

本資料は2002年7月1日付で登録区分、
変更する。

[技術情報室]

TRU廃棄体の品質保証方法に関する調査

(動力炉・核燃料開発事業団 委託研究成果報告書)

1995年3月

株式会社 東芝

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

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49

核燃料サイクル開発機構

技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section,

Technology Management Division,

Japan Nuclear Cycle Development Institute

4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184

Japan

配布する

の供覧、

外のこと

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2002

本資料についての問合せは下記に願います。

〒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

限 定 資 料
P N C 1 Z J 8 1 6 4 9 5 - 0 0 3

1 9 9 5 年 3 月

T R U 廃棄体の品質保証方法に関する調査



五十嵐 登※、 田村 俊幸※※
平山 文夫※※※、 豊原 尚実※※※
角田 章男※※※※

要 旨

T R U 廃棄体の処分に際して重要核種、品質保証項目、基準値の調査、及びモデル廃棄物処理施設に対する品質保証方法の検討を行い、品質保証技術に関する今後の課題の抽出を目的として本調査を実施した。

核種、項目、基準値については、設定の考え方方が明確で、技術基準が法律により確定し、既に運用が開始されている国内の商用原子力発電所からの均質固化廃棄物に関する規定を中心として、海外情報も含めて網羅的な調査を行った。

具体的な品質保証方法の検討では、前記の均質固化廃棄物に関する規定の設定で採用された合理的な考え方を参考として、廃棄体の性質及び製造工程の特徴に応じた最適なデータ採取方法の採用を前提として、モデル廃棄物処理施設の運用段階前の採取データ項目、及びモデル廃棄物処理プロセス内での確認項目の割付を行い、さらに具体的な非破壊計測装置の調査、及び破壊分析技術の調査を行った。

今後の課題として、技術基準策定の検討は廃棄体の処分方法の検討と一体で行う必要があり、個々の保証項目の採否、基準値は今後の検討課題であることを示すとともに、放射能の測定装置開発、評価法などの確立の必要性、設備上の課題等があることを整理した。

本報告書は、株式会社 東芝が動力炉・核燃料開発事業団の委託により実施した研究の成果である。

契約番号：06C1271

事業団担当部課室および担当者：環境技術開発部環境技術第二開発室

福本雅弘、加川昭夫、須黒寿康

※原子力第二システム設計部、※※放射線測定技術担当部、※※※化学技術担当部、※※※※燃料サイクル部

目 次

1.はじめに	1
2.調査計画	2
3.調査成果	3
3.1 重要核種の抽出及び品質保証項目並びに品質保証基準値の調査	3
3.1.1 品質保証項目の調査	3
(1) 品質保証項目の網羅的調査	3
(2) 網羅的な項目についての評価	3
3.1.2 重要核種の抽出及び核種の基準値	4
(1) 網羅的な核種の調査	4
(2) 網羅的な核種の評価	5
3.1.3 品質保証基準値の調査	5
(1) 品質保証基準値の網羅的調査	5
(2) 放射能以外の項目の基準値についての検討	6
3.2 品質保証方法の調査	15
3.2.1 合理的な品質保証方法設定の考え方	15
3.2.2 品質保証システムの検討	16
(1) モデル廃棄物処理施設処理プロセスの整理	16
(2) 品質保証項目、方法の選定	17
3.2.3 品質確認技術の調査	26
(1) 非破壊測定、分析、検査	26
(2) 破壊分析技術	33
(3) 核種別の放射能濃度決定方法	41
3.3 今後の課題の抽出	66
3.3.1 品質保証項目の選定、基準値などの内容に関する課題	66
3.3.2 測定技術、データ取得方法などの課題	66
(1) 廃棄物処理プロセス運用段階でのデータ取得の課題	66
(2) 測定装置、分析技術の課題	66
3.3.3 今後の対応方法の考察	67
謝 辞	70
参考文献	71

1. はじめに

平成3年7月30日原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会がとりまとめた「TRU核種を含む放射性廃棄物の処理処分について」の中で、固化体の品質保証技術開発が具体的研究課題として示されたことなどからも明かなようにTRU廃棄物の処分の観点から廃棄体（固型化した廃棄物及びその容器）の品質保証技術を確立することが重要な課題となっている。

2. 調査計画

2.1 調査目的

動力炉・核燃料開発事業団殿で検討したTRU廃棄体品質保証項目を基に、TRU廃棄体に対する重要核種の抽出及び廃棄体に求められる品質保証項目の抽出並びにその品質保証基準について調査するとともに、品質保証を行う際の具体的方法に関する、モデル廃棄物処理施設に対して調査を行い、品質保証技術に関する今後の課題を抽出することとする。

2.2 実施内容

(1) 重要核種の抽出及び品質保証項目並びに保証基準値の調査

動力炉・核燃料開発事業団殿で検討したTRU廃棄体品質保証項目（案）を基に、更に国内外の文献等から得られる情報を加味して、TRU廃棄体の処分にあたっての重要核種について検討するとともに品質保証項目の抽出、並びにその品質保証項目に対する品質保証基準値に関する調査を行うこととする。

(2) モデル廃棄物処理施設に対する品質保証方法の調査

動力炉・核燃料開発事業団殿が例示する固体及び液体放射性廃棄物のモデル処理施設に対して、品質保証システムを検討し、前記(1)の調査により検討された重要核種及び品質保証項目並びに品質保証基準値を基に、品質保証方法として必要となる測定装置、分析装置及び分析方法等に関する調査を行い、その適用性を評価する。

(3) 今後の課題抽出

調査によって得られた成果を基に、今後行うべきTRU廃棄体の品質保証技術開発項目を明かにするとともに、課題解決のための具体的対応方法について考察する。

2.3 調査期間

（自） 平成7年1月13日

（至） 平成7年3月17日

3. 調査成果

3.1 重要核種の抽出及び品質保証項目並びに品質保証基準値の調査

本調査のため、まずははじめに、国内低レベル放射性廃棄物の埋設事業に関連した法令とその運用の考え方を中心として調査した。その理由は、国内低レベル放射性廃棄物の埋設事業の実施にあたっての考え方は、必ずしも全てが今後のTRU廃棄体の品質保証、処分にあたっての確認についての考え方と適用可能と考えられたわけではないが、現在既に実施されている事業の基準、考え方であり、今後TRU廃棄体の品質保証、処分にあたっての確認についての考え方の策定にあたり、比較、参考となるものであると考えられたためである。

国内法令の調査の他に、比較として、動燃殿の調査成果、海外の法令、あるいは運用規則などを調査した。

3.1.1 品質保証項目の調査

(1) 品質保証項目の網羅的調査

以下の情報に示された廃棄体の品質保証項目を網羅的にまとめて表3.1-1に示す。

表3.1-1 の左の欄に網羅的に調査された品質保証項目を示す。

a. 国内低レベル放射性廃棄物の埋設事業に関連した法令

- ・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¹⁾
- ・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²⁾

- ・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³⁾

b. 動燃殿が整理した項目⁴⁾

c. 海外の規定

- ・米国： Code of Federal Regulation Title 10 Part 61⁵⁾

- ・仏国： 基本安全規則 I. 2⁶⁾

la Manche処分場受け入れ基準⁷⁾

- ・IAEA: TECDOC-560⁸⁾

(2) 網羅的な項目についての評価

国内原子力発電所低レベル廃棄物の浅地処分に関して採用されている項目の中には、TRU廃棄体についても採用される可能性があると考えられる項目があると考えられるため、本調査でも考慮すべき品質保証項目と考えられる。詳細検討は次節で実施する。

一方、海外の規定にある自由水という項目は、日本国内で想定される処分場

の実状から判断して考慮する必要がないと考えられる。

自由水：海外では、岩塩層を処分場とする場合があるため設定。

日本では、現状、処分場には地下水が流れているという状況を想定することになるものと考えられるため、自由水について検討する意味はないと考えられる。

それ以外の項目は、今後TRU処分シナリオの検討の中で検討と並行して品質保証項目として採用していくか否かの検討がなされるべきである。

3.1.2 重要核種の抽出及び核種の基準値

(1) 網羅的な核種の調査

以下の情報に示された核種と基準値をまとめて表3.1-2に示す。

表3.1-2 の左の欄に網羅的に調査された核種を示した。

- a. 国内低レベル放射性廃棄物の埋設事業に関連した法令、申請書等
 - ・核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令第13条の9項の規定¹⁾
 - ・六ヶ所低レベル放射性廃棄物貯蔵センター廃棄物埋設事業許可申請書⁹⁾
- b. 高レベル放射性廃棄物 地層処分研究開発の技術報告書 平成3年度¹⁰⁾
PNC TN 1410 92-081 動力炉・核燃料開発事業団殿の報告書でまとめられた放射能
- c. 海外で規定する放射能
 - ・米国： Code of Federal Regulation Title 10 Part 61⁵⁾
 - ・仏国： la Manche 処分場受け入れ基準⁷⁾
- d. 動燃殿のモデル廃棄物処理施設における放射能¹¹⁾

ただし、国内の浅地処分についての放射能の基準値設定は、以下を前提条件として決められており、TRU廃棄物の処分についての放射能の基準値の設定も類似の前提条件を設定して行われると考えられるため、動燃殿のデータのみでは、今すぐには、基準値の設定はできないと考えられる。

以下に、原子力安全委員会「低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について(中間報告)」(1987年2月及び1992年6月)¹²⁾に示された重要核種とその基準値の決定方法の概要を示す。

- ・浅地中に設けられたコンクリートピットに、充填材とともに収納する方法を想定する。
- ・IAEAが用いている被ばく経路及び我が国の自然条件等を考慮して、

最も妥当と考えられたパラメータを用いた線量当量評価をおこなう。

- ・ 被ばく管理の観点から処分場を管理することを必要としない低い線量当量として、年間10マイクロシーベルトを用いる。
- ・ 放射能濃度の減衰を期待する処分場の管理期間として300年を想定する。

上記の前提によって求められた値は放射性廃棄物全体の平均値と考えられるため、低レベル固体廃棄物の場合には、求められた値の10倍までの値を個々の廃棄体毎の上限値として設定した。

(2) 網羅的な核種の評価

動燃殿の提示データによると、再処理廃棄物の放射能と、金属酸化物燃料加工で発生する廃棄物の放射能は、大きく異なっている。このことから、これら2種類の廃棄物についての重要核種、及びその基準値は異なったものになる可能性が高いと考えられる。

国内の低レベル放射性固体廃棄物の基準でも、現在すでに六ヶ所に搬出されている廃棄体についての基準値と、やがて発生すると想定される原子力発電施設の解体廃棄物についての基準値は異なっている。

また、前述のように、重要核種の選定に際しては、ある前提を設定して被ばく評価を行って決定されると考えるられる。

このため、本調査の範囲では、重要核種の選定までは行えない。

しかし、重要核種は、網羅的な調査の範囲内から選定されると考えられる。

3.1.3 品質保証基準値（核種以外）の調査

(1) 品質保証基準値の網羅的調査

以下の情報に示された、廃棄体の品質保証項目の基準値をまとめて表3.1-3に示す。

核種は当然なんらかの基準が策定されると考えられ、3.1.2で調査した。以下では、核種以外の項目について調査する。

- a. 国内低レベル放射性廃棄物の埋設事業に関連した法令
 - ・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¹⁾
 - ・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²⁾
 - ・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³⁾
- b. 動燃殿が整理した項目⁴⁾
- c. 海外の規定
 - ・米国：Code of Federal Regulation Title 10 Part 61⁵⁾

・仏国： 基本安全規則 I . 2⁶⁾
la Manche 処分場受け入れ基準⁷⁾

この項目についても、基準値の策定の考え方等が比較的容易に把握出来る情報は、国内の低レベル放射性廃棄物の基準であり、その情報を手がかりとして検討し、一部国内基準にない項目について海外情報を参考に検討した。

(2) 表3.1-3 の内国内基準値のうちの放射能以外の項目の基準値についての検討

1) 固化材：

基準が決まる以前から用いられていたものを網羅し、JIS規定を基準として品質確認を行うこととした。

前提として被ばく評価の問題が生じないことが前提となっている。

2) 強度：

セメント固化体；一軸圧縮強度15kg/cm²以上

不飽和ポリエステル樹脂固化体；硬さ値25以上

3) 配合比：

アスファルト固化；(廃棄体重量－容器重量) × 50%以上 = 固型化材料

不飽和ポリエステル樹脂固化；(廃棄体重量－容器重量) × 30%以上 = 固型化
材料

4) 有害物：

有害物とは、廃棄体中に共存することにより、その廃棄体の貯蔵中または処分後に廃棄体中から放射能が外部へ放出されることについて影響を与えると考えられる物質であり、結果的には、廃棄体による被ばくに影響すると考えられる物質である。

法令によっては、具体的にある値をもった基準値というものを定めていない。

強いて言えば、含まれないことという表現で、存在しないことが基準と言える。

実際の確認にあたっての運用は、廃棄体中に有害物が含まれていないことについての合理的な説明を行い、了解を得る方法によって確認することになっている。

合理的説明：廃棄物の発生段階で廃棄物に有害物が混入しないことの説明

廃棄物処理プロセスで、廃棄物に有害物が混入しないことの説明

上記2つの段階で有害物の混入がなければ、廃棄体全体に有害物の混入が

ないと判断できるはずであるという考え方。

5) 有害な空隙 :

廃棄体のつぶれ、放射能の漏洩への影響の有無の問題ということに関連して設定された確認項目である。

これも法令では具体的な値を持った基準値が定められていない。

その1つの理由は、浅地埋設では、容器強度が十分にあり、空隙があってもつぶれないと判断されていることがある。

今一つは、六ヶ所の埋設事業申請書では30%の空隙の存在を仮定して安全評価をおこなっており、30%の空隙の存在は考慮されていることがある。

また、仮に廃棄体に30%の空隙があっても、その大きさが施設全体に占める比率が10%以下と想定されることから、空隙がつぶれても施設の陥没には至らないと判断されている。

そこで、実際の運用として、均質廃棄体であることを考慮して、廃棄体の上部の空隙の量が廃棄体容器の容積の30%以下であることを確認することとしている。

6) 均質性／均一性 :

これも、法令では具体的な値を持った基準値が定められていない。

実際の運用として、多くの実廃棄体を輪切りにして、輪切りにした各部分の放射能と廃棄物成分の平均値を求め、各廃棄体の各部のデータの分散程度を求め、運転条件が同等の場合、同等の廃棄物処理プロセスで製作すれば、その範囲の均質性／均一性が得られることを科学技術庁長官が認定することにより確認する。

7) 安定性 :

セメント固化体の場合に規定の固型化材を定めたJIS規定で自動的に決まっている試験を行うことで、確認する。

8) 容器 :

これはJIS規定のものという規定から自動的に定められている。

9) 耐埋設強度 :

これに対しては法令では具体的な値を持った基準値が定められていない。

そこで、埋設状態の容器が耐えられる荷重を試験により決定し、埋設状態の最下段の容器にかかる重量が、試験で得られた値より小さいことを評価することで、充分な耐埋設荷重強度があると認定している。

10) 重量 :

制限値はなく、測定して確認してあればよい。

但し、実際には、取扱機器などの制約条件から、どのような重量でも良いわけではない。

11) 表面線量当量率 :

測定して確認されていること、及びそのレベルに応じた標識があることが
必要

12) 表面汚染密度 :

表面の放射性物質の密度が次の規定以下であること

アルファ線を放出する放射性物質 : 0.4 Bq/cm^2 以下

アルファ線を放出しない放射性物質 : 4 Bq/cm^2 以下

であることを実測により確認する。

13) 著しい破損 :

