



JAEA-Data/Code

2025-006

DOI:10.11484/jaea-data-code-2025-006

保管廃棄施設・Lに保管されている圧縮体に対する 放射化学分析

Analysis of the Radioactivity Concentrations in Radioactive Waste Stored
at the Waste Storage Facility L as Compressed Packages

青野 竜士 後藤 勝則 木名瀬 暁理 佐藤 義行
原賀 智子 伊勢田 浩克

Ryuji AONO, Katsunori GOTO, Akari KINASE, Yoshiyuki SATO
Tomoko HARAGA and Hirokatsu ISEDA

原子力科学研究所
バックエンド技術部

Department of Decommissioning and Waste Management
Nuclear Science Research Institute

July 2025

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Data/Code

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。
本レポートはクリエイティブ・コモンズ 表示 4.0 国際 ライセンスの下に提供されています。
本レポートの成果（データを含む）に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の
条件で利用してください。（<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja>）
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト（<https://www.jaea.go.jp>）
より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究開発推進部 科学技術情報課
〒319-1112 茨城県那珂郡東海村大字村松 4 番地 49
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.

This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License
(<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en>).

Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under
the same terms and conditions as CC-BY.

For inquiries regarding this report, please contact Library, Institutional Repository and INIS Section,
Research and Development Promotion Department, Japan Atomic Energy Agency.

4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1112, Japan

E-mail: ird-support@jaea.go.jp

保管廃棄施設・L に保管されている圧縮体に対する放射化学分析

日本原子力研究開発機構
原子力科学研究所 バックエンド技術部

青野 竜士、後藤 勝則*、木名瀬 暁理、
佐藤 義行、原賀 智子、伊勢田 浩克

(2025 年 3 月 28 日受理)

日本原子力研究開発機構の研究施設等から発生する放射性廃棄物は、放射能レベルに応じて将来的にトレンチとピットに分けて浅地中処分される予定であり、埋設処分を開始するまでに、廃棄体の放射能濃度を評価する方法を構築する必要がある。そこで、原子力科学研究所バックエンド技術部では、研究施設等廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討に資するため、保管廃棄施設・L に保管されている圧縮体より分析試料を採取し、放射化学分析を実施した。本報告書は、令和 2 年度に取得した 12 核種 (^3H 、 ^{14}C 、 ^{60}Co 、 ^{90}Sr 、 ^{94}Nb 、 ^{137}Cs 、 ^{152}Eu 、 ^{154}Eu 、 ^{238}Pu 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Am) の放射能濃度データについて整理し、放射能濃度評価方法の検討のための基礎資料としてまとめたものである。

本報告書は、株式会社化研が国立研究開発法人日本原子力研究開発機構との契約により実施した業務成果に基づくものである。

原子力科学研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2 番地 4

* 株式会社ジック

**Analysis of the Radioactivity Concentrations in Radioactive Waste Stored at
the Waste Storage Facility L as Compressed Packages**

Ryuji AONO, Katsunori GOTO*, Akari KINASE,
Yoshiyuki SATO, Tomoko HARAGA and Hirokatsu ISEDA

Department of Decommissioning and Waste Management
Nuclear Science Research Institute
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received March 28, 2025)

Radioactive wastes generated from nuclear research facilities in Japan Atomic Energy Agency are planned to be buried in the near surface disposal field as trench and pit. Therefore, it is required to establish the method to evaluate the radioactivity concentrations of radioactive wastes until the beginning of disposal. In order to contribute to this work, we collected and analyzed the samples stored at the waste storage facility L. In this report, we summarized the radioactivity concentrations of 12 radionuclides (^3H , ^{14}C , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{94}Nb , ^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Am) which were obtained from radiochemical analysis of the samples in fiscal year 2020.

Keywords: Low-level Radioactive Waste, Radioactivity Concentration, Radiochemical Separation, Metal Samples, The Waste Storage Facility L

This work performed by KAKEN Co., Ltd. under contract with Japan Atomic Energy Agency.

* Growth Industry Create Corporation

目 次

1. はじめに	1
2. 放射能分析	2
2.1 分析概要	2
2.2 分析試料の前処理	2
2.3 酸溶解処理	2
2.4 ^3H 及び ^{14}C 分析	3
2.5 ^{94}Nb 分析	4
2.6 ^{60}Co 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 ^{152}Eu 及び ^{154}Eu 分析	5
2.7 ^{238}Pu 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 及び ^{241}Am 分析	6
3. 分析結果	6
4. まとめ	7
謝辞	7
参考文献	8

Contents

1. Introduction	1
2. Radioactivity analysis	2
2.1 Overview of analysis	2
2.2 Preprocessing for analytical samples	2
2.3 Processing for dissolving with acid	2
2.4 Analysis of ^3H and ^{14}C	3
2.5 Analysis of ^{94}Nb	4
2.6 Analysis of ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{152}Eu and ^{154}Eu	5
2.7 Analysis of ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$ and ^{241}Am	6
3. Results	6
4. Conclusions	7
Acknowledgement	7
References	8

表リスト

表 1	分析試料リスト	10
表 2	放射能分析で使用了測定機器一覧	11
表 3	^3H の分析結果	12
表 4	^{14}C の分析結果	12
表 5	^{60}Co の分析結果	13
表 6	^{90}Sr の分析結果	13
表 7	^{94}Nb の分析結果	14
表 8	^{137}Cs の分析結果	14
表 9	^{152}Eu の分析結果	15
表 10	^{154}Eu の分析結果	15
表 11	^{238}Pu の分析結果	16
表 12	$^{239+240}\text{Pu}$ の分析結果	16
表 13	^{241}Am の分析結果	17

図リスト

図 1	酸溶解処理フロー	18
図 2	^3H 及び ^{14}C 分析フロー	19
図 3	^{94}Nb 分析フロー	20
図 4	^{60}Co 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 ^{152}Eu 及び ^{154}Eu 分析フロー	21
図 5	^{238}Pu 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 及び ^{241}Am 分析フロー	23

1. はじめに

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）」においては、廃棄物埋設事業者は埋設対象となる放射性廃棄物が法令に定める基準を満たしていることについて、原子力規制委員会による確認を受けなければならないと定められている。埋設しようとする放射性廃棄物に係る技術上の基準は、「核燃料物質又は核燃料物質によつ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（昭和63年総理府令第1号）」において定められており、このうち、放射能濃度に係る項目は、放射性物質の種類ごとに埋設事業許可申請書等に記載された最大放射能濃度を超えないこととされている。

埋設処分を先行して実施している原子力発電所では、運転保守に伴って発生する均質・均一固化体及び充填固化体の放射能濃度について、廃棄体一体ごとに、スケーリングファクタ法又は平均放射能濃度法のような簡便な評価方法により評価している¹⁾。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する放射性廃棄物（以下「研究施設等廃棄物」という。）についても、将来的に浅地中埋設処分の実施が予定されており、合理的な埋設処分を実施するためには、原子力発電所と同様に簡便に廃棄体の放射能濃度を評価する方法を構築する必要がある。

廃棄体の放射能濃度を評価する方法を構築する取り組みの一環として、これまでに原子力機構原子力科学研究所（以下「原科研」という。）で発生したアスファルト固化対象の濃縮廃液の放射化学分析を実施し²⁾、放射能濃度評価方法について検討した³⁾。また、原子炉施設から発生する放射性廃棄物を対象として、原科研内で保管廃棄されている動力試験炉（JPDR）、研究用試験炉（JRR-2、JRR-3及びJRR-4）及び照射後試験施設（ホットラボ）から発生した放射性廃棄物より採取した試料の放射化学分析を実施し⁴⁾⁻¹⁵⁾、実施した放射化学分析の結果をもとに放射能濃度評価方法について検討した¹⁶⁾⁻²⁰⁾。

本報告では、保管廃棄施設・Lに保管されている圧縮体に対する放射能濃度評価方法を検討するための基礎データ拡充を目的として、保管廃棄した放射性廃棄物より採取した試料に対して分析を実施し、その放射化学分析の手法及び分析結果について記述した。放射化学分析を実施した核種は、12核種（ ^3H 、 ^{14}C 、 ^{60}Co 、 ^{90}Sr 、 ^{94}Nb 、 ^{137}Cs 、 ^{152}Eu 、 ^{154}Eu 、 ^{238}Pu 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Am ）である²¹⁾。ただし、エネルギー弁別のできない核種（ ^{239}Pu 及び ^{240}Pu ）は、合算値（ $^{239+240}\text{Pu}$ ）で表した。

