



JAEA-Review

2016-020

DOI:10.11484/jaea-review-2016-020

廃棄体技術基準等検討作業会の活動

—平成 27 年度活動報告書—

Waste Technical Standards Working Group Annual Report 2015

廃棄体技術基準等検討作業会

Waste Technical Standards Working Group

バックエンド研究開発部門

廃棄物対策・埋設事業統括部

Radioactive Waste Management and Disposal Project Department

Sector of Decommissioning and Radioactive Waste Management

September 2016

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方2番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Institutional Repository Section,
Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2016

廃棄体技術基準等検討作業会の活動
-平成 27 年度活動報告書-

日本原子力研究開発機構 バックエンド研究開発部門
廃棄物対策・埋設事業統括部

廃棄体技術基準等検討作業会

(2016 年 7 月 14 日受理)

日本原子力研究開発機構（原子力機構）廃棄物対策・埋設事業統括部では、研究施設等廃棄物の浅地中処分（ピット処分、トレンチ処分）に向け、廃棄体製作部署（拠点）との情報交換を目的とした廃棄体技術基準等検討作業会を設置し、埋設計画並びに施設設計に必要な廃棄体本数及び核種毎の放射能インベントリ、廃棄物確認における廃棄体の仕様・性能に係る技術基準への対応方法、放射能評価手法、品質管理の方法等の技術的な検討を進めている。本報告書は、平成 27 年度の廃棄体技術基準等検討作業会の活動実績として、平成 26 年度までに検討した結果をふまえて設定した廃棄体作製に係る品質保証、放射能濃度データ取得に係る原子力機構標準マニュアルの整備、今後の計画等についての検討結果を取りまとめたものである。

Waste Technical Standards Working Group Annual Report 2015

Waste Technical Standards Working Group

Radioactive Waste Management and Disposal Project Department
Sector of Decommissioning and Radioactive Waste Management
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received July 14, 2016)

Radioactive Waste Management and Disposal Project Department has set up a Waste Technical Standards Working Group (referred to as “Working Group”) for the purpose of sharing information within the Sector of Decommissioning and Radioactive Waste Management of Japan Atomic Energy Agency (JAEA), heading towards implementation of disposal (consisting of pit and trench type near-surface disposal) of low level radioactive waste generated from research, medical and industrial facilities.

Waste package quantities and its radioactivity inventory which are needed for disposal project planning and facility design, as well as methods for corresponding to the technical standards on confirmation related to waste disposal, radioactivity evaluation techniques and quality control methods have been addressed in the Working Group.

This annual report summarizes the activities of the Working Group in the FY 2015 regarding quality management system related to the manufacturing of the waste packages, standard manual for radioactivity data acquisition of JAEA and future issues on the basis of the results by FY 2014.

Keywords : Radioactive Waste, Near-surface Disposal, Waste Technical Standards

目次

1	はじめに	1
2	これまでの検討事項.....	2
2.1	検討の背景	2
2.2	これまでの検討の概要	3
2.2.1	廃棄体作製等に係る QMS の構築に係る検討状況.....	3
2.2.2	廃棄体標準製作マニュアル（案）の整備に係る検討状況.....	4
2.2.3	放射能濃度評価手法構築に係る検討状況.....	5
2.3	平成 26 年度までの検討後の課題.....	6
3	作業会の検討対象	8
4	検討結果	9
4.1	埋設処分に係る品質保証の検討	9
4.1.1	各廃棄体製作部署（拠点）の廃棄体作製に向けた品質保証活動の現状	9
4.1.2	廃棄体作製に係る規程類及びマニュアル類の整備に向けた検討.....	9
4.1.3	埋設事業者が行う品質保証活動について.....	9
4.2	原子力機構標準マニュアルの整備.....	10
4.2.1	放射能濃度データ取得マニュアルの適用範囲の拡大.....	10
4.2.2	廃棄体標準製作マニュアルの整備状況	11
4.3	廃棄体化処理技術に係る検討.....	11
4.4	今後の計画	11
5	おわりに	13
	参考文献.....	13
	付録 1 廃棄体技術基準等検討作業会の委員の構成.....	28
	付録 2 原子力機構における放射能濃度データ取得に係る基本手順の原則.....	31

Contents

1. Introduction	1
2. Past considerations	2
2.1 Background of consideration	2
2.2 Overview of past considerations	3
2.2.1 Progress of discussion on structuring QMS related to manufacturing of waste packages	3
2.2.2 Progress of discussion on developing Standard Manual for JAEA Related to Manufacturing of Waste Packages	4
2.2.3 Progress of discussion on developing radioactivity evaluation techniques	5
2.3 Issues to resolve	6
3. Immediate issues to be considered	8
4. Result of discussion	9
4.1 Discussion of quality management for the disposal of burying	9
4.1.1 Present state of quality assurance activities concerning manufacturing of waste packages in each Sector of Decommissioning and Radioactive Waste Management of JAEA	9
4.1.2 Discussion of developing rules and manuals for manufacturing of waste packages	9
4.1.3 Quality assurance activities by burying operator	9
4.2 Development of standard manual for JAEA	10
4.2.1 Extending the range of application of Standard Manual for Radioactivity Data Acquisition of JAEA	10
4.2.2 Progress of developing Standard Manual for JAEA Related to Manufacturing of Waste Packages	11
4.3 Issues of technique of waste form	11
4.4 Future schedule	11
5. Conclusion	13
References	13
Appendix 1 Members of Waste Technical Standards Working Group	28
Appendix 2 Standard Manual for Radioactivity Data Acquisition of JAEA	31

図表リスト

表 4-1	廃棄物確認における均質・均一固化体の対象記録類	14
表 4-2	廃棄物確認における充填固化体の対象記録類	16
表 4-3	廃棄体作製に関連する文書	17
表 4-4	廃棄体作製に関するマニュアル類の整備の方向性	19
図 1-1	廃棄体技術基準等検討作業会の体制図	21
図 2-1	廃棄物の発生から埋設処分に向けた原子力機構の標準マニュアルの体系	22
図 4-1	廃棄物の発生から埋設処分までの責任の所掌及び QMS のイメージ	23
図 4-2	廃棄体作製の標準的なフロー	24
図 4-3	原子力科学研究所における放射性廃棄物等の管理に関する品質保証文書	24
図 4-4	ふげんにおける放射性廃棄物等の管理に関する品質保証文書	25
図 4-5	核燃料サイクル工学研究所（ウラン系）における放射性廃棄物等の管理に関する 品質保証文書	25
図 4-6	人形峠環境技術センターにおける放射性廃棄物等の管理に関する品質保証文書	26
図 4-7	大洗センターにおける放射性廃棄物等の管理に関する品質保証文書	26
図 4-8	青森研究開発センター（むつ事務所）における放射性廃棄物等の管理に関する 品質保証文書	27
図 4-9	核燃料サイクル工学研究所（再処理）における放射性廃棄物等の管理に関する 品質保証文書	27

This is a blank page.

1 はじめに

日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」と言う。）は国内唯一の総合的原子力研究開発機関として原子力に係る様々な研究開発を実施し、それに伴って発生する放射性廃棄物については、各拠点で適切に処理し、安全に保管してきた。しかし、今後の原子力機構の研究開発に支障をきたさないためには、処分を含めた抜本的な放射性廃棄物対策を早急に講じていくことが必要である。

国においては、原子力機構の放射性廃棄物を含めた全国の低レベル放射性廃棄物の保管状況等を踏まえ、「RI・研究所等廃棄物（浅地中処分相当）処分の実現に向けた取り組みについて」が平成 18 年 9 月に報告書として取りまとめられ、原子力機構は、その浅地中埋設処分（ピット処分、トレンチ処分）の実施主体とされた。その後、原子力機構法の改正（平成 20 年法律第 51 号）に基づき、原子力機構及び国内の研究施設等から発生する低レベル放射性廃棄物（以下、「研究施設等廃棄物」と言う。）の埋設事業の実施主体となり、改正原子力機構法に基づき原子力機構は、「埋設処分業務の実施に関する計画」（平成 21 年 11 月 13 日文部科学大臣並びに経済産業大臣の認可及び平成 24 年 3 月 28 日、平成 26 年 3 月 25 日、平成 28 年 3 月 28 日変更認可以下、「実施計画」と言う。）を策定し埋設処分事業を進めている。

このような中、平成 18 年度から、原子力機構において発生及び保管している研究施設等廃棄物の浅地中埋設処分に向けた技術的な検討を進めてきており、平成 27 年度に原子力機構における放射性廃棄物の処理処分等をより円滑に実施するため、廃棄物対策・埋設事業統括部（以下、「バックエンド統括部」と言う。）に、原子力科学研究所（以下、「原科研」と言う。）、核燃料サイクル工学研究所、大洗研究開発センター（以下、「大洗センター」と言う。）、原子炉廃止措置研究開発センター（以下、「ふげん」と言う。）、人形峠環境技術センター及び青森研究開発センター（以下、これらを纏めて「各拠点」と言う。）の廃棄体作製に関連する部署との情報交換を目的とした廃棄体技術基準等検討作業会（以下、「作業会」と言う。）を設置した。

本作業会においては、埋設計画並びに施設設計に必要となる廃棄体本数及び核種毎の放射能インベントリ、廃棄物確認における廃棄体の仕様・性能に係る技術基準への対応方法、放射能評価手法、品質管理の方法等の検討を進めることとした。また、これまでの検討の概要の取りまとめ、課題について情報共有を行った。それを踏まえ、当面の検討事項を整理し、平成 27 年度は、廃棄体作製に係る品質保証の検討、廃棄体作製及び放射能濃度データ取得に係る原子力機構標準マニュアルの取りまとめ、今後の計画等について検討を行った。これらの検討は、バックエンド統括部と各拠点の廃棄体作製に関連する部署の関係者との意見交換及び情報共有を行いつつ進めた。図 1-1 に作業会の体制図を示し、本作業会の構成委員について付録 1 に添付する。

本報告書は、検討に着手した平成 18 年からこれまでの検討内容を踏まえつつ、平成 27 年度に 4 回実施した作業会における活動状況を取りまとめたものである。

2 これまでの検討事項

2.1 検討の背景

現行の「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、「原子炉等規制法」と言う。）及び「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律」（以下、「放射線障害防止法」と言う。）においては、放射性廃棄物の浅地中埋設処分に当たって、処分対象の廃棄体一体毎に法律で定める技術上の基準（以下、「技術基準」と言う。）に適合していることについて、規制当局の確認を受けなければならない（以下、「廃棄物確認」と言う。）ことが規定（原子炉等規制法第 51 条の 6 第 2 項及び放射線障害防止法第 19 条の 2 第 2 項）されているとともに、原子炉等規制法においては、原子炉施設から発生する廃棄物を対象にした技術基準が「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則（以下、「第二種廃棄物埋設規則」と言う。）第 8 条及び「核燃料物質等の第二種埋設に関する措置等に係る技術的細目を定める告示」（以下、「埋設告示」と言う。）第 4 条、並びに、放射線障害防止法においては、RI 使用施設等から発生する廃棄物を対象とした技術基準が同法施行規則第 19 条第 1 項第 17 号イにおいて定められている。

技術基準は、放射能に係る項目と、廃棄体の種類、固型化の方法、容器及び固型化材の仕様等の廃棄体性能に係る項目に大別される。現在実施されている原子力発電所から発生するコンクリートピット型埋設処分対象の廃棄体（以下、「発電所廃棄体」と言う。）に係る確認については、客観的かつ合理的な方法により、技術基準の項目毎に適合していることが簡便かつ迅速に証明・確認されている。

放射能に係る項目については、発電所廃棄体の含有核種の組成比が、その発生起源から比較的一様であるため、主に液体廃棄物に含まれる核種の組成比等に係る放射化学分析・測定データの収集・評価に基づいて、SF（スケーリングファクタ）法^(*)等の合理的な放射能評価手法が構築されている。あわせて、この方法の固体廃棄物への適用性を示すことにより、種々の廃棄体（均質・均一固化体及び充填固化体）に含まれる重要核種の放射能濃度等が技術基準を満たしていることについて、簡便かつ迅速に確認されている。

また、廃棄体性能に係る項目については、固型化材料、容器等の品質を証明するデータを示すとともに、あらかじめ技術基準を満たす廃棄体が作製できる処理装置の運転条件等を実証する試験データ等を取得・評価し、廃棄物確認時においては、処理装置の運転記録等を示すことにより廃棄体性能が技術基準を満たしていることを簡便かつ迅速に確認している。

これらの廃棄体に係る技術基準項目については、原子炉施設から発生する廃棄体に特有のものではない。従って、原子力機構の研究施設等廃棄物についても、その特徴を踏まえつつ、これに準拠していくことになると考えられる。しかし、原子力機構においては、必ずしも原子力機構として統一の取れた整合性のある方針及び計画に基づいて、合理的な放射能評価手法の構築に必要な放射化学分析・測定データ及び廃棄体性能を合理的かつ迅速に証明するデータ（以下、「品質

^(*) 予め、放射化学分析・測定データに基づいて、Key 核種（例えば、測定しやすい、Co-60、Cs-137 等の γ 線放出核種）と α 線、 β 線放出核種等の難測定核種との放射能濃度に係る相関（比）を明らかにし、この相関（比）と Key 核種の測定値から、難測定核種の放射能濃度を評価する方法。

管理データ)の収集等が本格的には行われていないのが現状である。

研究施設等廃棄物の浅地中埋設処分の実施に向けての本格的な検討が開始されたこと、これら廃棄物確認に係る品質管理データの収集等には時間を要すること等から、速やかに同データの本格的な収集等に着手するとともに、これに係る体制等を構築していくことが、緊急の課題である。

2.2 これまでの検討の概要

浅地中埋設処分対象の研究施設等廃棄物に係る廃棄物確認に向けて、技術基準に適合した廃棄体の作製、それを客観的に証明する廃棄体の品質管理データ(放射能濃度及び廃棄体性能等)の体系的かつ効率的な収集・管理を実施するために、その遂行に必要な品質保証体系(以下、「QMS」と言う。)の構築に係る検討を行ってきた。

この一環として、原子力機構における廃棄体の作製方法の共通化を図るものとして、廃棄体の種類毎(廃液又はスラッジの均質・均一固化体、充填固化体(溶融処理部分は今後検討)、コンクリート等廃棄物)に「原子力機構における廃棄体作製に係る基本手順の原則の素案(以下、「廃棄体標準製作マニュアル(案)」と言う。)として検討を進め、また、廃棄体の放射能濃度確認に向けた放射能濃度データ取得について、原子力機構における分析用試料の採取、分析・測定、分析データの管理等の方法の共通化を図るものとして「原子力機構における放射能濃度データの取得に係る基本手順の原則の素案(以下、「放射能濃度データ取得マニュアル(案)」と言う。)として検討を進めてきた。

2.2.1 廃棄体作製等に係る QMS の構築に係る検討状況

(1) 廃棄体作製等に係る QMS の必要性

埋設処分時の廃棄物確認に備え、埋設処分の技術基準等に適合した廃棄体の作製、及びそれを客観的に証明する廃棄物確認に係る品質管理データ(放射能及び廃棄体性能)の体系的かつ効率的な収集等を実施していくためには、廃棄物の発生元から処理・管理部署に至る廃棄物管理の流れに沿った、責任と権限が体系化かつ明確化された QMS が必要である。

また、この QMS を運用していくためには、廃棄体の作製及び廃棄物確認に係る品質管理データの収集等に関する具体的な手順、マニュアル等を定めるとともに、当該手順、マニュアル等の遵守を客観的に担保・証明するため、廃棄体作製の管理工程及び段階毎に、必要かつ適切な文書・記録等の保存及び手順を規定した要領書等を定めることが必要である。

(2) 現行の廃棄体作製等に係る QMS

原子力機構の主な事業所では、原子炉施設、核燃料使用施設等及び廃棄物管理施設について、「保安活動に係る QMS」及び「設計及び建設工事に係る QMS」がそれぞれ構築・運用されている。

このうち、廃棄体の作製及び廃棄体に係る品質管理データの収集等については、保安活動の一部として、「保安活動に係る QMS」の枠内で実施されている。しかし、現行の「保安活動に係る QMS」では、固化装置運転記録の保管期間(1年)等に見られるように、廃棄物処理施設及び保管廃棄施設の運転・管理に係る保安活動に重きを置いているため、浅地中埋設

