



## 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

Study on the Evaluation Method to Determine the Radioactivity Concentration in the  
Bituminized Products Generated from Research Facilities

辻 智之 亀尾 裕 坂井 章浩 天澤 弘也  
高橋 邦明

Tomoyuki TSUJI, Yutaka KAMEO, Akihiro SAKAI, Hiroya AMAZAWA  
and Kuniaki TAKAHASHI

バックエンド推進部門  
バックエンド技術開発ユニット

Nuclear Cycle Backend Technology Development Unit  
Nuclear Cycle Backend Directorate

November 2011

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは独立行政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。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課  
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 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  
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,  
Japan Atomic Energy Agency  
2-4 Shirakata Shirane, 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

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

日本原子力研究開発機構  
バックエンド推進部門 バックエンド技術開発ユニット  
辻 智之、亀尾 裕、坂井 章浩<sup>+</sup>、天澤 弘也<sup>+</sup>、高橋 邦明

(2011年8月26日受理)

日本原子力研究開発機構の研究施設から発生する研究施設等廃棄物について、近い将来に浅地中埋設処分の実施が予定されており、放射性廃棄物の合理的な埋設処分を実施していくとの観点から、簡便かつ迅速に放射能濃度を評価する方法を構築する必要がある。そこで平成10年度から平成19年度にかけて原子力科学研究所において作製されたアスファルト固化体に対して、スケーリングファクタ法や平均放射能濃度法のような統計的手法に基づく放射能濃度評価方法の適用性について検討した。また、原子力科学研究所のアスファルト固化体に対し、放射能濃度評価方法を構築する上で課題となる点について整理した。

Study on the Evaluation Method to Determine the Radioactivity Concentration in the  
Bituminized Products Generated from Research Facilities

Tomoyuki TSUJI, Yutaka KAMEO, Akihiro SAKAI<sup>+</sup>,  
Hiroya AMAZAWA<sup>+</sup> and Kuniaki TAKAHASHI

Nuclear Cycle Backend Technology Development Unit  
Nuclear Cycle Backend Directorate  
Japan Atomic Energy Agency  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received August 26, 2011)

In order to dispose of low-level radioactive wastes generated from various nuclear facilities in JAEA, it is necessary to establish practical evaluation methods to determine radioactivity concentrations of the important nuclides for safety assessment on disposal of radioactive wastes. In this report, for disposal of the bituminized products generated at Nuclear Science Research Institute, the practical evaluation methods such as the scaling factor method have been studied and the subjects for establishment of the practical evaluation methods also have been summarized.

Keywords: Disposal of Low-level Radioactive Wastes, Scaling Factor Method, Important Nuclide, Bituminized Products

---

<sup>+</sup>Low-level Radioactive Wastes Disposal Project Center

## 目 次

1. はじめに .....	1
2. アスファルト固化処理の概要 .....	2
3. 検討手順 .....	3
4. 調査結果 .....	4
4.1 廃液の主要な発生施設の調査 .....	4
4.2 核種の生成起源や廃液への移行挙動の調査 .....	4
4.3 核種の生成機構や蒸発・濃縮処理中の挙動の調査 .....	7
5. 放射能濃度評価方法の検討 .....	9
5.1 放射能濃度または核種組成比が一定と予想される期間の特定 .....	9
5.2 相関関係の確認 .....	10
5.3 放射能濃度評価方法の検討 .....	11
6. 放射能濃度評価方法の構築に係る課題 .....	15
6.1 アスファルト固化体中の核種の残存率の評価に係る課題 .....	15
6.2 放射能濃度評価方法構築に係る課題 .....	15
7. まとめ .....	16
謝辞 .....	17
参考文献 .....	18

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Outline of the bituminization .....	2
3. Procedure .....	3
4. Results .....	4
4.1 Investigation on the main facilities generating radioactive liquid waste .....	4
4.2 Investigation on the sources of nuclides and the migration behavior to radioactive liquid waste .....	4
4.3 Investigation on the formation of nuclides and the migration behavior in waste treatment .....	7
5. Study on the evaluation method to determine the radioactivity concentration .....	9
5.1 Study on the consideration period .....	9
5.2 Study on the correlations of the radioactivity concentrations .....	10
5.3 Study on the evaluation method to determine the radioactivity concentration .....	11
6. Subjects to establish the evaluation methods .....	15
6.1 Evaluation of the residual rate of the nuclides in the bituminized products .....	15
6.2 Evaluation method to determine the radioactivity concentration in the bituminized products .....	15
7. Conclusion .....	16
Acknowledgments .....	17
References .....	18

図表一覧

表 4.1	発生施設ごとの廃液の放射エネルギー	20
表 4.2	燃料試験施設において行われた主な照射後試験	23
表 4.3	ホットラボ施設において行われた主な照射後試験	24
表 5.1	処理バッチごとの発生施設区分	25
表 5.2	$^{137}\text{Cs}$ との相関関係の成立性の判定結果（平成 15 年度から平成 19 年度）	28
表 5.3	$^{137}\text{Cs}$ との相関関係の成立性の判定結果（平成 10 年度から平成 14 年度）	28
表 5.4	放射能濃度上限値に対する裕度	29
図 2.1	アスファルト固化処理フロー	30
図 3.1	放射能濃度評価方法構築の検討フロー	31
図 4.1	発生施設ごとの廃液の放射エネルギーの割合	31
図 4.2	湿式再処理試験のフロー図	32
図 4.3	FP 含有廃液の処理系統図	33
図 4.4	燃料試験施設の排水系統図	34
図 4.5	ホットラボ施設の排水系統図	35
図 4.6	廃液の蒸発・濃縮処理の系統図	36
図 4.7	第 2 廃棄物処理棟の排水系統図	37
図 4.8	アスファルト固化処理の系統図	38
図 5.1	処理バッチごとの発生施設の放射エネルギー割合	39
図 5.2	$^3\text{H}$ と $^{60}\text{Co}$ の放射能濃度（平成 15 年度から平成 19 年度）	41
図 5.3	$^3\text{H}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度（平成 15 年度から平成 19 年度）	42
図 5.4	$^{14}\text{C}$ と $^{60}\text{Co}$ の放射能濃度（平成 15 年度から平成 19 年度）	43
図 5.5	$^{14}\text{C}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度（平成 15 年度から平成 19 年度）	44
図 5.6	$^{90}\text{Sr}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度（平成 15 年度から平成 19 年度）	45
図 5.7	$^{99}\text{Tc}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度（平成 15 年度から平成 19 年度）	46
図 5.8	$^{129}\text{I}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度（平成 15 年度から平成 19 年度）	47

図 5.9	$^{154}\text{Eu}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度 (平成 15 年度から平成 19 年度)	48
図 5.10	$^{238}\text{Pu}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度 (平成 15 年度から平成 19 年度)	49
図 5.11	$^{239+240}\text{Pu}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度 (平成 15 年度から平成 19 年度)	50
図 5.12	$^{241}\text{Am}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度 (平成 15 年度から平成 19 年度)	51
図 5.13	$^{244}\text{Cm}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度 (平成 15 年度から平成 19 年度)	52
図 5.14	$^3\text{H}$ と $^{14}\text{C}$ の放射能濃度 (平成 15 年度から平成 19 年度)	53
図 5.15	$^3\text{H}$ と $^{60}\text{Co}$ の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)	54
図 5.16	$^3\text{H}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)	55
図 5.17	$^{14}\text{C}$ と $^{60}\text{Co}$ の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)	56
図 5.18	$^{14}\text{C}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)	57
図 5.19	$^{90}\text{Sr}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)	58
図 5.20	$^{99}\text{Tc}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)	59
図 5.21	$^{129}\text{I}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)	60
図 5.22	$^{154}\text{Eu}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)	61
図 5.23	$^{238}\text{Pu}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)	62
図 5.24	$^{239+240}\text{Pu}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)	63
図 5.25	$^{241}\text{Am}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)	64
図 5.26	$^{244}\text{Cm}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)	65
図 5.27	$^3\text{H}$ と $^{14}\text{C}$ の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)	66

## 1. はじめに

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な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核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 51 条の 6 第 2 項に規定されている。廃棄体に係る技術上の基準には廃棄体性能及び放射性物質の濃度（以下「放射能濃度」という。）に係る項目があり、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放射性物質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（以下「放射能濃度上限値」という。）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、ピット処分対象の廃棄体一体ごとに、スケーリングファクタ法（以下「SF 法」という。）や平均放射能濃度法のような統計的手法に基づく放射能濃度評価方法<sup>1)</sup>により、廃棄体に含まれる放射性物質の種類ごとの放射能濃度を評価し、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確認を受けている<sup>2)</sup>。

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、近い将来にトレンチ処分またはピット処分の実施が予定されており、合理的な埋設処分を実施していくとの観点から、原子力発電所と同様に簡便かつ迅速に放射能濃度を評価する方法を構築する必要がある。この取り組みの一環として、平成 10 年度から平成 19 年度にかけて、原子力機構の原子力科学研究所（以下「原科研」という。）でセメントまたはアスファルトにより均質・均一に固化された低レベル放射性廃液の固化処理前の濃縮廃液から採取した分析用試料について放射化学分析を実施し、取得した 18 核種 ( $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{59}\text{Ni}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{63}\text{Ni}$ 、 $^{79}\text{Se}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{129}\text{I}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{154}\text{Eu}$ 、 $^{237}\text{Np}$ 、 $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{243}\text{Am}$ 、 $^{244}\text{Cm}$ ) の放射能濃度データについてとりまとめている<sup>3)</sup>。

本検討では、この放射能濃度データをもとに、平成 10 年度から平成 19 年度にかけて原科研で作製されたアスファルト固化体に対して、原子力発電所から発生した廃棄体（以下「発電所廃棄体」という。）の放射能濃度評価で採用されている SF 法や平均放射能濃度法のような統計的手法に基づく放射能濃度評価方法の適用性について検討した。また、原科研のアスファルト固化体に対し、放射能濃度評価方法を構築する上で課題となる点について整理した。

## 2. アスファルト固化処理の概要<sup>3,4)</sup>

原科研にある研究施設は主に原子炉施設、核燃料使用施設、RI 使用施設に分類され、これらの施設から発生する廃液には、施設の運転状況や使用状況等によりさまざまな放射性核種が含まれている。原科研ではこれらの施設から発生した廃液について、廃液の放射能濃度レベルに応じて、区分 A 未満 ( $3.7 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^3$  未満)、区分 A ( $3.7 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^3$  以上  $3.7 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$  未満)、区分 B-1 ( $3.7 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$  以上  $3.7 \times 10^5 \text{ Bq/cm}^3$  未満)、区分 B-2 ( $3.7 \times 10^5 \text{ Bq/cm}^3$  以上  $3.7 \times 10^8 \text{ Bq/cm}^3$  未満) に分類している。このうち区分 B-1 の一部 ( $3.7 \times 10^2 \text{ Bq/cm}^3$  以上  $3.7 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$  未満) 及び区分 B-2 に分類される廃液がアスファルト固化処理されている。

原科研におけるアスファルト固化処理の概要を図 2.1 に示す。原科研にある第 2 廃棄物処理棟では、廃液貯槽に受け入れた廃液の放射能濃度、核種、pH、塩濃度、含有イオン濃度、電導率等を測定し、必要に応じて廃液の油分分離、中和等の前処理を行う。前処理を終えた廃液はポンプにより蒸発処理装置・II の供給槽に移送後、供給槽より一定水頭で蒸発缶に供給され、加熱蒸気により水分を蒸発、廃液中の塩分、固形成分等が濃縮される。

蒸発・濃縮処理を終えた廃液は濃縮液貯槽に回収され、ポンプによりアスファルト固化装置の供給槽に移送後、供給槽より混和蒸発器に供給される。分析用試料は蒸発・濃縮処理作業（処理バッチ）ごとに供給槽から採取した。混和蒸発器では熔融したアスファルトと濃縮廃液を混合、固形成分等をアスファルト相に均一に分散させた熔融混合物をコンクリート内張りドラム缶に充填し、上部にコンクリートの後打ちを行いアスファルト固化体として保管廃棄施設に保管している。

なお、蒸発・濃縮処理の過程で発生する凝縮液は、凝縮液貯槽に回収された後、放射能濃度のレベルに応じて、一般排水溝に排水、第 3 廃棄物処理棟に送液してセメント固化処理、もしくは蒸発処理装置・II において再び蒸発・濃縮処理が行われる。また、アスファルト固化処理の際に発生する蒸発水についても、蒸発水復水器で冷却され、復水は復水貯槽に回収された後、蒸発処理装置・II において再び蒸発・濃縮処理が行われる。

### 3. 検討手順

本検討では、平成10年度から平成19年度（以下「本検討対象期間」という。）にかけて原科研で作製されたアスファルト固化体に対して、発電所廃棄体に対する放射能濃度評価方法適用の基本手順を参考に、図3.1に示す検討フローに従ってSF法や平均放射能濃度法（以下「SF法等」という。）の適用性について確認した。

SF法は、難測定核種とKeyとなる核種\*（以下「Key核種」という。）の放射能濃度に相関関係が成立する場合に、あらかじめ放射化学分析データに基づいて求めた相関比（スケーリングファクタ。以下「SF」という。）に廃棄体外部から非破壊で測定したKey核種の放射能濃度をかけ合わせることで、間接的に難測定核種の放射能濃度を評価する方法である<sup>1,5)</sup>。このためSF法は、「難測定核種と生成機構や移行挙動が類似する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」、すなわち難測定核種とKey核種の核種組成比が一定とみなせる場合に適用できる評価方法であると考えられる。一方、平均放射能濃度法は、「核種の生成機構や移行挙動を考慮しても難測定核種とKey核種の放射能濃度間に相関関係が成立せず、かつ放射化学分析により得られた難測定核種の放射能濃度データが一定範囲内にあり、放射能濃度上限値に対して余裕が見込まれる場合」に適用できる評価方法であって、これらのデータの平均値を当該難測定核種の放射能濃度とする評価方法である<sup>1)</sup>。

いずれの放射能濃度評価方法も、原子力発電所から定常的に発生する廃液のように、放射能濃度または核種組成比が一定であることが明らかな場合に適用できる評価方法である。しかし、原科研で作製されたアスファルト固化体は、様々な研究施設から発生した廃液が固化処理されたものであり、廃液に含まれる核種の生成起源や廃液への移行挙動が発生施設ごとに異なるため、本検討対象期間全体に対して放射能濃度または核種組成比が一定とみなせず、SF法等の様な適用は困難であると考えられる。そこで、本検討対象期間にアスファルト固化処理された廃液の放射能濃度または核種組成比が一定と予想される処理バッチの期間を特定し、この期間のアスファルト固化体に対してSF法等の適用性について検討することとした。

検討するにあたり、まずアスファルト固化処理された廃液の主要な発生施設を特定するために、本検討対象期間に第2廃棄物処理棟で廃液を受け入れた際に記録していた「液体廃棄物受入記録」から、廃液の発生施設ごとの放射エネルギーを調査し、放射エネルギーが多い廃液が発生した施設を廃液の主要な発生施設とした。次にこれらの発生施設の年次報告書等の他、発生施設への聞き取りにより、施設から発生した廃液に含まれる核種の生成機構や廃液への移行挙動を調査し、廃液の放射能濃度または核種組成比が一定と予想される処理バッチの期間を特定した。特にSF法の適用性については、核種の生成機構や廃液への移行挙動が類似すると考えられる核種同士の組合せについて、相関図及び統計的手法により相関関係の成立性を確認した。

---

\* Key核種は廃棄体外部から非破壊測定が可能な $\gamma$ 線を放出する核種で、原子力発電所のSF法においては、 $^{60}\text{Co}$ または $^{137}\text{Cs}$ とされている。

## 4. 調査結果

### 4.1 廃液の主要な発生施設の調査

本検討対象期間にアスファルト固化処理された廃液の発生施設の内訳は、原科研にあるホットラボ施設（ホットラボ）、再処理特別研究棟（再処理）、燃料試験施設（燃試）、第3廃棄物処理棟（処理3）、圧縮処理装置建家（圧縮）、第2廃棄物処理棟（処理2）、液体廃棄物処理場（液処理）、国際原子力総合技術センター（研修）、JRR-1、JRR-2、第3研究棟（研究3）、核燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）、科学技術庁電源開発促進対策特別会計施設（電源）、放射線標準施設（FRS）及び日本アイソトープ協会（JRIA）であった<sup>3)</sup>。これらの施設から発生した廃液は、発生元の施設で代表的な核種の放射能濃度を測定した後に、タンクローリーによって第2廃棄物処理棟に輸送され、蒸発・濃縮処理後にアスファルトにより固化処理された。

廃液の主要な発生施設を特定するために、「液体廃棄物受入記録」から、処理対象廃液の発生施設ごとの放射エネルギーを調査し、本検討対象期間全体における発生施設ごとの廃液の放射エネルギーの割合を算出した。表 4.1 に廃液の発生施設ごとの放射エネルギーを、図 4.1 に発生施設ごとの廃液の放射エネルギーの割合を示す。この結果から、放射エネルギーが多い廃液が発生した再処理特別研究棟（再処理）、燃料試験施設（燃試）、ホットラボ施設（ホットラボ）、日本アイソトープ協会（JRIA）及び第2廃棄物処理棟（処理2）を廃液の主要な発生施設とし、これ以外の発生施設をその他とした。

### 4.2 核種の生成起源や廃液への移行挙動の調査

本検討対象期間にアスファルト固化処理された廃液について、主要な発生施設の廃液に含まれる核種の生成起源や廃液への移行挙動等の廃液の性状について調査した。なお、本調査は発生施設の年次報告書<sup>4,6~15,17)</sup>等の他、発生施設への聞き取りにより行った。主要な発生施設の廃液に含まれる核種の生成起源や廃液への移行挙動について調査した結果を以下に示す。ただし、燃料試験施設及びホットラボ施設から発生した廃液は、それぞれ施設内の貯蔵タンクに一度集められた後にタンクローリーで第2廃棄物処理棟に輸送されていることから、照射後試験ごとに廃液に含まれる核種の移行挙動の調査はできなかった。

#### (1) 再処理特別研究棟から発生した廃液

本検討対象期間に再処理特別研究棟から発生した廃液は、JRR-3 の使用済燃料（燃焼度 600MWD/t）の湿式再処理試験の共除染工程から発生した TRU 核種を含みかつ  $\beta \cdot \gamma$  放射能濃度が比較的高い廃液（以下「FP 含有廃液」という。）の処理実証試験に伴って発生した。再処理特別研究棟において行われた湿式再処理試験のフローを図 4.2 に、FP 含有廃液の処理系統図を図 4.3 に示す。FP 含有廃液の処理実証試験は平成 9 年度から平成 10 年度にかけて行い、FP 含有廃液に含まれる Pu、Cs 及び Sr を無機系吸着材によって選択的に除去し、B-1

レベル ( $3.7 \times 10^4$  Bq/cm<sup>3</sup> 未満) の液体廃棄物としてタンクローリーで第 2 廃棄物処理棟へ搬出した。処理実証試験における無機吸着材の除染係数は、Pu : 10、Cs,Sr :  $10^3 \sim 10^4$  であった。また pH 調整に伴って発生したスラッジを除去した際に  $\alpha$  核種 (主に <sup>241</sup>Am) も除去され、除染係数は、 $10^2 \sim 10^3$  であった。

#### (2) 燃料試験施設から発生した廃液

本検討対象期間に燃料試験施設から発生した廃液は、主に発電用原子炉の燃料集合体 (燃焼度 55GWD/t) や原子炉材料等を対象とした安全性研究として、引張試験、シャルピー衝撃試験、金相試験、電子顕微鏡検査等の破壊検査に伴う切断・研磨作業等によって発生した<sup>6-15)</sup>。本検討対象期間に燃料試験施設において行われた主な照射後試験のうち、破壊検査を伴う照射後試験を表 4.2 にまとめた。他に燃料集合体を受け入れた際の洗浄作業に伴う洗浄水の他、中レベル廃液タンク及び配管の除染作業 (平成 10 年度) に伴う洗浄水や廃液貯槽及びセル系ホット排水管の高圧ジェット水による除染作業 (平成 18 年度から平成 19 年度) に伴う洗浄水等を含め、燃料試験施設からは比較的大量の廃液が発生した。図 4.4 に燃料試験施設の排水系統図を示す。燃料試験施設から発生した廃液は、第 2 廃棄物処理棟へ搬出されるまでの間に、再処理特別研究棟で行われたような化学的処理等の核種組成比に影響を与えるような操作は行われていなかった。

#### (3) ホットラボ施設から発生した廃液

本検討対象期間にホットラボ施設から発生した廃液は、主に原子炉材料を対象とした安全性研究として、引張試験、シャルピー衝撃試験、金相試験、電子顕微鏡検査等の破壊検査に伴う切断・研磨作業等によって発生した<sup>6-10)</sup>。本検討対象期間にホットラボ施設において行われた主な照射後試験のうち、破壊検査を伴う照射後試験を表 4.3 にまとめた。他にもホットラボ施設からはセルやケーブルの除染作業に伴う洗浄水も廃液として発生した。図 4.5 にホットラボ施設の排水系統図を示す。ホットラボ施設から発生した廃液は、第 2 廃棄物処理棟へ搬出されるまでの間に、再処理特別研究棟で行われたような化学的処理等の核種組成比に影響を与えるような操作は行われていなかった。

なお、ホットラボ施設は平成 15 年度から廃止措置計画に基づき設備・機器の撤去が行われており、平成 15 年度以降に廃液の搬出は行われていない<sup>11-15)</sup>。

#### (4) 日本アイソトープ協会から発生した廃液

本検討対象期間に日本アイソトープ協会から発生した廃液は、精製 RI、有機標識 RI、線源 RI 等を使用している日本全国の RI 使用施設から、日本アイソトープ協会が回収した放射性廃液、非密封 RI 線源等であり<sup>16)</sup>、主に <sup>3</sup>H、<sup>14</sup>C、<sup>60</sup>Co、<sup>137</sup>Cs が含まれていたことが記録されていた。

(5) 第2 廃棄物処理棟から発生した廃液

本検討対象期間に第2 廃棄物処理棟から発生した廃液は、平成14 年度から平成19 年度にかけて定期的に行われた蒸発処理装置・Ⅱ及び排水系統の保守点検作業に伴って発生した貯槽、設備・機器類の付着物や堆積物を除去した際の洗浄水である<sup>4.17)</sup>。図4.6 に第2 廃棄物処理棟で行われている廃液の蒸発・濃縮処理系統図を、図4.7 に第2 廃棄物処理棟の排水系統図を示す。また、図4.8 にアスファルト固化処理系統図を示す。ただし、アスファルト固化処理装置の保守点検作業（濃廃供給槽等の貯槽、復水器、混和蒸発器等の機器類の開放点検）に伴って発生した洗浄水は再びアスファルト固化処理装置で処理され、蒸発処理装置・Ⅱによって蒸発・濃縮されることはない。

当該期間に第2 廃棄物処理棟で行われた保守点検作業を以下に示す。

(i) A 用排水槽の開放点検（3 年に1 回の頻度で実施）

A 用排水槽に貯留される廃液は区分 A に分類される排水（床ドレン等）であり、一般排水が可能なレベルである。A 用排水槽の開放点検に伴い発生した洗浄水は、排水槽の付着物や堆積物を除去した際に発生した。貯留されている廃液の放射能濃度が一般排水可能なレベルであることからこの点検によって発生した洗浄水の放射能濃度も低いと考えられる。

(ii) 第一種圧力容器開放点検（1 年に1 回の頻度で実施）

第一種圧力容器開放点検に伴い発生した洗浄水は、蒸発缶、凝縮器、蒸気ドレン冷却器等の設備・機器類の付着物や堆積物を除去した際に発生した。特に蒸発缶を洗浄した際に発生した洗浄水の放射能濃度は比較的高いと考えられる。

(iii) 凝縮液貯槽、濃縮液貯槽、廃液供給槽、廃液貯槽及び B 用排水槽の開放点検（3 年に1 回の頻度で実施）

凝縮液貯槽、濃縮液貯槽、廃液供給槽、廃液貯槽及び B 用排水槽の開放点検に伴い発生した洗浄水は、これらの設備・機器類の付着物や堆積物を除去した際に発生した。凝縮液貯槽に貯留される廃液は一般排水が可能なレベルであることから、凝縮液貯槽を洗浄した際に発生した洗浄水の放射能濃度は低いと考えられる。濃縮液貯槽に貯留される廃液は蒸発・濃縮処理後の廃液であることから、濃縮液貯槽を洗浄した際に発生した洗浄水の放射能濃度は比較的高いと考えられる。廃液貯槽及び廃液供給槽に貯留される廃液は、第2 廃棄物処理棟で受入れた際の蒸発・濃縮処理前の廃液であることから、これらの貯槽を洗浄した際に発生した洗浄水の放射能濃度は比較的高いと考えられる。B 用排水槽に貯留される廃液は区分 B-1 に分類される排水（機器ドレン等）であることから、B 用排水槽を洗浄した際に発生した洗浄水の放射能濃度は比較的高いと考えられる。