2. 放射能分析

2.1 分析概要

保管廃棄施設・Lに保管されている圧縮体から採取した5試料（P-801-553、P-795-68、P-79X-399、P-79X-400、P-796-159）を本報告の対象とした。表1に分析試料の形状、材質、外観等を示す。表1の発生施設は、試料採取時に作成された「試料採取記録」に従って記載した。分析試料は分析核種ごと及び材質ごとに燃焼、酸溶解など異なる化学的な前処理を実施する。試料は複数の分析対象核種のデータを取得することができるよう、電子天秤による試料重量測定(g)、Ge半導体検出器（以下「Ge検出器」という。）による γ 線放出核種の結果をもとに推測される分析対象核種の検出性等を考慮し、分析試料を適切なサイズに分割して分配した。また、各処理に分配した試料の放射能濃度の偏在がないことを確認するため、分配グループごとの ^{60}Co 及び ^{137}Cs の放射能濃度を測定した。

表2に使用した測定機器等の情報を示す。本分析で分析した全ての試料は、保管廃棄施設・Lに保管されていた圧縮体から採取している。この圧縮体は、原科研内で発生した放射性廃棄物のうち、放射性廃棄物管理第1課の所掌施設で圧縮処理されたものであり、処理後に発生施設が更新され、「放射性廃棄物管理第1課」と「試料採取記録」に表記されている。そのため、全ての試料の発生施設が「放射性廃棄物管理第1課」となっている。

2.2 分析試料の前処理

前述したように、本分析では分析試料の材質等に応じて、異なる前処理方法を適用している。各工程で処理後の ^{60}Co 及び ^{137}Cs の放射能濃度をGe検出器で測定した。

2.3 酸溶解処理

^{60}Co 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 ^{152}Eu 、 ^{154}Eu 、 ^{238}Pu 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 及び ^{241}Am に対する前処理として酸溶解処理を行った。図1に酸溶解処理フローの概要を示す。重量測定、 γ 線測定(^{60}Co 、 ^{137}Cs)を行った後、試料をビーカーに入れ、試料が浸漬する量の混酸（硝酸、塩酸、水）を加えて必要に応じて加熱し、核種を試料から溶出・脱離した。浸漬後、試料を取り出し、純水による超音波洗浄を行った。なお、洗浄液は浸漬液に混合した。純水洗浄から取り出した試料を乾燥し、 γ 線測定(^{60}Co 、 ^{137}Cs)を行い、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 放射能から溶出率を評価した。浸漬は溶出率が95%以上、もしくは一定となるまで繰り返した。再度浸漬する場合は、新しい溶液を用い、先の浸漬液等と混合した。なお、 ^{137}Cs の溶出率が95%を超えているが、 ^{60}Co の溶出率が95%以上とならない場合は、ほぼ一定となるまで酸溶解を繰り返した。浸漬液は乾固し、硝酸、塩酸等を加え再溶解した。再溶解時に不溶解物が発生した場合はろ過し、ろ過残渣の γ 線測定(^{60}Co 、 ^{137}Cs)を行い、これらの核種が検出された場合は、硝酸、塩酸等を加え溶解した。この残渣溶解液は浸漬液ろ液に加え分析に供した。P-79X-399、P-79X-400はアルミニウム（フィルタ）とあるが、試料情報からHEPAフィルタ由来の試料である。HEPAフィルタはアルミニウムセパレーターにろ紙を挟む構造であり、試料はアルミニウムとろ紙が圧着している状態であったため、酸溶解前にアルミニウム部分とろ紙部分を分離しそれぞれを酸溶解に用いた。また、P-79X-400に

付着しているビニールについても分離し酸溶解した。酸溶解液は混合し、分析に供した (^{94}Nb 分析試料も同様とした)。浸漬液は必要に応じて濃縮操作を行い、100 mL に定容した。定容液から 0.05 mL~5 mL を分取して ^{238}Pu 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 及び ^{241}Am 分析用とし、90 mL を分取して ^{238}Pu 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 及び ^{241}Am 以外の多核種測定用とした。また、残液を測定対象核種の安定元素測定用試料とし、溶液を希釈し ICP-MS を用いて各元素濃度を測定し、回収率補正に供した。

2.4 ^3H 及び ^{14}C 分析

図 2 に ^3H 及び ^{14}C 分析フローの概要を示す。金属試料は試料を磁性ボートに分取し、重量測定を行った。触媒として白金線を丸めたものを石英ウールに詰め、石英管先端部（管状炉中）に充填した。ボートを石英管に挿入し、加湿した酸素ガスを約 100 mL/min で流しながら、管状炉を 900°C まで昇温し、900°C で 1 時間保持した。難燃物試料（アクリル）は同様に充填した後、管状炉を徐々に昇温することにして、100°C で 30 分間保持した。300°C まで 2 時間かけて昇温し、300°C で 1 時間保持した。500°C まで 1 時間かけて昇温し、500°C で 30 分間保持した。その後、900°C まで 30 分かけて昇温し、900°C で 1 時間保持した。揮発させた ^3H は水として吸収液（硫酸(1+700)）に捕集した。このとき、 ^3H 吸収液を酸性とすることにより、炭酸ガス形態の ^{14}C は ^3H 吸収液に捕集されないよう留意した。また、同時に揮発した ^{14}C を触媒で酸化し、炭酸ガスとして吸収液（Carbo-Sorb®E）に捕集した（ ^{14}C 分析に供した）。所定時間燃焼後、各吸収液を回収した。 ^3H 吸収液 1 及び 2 は混合し、洗浄瓶を純水で洗浄し、洗液は吸収液に混合した。吸収液を 30 mL に定容し、常圧蒸留法（非沸騰蒸留）により精製した。常圧蒸留法では、 ^3H の吸収液をナス型フラスコに移し、沸石及び過酸化ナトリウムを添加し、アルカリ性とした。ナス型フラスコは組み立てた蒸留装置に接続し、リービッヒ冷却管に冷却水を流し、マントルヒーターで加温した。ナスフラスコ内の試料が乾固直前になるまで蒸留し、蒸留液を回収した。蒸留液を U8 容器に移し、Ge 検出器を用いて測定し、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 等の γ 線放出核種の混入がないことを確認した。測定時間は 3600 秒間とした。この時の ^{60}Co 、 ^{137}Cs の検出下限値は 0.4 Bq 程度である。

前処理によって得られた蒸留水 10 mL と乳化シンチレータ（Ultima Gold LLT）10 mL を低カリウムガラスバイアル（容量 20 mL）に分取、混合した。混合後、1 昼夜以上放置し、測定試料を安定させた。なお、吸収液に用いた純水を蒸留した試料 10 mL と乳化シンチレータ 10 mL を混合したものをバックグラウンド測定試料とした。各測定試料は、液体シンチレーションカウンタ（以下「LSC」という。）を用いて ^3H 放射能の測定を行った。試料の計数効率を決定するため、あらかじめクエンチングレベルの異なるいくつかの標準試料を用いて、 ^3H 計数効率とクエンチングレベルの指標値である tSIE との関係曲線であるクエンチング補正曲線を作成した。測定時間 1 回あたり 10 分間で 7 サイクル測定し、異常値は棄却し、得られた測定値から放射能を定量した。異常値がない場合は、最大値と最小値を除く測定値から放射能を算出した。回収率は 100 % として評価した。

^{14}C を分離した吸収液を混合・回収し、吸収瓶を Carbo-Sorb®E 1 mL でそれぞれ 2 回ずつ洗浄した。洗液は吸収液に加えた。吸収液+洗液を Carbo-Sorb®E で 25 mL に定容した。定溶液を U8 容器に移し、Ge 検出器を用いて測定し、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 等の γ 線放出核種の混入がないことを