処分の廃棄物確認に備えた廃棄体の作製及び廃棄体の品質管理データの収集等の観点からは、十分に規定・実施されていないのが現状である。

(3) 廃棄物確認に備えた廃棄体作製等に係る QMS の概要

廃棄物確認に備えた廃棄体作製等に係る QMS の構築に関しては、以下の二つの方針が考えられる。

- ① 廃棄物確認に備えた廃棄体作製等に係る内容を、現行の「保安活動に係る QMS」に追記、又は「保安活動に係る QMS」の下部規定として組み込み、「保安活動に係る QMS」の枠内で廃棄物確認に備えた QMS を構築・運用する。
- ② 「保安活動に係る QMS」及び「設計及び建設工事に係る QMS」とは別に、廃棄物確認に備えた廃棄体の製作等に係る新たな QMS を構築・運用する。

新規に作成する廃棄物確認に備えた QMS は、その運用当初に多くの修正が予想されることから、当面は②の方針で、事業所毎に、廃棄物管理部署の長をトップマネジメントとする廃棄体作製等に係る QMS を、ISO/JIS9000 ベースで新たに構築することとする。

なお、最終的な QMS に係る体制は、上記の暫定的な QMS の運用状況、各事業所の既存 QMS に係る検討結果等を踏まえて、再度検討を行う。

ここで、原子力機構として、廃棄物確認に係る品質管理データに、質・量ともに大きなばらつきが生じないようにすることが必要である。この観点から、廃棄体の作製及び廃棄体の品質管理データの収集等に係る具体的な手順、マニュアル等については、原子力機構として共通の「廃棄体標準製作マニュアル」を整備し、その下部規定として、各拠点に特有な事項を含めた廃棄体製作マニュアル等を各拠点において作成していくことが適切である。

また、廃棄物確認に係る品質管理データの集中管理、これらに係る技術、情報の共有化等を図る観点から、廃棄物確認に係る品質管理データを電磁的記録として保存することも重要である。

2.2.2 廃棄体標準製作マニュアル（案）の整備に係る検討状況

(1) 均質・均一固化体に係る廃棄体標準製作マニュアル（案）

原子力機構では、液体状の廃棄物等^(*)を均質・均一固化体とする廃棄体化処理が継続して行われており、現状も均質・均一固化体の作製・保管が進められていることから、これに係る廃棄体標準製作マニュアル（案）の検討を優先して行った。

(2) 充填固化体に係る廃棄体標準製作マニュアル（案）

現行の法令等に規定された廃棄体等の技術基準を踏まえると、コンクリートピット型埋設

(*) 原子炉等規制法における核燃料物質等の第二種廃棄物埋設に関する措置等に係る技術的細目を定める告示において、液体状の放射性廃棄物又はイオン交換樹脂、焼却灰、フィルタスラッジその他の粉状の放射性廃棄物若しくは粒状の放射性廃棄物若しくはこれらを成型した放射性廃棄物については、条文に従って、均質・均一固化体への廃棄体化処理を施すこととなっている。

処分対象の廃棄物のうち、固体状の廃棄物^(*)3)は必要に応じて充填固化体とするための廃棄体化処理が施されることとなる。

充填固化体の主要な処理方法としては、分別（埋設対象外物質の除去及び性状等による分類。以下同じ）のうえ、圧縮処理（高圧圧縮処理を含む。以下同じ）または熔融処理（高周波誘導熔融方式及びプラズマ熔融方式。以下同じ）を施した廃棄物を収納した容器にセメントを充填する方法、及びこれらの処理を施さない廃棄物を直接収納した容器にセメントを充填する方法がある。

現在、原科研では、充填固化体の作製を念頭に既存保管廃棄物を対象とした解体・分別作業を実施するとともに、高圧圧縮処理がされている。また、他の拠点においても、圧縮処理後の充填固化体の作製が想定されている。

これらの状況を踏まえ、充填固化体に係る廃棄体標準製作マニュアル（案）の検討を行った。

(3) コンクリート等廃棄物に係る標準マニュアル（案）

解体に伴って発生するコンクリート金属類は、浅地中埋設処分に当たっては、コンクリート等廃棄物として、第二種廃棄物埋設規則及び放射線障害防止法施行規則の技術上の基準に適合する必要がある。原子力機構の浅地中埋設処分施設においては、これらの規制に加え、廃棄物の処理及び清掃に関する法律で規定される安定型最終処分場及び管理型最終処分場における処分に係る規制も考慮する必要があることから、これらの法令に規定される技術上の基準にも適合することも念頭に、コンクリート等廃棄物の措置についても検討を行った。

2.2.3 放射能濃度評価手法構築に係る検討状況

各拠点における放射能濃度評価手法構築に係る分析の合理化、及び放射能濃度評価手法構築の検討・確立の具体化のためには、原子力機構として共通の放射能濃度評価手法構築マニュアルを整備することが適切である。放射能濃度評価手法構築マニュアルで対象とする廃棄体は、各拠点に共通する浅地中埋設処分対象の廃棄体である均質・均一固化体、充填固化体及びコンクリート等廃棄物とする。

放射能濃度評価手法構築マニュアルは、放射能濃度評価手法の構築に係る事項・手順等を規定することとし、分析用試料の採取方法、分析・測定方法、分析データの管理方法等に係る基本手順をまとめた「放射能濃度データ取得マニュアル」、及び放射能濃度評価手法の構築手順について具体的な事例を盛り込んだ「放射能濃度評価手法構築ガイドライン」の2つから構成するものとする。

「放射能濃度データ取得マニュアル」及び「放射能濃度評価手法構築ガイドライン」の作成にあたっては、既存評価手法を参考にする他、日本原子力学会標準委員会の LLW 放射能評価分科会において行われている、原子力発電所から発生するコンクリートピット及びトレンチ処分対象の廃棄物（コンクリート等廃棄物を含む）の放射能濃度評価手法の構築手順の

(*)3) (*)2)の液体状の廃棄物等を除いた固体状の廃棄物。

検討内容も参考にする。このため、まずは原子炉施設から発生する廃棄物に対する「放射能濃度データ取得マニュアル（案）」の検討を優先的に行った。

原子炉施設以外の施設（照射後試験施設や RI 使用施設）から発生する廃棄物については、今後の検討状況を踏まえて順次マニュアルに追加整備することとする。

なお、廃棄体の放射能濃度確認に係る非破壊外部測定法や廃棄体破壊分析法等については別途検討し、原子力機構として共通の「原子力機構における廃棄体の放射能濃度確認に係る基本手順の原則（仮称）」（以下「廃棄体放射能濃度確認マニュアル」という。）で規定することとする。

現在検討を進めている廃棄物の発生から埋設処分に向けた原子力機構の標準マニュアルの体系について図 2-1 に示す。

2.3 平成 26 年度までの検討後の課題

2.2 に示したように、平成 26 年度までは廃棄体作製に係る QMS に係る検討、及び原子力機構としての標準的なマニュアル（案）の検討を進めてきたが、各拠点における廃棄体化処理の計画、廃棄体作製に係るマニュアルの整備状況等を踏まえると、以下の課題が挙げられる。

(1) 廃棄体化処理への着手

現状では各拠点において新規処理設備を導入し、一連の廃棄体化処理を早急を実施することは困難な状況であるが、保安活動として廃棄物の分別保管を行っている。しかし、これまでの廃棄物の分別・減容作業は、廃棄体作製を念頭にしたマニュアルに基づいたものでない場合があり、分別・減容後の廃棄物については、再度分別する必要があるものがある。今後、分別・減容する廃棄物のうち、廃棄体として処理していくことが可能な廃棄物については、分別の手戻りのないようにすることが重要である。

各拠点で整備するマニュアルについては、対象物、対象範囲の明確化、文書自体の事業所内での審査等があるため、相当の時間が必要となる。このため、廃棄体作製に係るマニュアル類の整備に向けて早期に着手する必要がある。特に、現在作製されている廃棄体については、早急に当該廃棄体作製に係る QMS を構築し、その運用を図ることが緊急の課題である。

(2) 放射能濃度評価の推進

廃棄体に含まれる放射性核種の放射能濃度の評価について、原子力機構でも発電所廃棄体に適用されている SF 法のような合理的な放射能濃度評価手法を確立することが考えられる。合理的な放射能評価手法を構築するためには、採取試料を確立・検証された方法によって放射化学分析・測定し、高い精度と信頼性のある多数のデータを収集する必要がある。放射能濃度評価手法の確立自体は品質管理されるものではないと考えられるが、この観点から、検討に必要な放射能濃度データについては適切に品質管理する必要がある。

このため、これまで検討を進めてきた原子力機構共通の放射能濃度データ取得マニュアルについて早期に整備するとともに、各拠点はこれらを参考として放射能濃度データの取得において各種マニュアルを整備・運用し、品質管理された放射能濃度データを蓄積していくこ

とが必要である。

また、「放射能濃度評価手法構築ガイドライン」についても作成を進める必要がある。

(3) 解体廃棄物への対応

原子力機構においては種々の原子力施設の廃止措置が進められている。廃止措置においては、解体作業実施前及び実施中に、汚染状況の調査・検討等を目的とした放射能測定が実施されているが、現在までに発生・保管されている解体廃棄物の品質管理データは、廃棄物確認に係る観点からは不十分なものもあると考えられた。また、解体作業から発生する放射性廃棄物については、解体作業から埋設処分までを一貫した品質管理を行うことが合理的である。

このような状況を踏まえ、現行の解体廃棄物に係る品質管理データの収集・管理に係る実施内容、解体廃棄物に係る関連データの品質管理方法等について検討を進める必要がある。

(4) 技術上の課題

化学的有害物への対応方法（分別処理等含む）、放射性廃棄物の収納方法、固型化材料の充填方法等、充填固化体等を作製する予定の他拠点への展開を図るために、これまで検討してきた廃棄体製作マニュアルを取りまとめる必要がある。

3 作業会の検討対象

研究施設等廃棄物には、原子炉等規制法の規制を受ける放射性廃棄物、放射線障害防止法の規制を受ける放射性廃棄物、及びこれらの複数の法令の規制を受ける放射性廃棄物がある。いずれの法令においても、廃棄物埋設の事業の許可を受ける必要があり、また、廃棄物を埋設するためには、それぞれの技術基準に適合することについての廃棄物確認を受ける必要がある。

平成 27 年度に設置した作業会においては、これまでの検討結果を踏まえつつ、これらの二重規制への対応も考慮するため、当面の検討対象を埋設事業の許可に関する事項と廃棄物確認に関する事項とに大別して、主に以下の内容について検討を進めることとした。

(1) 埋設事業の許可に係る事項

- ① 浅地中処分（ピット処分、トレンチ処分）に係る廃棄物の物量、種類、核種毎の放射能インベントリ等の評価

(2) 廃棄物確認に関する事項

- ① 廃棄体及びコンクリート等廃棄物の仕様・性能に係る技術基準への対応方法
- ② 廃棄体及びコンクリート等廃棄物の廃棄物確認における放射能評価手法
- ③ 廃棄体作製及び放射能評価に係る原子力機構に共通的な品質管理マニュアル
- ④ 各拠点における廃棄体作製・放射能評価に係る課題への対応方法
- ⑤ 廃棄体に含まれることが想定される環境影響物質への対応方法
- ⑥ 廃棄物確認に向けた QMS 構築の検討・実施状況の確認

平成 27 年度は廃棄体作製の観点から手戻り等が生じないように早急な検討を要する以下の項目等について検討することとした。

- ① 3 の(2)の ⑥に関し、廃棄体製作部署（拠点）における現状の QMS の状況を調査し、廃棄体確認に向けて必要となる品質保証体系の構築について検討する。また、廃棄体製作部署（拠点）の廃棄体作製に係るマニュアル類の整備状況を調査し、QMS 上の位置付けを確認する。なお、本検討においては、廃棄体を受け入れる埋設事業者の QMS についても検討が必要なことから、埋設事業者が実施する廃棄物確認に加え埋設施設確認に向けた QMS の構築についても併せて検討する。
- ② 3 の(2)の③に関し、平成 26 年度までに検討してきた廃棄体標準製作マニュアル（案）及び放射能濃度データ取得マニュアル（案）について精査し、マニュアルの適用範囲について一部を拡大してそれぞれを原子力機構の共通的な標準マニュアル（公開版）として取り纏める。
- ③ 3 の(2)の④に関し、ふげん及び大洗センターで保管・管理中のアスファルト固化体について、容器からのアスファルトの漏えい跡が発見されたことから^{1),2)}、埋設処分の観点から当該事象に対する課題や対応を検討する。

4 検討結果

4.1 埋設処分に係る品質保証の検討

4.1.1 各廃棄体製作部署（拠点）の廃棄体作製に向けた品質保証活動の現状

現状、研究施設等廃棄物に係る第二種廃棄物埋設事業については、立地フェーズ段階にあり具体的な埋設事業の許可申請の時期が不確定なものとなっていることから、一部の廃棄体製作部署（拠点）における前処理作業を除き多くの廃棄体製作部署（拠点）においては、廃棄体化処理を実施していない。しかし、全ての廃棄体製作部署（拠点）において、埋設処分に備えて廃棄物の分別や中間減容処理（廃棄物管理）を行っていることから、これらに係る作業については、後述する廃棄体標準製作マニュアル³⁾等の文書や技術基準を満足していることを証明する各種記録類の管理を QMS に基づき実施し、廃棄物確認に備えておくことが必要である。廃棄物の発生から埋設処分における責任の所掌及びそれぞれの活動に係る QMS のイメージについて図 4-1 に示す。また、廃棄体作製の標準的なフローを図 4-2 に、廃棄体に係る品質管理データを表 4-1 及び表 4-2 に示す。

これに基づき、各廃棄体製作部署（拠点）の廃棄物管理に係る品質保証文書（規程類及びマニュアル類）について調査した。各廃棄体製作部署（拠点）の廃棄物管理に係る調査結果を図 4-3 から図 4-9 に示す。原科研、核燃料サイクル工学研究所（ウラン系）及び大洗センターにおいては、表 4-3 に示す廃棄体又はコンクリート等廃棄物の作製に係る品質保証文書が、保安活動に係る QMS に基づく文書として整備されていることが確認された。

4.1.2 廃棄体作製に係る規程類及びマニュアル類の整備に向けた検討

埋設処分に向けて、各廃棄体製作部署（拠点）では廃棄体作製に係る規程類及びマニュアル類を整備していく必要があるが、これらの規程類及びマニュアル類の整備は、廃棄物の管理状況等の実態に合わせて検討する必要がある。このため、各廃棄体製作部署（拠点）の廃棄物について、核種区分、放射能レベル、廃棄物性状の 3 つの観点で分類し、分類した廃棄物毎に分別・仕分け、処理等の実施状況を整理し、これに基づき、今後の廃棄体作製に必要となる規程類及びマニュアル類の整備の方向性を検討した。実施状況を整理及びマニュアル類の整備の方向性の検討の結果の詳細を表 4-4 に示す。

4.1.3 埋設事業者が行う品質保証活動について

埋設事業者が行う品質保証活動について先行事業者を調査した結果、埋設施設操業後の保安活動（廃棄体受入れ、貯蔵、運搬、覆土（埋設後管理も含む））等の業務については、保安規定に定め理事長をトップマネジメントとする QMS に基づき実施されている。一方、埋設施設操業前の活動としては「環境影響調査やボーリング調査」、「埋設事業許可申請」、「埋設施設の設計や建設」等といった業務が想定される。

これらにより、現状において原子力機構の埋設事業者（バックエンド統括部）が実施すべき品質保証活動については、図 4-1 に示すものと想定される。ただし、原科研では、所長をトップマ

ネジメントとする QMS となっていることから、今後埋設事業を進める上で埋設事業に係る全ての業務に対し理事長をトップマネジメントとする QMS を構築する必要があると考えられる。具体的には、

- ・ 品質保証活動を推進する会議体を本部に設置し、品質保証活動方針、品質保証活動計画、品質保証活動状況の審議等、品質保証活動の推進、管理、指導等は本部の会議体が行う
- ・ 品質保証活動の総括を行うため、バックエンド統括部内にも品質保証活動を審査する会議体を設置し、廃棄体作製者である各拠点の QMS についてはバックエンド統括部内の会議体が管理、指導等を行う

なお、埋設施設の建設を行う部署の QMS についても、理事長をトップとすることが望ましいと考えられる。

4.2 原子力機構標準マニュアルの整備

前節で述べたように、放射性廃棄物の埋設処分においては、QMS に基づき廃棄体作製や放射能濃度測定を行うことが求められる。そこで原子力機構として統一的な考え方にに基づき、体系的かつ効率的に廃棄物確認に係る品質管理データの取得を行うことを目的とし、各拠点に共通的な事項について基本手順の原則を取りまとめ、「放射能濃度データ取得マニュアル」及び「廃棄体標準製作マニュアル³⁾」として整備した。各廃棄体製作部署（拠点）は、当マニュアルを基本として、廃棄物の性状に応じた廃棄体作製や放射能濃度データ取得・管理方法について、各廃棄体製作部署（拠点）独自の QMS に基づく品質保証文書としてのマニュアル類を策定し、埋設処分に向けた品質管理データ類の記録、保存等の管理を行うことが適当である。