(iv) その他

平成 18 年 3 月に濃縮液貯槽及び配管のスチーム洗浄が行われ、その洗浄の際に発生した洗浄水の放射能濃度は比較的高いと考えられる。

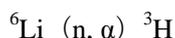
表 4.1 に示すように、平成 14 年度から平成 19 年度にアスファルト固化処理が行われていたのは、主に日本アイソトープ協会（JRIA）または燃料試験施設（燃試）から発生した廃液であったため、第 2 廃棄物処理棟から発生した廃液は、直前に処理されていたこれらの施設から発生した廃液の核種組成比と同一であると考えられる。

#### 4.3 核種の生成機構や蒸発・濃縮処理中の挙動の調査

4.2 項の調査により、本検討対象期間にアスファルト固化処理された廃液に含まれる核種は、照射済原子炉燃料または照射済原子炉材料を起源とすることがわかった。ただし、日本アイソトープ協会から発生した廃液に含まれていた核種は、非密封 RI 線源等であり、照射済原子炉燃料または照射済原子炉材料を起源とするものではない。以下に、これまでに放射能濃度データを取得した  $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{59}\text{Ni}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{63}\text{Ni}$ 、 $^{79}\text{Se}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{129}\text{I}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{154}\text{Eu}$ 、 $^{237}\text{Np}$ 、 $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{243}\text{Am}$ 、 $^{244}\text{Cm}$  の生成機構及び廃液の蒸発・濃縮処理の過程におけるこれらの核種の挙動について整理した。

(1)  $^3\text{H}$

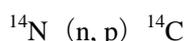
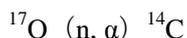
$^3\text{H}$  の主要な生成機構は原子炉燃料である U の三体核分裂または原子炉材料中の  $^6\text{Li}$  の熱中性子捕獲であり以下に示す核反応によって生成する。



$^3\text{H}$  は廃液中ではトリチウム水として水と同様の挙動を示し、廃液の蒸発・濃縮処理過程において一部は排気系に移行する可能性があると考えられる。

(2)  $^{14}\text{C}$

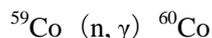
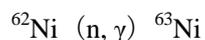
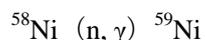
$^{14}\text{C}$  の主要な生成機構は原子炉材料中の  $^{17}\text{O}$ 、 $^{14}\text{N}$  の熱中性子捕獲であり以下に示す核反応によって生成する。



$^{14}\text{C}$  は廃液中における化学形によって、廃液の蒸発・濃縮処理過程において一部は排気系に移行する可能性があると考えられる。

(3)  $^{59}\text{Ni}$ 、 $^{63}\text{Ni}$ 、 $^{60}\text{Co}$

これらの核種の主要な生成機構はそれぞれ原子炉材料中の  $^{58}\text{Ni}$ 、 $^{62}\text{Ni}$ 、 $^{59}\text{Co}$  の熱中性子捕獲であり以下に示す核反応によって生成する。



廃液の蒸発・濃縮処理過程においても、これらの核種は液中に残存し、同様の挙動を示すと考えられる。

(4)  $^{79}\text{Se}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{137}\text{Cs}$

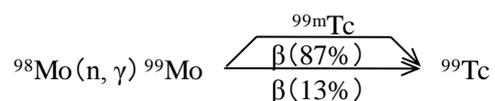
これらの核種の主要な生成機構は原子炉燃料である U の核分裂である。廃液の蒸発・濃縮処理過程においても、これらの核種は液中に残存し、同様の挙動を示すと考えられる。

(5)  $^{129}\text{I}$

$^{129}\text{I}$  の主要な生成機構は原子炉燃料である U の核分裂である。 $^{129}\text{I}$  は廃液中の化学形や廃液の性状によって、廃液の蒸発・濃縮処理過程において一部は排気系に移行する可能性があると考えられる。

(6)  $^{99}\text{Tc}$

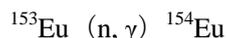
$^{99}\text{Tc}$  の主要な生成機構は原子炉燃料である U の核分裂または原子炉材料中の  $^{98}\text{Mo}$  の熱中性子捕獲であり以下に示す核反応によって生成する。



廃液の蒸発・濃縮処理の過程においても、 $^{99}\text{Tc}$  は液中に残存すると考えられる。

(7)  $^{154}\text{Eu}$

$^{154}\text{Eu}$  の主要な生成機構は原子炉燃料である U の核分裂で生成した  $^{153}\text{Eu}$  の熱中性子捕獲であり以下に示す核反応によって生成する。



廃液の蒸発・濃縮処理の過程においても、 $^{154}\text{Eu}$  は液中に残存すると考えられる。

(8)  $^{237}\text{Np}$ 、 $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{243}\text{Am}$ 、 $^{244}\text{Cm}$

これらの核種の主要な生成機構は U の逐次的な熱中性子捕獲及びその壊変である。廃液の蒸発・濃縮処理の過程においても、これらの核種は液中に残存すると考えられる。

## 5. 放射能濃度評価方法の検討

### 5.1 放射能濃度または核種組成比が一定と予想される期間の特定

原科研で作製されたアスファルト固化体は、様々な施設から発生した廃液が固化処理されたものであり、3章で述べたように本検討対象期間全体に対して放射能濃度または核種組成比が一定とみなせない要因として、廃液に含まれる核種の生成起源や廃液への移行挙動がそもそも発生施設ごとに異なることが考えられた。そこで、本検討対象期間にアスファルト固化処理された廃液の主要な発生施設に着目して、発生施設が同じ処理バッチの期間を廃液の放射能濃度または核種組成比が一定と予想される期間として特定し、この期間のアスファルト固化体に対する SF 法等の適用性について検討することとした。

まず、廃液の放射能濃度または核種組成比が一定と予想される期間を特定するため、表 4.1 から処理バッチごとに、固化処理された廃液の総放射エネルギーとそれに占める発生施設の放射エネルギーの割合を算出した。次にこの割合に応じて、処理バッチを主要な発生施設ごとにグループ分類した。ここで、いくつかの処理バッチについては、1 回のアスファルト固化処理において 2 つ以上の施設から発生した廃液を混合して処理しており、その混合割合が 10% 以上である場合は、その処理バッチはそれぞれの発生施設の混合としてグループ分類した。表 5.1 にグループ分類した処理バッチごとの発生施設区分を示す。また、図 5.1 に処理バッチごとの発生施設の放射エネルギー割合を示す。なお、主要な発生施設である第 2 廃棄物処理棟（処理 2）について、グループ分類としては処理場と表記する。

#### 5.1.1 平成 10 年度から平成 14 年度

表 5.1 に示すように、平成 10 年度の H10-01 処理バッチから平成 15 年度の H15-01 処理バッチは、再処理特別研究棟（再処理）、燃料試験施設（燃試）、ホットラボ施設（ホットラボ）、日本アイソトープ協会（JRIA）、第 2 廃棄物処理棟（処理場）または各々の混合としてグループ分類された。廃液に含まれる核種の生成起源や廃液への移行挙動はそもそも発生施設ごとに異なると考えられるため、当該期間全体のアスファルト固化体に対して放射能濃度または核種組成比は一定とはみなせない。特に、4.2 項で述べたように、日本アイソトープ協会から発生した廃液には、非密封 RI 線源として  $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{137}\text{Cs}$  が含まれており、そもそも廃液の放射能濃度または核種組成比は一定とみなせない。平成 15 年度の H15-01 処理バッチについては、平成 14 年度に発生した廃液が処理されたものであり、当該期間において検討することとした。

#### 5.1.2 平成 15 年度から平成 19 年度

平成 15 年度の H15-02 処理バッチから平成 19 年度の H19-06 処理バッチは、燃料試験施設（燃試）、第 2 廃棄物処理棟（処理場）または両者の混合としてグループ分類された。4.2 項で述べ

たように、当該期間に第 2 廃棄物処理棟では、燃料試験施設から発生した廃液のみを受入れてアスファルト固化処理を行っていた。このことから、第 2 廃棄物処理棟から発生した廃液には燃料試験施設と同様の核種が含まれ、同じグループとみなせると考えられるため、当該期間全体のアスファルト固化体に対して放射能濃度または核種組成比は一定と予想した。

## 5.2 相関関係の確認

本検討においては、核種の放射能濃度間の相関関係は相関図及び統計的手法である t 検定により確認することとしたため、比較的多数の放射能濃度データを取得している  $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{129}\text{I}$ 、 $^{154}\text{Eu}$ 、 $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{244}\text{Cm}$  を検討対象とした。

$^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$  については、4.3 項で述べたように、廃液の蒸発・濃縮処理過程で一部が排気系に移行すると考えられ、同様の挙動を示す他の核種、すなわち SF 法における Key 核種、が存在しないことから SF 法の適用は困難であると考えられる。従って、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$  については、 $^{60}\text{Co}$  及び  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度との間に相関傾向が見られないこと、及び  $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$  の放射能濃度データの分布について確認した。FP 核種である  $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{129}\text{I}$ 、 $^{154}\text{Eu}$  及び  $\alpha$  核種である  $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{244}\text{Cm}$  については、原子炉燃料を生成起源とし生成機構や廃液中の挙動を共にすると考えられる  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度との関係を確認した。 $^{129}\text{I}$  については、廃液中の化学形や廃液の性状によって、一部は排気系に移行する可能性があると考えられるが、廃液の蒸発・濃縮処理過程において液性をアルカリ性 (pH8~10) に保っていることから、ここでは大部分の  $^{129}\text{I}$  が液中に残存すると考え  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度との関係を確認した。今後、廃液の蒸発・濃縮処理過程における  $^{129}\text{I}$  の挙動についても調査する必要があると考えられる。

5.1 項で述べたように、平成 15 年度から平成 19 年度のアスファルト固化体は、当該期間全体に対して放射能濃度または核種組成比は一定と予想されたため、放射能濃度間の相関関係は相関図及び統計的手法である t 検定により確認することとした。平成 10 年度から平成 14 年度のアスファルト固化体については、そもそも固化処理された廃液の放射能濃度または核種組成比は一定とみなせないと考えられるが、グループごとの核種の放射能濃度間の傾向を把握するために相関関係を確認することとした。

### 5.2.1 平成 15 年度から平成 19 年度

$^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$  については、図 5.2 から図 5.5 に示すように  $^{60}\text{Co}$  及び  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度との間に相関傾向は見られなかった。当該期間において、核種組成比が一定と予想された  $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{129}\text{I}$ 、 $^{154}\text{Eu}$ 、 $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{244}\text{Cm}$  についても、図 5.6 から図 5.13 に示すように、 $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度との間に明確な相関傾向は見られなかった。 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{129}\text{I}$ 、 $^{154}\text{Eu}$ 、 $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{244}\text{Cm}$  については、さらに t 検定により相関関係の成立性を判定したが、表 5.2 に示すようにいずれの難測定核種についても相関関係は成立しなかった。また、当該期間の  $^{14}\text{C}$  につい

て<sup>3</sup>Hの放射能濃度との関係を確認したところ、図 5.14 に示すように相関傾向が見られた。4.3 項で述べたように、<sup>3</sup>Hは廃液中ではトリチウム水として水と同様の挙動を示し、廃液の蒸発・濃縮処理過程において一部は排気系に移行すると考えられる。このことから、<sup>3</sup>Hと同様に<sup>14</sup>Cについても蒸発・濃縮処理過程において一部は排気系に移行すると考えられる。

## 5.2.2 平成 10 年度から平成 14 年度

<sup>3</sup>H、<sup>14</sup>Cについては、図 5.15 から図 5.18 に示すように<sup>60</sup>Co及び<sup>137</sup>Csの放射能濃度との間に相関傾向は見られなかった。<sup>90</sup>Srについても、図 5.19 に示すように<sup>137</sup>Csの放射能濃度との間に明確な相関傾向は見られなかった。一方、<sup>99</sup>Tc、<sup>129</sup>I、<sup>154</sup>Eu、<sup>238</sup>Pu、<sup>239+240</sup>Pu、<sup>241</sup>Am、<sup>244</sup>Cmについては、図 5.20 から図 5.26 に示すように、当該期間全体において<sup>137</sup>Csの放射能濃度との間に相関傾向が見られた。そこで、当該期間の<sup>90</sup>Sr、<sup>99</sup>Tc、<sup>129</sup>I、<sup>154</sup>Eu、<sup>238</sup>Pu、<sup>239+240</sup>Pu、<sup>241</sup>Am、<sup>244</sup>Cmについても、t検定により相関関係の成立性を判定したところ、表 5.3 に示すように相関図から相関傾向が見られた<sup>99</sup>Tc、<sup>129</sup>I、<sup>154</sup>Eu、<sup>238</sup>Pu、<sup>239+240</sup>Pu、<sup>241</sup>Am、<sup>244</sup>Cmについては相関関係が成立した。さらに当該期間の処理バッチを発生施設ごとにグループ分類したところ、放射能濃度データが少数になってしまい、グループごとの核種の放射能濃度間の傾向を把握することは困難であった。また、当該期間の<sup>14</sup>Cについて<sup>3</sup>Hの放射能濃度との関係を確認したところ、図 5.27 に示すように相関傾向が見られたことから、<sup>3</sup>Hと同様に<sup>14</sup>Cについても蒸発・濃縮処理過程において一部は排気系に移行すると考えられる。

なお、図 5.23 及び図 5.24 に示すように、日本アイソトープ協会（JRIA）から発生した廃液のみを処理したバッチ（H12-08、H12-10、H13-05）から核燃料物質である<sup>238</sup>Pu、<sup>239+240</sup>Puが検出された。4.2 項で述べたように、RI 使用施設である日本アイソトープ協会から発生した廃液には、RI 廃棄物として<sup>3</sup>H、<sup>14</sup>C、<sup>60</sup>Co、<sup>137</sup>Csが含まれていた。この廃液を処理したバッチから<sup>238</sup>Pu、<sup>239+240</sup>Puが検出された理由としては、廃液貯槽内に前の処理バッチの廃液が少量残っていた可能性があり、日本アイソトープ協会から発生した廃液を受け入れた際に、これらの廃液が混合されたためと考えられる。

## 5.3 放射能濃度評価方法の検討

### 5.3.1 平成 15 年度から平成 19 年度

当該期間の検討対象核種のうち、<sup>3</sup>H、<sup>14</sup>Cについて、図 5.2 から図 5.5 に示すように<sup>60</sup>Co及び<sup>137</sup>Csの放射能濃度との間に相関傾向が見られないこと、放射能濃度データが 1～2 桁という一定範囲内に分布していることから、平均放射能濃度法を適用できる可能性があると考えられる。

一方、<sup>90</sup>Sr、<sup>99</sup>Tc、<sup>129</sup>I、<sup>154</sup>Eu、<sup>238</sup>Pu、<sup>239+240</sup>Pu、<sup>241</sup>Am、<sup>244</sup>Cmについて、5.1.2 項で述べたように、当該期間全体のアスファルト固化体に対して核種組成比が比較的一定と予想されたにもかかわらず、相関図及びt検定から<sup>137</sup>Csとの相関関係の成立性を確認できなかった。この理由と

して、原科研においてアスファルト固化処理される廃液の受入基準が、区分 B-1 の一部 ( $3.7 \times 10^2 \text{ Bq/cm}^3$  以上  $3.7 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$  未満) 及び区分 B-2 ( $3.7 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$  以上  $3.7 \times 10^5 \text{ Bq/cm}^3$  未満) に分類される廃液であり、検討対象核種及び Key 核種である  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度データが 1~2 桁という狭い範囲に分布したことが考えられる。発電所廃棄体に対する放射能濃度評価方法適用の基本手順において、放射化学分析等の結果が有するデータのバラツキは 1~2 桁であるとされているが<sup>1)</sup>、当該期間の検討対象核種の放射能濃度データのバラツキも同程度である。原子力発電所から発生する雑固体廃棄物に対する評価における放射能濃度データの分布を見ると、データが 1~2 桁以上バラつく検討対象核種についても、Key 核種である  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度が 5~6 桁の範囲で放射能濃度データが取得されているため、相関図及び t 検定から相関関係の成立性が確認されている<sup>18)</sup>。しかし、原科研におけるアスファルト固化処理では、上述のように廃液の受入基準があり、放射能濃度データの蓄積を進めても  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度データが狭い範囲 (2 桁程度) に分布し相関関係が成立しないと考えられることから、本検討では発電所廃棄体に対する放射能濃度評価方法適用の基本手順を参考にし、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$  とともに  $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{129}\text{I}$ 、 $^{154}\text{Eu}$ 、 $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{244}\text{Cm}$  についても、平均放射能濃度法の適用性について検討することとした。

表 4.2 に示すように、当該期間に燃料試験施設では様々な照射後試験が行われていたが、図 5.2 から図 5.13 に示すように、当該期間の検討対象核種の放射能濃度データは 1~2 桁の範囲内にある。発電所廃棄体の埋設処分において平均放射能濃度法を適用している均質・均一固化体の  $^3\text{H}$  についても、2~3 桁の範囲内の放射能濃度データのバラツキから平均放射能濃度を算出している<sup>18)</sup> ことから、当該期間の検討対象核種の放射能濃度データについても一定範囲内にあると判断することができる。

次に原子力安全委員会の報告書<sup>19)</sup>で試算されたピット処分における基準線量相当濃度を放射能濃度上限値とし、このピット処分の放射能濃度上限値の試算値に対し、当該期間の検討対象核種の平均放射能濃度はどの程度の裕度が見込まれるか評価した。ここで、検討対象核種の放射能濃度は実際の原科研におけるアスファルト固化処理を想定し、1 処理バッチ分の濃縮廃液 (500 リットル) が 180 リットルのアスファルト (比重 1.0) に濃縮・固化されるとした。また、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$  は、アスファルト固化体中の残存率が現在のところ不明であるため、保守的に 100% 残存すると仮定して平均放射能濃度を算出した。

なお、平均放射能濃度は、以下に示す一般的な算術平均を用い<sup>1)</sup>、これまでにとりまとめた当該期間の  $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{129}\text{I}$ 、 $^{154}\text{Eu}$ 、 $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{244}\text{Cm}$  の放射能濃度データ<sup>3)</sup> から算出した。表 5.4 に当該期間の検討対象核種の平均放射能濃度を示す。

$$C_{\text{av}} = \sum_{i=1}^n y_i / n$$

ここで、 $C_{\text{av}}$  : 平均放射能濃度、 $y_i$  : 核種の放射能濃度 ( $i=1,2,\dots,n$ )、  
 $n$  : サンプル数

この結果、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ については、取得した放射能濃度データのうち最大となるデータにおいてもピット処分の放射能濃度上限値を超えることはなかったが、放射能濃度上限値に対する平均放射能濃度の裕度が1桁であり十分な裕度は見込まれないことがわかった。 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{129}\text{I}$ 、 $^{154}\text{Eu}$ 、 $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{244}\text{Cm}$ については、放射能濃度上限値に対する平均放射能濃度の裕度が2~8桁であることが分かった。発電所廃棄体の埋設処分において平均放射能濃度法を適用している均質・均一固化体の $^3\text{H}$ または $^{99}\text{Tc}$ の平均放射能濃度は、放射能濃度上限値に対して2桁以上の裕度を見込んで<sup>2)</sup>。このため、当該期間の検討対象核種についても2桁以上の裕度を見込んで平均放射能濃度法の適用性を検討すると、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{129}\text{I}$ 、 $^{154}\text{Eu}$ 、 $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{244}\text{Cm}$ に対しては、ピット処分において平均放射能濃度法が適用できる可能性があると考えられる。また、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ はアスファルト固化処理の際にも一部が排気系に移行すると考えられ、実際のアスファルト固化体の $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ の平均放射能濃度は表5.4に示す結果よりも低くなり、ピット処分の放射能濃度上限値に対してさらに裕度が見込まれる。

研究施設等廃棄物の埋設処分場の立地場所については、現在立地基準及び立地手順の策定が検討されているところであり、本検討における放射能濃度上限値はあくまでも原子力安全委員会の試算に基づくものである。今後、研究施設等廃棄物の埋設処分場の立地場所が選定され、廃棄物埋設事業許可申請の安全審査の中で放射能濃度上限値が決定するので、放射能濃度上限値に対する裕度を再評価し、平均放射能濃度法が適用できる可能性について確認する必要がある。

参考までに、現在、発電所廃棄体の埋設処分が行われている青森県六ヶ所村にある日本原燃株式会社のピット処分場に受け入れ可能な放射性核種として申請されている $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{59,60}\text{Ni}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{94}\text{Nb}$ 、 $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{129}\text{I}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、全 $\alpha$ のうち $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{129}\text{I}$ 、全 $\alpha$ の放射能濃度上限値<sup>20)</sup>に対し、当該期間の検討対象核種の平均放射能濃度はどの程度の裕度が見込まれるか評価した。ここで、 $\alpha$ 線を放出する $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{244}\text{Cm}$ の放射能濃度の合計を全 $\alpha$ の放射能濃度とした。この結果、表5.4に示すように、 $^{90}\text{Sr}$ 、全 $\alpha$ についてはピット処分の放射能濃度上限値に対する平均放射能濃度の裕度が1桁未満、 $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{129}\text{I}$ については裕度が1桁であり十分な裕度は見込まれないことがわかった。一方、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ については、2~3桁の裕度が見込まれることが分かった。

### 5.3.2 平成10年度から平成14年度

当該期間の検討対象核種のうち、4.2項で述べたように、日本アイソトープ協会から発生した廃液にはRI廃棄物として $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ が含まれており、図5.15から図5.18に示すようにこの廃液を含む処理バッチの $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ の放射能濃度が比較的高く、当該期間全体のアスファルト固化体に対して放射能濃度が一定範囲内にあると判断することはできない。また、 $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{129}\text{I}$ 、 $^{154}\text{Eu}$ 、 $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{244}\text{Cm}$ について、放射能濃度データ上は当該期間全体において $^{137}\text{Cs}$ と

の放射能濃度間について相関関係が成立したものの、5.1.1 項で述べたように、当該期間全体のアスファルト固化体に対して核種組成比は一定とはみなせないため、SF法の適用は困難であると考えられる。

これらのことから、当該期間のように様々な施設から発生した廃液が固化処理された期間全体のアスファルト固化体に対して、SF法等の様な適用は困難であると考えられ、濃縮廃液から分析用試料を採取して放射化学分析を行う原廃棄物分析法、または直接アスファルト固化体から分析用試料を採取して放射化学分析を行う廃棄体破壊分析法により放射能濃度を評価する必要があると考えられる。

## 6. 放射能濃度評価方法の構築に係る課題

### 6.1 アスファルト固化体中の核種の残存率の評価に係る課題

発電所廃棄体の放射能濃度評価においては、濃縮廃液の放射能濃度をアスファルト固化体の放射能濃度に換算し平均放射能濃度を算出しており<sup>21)</sup>、本検討でも実際の原科研で行われているアスファルト固化処理を想定して、濃縮廃液試料の放射能濃度をアスファルト固化体の放射能濃度に換算して平均放射能濃度を評価した。その際に<sup>3</sup>Hや<sup>14</sup>Cのように実際のアスファルト固化処理の際に一部が排気系に移行する可能性がある核種については、アスファルト固化体中に100%残存すると仮定して、保守的に放射能濃度を評価した。より正確な評価のためには、あらかじめアスファルト固化体の放射化学分析を行って、実際のアスファルト固化体中での検討対象核種の残存率を評価する必要がある。

### 6.2 放射能濃度評価方法構築に係る課題

廃液に含まれる核種の生成起源や廃液への移行挙動は発生施設ごとに異なると考えられるため、様々な施設から発生した廃液が固化処理された期間のアスファルト固化体に対しては、基本的には原廃棄物分析法または廃棄体破壊分析法の適用が考えられる。しかし、このような期間のアスファルト固化体に対しても、発生施設グループごとにSF法等の適用性について検討し、各々のグループの放射能濃度データの母集団に差異がないことを統計的手法であるF検定により確認し、いくつかの発生施設の放射能濃度データを統合することで、共通的なSF値または平均放射能濃度を設定することができると考えられる<sup>1)</sup>。本検討では、平成10年度から平成14年度の放射能濃度データを表5.1に示す発生施設グループに分類したところ、グループごとの放射能濃度データが少数になってしまい、統計的手法によりSF法等の適用性について検討することができなかった。今後グループごとに放射能濃度データの蓄積を進め、いくつかの発生施設の放射能濃度データを統合することで、様々な施設から発生した廃液が固化処理された期間のアスファルト固化体に対してもSF法等が適用できると考えられる。なお、グループを統合するにあたっては、2つ以上の施設から発生した廃液が混合され固化処理された場合の発生施設ごとの混合割合についても考慮する必要がある。