確認した。測定時間は 3600 秒間とした。この時の ^{60}Co 、 ^{137}Cs の検出下限値は 0.4 Bq 程度である。 ^{14}C 吸収液を 10 mL と液体シンチレータ (PermaFluor®E+) を低カリウムガラスバイアル (容量 20mL) に分取、混合した。混合後、1 昼夜以上放置し、測定試料を安定させた。Carbo-Sorb®E 10 mL と PermaFluor®E+ 10 mL を混合したものをバックグラウンド測定試料とした。各測定試料は LSC を用いて ^{14}C 放射能の測定を行った。試料の計数効率を決定するため、あらかじめクエンチングレベルの異なるいくつかの標準試料を用いて、 ^{14}C 計数効率とクエンチングレベルの指標値である tSIE との関係曲線であるクエンチング補正曲線を作成した。測定時間 1 回あたり 20 分間で 7 サイクル測定し、異常値は棄却し、得られた測定値から放射能を定量した。異常値がない場合は、最大値と最小値を除く測定値から放射能を算出した。回収率は 100% として評価した。

2.5 ^{94}Nb 分析

図 3 に ^{94}Nb 分析フローの概要を示す。質量測定、 γ 線測定 (^{60}Co 、 ^{137}Cs) を行った後、試料をビーカーに入れ、試料が浸漬する量の混酸 (硝酸、塩酸、水) を加えて必要に応じて加熱し、核種を試料から溶出・脱離した。浸漬後、試料を取り出し、純水による超音波洗浄を行った。この洗浄液は浸漬液に混合した。純水洗浄から取り出した試料は乾燥し、 γ 線測定 (^{60}Co 、 ^{137}Cs) を行い、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 放射能から溶出率を評価した。溶出率が 95% 以上、もしくは一定となるまで浸漬を繰り返した。再度浸漬する場合は、新しい溶液を用い、先の浸漬液等と混合した。なお、 ^{137}Cs の溶出率が 95 %を超えているが、 ^{60}Co の溶出率が 95 %以上とならない場合は、ほぼ一定となるまで酸溶解を繰り返した。浸漬液を乾固し、硝酸、塩酸、フッ化水素酸等を加え加熱し再溶解した。溶解後、ろ過を行い、ろ液は回収した。難燃物試料 (アクリル) は浸漬液の乾固物を硝酸、塩酸等で溶解した後、ろ別し、ろ過残渣にフッ化水素酸を加え Nb を溶解した。ろ過残渣の γ 線測定 (^{60}Co 、 ^{137}Cs) を行い、 γ 線放出核種 (^{60}Co 、 ^{137}Cs) が含まれているかどうか確認した。ろ過残渣を硝酸、塩酸、フッ化水素酸を用いて溶解した。溶解後、吸引ろ過を行った。ろ過残渣の γ 線測定 (^{60}Co 、 ^{137}Cs) を行い、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs が含まれていれば再度溶解した。残渣溶解液のろ液は混合し、乾固した後、硝酸、塩酸、フッ化水素酸等で溶解し、先に回収したろ液と混合した。混合したろ液を必要に応じて濃縮し、100 mL に定容した。定容後、一部を分取し、安定元素濃度測定試料とした。定容液から 90 mL を分取して ^{94}Nb 分析用とし、Nb 担体を添加した。併せて Co、Cs、Eu 等の担体も添加した。溶液を乾固し、硝酸、フッ化水素酸で溶解した。この操作を 2 回行い、溶液をろ過した。ろ過残渣は廃棄し、ろ液を再度乾固した。乾固物を硝酸 2 mL、フッ化水素酸 10 mL で溶解した。試料溶液を陰イオン交換樹脂 (Dowex® 1X8) に通水し、 ^{94}Nb をイオン交換樹脂に吸着した。7.8 M フッ化水素酸-4.1 M 硝酸混液を通水し、樹脂を洗浄した。次に 0.97 M フッ化水素酸-4.1 M 硝酸混液を通水し、 ^{94}Nb を溶離した。溶離液をテフロンビーカーに移し、濃縮した。溶液を U8 容器に移し、テフロンビーカーを純水で洗浄し、洗液は U8 容器に加えた。25 mL の高さ (14 mm 高) にまで純水を加えた。攪拌し、溶液を均一とした後、Ge 検出器により ^{94}Nb を測定した。測定後、溶液の一部を分取し、Nb 回収率を測定した。

2.6 ^{60}Co 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 ^{152}Eu 及び ^{154}Eu 分析

図 4 に ^{60}Co 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 ^{152}Eu 及び ^{154}Eu 分析フローの概要を示す。試料溶液を分取し、担体として Co、Sr、Cs、Eu を添加した。溶液を乾固し、塩酸(2+1)に溶解した。この溶解液を陰イオン交換樹脂 (Dowex® 1X8) に通水した。溶出液は回収し、 ^{60}Co 以外の核種分析に供した。次いで塩酸(2+1)を通水し、樹脂を洗浄した。溶出液は回収し、試料溶出液に混合した。塩酸(1+2)を樹脂に通水し、 ^{60}Co を溶離した。 ^{60}Co 溶離液を濃縮し、U8 容器に移し、25 mL に定容した。定容液は Ge 検出器により ^{60}Co 放射能を測定した。測定後、溶液の一部を分取し、Co 回収率を測定した。陰イオン交換樹脂 (Dowex® 1X8) からの流出液を混合し、Fe 担体を少量添加した。その後、水酸化ナトリウム及び炭酸ナトリウムを添加しアルカリ性とした。アルカリ性となった溶液では、 ^{90}Sr を炭酸ストロンチウム沈殿として、また、 ^{152}Eu 、 ^{154}Eu を水酸化物沈殿とし、Fe 沈殿に共沈させた。これらの沈殿は、溶液を加熱し、沈殿を熟成した。放冷し沈殿を沈降させた後、傾斜法により上澄みをビーカーに移した。残った溶液と沈殿をろ過により分離した。なお、ろ液は上澄み液に混合した。この溶液には ^{137}Cs が溶解しているため濃縮し、U8 容器に移し、25 mL に定容した。又は、100 mL ポリ瓶に移し、100 mL に定容した。定容液を Ge 検出器により ^{137}Cs 放射能を測定した。測定後、溶液の一部を分取し、Cs 回収率を測定した。分離した沈殿は硝酸、塩酸等で溶解した。溶解液を濃縮し、発煙硝酸を添加した。一夜放置し、 ^{90}Sr を沈殿させた。ガラスろ過器を用い、沈殿をろ過した。ろ液は ^{152}Eu 、 ^{154}Eu 分析に供した。ろ液は乾固近くまで濃縮した。水を加え U8 容器に移し、25 mL に定容した。又は、100 mL ポリ瓶に移し、100 mL に定容した。定容液は Ge 検出器により ^{152}Eu 、 ^{154}Eu 放射能を測定した。測定後、溶液の一部を分取し、Eu 回収率を測定した。なお、Eu 回収溶液中に ^{137}Cs の混入が多い場合は、溶液をアルカリ性とし沈殿を生成させ、ろ過することにより ^{137}Cs を分離した。沈殿を溶解し、25 mL に定容した。発煙硝酸により沈殿分離した ^{90}Sr は純水で溶解し、溶解液を乾固した。乾固物を純水、塩酸で溶解した。溶解液に鉄溶液とアンモニア水を添加し、水酸化鉄沈殿を生成した。沈殿は熟成後ろ過し、 ^{90}Sr から生成する ^{90}Y を水酸化鉄沈殿に共沈し分離した。この時、ろ過日時を記録した (スカベンジング日時)。ろ液に炭酸アンモニウム溶液 (飽和) を加え、炭酸ストロンチウム沈殿を作製した。加熱により沈殿を熟成後、沈殿を吸引ろ過した。炭酸ストロンチウム沈殿を塩酸(1+1)で溶解し、純水で 100 mL に定容した。スカベンジングから 2 週間以上放置し、新たに ^{90}Sr から ^{90}Y を生成させた。2 週間以上放置後、溶液を 1 mL~95 mL 分取し ^{90}Y ミルキング操作を行った。また、溶液の一部を分取し、Sr 回収率測定に供した。 ^{90}Y ミルキング操作は、溶液に Y 担体を添加し、アンモニア水を加え水酸化イットリウム沈殿を生成した。沈殿を熟成しろ過した。この時、ろ過日時を記録した (ミルキング日時)。塩酸(1+1)で沈殿を溶解し、再度水酸化イットリウム沈殿を生成しろ過した。塩酸(1+1)で沈殿を溶解し、シュウ酸を添加した。アンモニア水を加え、シュウ酸イットリウム沈殿を生成した。沈殿を熟成し、あらかじめ乾燥質量を測定したろ紙を用いて、沈殿を吸引ろ過した。沈殿をろ紙ごと乾燥し、デシケータ中で放冷した。放冷後、質量測定を行い、シュウ酸イットリウム沈殿質量を算出した。沈殿をろ紙ごとアクリル板にマウントし、マイラーで表面を覆い測定試料とした (ろ紙ばさみ法)。測定試料を低バックグラウンド 2 π ガスフローカウンタで測定した。 ^{90}Y が検出された測定試料については、間隔を空けて複数回測定し、 ^{90}Y の半減期でカウントが減少する