4.2.1 放射能濃度データ取得マニュアルの適用範囲の拡大

平成 26 年度までに検討を行ってきた放射能濃度データ取得マニュアル（案）は、「SF 法」及び「平均放射能濃度法⁵⁾」（以下「SF 法等」という）の適用性検討に向けた放射能濃度データの取得方法について定めたものである。本マニュアル（案）は、分析用試料の採取、放射化学分析・測定、分析データの管理等の方法について、SF 法等の手法を適用する際に各拠点で共通的に利用できるものとなっている。

原子力施設から発生した廃液等を蒸発濃縮・固型化した（する）セメント又はアスファルト固化体については、固化処理前の濃縮廃液から分析用試料を採取し、放射化学分析の測定結果に基づく放射能濃度を廃棄体の放射能濃度とする「原廃棄物分析法⁵⁾」が適用されることが想定されることから、これを適用する上で必要となる品質管理データの取得を確実なものとするため、放射能濃度データ取得マニュアル（案）の適用対象の拡大の検討を行った。

検討の結果、これまでの検討内容に大きな変更点はないものの、原廃棄物分析法を適用する上で廃棄物確認に必要となることが想定される品質管理データとして、以下の事項について当該マニュアルに明記することとした。

- ・ 固型化処理バッチ毎に分析用試料を採取することから、記録項目に処理バッチ番号を追加

- ・ 分析用試料の採取前に濃縮廃液を十分に攪拌し均一性を確認した上で採取するため、記録項目に攪拌時間を追加

本検討結果を踏まえた、SF 法等及び原廃棄物分析法に適用できる放射能濃度データ取得マニュアルを付録 2 に示す。

4.2.2 廃棄体標準製作マニュアルの整備状況

平成 26 年度までは、原子力機構における廃棄体作製方法の共通化を図り、技術基準に適合する廃棄体を作製するための廃棄体標準製作マニュアル（案）を検討してきた。このうち、充填固化体の作製方法については、その妥当性を確認するためバックエンド統括部によりセメント系充填材による容器への充填性能に係る試験³⁾が行われ、廃棄体の技術基準のうち「有害な空げきが残らないようにすること」及び「容器内の放射性廃棄物と一体となるように充填すること」について適合する廃棄体を作製できる見通しが得られたことから、これを廃棄体標準製作マニュアル（案）に反映して、公開版として廃棄体標準製作マニュアルを取り纏めた³⁾。

4.3 廃棄体化処理技術に係る検討

平成 27 年度に、ふげん及び大洗センターで保管・管理中のアスファルト固化体について、容器からのアスファルトの漏えい跡が発見された。当該のアスファルト固化体については、過去に液体状の廃棄物を蒸発処理し、その濃縮廃液をアスファルトにより固型化したものであり、廃棄体等の技術基準においては、「均質・均一アスファルト固化体」に分類される。

当該拠点の廃棄体製作部署においては、現行の形態での浅地中埋設処分の可能性について検討してきたことを考慮し、当該廃棄体を除いた健全な廃棄体の埋設処分の観点から当該事象に対する課題や対応への検討に着手した。

4.4 今後の計画

(1) 廃棄体化処理への着手

現状では各廃棄体製作部署（拠点）において新規処理設備を導入し早急な廃棄体化処理を実施することは非常に困難な状況であるが、廃棄体化処理の一環とみなせる分別処理等をすでに行っている廃棄体製作部署（拠点）があった。このことから、平成 28 年度以降は、順次各廃棄体製作部署（拠点）の分別処理等を含む廃棄体化処理（廃棄体作製の途中段階を含む）における品質保証マニュアル類の整備について検討する。

(2) 放射能濃度評価の推進

各廃棄体製作部署（拠点）では、放射能濃度評価手法の確立に必要となる放射能濃度データの取得において、分析用試料の採取手順や分析作業手順等の品質保証マニュアル類を整備する必要がある。このことから、各廃棄体製作部署（拠点）におけるこれらの整備状況を調査・検討する。また、これまでの検討課題となってきた放射能濃度評価手法構築ガイドラインについても整備を進める。

(3) 解体廃棄物への対応

原子力機構においては種々の原子力施設の廃止措置が進めることにより、解体作業に伴ってコンクリート等廃棄物が大量に発生することが予想される。解体作業から発生する放射性廃棄物の品質管理については、解体作業と密接に関連している事項も含めて一貫して行うことが合理的である。これまでも検討課題とされていたことから、各廃棄体製作部署（拠点）の検討状況を調査し、検討を進める。

(4) 技術上の課題

平成 27 年度に引き続き、今後もふげん及び大洗センターのアスファルト固化体からのアスファルト漏えい事象に関する検討を行い、埋設処分という観点から課題や対応の考え方を取り纏める。

5 おわりに

平成 27 年度は、当面の取り組むべき事項とされた廃棄体化処理の着手、放射能濃度評価の推進、技術上の課題に対する検討に対し、廃棄体作製に係る品質保証、廃棄体作製及び放射能濃度データ取得に係る原子力機構標準マニュアルの整備、アスファルト固化体からのアスファルト漏えい事象に関する検討を行うとともに、バックエンド統括部と各拠点の廃棄体製作部署の関係者との意見交換及び情報共有を行った。

これまでに明らかにした課題への対応については、関係機関や埋設事業の動向を踏まえて検討を具体化していくとともに、廃棄体製作部署（拠点）において新規処理設備を導入し廃棄体化処理を実施できるようになるまでは、分別処理等を含む廃棄体化処理について現状で実施できる品質管理の方法を検討し、順次対応していく。

今後、原子力機構においては種々の原子力施設の廃止措置が進められ、解体作業に伴ってコンクリート等廃棄物が大量に発生することが予想されることから、解体作業から発生する解体廃棄物の品質管理についても検討を始める予定である。

参考文献

- 1) 原子力規制庁ホームページ, (online) available from <https://www.nsr.go.jp/disclosure/meeting/DEC/2015.html> (accessed on 2016-05-24).
- 2) 原子力規制庁ホームページ, (online) available from <https://www.nsr.go.jp/disclosure/meeting/WAS/2015.html> (accessed on 2016-05-24).
- 3) 仲田久和ほか, 研究施設等廃棄物浅地中処分施設における廃棄体の受入基準の設定-有害な空げきが残らないこと及び一体となるような充填-, JAEA-Technology 2016-001, 2016, pp.66-112.
- 4) 原子力規制庁, 廃棄物確認に関する運用要領の制定について, 平成 26 年 2 月 26 日, <http://www.nsr.go.jp/data/000028128.pdf> (accessed on 2016-03-02).
- 5) 日本原子力学会, 日本原子力学会標準 ピット処分及びトレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度決定に関する基本手順 : 2011, AESJ-SC-F022, 2011, pp.6-12.

表 4-1 廃棄物確認における均質・均一固化体の対象記録類 (1/2)

出典) 原子力規制庁、廃棄物確認に関する運用要領の制定について、平成26年2月26日⁴⁾

確認項目		確認資料
1. 測定装置の機能確認		
①測定装置は、性能及び信頼性を維持するように管理されているとともに、定期的に校正されていること。		(点検報告書、点検記録)
②測定方法の変更があった場合は、測定方法の変更内容及び変更理由を明記した文書が作成、管理されていること。		(機能確認書)
2. 廃棄物確認項目		
①固型化材料		
a.セメント	JIS R5210(1992)若しくはJIS R5211(1992)に定めるセメント又はこれと同等以上の品質を有するセメントであること。	(試験成績書、納品書、品質に関する証明書、納入に関する証明書)
b. アスファルト	JIS K2207(1990)に定める石油アスファルトで針入度が100以下のもの又はこれと同等以上のものであること。	
②容器		
JIS Z1600(1993)に定める金属性容器又はこれと同等以上の強度及び密封性を有するものであること。		(容器の試験成績書、容器の納品書、品質に関する証明書、納入に関する証明書、圧出表示)
③一軸圧縮強度		
セメントを用いて放射性廃棄物を固型化する場合は、固型化された放射性廃棄物の一軸圧縮強度が1470キロパスカル以上であること。		(超音波伝搬速度測定記録又はセメント/水比運転記録)
④配合比		
アスファルト又は不飽和ポリエステル樹脂を用いて放射性廃棄物を固型化する場合は、廃棄体中の固型化材料の重量は廃棄体の重量から容器の重量を差し引いた重量のそれぞれ50%以上又は30%以上となるようにすること。		(廃棄体の作製方法、運転記録)
⑤練り混ぜ・混合		
固型化に当たっては、固型化材料若しくは固型化材料及び混和材料と放射性廃棄物を均質に練り混ぜ、又はあらかじめ均質に練り混ぜた固型化材料若しくは固型化材料及び混和材料と放射性廃棄物を均一に混合させること。		(廃棄体の作製方法、運転記録、超音波伝播速度の測定記録)
⑥硬さ値		
不飽和ポリエステル樹脂を用いて放射性廃棄物を固型化する場合は、固型化された放射性廃棄物のJIS K7215に定める方法により測定した硬さ値が25以上であること。		(測定記録、運転記録)

表 4-1 廃棄物確認における均質・均一固化体の対象記録類 (2/2)

確認項目	確認資料
<p>⑦有害な空げき</p> <p>容器内に有害な空げきがのこらないようにすること。</p>	<p>(廃棄体重量の測定記録より計算又は透過γ線法による測定記録又は超音波レベル計による測定記録)</p>
<p>⑧最大放射能濃度</p> <p>放射能濃度が事業許可申請書記載の最大放射能濃度を超えないこと。</p>	<p>(放射能濃度測定記録)</p>
<p>⑨表面密度限度</p> <p>表面の放射性物質の密度が原子力規制委員会の定める表面密度限度の十分の一を超えないこと。</p>	<p>(表面密度測定記録)</p>
<p>⑩健全性を損なうおそれのある物質</p> <p>健全性を損なうおそれがある物質が含まれていないこと。</p>	<p>(廃棄体作製方法)</p>
<p>⑪埋設時耐埋設荷重</p> <p>埋設された場合において受けるおそれのある荷重に耐える強度を有すること。</p>	<p>(容器の納品書及び成績書又は圧出表示等、補修方法を定めた手順書、補修方法、補修に必要な材料等の納品書等、補修記録)</p>
<p>⑫固型化後の期間が6ヶ月以上経過</p> <p>廃棄体は、受入れ時において固型化後6ヶ月以上経過していること。</p>	<p>(運転記録)</p>
<p>⑬表面線量当量率</p> <p>廃棄体の表面線量当量率が10mSv/hを超えないこと。</p>	<p>(表面線量当量率測定記録)</p>

表 4-2 廃棄物確認における充填固化体の対象記録類 (1/2)

出典) 原子力規制庁、廃棄物確認に関する運用要領の制定について、平成 26 年 2 月 26 日⁴⁾

確認項目		確認資料
1. 測定装置の機能確認		
①測定装置は、性能及び信頼性を維持するように管理されているとともに、定期的に校正されていること。		(点検報告書、点検記録)
②測定方法の変更があった場合は、測定方法の変更内容及び変更理由を明記した文書が作成、管理されていること。		(機能確認書)
2. 廃棄物確認項目		
①固型化材料		
セメント	JIS R5210(1992)若しくはJIS R5211(1992)に定めるセメント又はこれと同等以上の品質を有するセメントであること。	(試験成績書、納品書)
②容器		
JIS Z1600(1993)に定める金属性容器又はこれと同等以上の強度及び密封性を有するものであること。		(容器の試験成績書、容器の納品書、品質に関する証明書、納入に関する証明書、圧出表示)
③固型化材料等の練り混ぜ		
固型化材料若しくは固型化材料及び混和材料が均質に練り混ぜられていること。		(原材料の納品書及び成績書等、練り混ぜ機の検査表又は製造業者若しくは納品業者の練り混ぜ機の性能証明書、固型化記録)
④一体となるような充填		
均質に練り混ぜた固型化材料若しくは固型化材料及び混和材料を容器内の放射性廃棄物と一体となるように充填すること。		(分別作業記録、切断処理記録、圧縮処理記録、収納記録、溶融処理記録、小型混練処理記録、固型化記録等、設備の定期検査表)
⑤有害な空げき		
容器内に有害な空げきがのこらないようにすること。		(養生記録)
⑥最大放射能濃度		
放射能濃度が事業許可申請書記載の最大放射能濃度を超えないこと。		(貯蔵場所からの取り出し記録及び溶融処理記録(溶融処理している場合)、放射能濃度の測定記録)

表 4-2 廃棄物確認における充填固化体の対象記録類 (2/2)

確認項目	確認資料
⑦表面密度限度	
表面の放射性物質の密度が原子力規制委員会の定める表面密度限度の十分の一を超えないこと。	(表面密度測定記録)
⑧健全性を損なうおそれのある物質	
健全性を損なうおそれがある物質が含まれていないこと。	(分別記録、収納記録)
⑨埋設時耐埋設荷重	
埋設された場合において受けるおそれのある荷重に耐える強度を有すること。	(原材料の納品書及び成績書等、容器の納品書及び成績書又は圧出表示等、内張り容器の納品書及び試験成績書、内籠の納品書及び図面等、分別記録、収納記録、固型化記録、固型化材料等の性能検査表)
⑩廃棄物発生後の期間が6ヶ月以上経過	
廃棄物の発生から受入予定日までに6ヶ月以上経過していること。	(貯蔵場所からの取り出し記録(放射性廃棄物の保管廃棄の記録に基づいて作成したもの))
⑪表面線量当量率	
廃棄体の表面線量当量率が10mSv/hを超えないこと。	(表面線量当量率測定記録)

表 4-3 廃棄体作製に関連する文書

廃棄体製作部署 (拠点)	文書
原子力科学研究所	充填固化体作製マニュアル セメント固化廃棄体の作製マニュアル アスファルト固化廃棄体の作製マニュアル
核燃料サイクル工学研究所 (ウラン系)	環境技術開発センター通達ウラン系固体廃棄物の分別業者等の資格認定制度運用要領書
大洗センター	廃棄体作製に係る資材管理マニュアル 廃棄体の放射能評価に係る分析及び機器校正マニュアル

This is a blank page.