これについても定量的な基準値はなく、次のようなことの有無を確認することで判断している。

1. 廃棄体から廃棄物が漏洩または露出している。
2. 廃棄体の表面の劣化が認められる。
3. 廃棄体の運搬上支障がある変形がある。

表 3.1-1 TRU廃棄物の品質保証項目例と項目記載情報

情報 項目	動燃般整理項目	国内原子力発電所 低レベル廃棄物 関連法令／事業申請	海外の規定に 該当	その他情報から抽出	備考
放射能	核種濃度、含有量 α β (γ) 測定値 核的臨界	核種毎の濃度	核種毎の濃度		
固型化材（組成）	添加試薬 可燃性物質	規定の固型化材の使用義務 JIS規定のセメント JIS規定の石油アスファルト 不飽和ポリエチル樹脂	規定の固型化材／非固化 固型化装置性能情報の提出 必要な場合あり		
強度（硬さ）	強度及び応力耐久性 力学的安定性	一軸圧縮強度(セメント) JIS規定硬さ値 (不飽和ポリエチル樹脂)	圧縮、引張強度規定 積み重ね強度規定 ある場合あり		
配合比	塩／アスファルト混合比	配合比			
有害物	有害物、有毒、 爆発性、揮発性、 腐食性、自然発火性 ガス発生量	健全性阻害物質（有害物） 爆発性、水との接触で爆発 揮発性、自然発火性、腐食性 多量のガス発生物質	有害物 爆発性、自己発火性、 有害ガス発生、微生物、 キレート剤、発熱性		
有害な空隙	有害空隙	有害な空隙	充填率規定ある場合あり？		
均質性／均一性		均質／均一な混合	均質固型化の規定ある場合あり		
自由水	自由水		自由水規定ある場合あり		
熱耐久性	熱耐久性		熱耐久性規定ある場合あり		
化学的耐久性	化学的耐久性				
化学的安定性		JIS 安定性（セメント）			
耐放射線性			耐放射線性規定ある場合あり		
耐水強度			耐水強度規定ある場合あり		
分配係数				動燃般H-3レポート	
拡散係数				動燃般H-3レポート	
発熱率			発熱率規定ある場合あり		
熱伝導率					
熱容量					
健全性上限温度					
透水率				動燃般H-3レポート	
密度					
容器	容器材料証明 寸法	JIS規定の容器 容量、寸法、質量、材質、 気密性、積重ね強度、構造、 外観	規定がある場合あり 積重ね強度規定ある場合あり		
耐落下強度			耐落下強度規定ある場合あり		
耐埋設荷重	荷重強度	耐埋設強度	耐埋設荷重規定ある場合あり		
重量	重量	重量	規定なしの場合あり		
表面線量当量率	表面線量当量率	表面線量当量率	規定なしの場合あり		
表面汚染密度	表面汚染密度	表面汚染密度	規定なしの場合あり		
著しい破損	著しい破損	著しい破損	規定なしの場合あり		
標識／整理番号	標識／整理番号	標識／整理番号	ラベル規定ある場合あり		

表3.1-2 放射能毎の濃度の基準値（上限値）

記載情報	法第13条の9	六ヶ所低レベル 埋設事業申請書	動燃段H3レポート	米国規定		仏国規定		動燃段(参考情報)		
				class A	class B	class C	非固型化物	固型化物	再処理廃棄物情報	MOX加工廃棄物情報
放射能										
H-3	—	307GBq/t	—	1.48TBq/m ³	—	—	7.4GBq/t	74GBq/t	—	—
C-14	37GBq/t	8.51GBq/t	—	29.6GBq/m ³	29.6GBq/m ³	296GBq/m ³	—	—	含有濃度データ	—
C-14(照射金属)	—	—	—	296GBq/m ³	296GBq/m ³	2.96TBq/m ³	—	—	—	—
Co-60	11.1TBq/t	2.78TBq/t	—	25.9TBq/m ³	—	—	3.7GBq/t	48.1TBq/t	含有濃度データ	—
Ni-59	—	8.88GBq/t	—	—	—	—	—	—	—	—
Ni-59(照射金属)	—	—	—	8.14TBq/m ³	8.14TBq/m ³	81.4TBq/m ³	—	—	—	—
Ni-63	1.11TBq/t	1.11TBq/t	—	129.5GBq/m ³	2.59TBq/m ³	25.9TBq/m ³	—	—	—	—
Ni-63(照射金属)	—	—	—	1.295TBq/m ³	25.9TBq/m ³	259TBq/m ³	—	—	—	—
Se-79	—	—	基準値記述なし	—	—	—	—	—	—	—
Sr-90	74GBq/t	16.7GBq/t	—	1.48GBq/m ³	5.55TBq/m ³	259TBq/m ³	3.7GBq/t	0.74TBq/t	含有濃度データ	—
Zr-93	—	—	基準値記述なし	—	—	—	—	—	—	—
Nb-94	—	85.1MBq/t	—	—	—	—	—	—	—	—
Nb-94(照射金属)	—	—	—	740MBq/m ³	740MBq/m ³	7.4GBq/m ³	—	—	—	—
Zr-95	—	—	—	—	—	—	—	—	含有濃度データ	—
Nb-95	—	—	—	—	—	—	—	—	含有濃度データ	—
Tc-99	—	18.5MBq/t	基準値記述なし	11.1GBq/m ³	11.1GBq/m ³	111GBq/m ³	—	—	含有濃度データ	—
Ru-103	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Ru-106	—	—	—	—	—	—	—	—	含有濃度データ	—
Pb-107	—	—	基準値記述なし	—	—	—	—	—	含有濃度データ	—
Sb-125	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Sn-126	—	—	基準値記述なし	—	—	—	—	—	含有濃度データ	—
I-129	—	278KBq/t	—	296MBq/m ³	296MBq/m ³	2.96GBq/m ³	—	—	含有濃度データ	—
Cs-134	—	—	—	—	—	—	—	—	含有濃度データ	—
Cs-135	—	—	基準値記述なし	—	—	—	—	—	—	—
Cs-137	1.11TBq/t	104GBq/t	—	37GBq/m ³	1.628TBq/m ³	170.2TBq/m ³	3.7GBq/t	4.81TBq/t	含有濃度データ	—
Ce-144	—	—	—	—	—	—	37GBq/t	—	—	—
放射性核種合計	—	—	—	25.9TBq/m ³	—	—	—	—	含有濃度データ	—
α 線放出核種	1.11GBq/t	555MBq/t	—	370KBq/g	370KBq/g	3.7MBq/g	185MBq/t	3.7GBq/t	—	—
Ra-226	—	—	—	—	—	—	37MBq/t	3.7GBq/t	—	—
Th-230	—	—	基準値記述なし	—	—	—	—	—	—	—
Th-232	—	—	基準値記述なし	—	—	—	37MBq/t	10.111GBq/t	—	—
U-232	—	—	—	—	—	—	—	—	含有濃度データ	—
U-233	—	—	基準値記述なし	—	—	—	—	—	—	—
U-234	—	—	基準値記述なし	—	—	—	—	—	—	—
U-235	—	—	基準値記述なし	—	—	—	—	—	含有濃度データ	—
U-236	—	—	基準値記述なし	—	—	—	—	—	含有濃度データ	—
U-237	—	—	基準値記述なし	—	—	—	—	—	含有濃度データ	—
U-238	—	—	基準値記述なし	—	—	—	—	—	含有濃度データ	—
Np-237	—	—	基準値記述なし	—	—	—	—	—	含有濃度データ	—
Pu-238	—	—	基準値記述なし	—	—	—	—	—	—	—
Pu-239	—	—	基準値記述なし	—	—	—	—	—	含有濃度データ	—
Pu-240	—	—	基準値記述なし	—	—	—	—	—	含有濃度データ	—
Pu-241	—	—	—	12.95MBq/g	12.95MBq/g	129.5MBq/g	—	—	含有濃度データ	—
Pu-242	—	—	—	—	—	—	—	—	含有濃度データ	—
Am-241	—	—	—	—	—	—	—	—	含有濃度データ	—
Am-243	—	—	基準値記述なし	—	—	—	—	—	—	—
Cm-242	—	—	—	74MBq/g	74MBq/g	740MBq/g	—	—	—	—
Cm-244	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

注1) 法：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

注2) 六ヶ所低レベル埋設事業申請書：六ヶ所低レベル放射性廃棄物貯蔵センター廃棄物埋設事業許可申請書

注3) 動燃段H-3 レポート：高レベル放射性廃棄物 地層処分研究開発の技術報告書 平成3年度 PNC TN 1410 92-081

注4) 米国規定：米国連邦規定 タイトル10 No.61 (10 CFR 61)

α 線放出核種:半減期5年以上のTRU核種

注5) 仏国規定：ラ・マンシュ受け入れ基準

注6) α 線放出核種:半減期5年以上のTRU核種

表3.1-3 TRU廃棄物の品質保証項目の技術基準

情報 項目	動燃殿整理項目	国内原子力発電所 低レベル廃棄物 関連法令／事業申請	海外の規定に 該当	その他情報から抽出	備考
放射能	核種濃度、含有量が規定以下であること	核種毎の濃度が規定の最大濃度を越えないこと	核種毎の濃度が規定以下		
固型化材（組成）	添加試薬 可燃性物質の（有）無の確認	規定の固型化材の使用義務 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 針入度 100以下又は同等以上 不飽和ポリエチレン樹脂	規定の固型化材／非固化 セメント、ビニルエチレン、 ビニルアセテート等？ 非固型化あり		
強度（硬さ）	強度及び応力耐久性 力学的安定性確認	セメントの一軸圧縮強度：15 kg/cm ² 以上 不飽和ポリエチレン樹脂硬さ値： JIS K 7215 規定で2.5以上			
配合比	塩／アスファルト混合比	セメント以外固型化材比率≥ (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 物質を含まないこと ガス発生量	健全性阻害物質（有害物） 爆発性、水との接触で爆発 揮発性、自然発火性、腐食性 多量のガス発生物質 を含まないこと	有害物 爆発性、自己発火性、 有害ガス発生、微生物、 キレート剤、発熱性		
有害な空隙	有害空隙がないこと	有害な空隙がないこと	充填率 > 85% ? (米)		
均質性／均一性		均質に練り混ぜ／均一に混合すること	均質固型化 (仏)		
自由水	自由水含有率 (例えば1%以下)		自由水規定ある場合あり (例えば1%以下)		
熱耐久性	熱耐久性があること		熱耐久性規定ある場合あり		
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 の安定性試験基準			
耐放射線性			耐放射線性規定ある場合あり		
耐水強度			耐水強度規定ある場合あり		
分配係数				動燃殿H-3 レポート	
拡散係数				動燃殿H-3 レポート	
発熱率			発熱率規定ある場合あり		
熱伝導率					
熱容量					
健全性上限温度					
透水率				動燃殿H-3 レポート	
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、質量、材質、気密性 積重ね強度、構造、外観	規定がある場合あり 積重ね強度規定ある場合あり		
耐落下強度			耐落下強度規定ある場合あり		
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	耐埋設荷重規定ある場合あり		
重量	重量測定情報添付	重量情報添付	規定なしの場合あり		
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	規定なしの場合あり		
表面汚染密度	表面汚染密度表示	表面汚染密度情報添付	規定なしの場合あり		
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	規定なしの場合あり		
標識／整理番号	標識／整理番号添付	標識／整理番号添付	ラベル規定ある場合あり		

3.2 品質保証方法の調査

3.2.1 合理的な品質保証方法設定の考え方の検討

廃棄体の品質保証方法の検討を行うにあたり、合理的な方法によって廃棄体の物性の確認を行う方法を検討することが重要であると考えられる。

合理的であると考えられる確認方法の一般的な考え方は次のようなものと考えられる。

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事である。

これは、本調査で対象としている廃棄体にも一般にあてはまることである。

しかし、廃棄体の最終段階では、データ採取が困難で、仮にデータ採取出来ても信頼性が乏しい場合には、次のような考え方によつてデータ採取点を順次上流側へ遡ることが合理的である。

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状態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得るデータが得られる工程を選択してデータ採取すべきである。

しかし、最終工程で対象とするデータに状態変化がある場合は、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。

但し、そのような場合でも、最終工程での直接測定の信頼性が低い場合、もし、それ以前の工程でのデータからの推定の方が信頼性が高いとされる場合には、信頼性の高い方が選択される場合もあると考えられる。

すなわち、どの工程でのデータが信頼性の要求を満たし得るデータであるかを検討して、条件を満たす範囲で合理的なデータ採取点が決定されると考えるのが妥当である。

この考え方の中には測定、分析方法についても破壊、非破壊分析のどちらが合理的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の中での実測によらない方が合理的な管理が出来る場合がある。

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。

実際には同一のものを使用しているにもかかわらず、同一の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い難い。

予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は、

それらの仕様書データを管理する方が合理的である。

c. 一般に製造設備が正常に運転され、使用される材料がある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、製品のすべてについて分析を行わず、通常は製品の抜き取り検査と設備運転記録によるデータ管理を行うことが一般的である。

d. 種々の物質が共存している場合、通常は分析対象物の分析のための分離処理が必要で、この作業が煩雑かつ分離処理中に分析対象物が分析試料に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が期待出来ない。このような場合は、もしその廃棄物発生工程、処理工程で理論的に有害物が混入混入しないこと、または初期に混入していても処理により分解することが明かな場合は、分析しなくとも、そのような説明により判断することができると思われるべきである。

限定的に混入しているものがある場合は、それら限定的なものを区別して取り扱うことで、全体の管理を簡略にさせることができると考えられ場合は、場合分けをした管理方法を選択すべきである。

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が採用されている。（3.1.3参照）

TRU廃棄体の品質保証についても可能な限り以上のようないかん考え方を採用し、合理的な品質保証を行うことが望ましいと考えられる。

3.2.2 品質保証システムの検討

動燃殿の情報を基に、本調査用にモデル廃棄物処理プロセスの整理を行うとともに、3.2.1 の認識を踏まえて、プロセスの前工程、後工程も含め、品質保証項目（案）毎の最適な確認点、確認時点、確認方法を検討する。

（1）プロセスの整理

a. 廃溶媒処理／プラスチック固化プロセス

ドデカン70%、TBP30%、放射能濃度 $1.5 \times 10^{10} \text{Bq}/\text{m}^3$ の廃溶媒を受け入れ、抽出工程で、リン酸を添加してドデカンとTBPに分離する。分離後のドデカンは再使用または焼却するものとする。分離後のTBP中にはドデカン10%、放射能 $1.0 \times 10^9 \text{Bq}/\text{m}^3$ を含む。これにPVCまたはエポキシ樹脂を添加して固化する。含有される主要核種はRnである。

製造される固化体は均質と考えられる。

b. 濃縮廃液処理／アスファルト固化プロセス

硝酸ナトリウム、炭酸ナトリウムを主要成分とする濃縮廃液を受け入れ、それに試薬を添加し、さらに、エクストルーダ中で160～200℃でアスファルトと混合・脱水後、200Lドラム缶内に充填固化する。

受け入れ時点の濃縮廃液の放射能濃度は $10^9 \sim 10^{12} \text{Bq/m}^3$ である。

含有される主要放射能は、Cs、Ru、Srである。

塩／アスファルト混合比は40/60～50/50wt%である。

製造される固化体は均質と考えられる。

c. 金属仮焼／溶融固化プロセス及び可燃物、難燃物焼却／灰溶融固化プロセス

Puで表面汚染した廃棄物を受け入れ、検査工程で、紙、ぼろ切れ、HEPAフィルター、ステンレス鋼、炭素鋼などの金属、クロロブレン、PVC等の有機物に仕分けする。

仕分け後、最高900℃で紙、ぼろ切れ、HEPAフィルターの可燃物を焼却し、HEPAフィルターの金属部分と、ステンレス鋼、炭素鋼などの金属を仮焼した後、仮焼された金属をESR炉中で最高1800℃で溶融後、金属鉄塊とスラグに分離する。金属鉄塊は一塊ずつ専用ドラム缶に入れて一時保管する。スラグは焼却灰と混合して人工鉱物とする。

有機物は、最高800℃で焼却され、焼却灰は紙、ぼろ切れ、HEPAフィルターの可燃物の焼却灰及び前記のスラグとともに、マイクロ波炉中で予めマイクロ波炉中に設置されていたキャニスターの中で最高1400℃で溶融後人工鉱物化される。人工鉱物は、キャニスターごと一時保管される。

有機物は、これらの処理で分解し無害化されるものと考えられる。

一時保管された金属鉄塊、人工鉱物は、その後セメント系固型化材を充填して廃棄する。

(2) 品質保証項目、方法の選定

既に3.2.1で検討した合理的な考えに従い、3.1.1で検討した国内の原子力発電所からの均質固化体の処分に係る項目及びそれ以外の項目について、今後のTRU廃棄物の品質保証項目となるか否かを検討し、その結果を上記の3つのモデル廃棄物処理プロセスに対して適用した場合の検討を以下で行う。

1) 固化材：

なんらかの規定が定められると考えられる。発生する廃棄物の状態によつては固型化材を必要としない場合も選択肢の1つと考えられるが、その場合は、固型化しないという規定となるものと考えられる。

現状使用中の固化材が、そのまま規定に含まれるようになるか否かは現状

では判断できない。後述する有害物についての検討のように、現在使用中の固化材は有害か否か判定されていないので、有害とされた場合、新規開発の固化材による代替も必要となる可能性もあると考えられる。

なんらかの、固型化材が規定された場合、その品質保証方法は納品書確認が妥当と考えられる。

2) 強度または硬さ：

固型化材が定められればなんらかの規定が定められると考えられる。

固型化材を定めない場合は、別の規定が検討されるものと考えられる。

強度または硬さの基準値も今後の検討項目と考えられる。

本調査では、なんらかの固型化材が定められる場合を想定する。その場合その品質保証方法は、実測または、納品書および固化処理プロセスの運転管理による確認により行われるものと考えられる。