ことを確認した。 ^{90}Y 測定後、シュウ酸イットリウム沈殿をろ紙ごとルツボに移し、沈殿を電気炉で加熱し、酸化イットリウムとした。デシケータで放冷後、質量測定し、Y 回収率を算出した。

2.7 ^{238}Pu 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 及び ^{241}Am 分析

図 5 に ^{238}Pu 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 及び ^{241}Am 分析フローの概要を示す。前処理後の分析試料に ^{242}Pu 及び ^{243}Am を加えて乾固し、硝酸(3+2)、過酸化水素を加え、再溶解した。これを陰イオン交換樹脂 (Dowex® 1X8) に通水し、流出液を回収した。次いで硝酸(3+2)で洗浄し、洗液を回収液に加え、これを Am 分析用試料とした。陰イオン交換樹脂に塩酸(5+1)を加え、流出液を廃棄し、5%ヨウ化アンモニウム-塩酸混液により Pu を溶出した。溶出液に硝酸、過塩素酸を加えて乾固した。その後、電着操作を行い、電着試料を表面障壁型 Si 半導体検出器 (以下「SSD」という。) により ^{238}Pu 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 、トレーサーとして添加した ^{242}Pu を測定した。 ^{238}Pu 、 $^{239+240}\text{Pu}$ と ^{242}Pu の計数率の比、 ^{242}Pu 添加量から ^{238}Pu 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 放射能を算出した。

Am 分析用に回収した溶液を乾固し、硝酸(3+2)で溶解した。水を加えた後、Ca 担体を加えた。シュウ酸、シュウ酸アンモニウムを添加し、加熱溶解した。その後、アンモニア水を添加し、pH1.5 とした。このとき、Am はシュウ酸カルシウム沈殿に共沈させた。この沈殿は熟成した後ろ過し、沈殿を灰化した。灰化物は塩酸で溶解した。溶解液に、鉄及びアンモニア水を添加し、水酸化鉄沈殿に Am を共沈させた。沈殿は塩酸(7+3)で溶解後、乾固し、塩酸(6+1)で溶解した。これを陰イオン交換樹脂 (Dowex® 1X8) に通水し、流出液を回収した。次いで塩酸(6+1)で洗浄し、洗液を先の回収液に加えた。回収液を乾固後、硝酸(3+2)、過酸化水素を添加し溶解した。これを陰イオン交換樹脂 (Dowex® 1X8) に通水し、流出液を回収した。次いで硝酸(3+2)で洗浄し、洗液を先の回収液に加えた。回収液を乾固後、硝酸、過酸化水素を添加し溶解した。溶液を乾固した後、硝酸 1 mL、過酸化水素を数滴添加し溶解した。放冷後、メチルアルコールを 12.6 mL 添加し攪拌した。これを陰イオン交換樹脂 (Dowex® 1X4) に通水した。Am を樹脂に吸着させ、樹脂に洗浄液を通水し、最後に 1.5 M 塩酸-86%メチルアルコール混液を通水し、Am を溶離した。溶離液を加熱し、メチルアルコールを蒸発させた後、温度を上げ溶液を乾固した。乾固物を硝酸、過酸化水素により溶解した。溶解物を乾固し、硝酸、過酸化水素により溶解した。溶解物に過塩素酸を添加し、乾固した。その後、電着操作を行い、電着試料を表面 SSD により ^{241}Am 、トレーサーとして添加した ^{243}Am を測定した。 ^{241}Am と ^{243}Am の計数率の比、 ^{243}Am 添加量から ^{241}Am 放射能を算出した。

3. 分析結果

令和 2 年度に 12 核種 (^3H 、 ^{14}C 、 ^{60}Co 、 ^{90}Sr 、 ^{94}Nb 、 ^{137}Cs 、 ^{152}Eu 、 ^{154}Eu 、 ^{238}Pu 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Am) の放射化学分析を行い、55 点の分析データを取得した。核種ごとの分析結果を表 3 から表 13 にまとめた。

4. まとめ

本報告では、研究施設等から発生する放射性廃棄物を対象とする放射能濃度評価方法検討のための基礎資料として、保管廃棄施設・L に保管されている圧縮体について放射化学分析を実施し、得られた放射能濃度評価方法検討のためのデータが取得できた。今後も、研究施設等から発生した放射性廃棄物の分析を行い、放射能濃度データの蓄積を継続していく。

謝辞

本報告書作成にあたり保管廃棄施設・L に保管されている圧縮体から分析用試料を採取していただいたバックエンド技術部高減容処理技術課の方々に感謝の意を表する。

参考文献

- 1) 原子力安全基盤機構規格基準部, 均質・均一固化体及び充填固化体の廃棄のための確認方法について (一部改正), JNES-SS-0801, 2008.
- 2) 星亜紀子, 亀尾裕, 片山淳他, 研究施設等から発生する均質・均一固化体に対する放射化学分析, JAEA-Data/Code 2009-023, 2010, 84p.
- 3) 辻智之, 亀尾裕, 坂井章浩他, 研究施設等から発生する均質・均一固化体に対する放射能濃度評価方法の検討, JAEA-Technology 2011-028, 2011, 66p.
- 4) 星亜紀子, 辻智之, 田中究他, JPDR 保管廃棄物試料に対する放射化学分析, JAEA-Data/Code 2011-011, 2011, 31p.
- 5) 田中究, 安田麻里, 渡辺幸一他, JPDR 保管廃棄物試料に対する放射化学分析 (2), JAEA-Data/Code 2013-008, 2013, 16p.
- 6) 安田麻里, 田中究, 渡辺幸一他, JPDR 保管廃棄物試料に対する放射化学分析 (3), JAEA-Data/Code 2014-011, 2014, 59p.
- 7) 大森弘幸, 根橋宏治, 島田亜佐子他, JPDR 保管廃棄物試料に対する放射化学分析 (4), JAEA-Data/Code 2014-029, 2015, 31p.
- 8) 原賀智子, 下村祐介, 水飼秋菜他, JRR-2 及び JRR-3 から発生した放射性廃棄物に対する放射化学分析, JAEA-Data/Code 2019-004, 2019, 48p.
- 9) 水飼秋菜, 原賀智子, 石森健一郎他, 照射後試験施設から発生した放射性廃棄物に対する放射化学分析, JAEA-Data/Code 2019-012, 2020, 70p.
- 10) 飛田実, 原賀智子, 佐々木誉幸他, JRR-2、JRR-3 及びホットラボから発生した放射性廃棄物に対する放射化学分析, JAEA-Data/Code 2019-016, 2020, 72p.
- 11) 青野竜士, 水飼秋菜, 原賀智子他, JPDR 及び JRR-4 から発生した放射性廃棄物に対する放射化学分析, JAEA-Data/Code 2020-006, 2020, 70p.
- 12) 土田大貴, 原賀智子, 飛田実他, JRR-3及びJPDRから発生した放射性廃棄物に対する放射化学分析, JAEA-Data/Code 2020-022, 2021, 34p.
- 13) 土田大貴, 水飼秋菜, 青野竜士他, JPDR、JRR-3及びJRR-4から発生した放射性廃棄物に対する放射化学分析, JAEA-Data/Code 2022-004, 2022, 87p.
- 14) 飛田実, 今田未来, 大森剛他, JRR-3、JRR-4及び再処理特別研究棟から発生した放射性廃棄物に対する放射化学分析, JAEA-Data/Code 2022-007, 2022, 40p.
- 15) 木名瀬暁理, 後藤勝則, 青野竜士他, JRR-2、JRR-3から発生した放射性廃棄物及び保管廃棄施設・Lに保管されている圧縮体に対する放射化学分析, JAEA-Data/Code 2024-004, 2024, 60p.
- 16) 辻智之, 亀尾裕, 坂井章浩他, JPDR保管廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討 (1), JAEA-Technology 2012-045, 2013, 37p.
- 17) 辻智之, 坂井章浩, 出雲沙理他, JPDR 保管廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討 (2), JAEA-Technology 2015-009, 2015, 46p.