## 7. まとめ

本検討では、平成 10 年度から平成 19 年度にかけて原科研で作製されたアスファルト固化体に対して、発電所廃棄体の放射能濃度評価で採用されている SF 法等のような統計的手法に基づく放射能濃度評価方法の構築について検討した。SF 等の放射能濃度評価方法は、原子力発電所から定常的に発生する廃液のように、放射能濃度または核種組成比が一定であることが明らかかな場合に適用できる評価方法である。しかし、原科研のアスファルト固化体は、様々な研究施設から発生した廃液が固化処理されたものであり、本検討対象期間全体のアスファルト固化体に対して放射能濃度または核種組成比が一定とみなせず、SF 等の様な適用は困難であると考えられた。そこで、アスファルト固化処理された廃液に含まれる核種の生成機構や廃液への移行挙動を調査し、放射能濃度または核種組成比が一定と予想される期間を特定し、その期間のアスファルト固化体に対して SF 等の適用性について検討した。

検討の結果、放射能濃度または核種組成比が一定と予想された平成 15 年度から平成 19 年度のアスファルト固化体の  $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{129}\text{I}$ 、 $^{154}\text{Eu}$ 、 $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{244}\text{Cm}$  に対して、ピット処分においては平均放射能濃度法が適用できる可能性があると考えられた。ただし、研究施設等廃棄物の埋設処分場の立地場所については、まだ立地基準及び立地手順の策定が検討されているところであり、今後、放射能濃度上限値が決定してから平均放射能濃度法の適用性について再検討する必要がある。一方、平成 10 年度から平成 14 年度のアスファルト固化体に対しては、当該期間全体に対して廃液の放射能濃度または核種組成比は一定とはみなせず、原廃棄物分析法または廃棄体破壊分析法により放射能濃度を評価する必要があると考えられた。また、これまでに十分な数の放射能濃度データを取得していない  $^{59}\text{Ni}$ 、 $^{63}\text{Ni}$ 、 $^{79}\text{Se}$ 、 $^{237}\text{Np}$ 、 $^{243}\text{Am}$  については、今後放射能濃度データの蓄積が進んだ段階で、SF 等の適用性について検討する必要がある。

## 謝辞

本報告書を執筆するに当たり、燃料試験施設及びホットラボ施設に関する情報を提供していただいた三田尚亮氏（安全統括部技術調整室）、佐藤篤司氏（原科研保安管理部施設安全課）、再処理特別研究棟に関する情報を提供していただいた根本浩一氏（原科研バックエンド技術部廃止措置課）、アスファルト固化処理に関する情報及び第2廃棄物処理棟に関する情報を提供していただいた松本潤子氏（原科研保安管理部施設安全課）、木下淳一氏（原科研バックエンド技術部放射性廃棄物管理第2課）に感謝の意を表す。

## 参考文献

- 1) 日本原子力学会：日本原子力学会標準 放射性廃棄物の放射能濃度決定方法－原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物の放射能濃度決定方法に関する基本手順：2007－浅地中ピット処分廃棄物について－, AESJ-SC-F010:2007, 日本原子力学会 (2008)
- 2) 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, 原子力安全基盤機構 (2008)
- 3) 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, 日本原子力研究開発機構 (2009)
- 4) バックエンド技術部：バックエンド技術部年報（2006年度）, JAEA-Review 2007-056, 日本原子力研究開発機構 (2008)
- 5) ISO/TC85/SC5, Nuclear energy -Nuclear fuel technology -Scaling factor method to determine the radioactivity of low- and intermediate-level radioactive waste packages generated at nuclear power plants, ISO, ISO 21238:2007 (2007)
- 6) ホット試験室：施設の運転と技術開発（平成10年度）, JAERI-Review 99-026, 日本原子力研究所 (1999)
- 7) ホット試験室：施設の運転と技術開発（平成11年度）, JAERI-Review 2000-015, 日本原子力研究所 (2000)
- 8) ホット試験室：施設の運転と技術開発（平成12年度）, JAERI-Review 2001-044, 日本原子力研究所 (2001)
- 9) ホット試験室：施設の運転と技術開発（平成13年度）, JAERI-Review 2002-039, 日本原子力研究所 (2003)
- 10) ホット試験室：施設の運転と技術開発（平成14年度）, JAERI-Review 2003-038, 日本原子力研究所 (2003)
- 11) ホット試験室：施設の運転と技術開発（平成15年度）, JAERI-Review 2005-003, 日本原子力研究所 (2005)
- 12) ホット試験室：施設の運転と技術開発（平成16年度）, JAERI-Review 2005-047, 日本原子力研究所 (2005)
- 13) ホット試験施設管理部：施設の運転管理（平成17年度）, JAEA-Review 2007-006, 日本原子力研究開発機構 (2007)
- 14) ホット試験施設管理部：施設の運転管理（平成18年度）, JAEA-Review 2007-059, 日本原子力研究開発機構 (2008)
- 15) ホット試験施設管理部：施設の運転管理（平成19年度）, JAEA-Review 2008-069, 日本原子力研究開発機構 (2009)

- 16) 坂井 章浩, 吉森 道郎, 阿部 昌義 : 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 1) - 主要放射性廃棄物発生施設別の核種組成比の評価 -, JAERI-Tech 2000-012, 日本原子力研究所 (2000)
- 17) バックエンド技術部 : バックエンド技術部年報 (2007 年度) , JAEA-Review 2009-007, 日本原子力研究開発機構 (2009)
- 18) 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) , 原子力安全技術センター (1997)
- 19) 原子力安全委員会 : 低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について (平成 19 年 5 月 21 日) , 原子力安全委員会 (2007)
- 20) 日本原燃株式会社 : 六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター廃棄物埋設事業変更許可申請書 (平成 9 年 1 月) , 日本原燃株式会社 (1997)
- 21) 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, 原子力安全基盤機構 (2005)
- 22) 日本原子力研究開発機構 : 東海研究開発センター 原子力科学研究所 核燃料物質使用変更許可申請書 (平成 23 年 3 月) , 日本原子力研究開発機構 (2011)

表 4.1 発生施設ごとの廃液の放射能量 (1/3)

発生施設 処理ハッチNo.	ホットラボ	再処理	燃試	処理3	圧縮	処理2	液処理	研修	JRR-1	JRR-2	研究3	NUCEF	電源	FRS	JRIA	計
H10-01	3.2E+09	7.7E+08	6.4E+08													4.6E+09
H10-02	3.0E+09	1.6E+09	9.2E+09													1.4E+10
H10-03	6.6E+08	1.8E+09	3.5E+09													6.0E+09
H10-04		2.5E+09	2.8E+08													2.8E+09
H10-05		2.6E+09														2.6E+09
H10-06	2.6E+09	2.1E+09														4.7E+09
H10-07		1.7E+09														1.7E+09
H12-01	6.2E+08	2.6E+09														3.2E+09
H12-02				1.6E+08											4.3E+08	5.9E+08
H12-03		3.5E+09		2.4E+08												3.7E+09
H12-04				3.2E+08												3.2E+08
H12-05	6.6E+08															6.6E+08
H12-06	1.1E+08														8.1E+08	9.2E+08
H12-07					2.5E+09										8.5E+08	3.3E+09
H12-08															6.4E+08	6.4E+08
H12-09	3.8E+08		1.9E+09						4.3E+07		2.7E+06	1.9E+06				2.3E+09
H12-10															1.5E+09	1.5E+09
H12-11	1.4E+08		4.6E+08												1.3E+09	1.9E+09
H13-01															1.1E+09	1.1E+09
H13-02			3.2E+08										5.4E+07	1.6E+07	7.3E+08	1.1E+09
H13-03										3.4E+08						3.4E+08
H13-04	2.8E+08		1.3E+10													1.3E+10
H13-05															5.8E+07	5.8E+07
H13-06												1.4E+08	1.2E+07		6.4E+08	7.8E+08
H13-07										4.5E+08						4.5E+08
H13-08			7.7E+09							6.9E+08						8.4E+09

(単位: Bq)

表 4.1 発生施設ごとの廃液の放射能量 (2/3)

発生施設 処理ハッチNo.	ホットラボ	再処理	燃試	処理3	圧縮	処理2	液処理	研修	JRR-1	JRR-2	研究3	NUCEF	電源	FRS	JRIA	計
H14-01						1.2E+09				1.6E+09						2.8E+09
H14-02						2.5E+09									8.9E+08	3.4E+09
H14-03						1.7E+08	4.9E+06							4.0E+06		1.8E+08
H14-04						1.8E+09			9.4E+05			2.2E+08				2.1E+09
H14-05															7.0E+08	7.0E+08
H14-06						1.3E+08									7.3E+08	8.6E+08
H14-07						4.0E+07									1.2E+09	1.3E+09
H14-08			1.2E+09			2.2E+08									8.8E+08	2.3E+09
H14-09			6.2E+08			1.6E+08									6.2E+08	1.4E+09
H15-01			2.9E+08			2.0E+08									5.5E+08	1.0E+09
H15-02			5.1E+08			1.0E+07										5.2E+08
H15-03			5.6E+09			1.0E+09										6.6E+09
H15-04			1.6E+10			4.8E+09		3.0E+07								2.0E+10
H15-05						1.2E+10										1.2E+10
H15-06			1.1E+10			6.0E+09										1.7E+10
H16-01			8.2E+09			1.1E+09										9.3E+09
H16-02			7.6E+08													7.6E+08
H16-03			1.9E+10			2.6E+09										2.2E+10
H16-04			1.3E+10			7.2E+09										2.0E+10
H17-01			3.4E+09			5.6E+09								4.2E+07		9.0E+09
H17-02						2.3E+07										2.3E+07
H17-03			1.0E+10				7.4E+07									1.0E+10
H17-04			1.5E+10			9.0E+06	6.5E+07									1.5E+10
H17-05			1.1E+10													1.1E+10

(単位: Bq)

表 4.1 発生施設ごとの廃液の放射能量 (3/3)

(単位: Bq)

発生施設 処理ハッチNo.	ホットラボ	再処理	燃試	処理3	圧縮	処理2	液処理	研修	JRR-1	JRR-2	研究3	NUCEF	電源	FRS	JRA	計
H18-01			7.1E+09			2.3E+10										3.0E+10
H18-02						4.7E+06										4.7E+06
H18-03			1.4E+10			6.0E+09										2.0E+10
H18-04			7.9E+09													7.9E+09
H18-05			6.7E+09													6.7E+09
H18-06						7.5E+09										7.5E+09
H19-01			1.8E+10													1.8E+10
H19-02						2.4E+09										2.4E+09
H19-03						2.3E+09										2.3E+09
H19-04						1.8E+07										1.8E+07
H19-05						5.4E+06										5.4E+06
H19-06						4.9E+06										4.9E+06

表 4.2 燃料試験施設において行われた主な照射後試験<sup>6~15)</sup> (1/2)

年度	照射後試験
平成 10 年度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高燃焼度等燃料確証試験 (PWR48GWd/t 実用燃料 (B 型) 3 サイクル照射後試験、48GWd/t 実用燃料 (B 型) 燃料集合体制御棒案内シングル管照射後試験)</li> <li>・ NSRR パルス照射実験用燃料加工及び照射後試験</li> </ul>
平成 11 年度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ K5 材料照射試験片照射後試験</li> <li>・ NSRR パルス照射実験用、JMTR 再照射用燃料加工及び照射後試験</li> </ul>
平成 12 年度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ NSRR パルス照射実験用燃料加工及び照射後試験</li> </ul>
平成 13 年度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料集合体信頼性実証試験 (BWR9×9B 型燃料照射実証試験)</li> <li>・ NSRR パルス照射実験用燃料加工及び照射後試験</li> <li>・ U-ROX 燃料の照射後試験</li> </ul>
平成 14 年度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料集合体信頼性実証試験 (BWR9×9B 型燃料照射実証試験)</li> <li>・ PWR55GWd/t B 型先行照射燃料の照射後試験</li> <li>・ 大幅高燃焼度用材料照射後試験</li> <li>・ 照射用ガドリニア燃料集合体の照射後試験</li> <li>・ 東北電力女川原子力発電所配管材料検査</li> <li>・ NSRR パルス照射実験用燃料加工及び照射後試験</li> </ul>
平成 15 年度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料集合体信頼性実証試験 (BWR9×9B 型燃料照射実証試験)</li> <li>・ 大幅高燃焼度用材料照射後試験</li> <li>・ 照射用ガドリニア燃料集合体の照射後試験</li> <li>・ NSRR 実験燃料のパルス照射後試験</li> <li>・ NUCEF 実験用試料作製</li> </ul>
平成 16 年度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料集合体信頼性実証試験 (BWR9×9B 型燃料照射実証試験)</li> <li>・ PWR55GWd/t B 型先行照射燃料の照射後試験</li> <li>・ NSRR 実験燃料のパルス照射後試験</li> <li>・ U-ROX 燃料の照射後試験</li> </ul>
平成 17 年度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料集合体信頼性実証試験 (BWR9×9B 型燃料照射実証試験)</li> <li>・ 燃料等安全高度化対策事業に係る照射後試験</li> <li>・ 照射・高線量領域の材料挙動制御のための新しいエンジニアリング (新クロスオーバー研究)</li> <li>・ NSRR 実験燃料のパルス照射後試験</li> <li>・ Pu 窒化物燃料の照射後試験</li> </ul>
平成 18 年度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料集合体信頼性実証試験 (BWR9×9B 型燃料照射実証試験)</li> <li>・ 使用済燃料の機械的特性等に関する試験</li> <li>・ 燃料等安全高度化対策事業に係る照射後試験</li> <li>・ 照射・高線量領域の材料挙動制御のための新しいエンジニアリング (新クロスオーバー研究)</li> </ul>

表 4.2 燃料試験施設において行われた主な照射後試験<sup>6~15)</sup> (2/2)

年度	照射後試験
平成 19 年度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 55GWd/t 先行照射燃料を用いた中温引張試験</li> <li>・ BWR 燃料のクラッド除去方法の確認</li> <li>・ 高燃焼度燃料に係る照射後試験 (PWR55GWd/t 国内先行照射燃料)</li> <li>・ 燃料等安全高度化対策事業に係る照射後試験</li> <li>・ 照射・高線量領域の材料挙動制御のための新しいエンジニアリング (新クロスオーバー研究)</li> </ul>

表 4.3 ホットラボ施設において行われた主な照射後試験<sup>6~10)</sup>

年度	照射後試験
平成 10 年度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ NSRR バーンアップ燃料関係の照射後試験</li> <li>・ 軽水炉用超高燃焼度燃料の照射後試験</li> <li>・ 核融合炉用材料の照射後試験</li> <li>・ 軽水炉用材料の照射後試験</li> <li>・ 研究炉用構造材料の検査</li> </ul>
平成 11 年度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原電東海発電所圧力容器鋼材モニタリング試験片の返還</li> <li>・ NSRR バーンアップ燃料関係の照射後試験</li> <li>・ 核融合炉用材料の照射後試験</li> <li>・ 軽水炉用材料の照射後試験</li> </ul>
平成 12 年度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 核融合炉用材料の照射後試験</li> <li>・ 軽水炉用材料の照射後試験</li> </ul>
平成 13 年度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大幅高燃焼度用材料照射後試験</li> <li>・ 照射材料照射後試験</li> <li>・ 軽水炉用材料の照射後試験</li> <li>・ 核融合炉用材料の照射後試験</li> </ul>
平成 14 年度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大幅高燃焼度用材料照射後試験</li> <li>・ 核融合炉用材料の照射後試験</li> <li>・ 大強度陽子加速器ターゲット容器材料の照射後試験</li> <li>・ 東北電力女川原子力発電所配管材料検査</li> </ul>

\* なお、ホットラボ施設は平成 15 年度から廃止措置計画に基づき設備・機器の撤去が行われており、平成 15 年度以降に廃液の搬出は行われていない<sup>11~15)</sup>。

表 5.1 処理バッチごとの発生施設区分 (1/3)

処理年度	処理バッチNo.	主な発生施設*	グループ分類
平成10年度	H10-01	再処理、燃試、ホットラボ 混合	再+燃+HL
	H10-02	再処理、燃試、ホットラボ 混合	再+燃+HL
	H10-03	再処理、燃試、ホットラボ 混合	再+燃+HL
	H10-04	再処理、燃試 混合	再+燃
	H10-05	再処理	再処理
	H10-06	再処理、ホットラボ 混合	再+HL
	H10-07	再処理	再処理
平成12年度	H12-01	再処理、ホットラボ 混合	再+HL
	H12-02	JRIA、処理3 混合	J+その他
	H12-03	再処理	再処理
	H12-04	処理3	その他
	H12-05	ホットラボ	HL
	H12-06	JRIA、ホットラボ 混合	J+HL
	H12-07	JRIA、圧縮 混合	J+その他
	H12-08	JRIA	JRIA
	H12-09	燃試、ホットラボ 混合	燃+HL
	H12-10	JRIA	JRIA
	H12-11	JRIA、燃試 混合	J+燃
平成13年度	H13-01	JRIA	JRIA
	H13-02	JRIA、燃試 混合	J+燃
	H13-03	JRR-2	その他
	H13-04	燃試	燃試
	H13-05	JRIA	JRIA
	H13-06	JRIA、NUCEF、電源 混合	J+その他
	H13-07	JRR-2	その他
	H13-08	燃試	燃試

表 5.1 処理バッチごとの発生施設区分 (2/3)

処理年度	処理バッチNo.	主な発生施設*	グループ分類
平成14年度	H14-01	処理2、JRR-2 混合	処+その他
	H14-02	JRIA、処理2 混合	J+処
	H14-03	処理2	処理場
	H14-04	処理2、NUCEF 混合	処+その他
	H14-05	JRIA	JRIA
	H14-06	JRIA、処理2 混合	J+処
	H14-07	JRIA	JRIA
	H14-08	JRIA、燃試、処理2 混合	J+燃+処
	H14-09	JRIA、燃試、処理2 混合	J+燃+処
平成15年度	H15-01	JRIA、燃試、処理2 混合	J+燃+処
	H15-02	燃試	燃試
	H15-03	燃試、処理2 混合	燃+処
	H15-04	燃試、処理2 混合	燃+処
	H15-05	処理2	処理場
	H15-06	燃試、処理2 混合	燃+処
平成16年度	H16-01	燃試、処理2 混合	燃+処
	H16-02	燃試	燃試
	H16-03	燃試、処理2 混合	燃+処
	H16-04	燃試、処理2 混合	燃+処
平成17年度	H17-01	燃試、処理2 混合	燃+処
	H17-02	処理2	処理場
	H17-03	燃試	燃試
	H17-04	燃試	燃試
	H17-05	燃試	燃試

表 5.1 処理バッチごとの発生施設区分 (3/3)

処理年度	処理バッチNo.	主な発生施設*	グループ分類
平成18年度	H18-01	燃試、処理2 混合	燃+処
	H18-02	処理2	処理場
	H18-03	燃試、処理2 混合	燃+処
	H18-04	燃試	燃試
	H18-05	燃試	燃試
	H18-06	処理2	処理場
平成19年度	H19-01	燃試	燃試
	H19-02	処理2	処理場
	H19-03	処理2	処理場
	H19-04	処理2	処理場
	H19-05	処理2	処理場
	H19-06	処理2	処理場

\*主な発生施設は、再処理特研(再処理)、燃料試験施設(燃試)、ホットラボ施設(ホットラボ)、RI協会(JRIA)、第2廃棄物処理棟(処理2)とし、それ以外の発生施設はその他とした。2つ以上の施設から発生した廃液を処理した場合で、放射エネルギーの割合が10%以上である場合は、その処理バッチはそれぞれの発生施設の混合として区分した。

表 5.2  $^{137}\text{Cs}$  との相関関係の成立性の判定結果（平成 15 年度から平成 19 年度）

核種	データ数	相関関* <sup>1</sup>	t 検定* <sup>2</sup>	相関係数
$^{90}\text{Sr}$	26	×	×	0.05
$^{99}\text{Tc}$	9			-0.02
$^{129}\text{I}$	24			0.41
$^{154}\text{Eu}$	18			0.31
$^{238}\text{Pu}$	14			0.11
$^{239+240}\text{Pu}$	14			0.15
$^{241}\text{Am}$	9			0.21
$^{244}\text{Cm}$	26			0.25

\* 1 相関関から、○：相関傾向が見られた、×：相関傾向が見られなかった。

\* 2 t 検定により、○：相関関係が成立、×：相関関係が不成立。

表 5.3  $^{137}\text{Cs}$  との相関関係の成立性の判定結果（平成 10 年度から平成 14 年度）

核種	データ数	相関関* <sup>1</sup>	t 検定* <sup>2</sup>	相関係数
$^{90}\text{Sr}$	20	×	×	0.48
$^{99}\text{Tc}$	14	○	○	0.80
$^{129}\text{I}$	19			0.80
$^{154}\text{Eu}$	17			0.63
$^{238}\text{Pu}$	20			0.82
$^{239+240}\text{Pu}$	20			0.85
$^{241}\text{Am}$	15			0.85
$^{244}\text{Cm}$	20			0.76

\* 1 相関関から、○：相関傾向が見られた、×：相関傾向が見られなかった。

\* 2 t 検定により、○：相関関係が成立、×：相関関係が不成立。

表 5.4 放射能濃度上限値に対する裕度

核種	平均放射能濃度* <sup>1</sup> (Bq/g)	最大放射能濃度* <sup>2</sup> (Bq/g)	ピット処分		1号廃棄物埋設施設	
			濃度上限値* <sup>3</sup> (Bq/g)	平均放射能濃度との裕度	濃度上限値* <sup>4</sup> (Bq/g)	平均放射能濃度との裕度
<sup>3</sup> H	3.9 × 10 <sup>1</sup>	3.7 × 10 <sup>2</sup>	2.8 × 10 <sup>10</sup>	7.1 × 10 <sup>8</sup>	3.07 × 10 <sup>5</sup>	7.8 × 10 <sup>3</sup>
<sup>14</sup> C	9.8 × 10 <sup>0</sup>	5.5 × 10 <sup>1</sup>	2.8 × 10 <sup>3</sup>	2.8 × 10 <sup>2</sup>	8.51 × 10 <sup>3</sup>	8.7 × 10 <sup>2</sup>
<sup>90</sup> Sr	2.4 × 10 <sup>3</sup>	1.1 × 10 <sup>4</sup>	9.0 × 10 <sup>4</sup>	3.7 × 10 <sup>1</sup>	1.67 × 10 <sup>4</sup>	6.9 × 10 <sup>0</sup>
<sup>99</sup> Tc	1.2 × 10 <sup>0</sup>	2.9 × 10 <sup>0</sup>	2.4 × 10 <sup>1</sup>	2.0 × 10 <sup>1</sup>	1.85 × 10 <sup>1</sup>	1.6 × 10 <sup>1</sup>
<sup>129</sup> I	1.2 × 10 <sup>-2</sup>	5.8 × 10 <sup>-2</sup>	1.4 × 10 <sup>1</sup>	1.1 × 10 <sup>3</sup>	2.78 × 10 <sup>-1</sup>	2.3 × 10 <sup>1</sup>
<sup>154</sup> Eu	5.2 × 10 <sup>1</sup>	2.5 × 10 <sup>2</sup>	1.6 × 10 <sup>7</sup>	3.0 × 10 <sup>5</sup>	—	—
<sup>238</sup> Pu	7.3 × 10 <sup>1</sup>	2.2 × 10 <sup>2</sup>	7.9 × 10 <sup>3</sup>	1.0 × 10 <sup>2</sup>	—	—
<sup>239+240</sup> Pu	1.9 × 10 <sup>1</sup>	5.7 × 10 <sup>1</sup>	6.3 × 10 <sup>2</sup>	3.3 × 10 <sup>1</sup>	—	—
<sup>241</sup> Am	4.0 × 10 <sup>1</sup>	1.5 × 10 <sup>2</sup>	1.3 × 10 <sup>3</sup>	3.2 × 10 <sup>1</sup>	—	—
<sup>244</sup> Cm	7.4 × 10 <sup>1</sup>	4.3 × 10 <sup>2</sup>	2.3 × 10 <sup>5</sup>	3.1 × 10 <sup>3</sup>	—	—
全 α* <sup>5</sup>	2.3 × 10 <sup>2</sup>	8.6 × 10 <sup>2</sup>	—	—	5.55 × 10 <sup>2</sup>	2.4 × 10 <sup>0</sup>

\*1 原科研におけるアスファルト固化処理を想定した残存率を用いて保守的に評価した。ただし、<sup>3</sup>H、<sup>14</sup>Cはアスファルト固化体中に100%残存すると仮定した。

\*2 取得した各核種の放射能濃度データのうち最大となる値。原科研におけるアスファルト固化処理を想定した残存率を用いて保守的に評価した。

\*3 原子力安全委員会の報告書<sup>19)</sup>で試算されたピット処分における基準線量相当濃度を放射能濃度上限値とした。

\*4 六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター廃棄物埋設事業変更許可申請書<sup>20)</sup>による。