3) 配合比：

配合比が重要である固型化材が用いられるか否かによって基準が定められるか否か決まると考えられる。

アスファルト固化が行われる場合廃棄物／アスファルト配合比が管理されることが多い。

アスファルト固化が採用された場合、具体的な配合比の基準値は今後の検討項目と考えられる。現在実施中の配合比は選択肢の一つである。

4) 有害物：

なんらかの規定が定められると考えられる。

具体的には、現在の原子力発電所の低レベル放射性廃棄物に係る規定と同様に、法令によっては、具体的にある値をもった基準値というものを定めず、有害物を含まないことというような規定となることも充分有り得ると考えられる。

この場合、その判定方法の考え方は、現在の原子力発電所の低レベル放射性廃棄物に係る規定の運用の考え方と同等に、発生元と処理プロセス中の有機物の混入がないこと、あるいは処理により分解することの説明で、有害物がないことを認定する考え方が踏襲される可能性が考えられる。

ところが一方、本調査の対象となっている廃溶媒（TBP）及びその処理施設で固化材として使用されているPVC、エポキシ樹脂などが有害か否かは、現段階では不明であると考えておくべきと考えられ、今後検討が必要であると考えられる。検討により有害との判定になった場合、現状の固化体に対して再度なんらかの処理をして無害化する必要性もあると考えられる。

無害化した後は、無害化されていることを説明することで、上記のよう

に有害物が存在しないことを認定する考え方を踏襲できると考えられる。

現在の原子力発電所の低レベル放射性廃棄物に係る規定では、廃棄物の成分として許容している有機物は、不飽和ポリエチル樹脂とアスファルトのみである。

なお、明らかに有害物が含まれる廃棄体の取扱は、別途検討すべきと考えられ、一例として、有害性が指摘されているEDTAを含有する場合についての分析方法の例を後述の3.2.3の(2)の破壊分析技術の項に示した。

5) 有害な空隙:

前述のように、現在の原子力発電所の低レベル放射性廃棄物に係る規定で、廃棄体のつぶれ、放射能の漏洩に対する影響に関連して規定が定められたという経緯を考えると、TRU廃棄体についても定められる可能性が高いという考え方がある。

廃棄体のつぶれに関しては、処分施設の陥没を生じさせるないよう、現実的には、固化体そのものまたは単純な方法で固化体の周囲を補強した型の廃棄体そのものによって強度を保証する方法が選択されるものと考えられるため、浅地埋設と同様、ある程度の空隙があっても構わないとする考え方があると考えられる。

放射能の漏洩に関しても、安全評価にあたりなんらかの空隙率を設定するのが現実的と考えられるため、実際の廃棄体の空隙率は、その安全評価に用いた空隙率以下であることを確認することになると想定される。

また、その空隙が、施設全体に占める比率を検討し、陥没原因とならないことの判断もされることになると想定される。

但し、これらの想定は1例であり、深地層処分となった場合、どのような考え方で基準を定めるか、または、どのような規定の運用を行うかの検討がまず必要となると考えられる。

具体的な品質保証方法は、その検討に付随して検討されるものと考えられる。本調査では、廃棄体に対してなんらかの規定が定められ、その確認方法は記録確認によるものとして検討する。

6) 均質性／均一性:

本調査の対象としたモデル廃棄物処理施設から発生する固化体の内、廃溶媒処理／プラスチック固化体、濃縮廃液処理／アスファルト固化体はほぼ均質と考えられる。現在六ヶ所へ搬出されている原子力発電所の低レベル放射性廃棄物は均質固化された廃棄物であり、均質性／均一性規定がある。このことを考慮すると本調査の対象の内、廃溶媒処理／プラスチック固化体、濃縮廃液処理／アスファルト固化体については、均質性／均一性規定が設定されるものと考えられる。

この場合の品質保証方法は、3.1.3に示したように実廃棄体の調査と、その後の製造装置の運転記録により管理されるものとして検討することとする。

一方、本調査の対象としたモデル廃棄物処理施設から発生する固化体の内、金属仮焼／溶融固化プロセス及び可燃物、難燃物焼却／灰溶融固化プロセスで製造される金属鋳塊、人工鉱物固化体自体は概ね均質と考えられるが（厳密には、3.2.3(2)で述べるように若干の不均一性があると考えられる。）、これら固化体は最終的にはセメント充填により廃棄体となるため、不均一な充填固化廃棄体となる。

均質ではない廃棄体に対してどのような規定を定めるべきか、規定の必要性も含め今後検討すべきと考えられる。

本調査では、最終廃棄体の一段階前の、ほぼ均質固化体についての規定が設定されるものとし、具体的管理はその段階での実固化体の均一性の調査と、固化体製造装置の運転記録により確認するものとする。

7) 安定性：

TRU廃棄体に含まれるTRU核種は半減期が極めて長期にわたるため、それに対応した被ばく評価の観点から安定性についてなんらかの規定が定められるものと考えられる。

どのような規定とすべきかは、今後の課題と考えられる。

具体的な品質保証方法は、その検討に付随して検討されると考えられるが、本調査では、TRU廃棄体個々について測定するのではなく、TRU廃棄体の製造がある一定の条件によることを前提として、製造装置の記録確認によるものとして検討する。

8) 容器：

なんらかの規定が定められると考えられる。

具体的品質保証方法は、現在の原子力発電所の低レベル放射性廃棄物に係る規定と同様、納品書による確認が妥当であると考えられる。

9) 耐埋設強度：

TRU廃棄体のあるものは深地層処分が想定されている。処分施設の側で強度を保証するのは、現実的ではないと考えられ、固化体そのものまたは単純な方法で固化体の周囲を補強した型の廃棄体そのものによって強度を保証する方法が選択されるものと考えられる。

廃棄体に耐埋設荷重を要求する場合、まず、どのような荷重が廃棄体にかかるかの検討が必要であると考えられる。その上で、その荷重に耐え得る補強策が必要ならそれを実施することが求められるものと考えられる。

品質保証の観点からは、廃棄体に対してその対策が施されていることを確認する基準の取扱について検討することになると考えられる。

本調査では、廃棄体の補強策が一定の条件で実施されることを前提に、T R U廃棄体個々について測定するのではなく、製造記録確認によるものとして検討する。

10) 重量：

なんらかの規定が定められるものと考えられる。

現在の原子力発電所の低レベル放射性廃棄物に係る規定と同様、制限値はなく、測定して確認してあればよいということになる可能性もある。

但し、実際には、取扱機器からの制約などは当然発生するものと考えられる。

具体的な品質保証方法は、現在の原子力発電所の低レベル放射性廃棄物に係る規定と同様に実測による確認が妥当であると考えられる。

11) 表面線量当量率：

なんらかの規定が定められるものと考えられる。

現在の原子力発電所の低レベル放射性廃棄物に係る規定と同様、測定して確認されていること、及びそのレベルに応じた標識があることは要求されるものと考えられる。

レベル区分は今後の検討と考えられる。

具体的な品質保証方法は、現在の原子力発電所の低レベル放射性廃棄物に係る規定と同様に実測による確認が妥当であると考えられる。

12) 表面汚染密度：

なんらかの規定が定められるものと考えられる。

具体的な基準値は今後の検討と考えられる。

具体的な品質保証方法は、現在の原子力発電所の低レベル放射性廃棄物に係る規定と同様に実測による確認が妥当であると考えられる。

13) 著しい破損：

なんらかの基準が定められるものと考えられる。

現在の原子力発電所の低レベル放射性廃棄物に係る規定と同様に、定量的な基準値を定めず、次のようなことの有無を確認することで判断する可能性もあると考えられる。

1. 廃棄体から廃棄物が漏洩または露出している。
2. 廃棄体の表面の劣化が認められる。
3. 廃棄体の運搬上支障がある変形がある。

このような確認項目で充分か、他にも必要かなど今後の検討と考えられる。

これまでの確認項目に対しての具体的な品質保証方法は、これまでと同様に目視確認が妥当であると考えられる。

それ以外の項目が追加される場合は、それに最適な確認方法が検討されるものと考えられる。

14) 自由水 :

すでに検討したように国内で建設されると想定される処分場に関して、この規定は必要ないと考えられる。国内で想定すると考えられる処分場には地下水が流れていることを想定すると考えられるため、この項目は意味がないと考えられる。

15) 熱耐久性 :

火災事故などを想定しても固化体の健全性を確保する必要があるとの観点からは、必要な項目と考えられる。どの程度の事故を想定するかによって品質保証項目として選定されるか否かが決まるものと考えられ、今後検討する必要があるものと考えられる。

具体的な品質保証方法も、その検討に付随して検討すべきであるが、本調査では、TRU廃棄体個々について測定するのではなく、TRU廃棄体の製造がある一定の条件によることを前提として、記録確認によるものとして検討する。

16) 化学的耐久性 :

化学的耐久性の内容を規定する必要があると考えられる。その上で、その項目を、モデル廃棄物処理プロセスの廃棄体に適用すべき項目か否か検討すべきであると考えられる。

具体的な品質保証方法も、その検討に付随して検討すべきであるが、本調査では、TRU廃棄体個々について測定するのではなく、TRU廃棄体の製造がある一定の条件によることを前提として、記録確認によるものとして検討する。

17) 耐放射線性 :

固型化材の健全性の観点から判断すべき項目と考えられるが、具体的にモデル廃棄物処理プロセスの固型化材の耐放射線性がどの程度かというデータは不明である。

そもそも、耐放射線性がなく健全性を維持出来ない場合には、維持可能な材料を選定しなおす必要がある。

事前に耐放射線性があると判定された材料を使用する限り、品質保証方法としては、使用材料の納品書による確認が妥当である。

18) 耐水強度 :

海外の規定にあるが、これを国内規定に採用すべきか否か判断材料はない。

そもそも、国内の処分場では、地下水中に浸漬されることを想定すると考えられるため、その場合でもある期間、廃棄耐の健全性を維持するような対

策を施すことが前提条件となると想定される。

従ってこの項目を品質保証項目とすべきか否かは今後検討すべきである。

具体的な品質保証方法も、その検討に付随して検討すべきであるが、本調査では、TRU廃棄体個々について測定するのではなく、TRU廃棄体の製造がある一定の条件によることを前提として、記録確認によるものとして検討する。

19) 分配係数、拡散係数、透水率：

廃棄体に閉じ込められている放射能の浸出性に関連する項目と考えられる。

TRU廃棄体のように半減期が長いものについては、放射能の浸出性は極めて重要な性質と考えられる。

現状では、これらが品質保証項目に採用されるか否かは不明であるが、候補と考えておいたほうがよいと考えられる。

しかし、深地層処分などを行うことで被ばく評価上、充分な安全性を確保するなどのことがおこなわれるはずであり、必ずしも、個々の廃棄体についての確認ではなく、使用する固型化材の性質を納品書で確認する、あるいは、TRU廃棄体の製造がある一定の条件によることを前提として、記録確認によるものとして検討する。

20) 発熱率、熱伝導率、熱容量、健全性上限温度：

セメントは、高熱になると健全性の維持が困難で、セメントを固型化材とする場合、品質保証項目として必要となる可能性のある項目と考えられる。

これらすべてを採用する必要があるか、または、検討により結局すべて必要無しということになるかは今後検討すべきことと考えられる。現状は候補の項目と考えられる。

特に発熱率は、廃棄体中に含有される放射能の崩壊熱とセメントの水和熱の両方について検討する必要があると考えられる。

崩壊熱は、含有放射能から算出可能で、セメント水和熱は、廃棄体の製造条件が一定ならば一定の発熱があるものと考えられるため、記録確認が可能と考えられる。他の項目も同等と考えられる。

21) 密度：

廃棄体自体の遮蔽効果を評価するための項目と考えられる。施設全体の遮蔽検討に使用される可能性があると考えられる。

但し、施設完成後に、廃棄体個々の品質保証項目として管理し続ける必要性があるか否かは現状では判断できない。管理する場合の具体的な管理方法は、廃棄体の重量と体積から算出可能である。

22) 耐落下強度：

取扱時の落下事故でも廃棄体の健全性が維持できるか否かということに関

連して検討する必要が考えられる項目である。

必要性と必要な場合の具体的な確認方法は今後の検討課題と考えられる。

管理する場合には、TRU廃棄体の製造がある一定の条件によることを前提として、記録確認によるものとして検討する。

23) 放射能（核種）

当然、廃棄体に含まれる放射能の核種、濃度については、規定されるはずである。

具体的な重要核種、濃度についての基準値は、今後ばく評価の結果決定されるものと考えられる。

15項目以降22項目までの項目で現状明確に必要であると言える項目はない。これは処分のシナリオが決まっていないためであり、今後どのようなシナリオによってTRU廃棄体を処分するかということを検討してはじめて決定されるものと考えられる。

これらが、品質保証項目として採用された場合、前述のように、すべて、そのプロセスの中で個々に確認していく必要はないものと考えられる項目であると言える。このため、使用材料の納品書、プロセスの運転管理、あるいは、事前に同等の品質のものを製作してそれによる型式認定方式を行うことで保証することが、妥当と考えられる。

自由水を除いて放射能まで、出来るだけ多くの項目について、モデル廃棄物処理プロセスの前工程、後工程も含め、最適な確認点、確認時点、確認方法を検討した結果を表3.2-1～表3.2-3に示した。

表3.2-1～表3.2-3に示したプロセス内での測定、確認項目は、実測ではじめて評価できる項目であり、運転管理に分類したものは、一定条件での廃棄体の製造を確認するための廃棄体製造設備の指示計のデータ等であり、納品・保証書に分類したものは、廃棄体製造に使用する機材が一定条件のものであることを確認するための情報に関するものである。

事前取得に分類したものは、実際の廃棄体を製造するにあたり、設計、試運転段階でどのような条件が設定されたかについて、実際の廃棄体製造段階以後でも確認可能なように整備しておくべき情報である。実際の廃棄体の製造が、設計、試運転段階での条件と異なる条件で行われている場合、廃棄体の品質の保証は困難な場合があるものと考えられる。製造条件が異なれば、製品の性質は異なると考えるのが妥当である。設計、試運転段階で、どのような品質の廃棄体が製造されるか決定されるのであり、それと同等の条件で実際の廃棄体の製造がおこなわれるべきである。

また、この段階では、予定した条件で製造された廃棄体がどのような性質を有するか、特に実廃棄体での破壊試験が行えない項目についてのデータ確認が必要となる。そのための種々の物性質の調査を行うことが必要である。

なお、動燃殿にはすでに廃棄物が発生しているプロセスがある。このような廃棄物については、表に示した項目のデータが試運転段階で採取されていない場合もあると想定される。しかし、このような場合でも、すでに発生した廃棄物の製造条件が、現在の製造条件と同等であることが確認できれば、すでに発生した廃棄物製造期間を試運転期間と考えることが可能であり、この期間に発生した廃棄物での調査を行うことによりデータ整備が可能である。

一方、既にこれまでいくつかの条件で製造された廃棄物がある場合は、その条件の異なるものの物性をすべて確認し、それらについてのデータのばらつきの範囲を包含するような基準値が必要となるものと考えられる。技術的にそのような基準値の設定が可能なら特に問題ではないが、これが可能か否か、そのような場合を想定する必要があるかの調査は別途実施する必要があると考えられる。

今後、品質保証項目、基準値が長期間にわたり決定されない場合、決定されるまでの期間の途中で、現在の製造条件を変更する必要がある場合も上記と同等の問題が発生する可能性があることを認識する必要がある。

また、プロセス内で測定すべき項目については、3.2.1 で述べた合理的な品質保証方法設定の考え方の検討を踏まえ、最適と考えられるサンプリング点、計測点を検討して、詳細にプロセスに割付けた結果を表3.2-4～表3.2-7に示した。

最終的にセメント系の固化材を充填して製造する計画の金属鋳塊と人工鉱物の放射能の測定評価は、セメント充填後では、セメントによる遮蔽と、固化体自体の遮蔽によって正確な測定が出来ないので、金属鋳塊あるいは人工鉱物 1 体毎に測定し、セメント充填時点での充填される固化体のすべてのデータを合計することで管理することが最適である。

化学組成分析用の試料はプロセス内での代表性が最も大きいと考えられる地点で採取すべきである。

プロセス途中で加える種々の薬品についての情報は、加える時点で把握することが必要と考えられる。

廃棄体全体の重量、線量当量、表面汚染などは廃棄体全体での実測管理が容易で、処分場への搬出あるいは廃棄物処理工程の最終工程での管理が妥当なため、最終工程で管理するものとする。

但し、これらの結果は、一つの考え方を示すものである。理由は、例えば放射能

濃度の決定法など、将来、実廃棄体の多くのデータに基づいて再検討した場合、変更がないとは、現時点では判断できないからで、そのような場合には、計測点が変更になるなどのことが有り得る。

3.2.3 品質確認技術の調査

3.1 の項で整理した項目のうち、実際に廃棄体製造工程の中で測定・分析が必要になると想定される項目について、適用が考えられる測定装置、分析・検査方法の調査を実施した。