- 18) 林宏一, 出雲沙理, 仲田久和他, JRR-2 及び JRR-3 保管廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討, JAEA-Technology 2018-001, 2018, 66p.
- 19) 水飼秋菜, 原賀智子, 石森健一郎他, 照射後試験施設から発生した廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討, JAEA-Technology 2019-015, 2019, 52p.
- 20) 青野竜士, 原賀智子, 亀尾裕, JPDR から発生した低レベルコンクリート廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討, JAEA-Technology 2024-006, 2024, 48p.
- 21) 坂井章浩, 天澤弘也, 仲田久和他, 研究施設等廃棄物の埋設処分における安全評価上重要核種の選定 (その 3) -RI・研究所等廃棄物に係る主要放射性廃棄物発生施設毎の重要核種の予備評価, JAEA-Technology 2010-021, 2010, 152p.

表 1 分析試料リスト

保管体番号	発生施設	形状	材質	枝番	外観写真
P-801-553	放射性廃棄物 管理第 1 課※	板状	アクリル	—	
P-795-68	放射性廃棄物 管理第 1 課※	筒状	ステンレス	—	
P-79X-399	放射性廃棄物 管理第 1 課※	HEPA フィル タ	アルミニウ ム	—	
P-79X-400	放射性廃棄物 管理第 1 課※	塊状	アルミニウ ム	—	
P-796-159	放射性廃棄物 管理第 1 課※	メッシ ュ状	普通鋼	—	

※ 原科研内から発生した放射性廃棄物のうち、放射性廃棄物管理第 1 課の所掌施設で圧縮処理され、第 1 保管廃棄施設に保管されていたものである。

表 2 放射能分析で使用した測定機器一覧

No.	測定器	略称	メーカー, 型式	測定核種又は用途
1	Ge半導体検出器	Ge検出器	ORTEC GEM-35190	^{60}Co , ^{94}Nb , ^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{154}Eu
2	液体シンチレーションカウンタ	LSC	PerkinElmer Tri-Carb 3110TR	^3H , ^{14}C
3	2π ガスフローカウンタ	GFC	HITACHI LBC-4302B	^{90}Sr
4	表面障壁型Si半導体検出器	SSD	ORTEC Alpha Duo	^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Am

表 3 ^3H の分析結果

試料番号		発生施設	材質	試料量 (g)	回収率 (%)	測定日 ※1	放射能濃度 (Bq/g)	検出限界 (Bq/g)
保管体番号	枝番							
P-801-553	-	放射性廃棄物管理第1課	アクリル	0.51	100	2021/1/13	ND	7×10^{-1}
P-795-68	-	放射性廃棄物管理第1課	ステンレス	5.49	100	2021/1/13	$(1.0 \pm 0.3) \times 10^{-1}$	7×10^{-2}
P-79X-399	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	2.15	100	2021/1/13	$(2.9 \pm 0.1) \times 10^0$	2×10^{-1}
P-79X-400	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	2.12	100	2021/1/13	$(6.4 \pm 0.2) \times 10^0$	2×10^{-1}
P-796-159	-	放射性廃棄物管理第1課	普通鋼	5.21	100	2021/1/13	$(7.6 \pm 0.1) \times 10^0$	7×10^{-2}

※1 測定開始日を示す。

ND: 検出限界であることを示す。

表 4 ^{14}C の分析結果

試料番号		発生施設	材質	試料量 (g)	回収率 (%)	測定日 ※1	放射能濃度 (Bq/g)	検出限界 (Bq/g)
保管体番号	枝番							
P-801-553	-	放射性廃棄物管理第1課	アクリル	0.51	100	2021/1/9	ND	2×10^{-1}
P-795-68	-	放射性廃棄物管理第1課	ステンレス	5.49	100	2021/1/8	ND	2×10^{-2}
P-79X-399	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	2.15	100	2021/1/8	$(6.2 \pm 1.5) \times 10^{-2}$	5×10^{-2}
P-79X-400	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	2.12	100	2021/1/9	$(7.5 \pm 1.5) \times 10^{-2}$	5×10^{-2}
P-796-159	-	放射性廃棄物管理第1課	普通鋼	5.21	100	2021/1/9	$(3.5 \pm 0.1) \times 10^0$	2×10^{-2}

※1 測定開始日を示す。

ND: 検出限界であることを示す。

表 5 ^{60}Co の分析結果

試料番号		発生施設	材質	試料量 (g)	回収率 (%)	測定日※1	放射能濃度 (Bq/g)	検出限界 (Bq/g)
保管体番号	枝番							
P-801-553	-	放射性廃棄物管理第1課	アクリル	16.70	88.5	2020/12/9	ND	7×10^{-3}
P-795-68	-	放射性廃棄物管理第1課	ステンレス	31.20	98.7	2020/12/3	$(3.8 \pm 0.2) \times 10^{-2}$	4×10^{-3}
P-79X-399	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	14.50	96.6	2020/12/8	$(1.4 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	7×10^{-3}
P-79X-400	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	12.18	93.7	2020/12/7	$(3.3 \pm 0.4) \times 10^{-2}$	8×10^{-3}
P-796-159	-	放射性廃棄物管理第1課	普通鋼	15.15	89.7	2021/1/4	$(1.0 \pm 0.1) \times 10^0$	8×10^{-3}

※1 測定開始日を示す。

ND:検出限界であることを示す。

表 6 ^{90}Sr の分析結果

試料番号		発生施設	材質	試料量 (g)	回収率 (%)	測定日※1	放射能濃度 (Bq/g)	検出限界 (Bq/g)
保管体番号	枝番							
P-801-553	-	放射性廃棄物管理第1課	アクリル	16.70	74.8	2021/1/8	ND	3×10^{-3}
P-795-68	-	放射性廃棄物管理第1課	ステンレス	31.20	83.3	2021/1/7	$(1.8 \pm 0.1) \times 10^1$	2×10^{-2}
P-79X-399	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	14.50	53.0	2021/1/7	$(2.7 \pm 0.1) \times 10^2$	4×10^{-1}
P-79X-400	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	12.18	59.7	2021/1/7	$(2.1 \pm 0.1) \times 10^2$	4×10^{-1}
P-796-159	-	放射性廃棄物管理第1課	普通鋼	15.15	60.1	2021/1/12	$(3.6 \pm 0.1) \times 10^2$	4×10^{-1}

※1 測定開始日を示す。

ND:検出限界であることを示す。

表 7 ^{94}Nb の分析結果

試料番号		発生施設	材質	試料量 (g)	回収率 (%)	測定日 ※1	放射能濃度 (Bq/g)	検出限界 (Bq/g)
保管体番号	枝番							
P-801-553	-	放射性廃棄物管理第1課	アクリル	14.98	49.5	2021/1/19	ND	1×10^{-2}
P-795-68	-	放射性廃棄物管理第1課	ステンレス	9.17	96.6	2021/1/12	$(6.7 \pm 0.6) \times 10^{-2}$	2×10^{-2}
P-79X-399	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	13.70	53.5	2021/1/18	$(9.5 \pm 0.6) \times 10^{-2}$	2×10^{-2}
P-79X-400	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	11.41	58.4	2021/1/15	$(2.5 \pm 0.2) \times 10^{-2}$	5×10^{-3}
P-796-159	-	放射性廃棄物管理第1課	普通鋼	15.15	100	2020/12/10	$(1.9 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	3×10^{-2}

※1 測定開始日を示す。

ND: 検出限界であることを示す。

表 8 ^{137}Cs の分析結果

試料番号		発生施設	材質	試料量 (g)	回収率 (%)	測定日 ※1	放射能濃度 (Bq/g)	検出限界 (Bq/g)
保管体番号	枝番							
P-801-553	-	放射性廃棄物管理第1課	アクリル	16.70	87.6	2020/12/14	ND	2×10^{-2}
P-795-68	-	放射性廃棄物管理第1課	ステンレス	31.20	91.7	2020/12/14	$(2.5 \pm 0.1) \times 10^1$	7×10^{-2}
P-79X-399	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	14.50	95.2	2020/12/10	$(6.0 \pm 0.1) \times 10^2$	5×10^{-1}
P-79X-400	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	12.18	95.7	2020/12/10	$(5.1 \pm 0.1) \times 10^2$	5×10^{-1}
P-796-159	-	放射性廃棄物管理第1課	普通鋼	15.15	91.3	2021/1/4	$(1.6 \pm 0.1) \times 10^2$	2×10^{-1}