\*5 α線を放出する<sup>238</sup>Pu、<sup>239+240</sup>Pu、<sup>241</sup>Am、<sup>244</sup>Cmの処理バッチごとの放射能濃度の合計。ただし、平成15年度から平成19年度に取得したデータのうち、<sup>238</sup>Pu、<sup>239+240</sup>Pu、<sup>241</sup>Am、<sup>244</sup>Cmのいずれも分析が終了している処理バッチはH15-02～H16-04のみであり、これらについて平均した。また、最大放射能濃度はH15-02～H16-04の全αの放射能濃度のうち最大となる処理バッチの放射能濃度とした。

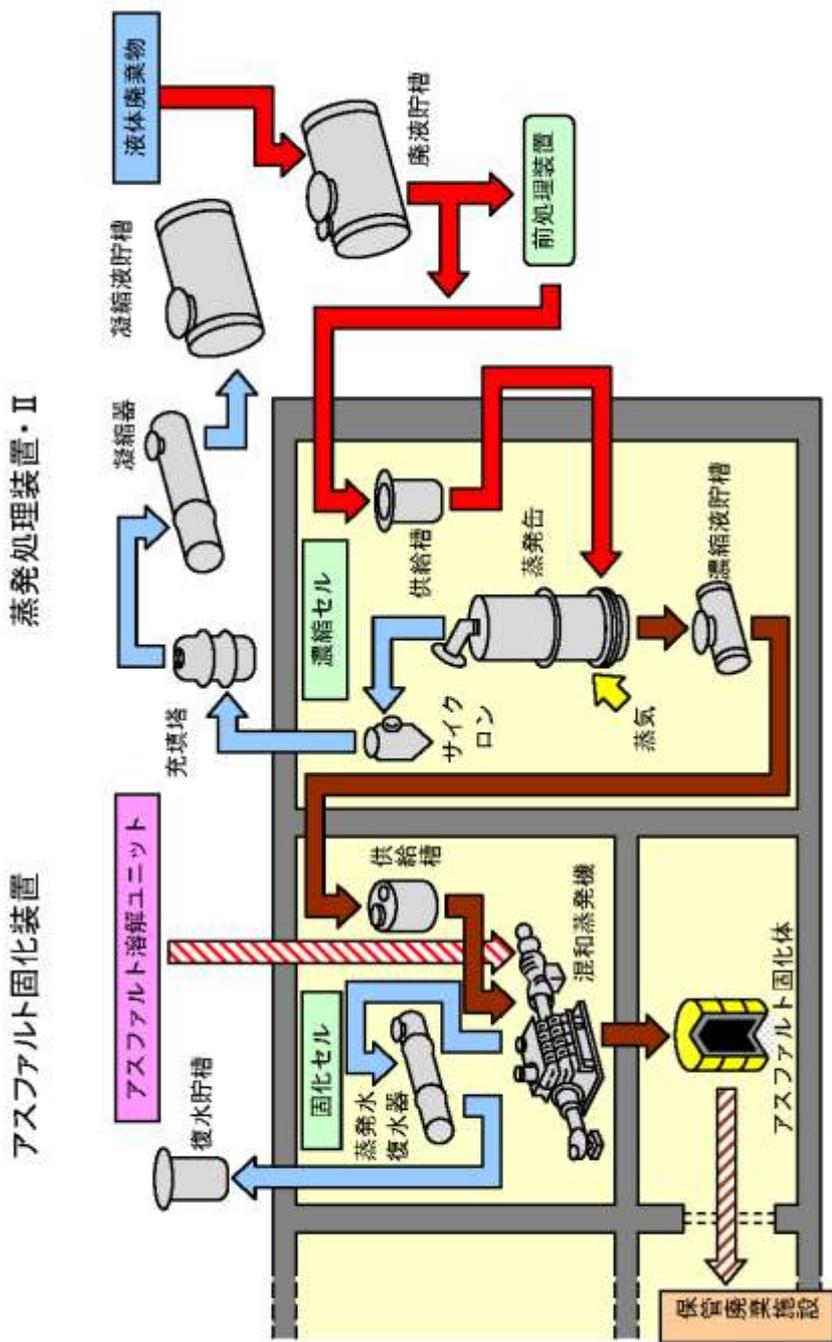


図 2.1 アスファルト固化処理フロー<sup>4)</sup>

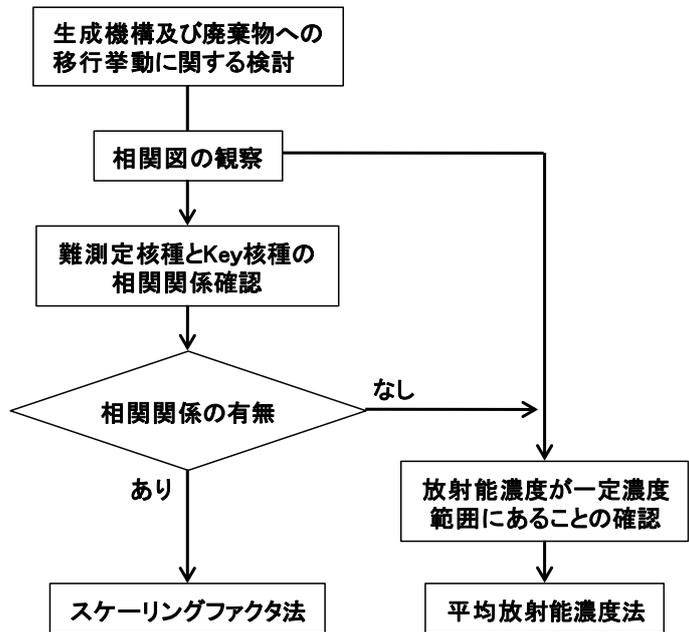


図 3.1 放射能濃度評価方法構築の検討フロー

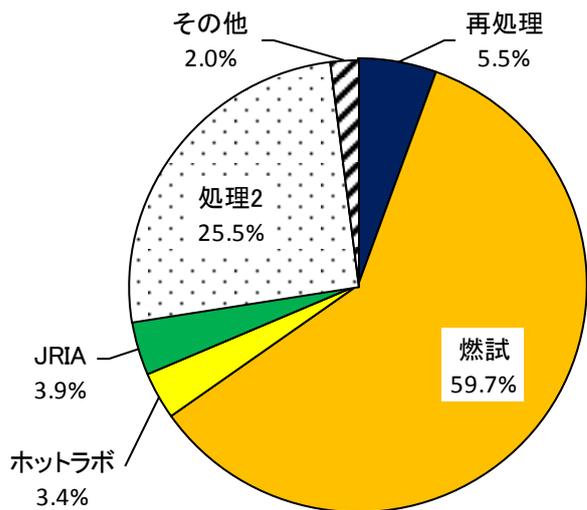


図 4.1 発生施設ごとの廃液の放射エネルギーの割合

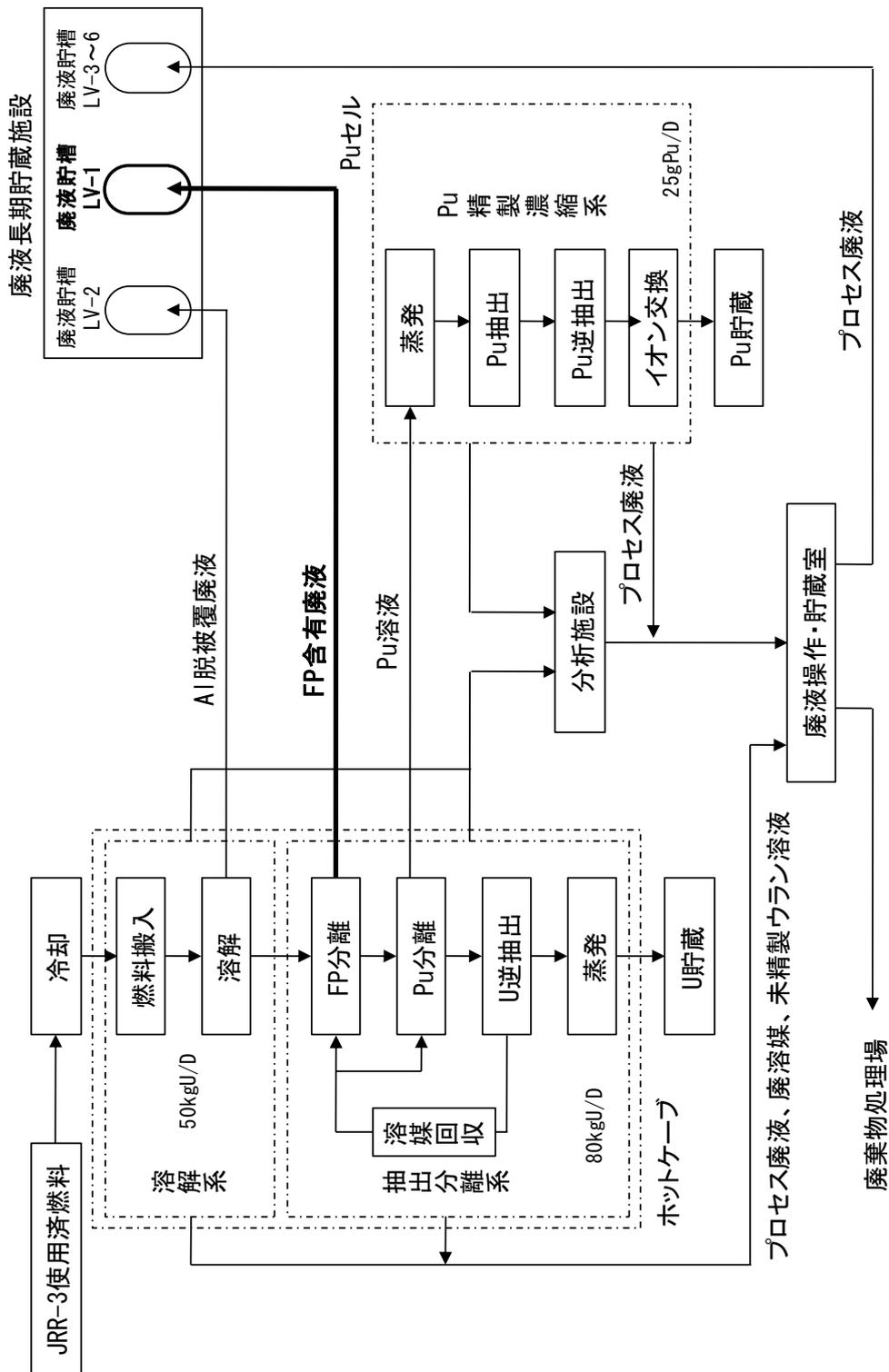


図 4.2 湿式再処理試験のフロー図

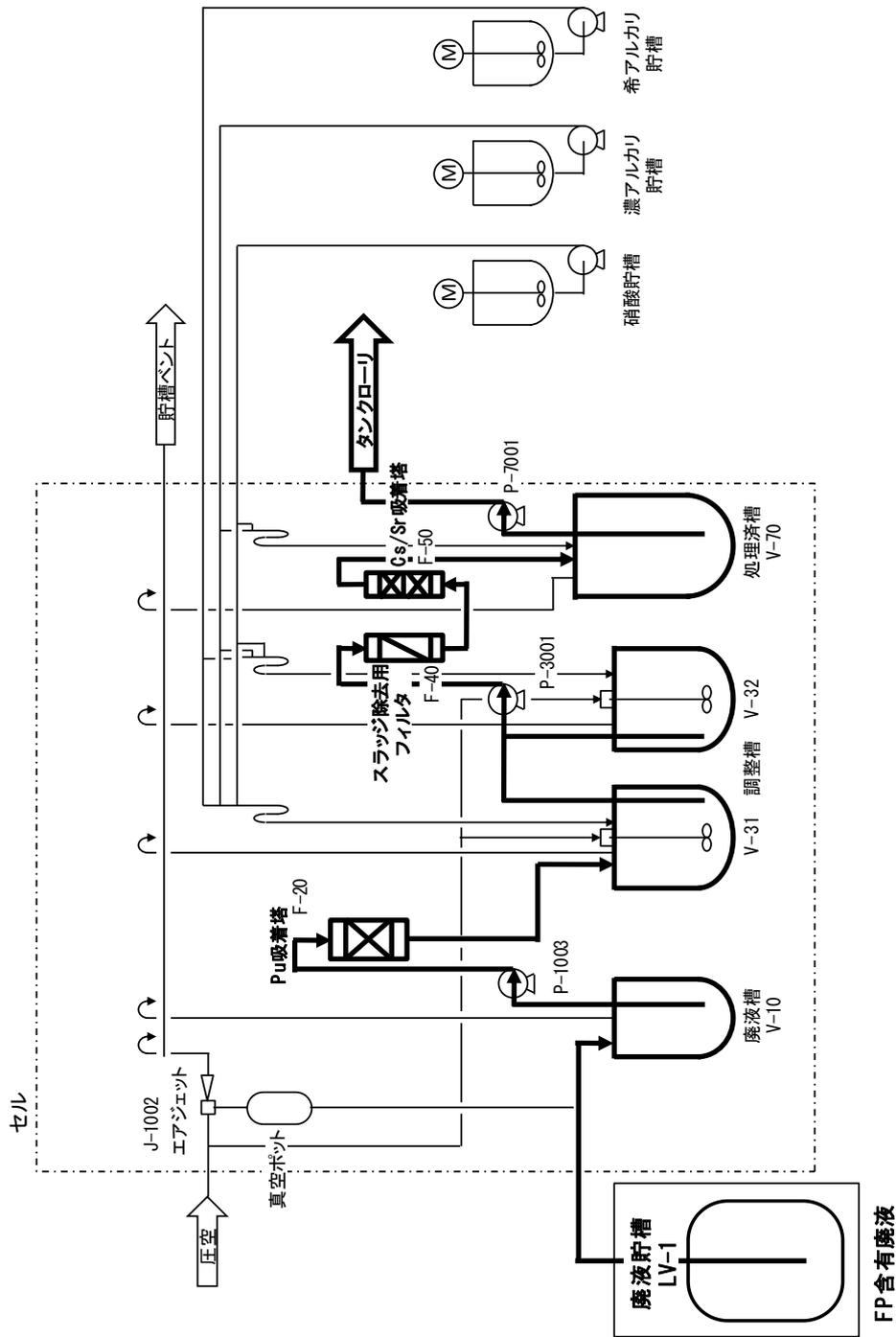


図 4.3 FP 含有廃液の処理系統図

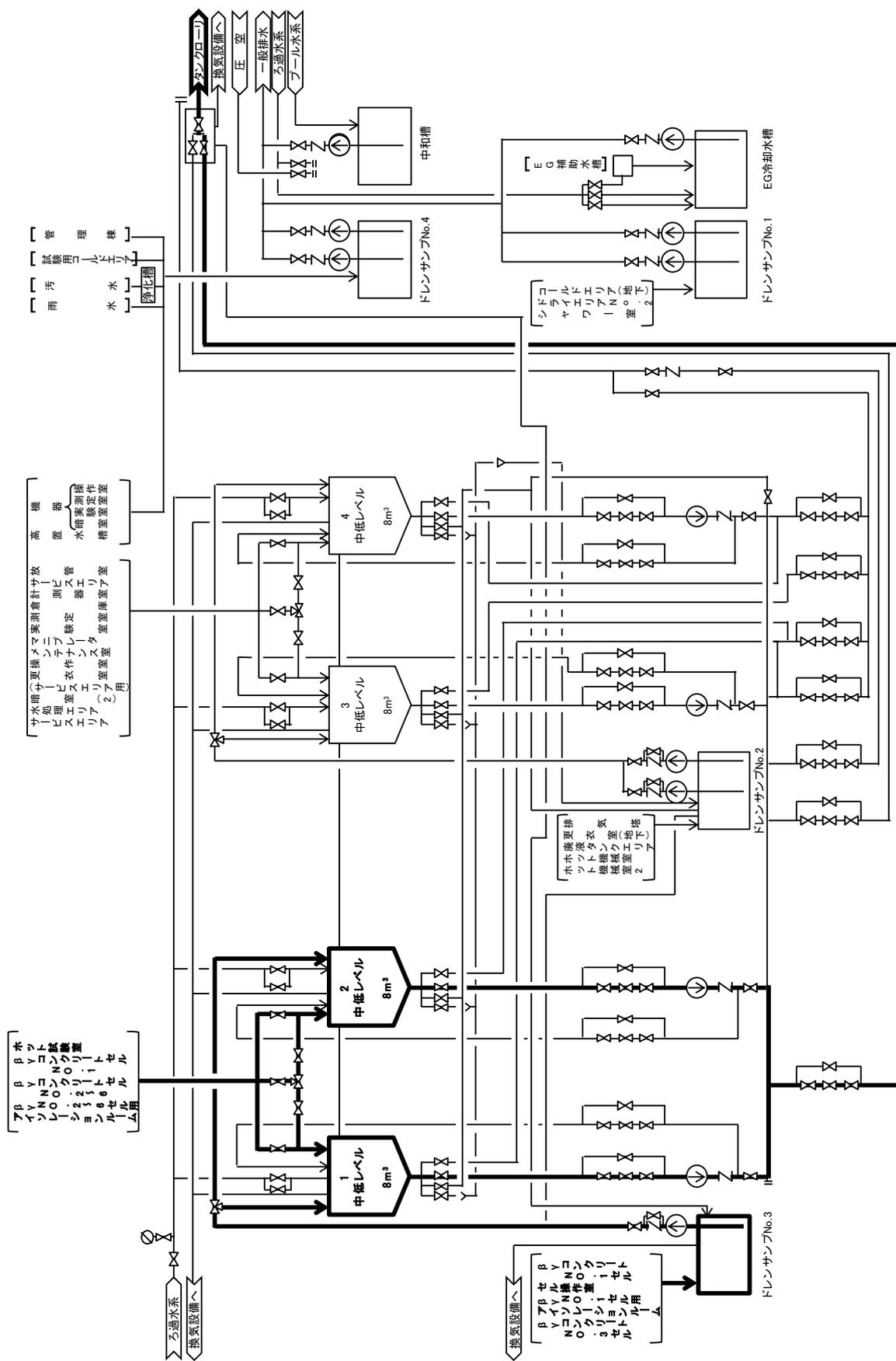


図 4.4 燃料試験施設の排水系統図 22)