(1) 非破壊測定、分析、検査

a. 放射能

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：ND）

A) 技術には、一般的な方法として、次の方法がある。

- 1) γ 線スペクトロメトリ法（パッシブ γ 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) γ 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 α 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ことはすでに述べた通りである。

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。但し、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。

以下では、それぞれの測定法の特徴を述べた後、本研究でのモデルプロセスの廃棄物への適用性を検討する。

(a) 放射性核種の非破壊分析法（NDA）の特徴

1) γ 線スペクトロメトリ法（パッシブ γ 線法）

γ 線のエネルギーを識別できるGe検出器やNaIシンチレーション検出器などを用い、廃棄物が放出する γ 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 γ 線のエネルギー、半減期、生率を表3.2-8¹³⁾に示す。また、混合酸化物燃料をGe検出器とNaI検出器で測定した γ 線スペクトルの1例を図3.2-1¹³⁾に示す。

廃棄物自体による γ 線の遮蔽効果があるので、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 γ 線の遮蔽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。

γ 線の遮蔽効果は γ 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 γ 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 γ 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。但し、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 γ 線を放出するFP核種等の検出下限は4kBq(0.1 μ Ci)程度と推定される。

不均質な廃棄物での γ 線の自己遮蔽効果を補正するため、外部 γ 線源を備えて、 γ 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[γ 線CT測定法]を組み合わせることが試験され

ている。

γ 線スペクトロメトリ法と γ 線CT測定法の装置の1例を図3.2-2に示す。

2) 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 α 線と軽元素が反応して発生する(α , 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3.2-8¹³⁾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原子量偶数の核種(Pu-238, Pu-240, Pu-242)であり、Pu-239とPu-241はほとんど放出しない。 (α, n) 中性子の発生率はほぼ α 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(1.16×10^7)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、 (α, 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。従って共存する媒質(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 (α, 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 (α, 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10mg~100mg程度である。これは1GBq/tの α 放射能密度よりやや多い量である。

パッシブ中性子法の測定装置の概念を図3.2-3に示す。

3) 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・定量結果はその合計量(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、それらのウエ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-252RI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(DDT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。DDT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 α 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。

DDT法の測定装置の概念を図3.2.-3に示す。

4) γ 線CT測定法

廃棄物を透過する強力な外部 γ 線源を用いて密度の2次元分布を測定するTCT法と、廃棄物中の放射性核種が放出する γ 線を多数の方法から測定して γ 線放出核種の濃度の2次元分布を測定するECT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。

γ 線の遮蔽効果は γ 線のエネルギーに依存するので、 γ 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 γ 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 γ 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、有る程度の定量精度の得られる放射能量は 40kBq ($1\mu\text{Ci}$) ~ 400kBq ($10\mu\text{Ci}$) 程度と推定される。

5) 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、 α 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。

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) 各プロセスの廃棄物への適用性

1) 廃溶媒プラスチック固化体

廃溶媒プラスチック固化体は材質・密度が均質であり、放射能分布も均一性が高いと考えられる。この廃棄物には γ 線測定で検出し易い Cs-137 が相対的に高い濃度で含まれており、廃液でのサンプリング分析で Cs-137 と他の核種との濃度相関関係が測定されていれば、Cs-137 を指標核種として、 γ 線スペクトロメトリ法を適用することが妥当と考えられる。

均質で、廃棄体毎の密度の差も小さいと予想されるので、 γ 線吸収補正を行うような測定（例えば S G S 法）は不要で、単純な一括測定が適用できると考えられる。

γ 線指標核種 (Cs-137) と α 核種との濃度相関関係が廃液でのサンプリング分析で測定されていなければ、パッシブ中性子法を適用して α 放射能濃度を測定することが推奨される。この場合、 α 核種間の濃度相関関係が廃液でのサンプリング分析で測定されているか、他の方法で推定されている必要がある。プラスチック固化体は水素濃度が高く、中性子透過率が小さいので廃棄物の表面近くの α 核種が放出する中性子だけが検出されるが、放射能が均一に分布しているので誤差は大きくないと考えられる。しかし、感度は小さくなり、Pu での 1GBq/t レベルの α 汚染を識別することは困難と予想される。

アクティブ中性子法の場合、照射中性子の吸収が大きいため、DDT法を用いても、Puでの $1\text{GBq}/\text{t}$ レベルの α 汚染を識別することは困難と予想される。

2) 濃縮廃液アスファルト固化体

濃縮廃液アスファルト固化体は、上記の廃溶媒プラスチック固化体と性状が類似しており（材質・密度が均質で、放射能も均一性が高い）、Cs-137を指標核種としての、 γ 線スペクトロメトリ法を適用することが妥当と考えられる。

γ 線指標核種(Cs-137)と α 核種との濃度相関関係が、廃液でのサンプリング分析で測定されていなければ、濃縮廃液アスファルト固化体の場合と同様、パッシブ中性子法を適用して α 放射能濃度を測定することが推奨される。

アスファルト固化体は、プラスチック固化体より水素濃度がさらに高く、パッシブ中性子法で $1\text{GBq}/\text{t}$ レベルの α 汚染(Pu)を識別することは同様に困難と予想される。

アクティブ中性子法（DDT法）を用いても、Puでの $1\text{GBq}/\text{t}$ レベルの α 汚染を識別することは困難と予想される。

3) 金属铸塊（金属溶融固化体）

金属铸塊に含まれる主要な放射性核種はPuであり、Cs-137などのFP核種はほとんど含まれていない。Puの同位体やAm-241は γ 線を放出するがエネルギーの高い γ 線の放出率は比較的小さく、密度の高い金属铸塊自身による遮蔽効果が大きいので、 γ 線スペクトロメトリ法による検出下限は高いものになってしまふ。また、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。

一方、Pu-240などの核種は自発核分裂で中性子を放出し、この中性子は金属（鉄、SUS）で遮蔽されにくいので、パッシブ中性子法を適用することが妥当と考えられる。この場合、パッシブ中性子法では核種の識別はできず、中性子を放出しない核種も含まれるので、一部の金属铸塊の破壊サンプリング分析か、他の方法で核種間の濃度相関関係が推定されている必要がある。

金属铸塊の非破壊測定を行う場合、廃棄容器に収納してセメントを注入した後ではセメントによる中性子の遮蔽が妨害となるので、セメント固化する前に行う必要がある。個々の金属铸塊の放射能を記録しておくため、単独でひとつの測定試料にすることが望ましい。

金属铸塊に含まれるPu（ α 核種）の濃度は比較的低いことが予想され、将来、浅地中処分の区分値になる可能性の高い、 $1\text{GBq}/\text{t}$ の α 汚染レベル

以下である可能性も高い。このレベルの識別を確実に行うためには、アクティブ中性子法（DDT法）の適用が推奨される。

4) 人工鉱物（焼却灰溶融固化体）

人工鉱物に含まれる主要な放射性核種は、金属鋳塊と同様にPuであり、Cs-137などのFP核種はほとんど含まれていない。人工鉱物は金属鋳塊より密度が低く、1体で測定する場合は大きさ（直径）も比較的小さいので、 γ 線の遮蔽効果もあまり大きくない。しかし、Puの同位体やAm-241のエネルギーの高い γ 線の放出率は比較的小さいので、 γ 線スペクトロメトリ法による検出下限はパッシブ中性子法に比較して高いものになってしまうと予想される。

人工鉱物自体での自発核分裂中性子の遮蔽効果は比較的小さいので、パッシブ中性子法を適用することが妥当と考えられる。この場合、上述のように、パッシブ中性子法では核種の識別はできず、中性子を放出しない核種も含まれるので、溶融固化前の灰やスラグのサンプリング分析か、他の方法で核種間の濃度相関関係が推定されている必要がある。

金属鋳塊の場合と同様、非破壊測定を行う場合、廃棄容器に収納してセメントを注入した後ではセメントによる中性子の遮蔽が妨害となるので、セメント固化する前に測定を行う必要がある。個々の人工鉱物の放射能を記録しておくため、単独の人工鉱物ブロックでひとつの測定試料にすることが望ましい。

人工鉱物に含まれるPu（ α 核種）の濃度は比較的高いと予想され、将来、浅地中処分の区分値になり得る1GBq/tの α 汚染レベルより低い可能性は少ない。従って、アクティブ中性子法（DDT法）の適用が是非とも推奨されるものではないと考えられる。また、人工鉱物ではパッシブ中性子法で1GBq/t程度の α 汚染レベルを測定できる可能性がある。しかし、このレベルの識別を確実に行うためには、アクティブ中性子法（DDT法）の適用が必要になると考えられる。

b. 放射能以外の項目の測定、検査技術

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。

国内原子力発電所から発生し、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として実施されている一軸圧縮強度の測定装置の概念を図3.2-4に示し、また、廃棄体表面汚染密度測定装置の概念を図3.2-5に示した。

これらの装置は既に実用化されており、廃棄体の形状が変更された場合、

それに対応した設計変更が必要となるが、品質保証方法についての基本的な課題はないものと考えられる。

重量測定装置、外観確認装置も種々あり、品質保証方法についての基本的な課題はないものと考えられる。

(2) 破壊分析技術

3.2.2 項で整理したモデル廃棄物処理プロセスにおける4種類の廃棄体を対象に破壊分析による放射能、組成確認技術の調査結果を以下に示す。

本調査においては、測定、計測は、出来る限り非破壊測定で行うことが望ましいと考えられるものの、すべての情報が非破壊測定で得られるとは限らず、また、既に発生している固化体もあるという状況を踏まえ、実施の必要があるかもしれない破壊分析技術の調査を行うこととした。

なお、前述のように、TRU廃棄体の処分にあたっての技術基準は、現状では、まだ定まっていないため、どのような項目についての破壊分析が必要となるか明確ではないので、ここでの調査は可能なレベルで全般に網羅的な調査とした。

今後、TRU廃棄体の処分にあたっての技術基準を定める作業の中で、個々の廃棄体の性状に即した分析の必要性、項目、最適方法、頻度、破壊分析で得られるデータと非破壊測定データの組み合わせなどについて検討していく必要があると考えられる。

a. 廃溶媒

(a) 分析項目

廃溶媒の分析項目を図3.2-6に示す。

1) 放射能

放射能は動燃殿より提示いただいた情報を検討対象とする。

2) 組成

PVC又はエポキシ樹脂固化前のTBP 90%、ドデカン10%を確認する。

(b) 分析方法

1) 放射能濃度

動燃殿より提示いただいたデータのうち、化学分析が必要になる核種は、主に α 、 β 核種であると考えられる。

i. α 核種

浅地中処分の上限濃度に代表されるように、U、Pu、Am、Cm等の α 核種は、個々の濃度よりもこれらを合計した全 α 濃度でまず規

定される。

ここでは最も合理的と考えられる全 α 分析法と、核種毎の分離分析の両者を紹介する。

また、特殊な場合を除き有機溶媒中の α 核種はそのままでは分析できないため、一度有機溶媒中から無機相に逆抽出するか又は、有機溶媒になんらかの処理を行い、無機化することが必要となる。

i. 前処理

前処理として以下の手法が考えられる。

- ・炭酸ナトリウム水溶液を廃溶媒と接触させ廃溶媒中の α 核種を無機相に抽出し分析する。
- ・廃溶媒をCuOを触媒として過酸化水素水で分解し、りん酸溶液として分析に供する¹⁴⁾。

ii. 全 α 分析法

U及びTRUの3、4価が希土類のフッ化物に共沈する性質を利用し、フィルター上にマウントしZrS(Ag)シンチレーション検出器又は、表面障壁型Si半導体検出器(SSB)で α 線スペクトルを測定する方法^{15)、16)}

iii. 核種別分離分析法

U : TBPによる溶媒抽出により、Uを分離した後ステンレス板上に電着し、SSBにより α 線スペクトルを測定する方法¹⁷⁾

Pu : 陰イオン交換によりPuを分離した後ステンレス板上に電着し、SSBにより α 線スペクトルを測定する方法¹⁸⁾

Am/Cm : 陰イオン交換によりAm/Cmを分離した後ステンレス板上に電着し、SSBにより α 線スペクトルを測定する方法^{19)、20)}

iv. 純 β 線放出核種

純 β 線放出核種であるC-14及びSr-90は他の β ・ γ 核種の影響を避けるため化学分離操作が必要となる。

C-14 : C-14分離用の自動燃焼調整装置により試料の調整が可能である。

Sr-90

v. 前処理

α 核種の場合と同様に酸等で廃溶媒からの抽出又は、なんらかの処理による無機化が必要となる。

a. 分離測定法

沈殿法及び陽イオン交換分離により Sr を分離した後、炭酸塩沈殿を生成させ、フィルター上にマウントし β 線を測定する²⁰⁾。

iii. $\beta \cdot \gamma$ 核種

α 及び純 β 核種を除いた Co-60、Ru-106、Cs-137、Ce-144、I-129 等の核種は Ge 検出器によって直接 γ 線を計測することにより定量可能である。

特に I-129 の γ 線はそのエネルギーが 40 KeV と低いため、他の γ 核種の影響により検出感度が悪くなることが考えられる。この感度を上げる方法として廃溶媒から亜硫酸ナトリウム等の還元剤を含む溶液によってヨウ素を抽出した後 γ 線測定する方法がある。

2) 組成分析

廃溶媒中の TBP 及びドデカンはいずれもガスクロマトグラフにより定量可能である²¹⁾。

b. 濃縮廃液

(a) 分析項目

濃縮廃液の分析項目をまとめて図3.2-7 に示す。

放射能は動燃殿より提示いただいた情報を検討対象とする。また分析対象組成としてここでは、ナトリウム塩と、現状、処分上有害と考えられている EDTA キレート剤を検討した。

有害物の確認については、前述のようにまず有害物がないことを合理的な説明で認定してしまうことがよいと考えられるが、すでに発生している廃棄物などで、EDTA の混入が明かな廃棄物については、たとえばそれら廃棄物を廃棄体として処分した場合、EDTA が混入している状態で廃棄体からの放射能の浸出率などを基にした被ばく評価を実施して、許容濃度を決めた上で、それ以下であることの確認を行うなどのことが考えられる。

これについては、有害物含有が明かなものの取扱の検討がなされた上で具体的に検討されるものと考えられる。

(b) 分析方法

1) 放射能濃度

分析対象核種は廃溶媒で検討した核種と同様であるが、 α 及び β 核種に対する前処理は特に必要ではない。

i. α 核種

1. 全 α 分析法

U 及び TRU の 3、4 倍が希土類のフッ化物に共沈する性質を利用し、フィルター上にマウントし ZrS (Ag) シンチレーション検出器又は、表面障壁型 Si 半導体検出器 (SSB) で α 線スペクトルを測定する方法^{15, 16)}

2. 核種別分離分析法

U : TBP による溶媒抽出により、U を分離した後ステンレス板上に電着し、SSB により α 線スペクトルを測定する方法¹⁷⁾

Pu : 陰イオン交換により Pu を分離した後ステンレス板上に電着し、SSB により α 線スペクトルを測定する方法¹⁸⁾

Am/Cm : 陰イオン交換により Am/Cm を分離した後ステンレス板上に電着し、SSB により α 線スペクトルを測定する方法^{19, 20)}

ii. 純 β 線放出核種

• C-14

濃縮廃液中の C-14 に対しては、廃溶媒中の C-14 と同様に自動燃焼調整装置の適用も可能であるが、分析対象サンプル量を増やして分析したい場合には、湿式によって分解し炭酸ガスとして回収後分析する方法もある。

例えば、通気しながらペルオキソ二硫酸カリウムと硝酸銀による酸化により炭酸ガス化して、専用の吸収剤で炭酸ガスを吸収後分析する方法である²²⁾。

• Sr-90

沈殿法及び陽イオン交換分離により Sr を分離した後、炭酸塩沈殿を生成させ、フィルター上にマウントし β 線を測定する²⁰⁾。

iii. $\beta \cdot \gamma$ 核種

α 及び純 β 核種を除いた Co-60、Ru-106、Ce-144、Cs-137、I-129 等の核種は Ge 検出器によって直接 γ 線を計測することにより定量可能である。

特に I-129 の γ 線はそのエネルギーが 40 KeV と低いため、他の γ 核種の影響により検出感度が悪くなることが考えられる。この感度を上げる方法として酸化、還元反応と有機溶媒による抽出、逆抽出によってヨウ素を単離した後 γ 線を測定する方法がある²³⁾。

