 *	モルタル	コンクリート	心材 混合土	土壤	岩	
H	0	0	0	0	0	0	
C	500	4	3	1	1	2	
Co	100	700	100	50	300	600	
Ni	300	400	80	50	200	500	
Sr	30	10	10	200	70	200	
Nb	100	400	80	50	200	400	
Tc	0.5	0.3	0	0	0.8	0.5	
I	2	0	0	0	0.3	0.1	
Cs	3	30	30	100	1000	1000	
Pu	10000	10000	10000	1000	2000	2000	
Am	10000	10000	10000	10000	2000	2000	

注) 第二期埋設(雑固体廃棄物対象)は検討中

但し、廃棄体の分配係数は規定しない模様

	アメリカ	イギリス (TRU)	フランス	ドイツ
材能 (組成)	表4.1-5参照 ビニールエチルスチレン、セメント、ピューメン	表4.1-5参照 セメント	表4.1-5参照 セメント	表4.1-5参照 ピューメン、プラスチック、セメント、圧縮体
（硬さ） （硬度）	セメント固化体は基準値有り 圧縮強度 > 3Mpa	一軸圧縮強度が400kN/mm <sup>2</sup> 以上	固化体 1週間目の強度 圧縮 > 30MPa、引張 > 4MPa	セメント固化体 圧縮強度 > 10N/mm <sup>2</sup>
合比	送付状の添付 廃棄体のクラス、物理的性状、体積、放射性核種の種類と量、主要化学成分、全放射能、H-3、C-14、Tc-99、I-129の含有量	検討中	情報カードの添付 (廃棄体の物理的性状、放射情報、その他サイト要件)	形態により6グループに分類 (Gr1:ピューメン、プラスチック、Gr2:固体廃棄物、Gr3:金属廃棄物、Gr4:圧縮体、Gr5:セメント/コンクリート、Gr6:濃縮廃液)
害物	有毒性、病原性、有害ガス発生物を含有しないこと キレートは8%以下 爆発性、自己発火性、爆発的反応性を有する物を含まない 微生物抵抗性 (ASTM G21, 22)	火災爆発物を含まないこと (U, Li, Mg, Zn, Na, K, Ca等可燃性金属、自然発火物、磷化合物、燃焼性化合物、高熱・可燃ガス発生物、強酸化剤) 微生物により分解するものは5%以下 有毒ガス、有害ヒコム発生物を含まない キレート剤は0.1%以下 イオン交換樹脂は核種解離防止措置要	発熱性、可燃性物質を不含 有機液体、遊離水、生物への毒性物を不含	自然発火性、爆発性物質を不含 腐食性物質を含まないこと 腐敗、発酵物を含まないこと 瓶やアンプルに入れた気体や液体が無いこと
な空隙 ／均一性	充填率は85%以上であること	空隙は容器容量の10%以下	可能な限り充填すること 均質に固化すること	可能な限り充填すること
由水	1%以下			
耐久性	耐熱強度 > 3MPa (-40~60°C × 30回)			
耐久性				
安定性				
材線性	セメント固化体：強度 > 3Mpa (10 <sup>5</sup> Rad照射後)		中間貯蔵、処分期間に核種閉じ込めができる強度のこと	
強度	セメント固化体：強度 > 3MPa以上(90日浸漬後)			
係数				
係数	セメント固化体では浸出指数 6 以上			
熱率				発熱性、非発熱性に分類
導率				
容量				
上限温度				
水率				
密度		1.8(g/cm <sup>3</sup> ) 以上		
容器	寸法の規定は無し 材質は耐食性が有る、 内容物と電気化学的反応が無いこと	6種類指定 (500Lドラム、200Lドラム、3m <sup>3</sup> ボックスドラム、4m <sup>3</sup> ILWボックス、2m <sup>3</sup> LLWボックス、4m <sup>3</sup> LLWボックス)	15種類規定している 材質は耐食性、耐熱性を有する	廃棄物により容器を標準化
下强度		落下衝撃性の評価必要	ハンドリング時の落下による漏洩が無いこと	廃棄物により耐落下衝撃性が異なる
荷重	埋めた際の荷重に耐えること	埋めた際の荷重に耐えること		6 m以上の積載に耐えること
重量		35ton以下		
量当量率	1mで200mR/hr以下	呼気被ばくが0.75rad/hr以下		表面で200mR/hr以下
染密度	$\alpha < 10^{-5} \mu\text{Ci}$ 、 $\beta\gamma < 10^{-5} \mu\text{Ci}$ 以下			$\alpha < 10^{-5} \mu\text{Ci}$ 、 $\beta\gamma < 10^{-4} \mu\text{Ci}$ 以下
破損	腐食変形が無いこと			腐食、変形が無いこと
整理番号				

	37GBq/t	8.51GBq/t	3.37GBq	29.6GBq/m³	29.6GBq/m³	296GBq/m³	-	-	-	-	400TBq
金属)	-	-	-	296GBq/m³	296GBq/m³	2.96TBq/m³	-	-	-	-	-
	11.1TBq/t	2.78TBq/t	1.11PBq	25.9TBq/m³	-	-	-	-	3.7GBq/t	48.1TBq/t	-
	-	8.88GBq/t	3.48GBq	-	-	-	-	-	-	-	-
射金属)	-	-	-	8.14TBq/m³	8.14TBq/m³	81.4TBq/m³	-	-	-	-	-
	1.11TBq/t	1.11TBq/t	444TBq	129.5GBq/m³	2.59TGBq/m³	25.9TBq/m³	-	-	-	-	-
射金属)	-	-	-	1.295TBq/m³	25.9TBq/m³	259TBq/m³	-	-	-	-	-
	74GBq/t	16.7GBq/t	6.66GBq	1.48GBq/m³	5.55TBq/m³	259TBq/m³	-	-	3.7GBq/t	0.74TBq/t	-
射金属)	-	85.1MBq/t	33.3GBq	-	-	-	-	-	-	-	-
	-	-	-	740MBq/m³	740MBq/m³	7.4GBq/m³	-	-	-	-	-
	-	18.5MBq/t	7.40GBq	11.1GBq/m³	11.1GBq/m³	111GBq/m³	-	-	-	-	-
	-	278KBq/t	111MBq	296MBq/m³	296MBq/m³	2.96GBq/m³	-	-	-	-	700GBq
	1.11TBq/t	104GBq/t	40.7TBq	37GBq/m³	1.628TBq/m³	170.2TBq/m³	-	-	3.7GBq/t	4.81TBq/t	-
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	-	-	-	25.9TBq/m³	-	-	-	12GBq/t	37GBq/t	-	-
	1.11GBq/t	555MBq/t	233GBq	370KBq/g	370KBq/g	3.7MBq/g	-	-	185MBq/t	3.7GBq/t	-
	-	-	-	-	-	-	-	-	37MBq/t	3.7GBq/t	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	-	-	37MBq/t	0.111GBq/t	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	6.0 g 以下	-	-	-	200GBq
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	-	-	-	1TBq
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1.9TBq
	-	-	-	-	-	-	4GBq/t	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2PBq
	-	-	-	-	-	-	-	0.1GBq/t	-	-	-
	-	-	-	12.95MBq/g	12.95MBq/g	129.5MBq/g	12GBq/t	-	-	-	200PBq
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	100MBq/t	100MBq/t	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	100MBq/t	(total)	-	-	-
	-	-	-	74MBq/g	74MBq/g	740MBq/g	-	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	1MBq/t	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	1MBq/t	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	1MBq/t	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	1MBq/t	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	1MBq/t	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	1MBq/t	1MBq/t	-	-	-

表4.1-6 TRU廃棄体の特性評価項目（網羅的）

項目	調査結果の要約
放射能	各国ともに対象核種を定め、濃度、総量を規定している。核種の種類は各国で異なる。
固型化材（組成）	物品指定が多い。日本では、固化材種類まで規定している。 セメントは調査した国ではすべて固化材に選定。 その他ビチューメン、ポリマーも固化材に選定されている。
強度（硬さ）	セメントに対する強度の要求が出されている。 ビチューメン、ポリマーに関する強度規定はなされていない（日本のみ）。
配合比	ほとんど規定が無い（日本のみ）。
有害物	詳細に記載されている。火災、爆発、ガス発生、毒物、また固化体や施設劣化により容易に流れれる液体、気体を制限している。 キレート剤は処分濃度上限の規定が有る。
有害な空隙	調査した国すべてで規定
均質性／均一性	一部で均質性を要求している。
自由水	アメリカのみ規定
熱耐久性	アメリカのみ規定（定量的）
化学的耐久性	
化学的安定性	
耐放射線性	アメリカで定量的に規定、フランスは定性的に規定
耐水強度	アメリカのみで規定（定量的）
分配係数	日本：事業指定申請書に記載（第二期埋設では記載しない模様）
拡散係数	アメリカのみで規定
発熱率	ドイツで規定
熱伝導率	
熱容量	
健全性上限温度	
透水率	
密度	イギリスで規定（日本では申請書に記述有り）
容器	ほとんどの国が種類を規定している。
耐落下強度	ほとんどの国が規定している。
耐荷重	ほとんどの国が規定している。
重量	ほとんどの国が規定している。
表面線量当量率	ほとんどの国が規定している。
表面汚染密度	ほとんどの国が規定している。
著しい破損	アメリカ、日本、ドイツで規定している。
標識／整理番号	容器に記した場合と送付状をつけた場合がある。

### b. 発電所廃棄物の埋設処分での検討の概要

原子力発電所から発生する廃棄物については、電力ベースで進められてきた廃棄物の確認作業と、日本原燃(株)（以下JNFL）で進められてきた浅地中埋設に関する事業許可申請手続きの流れがある。この中でJNFLで進められてきた手続きは、主に処分場を建設し安全に操業する、あるいは公衆に対して放射性核種による被ばくを規定値以下に押さえるための評価作業に関するものである。これは電力ベースで進められてきた廃棄体確認作業と密接な関係をもつて進められている。

本研究の目的は、廃棄体のデータをどのように取得すれば将来動燃殿が申請の際に問題を生じないかということを評価することである。このため、電力ベースの検討を参考すべきであると考えられる。JNFL側の作業については、電力から提示されたデータを基に安全評価がどのように行われたかを参考すれば、自ずと必要なデータの一部は判明すると考えられる。

以下に公表された範囲での動向をまとめた。

#### (a) 均質固化体における検討内容

表4.1-7に均質固化体において検討された内容をまとめた。

浅地中埋設処分の場合、廃棄体に求められる要件は科学技術庁の告示で明らかにされている。このため、この告示の要求を解釈し、要求へどのように対応するか、さらに規制側に対する具体的な説明をどのようにするかが、申請者側の主要な議題であったものと考えられる。

このようなことを考慮して、判明している対応をまとめた。

#### i. 放射能濃度の同定方法

科技庁の告示への対応の中で特に問題であったのは、廃棄物自体がすでに発生して固められていた点である。すなわち、固化した廃棄物中の放射能の種類及びその濃度の同定をどのように行うかが大きな課題であった。これについては、表4.1-7(その4)にまとめている。すなわち課題として以下が挙げられる。

- ①固化体を破壊せずに十分な精度で放射能を同定できることの証明
- ②処分予定の廃棄体の総放射能が埋設事業許可申請値を越えないことの証明
- ③埋設事業で申請した放射能濃度を各廃棄体が越えないことの証明
- ④上記証明は限られた廃棄体データから評価したが、限られた廃棄体は電力が所有している廃棄体を十分に代表しているかの証明
- ⑤将来発生する廃棄体の放射能濃度の同定手法の妥当性の証明

①についての対応は、特に難測定核種と呼ばれる核種を効率的かつ合理的に同定する方法の立案と、精度の証明であった。この方法として米国N U R E Gで公表されたスケーリングファクター法（S F法）を参照して検討した。すなわち対象とする核種について、燃料中やその周辺での生成機構を検討するとともに、各核種のプラント内での移行挙動を放射化学分析によって調べ、これら核種と Co-60 及び Cs-137 の相関をデータベース化し、核種の濃度を推定することで対処した。この考え方のフローを図 4.1-2 に、S F法のベースとなる核種濃度の相関データの例を図 4.1-3 に、また各核種の濃度の決定法を表 4.1-8 に示した。なお、図 4.1-3 は雑固体廃棄物の例であるが、均質固化体のデータが公表されていないため一例としてここで使用した。また、この相間に乘らない核種については、プラントで経年的にサンプリングしておいた廃棄物の核種濃度を放射化学分析し、それによって蓄積した放射性核種濃度データより、経年的な核種濃度の変動が小さく平均値で検討できる説明を行った（表 4.1-8 中の H-3、C-14、及び Tc-99）。なお、これらの相関を作成するデータ数が客観的に見て問題が無いように、試料の数についての考慮がなされたものと推定されるが、この方法については公表されていない。

②および③については、図 4.1-4 に示したように統計処理を行い、この統計処理結果から、最大放射能濃度を統計的に超える確率が十分低いこと、また総放射能量を超えないような統計上の保守性があること等の説明がなされたと考えられる。

④についても、具体的な手法については不明であるが、経年的にサンプリングした試料の放射能濃度の変遷等から、サンプリングした試料の代表性を説明したものと考えられる。

⑤については、今後発生する廃棄物の核種同定に関する。固化体試料からのサンプリングとその放射化学分析に膨大な手間とコストがかかるため、努めて S F 法で対処できるように経時的にデータを追加して精度を高めること等の説明を行ったものと考えられる。

### ii. その他評価項目の検討

その他評価項目では、告示の中で技術的な基準の引用元がはっきりしているもの（例えば J I S を引用している等）と、それ以外のものに分割できる。

この中で、技術的な基準の引用がはっきりしている場合、告示が要求する基準とその基準を規定する制定年度の両者が対応していることを示す必要がある。例えば、ポルトランドセメントの品質は告示では J I S R 5210 (1979年) と規定している。これは法的には 1979 年制定の J I S 規格に合致していることを求めており、それ以前に制定した J I S R 5210 のポル

トランドセメントを使用した場合、1979年の規定を満足することを証明しなければならないと解釈できる。この対応として過去のJIS改正記録を調査し、改正の目的や内容の変化等を調べ、告示が規定している技術基準を満足することの説明で対応したものと推定される。このように告示の規定を満足する説明は、告示に記載してあるすべての事項を満足していることの証明が必要になるものと考えられる。

また告示の内容が定量的である場合には、実測の記録と実測するためのマニュアル類、さらに装置の校正点検記録の整備で対応したものと考えられている。

定性的な要求については、電力側の判断基準を出して、これに対応する記録を残す手段をとったものと考えられる。

表 4.1.7 科技庁告示に対する均質廃棄体確認方法の考え方（その1）  
(発電所廃棄物を対象)

	法律上の要求	要求への対応	具体的対応	参考
固型化材料	告示記載の JIS の制定年度の内 容が使用する（使 用した）材料と同 一以上の品質で あること	品質が同一以上であることを証明（品質項目、及びその設定年度も含む）	●品質保証書の完備 or ●品質管理認定工場からの納入	●左記対応がとれない場合は以下が推定される ・JIS 制定から現在に至るまでの品質規定項目の調査 ・上記品質規定項目の値等の変化の調査 ・値が変化している品質項目は実際に製造された固型化材料の品質を調査（公的機関の資料利用） ・上記データより品質の保証を説明
容器	告示記載の JIS の制定年度の内 容が使用する（使 用した）容器と同 一以上の品質で あること	同上	●品質保証書の完備 or ●圧出表示による確認	●左記対応がとれない場合は以下の対応が推定される ・JIS 制定から現在に至るまでの品質規定項目の調査 ・上記品質規定項目の内容の変化の調査 ・上記データより品質の保証を説明
強度	固型化材料を使 用した場合の強 度が基準値以上 であること	強度が規定値以上であることの証明	●強度実測による確認 or ●材料の配合と強度の関係から運転記録により確認	●左記対応における留意点は以下が推定される ・装置の運転マニュアルの整備 ・上記装置により作製した廃棄体の強度データの整備 ・配合を決める計量器の校正記録の整備
配合比	廃棄体中の固型化材料が規定値以上であること	配合が満足されていることの証明	●固型化毎の運転記録から左記固化材配合比を算定し確認	●左記対応における留意点は以下が推定される ・装置の運転マニュアルの整備 ・配合を決める計量器の校正記録の整備

表 4.1-7 科技庁告示に対する均質廃棄体確認方法の考え方（その2）  
(発電所廃棄物を対象)

	法律上の要求	要求への対応	具体的対応	参考
練り混ぜ、均質性	廃棄物と固型化材料が、適切な装置を利用して適切な運転方法で製造されていること	固型化装置が所定の性能を出すように規定された条件で運転されれていることを証明	<ul style="list-style-type: none"> <li>●運転記録または運転シーケンスの遵守確認記録による確認</li> <li>●なお強度の測定結果から左記適切な方法で製造されたことを合わせて確認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・どの発電所のどの装置でどの運転条件で製造されたかを申請書に記述し、左記確認が行われていることを説明しているものと推定される</li> <li>・均質性については廃棄体縦方向の放射能分布、強度の分布等を試験により取得している</li> </ul>
有害な空隙	以下の空隙が無いこと ・埋設荷重に耐えられない ・放射性核種の漏洩に影響 ・埋設施設の陥没を引き起こす	左記空隙が無いことを証明	<ul style="list-style-type: none"> <li>●上部空隙の測定記録または運転シーケンスから証明</li> <li>or</li> <li>●廃棄体重量測定値から算出</li> <li>or</li> <li>●透過γ線の測定から証明</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・どの方法を取るにしろ、実態調査結果を添付していると推定される</li> <li>・有害空隙は処分施設の形態と関連してくるため具体的な数値目標は処分施設側とのやりとりで決まる</li> </ul>
表面汚染	法律で定められた汚染基準以下であること	法律で定められた汚染基準以下であることを証明	●測定マニュアルにしたがいスミヤ法による測定結果により証明	・測定器の校正記録、第三者の校正記録等の保管が必要と推定される

表 4.1-7 科技庁告示に対する均質廃棄体確認方法の考え方（その3）  
（発電所廃棄物を対象）

	法律上の要求	要求への対応	具体的対応	参考
有害な物質	長官の定めた有害物質を含まないことを	有害物質が含まれることを証明	●均質固化体では特に無し (EDTA 等が含有している 廃液は仮設ラインを設けて 処理しており既設設備へ混 入していない)	
埋設荷重に耐える強度	埋設荷重に耐える廃棄体強度であること	埋設荷重に耐えることをデータで証明する	●廃棄体にかかる最大荷重を空ドラム缶でも維持できることを試験データから証明	
著しい破損	貯蔵、取り扱いによる放射性物質が漏洩するような破損が無いこと	著しい破損とは左記漏洩が無いものと考え、目視により確認してい上支障を来さないものを証明	●廃棄物が廃棄体から漏洩する事がない、または露出していない、廃棄体の表面が健全、また取り扱いにより確認してい上支障を来さないものを著しい破損が無いものと定義して証明	
標識・表示	廃棄確認申請書に記述されている内容が判明すること	容易に消えない方法で、かつ目に付くところに記載されていることを証明	●不溶性塗料あるいは耐水性ステッカーで標識を表示し、かつ目視により確認し証明する	

表 4.1-7 科技庁告示に対する均質廃棄体確認方法の考え方（その4）  
(発電所廃棄物を対象)

法律上の要求	要求への対応	具体的対応	参考
放射能が最大濃度を越えないこと	<p>処分施設に許可された放射能の最大濃度を越えないこと</p> <p>以下観点から検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射能濃度が十分な精度で測定できていることを証明</li> <li>処分予定の全廃棄体中の放射能が処分施設の総量を超えないことを証明</li> <li>処分予定の廃棄体の放射能濃度の最大値が最大放射能濃度より十分低いこと（裕度がある）の証明</li> <li>測定データの代表性があることの証明</li> <li>今後発生する廃棄物の放射能濃度の決定方法の合理性の証明</li> </ul>	<p>左記証明を以下のように対応</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>核種の特性（直接測定可、難測定）に分類し直接測定可能な核種は直接測定。難測定核種は、核種生成起源と廃棄物のサンプリングによる測定結果を踏まえて SF 法と平均放射能濃度法に分類して放射能濃度を決定したことを説明</li> <li>プラントの廃棄物の経年測定結果からばらつきがすくないことをデータベースで説明</li> <li>総放射能量を越えないために SF 法自体に保守性を持たせた評価としている点をデータベースで説明</li> <li>統計上十分に最大放射能濃度を越えないこと、測定データの代表性があることをデータベースで説明</li> <li>各核種のばらつきから各廃棄物毎の測定方法単位の決定の考え方を説明</li> </ul>	

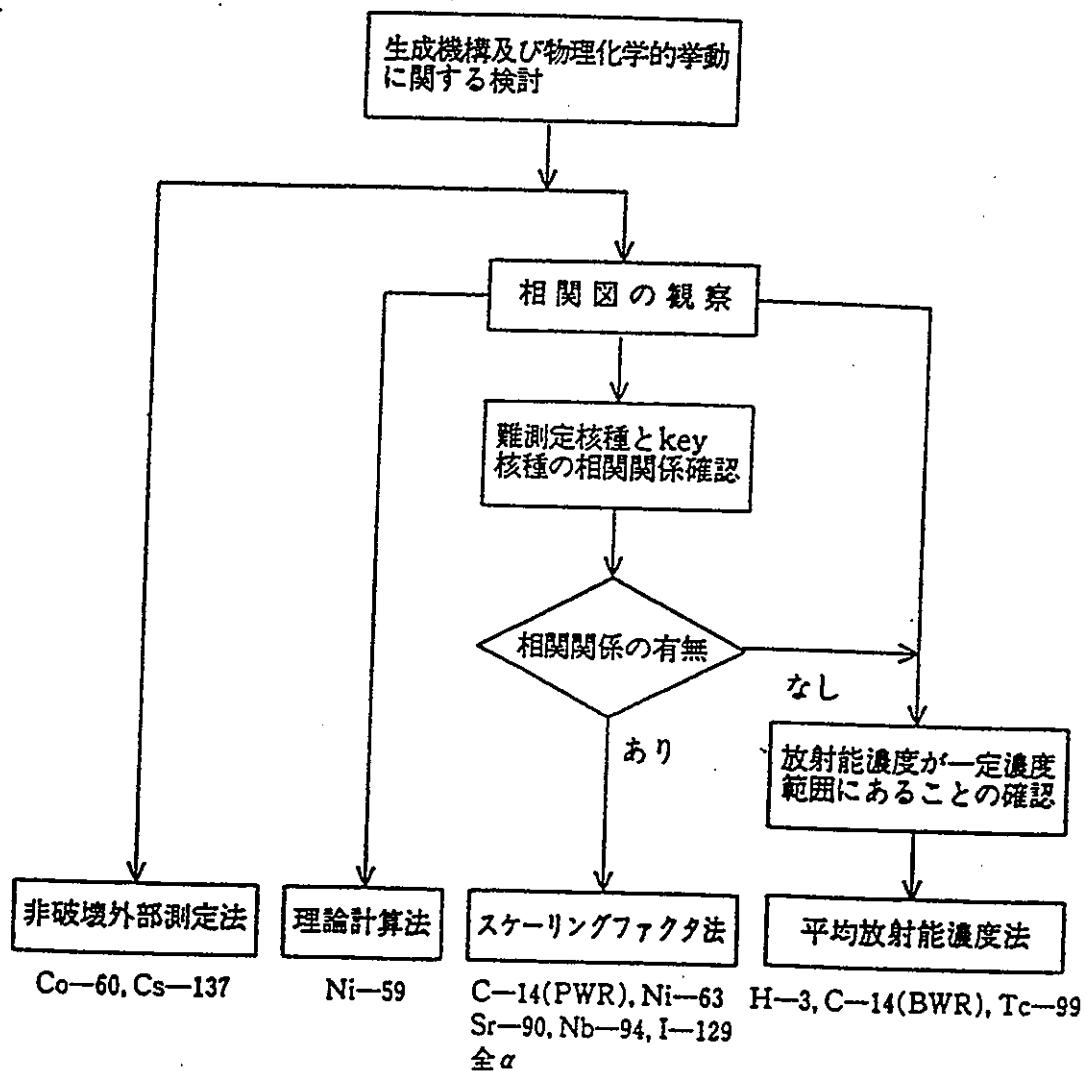


図 4.1-2 廃棄体中の放射能濃度の決定手順

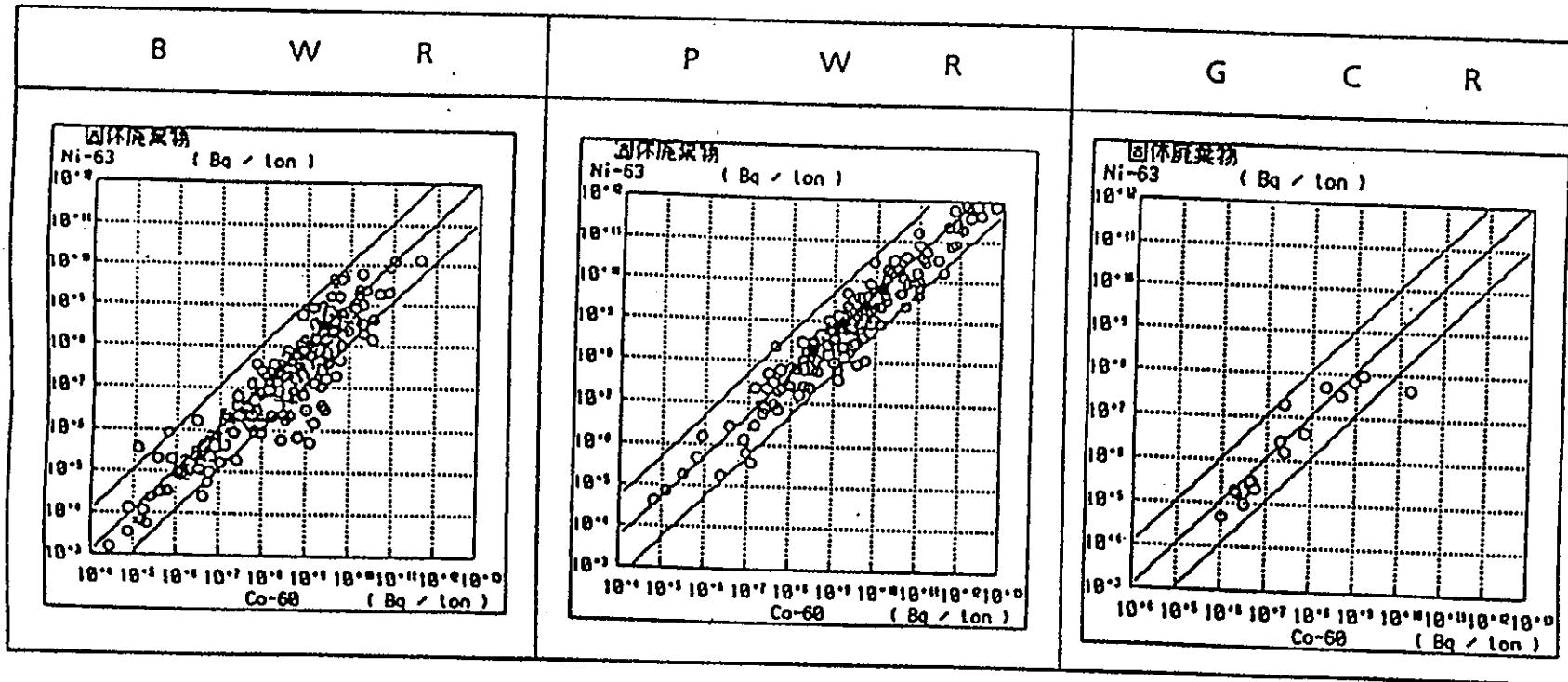


図 4.1-3 難測定核種/Key 核種の分布傾向

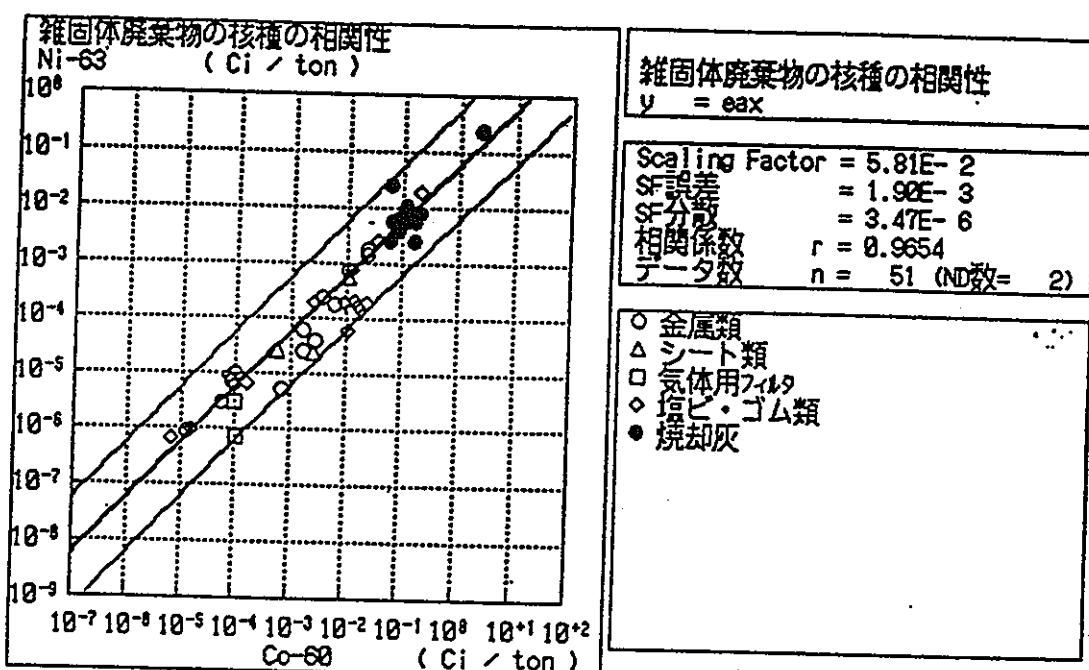


図 4.1-4 難測定核種の統計処理の一例

表 4.1-8 各放射性物質の生成機構及び放射能濃度の決定方法

放射性物質の種類	生成機構	半減期(年)	決定方法	key核種
H-3	三体核分裂 $^2\text{H}(\text{n}, \gamma)$ , $^{10}\text{B}(\text{n}, 2\alpha)$ $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)$ , $^7\text{Li}(\text{n}, \text{n} \alpha)$	$1.23 \times 10^{-1}$	平均放射能濃度	---
C-14	$^{17}\text{O}(\text{n}, \alpha)$	$5.73 \times 10^{-3}$	PWR : スケーリングファクタ法	Co-60
			BWR : 平均放射能濃度法	---
Co-60	$^{59}\text{Co}(\text{n}, \gamma)$	$5.27 \times 10^{-9}$	非破壊外部測定法	---
Ni-59	$^{58}\text{Ni}(\text{n}, \gamma)$	$7.5 \times 10^{-4}$	理論計算法	---
Ni-63	$^{62}\text{Ni}(\text{n}, \gamma)$	$1.00 \times 10^{-2}$	スケーリングファクタ法	Co-60
Sr-90	核分裂生成	$2.88 \times 10^{-1}$	スケーリングファクタ法	Cs-137
Nb-94	$^{93}\text{Nb}(\text{n}, \gamma)$	$2.0 \times 10^{-4}$	スケーリングファクタ法	Co-60
Tc-99	$^{98}\text{Mo}(\text{n}, \gamma)$ , $^{99}\text{Mo}(\beta^-)$ 核分裂生成	$2.14 \times 10^{-5}$	平均放射能濃度法	---
I-129	核分裂生成	$1.6 \times 10^{-7}$	スケーリングファクタ法	Cs-137
Cs-137	核分裂生成	$3.02 \times 10^{-1}$	非破壊外部測定法	---
全 $\alpha$	中性子多重捕獲	---	スケーリングファクタ法	Cs-137

### (b) 雜固体における検討内容

雑固体廃棄物の検討概要は現在進行中であり、今後の動向により変わる可能性もある。しかし一部の検討経過については公開されている。<sup>8)</sup>その結果を表 4.1-9 および 4.1-10 に示す。雑固体廃棄物について特に議論されているのは以下である。

- 放射性核種の同定方法の検討
- 雑固体廃棄物を固型化するための固型化材料の充填性の定義とその充填性が維持されていることを確認するための手段の確立
- 有害物の影響評価とその確認方法

放射能の同定方法については均質固化体と同様に SF 法により対処することが検討されている。雑固化体廃棄物における難測定核種と Co-60 の相関を示した例は、既に図 4.1-3 から 4.1-4 に示した。なお、雑固化体廃棄物の放射能同定は基本的に均質固化体で採用された放射化学分析手法によるが、雑固体廃棄物から分析用の試料をどのように調整するか、また分析に用いた雑固体廃棄物の代表性はあるか、が主要議題と考えられる。この点についての報告はなされていない。

廃棄物を固型化する確認手法としては、発電所廃棄物を調査して代表的な廃棄物を選定し、その模擬廃棄物を作製して固型化材料の注入試験を行いデータベースを整備することで対処している。注入する固型化材料の流動性を一般工業界の基準（土木学会のプレパックドコンクリート注入モルタルの試験方法）から参照し、この流動性が得られる固型化材料の品質管理、装置運転マニュアルの整備と記録の整備等を検討中である。

有害物については、特に有機物やアルミニウムの混入をどのように確認するかを検討中であるが、詳細は報告されていない。

このような検討は今後の規制側との対応で修正される可能性もあり、動向の把握が重要である。

表 4.1-9 廃棄体の管理の特徴と確認手法の方向性  
(雑固体廃棄物を対象)

技術的要件		品質管理の特徴	廃棄確認方法の方向性
放射性廃棄物の種類		製作時の作業管理方法に依存する。	作業管理に関する説明書からその妥当性を確認する。
固型化方法	固型化材料	納入時の試験成績書に品質が記載されている。	試験成績書を確認する。
	容器	納入時の試験成績書に品質が記載されている。	試験成績書を確認する。
	均質な練り混ぜ	使用する設備の仕様の設定に依存する。	設備仕様の設定根拠書からその妥当性を確認する。
	一体となるような充填	廃棄物の前処理作業 主に製作時の作業管理方法に依存する。 前処理設備／固化設備 設備仕様の設定及び定期的管理方法に依存する。 使用材料の管理 主に製作準備段階での材料管理方法に依存する。	作業管理の要領の説明書、設備仕様の設定根拠書、設備の定期的管理要領の説明書、使用材料の管理要領の説明書等からその妥当性を確認する。
有害な空隙	自動制御する場合： 設備仕様の設定及び定期的管理方法に依存する。	設備仕様の設定根拠書、設備の定期的管理要領の説明書からその妥当性を確認する。	
	直接測定する場合： 測定結果がある。	測定結果の記録を確認する。	
放射能濃度		廃棄物履歴： 製作時の作業管理方法に依存する。 非破壊測定結果： 測定結果がある。 評価計算方法： 事前の分析データに基づき評価計算方法が決定される。	作業管理要領の説明書、評価方法の説明書により手法の妥当性を確認する。 測定結果の記録及びその計算結果を確認する。
表面の放射性物質の密度		測定を行う。	測定結果を確認する。
廃棄体の健全性を損なうおそれのある物質		事前調査及び必要に応じて製作時の作業管理を行う。	説明書により妥当性を確認する。
耐埋設荷重強度		廃棄物の前処理作業 主に製作時の作業管理方法に依存する。 使用材料、容器等の管理 主に製作準備段階での材料管理、容器・内籠の納入方法に依存する。	作業管理要領の説明書、使用材料・容器等の管理要領の説明書等からその妥当性を確認する。
著しい破損		外部から検査できる。	目視確認を行う。
標識・整理番号		外部から確認できる。	目視確認を行う。

松村 勝秀 ら、「原子力発電所固体廃棄物の廃棄体製作技術と課題」(その2) - 廃棄体製作の技術要件--、第11回放射性廃棄物夏期セミナー、1995年

表 4.1-10 廃棄体の発生者側での廃棄体管理の対応策  
(雑固体廃棄物を対象)

技術的要件	対応策	関連する記録
放射性廃棄物の種類	廃棄物を収納する段階で内容物を確認する。	廃棄物の納入記録
固型化方法	固型化材料 納入する際の試験成績書等により品質を確認する。	試験成績書等
	容器 納入する際の試験成績書等により品質を確認する。	試験成績書等
	均質な練り混ぜ 混練器を納入又は設置する際に、その練り混ぜ性能を試験成績書等により確認する。	試験成績書等
	一体となるような充填 一体となるような充填とは、適切な前処理を行った固体廃棄物を容器に収納し、流動性の良い充填材料を適切な注入速度で注入することにより対応できる。 固体状廃棄物に対する前処理は以下のように維持管理する。 ①作業マニュアルを事前に作成する。 ②前処理を適用するために廃棄物の分別を行う作業員は、事前に所定の教育を受けさせる。また、作業管理者を選任し、作業内容を監督させる。 ③前処理作業が順当であったことを示す日報を各処理段階毎に提出させる。 ④圧縮及び溶融の前処理設備に対しては、定期的な性能検査を行う。 充填材料の流動性及び流入速度は以下のように維持管理する。 ①マニュアルを事前に作成する。 ②固型化に対して、流動性と硬化後の強度を管理する。 ③原材料の品質を JIS 等に基づいて管理する。	分別・前処理作業マニュアル 分別作業員等の教育記録、分別作業管理者の選任記録 分別・前処理作業日報 定期検査記録  固化・材料管理マニュアル 固化作業日報、定期検査記録 試験成績書等、試験検査記録
有害な空隙	上記「一体となるような充填」を行うと共に、固化体の上部空隙が有害なものとならないように管理する。	固化作業日報、定期検査記録
放射能濃度	発生の履歴(発生時期等)が一定範囲内になるように固型化する廃棄物を選定する。この履歴に基づき所定の放射能評価方法に従い超えていないことを確認する。	廃棄物の取り出し記録
表面の放射性物質の濃度	実測して超えていないことを確認する。	検査記録
廃棄体の健全性を損なうおそれのある物質	発電所に持ち込まれる物品に該当する物質が含まれないことを事前に確認する。これにより持ち込まれないと言えない場合には、廃棄物の分別等で含まれないことを確認する。	分別・前処理作業マニュアル 分別・前処理作業日報
耐埋設荷重強度	次の 2つの方法で対応する。 ①容器の内周に固型化材料等の層を形成する。使用する固型化材料等の圧縮強度及び層の厚さは事前に適切に設定する。具体的には、あらかじめ内張り(固型化材料等の層)を施した容器を使用する、又は固型化材料等の層が出来るように内籠を収納した容器を使用する。これら内張り又は内籠の寸法等は納入業者の試験成績書等により確認する。また、固型化材料等の圧縮強度はマニュアルを事前に作成して管理する。 ②廃棄物自体に強度のあるものを直接容器に収納し、固型化材料等を充填する。廃棄物強度については、上記「一体となる廃棄物」に示す前処理方法と合わせて管理する。	試験成績書等(内張り容器、内籠) 固化・材料管理マニュアル  分別・前処理作業マニュアル 分別・前処理作業日報
著しい破損	外観検査により著しい破損がないことを確認する。	検査記録
標識・整理番号	表示する、又は表示してあることを確認する。	

### c. 廃棄体特性データの取得目的の整理

a. で整理した廃棄体特性データは、現在までの検討及び内外の検討の結果を和集合して選定している。このため各データの取得目的がはっきりしない問題がある。したがって、収集したデータが何のために必要かを整理し、次項以降の検討で必要なデータの絞り込みの際に評価できるようにしておく必要がある。

廃棄体特性が必要なのは、廃棄物中の放射性核種による被ばくを合理的に低く押さえるためである。廃棄体の特性が維持されていれば廃棄体の核種の閉じ込め性の品質が保証され、被ばくを評価することができる。廃棄体の核種の閉じ込め性は、廃棄体がおかれた条件により異なってくるが、処理後の廃棄物（廃棄体）の処分までのプロセスを通して考えると、以下のように区分することができる。

- 廃棄体（処理後の廃棄物）の貯蔵
- 廃棄体の処分場までの輸送
- 廃棄体の処分

このようなことから、廃棄体特性評価データは個々の条件毎に取得の必要性が異なることが考えられる。

一方、各条件毎には作業員の被ばく低減と公衆の被ばく低減が求められており、これらは平常時及び異常時について評価しなければならないことが分かる。このようなことから、各条件毎に要求されている項目と、被ばく低減のために取得すべき廃棄体特性データを分類した。なお、本研究で対象とする廃棄物は放射能濃度が浅地中埋設の基準値を超えるものは深地層処分する前提である。このため、廃棄体の処分では以下の点を考慮する必要が出てくる。

再処理施設から発生する廃棄物は、発生から処分施設に埋められるまでは他の低レベル廃棄物と同じように人間の接近が可能でかつ人間が管理可能な状態取り扱われる。しかし処分場が閉鎖されてしまうと管理することが非常に困難な状態になる。また、処分場が深地層の設置されるため、深地層処分特有の環境（地表よりも高温度でかつ高圧力、酸素が供給が無いため還元性雰囲気）になるものと考えられる。このようなことから、廃棄体の貯蔵、輸送および処分時の操業と、処分施設閉鎖後では、同じ廃棄体特性データでも取得目的やその重要度は異なるものと考えられる。

これらを考慮して、廃棄体特性データの取得の必要性を検討した。その結果を表4.1-11～4.1-13に示す。これらで必要とされたデータについて、以下に、廃棄体の貯蔵、輸送および処分施設時の操業時までと、処分施設閉鎖後に分けて、各データが必要な理由をまとめた。

なお、以下に選定したデータは、廃棄体の特徴を考慮すると更に必要性が変わってくる。このため、後の章で廃棄体個々について更に議論する。ここでは、一般的な考察にとどめた。

(a) 廃棄体の貯蔵、輸送および処分施設時の操業時までの評価

表 4.1-11～表 4.1-13 に廃棄体データの各項目と、そのデータの取得目的の相関を示す。なお、表 4.1-11 の右半分は処分施設閉鎖後の項目であるがこれは次項(b)で言及する。

●放射能：上記の各段階において必要である。各廃棄体特性を評価する上で基本データであるため必要である。

●固型化材：固型化材を用いて固型化した場合のみ必要なデータである。下に記した項目について固化体の設計で期待される特性が出ているか、すなわち固化体の品質が確保されているかを固化体製造毎に測定せずに判断することに利用する。例えば、耐過重、耐落下強度、熱耐久性、健全性上限温度である。

●固化体強度：2つの考え方分けられる。一つは、その名前の通りで、廃棄体の中の収納物の強度を示す。例えば、廃棄体を俵積みで貯蔵する際に廃棄体にかかる積載過重を容器で支えられない場合、収納物の強度が廃棄体変形（例えば貯蔵中のクリープ変形等）の有無を評価する上で必要となる場合がある。もう一つは、固化体に設計上期待する種々の特性が出ているか、すなわち設計どおりの固化体が問題無く製造されたかを各固化体の特性を測定せず固化体の強度を測定して確認する場合もある。すなわち、固化体の品質を確認する手段として強度を代表させ、これを測定することにより品質が確保されているとする場合に必要となる。

●固型化材配合比：固型化材を用いて固型化した場合のみに必要なデータ。理由は上と同じで、固化体の品質を書類上で確認する場合に必要となる。

●有害物：各施設での取り扱いや輸送時において潜在的危険を伴う物と解釈できる。すなわち、現在の法制度下では、消防法と危険物に関する政令に定めた危険物が該当するものと考えられる。

●均一性、均質性：廃棄物を固型化材で固型化した場合でかつ、固型化した廃棄体の特性を安全評価に取り込む場合、廃棄体の特性を確認するために必要である。固型化しない場合には不要の項目である。

●容器（寸法、材質）：下記のような設計を行うために、下記項目が規格値に収まっていることを保証できるデータ（例えば JIS、メーカーの品質保証書）が必要となる。

- ・容器強度…貯蔵、処分施設での積み上げ段数等の定置設計
- ・容器寸法…各施設でのクレーン等ハンドリング装置設計
- ・容器材質…容器強度を測定せずに保証するため必要
- ・容器密閉性…放射性物質の漏洩量の確認

●耐過重：貯蔵、処分施設での廃棄体の積み上げ段数等の定置方法設計に必要である。一例として、六ヶ所低レベル廃棄物埋設センターでは廃棄体の定置に際し

て、廃棄体の俵積み8段での荷重に対し、ドラム缶輪帶での応力集中による廃棄体の変形破損が評価されている。

- 重量：貯蔵、輸送、処分施設の廃棄体ハンドリング、移送、廃棄体定置方法の設計に必要。
- 表面線量当量率：貯蔵、輸送、処分施設での外部被ばく低減方法設計のために必要。
- 表面汚染密度：貯蔵、輸送、処分施設での経口被ばく低減方法設計のために必要。
- 著しい破損：貯蔵、輸送、処分施設での経口被ばく低減方法設計、ハンドリングのために必要。
- 熱耐久性：貯蔵、処分施設での冷却方法検討（発熱率が小さければ不要）
- 耐放射線性：処分施設に埋められるまでの間に廃棄体の各データが放射線の影響で変動し、設計条件から外れないことを確認するため必要。
- 耐水強度：船による輸送時の事故評価時に必要である。なお、廃棄体を別の容器などに収納して輸送物とした場合には、そのパッケージとしての（容器に廃棄体を収納した状態）耐水強度が必要である。
- 発熱率：貯蔵時、処分施設での作業安全環境（換気空調系）の設計で必要。
- 熱伝導率、熱容量：発熱性廃棄体のみに関して必要となる。貯蔵時の冷却機能喪失時の温度上昇を計算評価する場合に必要である。
- 健全性上限温度：輸送規則で輸送物の安全性の評価に必要である。また貯蔵および処分施設での冷却機能の喪失評価時に必要である。なお、これは発熱性廃棄物で温度上昇が廃棄体の諸特性が変動する場合のみに必要であり、非発熱性廃棄物については必要ない。
- 耐落下強度：各施設での吊り上げ高さの設計で必要、また輸送規則で必要である。なお、廃棄体を別の容器などに収納して輸送物とした場合には、パッケージとしての（容器に廃棄体を収納した状態）耐落下強度が必要である。
- 密度：廃棄体表面線量当量や、施設に遮蔽を施す場合等、放射線量を計算で評価するときに必要となる。
- ガス発生率：貯蔵、処分施設での内部被ばく低減方法、作業安全環境（換気空調系）の設計に必要。

なお、有害な空隙、分配係数、拡散係数、透水率については、廃棄物の貯蔵、輸送および処分場が操業中の安全性確保の観点からは必要ないと考えられるデータである。また、安定性については、低レベル廃棄物の埋設に関し、JISに規定されていないセメント材料を用いて固型化する場合、そのセメントがJISに規定されたセメントと同等の品質であるかを判断する基準を示した項目であ

るため、検討から外した。また化学的耐久性については廃棄体の有害物放射性核種の閉じ込めや機械的特性を低下させる項目の総称であり他の項目（例えば有害物、ガス発生率等）と重なるためにここでは評価から外した。

#### (b) 処分施設閉鎖後の評価

処分施設閉鎖後に必要な廃棄体の特性データは、処分場の安全性を評価するため使用されるデータと考えることができる。具体的には、廃棄体は放射性廃棄物が環境に容易に広がらないことを目的とし、一定の特性を有するように設計され製造されているが、廃棄体がこの特性を有することを確認するためのデータである。

処分場の安全性の評価は、廃棄体の特性、処分場の構造とバリア性能、処分場の環境条件を設定し、放射性物質が環境に回帰するシナリオを選定して行われる。この場合、廃棄体の特性は将来における特性の変動を考慮し保守的に設定される。変動が特定できない場合には、その特性を全く期待しない最も保守的なデータが使用される場合もある。

現時点では、処分概念等（処分場の構造やバリア性能、処分場の環境条件等）一切の条件が設定されていない。このため、廃棄体に必要な特性データを現時点で特定化するのは困難であるが、今まで摘出したデータや想定される処分方法を仮定して検討した。表4.1-11の右半分に、各廃棄体データとその取得目的の相関を示した。以下に、詳細に言及する。

- 放射能：処分場から漏洩する放射能からの被ばくを将来にわたって評価するために必要である。
- 固型化材：固型化材を用いて固型化した場合のみ必要なデータである。固型化材を使用した固化体について、処分の安全評価に固化体の特性（例えば固化体の浸出率や分配係数）を取り込む場合、その特性が確保されているかを固化体製造毎に測定せずに、書類等を用いて判断する場合に利用する。なお、このような特性を処分の安全評価に使用しなければ不要である。
- 固化体強度：前項（廃棄体の貯蔵、輸送、および処分施設での操業時の評価）と同じように、固化体の強度そのものと、固化体の品質を確認するための手段に用いる場合に分けられる。後者は、安全評価に使用する特性により、固化体強度の測定の必要性が変わってくる。
- 固型化材配合比：固型化した場合のみに必要なデータ。理由は上と同じである。
- 有害物：処分の安全評価に廃棄体特性を取り込む場合、安全評価上期待した特性を劣化させる原因になる物質で、かつ放射性廃棄物に含まれている物質を指す。周辺の人工バリア材や岩に対しても同じように特性低下をもたらす物も該当する。例えばキレート剤については、セメントのような人工バリア材や岩が有するTRU各種の吸着性が、その存在により損なわれるため有害物と考えられている。

この理由から処分施設の性能低下防止のため、廃棄体中のキレート物質の濃度規制をする場合がある。また可燃性廃棄物中のセルロースは深地層処分環境条件下でアルカリ加水分解するとイソサッカリン酸が生成するが、この物質はTRU各種と錯体を形成して人工バリア材の収着性を低下させることが報告されている。<sup>9)</sup>

しかしながら、何が有害物かという統一された考えはなく、現状では、発生する廃棄物の組成、性状を見ながら決めている。

●有害な空隙：処分施設の設計やその安全評価では、地圧力による処分施設の収縮やそれによる周辺岩盤への影響が考慮される。深地層処分の場合、地圧力が非常に高い。このために、処分施設は地圧力により収縮するものと考えられる。浅地中埋設では、処分ピットの周辺にベントナイトのような止水材をまくことが考えられている。緩衝材の厚さは、止水機能と、埋設時の土圧による廃棄体の収縮に追従し緩衝材の層にひび割れが生じないように決められている。深地層処分では地圧力が高く、廃棄体中の空隙を廃棄体強度により支えられないと推定されるため、廃棄体の収縮が生じることが予想される。このため、廃棄体中の空隙は処分施設の収縮を評価する上で必要となる。なお廃棄体の収縮は空隙が大きいほど大きくなるため、廃棄体個々の空隙率は必要でなく、保守側（空隙率の最大値）のデータが求まれば問題無いものと考えられる。

●均一性、均質性：廃棄物を固型化材で固化した場合でかつ、固型化した廃棄体の特性を処分の安全評価に取り込む場合、廃棄体の特性を確認するために必要である。固型化しない場合には不要の項目である。

●容器（寸法、材質）：処分の安全評価に容器の特性（例えば高レベルガラス固化体の処分についてオーバーパックに期待されている核種の閉じ込め性でこの場合1000年）を取り込む場合に必要となる。容器特性を処分の安全評価に取り込まなければ不要である。

●耐過重：廃棄体強度を示すが、データ取得の意味は以下のように考えられる。すなわち、処分の安全評価に際して廃棄体の強度特性を取り込む場合に必要となる。例えば、高レベルガラス固化体のオーバーパックには放射性核種の物理的な閉じ込めを1000年間期待している。このため、処分地圧に1000年間耐えうる耐荷重特性が期待されており、その特性が安全評価に使用されている。本研究では廃棄体を深地層処分する前提で検討を進めているが、安全評価に廃棄体自体が地圧力に耐えて特性の維持を期待する場合には必要となる。なお、廃棄物を収納している容器ではなく、その中の固化体の強度特性を安全評価に取り込む場合には固化体の強度が必要となる。

●重量：安全評価では処分施設の放射能インベントリから放射能濃度を評価する際等に必要となる。しかしながら、安全評価では廃棄体個々の重量ではなく代表的な値が必要である。

- 熱耐久性：発熱性廃棄体において、処分の安全評価に廃棄体の特性を取り込む場合、その特性が熱に影響されるならば必要となる。発熱率が小さい廃棄体や、廃棄体特性を安全評価に取り込まない場合には不要である。
- 耐放射線性：処分の安全評価に廃棄体の特性を取り込む場合、その特性が放射線により変動するならば必要となる。放射線量率が小さい廃棄体や、廃棄体特性を安全評価に取り込まない場合には不要である。
- 分配係数：安全評価において廃棄体への核種の吸着による移行遅延を取り込む場合には必要である。その値は廃棄体個々には必要でなく、廃棄体全体を代表できる値が有れば良いものと考えられる。
- 拡散係数：安全評価において廃棄体からの核種の拡散による浸出を取り込む場合には必要である。その値は廃棄体個々には必要でなく、廃棄体全体を代表できる値が有れば良いものと考えられる。
- 透水率：安全評価において、水の浸透速度を一定値に保つことにより核種の放出特性を維持するものについては必要である。しかしながら多孔質媒体や、空隙がある廃棄体ではこの特性は必要ないと考えられる。
- 発熱率：発熱性廃棄物を処分する場合、処分場周辺の人工バリア材や岩に対する熱影響を考慮するために必要である。なお、廃棄体個々の発熱率は不要であり、保守的側（最大の発熱率）が評価できれば良いものと考えられる。非発熱性廃棄物には不要である。
- 熱容量、熱伝導率：上述した発熱率と同じである。非発熱性廃棄物には不要である。
- 健全性上限温度：発熱性廃棄体を処分した場合、熱の蓄積により温度上昇が生じる場合がある。安全評価に廃棄体の特性を期待しており、かつその特性が温度上昇により影響を受ける場合には必要となる。
- 密度：安全評価において廃棄体の吸着性能を取り入れている場合には、遅延係数を評価するため真密度が必要となる。なお、個々の真密度は不要であり、平均値が有れば良いものと考えられる。
- ガス発生率：廃棄体から発生するガスの人工バリア材や周辺岩盤への影響を考慮するために必要となる。なお、廃棄体個々のガス発生率を測定する必要は無く、保守側（最大値のガス発生率）の値が得られれば良いものと考えられる。

なお、表面線量当量率、表面汚染密度、著しい破損、耐水強度、耐落下強度については必要ないものと考えられる。安定性、化学的耐久性についても、前項と同じ理由でここでは検討から除外した。

表4.1-11 廃棄物の「処分」に必要な品質保証項目とその理由

	操業時の公衆、従事者の被ばく低減						処分場閉鎖後の公衆安全						公衆被ばく低減	
	平常時			異常時			廃棄体及び施設の健全性維持			下記事象による健全性低下が小さい				
	外部被ばくが十分小さい	内部被ばくが十分小さいこと			下記による被ばくが小さい		廃棄体の発熱	放射線	有害物	ガス発生	変形		地下水の浸入	人間の接近
放射能	○		○		○	○								
固型化材	○				○		○	○					○	○
固化体強度													○	
固型化材配合比	○				○		○	○				○		
有害物												○		
有害な空隙										○			○	
均質／均一性												○	○	
容器(寸法, 材質)	○												○	
耐荷重												○		
重量												○		
表面線量当量率	○												○	
表面汚染密度		○												
著しい破損			○											
熱耐久性						○		○						
耐放射線性											○			
分配係数														
拡散係数												○		
透水率												○	○	
発熱率						○		○					○	
熱伝導率						○		○						
熱容量						○		○						
健全性上限温度						○		○						
密度	○					○		○						
耐落下強度					○							○		
ガス発生率				○			○					○		

表4.1-12 廃棄物の「貯蔵」時に必要な品質保証項目とその理由

	公衆、従事者の被ばく低減						廃棄体の安定性維持		
	平常時			異常時			貯蔵期間中下記の要件を満たすこと		
	外部被ばくが十分小さい	内部被ばくが十分小さいこと		下記による被ばくが小さいこと			健全温度の維持	性能維持	容器の健全性維持
表面汚染	○	○		○	○				
放射能	○		○	○	○				
固型化材	○				○				
固化体強度									
固型化材配合比	○				○				○
有害物					○				
容器(寸法、材質)	○		○				○	○	○
耐荷重			○				○	○	○
重量									○
表面線量当量率	○								
表面汚染密度		○							
著しい破損			○						
熱耐久性					○				
耐放射線性						○			○
発熱率						○			
熱伝導率						○	○		
熱容量						○	○		
健全性上限温度						○			
密度	○								
耐落下強度					○				
ガス発生率			○				○		

表4.1-13 廃棄物の「輸送」に必要な品質保証項目とその理由

	公衆、従事者の被ばく低減					
	平常時			異常時		
	外部被ばくが十分小さい	下記による被ばくが小さいこと		下記による被ばくが小さいこと		
		表面汚染	固体漏洩	ガス漏洩	落下破損	火災
放射能	○		○		○	○
固型化材	○					○
固型化材配合比	○					○
容器(寸法, 材質)	○					
重量						
表面線量当量率	○					
表面汚染密度		○				
著しい破損			○			
熱耐久性						○
耐水強度			○			
発熱率						
健全性上限温度						○
密度	○					
耐落下強度					○	
ガス発生率				○		

d. 廃棄体の発生プロセス及び廃棄体情報からの整理

ここでは、a. で収集した廃棄体特性評価データについて、動燃殿が考えている廃棄物処理プロセスで発生する廃棄物のプロセスおよび特性を考慮して取得の必要性を判断する。

(a) 対象とする廃棄物のプロセスおよび廃棄物の整理

対象とする廃棄物については、L W T F の焼却灰およびローベ固化体（低ローベ、高ローベ）、H W T F の圧縮体、切断片収納物、焼却灰、乾燥粉体（洗浄廃液）、およびアスファルト固化体である。以下にその特徴をまとめる。

i. L W T F の廃棄物（焼却灰、ローベ固化体）

L W T F のプロセスフローを図 4.1-5 に示す。表 4.1-14 に L W T F の減容処理廃棄物の性状を示す。

①焼却灰

L A S W S に貯蔵されている可燃性廃棄物および難燃性廃棄物を焼却して発生する焼却灰である。焼却灰の化学成分は  $\text{SiO}_2$ 、 $\text{CaO}$ 、 $\text{MgO}$ 、 $\text{Al}_2\text{O}_3$  が主成分である。焼却灰の嵩密度は 0.3 から 0.7 ( $\text{g}/\text{cm}^3$ ) である。

②ローベ固化体

A sp 施設およびS T 施設で発生する廃液を処理した後の固化体である。

A sp 施設では硝酸ナトリウムが主成分の廃液が発生するが、この廃液の中から有害核種を除去した廃液をローベ固化する。受け入れ廃液は平均値で、 $\text{NaNO}_3$  が 220g/L、 $\text{NaNO}_2$  が 45g/L、 $\text{Na}_2\text{CO}_3$  が 90g/L、 $\text{NaOH}$  が 45g/L であり、塩濃度として 300～400g/L である。

廃棄物中に含有される成分で特に処分時に問題になるものに、キレート剤がある。先の海外の処分場の受け入れ基準調査でも（表 4.1-4 参照）厳しい規制をしている国があることを述べた。これは、人工バリア材や地層が持っている核種移行の遅延特性を低下させる懼れがあることによる。動燃殿では、過去の除染（昭和 54 年、昭和 58 年、酸回収セル）において EDTA を含む除染剤が、また除染場でシュウ酸（昭和 58 年）が使用された。このため、EDTA やシュウ酸が濃縮廃液に混入してアスファルト固化された可能性がある。推定値（動燃殿）として EDTA の濃縮廃液中の含有量が 20ppm 程度の情報もある。現在では除染剤は無機酸（硝酸－水酸化ナトリウム）を使用しており、EDTA やシュウ酸等のキレート剤の除染工事による混入は無いものと考えられる。

また TBP については再処理工場で恒常的に使用されており核種移行への影響が懸念されているが、現在の知見では核種移行に対する影響が明確でない。一方、動燃殿の情報では ppm のオーダで濃縮廃液中に混在していることが考えられる。

以上のような廃液については、L W T F 内の核種除去システムで処理が行われる計画となっている。以下に、その核種除去システムの概要を記す。廃液中にヨウ素吸着材を添加して放射性ヨウ素を沈殿除去した後、廃液を酸性に調整して炭酸を除去する。この廃液に  $\alpha$  核種の沈殿剤である鉄を添加して pH を調整した後沈殿剤を除去する。鉄除去後の廃液を  $\beta$   $\gamma$  核種除去 (Sr および Cs) のためのチタン酸ナトリウムを吸着体とするイオン交換塔に通す。この操作で発生する廃液は、炭酸ナトリウムが除去されており硝酸ソーダ系廃液であるものと考えられる。この廃液を図 4.1-5 中の L 2 2 の廃液タンクに収集し、蒸発乾固したものがローベ固化体である。共沈反応は時間で管理される予定である。核種をほとんど除去した廃液の蒸発乾固物は低ローベ固化体となる。