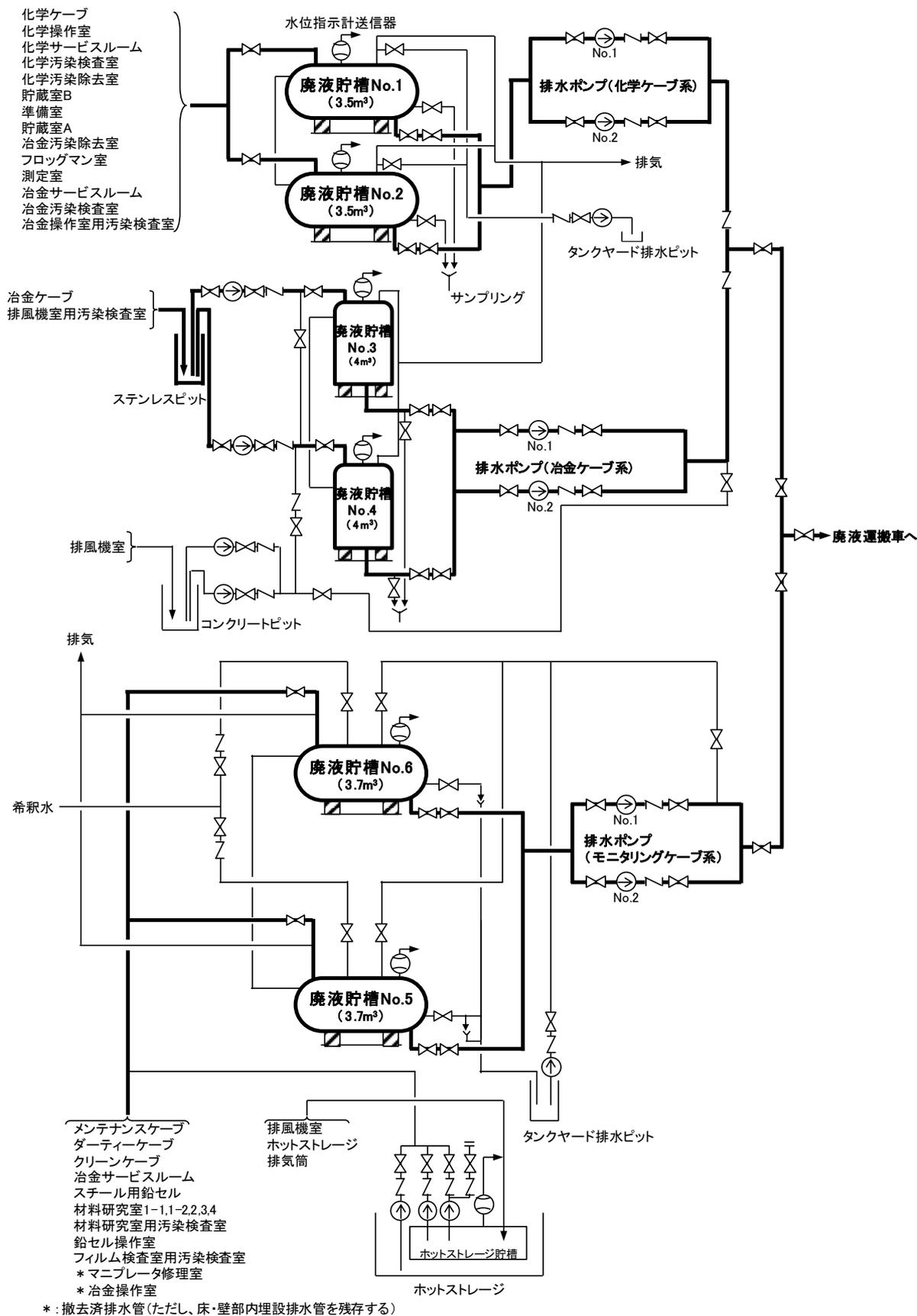


図 4.5 ホットラボ施設の排水系統図<sup>22)</sup>

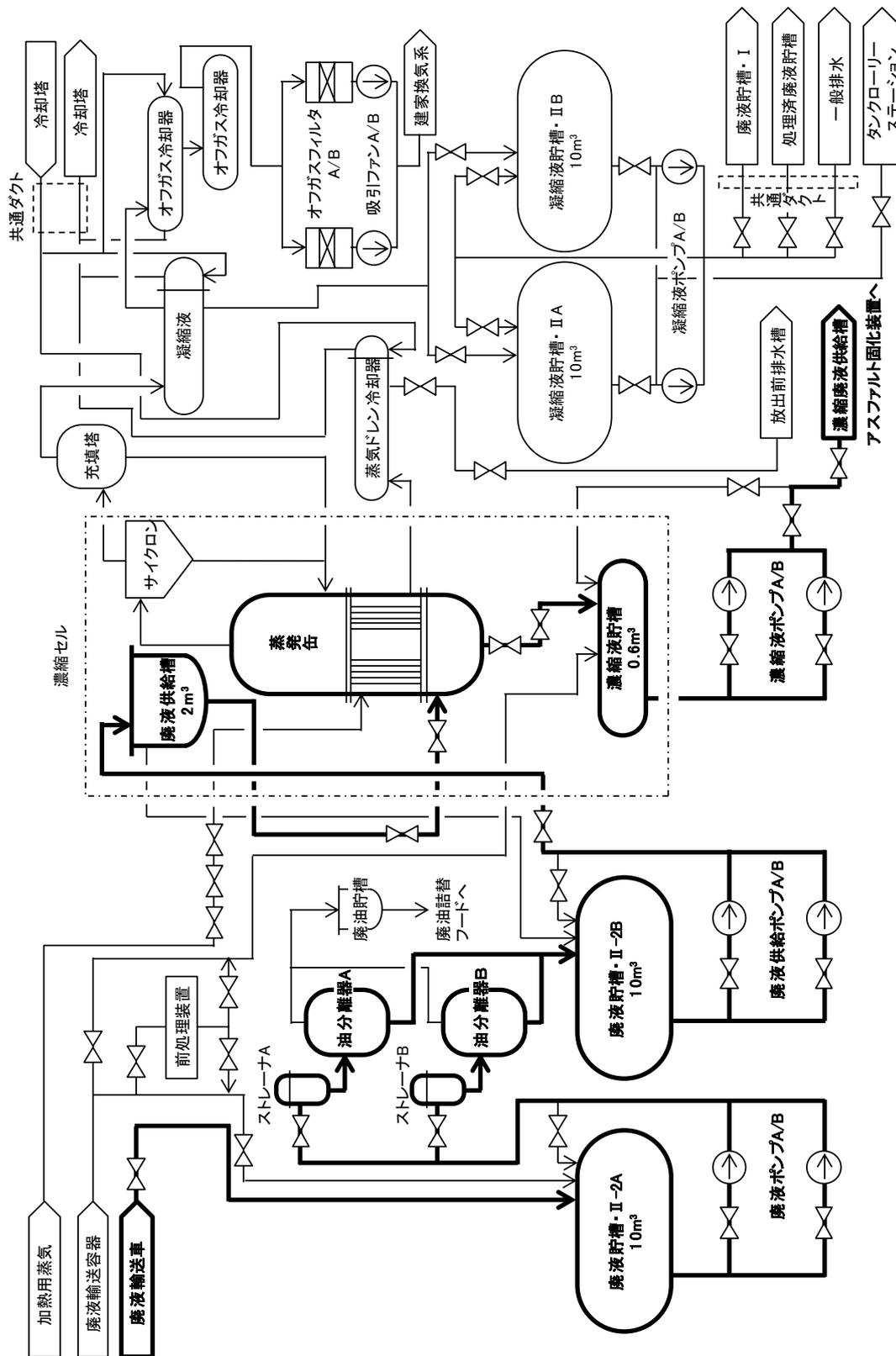


図 4.6 廃液の蒸発・濃縮処理の系統図

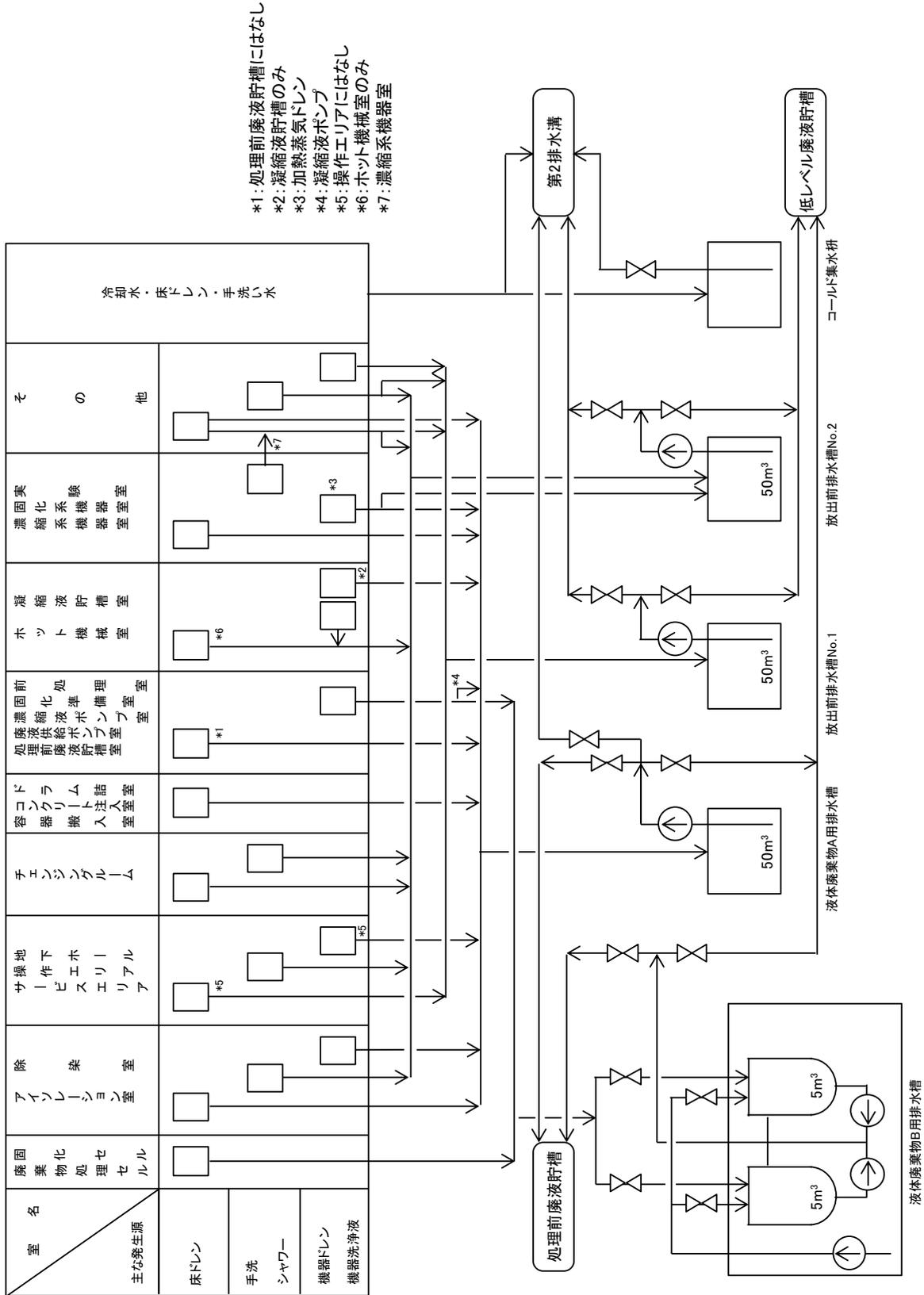


図 4.7 第 2 廃棄物処理棟の排水系統図

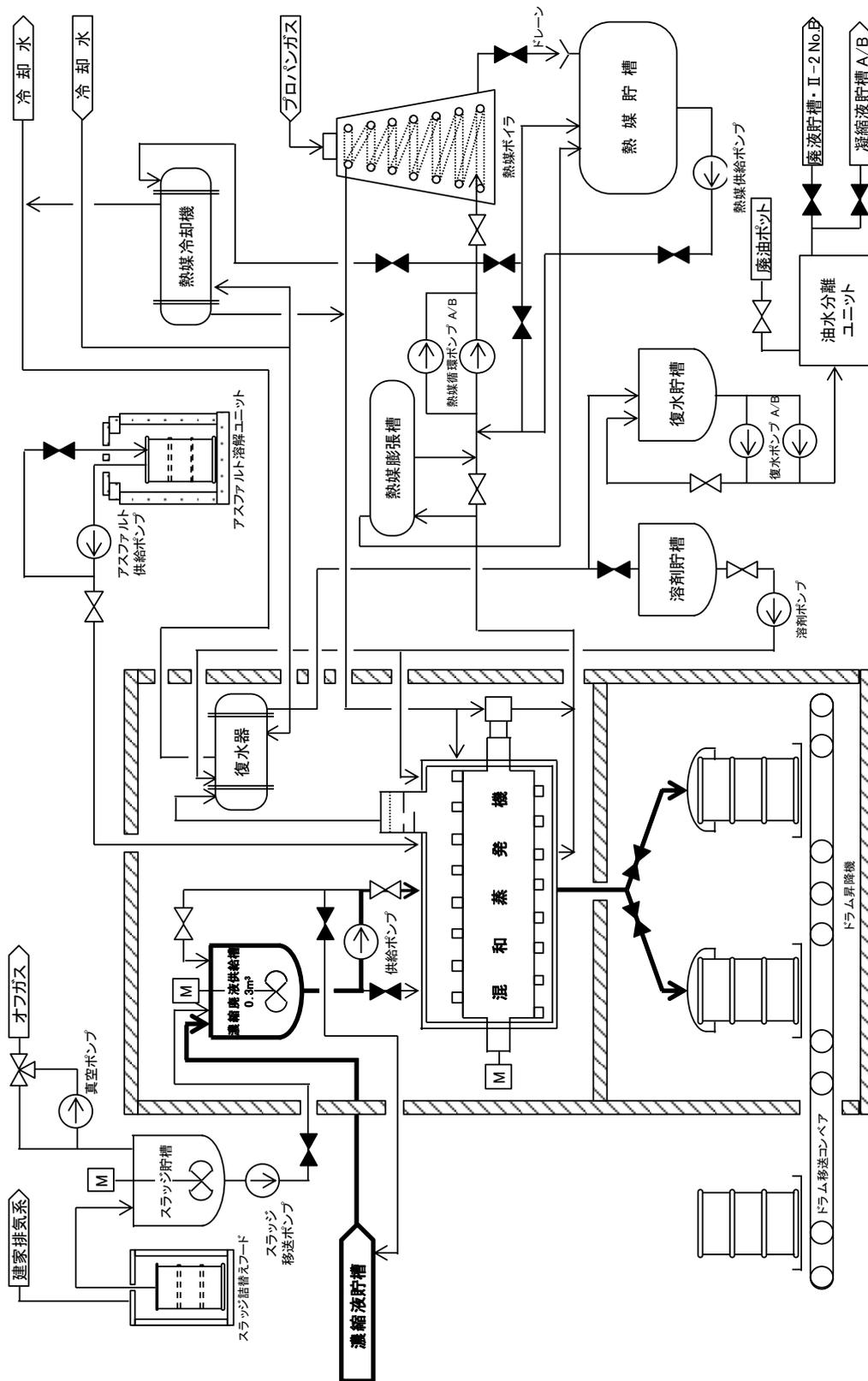


図 4.8 アスファルト固化処理の系統図

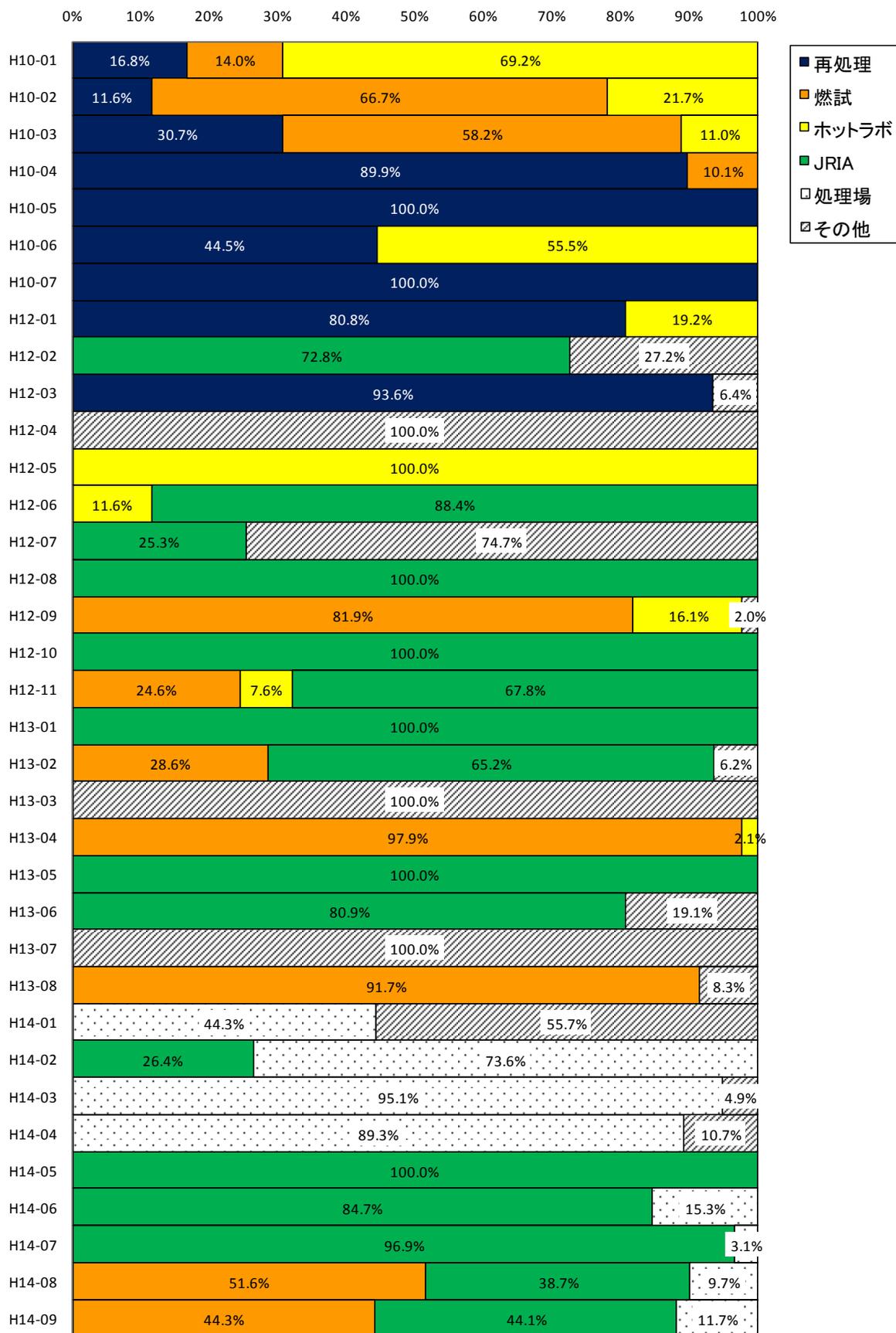


図 5.1 処理バッチごとの発生施設の放射エネルギー割合 (1/2)

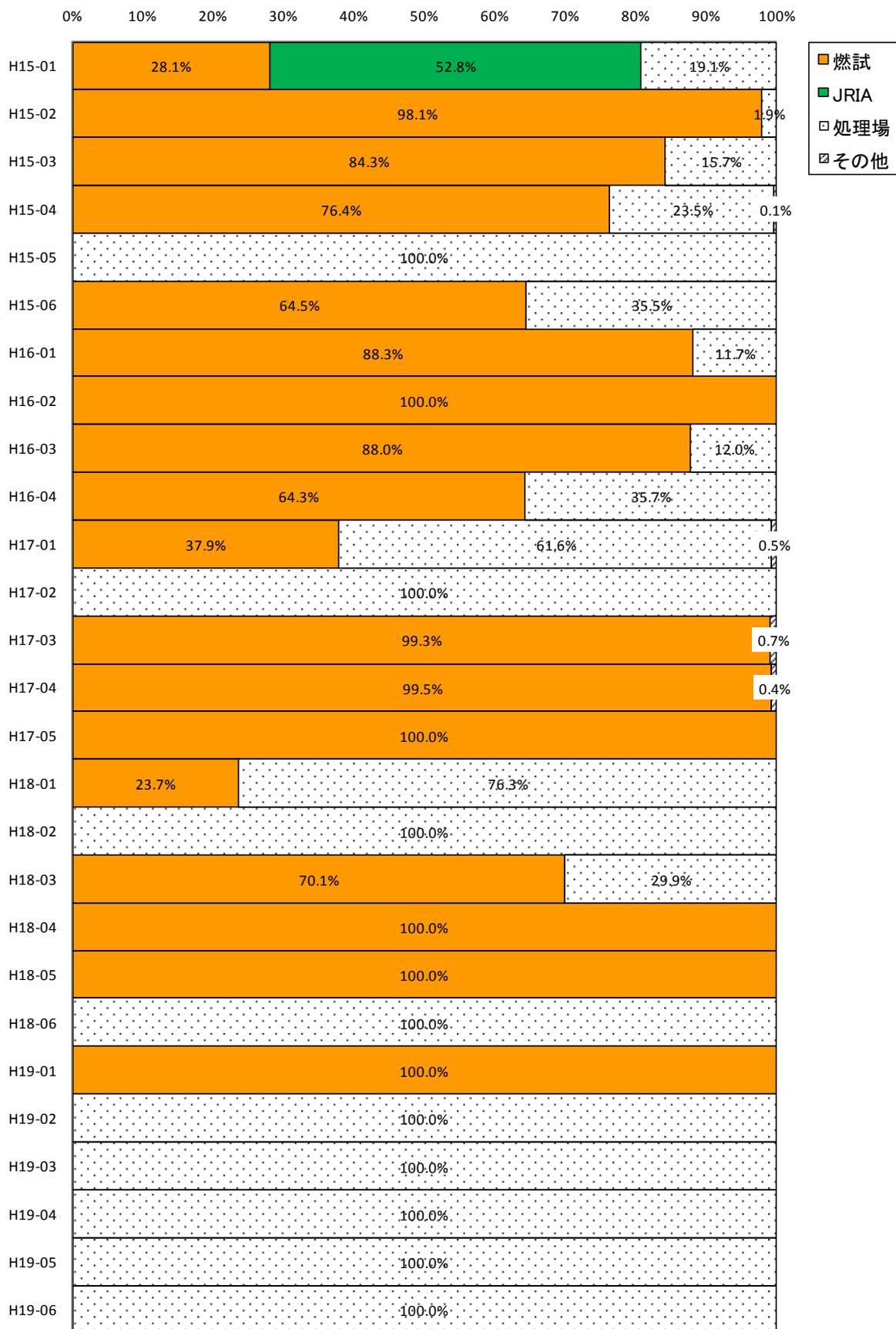


図 5.1 処理バッチごとの発生施設の放射エネルギー割合 (2/2)

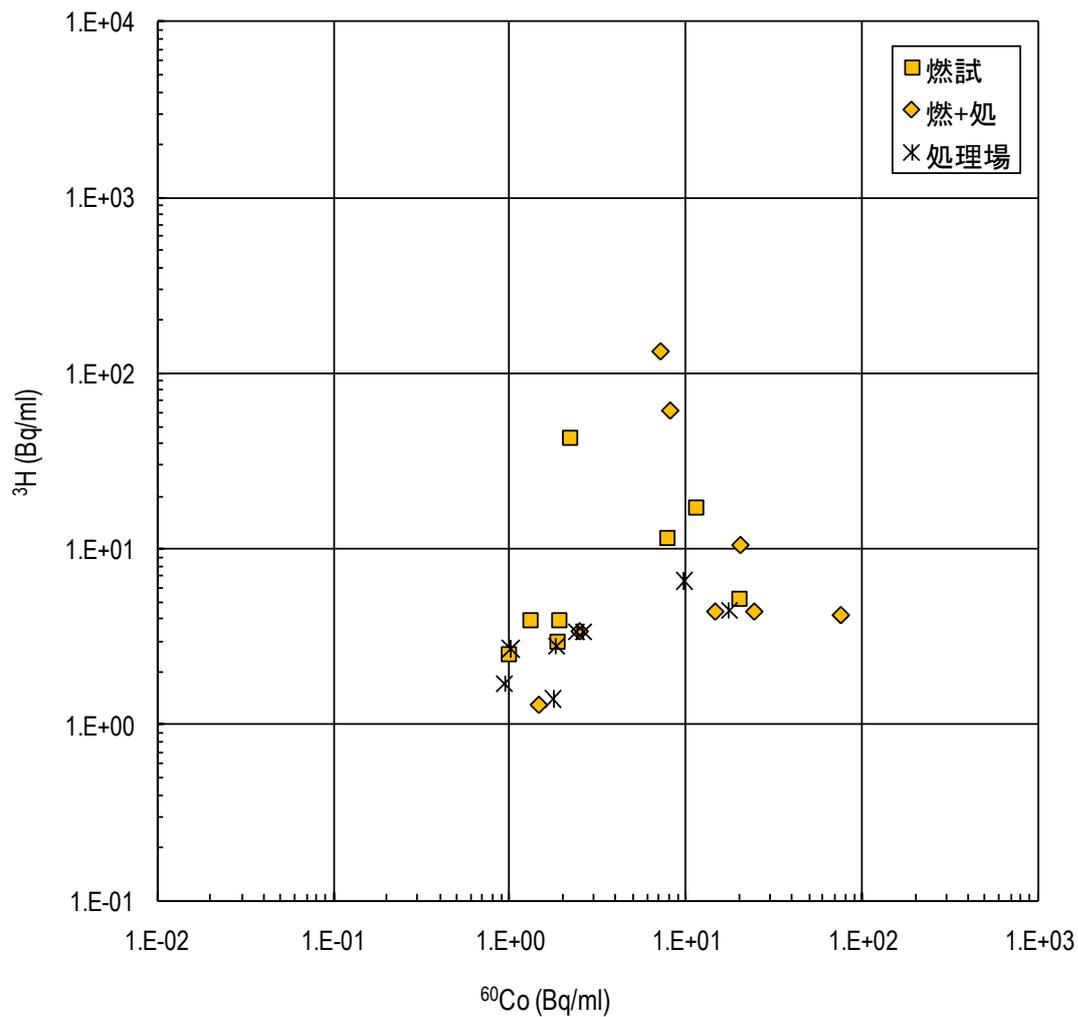


図 5.2  $^3\text{H}$  と  $^{60}\text{Co}$  の放射能濃度 (平成 15 年度から平成 19 年度)

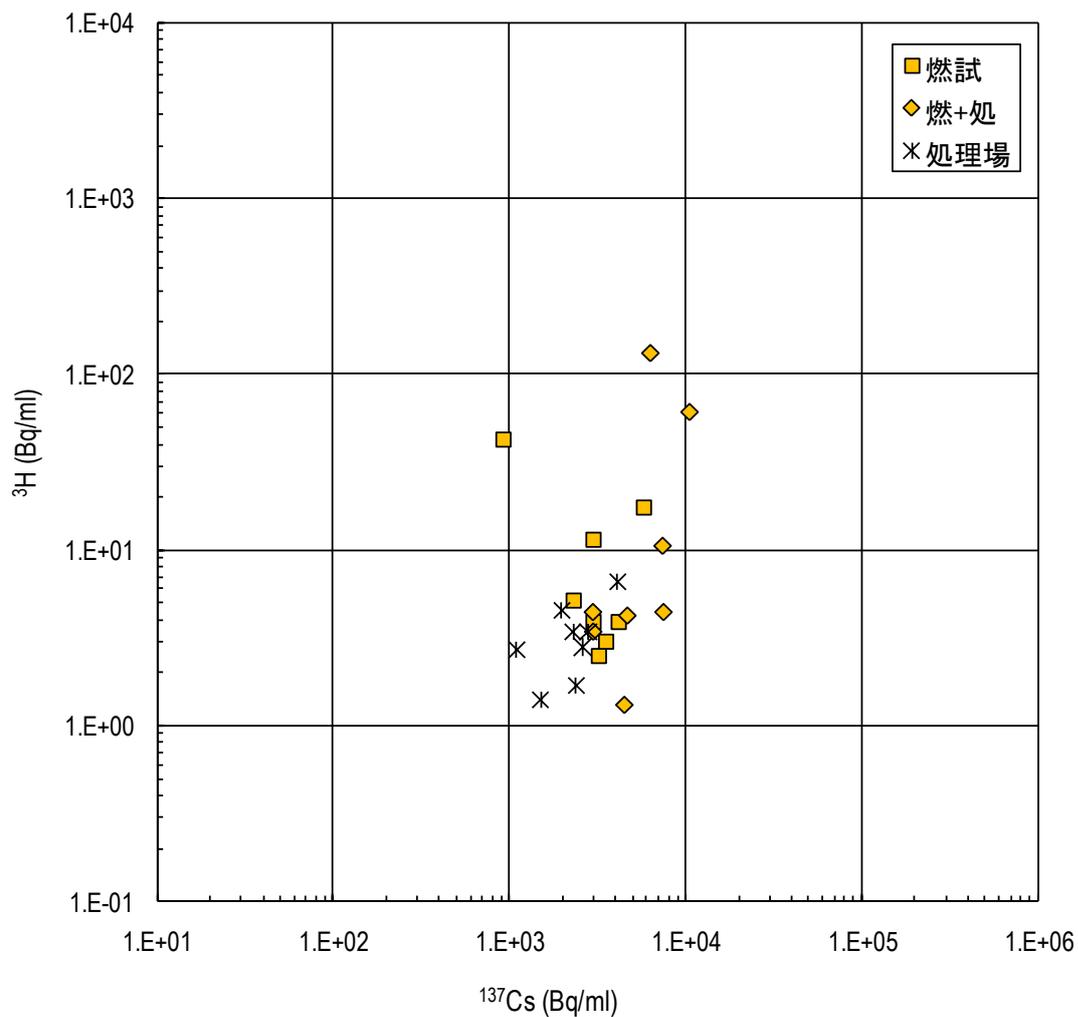


図 5.3  $^3\text{H}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度 (平成 15 年度から平成 19 年度)