※1 測定開始日を示す。

ND: 検出限界であることを示す。

表 9 ^{152}Eu の分析結果

試料番号		発生施設	材質	試料量 (g)	回収率 (%)	測定日※1	放射能濃度 (Bq/g)	検出限界 (Bq/g)
保管体番号	枝番							
P-801-553	-	放射性廃棄物管理第1課	アクリル	16.70	75.0	2020/12/21	ND	5×10^{-2}
P-795-68	-	放射性廃棄物管理第1課	ステンレス	31.20	84.6	2020/12/15	ND	2×10^{-2}
P-79X-399	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	14.50	29.1	2020/12/25	$(5.1 \pm 1.1) \times 10^{-2}$	4×10^{-2}
P-79X-400	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	12.18	86.3	2021/1/8	ND	2×10^{-2}
P-796-159	-	放射性廃棄物管理第1課	普通鋼	15.15	98.0	2021/1/6	$(4.8 \pm 0.1) \times 10^0$	1×10^{-1}

※1 測定開始日を示す。

ND:検出限界であることを示す。

表 10 ^{154}Eu の分析結果

試料番号		発生施設	材質	試料量 (g)	回収率 (%)	測定日※1	放射能濃度 (Bq/g)	検出限界 (Bq/g)
保管体番号	枝番							
P-801-553	-	放射性廃棄物管理第1課	アクリル	16.70	75.0	2020/12/21	ND	3×10^{-2}
P-795-68	-	放射性廃棄物管理第1課	ステンレス	31.20	84.6	2020/12/15	$(4.4 \pm 0.5) \times 10^{-2}$	1×10^{-2}
P-79X-399	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	14.50	29.1	2020/12/25	$(7.0 \pm 0.2) \times 10^{-1}$	3×10^{-2}
P-79X-400	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	12.18	86.3	2021/1/8	$(4.6 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	2×10^{-2}
P-796-159	-	放射性廃棄物管理第1課	普通鋼	15.15	98.0	2021/1/6	$(6.2 \pm 0.3) \times 10^{-1}$	6×10^{-2}

※1 測定開始日を示す。

ND:検出限界であることを示す。

表 11 ^{238}Pu の分析結果

試料番号		発生施設	材質	試料量 (g)	回収率 (%)	測定日 ※1	放射能濃度 (Bq/g)	検出限界 (Bq/g)
保管体番号	枝番							
P-801-553	-	放射性廃棄物管理第1課	アクリル	16.70	-	2021/1/7	ND	1×10^{-3}
P-795-68	-	放射性廃棄物管理第1課	ステンレス	31.20	-	2021/1/7	$(4.9 \pm 0.4) \times 10^{-1}$	2×10^{-2}
P-79X-399	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	14.50	-	2021/1/12	$(2.3 \pm 0.2) \times 10^0$	1×10^{-1}
P-79X-400	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	12.18	-	2021/1/12	$(1.4 \pm 0.2) \times 10^0$	6×10^{-2}
P-796-159	-	放射性廃棄物管理第1課	普通鋼	15.15	-	2021/1/12	$(4.4 \pm 0.3) \times 10^0$	8×10^{-2}

※1 測定開始日を示す。

ND:検出限界であることを示す。

表 12 $^{239+240}\text{Pu}$ の分析結果

試料番号		発生施設	材質	試料量 (g)	回収率 (%)	測定日 ※1	放射能濃度 (Bq/g)	検出限界 (Bq/g)
保管体番号	枝番							
P-801-553	-	放射性廃棄物管理第1課	アクリル	16.70	-	2021/1/7	ND	8×10^{-4}
P-795-68	-	放射性廃棄物管理第1課	ステンレス	31.20	-	2021/1/7	$(2.9 \pm 0.2) \times 10^0$	2×10^{-2}
P-79X-399	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	14.50	-	2021/1/12	$(1.2 \pm 0.1) \times 10^1$	9×10^{-2}
P-79X-400	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	12.18	-	2021/1/12	$(6.9 \pm 0.4) \times 10^0$	6×10^{-2}
P-796-159	-	放射性廃棄物管理第1課	普通鋼	15.15	-	2021/1/12	$(2.5 \pm 0.2) \times 10^1$	8×10^{-2}

※1 測定開始日を示す。

ND:検出限界であることを示す。

表 13 ^{241}Am の分析結果

試料番号		発生施設	材質	試料量 (g)	回収率 (%)	測定日 ※1	放射能濃度 (Bq/g)	検出限界 (Bq/g)
保管体番号	枝番							
P-801-553	-	放射性廃棄物管理第1課	アクリル	16.70	-	2021/1/18	ND	9×10^{-4}
P-795-68	-	放射性廃棄物管理第1課	ステンレス	31.20	-	2021/1/19	$(5.3 \pm 0.5) \times 10^0$	6×10^{-2}
P-79X-399	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	14.50	-	2021/1/19	$(1.8 \pm 0.2) \times 10^1$	2×10^{-1}
P-79X-400	-	放射性廃棄物管理第1課	アルミニウム	12.18	-	2021/1/19	$(9.6 \pm 0.7) \times 10^0$	8×10^{-2}
P-796-159	-	放射性廃棄物管理第1課	普通鋼	15.15	-	2021/1/26	$(3.3 \pm 0.3) \times 10^1$	2×10^{-1}