S T 施設で発生する廃液の主成分はリン酸塩である。これはそのまま図 4.1-5 中の L 2 3 の収集タンクで収集され、蒸発乾固の後固化体となる。核種除去等の操作を行っていないため、高ローベ固化体として扱われる。

### ii. H W T F の廃棄物（圧縮体、切断片収納物、焼却灰、乾燥粉体）

H W T F の概要を図 4.1-6 に、減容処理廃棄物の性状を表 4.1-15 に示す。H W T F では、ハル缶、長ドラム缶、廃ジャグ容器、マルチドラム缶を受け入れ、一時保管後開缶し、ハル、エンドピース、F B R 構造材、フィルタ類（パルスフィルタ、スワフ（焼結金属）、溶媒フィルタ）、および可燃性／難燃性廃棄物、廃ジャグに分類する。

各廃棄物の選別としては、動燃殿で以下が検討されている。

金属類と可燃性廃棄物の選別では、大型の有機物（酢ビシート）等はマニピュレータで選別し、さらに超音波洗浄を加えた水流選別により脆化有機物を除去予定である。なお、動燃殿の推定では、マニピュレータによる除去であること、廃棄物発生側からの有機物含有量の情報が把握しきれていないことから、完全な除去は困難な模様である。

金属廃棄物の中で A I や Z n、P b 等はマニピュレータによる除去を設計検討中である。これらの金属は特殊な機材（カメラフレーム、コネクタ等、遮蔽容器）であるため大まか除去可能と考えられる。なお有機物の場合と同様に、動燃殿の推定では、マニピュレータによる除去であること、廃棄物発生側からの有機物含有量の情報が把握仕切れていないことから、完全な除去は困難な模様である。以上の廃棄物について、以下の処理が行われる。

#### ①圧縮体収納物

ハル、エンドピース、F B R 構造材、フィルタ類については、一部前処

理（細断）の後、高圧縮設備で圧縮処理される。高圧縮設備では、廃棄物を乾燥し、専用カプセルに収納、脱気密封した後、5000～6000tonの圧力で圧縮する。真密度の80%まで圧縮が可能である。圧縮体は専用の容器に収納され、蓋溶接後、除染、スミヤ検査、線量率の測定、X線CTによる内容確認、放射能測定の後保管セルに移される。

#### ②切断片収納物

開缶設備で不要になったハル缶、長ドラム缶を切断してハル缶に収納したものである。

#### ③焼却灰

可燃性廃棄物、難燃性廃棄物、廃ジャグ類を破碎して焼却したものである。処理量は平均6.6kg/h、最大で10kg/hである。灰の発生量は10kg/hの燃焼速度で0.36kg/hである。灰中の未燃カーボン量については現在検討中である。

#### ④乾燥粉体

焼却炉の除染廃液を乾燥機で乾燥したもので塩化ナトリウムが成分である。

### iii. アスファルト固化体

アスファルト固化体のプロセスフローを図4.1-7に、アスファルトの仕様を表4.1-16に示す。対象廃液は、酸回収凝縮液、オフガス洗浄廃液、分析廃液、床排水等が混在した低レベルの廃液である。この廃液は、本項i. (LWTFの廃棄物)で述べた濃縮廃液の性状と同じと考えられる。この廃液をpH調整した後、必要に応じてBa(OH)<sub>2</sub>、K<sub>4</sub>Fe(CN)<sub>6</sub>、NiSO<sub>4</sub>を添加し、エクストルーダに供給、アスファルトと混合する。pH調整は3m<sup>3</sup>バッチで行われている。廃液中の塩濃度は、平均値でNaNO<sub>3</sub>が200～300g/L、NaNO<sub>2</sub>が0～50g/L、Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub>が40～80g/L、NaH<sub>2</sub>PO<sub>4</sub>が0～50g/Lである。アスファルトの仕様は、昭和セルシェル(株)製ADコンパウンドである。その物性値については埋設で認可されているJIS K 2207(1980)の特性と微妙な違いがある(JIS K 2207では針侵入度は40を越え60以下であるが、ADコンパウンドは40±5、軟化度はJISが47～55°Cに対してADコンパウンドは85°C±5°C、伸度はJISが10cm以上なのに対してADコンパウンドは3以上、他の特性は同じ、これは、発電所のアスファルトがたまたま上記特性のものを使用しておりそれで申請したためと推定される)。

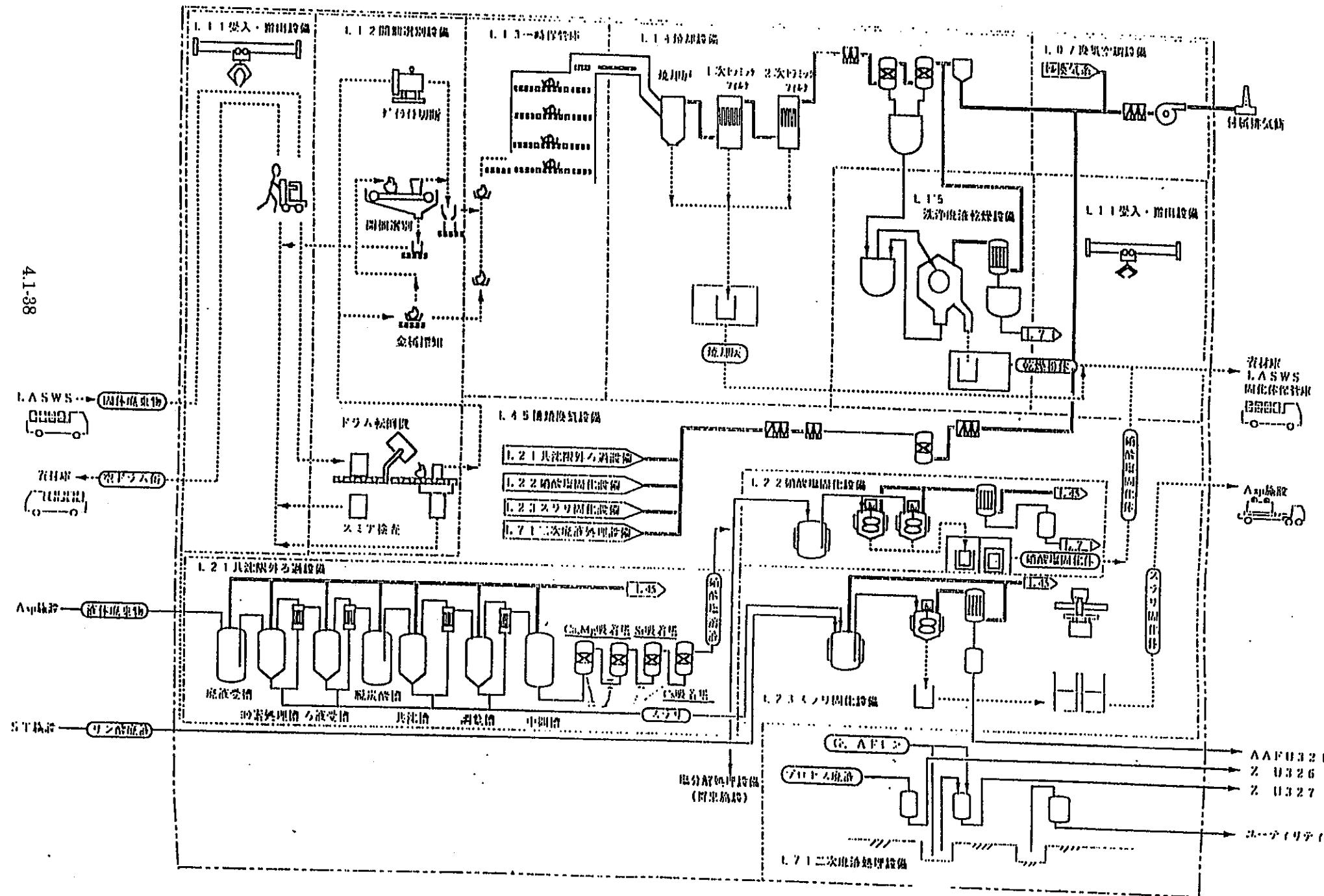


図 4.1-5 LWT P のプロセスフロー

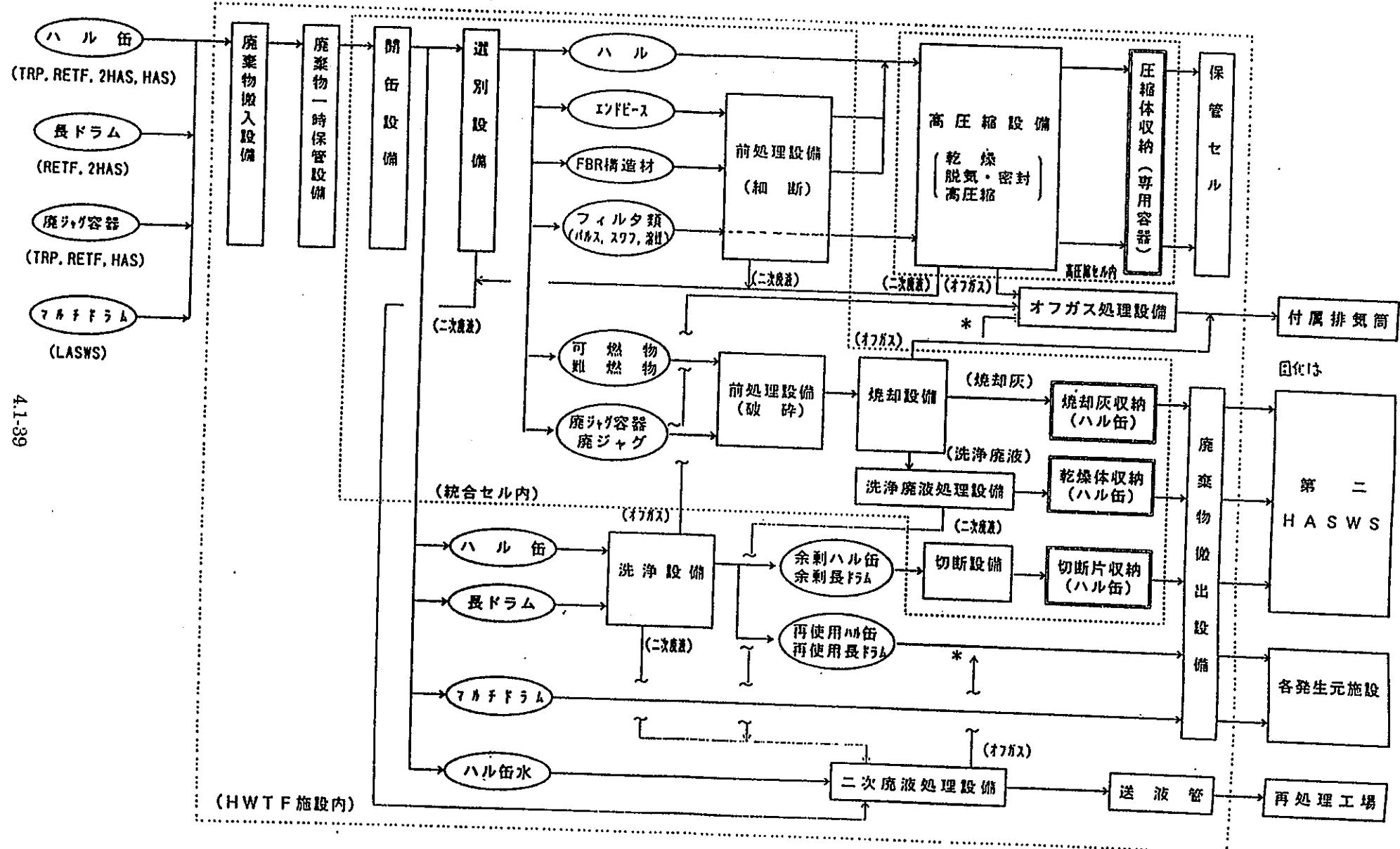


図 4.1-6 HWTF プロセスフロー

表4.1-14 L W T F の減容処理廃棄物の性状

	低ローベ固化体	高ローベ固化体	焼却灰
主な成分	下記廃液から核種を除去して発生する廃液を乾燥して固化したもの NaNO <sub>3</sub> : 220g/L NaNO <sub>2</sub> : 45g/L Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub> : 90g/L NaOH : 45g/L	下記廃液を乾燥して固化したものの NaHPO <sub>4</sub>	LASWSに貯蔵されていた可燃性廃棄物を焼却したもの (成分は下記) SiO <sub>2</sub> CaO MgO Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
備考	過去に濃縮廃液中にEDTA、シュウ酸を含む除染剤が混入した可能性がある。なお、TBPもppmオーダで含有していると考えられている。		

表4.1-15 H W T F の減容処理廃棄物の性状

	圧縮体収納物	切断体収納物	焼却灰	乾燥粉体
主な成分	下記廃棄物を細断して高圧プレスで圧縮したもの  ハル エンドピース F B R 構造材 フィルタ類	下記廃棄物をハル缶に収納したもの  ハル缶 長ドラム缶	ハル缶に付着した可燃物や廃ジャグを細断して焼却炉で焼却したもの (成分推定値は下記) SiO <sub>2</sub> CaO MgO Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	焼却炉を除染して発生した廃液を遠心薄膜乾燥機で乾燥したもの NaCl
備考	選別時に水洗浄されている	選別後に水洗浄されている		

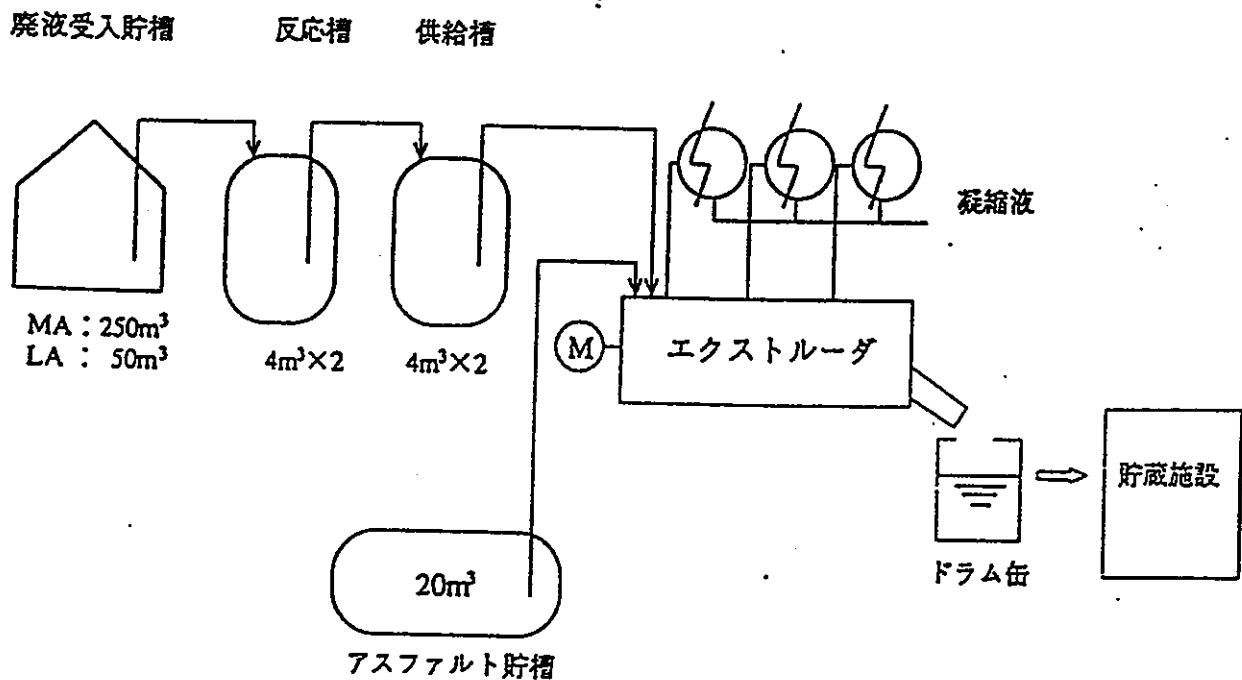


図 4.1-7 アスファルト固化プロセスフロー

PNC TN8410 92-234

表4-1-16 アスファルト固化体の仕様

塩／アスファルト混合比 [wt%] (S/B)	40~50/60~50																										
使用アスファルト	<p>昭和シェル(錦製) A D コンパウンド</p> <table> <tr> <td>組成:</td> <td>飽和分</td> <td>22.8</td> <td>wt%</td> </tr> <tr> <td></td> <td>芳香族成分</td> <td>34.8</td> <td>wt%</td> </tr> <tr> <td></td> <td>レジン分</td> <td>15.8</td> <td>wt%</td> </tr> <tr> <td></td> <td>アスファルテン分</td> <td>26.8</td> <td>wt%</td> </tr> </table> <p>物性値</p> <table> <tr> <td>軟化点</td> <td>85±5 °C (JIS K 2207)</td> </tr> <tr> <td>針入度</td> <td>40±5 (JIS K 2207)</td> </tr> <tr> <td>引火点</td> <td>&gt;260 °C (COC法)</td> </tr> <tr> <td>伸 度</td> <td>&gt; 3 (JIS K 2207)</td> </tr> <tr> <td>比 重</td> <td>1.025 ± 0.025 (JIS K 2207)</td> </tr> </table>	組成:	飽和分	22.8	wt%		芳香族成分	34.8	wt%		レジン分	15.8	wt%		アスファルテン分	26.8	wt%	軟化点	85±5 °C (JIS K 2207)	針入度	40±5 (JIS K 2207)	引火点	>260 °C (COC法)	伸 度	> 3 (JIS K 2207)	比 重	1.025 ± 0.025 (JIS K 2207)
組成:	飽和分	22.8	wt%																								
	芳香族成分	34.8	wt%																								
	レジン分	15.8	wt%																								
	アスファルテン分	26.8	wt%																								
軟化点	85±5 °C (JIS K 2207)																										
針入度	40±5 (JIS K 2207)																										
引火点	>260 °C (COC法)																										
伸 度	> 3 (JIS K 2207)																										
比 重	1.025 ± 0.025 (JIS K 2207)																										
塩組成 (処理対象廃液中の濃度)	<table> <tr> <td>NaNO<sub>3</sub></td> <td>200 ~ 300 g/l</td> </tr> <tr> <td>NaNO<sub>2</sub></td> <td>0 ~ 50 g/l</td> </tr> <tr> <td>Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub></td> <td>40 ~ 80 g/l</td> </tr> <tr> <td>NaH<sub>2</sub>PO<sub>4</sub></td> <td>0 ~ 50 g/l</td> </tr> </table>	NaNO <sub>3</sub>	200 ~ 300 g/l	NaNO <sub>2</sub>	0 ~ 50 g/l	Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub>	40 ~ 80 g/l	NaH <sub>2</sub> PO <sub>4</sub>	0 ~ 50 g/l																		
NaNO <sub>3</sub>	200 ~ 300 g/l																										
NaNO <sub>2</sub>	0 ~ 50 g/l																										
Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub>	40 ~ 80 g/l																										
NaH <sub>2</sub> PO <sub>4</sub>	0 ~ 50 g/l																										

PNC TN8410 92-234

(b) 各廃棄物について必要な廃棄体特性評価データのまとめ

以上の対象廃棄物について、a. 項で選定した廃棄体特性評価データの必要性をまとめた。評価を行うにあたり、基本的な考え方は以下のようなものである。

- 廃棄体の貯蔵、輸送、処分場の操業時までと、処分場閉鎖後に分けて必要な廃棄体特性データを検討した。検討には、廃棄体の性状を考慮した。また処分は深地層を想定した。
- 現状の形態で処分する考えが無い廃棄体については、固化するまでに取得すべき必要データをまとめた。
- 廃棄物が最終的に固型化材により固定化されないものについては、固型化の種類、固化体強度、固型化材配合比、密度、均質性、安定性、熱耐久性、化学的耐久性、耐放射線性、耐水強度、分配係数、拡散係数、透水率のデータは不要と考えた。この理由は各廃棄物毎に記述する。
- 廃棄物自体が明らかに核種の保持性能を有している物は、その保持原理を考察した。また、安全評価に使用する廃棄体の核種閉じ込め性の品質確認が現実的にできるかを判断した。この2つから廃棄体特性データとして取得すべきか否かを判断した。
- 現時点では、廃棄体の特性データとして必要か否かが判断できない場合にはその理由を挙げ、基本的には取得しておく方向でまとめた。これは、そのデータが将来必要となった場合のことを考慮しての措置である。
- 明らかに低レベルの放射性廃棄物であり、崩壊熱の蓄積による温度上昇が見込めない物は、熱的特性のデータ取得は不要と判断した。なお、設計上見込まれる最大の核種濃度で発熱率を計算しておくことは、今後廃棄体を分類する上で便利であるため、その旨を個々に記した。
- 操業時の安全性に必要なデータ、例えば取り扱い制限重量を確認するための重量測定、外部被ばく、内部被ばくを防止するための表面線量当量率、表面汚染濃度、著しい破損については、データ取得が必要と判断した。
- 200L ドラム缶については密閉性がJISにより要求されている。しかし処分後の腐食を見ると数年から数十年で劣化するデータが公表されており<sup>10)</sup>、TRU核種の半減期に比較して非常に短い期間しか健全性が保てないと考えられる。すなわち、処分前の密閉性しか担保できない。一方、HWT Fの圧縮物収納容器についてはその密閉性の程度、劣化の経時変化などのデータは公表されていないが、容器の性状から見るとこの収納容器に核種の閉じ込め性を担保できる期待がある。このため容器の品質を保証する特性データの整理が必要であると評価した。

以下に、前項で整理した各廃棄物の特性を踏まえて、廃棄体特性データの取得

必要性を論じる。なお、前にも述べたように、特性データの必要性は、廃棄体の貯蔵、輸送、処分施設の操業時までと、廃棄体処分後の2通りに分けてまとめた。

## i. 廃棄体の貯蔵、輸送及び処分施設の操業時までの評価

### (i) LWT Fの焼却灰

焼却灰については動燃殿はこのままの形態では処分しないという考えである。このため、このままの形態で処分施設まで輸送するという場合を想定して、検討した。結果を表4.1-17に示す。

●固化しないため、特性データの中で、固型化材、固型化材配合比、均一性、均質性、が不要となる。

●焼却処理を行っていることから廃棄物は熱履歴を受けている。また、焼却灰中の放射能による崩壊熱量では廃棄体の温度を上昇させる可能性は小さいと考えられる。このため、熱耐久性のデータも不要である。

●ガス発生率については、焼却しているためにトリチウム等の揮発性核種は焼却灰中に残存していないものと考えられる。希ガスについては発生が有るか無いか、有るならばどの程度かを評価しておく必要があるものと考えられる。これは放射能の含有成分の調査から判断できるため測定は不要と考えられる。

●発熱率については、含有する放射能から崩壊熱を計算し非発熱性廃棄体に分類できることを確認しておく必要があるものと考えられる。なお、測定は不要である。

●容器については、その品質を確保することで、耐荷重、耐水強度、輸送物としての健全性上限温度、耐落下強度について廃棄体個々に測定することなしに説明できる。このため、容器の品質が保証されているデータを容器個々について取得しておく必要がある。なお、発電所廃棄物の廃棄体搬出確認行為として、ドラム缶の品質保証書や納品書で容器としてのドラム缶の特性を確保する説明が認められている。

●耐荷重は、貯蔵施設や処分施設での積み上げ上限の検討で必要である。しかし本廃棄物の場合、容器の中が固型化されていないため、容器の耐荷重で評価することになる。このため、容器の耐荷重が必要となる。なお、容器は一定の製作工程を経て製造されるため、代表値で説明が可能であると考えられる。このため上述したように品質保証書で対応できる。以上より、品質保証書等を完備すれば廃棄体個々の耐荷重の測定は不要である。

●健全性上限温度については、輸送物の評価で必要である。輸送物としては放射性物質を容器に収納しパッケージにする場合がほとんどである。火災により、このパッケージ中の放射性物質への影響が無いことを計算で示すことが困難なため、代表的な物質を容器に収納して耐火試験で評価している。本廃棄体を

どのような輸送物とするかでデータの取得方法が異なってくる。例えば、低レベル廃棄物の輸送の場合には、廃棄体をまとめて数個輸送用の容器に収納して輸送物としており、その状態のデータが必要であった。このため廃棄体を個々に輸送する場合には焼却灰廃棄体の、また輸送効率等から専用の容器に収納して輸送する場合にはその状態でのデータが必要である。

- 耐水強度は船を利用した輸送物において必要となる。なお、健全性上限温度と同様に、輸送物の形態での評価が必要である。
- 耐落下強度も、健全性上限温度と同様に、輸送物としての評価が必要となる。
- 他の特性（放射能、重量、表面線量当量率、表面汚染密度、著しい破損）については個々に測定が必要であるものと考えられる。

#### ( i i ) L W T F のローベ固化体

ローベ固化体についても焼却灰と同様に、動燃殿はこのままの形態では処分しない考えである。このため、このままの形態で処分施設まで輸送するという場合を想定して検討した。結果を表 4.1-18 に示す。

- 固型化材による固化をしないため、特性データの中で、固型化材、固型化材配合比、均一性、均質性、が不要となる。
- 熱耐久性については、低ローベ固化体は徹底的に核種除去が行われているため、発熱は無く検討不要である。高ローベ固化体については、含有放射能の代表値から発熱率を評価し冷却が必要かを評価しておく必要がある。仮に発熱が大きく熱耐久性のデータが必要となったとしても、廃棄体の主成分が硝酸ソーダ、あるいはリン酸化合物であるため、各化合物の融点等の熱物性は取得可能であり、測定は不要である。
- ガス発生率については、希ガスについて発生が有るか無いか、有るならばどの程度かを評価しておく必要があるものと考えられる。これは放射能の含有成分から分かるため測定は不要と考えられる。
- 発熱率については、含有する放射能から崩壊熱を計算し非発熱性廃棄体か、あるいは発熱性廃棄物か分類しておく必要がある。なお、測定は不要である。
- 容器については、焼却灰と同様である。容器の品質を確保している保証書等を入手しておく必要がある。
- 耐荷重は、貯蔵施設や処分施設での積み上げ上限の検討で必要である。本廃棄体の場合、容器の中が固まっていることが特徴である。廃棄体を縦に積み重ねる場合には容器の耐荷重で評価することになる。このため、容器の耐荷重が必要となる。なお、容器は一定の製作工程を経て製造されるため、代表値で説明が可能である。このため上述したように品質保証書で説明できる。廃棄体を俵積みする場合には、段数に応じて特性データの取得必要性が異なってくる。すなわち、その荷重が容器強度を越える場合には、内容物の強度の考慮が必要となる場合があ

る。しかし、現時点ではこのような積み上げ方が廃棄体の処分施設操業の段階までに取られるか全く不明である。またこの廃棄物をこの形態で処分するか不明であるため、容器強度データを取得しておけば問題ないものと考えられる。

●健全性上限温度、耐水強度、耐落下強度については、輸送物としての形態での評価で必要である。

●他の特性（放射能、重量、表面線量当量率、表面汚染密度、著しい破損）については個々に測定が必要であるものと考えられる。

#### ( i i i ) HWT F の圧縮体（表 4.1-19 参照）

●焼却灰と同様に固型化材による固定を行わないため、固型化材、固型化材配合比、均一性、均質性、が不要となる。

●熱耐久性については検討不要である。すなわち、廃棄物の主体が金属であり崩壊熱だけで金属の特性を変えるような温度にはならないためである。

●ガス発生率については、含有するトリチウムに起因するガスと、希ガスに起因するガスの発生の可能性がある。このため発生率が最大における評価が必要である。最大の発生率において容器のシール性や容器形状に影響を及ぼすようであれば、影響が無くなるように含有物を制限する必要が出てくる。このばあい、ガス発生の原因となる物質の容器内への収納量を廃棄体毎に確認する必要が出てくる。ガス発生率が最大値でも容器の諸特性に影響が無ければガス発生の観点からは収納に対する制限が無くなり、測定は不要である。いずれにしても、ガス発生率のデータは取得する必要がある。

●発熱率については、その取得目的で述べたように換気空調系の設計に使用するため最大の発熱率が必要となる。換気空調系の設計では、同じ発熱量の廃棄物が最大に収納された場合を想定しているため、廃棄体個々に発熱率を測定する必要性は無く、代表値が設定できればよいものと考えられる。

●容器については、焼却灰の項目での評価と同様である。容器の品質を記載している保証書等を入手しておく必要がある。

●耐荷重は、焼却灰の場合と同じ考えが適用できる。すなわち、容器の品質の保証書で対応できるため、廃棄体個々の耐荷重の測定は不要である。

●健全性上限温度、耐水強度、耐落下強度については、輸送物としての形態での評価で必要である。

●他の特性（放射能、重量、表面線量当量率、表面汚染密度、著しい破損）については個々に測定が必要であるものと考えられる。

#### ( i v ) HWT F の切断体（表 4.1-20 参照）

●対象とする廃棄物は前述の HWT F 圧縮体より明らかに放射能濃度が低いものと考えられる。このため、発熱率については、HWT F 圧縮体の評価データをそのまま引用できる可能性がある。ガス発生率については、HWT F 圧縮体の評

価が容器への影響が無いとされた場合にはデータ取得が不要となる。しかし、収納物の制限が必要と評価されれば本廃棄物に対してガス発生率の評価が必要となる。

その他は、HWT Fの圧縮体と同じである。

- 固型化材、固型化材配合比、均一性、均質性は不要。
- 熱耐久性は不要。
- 容器については、品質を確保している保証書等を入手が要。
- 耐荷重は、焼却灰の場合と同じ考えが適用できる。すなわち、容器の品質の保証書で対応できるため、廃棄体個々の耐荷重の測定は不要である。
- 健全性上限温度、耐水強度、耐落下強度については、輸送物としての形態での評価で必要である。
- 放射能、重量、表面線量当量率、表面汚染密度、著しい破損については個々に測定が必要。

#### (v) HWT Fの焼却灰（表 4.1-21 参照）

LWT Fの焼却灰と同様に、動燃殿には焼却灰の形態のまま処分する考えではない。このため、評価はLWT Fの焼却灰と同じである。以下に示す。

- 固型化材、固型化材配合比、均一性、均質性は不要。
- 熱耐久性のデータも不要。
- ガス発生率については、希ガス発生の有無についての評価が必要。但し、廃棄体毎の測定は不要。
- 発熱率は、含有放射能から崩壊熱を計算し非発熱性廃棄体に分類できることを確認しておくことが必要。なお測定は不要。
- 容器は、その品質が保証されているデータの整備が必要がある（保証書等）。
- 耐荷重は、焼却灰の場合と同じ考えが適用できる。すなわち、容器の品質の保証書で対応できるため、廃棄体個々の耐荷重の測定は不要である。
- 健全性上限温度、耐水強度、耐落下強度については、輸送物としての形態での評価で必要であるが、放射能濃度によるこれら特性への際は無いため、LWT Fの焼却灰のデータを適用できる。
- 放射能、重量、表面線量当量率、表面汚染密度、著しい破損については個々に測定が必要。

#### (vi) HWT Fの乾燥体収納物（表 4.1-22 参照）

LWT Fの焼却灰と同様に、動燃殿には乾燥粉体の形態のまま処分する考えでは無い。このため、評価はLWT Fの焼却灰と同じである。但し、以下の点が異なる。

- 熱耐久性については、含有する放射能の代表値から発熱率を評価し発熱性廃棄物で冷却が必要かを評価しておく必要がある。仮に熱耐久性が必要となったとし

ても、廃棄体の主成分は塩化ナトリウムであるため、融点等の熱物性は取得可能であり、測定は不要である。

その他を以下にまとめる。

- 固型化材、固型化材配合比、均一性、均質性は不要。
- ガス発生率については、焼却炉の除染廃液の乾燥物なのでトリチウムに起因するガスはないものと考えられる。希ガス発生の有無についての評価は必要。但し、廃棄体毎の測定は不要と考えられる。
- 発熱率は、含有放射能から崩壊熱を計算し非発熱性廃棄体に分類できることを確認しておくことが必要。なお測定は不要。
- 容器は、その品質が保証されているデータ取得が必要がある。
- 耐荷重は、焼却灰の場合と同じ考えが適用できる。すなわち、容器の品質の保証書で対応できるため、廃棄体個々の耐荷重の測定は不要である。
- 健全性上限温度、耐水強度、耐落下強度については、輸送物としての形態での評価で必要である。
- 放射能、重量、表面線量当量率、表面汚染密度、著しい破損については個々に測定が必要。

#### (v i i) アスファルト固化体

アスファルト固化体については、動燃殿施設で既に発生し安全に貯蔵されている。このため貯蔵に関するデータを改めて取得する必要性は無い。輸送に関するデータの補充、搬出するための確認、及び処分施設での操業中で特に貯蔵施設と異なる点を考慮して検討すれば問題無いと考えられる。結果を表 4.1-23 に示す。

- 放射能は廃棄体個々に測定必要である。
- 固型化材、固型化材配合比、均一性、均質性は必要である。これは輸送物として確認しなければならない耐水強度、健全性上限温度、耐落下強度を個々の廃棄体を調べることなく説明するためである。
- 固化体強度は、アスファルトが粘弾性体の特性であるため、該当しない。
- 容器は、今までの評価と同様に、品質保証が必要である。
- 耐荷重については、ローベ固化体と同様に考えることができる。すなわち、積み上げ段数の評価に必要であるが、アスファルト固化体はローベ固化体と同様に容器の中が固まっていることが特徴である。廃棄体を縦に積み重ねる場合には容器の耐荷重で評価することになる。このため、容器の耐荷重が必要となり、これは品質保証書で説明できる。廃棄体を俵積みする場合には、積み段数に応じて特性データの取得必要性が異なってくるが、アスファルトが粘弾性体であり圧力を受けるとゆっくりと変形すること、現時点では俵積みが廃棄体の処分施設操業の段階までに取られるか全く不明である。このため、アスファルト固化体に関して

は俵積みの場合も容器強度データで評価することが合理的である。以上より、廃棄体個々の耐荷重の測定は不要である。

●熱耐久性、ガス発生率、発熱率については、既に問題なく固化されており貯蔵も問題無いため不要である。処分施設の操業に際しても、貯蔵施設と同じ換気量を確保するよう処分施設設計に反映すれば良いものと考えられる。

●健全性上限温度、耐水強度、耐落下強度については、輸送物としての形態での評価が必要である。

●放射能、重量、表面線量当量率、表面汚染密度、著しい破損については個々に測定が必要。

表4.1-17 LWT Fの焼却灰に対する評価結果  
(廃棄体の貯蔵、輸送、処分場の操業時の場合)

必要性の有無	理 由
放射能	◎ 貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
固型化材	不要 固型化材による固化を行わないため
固化体強度	不要 固型化材による固化を行わないため
固型化材配合比	不要 固型化材による固化を行わないため
有害物	○ 現行法の対応上必要、適切に処理されていることを説明できれば測定不要
均質／均一性	不要 固型化材による固化を行わないため
容器(寸法、材質)	○ 貯蔵、輸送、処分の際の操業時安全のため必要
耐荷重	○ 処分施設の操業安全のため必要(容器の品質保証で測定は不要)
重量	○ 貯蔵、輸送の際の操業時安全のため必要
表面線量当量率	○ 貯蔵、輸送及び処分施設操業時の公衆、作業員被ばくの評価に必要
表面汚染密度	○ 貯蔵、輸送及び処分施設操業時の公衆、作業員被ばくの評価に必要
著しい破損	○ 貯蔵、輸送及び処分施設操業時の公衆、作業員被ばくの評価に必要
熱耐久性	不要 焼却灰であること、固化していないことから不要
耐放射線性	不要 焼却灰であること、固化していないことから不要
耐水強度	○ 船を利用した輸送の場合に輸送物の事故時安全性評価のため必要
発熱率	○ 低レベル廃棄物であり発熱が無ため(但し放射能の最大値より評価しておく必要はある)
熱伝導率	不要 低レベル廃棄物であり発熱が無ため
熱容量	不要 低レベル廃棄物であり発熱が無ため
健全性上限温度	○ 輸送規則で輸送物として耐火性のデータが必要である
密度	○ 貯蔵、輸送及び処分施設操業時の公衆、作業員被ばくの評価に必要
耐落下強度	○ 貯蔵、輸送及び処分施設操業時の公衆、作業員被ばくの評価に必要
ガス発生率	○ 低レベル廃棄物でありガス発生が無ため(但し希ガスの発生量は評価しておく必要有り)

◎：データ取得が不可欠と考えられる、○：データ整備は必要であるが代表点や記録等で対応可能

表4.1-18 LWT Fのローベ固化体に対する評価結果（低ローベ、高ローベ共用）  
 (廃棄体の貯蔵、輸送、処分場の操業時の場合)

必要性の有無	理由
放射能	◎ 貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
固型化材	不要 固型化材を使用した固化を行っていないため（溶解性物質で固化しているため）
固化体強度	不要 廃棄体定置を俵積みし、かつ荷重が容器強度を超える場合必要（定置方法未定なため不要）
固型化材配合比	不要 固型化材を使用した固化を行っていないため（溶解性物質で固化しているため）
有害物	○ 現行法の対応上必要、適切に処理されていることを説明できれば測定不要
均質／均一性	不要 固型化材を使用した固化を行っていないため
容器(寸法、材質)	○ 貯蔵、輸送、処分の際の操業時安全のため必要
耐荷重	○ 処分施設の操業安全のため必要（容器の品質保証で測定は不要）
重量	○ 貯蔵、輸送、処分の際の操業時安全のため必要
表面線量当量率	○ 貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
表面汚染密度	○ 貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
著しい破損	○ 貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
熱耐久性	不要 固型化を使用した固化を行っていないこと、融点がはっきりしている物質からなるため
耐放射線性	不要 固型化を使用した固化を行っていないため
耐水強度	○ 船を利用した輸送の場合に輸送物の事故時安全性評価のため必要
発熱率	○ 低ベローは発熱量が極めて小さいため不要、高ベローは最大値の評価を行う必要有る
熱伝導率	○ 発熱率の大きさに依存する。大きければ輸送、処分時の冷却機能評価に必要
熱容量	○ 発熱率の大きさに依存する。大きければ輸送、処分時の冷却機能評価に必要
健全性上限温度	○ 輸送規則で輸送物として耐火性のデータが必要である
密度	○ 貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
耐落下強度	○ 貯蔵、輸送及び処分施設操業時の公衆、作業員被ばくの評価に必要
ガス発生率	○ ガス発生が少ないと考えられる（但し放射能の最大値より評価しておく必要はある）

◎：データ取得が不可欠と考えられる、○：データ整備は必要であるが代表点や記録等で対応可能

表4.1-19 HWT Fの圧縮体に対する評価結果  
(廃棄体の貯蔵、輸送、処分場の操業時の場合)

	必要性の有無	理 由
放射能	◎	貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
固型化材	不要	固型化材による固化を行わないため
固化体強度	不要	容器と圧縮体に間隙があるため、耐過重はすべて容器強度で代表できるため
固型化材配合比	不要	固型化材による固化を行わないため
有害物	○	現行法の対応上必要、適切に処理されていることを説明できれば測定不要
均質／均一性	不要	固型化材による固化を行わないため
容器(寸法、材質)	○	貯蔵、輸送、処分の際の操業時安全のため必要
耐荷重	○	処分施設の操業安全のため必要(容器の品質保証で測定は不要)
重量	◎	貯蔵、輸送、処分の際の操業時安全のため必要
表面線量当量率	◎	貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
表面汚染密度	◎	貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
著しい破損	◎	貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
熱耐久性	不要	廃棄物は金属であり十分な耐久性を有するため
耐放射線性	不要	廃棄物は金属であり十分な耐久性を有するため
耐水強度	◎	船を利用した輸送の場合に輸送物の事故時安全性評価のため必要
発熱率	○	高レベル廃棄物であり発熱が考えられる。貯蔵時の冷却機能喪失、処分施設の構造設計に必要
熱伝導率	○	発熱率の大きさに依存する。大きければ輸送、処分時の冷却機能評価に必要
熱容量	○	発熱率の大きさに依存する。大きければ輸送、処分時の冷却機能評価に必要
健全性上限温度	◎	輸送規則で輸送物として耐火性のデータが必要である
密度	○	貯蔵、輸送及び処分施設操業時の公衆、作業員被ばくの評価に必要
耐落下強度	◎	貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
ガス発生率	◎	高レベル廃棄物でトリチウムを含む。貯蔵、輸送、処分時の公衆、作業員被ばくの評価に必要

◎：データ取得が不可欠と考えられる、○：データ整備は必要であるが代表点や記録等で対応可能

表4. I-20 HWT Fの切断片収納物に対する評価結果  
(廃棄体の貯蔵、輸送、処分場の操業時の場合)

	必要性の有無	理由
放射能	◎	貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
固型化材	不要	固型化材による固化を行わないため
固化体強度	不要	固化を行わないため
固型化材配合比	不要	固型化材による固化を行わないため
有害物	○	現行法の対応上必要、適切に処理されていることを説明できれば測定不要
均質／均一性	不要	固型化材による固化を行わないため
容器(寸法、材質)	○	貯蔵、輸送、処分の際の操業時安全のため必要
耐荷重	○	処分施設の操業安全のため必要(容器の品質保証で測定は不要)
重量	○	貯蔵、輸送、処分の際の操業時安全のため必要
表面線量当量率	○	貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
表面汚染密度	○	貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
著しい破損	○	貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
熱耐久性	不要	廃棄物は金属であり十分な耐久性を有するため
耐放射線性	不要	廃棄物は金属であり十分な耐久性を有するため
耐水強度	○	船を利用した輸送の場合に輸送物の事故時安全性評価のため必要
発熱率	○	ハル等を収納していたため、発熱性の評価は必要、発熱が低いと評価できれば不要
熱伝導率	○	発熱率の大きさに依存する。大きければ輸送、処分時の冷却機能評価に必要
熱容量	○	発熱率の大きさに依存する。大きければ輸送、処分時の冷却機能評価に必要
健全性上限温度	○	輸送規則で輸送物として耐火性のデータが必要である
密度	○	貯蔵、輸送及び処分施設操業時の公衆、作業員被ばくの評価に必要
耐落下強度	○	貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
ガス発生率	○	トリチウムの評価要。大きければ貯蔵、輸送、処分時の公衆、作業員被ばくの評価に必要

◎：データ取得が不可欠と考えられる、○：データ整備は必要であるが代表点や記録等で対応可能

表4.1-21 HWT Fの焼却灰に対する評価結果  
(廃棄体の貯蔵、輸送、処分場の操業時の場合)

必要性の有無	理由
放射能	◎ 貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
固型化材	不要 固型化材による固化を行わないため
固化体強度	不要 固化材による固化を行わないため
固型化材配合比	不要 固化材による固化を行わないため
有害物	○ 現行法の対応上必要、適切に処理されていることを説明できれば測定不要
均質／均一性	不要 固化材による固化を行わないため
容器(寸法、材質)	○ 貯蔵、輸送、処分の際の操業時安全のため必要
耐荷重	○ 処分施設の操業安全のため必要(容器の品質保証で測定は不要)
重量	○ 貯蔵、輸送の際の操業時安全のため必要
表面線量当量率	○ 貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
表面汚染密度	○ 貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
著しい破損	○ 貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
熱耐久性	不要 焼却灰であること、固化していないことから不要
化学的耐久性	不要 焼却灰であること、固化していないことから不要
耐放射線性	不要 焼却灰であること、固化していないことから不要
耐水強度	○ 船を利用した輸送の場合に輸送物の事故時安全性評価のため必要
発熱率	○ 放射能の最大値より評価する必要有り、尚発熱量が有意でなければ測定は不要と推定
熱伝導率	○ 発熱率の大きさに依存する。大きければ輸送、処分時の冷却機能評価に必要
熱容量	○ 発熱率の大きさに依存する。大きければ輸送、処分時の冷却機能評価に必要
健全性上限温度	○ 輸送規則で輸送物として耐火性のデータが必要である
密度	○ 貯蔵、輸送及び処分施設操業時の公衆、作業員被ばくの評価に必要
耐落下強度	○ 貯蔵、輸送及び処分施設操業時の公衆、作業員被ばくの評価に必要
ガス発生率	○ HWT Fの廃棄物でありガス発生が無ため(但し希ガスの発生量は評価しておく必要はある)

◎：データ取得が不可欠と考えられる、○：データ整備は必要であるが代表点や記録等で対応可能

表4.1-22 HWT Fの乾燥体収納物に対する評価結果  
(廃棄体の貯蔵、輸送、処分場の操業時の場合)

必要性の有無	理由
放射能	◎ 貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
固型化材	不要 固型化材による固化を行わないため
固化体強度	不要 固型化材による固化を行わないため
固型化材配合比	不要 固型化材による固化を行わないため
有害物	○ 現行法の対応上必要、適切に処理されていることを説明できれば測定不要
均質／均一性	不要 固型化材による固化を行わないため
容器(寸法、材質)	○ 貯蔵、輸送、処分の際の操業時安全のため必要
耐荷重	○ 処分施設の操業安全のため必要(容器の品質保証で測定は不要)
重量	◎ 貯蔵、輸送、処分の際の操業時安全のため必要
表面線量当量率	◎ 貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
表面汚染密度	◎ 貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
著しい破損	◎ 貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
熱耐久性	不要 融点がはっきりしている物質からなるため
耐放射線性	不要 固化していないため
耐水強度	◎ 船を利用した輸送の場合に輸送物の事故時安全性評価のため必要
発熱率	○ 焼却炉の除染廃液の乾燥物なので小さいと考えられるが評価は必要
熱伝導率	○ 発熱率の大きさに依存する。大きければ輸送、処分時の冷却機能評価に必要
熱容量	○ 発熱率の大きさに依存する。大きければ輸送、処分時の冷却機能評価に必要
健全性上限温度	◎ 輸送規則で輸送物として耐火性のデータが必要である
密度	○ 貯蔵、輸送及び処分施設操業時の公衆、作業員被ばくの評価に必要
耐落下強度	○ 貯蔵、輸送及び処分施設操業時の公衆、作業員被ばくの評価に必要
ガス発生率	○ 焼却炉残渣のため、ガス発生は無いと考えられる(但し希ガスの発生量は評価しておく必要有り)

◎ : データ取得が不可欠と考えられる、○ : データ整備は必要であるが代表点や記録等で対応可能

表4.1-23 アスファルト固化体に対する評価結果  
(廃棄体の貯蔵、輸送、処分場の操業時の場合)

	必要性の有無	理由
放射能	◎	貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
固型化材	○	廃棄体特性を個々に調べるために必要、但し品質が一定に確保されていれば測定不要
固化体強度	不要	粘弾性体であるため
固型化材配合比	○	廃棄体特性を個々に調べるために必要、但し品質が一定に確保されていれば測定不要
有害物	○	現行法の対応上必要、適切に処理されていることを説明できれば測定不要
均質／均一性	○	廃棄体特性を個々に調べるために必要、但し品質が一定に確保されていれば測定不要
容器(寸法、材質)	○	貯蔵、輸送、処分の際の操業時安全のため必要
耐荷重	○	処分施設の操業安全のため必要(容器の品質保証で測定は不要)
重量	◎	貯蔵、輸送、処分の際の操業時安全のため必要
表面線量当量率	◎	貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
表面汚染密度	◎	貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
著しい破損	◎	貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
熱耐久性	不要	発熱が小さいこと、溶融温度が判明していること
耐放射線性	○	耐放射線性のデータは十分取得されている、データの整理のみ必要
耐水強度	◎	船を利用した輸送の場合に輸送物の事故時安全性評価のため必要
発熱率	○	貯蔵、輸送、処分の際の操業時安全のため必要(発熱率が小であれば評価は不要)
熱伝導率	○	発熱率の大きさに依存する。大きければ貯蔵、輸送、処分時の冷却機能評価に必要
熱容量	○	発熱率の大きさに依存する。大きければ貯蔵、輸送、処分時の冷却機能評価に必要
健全性上限温度	◎	輸送規則で輸送物として耐火性のデータが必要である
密度	○	貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
耐落下強度	◎	貯蔵、輸送及び処分の公衆、作業員被ばくの評価に必要
ガス発生率	○	低レベル廃棄物でありガス発生が無い(高ローベは放射能最大値よりガス発生量の評価が必要)

◎：データ取得が不可欠と考えられる、○：データ整備は必要であるが代表点や記録等で対応可能

### i i. 処分施設閉鎖後の評価

動燃殿が、現時点での廃棄物の形態で処分を考えている物として、HWT Fの圧縮体、アスファルト固化体が上げられる。その他については、別の形態で固化する選択肢も考えられる。このため、ここでは、HWT Fの圧縮体とアスファルト固化体について処分施設閉鎖後に必要なデータを検討する。

その他については、必要な特性データが固化処理方法により異なるため、固化前に取得しておかなければならないデータを選定する。

#### (i) HWT Fの圧縮体（表4.1-24参照）

- 放射能は、安全審査において被ばく評価の基礎データになるため必要である。
- 固型化材、固型化材配合比、均質性については、固型化材を用いて廃棄物を固定した場合の廃棄体の品質確保の指標にする特性である。このため本廃棄体に対しては不要である。
- ・有害物：前述したように有害物の定義については、現時点で明確な定義が無い。しかしながら、先行して行われている発電所低レベル廃棄物の処分評価では、次のような観点で有害物を判断している。
  - ①廃棄体、人工バリア材、天然バリア材について、放射性核種の移行に対するバリア効果を安全審査のデータとして設定する。しかし、放射性廃棄物中に含まれる物質の影響で、このバリア効果が低下してしまう物を有害物と称している。現時点では、放射性核種を錯体化するものを有害物と称しており、各種キレート剤、セメント中でアルカリ加水分解する天然セルロースを含む可燃物が対象となっている。また、諸外国の基準で有害物とされているキレート剤も対象としている。
  - ②処分施設閉鎖後に処分施設の構造に予期せぬ変化をもたらすもの。現時点では、ガスが発生して処分施設に亀裂を生じる恐れがある物で、混入量をコントロールできない物も有害物と称している。

前者の中で有機物の影響については、天然セルロースはアルカリ性雰囲気下で分解し、一部がイソサッカリン酸になるがこれはPu等のTRU核種を錯体化する可能性がAEAから報告されていることによるものである。Puの溶解度の上昇（イソサッカリン酸が無い場合 $10^{-10}$ Mol、存在する場合 $10^{-3}$ Molに上昇）、セメントの分配係数の低下（同様に無い場合には分配係数は約10000ml/g、存在する場合には約100ml/gに低下）をもたらすと報告されている。<sup>9)</sup>

このため、浅地中埋設の際の対応としては、雑固体廃棄物に入っている天然セルロースの除去方法の確立と廃棄物処理システムへの適用、除去後に残存する天然セルロースの量の把握、さらにAEAの報告内容の確認が検討されている模様である。一部については、日本原燃（株）が浅地中埋設処分において、有機系廃棄物や一部の有機系廃棄物の分解物であるイソサッカリン酸の影響をAEAに委託して評価し、その結果を公表している。<sup>11)</sup>このように有機物の研究動向を無

視できない状態である。

キレート剤は発電所では除染剤として使用している。しかし、除染工事に際しては、発生する廃液を仮設ラインで回収し処理しており、通常発生する固化体中の混入は無い物と考えられている。このため、核種移行に対する影響については検討されたものの、公表はされていない。

後者のガス発生については、浅地中埋設では、雑固体廃棄物に混入するアルミニウムや亜鉛等の両性金属について検討している。これは両性金属が固型化材や処分施設の構造材として使用されているセメント中で腐食して水素ガスを発生することへの対応である。このため、雑固体廃棄物に入っている両性金属の除去方法の確立と廃棄物処理システムへの適用、除去後に残存する両性金属の量の把握、さらにガス発生量の調査と発生するガスの処分施設からの移行挙動解析、またガス発生量を低減させる手法の開発（低アルカリセメントの開発、添加材の開発等）、通気性を確保した構造材の検討が行われている。一部については公表されている。<sup>12~18)</sup>

以上、有害物について、浅地中埋設での対応をまとめたが、HWT Fの圧縮体を深地層処分する場合に必要と考えられる対応を検討する。

まず、有機物の影響を検討する。現時点では処分施設に大量にセメントを使用するかは未定である。さらに、浅地中埋設でも検討中であるように、AEAの結果が正しいのか、他の核種への影響はどうなのか、の情報は極めて乏しい。今後のAEAや他の機関の報告待ちの状態である。一方、HWT Fの圧縮体は深地層処分することが考えられているが、有機物による溶解度の上昇、分配係数の低下が生じる場合、ニアフィールドにおいては移行核種のフラックスへの影響が大きくなると考えられる。しかし、ファーフィールドではその影響が小さくなる可能性も考えられる。すなわち、有機物の影響を考慮して被ばく評価をしても、あまり問題では無い場合も考えられる。このような評価は今後の研究の成果待ちの状態にある。

一方、HWT Fの設計では、大型の有機物はマニピュレータで除去し更に超音波洗浄を加えた水流選別により除去するようになっている。このため、混入する有機物は少ないと考えられる。しかし、現プロセスではその混入量の定量化が難しい。キレート剤についてはハルの貯蔵プールへの混入が考えにくいこと、混入しても付着量程度であり、かつ水流選別を行うことから圧縮体への混入は考えられない。このため、ここでは、付着しているような有機物の検討が必要となる。

このため、現時点での最適な対応としては、圧縮前の選別で分別できない有機物の総重量を評価しておくことが最も妥当であると考えられる。今後の研究で有機物の核種移行への影響が出て安全評価に大きく影響するようであれば、この含有量をもとに溶解度、分配係数等のパラメータへの影響を評価し、安全審査のデ

ータとすることができます。また、影響が無ければ安全審査に取り込む必要は無くなる。

ガス発生については、深地層処分における還元性雰囲気下での金属の腐食によるガス発生に関連してくる。深地層処分環境条件では、金属による水の分解により水素ガスが原理的に発生する可能性が高い。このため、あらかじめ処分する金属量を評価し、それが腐食する場合に発生するガス発生量について、処分施設へ影響しないように人工バリア材の透気性を確保する等の対策がとられるものと考えられる。一方、ジリコニウム金属やステンレス鋼、炭素鋼に比べて耐食性が乏しいアルミニウムや亜鉛、また圧縮の際に発生するファインは、処分した後短期間にガスを発生すると考えられる。現在、金属の深地層処分環境条件下でのガス発生量については各方面で研究が行われており、金属量に対するガス発生量の評価値が出てくると考えられる。

耐食性が乏しい金属の量が評価できれば、その研究成果を利用して発生するガスを考慮した施設を構築できると考えられる。このため、圧縮体に混入する可能性の有る低耐食性の金属の量、あるいはファインの量を評価しておく必要がある。

●有害な空隙： 前述したように（4.1-30 ページ）、浅地中埋設では、廃棄体中の空隙が土圧によりつぶれ廃棄体が収縮し、陥没が生じた場合でも、処分ピット周辺にまかれた緩衝材がその陥没による変形に追従できるように緩衝材厚みが設計されている。深地層処分場では地圧力が非常に高いため処分施設は閉鎖後に地圧力により変形するものと考えられる。周辺の岩質、あるいは人工バリア材（ベントナイト等の緩衝材にこの機能を持たせるものと推定される）はこの変形に十分追従できる必要がある。廃棄体の空隙は、この変形の一つの原因になり得るために、空隙の評価が必要である。なお、変形が空隙が大きいほど変形も大きくなるため廃棄体特性データとしては安全側である最大の空隙を評価する必要がある。

●容器：圧縮体の容器が高レベルガラス固化体のオーバーパックに期待されているような放射性核種の閉じ込め性を期待する場合には、データ取得（厚み、容器としての強度と地圧力との関係、蓋のシール性、腐食の進展状況）が必要となる。なお、必要な場合は前述と同じように品質を保証するデータが必要である。このような核種の閉じ込め性を期待しない場合には不要である。

●耐荷重：容器により放射性核種の閉じ込めを安全評価に取り込む場合には、その期待する期間地圧力に耐えられる耐荷重が必要となる。このような核種の閉じ込め性を容器に期待しなければ不要である。深地層処分を考えた場合、動燃殿平成3年度レポートのオーバーパックの検討によれば、処分深度 1000m では約 27.5～54.9Mpa の地圧力がかかるものと考えられる。高レベルガラス固化体の場合、処分深度が約 1000m で約 1000 年の核種閉じ込め性をオーバーパックで確保することが考えられている。上記圧力に対抗する厚みは炭素鋼では約 88mm から 212mm にな

る。オーバーパックにかかる温度が 150°C の条件での計算であるため一概に比較はできないものの、HWT F の圧縮体の容器厚みでは深地層処分環境下での圧力においては放射性核種の物理的な閉じ込め性はあまり期待できない。

●重量：必要であり、これは搬出確認で取得済みである。

●熱耐久性、耐放射線性、健全性上限温度：圧縮体は金属廃棄物であり、次項に述べるように、廃棄体として放射性核種の閉じ込め性を代表させることが困難である。このため、安全評価にこの特性を取り入れることは考えにくく、これらの項目のデータ取得も不要であると考えられる。

●分配係数、拡散係数、：ハル等の廃棄物は廃棄物自体が放射化しており、それに燃料やクラッドの形態で放射能が付着している。このような廃棄物からの核種の放出は、クラッドや燃料成分が処分場の環境条件で決まる溶解度まで溶解する場合（溶解度に制限の無い物もある）と、金属母材の腐食や金属母材から拡散や母材の変質により放出する場合の総和になるものと考えられる。

しかしながら現実的にはクラッドや燃料成分の付着量を廃棄物全体について同定もしくは評価することが困難である。また金属母材からの放出を考えた場合、放出量は表面積に比例するが、表面積が特定できないことが多い。ファインの存在まで考えるとさらに系統立てて評価するのは困難になる。また安全評価に上記のような核種の閉じ込め性を取り込む場合、閉じ込め性能を保証する（廃棄体の品質を保証する）必要が生じる。すなわち、核種の閉じ込め性を変動させるパラメータ（例えば表面積、燃料、クラッド）が安全評価に使用した値より十分に安全側にあることを確認する必要がある。実際には、放射性核種の分布が確認できること、圧縮体自体の核種閉じ込め性は廃棄物の性状に大きく影響を受けること（クラッドや燃料、ハル等の大きさ、照射量による延性の劣化度）から、安全評価に取り込むことは困難であると考えられる。

一方、圧縮体の放射能の瞬時放出を仮定しても安全評価上問題無ければ廃棄物自体の核種閉じ込め性を安全評価に取り込む必要性は小さいが、このような観点からの評価は検討中と考えられる。このように、現時点では不確定要素が高いため、これらのデータを取得する必要性は全く無いものと評価される。

●透水率：圧縮体は容器と圧縮物の間に空隙が存在するため、透水率のデータは取得する必要はない。

●発熱率：発熱性廃棄物であるため必要であるが、この特性データは前項でも取得必要と評価されている。

●熱容量、熱伝導率：周辺の人工バリア材、天然バリア材への熱影響を評価するために必要である。金属廃棄物であるため、金属単体の値で十分であり、測定の必要性は無い。

●密度：本廃棄体では収着性を安全評価に取り込まないため不要である。

●ガス発生率：圧縮によるファインがどのようなガス発生量を有するか評価が必要である。

(ii) アスファルト固化体（表 4.1-25 参照）

●放射能は、安全審査において被ばく評価の基礎データになるため必要である。

●固型化材、固型化材配合比、均質性については、アスファルト固化体の諸特性を固化体個々に測定すること無しに説明するため必要である。この評価は、前項の貯蔵、輸送、処分場操業時の評価と同じである。

●有害物：アスファルトについては、前述したように濃縮廃液の固化体であり濃縮廃液中に過去に除染作業に伴うキレート剤が混入している点が問題となる。キレート剤については諸外国では放射性核種と反応して処分場から移行した事例があり、処分施設への持ち込みを制限する物質である。このため、アスファルト固化体中のキレート濃度を評価しておく必要があるものと考えられる。また、TBPについてもかなりの濃度でアスファルト固化体に混入している可能性があるため同定が必要であるものと考えられる。また、アスファルトは有機物であるので、先のAEAの有機物の影響報告に関連した評価が必要であるが、アスファルト固化体については、浅地中埋設では廃棄体自体の分解が周辺バリアに影響するような評価はなされていない。AEAのレポートにも分解反応を検討した有機物には入っていない。<sup>9)</sup>このためアスファルトの分解物の影響は今後検討する必要があるものの現時点では問題無いと考えられる。

●有害な空隙： 前述したように、深地層処分場では地圧力が非常に高いため処分施設は閉鎖後に地圧力により変形するものと考えられる。アスファルト固化体の場合、高温で加熱しドラム缶に注入して製造されるため、有害な空隙は上部空隙であると考えられる。空隙率は前述したように施設変形を最大で評価して周辺岩盤への影響や人工バリア材の構成を設計するデータになる。このため、安全側として空隙の最大値が必要であり、最大値が評価できれば廃棄体個々に測定する必要性は小さい。