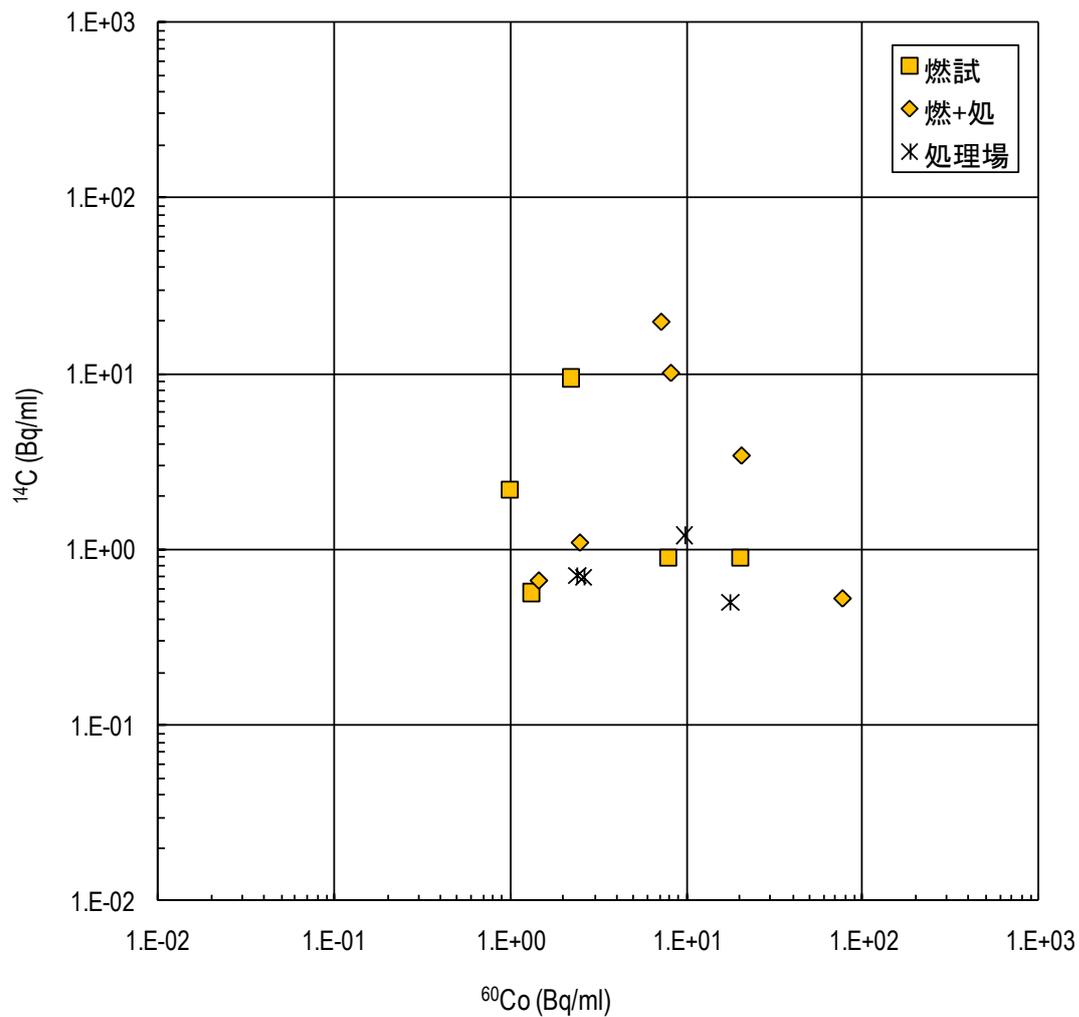


図 5.4  $^{14}\text{C}$  と  $^{60}\text{Co}$  の放射能濃度 (平成 15 年度から平成 19 年度)

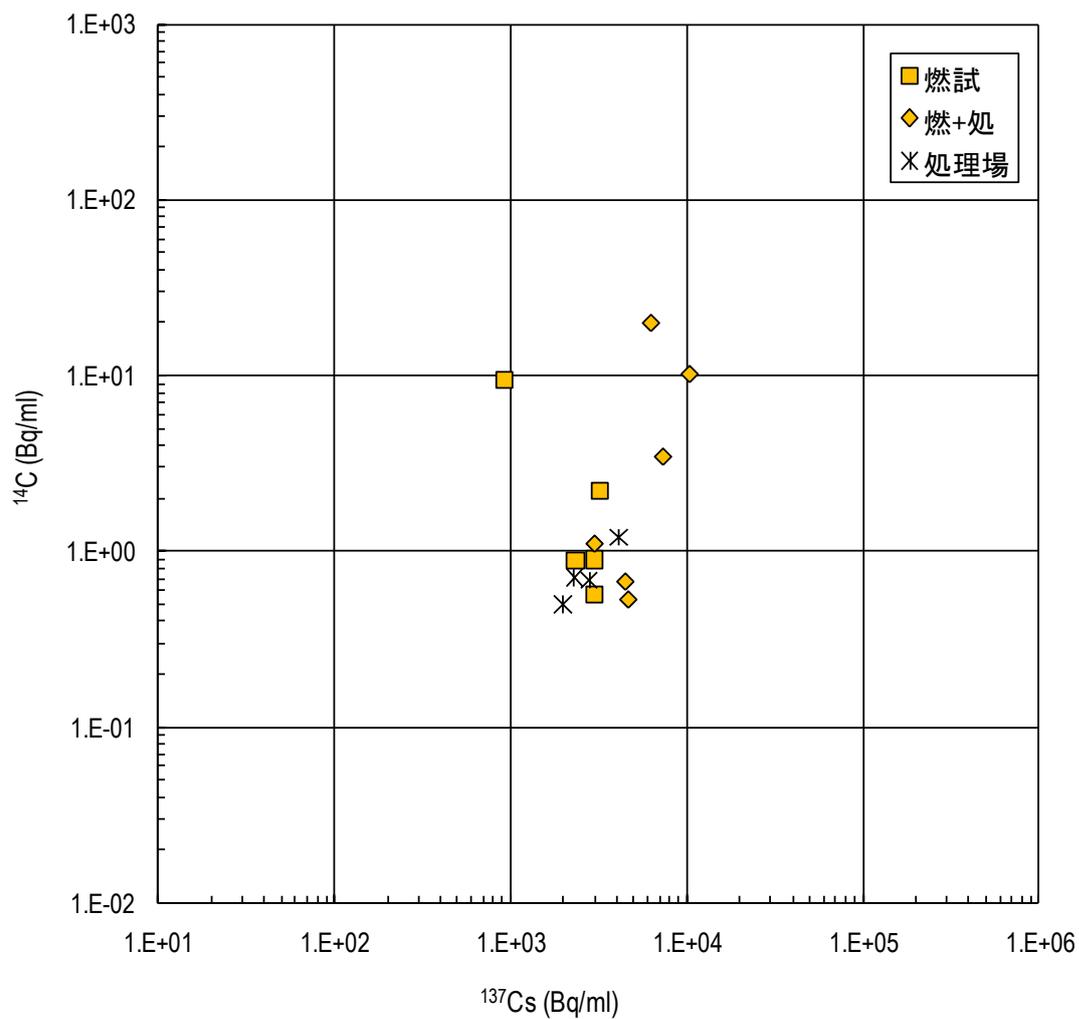


図 5.5  $^{14}\text{C}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度 (平成 15 年度から平成 19 年度)

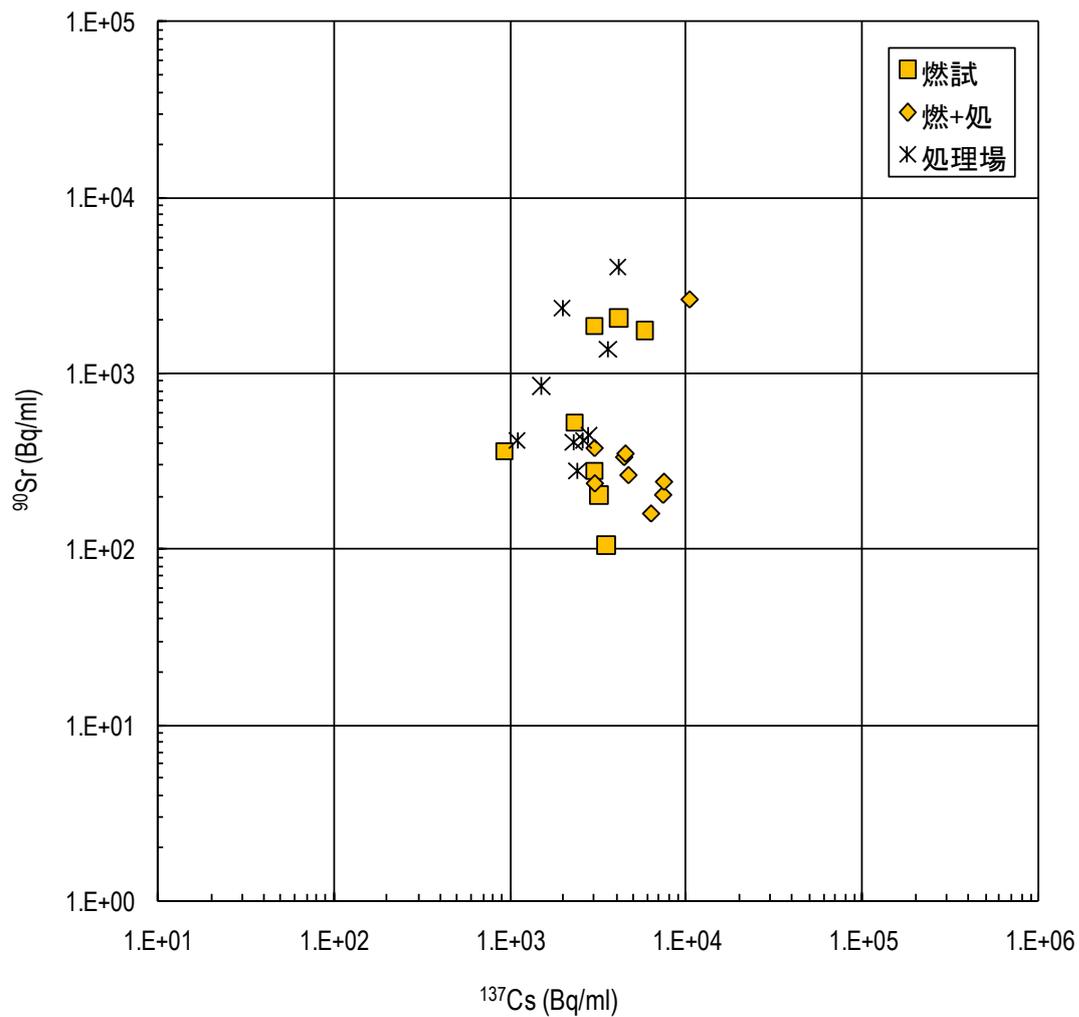


図 5.6  $^{90}\text{Sr}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度 (平成 15 年度から平成 19 年度)

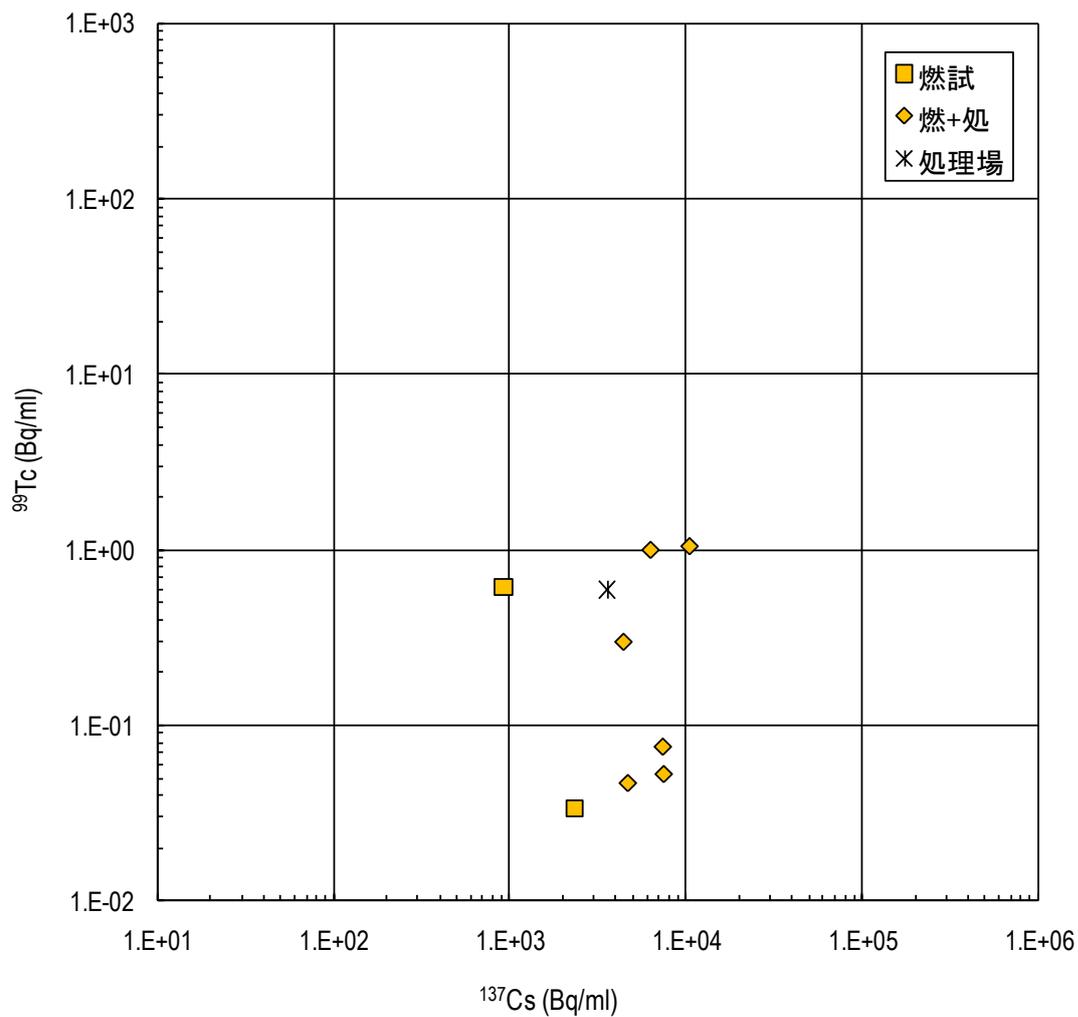


図 5.7  $^{99}\text{Tc}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度 (平成 15 年度から平成 19 年度)

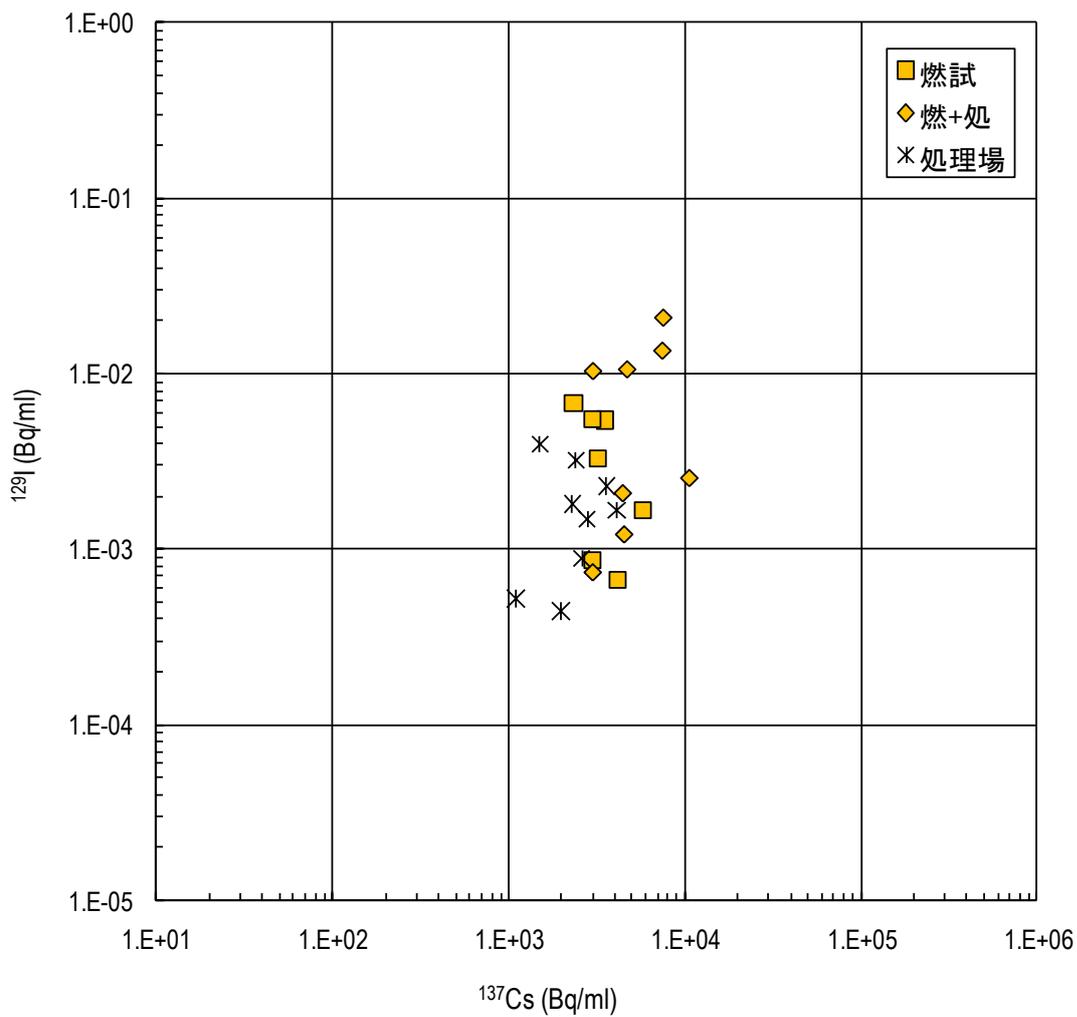


図 5.8  $^{129}\text{I}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度 (平成 15 年度から平成 19 年度)

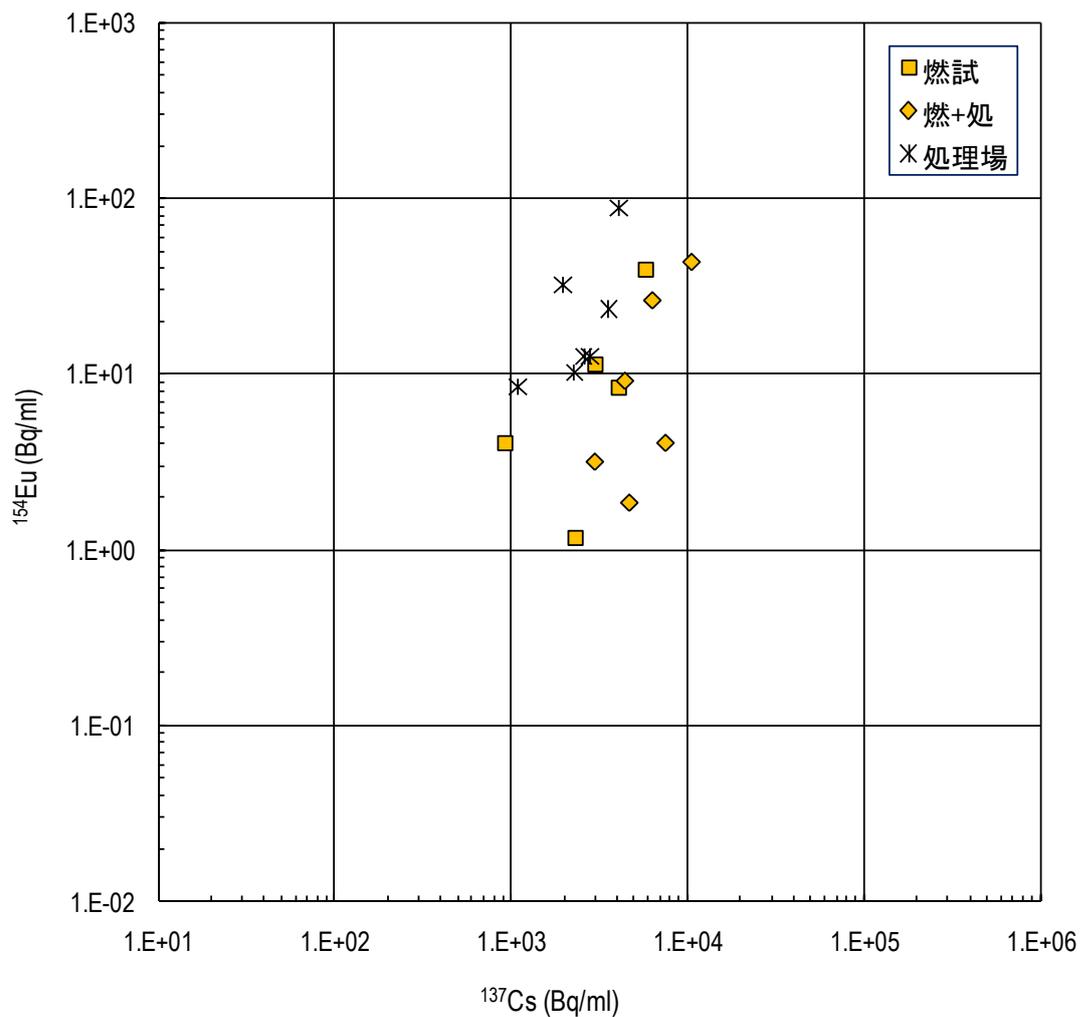


図 5.9  $^{154}\text{Eu}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度 (平成 15 年度から平成 19 年度)

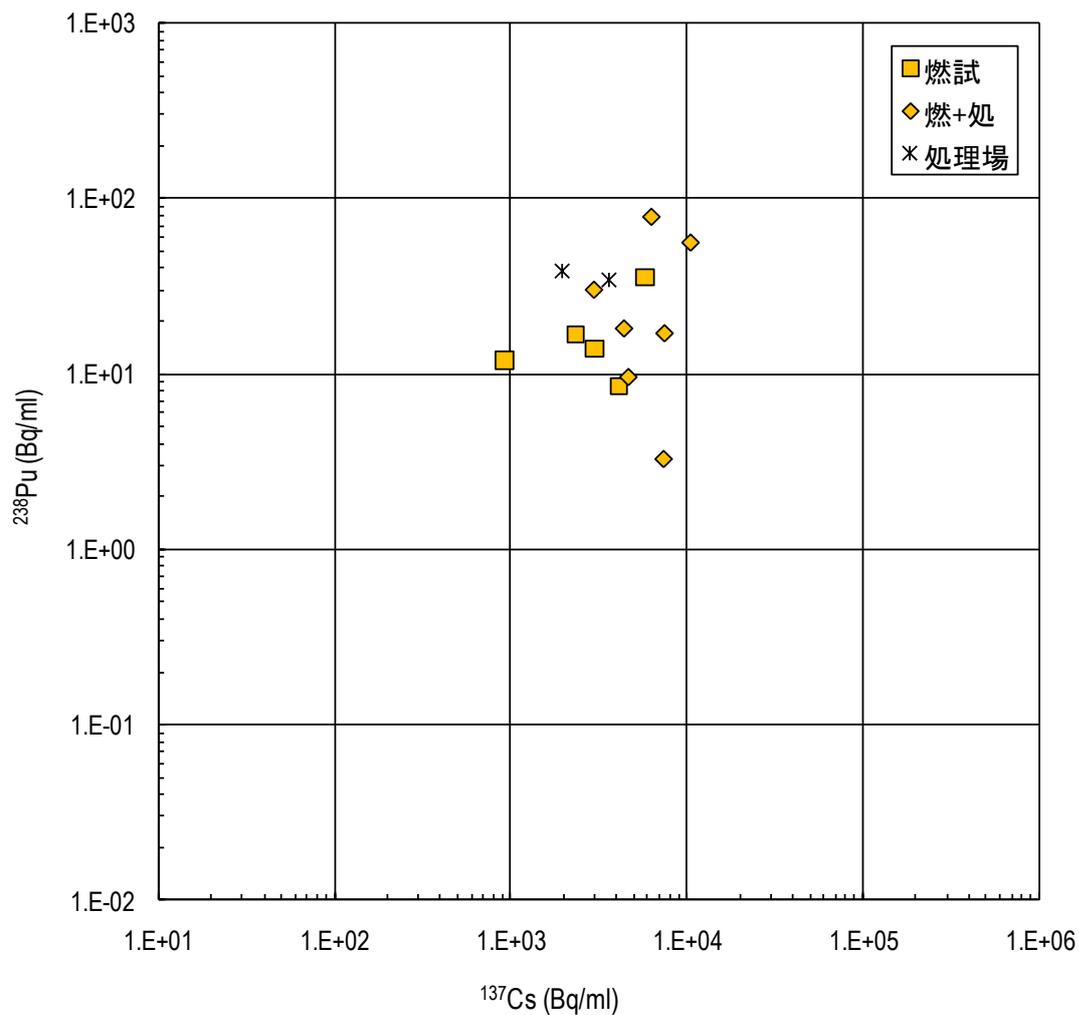


図 5.10  $^{238}\text{Pu}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度 (平成 15 年度から平成 19 年度)