表 4-4 廃棄体作製に関するマニュアル類の整備の方向性

原科研

廃棄物の分類	分別・仕分け 処理等の状況	今後のマニュアル類の整備の方向性
βγA 不燃物	高減容にて分別、圧縮処理を実施中	現状に合わせてマニュアルが整備されている。廃棄体処理のどの段階までに対応しているか確認していく。
βγB 雑固体	保管のみ	浅地中処分対象以外のものが主であることから、本作業会とは別の検討となる。
α 雑固体	保管のみ	浅地中処分対象以外のものが主であることから、本作業会とは別の検討となる。
濃縮廃液等固化体	セメント、アスファルト固化を実施中	現状に合わせてマニュアルが整備されている。廃棄体処理のどの段階までに対応しているか確認していく。
焼却灰保管体、βγA可難燃物	可燃物は焼却処理を実施中	固化の仕様をマニュアルに反映する必要があることから、仕様が決まった後の検討となる。
圧縮体保管体	過去に処理を行っていた	廃棄体処理の方法が未定であることから、これが解決した後に、検討していくこととなる。
高線量圧縮保管体 (MH)	圧縮減容後保管	浅地中処分対象以外のものが主であることから、本作業会とは別の検討となる。
高線量圧縮保管体 (M3)	圧縮減容後保管	浅地中処分対象以外のものが主であることから、本作業会とは別の検討となる。

核燃料サイクル工学研究所 (ウラン系)

廃棄物の分類	分別・仕分け 処理等の状況	今後のマニュアル類の整備の方向性
不燃物	新規発生分については廃棄体化のための分別を実施中	現状に合わせてマニュアルが整備されている。廃棄体処理のどの段階までに対応しているか確認していく。
可難燃物、焼却灰、スラッジ	可燃物については焼却処理を実施中	固化の仕様をマニュアルに反映する必要があることから、仕様が決まった後の検討となる。

ふげん

廃棄物の分類	分別・仕分け 処理等の状況	今後のマニュアル類の整備の方向性
不燃物	減容のための分別・再収納を実施している。	仕分け・分別で発生する廃棄体可能な不燃物等（主に金属等に分別されたもの）を対象にマニュアルの整備に向けて、検討していく。
アスファルト固化体	過去に処理を行っていた。	今後、アスファルト固化は実施しない予定である。
可難燃物、焼却灰、スラッジ、イオン交換樹脂	可燃物については焼却処理を実施中	固化の仕様をマニュアルに反映する必要があることから、仕様が決まった後の検討となる。

青森研究開発センター

廃棄物の分類	分別・仕分け 処理等の状況	今後のマニュアル類の整備の方向性
不燃物	保管のみ (試験的に分別を実施)	処理方法が明らかになったうえで、マニュアルの整備を検討していくこととなる。
可難燃物	保管のみ	固化の仕様をマニュアルに反映する必要があることから、仕様が決まった後の検討となる。

核燃料サイクル工学研究所 (再処理の低線量廃棄物)

廃棄物の分類	分別・仕分け 処理等の状況	今後のマニュアル類の整備の方向性
不燃物	保管のみ (TWTFで処理予定)	廃棄体施設 (TWTF) の整備スケジュールに合わせて、マニュアルの整備を検討していく。
可難燃物、焼却灰	可燃物については焼却処理を実施中 (難燃物はLWTFで焼却処理予定)	固化の仕様をマニュアルに反映する必要があることから、仕様が決まった後の検討となる。
炭酸塩固化体	LWTFによる廃液処理で発生予定	処理開始までに、マニュアルの整備が必要と考える。
化学スラッジ	保管中	固化の仕様をマニュアルに反映する必要があることから、仕様が決まった後の検討となる。

人形峠環境技術センター

廃棄物の分類	分別・仕分け 処理等の状況	今後のマニュアル類の整備の方向性
不燃物、焼却灰、スラッジ	容器劣化したものの詰め替えを実施	ウラン廃棄物の処分の制度化の状況に応じて、廃棄体化の準備を進める。
可燃物	焼却処理を実施中	

大洗センター

廃棄物の分類	分別・仕分け 処理等の状況	今後のマニュアル類の整備の方向性
βγA 不燃物	廃棄物処理場にて、小型容器で集荷した廃棄物を、施設毎、材質毎にドラム缶への封入作業を実施中。	廃棄物の発生段階から、廃棄物が材質毎に管理されており、廃棄体製作として対応できると考えられることから、マニュアルの整備に向けて検討していく。
βγA 可難燃物、焼却灰	可燃物については焼却処理を実施中	固化の仕様をマニュアルに反映する必要があることから、仕様が決まった後の検討となる。
αA 雑固体	廃棄物処理場にて、小型容器で集荷した廃棄物を、施設毎、材質毎にドラム缶への封入作業を実施中。	廃棄物の発生段階から、廃棄物が材質毎に管理されており、廃棄体製作として対応できると考えられることから、マニュアルの整備に向けて検討していく。
αA 可難燃物、焼却灰	可燃物については焼却処理を実施中	固化の仕様をマニュアルに反映する必要があることから、仕様が決まった後の検討となる。
βγB 雑固体 高線量圧縮保管体	圧縮減容後保管	浅地中処分対象以外のものが主なものであることから、本作業会とは別の検討となる。
αB 雑固体	OWTFで処理を予定	浅地中処分対象以外のものが主なものであることから、本作業会とは別の検討となる。

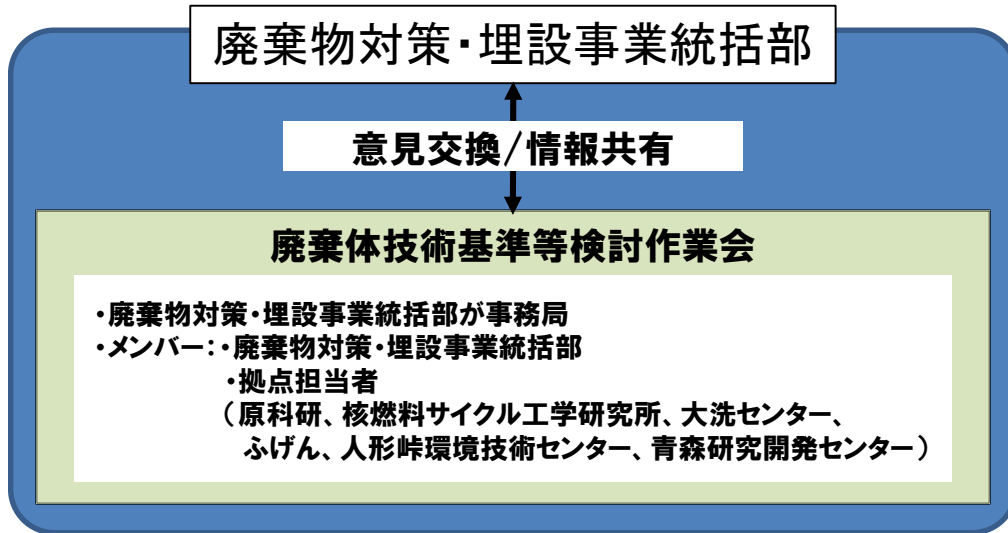


図 1-1 廃棄体技術基準等検討作業会の体制図

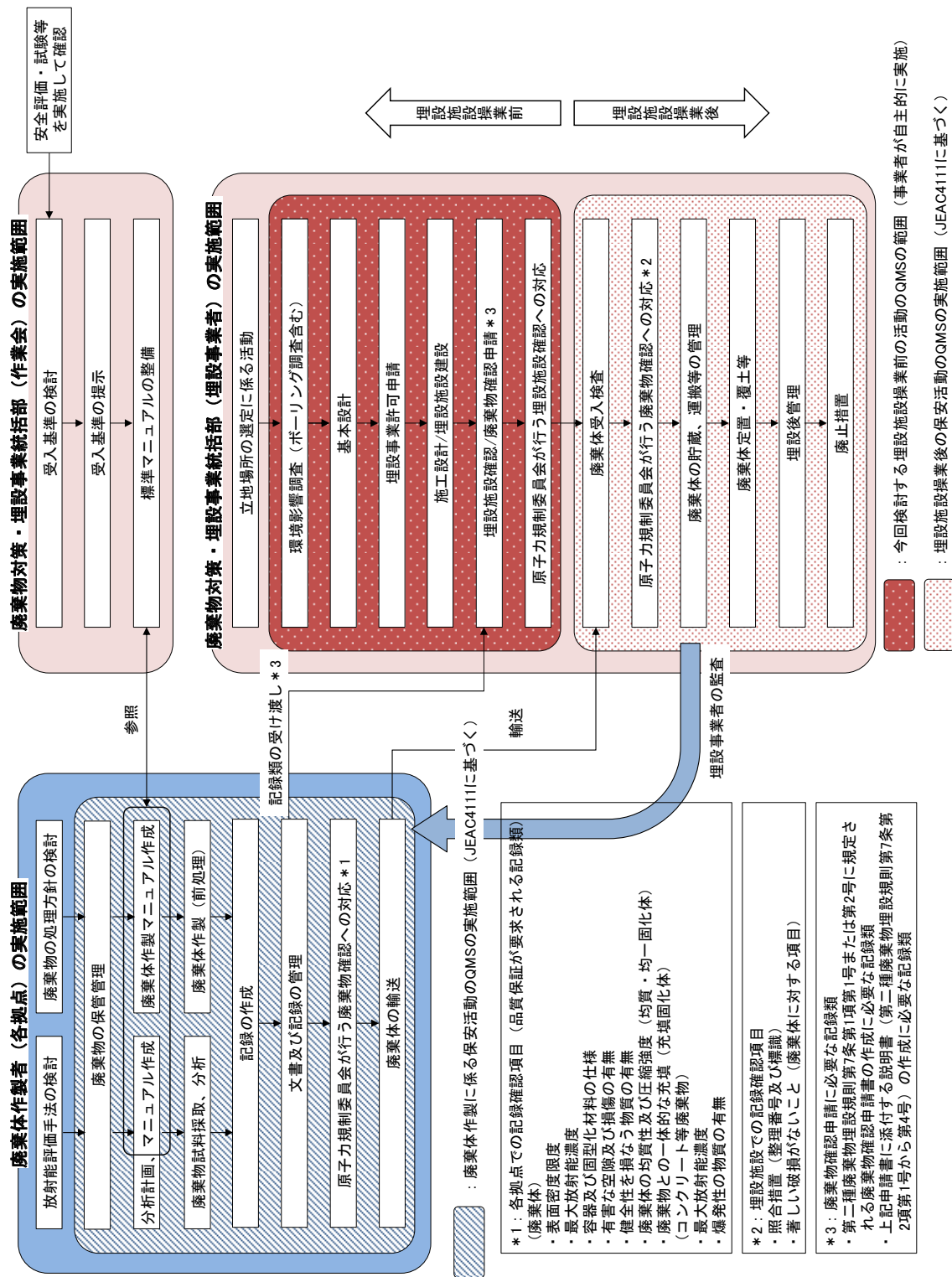


図 4-1 廃棄物の発生から埋設処分までの責任の所掌及び QMS のイメージ

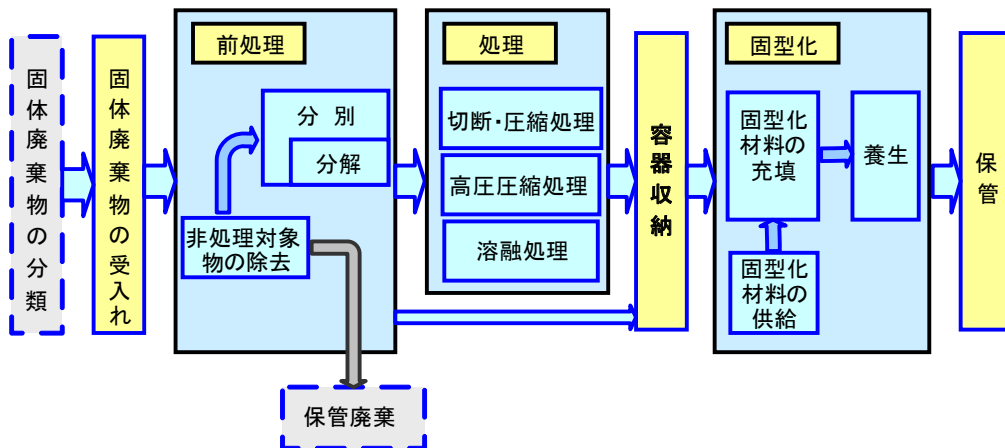


図 4-2 廃棄体作製の標準的なフロー

(一次文書)	
原子力科学研究所品質保証計画	
(二次文書)	
原子力科学研究所 放射線安全取扱手引	
(三次文書)	
運転手引 (本体・特定・放管・利用)	
充填固化体作製マニュアル	
セメント固化廃棄体の作製マニュアル	
アスファルト固化廃棄体の作製マニュアル	

図 4-3 原子力科学研究所における放射性廃棄物等の管理に関する品質保証文書

(一次文書) 保安規定第5条で定めた品質保証計画書 新型転換炉原型炉施設品質保証計画書		
(二次文書) 廃棄物管理要領		(三次文書) 固体廃棄物管理手順書 固体廃棄物管理マニュアル 濃縮廃液等貯蔵管理マニュアル 廃棄物処理設備月間運転計画作成マニュアル 廃棄物等の情報管理マニュアル アスファルト固化体ドラム缶管理マニュアル 固体廃棄物放射能管理マニュアル

図 4-4 ふげんにおける放射性廃棄物等の管理に関する品質保証文書

(一次文書) 使用施設品質保証計画書		
(二次文書) 運転管理要領書		(三次文書) 環境技術開発センター通達 ウラン系固体廃棄物の分別作業について ウラン系固体廃棄物の分別作業者の資格認定制度について ウラン系固体廃棄物の分別作業等者の資格認定制度運用要領書

図 4-5 核燃料サイクル工学研究所（ウラン系）における放射性廃棄物等の管理に関する品質保証文書

(一次文書) 核燃料物質加工施設品質保証計画書 人形峠環境技術センター品質保証計画書	
(二次文書) 放射性廃棄物管理要領書 放射性廃棄物でない廃棄物の管理要領書 放射能濃度確認対象物の管理要領書	
(三次文書) (該当する文書なし)	

図 4-6 人形峠環境技術センターにおける放射性廃棄物等の管理に関する品質保証文書

(一次文書) 廃棄物管理施設品質保証計画書	
(二次文書) 廃棄物管理施設等運転手引 大洗研究開発センター放射線安全取扱手引 大洗研究開発センター放射性廃棄物管理要領	
(三次文書) 大洗研究開発センター放射性廃棄物管理マニュアル 液体廃棄物に係る設備等の運転・保守業務手順書 β ・ γ 固体廃棄物に係る設備等の運転・保守業務手順書 α 固体廃棄物に係る設備等の運転・保守業務手順書 廃棄体作製に係る資材管理マニュアル 廃棄体の放射能評価に係る分析及び機器校正マニュアル	

図 4-7 大洗センターにおける放射性廃棄物等の管理に関する品質保証文書

(一次文書) むつ事務所原子炉施設品質保証計画		
(二次文書) むつ事務所放射線安全取扱手引		
(三次文書) (該当する文書なし)		

図 4-8 青森研究開発センター（むつ事務所）における
放射性廃棄物等の管理に関する品質保証文書

(一次文書) 再処理施設品質保証計画書		
(二次文書) 低放射性固体廃棄物等の取扱い手順書		
(三次文書) (該当する文書なし)		

図 4-9 核燃料サイクル工学研究所（再処理）における
放射性廃棄物等の管理に関する品質保証文書

付録 1

廃棄体技術基準等検討作業会の委員の構成

主査	坂本 義昭	廃棄物対策・埋設事業統括部技術主席
委員	天澤 弘也	廃棄物対策・埋設事業統括部設計技術課長
	佐々木 紀樹	廃棄物対策・埋設事業統括部廃棄物処理計画課長
	坂井 章浩	廃棄物対策・埋設事業統括部設計技術課長代理
	亀尾 裕	原子力科学研究所バックエンド技術部放射性廃棄物管理技術課長
	小澤 一茂	原子力科学研究所バックエンド技術部高減容処理技術課長
	南川 卓也	原子力科学研究所バックエンド技術部放射性廃棄物管理第1課 TL
	木下 淳一	原子力科学研究所バックエンド技術部放射性廃棄物管理第2課技術副主幹
	佐藤 史紀	核燃料サイクル工学研究所再処理技術開発センター環境保全部処理第2課研究副主幹
	青山 佳男	核燃料サイクル工学研究所環境技術開発センター廃止措置技術部廃止措置技術課主査
	松尾 一臣	核燃料サイクル工学研究所環境技術開発センター廃止措置技術部環境施設計画課主査
	中西 良樹	核燃料サイクル工学研究所環境技術開発センター廃止措置技術部環境保全課
	手塚 将志	原子炉廃止措置研究開発センター技術開発部開発実証課技術副主幹
	工藤 健治	大洗研究開発センター環境保全部廃棄物管理課長
	大橋 裕介	人形峠環境技術センター環境保全技術開発部研究開発推進課長代理
	桑原 潤	青森研究開発センターむつ事務所施設管理課長代理

事務局	満田 幹之	廃棄物対策・埋設事業統括部廃棄物処理計画課
	中川 明憲	廃棄物対策・埋設事業統括部廃棄物処理計画課
	辻 智之	廃棄物対策・埋設事業統括部廃棄物処分計画課
	仲田 久和	廃棄物対策・埋設事業統括部設計技術課
	出雲 沙理	廃棄物対策・埋設事業統括部設計技術課
	岡田 翔太	廃棄物対策・埋設事業統括部設計技術課

(平成 28 年 3 月 31 日現在)

This is a blank page.