●容器：処分後の評価においては、通常のドラム缶の場合比較的短期間に劣化することが指摘されている。このため、処分後の放射性核種の閉じ込め性の担保には使えず、容器の品質の取得は必要ない。但し、貯蔵、輸送、及び処分施設の操業時に必要なデータではあり、前項では取得必要と評価している。

●耐荷重：地圧力が非常に高いこと、固化体は粘弾性体であること、アスファルト廃棄体に使用している容器は処分場閉鎖後の安定性が担保できないこと、から耐荷重を処分の安全評価に取り入れることはないと考えられる。このためデータ取得は不要である。

●重量：必要であり、これは搬出確認で取得済みである。

●熱耐久性、耐放射線性、健全性上限温度：非発熱性廃棄物であること、かつ後

述するように核種の閉じ込め性を固化体で担保しにくいために不要である。

●分配係数、拡散係数、：アスファルト固化体の場合、有機物の緻密な編み目構造中に核種が分散していること、アスファルトの耐水性が高いこと等から、放射性核種の閉じ込め性は高いものと考えられる。この閉じ込め性はいわゆる固型化材料への核種の収着ではなく、アスファルトの構造中を核種が拡散、あるいは浸出してゆくことによるものと考えられる。しかしながら、アスファルト固化体は粘弾性体であり、水中の場合、あるいは温度が高い場合、またこれに圧力がかかると変形する特性がある。このため、拡散、あるいは浸出による放射性核種放出量を決める代表パラメータである表面積を規定することが困難である。また、長期間にわたる核種の閉じ込め性の変動の有無が判明していない。

このため、現時点では安全評価に核種の閉じ込め性を取り込むことは困難であるものと考えられる。なお、アスファルト自体の核種の閉じ込め性を安全評価に用いなければ、これらのデータを取得する必要性は無い。

●透水率：粘弾性体であるため透水係数ほぼ0と規定することができる。なお、安全評価に廃棄体の核種閉じ込め性を期待しなければ評価は不要である。

●発熱率：非発熱性廃棄物であるため特性データの取得は必要ない。熱容量、熱伝導率についても測定の必要は無い。

●密度：本廃棄体では収着性を安全評価に取り込まないため不要である。

●ガス発生率：還元性雰囲気下での分解によるガス発生のデータが必要である。

### (iii) LWT F、HWT Fの焼却灰

これら廃棄物については、将来固化する選択肢があるため、固化する前に取得すべきデータを摘出した。表4.1-26に結果を記した。

●放射能：焼却灰のようにある程度放射能が均一化された状態でデータを取得する方が、固化してから測定するよりも容易である。

●有害物：ここでの有害物は、今まで述べてきた放射性核種の移行挙動を促進する物である。焼却灰の場合には可燃性廃棄物の未分解物の含有量を取得する必要がある。アルミニウム、亜鉛等の金属は処分した場合、また固化処理においてはアルカリ性物質で固化する場合（セメント固化や水熱固化）水素ガスを発生し施設や固化体を劣化させる。このため、あらかじめ含有量を取得しておく必要がある。

その他の特性については、どのような固化法を選ぶかによって廃棄物の特性が変化してしまうことのため、データ取得の必要性は無い。

### (v) LWT Fのローベ固化体（表4.1-27）

●放射能の測定が必要である。その他の特性は固化した場合大きく変わるため、必要性は小さい。

●有害物については、固化体中に混入する除染剤成分やTBPを調べる必要がある。また危険物、有害物については、その処理方法をマニュアル化し、適切に処理されたことを説明できるようにしておく必要がある。

(iv) HWT Fの切断体（表4.1-28）

●放射能：固化した場合、固化材自体が放射能測定を妨害する。このため、固化する前に測定する方が容易である。

●有害物：廃棄物処理のプロセス上混入は少ない物と考えられるが、付着有機物の量を測定する必要がある。理由は、HWT Fの圧縮体の場合と同じように評価できるためである。アルミニウム、亜鉛等の金属は処分した場合、また固化処理においてはアルカリ性物質で固化する場合（セメント固化や水熱固化）水素ガスを発生し施設や固化体を劣化させる。このため、あらかじめ含有量を取得しておく必要がある。

●容器特性については、廃棄物の現段階の容器への収納状態から、現状の容器がそのまま処分に使用される可能性がある。このため、品質保証書を整備しておく必要が考えられる。

その他の特性については、どのような固化法を選ぶかによって廃棄物の特性が変化してしまうことのため、データ取得の必要性は無い。

(vi) HWT Fの乾燥体（表4.1-29参照）

●放射能：焼却灰のように有る程度放射能が均一化された状態でデータを取得する方が、固化してから測定するよりも容易である。

●有害物：乾燥粉体に混入する焼却残渣中の有害物の有無を調べておく必要がある。

表4. I-24 IIWFの圧縮体に対する評価結果  
(処分場閉鎖後の場合)

必要性の有無	理由
放射能	◎ 安全評価の基本データであるため必要
固型化材	不要 固型化材による固化を行わないため
固化体強度	不要 圧縮体の圧縮体強度に起因する特性を安全評価に使わないため
固型化材配合比	不要 固型化材による固化を行わないため
有害物	◎ ハル処理時に混入する有機物、両性金属の量の把握が必要
有害な空隙	○ 処分施設の収縮評価のために必要、但し最大値が提示できれば測定は不要
均質／均一性	不要 固型化材による固化を行わないため
容器(寸法、材質)	○ 容器特性を処分の安全評価に取り入れる(物理的閉じ込め期間等)場合は必要
耐荷重	○ 耐荷重(地圧力)に対抗する特性(物理的閉じ込め性)を安全評価に取り込む場合必要
重量	○ 放射能インベントリの評価に必要、但し平均値が与えられれば問題ない
熱耐久性	不要 圧縮体(金属)特性の放射能崩壊熱による変動は考えられないこと
耐放射線性	不要 圧縮体(金属)特性の放射線による変動は考えられないこと
分配係数	不要 圧縮体の材質上放射性核種の分配を取り込むことは考え難いため
拡散係数	不要 圧縮体の特性上、放射性核種の浸出を母材、クラッド、燃料毎に定量化できないため
透水率	不要 圧縮体自体や容器間に空隙がある点、透水率を安全審査に取り込まないと考えられるため
発熱率	○ 高レベル廃棄物であり発熱が考えられる。処分施設の周辺バリア材の評価に必要
熱伝導率	○ 発熱率の大きさに依存する。大きければ周辺バリア材の評価に必要
熱容量	○ 発熱率の大きさに依存する。大きければ周辺バリア材の評価に必要
健全性上限温度	不要 圧縮体(金属)特性の放射能崩壊熱による変動は考えられないこと
密度	不要 放射性核種の収着性を取り込まないために不要
ガス発生率	○ 圧縮により発生するファインによる水素ガス発生量の評価が必要

◎: データ取得が不可欠と考えられる、○: データ整備は必要であるが代表点や記録等で対応可能

表4.1-25 アスファルトに対する評価結果  
(処分場閉鎖後の場合)

必要性の有無	理 山
放射能	◎ 安全評価の基本データであるため必要
固型化材	○ 廃棄体品質を廃棄体個々に測定せずに確認するために必要（品質保証書）
固化体強度	不要 粘弾性体であり、かつ固化体の強さを安全評価に取り込んでいないため不要
固型化材配合比	○ 廃棄体品質を廃棄体個々に測定せずに確認するために必要（製造装置の運転記録）
有害物	◎ アスファルトに混入する有機物、有害物の量、処理方法の確認が必要
有害な空隙	○ 処分施設の収縮評価のために必要、但し最大値が提示できれば測定は不要
均質／均一性	○ 廃棄体品質を廃棄体個々に測定せずに確認するために必要（製造装置の運転記録）
容器(寸法、材質)	○ 容器特性を処分の安全評価に取り入れる（物理的閉じ込め期間等）場合は必要
耐荷重	不要 耐荷重（地圧力）に対抗する特性を安全評価には取り込み難いため不要
重量	○ 放射能インベントリの評価に必要、但し平均値が与えられれば問題ない
熱耐久性	不要 非発熱性廃棄物、かつ核種閉じ込めの特性を安全評価に取り込み難いため不要
耐放射線性	不要 非発熱性廃棄物、かつ核種閉じ込めの特性を安全評価に取り込み難いため不要
分配係数	不要 アスファルトに対する核種の分配を取り込むことは考え難いため
拡散係数	不要 粘弾性体であり表面積の規定が困難、長期的な変動も不確定要因が多いため
透水率	不要 止水性に優れるが、透水率を安全審査に取り込まないと考えられるため
発熱率	○ 非発熱性廃棄物であるが、評価は必要（貯蔵時に評価しておりそのデータを流用できる）
熱伝導率	○ 発熱率の大きさに依存する。大きければ周辺バリア材の評価に必要
熱容量	○ 発熱率の大きさに依存する。大きければ周辺バリア材の評価に必要
健全性上限温度	不要 非発熱性廃棄物、かつ核種閉じ込めの特性を安全評価に取り込み難いため不要
密度	不要 放射性核種の吸着性を取り込まないために不要
ガス発生率	○ 還元性雰囲気下での分解特性のデータが必要

◎：データ取得が不可欠と考えられる、○：データ整備は必要であるが代表点や記録等で対応可能

表4. I-26 焼却灰で固化以前に取得すべきデータ（LWTF、HWTF共に）  
(処分場閉鎖後を想定)

必要性の有無	理由
放射能	◎ 固化前の取得が有利である。安全評価の基本データであるため必要
固型化材	不要 選定する固化方法できるため。
固化体強度	不要 選定する固化方法できるため。
固型化材配合比	不要 選定する固化方法できるため。
有害物	◎ 焼却灰に混入する有機物、両性金属の量の確認をしておく法が有利
有害な空隙	不要 選定する固化方法できるため。
均質／均一性	不要 選定する固化方法できるため。
容器(寸法、材質)	不要 選定する固化方法できるため。
耐荷重	不要 選定する固化方法できるため。
重量	不要 選定する固化方法できるため。
熱耐久性	不要 選定する固化方法できるため。
耐放射線性	不要 選定する固化方法できるため。
分配係数	不要 選定する固化方法できるため。
拡散係数	不要 選定する固化方法できるため。
透水率	不要 選定する固化方法できるため。
発熱率	不要 選定する固化方法できるため。
熱伝導率	不要 選定する固化方法できるため。
熱容量	不要 選定する固化方法できるため。
健全性上限温度	不要 選定する固化方法できるため。
密度	不要 選定する固化方法できるため。
ガス発生率	不要 選定する固化方法できるため。

◎：データ取得が不可欠と考えられる、○：データ整備は必要であるが代表点や記録等で対応可能

表4.1-27 ローベ固化体を最終固化する前に取得すべきデータ（高ローベ、低ローベ共に）  
(処分場閉鎖後を想定)

	必要性の有無	理 山
放射能	◎	固化前の取得が有利である。安全評価の基本データであるため必要
固型化材	不要	選定する固化方法できるため。
固化体強度	不要	選定する固化方法できるため。
固型化材配合比	不要	選定する固化方法できるため。
有害物	◎	乾燥固化体に混入する有機物（除染剤）の量の確認をしておく法が有利
有害な空隙	不要	選定する固化方法できるため。
均質／均一性	不要	選定する固化方法できるため。
容器(寸法, 材質)	不要	選定する固化方法できるため。
耐荷重	不要	選定する固化方法できるため。
重量	不要	選定する固化方法できるため。
熱耐久性	不要	選定する固化方法できるため。
耐放射線性	不要	選定する固化方法できるため。
分配係数	不要	選定する固化方法できるため。
拡散係数	不要	選定する固化方法できるため。
透水率	不要	選定する固化方法できるため。
発熱率	不要	選定する固化方法できるため。
熱伝導率	不要	選定する固化方法できるため。
熱容量	不要	選定する固化方法できるため。
健全性上限温度	不要	選定する固化方法できるため。
密度	不要	選定する固化方法できるため。
ガス発生率	不要	選定する固化方法できるため。

◎：データ取得が不可欠と考えられる、○：データ整備は必要であるが代表点や記録等で対応可能

表4.1-28 HWT-Fの切断体を最終固化する前に取得すべきデータ  
(処分場閉鎖後を想定)

	必要性の有無	理 山
放射能	◎	固化前の取得が有利である。安全評価の基本データであるため必要
固型化材	不要	選定する固化方法できるため。
固化体強度	不要	選定する固化方法できるため。
固型化材配合比	不要	選定する固化方法できるため。
有害物	◎	切断体に付着した有機物の量の確認をしておく法が有利
有害な空隙	不要	選定する固化方法できるため。
均質／均一性	不要	選定する固化方法できるため。
容器(寸法, 材質)	○	収納物を取り出さずに固化する場合には、容器が固化処理により変わらないためデータが利用可能
耐荷重	不要	選定する固化方法できるため。
重量	不要	選定する固化方法できるため。
熱耐久性	不要	選定する固化方法できるため。
耐放射線性	不要	選定する固化方法できるため。
分配係数	不要	選定する固化方法できるため。
拡散係数	不要	選定する固化方法できるため。
透水率	不要	選定する固化方法できるため。
発熱率	不要	選定する固化方法できるため。
熱伝導率	不要	選定する固化方法できるため。
熱容量	不要	選定する固化方法できるため。
健全性上限温度	不要	選定する固化方法できるため。
密度	不要	選定する固化方法できるため。
ガス発生率	不要	選定する固化方法できるため。

◎：データ取得が不可欠と考えられる、○：データ整備は必要であるが代表点や記録等で対応可能

表4.1-29 HWT Fの乾燥体収納物で固化以前に取得すべきデータ  
(処分場閉鎖後を想定)

	必要性の有無	理 由
放射能	◎	固化前の取得が有利である。安全評価の基本データであるため必要
固型化材	不要	選定する固化方法できまるため。
固化体強度	不要	選定する固化方法できまるため。
固型化材配合比	不要	選定する固化方法できまるため。
有害物	◎	乾燥体に混入する有機物、両性金属の量の確認をしておく法が有利
有害な空隙	不要	選定する固化方法できまるため。
均質／均一性	不要	選定する固化方法できまるため。
容器(寸法, 材質)	不要	選定する固化方法できまるため。
耐荷重	不要	選定する固化方法できまるため。
重量	不要	選定する固化方法できまるため。
熱耐久性	不要	選定する固化方法できまるため。
耐放射線性	不要	選定する固化方法できまるため。
分配係数	不要	選定する固化方法できまるため。
拡散係数	不要	選定する固化方法できまるため。
透水率	不要	選定する固化方法できまるため。
発熱率	不要	選定する固化方法できまるため。
熱伝導率	不要	選定する固化方法できまるため。
熱容量	不要	選定する固化方法できまるため。
健全性上限温度	不要	選定する固化方法できまるため。
密度	不要	選定する固化方法できまるため。
ガス発生率	不要	選定する固化方法できまるため。

◎ : データ取得が不可欠と考えられる、○ : データ整備は必要であるが代表点や記録等で対応可能

## (2) 選定した廃棄体特性評価データの取得目的の整理と重要データの提示

ここでは、(1)で選定した廃棄体特性評価データについて、取得の必要性について検討する。すなわち(1)では、今までの検討や内外の検討事例を参考にその和集合を特性評価データとし、さらに廃棄物の特性を考慮して絞り込んだ。しかし、絞り込まれたデータについては、その取得の目的、特に深地層処分を考慮していること、また発生する廃棄物の性状等を考慮すると必ずしも同じような重要度や頻度でデータを整備する必要があるとは考えられない。一方、現在進行中の浅地中処分の安全評価、廃棄物の確認評価でも、重要度に応じた検討が進められている（前項(1)b. 参照）。このようなことから、選定したデータを更に絞り込むこととした。

絞り込みの考え方を図4.1-8に示す。

選定した廃棄体特性評価データの項目に対して、処理プロセスの特徴と発生する廃棄物の特性を考慮し（前項(1)d.）、廃棄体特性データの変動がどのような条件に依存しているかを評価した。すなわち、

- ①廃棄体特性評価データは発生する廃棄物の性状に依存して変化するか
  - ②同データは廃棄物の処理条件に依存して変化するか
  - ③同データは廃棄物の貯蔵条件に依存して変化するか
  - ④同データは他で調べられていないか、汎用性ないか
  - ⑤現実的に深地層処分を考えた場合、また輸送、貯蔵を考えた場合重要か
- の観点で評価した。①から③の依存性があれば、その依存性が最も小さい期間でデータを取得し続ける必要がある。また依存性が少ない、あるいはほとんど変動しなければ、適当な1点でのデータでも十分代表性があることになる。また、他の規格や一般の研究からデータが引用できる可能性もある。

さらに⑤に記したように、現実的に深地層処分した場合の安全評価において、常に厳重な審査の対象にされているかという観点からも絞り込みが可能である。以上①から⑤を総合的に評価し、データの取得の方向性を検討した。結果を各廃棄物毎に表4.1-30～4.1-37に示した。

以下に、アスファルト固化体以外の結果のまとめを示す。

### ①放射能

作業員被ばくおよび公衆被ばくを評価するための最も重要なデータである。廃棄物の種類の依存性、処理条件での依存性が高いこと、他の文献等のデータからの引用は全く出来ないこと、現実の安全審査でも議論の中心であることが特徴である。このため、かなりの頻度での測定が必要であり、その測定の代表性と精度は必ず問われるため、証明が必要となる。

### ②有害物

有害物の定義としては、法的な解釈に基づく物と、明らかに作業員被ばく、および公衆被ばくの低減の観点から考えると、廃棄体中の放射性核種の放出が安全

評価で取り入れた核種の放出量以上に大きくさせてしまう物と考えることができる。

前者は健全性を即なう物質を含まないこととして定義されているが（表 4.1-2 参照）、具体的には浅地中埋設に関わる通達「廃棄確認の実施」の中で、消防法（昭和 23 年 7 月 24 日、法律第 186 号）と危険物の規則に関する政令（昭和 34 年 9 月 26 日、政令第 306 号）に定めた危険物となっている。この通達の再処理廃棄物への適用は未定である。しかし、廃棄体の貯蔵や、処分場操業時の廃棄体の貯蔵等では、これら法令が適用される。該当する物質を表 4.1-38 に示す。これらすべてを計測で確認することは合理的でない。現実的な対応としては、管理区域内へのこれら物質の持ち込みを管理することである。該当する薬剤の持ち込み量を記録すること、持ち込まれた物質の処理方法のマニュアルを整備するとともにマニュアル通り処理された記録を残すことが必要である。なお、硝酸塩類は再処理工場の主成分であるため、定期的な確認が必要と考えられる。なお、浅地中処分に対する発電所の薬剤管理もこのようにして行われており、それが規制当局に認められているようである。

核種の放出量を増大させる物質は、動燃殿のプロセスを考えると、核種の溶解度を上昇させる物質（有機物の分解物、除染剤中のキレート物質）、ガス発生が評価できない物質（金属中に混在する量が特定できない両性金属（Al、Zn）、圧縮体野ファイン等）が上げられる。評価としては放射能と同じくある頻度で、ある精度をもって同定する必要がある。

#### ③有害な空隙

処分施設の陥没を引き起こし、公衆被ばくを増大させることが無いことを評価するデータである。しかしながら、この値は最大値を処分施設設計者に提示できれば問題ない。また各廃棄体毎に測定するにしても、内容物の密度と廃棄物の充填重量が判明していれば、対応は可能である。なお、施設設計者に対しては、施設概念設計の前にこのデータを開示しておく必要がある。すなわち、処分施設の設計（廃棄体の地圧による収縮で処分施設や周辺岩盤に水道ができないように緩衝材を配置する概念がある）に適宜反映させることが重要である。

#### ④容器

JIS 対応の容器であればその証明書、特注容器であれば厚みや密閉性を示す品質保証書を完備しておけば問題ないと考えられる。

#### ⑤耐荷重

施設設計者に発生する廃棄体の強度を示すことで対応可能であると考えられる。またこの強度は代表的な廃棄物について計算あるいは試験データを取得することで対応可能と考えられる。なお、施設設計者に対しては、施設概念設計の前にこのデータを開示し、適宜反映させることが重要である。

#### ⑥重量、表面線量率、表面汚染密度、著しい破損

作業の安全性確保の観点から廃棄体全数の検査が必要である。

#### ⑦密度

動燃殿の廃棄物の処理プロセス（固化しない）から考えると重要度はほとんど無い。代表点のデータがあれば問題ない。また、焼却灰については飛散性の観点から今後の固化が考えられるため、固化体とした際に密度を測定すれば良く、現時点では測定の必要性は無い。

#### ⑧落下強度、耐水強度、健全性上限温度

大部分が輸送規則がらみの廃棄体特性データである。輸送物の形態をどのように設定するかに関わる。代表点の測定値があれば問題ない。容器に依存することが多いため、むしろ容器材質の変更や、破損状態の有無の確認が問題なく行われていれば代表点のデータで説明可能である。

なおアスファルトについては、上記データ以外に、固型化材の種類、固型化材混合比、均質／均一性、熱耐久性等の熱データが必要である。その結果は表 4.1-37 にまとめた。

#### ①放射能

作業員被ばくおよび公衆被ばくを評価するための最も重要なデータである。廃棄物の種類の依存性、処理条件での依存性が高いこと、他の文献等のデータからの引用は全く出来ないこと、現実の安全審査でも議論の中心であることが特徴である。このため、かなりの頻度での測定が必要であり、その測定の代表性と精度は必ず問われるため、証明が必要となる。なお、アスファルト固化体はすでに発生しているため、処分場に搬出する廃棄体の放射能の総量や放射能濃度を測定するための基本データを作成する場合には、固化体からサンプリングして分析が必要となる。この場合には、サンプリングの代表制をあらかじめ考慮して実施する必要がある。すなわち、統計手法により最低のサンプリング個数を選定とともに、実験計画法によるサンプルの選定が必要となる。

#### ②固型化材

使用した固型化材料の品質（J I S相当品）を保証する証明をメーカあるいは納入業者から得ることで対応可能である。

#### ③固型化材配合比、均質性：

運転記録により対応可能である。運転記録が無い場合には、表面線量の分布などから問題無く運転され均質であることを証明する必要がある。

#### ④有害物

前項の通達に対処した管理方法の説明が必要である。

核種の移行量を増大させる物質は、動燃殿のプロセスを考えると、核種の溶解

度を上昇させる物質（キレート物質）が上げられる。評価としては放射能と同じくある頻度で、ある精度をもって同定する必要がある。放射能と同様に、固化されているため、サンプリング分析が必要となる。すなわち、統計手法により最低のサンプリング個数を選定するとともに、実験計画法によるサンプルの選定が必要となる。

#### ⑤有害な空隙

上部空隙が該当する。処分施設の陥没を引き起こし、公衆被ばくを増大させることが無いことを評価するデータである。この場合も固化されていることを考慮すれば、サンプリング分析が必要となるが最大値が求まればよい。具体的には、開缶による調査、あるいは放射線量の分布から求めるものと考えられる。前項と同様に統計手法と実験計画法による最低のサンプル数を選定して最大でもどれだけか、という説明ができるようにすることが肝要である。

#### ⑥容器

JIS 対応の容器であればその証明書、特注容器であれば厚みや密閉性を示す品質保証書を完備しておけば問題ないと考えられる。

#### ⑦耐荷重

容器の耐荷重を評価しておく必要がある。

#### ⑧重量、表面線量率、表面汚染密度、著しい破損

作業の安全性確保の観点から廃棄体全数の検査が必要である。

#### ⑨密度

アスファルト固化体の密度はすでに測定済みと考えられる。運転がマニュアル通りに行われていれば変動は少ないと考えられるため、測定は不要である。

#### ⑩落下強度、耐水強度、健全性上限温度

大部分が輸送規則がらみの廃棄体特性データである。輸送物の形態をどのように設定するかに関わる。代表点の測定値があれば問題ない。ドラム缶の状態ではすでに取得済みと考えられる。なお、輸送の形態を考慮した場合にはその形態での評価が必要となる。

#### ⑪熱耐久性、耐放射線性、発熱率、熱伝導度、熱容量、ガス発生率

いずれも、代評点での試験データ、あるいは評価値があれば、均質性の証明により説明可能である。アスファルト廃棄体に関するこれらのデータは過去に国内外でかなり公表されている。種々の安全評価では、データの客觀性および信頼性が重視されるため、動燃殿以外で公表されているデータを活用し、測定を省くことが必要である。

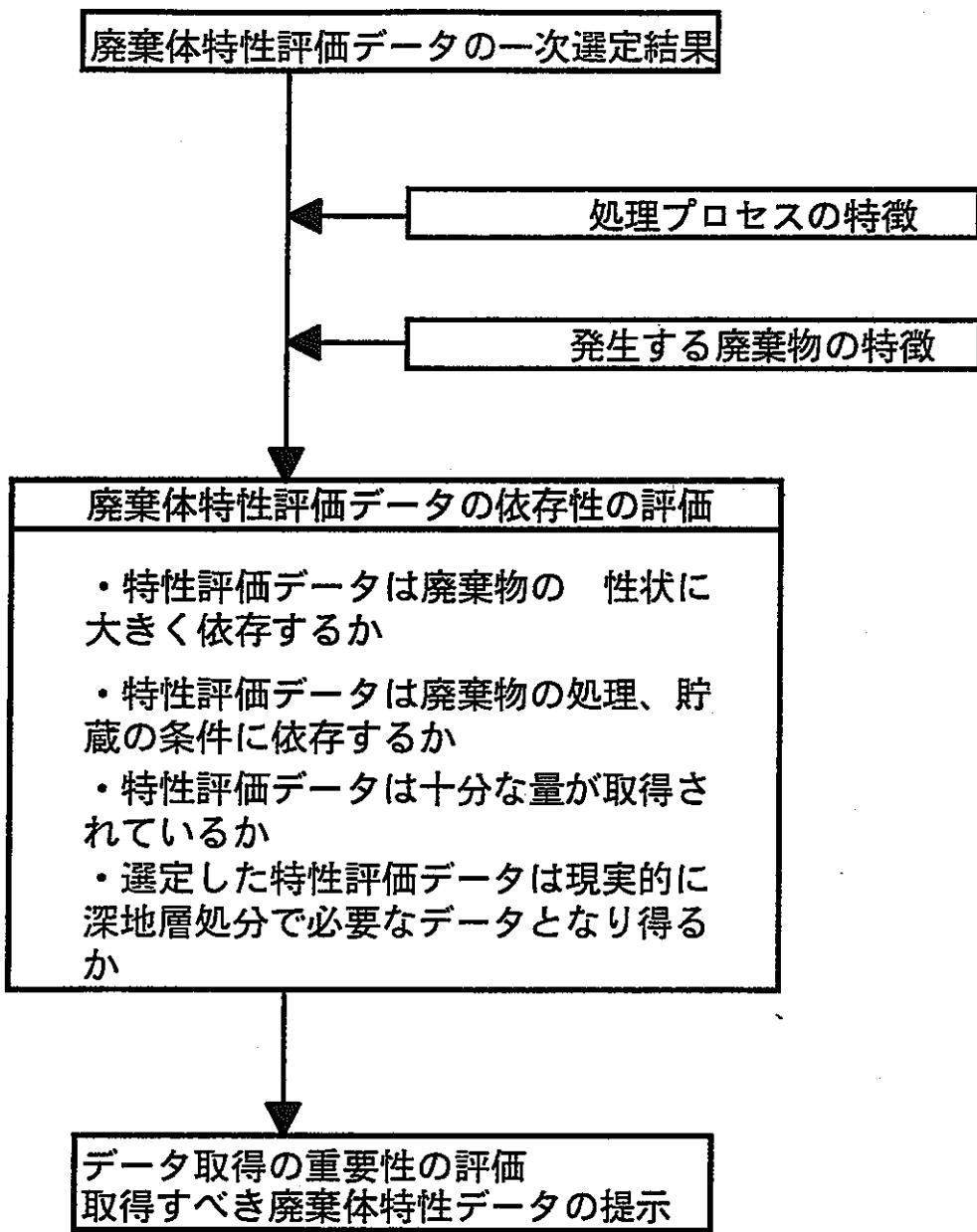


図4.1-8 廃棄体評価データの詳細検討フロー

発生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	処理毎に廃棄物の充填量が異なるため依存性大	減衰による濃度低下がある	データ取得例はあるが廃棄物の種類によるため引用性は小	被ばく評価の基本データであり重要度は高い	廃棄物処理のある期間毎に測定が必要（核種の種類、濃度の変動を考慮し、測定値が十分代表性があることの証明が必要）	◎	焼却灰及び1次セミソリッドが対象となる
発生源により有害物の種類が異なる。依存性大（未燃物、金属等）	処理毎に有害物の充填量が異なるため、依存性大	依存性無し	焼却灰中の有害成分のデータの発表例は無い	核種の溶解度、分配係数への影響が考えられ処分評価での重要度が高い	廃棄物処理のある期間毎に測定あるいは評価が必要（有害物の種類、濃度の変動を考慮し、測定値が十分代表性があることの証明が必要）	◎	1次及び2次セミソリッドがあり有害物には該当する。なお、有機物の成果をフォローしを適宜評価する必
依存性無し	依存性無し	依存性無し	データ入手容易	貯蔵、処分での密閉性の評価で必要、他では無し	品質保証書で対応可能（輸送、貯蔵、処分場操業で必要）	△	容器材料と製作条件
依存性無し（容器に依存）	依存性無し（容器に依存）	貯蔵期間中の破損状況（腐食等）に依存	計算評価が可能	貯蔵、埋設時の容器変形量の評価に必要	試験あるいは評価データがあれば良い。焼却灰の場合固化していないため容器強度に依存する。	△	施設の設計（積載量）
発生源により廃棄物の種類が異なる。依存性大	廃棄物の充填重量によるため依存性大	依存性無し	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
発生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	廃棄物の充填重量によるため依存性大	減衰による低下がある	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
発生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	取り扱い時の状態により汚染状況が変わるために依存性大	破損状況により汚染状況が変わるために依存性大	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
依存性無し（輸送物の形態に依存）	依存性無し	依存性無し	水没時の強度評価であるため計算で可能	輸送時に船を利用する場合必要	輸送物の形態での評価が必要である	○	
発生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	廃棄物の充填重量によるため依存性大	貯蔵による放射能減衰に依存して減衰	核種の種類と濃度が分かれば計算での評価可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	想定される最大放射能濃度で有意でなければ測定不要	△	発熱量は極めて小さい
依存性無し	取り扱い時の状況に依存	貯蔵条件に依存	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
依存性無し	同左	同左	文献から評価可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	輸送物としての評価が必要であるが、計算での評価が通常困難	○	代表値の試験で可
廃棄物の種類により値が変化。依存性大	決められた条件で処理されていれば依存性は小	依存性無し	データ取得例はあるが廃棄物の種類によるため引用性は小	処分の安全評価の1パラメータであるが、最小値が分かれれば問題無し	最小値が評価できる単位での測定が必要であるが、固化した場合の特性であり当面は取得不要	-	真密度が必要（嵩度化珪素は真密度）
依存性無し（容器に依存）	破損状況に依存	破損状況に依存	破損が無ければ試験データが適用可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	輸送物の評価として試験が必要（計算では困難な場合が多い）	○	代表値の試験で可
廃棄物に依存	廃棄物の充填量に依存	依存性無し	計算から評価可能	貯蔵、輸送、埋設時必要	代表的な試験、評価データで対応可能	○	

◎：重要でありサンプリング分析が必要、○：代表点でのデータあるいは計算値が必要、△：データの品質を保証する書類管理で十分、-：データ取得必要無し

廃棄物性状への依存性	廃棄物処理からの依存性	貯蔵からの依存性	データの取得状況	現実の貯蔵、輸送、処分での重要性	まとめ	評価	備
発生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	処理毎に廃棄物の充填量が異なるため依存性大	減衰による濃度低下がある	データ取得例は公表されていない	被ばく評価の基本データであり重要度は高い	廃棄物処理のある期間毎に測定が必要（核種の種類、濃度の変動を考慮し、測定値が十分代表性があることの証明が必要）	◎	
対象廃液により種類が異なる。依存性大	処理毎に有害物の充填量が異なるため、依存性大	依存性無し	対象廃液中の除染剤成分のデータは公表されていない	核種の溶解度、分配係数への影響が考えられ処分での重要度が高い	廃棄物処理のある期間毎に測定あるいは評価が必要（有害物の種類、濃度の変動を考慮し、測定値が十分代表性があることの証明が必要）	◎	除染剤の種類と濃度
依存性無し	依存性無し	依存性無し	データ入手容易	貯蔵、処分での密閉性の評価で必要、他では無し	品質保証書で対応可能	△	容器材料と製作条件
依存性無し（容器に依存）	依存性無し（容器に依存）	貯蔵期間中の破損状況（腐食等）に依存	計算評価が可能	貯蔵、埋設時の容器変形評価に必要	試験あるいは評価データがあれば良い	○	施設の設計とリンク
対象廃液の主成分は硝酸ソーダであり密度変動は小さい。よって依存性小	廃棄物の充填重量によるため依存性大	依存性無し	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
発生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	廃棄物の充填重量によるため依存性大	依存性無し	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
廃液の種類により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	取り扱い時の状態により汚染状況が変わるため依存性大	破損状況により汚染状況が変わるために依存性大	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
依存性無し（輸送物の形態に依存）	依存性無し	依存性無し	水没時の強度評価であるため計算で可能	輸送時に船を利用する場合必要	輸送物の形態での評価が必要である	○	代表値で対応可能
依存性無し	取り扱い時の状況に依存	貯蔵条件に依存	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
廃棄物の主成分は硝酸ソーダであり依存性小	廃棄物により決まるため依存性小	同左	文献から評価可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	輸送物としての評価は試験が必要	○	約300℃が融点、代表
対象廃液の主成分は硝酸ソーダであり密度変動は小さい。よって依存性小	決められた条件で処理されていれば依存性は小さくなる	依存性無し	硝酸ソーダの含有量によるが、評価は可能	処分の安全評価での1パーセントであるが、最小値が分かれば問題無し	最小値が評価できれば対応可能（核種移行の最大値評価のため最小値が必要）	○	NaNO <sub>3</sub> : 2.275、NaNO <sub>2</sub> : 2.13より組成による評
依存性無し（容器に依存）	破損状況に依存	破損状況に依存	破損が無ければ試験データが適用可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	代表例での試験データあれば対応可能	○	

◎：重要でありサンプリング分析が必要、○：代表点でのデータが必要、△：データの品質を保証する書類管理で十分

廃棄物性状への依存性	廃棄物処理からの依存性	貯蔵からの依存性	データの取得状況	現実の貯蔵、輸送、処分での重要性	評価	評価	備
生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	処理毎に廃棄物の充填量が異なるため依存性大	減衰による濃度低下がある	データ取得例は公表されていない	被ばく評価の基本データであり重要度は高い	廃棄物処理のある期間毎に測定が必要（核種の種類、濃度の変動を考慮し、測定値が十分代表性があることの証明が必要）	◎	
象廃液により種類が異なる。依存性大	処理毎に有害物の充填量が異なるため、依存性大	依存性無し	対象廃液中の除染剤成分のデータは公表されていない	核種の溶解度、分配係数への影響が考えられ処分での重要度が高い	廃棄物処理のある期間毎に測定あるいは評価が必要（有害物の種類、濃度の変動を考慮し、測定値が十分代表性があることの証明が必要）	◎	除染剤の種類と濃度の
依存性無し	依存性無し	依存性無し	データ入手容易	貯蔵、処分での密閉性の評価で必要、他では無し	品質保証書で対応可能	△	容器材料と製作条件で
依存性無し（容器に依存）	依存性無し（容器に依存）	貯蔵期間中の破損状況（腐食等）に依存	計算評価が可能	貯蔵、埋設時の容器変形評価に必要	試験あるいは評価データがあれば良い	○	施設の設計とリンク
対象廃液の主成分はリ酸ソーダであり密度変動は小さい。よって依存性小	廃棄物の充填重量によるため依存性大	依存性無し	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	廃棄物の充填重量によるため依存性大	依存性無し	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
廃液の種類により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	取り扱い時の状態により汚染状況が変わるために依存性大	破損状況により汚染状況が変わるために依存性大	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
依存性無し	取り扱い時の状況に依存	貯蔵条件に依存	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
依存性無し（輸送物の形態に依存）	依存性無し	依存性無し	水没時の強度評価であるため計算で可能	輸送時に船を利用する場合必要	輸送物の形態での評価が必要である	○	代表値で対応可能
生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	廃棄物の充填重量によるため依存性大	貯蔵による放射能減衰に依存して減衰	核種の種類と濃度が分かれれば計算での評価可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	想定される最大放射能濃度で有意でなければ測定不要	△	発熱量は極めて小さい
廃棄物の主成分はリ酸ナトリウムであり依存性小	廃棄物の充填量により値が異なる。依存性大	依存性無し	文献から評価可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	熱伝導率、熱容量の最小値が分かれれば良い（熱容量のみ重量が必要）	△	発熱が小さければ不要
廃棄物の主成分はリ酸ナトリウムであり依存性小	廃棄物により決まるため依存性小	同左	文献から評価可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	廃棄物の主成分であるリチ酸ナトリウムの溶融温度で評価可能	△	リチ酸ナトリウム融点
対象廃液の主成分はリチ酸ソーダであり密度変動は小。依存性小	決められた条件で処理されていれば依存性は小	依存性無し	硝酸ソーダの含有量によるが、評価は可能	処分の安全評価での1パーセントであるが、最小値が分かれれば問題無し	最小値が評価できれば対応可能（核種移行の最大値評価のため最小値が必要）	○	Na3P04は2.53。Na2HP04は1.52と2.04で200~250
依存性無し（容器に依存）	破損状況に依存	破損状況に依存	破損が無ければ試験データが適用可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	代表例での試験データあれば対応可能	○	
廃棄物に依存	廃棄物の充填量に依存	依存性無し	計算から評価可能	貯蔵、輸送、埋設時必要	代表的な試験、評価データで対応可能	○	

○：重要でありサンプリング分析が必要、○：代表点でのデータあるいは計算値が必要、△：データの品質を保証する書類管理で十分、-：データ取得必要無し

廃棄物性状への依存性	廃棄物処理からの依存性	貯蔵からの依存性	データの取得状況	現実の貯蔵、輸送、処分での重要性	まとめ	評価	備
廃棄物により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	処理毎に廃棄物の充填量が異なるため依存性大	減衰による濃度低下がある	実測例は余りない。	被ばく評価の基本データであり重要度は高い	廃棄物処理のある期間毎に測定が必要（核種の種類、濃度の変動を考慮し、測定値が十分代表性があることの証明が必要）	◎	ハルとエンドピース、FBR構造物の放射能が対象で
機物の混入状態と分時の除去性に依存	処理毎に有害物の充填量が異なるため、依存性大	依存性無し	ハル貯蔵施設で混入の可能性のある有害物のデータは公表されていない	核種の溶解度、分配係数への影響が考えられ処分評価での重要度が高い	選別設備での最小選別単位が評価できればその値で対処することが可能	◎	
生源により廃棄物が種類になる。依存性	処理毎に廃棄物の充填量が変わるために依存性大	依存性無し	収納金属の種類が分かれれば重量測定値から計算評価可能	処分の安全評価の1パラメータであるが最大値が分かれれば問題無いと考えられる	最大値が評価できれば良い（重量の測定値のみ必要）	○	施設の健全性の評価の要
存性無し	依存性無し	依存性無し	データ入手容易	貯蔵、処分での密閉性の評価で必要、他では無し	品質保証書で対応可能	△	容器材料と製作条件で
存性無し（容器に依存）	依存性無し（容器に依存）	貯蔵期間中の破損状況（腐食等）に依存	計算評価が可能	貯蔵、埋設時の容器変形量の評価に必要	試験あるいは評価データがあれば良い	○	施設の設計とリンク
生源により廃棄物の類が異なる。依存性	廃棄物の充填重量によるため依存性大	依存性無し	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	廃棄物の充填重量によるため依存性大	減衰による低下がある	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	取り扱い時の状態により汚染状況が変わるために依存性大	破損状況により汚染状況が変わるために依存性大	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
存性無し	取り扱い時の状況に依存	貯蔵条件に依存	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
存性無し（輸送物の態に依存）	依存性無し	依存性無し	水没時の強度評価であるため計算で可能	輸送時に船を利用する場合必要	輸送物の形態での評価が必要である	○	代表値で対応可能
生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	廃棄物の充填重量によるため依存性大	貯蔵による放射能減衰に依存して減衰	核種の種類と濃度が分かれれば計算での評価可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	想定される最大放射能濃度で有意でなければ測定不要	○	
棄物により値が異なる。依存性大	廃棄物の充填量により値が異なる。依存性大	依存性無し	文献から評価可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	熱伝導率の最小値が分かれれば良い（測定不要）	○	温度上昇の最大値評価は最低値が必要
棄物により値が異なる。依存性大	廃棄物の充填量により値が異なる。依存性大	依存性無し	文献から評価可能、その他充填重量も必要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	熱容量の最小値が分かれれば良い（重量測定値のみ必要）	○	温度上昇の最大値評価最低値が必要
存性無し	同左	同左	文献から評価可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	輸送物としての評価が必要であるが、計算での評価が通常困難	○	代表値の試験で可能
棄物の種類により値変化。依存性大	決められた条件で処理されていれば依存性は小	依存性無し	データ取得例はあるが廃棄物の種類によるため引用性は小	処分の安全評価の1パラメータであるが、最小値が分かれれば問題無し	最小値が評価できれば対応可能（測定不要）	○	核種移行の最大値評価必要
存性無し（容器に依存）	破損状況に依存	破損状況に依存	破損が無ければ試験データが適用可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	代表例での試験データあれば対応可能	○	
棄物に依存	廃棄物の充填量に依存	破損状況に依存	計算から評価可能	貯蔵、輸送、埋設時必要	代表的な試験、評価データで対応可能	○	

廃棄物性状への依存性	廃棄物処理からの依存性	貯蔵からの依存性	データの取得状況	現実の貯蔵、輸送、処分での重要性	まとめ	評価	備
廃棄物により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	処理毎に廃棄物の充填量が異なるため依存性大	減衰による濃度低下がある	公表データは無い	被ばく評価の基本データであり重要度は高い	廃棄物処理のある期間毎に測定が必要（核種の種類、濃度の変動を考慮し、測定値が十分代表性があることの証明が必要）	◎	缶と長ドラム缶の放射
機物の混入状態と分別時の除去性に依存	処理毎に有害物の充填量が異なるため、依存性大	依存性無し	ハル貯蔵施設で混入の可能性のある有害物のデータは公表されていない	核種の溶解度、分配係数への影響が考えられ処分評価での重要度が高い	選別設備での最小選別単位が評価できればその値で対処することが可能	◎	廃棄物に混入しているしくは付着したテープ等
依存性無し	依存性無し	依存性無し	データ入手容易	貯蔵、処分での密閉性の評価で必要、他では無し	品質保証書で対応可能	△	容器材料と製作条件で
依存性無し（容器に依存）	依存性無し（容器に依存）	貯蔵期間中の破損状況（腐食等）に依存	計算評価が可能	貯蔵、埋設時の容器変形量の評価に必要	試験あるいは評価データがあれば良い	○	施設の設計とリンク
廃棄物が金属であるた 物性値の変動は小さ 。従って依存性小	処理毎に廃棄物の充填量が変わるために依存性大	依存性無し	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	廃棄物の充填重量によるため依存性大	減衰による低下がある	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	取り扱い時の状態により汚染状況が変わるため依存性大	破損状況により汚染状況が変わるため依存性大	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
依存性無し	取り扱い時の状況に依存	貯蔵条件に依存	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
依存性無し（輸送物の形態に依存）	依存性無し	依存性無し	水没時の強度評価であるため計算で可能	輸送時に船を利用する場合必要	輸送物の形態での評価が必要である	○	代表値で対応可能
廃棄物が金属であるた 物性値の変動は小さ 。従って依存性小	廃棄物の充填重量によるため依存性大	貯蔵による放射能減衰に依存して減衰	核種の種類と濃度が分かれれば計算での評価可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	想定される最大放射能濃度で有意でなければ測定不要	○	
廃棄物が金属であるた 物性値の変動は小さ 。従って依存性小	廃棄物の充填量により値が異なる。依存性大	依存性無し	金属であるためデータ引用は容易	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	熱伝導率の最小値が分かれば良い（測定不要）	○	温度上昇の最大値評価は最低値が必要
廃棄物が金属であるた 物性値の変動は小さ 。従って依存性小	廃棄物の充填量により値が異なる。依存性大	依存性無し	金属であるためデータ引用は容易、その他重量が必要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	熱容量の最小値が分かれば良い（重量測定値のみ必要）	○	温度上昇の最大値評価最低値が必要
依存性無し	同左	同左	文献から評価可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	輸送物としての評価が必要であるが、計算での評価が通常困難	○	代表値の試験で可能
廃棄物が金属であるた 物性値の変動は小さ 。従って依存性小	決められた条件で処理されていれば依存性は小	依存性無し	金属であるためデータ引用は容易	処分の安全評価の1パラメータであるが、最小値が分かれれば問題無し	最小値が評価できれば対応可能（測定不要）	○	核種移行の最大値評価必要
依存性無し（容器に依存）	破損状況に依存	破損状況に依存	破損が無ければ試験データが適用可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	代表例での試験データあれば対応可能	○	
廃棄物に依存	廃棄物の充填量に依存	破損状況に依存	計算から評価可能	貯蔵、輸送、埋設時必要	代表的な試験、評価データで対応可能	○	

○：重要でありサンプリング分析が必要、○：代表点でのデータあるいは評価値が必要、△：データの品質を保証する書類管理で十分

廃棄物性状への依存性	廃棄物処理からの依存性	貯蔵からの依存性	データの取得状況	現実の貯蔵、輸送、処分での重要性	まとめ	評価	備
発生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	処理毎に廃棄物の充填量が異なるため依存性大	減衰による濃度低下がある	データ取得例はあるが廃棄物の種類によるため引用性は小	被ばく評価の基本データであり重要度は高い	廃棄物処理のある期間毎に測定が必要（核種の種類、濃度の変動を考慮し、測定値が十分代表性があることの証明が必要）	◎	焼却灰が対象、1次フリッカは検討中
発生源により有害物の種類が異なる。依存性大	処理毎に有害物の充填量が異なるため、依存性大	依存性無し	焼却灰中の有害成分のデータの発表例は無い	核種の溶解度、分配係数への影響が考えられ処分評価での重要度が高い	廃棄物処理のある期間毎に測定あるいは評価が必要（有害物の種類、濃度の変動を考慮し、測定値が十分代表性があることの証明が必要）	◎	1次及び2次のセミ、ならば有害物に該当
依存性無し	依存性無し	依存性無し	データ入手容易	貯蔵、処分での密閉性の評価で必要、他では無し	品質保証書で対応可能	○	容器材料と製作条件
依存性無し（容器に依存）	依存性無し（容器に依存）	貯蔵期間中の破損状況（腐食等）に依存	計算評価が可能	貯蔵、埋設時の容器変形量の評価に必要	試験あるいは評価データがあれば良い	○	施設の設計とリンク
発生源により廃棄物の種類が異なる。依存性大	廃棄物の充填重量によるため依存性大	依存性無し	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
発生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	廃棄物の充填重量によるため依存性大	減衰による低下がある	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
発生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	取り扱い時の状態により汚染状況が変わるため依存性大	破損状況により汚染状況が変わるために依存性大	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
依存性無し	取り扱い時の状況に依存	貯蔵条件に依存	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
依存性無し（輸送物の形態に依存）	依存性無し	依存性無し	水没時の強度評価であるため計算で可能	輸送時に船を利用する場合必要	輸送物の形態での評価が必要である	○	
発生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	廃棄物の充填重量によるため依存性大	貯蔵による放射能減衰に依存して減衰	核種の種類と濃度が分かれば計算での評価可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	想定される最大放射能濃度で有意でなければ測定不要	○	
廃棄物により値が異なる。依存性大	廃棄物の充填量により値が異なる。依存性大	依存性無し	焼却灰自体での取得例は報告されていない	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	熱伝導率の最小値が分かれば良い	○	温度上昇の最大値評価は最低値が必要
廃棄物により値が異なる。依存性大	廃棄物の充填量により値が異なる。依存性大	依存性無し	焼却灰自体での取得例は報告されていない	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	熱容量の最小値が分かれば良い	○	温度上昇の最大値評価は最低値が必要
依存性無し	同左	同左	文献から評価可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	輸送物としての評価が必要であるが、計算での評価が通常困難	○	代表値の試験で可能
廃棄物の種類により値が変化。依存性大	決められた条件で処理されていれば依存性は小	依存性無し	データ取得例はあるが廃棄物の種類によるため引用性は小	処分の安全評価の1パラメータであるが、最小値が分かれれば問題無し	最小値が評価できる単位での測定が必要であるが、固化した場合の特性であり当面は取得不要	-	真密度が必要、焼却灰は真密度3.12
依存性無し（容器に依存）	破損状況に依存	破損状況に依存	破損が無ければ試験データが適用可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	代表例での試験データあれば対応可能	○	
廃棄物に依存	廃棄物の充填量に依存	依存性無し	計算から評価可能	貯蔵、輸送、埋設時必要	代表的な試験、評価データで対応可能	○	

○：重要でありサンプリング分析が必要、○：代表点でのデータあるいは計算値が必要、△：データの品質を保証する書類管理で十分、-：データ取得必要無し

表4.1-36 HWT Fの乾燥体収納物に対する評価結果

廃棄物性状への依存性	廃棄物処理からの依存性	貯蔵からの依存性	データの取得状況	現実の貯蔵、輸送、処分での重要性	まとめ	評価	備
処理した廃棄物により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	処理毎に乾燥体の充填量が異なるため依存性大	減衰による濃度低下がある	データの公表は無し	被ばく評価の基本データであり重要度は高い	廃棄物処理のある期間毎に測定が必要(核種の種類、濃度の変動を考慮し、測定値が十分代表性があることの証明が必要、例えば洗浄バッチ毎)	◎	
焼却炉中の残渣に依存	処理毎に有害物の充填量が異なるため、依存性大	依存性無し	データの公表は無し	核種の溶解度、分配係数への影響が考えられ処分での重要度が高い	廃棄物処理のある期間毎に測定あるいは評価が必要(有害物の種類、濃度の変動を考慮し、評価あるいは測定値が十分代表性があることの証明が必要)	◎	洗浄物中の有機物質
依存性無し	依存性無し	依存性無し	データ入手容易	貯蔵、処分での密閉性の評価で必要、他では無し	品質保証書で対応可能	△	容器材料と製作条件
依存性無し(容器に依存)	依存性無し(容器に依存)	貯蔵期間中の破損状況(腐食等)に依存	計算評価が可能	貯蔵、埋設時の容器変形評価に必要	試験あるいは評価データがあれば良い	○	施設の設計とリンク
対象廃液の主成分は塩化ソーダであり密度変動は小さい。よって依存性小	廃棄物の充填重量によるため依存性大	依存性無し	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
発生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	廃棄物の充填重量によるため依存性大	依存性無し	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
廃液の種類により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	取り扱い時の状態により汚染状況が変わるために依存性大	破損状況により汚染状況が変わるために依存性大	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
依存性無し	取り扱い時の状況に依存	貯蔵条件に依存	実測要	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	全数測定要	◎	
依存性無し(輸送物の形態に依存)	依存性無し	依存性無し	水没時の強度評価であるため計算で可能	輸送時に船を利用する場合必要	輸送物の形態での評価が必要である	○	代表値で対応可能
処理した廃棄物により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	廃棄物の充填重量によるため依存性大	貯蔵による放射能減衰に依存して減衰	核種の種類と濃度が分かれば計算での評価可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	想定される最大放射能濃度で有意でなければ測定不要	○	発熱量は極めて小さい
廃棄物の主成分はリン酸ソーダであり依存性小	廃棄物の充填量により値が異なる。依存性大	依存性無し	文献から評価可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	熱伝導率、熱容量の最小値が分かれば良い(熱容量のみ重量が必要)	○	発熱が小さければ不要
廃棄物の主成分は塩化ソーダであり依存性小	廃棄物により決まるため依存性小	同左	文献から評価可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	廃棄物の主成分であるリン酸ナトリウムの溶融温度で評価可能	△	塩化ソーダの融点は800
対象廃液の主成分は塩化ソーダであり密度変動は小。依存性小	決められた条件で処理されれば依存性は小	依存性無し	塩化ソーダの含有量によるが、評価は可能	処分の安全評価での1パーセントであるが、最小値が分かれば問題無し	最小値が評価できる単位での測定が必要であるが、固化した場合の特性であり当面は取得不要	-	NaClは2.164
依存性無し(容器に依存)	破損状況に依存	破損状況に依存	破損が無ければ試験データが適用可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	代表例での試験データあれば対応可能	○	
廃棄物に依存	廃棄物の充填量に依存	破損状況に依存	計算から評価可能	貯蔵、輸送、埋設時必要	代表的な試験、評価データで対応可能	○	

○: 重要でありサンプリング分析が必要、○: 代表点でのデータあるいは評価値が必要、△: データの品質を保証する書類管理で十分

廃棄物性状への依存性	廃棄物処理からの依存性	貯蔵からの依存性	データの取得状況	現実の貯蔵、輸送、処分での重要性	まとめ	評価	備考
発生源により核種の種類、濃度が異なる。依存性大	処理毎に廃棄物の充填量が異なるため依存性大	減衰による濃度低下がある	データ取得例はあるが引用性は小	被ばく評価の基本データであり重要度は高い	核種の種類、濃度の変動を考慮した測定が要、かつ代表性があることの証明も必要)	◎	
依存性無し	依存性無し	依存性無し	必要データは入手可能	被ばく評価の基本データであり重要度は高い	使用アスファルトの特性データとJIS適合性の評価を行えば良い	△	品質保証書の整備要
廃液中固型分に依存	処理条件依存性大	依存性無し	必要データは取得	固化体品質保証のため必要	処理装置のマニュアルと運転記録から説明可能	△	
対象廃液により種類が異なる。依存性大	処理毎に有害物の充填量が異なるため、依存性大	依存性無し	対象廃液中の除染剤成分のデータは公表されていない	核種の溶解度、分配係数への影響が考えられ処分での重要度が高い	有害物の種類、濃度の変動を考慮した評価値あるいは測定値が要、かつ代表性があることの証	◎	除染剤の種類と濃度の同定が必要。
対象廃液の主成分の密度変動は小。依存性小	対象廃液の濃度により重量が変動。依存性大	依存性無し	必要データは取得可能	処分の安全評価では最大値が必要	最大値が評価できる単位での測定要	○	施設の健全性の評価のため最大値が必要
対象廃液の主成分の物性変動は小さい。依存性小	処理装置の運転条件に依存	依存性無し	同上	固化体品質保証のため必要	処理装置のマニュアルと運転記録から説明可能	△	
依存性無し	依存性無し	依存性無し	データ入手容易	貯蔵、処分での密閉性の評価で必要、他では無し	品質保証書で対応可能	△	容器材料と製作条件で密閉性を証明
依存性無し(容器に依存)	依存性無し(容器に依存)	貯蔵期間中の破損状況に依存	計算評価が可能	貯蔵、埋設時の容器変形評価に必要	試験あるいは評価データがあれば良い	○	施設の設計とリンク
対象廃液の主成分の物性変化は小さい。依存性小	廃棄物の充填重量によるため依存性大	依存性無し	実測要	同上	全数測定要	○	
廃棄物により核種の種類や濃度が異なり依存性大	廃棄物の充填重量によるため依存性大	依存性無し	実測要	同上	全数測定要	○	
廃棄物により核種の種類や濃度が異なり依存性大	処理の状態により汚染状況が変わるため依存	破損状況により汚染状況は依存	実測要	同上	全数測定要	○	
依存性無し	取り扱い時の状況に依存	貯蔵条件に依存	実測要	同上	全数測定要	○	
対象廃液の主成分の物性変化は小さい。依存性小	依存性無し	依存性無し	危険物の評価データ有り	同上	試験データから説明可能	○	アスファルト融点から説明
同上	依存性無し	依存性無し	評価データ有り	埋設時の取り扱いで必要	試験データから説明可能	○	
依存性無し(輸送物の形態に依存)	依存性無し	依存性無し	水没時の強度評価であるため計算で可能	輸送時に船を利用する場合必要	輸送物の形態での評価が必要である	○	代表値で対応可能
発生源により核種の種類や濃度が異なり依存性大	廃棄物の充填重量によるため依存性大	貯蔵による放射能の減衰に依存	核種の種類と濃度から計算での評価可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	想定される最大放射能濃度で有意でなければ測定不要	○	発熱量は極めて小さいと考えられる
対象廃液の主成分の物性変化は小さい。依存性小	廃棄物の充填量により値が異なる。依存性大	依存性無し	文献から評価可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	熱伝導率、熱容量の最小値要(熱容量のみ重量が必要)	○	発熱が小さければ不要である
対象廃液の主成分の物性変化は小さい。依存性小	廃棄物により決まるため依存性小	同左	文献から評価可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	輸送物としての評価が必要であるが、計算での評価が通常困難	○	
対象廃液の主成分の物性変化は小さい。依存性小	決められた条件で処理されていれば依存性は	依存性無し	硝酸ソーダの含有量によるが、評価は可能	処分の安全評価では最小値が分かれれば問題無し	最小値が評価できれば対応可能	-	約1.5
依存性無し(容器に依存)	破損状況に依存	破損状況に依存	破損が無ければ試験データが適用可能	貯蔵、輸送、埋設時の取り扱いで必要	代表例での試験データあれば対応可能	○	
廃棄物に依存	廃棄物の充填量に依存	破損状況に依存	計算から評価可能	貯蔵、輸送、埋設時必要	代表的な試験、評価データで対応可能	○	

◎: 重要でありサンプリング分析が必要、○: 代表点でのデータあるいは評価値が必要、△: データの品質を保証する書類管理で十分

表4.1-38 通達による有害物の該当物一覧

法律	分類	性質	物品名
消防法	第一類	酸化性固体	塩素酸塩類
			過塩素酸塩類
			無機化酸化物
			亜塩素酸塩類
			臭素酸塩類
			硝酸塩類
			よう素酸塩類
			過マンガン酸塩類
			重クロム酸塩類
			過よう素酸塩類
消防法	第二類	可燃性固体	過よう素酸
			クロム、鉛、よう素化合物
			亜硝酸塩類
			次亜硝酸塩類
			塩素化イリシア酸
			ペルカリ二硫化物
			ペルカリホウ酸塩類
			前項に掲げるいずれかを含む物
			硫酸カリ、赤リソ、硫黄鉄粉など
			カリウム、ナトリウム、アリカリ金属等
消防法	第三類	自然発火性物質および禁火性物質	特殊引火物
			第一石油類
			アルコール類
			第二石油類
			第三石油類
			第四石油類
			動植物油類
			有機過酸化物
			硝酸エスチル類
			ニトロ化合物
消防法	第四類	引火性液体	ニトロソ化合物
			アゾ化合物
			ジアゾ化合物
			ヒドラジンの誘導体
			金属のアジ化合物
			硝酸グアニジン
			前項に掲げるいずれかを含む物
			過塩素酸類
			過酸化水素
			硝酸
労働安全衛生法	第六類	酸化性液体	ハロゲン間化合物
			前項に掲げるいずれかを含む物
			劇物 毒物

## 4.2 データ取得方法の調査

### 4.2.1 特性評価データの取得技術の調査

#### (1) 測定・分析項目

まず、検討対象となる品質保証項目を抽出するため、4.1 項で整理した各廃棄物の品質保証項目の評価結果をまとめて表 4.2-1 に示す。4.1 項では、廃棄体の貯蔵、輸送および処分時の操業までと処分施設閉鎖後についてそれぞれ評価を行い、その結果、データ取得の重要度は上記「廃棄体の貯蔵、輸送および処分時の操業まで」と「処分施設閉鎖後」では異なる。表 4.2-1 に示すデータ取得項目の重要性（◎、○、不要）は、両者の評価結果のなかで重要なものを表記した。

各品質保証項目のうちデータ取得が不可欠な項目は、放射能、有害物、重量、表面線量当量率、表面汚染密度、著しい破損、耐水強度、健全性上限温度、耐落下強度である。また、HWT F 圧縮体ではさらにガス発生率が加わる。これらの項目のうち耐水強度、健全性上限温度および耐落下強度は輸送物の形態での評価が必要となるので、ここで検討する処理プロセス中での実測項目の対象からは除外する。また、HWT F のガス発生率に関しては、ガス発生率が評価上の最大値となつても廃棄体容器の諸特性に影響を及ぼさなければ、ガスを発生する物質の収納量を制限する必要がなくなり測定は不要となるが、このような影響評価を行うためのガス発生率データは取得する必要がある。このようなデータは処理プロセスの運転前（あるいは試運転時）に取得しておくことが合理的である。