2) 組成分析

i. 塩濃度

イ. ナトリウム

溶液中のナトリウムイオン濃度を測定する方法は多種あるが、操作の簡便さと他の金属の同時定量を考え、ICP発光分光分析の選定が最も妥当なものと考えられる。

ロ. 硝酸イオン／亜硫酸イオン／炭酸イオン

上記3種類のイオン成分はイオンクロマト機器分析装置により定量可能である。

ii. EDTA濃度

EDTAは機器除染剤や化学分析室での分析試薬として用いられ、濃縮廃液に混入する可能性があると考えられる。

EDTAは有害物である可能性が指摘され、海外の廃棄物処分の規定では、許容濃度が定められている場合がある。国内においても、このことを認識し、明確な規定はないものの、EDTAを含有している場合、例えば六ヶ所の低レベル放射性廃棄物貯蔵センターへの搬出を自動的に行わないこととしている例がある。

有害物の含有がないことは、廃棄物そのものの中に混入していないこと、処理プロセス中で混入しないことを合理的に説明することで認定することが良いと考えられるが、明らかに混入している場合の取扱は、検討すべきことと考えられる。

前述のように、処分しないこととするのもひとつの選択肢であると考えられるが、処分する必要がある場合は、なんらかの処理をして無害化するか、または廃棄体中にEDTAが共存している条件で、廃棄体中からの放射能の浸出による被ばくを評価することにより、EDTAが共存してもよい許容値を設定し、それ以下であることを分析により確認すること等が考えられる。

ここでは、EDTAを有害物の代表と考え、それが廃棄物の中に含有している場合の分析法として、一般的なZr-XO錯体を用いる吸光度定量法²⁴⁾の適用を検討するものとする。

金属指示薬であるキシノールオレンジ(XO)は酸性溶液中でZrと反応し、Zr-XO錯体を生成する。この溶液にEDTAが共存した場合ZrはEDTAとより安定な錯体を形成するため、Zr-XO錯体の吸光度が変化する性質を利用したものである。

図3.2-8にEDTA分析方法のフローを示した。

c. 金属鋳塊

金属鋳塊の製造法から推定すると、溶融段階から固化段階に移る途中で、特に放射能はスラグへの移行が想定されており、金属鋳塊の品質保証を行うためには、固化後のサンプリング分析データが必要となる可能性があるため、ここでの検討は、サンプリング分析法を検討した。

(a) 分析項目

金属鋳塊の分析項目を図3.2-9に示す。

放射能は動燃殿から提示いただいた情報を検討対象とし、全 α 分析、及びU、Pu、Amの同位体分析が対象となると考えられる。また、組成分析は例えば、SUS304中の主要金属であるFe、Cr、Ni、Mn等が対象になる可能性があると考えられる。金属であることが当然であるとの認識に基づき、特に金属成分分析はしないことにする考え方もある。どのような考え方が採用されるかによって分析の必要性の有無が決定されるものと考えられるが、これは今後の検討課題の一つである。

(b) 分析方法

1) 放射能濃度

イ. 前処理

金属鋳塊をボーリング等によって採取した試料の前処理フロー例を図3.2-10に示した。本調査では、最も溶解が困難とされるZr及びZr合金を対象としたサンプリング、溶解法²⁵⁾の採用を想定した。

ロ. 全 α 分析法

U及びTRUの3、4価が希土類のフッ化物に共沈する性質を利用し、フィルター上にマウントし、ZrS(Ag)シンチレーション検出器又は、表面障壁型Si半導体検出器(SSB)で α 線スペクトルを測定する方法^{15, 16)}

ハ. 核種別分離分析法

U: TBPによる溶媒抽出を利用し、Uを分離した後ステンレス板上に電着し、SSBにより α 線スペクトルを測定する方法¹⁷⁾

Pu: 陰イオン交換によりPuを分離した後ステンレス板上に電着し、SSBにより α 線スペクトルを測定する方法¹⁸⁾

Am/Cm: 陰イオン交換によりAm/Cmを分離した後ステンレス板上に電着し、SSBにより α 線スペクトルを測定する方法^{19, 20)}

2) 組成分析

主要金属であるFe、Cr、Ni、Mn等の含有率を分析することとした。これらは前処理後の溶解液の一部を用いてICP発光分光分析す

ることにより同時に定量可能と考えられる。

なお、金属铸塊は、大まかには均質と考えられるが、金属铸塊の製造段階、特に、金属铸塊が溶融段階から冷却固化される工程では、冷却部に接している铸塊の低部からの固化が開始され、順次上部が冷却固化することになっていることを考えると金属铸塊の中でも下部と上部では、組成、放射能濃度は若干異なるものと考えられる。このことをどのように管理するかも一つの課題となる可能性がある。例えば実際の金属铸塊を輪切りにして分析し、各部分の組成、放射能等のデータの分散程度を評価することなどが必要となる可能性も考えられる。

また、その上で、個々の铸塊の品質保証を行う場合に、金属铸塊の量が多ければ、常に破壊分析を実施することは、分析作業の負荷の問題を生じさせることになると想定される。その場合、僅かな破壊分析データを採取し、非破壊測定データとの組み合わせでの評価の可能性が強く求められることになると想定される。この可能性を検討するため、品質保証のためのデータ管理開始前には、十分な量の破壊分析データが必要となる。破壊分析データと非破壊測定データの間になんらかの相関関係、あるいは、破壊分析データそのものになんらかの規則性があれば、非破壊測定のみでの管理が可能な場合があると考えられる。

これらの検討は、金属铸塊1体あたりの製造にあたり、溶融炉への金属の投入が1回である場合を想定したが、もし、金属铸塊の製造のため、既に低部から冷却固化が開始したのち、追加の材料が投入されることがある場合、上部と下部の品質のばらつきが大きくなると想定され、その場合のどのような方法で品質管理を行うかも、大きな課題となると考えられる。

d. 人工鉱物

人工鉱物については、鉱物化後の廃棄体を分析対象とする場合と、鉱物化前のスラグ及び焼却灰を対象とする場合の2通りが考えられる。

スラグ、焼却灰の分析を考える理由は、人工鉱物の放射能の非破壊分析データとスラグ、焼却灰の放射能の破壊分析データの間になんらかの相関関係がある場合、人工鉱物の放射能データ評価が、それらの相関関係と、人工鉱物の放射能の非破壊データから可能となる場合もあると想定され、そのような場合、全て人工鉱物の破壊分析に頼るより、評価作業の負荷が少なくなると期待されるからである。そのような期待に応える第一歩として、スラグ、焼却灰の破壊分析方法の調査も人工鉱物の分析の調査に含めて行った。

(a) 分析項目

分析項目を図3.2-11に示す。

動燃殿から提示いただいた情報から、放射能については全 α 分析、及びU、Pu、Amの同位体分析が対象となると考えられ、また、構成素材の確認が必要な場合、Ca、Al、Si等の元素分析が対象となると想定する。

(b) 分析方法

人工鉱物、及びスラグ、焼却灰の分析方法は基本的に同等と考えられる。

1) 放射能濃度

イ. 前処理

採取した人工鉱物、スラグ、焼却灰を硝酸、塩酸等の単独の酸及び混酸によって溶解させる。

ロ. 全 α 分析法

U及びTRUの3、4価が希土類のフッ化物に共沈する性質を利用し、フィルター上にマウントし、ZrS (Ag) シンチレーション検出器又は、表面障壁型Si半導体検出器 (SSB) で α 線スペクトルを測定する方法^{15、16)}

ハ. 核種別分離分析法

U : TBPによる溶媒抽出を利用して、Uを分離した後ステンレス板上に電着し、SSBにより α 線スペクトルを測定する方法¹⁷⁾

Pu : 陰イオン交換によりPuを分離した後ステンレス板上に電着し、SSBにより α 線スペクトルを測定する方法¹⁸⁾

Am/Cm : 陰イオン交換によりAm/Cmを分離した後ステンレス板上に電着し、SSBにより α 線スペクトルを測定する方法^{19、20)}

2) 組成分析

主要金属であるCa、Al、Si等は、前処理後の溶解液の一部を用いて、ICP発光分光分析により定量可能と考えられる。

(3) 核種別の放射能濃度決定方法

前述のように、固化体に含まれる放射能の濃度の決定は以下の方法を推奨する。すなわち、サンプリング代表性が確保できる最適なプロセス点で廃棄物をサンプリング分析し、非破壊測定で決定できる核種（ラベル核種）と、非破壊測定で分析できない核種との相関関係のデータを求めておき、その後、固化体の非破壊測定を行ってラベル核種の濃度を実測し、ラベル核種との濃度相関関係により非破壊測定で分析できない核種の濃度を決定する。

既に固化体となっているものについては、プロセス点でのサンプリング分析ができないので、固化体をボウリングしてサンプルを採取し分析することになる。この場合、全ての固化体からサンプルを採取して分析し、それぞれの固化体の核種相関関係データを求める方法と、一部の固化体からのみサンプルを採取して分析し、そこで得られた核種相関関係データを他の固化体にも適用する方法とが考えられる。後者の場合は、国内原子力発電所からの均質廃棄体を六ヶ所低レベル放射性廃棄物貯蔵センターへ搬出する場合の放射能濃度評価に採用されている、いわゆる〔スケーリング・ファクタ法〕と同等になり、ラベル核種はキイ核種と言い替えられる。

ここでは、前項の(1) 非破壊測定と、(2) 破壊分析の調査結果を反映して、重要核種となる可能性のある核種（網羅的な調査から選定した核種）について、各廃棄物処理プロセス毎に、その決定方法の案をまとめた。

1) 廃溶媒処理／プラスチック固化体

放射能濃度の決定方法（案）を表 3.2- 9 に示す。

このプロセスでは、 β γ 核種については固化後の非破壊測定では γ 線スペクトロメトリ法によりラベル核種である Cs-137 と Co-60 を直接測定し、他の核種については廃液のサンプリング分析によりラベル核種との濃度相関関係を求めておいて、非破壊測定で求めたラベル核種濃度との相対比率で決定する。但し、Ru-106 や Cs-134 など、一部の γ 核種については非破壊測定（ γ 線スペクトロメトリ法）で測定できる可能性はある。

U, Pu などのアクチニド核種（ α 核種）については、廃液のサンプリング分析により管理の必要な核種の濃度相関関係を決定し、固化体の中性子発生への各々の核種の相対的な寄与率を求めておく。固化後の非破壊測定ではパッシブ中性子法を適用して全中性子発生率を測定し、各々の核種の相対的な寄与率で分配してそれぞれの α 核種の濃度を決定する。但し、Pu-239 や Am-241 など、一部の α 核種については γ 線スペクトロメトリ法でも測定できる可能性がある。

2) 濃縮廃液処理／アスファルト固化体

放射能濃度の決定方法（案）を表 3.2-10 に示す。

このプロセスは、上記の廃溶媒処理／プラスチック固化体の決定方法と同様の方法が提案される。すなわち β γ 核種については固化後の非破壊測定では γ 線スペクトロメトリ法によりラベル核種である Cs-137 と Co-60 を直接測定し、その他の核種については廃液のサンプリング分析によりラベル核種との濃度相関関係を求めておいて、非破壊測定で求めたラベル核種濃度との相対比率で決定する。

α 核種については、廃液のサンプリング分析により核種の濃度相関関係を決定し、固化後はパッシブ中性子法を適用して全中性子発生率を測定し、各々の核種の相対的な寄与率で分配してそれぞれの α 核種の濃度を決定する。

3) 金属仮焼／溶融固化体

放射能濃度の決定方法（案）を表 3.2-11 に示す。

このプロセスでは、FPなどの β γ 核種は基本的にほとんど含まれていない。含まれていないことを廃棄物発生元の品質管理データなどのプロセス情報で保証する。ただし、必要な場合には固化体で γ 線スペクトロメトリ法の測定を適用すれば濃度の高い場合には Cs-137 と Co-60 などは測定できる。

U, Puなどのアクチニド核種（ α 核種）については、金属固化体の一部をサンプリングして分析し、管理の必要な核種の濃度相関関係を決定し、固化体の中性子発生への各々の核種の相対的な寄与率を求めておく。固化後の非破壊測定ではパッシブ中性子法を適用して全中性子発生率を測定し、各々の核種の相対的な寄与率で分配してそれぞれの α 核種の濃度を決定する。このプロセスでは、含まれる核種が U, Pu, Am に限定されるので、Th, Cm など他の核種が含まれないことを廃棄物発生元の品質管理データなどのプロセス情報で保証する。また、廃棄物発生元の品質管理データなどから Pu や U の同位体比と Pu/U 比がある範囲で決定できれば、サンプリング分析を行わずに非破壊の全中性子発生率測定だけで全 α 核種の濃度をある程度の誤差範囲で決定することができる。また、1GBq/t レベルの低い α 汚染を確認するためには、アクティブ中性子法を適用してフィッサイル総量（U-235, Pu-239, Pu-241 の合計）を決定することが提案される。この場合にもサンプリング分析結果あるいは、廃棄物発生元の品質管理データなどから Pu や U の同位体比と Pu/U 比を予め知っておく必要がある。

4) 可燃物, 難燃物焼却／灰溶融固化体

放射能濃度の決定方法（案）を表 3.2-12 に示す。

このプロセスは、上記の金属仮焼／溶融固化体の決定方法と同様の方法が提案される。すなわち、FPなどの $\beta\gamma$ 核種は基本的にほとんど含まれていないので、含まれていないことを廃棄物発生元の品質管理データなどのプロセス情報で保証する。

U, Puなどのアクチニド核種（ α 核種）については、焼却灰の一部をサンプリング分析し、管理の必要な核種の濃度相関関係を決定し、固化体の中性子発生への各々の核種の相対的な寄与率を求めておく。固化後の非破壊測定ではパッシブ中性子法を適用して全中性子発生率を測定し、各々の核種の相対的な寄与率で分配してそれぞれの α 核種の濃度を決定する。このプロセスでは含まれる核種がU, Pu, Amに限定されるので、Th, Cmなど他の核種が含まれないことを廃棄物発生元の品質管理データなどのプロセス情報で保証する。また、廃棄物発生元の品質管理データなどからPuやUの同位体比とPu/U比がある範囲で決定できれば、サンプリング分析を行わずに非破壊の全中性子発生率測定だけで全 α 核種の濃度をある程度の誤差範囲で決定することができる。

また、一部の α 核種については γ 線スペクトロメトリ法でも測定できる可能性がある。

表3. 2-1 廃溶媒処理／プラスチック固化プロセスの廃棄体の品質管理データと取得時期

プロセス内部での測定、確認	運転管理	納品書・保証書	事前取得		文献
			試運転時	R & D、設計	
<ul style="list-style-type: none"> 放射能 TBP貯槽下流サンプリング分析 PVCoriゴミ樹脂固化後 非破壊γ線測定 非破壊中性子測定 廃液成分 TBP、ドデカン TBPの充填重量 固化材の充填重量 廃棄体重量 表面汚染密度 表面線量当量率 破損有無 (・固化体硬度) 	<ul style="list-style-type: none"> ドデカン分離工程の運転記録 固化工程の運転記録 有害物なしの情報 (設計条件、試運転条件と同等の運転条件か) 	<ul style="list-style-type: none"> りん酸納品仕様 固化材納品仕様 容器仕様、検査証 <p>(R & D、設計により定め、試運転で使用したものと同等の仕様のものか?)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ドデカン分離工程の運転記録 固化工程の運転記録 固化材仕様 容器仕様、検査証 固化体硬度 空隙率 均質性／均一性 安定性／化学的耐久性 耐埋設荷重 熱耐久性／耐水強度 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 固化体密度 耐落下強度 	<ul style="list-style-type: none"> ドデカン分離工程の運転条件 固化工程の運転条件 固化材仕様 容器仕様、検査証 固化体の硬度 密度 熱容量 熱伝導率 融点、分解点 分配係数 拡散係数 落下試験データ 空隙率 均質性／均一性 耐放射線性 	

備考)

すでに発生した廃棄物は、実廃棄物についての破壊分析などを行うことで、試運転データの代替ができる。

表3. 2-2 濃縮廃液処理／アスファルト固化プロセスの廃棄体の品質管理データと取得時期

プロセス内部での測定、確認	運転管理	納品書・保証書	事前取得		文献
			試運転時	R&D、設計	
<ul style="list-style-type: none"> 放射能 サンプリング分析 反応槽orドラム缶充填前 非破壊γ線測定 非破壊中性子測定 ドラム缶充填後 廃液成分分析 廃液供給量 試薬添加量 塩／アスファルト充填重量 (固化体重量) 固化体表面汚染 固化体表面線量当量率 固化体破損有無 	<ul style="list-style-type: none"> 脱水・混合工程の運転記録 有害物なしの情報 <p>(設計条件、試運転条件と同等の運転条件か)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 添加試薬納品仕様 アスファルト納品仕様 容器仕様、検査証 <p>(R&D、設計により定め、試運転で使用したものと同等の仕様のものか?)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 脱水・混合工程の運転記録 塩／アスファルト混合比 添加試薬納品仕様 アスファルト納品仕様 容器仕様、検査証 空隙率 均質性／均一性 安定性／化学的耐久性 耐熱性 分配係数／拡散係数／透水率 固化体密度 耐落衝撃強度 熱耐久性／耐水強度 発熱率／熱伝導率／熱容量 	<ul style="list-style-type: none"> 脱水・混合工程の運転条件 固化体の密度 熱容量 熱伝導率 融点、分解点 分配係数 拡散係数 落下試験データ 塩／アスファルト混合比 均質性／均一性 空隙率 耐放射線性 アスファルトの針侵入度 容器仕様、検査証 	