付録 2

原子力機構における放射能濃度データ取得に係る基本手順の原則

平成 28 年 3 月

廃棄物対策・埋設事業統括部
廃棄体技術基準等検討作業会

目 次

1.	はじめに	-1-
2.	用語の定義.....	-2-
3.	放射能濃度評価の考え方	-6-
3.1	廃棄体の放射能濃度確認に係る基本的な対応.....	-6-
3.2	放射能濃度評価手法の原理	-6-
3.2.1	非破壊外部測定法	-6-
3.2.2	SF 法.....	-7-
3.2.3	平均放射能濃度法	-7-
3.2.4	理論計算法	-7-
3.2.5	廃棄体破壊分析法	-7-
3.2.6	原廃棄物分析法.....	-8-
4.	放射能濃度データの取得	-9-
4.1	分析用試料採取の基本的な考え方.....	-9-
4.1.1	雑固体廃棄物からの試料採取について	-10-
4.1.2	液体廃棄物からの試料採取	-11-
4.2	試料採取要領	-11-
4.2.1	雑固体廃棄物からの試料採取要領	-12-
4.2.2	液体廃棄物からの試料採取要領.....	-12-
4.2.3	分析用試料の梱包	-12-
4.2.4	記録要領.....	-13-
4.3	分析・測定要領	-14-
4.3.1	分析・測定要領.....	-14-
4.3.2	分析・測定装置の校正	-14-
4.3.3	記録要領.....	-15-
5.	品質マネジメントシステム	-16-
6.	参考文献	-17-
附属書 1	試料採取方法（例）	-18-
附属書 2	分析・測定方法の概要.....	-21-

1. はじめに

現行の法令では、廃棄物埋設事業者は放射性廃棄物の埋設処分に当たり、処分対象とする廃棄体一体ごとに法令で定められている技術上の基準に適合していることについて、規制当局による確認を受けなければならないことが規定されている。廃棄体に係る技術上の基準は、廃棄体の種類ごとの固型化の方法、容器及び固型化材料の使用等の廃棄体性能に係る項目と廃棄体に含まれる放射性核種の放射能濃度に係る項目に大別される。

規制当局による確認のうち放射能濃度に係る項目は、埋設処分対象の廃棄体に含まれる主要な放射性核種の種類ごとの放射能濃度が埋設事業許可申請書に記載された最大放射能濃度を超えないこととされており、埋設処分を先行して実施している原子力発電所*では、ピット処分対象の廃棄体一体ごとに、非破壊外部測定法、スケーリングファクタ法（以下「SF法」という。）、平均放射能濃度法及び理論計算法等により、放射性核種の種類ごとの放射能濃度を評価している¹⁾。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）の研究施設から発生・保管されている放射性廃棄物についても、近い将来に埋設処分の実施が予定されており、原子力発電所と同様に合理的な放射能濃度評価手法の構築に向けた放射能濃度データの取得が必要となる。

原子力機構の各廃棄体製作部署（拠点）によって埋設処分対象の放射性廃棄物の種類、適用する放射能濃度評価手法等は異なると予想されるが、放射能濃度データの取得に係る分析用試料の採取、分析・測定、データの管理等（以下「試料採取等」という。）については原子力機構として統一的な考え方に基づいて体系的かつ効率的に行われることが望ましい。この観点に立って、原子力機構から発生・保管されている放射性廃棄物に対する放射能濃度評価手法の構築に向けた放射能濃度データ取得に係る試料採取等の方法について、「原子力機構における放射能濃度データ取得に係る基本手順の原則（以下「本基本原則」という。）」として取り纏めた。

本基本原則で定めた以外の手順を用いる場合があっても、本基本原則に示した基本的な考え方に適合するもので、十分な根拠をもつものであればその手順の適用を妨げない。各廃棄体製作部署（拠点）は本基本原則に基づき、各廃棄体製作部署（拠点）に特有な事項を加え放射能濃度データ取得に係る試料採取等の具体的な作業マニュアルを策定するものとする。また、試料採取等に係る作業マニュアル、分析データ等の記録類については、品質保証体系に基づいて管理される必要がある。

*以下、特に断らない限り商業用原子力発電所をいう。

2. 用語の定義

本基本原則で用いる用語は、特に断らない限り以下で定義する用語とする。

【放射性廃棄物】

核燃料物質又は核燃料物質に汚染された物で廃棄しようとするもの又は放射性同位元素又は放射性同位元素に汚染された物で廃棄しようとするものをいう。性状によって固体廃棄物、液体廃棄物、気体廃棄物という。

【運転廃棄物】

原子力施設の運転及び保守（設備・機器の更新工事、定期検査等）に伴って発生する放射性廃棄物。

【解体廃棄物】

原子力施設の解体工事に伴って発生する放射性廃棄物で、主に建家床・壁等のコンクリート、生体遮へい体、配管・弁、設備・機器等の固体廃棄物。

【雑固体廃棄物】

原子力施設の運転及び保守（設備・機器の更新工事、定期検査等）並びに解体工事に伴って発生する固体廃棄物の総称をいう。原子力機構から発生する雑固体廃棄物の種類としては、運転及び保守作業に伴って発生する防護服、塩ビシート、HEPA フィルタ等、更新工事に伴って発生する交換部品（設備・機器類）、解体工事に伴って発生する解体撤去品（配管・弁、設備・機器類等）、建家の解体に伴って発生する建家床・壁等のコンクリート、生体遮へい体等の固体廃棄物が想定される。

【廃棄体】

容器に封入し、又は容器に固型化した放射性廃棄物をいう。なお、「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律施行規則」において規定される、「容器に封入し、又は固型化処理設備においてコンクリートその他の固型化材料により容器に固型化した」液体状又は固体状の放射性同位元素等についても「廃棄体」に含むものとする。

【均質固化体】

「核燃料物質等の第二種廃棄物埋設に関する措置等に係る技術的細目を定める告示（以下「埋設告示」という。）」において規定される固型化の方法のうち、「固型化材料若しくは固型化材料及び混和材料と液体廃棄物又はイオン交換樹脂、焼却灰、フィルタスラッジその他の粉状若しくは粒状の放射性廃棄物若しくはこれらを成型した放射性廃棄物を均質に練り混ぜ」容器に固型化した廃棄体をいう。均質固化体の種類は、その作製方法により、セメント固化体（インドラム又は

アウトドラムミキシング方式)、アスファルト固化体、プラスチック固化体をいう。

【均一固化体】

埋設告示において規定される固型化の方法のうち、「あらかじめ均質に練り混ぜた固型化材料若しくは固型化材料及び混和材料と液体廃棄物又はイオン交換樹脂、焼却灰、フィルタスラッジその他の粉状若しくは粒状の放射性廃棄物若しくはこれらを成型した放射性廃棄物を均一に混合させ」容器に固型化した廃棄体をいう。均一固化体の種類は、その作製方法により、セメント固化体（真空注入方式）、プラスチック固化体をいう。

【充填固化体】

あらかじめ均質に練り混ぜた固型化材料若しくは固型化材料及び混和材料を容器内の固体廃棄物と一体となるように充填し固型化した廃棄体をいう。

【溶融固化体】

固体廃棄物を溶融処理し容器に固型化した廃棄体をいう。

【コンクリート等廃棄物】

容器に封入しておらず、又は容器に固型化していない固体状の放射性廃棄物で次に掲げるものをいう。

- イ 核燃料物質によって汚染されたコンクリート
- ロ 核燃料物質によって汚染された金属
- ハ その他イ又はロに類するもの

【原廃棄物】

容器に封入し、又は容器に固型化する前の放射性廃棄物をいう。原子力機構から発生する固化体のうち均質・均一固化体となる「液体廃棄物又はイオン交換樹脂、焼却灰、フィルタスラッジ、澱物等」又は充填固化体となる「雑固体廃棄物」が想定される。なお、原廃棄物分析法を適用する場合の原廃棄物は下表に示す放射性廃棄物をいう²⁾。

固型化方法	分析対象廃棄物	中間処理
セメント固化	<ul style="list-style-type: none"> ・濃縮廃液 ・使用済樹脂 ・スラッジ ・焼却灰（グラニュールを含む） ・ペレット 	なし
	<ul style="list-style-type: none"> ・濃縮廃液 ・使用済樹脂 ・スラッジ ・焼却灰 	ペレット化
アスファルト固化	<ul style="list-style-type: none"> ・濃縮廃液 ・使用済樹脂 	なし
プラスチック固化	<ul style="list-style-type: none"> ・濃縮廃液 ・使用済樹脂 	(粉体化処理)

【浅地中埋設処分】

地上又は地表から深さ 50 メートル未満の地下に設置された廃棄物埋設地において、放射性廃棄物を最終的に処分することをいう。

【ピット処分】

地上又は地表から深さ 50 メートル未満の地下に設置された廃棄物埋設地において、次のいずれかの埋設の方法により最終的に処分することをいう。現行の法令では、ピット処分対象となるのは廃棄体又はコンクリート等廃棄物である。

- イ 外周仕切設備を設置した廃棄物埋設地に放射性廃棄物を定置する方法
- ロ 外周仕切設備を設置しない廃棄物埋設地に放射性廃棄物を一体的に固型化する方法

【トレンチ処分】

地上又は地表から深さ 50 メートル未満の地下に設置された廃棄物埋設地において、「ピット処分」で定義した方法以外の埋設の方法により最終的に処分することをいう。現行の法令では、トレンチ処分対象となるのはコンクリート等廃棄物のみである。

【廃棄物確認】

埋設しようとする核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物及びこれに関する保安のための措置が技術上の基準に適合することについて受ける規制当局の確認行為であり、廃棄体性能に係る項目及び廃棄体の放射能濃度に係る項目に大別される。本基本手順においては、特に後者について「放射能濃度確認」という。

【代表試料】

放射能濃度評価の対象とする廃棄体の集団又は放射性廃棄物の集団から、これらの集団の放射能特性、放射能濃度範囲等の特徴を適切に代表する廃棄体又は原廃棄物から採取した分析用試料をいう。

【重要核種】

放射性廃棄物に含まれる放射性核種のうち、埋設処分場の設計において安全評価上重要となる放射性核種をいう。廃棄体の放射能濃度確認の対象となる放射性核種のこと。

【難測定核種】

廃棄体外部から非破壊測定が困難な放射性核種をいう。一般的には放射化学分析により定量する。

【Key 核種】

廃棄体外部から非破壊測定可能な γ 線を放出し、難測定核種と相関関係を有する放射性核種。

特に SF 法においては、難測定核種と生成機構、放射性廃棄物への移行挙動等が類似し、相関関係が成立することが求められる。

【腐食生成物（CP 核種）】

原子炉を構成している機器、装置、配管等の構成材料の腐食物が放射化されて生成した放射性核種。構成材料の違いによって生成量が異なると考えられる。

【核分裂生成物（FP 核種）】

核分裂によって生成した放射性核種、又はそのような放射性核種（核分裂片）から放射性壊変によって生成した放射性核種。核燃料の燃焼度によって生成量が異なると考えられる。

3. 放射能濃度評価の考え方²⁾

3.1 廃棄体の放射能濃度確認に係る基本的な対応

浅地中埋設処分を先行して実施している原子力発電所の操業に伴って発生する均質・均一固化体（平成 2 年度までに発生したもの）に対する廃棄物確認要領として、平成 4 年に「廃棄確認の実施について [通達]（科技庁通達 4 安局第 205 号）」が通達された。これに先立ち原子力安全委員会において了承された「日本原燃産業株式会社六ヶ所事業所における廃棄物埋設の事業に係る重要事項（廃棄体中の放射性物質濃度の具体的決定手順について）に対する報告について」の中で、具体的な放射能濃度評価手法として 6 つの方法（表 3.1）が示された。

また、原子力発電所の操業に伴って発生する充填固化体（平成 9 年度までに発生したもの）に対する廃棄物確認要領として、「充填固化体の廃棄確認の実施について [通知]（科技庁通知 11 安（廃規）第 43 号）」が通知され、これに添付された「廃棄体（充填固化体）中の放射能濃度の決定手順について」において、均質・均一固化体と同じ方法（表 3.1）が充填固化体に対する放射能濃度評価手法として示された。

なお、当時の廃棄物確認の実施機関である独立行政法人原子力安全基盤機構（以下「旧 JNES」という。）では、平成 3 年度以降に発生した均質・均一固化体及び平成 10 年度以降に発生した充填固化体に対する SF 法又は平均放射能濃度法の継続使用について検討した結果について、原子力発電所ごとに個別に取りまとめて公開してきた。平成 26 年 3 月に旧 JNES が原子力規制庁に統合されたことに伴い、これまでに使用されてきた廃棄物確認の運用要領は、原子力規制庁内規として制定された³⁾。

原子力機構には、原子炉施設、再処理施設、核燃料使用施設等、様々な原子力施設が存在している。さらにこれらの施設から様々な性状の放射性廃棄物が発生することに留意し、原子力施設ごとに放射性廃棄物に含まれる放射性核種の生成機構や放射性廃棄物への移行挙動について調査・考察した上で、放射性核種ごとに適切に放射能濃度を評価できる方法を適用する必要がある。原子力機構から発生する放射性廃棄物に対しても、当面は表 3.1 に示す現行の 6 つの方法を個別に若しくは複数の方法を組み合わせて適用することを念頭に検討を進めていく。なお、放射能濃度評価手法の構築については、別途ガイドラインを定めるものとする。

3.2 放射能濃度評価手法の原理

3.2.1 非破壊外部測定法

「非破壊外部測定法」は、個々の廃棄体に対して Ge 半導体検出器等を使用して外部から廃棄体中の放射能濃度を測定する方法である。本法は、⁶⁰Co、¹³⁷Cs など γ 線を放出する放射性核種の測

定に限定される。 ^{60}Co 、 ^{137}Cs は非破壊測定しやすい γ 線を放出するため、廃棄体全体からの透過 γ 線を外部から計測することにより定量することが可能である。 γ 線計測には原子力発電所において実績のある Ge 半導体検出器、NaI シンチレーション検出器又はプラスチックシンチレーション検出器等から適切な検出器を選定し、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs の放射能濃度を評価する。

3.2.2 SF 法

「SF 法」は、放射能濃度評価の対象とする放射性廃棄物の集団から代表試料を採取し、この放射化学分析結果を統計処理して放射能濃度を間接的に評価する方法である。「SF 法」は、難測定核種に対して生成機構、放射性廃棄物への移行関係等が類似する Key 核種が存在し、両者の放射能濃度間に相関関係が成立する場合に適用できる。あらかじめ代表試料の放射化学分析結果から難測定核種と Key 核種の組成比（スケーリングファクタ、以下「SF」という。）を求めておき、廃棄体からの透過 γ 線から定量した Key 核種の放射能濃度を SF にかけて合わせ、間接的に難測定核種の放射能濃度を評価する。

3.2.3 平均放射能濃度法

「平均放射能濃度法」は、放射能濃度評価の対象とする放射性廃棄物の集団から代表試料を採取し、この放射化学分析結果を統計処理して放射能濃度を間接的に評価する方法である。「平均放射能濃度法」は物理化学的挙動の検討からも Key 核種との間に相関関係がなく、かつ、代表試料の放射化学分析結果が一定の放射能濃度範囲に収束している場合に適用できる。あらかじめ代表試料の放射化学分析結果から求めた難測定核種の平均放射能濃度に基づき放射能濃度を評価する。設定した平均放射能濃度が埋設事業許可申請書に記載される最大放射能濃度に対して適切な裕度を有していることが必要となる。このため「平均放射能濃度法」を適用する際には、適切な保守性を考慮して代表試料を採取するか、又は平均放射能濃度に裕度を設けて設定する必要がある。

3.2.4 理論計算法

「理論計算法」は、放射能濃度評価の対象とする難測定核種と生成機構が同一とみなせる放射性核種が存在し、その組成比が普遍的に一定である場合に適用できる。あらかじめ放射化計算などにより求めた組成比に他の方法で求めた放射能濃度をかけ合わせ、対象とする難測定核種の放射能濃度を評価する方法である。

3.2.5 廃棄体破壊分析法

「廃棄体破壊分析法」は、放射能濃度評価の対象とする廃棄体から採取した代表試料の放射化学分析を行い当該廃棄体の放射能濃度を評価する、又はこの放射化学分析結果と同等の核種組成及び放射能濃度であると評価される固化処理バッチにおいて作製された廃棄体の放射能濃度を評

価する方法である。「廃棄体破壊分析法」を適用する場合には代表試料を採取する方法を十分に考慮する必要がある。

3.2.6 原廃棄物分析法

「原廃棄物分析法」は、放射能濃度評価の対象とする廃棄体そのものではなく、原廃棄物から採取した代表試料の放射化学分析を行い当該廃棄体の放射能濃度を評価する方法である。

表 3.1 廃棄体の放射能濃度評価手法¹⁾

方法	内容
非破壊外部測定法	廃棄体の外部から非破壊測定する方法
スケーリングファクタ法	代表試料の放射化学分析等の測定結果から得られる難測定核種と Key 核種との相関関係と個々の廃棄体外部からの非破壊測定結果とを組み合わせる方法
平均放射能濃度法	代表試料の放射化学分析等の測定結果から得られる平均的な放射性物質濃度を用いる方法
理論計算法	原子炉燃焼計算などにより理論的に得られる放射性物質の組成比と他の手法で求めた放射性物質濃度とを用いる方法
廃棄体破壊分析法	廃棄体より試料を採取し、放射化学分析等を行う方法
原廃棄物分析法	固化処理前の廃棄物より試料を採取し、放射化学分析等を行う方法

4. 放射能濃度データの取得

原子力機構から発生する放射性廃棄物に対する放射能濃度評価手法の検討は、当面は表 3.1 に示す現行の 6 つの方法を個別に若しくは複数の方法を組み合わせて適用することを念頭に進めていく。このため、本基本手順においては、原子力発電所でこれまで実績のある SF 法又は平均放射能濃度法の適用性検討に向けた放射能濃度データ取得、さらにセメント固化体やアスファルト固化体のような均質・均一固化体に対し原廃棄物分析法を適用する際の放射能濃度データ取得に係る基本手順の原則を取り纏めるものとする。