よって、処理プロセス中で実測によるデータ取得が必要な項目として、放射能、有害物、重量、表面線量当量率、表面汚染密度、著しい破損を検討の対象とする。

つぎに、放射能評価の対象核種は以下の核種とする。

#### ● アクチニド核種

- Ra-226
- Th-230
- Pa-231
- U-233, U-234, U-235, U-236
- Np-237
- Pu-239, Pu-240
- Am-241
- Cm-244

#### ● CP および FP 核種

- C-14, Cl-36, Ni-59, Ni-63, Nb-94, Tc-99, I-129, Cs-135, Cs-137

これらの核種のうちNi-59とCm-244以外は動燃殿よりご指示のあった核種である。Ni-59については、Ni-63が処分上問題となるのであればNi-59も同様に重要核種であると思われるので対象に加えた。また、Cm-244はNDAによる中性子測定の観点から測定時点での中性子発生量への寄与が大きいと思われるため対象に加えた。

上記核種の基本的な核データを表4.2-2に示す。

以上の項目について、適用可能性のある測定・分析方法の調査結果を次項に示す。

## (2) 測定・分析方法の調査

### a. 放射能（核種別放射能）の非破壊測定法（NDA）

廃棄物に含まれる放射能／放射性核種の非破壊測定（非破壊分析：NDA）技術には、一般的な方法として、次の方法がある。

- 1) ギ線スペクトロメトリ法（パッシブギ線法）
- 2) パッシブ中性子法
- 3) アクティブ中性子法

また、やや特殊な方法として、次の方法がある。

- 4) ギ線CT測定法
- 5) カロリーメトリー法（発熱量測定法）

非破壊分析法の性能を評価する場合には、次の項目で分けて議論する必要がある。

- イ) 分析感度（測定下限）
- ロ) 分析精度（定量精度）
- ハ) 核種識別性能

核種識別性能に関しては、たとえば全 $\alpha$ 放射能量を測定するか、Am-241とPu-239それぞれの量を測定する必要があるかといった要求仕様によって測定法の性能評価は異なってくる。また、非破壊測定で多数の核種を定量しようとすれば、複数の測定法を組み合わせて用いる必要が生ずる。さらに、非破壊法では直接測定出来ない核種も多数あり、それらについては破壊分析などで得られた核種相関データなどを利用する必要がある。

分析精度に関しては、廃棄物測定での精度低下の最大の要因は一般に、放射能の分布の不均一性、および廃棄物容器の中での物質の材質の情報不足と不均質性であると言える。ただし、カロリーメトリー法だけは、基本的に測定対象試料の不均質性に影響されない測定法である。

それぞれの測定法の特徴を以下に述べる。また、表4.2-3に測定法毎の特徴をまとめて示す。

### (a) $\gamma$ 線スペクトロメトリ法（パッシブ $\gamma$ 線法）

$\gamma$ 線のエネルギーを識別できる Ge 検出器や Na I シンチレーション検出器などを用い、廃棄物が放出する  $\gamma$ 線のスペクトルを測定して核種を定量する。

Pu, U などの核物質の分析に利用される主な  $\gamma$ 線のエネルギー、半減期、発生率を表 4.2-4<sup>19)</sup> に示す。

廃棄物自体による  $\gamma$ 線のしゃへい効果があるので、廃棄物の密度や分布が測定感度や精度に影響する。紙やウエスのように密度の小さい廃棄物では不均質であっても適するが、鉄などの金属のように密度が大きく  $\gamma$ 線のしゃへい効果の大きい廃棄物に対しては感度が小さくなり、不均質な場合には精度が著しく悪くなる。

$\gamma$ 線のしゃへい効果は  $\gamma$ 線のエネルギーにも依存するので、Co-60 のように比較的高いエネルギーの  $\gamma$ 線を放出する核種は測定し易いが、U-235 のように比較的低いエネルギーの  $\gamma$ 線を放出する核種は不均質さによる測定誤差が大きくなる。

Pu を含む廃棄物に適用した場合、Pu-239 と Am-241 の分析定量は容易であるが、Pu-241 は Ge 検出器を用いても困難であり、その他の核種 (Pu-238, Pu-240, Pu-242) はほとんど不可能である。密度の小さい廃棄物が入った 20 リットル容器やドラム缶に適用した場合、Pu(Pu-239) の検出下限は 0.1g~1g 程度である。

U を含む廃棄物に適用した場合、U-235 と U-238 を定量することができる。密度の小さい廃棄物が入った 20 リットル容器やドラム缶に適用した場合、U-235 の検出下限は 1g 程度である。ただし、Pu が共存している場合には U-235 の測定が妨害され、検出下限は上昇する。Co-60, Cs-137 など、比較的エネルギーの高い  $\gamma$ 線を放出する核種の検出下限は 40 kBq(1  $\mu$  Ci) 程度である。

不均質な廃棄物での  $\gamma$ 線の自己しゃへい効果を補正するため、外部  $\gamma$ 線源を備えて、 $\gamma$ 線透過率を測定するセグメンテド・ガンマスキャナ (SGS) という装置が実用化されている。さらに、廃棄物の不均質さと放射能の分布の不均一さの影響を補正するために、後述する [ $\gamma$ 線 CT 測定法] を組み合わせることが試験されている。

$\gamma$ 線スペクトロメトリ法と  $\gamma$ 線 CT 測定法の装置の 1 例を図 4.2-1 に示す。

### (b) パッシブ中性子法

Pu-240 や Cm-244 に代表される自発核分裂性核種が放出する核分裂中性子や、TRU 核種が放出する  $\alpha$  線と軽元素が反応して発生する ( $\alpha, n$ ) 中性子を測定する方法であり、主に Pu や TRU 核種の定量に用いられる。パッシブ中性子法では一般に核種の識別はできない。Pu, U の同位体と Am-241 の中性子発生率は表 4.2-4<sup>19)</sup> に示した。

Pu の同位体で自発核分裂中性子の放出率が大きい核種は質量数偶数の核種 (Pu-238, Pu-240, Pu-242) であり、Pu-239 と Pu-241 はほとんど放出しない。

( $\alpha$ , n) 中性子の発生率はほぼ  $\alpha$  放射能の強度に比例するので、単位グラム当たりの発生率では、Pu-238 や Am-241 が大きくなる。一方、Pu-241 は発生しない。

Cm-244 の自発核分裂中性子放出率 ( $1.16 \times 10^7$ ) は Pu-240 の 1 万倍以上であり、一般的な使用済み燃料組成 (炉取り出し後数年) では、中性子発生の大部分は Cm-244 に起因する。自発核分裂中性子の放出率は核種の性質だけで決まっているが、

( $\alpha$ , n) 中性子の発生率は TRU 核種と共に存する酸素やホウ素などの軽元素の組成にも依存する。したがって、共存する媒質 (廃棄物の元素組成) が不明な場合には誤差が生ずる。

パッシブ中性子法には、自発核分裂中性子と ( $\alpha$ , n) 中性子を区別せず測定する [全中性子測定法] と、自発核分裂中性子の同時性を利用して自発核分裂性核種だけを定量する [同時計数法 (コインシデンス測定法)] がある。同時計数法では、媒質が不明なために生ずる ( $\alpha$ , n) 中性子発生率の誤差を除去できる利点がある。

TRU 核種から放出される中性子は金属中でも透過性が比較的高いので、密度の高い廃棄物に適用できる。一方、水素による減速・吸収効果が大きいので、水、アスファルト、コンクリートなどを多く含む廃棄物では感度が低くなり、放射能が不均一に分布する場合には測定誤差が大きくなる。

パッシブ中性子法の代表的測定装置で、Pu を含む廃棄物を測定する場合、密度の小さい廃棄物が入った 20 リットル容器やドラム缶では、Pu (平均的な Pu 同位体組成) の検出下限は 5mg~100mg 程度である。これは 1 GBq/t の  $\alpha$  放射能濃度よりや多い量である。

パッシブ中性子法の測定装置の概念を図 4.2-2 に示す。

### (c) アクティブ中性子法

試料に中性子を照射し、試料に含まれる Pu-239 などの核分裂性核種の核分裂反応を誘起し、核分裂反応で発生する中性子を測定して核分裂性核種を定量する方法である。一般に核分裂性核種の識別はできないので、核分裂性核種が混在する場合には分析結果はその合計量 (U-235 + Pu-239 + Pu-241) となる。また、核種毎の反応率 (核分裂断面積等) が異なるので、手法によってそれらのウェイトも変わってくる。

アクティブ中性子法には、次のようないくつかの方法がある。

- 遅発中性子法
- 消滅時間差法 (DDT 法)
- 同時計数法

#### ・エネルギー弁別法

これらの測定法のうち、近年、比較的大きな廃棄物の測定に適用されているものは、照射中性子源に Cf-252 R I 線源を用いた遅発中性子法 (Cf-252 シャフラー法) と消滅時間差法 (D D T 法) が主である。

アクティブ中性子法は、照射中性子源の強度を大きくすることにより感度を高められるので、分析感度の高い装置が実現できる。D D T 法では、重量 100kg 程度の 200 リットルドラム缶で Pu 数 mg すなわち  $\alpha$  放射能汚染レベルで 0.4GBq/t (10nCi/g) 以下の測定下限を持つ装置が実現している。U-235 でも数 mg の検出下限となる。

パッシブ中性子法と同様、中性子は金属中でも透過性が比較的高いので、密度の高い廃棄物に適用でき、水、アスファルト、コンクリートなど水素を多く含む廃棄物では感度が低くなり、放射能が不均一に分布する場合には測定誤差が大きくなる。しかし、アクティブ中性子法は照射する中性子の試料廃棄物による吸収効果が加わるので、金属に適用した場合、放射能の不均一分布に起因する測定誤差はパッシブ中性子法よりも大きくなる。

D D T 法の測定装置の概念を図 4.2-2 に示す。

#### (d) $\gamma$ 線 C T 測定法

廃棄物を透過する強力な外部  $\gamma$  線源を用いて密度の 2 次元分布を測定する T C T 法と、廃棄物中の放射性核種が放出する  $\gamma$  線を多数の方法から測定して  $\gamma$  線放出核種の濃度の 2 次元分布を測定する E C T 法を組み合わせることにより、不均一分布に起因する測定誤差を取り除き、不均質な廃棄物の放射能を少ない誤差で定量しようとする方法である。

$\gamma$  線のしゃへい効果は  $\gamma$  線のエネルギーに依存するので、 $\gamma$  線スペクトロメトリ法と同様 E C T 法では、高いエネルギーの  $\gamma$  線を放出する核種は測定し易いが、密度が高く形状の大きい試料では、低いエネルギーの  $\gamma$  線を放出する核種の測定は困難になる。

200 リットルドラム缶に比較的密度の高い雑廃棄物とともにに入った Co-60, Cs-137 を測定する場合、ある程度の定量精度の得られる放射能量は 40kBq(1  $\mu$  Ci)～400kBq(10  $\mu$  Ci)程度と推定される。

#### (e) カロリーメトリー法（発熱量測定法）

放射性崩壊のエネルギーが試料中で熱に変わるので、その発熱量を測定して放射能を測定する方法である。核種の識別は全くできない。酸化プルトニウムの原料粉末容器 (Pu:2kg) など、 $\alpha$  比放射能の大きい試料に適用されるが、比放射能の小さい廃棄物への適用は少ない。また、試料廃棄物による放射線の吸収効果に起因する

測定誤差が無いので不均質な試料に適するが、熱平衡になるまでに長時間を要する欠点がある。

## b. 放射能（核種別放射能）の分析法

### (a) 前処理

各廃棄物処理プロセス中でサンプリングされる分析試料は、液体、固体（粉体、金属）が考えられ、それぞれ性状に応じた何らかの前処理が必要になる。前処理には以下の手法が適用可能と考えられる。

#### i. 液体

各廃棄物処理プロセスでサンプリングできる液体試料の液性は以下の通りである。なお、ここで列挙される試料を全て分析するわけではなく、次節において最適な分析ポイントを絞り込んでいく。

- ・ LWT F の焼却灰ードレン水、洗浄廃液
- ・ LWT F の低ローベー廃液、処理液（硝酸塩溶液）、オフガス凝縮液
- ・ LWT F の高ローベー廃液、処理液（リン酸廃液、スラリ）、オフガス凝縮液
- ・ HWT F の圧縮体ーハル缶水、長ドラム水
- ・ HWT F の切断片ーハル缶水、ハル缶洗浄水
- ・ HWT F 焼却灰ードレン水、洗浄廃液
- ・ HWT F、LWT F 乾燥体ー洗浄廃液、凝縮水
- ・ アスファルト固化体ー廃液、凝縮水

これらの溶液試料に含まれるのはほぼ無機の塩と考えられるため、特に抽出などの前処理は必要ない。基本的に目的核種の放射能濃度に応じた希釈または濃縮操作が主な前処理であると考えられる。

#### ii. 固体

各廃棄物処理プロセスで現実的にサンプリング可能と思われる固体試料は以下の通りである。なお、ここで列挙される試料を全て分析するわけではなく、次節において最適な分析ポイントを絞り込んでいく。

- ・ LWT F の焼却灰ー焼却灰（Si, Ca, Mg, Al の各酸化物）
- ・ LWT F の低ローベー乾燥粉体（硝酸塩）
- ・ LWT F の高ローベー乾燥スラリ
- ・ HWT F の圧縮体ーハル（ジルカロイ）、エンドピース（SUS），

### 雑金属（SUS他）、燃料溶解残滓

- HWT F の切断片 - ハル缶または長ドラム切断片 (SUS)
- HWT F 焼却灰 - 焼却灰 (Si, Ca, Mg, Al の各酸化物)
- HWT F, LWT F 乾燥体 - 乾燥粉体 (NaCl)
- アスファルト固化体 - アスファルト固化物

これらのうち、LWT F および HWT F の焼却灰と LWT F 低ローベおよび高ローベの乾燥物は硝酸や塩酸等の無機酸によって溶解する必要がある。

HWT F および LWT F の乾燥体は NaCl だけであれば温水へ溶解されれば良いが、水への難溶解成分が若干含まれているおそれがあることとその後の核種（元素）分離を考慮すると適切な濃度の酸性溶液としておく方が良いかもしれません。

HWT F のハルおよびエンドピースと HWT F のハル缶切断片については、試料全体を溶解する場合と、特にハルのように溶け残りの若干の燃料酸化物のみを溶解する場合を考えられる。どちらにしても高濃度の混酸による溶解が必要である。

また、アスファルト固化物の溶解には三塩化エタンなどの有機溶媒が必要である。

溶解液は不溶解分の除去、核種（元素）分離のための希釀や濃縮および酸濃度調整がさらに必要と考えられる。

## (b) 放射能分析

### i. $\alpha$ 線放出核種

#### ・全 $\alpha$ 放射能分析

希土類元素のフッ化物沈殿によりアクチニド核種の 3, 4 倍を共沈させ、得られた沈殿をフィルター上にろ過・マウントし、ZnS (Ag) シンチレーション検出器による全  $\alpha$  計数または Si 半導体検出器による  $\alpha$  線スペクトルの全計数をもとめ、換算定数により例えば U または Pu 换算の全  $\alpha$  放射能を求める方法<sup>20), 21)</sup> がある。

#### ・ $\alpha$ 線放出核種分析

アクチニドの元素分離を行い、分離した単独元素溶液からアクチニドをステンレス板上に電着した測定試料として Si 半導体検出器による  $\alpha$  線スペクトル測定を行う。目的核種の  $\alpha$  線エネルギーピーク位置とピーク計数から核種の定性と定量を行う方法が一般的である<sup>22), 23), 24), 25)</sup>。

元素分離は、有機溶媒による抽出と水相への逆抽出による分離（溶媒と元素の組み合わせによっては微妙な pH 調整が必要なこともある）や陰イオン交換による分離を適用できる。同元素の核種分離は放射化学的には不可能なため、例えば提示された U (表 4.2-2 参照) 同位体の組成によっては  $\alpha$  線エネルギーピークが重なり合うため、多重ピーク解析が必要またはピーク解析が不能となり核種の定

量精度が悪くなる場合が考えられる。このような場合、核種まで分離して分析によって定量を行うには質量分析器による方法となる。また、アクチニド核種は $\gamma$ (X)線を放出する核種多いため、 $\gamma$ 線スペクトル測定を併用すれば高放出率の $\gamma$ 線(X)線を放出するアクチニド核種を定性・定量できる可能性がある。

#### ii. 純 $\beta$ 線放出核種

対象核種のうちC-14<sup>26)</sup>、Cl-36、Tc-99は純 $\beta$ 線放出核種であり、これらは他の $\gamma$ 線放出核種と分離して $\beta$ 線測定を行う必要がある。C-14とNi-63は液体試料で $\beta$ 線を測定し、Cl-36とTc-99は電着試料または沈殿試料で $\beta$ 線スペクトリメトリによる測定を行う方法がある。

#### iii. $\beta$ ・ $\gamma$ 線放出核種

アクチニド核種と純 $\beta$ 線放出核種以外の核種は $\gamma$ 線スペクトル測定により核種の定性・定量が可能である。ただし、例えばI-129のようにX線領域の微弱な $\gamma$ 線を放出する核種は他の核種が共存している状態では検出感度が悪くなり定量が困難と推定される。このような核種に対しては化学分離を適用し、単独核種の測定試料を作成する必要がある。

### c. 有害物の分析法

各廃棄物処理プロセスと有害物の関係を表4.2-5に示した。これらについての分析方法について表4.2-6に示した。

#### (a) 塩濃度(特に硝酸塩)

動燃殿再処理工場では、発生する廃液(特に酸類)は水酸化ナトリウムにより中和されて、最終的には濃縮廃液に流入するものと考えられる。再処理工場で有害物に該当する物の主体は硝酸塩である。動燃殿のプロセスから分かるように、最終生成物は硝酸塩の固化体もしくはアスファルト固化体である。アスファルト固化体は消防法危険物第一類の危険物判定試験で危険物ではないと判定されているが、常時発生する固化体が危険物でない、つまり危険物判定試験に用いた固化体と同じであることを証明するためには、廃棄物組成を押さえておく必要がある。このための分析はナトリウムと、そのカウンターイオンであるところの硝酸イオン、亜硝酸イオン、炭酸イオン、リン酸イオンが必要となる。

ナトリウムについては、ICP発光分析法や原子吸光分析法が有効と考えられ、検出感度は1ppmから10ppb程度(塩濃度、共存イオンの種類)である(表4.2-7)

参照)。

陰イオンについては、イオンクロマと機器分析装置による定量が可能である。

いずれも、濃縮廃液中の含有量が%オーダであるため、検出感度等の問題は生じない。したがって、通常の実験室での化学分析に使用する量の試料を確保できれば問題は生じないと考えられる。

(b) セルロース

セルロースがアルカリ溶液中で加水分解して生成するイソサッカリン酸が、放射性核種、特にT R U核種と錯体を形成し、溶解度の上昇、分配係数の低下がある可能性が英國A E Aによって示されている(添付資料参照)<sup>9)</sup>。しかしながら、イソサッカリン酸以外の分解生成物の影響や、分解生成物がどの放射性核種の移行に影響を与えるかは不明な点が多い。このため分析対象とする物質を特定することが現時点では不可能である。

雑固体廃棄物の浅地中埋設に関し、可燃性廃棄物の分配係数への影響評価は電力によってなされているものと考えられるが、結果は公表されていない。

以上から、現時点では有機物の含有量を測定しておくほか対応はない。有機物は多数の種類があり個々の影響が不明なため、全有機物を簡単に測定できることが肝要である。

以上の考え方から、焼却灰については焼却残渣を安全側に考えてすべてセルロースと見なし、重量データを取得しておくことが現実的である。具体的には、少量の焼却灰を高温(約800～1000°C)で燃焼して重量減少を測定する方法が適用可能であるものと考えられる。固化体中のセルロースは0.5%含有程度で放射性核種の溶解度への影響が出てくることがA E Aにより示されている。この値を目標とすると、重量測定精度として約50gの焼却灰試料の重量変動を0.01gの精度で測定できれば良い。これは一般の電子天秤を使用することで十分対応できる。したがって、通常の実験室での化学分析に使用する量の試料を確保できれば問題は生じないと考えられる。

一方、金属廃棄物に混入する有機物であるが、これをサンプリング分析することは非現実的である。このため、例えば装置の試運転等の一定キャンペーン中に廃棄物を代表できるようにサンプリングし、開缶選別で除去できなかった有機物の重量を測定し、この値を有害物と見なすことが合理的である。精度としては、上述したA E Aのデータを考慮し固化体1体の重量を100kgとすると、500gが判別できれば良い。このためには1gの精度の天秤を使用すれば精度は十分である。なお、現在の電子天秤では100kgのスケールでgの単位を計測できる物があるため、問題無い。

開缶選別できない有機物量の確認は、オペレータがマニュアル通りの作業を行ったことを記録確認することで対処する。発電所の雑固体廃棄物の処理もこのマニュアルによる分別と記録確認の手法で行われるものと推定される。

#### (c) TBPや除染剤成分

動燃殿では過去に除染剤を使用したため、廃液中あるいは固化体中の分析が必要となるものと考えられる。

各成分については分析方法が確立しているため、これらの適用が考えられる。分析感度については共存するイオン等の成分で変化すること、固化体の場合には分析用試料として調整する前処理の検討により変わる。表4.2-7には、一般的な感度を示している。また分析感度がこの値で問題無いかについては放射性核種の移行に与える有害物濃度にも依存する。EDTAの場合液相中の濃度が約10ppm程度になると土壤等の分配係数に影響を与えることが報告されている<sup>17)</sup>。この濃度は現状の機器分析感度は問題無い。他の有機物についての分配係数への影響は不明であるが核種との相互作用が比較的強いEDTAの分析感度と同程度の分析感度があるため、問題無いものと考えられる。したがって、通常の実験室での化学分析に使用する量の試料を確保できれば分析上の問題は生じないと考えられる。

#### (d) 金属類

ガス発生の原因、あるいは有害物としての法律上の制約を受けるが、これらは主に機器や材料の構造の一部として混入してくるため分別が必要となる。これは、開缶選別工程で対応可能である。

焼却灰の場合、可燃性廃棄物の一部にAl等が入ってくるため金属探知器で検出できても完全に取り除くことは不可能である。一方、発生する焼却灰の分析を隨時行うことは合理的でない。また、HWT Fで処理する金属類、焼却灰についても同様である。このため、例えば試運転等の一定キャンペーン中に廃棄物を代表できるようにサンプリングして混入している金属類の重量を測定し、この値を有害物と見なすことが合理的である。また、焼却炉、あるいは圧縮などの処理前の分別手法をマニュアル化し、記録を残すことにより確認できるようにすることが合理的である。

### d. 放射能および有害物以外の測定法

放射能以外の測定検査技術は、浅地中埋設のための搬出検査技術とその装置が参考となると考えられる。この搬出検査装置は、廃棄体(200リットルドラム缶詰)

の重量、表面線量当量率、表面汚染密度、廃棄体外観、一軸圧縮強度などを非破壊測定するシステム化された装置であり、すでに実用化され、国内原子力発電所で発生した廃棄体の六ヶ所低レベル放射性廃棄物貯蔵センターへの搬出検査で使用されている。重量はロードセルにより、表面線量率は線量率計により、表面汚染密度は自動スミヤ機構と $\alpha/\beta$  ( $\gamma$ ) 測定器により直接測定され、著しい破損は廃棄体外観を I T V によって目視検査することで確認する。なお、一軸圧縮強度は超音波の伝播速度などから間接的に固化体強度を評価する。

このような装置を、L W T F および H W T F の各廃棄体および中間貯蔵体に適用するためには、測定対象の形状に応じた設計変更が必要となるが、品質保証方法として基本的な技術上の課題はないものと考えられる。

表 4.2-1 品質保証項目の評価結果のまとめ

	LWT F			HWT F			
	焼却灰	低ローベ	高ローベ	圧縮体	切断片	焼却灰	乾燥体 アスファルト固化体
放射能	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
固型化材	不要	不要	不要	不要	不要	不要	○
固化体強度	不要	不要	不要	不要	不要	不要	不要
固型化材配合比	不要	不要	不要	不要	不要	不要	○
有害物	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
有害な空隙	不要	不要	不要	○	不要	不要	○
均質／均一性	不要	不要	不要	不要	不要	不要	○
容器(材質、寸法)	○	○	○	○	○	○	○
耐荷重	○	○	○	○	○	○	○
重量	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
表面線量当量率	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
表面汚染密度	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
著しい破損	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
熱耐久性	不要	不要	不要	不要	不要	不要	不要
耐放射線性	不要	不要	不要	不要	不要	不要	○
耐水強度	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
分配係数	不要	不要	不要	不要	不要	不要	不要
拡散係数	不要	不要	不要	不要	不要	不要	不要
透水率	不要	不要	不要	不要	不要	不要	不要
発熱率	○	○	○	○	○	○	○
熱伝導率	不要	○	○	○	○	○	○
熱容量	不要	○	○	○	○	○	○
健全性上限温度	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
密度	○	○	○	○	○	○	○
耐落下強度	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎
ガス発生率	○	○	○	○	○	○	○

◎: データ取得が不可欠と考えられる  
○: データ整備は必要であるが代表点や記録等で対応可能

表 4.2-2 評価対象核種の基礎データ

核 種	半減期 [yr]	$\alpha$ 線	$\beta$ -線	$\gamma$ (x) 線	中性子	
		エネルギー-[MeV] (放出率 [%])	最大エネルギー-[MeV]	エネルギー-[keV] (放出率 [%])	自発核分裂 [n/s/g]	UO <sub>2</sub> ( $\alpha$ , n)反応 [n/s/g]
C-14	5730	no	0.16	no	—	—
Cl-36	3.00E+05	no	0.71	no	—	—
Ni-59	7.50E+04	no	no	6.93(19.6)	—	—
Ni-63	100	no	0.07	no	—	—
Nb-94	2.00E+04	no	0.47	871(100), 703(98)	—	—
Tc-99	2.10E+05	no	0.29	—	—	—
I-129	1.57E+07	no	0.15	—	—	—
Cs-135	2.00E+06	no	0.21	no	—	—
Cs-137	30.17	no	0.51	662(85)	—	—
Ra-226	1600	4.785(94.5), 4.602(5.55)	no	186(3.3)	0.00E+00	4.92E+02
Th-230	7.54E+04	4.688(76.3), 4.621(23.4)	no	—	4.31E-04	9.41E+00
Pa-231	3.28E+04	5.012(25.4), 4.951(22.8)	no	303(4.3), 300(4.1)	6.50E-03	2.69E+01
U-233	1.59E+05	4.824(84.4), 4.783(13.2)	no	—	6.95E-04	4.95E+00
U-234	2.45E+05	4.774(72 ), 4.723(28 )	no	—	4.56E-03	3.07E+00
U-235	7.04E+08	4.397(57 ), 4.367(18 )	no	186(54)	2.73E-04	7.17E-04
U-236	2.34E+07	4.494(74 ), 4.445(26 )	no	—	4.62E-03	2.41E-02
Np-237	2.14E+06	4.788(51 ), 4.770(19 )	no	87(12.6)	1.05E-04	3.49E-01
Pu-239	2.41E+04	5.161(73.3), 5.149(15.1)	no	—	2.26E-02	3.97E+01
Pu-240	6563	5.159(75.5), 5.115(24.4)	no	—	1.03E+03	1.46E+02
Am-241	432.7	5.486(86 ), 5.443(12.7)	no	60(35.7)	1.67E+00	2.75E+03
Cm-244	18.1	5.806(76.7), 5.764(23.3)	no	—	1.10E+07	7.93E+04

表 4.2-3 放射能NDA技術の概要

手 法	γ線スペクトロメトリ法 (パッシブγ線法)	パッシブ中性子法	アクティブ中性子法	γ線CT測定法	カロリーメトリー法
概 要	Ge検出器やシンチレーション検出器により廃棄体から放出されるγ線のエネルギースペクトラルを測定し核種を定量する。	自発核分裂性核種が放出する核分裂中性子やTRU核種が放出するα線と軽元素が反応して発生する(α,n)中性子を測定し、主にPuやTRU核種を定量する。	測定対象に中性子を照射し、核分裂性核種の核分裂反応を誘起し、発生した核分裂中性子を測定し、核分裂性核種を定量する。	廃棄物を透過するような強力な外部γ線源を用いて密度の2次元分布を測定し、廃棄物から放出されるγ線を多数の方向から測定して放射能の2次元分布を測定し、γ線エネルギースペクトラルから核種を定量する。	放射性崩壊のエネルギーが廃棄物中で熱に変わるので、その発熱量を測定して放射能を定量する。
適 用	比較的密度の小さい廃棄物への適用性が高い。密度が高いと感度が低下する。	パッシブγ線法に比べて高密度な廃棄物にも適用可能だが、中性子減速材(水など)を含む廃棄物では感度が低下する。	パッシブγ線法に比べて高密度な廃棄物にも適用可能だが、中性子減速材(水など)を含む廃棄物では感度が低下する。	比較的密度の小さい廃棄物への適用性が高い。密度が高いと感度が低下する。	$\alpha$ 比放射能の大きな試料に主に適用される。
核種選別性 (対象核種)	X線エネルギー領域以上のγ線放出核種	核種の識別はできない	核分裂性核種の識別はできない	X線エネルギー領域以上のγ線放出核種	核種の識別は全くできない
感 度(例)	密度小、ドラム缶廃棄物 Pu-239: 0.1g~1g U-235: 1g以上 Cs-137: ~40kBq	密度小、ドラム缶廃棄物 Pu: 5mg~100mg	密度小、ドラム缶廃棄物 Puのみの場合: 数mg	ドラム缶雑固体廃棄物 Cs-137: 40kBq~400kBq程度	酸化プルトニウムの原料粉末など (Pu: 2kg)
精 度(例)	均質廃棄物 : A 不均一廃棄物 : C	均質廃棄物 : B 不均一廃棄物 : C	均質廃棄物 : B 不均一廃棄物 : D	不均一廃棄物 : B	不均一試料 : A

表 4.2-4 パッシブ中性子法による分析に利用される主な基礎データ

測定方法	核種	<sup>234</sup> U	<sup>235</sup> U	<sup>238</sup> U	<sup>238</sup> Pu	<sup>239</sup> Pu	<sup>240</sup> Pu	<sup>241</sup> Pu	<sup>242</sup> Pu	<sup>237</sup> U†	<sup>241</sup> Am†
		半減期 (yr)	$2.48 \times 10^5$	$7.1 \times 10^8$	$4.49 \times 10^9$	87.75	$2.439 \times 10^4$	6,537	14.8	$3.87 \times 10^5$	6.75 day
<sup>(1)(2)</sup> エネルギー (keV)	①	—	185	766.5	152.7	129.3	160.0	103.5	—	164.61	59.537
	②	—	—	1,001.4	—	413.7	642.3	148.5	—	208.005	662.3
γ線 強度 ( $\gamma/100$ 崩壊)	①	—	54	$2.20 \times 10^{-1}$	$1.27 \times 10^{-3}$	$5.76 \times 10^{-3}$	$2 \times 10^{-3}$	4.5	—	2.4	35.3
	②	—	—	$5.90 \times 10^{-1}$	—	$1.5 \times 10^{-3}$	$1.4 \times 10^{-3}$	9.0	—	20.2	$3.39 \times 10^{-6}$
強度 ( $\gamma/g \cdot s$ )	①	—	$4.3 \times 10^4$	$2.72 \times 10^1$	$8.04 \times 10^4$	$1.31 \times 10^5$	$1.9 \times 10^5$	$4.1 \times 10^6$	—	$2.3 \times 10^6$	$4.47 \times 10^{10}$
	②	—	—	$1.20 \times 10^2$	—	$3.4 \times 10^4$	$1.2 \times 10^3$	$8.2 \times 10^6$	—	$1.90 \times 10^7$	$4.30 \times 10^3$
中性子自発核分裂 <sup>(3)</sup> ( $n/g \cdot s$ )		$4.94 \times 10^{-3}$	$4.84 \times 10^{-4}$	$1.13 \times 10^{-2}$	$2.45 \times 10^8$	$2.36 \times 10^{-2}$	$8.96 \times 10^2$	—	$1.67 \times 10^3$	—	1.30
	$(\alpha, n)$ 反応 $UO_2$ <sup>(3)</sup> ( $n/g \cdot s$ )	2.19	$5.30 \times 10^{-4}$	$6.63 \times 10^{-3}$	$9.92 \times 10^3$	$2.92 \times 10^1$	$1.09 \times 10^2$	—	—	—	$1.93 \times 10^3$
子 $UF_6$ <sup>(4)</sup> ( $n/g \cdot s$ )		$4.6 \times 10^2$	$8.8 \times 10^{-2}$	$9.5 \times 10^{-3}$	—	—	—	—	—	—	—
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
熱発生量 <sup>(5)††</sup> (mw/g)		$(1.77 \times 10^{-1})$	$(6.29 \times 10^{-3})$	$(1.10 \times 10^{-3})$	$5.67 \times 10^2$	1.914	7.105	3.62	$1.128 \times 10^1$	—	$1.145 \times 10^2$

† <sup>237</sup>U, <sup>241</sup>Am は <sup>239</sup>Pu の娘核種, †† ( )内は崩壊データによる概算値

	一括・グロス測定法（均質固化体用）	C T測定法（雑固体用）
概念図		
測定方法	<p>水平方向にコリメートされた Ge検出器によりドラム缶か らのγ線を一括で測定し、重 量測定より得られる換算係数 により核種別放射能濃度を算 出する。</p>	<p>鋭くコリメートされたγ線檢 出器を用い、外部線源からの 透過γ線測定より得られた密 度分布情報と、ドラム缶自体 よりのγ線測定により得られ た放射能分布情報により補正 を行う。</p>

図4.2-1 γ線スペクトル測定装置の概念

(国内発電所低レベル廃棄物用の搬出検査装置の実施・開発例)

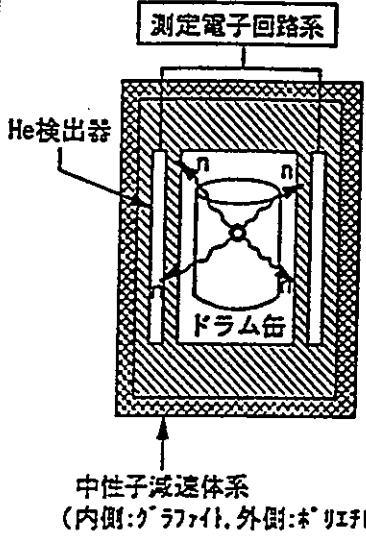
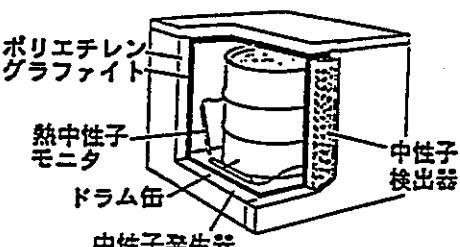
	パッシブ測定法	アクティブ測定法
概念図	 <p>測定電子回路系 He検出器 ドラム缶 中性子減速体系 (内側:グラファイト、外側:ポリエチレン)</p>	 <p>ポリエチレン グラファイト 熱中性子 モニタ ドラム缶 中性子発生器 中性子検出器</p>
測定方法	<p>廃棄物に含まれる自発核分裂性物質から放出される中性子と、廃棄物中の軽元素との(<math>\alpha, n</math>)反応で発生する中性子を測定する方法。</p>	<p>高速中性子を廃棄物に照射し、廃棄物内で減速された照射中性子と廃棄物中の核分裂性物質との反応で生成した中性子を測定する方法。</p>

図 4.2-2 中性子測定装置の概念

表4.2-5 発生する廃棄物と有害物の関係

有害物	L W T F			H W T F				アスファルト
	低ローベ	高ローベ	焼却灰	圧縮体	切断収納物	焼却灰	乾燥物	
塩類	○	○	—	—	—	—	—	○
セロース	—	—	○	○	○	○	○	—
T B P	○	○	—	—	—	—	—	○
E D T A	○	○	—	—	—	—	—	○
シュウ酸	○	○	—	—	—	—	—	○
A l	—	—	○	○	○	○	—	—
Z n	—	—	○	○	○	○	—	—
P b	—	—	—	○	○	—	—	—

○：検討すべき有害物が存在する場合

—：有害物の混入があり得ない場合

表4.2-6 発生する廃棄物と有害物の分析手法の関係

有害物	L W T F			H W T F				アスファルト
	低ローベ	高ローベ	焼却灰	圧縮体	切断収納物	焼却灰	乾燥物	
塩類	廃液のままもしくは溶解し、原子吸光、ICP発光分析、イオンクロマで定量可能である。	同左	-	-	-	-	-	溶解し、原子吸光、ICP発光分析、イオンクロマで定量可能である。
セルロース	-	-	焼却灰中の可燃性廃棄物の残量中のセルロースの定量ができないため、イグニッションロスをセルロースと見なし、重量測定する方法しかないと考えられる。なおこの測定の具体的方法は表4.2-7参照。	選別作業で選別できなかった可燃性廃棄物をセルロースと見なし、重量測定する方法しかないと考えられる。なおこの測定の具体的方法は表4.2-7参照。	同左	L W T F の焼却灰の場合と同じである。	同左	-
T B P	廃棄物を溶解し液状にした後、ガスクロマとグラフィで検出が可能である。	同左	-	-	-	-	-	廃棄物を溶解し液状にした後、ガスクロマとグラフィで検出が可能である。溶解方法を検討する必要がある。
E D T A	廃棄物を溶解し液状にした後、ZrとXO試薬を添加し、Zr-XO錯体の吸光度を測定する手法により検出が可能である。	同左	-	-	-	-	-	廃棄物からEDTAを浸出させた液にZrとXO試薬を添加し、Zr-XO錯体の急行度を測定する手法により検出が可能である。溶解方法を検討する必要がある。
シュウ酸	廃棄物を溶解し液状にした後、高速液体クロマトグラフィーで測定することにより検出可能である。	同左	-	-	-	-	-	廃棄物からシュウ酸を浸出させた後、高速液体クロマトグラフィーで測定することにより検出可能である。模擬固化体を作製して浸出を事前に評価する必要がある。
A l	-	-	焼却灰中に残存するAlを目視分別して重量を測定する。	圧縮に供する原料中のAlを目視分別して重量を測定する。	切断後の原料中のAlを目視分別して重量を測定する。	L W T F の焼却灰の場合と同じである。	-	-
Z n	-	-	焼却灰中に残存するZnを目視分別して重量を測定する。	圧縮に供する原料中のZnを目視分別して重量を測定する。	切断後の原料中のZnを目視分別して重量を測定する。	L W T F の焼却灰の場合と同じである。	-	-
P b	-	-	-	圧縮に供する原料中のPbを目視分別して重量を測定する。	切断後の原料中のPbを目視分別して重量を測定する。	-	-	-

○：検討すべき有害物が存在する場合

-：有害物の混入があり得ない場合

表4.2-7 廃棄物の検出感度と必要試料量の関係

有害物		L W T F			H W T F			アスファルト
		低ローベ	高ローベ	焼却灰	圧縮体	切断収納物	焼却灰	
塩類	Na	~0.5ppm	同左	—	—	—	—	~0.5ppm
	硝酸イオン	~1ppm	同左	—	—	—	—	~1ppm
	亜硝酸イオン	~0.05ppm	同左	—	—	—	—	~0.05ppm
	炭酸イオン	~0.5ppm	同左	—	—	—	—	~0.5ppm
	リン酸イオン	~0.05ppm	同左	—	—	—	—	~0.05ppm
	必要試料量	合計で10g	同左	—	—	—	—	合計で200g
セロース	検出感度	—	—	0.01g	1g	1g	0.01g	0.01g
	必要試料量	—	—	約50g	廃棄物の種類 を代表してい るとの説明が できる単位		約50g	約50g
T B P	検出感度	~1ppm	同左	—	—	—	—	~1ppm
	必要試料量	約100g (塩類 分析と共に用 可)	同左	—	—	—	—	約100g (塩類 と共に用可)
E D T A	検出感度	約50 $\mu$ g/100ml	同左	—	—	—	—	約50 $\mu$ g/100ml
	必要試料量	約100g (TBPと 共用可)	同左	—	—	—	—	約100g (TBPと 共用可)
シュウ酸	検出感度	約50 $\mu$ g/100ml	同左	—	—	—	—	約50 $\mu$ g/100ml
	必要試料量	約100g (TBPと 共用可)	同左	—	—	—	—	約100g (TBPと 共用可)
A l , Z n , Pb	検出感度	—	—	1g	1g	1g	1g	—
	必要試料量	—	—	廃棄物の種類 を代表してい るとの説明が できる単位		同左	同左	—

注：検出感度は理想的な値を示している。実際には共存イオンの種類や濃度に影響を受ける

○：検討すべき有害物が存在する場合

－：有害物の混入があり得ない場合

#### 4.2.2 データ取得方法の検討

##### (1) 合理的な品質保証方法設定の考え方

本研究でのモデル施設となるHWT FおよびLWT Fに対して合理的と考えられる品質の確認方法の考え方は、平成6年度に実施した『TRU廃棄体の品質保証方法に関する調査』(PNC発行番号 PNC ZJ8164 95-003)において検討した一般的な考え方を基本的に適用できると考えられる。ここでは、その基本方針について若干補足して再掲する。

a.) 一般には、物体の品質管理は物体の最終段階での物性データを管理することである。これは、本調査で対象としている廃棄体にもあてはまることができる。しかしながら、廃棄体の最終段階ではデータ取得が困難であり、仮にデータ採取ができるても信頼性が乏しい場合には、次のような考え方によってデータ採取点（プロセス上でデータを採取する場所）を順次プロセスの上流へさかのぼることが合理的であると考えられる。

すなわち、ある工程から最終段階まで採取対象とするデータに関しては、廃棄物の状態（性状）が変化しない場合は、変化のない工程のどこで採取しても最終段階のデータと同等の、言い替えればトレーサビリティのあるデータが得られるはずである。そこで、信頼性の要求を満たしうるデータが採取できる工程を選択し、そこでデータを採取るべきと考える。しかし、最終工程で対象とするデータに状態変化があるケースでは、多くの場合、最終工程でのデータ採取が優先されると考えられる。ただし、そのような場合でも、最終工程での直接測定の信頼性（確度や精度）が乏しく、それ以前の工程でのデータから推定する方法の信頼性がより高ければ、状態変化の如何によらず信頼性の高い方を選択するのが合理的な場合もあると考えられる。

よって、要求される信頼性の度合いと照らしあわせながら、どの工程でのデータがその要求を満たしうるデータとなるかを検討して、要求条件を満たす範囲でデータ採取点が決定されることが妥当と考えられる。この考え方の中には、たとえば分析方法について破壊、非破壊分析のどちらが合理的であるかを考えて判断すべきであるとの考え方が含まれる。

b.) 廃棄体の物性の中には、必ずしもその製造プロセス中での実測によらない方が合理的な管理ができる場合がある。たとえば、同一の製造ロットの固型化材で固化された廃棄体がいくつか製造された後に、その廃棄体から試料を採取して固型化材の物性を分析しても、同一の分析値を得ることは通常は困難であることが多い。同一でないとは、破壊分析処理を行う過程での誤差が定量的に大きくなってしまうことに起因する場合が多いが、実際には同一のものを使用しているにもかかわらず、とにかく同一なデータ

が得られないのでは合理的な管理がなされているとはいひ難い。

この場合のように、あらかじめ性質が判明している物質を廃棄体製造プロセスの中で使用している場合には、それらの物性値などが示されている仕様書データを管理し、照合できるようにしておく方が合理的と考えられる。

c.) 一般に製造設備が正常に運転され、使用される材料が規定の仕様の範囲にあれば、製品は期待された性質を有するのが普通である。このような場合には、製品のすべてについて分析を行わず、製品の抜き取り検査と設備の運転記録のデータ管理による品質保証が一般的に行われる方法であると考えられる。

d.) 種々の物質が共存している場合、通常は分析対象の分析のための分離処理が必要となる。この作業は煩雑で、しかも分離処理中に分析対象が分析試料に 100% 残留することがないため、微量の有害物などは廃棄体となった後の状態では信頼性の高い分析は期待できないことが多い。

このような場合には、その廃棄物が発生する工程と処理工程の両方で理論的に有害物が混入しないこと、または初期に混入しても処理工程において分解することが明らかであれば、分析しなくとも有害物の存在を否定することが可能であり、そのような説明によって判断できると考えるのが妥当と思われる。また、限定的に混入している問題物質がある場合に、それら限定的な物質を区別して取り扱うことにより全体の管理を簡略にできるならば、場合分けをした管理方法を選択することが合理的であると考えられる。

現在、国内の原子力発電所からの均質固化体の搬出確認にあたっては、上記のような考え方方が採用されており、TRU 廃棄体の廃棄体特性評価データの取得方法についても、可能な限り以上のような考え方を採用し、合理的な品質保証を行うことが望ましいと考えられる。

## (2) 各処理プロセスのデータ取得方法の調査

### a. 放射能（核種別放射能）

核種別放射能データを取得するための基本方針は、以下の方法を推奨する。すなわち、

1) 評価対象核種のうち廃棄体（以下、中間貯蔵体と最終廃棄体を含めて廃棄体と言う）中に含まれることが明らかな核種で、かつプロセス内で非破壊分析（NDA）による定量が可能な核種はNDAを適用する。

2) NDAによる定量が不可能または極めて困難な核種は、サンプリング代表性が確保できるプロセス点で廃棄物をサンプリング分析し、NDAで定量できる核種（ラベル核種）との相関係数を求めラベル核種のNDA測定値とその相関係数から定量する。また、サンプリング代表性を確保することが困難な場合には、理論的な核種相関データ（理論計算値や試運転時またはR & Dによる事前の推定値）からラベル核種との相関係数を求めラベル核種のNDA測定値とその相関係数から定量する。

以上の基本方針を踏まえた核種別放射能のデータ取得方法の検討フローを図4.2-3に示す。

評価対象核種のうちNDAによる定量が可能な核種は、まず $\gamma$ 線放出核種と中性子線放出に寄与する核種に限られる。 $\gamma$ 線放出核種の中では、アクチニド核種は比較的低エネルギーの $\gamma$ 線を放出するためCs-137等の影響により定量は困難と思われる（ただし、測定対象の核種組成によっては定量可能性はゼロではないので、今後、核種放射能のインベトリーをパラメータとした定量的な評価が必要と思われる。）。よって、 $\gamma$ 線測定によりラベル核種となりうる可能性の高い核種としてCs-137を仮に設定する。Cs-137はFP核種のラベルとなり得る可能性が高い。一方、提示された評価対象核種の中には $\gamma$ 線測定によりCP核種のラベルとなり得る核種はないが、現実にはCo-60の存在が予想される。

また、中性子線の測定によって定量される核種はアクチニド核種であるが、すでに述べたように核種を直接定性・定量する中性子測定法と特に核種選別を行わない中性子測定法がある。

これら以外の核種についてはNDA以外の方法（サンプリング分析、または推定）によって定量を行う必要がある。

次に、NDAと分析等を行ってデータを取得する点を抽出する。NDAと分析等を行ってデータを取得する点（プロセス上の位置）は極端に言えばプロセス中の任

意の点（場所）が考えられる。しかしながら、廃棄物の形態やプロセスの運転を考えた場合、現実的にはNDA測定点またはデータ取得点として適切な点が数箇所考えられる。特に、サンプリング分析点は、サンプリング代表性を確保する必要性からかなり限定されると考えられる。この段階でこれら測定・分析“点”を網羅的にデータ取得点として抽出する。

次に、抽出した複数“点”に対し、NDAでは定性的に妥当と思われる測定方式を割り当て、データ取得点ではサンプリング分析か推定かを割り当てる。

次に、各“点”で取得するデータの精度や廃棄体の放射能を評価するという観点からトレーサビリティなどを定性的に評価する。

次に、各“点”的度等を横並びに比較してより適切と考えられる“点”的候補を絞り込む。

次に、絞り込んだ“点”での廃棄物の性状と放射能レベルの情報（設計データなど）をもとに、NDAに関して適用可能性を検討する。この時点で、実際の核種の種類と現実的な放射能インベントリ（放射能濃度）情報があれば、測定体系を想定した測定感度の評価により定量的な評価を行うべきであるが、設計時点ではこのような現実的なデータは入手不可能である。今後、NDAの測定手法の適用性評価として放射能インベントリデータをパラメータとした検討が必要と考えられる。

そして、最後に核種の放射能データ取得システムの概念を検討し、今後の種々の検討項目を抽出する。

以下、各廃棄物の処理プロセス毎に核種放射能のデータ取得方法の検討を行った。

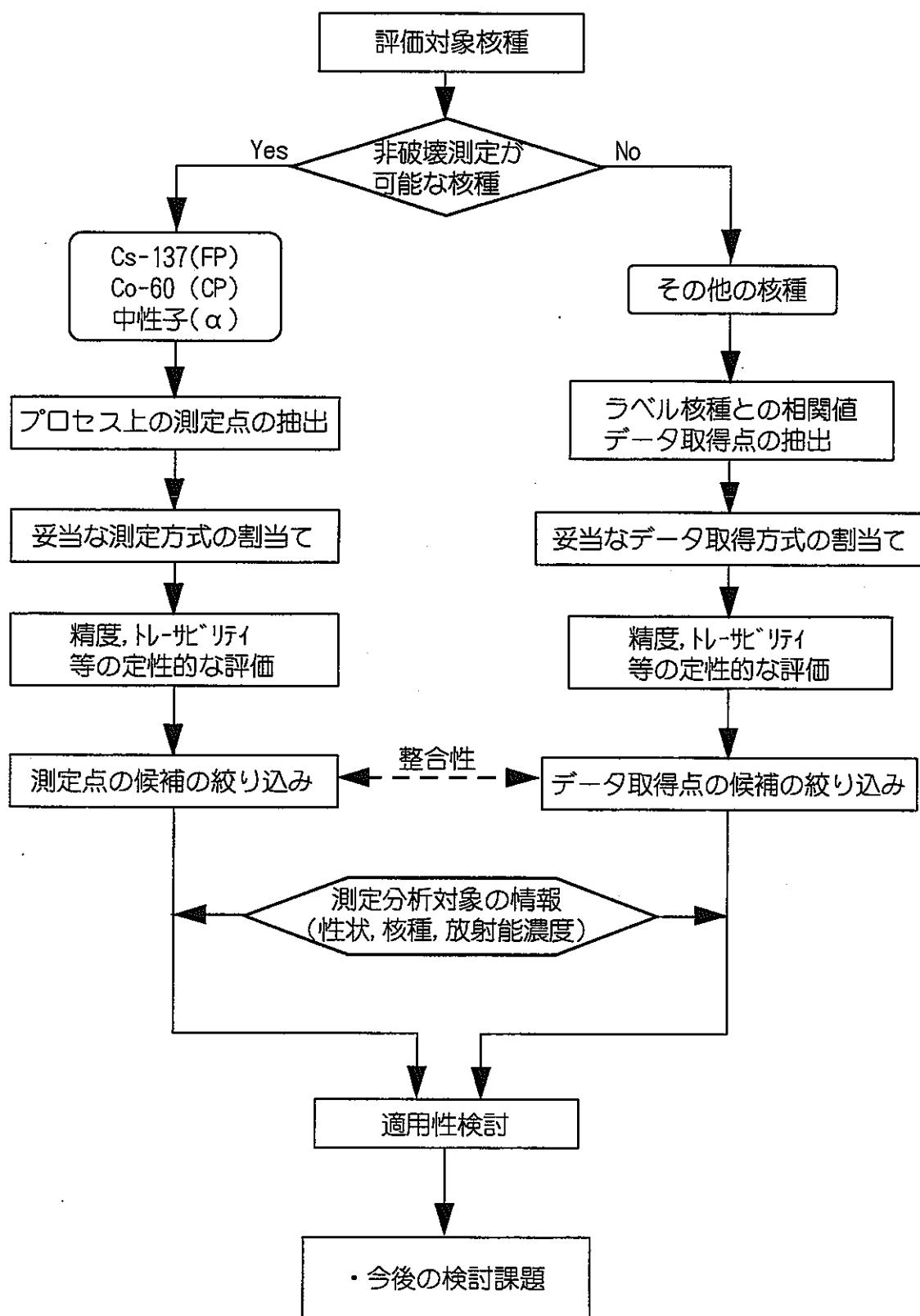


図4.2-3 核種放射能のデータ取得方法の検討フロー

### (a) L W T F の焼却灰

焼却に供される廃棄物は可燃物、難燃物であり、ある定型の形状をもっておらず、また中には細断されてから焼却されるものがあるため、N D Aの適用は廃棄物が容器に収められている場所とするのが現実的と考えられる。

N D A測定点と相関データ取得点の抽出結果を図 4. 2-4 に処理プロセスの流れとともに丸数字で示す。また、各データ取得点での測定手法と測定対象および測定精度等の定性的な評価結果を表 4. 2-8 にまとめて示す。

N D Aの各測定点に適用可能な測定手法は、測定対象の形状（容器）と性状を考慮して割り当てた。

#### ・データ取得点① (N D A)

ダンボール詰めされた廃棄物①は、選別されたそのままの、あるいは切断された可難燃物が雑多に収納されていると考えられる。放射能および密度とも不均一な分布を持つことが予想されるため、ここに適用する測定手法としては、 $\gamma$ 線測定はC T法、また中性子測定はパッシブ中性子法が妥当と考えられる。

#### ・データ取得点③ (N D A)

焼却された可難燃物はドラム缶に収納される。この状態では、放射能、密度ともに均質に近いと予想される。よって測定手法としては、 $\gamma$ 線測定はパッシブ法、また中性子測定はかさ密度が小さくかつCやH元素の含有率が少ないと予想されるためアクティブ中性子法（予備的にパッシブ中性子法）を適用することが可能と考えられる。

上記2点のN D Aの感度に関しては、核種組成ははっきりしないものの、動燃殿から提示いただいた放射能レベルであれば感度は問題ないと思われる、ただし、廃棄物は雑廃棄物であるため放射能濃度は大きな幅をもつことが充分考えられるので、感度の有無について断言はできない。

次に、定量精度に関しては、Cs (Cs-137) と Pu について検討した。Cs の定量精度は、パッシブ $\gamma$ 測定では試料の均一性の度合いに依り、不均一試料に適用するC T測定では試料の大きさ（ $\gamma$ 線のしゃへい厚）と密度と放射能の不均一性の度合いに依ると考えられる。定性的な段階づけとして、不均一試料に対するC T法を「B」とし、ドラム缶2および3の焼却灰はかさ密度がコンクリート廃棄物などに比べると小さいためしゃへい効果が比較的少ないと考え「A」とした。

中性子測定に関しては、現時点の情報としてアクチニド核種毎の放射能データは得られていないものの、目安として不均一試料のパッシブ中性子測定を「C」とし、均一試料に対するアクティブ中性子測定+パッシブ中性子は「B」とした。

以上の評価は定性的であるものの、上記2点のN D A測定を比較した場合、精度

もさることながらトレーサビリティの観点からもNDAは測定点③のほうが最適と考えられる。

次に、相關データの取得点の候補を表4.2-8(2/2)に示すように3通り抽出した。雑廃棄物の核種放射能の相關データを精度良く理論的に推定するのは非常に困難であると考えられる。サンプリング分析による方法では、焼却灰②をサンプリングして測定する方法は代表性について問題がないわけではないが、オフガスの凝縮ドレン④の分析によるよりは、相關データの精度は良いと考えられる。

以上の評価から、最適と考えられるNDA・分析点は次のように考えられる。

- ・ NDA-③（焼却灰の入ったドラム缶）
- ・ 分析-②（焼却灰）

○：可能性のあるデータ取得点

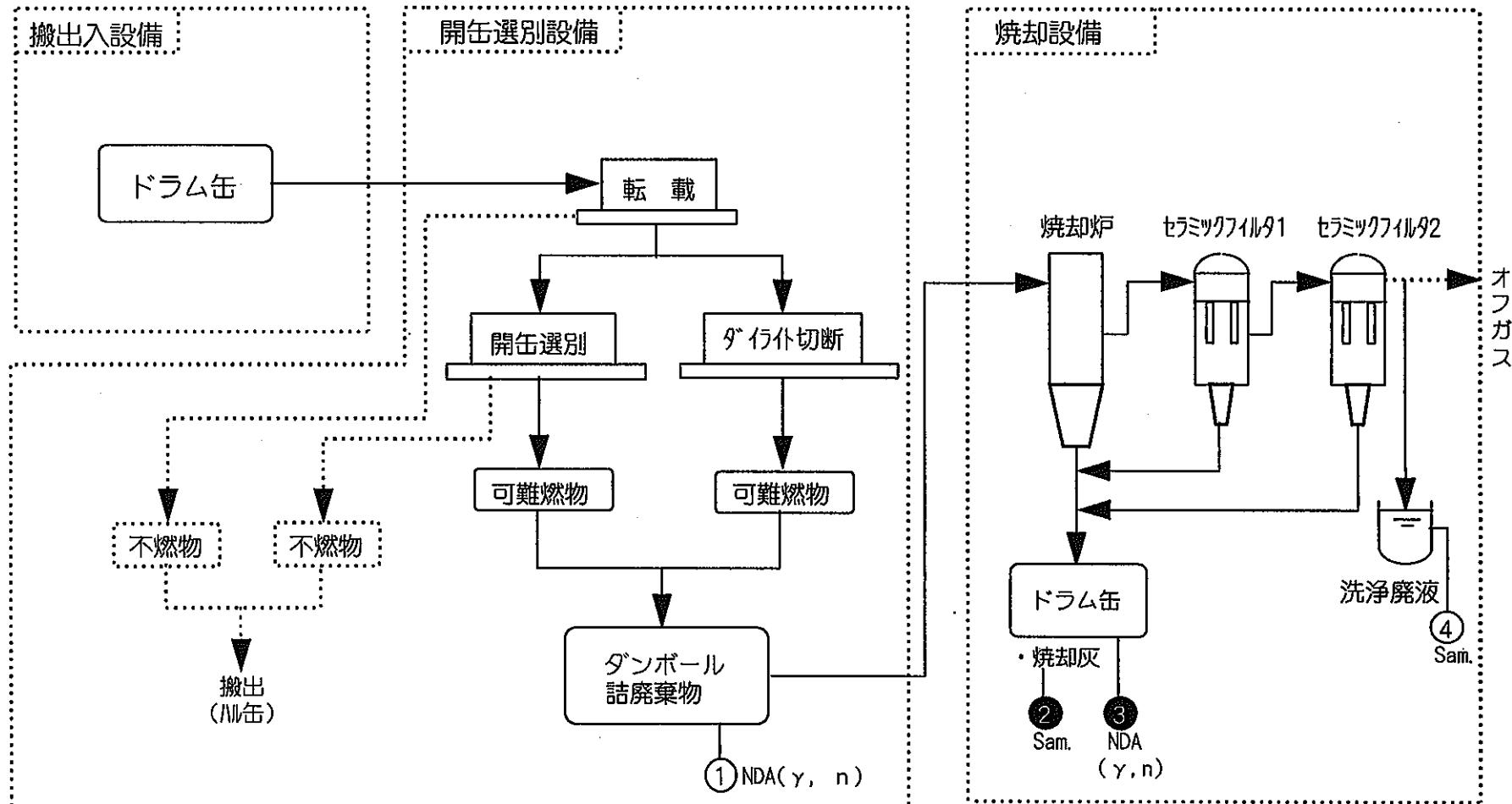


図 4.2-4 LWT F の焼却灰

表 4.2-8(1/2) LWT Fの焼却灰のデータ取得点の比較 (NDA)

設 備	開缶選別設備	焼却設備
データ取得点	1	3
測定手法	・ $\gamma$ 線ECT ・ $\gamma$ 線TCT ・ハッパシフン	・ハッパシフン ・アクティブn +ハッパシフン
測定対象	・角型 (グンボール) ・不均一 ・ $\rho < 1?$	・円筒状 (2001トライム) ・均一 ・ $\rho : 0.3 \sim 0.7$
放射能 $\beta$ $\gamma$ [Bq/kg] $\alpha$	$\sim 1E+07?$ $\sim 1E+07?$	$\sim 1E+08?$ $\sim 1E+08?$
測定 Cs 感度 n	上記放射能レベルであれば 感度はあると考えられる。	
測定 Cs 精度 Pu	B C	A B
トレーサ ビリティ	△	○
廃棄体データ の信頼性順位	2	1

## 脚注)

- ・測定対象、放射能 ? : 現実的な値が不明
- ・測定精度 A > B > C
- ・トレーサビリティ ○: 比較的良い、△: 比較的やや劣る
- ・廃棄体データの信頼性 1 > 2

表 4.2-8(2/2) LWT Fの焼却灰のデータ取得点の比較 (相関データ)