備考)

すでに発生した廃棄物は、実廃棄物についての破壊分析などを行うことで、試運転データの代替ができる。

表3. 2-3 金属仮焼／溶融固化プロセス及び可燃物、難燃物焼却／灰固化プロセスの廃棄体品質管理データと取得時期

プロセス内部での測定、確認	運転管理	納品書・保証書	事前取得		文献
			試運転時	R & D、設計	
<ul style="list-style-type: none"> ・放射能 金属鋳塊 スラグ 焼却灰 サンプリング分析 人工鉱物 サンプリング分析? 非破壊γ線測定 非破壊中性子測定 焼却灰成分 焼却灰重量 金属鋳塊、人工鉱物重量 セメント系固化材重量 金属鋳塊重量 人工鉱物重量 セメント固化体重量 セメント固化体表面汚染 セメント固化体表面線量 セメント固化体破損有無 	<ul style="list-style-type: none"> ・可燃物等選別工程の（運転）記録 ・金属鋳塊製造工程の運転記録 ・マイクロ波溶融工程の運転記録 ・焼却工程の運転記録 ・金属鋳塊 I D ・人工鉱物 I D ・セメント固化工程の運転記録 (設計条件、試運転条件と同等の運転条件か) 	<ul style="list-style-type: none"> ・キャニスター ・セメント系固化材粉末 ・金属容器 ・ドラム缶 (R & D、設計により定め、試運転で使用したものと同等の仕様のものか?) 	<ul style="list-style-type: none"> ・可燃物等選別工程の運転記録 ・金属鋳塊、スラグ、焼却灰の成分分析 ・金属鋳塊製造工程の運転記録 ・焼却工程の運転記録 ・溶融工程の運転記録 ・セメント固化工程の運転記録 ・セメントペースト密度 	<ul style="list-style-type: none"> ・金属鋳塊、人工鉱物の密度 ・熱容量 ・熱伝導率 ・透水率 ・セメントペースト密度 ・固化後セメントの密度 ・熱容量 ・熱伝導率 ・透水率 ・微小気孔率 ・分配係数 ・セメント固化後の固化体の熱伝導率 ・耐放射線性 ・セメント粉末、容器仕様、検査法 ・金属鋳塊製造工程の運転条件 ・焼却灰溶融工程の運転条件 ・セメント固化工程の運転条件 	

備考)

すでに発生した廃棄物は、実廃棄物についての破壊分析などを行うことで、試運転データの代替ができる。

表3. 2-4

廃溶媒処理／プラスチック固化プロセス

処理工程	プロセス内測定・検査項目	要求仕様	備考
<p>発生元 ↓ 廃溶媒受入槽 ↓ 抽出槽 ↓ TBP ↓ TBP貯槽 ↓ TBP定量槽 ↓ TBP/エポキシ樹脂混漬 ↓ プラスチック固化体 ↓ 保管 ↓ 検査 ↓ 処分場へ</p> <p>トーテン エポキシ樹脂</p>	<p>サンプリング分析 (1)放射能分析 (2)成分分析</p> <p>投入量測定 (3)TBP重量 (4)エポキシ樹脂重量</p> <p>固化体非破壊測定 (5)重量 (6)硬度 (7)γ線ヘリオトリ測定 (8)ラジオ中性子測定 (9)表面汚染 (10)表面線量当量 (11)容器破損状態</p> <p>固化体搬出時検査 (上記(5),(9),(10),(11))</p>	<p>(1)・β, γ管理核種 核種相関 ・α管理核種 核種相関 (2)TBP, トーテン その他成分*</p>	<p>* 運転初期</p>

表 3. 2-5

濃縮廃液処理／アスファルト固化プロセス

処理工程	7 ⁰ セス内測定・検査項目	要求仕様	備考
<p>試薬 (試薬投入量測定 (1)重量)</p> <p>アスファルト (サソリソウ分析 (試薬投入前) (2)放射能分析 (3)成分分析)</p> <p>投入量測定 (4)濃縮廃液重量(または容器) (5)アスファルト重量(または容器)</p> <p>サソリソウ分析 (6)放射能分析 (7)成分分析 (8)固型化状態</p> <p>固化体非破壊測定 (9)重量 (10)γ線スパイクロメトリ測定 (11)ヘリシウム中性子測定 (12)表面汚染 (13)表面線量当量 (14)容器破損状態</p> <p>固化体搬出時検査 (上記(9),(12),(13),(14))</p>	<p>試薬投入量測定 (1)重量</p> <p>サソリソウ分析(試薬投入前) (2)放射能分析 (3)成分分析</p> <p>投入量測定 (4)濃縮廃液重量(または容器) (5)アスファルト重量(または容器)</p> <p>サソリソウ分析 (6)放射能分析 (7)成分分析 (8)固型化状態</p> <p>固化体非破壊測定 (9)重量 (10)γ線スパイクロメトリ測定 (11)ヘリシウム中性子測定 (12)表面汚染 (13)表面線量当量 (14)容器破損状態</p> <p>固化体搬出時検査 (上記(9),(12),(13),(14))</p>	<p>(2)・β, γ管理核種 核種相関 ・α管理核種 核種相関</p> <p>(3)塩組成 NaNO₃等</p> <p>(6)(2)と同様*</p> <p>(7)塩, アスファルト*</p> <p>(8)針浸入度法</p> <p>(10)測定核種(テルム核種) Cs-137</p> <p>(11)全中性子測定 α放射能～10GBq/tルーム</p>	<p>*運転初期</p>

表3. 2-6

金属仮焼／溶融固化プロセス

処理工程	プロセス内測定・検査項目	要求仕様	備考
<p>発生元 仕分け・検査 細断 汎用焼却炉 焼却灰 スラグ化剤 金属 スラグ残渣 ESR溶融炉 金属鉄塊 セメント ドラム缶収納体 (一時保管) セメント混練機 ESR注入 セメント固化体 処分場へ</p>	<p>金属鉄塊一部サンプリング分析 (1)放射能分析 (2)成分分析</p> <p>金属鉄塊 1体毎非破壊測定 (3)重量 (4)パルシフ中性子測定 (5)アクティフ中性子測定</p> <p>ドラム缶非破壊測定 (6)重量 (7)表面汚染 (8)表面線量当量 (9)容器破損状態</p> <p>廃棄体非破壊検査 (10)重量 (11)表面汚染 (12)表面線量当量 (13)容器破損状態</p>	<p>(1)Pu, U, Am濃度 (2)化学元素成分*</p> <p>(4)実効Pu-240量 (5)フィッサイル(Pu-239)量 α放射能濃度 1GBq/tile'ルの識別</p>	* 運転初期

表3. 2-7

可燃物、難燃物焼却／灰溶融固化プロセス

処理工程	7°モセ内測定・検査項目	要求仕様	備考
<pre> graph TD A[発生元] --> B[仕分け・検査] B --> C[炉用焼却炉] B --> D[物質焼却炉] C --> E[焼却灰] D --> F[焼却灰] E --> G[スラグ化剤] G --> H[ESR溶解炉] H --> I[スラグ残渣] I --> J[炉用吸収塔] J --> K[人工鉱物ブロック] K --> L[セメント] L --> M[セメント缶収納体(一時保管)] M --> N[粒分容器(詰め替え)] N --> O[粒下注入] O --> P[セメント固化体] P --> Q[処分場へ] F --> G F --> H F --> I F --> J F --> K F --> L F --> M F --> N F --> O F --> P </pre>	<p>7°モセ内測定・検査項目</p> <ul style="list-style-type: none"> 灰サンプリング分析 <ul style="list-style-type: none"> (1)放射能分析 (2)成分分析 スラグサンプリング分析 <ul style="list-style-type: none"> (3)放射能分析 (4)成分分析 人工鉱物 1体毎非破壊測定 <ul style="list-style-type: none"> (5)重量 (6)μアシフ 中性子測定 トランク缶非破壊測定 <ul style="list-style-type: none"> (7)重量 (8)表面汚染 (9)表面線量当量 (10)容器破損状態 廃棄体非破壊検査 <ul style="list-style-type: none"> (11)重量 (12)表面汚染 (13)表面線量当量 (14)容器破損状態 	<p>要求仕様</p> <ul style="list-style-type: none"> (1)Pu, U, Am濃度 (2)化学元素成分* 	* 運転初期

表3. 2-8 パッシブ分析法に利用される主な基礎データ

測定方法	核種	^{234}U	^{235}U	^{238}U	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	$^{237}\text{U}^{\dagger}$	$^{241}\text{Am}^{\dagger}$
	半減期 (yr)	2.48×10^5	7.1×10^8	4.49×10^9	87.75	2.439×10^4	6,537	14.8	3.87×10^5	6.75 day	433
γ (1)(2)	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
線 (γ /100崩壊)	強度 ①	—	54	2.20×10^{-1}	1.27×10^{-5}	5.76×10^{-3}	2×10^{-3}	4.5	—	2.4	35.3
	②	—	—	5.90×10^{-1}	—	1.5×10^{-3}	1.4×10^{-5}	9.0	—	20.2	3.39×10^{-6}
強度 ($\gamma/\text{g}\cdot\text{s}$)	①	—	4.3×10^4	2.72×10^1	8.04×10^4	1.31×10^5	1.9×10^5	4.1×10^6	—	2.3×10^8	4.47×10^{10}
	②	—	—	1.20×10^2	—	3.4×10^4	1.2×10^3	8.2×10^6	—	1.90×10^7	4.30×10^3
中性子 (n/g·s)	自発核分裂 ⁽³⁾	4.94×10^{-3}	4.84×10^{-4}	1.13×10^{-2}	2.45×10^8	2.36×10^{-2}	8.96×10^2	—	1.67×10^3	—	1.30
	(α, n) 反応 子 (n/g·s)	$\text{UO}_2^{(3)}$	2.19	5.38×10^{-4}	6.63×10^{-5}	9.92×10^3	2.92×10^1	1.09×10^2	—	1.51	—
	UF ₆ ⁽⁴⁾	4.6×10^2	8.8×10^{-2}	9.5×10^{-3}	—	—	—	—	—	—	—
	熱発生量 ^{(5)††} (mw/g)	(1.77×10^{-1})	(6.29×10^{-5})	(1.10×10^{-5})	5.67×10^2	1.914	7.105	3.62	1.128×10^{-1}	—	1.145×10^2

† ^{237}U , ^{241}Am は ^{241}Pu の娘核種, †† ()内は崩壊データによる概算値

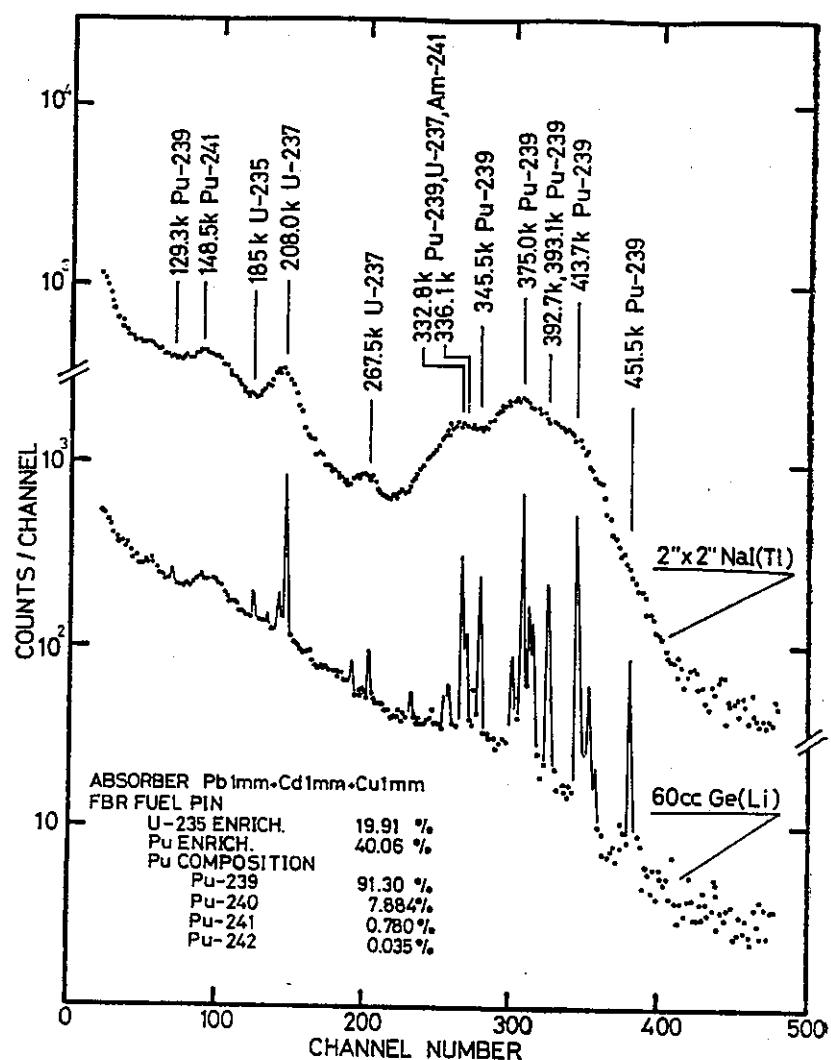


図3. 2-1 PuO₂-UO₂混合酸化物燃料のγ線スペクトル

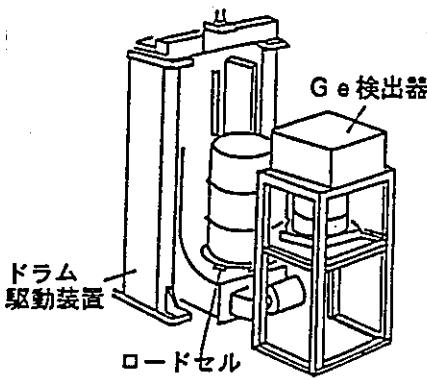
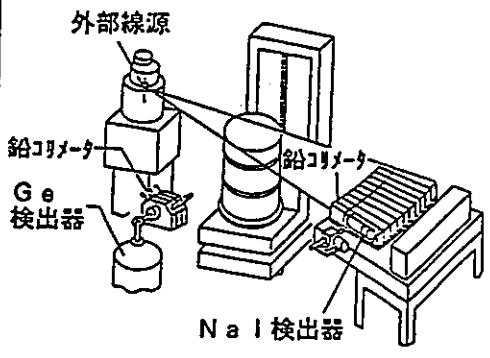
	一括・グロス測定法（均質固化体用）	C T測定法（雑固体用）
概念図		
測定方法	<p>水平方向にコリメートされた Ge検出器によりドラム缶か らのγ線を一括で測定し、重 量測定より得られる換算係数 により核種別放射能濃度を算 出す。</p>	<p>鋭くコリメートされたγ線檢 出器を用い、外部線源からの 透過γ線測定より得られた密 度分布情報と、ドラム缶自体 よりのγ線測定により得られ た放射能分布情報により補正 を行う。</p>

図3. 2-2 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		
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(α, n)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3. 2-3 中性子測定装置の概念

	超音波伝播速度法
概念図	<p>超音波端子ユニット データ処理ユニット 油圧ユニット 昇降／移送ユニット 昇降 廃棄体</p>
測定方法	<p>相対する超音波端子ユニットの一端子から、廃棄体内部に向かって超音波を発射し、もう一方の端子で伝達した超音波を検出し、伝播速度と強度との関係から一軸圧縮強度を求める。</p>
備 考	<p>廃棄体内部に空隙部がある場合、精度が悪くなる。</p>

図 3. 2-4 一軸圧縮強度測定装置の概念
(発電所低レベル廃棄物用の搬出検査装置の例)