4.1 分析用試料採取の基本的な考え方

「SF 法」又は「平均放射能濃度法」は、放射能濃度評価の対象とする放射性廃棄物の集団から代表試料を採取し、この放射化学分析結果を統計処理して放射能濃度を間接的に評価する方法である。難測定核種の生成機構及び物理化学的挙動等に応じて、Key 核種と相関関係が成立する場合には「SF 法」、相関関係が成立しない場合には「平均放射能濃度法」を使い分けることになる。すなわち、放射性廃棄物に含まれる放射性核種の組成比（以下「核種組成比」という。）の変動を把握し、代表試料を採取することが重要となる。

原子力機構には様々な原子力施設が存在するため、施設の違いによって放射性廃棄物に含まれる放射性核種の生成機構は異なると考えられる。また、様々な性状の放射性廃棄物が発生するため、同一の施設においても系統や運転状況の違いによって放射性核種の移行挙動が異なる可能性があると考えられる。従って、まず施設ごとに運転状況について事前に十分に調査・考察し、核種組成比の変動要因を把握する必要がある。次に、この核種組成比の変動要因に着目して試料採取対象とする放射性廃棄物を選定し、分析用試料を採取する。また、試料採取対象とする放射性廃棄物の発生履歴（発生系統、設備・機器等）、管理状況（発生系統別に保管、放射能濃度別に保管）等の記録についてもエビデンスとして保管しておく必要がある。

原子力発電所の SF 等の継続使用の判断事例において、SF 等の変動因子として「大規模な原子炉構成材料の変更」、「燃料損傷」及び「固化処理装置の変更」が挙げられている²⁾。また、原子力発電所から発生した均質・均一固化体及び充填固化体に対する放射能濃度評価手法の構築に当たっては、核種組成比の変動を考慮した系統分類を行っており^{1,4)}、これらを参考にして、以下に核種組成比が変動する可能性のある要因の一例について示した。ただし、原子力機構の原子力施設の運転状況によっては、これ以外にも核種組成比が変動する要因があると考えられるため個別に対応が必要になる。

① 生成機構の違いによる核種組成比の変動（運転期間による分類）

大規模な原子炉構成材料の変更の有無（CP 核種の生成源）又は燃料損傷の有無（FP 核種や α 核種の生成源）により、その前後の期間で核種組成比が変動する可能性がある（原子炉施設の場合）。

② 施設の運転状況の違いによる核種組成比の変動（発生系統による分類）

蒸発、吸着、濃縮処理等、施設の運転状況によって、系統ごとに核種組成比が変動する可能性がある。

③ 固型化処理方法の違いによる核種組成比の変動（固型化処理方法による分類）

同一の施設から発生した放射性廃棄物であっても、固型化処理方法によって核種組成比が変動する可能性がある。

SF 法又は平均放射能濃度法の適用性検討のために必要な分析データ数は、原子力発電所の場合おおむね 30～40 とされている⁴⁾が、実際には分析データから得られる相関係数、SF、平均放射能濃度等の値が十分に安定していることを統計的に判断する必要がある。このことを見込んで、試料採取対象の放射性廃棄物は十分な数を選定すること必要がある。また、分析データの蓄積が進んだ段階で統計処理を行い、その結果を試料採取に反映することが望ましい。

「原廃棄物分析法」は、原廃棄物から採取した代表試料の放射化学分析を行い当該廃棄体の放射能濃度を評価する方法である。このため、原廃棄物の採取場所は廃棄体の放射能濃度を代表できる固型化処理直近のタンク等とし、原則として固型化された廃棄体ごとの放射能濃度のバラツキが極力少なくなるような固型化処理バッチごととする²⁾。

旧 JNES では、原子力発電所の操業に伴って発生する放射性廃棄物からの代表試料採取の妥当性について、原子力発電所ごとに個別に判断している。以下に、妥当性が示された代表試料採取の方法として、雑固体廃棄物及び液体廃棄物からの試料採取について示す。なお、以下に示す試料採取の方法は、原子力発電所の操業に伴って発生する放射性廃棄物の汚染源は一次冷却水に含まれる放射性核種であり、この一次冷却水の処理又は一次冷却水との接触によって放射性廃棄物が発生する、との基本的考え方にに基づき構築されているものであり、原子力機構の原子力施設から発生した放射性廃棄物からの試料採取への適用に当たっては注意が必要である。

4.1.1 雑固体廃棄物からの試料採取について^{5,6)}

① 発生量から採取対象の放射性廃棄物を選定

放射能濃度評価の対象とする放射性廃棄物の集団（放射性廃棄物の発生期間ごと、固型化処理対象ごと等）から発生量割合（物量、放射エネルギー等）に応じて放射性廃棄物の種類を選定する。

例：金属、コンクリート、塩ビ・ゴム類、フィルタ、保温材

② 発生系統から採取対象の放射性廃棄物を選定

雑固体廃棄物は放射性核種が付着して汚染されたものであり、その汚染源は発生系統の流体に含まれる放射性核種である。このため、発生系統の流体に含まれる放射性核種の生成機構や雑固体廃棄物への移行挙動を調査・考察し、蒸発、吸着、濃縮処理等の施設の運転条件から核種組成

比が変動する可能性を考慮した発生系統区分とする。

例（BWR）：原子炉系、タービン系、ラドウエスト系、建家換気系

③ 汚染形態から採取対象の放射性廃棄物を選定

雑固体廃棄物は系統流体との接触により汚染した表面汚染物であり、雑固体廃棄物の表面への付着移行性による核種組成比の変動を考慮して、放射性核種が雑固体廃棄物表面に直接付着して汚染された「直接汚染物」、一時的に放射性核種が付着するか直接汚染物と間接的に接触して汚染された「間接汚染物」に区分する。

例：金属、フィルタ（直接汚染物）、コンクリート、塩ビ・ゴム類、保温材（間接汚染物）

④ 放射能濃度の範囲

試料採取対象とする放射性廃棄物の放射能濃度範囲については、発生する放射性廃棄物に応じた範囲を設定し、網羅的に分析用試料を採取することが望ましい。

上記①～④の考え方に基づいて、試料採取対象とする放射性廃棄物を選定し、必要に応じて分析・測定を行う上で適切な大きさになるように機械的に切断する。また、旧 JNES は雑固体廃棄物から試料採取を行う場合は、一次冷却水中の難測定核種の濃度変動を捉える観点から、固体状廃棄物では、放射能濃度に個体差がある可能性を考慮し、一次冷却水と直接接触していた放射能濃度が比較的高いと想定される固体状廃棄物を選定することが適当である、という見解も示しており⁷⁾、この点にも留意して分析用試料を採取することが望ましい。

4.1.2 液体廃棄物からの試料採取²⁾

液体廃棄物からの試料採取として、ここでは固型化処理する前の濃縮廃液から分析用試料を採取することを想定する。固型化処理された廃棄体に含まれる放射性核種の核種組成比及び放射能濃度のバラツキが極力少なくなるように、原則として固型化処理バッチを発生施設又は発生系統ごとに区分した上で、濃縮廃液から分析用試料を採取する。また、試料採取対象とする固型化処理バッチの放射能濃度範囲については、発生する濃縮廃液に応じた範囲を設定し、網羅的に分析用試料を採取することが望ましい。

放射性核種によっては、固型化処理過程で一部又は大部分が排気系に移行する可能性もあるため、固型化処理方法ごと（セメント、アスファルト、プラスチック等）に、別途、固化体中での放射性核種の残存率を評価する必要がある。

4.2 試料採取要領

分析用試料の採取にあたっては、前項で述べた基本的な考え方を踏まえて、試料採取に関する方針、試料採取方法等、具体的な計画を策定すること。附属書 1 に各廃棄体製作部署（拠点）で実施している試料採取の方法について示す。

また、試料採取に伴う作業者の安全管理については、放射線業務従事者に作業を行わせること、適切な防護具を着用すること等、基本的な作業手順を別途定めて実施すること。

4.2.1 雑固体廃棄物からの試料採取要領

分析用試料の採取にあたっては、選定した放射性廃棄物を、分析・測定装置で直接測定可能であること、試料の前処理が容易になること等、分析・測定を行う上で適切な大きさになるように機械的に切断し、個々の分析用試料に均一に放射性核種が付着していることを確認すること。ここで、切断時の熱により揮発する可能性がある放射性核種が分析・測定の対象となる場合には、発熱を防止するような切断方法（歯の回転速度を低速にする、冷却しながら切断する等）に留意すること。分析用試料の切断にあたっては、他の分析用試料とのクロスコンタミネーションを防止し、分析対象とする放射性核種の種類及び分析・測定方法に応じて適切な数に切断すること。また、再分析する必要が生じた場合のために、可能な限り予備の分析用試料を採取し保管すること。

4.2.2 液体廃棄物からの試料採取要領^{8,9)}

液体廃棄物からの試料採取として、ここでは固型化処理前の濃縮廃液からの試料採取を想定する。濃縮廃液の採取場所は固型化処理直近のタンク等とし、原則として固型化処理バッチごとに採取するが、一連の固型化処理作業において固型化処理バッチと紐づけができる場合には、固型化処理直近のタンク等に濃縮廃液を受入れた際に採取することもできる。放射性核種が均一になるように、分析用試料の採取前に濃縮廃液をよく攪拌し、均一性を確認した上で採取すること。均一性の確認のために、事前に試験等により攪拌条件（攪拌方法、攪拌時間等）を設定することが望ましい。対象とする放射性核種の分析・測定を十分に行うことができる量を採取し、再分析する必要が生じた場合のために、可能な限り余った分析用試料から再分析に必要な量を保管すること。

4.2.3 分析用試料の梱包

採取した分析用試料は、周囲への汚染拡大防止及び他の分析用試料とのクロスコンタミネーションを防止するために、個々に二重にビニール袋等で梱包すること。液体廃棄物から試料を採取した場合には、ポリビンの口が閉まっていることを確認しビニール袋等で梱包すること。その際に分析用試料の取り違えを防止するために梱包材に分析用試料の番号を記載し、試料採取記録と照合できるように写真を撮影するとともに、試料採取記録に写真を添付すること。ただし、別の方法により分析用試料の取り違えを防止することができる場合は、この限りではない。

4.2.4 記録要領

① 記録管理項目

分析用試料採取に係る記録は下記に示す項目について記録すること。

区分	記録項目	記載要領
雑 固 体 廃 棄 物 か ら の 試 料 採 取	試料番号	分析用試料の管理番号 (複数ある場合*は枝番も記載)
	試料採取年月日	分析用試料を採取した年月日
	発生年月日	試料採取対象とする放射性廃棄物の発生年月日
	発生場所	試料採取対象とする放射性廃棄物の発生場所を 特定できる情報 例：施設、建家、部屋、系統、設備・機器
	種類、形状、材質	分析用試料の種類、形状、材質 (複数ある場合*はそれぞれ記載) 例：金属配管、塩ビシート、濃縮廃液
	寸法又は量	分析用試料の寸法又は量 (複数ある場合*はそれぞれ記載)
	表面線量当量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	分析用試料の表面線量当量率 (複数ある場合*はそれぞれ記載)
	計数率 (cpm)	分析用試料の計数率 (複数ある場合*はそれぞれ記載)
	その他	必要と考えられる記録項目

*試料の前処理として廃棄物を切断した場合。

区分	記録項目	記載要領
液 体 廃 棄 物 か ら の 試 料 採 取	試料番号	分析用試料の管理番号
	試料採取年月日	分析用試料を採取した年月日
	試料採取場所	固型化処理直近のタンク等、試料採取場所を特定 できる情報
	処理バッチ番号	固型化処理バッチ番号等、固化体と紐づけがで きる情報 例：処理バッチ番号、廃液ロット番号
	種類	分析用試料の種類* 例：濃縮廃液、スラッジ、焼却灰

	攪拌時間	濃縮廃液等から試料採取した場合は、濃縮廃液等が均一化されるまで攪拌した時間
	採取量	分析用試料の採取量
	その他	必要と考えられる記録項目**

* 原廃棄物分析法を適用する場合には「2.用語の定義」の原廃棄物の項を参照のこと。

** 今後の検討で原廃棄物分析法を適用する場合に必要と考えられる情報（濃縮廃液等の固形分濃度や含水率等）が追加される可能性があるが、当面はその他の記録項目として記録する。

② 記録の保存期間

対象となる廃棄体を埋設処分施設に引き渡すまでの期間、保存すること。

4.3 分析・測定要領

4.3.1 分析・測定要領

分析・測定については、原則として「文部科学省 放射能測定法シリーズ¹⁰⁾」（以下「文科省マニュアル」という。）に定められる方法、又は「研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の簡易・迅速分析法¹¹⁾」（以下「分析指針」という。）に定められる簡易・迅速分析法を適用することとする。附属書 2 に文科省マニュアル及び分析指針に示された前処理方法、分析・測定方法について概要を示す。廃棄体製作部署（拠点）毎に重要核種は異なるため、ここに記載した方法から分析・測定方法を選定すること。

ただし、これ以外の方法であっても、学会等の外部審査又は他の機関においてレビューを受けた方法、広く認知され十分に実績のある方法（公開文献に示されている方法）等、文科省マニュアルに準じた方法として十分な根拠を持つものであれば、その方法の適用を妨げない。また、分析・測定を外注する場合にも上記の点について留意すること。

また、分析用試料の取り違い防止及び他の分析用試料とのクロスコンタミネーションを防止するための措置を講じること。

4.3.2 分析・測定装置の校正

分析・測定装置については、年 1 回校正すること。また、校正記録については対象となる廃棄体の放射能濃度確認を受けるまでの期間、保存すること。

4.3.3 記録要領

① 記録管理項目

分析・測定に係る記録は次ページに示す記録項目について記録すること。また、分析・測定値の算出に使用したデータについては、分析値を再評価する必要が生じた場合のために保存しておくことが望ましい。

区分	記載管理項目	記載要領
分析・測定	試料番号	分析用試料の管理番号 (複数ある場合*は枝番も記載)
	処理バッチ番号	濃縮廃液から試料採取した場合は、固型化処理バッチ番号
	発生年月日	試料採取対象とする放射性廃棄物の発生年月日
	寸法又は容量	分析用試料の寸法又は容量 (複数ある場合*はそれぞれ記載)
	供試料量	分析・測定に供した量
	分析・測定年月日	分析用試料を分析・測定した年月日
	分析・測定実施者	分析用試料を分析・測定した者の氏名
	分析・測定条件	分離方法、試料前処理方法、回収率等
	分析・測定機器	分析・測定に使用した機器 (校正日)
	放射能濃度	放射性核種ごとの放射能濃度 (試料採取対象とする放射性廃棄物の発生年月日に減衰補正する)
	検出下限値	放射性核種ごとの検出下限値
	その他	必要と考えられる記録項目

* 試料の前処理として廃棄物を切断した場合。

② 記録の保存期間

対象となる廃棄体を埋設処分施設に引き渡すまでの期間、保存すること。

5. 品質マネジメントシステム ^{12,13)}

放射能濃度データの取得作業によって得られる放射能濃度データは、規制当局による廃棄体の放射能濃度の確認に際して、その根拠データの一つとなることから、品質マネジメントシステムに基づいて適切な管理の下でデータの取得を行うことが要求される。

したがって、各廃棄体製作部署（拠点）においては、本基本原則に基づく放射能データ取得作業を廃棄体製作部署（拠点）の品質マネジメントシステムの中に組み込んで、適切に管理することで、得られた放射能濃度データの信頼性を保証する。

各廃棄体製作部署（拠点）は本基本原則に基づき、各廃棄体製作部署（拠点）に特有な事項を加え放射能濃度データ取得に係る試料採取等の具体的な作業マニュアルを策定し、品質マネジメントシステムの文書体系に体系化すること。試料採取等に係る記録類についても、あらかじめ定めた文書及び記録の管理に関する要領に基づき管理すること。特に記録の管理については、記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して管理に必要な事項を規定すること。試料採取等に対する要求事項は、本基本手順に規定する表 5.1 の項目とする。

表 5.1 試料採取等に対する要求事項

作業項目	要求事項
試料採取	本基本手順 4.1 項の考え方に従って放射性廃棄物を選定していること。 本基本手順 4.2 項の方法によって試料採取されていること。
分析・測定	本基本手順 4.3 項の方法によって分析・測定が行われていること。
記録の管理	本基本手順 4.2.4 項及び 4.3.3 項の項目について記録されていること。 本基本手順 4.2.4 項及び 4.3.3 項の期間について保存されていること。

6. 参考文献

- 1) 日本原子力学会, 日本原子力学会標準 ピット処分及びトレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度決定に関する基本手順: 2011, AESJ-SC-F022:2011, 2012.
- 2) 原子力安全基盤機構 規格基準部, 平成 10 年度以降に発生する充填固化体に対するスクーリングファクタ等の継続使用について, JNES-SS-0403, 2005.
- 3) 原子力規制庁, 廃棄物確認に関する運用要領 (平成 26 年 3 月), 2014.
- 4) 原子力安全技術センター, 平成 8 年度 放射性廃棄物の処理処分対策調査研究調査報告書 雑固体廃棄物の確認方法に関する調査研究 (資料編) (平成 9 年 3 月), 1997.
- 5) 原子力安全基盤機構 規格基準部, 日本原子力発電 (株) 東海発電所の充填固化体に係る廃棄物確認方法について, JNES-SS-0613, 2006.
- 6) 原子力安全基盤機構 核燃料廃棄物安全部, 固体状廃棄物の分析による充填固化体に対するスクーリングファクタ等の継続使用の確認方法について, JNES-RE-2013-2028, 2014.
- 7) 原子力安全基盤機構 規格基準部, 東京電力 (株) 福島第二原子力発電所における平成 10 年度以降に発生した充填固化体 SF 等の継続使用について－固体状廃棄物サンプリング方式－, JNES-SS-0711, 2008.
- 8) 発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針 (昭和 53 年 9 月 29 日 原子力委員会決定, 一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員会).
- 9) 原子力安全基盤機構, 核燃料廃棄物安全部, 中部電力 (株) 浜岡原子力発電所で製作される均質・均一固化体の廃棄確認方法について, JNES-EV-2013-9005, 2014.
- 10) 日本分析センター, 文部科学省 放射能測定シリーズ.
- 11) 亀尾 裕, 島田 亜佐子, 石森 健一郎, 他, 研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の簡易・迅速分析法 (分析指針), JAEA-Technology 2009-051, 2009.
- 12) 日本電気協会 原子力規格委員会, 原子力発電所における安全のための品質保証規程, JEAC4111-2009.
- 13) 日本電気協会 原子力規格委員会, 原子力発電所における安全のための品質保証規程 (JEAC4111-2009) の適用指針－原子力発電所の運転段階－, JEAG4121-2009.