設 備	-	焼却設備	
データ取得点	推 定	2	4
データ取得手法	理論計算	灰のサンプリング分析	水溶液のサンプリング分析
対 象	・各発生元の 雑廃棄物	・SiO <sub>2</sub> ・CaO ・MgO ・Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	・オフガス 凝縮ドレン
核種種類と濃度	核種は使用済燃料の核種組成 + 放射化。ただし、Cまたは酸化条件によっては Tc, I, Cs はオフガスへ移行する可能性あり。濃度は不明。		
分析前処理	-	溶 解	不 要
サンプリング代表性	-	△	○
トレーサビリティ	△	○	△
操作性 実現性	△	○	○
相関データの精度	△	○	△

## 脚注)

- : 対象外
- : 比較的良い
- △: 比較的やや劣る

## (b) L W T F の低ローベ

L W T F 低ローベ固化体は、低レベル廃液を処理して放射能を除去した残りの極低いレベルの廃液を乾燥した硝酸塩粉体をドラム缶に詰めたものである。N D A の適用場所としては、硝酸塩粉体の収納されたドラム缶の他に、除去された放射能を測定するという意味で放射能の吸着除去工程が考えられる。

N D A 測定点と相關データ取得点の抽出結果を図 4.2-5 に処理プロセスの流れとともに丸数字で示す。また、各データ取得点での測定手法と測定対象および測定精度等の定性的な評価結果を表 4.2-9 にまとめて示す。

N D A の各測定点に適用可能な測定手法は、測定対象の形状（容器）と性状を考慮して割り当てた。

### ・データ取得点④および⑤（N D A）

N D A による測定対象のラベル核種である Cs-137 は吸着塔⑤で除去される。よってここに  $\gamma$  線測定を適用して除去される Cs-137 を定量することで廃棄体の放射能を評価できる可能性がある。また、補助的に吸着塔④（Sr の除去部であるが）での N D A も考えることとした。吸着塔は容器詰めされた廃棄物に比べると大型で、放射能と密度分布の条件としては不均一であるため、 $\gamma$  線測定には C T 測定法を適用するのが妥当と考えられる。また中性子測定に関しては、パッシブ中性子法が妥当と考えられる。

### ・データ取得点⑨（N D A）

処理液の蒸発乾燥によって製造される硝酸塩粉体はドラム缶⑨に収納される。この状態では、放射能、密度ともに均質に近いと予想される。よって測定手法としては、 $\gamma$  線測定はパッシブ  $\gamma$  法、また中性子測定は固化体の密度を考慮するとパッシブ中性子法を適用することが妥当と考えられる。

上記ドラム缶⑨での  $\alpha$  放射能濃度は 0. 1 MBq/ ドラム程度であり、「非  $\alpha$ 」に相当すると考えられる。これが現実的な放射能濃度であるならば、パッシブ中性子法の検出限界よりかなり低く、パッシブ中性子法を適用することは現実的ではないと思われる。また、吸着塔④および⑤での  $\alpha$  放射能濃度の情報はないが、同程度の放射能レベルであれば、こちらもパッシブ中性子法の適用性は少ないと考えられる。この場合  $\alpha$  放射能はサンプリング分析に依らざるをえないと考えられる。

一方、 $\beta \gamma$  放射能濃度は 1 G Bq/ ドラム程度のレベルとされているが、核種毎の濃度が不明のためパッシブ  $\gamma$  測定法の感度評価はここではできない。ただし、Cs は選択的に除去されているので、Cs-137 を定量できないおそれはある。表 4.2-9 の精度のランク付けは感度がある測定が行えた場合に、ドラム缶⑨のパッシブ  $\gamma$  線測定の方が吸着塔④および⑤での測定よりかなり良いと考えて判定した。

また、Cs-137 は吸着塔⑤で大部分が除去されることを考えると、除去前後の放射能の差から処理液側へ移行する微量な放射能を評価するのはトレーサビリティ上の問題（誤差）も大きいと考えられる。

以上の評価から、上記 2 点の N D A 測定感度が未評価で測定が成立するか否か判断が困難であるが、相対的にはドラム缶⑨での N D A の方が妥当と考えられる。

次に相関データの取得点の候補を 7 通り抽出した。液体廃棄物中の核種相関データの推定は、雑廃棄物に対する推定よりは現実味があるが、サンプリング分析による直接測定よりは妥当な値を決定するのは困難であると考えられる。

サンプリング分析による方法の中では、処理液供給槽⑥または硝酸塩粉体⑨での分析が比較的適用性が高いと思われる。

廃液受槽①の濃度から高ローベ処理③の濃度を差し引けば、中間槽②に相当する濃度が評価可能という意味で①と③も全く可能性がないわけではないが、核種によっては低ローベ側の点②の濃度に比べ点③の濃度が高いので現実的でないと考えられる。

よって、サンプリングは処理液供給槽⑥（揮発性核種の濃度によっては、オフガス凝縮水⑦の分析から硝酸塩粉体⑨の残留分の相関データを評価することも考慮する）、またはサンプリング代表性に問題はあるが硝酸塩粉体⑧で行うことが現実的である。

以上の評価から、最適と考えられる N D A ・ 分析点は次のように考えられる。

- ・ N D A - ⑨ (硝酸塩粉体の入ったドラム缶)
- ・ 分 析 - ⑧ (硝酸塩粉体) または⑥ (硝酸塩溶液)

動燃殿の現設計では処理液供給槽 6 でのサンプリング分析が計画されており、 $\alpha$  スペクトロメトリ、 $\gamma$ スペクトロメトリ、全  $\alpha$ 、全  $\beta$  の各測定が行われる予定である。

○：可能性のあるデータ取得点

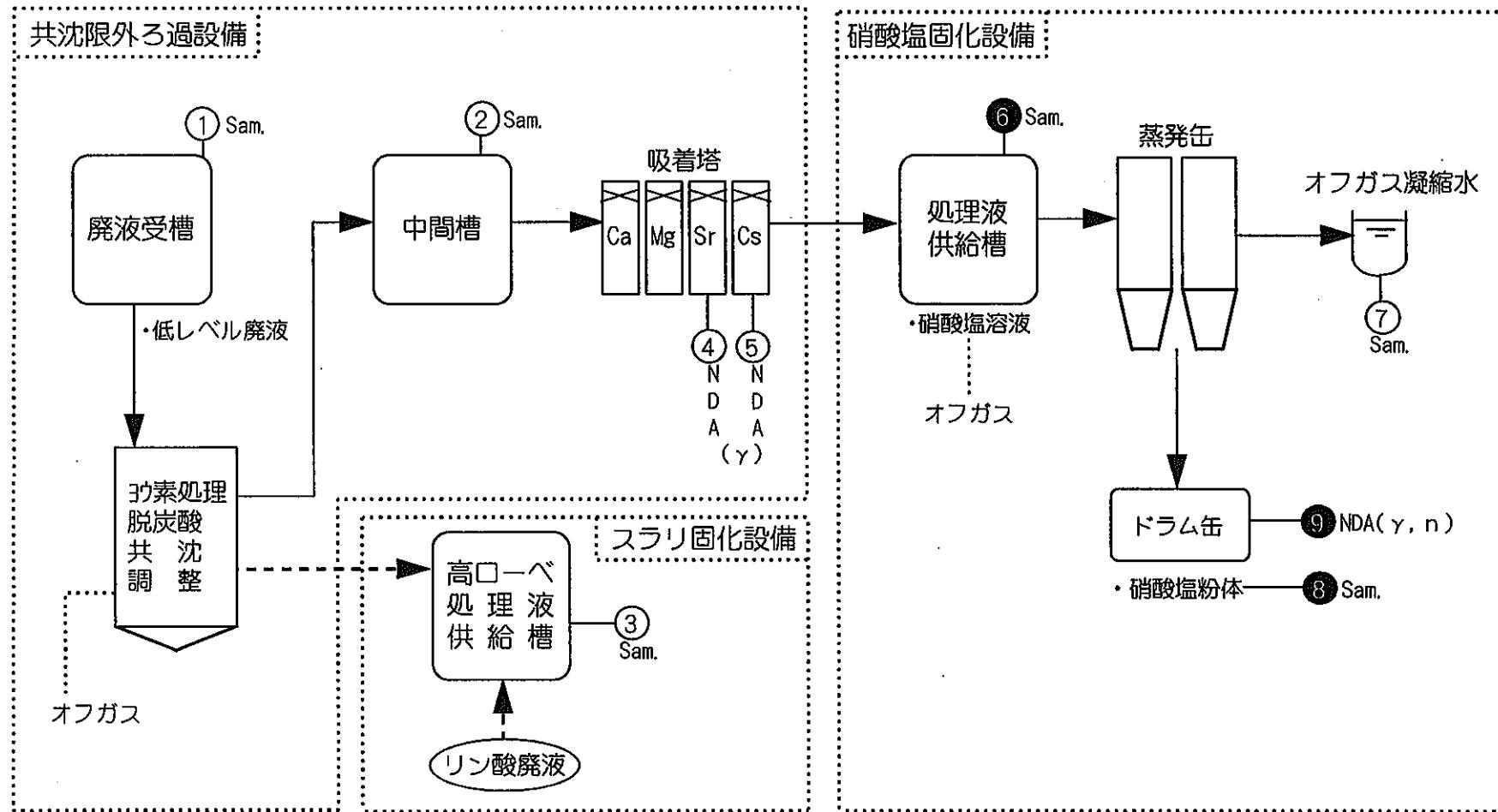


図 4.2-5 LWT F の低ローベ

表 4.2-9(1/2) LWTFの低ローベーのデータ取得点の比較(NDA)

設 備	共沈限外ろ過設備	硝酸塩固化設備	
データ取得点	4	5	9
測定手法	・γ線ECT ・γ線TCT ・ハッセルブラン	・ハッセルブラン ・ハッセルブラン	
測定対象	・吸着塔 ・不均一 ・ρ:?	・円筒状 (2001ドラム) ・均一 ・ρ:~2	
放射能 $\beta \gamma$ [Bq/kg] α	? ?	~1E+09 ~1E+05	
測定 Cs 感度 n	放射能濃度レベルが 不明なため未評価	中性子測定は 検出限界以下の おそれ。	
測定 Cs 精度 Pu	C -*	A -*	
トレーサ ビリティ	×	○	
廃棄体データ の信頼性順位	2	1	

\* 検出限界以下のおそれがあるため未評価

## 脚注)

- ・測定対象、放射能 ? : 現実的な値が不明
- ・測定精度 A > B > C
- ・トレーサビリティ ○: 比較的良好、×: 比較的かなり劣る
- ・廃棄体データの信頼性 1 > 2

表 4.2-9(2/2) LWTFの低ローベーのデータ取得点の比較(相関データ)

設 備	-	共沈限外ろ過設備	スラリ固化設備	硝酸塩固化設備			
データ取得点	推 定	1	2	3	6	7	8
データ取得手法	理論計算	酸廃液のサンプリング分析	調整廃液サンプリング分析	高ローベー廃液のサンプリング分析	吸着処理廃液のサンプリング分析	水溶液のサンプリング分析	硝酸塩粉体のサンプリング分析
対 象	・発生元の液体廃棄物	・酸廃液	・硝酸塩廃液	・スラリ ・リン酸廃液	・硝酸塩廃液	・オガス 凝縮水	・硝酸塩
核種種類と濃度	I, Sr, Cs, アクチニドは使用済燃料組成とかなり異なると思われる。濃度は不明。						
分析前処理	-	不要	不要	溶解	不要	不要	溶解
サンプリング 代表性	-	○	○	○	○	○	△
トレーサ ビリティ	△	△	△	△	△	△	○
操作性 実現性	△	△	△	△	○	○	○
相関データ の精度	△	△	△	△	○	△	○

脚注) -: 対象外  
○: 比較的良好  
△: 比較的やや劣る

### (c) L W T F の高ローベ

L W T F 高ローベ固化体は、低レベル廃液を処理して取り出した放射能を含むスラリとリン酸廃液を混合し、乾燥した乾燥スラリをドラム缶に詰めたものである。

- ・データ取得点⑥ (N D A)

乾燥スラリはドラム缶⑥に収納される。この状態では、放射能、密度ともに均質に近いと予想される。よって測定手法としては、 $\gamma$ 線測定はパッシブ $\gamma$ 法、また中性子測定はパッシブ中性子法を適用することが可能と考えられる。

ドラム缶⑥での $\alpha$ 放射能濃度は10 G Bq/ドラム程度と推定されており、パッシブ中性子法の検出限界より高くこのレベル以上であれば中性子の測定感度は問題ないため適用可能と考えられる。ただし、定量的な評価には $\alpha$ 核種組成の情報が必要である。また、乾燥スラリの水分はパッシブ中性子測定上、中性子のしゃへい効果に大きな影響を与えるため、乾燥スラリ中の水分濃度（または水素、酸素の元素重量百分率）の情報は今後の詳細な感度評価に必要である。

一方、 $\beta$   $\gamma$  放射能濃度は10 T Bq/ドラム程度とされているが、核種毎の濃度が不明のためパッシブ $\gamma$ 線測定法の適用性（感度）は現状評価できない。

このN D Aデータ取得点1点と相関データ取得点の候補を図4.2-6に処理プロセスの流れとともに丸数字で示す。また、各データ取得点での測定手法と測定対象および測定精度等の定性的な評価結果を表4.2-10に示す。

L W T F の低ローベ同様に液体廃棄物中の核種相関データの推定は、雑廃棄物に対する推定よりは現実味があるが、サンプリング分析による直接測定よりは妥当な値を決定するのは困難であると考えられる。

サンプリング分析による方法の中では、処理液供給槽③（揮発性核種についてはオフガス凝縮水④の分析から乾燥スラリの残留分の相関データを評価することを考慮）または乾燥スラリ⑤での分析が比較的適用性が高いと思われる。リン酸廃液が混合される前のサンプリング点である廃液受槽①と低ローベ側の低ローベ処理液供給槽②は有効でないと考えられる。

以上の評価から、最適と考えられるN D A・分析点は次のように考えられる。

- ・N D A-⑥ (乾燥スラリの入ったドラム缶)
- ・分析-③ (スラリとリン酸塩廃液) または⑤ (乾燥スラリ)

動燃殿の設計では処理液供給槽③でのサンプリング分析が計画されており、 $\alpha$ スペクトロメトリ、 $\gamma$ スペクトロメトリ、全 $\alpha$ 、全 $\beta$ の各測定が行われる予定である。

○：可能性のあるデータ取得点

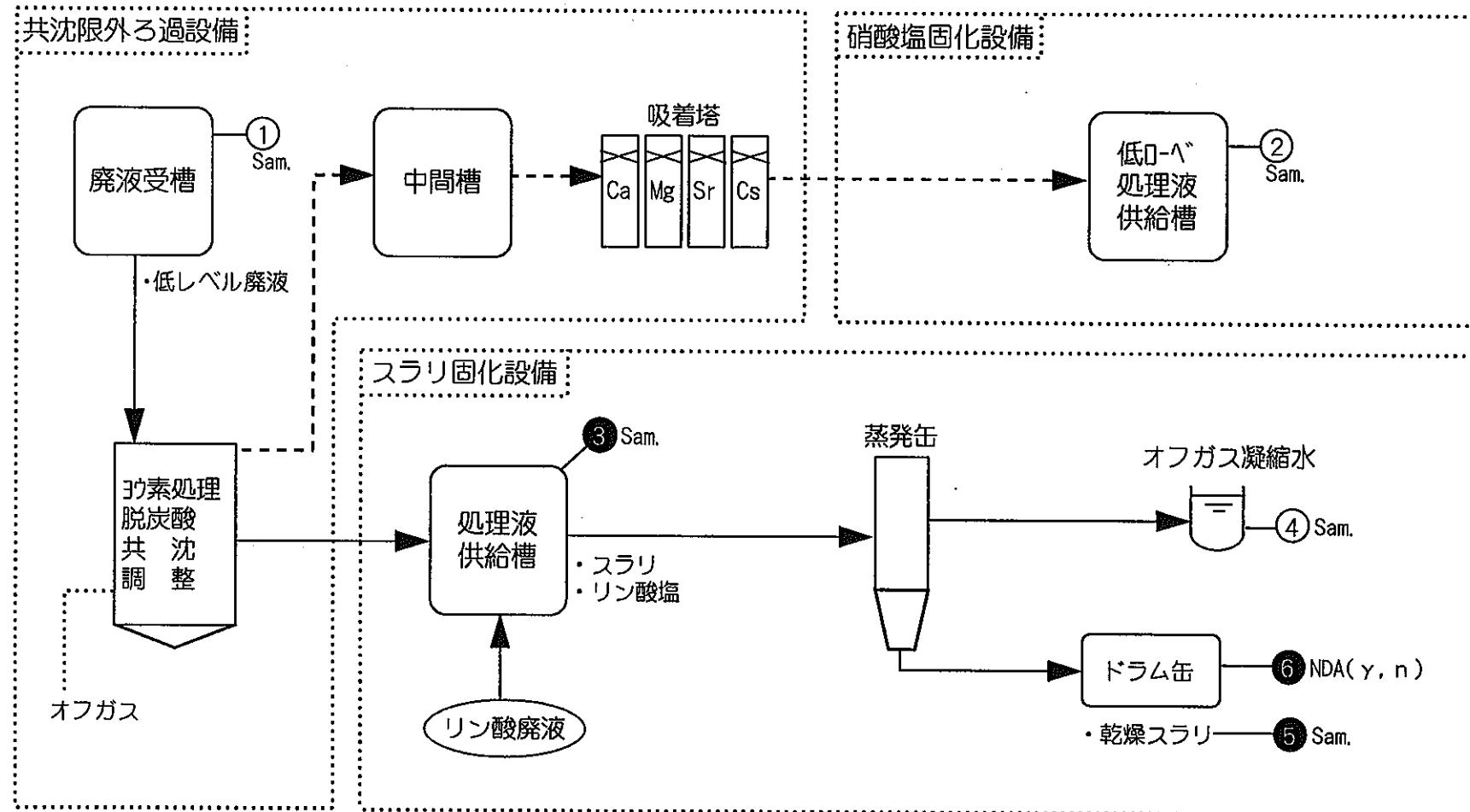


図 4.2-6 LWT F の高ローベ

表 4.2-10(1/2) LWTFの高ローベーのデータ取得点(NDA)

設 備	スラリ固化設備
データ取得点	6
測定手法	・ハッシュ法 ・ハッシュn
測定対象	・円筒状 (2001ドラム) ・均一 ・ $\rho : \sim 2$
放射能 $\beta$ $\gamma$ [Bq/kg] $\alpha$	$\sim 1E+13$ $\sim 1E+10$
測定 Cs 感度 n	○ ○
測定 Cs 精度 Pu	A C
トレーサ ビリティ	○
廃棄体データ の信頼性順位	1

脚注)

- ・測定感度 ○: 比較的良い
- ・測定精度 A > C
- ・トレーサビリティ ○: 比較的良い
- ・廃棄体データの信頼性 比較対象なし

表 4.2-10(2/2) LWTFの高ローベーのデータ取得点の比較(相関データ)

設 備	-	共沈限外ろ過設備	硝酸塩固化設備	硝酸塩固化設備		
	データ取得点	推 定	1	2	3	4
データ取得手法	理論計算	酸廃液のサブリング分析	低ローベー廃液のサブリング分析	共沈処理廃液のサブリング分析	水溶液のサブリン分析	乾燥スラリのサブリング分析
対 象	・発生元の液体廃棄物	・酸廃液	・硝酸塩廃液	・NaNO <sub>3</sub> ・Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub> ・NaNO <sub>2</sub> ・NaOH ・リン酸廃液	・オガス凝縮水	・Na塩
核種種類と濃度	使用済燃料組成 + 放射化生成物組成と思われる。濃度は不明。					
分析前処理	-	不 要	不 要	溶 解	不 要	溶 解
サンプリング 代表性	-	○	○	○	○	△
トレーサ ビリティ	△	△	△	△	△	○
操作性 実現性	△	△	△	○	○	○
相関データ の精度	△	△	△	○	△	○

脚注)

- : 対象外  
○: 比較的良い  
△: 比較的やや劣る

#### (d) HWT F の圧縮体

高圧縮処理設備では、廃棄物はある程度の選別がなされ、固体形状のまま集合体（容器単位）で処理や移送が行われる。これらの選別場所と処理場所を考慮し、異なる放射能データが得られる可能性があるNDA測定点と相関データ取得点を抽出した。図4.2-7に処理プロセスの流れと抽出点（丸数字）を示す。また、各データ取得点での測定手法と測定対象および測定精度等の定性的な評価結果を表4.2-11にまとめて示す。

NDAの各測定点に適用可能な測定手法は、測定対象の形状（容器）と性状を考慮して割り当てた。廃棄体中のラベル核種の放射能データは、分析セルにおける廃棄体（キャニスター）の直接測定を除けば複数の測定点の測定データを組み合わせて評価されることになる。考えられる測定データの組み合わせは何通りもあるが、これらのうちなるべく測定点が近い点同士の組み合わせを考えた。

また、相関データに関するも、ハル缶に入った廃棄物と長ドラムに入った廃棄物があること、およびハルとエンドピース等では核種組成（核種比率）が異なることを考慮する必要がある。すなわち、サンプリング分析による方法では単独の分析点のデータのみだけでは廃棄体での相関データを取得できないため、分析データの組み合わせが必要となる。

以下にNDA、相関データの順に、データ取得点の妥当と思われる組み合わせ毎に述べる。

##### ・データ取得点①および② (NDA)

搬出入設備では、ハル缶と長ドラムのNDA放射能測定が計画されている。ハル缶①にはハル、水（ハル缶水）、エンドピース、雑廃棄物が入っており、また、長ドラム②にはフィルタ類と水（長ドラム水）が入っている。ここで適用できる測定手法としては、測定対象が不均一であることから $\gamma$ 線測定はCT法、また中性子測定は大量の水が含まれることからパッシブ中性子法が妥当と考えられる。

測定対象は円筒状の容器であり放射能レベルは高いため、一般的な構成の測定装置で測定感度は充分であると思われる。

##### ・データ取得点③、④および⑤ (NDA)

開缶選別設備のハル受容器③中にはハルがほぼ均一状に入っていると考えられるため、および水は入っていないため、パッシブ $\gamma$ およびアクティブ中性子測定（補足手段としてパッシブ中性子測定）が適用できると思われる。また、前処理設備でのエンドピースが収納されるカプセル④とフィルタ類が収納されるカプセル⑤に対して、それぞれハルに比べて不均一な分布が考えられるため、

γ線C T法およびパッシブ中性子測定を適用するのが妥当と考えられる。

・データ取得点⑥および⑦（N D A）

高圧縮設備の主にハルとエンドピースが収納されたカプセル⑥とフィルタ類が収納されたカプセル⑦は、ともに不均一な分布が想定されるため、γ線C T法およびパッシブ中性子測定を適用するのが妥当と考えられる。主にハルとエンドピースが収納されたカプセル⑥にはハルは均一状に充填されていると思われるが、混在するエンドピースの放射能濃度がハルと異なるので放射能の偏在が想定されるためE C T法の適用性が比較的高いと考えられる。また圧縮前なので、エンドピース周辺とハル部分の密度の差異が圧縮体に比較して大きいと想定されるためT C T法の適用性も比較的高いと考えられる。

・データ取得点⑧および⑨（N D A）

高圧縮処理設備の圧縮体⑧および圧縮体⑨は、圧縮されたことによって、密度分布はカプセル⑥および⑦に比べて均一と考えられるためパッシブγ法、およびアクティブ中性子測定（補足的にパッシブ中性子測定）を適用することが妥当と考えられる。また、放射能の偏在は想定されるが、圧縮体⑧および⑨は厚さ100mm程度のディスク形状であるため、E C T法を適用し圧縮体側面からの測定によって放射能の偏在を補正せずとも、圧縮体の上下両面をパッシブ法により分布測定することで精度良い測定が可能と考えられる。

・データ取得点⑩（N D A）

分析セルでは、キャニスター⑩のX線C T、パッシブγ、パッシブ中性子、アクティブ中性子法によるN D A測定が計画されているが、ここではパッシブγあるいはE C T法とアクティブ中性子測定（補足的にパッシブ中性子測定）を適用するのが妥当と考えた。キャニスター⑩中には放射能含有量の異なる圧縮体が混在するが、そのことによる放射能と密度の偏在は高さ方向にセグメント単位であることから、T C T法を適用してもE C T法またはパッシブγ法と比較して測定精度に大差はないと考えられる。それよりキャニスターの側面厚が加わる分、放射能のしゃへい効果が圧縮体に比較して大きく、測定精度が悪くなる方向と考えられる。

以上のN D A測定データについて、測定感度、測定精度、放射能のトレーサビリティの定性的な評価を行い、廃棄体のラベル核種の放射能評価値の信頼性（精度）について比較した（結果は表4.2-11に示す）。

まず、感度に関しては、動燃段から提示いただいた放射能収支表から推定した平均的なCs（γ線測定）とPu（中性子測定）の放射能レベルと測定対象の容器形状を考慮すると、パッシブγおよびγ線E C T法によるCs-137、またグロス中性子の検出感度は充分であると考えられる。アクティブ中性子測定については、各測定対象

に含まれる目的核種の放射能濃度が不明なため現状では評価できない。 $\gamma$ 線CT測定については、例えば外部線源としてCo-60を用いる場合には、エンドピースに含まれるCo-60が妨害となるためCo-60の濃度を仮定した上で評価が必要となる。

また、アクチニド核種の放射能濃度も不明なため、NDAによる感度の有無は現状では推定できない。

次に、定量精度に関しては、Cs(Cs-137)とPuについて検討した。Csの定量精度は、パッシブ $\gamma$ 測定では試料の均一性の度合いに依り、不均一試料に適用するCT測定では試料の大きさ( $\gamma$ 線のしゃへい厚)と密度と放射能の不均一性の度合いに依ると考えられる。定性的な段階づけとして、不均一試料に対するCT法を「B」とし、均一試料のパッシブ $\gamma$ またはECT法は不均一試料のCT法よりは良いと考え「B+」とした。また、圧縮体のパッシブ $\gamma$ 線測定では、ディスク状の圧縮体の厚さが100mm程度であるので、ディスクの上下両面からパッシブ $\gamma$ 線による放射能分布を測定することが可能である。このような簡便な方法でも、 $\gamma$ 線の実効的なしゃへい厚さを半分程度にすることが可能なので放射能の偏在の影響を比較的良く補正できると考えられる。よってこの測定法は「A」とした。

中性子測定に関しては、現時点の情報としてアクチニド核種では、“U(元素)”, “Pu(元素)”, “その他の核種”的放射能データがあり、Uとその他の核種の放射能レベルは、Puに比べてそれぞれ $1/10^5$ ,  $1/10$ である。よって、パッシブ中性子測定による中性子計数値からのPuの定量精度は、その他の核種の特にCm-244とAm-241の寄与の評価精度に左右されると考えられる。また、均一試料に対するアクティブ中性子測定は不均一試料に対する場合に比べて適用性が高く、対象核種の中ではPu-239とU-235の合計量の定量が可能と考えらる。実際にはPu-240(評価対象核種ではないが)も同時に定量されると思われるが、U-235の評価が適切であればPuの測定精度はパッシブ中性子測定に比較して悪くはないと考えられる。よって不均一試料のパッシブ中性子測定を「C」とし、均一試料に対するアクティブ中性子測定+パッシブ中性子は「B」とした。

以上の評価は定性的であるため、最終的には対象試料の詳細な性状、放射能インベントリ、測定体系を設定した定量的な評価を行う必要があり、表に示した優劣は逆転するおそれがある。また、各段階(A B C)の差異も定量的に把握し難いが、相対的にA>B+>B>B->Cを考えることにより、絞り込みを行う際の目安になり得ると思われる。

次に、トレーサビリティに関しては、①と②の組み合わせは廃棄体からの距離が遠くしかも水や雑廃棄物の放射能の評価が別途必要であるのでそれらの定量誤差が廃棄体の放射能の誤差に伝播するという意味で、他よりトレーサビリティがないとした。また、③と④と⑤の組み合わせは定量精度の点では⑥と⑦の組み合わせと比べて大差がないと考えられるが、前者はデータ数が3つ多いので誤差の伝搬を考

えると後者より若干不利である。さらに、カプセル⑥に後から雑廃棄物が混入すること（若干量なので大勢に影響はないと思われるが）を併せ考えると、③と④と⑤の組み合わせは⑥と⑦の組み合わせに比べて劣ると評価した。⑥と⑦の組み合わせ、⑧と⑨の組み合わせ、⑩については廃棄体に近い位置であり、誤差の伝播についても大差がないと考えられるため特に優劣は付けられないと評価した。

以上の各項目を踏まえ、廃棄体のラベル核種の放射能の信頼性を総合的に判断した。分析セルでキャニスター⑩の測定を直接行うのに比べ、圧縮体⑧+圧縮体⑨の測定データを用いる評価方法は測定精度の点でより優れていると考えられる。これら以外の組み合わせによる評価は、これらと比較して精度やトレーサビリティの観点から劣ると考えられる。

また、前述したように、評価対象核種には挙がっていないがエンドピースの放射化生成物としてCo-60の放射能が大きい場合には、 $\gamma$ 線TCT法で使用する外部 $\gamma$ 線源（通常Co-60）の強度をかなり大きくする必要があるため、エンドピースを含む測定試料にTCT法を適用することが非常に困難になることも予想される。この観点からも、ディスク状の圧縮体⑧および⑨のパッシブ $\gamma$ 線測定に優位性があると考えられる。

以上の検討結果から、廃棄体中のラベル核種の放射能を評価するには、キャニスター⑩の廃棄体のNDA測定または圧縮体⑧および⑨のNDA測定による方法が妥当と考えられる。次の段階として装置概念を構築し、測定頻度、装置の設置スペースおよび運用管理面からの適用性評価が必要と思われる。

相関データの取得点の候補は7通り抽出した。組み合わせとしては、理論計算による推定、ハル充填水など（⑪と⑫と⑬の複合）、ハルなど（⑭と⑮と⑯）が考えられる。

相関データの信頼性からすれば、ハルやエンドピースをなるべく代表性を有するようにサンプリングして溶解分析するのが最も望まれる。しかしながら、操作が困難である。また、充填水などの組み合わせについては、ハルなどの核種放射能組成と同一の組成である保証はなくトレーサビリティは理論的な推定と大差がないと思われる。よって、サンプリング分析による場合は、ここではハルなど（⑭と⑮と⑯）の分析を選定しておく。なお、⑯は雑金属廃棄物でありサンプリング代表性を担保するのは困難と考えられる。また、理論的な核種相関データによる場合は、ハルの発生元での使用済み燃料の燃焼条件のデータ管理と廃棄物との対応方法を構築する必要があると思われる。

以上の評価から、最適と考えられるNDA・分析点は次のように考えられる。

- NDA-⑧および⑨（圧縮体）
- 分析-⑭（ハルと燃料溶解残滓）および⑮（エンドピース）  
(LWRの場合)

○：可能性のあるデータ取得点

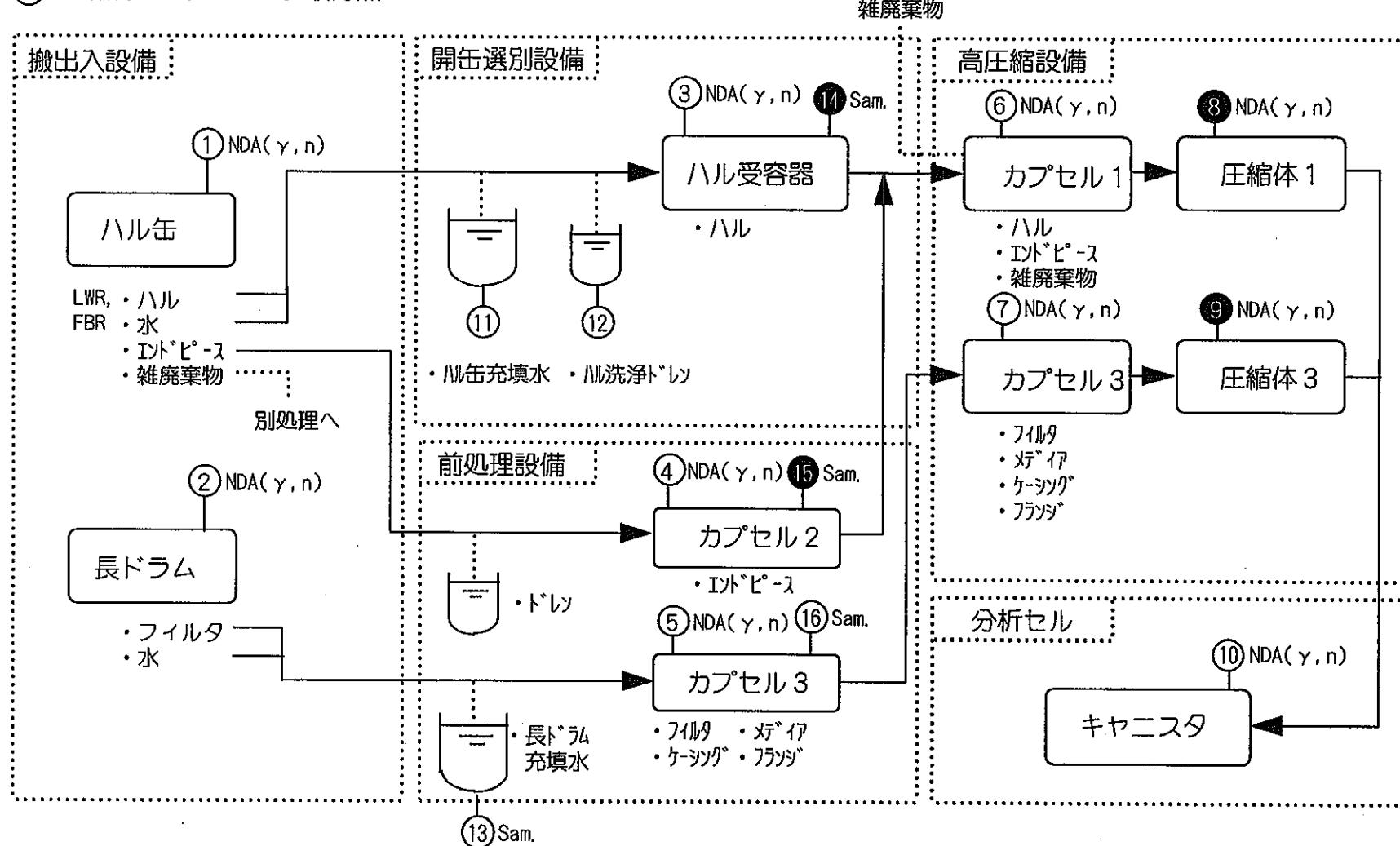


図4.2-7

HWT F の圧縮体

表 4.2-11(1/2) HWT Fの圧縮体のデータ取得点の比較 (NDA)

設備	搬出入設備		開缶選別設備、前処理設備			高圧縮設備		高圧縮設備		分析セル	
データ取得点	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	
測定手法	• γ線ECT • γ線TCT • ハッシュγn			• ハッシュγ • アクティブn+ ハッシュn			• γ線ECT • γ線TCT • ハッシュn			• ハッシュγ (上下面からの分布測定) • アクティブn+ ハッシュn	
測定対象	• 円筒状 (700φ×800h) • 不均一 • ρ:~2 • 充填水			• 円筒状? (?φ×?h) • ほぼ均一状 • ρ:1~2?			• 円筒状 (400φ×500h) • 不均一 • ρ:~1			• 円盤状 (400φ×90h) • 均一状 • ρ:~5	
放射能 Cs [Bq/対象] Pu	1E+14 1E+16	1E+15 1E+15	1E+14 1E+16	1E+10 1E+10	1E+15 1E+15	1E+14 1E+16	1E+15 1E+15	1E+14 1E+16	1E+15 1E+15	1E+16 1E+16	
測定 Cs 感度 n	パッシブγ, n法およびγ線ECT法の感度は充分と考えられる。										
測定 Cs 精度 Pu	B C	B + C +	B C	B C	A B	B B -					
トレーサビリティ	×	△			○	○	○				
廃棄体データの信頼性順位	4	3			4	1	2				

脚注)
 

- 測定対象 ? :現実的な値が不明
- 測定精度 A > B + > B > B - > C + > C
- トレーサビリティ ○:比較的良い, △:比較的やや劣る, ×:比較的かなり劣る
- 廃棄体データの信頼性 1 > 2 > 3 > 4

表 4.2-11(2/2) HWT Fの圧縮体のデータ取得点の比較（相関データ）

設 備 データ取得点	推 定	開缶選別設備, 前処理設備			開缶選別設備, 前処理設備					
		11	12	13	16	14	15			
データ取得手法	理論計算	水溶液のサンプリング分析			フィルタ等のサンプリング分析	ハルのサンプリング分析	エンドピースのサンプリング分析			
対 象	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料</li> <li>・放射化ハル</li> <li>・放射化エンドピース</li> <li>・雑廃棄物</li> <li>・フィルタ類</li> </ul>	・ハル缶水	・ハル洗浄ドレン水	・長ドラム充填水	・フィルタ他(SUS他)	・ハル(ジルコイ)・燃料溶解残滓	・エンドピース(SUS)			
核種種類と濃度	使用済燃料組成+放射化生成物組成と考えられる。濃度は不明。									
分析前処理	—	不 要			溶 解					
サンプリング代表性	—	○		×	△					
トレーサビリティ	△	×		○						
操作性実現性	○	△		×						
相関データの精度	△	△		△						

脚注) —: 対象外  
 ○: 比較的良好  
 △: 比較的やや劣る  
 ×: 比較的かなり劣る

### (e) HWT F の切断片

HWT F では内容物が取り出されたハル缶および長ドラムは汚染検査が施され不合格となった容器は切断されて切断片廃棄物として処理される。切断処理を考慮して異なる放射能データが得られる可能性がある NDA 測定点と関連データ取得点を抽出した。図 4.2-8 に処理プロセスの流れと抽出点（丸数字）を示す。また、各データ取得点での測定手法と測定対象および測定精度等の定性的な評価結果を表 4.2-12 にまとめて示す。

NDA の各測定点に適用可能な測定手法は、測定対象の形状（容器）と性状を考慮して割り当てた。

#### ・データ取得点③ (NDA)

ハル缶自体の汚染放射能はハルやエンドピースおよびフィルタ廃棄物の放射能に比べてレベルがかなり低いと予想される。搬出入設備ではハル缶と長ドラムの NDA 放射能測定が計画されているが、ハルなどの内容物が入ったハル缶などの放射能測定値から、レベルの低いハル缶自体の汚染放射能を推定するのは困難と考えられるため、まず切断される前の不合格容器③の NDA を候補として挙げることができる。ここで適用できる測定手法としては、測定対象が“空の容器”であるので、試料としては“均一”であることから  $\gamma$  線測定はパッシブ  $\gamma$  法が妥当と考えられる。また、中性子測定に関しては、放射能汚染が容器内壁の薄い層にあると予想されるので、パッシブ中性子法が妥当と考えられる。

#### ・データ取得点④ (NDA)

不合格容器は、切断設備で細片に切断され仮置きされる。ここでは、各切断片あるいは複数のまとまった切断片の NDA が考えられる。切断片は不定形形状であると推定されるが放射能は面状に付着していると想定されるため、パッシブ  $\gamma$  およびパッシブ中性子測定を適用するのが妥当と思われる。

#### ・データ取得点⑤ (NDA)

切断片が収納されたハル缶⑤に対しては、不均一な放射能および密度分布が想定されるため、 $\gamma$  線 CT 法およびパッシブ中性子測定を適用するのが妥当と考えられる。

以上の NDA 測定データについて、まず測定感度は放射能濃度レベルが現状推定できないため評価できない。ただし、ハルなどに比較するとかなりレベルは低いと思われる。よって、放射能レベルによっては、NDA の適用は不可能になる場合もある。このような場合には、核種放射能の絶対値をサンプリング分析によって評価する必要がある。

NDA の測定感度がある場合の定量精度に関しては、通常のパッシブ  $\gamma$  測定体系

で測定しやすいハル缶などの円筒状容器の測定精度は、切断片のような不定形試料の測定精度よりは良いと考えられる。また、トレーサビリティの観点からは、ハル缶など1体分単位の切断片を容器に収納することにより、ハル缶などの切断前のNDAデータ③のトレーサビリティも悪くはないと考えられる。

以上の考察からは、NDAの測定感度がある場合には不合格容器③のNDAの適用性が高いと判定した。

サンプリング分析による方法では、ハル缶などの充填水①と容器の洗浄ドレン水②とともに、容器に付着した汚染放射能の核種組成と同一の核種相関値をもつか不明な点がある（トレーサビリティ上の問題）が、放射能の濃度レベルは充填水①の方が比較的高いと考えられ、分析も比較的容易であると思われる。

以上の評価から、最適と考えられるNDA・分析点は次のように考えられる。

- ・NDA-③（切断前の空ハル缶または空長ドラム）
- ・分析-①（ハル缶充填水）

○：可能性のあるデータ取得点

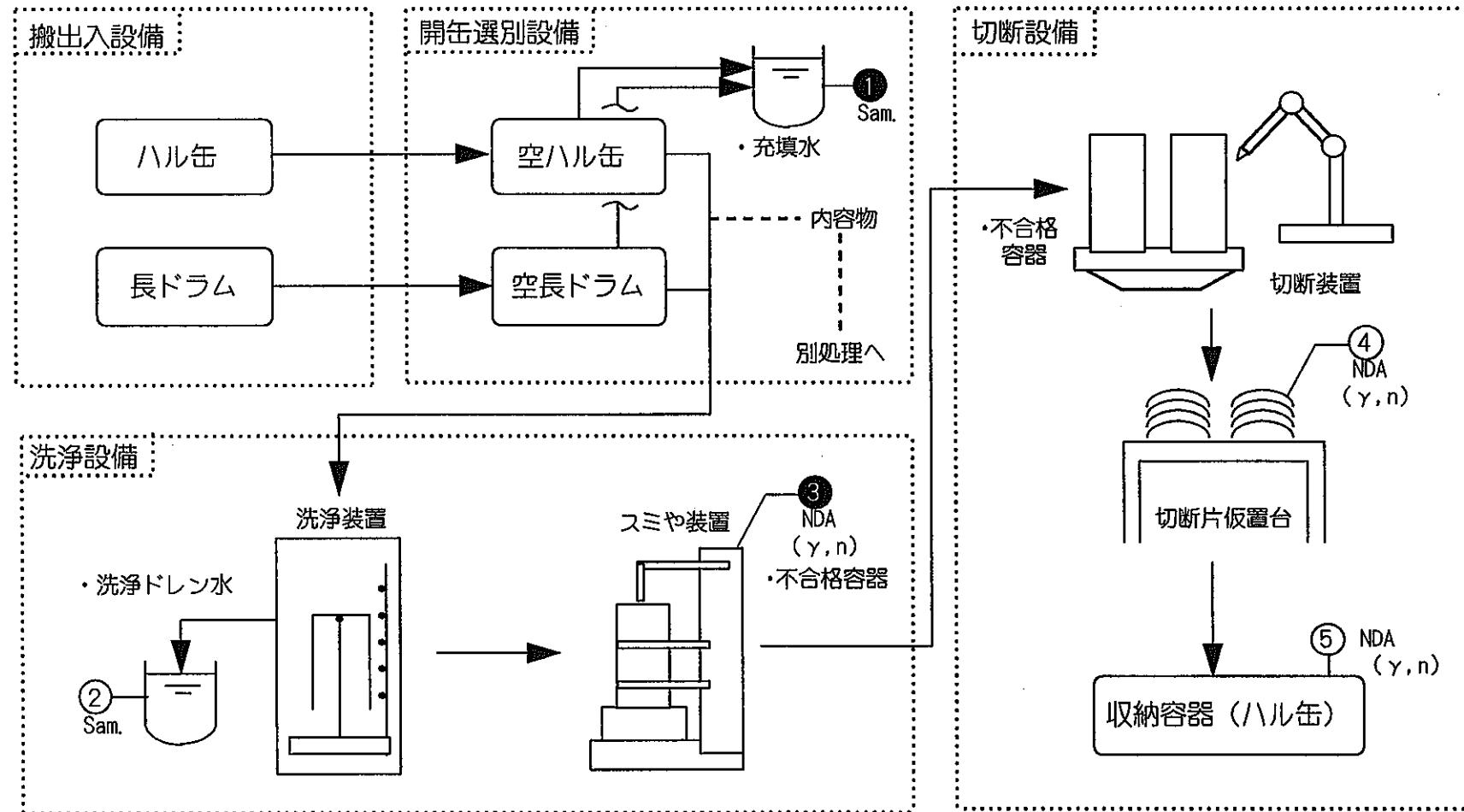


図4.2-8 HWT Fの切断片

表 4.2-12(1/2) HWTFの切断片のデータ取得点の比較(NDA)

設備	洗浄設備 切断設備	切断設備	
データ取得点	3	4	5
測定手法	・ $\gamma$ 線シグマ ・ $\gamma$ 線シグマn		・ $\gamma$ 線ECT ・ $\gamma$ 線TCT ・ $\gamma$ 線シグマn
測定対象	・円筒状 (400φ×500h ,長さ3m) ・空	・切断片そのもの	・円筒状 (400φ×500h) ・不均一 ・ $\rho$ :~2?
放射能 $\beta$ $\gamma$ [Bq/kg] $\alpha$	?	?	
測定 Cs 感度 n	放射能濃度レベルが不明なため未評価		
測定 Cs 精度 Pu	B+ C+	B- C	C C
トレーサ ビリティ	△		○
廃棄体データ の信頼性順位	1	2	3

脚注)

- ・測定対象, 放射能 ? : 現実的な値が不明
- ・測定精度 B+ > B- > C+ > C
- ・トレーサビリティ ○: 比較的良好, △: 比較的やや劣る
- ・廃棄体データの信頼性 1 > 2 > 3

表 4.2-12(2/2) HWTFの切断片のデータ取得点の比較(相関データ)

設備	-	洗浄設備	
データ取得点	推定	1	2
データ取得手法	理論計算	水溶液のサンプリング分析	
対象	・ハル缶への付着放射能	・ハル缶水	・ハル缶水 ドレン水
核種種類と濃度	ほぼ使用済燃料組成と思われる。濃度は不明。		
分析前処理	-	不要	
サンプリング代表性	-	○	△
トレーサビリティ	△	△	△
操作性 実現性	△	○	○
相関データの精度	△	△	△

脚注)

- : 対象外
- : 比較的良好
- △: 比較的やや劣る

## (f) HWT F の焼却灰

LWT F の焼却灰処理プロセス同様に、NDA の適用は廃棄物が容器に収められている場所とするのが現実的である。

NDA 測定点と相關データ取得点の抽出結果を図 4.2-9 に処理プロセスの流れとともに丸数字で示す。また、各データ取得点での測定手法と測定対象および測定精度等の定性的な評価結果を表 4.2-13 にまとめて示す。

### ・データ取得点① (NDA)

袋詰めされた廃棄物①は、破碎機で細断された可燃物が雑多に収納されていると考えられる。放射能および密度とも不均一な分布を持つことが予想されるため、ここに適用する測定手法としては、 $\gamma$ 線測定は CT 法、また中性子測定はパッシブ中性子法が妥当と考えられる。

### ・データ取得点⑥および⑦ (NDA)

焼却された可燃物はハル缶⑥および⑦に収納される。この状態では、放射能、密度ともに均質に近いと予想される。よって測定手法としては、 $\gamma$ 線測定はパッシブ  $\gamma$  法、また中性子測定はかさ密度が小さくかつ C や H 元素の含有率が少ないと予想されるためアクティブ中性子法（予備的にパッシブ中性子法）を適用することが可能と考えられる。

上記 2 点の NDA の感度に関しては、核種組成ははっきりしないものの、動燃殿から提示いただいた放射能レベルであれば感度は問題ないと思われる。ただし、廃棄物は雑廃棄物であるため放射能濃度は大きな幅をもつことが充分考えられる。

次に、Cs-137 の定量精度は、ドラム缶⑥および⑦の焼却灰はかさ密度がコンクリート廃棄物などに比べると小さいためしゃへい効果が比較的少ないと考え判定は「A」とした。また、不均一試料である袋詰め可燃物①の CT 測定法は「B」とした。

中性子測定に関しては、現時点の情報としてアクチニド核種毎の放射能データは得られていないものの、目安として不均一試料のパッシブ中性子測定を「C」とし、均一試料に対するアクティブ中性子測定+パッシブ中性子は「B」とした。

以上の評価は定性的であるものの、上記 2 点の NDA 測定を比較した場合、精度とトレーサビリティの観点から、NDA は測定点⑥および⑦のほうが適用性が高いと判断した。

次に、相關データの取得点の候補を表 4.2-13(2/2) に示すように 4 通り抽出した。雑廃棄物の核種放射能の相關データを精度良く理論的に推定するのは非常に困難であると考えられる。

サンプリング分析による方法では、焼却灰③および④をサンプリングして測定す

る方法は代表性について問題がないわけではないが、オフガスの凝縮ドレン⑥の分析によるよりは、相関データの精度は良いと考えられる。

遠心脱水ドレン②のサンプリング分析については、焼却される可燃廃棄物の放射能組成とドレン水の核種組成が同一であるか否か判定が難しくトレーサビリティ上の不確定さがあるため相関データの精度（確度）は焼却灰⑥および⑦の分析に比較して低いと考えられる。

以上の評価から、最適と考えられるNDA・分析点は次のように考えられる。

- NDA-⑥および⑦（焼却灰の入ったハル缶）
- 分析-③および④（焼却灰）

○：可能性のあるデータ取得点

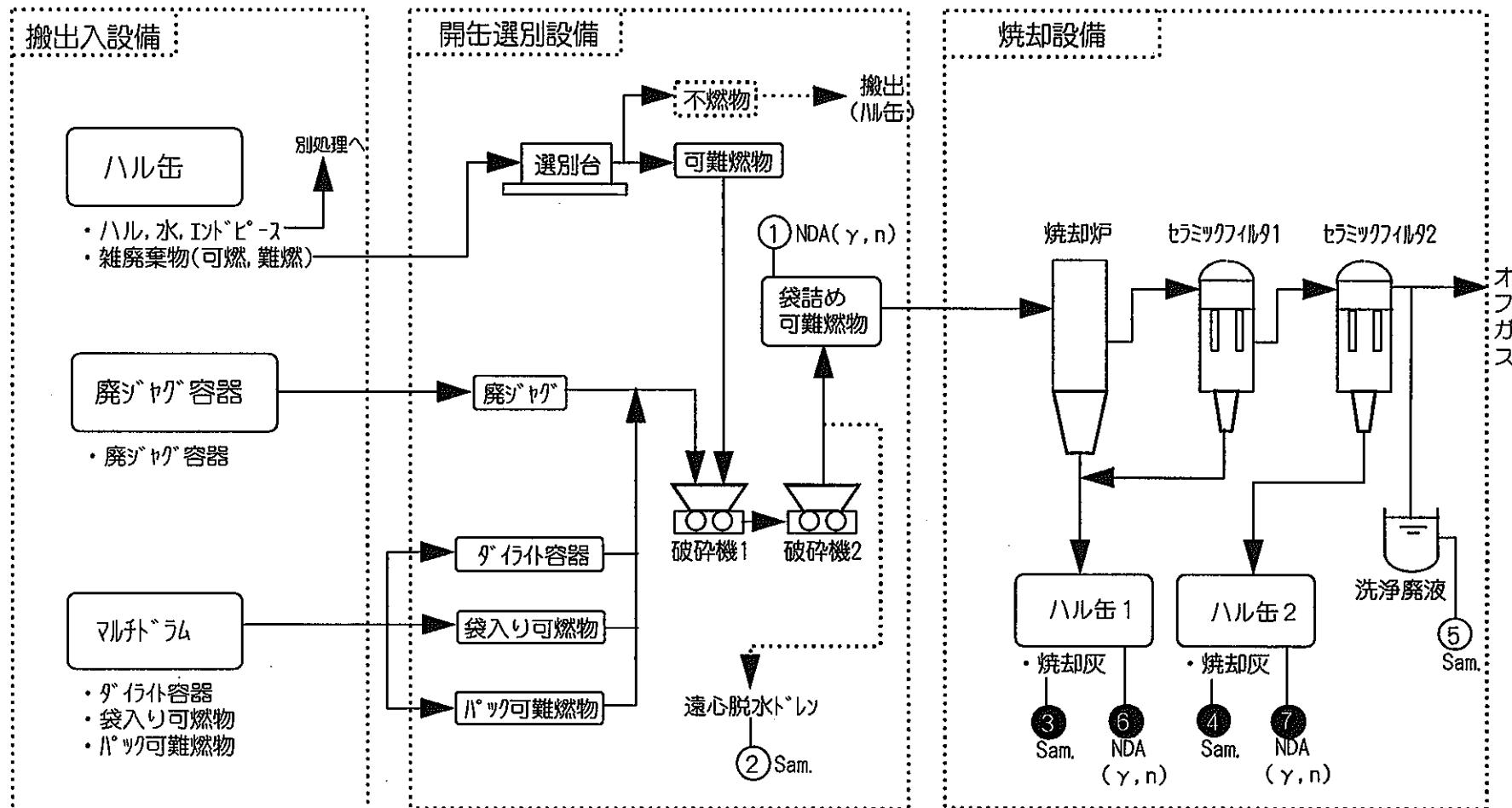


図 4.2-9 HWT Fの焼却灰

表 4.2-13(1/2) HWT Fの焼却灰のデータ取得点の比較 (NDA)

設 備	開缶選別設備	焼却設備
データ取得点	1	6 および 7
測定手法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<math>\gamma</math> 線ECT</li> <li>・<math>\gamma</math> 線TCT</li> <li>・<math>\Delta^{\circ}</math> ッシブ<sup>n</sup></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<math>\Delta^{\circ}</math> ッシブ<sup>n</sup></li> <li>・アクティブ<sup>n</sup></li> <li>+<math>\Delta^{\circ}</math> ッシブ<sup>n</sup></li> </ul>
測定対象	<ul style="list-style-type: none"> <li>・袋詰め</li> <li>・不均一</li> <li>・<math>\rho : &lt; 1?</math></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・円筒状 (2001トム)</li> <li>・均一</li> <li>・<math>\rho : 0.3 \sim 0.7</math></li> </ul>
放射能 Cs [Bq/day]Pu	$\sim 1E+12$ $\sim 1E+12$	$\sim 1E+11$ $\sim 1E+11$
測定 Cs 感度 n	放射能濃度が上記レベルであれば感度は充分と思われる。	
測定 Cs 精度 Pu	B C	A B
トレーサ ビリティ	△	○
廃棄体データ の信頼性順位	2	1

脚注)

- ・測定対象 ? : 現実的な値が不明
- ・測定精度 A > B > C
- ・トレーサビリティ ○: 比較的良好, △: 比較的やや劣る
- ・廃棄体データの信頼性 1 > 2

表 4.2-13(2/2) HWT Fの焼却灰のデータ取得点の比較 (相関データ)

設 備	—		開缶選別設備	焼却設備
データ取得点	推 定	2	3 および 4	5
データ取得手法	理論計算	水溶液のサンプリング分析	灰のサンプリング分析	水溶液のサンプリング分析
対 象	<ul style="list-style-type: none"> <li>・各発生元サンプリング水</li> <li>・雑廃棄物</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・遠心脱水ドレン</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・SiO<sub>2</sub></li> <li>・CaO</li> <li>・MgO</li> <li>・Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・オフガス凝縮ドレン</li> </ul>
核種種類と濃度	核種は使用済燃料の核種組成+放射化。ただし、Cまたは酸化条件下ではTc, I, Csはオフガスへ移行する可能性あり。濃度は不明。			
分析前処理	—	不 要	溶 解	不 要
サンプリング代表性	—	○	○	○
トレーサビリティ	△	△	○	△
操作性 実現性	△	○	○	○
相関データの精度	△	△	○	△

脚注) —: 対象外  
 ○: 比較的良好  
 △: 比較的やや劣る

### (g) HWT F の乾燥体

データ取得点の候補を図 4.2-10 に処理プロセスの流れとともに丸数字で示す。また、各データ取得点での測定手法と測定対象および測定精度等の定性的な評価結果を表 4.2-14 にまとめて示す。

#### ・データ取得点④ (NDA)

乾燥体はハル缶に収納される。この状態では、放射能、密度ともに均質に近いと予想される。よって測定手法としては、 $\gamma$ 線測定はパッシブ $\gamma$ 法、また中性子測定はアクティブ中性子法（予備的にパッシブ中性子法）を適用することが可能と考えられる。

NDA の適用場所としては、乾燥体が収納されたハル缶④とするのが唯一適切であり現実的と考えられる。

ハル缶④での  $\alpha$  放射能濃度および  $\beta$   $\gamma$  放射能濃度は廃棄体あたりおよび核種毎の濃度が不明のためパッシブ $\gamma$ 線測定法および中性子測定法の適用性（感度）はここでは評価できない。1日あたりの放射能処理量 ( $\alpha$ ,  $\beta$  ( $\gamma$ ) ともに  $1 \times 10^5$  オーダー) から推測すると  $\alpha$  放射能は「非  $\alpha$ 」のレベルであり、実際にこの放射能レベルであればパッシブ中性子測定の適用は困難と考えられる。 $\gamma$  放射能についても検出限界以下のそれがある。このように低い放射能濃度レベルであれば、 $\alpha$  核種および  $\gamma$  核種ともにサンプリング分析による定量を行う必要がある。

相関データの取得点の候補は 5 通り抽出した。乾燥体の放射能の起源は雑廃棄物であり、雑廃棄物の核種放射能の相関データを精度良く理論的に推定するのは非常に困難である。また、焼却後のオフガス成分の評価推定することはさらに困難と考えられる。

サンプリング分析による方法では、乾燥体③をサンプリング分析する方法は代表性について問題がないわけではないが、オフガスの凝縮水⑤の分析のみによるよりは、相関データの精度は良いと考えられる。サンプリング代表性の観点からは廃液受槽②が有利であると考えられる。この場合、補助的にオフガス凝縮水⑤の分析を組合すことも可能と考えられる。

以上の評価から、最適と考えられる NDA・分析点は次のように考えられる。

- ・ NDA-④ (乾燥体の入ったハル缶)
- ・ 分析-③ (乾燥体)

○：可能性のあるデータ取得点

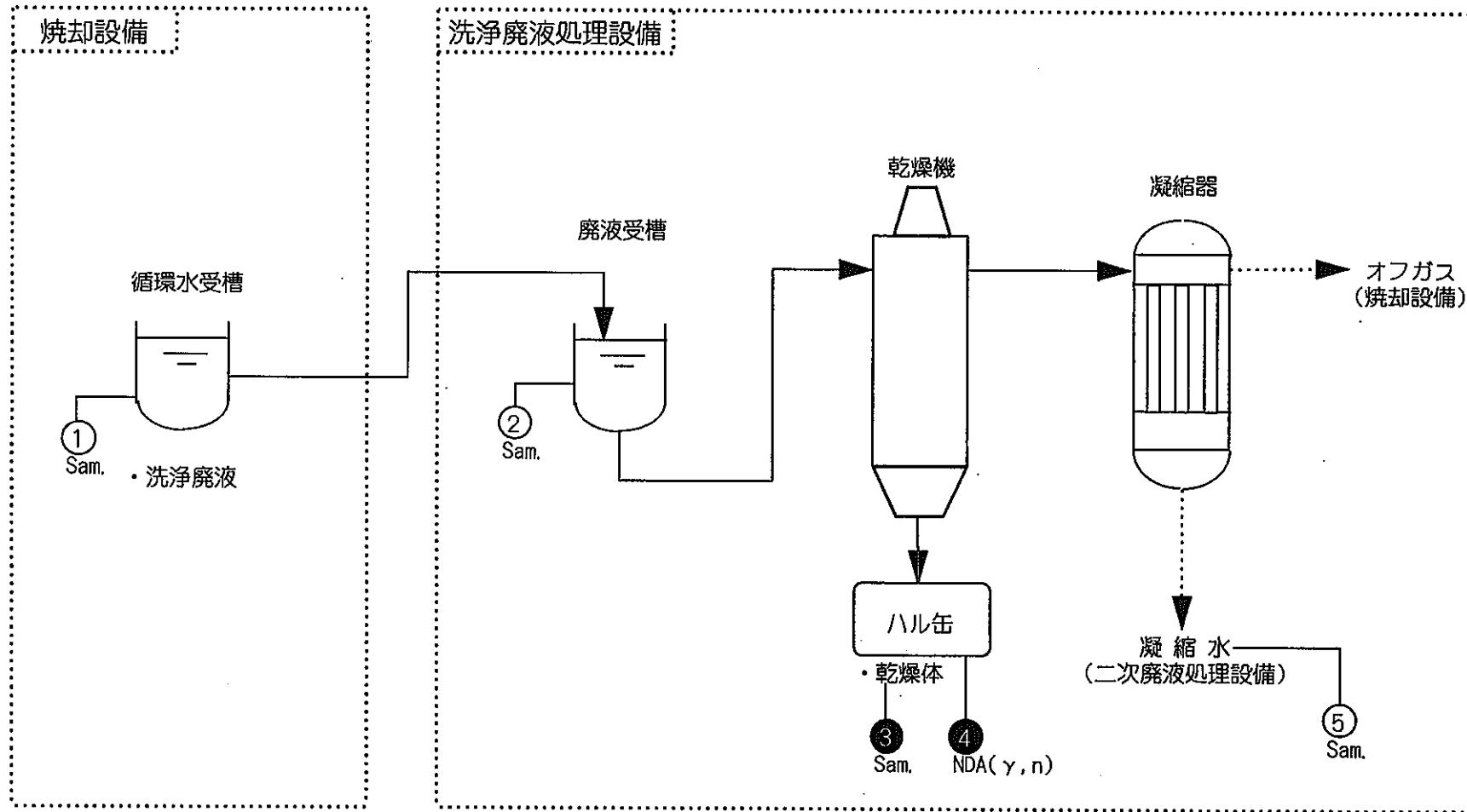


図 4.2-10 HWT F の乾燥体

表 4.2-14(1/2) HWT Fの乾燥体のデータ取得点 (NDA)