※1 測定開始日を示す。

ND:検出限界であることを示す。

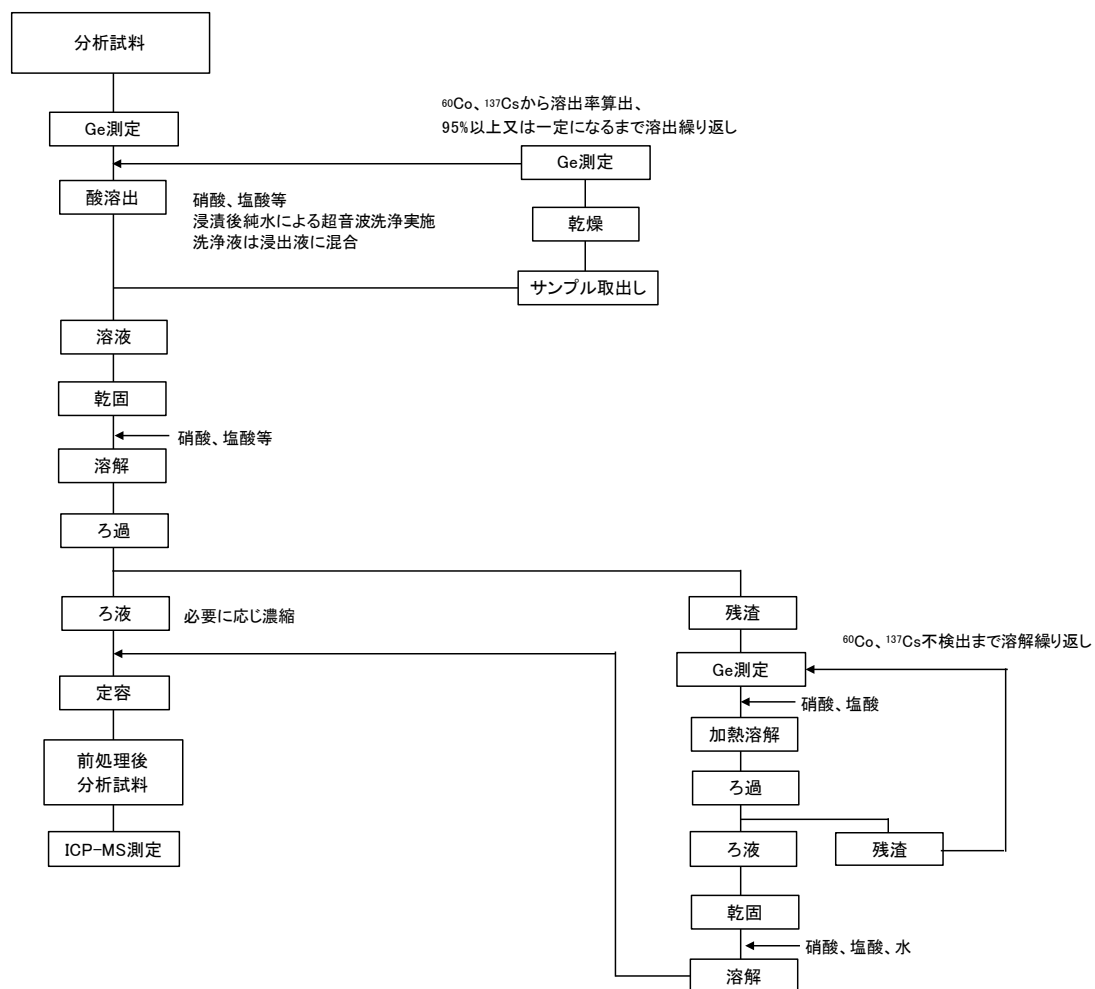
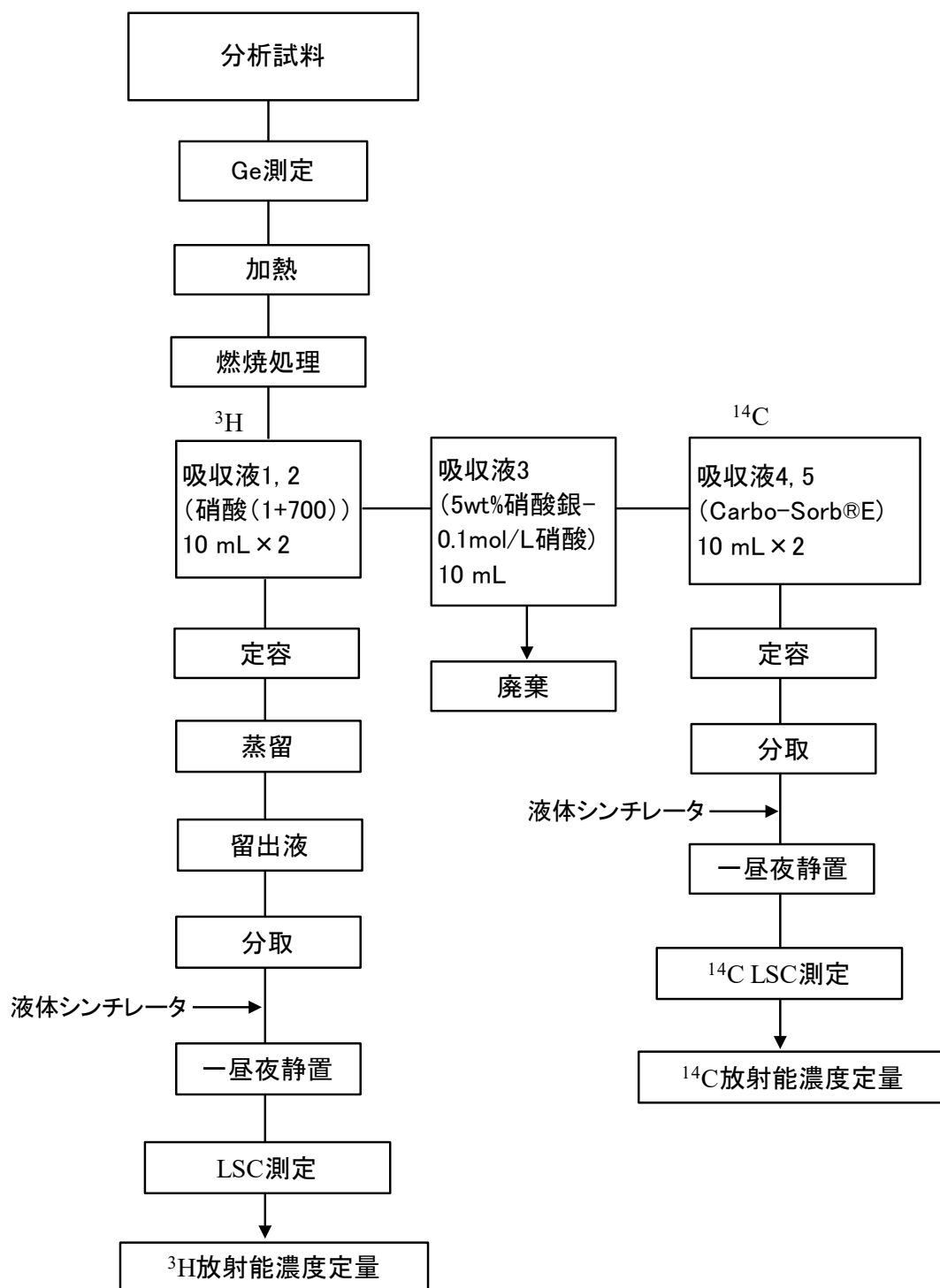
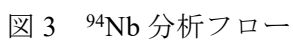
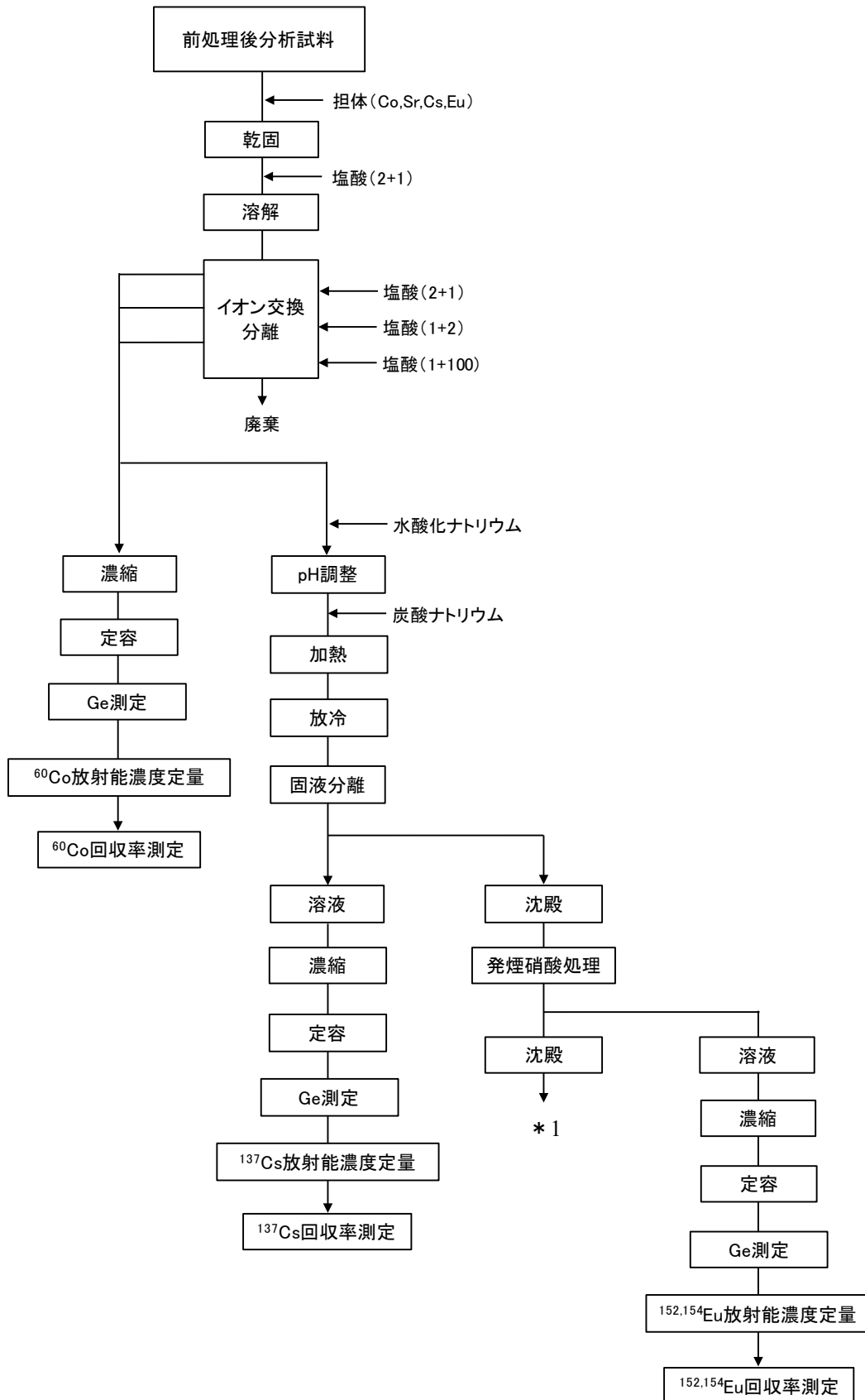
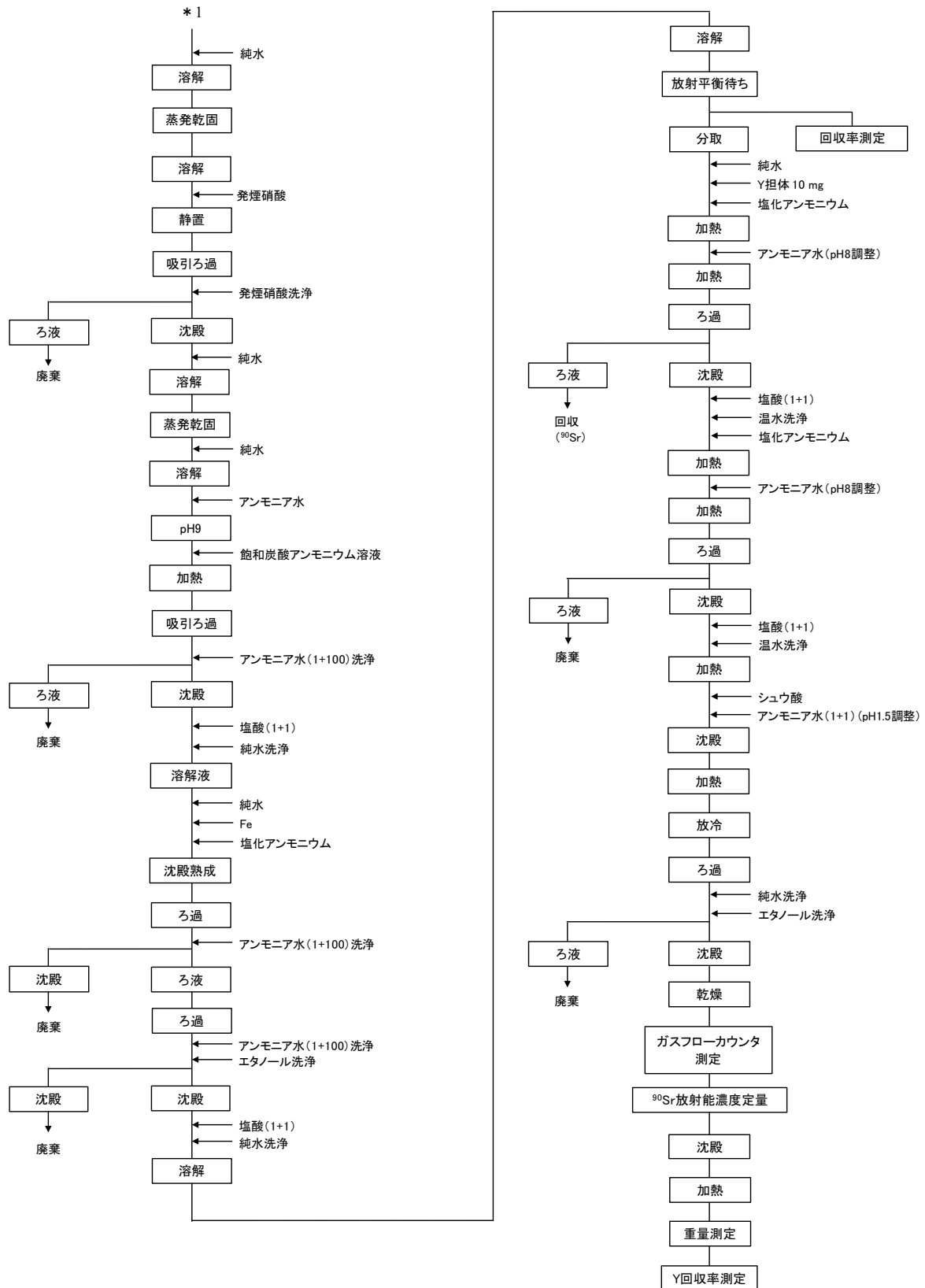