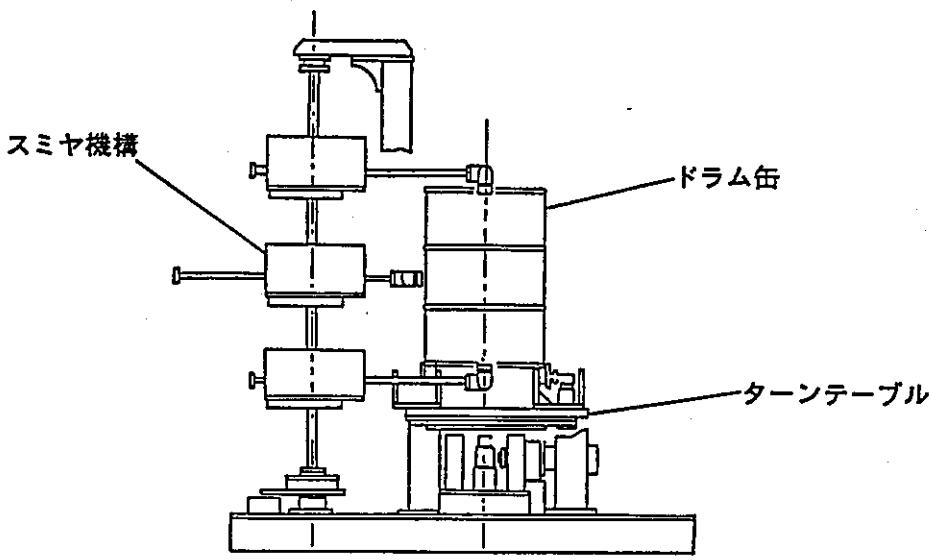
	自動スミヤ法
概念図	
測定方法	<p>廃棄体全面を自動的にスミヤするスミヤろ紙駆動機構を備え、拭き取り後のスミヤろ紙に付着した放射性物質からのα線、β（γ）線を測定する。</p>
備 考	線量率測定を組み合わせて用いられる場合がある。

図 3. 2-5 表面汚染密度測定装置の概念
 (発電所低レベル廃棄物用の搬出検査装置の例)

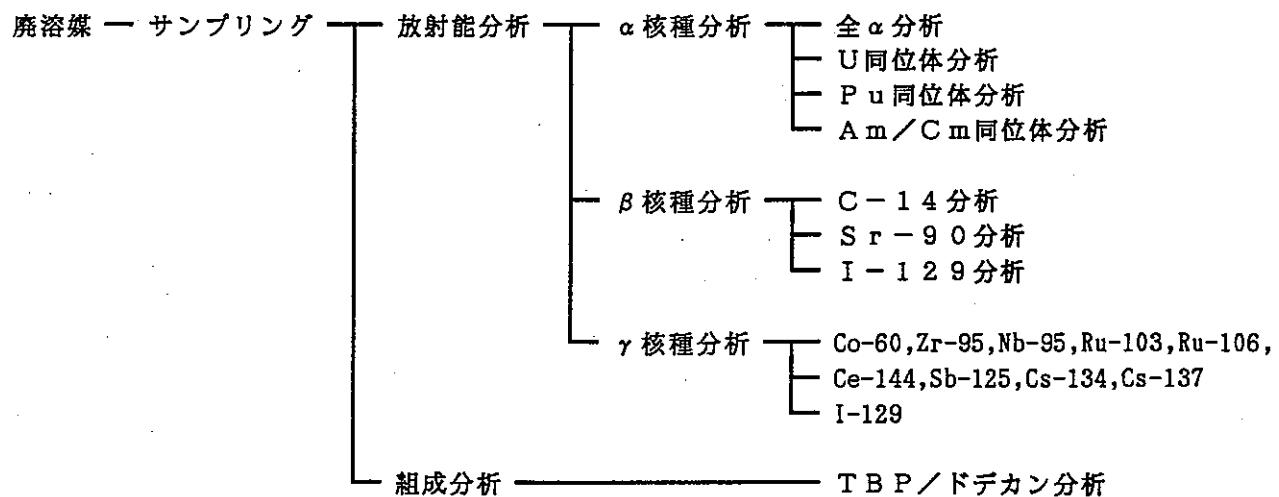


図3. 2-6 廃溶媒の分析項目案

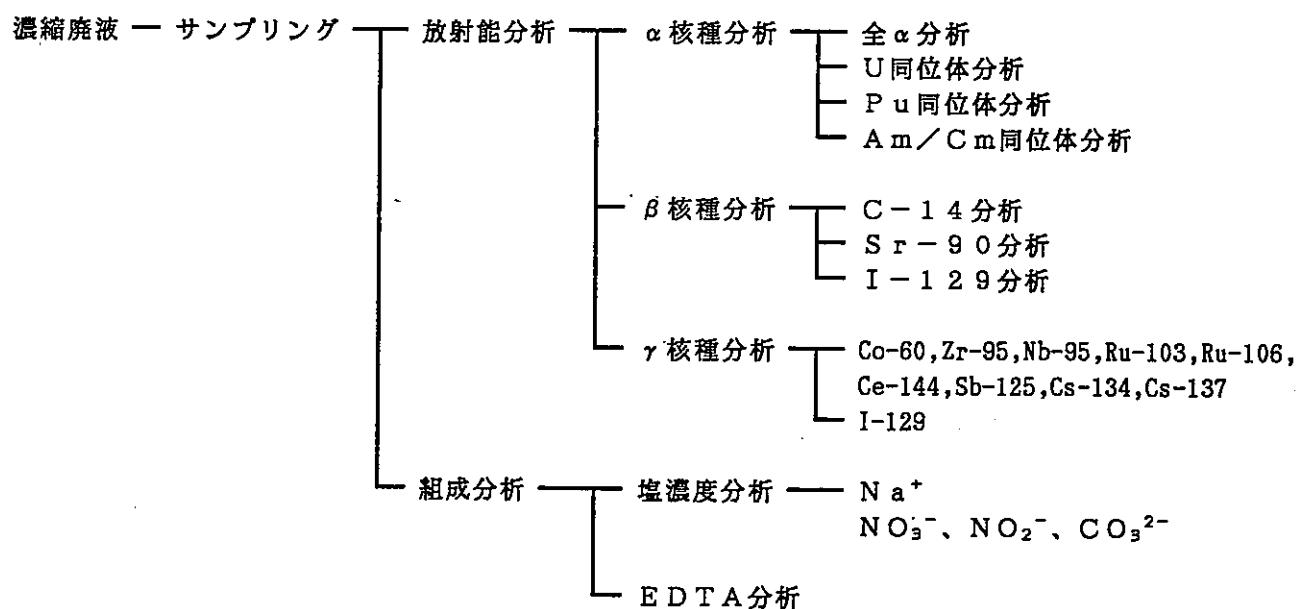


図3.2-7 濃縮廃液の分析項目案

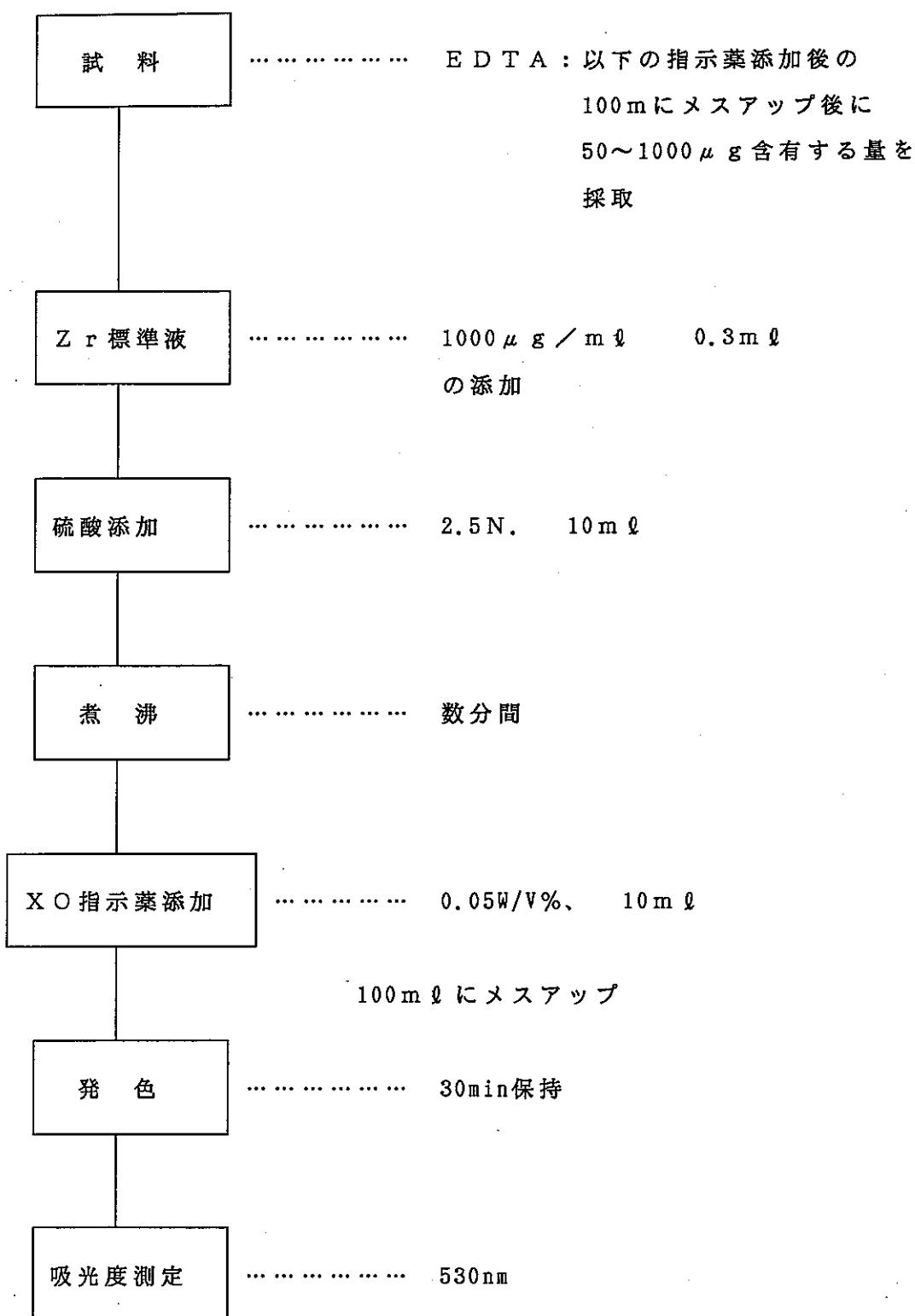


図 3. 2-8 Zr-XO錯体吸光度法の操作フロー
(E D T A 分析法)

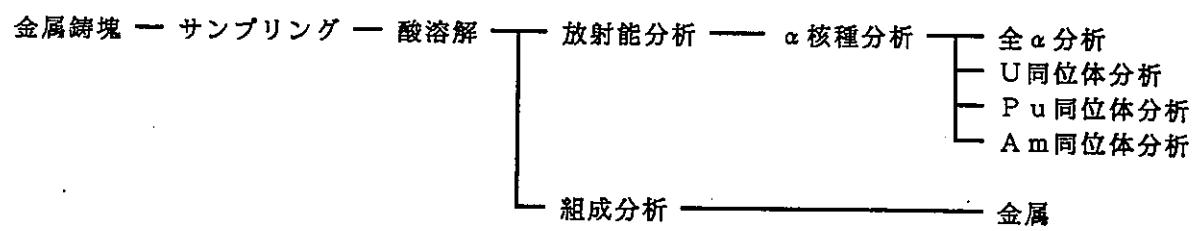


図3. 2-9 金属鋳塊の分析項目案

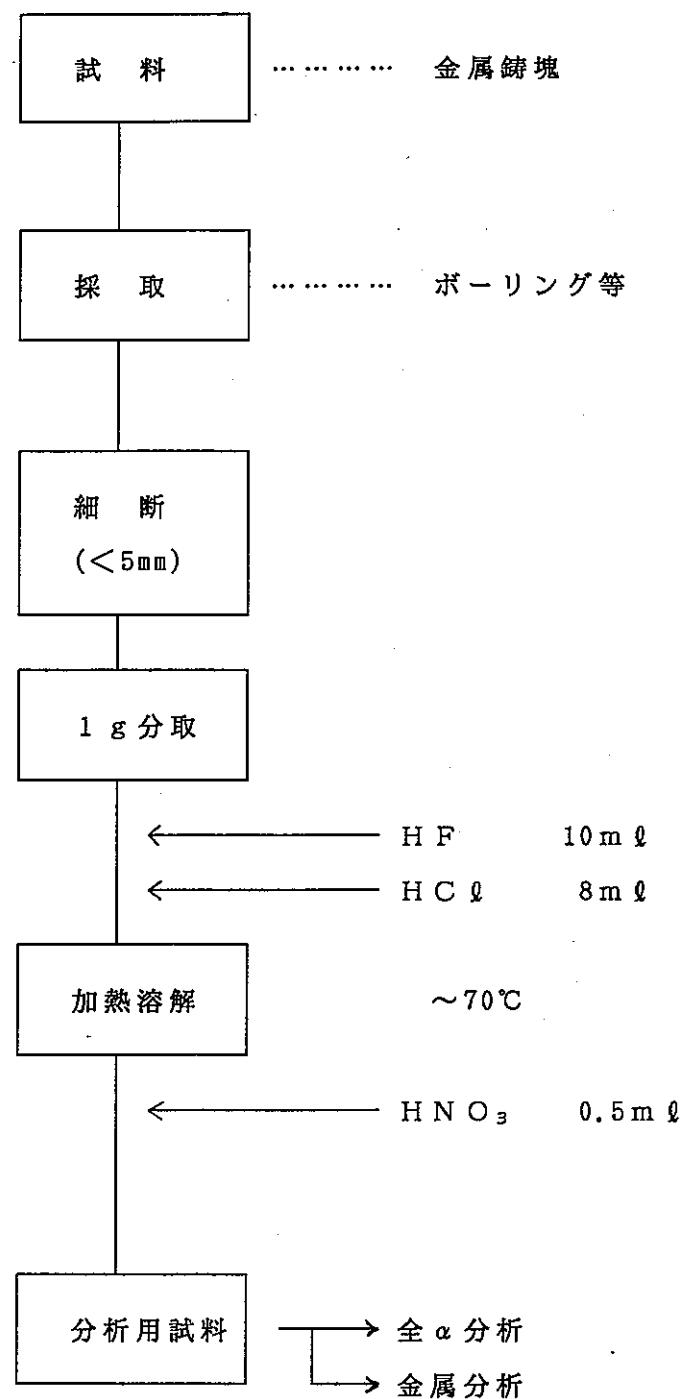


図3. 2-10 金属鋳塊のサンプリング方法及び溶解方法

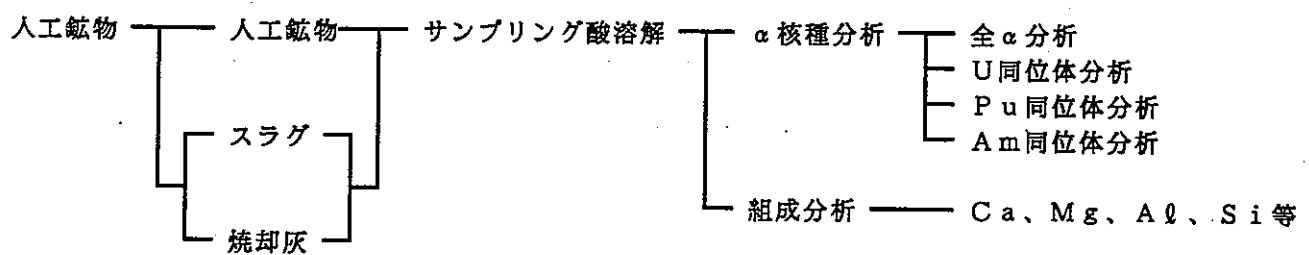


図3.2-11 人工鉱物の分析項目案

表3.2-9 放射能濃度の決定方法(案) - 1
(廃溶媒処理／プラスチック固化体)

核種	決 定 方 法	直接測定方法		非破壊測定でのラベル核種	備 考
		サンプリング分析	非破壊測定		
H-3	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離β測定	なし	Cs-137	
C-14	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離β測定	なし	Cs-137	
Co-60	核種相関分析—ラベル核種NDA	直接γ測定 (γ線スペクトル)		Cs-137	直接NDA可能性
Ni-59	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離X線測定	なし	Cs-137	Co-60と相関可
Ni-63	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離β測定	なし	Cs-137	Co-60と相関可
Se-79	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離β測定	なし	Cs-137	
Sr-90	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離β測定	なし	Cs-137	
Zr-93	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	Cs-137	
Zr-95	核種相関分析—ラベル核種NDA	直接γ測定 (γ線スペクトル)		Cs-137	
Nb-94	核種相関分析—ラベル核種NDA	直接γ測定 (γ線スペクトル)		Cs-137	
Nb-95	核種相関分析—ラベル核種NDA	直接γ測定 (γ線スペクトル)		Cs-137	
Tc-99	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	Cs-137	
Ru-103	核種相関分析—ラベル核種NDA	直接γ測定 (γ線スペクトル)		Cs-137	
Ru-106	核種相関分析—ラベル核種NDA	直接γ測定 (γ線スペクトル)		Cs-137	
Pd-107	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	Cs-137	
Sb-125	核種相関分析—ラベル核種NDA	直接γ測定 (γ線スペクトル)		Cs-137	
Sn-126	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離γ測定	なし	Cs-137	
I-129	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離γ測定	なし	Cs-137	
Cs-134	核種相関分析—ラベル核種NDA	直接γ測定 (γ線スペクトル)		Cs-137	
Cs-135	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	Cs-137	
Cs-137	直接非破壊測定(相関分析)	(直接γ測定) γ線スペクトル		—	
Ce-144	核種相関分析—ラベル核種NDA	直接γ測定 (γ線スペクトル)		Cs-137	
全α	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離α測定 パッソフ 中性子		全中性子	
Ra-226	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離α測定 (γ線スペクトル)		全中性子	
Th-230	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
Th-232	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
U-232	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
U-233	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
U-234	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
U-235	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析 (γ線スペクトル)		全中性子	
U-236	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
U-237	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離γ測定 (γ線スペクトル)		全中性子	
U-238	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析 (γ線スペクトル)		全中性子	
Np-237	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離α測定	なし	全中性子	
Pu-238	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離質量分析 パッソフ 中性子		全中性子	
Pu-239	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離質量分析 γ線, 中性子		全中性子	
Pu-240	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離質量分析 パッソフ 中性子		全中性子	
Pu-241	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
Pu-242	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離質量分析 パッソフ 中性子		全中性子	
Am-241	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離α測定 γ線, 中性子		全中性子	
Am-243	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離α測定	なし	全中性子	
Cm-242	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離α測定 パッソフ 中性子		全中性子	
Cm-244	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離α測定 パッソフ 中性子		全中性子	