設 備	洗浄廃液処理設備
データ取得点	4
測定手法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・パッケージ</li> <li>・アクティブ</li> <li>+パッケージ</li> </ul>
測定対象	<ul style="list-style-type: none"> <li>・円筒状 (400φ×500h)</li> <li>・均一</li> <li>・<math>\rho : \sim 1.3</math></li> </ul>
放射能 Cs [Bq/day] Pu	$\sim 1E+05$ $\sim 1E+05$
測定 Cs 感度 n	放射能濃度レベルが不明なため 未評価。
測定 Cs 精度 Pu	A B
トレーサ ビリティ	○
廃棄体データ の信頼性順位	1

脚注)

- ・測定精度 A > B
- ・トレーサビリティ ○: 比較的良い
- ・廃棄体データの信頼性 比較対象なし

表 4.2-14(2/2) HWT Fの乾燥体のデータ取得点の比較 (相関データ)

設 備	-	焼却設備	洗浄廃液処理設備			
	データ取得点	推 定	1	2	3	4
データ取得手法	理論計算	水溶液のサンプリング分析	水溶液のサンプリング分析	粉体のサンプリング分析	水溶液のサンプリング分析	
対 象	・焼却設備 のオフガス	・オフガス 洗浄廃液	・オフガス 洗浄廃液	・主にNaCl	・オフガス 凝縮水	
核種種類と濃度	オフガスへ移行する核種組成と考えられる。濃度は不明。					
分析前処理	-	不 要	不 要	溶 解	不 要	
サンプリング代表性	-	○	○	○	○	
トレーサビリティ	×	△	△	○	△	
操作性 実現性	△	○	○	○	○	
相関データの精度	△	△	○	○	△	

脚注)

- : 対象外  
○: 比較的良い  
△: 比較的やや劣る  
×: 比較的かなり劣る

## (h) アスファルト固化体

データ取得点の候補を図 4.2-11 に処理プロセスの流れとともに丸数字で示す。また、各データ取得点での測定手法と測定対象および測定精度等の定性的な評価結果を表 4.2-15 にまとめて示す。

### ・データ取得点④ (NDA)

アスファルト固化体のドラム缶は、放射能、密度ともに均質に近いと予想される。よって測定手法としては、 $\gamma$ 線測定はパッシブ $\gamma$ 法、また中性子測定はかさ密度が小さくかつ C や H 元素の含有率が多いと予想されるためパッシブ中性子法を適用することが妥当と考えられる。

NDA の適用場所としては、廃棄体であるドラム缶④が唯一適切であると考えられる。

ドラム缶④での  $\alpha$  放射能濃度および  $\beta\gamma$  放射能濃度は廃棄体あたりおよび核種毎の濃度が不明のためパッシブ $\gamma$  線測定法および中性子測定法の適用性（感度）は現状評価できない。発電所廃棄物と同等の放射能濃度であれば、均質固化体のパッシブ $\gamma$  線測定は感度・精度の点からも通常の測定体系で問題はないと考えられる。中性子測定に関しては、アスファルトの中性子しゃへい効果が大きいため、放射能濃度との兼ね合いを評価する必要がある。

相関データの取得点の候補は 4 通り抽出した。発生元の液体廃棄物中の核種相関データの推定は雑廃棄物と比較すると精度は良いと考えられる。

サンプリング分析による方法では、供給槽②のサンプリング分析が妥当であり、補助的に揮発成分に関するデータをオフガス凝縮水③で取得する方法が考えられる。廃液受槽①も基本的に核種相関データを取得できるものの、後段に反応槽があるためトレーサビリティの観点からデータの信頼性が劣ると考えられる。

なお、既に製造された固化体については、全数を調査することは現実的ではないため、代表物をサンプリング分析することになると考えられる。

以上の評価から、最適と考えられる NDA・分析点は次のように考えられる。

- ・ NDA-④ (アスファルト固化体ドラム缶)
- ・ 分析-② (供給槽の廃液)

○：可能性のあるデータ取得点

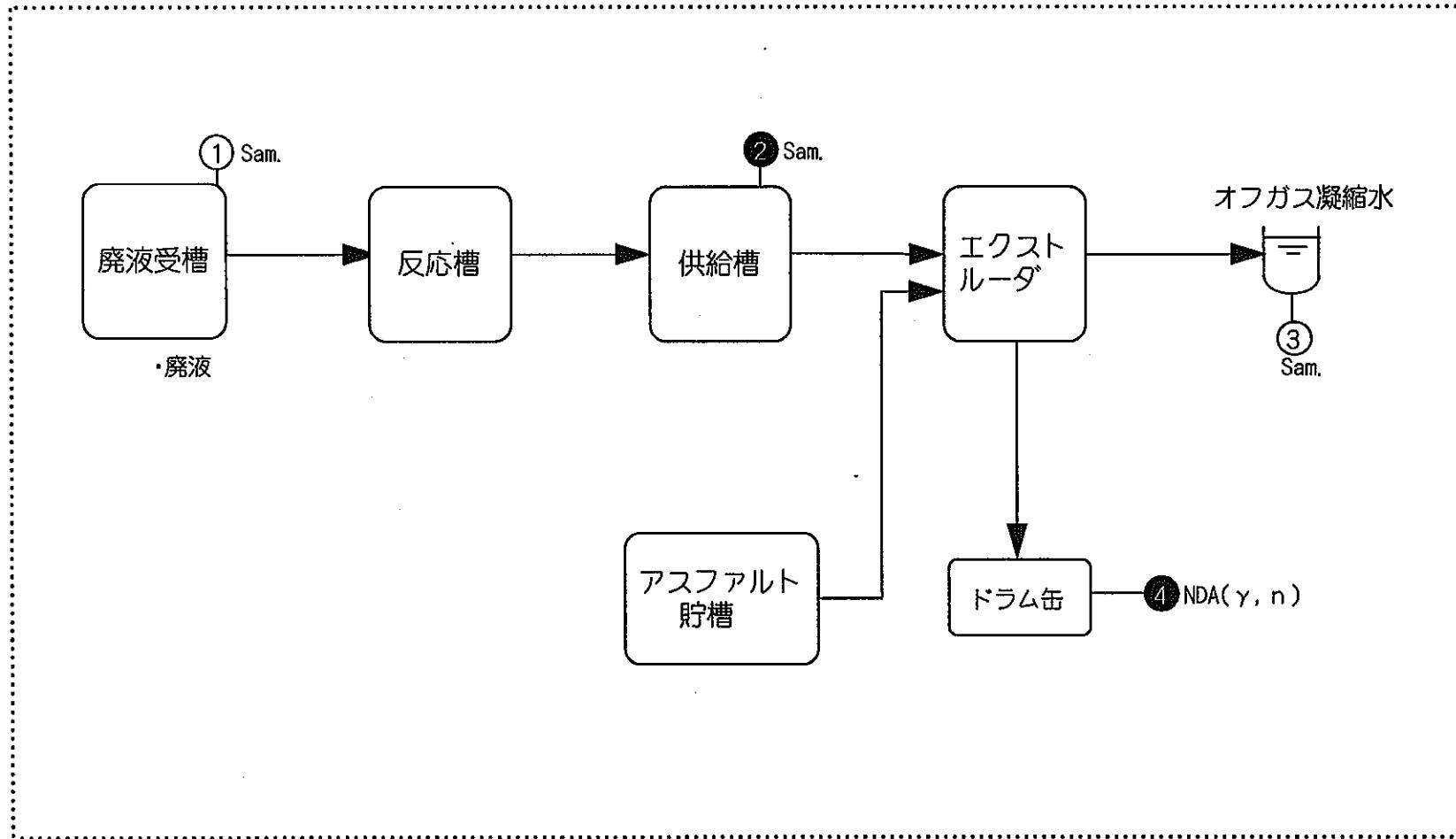


図 4.2-11 アスファルト固化体

表 4.2-15(1/2) アスファルト固化体のデータ取得点(NDA)

設 備	—
データ取得点	4
測定手法	・ハッシュγ ・ハッシュn
測定対象	・円筒状 (2001ドラム) ・均一 ・ $\rho : \sim 1.3$
放射能 $\beta$ $\gamma$ [Bq/kg] $\alpha$	? ?
測定 Cs 感度 n	放射能濃度レベルが不明なため未評価
測定 Cs 精度 Pu	A C
トレーサ ビリティ	○
廃棄体データ の信頼性順位	1

脚注)

- ・放射能 ? : 現実的な値が不明
- ・測定精度 A > C
- ・トレーサビリティ ○ : 比較的良い
- ・廃棄体データの信頼性 比較対象なし

表 4.2-15(2/2) アスファルト固化体のデータ取得点(相関データ)

設 備	—			
データ取得点	推 定	1	2	3
データ取得手法	理論計算	酸廃液のサンプリング分析	処理廃液のサンプリング分析	水溶液のサンプリング分析
対 象	・発生元の液体廃棄物	・酸廃液	・塩廃液	・オガス凝縮水
核種種類と濃度	使用済燃料組成+放射化生成物組成と考えられる。濃度は不明。			
分析前処理	—	不 要	不 要	不 要
サンプリング代表性	—	○	○	○
トレーサビリティ	△	△	○	△
操作性 実現性	△	○	○	○
相関データの精度	△	△	○	△

脚注)

- : 対象外  
○: 比較的良い  
△: 比較的やや劣る

## b. 有害物

前に述べたように、微量の有害物は廃棄体となった後の状態では信頼性の高い分析は期待できないことが多い。

このような場合には、その廃棄物が発生する工程と処理工程の両方で理論的に有害物が混入しないこと、または初期に混入しても処理プロセスにおいて分解することが明らかであれば、分析しなくても有害物の存在を否定することが可能と考えられる。処理プロセス内で有害物が分解または廃棄体への混入しないことは、有害物が分解または除去されるプロセス機器の運転条件が妥当であることの運転記録によって証明することが可能と考えられる。また、限定的（時期と場所と種類）に混入するような問題物質がある場合には、その有害物を区別して取り扱うなど全体の管理を簡略にできる運用管理方法を選択することが合理的であると考えられる。

サンプリング分析の場所は、核種放射能のようにトレーザビリティを考慮して廃棄体に近い場所が優先されるかというと必ずしもそうではないと思われる。極微量の有害物が混入すると考えられるような場合には、その含有量（濃度）の絶対値が必要というよりは、許容値以下であることが証明できれば良いはずである。有害物は存在するが許容値以下であることが予想される場合には、サンプリング分析の操作性が最も良い場所でサンプリング分析を行い、許容値以下の判定分析を行うことで品質の保証を行うことが可能である。

このために動燃殿の各工程でのデータ取得点を検討する。有害物確認の考え方を表4.2-16に示す。

### (a) LWT F の焼却灰

先に述べたように、基本的には焼却灰中の未燃分と金属の含有量を、開缶選別システムと試運転時の分析データから選定し、運開後はこの開缶選別マニュアルと運転マニュアルを遵守した操作により一定とすることが合理的である。

このためのサンプリングポイントとしては、プロセス内に恒常的に設置する必要性は小さい。試運転時に仮設ライン等を設けてデータ取得することが合理的である。以上のような理由から、データ取得点は②（図4.2-4参照）が妥当であると考えられる。取得量は、セルロース含有物の確認では1回あたり50gもあれば十分である。しかし、金属類の調査も行うため1回あたりのサンプリングはドラム缶単位となる。

なお、サンプリング単位は廃棄物の全性状が確認できる回数になると考えられる。

### (b) 低ローベ、高ローベ

塩濃度、TBPや除染剤成分の調査を行う。分析の容易さ、サンプリングの容易

さからデータ取得点は、低ローベでは⑥（処理液供給槽、図 4.2-5）が、高ローベでは③（処理液供給槽、図 4.2-6）が妥当である。サンプル量は各対象物の検出感度を考えれば、最大でも 500 ml あれば十分である。

(c) HWT F の圧縮体

基本的には圧縮体に混在する有機物と有害金属の含有量を、開缶選別システムと試運転時の分析データから選定し、運開後はこの開缶選別マニュアルと運転マニュアルを遵守した操作により一定とすることが合理的である。

このためのサンプリングポイントとしては、プロセス内に恒常に設置する必要性は小さい。試運転時に仮設ライン等を設けてデータ取得することが合理的である。以上のような理由から、データ取得点は③、④、⑤（図 4.2-7 参照）が妥当であると考えられる。1 回あたりのサンプリングはドラム缶単位となる。

なお、サンプリング単位は廃棄物の全性状が確認できる回数になると考えられる。

(d) HWT F の切断体

基本的には圧縮体に混在する有機物と有害金属の含有量を、開缶選別システムと試運転時の分析データから選定し、運開後はこの開缶選別マニュアルと運転マニュアルを遵守した操作により一定とすることが合理的である。

このためのサンプリングポイントとしては、プロセス内に恒常に設置する必要性は小さい。試運転時に仮設ライン等を設けてデータ取得することが合理的である。以上のような理由から、データ取得点は④（図 4.2-8 参照）が妥当であると考えられる。1 回あたりのサンプリングはドラム缶単位となる。なお、サンプリング単位は廃棄物の全性状が確認できる回数になると考えられる。

(e) HWT F の焼却灰、乾燥体

先に述べたように、基本的には焼却灰中の未燃分と金属の含有量を、開缶選別システムと試運転時の分析データから選定し、運開後はこの開缶選別マニュアルと運転マニュアルを遵守した操作により一定とすることが合理的である。

このためのサンプリングポイントとしては、プロセス内に恒常に設置する必要性は小さい。試運転時に仮設ライン等を設けてデータ取得することが合理的である。以上のような理由から、データ取得点は③（図 4.2-9、図 4.2-10 参照）が妥当であると考えられる。取得量は、セルロース含有物の確認では 1 回あたり 50 g もあれば十分である。しかし、金属類の調査も行うため 1 回あたりのサンプリングはドラム缶単位となる。

なお、サンプリング単位は廃棄物の全性状が確認できる回数になるとと考えられる。

(f) アスファルト固化体

アスファルト固化体の場合、既に固化されている物と、これから固化する物がある。既に固化されている物を全数調査することは現実的でない。このため、代表物をサンプリングして分析することになると考えられる。分析感度の観点からは、200 g／バッチもあれば十分であると考えられる。

固化以前であれば、データ取得点②(図4.2-11参照)が妥当であると考えられる。サンプリング量は500 mlもあれば十分である。

c. 重量、表面線量当量率、表面汚染密度、著しい破損

基本的にこれらの項目は、廃棄体の非破壊測定による方法で技術上の問題はほとんどないと考えられる。

廃棄体の重量はロードセルにより、表面線量率は線量率計により、表面汚染密度は自動スミヤ機構と $\alpha/\beta$ ( $\gamma$ )測定器により、著しい破損は廃棄体外観をITVによって目視検査することで確認する方法が妥当と考えられる。

表4.2-16 発生する廃棄物中の有害物確認の考え方

有害物	L W T F		H W T F			アソルト
	低ローベ、高ローベ	焼却灰	圧縮体、切断体	焼却灰	乾燥物	
塩類	工場内で常に使用されているため <sup>ア</sup> セス内で定期的にサンプリングすることが必要。	-	-	-	-	工場内で常に使用されているため <sup>ア</sup> セス内で定期的にサンプリングすることが必要。固化した物は代表制があるようにサンプリングして分析必要
セルロース	-	<sup>ア</sup> セス内で定期的にサンプリング <sup>*</sup> 分析を行うことは非現実的。焼却対象物の弁別と焼却炉運転マニアルを整備し、試運転時に廃棄物の性状を代表できる量を処理した際に残存した量が常に焼却灰に混入していると見なすことが合理的。	<sup>ア</sup> セス内で定期的にサンプリング <sup>*</sup> 分析を行うことは非現実的。処理対象物の弁別工程でのマニアルを整備し、試運転時に廃棄物の性状を代表できる量を弁別し、弁別除去できなかった量が常に廃棄物に混入していると見なすことが合理的。	LWTFの焼却灰と同じ	同左	-
T B P	工場内で常に使用されているため <sup>ア</sup> セス内で定期的にサンプリング <sup>*</sup> することが必要	-	-	-	-	既に固化された廃棄物であるため、実験計画法にしたがって抽出した固化体からサンプリング <sup>*</sup> して含有量を求める必要がある。
E D T A、 シュウ酸	除染作業の際に仮設ラインを設置し濃縮廃液に流入しない措置が取れない場合には、 <sup>ア</sup> セス内で定期的にサンプリング <sup>*</sup> することが必要	-	-	-	-	同上
Al, Zn, Pb	-	<sup>ア</sup> セス内で定期的にサンプリング <sup>*</sup> 分析を行うことは非現実的。焼却対象物の弁別と焼却炉運転マニアルを整備し、試運転時に廃棄物の性状を代表できる量を処理した際に残存した量が常に焼却灰に混入していると見なすことが合理的。	<sup>ア</sup> セス内で定期的にサンプリング <sup>*</sup> 分析を行うことは非現実的。処理対象物の弁別工程でのマニアルを整備し、試運転時に廃棄物の性状を代表できる量を弁別し、弁別除去できなかった量が常に廃棄物に混入していると見なすことが合理的。	-	-	-

### (3) NDA・分析ポイントでの核種放射能濃度と測定感度

#### a. NDA・分析ポイントでの核種放射能濃度

ここでは、前項4.2.2(2)で検討した適切と考えられるNDAおよびサンプリング分析ポイントでの対象核種の現実的な放射能濃度と現状技術で適用可能な測定手法の測定感度との比較からそのポイントでの核種検出可能性を定量的に検討するための準備として、各処理プロセスにおける対象核種の放射能バランスを試算した。

対象核種の放射能濃度を推定するためには、まず各処理プロセスに受け入れられる廃棄物に含まれる対象核種の放射能濃度の初期値を与え、プロセス中のマスバランスと放射能の移行を考慮しながら、処理プロセス全体の放射能バランスを試算する方法とした。

廃棄物に含まれる対象核種毎の放射能濃度値の情報は得られていないため、放射能濃度の初期値は放射能レベルの設計情報値（動燃段より提示いただいた数値）とORIGEN-2コードによる燃焼燃料中の核種組成を用いて設定した。具体的には、核種組成から放射能濃度への換算は、Cs-137に規格化した核種組成計算値を各プロセスにおけるCsの放射能濃度の設計情報値へ乗じて求めた。現実的に元廃棄物の核種組成はプラントとプロセスによって異なると考えられるが、妥当な組成情報が得られていないためここでは燃焼燃料の核種組成をそのまま使用することとした。

燃焼燃料の核種組成の計算条件と結果を表4.2-17に示す。

また、核種移行に関するパラメータの推定方法（根拠）などは、以下の処理プロセス毎の説明の中で表に示した。

#### (a) LWTF焼却灰

各NDA・分析ポイントにおける対象核種の放射能濃度の推定方法を以下に示す。

(1)  $a_{ij}$ : ドラム缶の雑廃棄物（可燃物） $j$ に含まれる核種の*i*の濃度[Bq/kg]

(2)  $w_j$ : ダンボール詰廃棄物に送られる雑廃棄物（可燃物） $j$ の重量[kg]

(f) 項に示すHWTFの焼却灰と同様に  $j = 5$ （廃棄物が5種類）としたが、LWTFについては廃棄物の種類、放射能濃度および重量の情報がないため放射能濃度と重量は全て同じと仮定した。また、 $w_j$ はひとつの袋詰め可燃物に対応する重量とし、これらの廃棄物がバッチ処理されるものと仮定した。

X①  $i$  : ダンボール詰廃棄物に含まれる核種*i*の放射能濃度[Bq/kg]

$$X_{①i} = \frac{\sum_j^n a_{ij} \cdot w_j}{\sum w_j}$$

(3)  $r$  : 焼却炉での廃棄物減量比[ - ]

(4)  $m_i(incCF1)$  : 焼却炉から CF1 への核種  $i$  の放射能移行率[ - ]

(CF1 に入る放射能 / 焼却炉に入る放射能)

(5)  $w(incCF1)$  : 焼却炉から CF1 への重量移行率[ - ]

(CF1 に入るガス・粒子の重量 / 焼却炉で生成した灰の全重量)

(6)  $m_i(CF1CF2)$  : CF1 から CF2 への核種  $i$  の放射能移行率[ - ]

(CF2 に入る放射能 / CF1 に入る放射能)

(7)  $w(CF1CF2)$  : CF1 から CF2 への重量移行率[ - ]

(CF2 に入るガス・粒子の重量 / CF1 に入るガス・粒子の重量)

(8)  $m_i(CF2og)$  : CF2 からオフガスへの核種  $i$  の放射能移行率[ - ]

(CF2 から出た放射能 / CF2 に入る放射能)

(9)  $w(CF2og)$  : CF2 からオフガスへの重量移行率[ - ]

(CF2 から出たガス・粒子の重量 / CF2 に入るガス・粒子の重量)

(10)  $wR(inc)$  : 焼却炉から ドラム缶に入る灰の単位重量[kg/unit]

(11)  $wR(CF1)$  : CF1 から ドラム缶に入る灰の単位重量[kg/unit]

(12)  $wR(CF2)$  : CF2 から ドラム缶に入る灰の単位重量[kg/unit]

$X_{②③i}$  : ドラム缶の焼却灰に含まれる核種  $i$  の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{②③i} = \frac{X_{①i}}{r} \cdot \left[ \frac{1 - m_{i(incCF1)}}{1 - w_{(incCF1)}} \cdot \frac{wR_{(inc)}}{wR_{(inc)} + wR_{(CF1)} + wR_{(CF2)}} + \right.$$

$$\frac{m_{i(incCF1)}}{w_{(incCF1)}} \cdot \frac{(1 - m_{i(CF1CF2)})}{(1 - w_{(CF1CF2)})} \cdot \frac{wR_{(CF1)}}{wR_{(inc)} + wR_{(CF1)} + wR_{(CF2)}} \left. \right] \\ \frac{m_{i(incCF1)}}{w_{(incCF1)}} \cdot \frac{m_{i(CF1CF2)}}{w_{(CF1CF2)}} \cdot \frac{(1 - m_{i(CF2og)})}{(1 - w_{(CF2og)})} \cdot \frac{wR_{(CF2)}}{wR_{(inc)} + wR_{(CF1)} + wR_{(CF2)}} \left. \right]$$

(13)  $s_i$  : 核種  $i$  の洗浄・凝縮効率[ - ]

(洗浄廃液へ移行する放射能濃度 / 洗浄塔に入るガスの放射能)

(14)  $w(scrub)$  : 洗浄水と凝縮水の重量[kg]

$X_{④i}$  : 洗浄廃液に含まれる核種  $i$  の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{\textcircled{④} i} = \frac{X_{\textcircled{①} i}}{r} \cdot \frac{m_{i(\text{incCF1})}}{w_{(\text{incCF1})}} \cdot \frac{m_{i(\text{CF1CF2})}}{w_{(\text{CF1CF2})}} \cdot \frac{m_{i(\text{CF2og})}}{w_{(\text{CF2og})}} \cdot \frac{s_i}{w_{(\text{scrub})}}$$

上記各パラメータ（係数）の推定結果とLWT F焼却灰のNDA・分析ポイントにおける核種の放射能濃度の試算結果をそれぞれ表4.2-18および表4.2-19に示す。

また、LWT F焼却灰処理プロセスの元廃棄物の核種放射能相関値（初期値）とNDA測定によるCs-137の放射能測定値から廃棄物中の核種*i*の放射能濃度を求める計算式の例を以下に示す。なお、*f*()は関数であることを示す。（変数<sub>○</sub>の添字<sub>○</sub>は上記で述べた複数の変数を示す。以降の項においても同様とする。）

X<sub>②③ i</sub> : ハル缶に入った焼却灰の核種*i*の放射能濃度

$$X_{\textcircled{②③} i} = f(\sum a_{ij}, \sum w_j, m_{i○}, r, w○, wR○)$$

X<sub>②③ Cs</sub> : ハル缶に入った焼却灰のCs-137の放射能濃度

$$X_{\textcircled{②③} Cs} = f(\sum a_{Csj}, \sum w_j, m_{Cs○}, r, w○, wR○)$$

$$\therefore X_{\textcircled{②③} i} = X_{\textcircled{②③} Cs} \cdot \frac{\sum a_{ij}}{\sum a_{Csj}} \cdot f(m_{i○}, m_{Cs○})$$

$$f(m_{i○}, m_{Cs○}) = \frac{1 - m_{i(\text{incCF1})}}{1 - m_{Cs(\text{incCF1})}} + \frac{m_{i(\text{incCF1})}}{m_{Cs(\text{incCF1})}} \cdot \left[ \frac{1 - m_{i(\text{CF1CF2})}}{1 - m_{Cs(\text{CF1CF2})}} + \frac{m_{i(\text{CF1CF2})}}{m_{Cs(\text{CF1CF2})}} \cdot \frac{1 - m_{i(\text{CF2og})}}{1 - m_{Cs(\text{CF2og})}} \right]$$

表 4.2-17 核種組成の一例（ORIGIN-2 計算値）

炉型	BWR	使用値										
初期U濃縮度	3.5 %											
出力密度	25 MW/T											
燃焼度	30 GWD/T											
冷却期間(年)	0.0	0.5	1.0	2.0	3.0	4.0	5.0	6.0	10.0	20.0	30.0	50.0
対象核種放射能[Cs-137への規格化値]												
C 14	2.04E-09	2.06E-09	2.09E-09	2.14E-09	2.19E-09	2.24E-09	2.2887E-09	2.34E-09	2.57E-09	3.23E-09	4.07E-09	6.44E-09
CL 36	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00						
NI 59	5.62E-07	5.69E-07	5.75E-07	5.89E-07	6.02E-07	6.17E-07	6.31E-07	6.46E-07	7.08E-07	8.92E-07	1.12E-06	1.78E-06
NI 63	8.56E-05	8.63E-05	8.69E-05	8.83E-05	8.97E-05	9.11E-05	9.25E-05	9.40E-05	1.00E-04	1.17E-04	1.37E-04	1.86E-04
NB 94	1.22E-09	1.24E-09	1.25E-09	1.28E-09	1.31E-09	1.34E-09	1.37E-09	1.40E-09	1.54E-09	1.94E-09	2.44E-09	3.88E-09
TC 99	1.30E-04	1.32E-04	1.33E-04	1.36E-04	1.39E-04	1.43E-04	1.46E-04	1.49E-04	1.64E-04	2.07E-04	2.60E-04	4.13E-04
I129	2.92E-07	2.97E-07	3.01E-07	3.08E-07	3.15E-07	3.22E-07	3.30E-07	3.38E-07	3.70E-07	4.66E-07	5.88E-07	9.33E-07
CS135	4.71E-06	4.77E-06	4.82E-06	4.93E-06	5.05E-06	5.17E-06	5.29E-06	5.41E-06	5.94E-06	7.48E-06	9.42E-06	1.50E-05
CS137	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00						
RA226	2.55E-13	3.33E-13	4.24E-13	6.47E-13	9.27E-13	1.27E-12	1.67E-12	2.15E-12	4.84E-12	1.90E-11	4.96E-11	2.07E-10
TH230	3.18E-10	3.73E-10	4.29E-10	5.45E-10	6.67E-10	7.94E-10	9.28E-10	1.07E-09	1.70E-09	3.85E-09	7.09E-09	1.87E-08
PA231	1.58E-10	1.63E-10	1.67E-10	1.76E-10	1.86E-10	1.96E-10	2.06E-10	2.17E-10	2.64E-10	4.13E-10	6.22E-10	1.31E-09
U233	9.67E-11	1.04E-10	1.12E-10	1.29E-10	1.48E-10	1.67E-10	1.86E-10	2.07E-10	2.92E-10	5.75E-10	9.91E-10	2.46E-09
U234	1.12E-05	1.13E-05	1.15E-05	1.18E-05	1.21E-05	1.25E-05	1.28E-05	1.32E-05	1.48E-05	1.94E-05	2.53E-05	4.28E-05
U235	2.40E-07	2.43E-07	2.46E-07	2.51E-07	2.57E-07	2.63E-07	2.70E-07	2.76E-07	3.03E-07	3.81E-07	4.80E-07	7.63E-07
U236	2.84E-06	2.87E-06	2.91E-06	2.97E-06	3.04E-06	3.11E-06	3.19E-06	3.26E-06	3.58E-06	4.51E-06	5.69E-06	9.04E-06
NP237	2.87E-06	2.96E-06	2.99E-06	3.06E-06	3.13E-06	3.21E-06	3.29E-06	3.37E-06	3.72E-06	4.79E-06	6.20E-06	1.05E-05
PU239	3.13E-03	3.21E-03	3.24E-03	3.32E-03	3.40E-03	3.48E-03	3.56E-03	3.64E-03	3.99E-03	5.03E-03	6.34E-03	1.01E-02
PU240	4.93E-03	4.99E-03	5.04E-03	5.16E-03	5.28E-03	5.41E-03	5.53E-03	5.67E-03	6.21E-03	7.83E-03	9.86E-03	1.56E-02
AM241	1.27E-03	2.18E-03	3.09E-03	4.91E-03	6.73E-03	8.54E-03	1.04E-02	1.22E-02	1.94E-02	3.80E-02	5.79E-02	1.06E-01
CM244	9.77E-03	9.69E-03	9.62E-03	9.47E-03	9.33E-03	9.19E-03	9.05E-03	8.92E-03	8.39E-03	7.21E-03	6.20E-03	4.57E-03
U	1.43E+02	4.52E-05	4.51E-05	4.49E-05	4.48E-05	4.47E-05	4.46E-05	4.45E-05	4.46E-05	4.66E-05	5.16E-05	7.17E-05
NP	1.39E+02	1.10E-04	1.12E-04	1.14E-04	1.17E-04	1.20E-04	1.22E-04	1.25E-04	1.37E-04	1.73E-04	2.18E-04	3.46E-04
PU	2.75E+00	1.14E+00	1.12E+00	1.10E+00	1.07E+00	1.05E+00	1.02E+00	9.97E-01	9.07E-01	7.20E-01	5.77E-01	3.89E-01
AM	9.98E-01	2.43E-03	3.35E-03	5.17E-03	6.99E-03	8.81E-03	1.06E-02	1.24E-02	1.97E-02	3.83E-02	5.83E-02	1.07E-01
CM	3.36E-01	1.63E-01	8.09E-02	2.51E-02	1.29E-02	1.01E-02	9.40E-03	9.14E-03	8.59E-03	7.42E-03	6.42E-03	4.85E-03

表 4.2-18 LWTF焼却灰の係数

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M
1	(1) ドラム缶の雑廃棄物 $j$ に含まれるCs-137(規格化核種)の放射能濃度→ $a_{\text{cs-137}j}$												
2	・LWTFの焼却炉放射能取扱量より						・LWTFに関する質問的回答より						
3	名称	マガジン難燃物					名称	焼却対象物					
4	番号 $j$	$j$ (共通)					$\beta\gamma$ 放射能	$1.00E+07$	$a_{\text{cs-137}j} =$				
5	Cs放射能[Bq/kg]	$1.28E+07$					[Bq/kg]	ハ'ル					$* d5*h4/d6$
6	全PP	$1.62E+08$											
7													
8													
9	(2)ダンボール詰廃棄物 $j$ に送られる雑廃棄物の重量→ $w_j$												
10	・LWTFに関する質問的回答より					・仮定							
11	名称	焼却対象物				$w_j =$	$1.28E+01$	[kg]					
12	重量[kg/日]	$6.40E+02$				*	$j=5$ , 焼却灰のドラム缶10本/日として D12/5/10 とした。						
13													
14	(3)焼却炉での廃棄物減量比→ $r$												
15	・LWTFに関する質問的回答より												
16	名称	焼却対象物	焼却灰										
17	重量[kg/日]	$6.40E+02$	$3.00E+01$			$r =$	$4.69E-02$	$* e17/d17$					
18													
19	(4)(6)(8)焼却炉→CF1→CF2→ガスへの核種の放射能移行率→ $m_i(\text{incCF1})$ , $m_i(\text{CF1CF2})$ , $m_i(\text{CF2og})$												
20	・仮定: LWTF焼却灰と同じとした。												
21													
22	(5)(7)(9)焼却炉→CF1→CF2→ガスへの重量(ガス・粒子成分)移行率→ $w(\text{incCF1})$ , $w(\text{CF1CF2})$ , $w(\text{CF2og})$												
23	・仮定: LWTF焼却灰と同じとした。												
24													
25	(10)(11)(12)焼却炉とCF1とCF2からドラム缶へ入る焼却灰の単位重量→ $wR(\text{inc})$ , $wR(\text{CF1})$ , $wR(\text{CF2})$												
26	・仮定: $wR(\text{inc})$ , $wR(\text{CF1})$ はLWTF焼却灰と同じとした。												
27	・仮定: $wR(\text{CF2})$ の値は $wR(\text{CF1}) \times wR(\text{CF1})$ とした。												
28													
29	(13)核種のスカラーリング効率→ $s_i$												
30	・仮定: LWTF焼却灰と同じとした。												
31													
32	(14)洗浄水重量→ $w_{\text{scrub}}$												
33	・仮定: LWTF焼却灰と同じとした。												

表4.2-19 LWTF焼却灰の核種別放射能濃度推定値（一例）

(b) LWT F低ローベ

各NDA・分析ポイントにおける対象核種の放射能濃度の推定方法を以下に示す。

- (1)  $a_i$  : 廃液受槽の低レベル廃液に含まれる核種  $i$  の濃度 [Bq/kg]
- (2)  $w(0)$  : 廃液受槽の低レベル廃液の単位重量 [kg]  
なお、廃液受槽の低レベル廃液はバッチ処理されるものと仮定した。
- (3)  $m_i(t)$  : 廃液受槽の低レベル廃液から高ローベ処理液への核種  $i$  の放射能移行率 [-]  
(高ローベ処理液へ入る放射能／ヨウ素処理等へ入る放射能)
- (4)  $w(int)$  :  $w(0)$ に対応する中間槽の低レベル廃液の重量 [kg]
- (5)  $m_i(ab)$  : 中間槽の低レベル廃液から処理液への核種  $i$  の放射能移行率 [-]  
(処理液供給槽に入る放射能／吸着塔に入る放射能)
- (6)  $w(s)$  :  $w(int)$ に対応する処理液供給槽の硝酸塩溶液の重量 [kg]

$X_{⑥} i$  : 処理液供給槽の硝酸塩溶液に含まれる核種  $i$  の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{⑥} i = a_i \cdot (1 - m_{i(t)}) \cdot m_{i(ab)} \cdot \frac{w(0)}{w(int)} \cdot \frac{w(int)}{w(s)}$$

- (7)  $r$  : 蒸発缶での廃棄物減量比 [-]  
(粉体重量 / 処理液重量)
- (8)  $m_i(evog)$  : 蒸発缶からオフガスへの核種  $i$  の放射能移行率 [-]  
(蒸発缶から出た放射能 / 蒸発缶に入る放射能)
- (9)  $w(evog)$  : 蒸発缶からオフガスへの重量移行率 [-]  
(蒸発缶から出たガス・粒子の重量 / 蒸発缶のガス・粒子の重量)

$X_{⑧⑨} i$  : ドラム缶の硝酸塩粉体に含まれる核種  $i$  の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{⑧⑨} i = \frac{X_{⑥} i}{r} \cdot \frac{(1 - m_{i(evog)})}{(1 - w_{(evog)})}$$

- (10)  $w(h)$  :  $w(0)$ に対応する高ローベ処理液の重量 [kg]
- (11)  $b_i$  : リン酸廃液に含まれる核種  $i$  の濃度 [Bq/kg]
- (12)  $w(p)$  :  $w(0)$ に対応するリン酸廃液の重量 [kg]

$X_{③} i$  : 高ローベ処理液供給槽の処理液に含まれる核種  $i$  の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{\textcircled{8} i} = \frac{a_i \cdot m_{i(t)} \cdot w_{(h)} + b_i \cdot w_{(p)}}{w_{(h)} + w_{(p)}}$$

上記各パラメータ（係数）の推定結果とLWTF低ローベのNDA・分析ポイントにおける核種の放射能濃度の試算結果を、それぞれ表4.2-20および表4.2-21に示す。

また、LWTF低ローベ処理プロセスの元廃棄物の核種放射能相関値（初期値）とNDA測定によるCs-137の放射能測定値から廃棄物中の核種*i*の放射能濃度を求める計算式の例を以下に示す。なお、*f*（）は関数であることを示す。

X<sub>⑧⑨ i</sub> : ドラム缶の核種*i*の放射能濃度

$$X_{\textcircled{8} \textcircled{9} i} = f(a_i, m_{i(0)}, r, w_0)$$

X<sub>⑧⑨ Cs</sub> : ドラム缶のCs-137の放射能濃度

$$X_{\textcircled{8} \textcircled{9} Cs} = f(a_{Cs}, m_{Cs(0)}, r, w_0)$$

$$\therefore X_{\textcircled{8} \textcircled{9} i} = X_{\textcircled{8} \textcircled{9} Cs} \cdot \frac{a_i}{a_{Cs}} \cdot f(m_{i(0)}, m_{Cs(0)})$$

$$f(m_{i(0)}, m_{Cs(0)}) = \frac{1 - m_{i(t)}}{1 - m_{Cs(t)}} \cdot \frac{m_{i(ab)}}{m_{Cs(ab)}} \cdot \frac{1 - m_{i(evog)}}{1 - m_{Cs(evog)}}$$

表 4.2-20 LWTF低ローベの係数(1/2)

	A	B	C	D	E	F	G	H	I
1	(1)廃液受槽の低レベル廃液に含まれるCs-137(規格化核種)の放射能濃度→a cs-137								
2	・LWTFに関する質問的回答より								
3	名称	低レベル廃液							
4	β γ 放射能	1.00E+12			a cs-137j=		1.00E+08	[Bq/kg]	
5	[Bq/m3]	ルーム					* d4/10/1000		
6									* 廃液の嵩密度を1.0とし、β γ の1桁落ちとする。
7									
8	(2)廃液受槽の低レベル廃液の単位重量→w(0)								
9	・仮定								
10	*	w(0)=	1.00E+02	[kg]					
11									
12	(3)廃液受槽の低レベル廃液から高ローベ処理液への核種 i の放射能移行率→m i (t)								
13	・仮定								
14	*	核種	I-129, 7クモト*	その他					
15	m i (t)		9.99E-01	1.00E-03					
16									
17	(4)w(0)に対応する中間槽の低レベル廃液の重量→w(int)								
18	・仮定								
19	*	w(int)=	2.00E+02	[kg]					
20									
21	(5)中間槽の低レベル廃液から処理液への核種 i の放射能移行率→m i (ab)								
22	・仮定								
23	*	核種	Cs	その他					
24	m i (ab)		1.00E-03	9.99E-01					
25									
26	(6)w(int)に対応する処理液供給槽の硝酸塩廃液の重量→w(s)								
27	・仮定								
28	*	w(s)=	2.00E+02	[kg]					
29									
30	(7)蒸発缶での廃棄物減容比→r								
31	・仮定								
32	*	r =	3.00E-02	[-]					
33									
34	(8)蒸発缶からオフガスへの核種 i の放射能移行率→m i (evog)								
35	・仮定								
36	*	核種	C-14, Cl-36, I-129	その他					
37	m i (evog)		1.00E+00	1.00E-03					
38									
39	(9)蒸発缶からオフガスへの重量移行率→w(evog)								
40	・仮定(HWT F焼却灰のw(incCF1), w(CF1CP2), w(CF2og)同様)								
41	これらは粒子成分に含まれる核種の放射能移行率mi(evog)と同値と仮定する。								
42									
43	(10)w(0)に対応する高ローベ処理液の重量→w(h)								
44	・仮定								
45	*	w(h)=	1.00E+01	[kg]					
46									

表 4.2-20 LWTF低ローベの係数(2/2)

	A	B	C	D	E	F	G	H	I
47	(11)リン酸廃液に含まれるCs-137(規格化核種)の放射能濃度→b cs-137								
48	・LWTFに関する質問的回答より								
49	名称	低レベル廃液							
50	$\beta\gamma$ 放射能	1.00E+12		a cs-137j=			1.00E+08 [Bq/kg]		
51	[Bq/m3]	レベル					*d50/10/1000		
52							*廃液の高密度を1.0とし、 $\beta\gamma$ の1桁落ちとする。.		
53									
54	(12)w(0)に対応するリン酸廃液の重量→w(p)								
55	・LWTFに関する質問的回答より								
56	名称	低レベル廃液		リン酸廃液					
57	処理量[m3/日]	3.30E+00		1.00E-01					
58									
59	・(2)より								
60	w(0) [kg]	1.00E+02		*	w(p)=		3.03E+00 [kg]		
61							*d60*f57/d57		

表4.2-21 LWTF低ローベの核種別放射能濃度推定値（一例）

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M	N
1	(1)(1)廃液に含まれる核種放射能濃度[Bq/kg]				(3)(5)(8)放射能移行率[-]				測定分析ポイントでの核種放射能濃度[Bq/kg]					
2	核種i	a <sub>i</sub>	b <sub>i</sub>		m <sub>i(t)</sub>	m <sub>i(ab)</sub>	m <sub>i(evog)</sub>		核種i	X(6)i	X(8)(9)i		X(③)i	
3	1	C-14	2.29E-01	2.29E-01	1.00E-03	9.99E-01	1.00E+00		1	C-14	1.14E-01	0.00E+00		5.34E-02
4	2	Cl-36	0.00E+00	0.00E+00	1.00E-03	9.99E-01	1.00E+00		2	Cl-36	0.00E+00	0.00E+00		0.00E+00
5	3	Ni-59	6.31E+01	6.31E+01	1.00E-03	9.99E-01	1.00E-03		3	Ni-59	3.15E+01	1.05E+03		1.47E+01
6	4	Ni-63	9.25E+03	9.25E+03	1.00E-03	9.99E-01	1.00E-03		4	Ni-63	4.62E+03	1.54E+05		2.16E+03
7	5	Nb-94	1.37E-01	1.37E-01	1.00E-03	9.99E-01	1.00E-03		5	Nb-94	6.85E-02	2.28E+00		3.20E-02
8	6	Tc-99	1.46E+04	1.46E+04	1.00E-03	9.99E-01	1.00E-03		6	Tc-99	7.29E+03	2.43E+05		3.41E+03
9	7	I-129	3.30E+01	3.30E+01	9.99E-01	9.99E-01	1.00E+00		7	I-129	1.65E-02	0.00E+00		3.30E+01
10	8	Cs-135	5.29E+02	5.29E+02	1.00E-03	1.00E-03	1.00E-03		8	Cs-135	2.64E-01	8.81E+00		2.38E+02
11	9	Cs-137	1.00E+08	1.00E+08	1.00E-03	1.00E-03	1.00E-03		9	Cs-137	5.00E+04	1.67E+06		2.33E+07
12	10	Ra-226	1.67E-04	1.67E-04	9.99E-01	9.99E-01	1.00E-03		10	Ra-226	8.36E-08	2.79E-06		1.67E-04
13	11	Th-230	9.28E-02	9.28E-02	9.99E-01	9.99E-01	1.00E-03		11	Th-230	4.64E-05	1.55E-03		9.28E-02
14	12	Pa-231	2.06E-02	2.06E-02	9.99E-01	9.99E-01	1.00E-03		12	Pa-231	1.03E-05	3.44E-04		2.06E-02
15	13	U-233	1.86E-02	1.86E-02	9.99E-01	9.99E-01	1.00E-03		13	U-233	9.31E-06	3.10E-04		1.86E-02
16	14	U-234	1.28E+03	1.28E+03	9.99E-01	9.99E-01	1.00E-03		14	U-234	6.41E-01	2.14E+01		1.28E+03
17	15	U-235	2.70E+01	2.70E+01	9.99E-01	9.99E-01	1.00E-03		15	U-235	1.35E-02	4.49E-01		2.69E+01
18	16	U-236	3.19E+02	3.19E+02	9.99E-01	9.99E-01	1.00E-03		16	U-236	1.59E-01	5.31E+00		3.18E+02
19	17	Np-237	3.29E+02	3.29E+02	9.99E-01	9.99E-01	1.00E-03		17	Np-237	1.64E-01	5.47E+00		3.29E+02
20	18	Pu-239	3.56E+05	3.56E+05	9.99E-01	9.99E-01	1.00E-03		18	Pu-239	1.78E+02	5.92E+03		3.56E+05
21	19	Pu-240	5.53E+05	5.53E+05	9.99E-01	9.99E-01	1.00E-03		19	Pu-240	2.76E+02	9.21E+03		5.53E+05
22	20	Am-241	1.04E+06	1.04E+06	9.99E-01	9.99E-01	1.00E-03		20	Am-241	5.17E+02	1.72E+04		1.03E+06
23	21	Cm-244	9.05E+05	9.05E+05	9.99E-01	9.99E-01	1.00E-03		21	Cm-244	4.52E+02	1.51E+04		9.05E+05
25	規格化核種 Cs-137		1.00E+08	1.00E+08										
26	(2)(4)(6)(10)(12)廃棄物重量 [kg]				(7)廃棄物減量比 [-]				r	(8)重量移行率 [-]				w(evog)
27	w(0)	w(int)	w(s)	w(h)	w(p)				3.00E-02					1.00E-03
28	1.00E+02	2.00E+02	2.00E+02	1.00E+01	3.03E+00									
29														
30														

(c) LWT F高ローベ

各NDA・分析ポイントにおける対象核種の放射能濃度の推定方法を以下に示す。

- (1)  $a_i$  : 廃液受槽の低レベル廃液に含まれる核種  $i$  の濃度 [Bq/kg]
- (2)  $w(0)$  : 廃液受槽の低レベル廃液の単位重量 [kg]  
なお、廃液受槽の低レベル廃液はバッチ処理されるものと仮定した。
- (3)  $m_i(t)$  : 廃液受槽の低レベル廃液から高ローベ処理液への核種  $i$  の放射能移行率 [-]  
(高ローベ処理液へ入る放射能 / ヨウ素処理等へ入る放射能)
- (4)  $w(h)$  :  $w(0)$  に対応する高ローベ処理液の重量 [kg]
- (5)  $b_i$  : リン酸廃液に含まれる核種  $i$  の濃度 [Bq/kg]
- (6)  $w(p)$  :  $w(0)$  に対応するリン酸廃液の重量 [kg]

X③ $i$  : 高ローベ処理液供給槽の処理液に含まれる核種  $i$  の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{③i} = \frac{a_i \cdot m_i(t) \cdot w(h) + b_i \cdot w(p)}{w(h) + w(p)}$$

- (7)  $r$  : 蒸発缶での廃棄物減量比 [-]  
(乾燥スラリ重量 / 処理液重量)
- (8)  $m_i(evog)$  : 蒸発缶からオフガスへの核種  $i$  の放射能移行率 [-]  
(蒸発缶から出た放射能 / 蒸発缶に入る放射能)
- (9)  $w(evog)$  : 蒸発缶からオフガスへの重量移行率 [-]  
(蒸発缶から出たガス・粒子の重量 / 蒸発缶のガス・粒子の重量)

X⑤⑥ $i$  : ドラム缶の硝酸塩粉体に含まれる核種  $i$  の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{⑤⑥i} = \frac{X_{③i}}{r} \cdot \frac{(1 - m_i(evog))}{(1 - w(evog))}$$

上記各パラメータ（係数）の推定結果とLWT F高ローベのNDA・分析ポイントにおける核種の放射能濃度の試算結果を、それぞれ表 4.2-22 および表 4.2-23 に示す。

また、LWT F高ローベ処理プロセスの元廃棄物の核種放射能相関値（初期値）とNDA測定による Cs-137 の放射能測定値から廃棄物中の核種  $i$  の放射能濃度を

求める計算式の例を以下に示す。なお、 $f()$  は関数であることを示す。

X⑤⑥ i : ドラム缶の核種 i の放射能濃度

$$X_{\text{⑤⑥}i} = f(a_i, b_i, m_{i(0)}, r, w_0)$$

X⑤⑥ Cs : ドラム缶の Cs-137 の放射能濃度

$$X_{\text{⑤⑥}Cs} = f(a_{Cs}, b_{Cs}, m_{Cs(0)}, r, w_0)$$

$$\therefore X_{\text{⑤⑥}i} = X_{\text{⑤⑥}Cs} \cdot \frac{a_i \cdot m_{i(t)} \cdot w_{(h)} + b_i \cdot w_{(p)}}{a_{Cs} \cdot m_{Cs(t)} \cdot w_{(h)} + b_{Cs} \cdot w_{(p)}} \cdot \frac{1 - m_{i(\text{evog})}}{1 - m_{Cs(\text{evog})}}$$

表 4.2-22 LWT高ローベの係数

	A	B	C	D	E	F	G	H	I
1	(1)廃液受槽の低レベル廃液に含まれるCs-137(規格化核種)の放射能濃度→a cs-137								
2	・LWTFに関する質問的回答より								
3	名称	低レベル廃液							
4	β γ 放射能 [Bq/m3]	1.00E+12		a cs-137j=		1.00E+08 [Bq/kg]			
5		バル				*d4/10/1000			
6						*廃液の嵩密度を1.0とし、β γ の1桁落ちとする。			
8	(2)廃液受槽の低レベル廃液の単位重量→w(0)								
9	・仮定								
10	*	w(0)=	1.00E+02	[kg]					
12	(3)廃液受槽の低レベル廃液から高ローベ処理液への核種iの放射能移行率→m i(t)								
13	・仮定								
14	*	核種	I-129,アチニト		その他				
15	m i(t)		9.990E-01		1.00E-03				
17	(4)w(0)に対応する高ローベ処理液の重量→w(h)								
18	・仮定								
19	*	w(h)=	1.00E+01	[kg]					
21	(5)リン酸廃液に含まれるCs-137(規格化核種)の放射能濃度→b cs-137								
22	・LWTFに関する質問的回答より								
23	名称	低レベル廃液							
24	β γ 放射能 [Bq/m3]	1.00E+12		a cs-137j=		1.00E+08 [Bq/kg]			
25		バル				*d24/10/1000			
26						*廃液の嵩密度を1.0とし、β γ の1桁落ちとする。			
28	(6)w(0)に対応するリン酸廃液の重量→w(p)								
29	・LWTFに関する質問的回答より								
30	名称	低レベル廃液		リン酸廃液					
31	処理量[m3/日]	3.30E+00		1.00E-01					
33	・(2)より								
34	w(0) [kg]	1.00E+02		*	w(p)=	3.00E+00 [kg]			
35						*d34*f31/d31			
37	(7)蒸発缶での廃棄物減量比→r								
38	・仮定								
39	*	r =	3.00E-02	[-]					
41	(8)蒸発缶からオフガスへの核種iの放射能移行率→m i(evog)								
42	・仮定								
43	*	核種	C-14, C1-36, I-129		その他				
44	m i(evog)		1.00E+00		1.00E-03				
46	(9)蒸発缶からオフガスへの重量移行率→w(evog)								
47	・仮定(HWT F焼却灰のw(incCF1), w(CF1CF2), w(CF2og)同様)								
48	これらは粒子成分に含まれる核種の放射能移行率mi(evog)と同値と仮定する。								

表4.2-23 LWTF高ローベの核種別放射能濃度推定値（一例）

(d) HWT F圧縮体

各NDA・分析ポイントにおける対象核種の放射能濃度の推定方法を以下に示す。

(1)  $a_{i1}$  : ハル缶のハルに含まれる核種の  $i$  の濃度[Bq/kg]

$a_{i2}$  : ハル缶のエンドピースに含まれる核種の  $i$  の濃度[Bq/kg]

$a_{i3}$  : カプセル1に供給される雑廃棄物に含まれる核種の  $i$  の濃度[Bq/kg]

$a_{i4}$  : 長ドラムのフィルタなどに含まれる核種の  $i$  の濃度[Bq/kg]

(2)  $w_1$  : ハル受容器からカプセル1に供給されるハルの重量[kg]

$w_2$  : カプセル2からカプセル1に供給されるエンドピースの重量[kg]

$w_3$  : カプセル1に供給される雑廃棄物の重量[kg]

$w_4$  : カプセル3のフィルタなどの重量[kg]

X④  $i$  : ハル受容器のハルに含まれる核種  $i$  の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{@i} = a_{i1}$$

X⑤  $i$  : カプセル2のエンドピースに含まれる核種  $i$  の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{@i} = a_{i2}$$

X⑥  $i$  : 圧縮体1に含まれる核種  $i$  の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{@i} = \frac{\sum_j^3 a_{ij} \cdot w_j}{\sum_j^3 w_j}$$

X⑦  $i$  : カプセル2のエンドピースに含まれる核種  $i$  の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{@i} = a_{i4}$$

(3)  $w_c1$  : キャニスタに収納される圧縮体1の重量[kg]

$w_c2$  : キャニスタに収納される圧縮体2の重量[kg]

X⑩  $i$  : キャニスタに含まれる核種  $i$  の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{\oplus i} = \frac{X_{\oplus i} \cdot w_{c1} + X_{\oplus i} \cdot w_{c2}}{w_{c1} + w_{c2}}$$

$$= \frac{\sum_j^4 a_{ij} \cdot w_j}{\sum_j^4 w_j}$$

上記各パラメータ（係数）の推定結果とHWT F圧縮体のNDA・分析ポイントにおける核種の放射能濃度の試算結果を、それぞれ表4.2-24および表4.2-25に示す。

また、HWT F圧縮体処理プロセスの元廃棄物の核種放射能相関値（初期値）とNDA測定によるCs-137の放射能測定値から廃棄物中の核種iの放射能濃度を求める計算式の例を以下に示す。なお、f()は関数であることを示す。

X<sub>⊕i</sub> : キャニスタの核種iの放射能濃度

$$X_{\oplus i} = \sum_j^4 \frac{a_{ij} \cdot w_j}{w_j}$$

X<sub>⊕Cs</sub> : キャニスタのCs-137の放射能濃度

$$X_{\oplus i} = \sum_j^4 \frac{a_{Csj} \cdot w_j}{w_j}$$

$$\therefore X_{\oplus i} = X_{\oplus Cs} \cdot \frac{\sum a_{ij} \cdot w_j}{\sum a_{Csj} \cdot w_j}$$

なお、キャニスタに含まれるCs-137の放射能濃度は圧縮体のNDA測定値から以下の式で表される。

$$X_{\oplus Cs} = \frac{X_{\oplus Cs} \cdot w_{c1} + X_{\oplus Cs} \cdot w_{c2}}{w_{c1} + w_{c2}}$$

表 4.2-24 HWTF圧縮体の係数

A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M
1	(1)廃棄物に含まれるCs-137(規格化核種)の放射能濃度→a cs-137j											
2	・高圧縮設備放射能収支表(1日基準)より							・焼却炉放射能取扱量より				
3	番号	2	3	6				名称	マルチラム難燃物			
4	名称	ハル	エントベース	LWRフリウム収納カプセル				番号j	5			
5	Cs放射能[Bq/日]	2.27E+14	4.36E+10	2.71E+15				Cs放射能[Bq/k]	1.28E+07			
6	処理量[kg/日]	686	3	119					↓			
7	a cs-137j	j=1	j=2	j=4				a cs-137j	1.28E+07	* j=3雑廃棄物はこの値とする。		
8												
9												
10												
11	(2)カプセル1またはカプセル3に供給される廃棄物の重量→w j											
12	・高圧縮設備放射能収支表(1日基準)より							・仮定				
13	番号	2	3	8		6						
14	名称	ハル	エントベース	マルエントベース圧縮体	LWRフリウム収納カプセル			雑廃棄物				
15	処理量[kg/日]	686	3	854		119			5			
16	処理量[個/日]	—	—	15		2						
17	w j [kg/個]	w1	56.3	* f15/f16*d15/(d15+e15+j15)								
18		w2	0.25	* f15/f16*e15/(d15+e15+j15)								
19		w3	0.41	* f15/f16*j15/(d15+e15+j15)								
20		w4	59.5	* h15/h16								
21												
22	(3)キャニスターに収納される圧縮体の重量→w c1, w c2											
23	・高圧縮設備放射能収支表(1日基準)より											
24	番号	8	10		12							
25	名称	マルエントベース圧縮体	LWRフリウム圧縮体		キャニスター							
26	処理量[kg/日]	854	119		1479	→キャニスター重量は含まれず						
27	処理量[個/日]	15	2		2							
28												
29	*キャニスター1個(740kg)には8が19個入る。ここでは、8と10の混在を想定し、キャニスター1個に8が12個および10が1個とする。											
30	w c1 [kg/個]	683.21 * d26/d27*12										
31	w c2 [kg/個]	59.5 * f26/f27*1										

表4.2-25 HWTF圧縮体の核種別放射能濃度推定値（一例）

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M	N	O	
1	(1)廃棄物に含まれる核種放射能濃度[Bq/kg]				測定分析ポイントでの核種放射能濃度 [Bq/kg]											
2	核種1	a i1	a i2		a i3	a i4		核種1	X @ i	X @ i	X @ i	X @ i				
3	1 C-14	7.58E+02	3.32E+01	2.99E-02	5.21E+04			1 C-14	7.58E+02	3.32E+01	7.49E+02	5.21E+04				
4	2 Cl-36	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			2 Cl-36	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
5	3 Ni-59	2.09E+05	9.16E+03	8.08E+00	1.44E+07			3 Ni-59	2.09E+05	9.16E+03	2.07E+05	1.44E+07				
6	4 Ni-63	3.06E+07	1.34E+06	1.18E+03	2.11E+09			4 Ni-63	3.06E+07	1.34E+06	3.03E+07	2.11E+09				
7	5 Nb-94	4.54E+02	1.99E+01	1.76E-02	3.13E+04			5 Nb-94	4.54E+02	1.99E+01	4.49E+02	3.13E+04				
8	6 Tc-99	4.89E+07	2.12E+06	1.87E+03	3.32E+09			6 Tc-99	4.89E+07	2.12E+06	4.78E+07	3.32E+09				
9	7 I-129	1.09E+05	4.79E+03	4.22E+00	7.51E+06			7 I-129	1.09E+05	4.79E+03	1.08E+05	7.51E+06				
10	8 Cs-135	1.75E+06	7.68E+04	6.77E+01	1.20E+08			8 Cs-135	1.75E+06	7.68E+04	1.73E+06	1.20E+08				
11	9 Cs-137	3.31E+11	1.45E+10	1.28E+07	2.28E+13			9 Cs-137	3.31E+11	1.45E+10	3.27E+11	2.28E+13				
12	10 Ra-226	5.54E-01	2.43E-02	2.14E-05	3.81E+01			10 Ra-226	5.54E-01	2.43E-02	5.48E-01	3.81E+01				
13	11 Th-230	3.07E+02	1.35E+01	1.19E-02	2.11E+04			11 Th-230	3.07E+02	1.35E+01	3.04E+02	2.11E+04				
14	12 Pa-231	6.83E+01	3.00E+00	2.64E-03	4.70E+03			12 Pa-231	6.83E+01	3.00E+00	6.76E+01	4.70E+03				
15	13 U-233	6.17E+01	2.71E+00	2.39E-03	4.24E+03			13 U-233	6.17E+01	2.71E+00	6.10E+01	4.24E+03				
16	14 U-234	4.25E+06	1.86E+05	1.64E+02	2.92E+08			14 U-234	4.25E+06	1.86E+05	4.20E+06	2.92E+08				
17	15 U-235	8.92E+04	3.91E+03	3.45E+00	6.14E+06			15 U-235	8.92E+04	3.91E+03	8.82E+04	6.14E+06				
18	16 U-236	1.05E+06	4.63E+04	4.08E+01	7.25E+07			16 U-236	1.05E+06	4.63E+04	1.04E+06	7.25E+07				
19	17 Np-237	1.09E+06	4.77E+04	4.21E+01	7.49E+07			17 Np-237	1.09E+06	4.77E+04	1.08E+06	7.49E+07				
20	18 Pu-239	1.18E+09	5.17E+07	4.55E+04	8.10E+10			18 Pu-239	1.18E+09	5.17E+07	1.16E+09	8.10E+10				
21	19 Pu-240	1.83E+09	8.04E+07	7.08E+04	1.26E+11			19 Pu-240	1.83E+09	8.04E+07	1.81E+09	1.26E+11				
22	20 Am-241	3.43E+09	1.50E+08	1.32E+05	2.36E+11			20 Am-241	3.43E+09	1.50E+08	3.39E+09	2.36E+11				
23	21 Cm-244	3.00E+09	1.31E+08	1.16E+05	2.06E+11			21 Cm-244	3.00E+09	1.31E+08	2.96E+09	2.06E+11				
24	規格化核種 Cs-137	3.31E+11	1.45E+10	1.28E+07	2.28E+13											
25	(2)廃棄物重量 [kg]	w1	w2	w3	w4			(3)圧縮体重量 [kg]	w c 1	w c 2						
26		5.63E+01	2.46E-01	4.10E-01	5.95E+01				6.83E+02	5.95E+01						