図1 酸溶解処理フロー

図2 ^3H 及び ^{14}C 分析フロー



図4 ^{60}Co 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 ^{152}Eu 及び ^{154}Eu 分析フロー (1/2)

図 4 ^{60}Co 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 ^{152}Eu 及び ^{154}Eu 分析フロー (2/2)

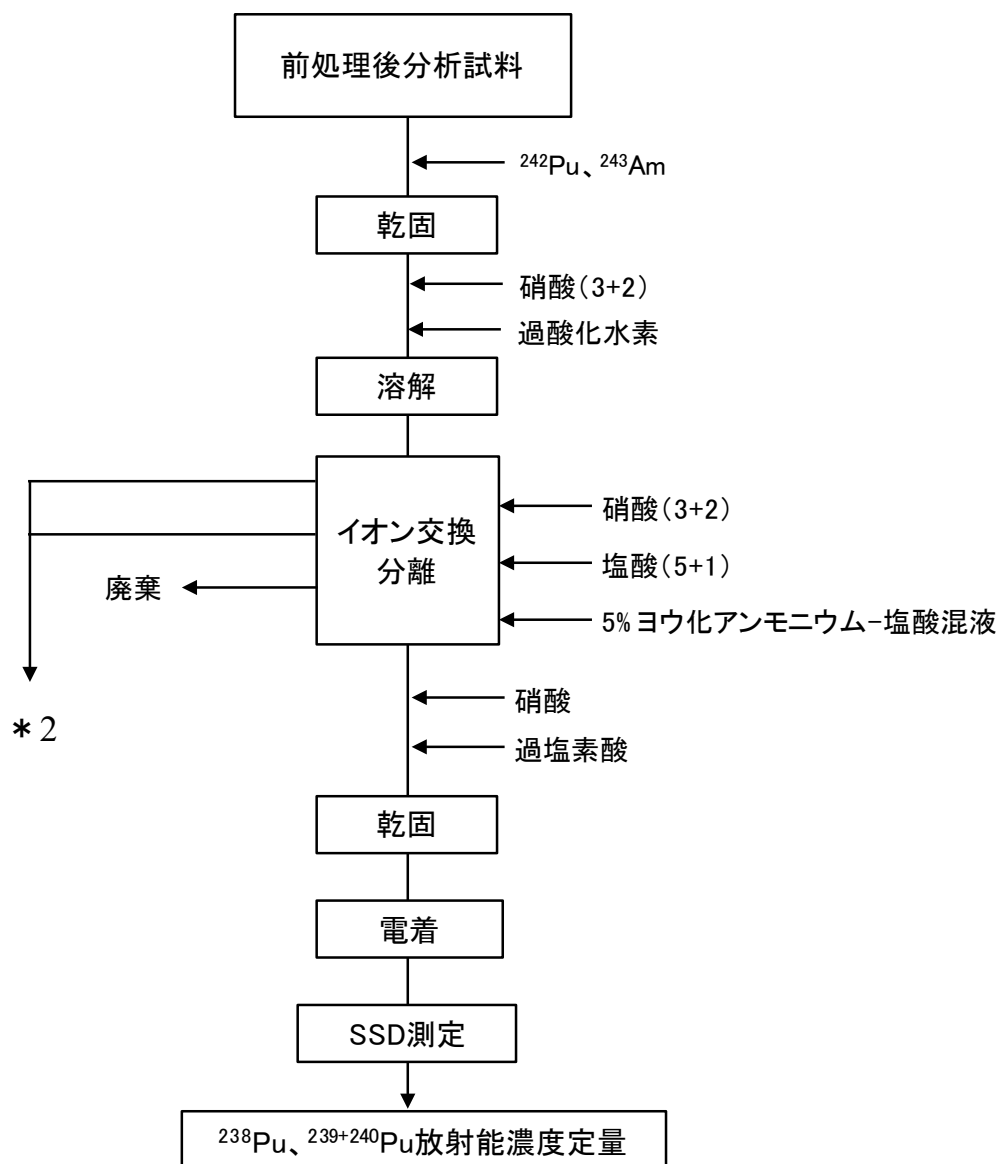


図 5 ^{238}Pu 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 及び ^{241}Am 分析フロー (1/2)