附属書 1 試料採取方法 (例)

1. 雑固体廃棄物からの試料採取方法

試料採取場所に搬入した廃棄物パッケージ等に応じて、以下の方法で試料採取を行う。試料は廃棄物の小片又は廃棄物から切り出して小片にしたもの（以下「小片試料」という。）又はスラッジ、さび等の粉末状のもの（以下「粉末試料」という。）とする。

- ① ドラム缶のようにチャンバ等に搬入できるものはチャンバ等に搬入する。チャンバ等に搬入できないものについては、チャンバ等に相当する設備に搬入することとする。
- ② 廃棄物パッケージ等を開封し中の廃棄物を取り出す。
- ③ 試料を採取するために廃棄物の表面密度を測定し、汚染検査計の計数率が 1,000cpm 以上となる汚染箇所から 2 箇所を選定すること。廃棄物において、計数率が 1,000cpm 以上となる汚染箇所が 1 箇所しか存在しない場合は、その箇所を選定すること。1,000cpm 以上となる汚染箇所が 1 箇所も存在しない場合は、最も計数率の高い箇所を 1 箇所選定する。ただし計数率がバックグラウンドを超える汚染箇所がない場合は、原則として試料採取は行わない。
- ④ 以下に示す大きさになるように、廃棄物をバンドソー等により機械的に切断したものを小片試料として採取する。原則として以下の数量を採取することとし、それぞれの試料について、計数率が 1,000cpm 以上あることが望ましい。また、汚染箇所の表面密度が 1,000cpm 未満の場合、3)は採取しない。
 - 1) 25mm×25mm×50mm 以下を 2 個
 - 2) 85φ×55mm (55mm×55mm×55mm) 以下を 1 個
 - 3) 50φ×25mm (30mm×30mm×25mm) 以下を 2 個
- ⑤ 汚染検査計の計数率がバックグラウンドを超える金属のさび、スラッジ等の固着物がある場合は、それを粉末試料として 1 箇所につき 1 試料採取する。粉末試料の量は 1 試料につき 30g 程度を目安とする。
- ⑥ 試料採取が困難な廃棄物の場合、スミヤ法等により汚染を拭き取ったろ紙等を小片試料とする。
- ⑦ 試料は、周囲への汚染拡大防止及び他の試料とクロスコンタミネーションしないように、個々にビニール袋等で梱包する。その際、梱包材等に試料番号を記載する。

次ページに原科研で実際に行っている雑固体廃棄物からの試料採取における記録様式を例として示す。

試料採取記録

試料番号 (保管体番号-枝番)	
--------------------	--

作業担当課		
課長	チームリーダー	担当

試料採取年月日 _____

試料採取者 _____

廃棄物パッケージの記録					
保管体番号					
発生施設					
発生元測定年月日					
核種					
放射能量(Bq)					
表面線量当量率(μSv/h)					

測定箇所(母材)の記録	
機器・系統	
形状	
材質	
性状(錆等の付着物の有無等)	
表面線量当量率(μSv/h)	
計数率(cpm)	
写真の有無	

試料記録					
試料番号(枝番のみ)	1	2	3	4	5
寸法(mm)					
個数					
性状(錆等の付着物の有無等)					
表面線量当量率(μSv/h)					
計数率(cpm)					
写真の有無					
備考					

2. 雑固体廃棄物からの試料採取方法（ふげんの「新型転換炉原型炉施設における汚染状況等の調査に係る年度計画」から抜粋）

- ① 施設・設備からの試料採取箇所の選定のための事前調査において、作業場所と想定される範囲に人や物の接触により容易に緩むような継手類（手締め式の継手、レバーカップリング等）や、突起物（手動ボール弁のハンドル等）が存在している場合は、継手類や突起物への接触防止の措置や回り止めなどの保護策を現場作業着手前に講じる。但し、試料採取範囲に容器やカバー類がある場合は、容器やカバー類を取外した状態で継手類や突起物の有無を確認する。
- ② 作業範囲内にある試料採取箇所以外の設備において、放射性物質が存在若しくは残存する状況について把握し、必要な場合は識別、接触防止の措置を講じる。
- ③ 施設・設備の試料採取箇所は、原則として試料採取箇所の直近の弁又は閉止フランジ等で隔離されていることを確認する。
- ④ 試料採取対象施設・設備等における作業範囲について、事前に他の作業との干渉がないことを確認する。
- ⑤ 作業に必要な資機材を搬入するとともに、必要に応じて作業エリアの養生、汚染拡大防止囲い、足場、照明、局所排風機の設置等の準備作業を行う。
- ⑥ 試料採取箇所をマーキングにより識別する。
- ⑦ マーキングにより識別した試料採取箇所の試料採取に当たっては、工具等による分解・取外し若しくは、機械的切断装置又は熱的切断装置による切断を行い、試料を採取する。
- ⑧ 試料採取に伴って生じる開口部は、蓋、閉止板若しくは、閉止キャップ等の装着により放射性物質並びに、内包物の漏えい及び拡散の防止対策を講じる。
- ⑨ 「重水・ヘリウム系等の汚染の除去工事」に合わせ、開発実証課により提供を受ける試料は、試料受渡し時に環境管理課が行うトリチウム濃度の測定により呼吸保護具の着用基準である空気中トリチウム濃度 $8 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^3$ 未満であることを確認する。
- ⑩ 採取した試料は、機械的切断装置又は熱的切断装置を用いて分析に適した大きさ、形状に加工する。

附属書 2 分析・測定方法の概要

1. 「文部科学省 放射能測定法シリーズ¹⁾」に定められている方法

1.1 全ベータ放射能測定法（1976年2訂）

蒸発乾固法などの各種手法を用いて測定試料を作成し、放射能をβ線測定装置で測定する。本法は試料に含まれるβ線の総量を測定するもので、試料中の放射性核種を判別することはできないが、ウラン標準線源等との比較から、試料中の放射能のおおよそを簡易に、かつ、迅速に知ることができる。

1.2 放射性ストロンチウム分析法（2003年4訂）

本マニュアルは、原子力施設の環境放射線モニタリング等のための分析法であり、環境影響評価上重要な Sr-90 及び Sr-89 の定量法を定めたものである。分離精製法として、イオン交換法(Sr-90,Sr-89)、発煙硝酸法(Sr-90,Sr-89)、シュウ酸塩法(Sr-90)及び溶媒抽出法(Sr-90)の4法から選択でき、放射能は、低バックグラウンドβ線測定装置を用いて測定する。4訂では、取扱いに特別な注意を要する発煙硝酸に替わる方法として、従来のイオン交換法に検討を加え、広範な環境試料に適用できる方法とした。

1.3 放射性セシウム分析法（1976年改訂）

分析する核種は Cs-137 である。Cs-137 をリンモリブデン酸アンモニウムに吸着させた後、イオン交換樹脂法により分離精製する。塩化白金酸セシウムの沈殿を生成させ、その放射能を低バックグラウンドβ線測定装置で測定する。

1.4 放射性ヨウ素分析法（1996年2訂）

分析する核種は主として I-131 である。試料は生のまま、又は、乾燥・粉碎などを行った後、NaI(Tl)シンチレーション検出器又はゲルマニウム半導体検出器を用いるγ線スペクトロメトリーによって放射能を求める。また、大気浮遊じんと牛乳については、I-131 を分離精製し、そのβ線を測定する放射化学分析法も示されている。

1.5 放射性コバルト分析法（1990年改訂）

分析する核種は Co-60 が中心。Co-60 をイオン交換樹脂法により分離精製し、銅板上に電着し、放射性同位体の Co-58 なども含めた全放射能を低バックグラウンドβ線測定装置で測定する。

1.6 NaI(Tl)シンチレーションスペクトロメータ機器分析法（1974年制定）

試料は生のまま、又は、乾燥・粉碎などを行い、マリネリ容器などの測定容器に詰める。この方法では、γ線を放出する数種類の核種を同時に測定できる。NaI(Tl)シンチレーション検出器は、ゲルマニウム半導体検出器と比較してエネルギー分解能は劣りますが、計数効率が高く、また、検出器部分を液体窒素で冷却する必要がなく維持管理が容易である。

1.7 ゲルマニウム半導体検出器によるガンマ線スペクトロメトリー（1992年3訂）

ゲルマニウム半導体検出器は、NaI(Tl)シンチレーション検出器と比較してエネルギー分解能が優れており、 γ 線を放出する多種類の核種を同時に測定できる。測定装置や測定法、スペクトルの解析方法などについて示されている。

1.8 放射性ジルコニウム分析法（1976年制定）

核分裂生成物の Zr-95 は壊変すると放射性核種の Nb-95 になるため、本法は分析する核種を Zr-95+ Nb-95 としている。溶媒抽出法により分離精製し、両核種を水酸化鉄(III)の沈殿に吸着させ、沈殿の放射能を低バックグラウンド β 線測定装置で測定する。

1.9 トリチウム分析法（2002年改訂）

1977年制定、1996年1訂の標記マニュアルの改訂版。今回の改訂では、対象試料に、水試料の他に、大気中のガス状トリチウム及び生物試料中の組織自由水トリチウム(TWFT)と有機結合型トリチウム(OBT)を加え、凍結乾燥や燃焼する前処理操作を記載した。測定法としては、引き続き、液体シンチレーション測定法を採用した。また、電解濃縮法について、電極の材質の検討を行うとともに、固体高分子電解質を用いた電解濃縮法を新たに追加した。

1.10 放射性ルテニウム分析法（1996年改訂）

核分裂生成物の Ru-103 と Ru-106 のうち、Ru-106 を分析対象としている。Ru-106 を蒸留法により分離精製し、酸化物沈殿を生成させ、沈殿の放射能を低バックグラウンド β 線測定装置で測定する。

1.11 放射性セリウム分析法（1977年制定）

核分裂生成物の Ce-141 と Ce-144 のうち、Ce-144 を分析対象としている。Ce-144 を溶媒抽出法により分離精製し、シュウ酸セリウムの沈殿を生成させ、沈殿の放射能を低バックグラウンド β 線測定装置で測定する。

1.12 プルトニウム分析法（1990年改訂）

分析する核種は Pu-239 と Pu-240 だが、同時に Pu-238 も測定できる。Pu-239 と Pu-240 をイオン交換樹脂法又は溶媒抽出法により分離精製し、ステンレス鋼板上に電着し、シリコン半導体検出器を用いる α 線スペクトロメトリーによって放射能を求める。

1.13 ゲルマニウム半導体検出器等を用いる機器分析のための試料の前処理法（1982年制定）

ゲルマニウム半導体検出器等による γ 線スペクトル測定を行うために、測定試料を調製する試料前処理法が示されている。前処理によって分析すべき放射性核種を損失しない方法、試料の均質性を保つための注意点などが示されている。

1.14 ウラン分析法（2002年改訂）

1982年制定、1996年1訂の、核燃料製造工場、原子力発電所、核燃料再処理工場等の施設周辺における環境モニタリングのためのウラン分析法について定めたマニュアルの改訂版。今回の改訂で、イオン交換法、水酸化鉄共沈法及びICP質量分析法を新たに採用するとともに、旧マニュアルに記載されているが現在使用されていない分析法を削除した。

1.15 緊急時における放射性ヨウ素測定法（2002年改訂）

1977年に制定された標記マニュアルの改訂版。今回の改訂では、原子力施設等の防災対策について（原子力安全委員会 平成10年11月）に示されている飲食物摂取制限に関する指標の改訂に対応し、緊急時において、NaIシンチレーションサーベイメータを用い、飲料水、牛乳、葉菜等の環境試料の放射性ヨウ素濃度を、迅速簡便、かつ必要な精度で測定ができる方法を作成した。

1.16 環境試料採取法（1983年制定）

環境放射能の調査においては、試料の採取方法はその分析方法とともに、分析結果の評価に多大な影響を与えるため、独立のマニュアルとされている。現地において試料を採取し、保存できる状態に処理するまでの技術的方法など（試料の採取量、採取装置、採取場所、乾燥・灰化の方法など）が示されている。

1.17 ラジウム分析法（1990年制定）

放射線防護上、最も厳しく規制されている放射性核種の一つであるRa-226を分析する。Raを硫酸バリウム沈殿法により分離精製し、その後、低バックグラウンド液体シンチレーション測定装置などで放射能を測定する。

1.18 アメリシウム分析法（1990年制定）

Am-241をイオン交換樹脂法又は溶媒抽出-イオン交換樹脂法により分離精製し、ステンレス鋼板上に電着し、シリコン半導体検出器を用いるα線スペクトロメトリーによって放射能を求める。

1.19 プルトニウム・アメリシウム逐次分析法（1990年制定）

同一試料から順次、プルトニウム(Pu-239とPu-240)とアメリシウム(Am-241)を分析する方法。分析・測定の手法は「1.12 プルトニウム分析法」と「1.18 アメリシウム分析法」と同じである。

1.20 液体シンチレーションカウンタによる放射性核種分析法（1996年改訂）

分析の対象は放射性ストロンチウム、ヨウ素、コバルトおよびセリウムとプルトニウムである。化学分離操作については該当する分析法（1.2、1.4、1.5、1.11および1.12）を活用し、放射能の測定手段としては低バックグラウンド液体シンチレーション測定装置を使用する。

1.21 緊急時におけるガンマ線スペクトロメトリーのための試料前処理法（1992 年制定）

原子力事故などの緊急時において、環境試料中の放射能をゲルマニウム半導体検出器を用いて迅速に測定するための試料前処理法。主として I-131 および放射性セシウムの測定を目的としている。飲食物摂取制限に関する指標値、試料前処理の迅速性および簡易性、試料相互間の汚染防止などが考慮されている。

1.22 放射性炭素分析法（1993 年制定）

分析する核種は C-14。二酸化炭素吸収法又はベンゼン合成法により測定試料を調製し、放射能を低バックグラウンド液体シンチレーション測定装置により測定する。

1.23 ヨウ素-129 分析法（1996 年制定）

分析操作の比較的簡単な放射化学分析法と検出感度の良い中性子放射化分析法があり、目的に応じて選択できる。前者は I-129 を分離精製した後、I-129 の β 線あるいは γ 線を測定する。後者は同じく分離精製した後、原子炉で中性子を照射して I-129 から I-130 を生成させ、I-130 の γ 線を測定して元の I-129 の量を求める。

1.24 環境試料中プルトニウム迅速分析法（2002 年制定）

本マニュアルは、測定装置として ICP-MS を使い、かつ前処理から分離精製に至る過程を迅速化することにより、前処理－化学分離－測定－計算－報告を 24 時間程度で実施できる分析法を示したものである。