(e) HWT F 切断片

各NDA・分析ポイントにおける対象核種の放射能濃度の推定方法を以下に示す。

- (1)  $a_i$  : ハル缶に含まれるハル缶水の核種  $i$  の濃度 [Bq/kg]
- (2)  $m_i$  : ハル缶水からハル缶への放射能移行率 [-]  
(ハル缶に吸着した放射能／ハル缶水の放射能)
- (3)  $w(w)$  : ハル缶に充填されているハル缶水の重量 [kg]
- (4)  $w(can)$  : ハル缶の重量 [kg]

$X_{①i}$  : ハル缶充填水に含まれる核種  $i$  の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{①i} = a_i$$

- (5)  $w(f)$  : 空ハル缶に付着したハル缶水の重量 [kg]
- (6)  $w(d)$  : 空ハル缶を洗浄した洗浄ドレン水の重量 [kg]
- (7)  $\varepsilon$  : 空ハル缶の洗浄効率 [-]  
(洗浄ドレン水に入る放射能／ハル缶に付着したハル缶水の放射能)

$X_{②i}$  : 洗浄ドレン水に含まれる核種  $i$  の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{②i} = \frac{a_i \cdot w(f) \cdot \varepsilon}{w(f) + w(d)}$$

$X_{③i}$  : 不合格容器（ハル缶）に付着している核種  $i$  の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{③i} = \frac{a_i \cdot w(w) \cdot m_i + a_i \cdot w(f) \cdot (1 - \varepsilon)}{w(can)}$$

上記各パラメータ（係数）の推定結果とHWT F 切断片の測定・分析ポイントにおける核種の放射能濃度の試算結果を、それぞれ表 4.2-26 および表 4.2-27 に示す。

また、HWT F 切断片処理プロセスの元廃棄物の核種放射能相関値（初期値）と NDA 測定による Cs-137 の放射能測定値から廃棄物中の核種  $i$  の放射能濃度を求める計算式の例を以下に示す。なお、 $f()$  は関数であることを示す。

X③ i : 不合格容器（ハル缶）に付着している核種 i の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{\textcircled{3} i} = \frac{a_i \cdot w_{(w)} \cdot m_i + a_i \cdot w_{(f)} \cdot (1 - \varepsilon)}{w_{(\text{can})}}$$

X③ Cs : 不合格容器（ハル缶）に付着している Cs-137 の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{\textcircled{3} \text{Cs}} = \frac{a_{\text{Cs}} \cdot w_{(w)} \cdot m_{\text{Cs}} + a_{\text{Cs}} \cdot w_{(f)} \cdot (1 - \varepsilon)}{w_{(\text{can})}}$$

$$\therefore X_{\textcircled{3} i} = X_{\textcircled{3} \text{Cs}} \cdot \frac{a_i \cdot w_{(w)} \cdot m_i + a_i \cdot w_{(f)} \cdot (1 - \varepsilon)}{a_{\text{Cs}} \cdot w_{(w)} \cdot m_{\text{Cs}} + a_{\text{Cs}} \cdot w_{(f)} \cdot (1 - \varepsilon)}$$

表 4.2-26 HWTF切断片の係数

	A	B	C	D	E	F	G	H	I
1	(1)ハル缶に含まれるハル缶水のCs-137(規格化核種)の放射能濃度→a cs-137								
2	・焼却炉放射能取扱量より								
3	名称		ハル缶水						
4	Cs放射能[Bq/l]		2.42E+11	=	a cs-137[Bq/kg]	*	ハル缶水の密度を1とする。		
5									
6	(2)ハル缶水からハル缶への放射能移行率→m i								
7	・仮定								
8	*一律		m i =	1.00E-04	[ - ]				
9									
10	(3)ハル缶に充填されているハル缶水の重量→w(w)								
11	・仮定								
12	*	w(w)=		280[1]=280[kg]					
13									
14	(4)ハル缶の重量→w(can)								
15	・仮定								
16	*	w(can)=		450[kg]					
17									
18	(5)空ハル缶に付着したハル缶水の重量→w(f)								
19	・仮定								
20	*	w(f)=		0.28[kg]					
21									
22	(6)空ハル缶を洗浄した洗浄ドレン水の重量→w(d)								
23	・仮定								
24	*	w(d)=		1[m3]=1000[kg]					
25									
26	(7)空ハル缶の洗浄効率→ε								
27	・仮定								
28	*	ε =		0.99E-01					

表4.2-27 HWTF切断片の核種別放射能濃度推定値（一例）

(f) HWT F 焼却灰

各NDA・分析ポイントにおける対象核種の放射能濃度の推定方法を以下に示す。

(1)  $a_{i1}$  : ハル缶の雑廃棄物（可難燃物）に含まれる核種の  $i$  の濃度[Bq/kg]

$a_{i2}$  : 廃ジャグ容器に含まれる核種の  $i$  の濃度[Bq/kg]

$a_{i3}$  : マルチドラムのダイライト容器に含まれる核種の  $i$  の濃度[Bq/kg]

$a_{i4}$  : マルチドラムの袋入り可燃物に含まれる核種の  $i$  の濃度[Bq/kg]

$a_{i5}$  : マルチドラムのパック可燃物に含まれる核種の  $i$  の濃度[Bq/kg]

(2)  $w_1$  : 破碎機 1 に送られるハル缶の雑廃棄物（可難燃物）の重量[kg]

$w_2$  : 破碎機 1 に送られる廃ジャグ容器の重量[kg]

$w_3$  : 破碎機 1 に送られるマルチドラムのダイライト容器の重量[kg]

$w_4$  : 破碎機 1 に送られるマルチドラムの袋入り可燃物の重量[kg]

$w_5$  : 破碎機 1 に送られるマルチドラムのパック可燃物の重量[kg]

なお、 $w_1 \sim w_5$  はひとつの袋詰め可難燃物に対応する重量とし、これらの廃棄物がバッチ処理されるものと仮定した。

(3)  $m_{i(d)}$  : 破碎機 2 から遠心脱水ドレンへの核種  $i$  の放射能移行率[−]

(4)  $w(d)$  : 破碎機 2 から遠心脱水ドレンへの重量移行率[−]

(遠心脱水ドレン重量／廃棄物重量)

X①  $i$  : 袋詰め可難燃物に含まれる核種  $i$  の放射能濃度[Bq/kg]

$$X_{\textcircled{1}i} = \frac{\sum_j^5 a_{ij} \cdot w_j}{\sum w_j} \cdot \frac{(1 - m_{i(d)})}{(1 - w(d))}$$

X②  $i$  : 遠心脱水ドレンに含まれる核種  $i$  の放射能濃度[Bq/kg]

$$X_{\textcircled{2}i} = \frac{\sum_j^5 a_{ij} \cdot w_j}{\sum w_j} \cdot \frac{m_{i(d)}}{w(d)}$$

(5)  $r$  : 焼却炉での廃棄物減量比[−]

(6)  $m_{i(\text{incCF1})}$  : 焼却炉から CF 1 への核種  $i$  の放射能移行率[−]

(CF1 に入る放射能／焼却炉に入る放射能)

(7)  $w(\text{incCF1})$  : 焼却炉から CF 1 への重量移行率[−]

(CF1 に入るガス・粒子の重量／焼却炉で生成した灰の全重量)

(8)  $m_i(CF1CF2)$  : CF1 から CF2 への核種 i の放射能移行率 [ - ]

(CF2 に入る放射能 / CF1 に入る放射能)

(9)  $w(CF1CF2)$  : CF1 から CF2 への重量移行率 [ - ]

(CF2 に入るガス・粒子の重量 / CF1 に入るガス・粒子の重量)

(10)  $m_i(CF2og)$  : CF2 からオフガスへの核種 i の放射能移行率 [ - ]

(CF2 から出た放射能 / CF2 に入る放射能)

(11)  $w(CF2og)$  : CF2 からオフガスへの重量移行率 [ - ]

(CF2 から出たガス・粒子の重量 / CF2 に入るガス・粒子の重量)

(12)  $wR(inc)$  : 焼却炉からハル缶 1 に入る灰の単位重量 [kg/unit]

(13)  $wR(CF1)$  : CF1 からハル缶 1 に入る灰の単位重量 [kg/unit]

X③⑥ i : ハル缶 1 の焼却灰に含まれる核種 i の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{③⑥i} = \frac{X_{①i}}{r} \cdot \left[ \frac{1 - m_{i(incCF1)}}{1 - w_{(incCF1)}} \cdot \frac{wR_{(inc)}}{wR_{(inc)} + wR_{(CF1)}} + \right. \\ \left. \frac{m_{i(incCF1)}}{w_{(incCF1)}} \cdot \frac{(1 - m_{i(CF1CF2)})}{(1 - w_{(CF1CF2)})} \cdot \frac{wR_{(CF1)}}{wR_{(inc)} + wR_{(CF1)}} \right]$$

X④⑦ i : ハル缶 2 の焼却灰に含まれる核種 i の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{④⑦i} = \frac{X_{①i}}{r} \cdot \frac{m_{i(incCF1)}}{w_{(incCF1)}} \cdot \frac{m_{i(CF1CF2)}}{w_{(CF1CF2)}} \cdot \frac{1 - m_{i(CF2og)}}{1 - w_{(CF2og)}}$$

(14)  $s_i$  : 核種 i の洗浄・凝縮効率 [ - ]

(洗浄廃液へ移行する放射能 / 洗浄塔に入るガスの放射能)

(15)  $w(scrub)$  : 洗浄水と凝縮水の重量 [kg]

X⑤ i : 洗浄廃液に含まれる核種 i の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{⑤i} = \frac{X_{①i}}{r} \cdot \frac{m_{i(incCF1)}}{w_{(incCF1)}} \cdot \frac{m_{i(CF1CF2)}}{w_{(CF1CF2)}} \cdot \frac{m_{i(CF2og)}}{w_{(CF2og)}} \cdot \frac{s_i}{w_{(scrub)}} .$$

上記各パラメータ（係数）の推定結果と HWT F 焼却灰の NDA・分析ポイントにおける核種の放射能濃度の試算結果を、それぞれ表 4.2-28 および表 4.2-29 に示す。

また、HWT F 焼却灰処理プロセスの元廃棄物の核種放射能相関値（初期値）と

NDA測定による Cs-137 の放射能測定値から廃棄物中の核種 i の放射能濃度を求める計算式の例を以下に示す。なお、 $f()$  は関数であることを示す。

X③⑥ i : ハル缶 1 の核種 i の放射能濃度

$$X_{③⑥i} = f(\sum a_{ij}, \sum w_j, m_{i0}, r, w_0, wR_0)$$

X③⑥ Cs : ハル缶 1 の Cs-137 の放射能濃度

$$X_{③⑥Cs} = f(\sum a_{Csj}, \sum w_j, m_{Cs0}, r, w_0, wR_0)$$

$$\therefore X_{③⑥i} = X_{③⑥Cs} \cdot \frac{\sum a_{ij}}{\sum a_{Csj}} \cdot f(m_{i0}, m_{Cs0})$$

$$f(m_{i0}, m_{Cs0}) = \frac{1 - m_{i(incCF1)}}{1 - m_{Cs(incCF1)}} + \frac{m_{i(incCF1)}}{m_{Cs(incCF1)}} \cdot \frac{1 - m_{i(CF1CF2)}}{1 - m_{Cs(CF1CF2)}}$$

表 4.2-28 HWTF焼却灰の係数 (1/3)

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M	N	O
1	(1) 廃棄物に含まれるCs-137(規格化核種)の放射能濃度→a cs-137j														
2	・焼却炉放射能取扱量より														
3	名称	脱水済ハル缶可燃ハル缶難燃物	魔ジ+ゲ		マルチ+ム可燃物	マルチ+ム難燃物									
4	番号j		1	2	3.4	5									
5	Cs放射能[Bq/kg]	2.42E+10	7.02E+09	1.12E+09	2.98E+07	1.28E+07									
6		↓	↓	↓	↓	↓									
7	a cs-137j	1.56E+10		1.12E+09	2.98E+07	1.28E+07									
8															
9	(2) 破碎機1に送られる廃棄物の重量→w <sub>j</sub>														
10	・仮定														
11	名称	雑廃棄物	魔ジ+ゲ容器	ダ行ト容器	袋入り可燃物	パック可燃物									
12	番号w <sub>j</sub>	w1	w2	w3	w4	w5									
13	重量 [kg]	20.0	20.0	20.0	20.0	20.0	*計100kgとした。								
14															
15	(3) 破碎機2から遠心脱水ドレッソへの核種の移行率→m <sub>i(d)</sub>														
16	・高圧縮処理設備放射能収支表(一日基準)より														
17	名称	ハリ	ハリ挿入装置ドレッソ												
18	放射能	[Bq/日]	[Bq/日]		m <sub>i(d)</sub> = (e19:e29)/(d19:d29)										
19	H-3	5.44E+13	1.76E+07		H-3	3.23E-07									
20	I	1.67E+08	1.41E+07		I	8.43E-02									
21	Zr+Nb	6.82E+14	5.76E+13		Zr+Nb	8.44E-02									
22	Ru+Rh	2.44E+15	6.38E+13		Ru+Rh	2.62E-02									
23	Cs+Ba	3.97E+14	2.39E+13		Cs+Ba	6.02E-02									
24	Ce+Pr	2.25E+15	1.35E+14		Ce+Pr	6.03E-02									
25	Sr+Y	3.49E+14	2.94E+13		Sr+Y	8.43E-02									
26	other FP	1.62E+14	1.31E+13		other FP	8.08E-02									
27	U	6.00E+09	5.06E+08		U	8.44E-02									
28	Pu	1.99E+14	1.59E+13		Pu	7.96E-02									
29	other Act	1.45E+13	1.22E+12		other Act	8.44E-02									
30															
31	(4) 破碎機2から遠心脱水ドレッソへの重量移行率→w(d)														
32	・高圧縮処理設備放射能収支表(一日基準)より														
33	名称	ハリ	ハリ挿入装置ドレッソ												
34	処理量	1200	0.054		w(d)= 0.045										
35		[kg/日]	[m <sup>3</sup> /日]		*ハリとハリに付着した水との重量比 e34*1000/d34										
36															
37	(5) 焼却炉での廃棄物減量比→r														
38	・焼却設備の物質収支表より														
39	番号	16	17	18	19										
40	名称	廃棄物	焼却灰	C/F1灰	C/F2灰										
41	固体[kg/h]	10	計	0.36		r = 0.036	*e41/d41								
42															
43															
44															

表 4.2-28 HWTF焼却灰の係数 (2/3)

A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M	N	O
45	(6)(8)(10)焼却炉→CF1→CF2→ガスへの核種の放射能移行率→mi(incCF1), mi(CF1CF2), mi(CF2og)													
46	・焼却設備の物質収支表より													
47	番号	15	1(18)	2(19)	5(20)									
48	名称	廃棄物	焼却炉出口廃ガス	C/F1出口廃ガス	C/F2出口廃ガス					mi(incCF1)	mi(CF1CF2)	mi(CF2og)		
49	放射能[Bq/日]									II	II	II		
50	H-3	1.40E+09	1.40E+09	1.40E+09	1.40E+09				H-3	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00		
51	Sr+Y	2.71E+12	9.04E+11	9.04E+08	9.04E+08				Sr+Y	3.34E-01	1.00E-03	1.00E-03		
52	Zr+Nb	5.30E+12	1.77E+12	1.77E+09	1.77E+09				Zr+Nb	3.34E-01	1.00E-03	1.00E-03		
53	Ru+Rh	5.87E+12	1.96E+12	1.96E+12	1.96E+12				Ru+Rh	3.34E-01	1.00E+00	1.00E+00		
54	I	1.30E+06	1.30E+06	1.30E+06	1.30E+06				I	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00		
55	Cs+Ba	2.20E+12	7.34E+11	7.34E+08	7.34E+08				Cs+Ba	3.34E-01	1.00E-03	1.00E-03		
56	Ce+Pr	1.25E+13	4.15E+12	4.15E+09	4.15E+09				Ce+Pr	3.32E-01	1.00E-03	1.00E-03		
57	他FP	1.20E+12	4.01E+11	4.01E+08	4.01E+08				他FP	3.35E-01	1.00E-03	1.00E-03		
58	U	4.66E+07	1.55E+07	1.55E+04	1.55E+04				U	3.39E-01	1.00E-03	1.00E-03		
59	Pu	1.46E+12	4.87E+11	4.87E+08	4.87E+08				Pu	3.34E-01	1.00E-03	1.00E-03		
60	他Act	1.12E+11	3.74E+10	3.74E+07	3.74E+07				他Act	3.34E-01	1.00E-03	1.00E-03		
61	*	2と5が同じなのでmi(incCF1)が推定できない。(2と5が同じとは考え難い。)							* e/d(H, Ru, I)	* f/e	* =mi(CF1CF2)とする。			
62									* (e+f+f*)/d(H, Ru, I以外)					
63														
64	(7)(9)(11)焼却炉→CF1→CF2→ガスへの重量(ガス・粒子成分)移行率→w(incCF1), w(CF1CF2), w(CF2og)													
65	・焼却設備の物質収支表より													
66	番号	10	17	18	19	20				4	20			
67	名称	廃棄物	焼却灰	C/F1灰	C/F2灰	C/F2出口廃ガス				希釈器出口廃ガス	C/F2出口廃ガス			
68	固体[kg/h]	10	計	0.36		0			気体[Nm3/h]	657	657			
69	*	17, 18, 19がひとまとめなのでw(incCF1)とw(CF1CF2)の粒子成分の移行率の推定ができない。												
70	*	20の固体重量が0なのでw(CF2og)の粒子成分の推定ができない。												
71	*	ガス成分はすべてガスへ移行する(4と20が同一量)。												
72														
73	w(incCF1), w(CF1CF2), w(CF2og)を推定するための妥当な数値は得られていないため、													
74	これらは粒子成分に含まれる核種の放射能移行率mi(incCF1), mi(CF1CF2), mi(CF2og)と同値と仮定する。													
75														
76	(12)(13)焼却炉とCF1からハル缶1に入る焼却灰の単位重量→wR(inc), wR(CF1)													
77	・焼却設備の物質収支表より													
78	番号	10	17	18	19									
79	名称	廃棄物	焼却灰	C/F1灰	C/F2灰									
80	固体[kg/h]	10	計	0.36										
81	*	17, 18, 19の固体重量が合計と思われるため推定できない。												
82														
83	・焼却設備の放射能収支表より													
84	番号	17	18	→	wR(inc)	wR(CF1)								
85	名称	焼却灰	C/F1灰		II	II								
86	Cs/Ba[Bq/d]	2.20E+12	7.34E+11		1.0	3.34E-01								
87	*	Cs放射能から推定する。			[kg/unit]	[kg/unit]								

表 4.2-28 HWTF焼却灰の係数 (3/3)

A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M	N	O
88														
89														
90	(17)核種のスクリーニング効率→ s.i													
91	・焼却設備放射能収支より													
92	番号	21	23	33										
93	名称	HEPAフィルタ出口廃 凝縮器出口廃		洗浄廃液			s.i							
94	放射能[Bq/日]													
95	H-3	1.40E+09	7.02E+08	1.40E+09			0.499	* (d95-e95)/d95						
96	Sr+Y	9.04E+05	9.04E+05	9.04E+05			0.001	* ここでは0.001とする。						
97	Zr+Nb	1.77E+06	1.77E+06	1.77E+06			0.001							
98	Ru+Rh	1.96E+09	1.96E+09	1.96E+09			0.001							
99	I	1.30E+06	1.30E+06	1.30E+06			0.001							
100	Cs+Ba	7.34E+05	7.34E+05	7.34E+05			0.001							
101	Ce+Pr	4.15E+06	4.15E+06	4.15E+06			0.001							
102	他FP	4.01E+05	4.01E+05	4.01E+05			0.001							
103	U	1.55E+01	1.55E+01	1.55E+01			0.001							
104	Pu	4.87E+05	4.87E+05	4.87E+05			0.001							
105	他Act	3.74E+04	3.74E+04	3.74E+04			0.001							
106														
107														
108														
109														
110	(18)洗浄水重量→wscrub													
111	・焼却設備の物質収支表より													
112	番号	32	36	37	38	16								
113	名称	凝縮水	噴霧水	洗浄水	洗浄水	廃棄物								
114	固体[kg/h]	-	-	-		10	wscrub=	9.57E+03 * sum(d115:g115)*1000						
115	液体[m <sup>3</sup> /h]	0.0716	1.5	4.0	4.0	-		[kg/10kg廃棄物]						

表4.2-29 HWTF焼却灰の核種別放射能濃度推定値（一例）

A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M	N
1 (1)廃棄物に含まれる核種放射能濃度[Bq/kg]													(17)洗浄懸濁効率
2 核種i	a i1	a i2	a i3	a i4	a i5			mi(d)	mi(incCF1)	mi(CF1CF2)	mi(CF2og)		Si
3 1 C-14	3.57E+01	2.56E+00	6.82E-02	2.93E-02	8.08E-02			1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00		1.00E-03
4 2 Cl-36	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00			1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00		1.00E-03
5 3 Ni-59	9.85E+03	7.07E+02	1.88E+01	1.38E+01	8.08E+00			8.08E-02	3.35E-01	1.00E-03	1.00E-03		1.00E-03
6 4 Ni-63	1.44E+06	1.04E+05	2.75E+03	2.76E+03	1.18E+03			8.08E-02	3.35E-01	1.00E-03	1.00E-03		1.00E-03
7 5 Nb-94	2.14E+01	1.54E+00	4.09E-02	4.09E-02	1.76E-02			8.44E-02	3.34E-01	1.00E-03	1.00E-03		1.00E-03
8 6 Tc-99	2.28E+06	1.64E+05	4.35E+03	4.35E+03	1.87E+03			8.08E-02	3.35E-01	1.00E-03	1.00E-03		1.00E-03
9 7 I-129	5.15E+03	3.69E+02	9.83E+00	9.83E+00	4.22E+00			8.43E-02	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00		1.00E-03
10 8 Cs-135	8.26E+04	5.92E+03	1.58E+02	1.58E+02	6.77E+01			6.02E-02	3.34E-01	1.00E-03	1.00E-03		1.00E-03
11 9 Cs-137	1.56E+10	1.12E+09	2.98E+07	2.98E+07	1.28E+07			6.02E-02	3.34E-01	1.00E-03	1.00E-03		1.00E-03
12 10 Ra-226	2.61E-02	1.88E-03	4.99E-05	4.99E-05	2.14E-05			8.44E-02	3.34E-01	1.00E-03	1.00E-03		1.00E-03
13 11 Th-230	1.45E+01	1.04E+00	2.77E-02	2.77E-02	1.19E-02			8.44E-02	3.34E-01	1.00E-03	1.00E-03		1.00E-03
14 12 Pa-231	3.22E+00	2.31E-01	6.15E-03	6.15E-03	2.64E-03			8.44E-02	3.34E-01	1.00E-03	1.00E-03		1.00E-03
15 13 U-233	2.91E+00	2.09E-01	5.55E-03	5.55E-03	2.39E-03			8.44E-02	3.33E-01	1.00E-03	1.00E-03		1.00E-03
16 14 U-234	2.00E+05	1.44E+04	3.83E+02	3.83E+02	1.64E+02			8.44E-02	3.33E-01	1.00E-03	1.00E-03		1.00E-03
17 15 U-235	4.21E+03	3.02E+02	8.03E+00	8.03E+00	3.45E+00			8.44E-02	3.33E-01	1.00E-03	1.00E-03		1.00E-03
18 16 U-236	4.97E+04	3.57E+03	9.50E+01	9.50E+01	4.08E+01			8.44E-02	3.33E-01	1.00E-03	1.00E-03		1.00E-03
19 17 Np-237	5.13E+04	3.68E+03	9.80E+01	9.80E+01	4.21E+01			8.44E-02	3.34E-01	1.00E-03	1.00E-03		1.00E-03
20 18 Pu-239	5.55E+07	3.98E+06	1.06E+05	1.06E+05	4.55E+04			7.96E-02	3.34E-01	1.00E-03	1.00E-03		1.00E-03
21 19 Pu-240	8.84E+07	6.20E+06	1.65E+05	1.65E+05	7.08E+04			7.96E-02	3.34E-01	1.00E-03	1.00E-03		1.00E-03
22 20 Am-241	1.62E+08	1.16E+07	3.08E+05	3.08E+05	1.32E+05			8.44E-02	3.34E-01	1.00E-03	1.00E-03		1.00E-03
23 21 Cm-244	1.41E+08	1.01E+07	2.70E+05	2.70E+05	1.16E+05			8.44E-02	3.34E-01	1.00E-03	1.00E-03		1.00E-03
24 規格化核種 Cs-137	1.56E+10	1.12E+09	2.98E+07	2.98E+07	1.28E+07								
25 (2)廃棄物重量 [kg]	w1	w2	w3	w4	w5	(4)重量移行率		w(d)					(5)廃棄物減量比
26	2.00E+01	2.00E+01	2.00E+01	2.00E+01	2.00E+01	[ - ]		4.50E-02	[ - ]				
27 (7)重量移行率 [-]	w(incCF1)		(9)重量移行率		w(CF1CF2)	(10)重量移行率		w(CF2og)					r
28	3.33E-01		[ - ]		1.00E-03	[ - ]		1.00E-03					3.60E-02
29 (12)焼却灰の単位重量 wR(inc)		(13)焼却灰の単位重量		wR(CF1)	(15)洗浄水重量 [kg]		wscrub						
30 [kg/unit]	1.0	[kg/unit]		3.34E-01	9.57E+03								
31													
32													
33 (39)測定分析ポイントでの核種放射能濃度 Bq/kg													
34													
35													
36													
37													
38													
39													
40 核種i	X①i	X②i	X③i	X④i	X⑤i								
41 1 C-14	7.40E+00	1.38E+01	0.00E+00	0.00E+00	6.45E+01								
42 2 Cl-36	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00								
43 3 Ni-59	2.04E+03	3.81E+03	5.67E+04	5.70E+04	5.95E-03								
44 4 Ni-63	2.99E+05	5.58E+05	8.31E+06	8.35E+06	8.73E-01								
45 5 Nb-94	4.42E+00	8.65E+00	1.23E+02	1.23E+02	1.29E-05								
46 6 Tc-99	4.72E+05	8.81E+05	1.31E+07	1.32E+07	1.38E+00								
47 7 I-129	1.06E+03	2.08E+03	0.00E+00	0.00E+00	9.26E+03								
48 8 Cs-135	1.75E+04	2.38E+04	4.86E+05	4.87E+05	5.09E-02								
49 9 Cs-137	3.31E+09	4.50E+09	9.18E+10	9.21E+10	9.63E+03								
50 10 Ra-226	5.40E-03	1.06E-02	1.50E-01	1.50E-01	1.57E-08								
51 11 Th-230	2.99E+00	5.85E+00	8.30E+01	8.34E+01	8.71E-08								
52 12 Pa-231	6.65E-01	1.30E+00	1.85E+01	1.85E+01	1.94E-06								
53 13 U-233	6.01E-01	1.17E+00	1.67E+01	1.67E+01	1.74E-06								
54 14 U-234	4.14E+04	8.09E+04	1.15E+06	1.15E+06	1.20E-01								
55 15 U-235	8.68E+02	1.70E+03	2.41E+04	2.41E+04	2.52E-03								
56 16 U-236	1.03E+04	2.01E+04	2.85E+05	2.85E+05	2.98E-02								
57 17 Np-237	1.06E+04	2.07E+04	2.94E+05	2.95E+05	3.09E-02								
58 18 Pu-239	1.15E+07	2.12E+07	3.20E+08	3.21E+08	3.35E+01								
59 19 Pu-240	1.79E+07	3.29E+07	4.98E+08	4.99E+08	5.22E+01								
60 20 Am-241	3.94E+07	6.52E+07	9.26E+08	9.30E+08	9.72E+01								
61 21 Cm-244	2.92E+07	5.70E+07	8.10E+08	8.13E+08	8.50E+01								

(g) HWT F 乾燥体

各NDA・分析ポイントにおける対象核種の放射能濃度の推定方法を以下に示す。

(1)  $a_i$  : 循環水受槽の洗浄廃液に含まれる核種  $i$  の濃度 [Bq/kg]

$$a_i = \text{HWT F 焼却灰の } X_{\odot i}$$

(2)  $r$  : 乾燥機での廃棄物減量比 [-]

(乾燥機重量 / 廃液重量)

(3)  $m_i(\text{dryog})$  : 乾燥機からオフガスへの核種  $i$  の放射能移行率 [-]

(乾燥機から出た放射能 / 乾燥機に入る放射能)

(4)  $w(\text{dryog})$  : 乾燥機からオフガスへの重量移行率 [-]

(乾燥機から出たガス・粒子の重量 / 乾燥機のガス・粒子の重量)

$X_{\odot\odot i}$  : ハル缶の乾燥体に含まれる核種  $i$  の放射能濃度 [Bq/kg]

$$\begin{aligned} X_{\odot\odot i} &= \frac{a_i}{r} \cdot \frac{(1 - m_i(\text{dryog}))}{(1 - w(\text{dryog}))} \\ &= \frac{\text{HWT F 焼却灰 } X_{\odot i}}{r} \cdot \frac{(1 - m_i(\text{dryog}))}{(1 - w(\text{dryog}))} \end{aligned}$$

上記各パラメータ（係数）の推定結果とHWT F 乾燥体のNDA・分析ポイントにおける核種の放射能濃度の試算結果を、それぞれ表 4.2-30 および表 4.2-31 に示す。

また、HWT F 乾燥体処理プロセスの元廃棄物の核種放射能相関値（初期値）と NDA測定による Cs-137 の放射能測定値から廃棄物中の核種  $i$  の放射能濃度を求める計算式の例を以下に示す。なお、 $f()$  は関数であることを示す。

$X_{\odot\odot i}$  : ハル缶の乾燥体の核種  $i$  の放射能濃度

$$X_{\odot\odot i} = f (\sum a_{ij} \cdot \text{HWT F 焼却灰の元廃棄物}, \sum w_j \cdot \text{HWT F 焼却灰の元廃棄物}, m_{i0}, s_i, r, f_{og}, V_0, V_{og}, w_0)$$

X③④y : ハル缶の乾燥体の核種yの放射能濃度

(核種yはオフガスへ移行してくる核種でなければならない。表4.2-31に示す試算結果から、とりあえずCs-137も有意な濃度で乾燥体に含まれるという結果になっているので、ここではy=Cs-137とする。)

$$X_{③④i} = f \left( \sum a_{yj-HWTF} \text{焼却灰の元廃棄物}, \sum w_{j-HWTF} \text{焼却灰の元廃棄物}, m_{y0}, s_y, r, f_{og}, V_0, v_{og}, w_0 \right)$$

$$\therefore X_{③④i} = X_{③④y} \cdot \frac{\sum a_{ij-HWTF} \text{焼却灰の元廃棄物}}{\sum a_{yj-HWTF} \text{焼却灰の元廃棄物}} \cdot f(m_{i0}, m_{y0})$$

$$f(m_{i0}, m_{y0}) = \frac{m_{i(incCF1)} \cdot m_{i(CF1CF2)} \cdot m_{i(CF2og)} \cdot (1-s_i) \cdot (1-m_{i(evog)})}{m_{y(incCF1)} \cdot m_{y(CF1CF2)} \cdot m_{y(CF2og)} \cdot (1-s_y) \cdot (1-m_{y(evog)})}$$

表 4.2-30 HWTF乾燥体の係数

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J
1	(1)洗浄廃液に含まれる核種 i の放射能濃度 → a <sub>i</sub>									
2	・ HWTF 燃却灰の x <sub>i</sub> と同じ。									
3										
4	(2)乾燥機での廃棄物減容比 → r									
5	・洗浄廃液乾燥処理設備 PFD より									
6	番号		2	3						
7	名称		廃液	乾燥体			r = 0.024	* e9/(d8*d10)		
8	(固)密度 [kg/m <sup>3</sup> ]		1000	1000						
9	流量(固体) [kg/h]		—	2.4						
10	流量(液体) [m <sup>3</sup> /h]		0.1	—						
11										
12										
13	(3)乾燥機からオフガスへの核種の移行率 → mi(dryog)									
14	・洗浄廃液乾燥処理設備放射能収支表より									
15	No.		2	4						
16	名称	廃液	廃気							
17	放射能	[Bq/日]	[Bq/日]			mi(dryog) = (e18:e28)/(d18:d28)				
18	H-3	1.39E+09	1.39E+09			H-3	1.00E+00			
19	I	1.29E+06	1.29E+06			I	1.00E+00			
20	Zr+Nb	1.76E+06	1.76E+03			Zr+Nb	1.00E-03			
21	Ru+Rh	1.94E+09	1.94E+06			Ru+Rh	1.00E-03			
22	Cs+Ba	7.29E+05	7.29E+02			Cs+Ba	1.00E-03			
23	Ce+Pr	4.12E+06	4.12E+03			Ce+Pr	1.00E-03			
24	Sr+Y	8.98E+05	8.98E+02			Sr+Y	1.00E-03			
25	その他	3.98E+05	3.98E+02			other FP	1.00E-03			
26	U	1.54E+01	1.54E-02			U	1.00E-03			
27	Pu	4.83E+05	4.83E+02			Pu	1.00E-03			
28	その他 Ac	3.72E+04	3.72E+01			other Act	1.00E-03			
29										
30	(4)乾燥機からオフガスへの重量移行率 → w(dryog)									
31	・仮定 (HWTF 燃却灰の w <sub>incCF1</sub> , w <sub>CF1CF2</sub> , w <sub>CF2og</sub> 同様)									
32	これらは粒子成分に含まれる核種の放射能移行率 mi(dryog) と同値と仮定する。									

表4.2-31 HWTF乾燥体の核種別放射能濃度推定値（一例）

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M	N
1	(1)洗浄廃液に含まれる核種 i の放射能濃度 [Bq/kg]			(3)核種移行率			測定分析ポイントでの核種放射能濃度 [Bq/kg] X G(i)							
2	核種i	a <sub>i</sub>		m <sub>i</sub> (dryog)										
3	1	C-14	6.45E+01		1.00E+00						1	C-14	0.00E+00	
4	2	C1-36	0.00E+00		1.00E+00						2	C1-36	0.00E+00	
5	3	Ni-59	5.95E-03		1.00E-03						3	Ni-59	2.48E-01	
6	4	Ni-63	8.73E-01		1.00E-03						4	Ni-63	3.64E+01	
7	5	Nb-94	1.29E-05		1.00E-03						5	Nb-94	5.36E-04	
8	6	Tc-99	1.38E+00		1.00E-03						6	Tc-99	5.74E+01	
9	7	I-129	9.26E+03		1.00E+00						7	I-129	0.00E+00	
10	8	Cs-135	5.09E-02		1.00E-03						8	Cs-135	2.12E+00	
11	9	Cs-137	9.63E+03		1.00E-03						9	Cs-137	4.01E+05	
12	10	Ra-226	1.57E-08		1.00E-03						10	Ra-226	6.55E-07	
13	11	Th-230	8.71E-06		1.00E-03						11	Th-230	3.63E-04	
14	12	Pa-231	1.94E-06		1.00E-03						12	Pa-231	8.07E-05	
15	13	U-233	1.74E-06		1.00E-03						13	U-233	7.26E-05	
16	14	U-234	1.20E-01		1.00E-03						14	U-234	5.00E+00	
17	15	U-235	2.52E-03		1.00E-03						15	U-235	1.05E-01	
18	16	U-236	2.98E-02		1.00E-03						16	U-236	1.24E+00	
19	17	Np-237	3.09E-02		1.00E-03						17	Np-237	1.29E+00	
20	18	Pu-239	3.35E+01		1.00E-03						18	Pu-239	1.40E+03	
21	19	Pu-240	5.22E+01		1.00E-03						19	Pu-240	2.17E+03	
22	20	Am-241	9.72E+01		1.00E-03						20	Am-241	4.05E+03	
23	21	Cm-244	8.50E+01		1.00E-03						21	Cm-244	3.54E+03	

## (h) アスファルト固化体

各NDA・分析ポイントにおける対象核種の放射能濃度の推定方法を以下に示す。

(1)  $a_i$  : 廃液受槽の廃液に含まれる核種  $i$  の濃度 [Bq/kg]

(2)  $w(0)$  : 廃液受槽の廃液の単位重量 [kg]

なお、廃液受槽の低レベル廃液はバッチ処理されるものと仮定した。

(3)  $w(r)$  : 反応槽で加えられる  $w(0)$  に対応する溶媒の重量 [kg]

$X_{②i}$  : 供給槽の廃液に含まれる核種  $i$  の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{②i} = \frac{a_i \cdot w(0)}{w(0) + w(r)}$$

(4)  $w(p)$  : 供給槽からエクストルーダに供給される廃液の重量 [kg]

(5)  $w(a)$  : アスファルト貯槽からエクストルーダに供給されるアスファルトの重量 [kg]

(6)  $m_i(\text{extog})$  : エクストルーダからオフガスへの核種  $i$  の放射能移行率 [-]

(エクストルーダから出た放射能 / エクストルーダに入る放射能)

(7)  $w(\text{extog})$  : エクストルーダからオフガスへの重量移行率 [-]

(エクストルーダから出たガス・粒子の重量 / エクストルーダのガス・粒子の重量)

$X_{④i}$  : ドラム缶に含まれる核種  $i$  の放射能濃度 [Bq/kg]

$$X_{④i} = \frac{X_{②i} \cdot w(p)}{w(a) + w(p)} \cdot \frac{1 - m_i(\text{extog})}{1 - w(\text{extog})}$$

(7)  $r$  : 蒸発缶での廃棄物減量比 [-]

(乾燥スラリ重量 / 処理液重量)

上記各パラメータ（係数）の推定結果とアスファルト固化体のNDA・分析ポイントにおける核種の放射能濃度の試算結果を、それぞれ表 4.2-32 および表 4.2-33 に示す。

また、アスファルト固化体プロセスの元廃棄物の核種放射能相関値（初期値）と NDA測定による Cs-137 の放射能測定値から廃棄物中の核種  $i$  の放射能濃度を求める計算式の例を以下に示す。なお、 $f()$  は関数であることを示す。

X④ i : ドラム缶の核種 i の放射能濃度

$$X_{④i} = f (a_i, m_{i0}, w_0)$$

X④ Cs : ドラム缶の Cs-137 の放射能濃度

$$X_{④Cs} = f (a_{Cs}, m_{Cs0}, w_0)$$

$$\therefore X_{④i} = X_{④Cs} \cdot \frac{a_i}{a_{Cs}} \cdot \frac{1 - m_{i(extog)}}{1 - m_{Cs(extog)}}$$

表 4.2-32 アスファルト固化体の係数

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K
1	(1) 廃液受槽の廃液に含まれるCs-137(規格化核種)の放射能濃度→a Cs-137										
2	・アスファルト固化体中の核種毎の濃度より										
3	核種		LA廃液 [Bq/g]				MA廃液 [Bq/g]				
4	Cs-137		1.00E+02	~	1.00E+03		2.00E+04	~	1.00E+05		
5											
6	* LA廃液の最小値を a Cs-137とする。										
7											
8			a Cs-137 =		1.00E+05	[Bq/kg]	* d4*1000				
9											
10	(2) 廃液受け槽の廃液の単位重量→w(0)										
11	・仮定										
12	*	w(0)=	1.00E+02	[kg]							
13											
14	(3) 反応槽で加えられるw(0)に対応する溶媒の重量→w(r)										
15	・仮定										
16	*	w(r)=	1.00E+02	[kg]							
17											
18	(4) 供給槽からエクストルーダに供給される廃液の重量→w(p)										
19	・仮定										
20	*	w(p)=	5.00E+01	[kg]							
21											
22	(5) アスファルト貯槽からエクストルーダに供給されるアスファルトの重量→w(a)										
23	・仮定										
24	*	w(a)=	2.00E+02	[kg]							
25											
26	(6) エクストルーダからオフガスへの核種 i の放射能移行率→m i (extog)										
27	・仮定										
28	*	核種	C-14, C1-36, I-129		その他						
29	m i (extog)		1.00E+00		1.00E-03						
30											
31	(7) エクストルーダからオフガスへの重量移行率→w(extog)										
32	・仮定 (HTW F 焼却灰の w(incCF1), w(CF1CF2), w(CF2og) 同様)										
33	これらは粒子成分に含まれる核種の放射能移行率 m i (dryog) と同値と仮定する。										

表4.2-33 アスファルト固化体の核種別放射能濃度推定値（一例）

## b. NDA測定感度と測定対象の放射能

4.2.2(2)a. 項では各プロセスにおけるNDA測定と相関データ取得の定性的な評価を行い最適と考えられるデータ取得点を抽出した。また、前項4.2.2(3)a. 項ではある仮定条件のもとで各プロセスのデータ取得点での核種別放射能濃度を試算した。

ここでは、NDA測定による最適と考えられるデータ取得点での核種別放射能濃度から求めた測定対象（容器）中の放射能と、それら測定対象に適用可能なNDA測定装置体系での測定感度との比較を行う。具体的には、廃棄物処理プロセスでの直接測定として適用する可能性のある3種類の非破壊放射能測定方法（NDA）の検出感度を文献などから推定する。そして、前項で推定評価した各NDA測定点での放射能濃度と比較し、測定感度の観点で適用可能性を評価する。

比較結果をまとめて表4.2-34に示す。

### (a) パッシブ $\gamma$ 線法 ( $\gamma$ 線スペクトロメトリ法)

パッシブ $\gamma$ 線法では、測定装置は検出器としてGeを用い、測定対象であるドラム缶などをコリメータを通して検出器が見込み、測定対象（ドラム缶）はコリメータの前で回転スキャンされるものを想定する。パッシブ $\gamma$ 線法ではCs-137を指標（ラベル）核種としているので、ここではCs-137の測定感度を推定する。

Cs-137を主要な核種として含む廃液を200リットルドラム缶にセメント固化した廃棄物を測定し、Cs-137の定量性能を実験的に評価した結果を報告している文献がある<sup>28)</sup>。この文献によれば、200リットルドラム缶の均一セメント固化体でのCs-137の検出下限は $10 \mu Ci$ /ドラム缶と評価している。文献の図によれば、 $1 \mu Ci$ /ドラム缶でも感度があるが、定量精度が悪いので $10 \mu Ci$ を妥当な値と考えている。測定時間は明記していないが、10~30分間と推定される。

上記の値をもとに、各プロセスのNDA適用廃棄物での検出下限（ある程度定量精度が保てると考えられる値）を推定する。推定方法は、上記文献の条件とほぼ同等の廃棄物ではCs-137の検出下限を $4 \times 10^5 Bq$ /容器（約 $10 \mu Ci$ ）とし、密度の異なる廃棄物は、その密度での $\gamma$ 線の遮蔽効果とセメント固化体（密度約 $2.3 g/cm^3$ ）での遮蔽効果との差を考慮した。表4.2-34に、検出下限に相当するCs-137放射能量を「Cs-137感度」として[Bq/容器]の単位で示した。この表では、放射能濃度が高く、 $\gamma$ 線強度が高いと推定される廃棄物については、大小記号を付けている。これは、放射能（ $\gamma$ 線）が強い場合には検出器に入射する $\gamma$ 線を制限する必要があり、一定時間での検出下限が大きくなるためである。Cs-137の放射能が高い場合には検出下限の上昇は問題にならないが、

Cs-137が少なく、他の $\gamma$ 線放出核種（例えばCo-60）の放射能が高い場合には問題になる。表4.2-34にまとめた結果によれば、Cs-137はどの廃棄物でも検出下限より充分高い濃度があり、測定可能と推定される。

ただし、ここでの「Cs-137濃度」は前項で試算した放射能濃度の一例であり、試算に用いた元廃棄物の核種組成・濃度および核種移行に関連するパラメータ値によってはCs-137の放射能濃度は変動すると考えられる。LWTF低ローベ、HWTF切断片、HWTF乾燥体およびアスファルト固化体のCs-137濃度の試算値はCs-137感度より2~3桁大きな値となっているが、逆に言えば現実のCs-137濃度が試算値より2~3桁小さくなる可能性があれば、その濃度では検出限界ぎりぎりとなるおそれがある。これらのプロセスについて、Cs-137の測定可能性を見極めるためには、より現実的な放射能バランスを検討することが必要と考えられる。

#### (b) パッシブ中性子法

パッシブ中性子法では、測定装置は中性子減速材（ポリエチレン）で廃棄物を取り囲み、中性子減速材の中に感度の高い熱中性子検出器（He-3検出器またはB-10検出器）を多数設置したものを想定する。熱中性子検出器としては、表面線量率（ $\gamma$ 線量率）が約10mSv/h以下と推定される廃棄物にはHe-3検出器を適用し、それ以上の表面線量率の廃棄物にはB-10検出器と必要に応じて検出器に鉛遮蔽体を設置することを想定する。

200リットルドラム缶に入った廃棄物に付着するPuをパッシブ中性子法で測定する場合の検出下限を実験に基づき評価した文献がある<sup>29)</sup>。この文献によれば、自己吸収の少ない廃棄物の場合の中性子検出効率（絶対効率）は15%であり、Pu 1gが含まれる場合の中性子計数率が約30cps、バックグラウンド中性子計数の3 $\sigma$ を検出下限としたときの1000秒間測定での検出下限がPu 5mgとしている。この結果から、この測定装置での検出下限は、中性子発生率に換算すると約1n/s/容器となることがわかる。この文献では、廃棄物の $\gamma$ 線量率は低く、検出器としてHe-3検出器をポリエチレン減速体系の中に86本設置している。

上記の値をもとに、各プロセスのNDA適用廃棄物での検出下限を推定する。推定方法は、上記文献の条件とほぼ同等の廃棄物では中性子発生率の検出下限を1n/s/容器とし、中性子遮蔽効果と $\gamma$ 線量率の違いを考慮して異なる性状の廃棄物での感度を推定する。

表4.2-34に、検出下限に相当する中性子発生率を「中性子感度」として[n/s/容器]の単位で示した。この表では、放射能濃度が低くHe-3検出器を用いて文献と同等の測定体系を適用している廃棄物の欄には「低 $\gamma$ 」と表示し、放射能濃

度が高く B - 10 検出器を用いることを想定した廃棄物の欄には「高  $\gamma$ 」と表示した。B - 10 検出器を用いた場合は He - 3 の場合の約 1 / 10 の検出効率になるとした。

表 4.2-34 にまとめた結果によれば、HWT F 乾燥体およびアスファルト固化体を除く対象廃棄物では中性子発生率は検出下限より高い値であり、測定可能と推定される。

ただし、ここでの中性子発生率は「Cs - 137 濃度」同様に前項で試算した放射能濃度から自発核分裂中性子収率と、マトリックスを  $UO_2$  とした ( $\alpha, n$ ) 中性子収率から試算した中性子発生率の一例であり、試算に用いた元廃棄物の核種組成・濃度、廃棄物の化学組成および核種移行に関連するパラメータ値によっては中性子発生率は変動すると考えられる。LWT F 焼却灰、LWT F 低ローベ、HWT F 切断片の中性子発生率の試算値は中性子感度より約 1 術大きな値となっているが、現実の中性子発生率が試算値を 1 ~ 2 術下回る可能性があれば検出限界ぎりぎりとなるおそれがある。

また、HWT F 乾燥体は中性子感度とほぼ同程度の中性子発生率を示しており測定可能性は低い。しかしながら、対象廃棄物が焼却設備のオフガスの凝縮・洗浄水を乾燥したものであり、元廃棄物の放射能濃度から乾燥体の放射能濃度を精度良く推定するには現状の情報では難しいと考えられる。よって放射能バランスの推定値には精度の面で課題が残ると考えられる。

また、アスファルト固化体の中性子発生率は中性子感度を 1 術強下回っており、測定可能性は低いと考えられる。なお、アスファルト固化体の中性子発生率は元廃液の放射能レベルの下限から推定した値であり、変動幅はある程度考慮されていると考えられる。

### (c) アクティブ中性子法

アクティブ中性子法には種々の手法があるが、ここでは実用レベルでは最も感度が高い DDT 法（中性子消滅時間差法）の適用を想定する。200 リットルドラム缶廃棄物に DDT 法を適用した場合の感度を実験的に調べた文献がある<sup>30)</sup>。この文献によれば、中性子吸収の少ない廃棄物試料の場合の検出下限は U - 235 で約 3 mg であり、Pu - 239 では約 2 mg であるとしている。フィッサイルの Pu が 2 / 3 程度含まれる Pu を想定すれば、この場合の Pu に対する検出下限は約 3 mg / ドラム缶となる。

ここでは、上記の文献の値をもとにし、廃棄物の中性子吸収効果と  $\gamma$  線強度を考慮して、各プロセスの廃棄物に対する検出下限を推定した。表 4.2-34 に結果をまとめた。この表では、検出下限に相当する Pu 量を「Pu 感度」として [mg / 容器]

の単位で示した。また、放射能濃度が低く「低γ」と表示した廃棄物にはH e - 3 検出器を用いた文献と同等の測定体系を適用することを想定し、放射能濃度が高く「高γ」と表示した廃棄物にはB - 10 検出器を用いることを想定した。パッシブ中性子法の場合と同様に、B - 10 検出器を用いた場合はH e - 3 の場合の約1/10の中性子検出効率になるとした。

表4.2-34にまとめた結果によれば、H W T F 高ローベ、H W T F 圧縮体およびH W T F 焼却灰ではP u 含有量は検出下限より充分高い値であり、測定可能と推定される。

ただし、H W T F の雑金属圧縮体ではP u が3 k g も含まれるという試算結果になっている。雑金属の中身はフィルタ類であり、放射能の設計情報値としてフィルタへの放射能吸着効率が高すぎる値となっている可能性がある。この点についても放射能バランスを現実的に推定する必要があると考えられる。

L W T F 焼却灰、L W T F 低ローベおよびH W T F 切断片のP u 含有量試算値はP u 感度を1桁程度下回っており、現実的な測定体系と測定時間では測定可能性は低いと考えられる。また、H W T F 乾燥体のP u 含有量はP u 感度より3桁下の値となっている。先に述べたようにH W T F 乾燥体の濃度試算は難しく精度の点で課題があるがアクティブ中性子法の適用性は低いと考えられる。さらに、アスファルト固化体ではP u 感度より5桁下のP u 含有量でありアクティブ中性子法の適用性がかなり低いと考えられる。

表4.2-34 NDA測定感度と測定対象の放射能との比較

対象廃棄物							$\text{ハ}^{\circ}\text{リシフ}^{\circ}$ $\gamma$ 線法 1)		$\text{ハ}^{\circ}\text{リシフ}^{\circ}$ 中性子法 2)		アクティブ 中性子法 3)		
プラント	プロセス	容器形状寸法	試料性状	材質	密度	均一性	Cs-137感度 [Bq/容器]	Cs-137濃度 [Bq/容器]	中性子感度 [n/s/容器]	中性子発生率 4) [n/s/容器]	Pu感度 [mg]	Pu含有量 5) [mg]	
LWTF	焼却灰	2001トラム	焼却灰	SiO <sub>2</sub> , Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 他	0.3~0.7	均一	1E+05	1.01E+09	1	低 $\gamma$	3.49E+01	3	2.67E+00
	低ローハ	2001トラム	硝酸塩粉体	硝酸塩	~2	均一	4E+05	6.66E+08	1.5	低 $\gamma$	2.30E+01	10	1.76E+00
	高ローハ	2001トラム	乾燥スラリ	Na塩	~2	均一	>4E+05	3.11E+11	5	高 $\gamma$	4.60E+04	30	3.51E+03
HWTF	圧縮体	400 φ × 90h	パレット圧縮体	ジルコイ+SUS	~5	均一状	>1E+05	1.85E+13	3	高 $\gamma$	6.40E+05	10	4.88E+04
	圧縮体	400 φ × 90h	雑金属圧縮体	SUS他	~5	均一状	>1E+05	1.29E+15	3	高 $\gamma$	4.45E+07	10	3.39E+06
	切断片	400 φ × 500h	不合格空容器	SUS	空	空	1E+05	3.60E+08	1	低 $\gamma$	1.24E+01	3	9.49E-01
	焼却灰	2001トラム	焼却灰	SiO <sub>2</sub> , Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 他	0.3~0.7	均一	1E+05	5.51E+12	5	高 $\gamma$	1.85E+05	15	1.42E+04
	乾燥体	400 φ × 500h	乾燥粉体	主にNaCl	~1.3	均一	2E+05	3.28E+07	1.5	低 $\gamma$	1.10E+00	10	8.46E-02
アスファルト固化体	2001トラム	アスファルト固化体	アスファルト+塩	~1.3	均一		2E+05	2.60E+06	5	低 $\gamma$	8.98E-02	1000	6.85E-03

- 1) 低Co-60の均質固化体  
 2)  $\gamma$ 吸中性子法, 低  $\gamma$ は表面<0.01Sv/h  
 3) DDT法  
 4)  $\Sigma$ (アクトニド核種含有量×中性子発生率) (表4.2-2評価対象核種の基礎データ参照)  
 5) 測定ポートのPu-240推定値×Pu元素量換算係数

Pu元素量換算係数=4.00 (ORIGEN-2による燃料燃焼計算結果より算出)

### c. 分析感度とサンプリング試料の放射能

ここでは、4.2.2(2)a. 項で抽出された各プロセスのサンプリング分析による相関データ取得点での核種別放射能濃度と放射化学分析などによる放射能の分析感度との比較を行う。具体的には放射能の分析感度を文献などから推定し、前項4.2.2(3)a. 項で推定評価したサンプリング分析点での放射能濃度と比較し、分析感度の観点で適用可能性を評価する。

#### (a) 分析感度

対象核種の分析感度を文献により調査した。国内の分析基準マニュアルが刊行されているものはそれらを参考とした。対象核種によっては分析感度の文献値が得られていないものもあり、それらについては放射線種を考慮して他の核種の分析感度から推定した。

分析方法は基本的に現状の放射能測定手法によることとしたが、放射線を放出しない核種 ( $Cs-135$ ) と元素分離しても個々の核種の定量ができない核種 ( $U$  同位体,  $Pu$  同位体) は質量分析を用いることとした。

上記核種の質量分析については分析感度の調査ができなかったため、独自の判断で一律  $10^{12} \sim 10^{13}$  [原子/ $\mu l$ ] とし、放射能へ換算した。

調査した分析感度を以下に示す。

- Am, Cm : 計測時間 2.4 hr, 感度  $2.0 \times 10^{-3}$  [Bq]<sup>24)</sup>
- I-129 : 感度  $1.5 \times 10^{-2}$  [Bq]<sup>31)</sup>
- Tc-99 : 計測時間 1.4 hr, 感度  $3.0 \times 10^{-2}$  [Bq]<sup>24)</sup>
- Ni-59 : 計測時間 1.4 hr, 感度  $3.7 \times 10^{-1}$  [Bq]<sup>24)</sup>
- Ni-63 : 計測時間 1 hr, 感度  $3.3 \times 10^{-1}$  [Bq]<sup>24)</sup>
- Cs-14 : 計測時間 1 hr, 感度  $2.6 \times 10^{-1}$  [Bq]<sup>24)</sup>
- $\gamma$  核種 : 計測時間 3 hr, 感度  $3.7 \times 10^{-1}$  [Bq]<sup>24)</sup>

対象核種のうちNb-94とCs-137の分析感度は上記 $\gamma$ 核種の感度とした。

C1-36はTc-99の感度と同じ値とした。

Ra-226, Th-230, Pa-231はAm, Cmの感度と同じ値とした。

#### (b) 分析感度と各プロセスの分析試料の放射能との比較

対象核種の分析感度と各プロセスの分析試料の放射能濃度推定値との比較をまと

めて表4.2-35～表4.2-42に示す。表には分析感度から求めた目標分析放射能を分析するための分析必要量の評価結果を併せて示す。

分析必要量は、分析感度と分析試料中の放射能濃度から単純に決定できるが、ここでは、安全（厳しい）側の評価として、分析感度×10倍の放射能を分析するための必要量を算出した。

表4.2-35～表4.2-42に示す結果から、核種によってはトレース量の試料で充分分析可能なものもあれば、kg以上の試料が必要なものもあることが判る。現実的なサンプリング分析の目安として10[g]以上の分析試料が必要となる核種をまとめて表4.2-43に示す。

表4.2-43に示すように、HWT Fの乾燥体およびアスファルト固化体を除くプロセスでは、分析感度の10倍を上回る放射能の分析のために10[g]以上の試料が必要になりそうな核種は、主にNb-94, Ra-226, Th-230, Pa-231およびU-233である。これら核種はもともとの生成量が少ないためこのような評価結果になったと考えられる。

これらの核種は処分の被ばく安全評価上の重要度が現時点で明確ではないが、品質保証の観点からすれば現実的に含有量が少なく実測などによる絶対値定量が困難な核種については、処分にあたっての濃度基準値を満足するか否かの判定が重要と考えられる。分析によってこの判定を行うためには目標となる濃度基準値が必要となるが、現在TRU廃棄物の処分上の基準値は設定されていないことから、4.1項で整理した国内外のこれまでの基準値を例として、分析感度との関係を整理した。

表4.2-44に分析感度と放射能濃度基準値との比較を示す。基準値は国内（六ヶ所低レベル廃棄物）と仏国および英国の基準値を参照した。なお、Cl-36, Cs-135, Th-230, Pa-231, U-235は「濃度」として基準値の参考値がなかったためここでは評価から除外した。

分析では定量が困難と予想されたNb-94, Ra-226, U-233に対して表中の基準値が適用されたとすると、基準値レベルの判定を行うのに少量の分析試料で十分であることがわかる。Th-230とPa-231でも同じようなレベルの基準値であれば判定分析の適用性はあると考えられる。

一方、HWT F乾燥体では、先の核種に加えて、Ni-59, Ni-63, U-234, Np-237の分析定量が困難であることが推定される。これらの核種について先に述べた判定分析を行う場合には表4.2-39に示すように、少量サンプルの分析で対応できると考えられる。

また、アスファルト固化体では廃液のサンプリング分析でも表4.2-43に示すように、さらにTc-99, I-129, Cs-135, U-236, Pu-239,

Pu-240の分析による定量ができないおそれが出でてくる。廃液の核種組成と濃度の推定方法に課題は残るもの廃液の放射能レベル下限値が小さいためほとんどどの核種でアスファルト固化体中の放射能濃度が小さい値となっている。これらの核種についても濃度上限値の判定を行うための分析を行う場合は表4.2-44に示すように少量の試料の分析により対応できると考えられる。

表4. 2-35 分析感度と分析試料の放射能の比較 (L W T F 焼却灰)

核種i		化学分離 の必要性	測定手法	測定器	分析感度	X③⑥i 放射能濃度 [Bq/kg]	分析必要量* [g]
1	C-14	○	放射能(β線)	液シン	2.60E-01 [Bq]	0.00E+00	-
2	Cl-36	○	放射能(β線)	β線スペクトロメータ	3.00E-02 [Bq]	0.00E+00	-
3	Ni-59	○	放射能(x線)	Si(Li)検出器	3.70E-01 [Bq]	1.06E+01	3.48E+02
4	Ni-63	○	放射能(β線)	液シン	3.30E-01 [Bq]	1.56E+03	2.12E+00
5	Nb-94		放射能(γ線)	Ge 検出器	3.70E-01 [Bq]	2.31E-02	1.60E+05
6	Tc-99	○	放射能(β線)	β線スペクトロメータ	3.00E-02 [Bq]	2.46E+03	1.22E-01
7	I-129	○	放射能(γ線)	Ge 検出器	1.50E-02 [Bq]	0.00E+00	-
8	Cs-135	○	質量分析	質量分析器	2.00E-03 [Bq/μl]	8.91E+01	2.24E-01
9	Cs-137		放射能(γ線)	Ge 検出器	3.70E-01 [Bq]	1.69E+07	2.20E-04
10	Ra-226	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	2.82E-05	7.09E+05
11	Th-230	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	1.56E-02	1.28E+03
12	Pa-231	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	3.48E-03	5.75E+03
13	U-233	○	質量分析	質量分析器	3.00E-02 [Bq/μl]	3.14E-03	9.55E+04
14	U-234	○	質量分析	質量分析器	2.00E-02 [Bq/μl]	2.16E+02	9.24E-01
15	U-235	○	質量分析	質量分析器	6.00E-06 [Bq/μl]	4.54E+00	1.32E-02
16	U-236	○	質量分析	質量分析器	2.00E-04 [Bq/μl]	5.37E+01	3.72E-02
17	Np-237	○	質量分析	質量分析器	2.00E-03 [Bq/μl]	5.54E+01	3.61E-01
18	Pu-239	○	質量分析	質量分析器	2.00E-01 [Bq/μl]	6.00E+04	3.34E-02
19	Pu-240	○	質量分析	質量分析器	7.00E-01 [Bq/μl]	9.33E+04	7.50E-02
20	Am-241	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	1.74E+05	1.15E-04
21	Cm-244	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	1.53E+05	1.31E-04