* : 主要な中性子発生寄与核種を直接非破壊測定とした。

表3. 2-10 放射能濃度の決定方法(案) - 2
(濃縮廃液処理／アスファルト固化体)

核種	決 定 方 法	直接測定方法		非破壊測定でのラベル核種	備 考
		サンプリング分析	非破壊測定		
H-3	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離β測定	なし	Cs-137	
C-14	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離β測定	なし	Cs-137	
Co-60	核種相関分析—ラベル核種NDA	直接γ測定 (γ線スペクトル)	Cs-137		直接NDA可能性
Ni-59	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離X線測定	なし	Cs-137	Co-60と相関可
Ni-63	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離β測定	なし	Cs-137	Co-60と相関可
Se-79	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離β測定	なし	Cs-137	
Sr-90	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離β測定	なし	Cs-137	
Zr-93	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	Cs-137	
Zr-95	核種相関分析—ラベル核種NDA	直接γ測定 (γ線スペクトル)	Cs-137		
Nb-94	核種相関分析—ラベル核種NDA	直接γ測定 (γ線スペクトル)	Cs-137		
Nb-95	核種相関分析—ラベル核種NDA	直接γ測定 (γ線スペクトル)	Cs-137		
Tc-99	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	Cs-137	
Ru-103	核種相関分析—ラベル核種NDA	直接γ測定 (γ線スペクトル)	Cs-137		
Ru-106	核種相関分析—ラベル核種NDA	直接γ測定 (γ線スペクトル)	Cs-137		
Pd-107	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	Cs-137	
Sb-125	核種相関分析—ラベル核種NDA	直接γ測定 (γ線スペクトル)	Cs-137		
Sn-126	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離γ測定	なし	Cs-137	
I-129	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離γ測定	なし	Cs-137	
Cs-134	核種相関分析—ラベル核種NDA	直接γ測定 (γ線スペクトル)	Cs-137		
Cs-135	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	Cs-137	
Cs-137	直接非破壊測定(相関分析)	(直接γ測定) γ線スペクトル	—		ラベル核種
Ce-144	核種相関分析—ラベル核種NDA	直接γ測定 (γ線スペクトル)	Cs-137		
全α	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離α測定 パッシブ中性子	全中性子		
Ra-226	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離α測定 (γ線スペクトル)	全中性子		
Th-230	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
Th-232	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
U-232	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
U-233	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
U-234	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
U-235	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析 (γ線スペクトル)	全中性子		
U-236	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
U-237	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離γ測定 (γ線スペクトル)	全中性子		
U-238	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析 (γ線スペクトル)	全中性子		
Np-237	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離α測定	なし	全中性子	
Pu-238	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離質量分析 パッシブ中性子	全中性子		
Pu-239	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離質量分析 γ線, 中性子	全中性子		
Pu-240	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離質量分析 パッシブ中性子	全中性子		
Pu-241	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
Pu-242	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離質量分析 パッシブ中性子	全中性子		
Am-241	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離α測定 γ線, 中性子	全中性子		
Am-243	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離α測定	なし	全中性子	
Cm-242	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離α測定 パッシブ中性子	全中性子		
Cm-244	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離α測定 パッシブ中性子	全中性子		

* : 主要な中性子発生寄与核種を直接非破壊測定とした。

表3. 2-11 放射能濃度の決定方法(案) - 3
(金属仮焼／溶融固化体)

核種	決 定 方 法	直接測定方法		非破壊測定 での ラベル核種	備 考
		サンプリング分析	非破壊測定		
H-3	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
C-14	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Co-60	直接非破壊測定(相関分析)	(直接γ測定)	γ線スペクトル	—	必要な場合
Ni-59	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Ni-63	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Se-79	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Sr-90	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Zr-93	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Zr-95	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Nb-94	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Nb-95	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Tc-99	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Ru-103	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Ru-106	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Pd-107	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Sb-125	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Sn-126	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
I-129	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Cs-134	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Cs-135	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Cs-137	直接非破壊測定(相関分析)	(直接γ測定)	γ線スペクトル	—	必要な場合
Ce-144	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
全α	核種相関分析-ラベル核種NDA	分離α測定	パッシブ中性子	全中性子	
Ra-226	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Th-230	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Th-232	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
U-232	核種相関分析-ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
U-233	核種相関分析-ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
U-234	核種相関分析-ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
U-235	核種相関分析-ラベル核種NDA	分離質量分析	アケイプ中性子	全中性子	
U-236	核種相関分析-ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
U-237	核種相関分析-ラベル核種NDA	分離γ測定(γ線スペクトル)	全中性子		
U-238	核種相関分析-ラベル核種NDA (Am-241量から推定)	分離質量分析(γ線スペクトル)	全中性子		
Np-237	* 直接非破壊測定(相関分析)	—	—	—	
Pu-238	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離質量分析	パッシブ中性子	全中性子	
Pu-239	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離質量分析	アケイプ中性子	全中性子	
Pu-240	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離質量分析	パッシブ中性子	全中性子	
Pu-241	核種相関分析-ラベル核種NDA	分離質量分析	アケイプ中性子	全中性子	
Pu-242	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離質量分析	パッシブ中性子	全中性子	
Am-241	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離α測定	パッシブ中性子	全中性子	
Am-243	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Cm-242	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Cm-244	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	

* : 主要な中性子発生寄与核種を直接非破壊測定とした。

表3. 2-12 放射能濃度の決定方法(案) - 4
(可燃物, 難燃物焼却／灰溶融固化体)

核種	決 定 方 法	直接測定方法		非破壊測定でのラベル核種	備 考
		サンプリング分析	非破壊測定		
H-3	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
C-14	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Co-60	直接非破壊測定(相関分析)	(直接γ測定)	γ線スペクトル	—	必要な場合
Ni-59	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Ni-63	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Se-79	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Sr-90	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Zr-93	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Zr-95	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Nb-94	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Nb-95	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Tc-99	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Ru-103	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Ru-106	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Pd-107	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Sb-125	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Sn-126	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
I-129	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Cs-134	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Cs-135	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Cs-137	直接非破壊測定(相関分析)	(直接γ測定)	γ線スペクトル	—	必要な場合
Ce-144	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
全α	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離α測定	パッシブ中性子	全中性子	
Ra-226	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Th-230	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Th-232	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
U-232	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
U-233	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
U-234	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
U-235	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析(γ線スペクトル)	なし	全中性子	
U-236	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
U-237	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離γ測定(γ線スペクトル)	なし	全中性子	
U-238	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析(γ線スペクトル)	なし	全中性子	
Np-237	(Am-241量から推定)	—	—	—	
Pu-238	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離質量分析	パッシブ中性子	全中性子	
Pu-239	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離質量分析	パッシブ中性子	全中性子	
Pu-240	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離質量分析	パッシブ中性子	全中性子	
Pu-241	核種相関分析—ラベル核種NDA	分離質量分析	なし	全中性子	
Pu-242	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離質量分析	パッシブ中性子	全中性子	
Am-241	* 直接非破壊測定(相関分析)	分離α測定	パッシブ中性子	全中性子	
Am-243	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Cm-242	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	
Cm-244	(不含をプロセスで保証)	—	—	—	

* : 主要な中性子発生寄与核種を直接非破壊測定とした。

3.3 今後の課題

3.3.1 品質保証項目の選定、基準値などの内容に関する課題

TRU廃棄体の品質保証項目の選定には、TRU廃棄体の処分についてどのようなシナリオを設定するかの検討がまず重要である。品質保証項目は、処分シナリオの策定の検討と併行して検討していくことが必要と考えられる。品質保証項目のみ単独に検討しても、意味はないものと考えられる。

基準値についても同様のことが言えるものと考えられる。

現在の原子力発電所の低レベル放射性廃棄物に係る規定が定められるに至った合理的な考え方を積極的に踏襲していくべきと考えられる。

一方、深地層処分が想定されているTRU廃棄体の特有の状況に応じた考え方を採用していく必要がある項目もあると考えられ、TRU廃棄体の品質保証項目、基準値の選定に際しては、考え方の再点検が必要であると考えられる。

想定される各項目の具体的な課題は3.2.2で抽出した通りである。

これらの解決に関しては、具体的に処分方法の案を検討し、その案に即した具体的検討が必要である。

3.3.2 測定技術、データ取得方法などの課題

(1) 廃棄物処理プロセス運用前段階でのデータ取得の課題

記録確認を行う項目については、廃棄物処理設備の実際の運転が開始される以前に充分なデータ取得が必要である。これらのデータによって、廃棄物処理設備の実際の運転が開始された後、プロセス内で個々の廃棄体についての実測をせずに廃棄体の品質保証が可能となる。

このようなことを実施せず、すべての項目について個々の廃棄体の実測による確認は、非現実的な品質保証であると考えられる。

特に、現在品質保証項目の取扱が決まっていないが、採用することになった場合、廃棄体の製作以前に試験をして予め物性評価をしておくべき項目が発生する可能性も考えられる。

なお、既に発生している廃棄物については、実廃棄物に付いて種々のデータを採取する必要がある項目が生じる可能性がある。

(2) 測定装置、分析技術の課題

測定装置に対する課題は必要な性能の装置の開発である。データの評価、特に廃棄物に含有される放射能の評価手法には種々のものがあるが、最適な評価法を選定する必要がある。これについても、既に発生した廃棄物に付いては、相当の量の実廃棄物の破壊分析がの必要性が考えられるなどの課題がある。

また、分析に必要なサンプリング設備が最適な地点に備えられているか、最適な測定点が確保されているか等設備に関する課題があると考えられる。

3.3.3 今後の対応方法の考察

本調査で摘出した課題とその解決に向けた対応方法の案を表3.3-1に示した。

それらの内、品質保証項目については今後の具体的な検討により採用されないものが出て来る可能性もあると考えられるが、現時点では、検討に抜けがないようとする観点から、より多くの項目を記述した。

表3.3-1 TRU廃棄体品質保証方法選定上の課題及び対応方法

課題			対応方法案、必要な検討項目案
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 基準値未定	想定処分方法（処分場、廃棄耐形状、廃棄体の放射能閉じ込め性質等） 検討後被ばく評価の実施により重要核種選定
	固型化材	許容固型化材未定	許容しうる無害または低有害性の固型化材の選定試験実施
	固化体強度 又は硬さ	深地層処分時の 必要強度未定	処分の耐埋設強度決定
	固型化材配合比	配合比未定	配合比の基準が必要な固型材について最適値選定試験実施
	有害物	有害物の範囲未定 基準値未定	有害物の範囲、基準値決定
	有害な空隙	規定の必要性、基準値	固化体内部状態検討、有害空隙の定義検討、規定必要性（空隙量と 廃棄体強度、処分施設の陥没の可能性の関連検討）検討
	均質性／均一性	規定の必要性の 有無不明、及び 基準値未定	充填固化体についての規定必要性の検討、固化体内部状態検討、 実廃棄体の破壊調査
	安定性	規定内容未定 基準値未定	基準内容検討
	容器	容器未定	強度、無害性を満たす容器選定
	耐埋設強度	基準値未定	廃棄体埋設状態、荷重検討
	重量	許容重量未定	廃棄体取扱機器の制限、廃棄体積み重ね時の健全性維持可能重量等の検討
	表面線量当量率 及び標識	基準値未定	廃棄体埋設作業時の作業被ばく評価、廃棄体輸送時基準等の検討
	表面汚染密度 及び標識	基準値未定	廃棄体埋設作業時の作業被ばく評価、廃棄体輸送時基準等の検討
	著しい破損	基準内容未定	基準内容検討（参考：六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設基準）
	熱耐久性	基準内容未定	基準の必要性検討、必要に応じ廃棄体の健全性維持可能な温度条件の検討
	化学的耐久性	基準内容未定	基準の必要性検討、必要に応じ廃棄体の健全性維持可能な化学条件の検討
	耐放射線性	基準内容未定	基準の必要性検討、必要に応じ廃棄体の耐放射線性試験
	耐水強度	基準内容未定	基準の必要性検討、必要に応じ廃棄体の耐水性試験、及び評価内容検討
	分配係数、拡散係数、 透水率	基準内容未定	基準の必要性検討、必要に応じ（模擬）廃棄体での試験、評価内容検討
	発熱率、熱伝導率 熱容量、健全性上限温度	基準内容未定	基準の必要性検討、必要に応じ（模擬）廃棄体での試験、評価内容検討
	密度	管理必要性不明	管理必要性検討
	耐落下強度	基準内容未定	管理必要性検討、必要に応じ基準値検討（落下程度、その場合の破損程度 の検討とその場合の放射能飛散程度等）
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	核種毎の最適な濃度評価方法の検討（相関係数法、平均放射能濃度法、 非破壊外部測定法、理論計算法等）
		放射能測定機器	基準値以下であるという評価が可能なデータを供給し得る測定装置開発
	有害物	管理方法	有害物を含まないと期待されるものと、含むと考えられるものの 管理方法の区分け。含まないと期待されるものについての合理的説明 及び、含むものの有害物の濃度評価法選定（分析法選定）
	均質性／均一性	管理方法	ある程度の均質／均一性があると期待されるものについての確認方法の 検討
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	必要な分析、データ採取のためのサンプリング点、計測地点の選定、 不足の場合、追加 必要項目の全てを満足していない場合、再度処理

謝 辞

本調査の実施にあたり、動燃殿環境技術開発部環境技術第二開発室の宮本室長代理、福本主査、加川氏、須黒氏から、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) TRU廃棄物の廃棄体品質保証調査研究 - 廃棄体の品質保証項目の予備的検討 -
PNC PN 8410 94-292 1994年6月
動力炉・核燃料開発事業団 社内資料
- 5) Code of Federal Regulation Title 10 Part 61 「米国 10 CFR 61」
- 6) 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)
- 7) SIN n°C A693/85
ラマンシユ貯蔵センター (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)
- 8) 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
(動燃殿 環境技術開発推進本部 処分研究グループ による仮訳版)
- 9) 六ヶ所低レベル放射性廃棄物貯蔵センター廃棄物埋設事業許可申請書
日本原燃産業株式会社
- 10) 高レベル放射性廃棄物 地層処分研究開発の技術報告書 平成3年度
PNC TN 1410 92-081
平成4年9月 動力炉・核燃料開発事業団
- 11) モデル廃棄物処理施設に於ける各種固化体の放射性核種濃度について
1995.1.30 付 動力炉・核燃料開発事業団殿からの東芝宛提示データ
- 12) 低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について (中間報告)
1987年2月及び1992年6月 原子力安全委員会
- 13) 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)
- 14) T. Ichihashi et al : Proceedings of International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management RECOD 87 p 777 (1987)
- 15) C.W. Sill et al : Anal. Chem., 41. 1642 (1969)
- 16) F. Hirayama et al : Nucl. Instr. Methods Phys. Res., 233. 188 (1984)

- 17) 科学技術庁：放射能測定シリーズ14 「ウラン分析法」
- 18) 科学技術庁：放射能測定シリーズ12 「プルトニウム分析法」
- 19) 科学技術庁：放射能測定シリーズ21 「アメリシウム分析法」
- 20) 科学技術庁：放射能測定シリーズ22 「プルトニウム・アメリシウム逐次分析法」
- 21) W. W. Schulz et al : Science and Technology of Tributyl Phosphate
Vol. 1, 277 (1984)
- 22) 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(1992)
- 23) 山県登 環境放射能測定法 p167(1969) 共立出版
- 24) J I S H 1650 ジルコニウムおよびジルコニウム合金の分析方法通則
(1988)