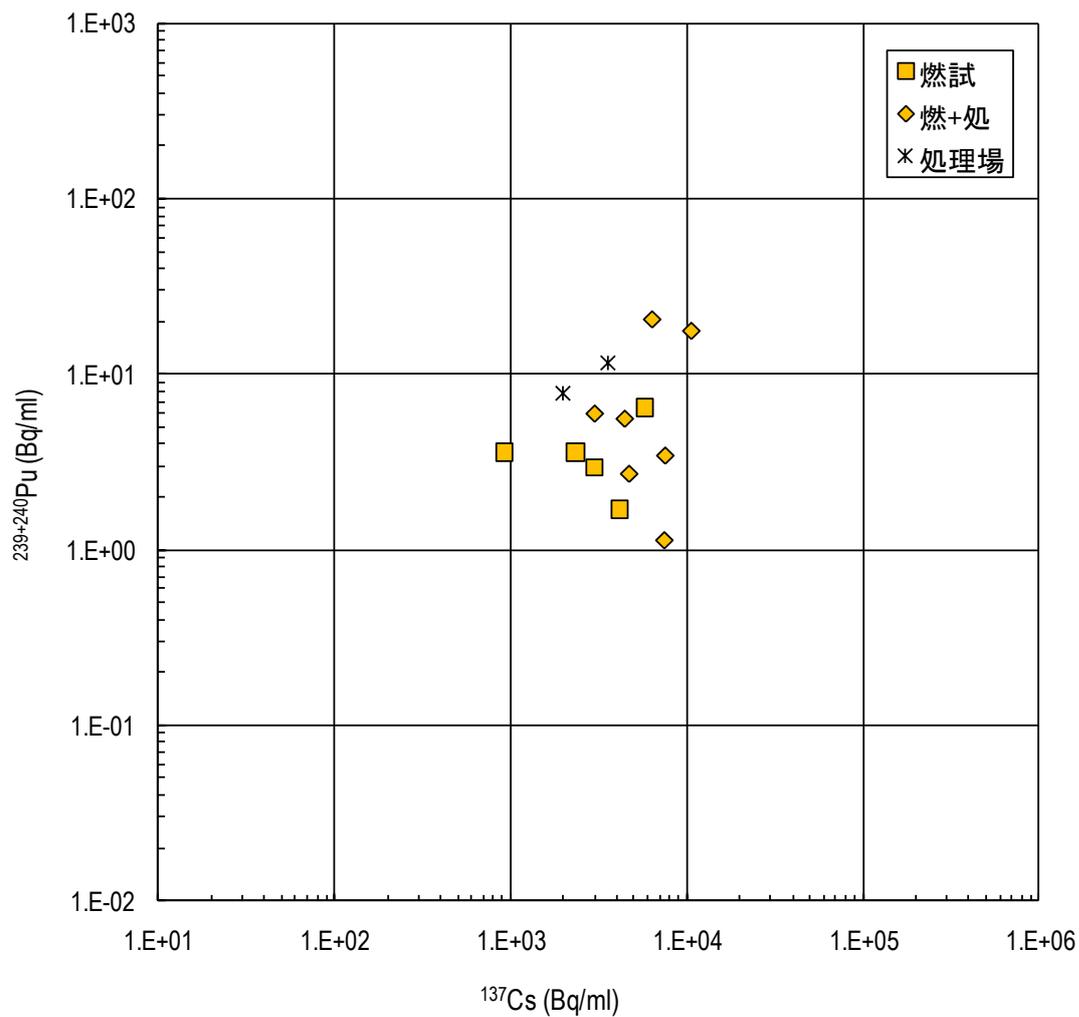


図 5.11  $^{239+240}\text{Pu}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度 (平成 15 年度から平成 19 年度)

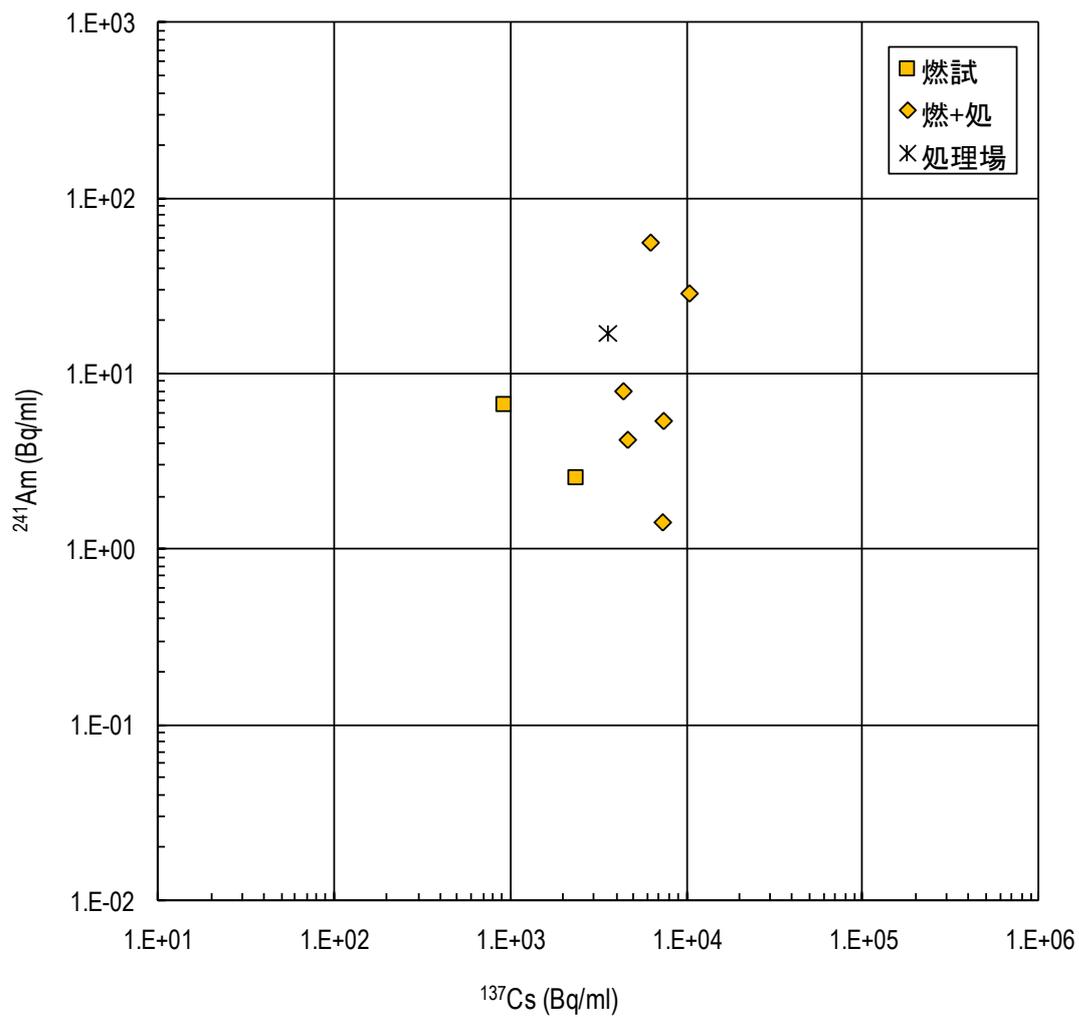


図 5.12  $^{241}\text{Am}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度 (平成 15 年度から平成 19 年度)

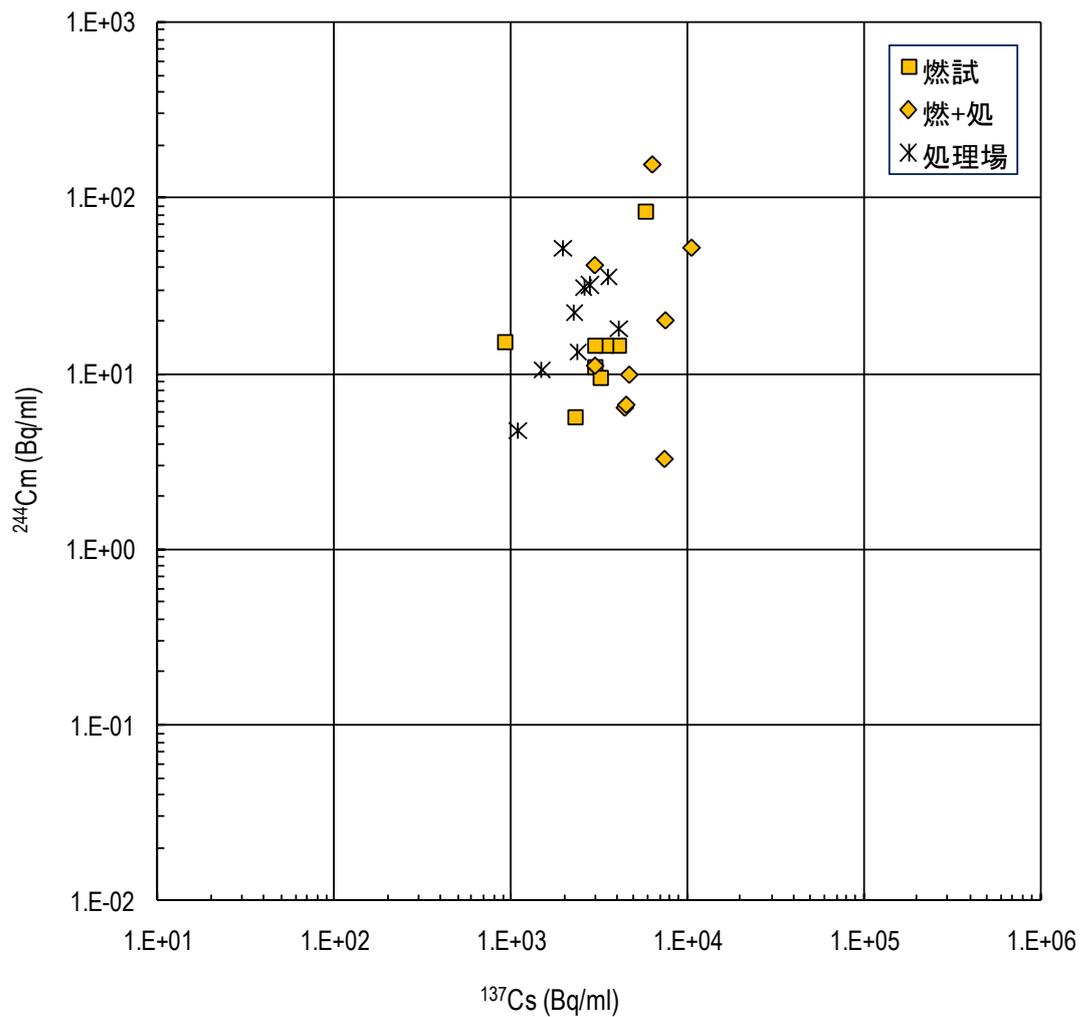


図 5.13  $^{244}\text{Cm}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度 (平成 15 年度から平成 19 年度)

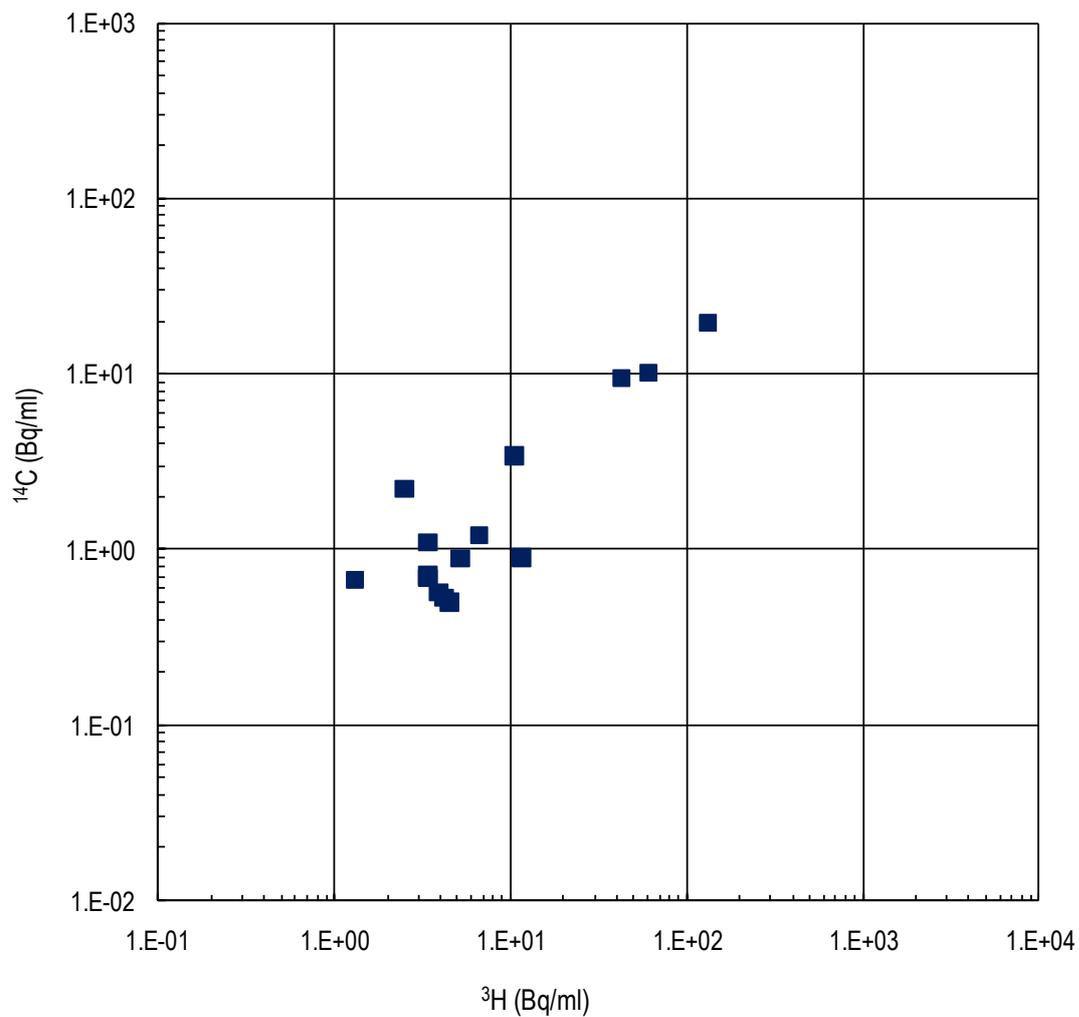


図 5.14  $^3\text{H}$  と  $^{14}\text{C}$  の放射能濃度（平成 15 年度から平成 19 年度）

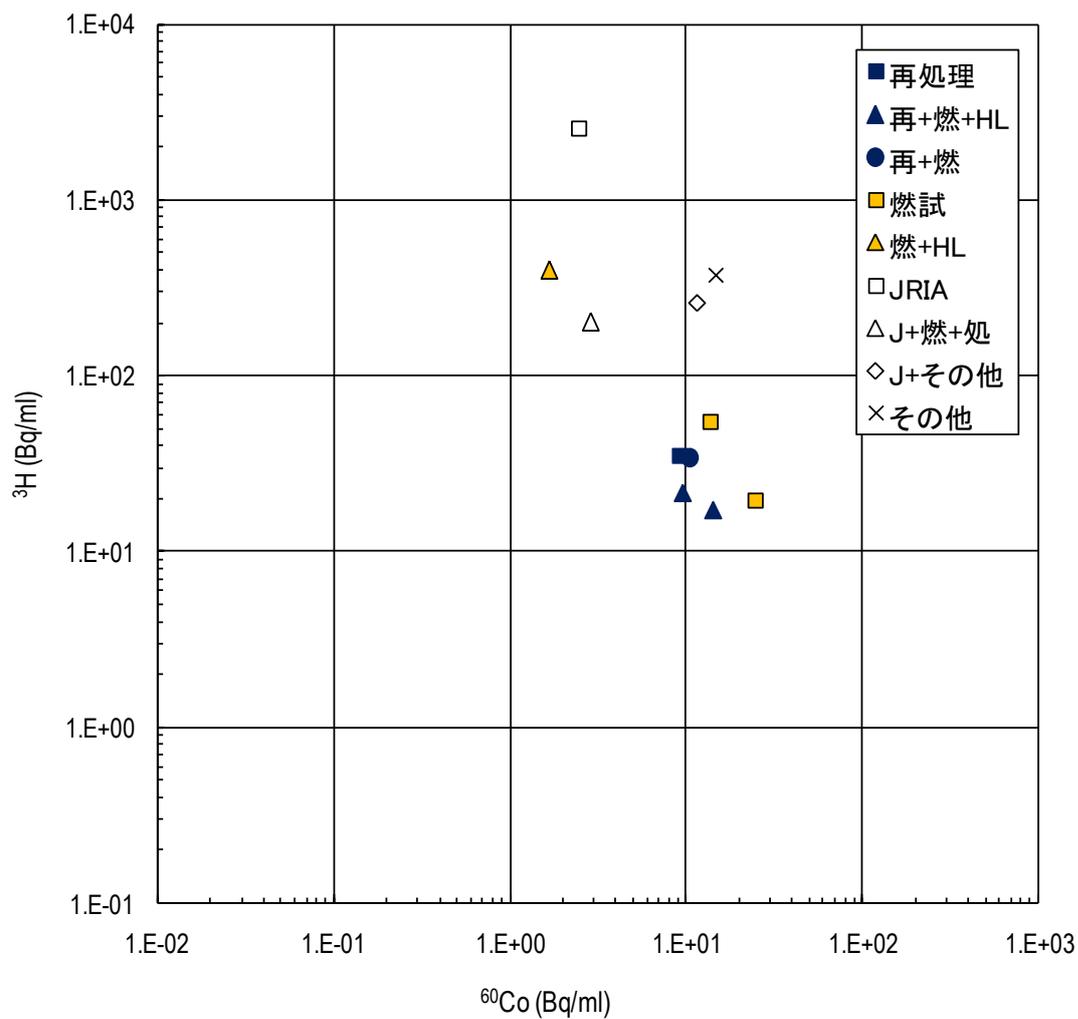


図 5.15  $^3\text{H}$  と  $^{60}\text{Co}$  の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)

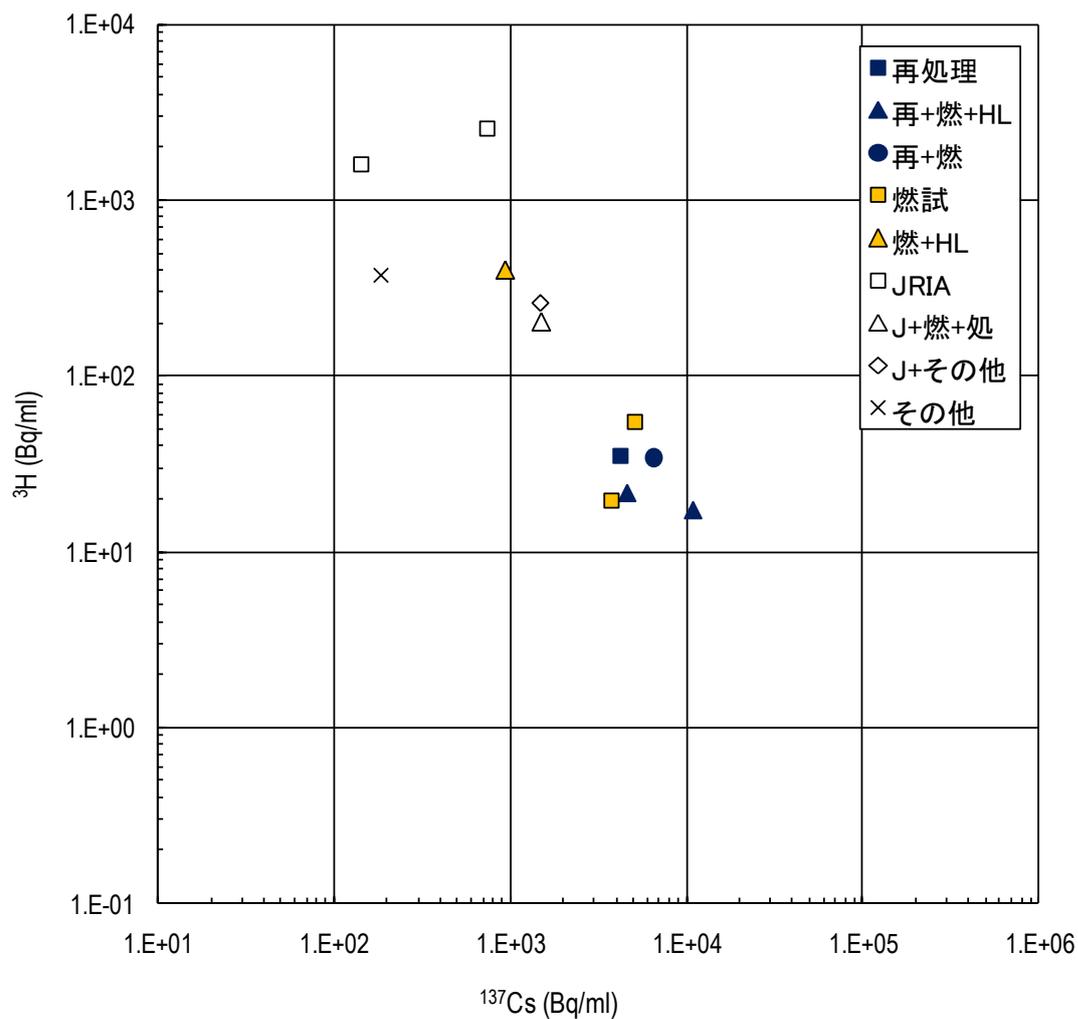


図 5.16  $^3\text{H}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)

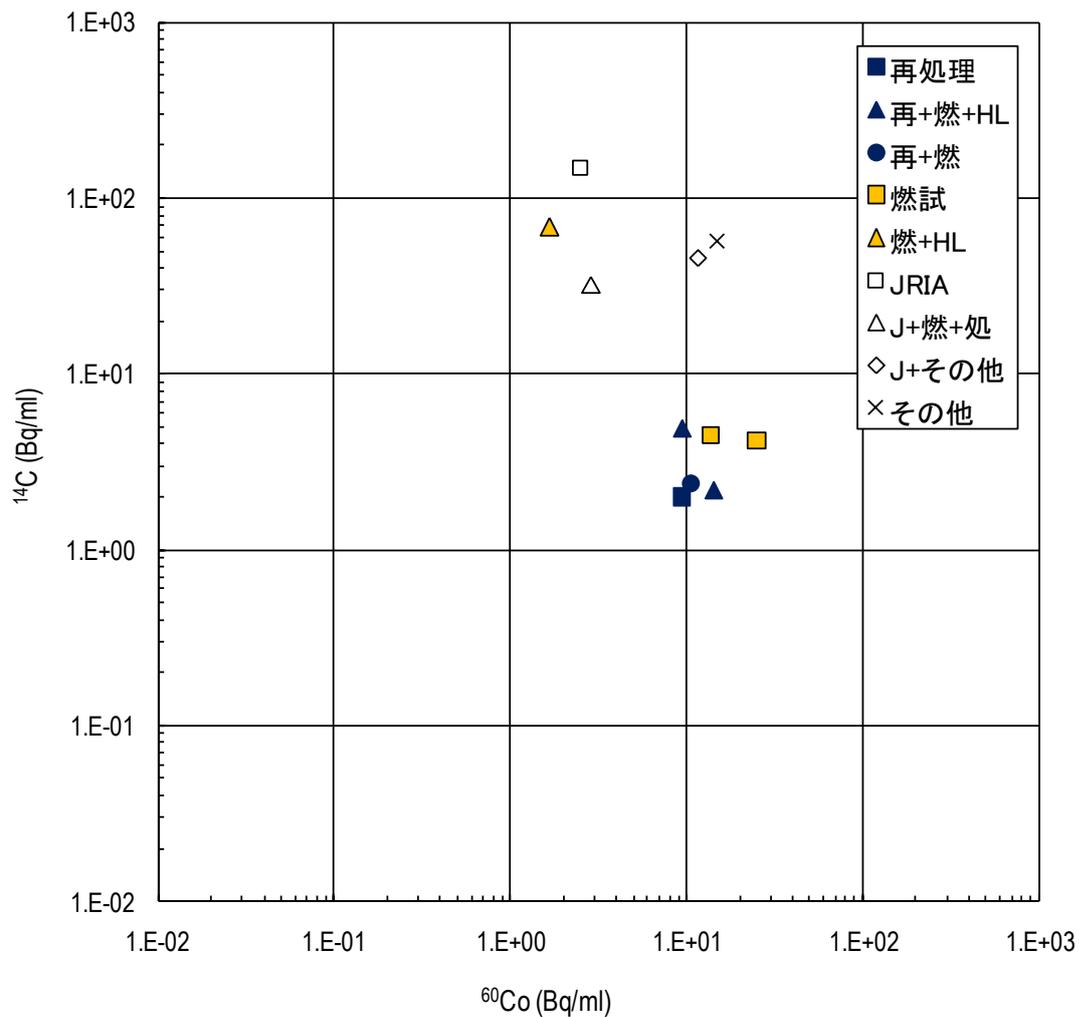


図 5.17  $^{14}\text{C}$  と  $^{60}\text{Co}$  の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)