1.25 緊急時におけるガンマ線スペクトル解析法（2004 年制定）

本マニュアルは、緊急時に対応したガンマ線スペクトル解析法について、測定試料の調製手順、測定手順及び解析に用いる核データライブラリ等を取りまとめたものである。

1.26 環境試料中アメリカシウム 241、キュリウム迅速分析法（2004 年制定）

本マニュアルは、環境試料中のアメリカシウム、キュリウムを分析開始後、アルファ線スペクトロメトリーにより 24 時間以内に定量することのできる迅速分析法を示したものである。

1.27 環境試料中全アルファ放射能迅速分析法（2004 年制定）

本マニュアルは、環境試料中のプルトニウム及び超ウラン元素を抽出クロマトグラフィーにより分離精製し、ウラン、トリウム等の自然アルファ線放出核種と区別して全アルファ放射能を測定できる迅速分析法を示したものである。

1.28 環境試料中ヨウ素 129 迅速分析法（2004 年制定）

本マニュアルは、ヨウ素 129 濃度を簡便かつ迅速に把握する方法として、固相抽出法及び ICP-MS 測定を用いた迅速分析法を示したものである。

1.29環境試料中ネプツニウム 237 迅速分析法（2008 年制定）

本マニュアルは、ネプツニウムを迅速かつ簡便な分離・精製法である固相抽出法により分離・精製し、ICP-MSにより24時間程度で定量することのできる迅速分析法を示したものである。

2. 「研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の簡易・迅速分析法（分析指針）^{2,3)}」に定められている方法

2.1 非破壊 γ 線測定法²⁾

廃棄物試料中に⁶⁰Coが多量に存在する場合に、共存する微量の γ 線放出核種を非破壊で測定するための方法。¹³⁷Csの γ 線は逆同時 γ 線スペクトロメータを用いて測定する。⁹⁴Nb, ^{108m}Ag, ¹³³Ba, ^{152, 154}Eu および ^{166m}Ho の γ 線は、逆同時・同時 γ 線測定法を組み合わせた多重 γ 線測定装置を用いて測定する。

2.2 試料前処理方法

(1) マイクロ波加熱分解法²⁾

廃棄物試料の放射化学分析のための前処理法として、マイクロ波加熱装置を用いた試料溶解法を適用する。専用のテフロン製高压分解容器に粉末試料を入れ、硝酸、フッ化水素酸を添加し、マイクロ波を用いて試料を加熱する。放冷後、内容物をテフロン製ビーカーに移し、硝酸、過塩素酸等を加えてホットプレート上で加熱・溶解し、試料溶液を調製する。

(2) 焼却灰、セメント固化体に対する酸分解法³⁾

焼却灰試料、セメント固化体試料の放射化学分析のための前処理法として、マイクロ波加熱装置を用いた試料溶解法を適用する。専用のテフロン製高压分解容器に粉末試料を入れ、塩酸および硝酸を添加して、マイクロ波により試料を加熱する。放冷後、内容物をメンブレンフィルタでろ過し、ろ液と残さに分離する。残さはフッ化水素酸および硝酸を添加して、再度マイクロ波を用いて加熱する。その後、内容物をテフロン製ビーカーに移して、硝酸等を加えてホットプレート上で加熱・溶解し、初めのマイクロ波加熱後のろ液と合わせて試料溶解液を調製する。

2.3 ³H 分析法²⁾

溶融固化体、コンクリート、金属などの固体試料を、加湿した酸素気流下で加熱して³Hを水に変換し、これを捕集する。回収した水を非沸騰蒸留し、液体シンチレーションカウンタで³Hの β 線を測定し放射能を定量する。

2.4 ¹⁴C 分析法²⁾

溶融固化体やコンクリートなどの固体試料を、水酸化ナトリウムとともに加熱・融解して分解し、融解液から二酸化炭素ガスを捕集する。また廃液試料および金属試料（ステンレスなど）を、酸素気流中で試料を900℃に加熱し、発生した二酸化炭素ガスを捕集する。回収した¹⁴Cは液体

シンチレーション測定を行い、放射能を定量する。

2.5 ^{36}Cl 分析法²⁾

熔融固化体やコンクリートなどの固体試料に、担体として塩化ナトリウムを加えて、過剰量の水酸化ナトリウムとともに加熱・融解して分解し、融成物を水で溶解する。金属試料（ステンレスなど）は、担体として塩化ナトリウムを加えて水分を含む酸素気流中で 900°C に加熱し、発生した塩素を捕集する。分離・捕集された塩素含有溶液は、必要に応じて炭酸塩および水酸化物沈殿による妨害核種の除去や塩化銀沈殿による精製を行い、ガスフロー型計数管で β 線を測定して放射能を定量する。

2.6 ^{41}Ca 分析法²⁾

酸分解して得られた試料溶液から主な核種を分離したのち、シュウ酸カルシウム沈殿として ^{41}Ca を回収する。このシュウ酸カルシウムを原子源に用いて、レーザー共鳴電離質量分析法（RIMS）により ^{41}Ca の定量を行う。真空中、抵抗加熱によりシュウ酸カルシウムからカルシウム原子を発生させ、質量分析により同位体比 ($^{41}\text{Ca}/^{40}\text{Ca}$) として計測し、元素としてのカルシウムの含有量から ^{41}Ca を定量する。

2.7 ^{59}Ni 、 ^{63}Ni 分析法²⁾

試料溶液にニッケル担体を加え、沈殿分離およびイオン交換分離により ^{137}Cs 、 ^{90}Sr 等と分離したのち、ニッケルを固相抽出樹脂により回収する。樹脂から溶離させたニッケルを定容後、一部を分取し回収率の確認を行う。 ^{63}Ni の放射能は、液体シンチレーションカウンタで定量し、 ^{59}Ni は銅板上に電着したのち、低エネルギー光子測定用検出器で定量を行う。

2.8 ^{79}Se 分析法²⁾

試料溶液にセレン担体を加え、沈殿分離により ^{137}Cs 、 ^{90}Sr 、 α 核種等と分離し、さらに ^{99}Tc を固相抽出樹脂により除去する。妨害核種を粗分離した溶液に、臭化水素酸と塩酸ヒドロキシルアミンを加えて、セレンを還元し沈殿を生成させる。沈殿をガラスフィルタ上に回収したのち、硝酸で溶解し、 ^{14}C で効率校正した液体シンチレーションカウンタで放射能を定量する。

2.9 ^{90}Sr 分析法²⁾

試料溶液にストロンチウム担体を加えイオン交換分離により鉄、コバルト等と分離したのち、ストロンチウムを固相抽出樹脂により回収する。回収したストロンチウムは β 線スペクトロメトリ法により分離直後に ^{90}Sr の定量を行うか、放射平衡まで 2 週間程度静置したのち、ミルキングを行い ^{90}Y をガスフローカウンタで定量する。

2.10 $^{99\text{m}}\text{Tc}$ 分析法²⁾

試料に $^{99\text{m}}\text{Tc}$ 担体を加え、水酸化ナトリウムによりアルカリ溶融を行う。融成物を水で溶かし

たのち、鉄担体と還元剤を加え、テクネチウムを鉄とともに共沈させる。この沈殿を溶解したのち、酸化させ再度、鉄を沈殿させて、テクネチウムを上澄み液とともに回収する。この溶液から固相抽出樹脂 (TcRadDisk) によりテクネチウムを回収する。 ^{99m}Tc の γ 線測定から回収率を求め、 ^{99m}Tc の減衰後、 ^{99}Tc の β 線測定を行う。

2.11 ^{129}I 分析法

(1) 加速器質量分析装置 (AMS) による方法²⁾

試料をアルカリ融解し、固相抽出ディスクにヨウ素を吸着させる。ディスクを十分に洗浄して試料を精製後、固相ディスクからヨウ素を溶離させる。硝酸銀を添加し、ヨウ化銀の沈殿を生成させて、これを回収・乾燥後、加速器質量分析装置 (AMS) において同位体比($^{129}\text{I}/^{127}\text{I}$)を測定する。

(2) 反応セル型質量分析装置 (DRC-ICP-MS) による方法³⁾

固体試料 (セメント、焼却灰など) にヨウ素担体を加え、 O_2 気流中で 900°C に加熱することでヨウ素を揮発させて分離する。亜硫酸ナトリウム溶液で捕集したヨウ素は反応セル型 ICP 質量分析装置で測定する。分離における回収率は、添加した担体(^{127}I)を測定して求める。

2.12 Th, U 分析法²⁾

Th および U を抽出クロマト樹脂 (UTEVA-Resin) に吸着させ、Fe, Al, Na, Ca, 5 価の Np などから分離する。また、Pu は 3 価に還元して溶出させ、Th や U と分離する。吸着させた Th と U を溶離させて回収し、誘導結合プラズマ質量分析装置 (ICP-MS) を用いて、Th と U の濃度を測定する。

2.13 Np 分析法²⁾

Np を還元剤で 4 価に調整し、抽出クロマト樹脂 (TEVA-Resin) に吸着させ、Fe, Al, Na, Ca などから分離する。Pu は還元剤で 3 価に還元し、溶出させて分離する。Np を溶離させて回収し、誘導結合プラズマ質量分析装置 (ICP-MS) にて定量する。

2.14 U, Pu 分析法²⁾

U および Pu を抽出クロマト樹脂 (UTEVA-Resin) に吸着させ、Fe, Al, Na, Ca などの主要元素や Am などの 3 価のアクチノイドから分離する。吸着させた U は 0.01 M 硝酸で回収し、Pu は 1 M 硝酸- 0.1 M ヒドロキシルアミン- 0.01 M アスコルビン酸溶液で回収する。回収した U は誘導結合プラズマ質量分析装置 (ICP-MS) にて定量する。Pu は分散-高温加熱法により薄膜線源を作製し、Si 半導体検出器を用いて、 α 線スペクトロメトリーにより定量する。

2.15 Pu, Am, Cm 分析法²⁾

Pu, Am および Cm を抽出クロマト樹脂 (TRU-Resin) に吸着させ、Fe, Al, Na, Ca などから分離する。カラム上で Pu を 4 価に調整する。吸着させた Am と Cm は、 4 M 塩酸で回収する。

次に、4 M 塩酸-0.02 M 三塩化チタンで Pu を 3 価に還元して溶出させる。Pu, Am および Cm はフッ化ネオジム共沈法により α 線測定用線源を作製し、Si 半導体検出器を用いて、 α 線スペクトロメトリーにより定量する。

2.16^{242m}Am 分析法²⁾

「2.15 Pu, Am, Cm 分析法」に示す手法により、Na, Al, Ca, Fe などの主要成分や Pu などのアクチノイドと分離した Am 画分をピリジン樹脂に通液し、Am を Eu などのランタノイド元素や Cm などの 3 価のアクチノイドから分離する。Am 画分の α 線測定を定期的に行い、^{242m}Am の娘核種である ²⁴²Cm の生成過程から、^{242m}Am の放射能を計算する。

2.17Am, Cm 分析法²⁾

Am および Cm を抽出クロマト樹脂 (TRU-Resin) に吸着させ、Fe, Al, Na, Ca などの主要元素や Pu などのアクチノイドから分離する。Pu は 4 価に調整し、シュウ酸により溶出させて分離する。吸着させた Am および Cm は 0.05 M 硝酸-0.01 M フッ化水素酸で回収する。Am および Cm は分散-高温加熱法により薄膜線源を作製して Si 半導体検出器により α 線スペクトルを測定して放射能を定量する。

3. 分析・測定結果記録様式

次ページに分析・測定結果の記録様式として、原科研で実際に使用されている様式を例に示す。

附属書 2 の参考文献

- 1) 文部科学省：放射能測定シリーズ，日本分析センター，千葉。
- 2) 亀尾 裕，島田 亜佐子，石森 健一郎，他：研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の簡易・迅速分析法（分析指針），JAEA-Technology 2009-051，日本原子力研究開発機構（2009）。
- 3) 石森 健一郎，原賀 智子，島田 亜佐子，他：セメント固化体および焼却灰試料の放射化学分析と標準試料の作製，JAEA-Technology 2010-016，日本原子力研究開発機構（2010）。

分析番号:

放射性廃棄物管理技術課

放射能測定記録

2010/9/27

高純度Ge半導体検出器による測定
分析対象:

課長	チームリーダー	担当

1. 試料採取と前処理操作情報

試料名		採取者	
採取日		採取場所	
供試料量	[g]	採取試料形状	
溶解後溶液量	[ml]	前処理方法	

2. 放射能測定条件

3 [σ]

測定者		分取量	[ml]
分離操作		測定試料量	[ml]
測定器		分取率	[-]
		回収率	[%]
試料形状		試料高さ	[mm]
測定日時		測定時間	[sec]
		測定位置	[cm]

3. 減衰補正

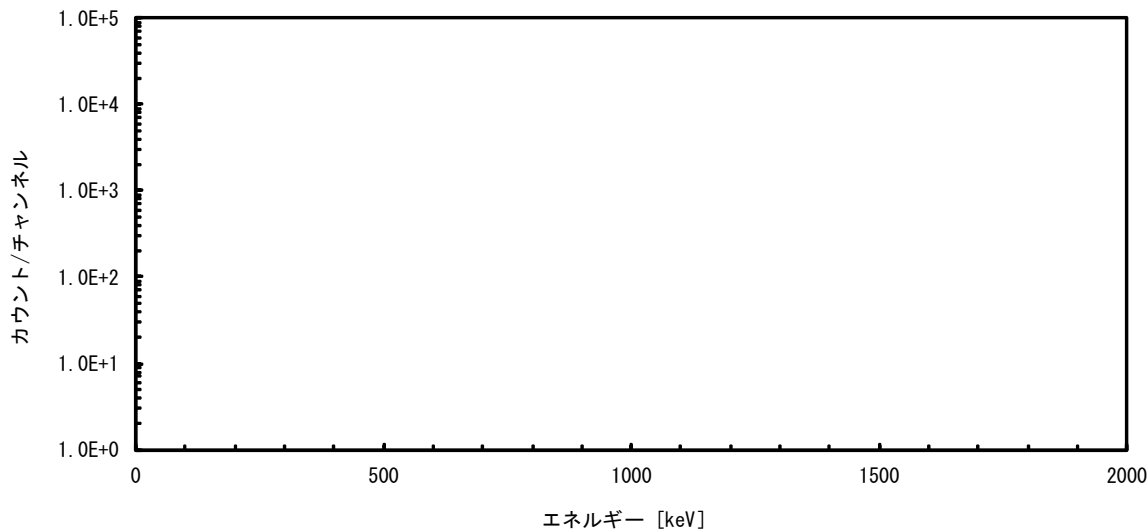
測定年月日		原子炉停止日		補正時間	[y]
-------	--	--------	--	------	-----

4. 放射能測定結果

計数率	[cps]	検出限界値	[Bq/g]
放射能濃度	[Bq/ml]	減衰補正	[Bq/g]
	[Bq/g]	放射能濃度	[Bq/g]

* 「○」検出。「●」非検出。 ※ 前処理操作で供した、試料量の補正済み。

5. γ線スペクトル



※ 廃棄体の放射能評価に関する品質保証が確立するまでは、保管管理すること。確立後はその品質保証の保存管理に従うこと。

This is a blank page.

国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質량	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比体積	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率 ^(b)	(数字の)	1
比透磁率 ^(b)	(数字の)	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(e)	1 ^(b)	m ² /m ²
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m kg s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m ² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウエーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C		K
光照射度	ルーメン	lm	cd sr ^(e)	cd
放射線量	ルクス	lx	lm/m ²	m ⁻² cd
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq		s ⁻¹
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
酸素活性化	カタール	kat		s ⁻¹ mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
 (g) 単位シーベルト (PV, 2002, 70, 205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI基本単位による表し方
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ = s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² = s ⁻²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電荷密度	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電表面積	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m ³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
吸収線量率	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
放射線強度	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射輝度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ m ⁻² kg s ⁻³ = m ² kg s ⁻³
酵素活性濃度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)	m ² m ⁻² kg s ⁻³ = kg s ⁻³
	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ³ s ⁻¹ mol

表5. SI 接頭語

乗数	名称	記号	乗数	名称	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min=60 s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10 800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648 000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1 L=1 l=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852m
バイン	b	1 b=100fm ² =(10 ¹² cm ²) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的関係は、 対数量の定義に依存。
ベレル	B	
デシベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s
ストークス	St	1 St=1cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²
フオト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(a)	Oe	1 Oe _e =(10 ³ /4π)A m ⁻¹

(a) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「△」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 メートル系カラット=0.2 g=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1858J (「15°C」カロリ), 4.1868J (「IT」カロリ), 4.184J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