\* 放射能分析：分析感度×裕度1.0／放射能濃度

\* 質量分析：分析感度×1.0[μl]／放射能濃度

\* 「-」は濃度試算において不含となったことを示す。

表4. 2-36 分析感度と分析試料の放射能の比較 (L W T F 低ローベ)

核種i	化学分離の必要性	測定手法	測定器	分析感度	X⑧⑨i	分析必要量* [g]	X⑥i	分析必要量* [g]
					放射能濃度 [Bq/kg]		放射能濃度 [Bq/kg]	
1 C-14	○	放射能(β線)	液シン	2.60E-01 [Bq]	0.00E+00	-	1.14E-01	2.28E+04
2 Cl-36	○	放射能(β線)	β線スペクトロメータ	3.00E-02 [Bq]	0.00E+00	-	0.00E+00	-
3 Ni-59	○	放射能(x線)	Si(Li)検出器	3.70E-01 [Bq]	1.05E+03	3.58E+00	3.15E+01	1.18E+02
4 Ni-63	○	放射能(β線)	液シン	3.30E-01 [Bq]	1.54E+05	2.14E-02	4.62E+03	7.15E-01
5 Nb-94		放射能(γ線)	Ge 検出器	3.70E-01 [Bq]	2.28E+00	1.62E+03	6.85E-02	5.40E+04
6 Tc-99	○	放射能(β線)	β線スペクトロメータ	3.00E-02 [Bq]	2.43E+05	1.24E-03	7.29E+03	4.12E-02
7 I-129	○	放射能(γ線)	Ge 検出器	1.50E-02 [Bq]	0.00E+00	-	1.65E-02	9.11E+03
8 Cs-135	○	質量分析	質量分析器	2.00E-03 [Bq/μl]	8.81E+00	2.27E+00	2.64E-01	7.57E+01
9 Cs-137		放射能(γ線)	Ge 検出器	3.70E-01 [Bq]	1.67E+06	2.22E-03	5.00E+04	7.41E-02
10 Ra-226	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	2.79E-06	7.17E+06	8.36E-08	2.39E+08
11 Th-230	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	1.55E-03	1.29E+04	4.64E-05	4.31E+05
12 Pa-231	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	3.44E-04	5.82E+04	1.03E-05	1.94E+06
13 U-233	○	質量分析	質量分析器	3.00E-02 [Bq/μl]	3.10E-04	9.67E+05	9.31E-06	3.22E+07
14 U-234	○	質量分析	質量分析器	2.00E-02 [Bq/μl]	2.14E+01	9.35E+00	6.41E-01	3.12E+02
15 U-235	○	質量分析	質量分析器	6.00E-06 [Bq/μl]	4.49E-01	1.34E-01	1.35E-02	4.46E+00
16 U-236	○	質量分析	質量分析器	2.00E-04 [Bq/μl]	5.31E+00	3.77E-01	1.59E-01	1.26E+01
17 Np-237	○	質量分析	質量分析器	2.00E-03 [Bq/μl]	5.47E+00	3.65E+00	1.64E-01	1.22E+02
18 Pu-239	○	質量分析	質量分析器	2.00E-01 [Bq/μl]	5.92E+03	3.38E-01	1.78E+02	1.13E+01
19 Pu-240	○	質量分析	質量分析器	7.00E-01 [Bq/μl]	9.21E+03	7.60E-01	2.76E+02	2.53E+01
20 Am-241	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	1.72E+04	1.16E-03	5.17E+02	3.87E-02
21 Cm-244	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	1.51E+04	1.33E-03	4.52E+02	4.42E-02

\* 放射能分析：分析感度×裕度1.0／放射能濃度

\* 質量分析：分析感度×1.0[μl]／放射能濃度

\* 「-」は濃度試算において不含となったことを示す。

表4.2-37 分析感度と分析試料の放射能の比較 (LWT F高ローベ)

核種i	化学分離の必要性	測定手法	測定器	分析感度	X⑤⑥i 放射能濃度 [Bq/kg]	分析必要量* [g]	X③i 放射能濃度 [Bq/kg]	分析必要量* [g]
1 C-14	○	放射能(β線)	液シン	2.60E-01 [Bq]	0.00E+00	-	5.34E-02	4.87E+04
2 Cl-36	○	放射能(β線)	β線スペクトロメータ	3.00E-02 [Bq]	0.00E+00	-	0.00E+00	-
3 Ni-59	○	放射能(x線)	Si(Li)検出器	3.70E-01 [Bq]	4.91E+02	7.54E+00	1.47E+01	2.51E+02
4 Ni-63	○	放射能(β線)	液シン	3.30E-01 [Bq]	7.20E+04	4.59E-02	2.16E+03	1.53E+00
5 Nb-94		放射能(γ線)	Ge 検出器	3.70E-01 [Bq]	1.07E+00	3.47E+03	3.20E-02	1.16E+05
6 Tc-99	○	放射能(β線)	β線スペクトロメータ	3.00E-02 [Bq]	1.14E+05	2.64E-03	3.41E+03	8.81E-02
7 I-129	○	放射能(γ線)	Ge 検出器	1.50E-02 [Bq]	0.00E+00	-	3.30E+01	4.55E+00
8 Cs-135	○	質量分析	質量分析器	2.00E-03 [Bq/μl]	4.11E+03	4.86E-03	1.23E+02	1.62E-01
9 Cs-137		放射能(γ線)	Ge 検出器	3.70E-01 [Bq]	7.78E+08	4.76E-06	2.33E+07	1.59E-04
10 Ra-226	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	5.58E-03	3.59E+03	1.67E-04	1.20E+05
11 Th-230	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	3.09E+00	6.47E+00	9.28E-02	2.16E+02
12 Pa-231	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	6.87E-01	2.91E+01	2.06E-02	9.70E+02
13 U-233	○	質量分析	質量分析器	3.00E-02 [Bq/μl]	6.21E-01	4.83E+02	1.86E-02	1.61E+04
14 U-234	○	質量分析	質量分析器	2.00E-02 [Bq/μl]	4.28E+04	4.68E-03	1.28E+03	1.56E-01
15 U-235	○	質量分析	質量分析器	6.00E-06 [Bq/μl]	8.98E+02	6.68E-05	2.69E+01	2.23E-03
16 U-236	○	質量分析	質量分析器	2.00E-04 [Bq/μl]	1.06E+04	1.88E-04	3.18E+02	6.28E-03
17 Np-237	○	質量分析	質量分析器	2.00E-03 [Bq/μl]	1.10E+04	1.83E-03	3.29E+02	6.09E-02
18 Pu-239	○	質量分析	質量分析器	2.00E-01 [Bq/μl]	1.19E+07	1.69E-04	3.56E+05	5.63E-03
19 Pu-240	○	質量分析	質量分析器	7.00E-01 [Bq/μl]	1.84E+07	3.80E-04	5.53E+05	1.27E-02
20 Am-241	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	3.45E+07	5.80E-07	1.03E+06	1.93E-05
21 Cm-244	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	3.02E+07	6.63E-07	9.05E+05	2.21E-05

\* 放射能分析：分析感度×裕度1.0／放射能濃度

\* 質量分析：分析感度×1.0[μl]／放射能濃度

\* 「-」は濃度試算において不含となったことを示す。

表4.2-38 分析感度と分析試料の放射能の比較 (HTWF圧縮体)

核種i	化学分離の必要性	測定手法	測定器	分析感度	X@i	分析必要量* [g]	X@i	分析必要量* [g]
					放射能濃度 [Bq/kg]		放射能濃度 [Bq/kg]	
1 C-14	○	放射能(β線)	液シン	2.60E-01 [Bq]	7.58E+02	3.43E+00	3.32E+01	7.82E+01
2 Cl-36	○	放射能(β線)	β線スペクトロメータ	3.00E-02 [Bq]	0.00E+00	-	0.00E+00	-
3 Ni-59	○	放射能(x線)	Si(Li)検出器	3.70E-01 [Bq]	2.09E+05	1.77E-02	9.16E+03	4.04E-01
4 Ni-63	○	放射能(β線)	液シン	3.30E-01 [Bq]	3.06E+07	1.08E-04	1.34E+06	2.46E-03
5 Nb-94		放射能(γ線)	Ge 検出器	3.70E-01 [Bq]	4.54E+02	8.14E+00	1.99E+01	1.86E+02
6 Tc-99	○	放射能(β線)	β線スペクトロメータ	3.00E-02 [Bq]	4.83E+07	6.21E-06	2.12E+06	1.41E-04
7 I-129	○	放射能(γ線)	Ge 検出器	1.50E-02 [Bq]	1.09E+05	1.37E-03	4.79E+03	3.13E-02
8 Cs-135	○	質量分析	質量分析器	2.00E-03 [Bq/μl]	1.75E+06	1.14E-05	7.68E+04	2.60E-04
9 Cs-137		放射能(γ線)	Ge 検出器	3.70E-01 [Bq]	3.31E+11	1.12E-08	1.45E+10	2.55E-07
10 Ra-226	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	5.54E-01	3.61E+01	2.43E-02	8.23E+02
11 Th-230	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	3.07E+02	6.51E-02	1.35E+01	1.48E+00
12 Pa-231	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	6.83E+01	2.93E-01	3.00E+00	6.67E+00
13 U-233	○	質量分析	質量分析器	3.00E-02 [Bq/μl]	6.17E+01	4.86E+00	2.71E+00	1.11E+02
14 U-234	○	質量分析	質量分析器	2.00E-02 [Bq/μl]	4.25E+06	4.70E-05	1.86E+05	1.07E-03
15 U-235	○	質量分析	質量分析器	6.00E-06 [Bq/μl]	8.92E+04	6.72E-07	3.91E+03	1.53E-05
16 U-236	○	質量分析	質量分析器	2.00E-04 [Bq/μl]	1.05E+06	1.90E-06	4.63E+04	4.32E-05
17 Np-237	○	質量分析	質量分析器	2.00E-03 [Bq/μl]	1.09E+06	1.84E-05	4.77E+04	4.19E-04
18 Pu-239	○	質量分析	質量分析器	2.00E-01 [Bq/μl]	1.18E+09	1.70E-06	5.17E+07	3.87E-05
19 Pu-240	○	質量分析	質量分析器	7.00E-01 [Bq/μl]	1.83E+09	3.82E-06	8.04E+07	8.71E-05
20 Am-241	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	3.43E+09	5.84E-09	1.50E+08	1.33E-07
21 Cm-244	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	3.00E+09	6.67E-09	1.31E+08	1.52E-07

\* 放射能分析：分析感度×裕度1.0／放射能濃度

\* 質量分析：分析感度×1.0[μl]／放射能濃度

\* 「-」は濃度試算において不含となったことを示す。

表4.2-39 分析感度と分析試料の放射能の比較 (HWT F 切断片)

X①i	放射能濃度 [Bq/kg]	分析必要量* [g]				
核種i	化学分離 の必要性	測定手法	測定器	分析感度		
1 C-14	○	放射能(β線)	液シン	2.60E-01 [Bq]	5.54E+02	4.69E+00
2 Cl-36	○	放射能(β線)	β線スペクトロメータ	3.00E-02 [Bq]	0.00E+00	-
3 Ni-59	○	放射能(x線)	Si(Li)検出器	3.70E-01 [Bq]	1.53E+05	2.42E-02
4 Ni-63	○	放射能(β線)	液シン	3.30E-01 [Bq]	2.24E+07	1.47E-04
5 Nb-94		放射能(γ線)	Ge検出器	3.70E-01 [Bq]	3.32E+02	1.11E+01
6 Tc-99	○	放射能(β線)	β線スペクトロメータ	3.00E-02 [Bq]	3.53E+07	8.49E-06
7 I-129	○	放射能(γ線)	Ge検出器	1.50E-02 [Bq]	7.98E+04	1.88E-03
8 Cs-135	○	質量分析	質量分析器	2.00E-03 [Bq/μl]	1.28E+06	1.56E-05
9 Cs-137		放射能(γ線)	Ge検出器	3.70E-01 [Bq]	2.42E+11	1.53E-08
10 Ra-226	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	4.05E-01	4.94E+01
11 Th-230	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	2.25E+02	8.90E-02
12 Pa-231	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	4.99E+01	4.00E-01
13 U-233	○	質量分析	質量分析器	3.00E-02 [Bq/μl]	4.51E+01	6.65E+00
14 U-234	○	質量分析	質量分析器	2.00E-02 [Bq/μl]	3.11E+06	6.44E-05
15 U-235	○	質量分析	質量分析器	6.00E-06 [Bq/μl]	6.52E+04	9.20E-07
16 U-236	○	質量分析	質量分析器	2.00E-04 [Bq/μl]	7.71E+05	2.59E-06
17 Np-237	○	質量分析	質量分析器	2.00E-03 [Bq/μl]	7.96E+05	2.51E-05
18 Pu-239	○	質量分析	質量分析器	2.00E-01 [Bq/μl]	8.61E+08	2.32E-06
19 Pu-240	○	質量分析	質量分析器	7.00E-01 [Bq/μl]	1.34E+09	5.23E-06
20 Am-241	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	2.50E+09	7.98E-09
21 Cm-244	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	2.19E+09	9.13E-09

\* 放射能分析：分析感度×裕度1.0／放射能濃度

\* 質量分析：分析感度×1.0[μl]／放射能濃度

\* 「-」は濃度試算において不含となったことを示す。

表4.2-40 分析感度と分析試料の放射能の比較 (HWT F 焼却灰)

核種i	化学分離の必要性	測定手法	測定器	分析感度	X③⑥i 放射能濃度 [Bq/kg]	分析必要量* [g]
1 C-14	○	放射能(β線)	液シン	2.60E-01 [Bq]	0.00E+00	—
2 Cl-36	○	放射能(β線)	β線スペクトロメータ	3.00E-02 [Bq]	0.00E+00	—
3 Ni-59	○	放射能(x線)	Si(Li)検出器	3.70E-01 [Bq]	5.67E+04	6.53E-02
4 Ni-63	○	放射能(β線)	液シン	3.30E-01 [Bq]	8.31E+06	3.97E-04
5 Nb-94		放射能(γ線)	Ge 検出器	3.70E-01 [Bq]	1.23E+02	3.01E+01
6 Tc-99	○	放射能(β線)	β線スペクトロメータ	3.00E-02 [Bq]	1.31E+07	2.29E-05
7 I-129	○	放射能(γ線)	Ge 検出器	1.50E-02 [Bq]	0.00E+00	—
8 Cs-135	○	質量分析	質量分析器	2.00E-03 [Bq/μl]	4.86E+05	4.12E-05
9 Cs-137		放射能(γ線)	Ge 検出器	3.70E-01 [Bq]	9.18E+10	4.03E-08
10 Ra-226	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	1.50E-01	1.34E+02
11 Th-230	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	8.30E+01	2.41E-01
12 Pa-231	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	1.85E+01	1.08E+00
13 U-233	○	質量分析	質量分析器	3.00E-02 [Bq/μl]	1.67E+01	1.80E+01
14 U-234	○	質量分析	質量分析器	2.00E-02 [Bq/μl]	1.15E+06	1.74E-04
15 U-235	○	質量分析	質量分析器	6.00E-06 [Bq/μl]	2.41E+04	2.49E-06
16 U-236	○	質量分析	質量分析器	2.00E-04 [Bq/μl]	2.85E+05	7.01E-06
17 Np-237	○	質量分析	質量分析器	2.00E-03 [Bq/μl]	2.94E+05	6.80E-05
18 Pu-239	○	質量分析	質量分析器	2.00E-01 [Bq/μl]	3.20E+08	6.25E-06
19 Pu-240	○	質量分析	質量分析器	7.00E-01 [Bq/μl]	4.98E+08	1.41E-05
20 Am-241	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	9.26E+08	2.16E-08
21 Cm-244	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	8.10E+08	2.47E-08

\* 放射能分析：分析感度×裕度1.0／放射能濃度

\* 質量分析：分析感度×1.0[μl]／放射能濃度

\* 「—」は濃度試算において不合となったことを示す。

表4.2-41 分析感度と分析試料の放射能の比較 (HWT F乾燥体)

	核種i	化学分離の必要性	測定手法	測定器	分析感度	X③④i 放射能濃度 [Bq/kg]	分析必要量* [g]
1	C-14	○	放射能(β線)	液シン	2.60E-01 [Bq]	0.00E+00	-
2	Cl-36	○	放射能(β線)	β線スペクトロメータ	3.00E-02 [Bq]	0.00E+00	-
3	Ni-59	○	放射能(x線)	Si(Li)検出器	3.70E-01 [Bq]	2.48E-01	1.49E+04
4	Ni-63	○	放射能(β線)	液シン	3.30E-01 [Bq]	3.64E+01	9.08E+01
5	Nb-94		放射能(γ線)	Ge 検出器	3.70E-01 [Bq]	5.36E-04	6.90E+06
6	Tc-99	○	放射能(β線)	β線スペクトロメータ	3.00E-02 [Bq]	5.74E+01	5.23E+00
7	I-129	○	放射能(γ線)	Ge 検出器	1.50E-02 [Bq]	0.00E+00	-
8	Cs-135	○	質量分析	質量分析器	2.00E-03 [Bq/μl]	2.12E+00	9.43E+00
9	Cs-137		放射能(γ線)	Ge 検出器	3.70E-01 [Bq]	4.01E+05	9.22E-03
10	Ra-226	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	6.55E-07	3.05E+07
11	Th-230	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	3.63E-04	5.51E+04
12	Pa-231	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	8.07E-05	2.48E+05
13	U-233	○	質量分析	質量分析器	3.00E-02 [Bq/μl]	7.26E-05	4.13E+06
14	U-234	○	質量分析	質量分析器	2.00E-02 [Bq/μl]	5.00E+00	4.00E+01
15	U-235	○	質量分析	質量分析器	6.00E-06 [Bq/μl]	1.05E-01	5.71E-01
16	U-236	○	質量分析	質量分析器	2.00E-04 [Bq/μl]	1.24E+00	1.61E+00
17	Np-237	○	質量分析	質量分析器	2.00E-03 [Bq/μl]	1.29E+00	1.56E+01
18	Pu-239	○	質量分析	質量分析器	2.00E-01 [Bq/μl]	1.40E+03	1.43E+00
19	Pu-240	○	質量分析	質量分析器	7.00E-01 [Bq/μl]	2.17E+03	3.22E+00
20	Am-241	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	4.05E+03	4.94E-03
21	Cm-244	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	3.54E+03	5.65E-03

\* 放射能分析：分析感度×裕度1.0／放射能濃度

\* 質量分析：分析感度×1.0[μl]／放射能濃度

\* 「-」は濃度試算において不含となったことを示す。

表4. 2-42 分析感度と分析試料の放射能の比較 (アスファルト固化体)

核種i	化学分離 の必要性	測定手法	測定器	分析感度	X②i	分析必要量* [g]
					放射能濃度 [Bq/kg]	
1 C-14	○	放射能(β線)	液シン	2.60E-01 [Bq]	1.14E-04	2.27E+07
2 Cl-36	○	放射能(β線)	β線スペクトロメータ	3.00E-02 [Bq]	0.00E+00	-
3 Ni-59	○	放射能(x線)	Si(Li)検出器	3.70E-01 [Bq]	3.15E-02	1.17E+05
4 Ni-63	○	放射能(β線)	液シン	3.30E-01 [Bq]	4.63E+00	7.13E+02
5 Nb-94		放射能(γ線)	Ge 検出器	3.70E-01 [Bq]	6.86E-05	5.39E+07
6 Tc-99	○	放射能(β線)	β線スペクトロメータ	3.00E-02 [Bq]	7.30E+00	4.11E+01
7 I-129	○	放射能(γ線)	Ge 検出器	1.50E-02 [Bq]	1.65E-02	9.10E+03
8 Cs-135	○	質量分析	質量分析器	2.00E-03 [Bq/μl]	2.64E-01	7.56E+01
9 Cs-137		放射能(γ線)	Ge 検出器	3.70E-01 [Bq]	5.00E+04	7.40E-02
10 Ra-226	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	8.37E-08	2.39E+08
11 Th-230	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	4.64E-05	4.31E+05
12 Pa-231	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	1.03E-05	1.94E+06
13 U-233	○	質量分析	質量分析器	3.00E-02 [Bq/μl]	9.32E-06	3.22E+07
14 U-234	○	質量分析	質量分析器	2.00E-02 [Bq/μl]	6.42E-01	3.11E+02
15 U-235	○	質量分析	質量分析器	6.00E-06 [Bq/μl]	1.35E-02	4.45E+00
16 U-236	○	質量分析	質量分析器	2.00E-04 [Bq/μl]	1.59E-01	1.26E+01
17 Np-237	○	質量分析	質量分析器	2.00E-03 [Bq/μl]	1.64E-01	1.22E+02
18 Pu-239	○	質量分析	質量分析器	2.00E-01 [Bq/μl]	1.78E+02	1.12E+01
19 Pu-240	○	質量分析	質量分析器	7.00E-01 [Bq/μl]	2.77E+02	2.53E+01
20 Am-241	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	5.18E+02	3.86E-02
21 Cm-244	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	4.53E+02	4.42E-02

\* 放射能分析：分析感度×裕度1.0／放射能濃度

\* 質量分析：分析感度×1.0[μl]／放射能濃度

\* 「-」は濃度試算において不含となったことを示す。

表4.2-43 10グラム以上の分析試料が必要となる核種

核種i	LWTF			HWTF			アスファルト 固化体	
	焼却灰	低ローベ	高ローベ	圧縮体	切断片	焼却灰	乾燥体	
	焼却灰	硝酸塩粉体	乾燥スラリ	ハル・燃料残滓	エトピース	ハル缶充填水	焼却灰	乾燥体
1 C-14	-	-	-		○	-	-	○
2 Cl-36	-	-	-	-	-	-	-	-
3 Ni-59	○						○	○
4 Ni-63							○	○
5 Nb-94	○	○	○		○	○	○	○
6 Tc-99								○
7 I-129	-	-	-			-	-	○
8 Cs-135								○
9 Cs-137								
10 Ra-226	○	○	○	○	○	○	○	○
11 Th-230	○	○					○	○
12 Pa-231	○	○	○				○	○
13 U-233	○	○	○		○	○	○	○
14 U-234							○	○
15 U-235								
16 U-236								○
17 Np-237							○	○
18 Pu-239								○
19 Pu-240								○
20 Am-241								
21 Cm-244								

\* 「-」は濃度試算において不含となったことを示す。

表4.2-44 分析感度と放射能濃度基準値との比較

核種i	化学分離の必要性	測定手法	測定器	分析感度	基準値 [Bq/t]	規制対象国	分析必要量* [g]
1 C-14	○	放射能(β線)	液シン	2.60E-01 [Bq]	8.51E+09	日本(六ヶ所低レベル)	3.06E-04
2 Cl-36	○	放射能(β線)	β線スペクトロメータ	3.00E-02 [Bq]	参考値なし	-	-
3 Ni-59	○	放射能(x線)	Si(Li)検出器	3.70E-01 [Bq]	8.88E+09	日本(六ヶ所低レベル)	4.17E-04
4 Ni-63	○	放射能(β線)	液シン	3.30E-01 [Bq]	1.11E+12	日本(六ヶ所低レベル)	2.97E-06
5 Nb-94		放射能(γ線)	Ge 検出器	3.70E-01 [Bq]	8.51E+10	日本(六ヶ所低レベル)	4.35E-05
6 Tc-99	○	放射能(β線)	β線スペクトロメータ	3.00E-02 [Bq]	1.85E+07	日本(六ヶ所低レベル)	1.62E-02
7 I-129	○	放射能(γ線)	Ge 検出器	1.50E-02 [Bq]	2.78E+05	日本(六ヶ所低レベル)	5.40E-01
8 Cs-135	○	質量分析	質量分析器	2.00E-03 [Bq/μl]	参考値なし	-	-
9 Cs-137		放射能(γ線)	Ge 検出器	3.70E-01 [Bq]	1.04E+14	日本(六ヶ所低レベル)	3.56E-08
10 Ra-226	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	3.70E+12	仏国(固型化物)	5.41E-09
11 Th-230	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	参考値なし	-	-
12 Pa-231	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	参考値なし	-	-
13 U-233	○	質量分析	質量分析器	3.00E-02 [Bq/μl]	1.00E+06	英國	3.00E-01
14 U-234	○	質量分析	質量分析器	2.00E-02 [Bq/μl]	1.00E+06	英國	2.00E-01
15 U-235	○	質量分析	質量分析器	6.00E-06 [Bq/μl]	参考値なし	-	-
16 U-236	○	質量分析	質量分析器	2.00E-04 [Bq/μl]	1.00E+06	英國	2.00E-03
17 Np-237	○	質量分析	質量分析器	2.00E-03 [Bq/μl]	4.00E+09	英國	5.00E-06
18 Pu-239	○	質量分析	質量分析器	2.00E-01 [Bq/μl]	1.00E+08	*英國	2.00E-02
19 Pu-240	○	質量分析	質量分析器	7.00E-01 [Bq/μl]	1.00E+08	*美國	7.00E-02
20 Am-241	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	1.00E+08	英國	2.00E-04
21 Cm-244	○	放射能(α線)	Si半導体検出器	2.00E-03 [Bq]	1.00E+06	英國	2.00E-02

\* 放射能分析：分析感度×裕度10／放射能濃度

\*\* Puは元素濃度で1.00E+08[Bq/t]と規定。

\* 質量分析：分析感度×10[μl]／放射能濃度

\* 基準値の参考値がないものは「-」で示した。

#### (4) 発生廃棄物中の核種放射能確認の考え方

これまでの検討で、核種放射能データを取得するためNDAとサンプリング分析などによる相関データ取得点の最適と考えられるポイントの抽出を行い、さらに各プロセスの放射能バランスを推定し、抽出したデータ取得点の放射能推定値からNDAとサンプリング分析の適用性を定量的に検討してきた。

NDAに関しては、Cs-137を指標（ラベル）核種とした場合、どのプロセスでもパッシブγ測定の適用可能性は高いが、中性子測定では測定対象によっては中性子発生率（パッシブ）またはPu含有量（アクティブ）の適用が困難なことが予想される。NDAについてはプロセスによって指標（ラベル）をどう決めるかを整理する必要がある。

また、サンプリング分析による核種放射能の定量は、濃度基準値の「判定」分析では充分適用性があり、一部のプロセスと一部の核種を除いて放射能濃度の絶対値分析が可能となりそうな評価結果を得た。また、放射能バランスの評価での核種組成、放射能レベル、核種移行パラメータなどの数値の妥当性に検討課題があることも指摘されるが、元廃棄物について指標（ラベル）核種との相関値データが得られている場合の他の核種放射能の推定方法について一例を検討した。ここで、分析による放射能の絶対値が定量できる場合、NDAによる指標（ラベル）核種の定量と相関値データから核種放射能を求める方法との適用性を整理する必要がある。

ここでは、これまでの検討結果を踏まえ、NDAと分析などによるデータ取得の合理的な組み合わせについて検討する。

##### (a) NDAとサンプリング分析などによる相関データ取得との組み合わせについて

これまでの検討では、各プロセスについて、それぞれ1または2組のサンプリング分析とNDAの測定点を設定してきたが、必ず両方必要であるかどうかは管理の考え方による。

サンプリング分析をプロセス運転中にバッチ毎に行うことが可能であり、分析対象物の中間貯蔵体または最終廃棄体への充填量が把握できる場合には、NDAは省略できると考えられる。特に、核種組成が処理バッチ毎に変動し、運転初期のデータでは推定できないプロセスや上流（発生元）プロセスの情報から核種組成が推定できないプロセスはサンプリング分析による核種放射能の定量によるのが合理的と思われる。

対象プロセスの中では、再処理工場の種々の工程から発生する可燃物を焼却処理する「LWT F焼却灰」と「HWT F焼却灰」、その焼却ガスの洗浄・凝縮成分を乾燥処理する「HWT F乾燥体」はこのケースに該当すると考えられる。ただし、

「HWT F乾燥体」の乾燥体のサンプリング分析は、試料中の放射能濃度からするといいくつかの対象核種は検出限界以下（ND）となるおそれがある点には注意を要する。この点に関しては、分析を基準値の判定測定と位置づけられるか、あるいは運転初期に大量の試料を濃縮して核種相関データを蓄積するかといったことを検討しておく必要があると思われる。

また、「LWT F低ローベ」、「LWT F高ローベ」についても、それぞれ硝酸塩粉体および乾燥スラリのサンプリング分析がプロセス運転中にバッチ毎に行えるのであればこのケースに該当する。しかしながら、両プロセスは廃液供給槽での分析の代表性が高く、廃液のサンプリング分析の方が現実的であるので、NDAとの組み合わせの方が合理的とも考えられる。経済性を含めた総合的な評価が必要と考えられる。

一方、核種組成がバッチ毎に大きくは変動せず、運転初期の分析データや上流の情報から推定できる場合にはサンプリング分析を省略（時々確認のために行う程度）し、NDAだけを全容器について行うことが妥当と考えられる。また、毎回のサンプリング分析が困難（負担が大きい場合や、サンプリング代表性が乏しくサンプリング分析を行っても精度の向上が少ない場合など）で、発生元の情報である程度核種組成が推定できる場合がこれに該当する。対象プロセスの中では「HWT F圧縮体」が該当すると考えられる。

上記に該当しないプロセスは「HWT F切断片」と「アスファルト固化体」と考えられる。「HWT F切断片」では、空容器の放射能はハル缶充填水中の放射能の付着が主要因と思われる所以、NDA測定値とハル缶充填水の核種組成から評価するのが妥当であり、ハル缶充填水の核種組成は発生元情報から推定するよりはサンプリング分析による方が精度も高いことからNDAと分析の組み合わせが合理的と考えられる。ハル缶充填水の分析は処理するハルの元燃料の燃焼条件等が大きく変化する毎に行い、処理される燃焼度範囲に対してある程度データが蓄積されれば、その後は燃料燃焼度に応じた核種組成を使用するといった運用も考えられる。

また、「アスファルト固化体」は、すでに製造されているものについてはNDAは全数を行い、固化体のサンプリング分析は代表的な固化体について行って核種組成データを得て、両者のデータから核種放射能の評価を行う必要がある。また、これから製造されるものについては、「LWT F低ローベ」および「LWT F高ローベ」と同様に廃液のサンプリング分析と固化体のNDAを組み合わせるのが妥当と考えられる。ただし、アスファルト固化体の元廃液の放射能濃度は試算結果ではかなり小さく、現状の分析ではほとんどの核種が検出限界以下（ND）になるおそれがあ

るので、この点に関しては、分析を基準値の判定測定と位置づけられるか、あるいは運転初期に比較的高濃度の廃液の分析によって核種相関データを蓄積するかといったことを検討しておく必要があると思われる。

(b) NDAとして2種類の手法の適用について

サンプリング分析による実測または上流（発生元）プロセスの情報からの推定で核種組成が求められている場合、ひとつの核種（例えばCs-137）がNDAで定量できれば $\alpha$ 核種も含めて全ての核種が推定できることになる。したがって、この場合には $\gamma$ 線測定と中性子測定の両方を行う必要は無いと考えられる。

毎回のサンプリング分析が困難で、初期分析データや発生元情報で核種組成を推定するが、その推定精度が悪い場合には、できる限りNDAで精度を高めるため、 $\gamma$ と中性子の両方を適用することも妥当と考えられる。

これに該当するのは、まず「HWT F圧縮体」である。圧縮体はパッシブ $\gamma$ 線によるCs-137測定も、パッシブおよびアクティブ中性子測定も感度の点から適用性が高い。パッシブ法およびアクティブ中性子法両手法の適用に関しては、指標（ラベル）核種の定量の観点からすればフィッサイル量が定量できるアクティブ法の法が有利と思われるが、廃棄物の放射能レベルの変動によっては、どちらかの手法で感度がでない場合も想定されるので両者を「相補的」に併用することが望ましいと考えられる。

また、分析感度以下の濃度になるおそれがある「HWT F乾燥体」と「アスファルト固化体」についても分析データの精度が悪い場合を考慮してNDAで $\gamma$ と中性子の両方を適用するのが妥当ではないかと考えられる。しかしながら、「HWT F乾燥体」の核種濃度推定結果からは中性子発生率がパッシブ中性子法の感度と同じ程度のレベルであり、アクティブ中性子法の感度はないという結果である。また、「アスファルト固化体」の中性子測定はパッシブもアクティブも適用困難な評価結果となっている。これら廃棄物のNDAの併用については、より現実的かつ精度のよいプロセス中の核種放射能バランスと濃度の推定を行い、核種放射能レベルの変動を押さえた評価を今後実施する必要があると考えられる。

NDA測定感度と測定対象廃棄物の放射能との比較結果からは、パッシブ $\gamma$ 線測定ではCs-137を指標（ラベル）核種とした場合どのプロセスでもCs-137の感度はあるという評価結果になったが、実際は $\gamma$ 線測定で検出限界以下になってしまい、中性子測定で検出限界以上になる（あるいはその逆）可能性もあるとすると、両方のNDAを適用する意味がある。すなわち、どちらかが有効でない可能性がある場合に「相補的」に併用する。先に述べたパッシブ中性子法とアクティブ中性子法を併用する場合と同様に「相補性」に意味がある場合に適用するべきと

考えられる。

以上の検討から、放射能バランスを推定したこれまでの第1次評価からNDAとしてはパッシブ $\gamma$ 線法が必須アイテムとなるが、「HWT F圧縮体」では中性子測定との併用が妥当と考えられる。ただし、他のプロセスでの中性子測定の併用と「HWT F圧縮体」においてパッシブ法とアクティブ法の単独適用か併用かを見極るためには、より現実的なプロセス中の放射能バランスと対象廃棄物の核種放射能の推定が必要と考えられる。例えば、現実に $\gamma$ 核種(Cs-137など)の濃度が低く、 $\alpha$ 核種が多いプロセスであれば、中性子法(パッシブ)のみをNDAとして適用するのが妥当という評価になると考えられる。

(c) パッシブ $\gamma$ 線法測定での指標(ラベル)核種について

これまでの検討結果から、核種組成に関して特殊な事情がない限りパッシブ $\gamma$ 線法でCs-137を指標(ラベル)核種にすることは妥当と考えるが、Cs-137の測定が困難な場合が生じた時のために、Cs-137だけではなく他の $\gamma$ 核種を指標(ラベル)核種に指定するオプションを残しておくことが安全と思われる。

サンプリング分析または上流(発生元)プロセスの情報から核種組成が求められている場合で、Cs-137のNDA測定の困難であった場合には他の $\gamma$ 核種をラベル核種にする。現実的にCs-137以外の評価対象核種の $\gamma$ 線はおそらく測定困難と予想されるが、処分の観点からは評価対象核種ではないが冷却期間などによってはCs-134, Eu-154, Co-60, Pr-144など、パッシブ $\gamma$ 線法で定量可能な核種が含まれていればそれを使用することを提案できるようにしておくことは合理的と考えられる。

運用上は、プロセスの主要 $\gamma$ 核種がはっきりした時点で指標(ラベル)核種を最終的に決めるか、いくつかの核種を並列的に指定しておいて $\gamma$ 線スペクトル測定で出た核種を指標(ラベル)として使うという方法が考えられる。さらに、前記(b)でも述べたが、 $\gamma$ 核種の濃度が低く $\alpha$ 核種が多いプロセスでは、中性子法(パッシブ)のみをNDAとして適用するのが妥当と考えられるが、その場合には「中性子発生率」を指標(ラベル)とする必要があるため、中性子発生率を指標(ラベル)のリストに加えておくことも考慮する必要がある。

以上の検討を踏まえた核種放射能の確認の考え方を表4.2-45に示す。

表4.2-45 発生廃棄物の核種放射能確認の考え方

データ取得 時期	LWT F			HWTF				アスファルト 固化体
	焼却灰	低ローベ	高ローベ	圧縮体	切断片	焼却灰	乾燥体	
試運転時 運転初期	・通常の分析でNDとなる核種について相関データを取得する。(プロセス運転中の分析で基準値判定のみで良ければ必要なし)	同左	同左	・圧縮体に対応する元廃棄物の理論相関データを整備する。	・処理される燃料の燃焼度条件範囲でのハル缶および長ドラム充填水の分析を行いデータを蓄積する。	・通常の分析でNDとなる核種について相関データを取得する。(プロセス運転中の分析で基準値判定のみで良ければ必要なし)	・通常の分析でNDとなる核種について相関データを取得する。(プロセス運転中の分析で基準値判定のみで良ければ必要なし)	・通常の分析でNDとなる核種について相関データを取得する。(プロセス運転中の分析で基準値判定のみで良ければ必要なし)
プロセス 運転中	・バッチ処理毎に焼却灰をサンプリングし核種放射能濃度を分析定量する。ドラム缶への焼却灰供給量を計量管理し、ドラム缶あたりの放射能を求める。  ・硝酸塩粉体の充填されたドラム缶のNDA測定によりCs-137の定量を行う。また、バッチ毎に供給廃液をサンプリングしCs-137との相関データを測定し、Cs-137のNDA測定値から他の核種放射能含有量を求める。  ・または、ドラム缶に焼却灰が充填された時点での平均値をそのドラム缶の含有放射能とする。	・乾燥スラリの充填されたドラム缶のNDA測定によりCs-137の定量を行う。また、バッチ毎に供給廃液をサンプリングしCs-137との相関データを測定し、Cs-137のNDA測定値から他の核種放射能含有量を求める。	・圧縮体のNDAによりラベル核種(Cs-137, 中性子発生率, Puなど)の放射能濃度を定量する。圧縮体毎の元廃棄物に対応する核種相関データから核種放射能を求める。キャニスターに充填される圧縮体の識別管理を行いキャニスターの含有放射能を求める。	・不合格容器のNDAによりCs-137の定量を行う。また、その容器の充填水のサンプリングを行いCs-137との相関データを測定し、容器単位の核種放射能を求める。切断して別容器に収納される不合格容器の識別管理を行い別容器の含有放射能を求める。	・バッチ処理毎に焼却灰をサンプリングし核種放射能濃度を分析定量する。ハル缶への焼却灰供給量を計量管理し、ハル缶あたりの放射能を求める。	・バッチ処理毎に乾燥体をサンプリングし核種放射能濃度を分析定量する。ハル缶への乾燥体供給量を計量管理し、ハル缶あたりの放射能を求める。	・または、ハル缶に焼却灰が充填された時点でハル缶から複数のサンプリングを行い、分析定量した平均値をそのハル缶の含有放射能とする。	・これから製造される固化体については、固化体ドラムのNDA測定によりCs-137の定量を行う。また、バッチ毎に供給廃液をサンプリングしCs-137との相関データを測定し、Cs-137のNDA測定値から他の核種放射能含有量を求める。
備 考	・バッチ処理ではなく連続処理の場合には、前者の場合サンプリング間隔と充填量管理の最適化が必要である。  ・NDAの必要性少	・バッチ処理ではなく連続処理の場合には、ドラム缶に充填された硝酸塩粉体とともに廃液濃度との対応がとれるような運転管理が必要。  ・NDAと分析の組合せ	・バッチ処理ではなく連続処理の場合には、ドラム缶に充填された乾燥スラリとともに廃液濃度との対応がとれるような運転管理が必要。  ・NDAと理論相関データの組合せ	・ $\gamma$ 測定と中性子測定のNDAを併用し、複数のラベル核種を定量して最終的な核種放射能の定量精度を高める。		・バッチ処理ではなく連続処理の場合には、前者の場合サンプリング間隔と充填量管理の最適化が必要である。	・バッチ処理ではなく連続処理の場合には、ドラム缶に充填された硝酸塩粉体とともに廃液濃度との対応がとれるような運転管理が必要。  ・NDAと分析の組合せ	・バッチ処理ではなく連続処理の場合には、ドラム缶に充填された硝酸塩粉体とともに廃液濃度との対応がとれるような運転管理が必要。

## 4.3 今後の課題

### (1) 放射能関連

#### ●現実的な放射能バランスの推定（廃棄物中の核種放射能濃度の整理）

評価対象核種の中には、施設設計上の被ばく評価や設計仕様において放射能濃度データが得られていないものがあり、またプロセスの運転中での現実的な放射能濃度とその範囲は現状評価されていない。廃棄物特性データの取得方法を検討するにあたっては、これら対象核種の核種別放射能濃度と変動幅（範囲）の情報が得られれば、NDAおよび分析の適用性についてより定量的な評価が可能となる。

しかしながら、今後設計情報として廃棄体中の評価対象核種の推定濃度が得られる可能性は低いと考えられる。よって、プロセスへ供給される廃棄物の核種放射能濃度とプロセスの核種移行パラメータの精度をあげ、プロセスの運転状況を再現できるモデル化による放射能バランスの評価が必要と考えられる。

具体的には、プロセス中の廃棄物の放射能バランスを追跡可能なシミュレーションコードを作成し、かつ当該シミュレーションに必要な核種、元素および化学種の移行率に関するパラメータ値のデータベースを整備することが望まれる。

#### ●評価対象核種の整理

処分基準動向を見極めながら対象核種を選定していく必要があるが、今後直ちに決定できるとは考えがたい。廃棄体特性データの取得方法の検討にあたっては、分析定量性の評価に関して評価対象となる可能性のある核種を取りこぼしなく選定しておくことが重要と考えられる。

#### ●評価対象核種の放射能濃度の評価目標値の整理

今回対象となった核種の中には、含有量が非常に少なく現状の分析感度によっては濃度定量が困難なものがある。このような核種については処分場の被ばく評価から導かれる濃度基準値（上限値）との兼ね合いで基準値以下の判定を行うか濃度の絶対値定量を行うかの見極めが必要である。

または、このような核種の廃棄体の放射能濃度が精度良く推定されるかあるいは運転初期に集中的にデータ採取することによって濃度レベルを決定し、被ばく評価にフィードバックして評価対象核種の選定に資することも検討しておく必要がある。

#### ●各プロセスのNDAと分析の組み合わせの最適化

先に述べたように、現状ではプロセス中の核種放射能濃度について、現実的なノミナル値とその変動幅（範囲）が評価されておらず、NDAおよび分析手法の定量

的な適用性評価については検討の余地がある。よって、NDAおよび分析手法のそれぞれについてより定量的な適用性を評価する（NDA装置の選定と最適化を含む）とともに、NDAと分析を適当に組み合わせたシステムを構築することが合理的な品質保証の観点から必要である。また、を定量的に評価する必要があると考えられる。

#### ●核種相関データ取得への対応

- ・廃棄物発生元の情報

HWT F圧縮体については、ハルやエンドピース廃棄物のもとになる燃料の燃焼度条件などの記録を移送単位（ハル缶など）で管理できるようなデータベースと帳票類を整備する必要がある。

- ・運転初期のデータ採取

運転初期に分析データを集中的に採取しておくプロセスでは、分析マニュアルと得られた分析値のデータベース化ならびに核種相関データの使用に関する管理規定などを整備することが必要である。

- ・NDAの指標（ラベル）核種の選定

NDAにおけるラベル核種はパッシブγ線測定で定量されそうなγ核種やパッシブ中性子法での中性子発生率など、複数のものを選定できるようにしておくのが合理的である。

#### ●核種放射能算出方法の整理

プロセスによってNDAと分析データの組み合わせやデータ取得点が異なるため、プロセスに応じた核種放射能算出方法を構築する必要がある。また、算出に必要なプロセスパラメータや核種相関データベースの使用方法などを整備する必要がある。

#### ● NDA装置の共用化

同種の測定装置をプロセス内に適切に配置し、異なる廃棄体に対して共用するようなNDAシステムを構築すれば、品質保証システムをより合理化できる可能性がある。共用化にあたっては次の点に留意する必要がある。

- ・測定対象の処理施設内の位置
- ・測定対象の放射能強度
- ・測定対象の廃棄物組成

NDAの共用化については、NDAが必要なプロセスとNDA装置（手法）の種類が決定された時点で判断するのが妥当と考えられる。

## (2) 有害物関連

### ●通達への対応

大部分の有害物が少量でかつ適切な処理をしていると説明することが必要である。そのための課題を以下に示す。

#### ・データの整理

再処理工場で使用している消防法と労働安全衛生法に該当する物品の使用量およびその処理方法を整理する必要がある。通達で指定された物品の大部分は硝酸ソーダの発生量に比べて小さく、廃棄物では硝酸ソーダ、亜硝酸ソーダ、TBPの特定物質を評価すれば良いようなストーリーができるシステムの整備が必要である。

#### ・管理手法の確立

廃棄物処理系に掲記有害物が流れ込む前に適切な処理をしていることを示すマニュアル（第一類と第四類を分別していること、その後中和や焼却をする等）と、マニュアル通り対処したことを示す記録を付けるシステムを構築することが必要である。

### ●雑廃棄物中の成分の整理

既に述べたように、雑廃棄物中の有害物をある単位で測定することは現実的ではない。このため、試運転時等に一定期間データを収集するとともに管理手法を策定し、一定の品質の廃棄物が発生していることを説明できるようにすることが最も合理的である。

#### ・データの整理

発生する廃棄物中の有害物（可燃性廃棄物、Al、Zn、Pb）の含有量を普遍化できるように調査する必要がある。

#### ・管理手法の確立

開缶選別マニュアルを整備するとともに、マニュアル通り運転したことを示す記録を付けるシステムを構築する必要がある。

### ●キレート物質の含有量データの整備

#### ・データの整理

今後発生する廃液中のキレート物質の調査と、アスファルト固化体中のキレート物質のデータを整備する必要がある。

#### ・分析手法の検討

各キレート物質の検出手法は確立されているが、分析試料中の共存イオンの妨害の影響などの検討を行い分析手法を確立する必要がある。具体的には、吸光度測定やイオンクロマトグラフィ等において硝酸、炭酸等の陰イオンの影響、液体

クロマトで使用する抽出剤の選定などが上げられる。

●核種移行に影響を与える物質の特定

E D T A、シュウ酸などのキレート物質がどの核種の分配係数や溶解度にどれくらい影響するかを見極めることが必要である。また、可燃性廃棄物の分解物がどの核種移行の分配係数や溶解度にどれくらい影響するかを見極めることも必要である。これらの値を上記管理マニュアルに反映する必要がある。

## 謝辞

本調査の実施にあたり、動力炉・核燃料開発事業団環境技術開発部地層処分開発室の伊藤担当役、加川氏から多大な御協力と助言を賜りました。本調査報告書をまとめるにあたり、ここに心より深く感謝いたします。

## 参考文献

- 1) : 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（昭和32年11月 政令第324号）
- 2) : 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物埋設の事業に関する規則（昭和63年1月 総理府令第1号）
- 3) : 核燃料物質等の埋設に関する措置等に係る技術的細目を定める件（昭和63年1月 科学技術庁告示第2号）
- 4) : Code of Federal Regulation Title 10 Part 61 「米国 10 CFR 61」
- 5) : Regle fondamentale de Surete Regle n°CI. 2、短寿命低中レベル放射性廃棄物の長期地表貯蔵についての安全基本規則(No.I.2)、1982年 仏国 原子力施設安全本部 (SCSIN)
- 6) : SIN n°C A693/85、ラマンシュ貯蔵センター (CSM : Center Stockade de la Manche) 操業用技術基準 1985年 仏国 原子力施設安全本部 (SCSIN)
- 7) : 深地層に処分される放射性廃棄物の定性的受入規準 IAEA-TECDOC-560、IAEA、1990
- 8) : 林 勝他、原子力発電所固体廃棄物の廃棄体作成技術と課題、第11回放射性廃棄物夏期セミナー、平成7年7月12日～14日、日本原子力学会
- 9) : B. F. Greenfield, et al; The Effect of the Degradation of Organic Materials in the Near Field of a Radioactive Waste Repository , Proceedings of the MRS Conference 'Scientific Basis for Nuclear Waste Management, 1991
- 10) : 前田頌他、低レベル放射性廃棄物ドラム缶容器の耐食性、日本原子力学会「昭60分科会」K47、1985年
- 11) : G.M.N.Baston etc.; Sorption of Plutonium and Americium on Repository, Backfill and Geological Materials Relevant to the JNFL Low-Level Radioactive Waste Repository at Rokkasho-Mura, Proceedings of the MRS Conference 'Scientific Basis for Nuclear Waste Management, 1994
- 12) : 藤澤龍太郎他、処分環境下での鉄とアルミニウムの腐食挙動、日本原子力学会「1996春の年会」M41、1996年
- 13) : 松尾俊明他、不燃性雑固体安定固化技術の開発(3)－埋設処分後におけるAl腐食抑制剤の効果持続性－、日本原子力学会「1996春の年会」M43、1996年
- 14) : 西高志他、不燃性雑固体安定固化技術の開発(4)－複雑形状 Al 廃棄物に対する腐食抑制剤の効果－、日本原子力学会「1996春の年会」M44、1996年
- 15) : 坂本浩幸他、低アルカリ化を図ったセメントのpHと強度の特性について、日本原子力学会「1996春の年会」M45、1996年
- 16) : 中居邦浩他、浅地中処分施設におけるガス発生・移行評価、(1)評価モデルの開発、

日本原子力学会「1996 春の年会」M46、1996 年

- 17) : 今村聰他、浅地中処分施設におけるガス発生・移行評価、(2)ベントナイト混合土のガス透気に関する実験的研究、日本原子力学会「1996 春の年会」M47、1996 年
- 18) : 穂刈利之他、浅地中処分施設におけるガス発生・移行評価、(3)ベントナイト混合土の自己修復性に関する考察、日本原子力学会「1996 春の年会」M48、1996 年
- 19) : 松田泰彦、村田徹、田村俊幸、佐野明 核燃料非破壊分析装置の現状  
日本原子力学会誌 Vol.19, No.1 p24~p32 (1977)
- 20) : C.W.Sill et al : Anal. Chem., 41. 1642(1969)
- 21) : F.Hirayama et al : Nucl. Instr. Methods Phys. Res., 233. 188(1984)
- 22) : 科学技術庁：放射能測定シリーズ 1 2 「プルトニウム分析法」
- 23) : 科学技術庁：放射能測定シリーズ 1 4 「ウラン分析法」
- 24) : 科学技術庁：放射能測定シリーズ 2 1 「アメリシウム分析法」
- 25) : 科学技術庁：放射能測定シリーズ 2 2 「プルトニウム・アメリシウム逐次分析法」
- 26) : 放射性廃棄物の放射化学分析法について (株)東芝 社内報告 TLR-052(1922)
- 27) : C. A. Dicke et al.; Mobility of Chelated Radionuclides in Engineered Concrete Barriers, Proceedings of the MRS Conference 'Scientific Basis for Nuclear Waste Management', 1993
- 28) : 清水茂行 他 「均一セメントパッケージの  $\gamma$  線核種別放射能直接測定」  
日本原子力学会 昭和 58 年分科会 K21 (1983)
- 29) : 松林敏幸 他 「T R U 廃棄物中 Pu の非破壊測定試験 (II)」  
日本原子力学会 昭和 59 年会 G19 (1984)
- 30) : J.T.Caldwell et al. "Recent development at Los Alamos for measuring alpha-contaminated waste" Proceedings of an international symposium on the the management of alpha-contaminated wastes IAEA (1981)
- 31) : Health Phys. 29, 753,(1975)

添付資料

(1)有機物による放射性核種の溶解度への影響 (AEA、参考文献9)

深地層処分場環境条件での影響評価

- 有機物を 10wt% 含むセメント固化体を試験体とした
- 上記を脱酸素雰囲気（一部大気開放）、水中で 80°C、約 400 日分解して得た溶液中での放射性核種の溶解度を測定

有機物の種類による Pu の溶解度の影響

Plutonium Solubilities in Leachates of Organic Materials degraded anaerobically

10% Loading in OPC/BFS	Ca. 500 Days at 80°C (Ar, H <sub>2</sub> ) Pu solubility/M
Cellulose (Tissue)	10 <sup>-3</sup>
Cotton Wool	10 <sup>-5*</sup>
Wood	10 <sup>-3#</sup>
Bakelite	6 × 10 <sup>-6</sup>
Nylon	10 <sup>-10</sup>
Polythene	10 <sup>-10</sup>
PVC	10 <sup>-9</sup>
Polystyrene	5 × 10 <sup>-10*</sup>
Cement Leachate	10 <sup>-10</sup>

\* Degradation Time 240 days

# Degradation Time 120 days

セルロース分解物の各核種の溶解度への影響

Solubilities of Radioelements at pH12 in Leachates of Chemically Degraded Cellulose at a 10% Loading in OPC/BFS

Radioelement	Solubility/M	
	Cellulose	Control
Plutonium(IV)**	10 <sup>-3</sup>	10 <sup>-10</sup>
Plutonium(IV)	10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-10</sup>
Americium(III)	10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-10</sup>
Thorium(IV)	10 <sup>-5</sup>	<8 × 10 <sup>-10</sup>
Uranium(IV)	10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-7</sup>
Uranium(VI)	5 × 10 <sup>-4</sup>	5 × 10 <sup>-6</sup>
Neptunium(IV)	10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-8</sup>
Technetium(IV)	10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-7</sup>
Tin(IV)**	10 <sup>-3</sup>	10 <sup>-7</sup>

\*\* These values were obtained from leachates of the organic materials following degradation under ANAEROBIC conditions; the other results all refer to degradation under aerobic conditions.

出典 : UKAEA REPORT AERER 12086 (1987)有機物の化学分解物存在下におけるセメントによるPuの吸着

Organic Material <sup>b</sup>	[Pu] after sorption <sup>c</sup> / mol l <sup>-1</sup>	R <sub>d</sub> / cm <sup>3</sup> g <sup>-1</sup>
Bakelite	1.25 x 10 <sup>-8</sup>	250
Cellulose	9.0 x 10 <sup>-10</sup>	1.3 x 10 <sup>3</sup>
Major mix	2.3 x 10 <sup>-10</sup>	5.6 x 10 <sup>4</sup>
Minor mix	7.3 x 10 <sup>-10</sup>	1.7 x 10 <sup>4</sup>
Neoprene	7.4 x 10 <sup>-10</sup>	1.7 x 10 <sup>5</sup>
Latex	5.0 x 10 <sup>-10</sup>	2.5 x 10 <sup>3</sup>
Polymethylmethacrylate	2.6 x 10 <sup>-10</sup>	4.8 x 10 <sup>3</sup>
Polyvinylchloride	1.0 x 10 <sup>-10</sup>	1.3 x 10 <sup>4</sup>
None	ca 10 <sup>-12</sup>	>10 <sup>3</sup>

- (a) A solution of cement leachate was spiked with  $^{238}\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$  solution, stabilised and filtered through a Whatman 541 paper to give a  $[\text{Pu}] = 1.7 \times 10^{-8}$  mol l<sup>-1</sup>. This solution was used 3:1 with the organic leachate so that the initial  $[\text{Pu}] = 1.28 \times 10^{-8}$  mol l<sup>-1</sup>. PFA/OPC with a ratio of 3:1 was used.
- (b) Leachates were used from organic materials that had been chemically degraded in cement blocks at 80°C for 230 days.
- (c) A solution:cement ratio of 100:1 and a total contact time of 61 days was used.

有機物の化学分解物存在下におけるセメントによるAmの吸着

Organic Material <sup>c</sup>	[Am] after sorption <sup>d</sup> / pmol l <sup>-1</sup>	R <sub>d</sub> <sup>d</sup> / cm <sup>3</sup> g <sup>-1</sup>
Bakelite	6.0	8.1 x 10 <sup>3</sup>
Cellulose	3.0	1.6 x 10 <sup>4</sup>
Major mix	1.0	4.4 x 10 <sup>4</sup>
Minor mix	3.0	1.8 x 10 <sup>4</sup>
Neoprene	4.0	1.2 x 10 <sup>4</sup>
Latex	<0.5	>9.5 x 10 <sup>4</sup>
Polymethylmethacrylate	2.0	2.0 x 10 <sup>4</sup>
Polyvinylchloride	1.0	7.0 x 10 <sup>4</sup>
None	<0.5	>6 x 10 <sup>4</sup>

- (a) A solution of cement leachate was spiked with Americium(III) in nitric acid solution. The stabilised and centrifuged solution was assayed to give  $[\text{Am}] = 6.3 \times 10^{-10}$  mol l<sup>-1</sup>. This was used 3:1 with the organic leachate so that the initial  $[\text{Am}] = 4.7 \times 10^{-10}$  mol l<sup>-1</sup>.
- (b) PFA/OPC with a ratio of 3:1 was used.
- (c) Leachates were used from organic materials that had been chemically degraded in cement blocks at 80°C for 170 days (see Table 7).
- (d) A solution:cement ratio of 100:1 and a total contact time of 20 days was used.

## 少量の割合の有機物を含む場合の化学分解によるPu溶解度への影響

Organic Material	% Organic <sup>a</sup> Material	[Pu] after spiking/mol l <sup>-1</sup> <sup>d</sup>			
		50°C		80°C	
		45 day	110 day	45 day	110 day
Paint <sup>b</sup>	2	7.0x10 <sup>-10</sup> (11.9)	1.1x10 <sup>-9</sup> (11.9)	9.7x10 <sup>-10</sup> (11.8)	1.3x10 <sup>-9</sup> (11.8)
EPDM <sup>c</sup>	2	3.1x10 <sup>-10</sup> (11.8)	5.4x10 <sup>-10</sup> (11.9)	6.2x10 <sup>-10</sup> (11.8)	8.9x10 <sup>-10</sup> (11.9)
Bakelite	2	3.1x10 <sup>-9</sup> (11.4)	3.6x10 <sup>-9</sup> (11.4)	6.6x10 <sup>-9</sup> (11.6)	1.8x10 <sup>-8</sup> (11.5)
PVC	2	3.8x10 <sup>-9</sup> (11.4)	8.8x10 <sup>-10</sup> (11.4)	4.3x10 <sup>-10</sup> (11.6)	1.0x10 <sup>-9</sup> (11.5)
Cellulose (paper)	0.1	8.4x10 <sup>-10</sup> (11.4)	2.2x10 <sup>-9</sup> (11.4)	1.4x10 <sup>-9</sup> (11.5)	2.5x10 <sup>-9</sup> (11.5)
Wood	2	9.6x10 <sup>-9</sup> (11.3)	1.8x10 <sup>-8</sup> (11.3)	2.4x10 <sup>-8</sup> (11.4)	5.4x10 <sup>-8</sup> (11.5)

- (a) The % organic material is based on the dry weight of OPC/PFA standard experiments are a 10% loading.
- (b) Paint Harwell stores code (31/31690), paint used for glove boxes and fume cupboards.
- (c) Ethylenepropenecyclopentadiene (EPDM). A peroxide cured terpolymer which is a potential drum seal material.
- (d) Figures in brackets refer to the pH; all solutions adjusted to pH12 before spiking.

## 有機酸の添加量によるセメント浸出液中のPu溶解度への影響

[Additive]/mol l <sup>-1</sup>	[Pu]/n mol l <sup>-1</sup>			
	10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-3</sup>	10 <sup>-2</sup>	10 <sup>-1</sup>
Glyceric acid <sup>b</sup> CH <sub>3</sub> OH.CHOH.COOH	40	180	630	1040
Ethylene glycol CH <sub>2</sub> OH.CH <sub>2</sub> OH	0.1	3.6	14	30
D-gluconic acid <sup>b</sup> HOOC.(CHOH) <sub>4</sub> CH <sub>2</sub> OH	70	560	5800	6500
Glycolic acid <sup>b</sup> CH <sub>3</sub> (OH).COOH	6.4	46	150	540
Glyoxylic acid <sup>b</sup> CO(H).COOH	3.3	41	120	260
Glyceraldehyde CH <sub>3</sub> OH.CHOH.CHO	0.2	2	9	33
Glutaric acid HOOC.(CH <sub>2</sub> ) <sub>2</sub> COOH	53	240	600	2600
Adipic acid <sup>b</sup> HO <sub>2</sub> C(OH <sub>2</sub> ) <sub>2</sub> CO <sub>2</sub> H	1.0	1.3	14	
D-saccharic acid HOOC(CHOH) <sub>4</sub> COOH <sup>c</sup>	7200	7300	8200	9200

- (a) A block of OPC/PFA (1:3) was leached with water to give a leachate of pH 12.4. The appropriate organic additive was added to the cement leachate solution (25 ml) and the plutonium solubility measured in the usual way.
- (b) The sodium salts of these acids were used.
- (c) The calcium salt of D-saccharic acid was used. This salt was dissolved in dilute hydrochloric acid and then neutralised by the addition of dilute sodium hydroxide.