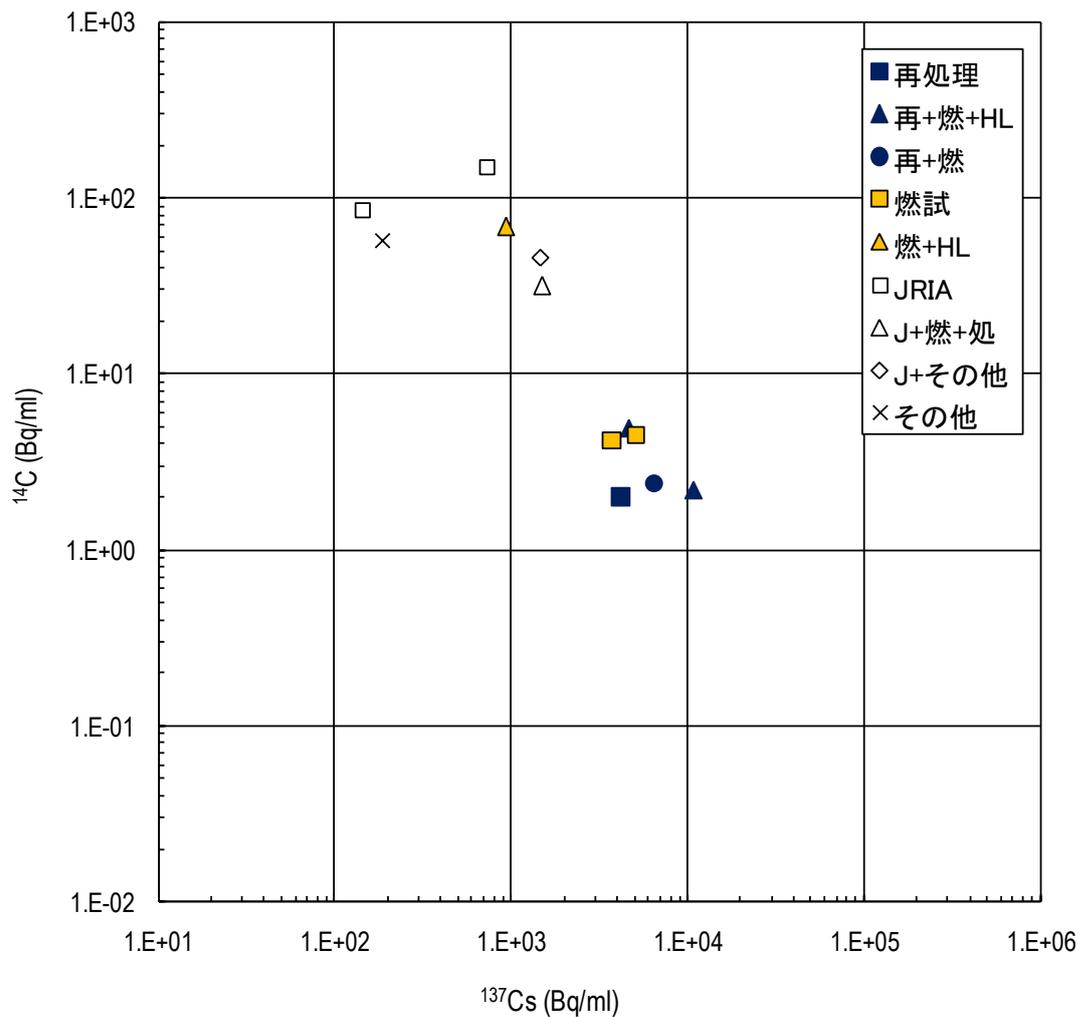


図 5.18  $^{14}\text{C}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度（平成 10 年度から平成 14 年度）

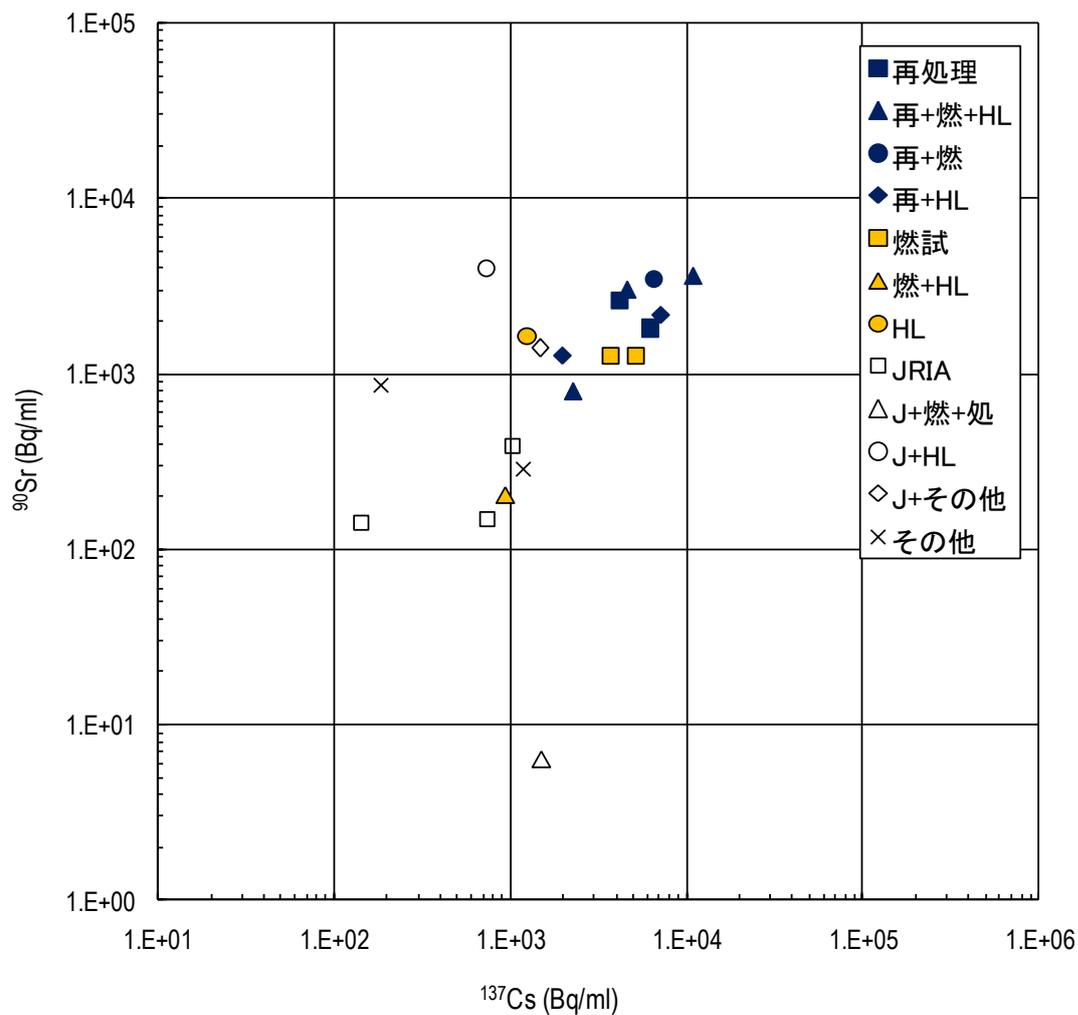


図 5.19  $^{90}\text{Sr}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)

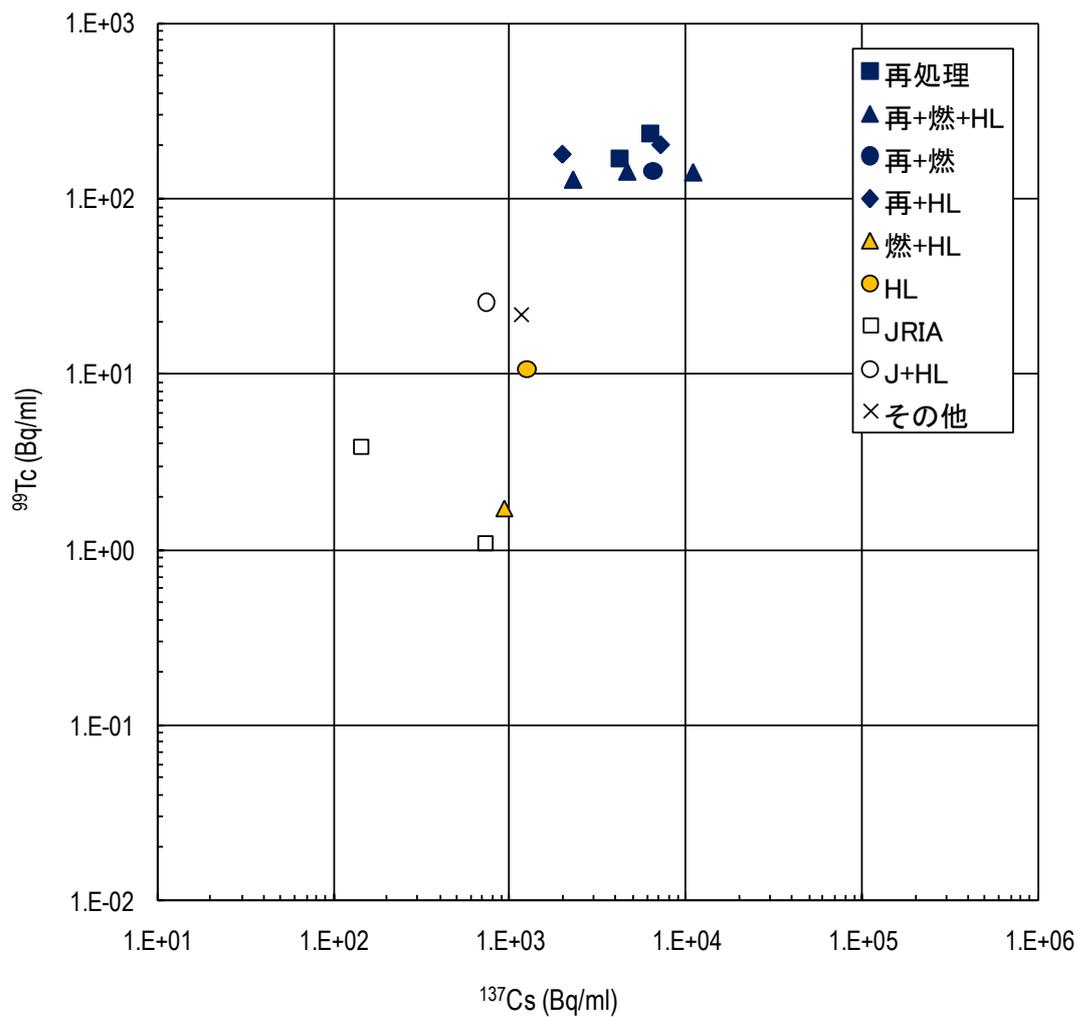


図 5.20  $^{99}\text{Tc}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)

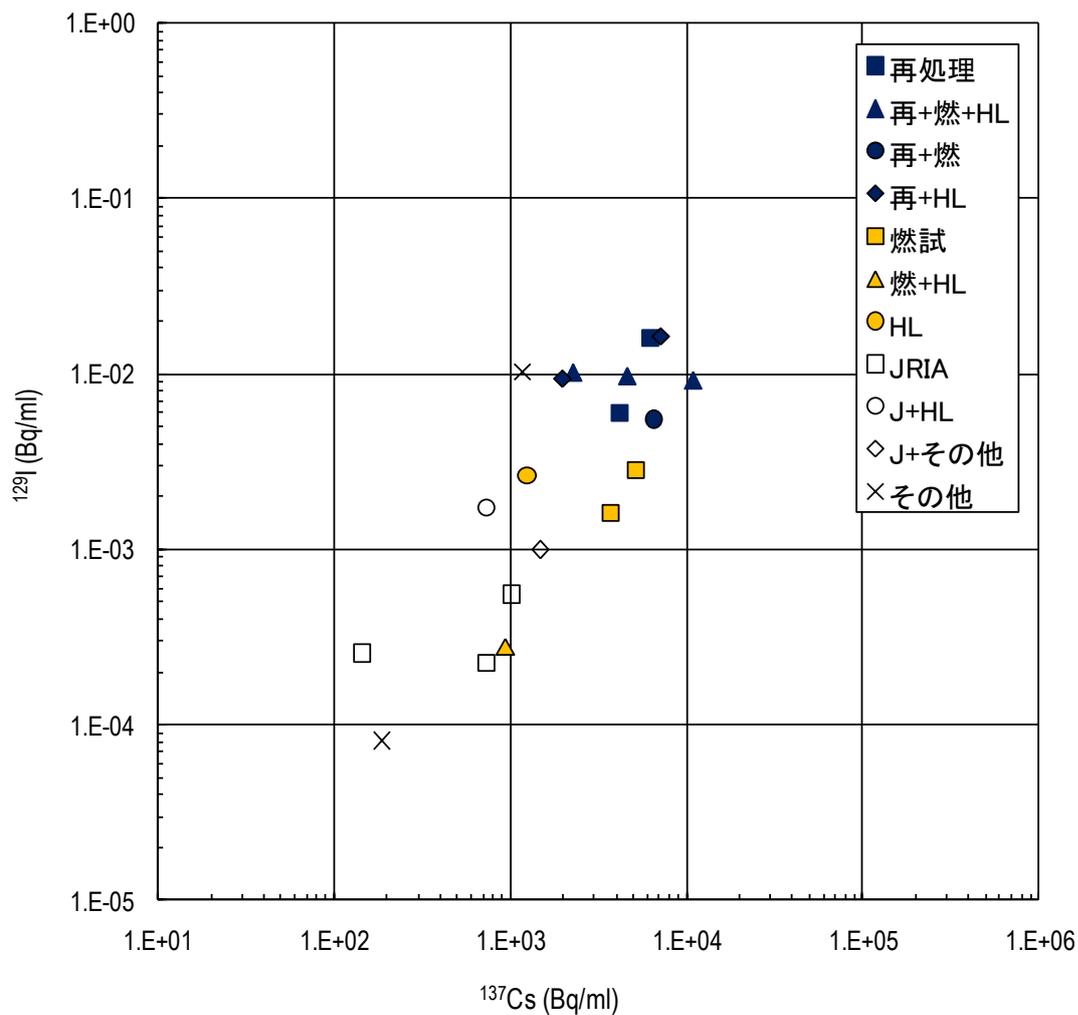


図 5.21  $^{129}\text{I}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)

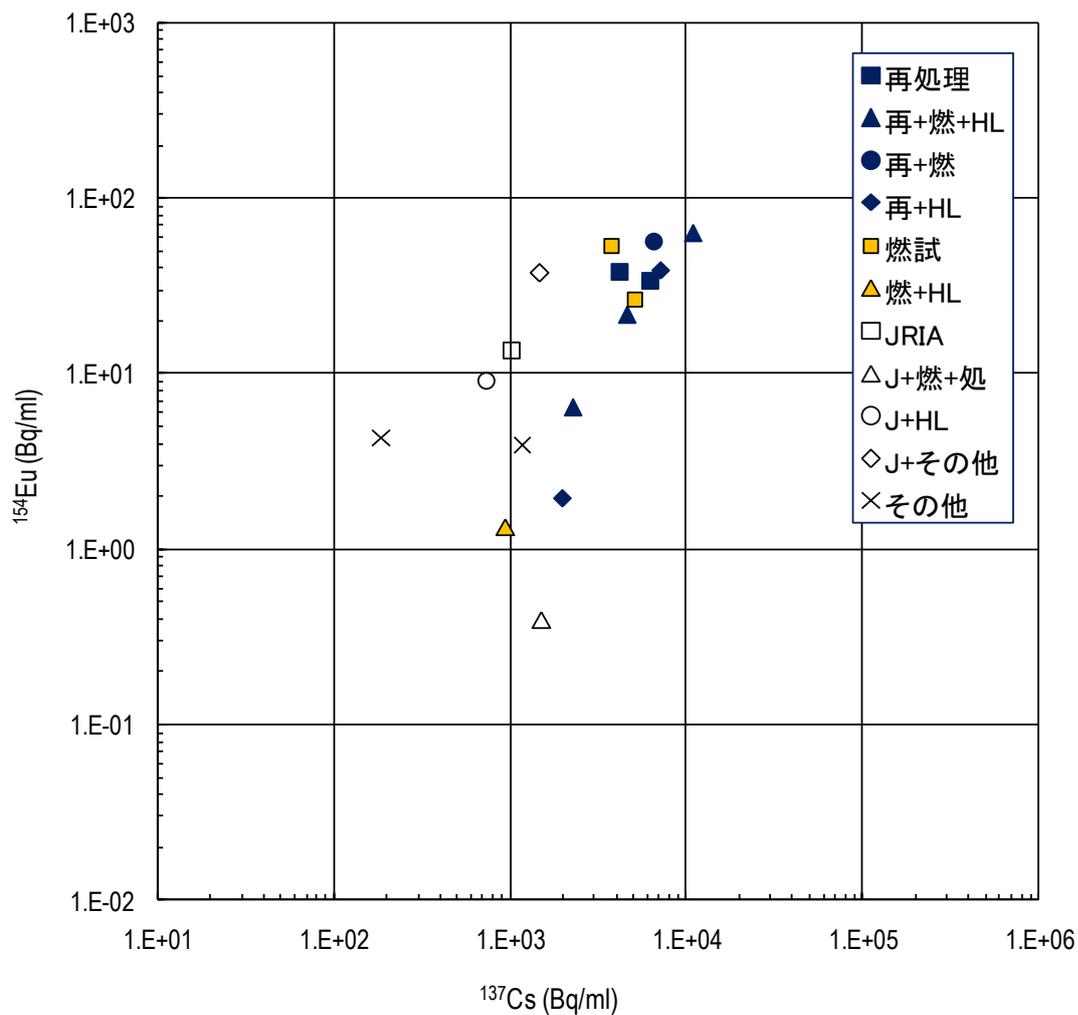


図 5.22  $^{154}\text{Eu}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)

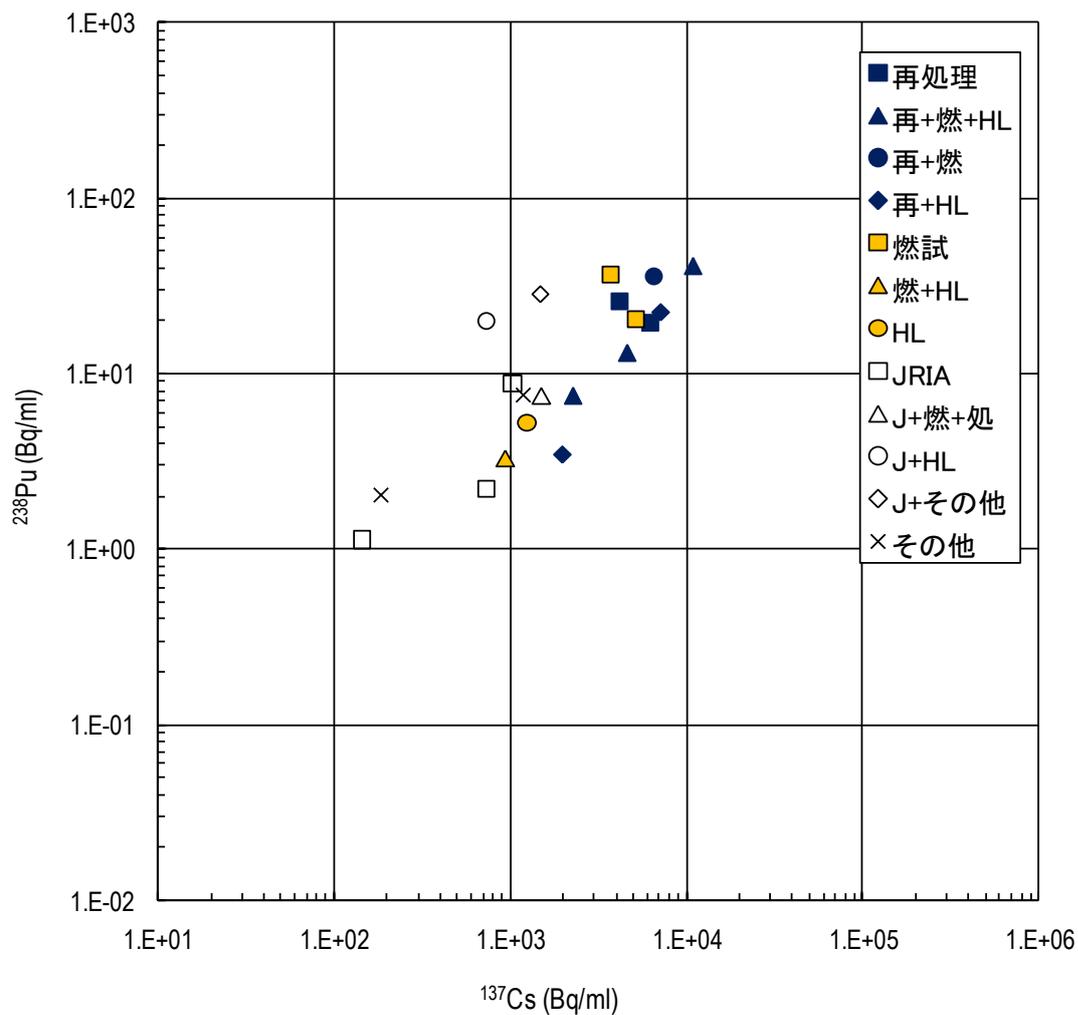


図 5.23  $^{238}\text{Pu}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)

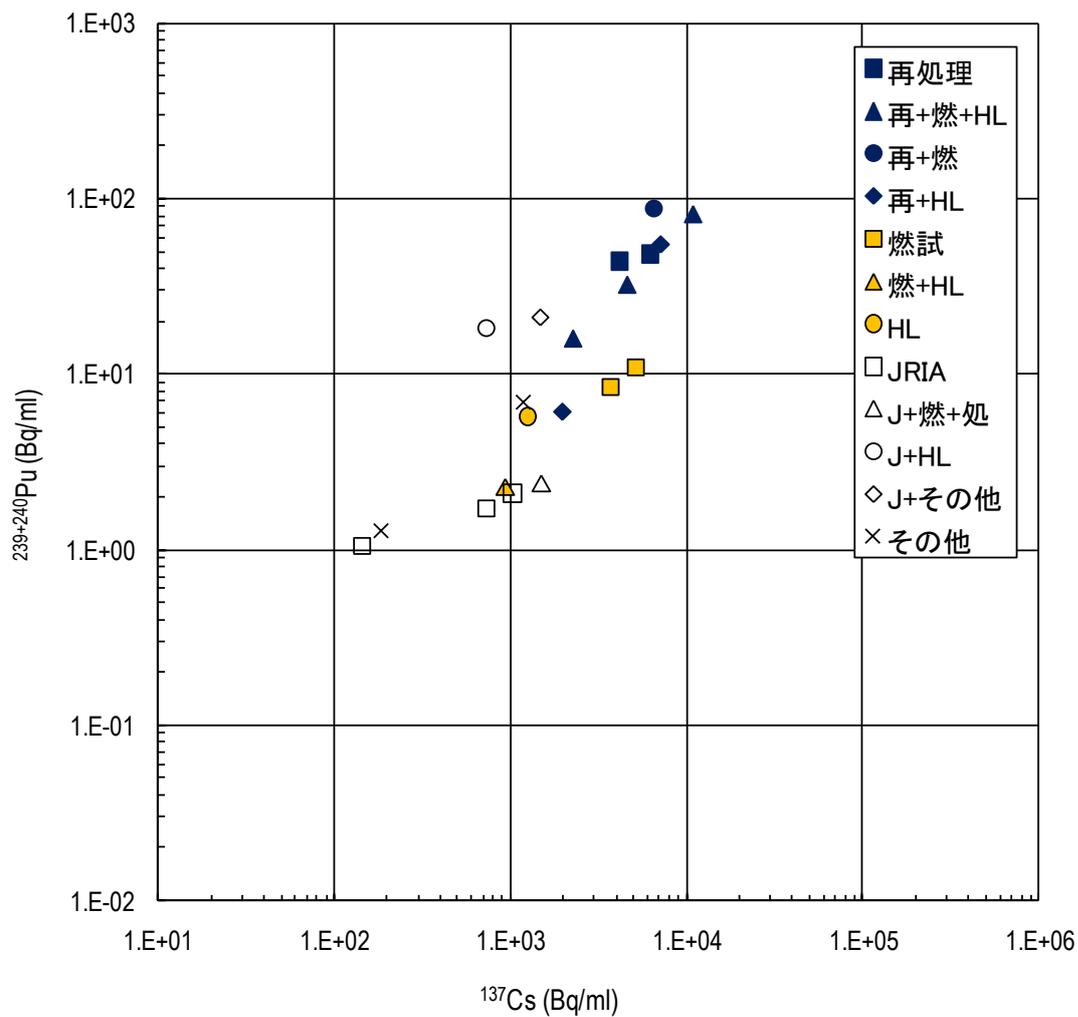


図 5.24  $^{239+240}\text{Pu}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)

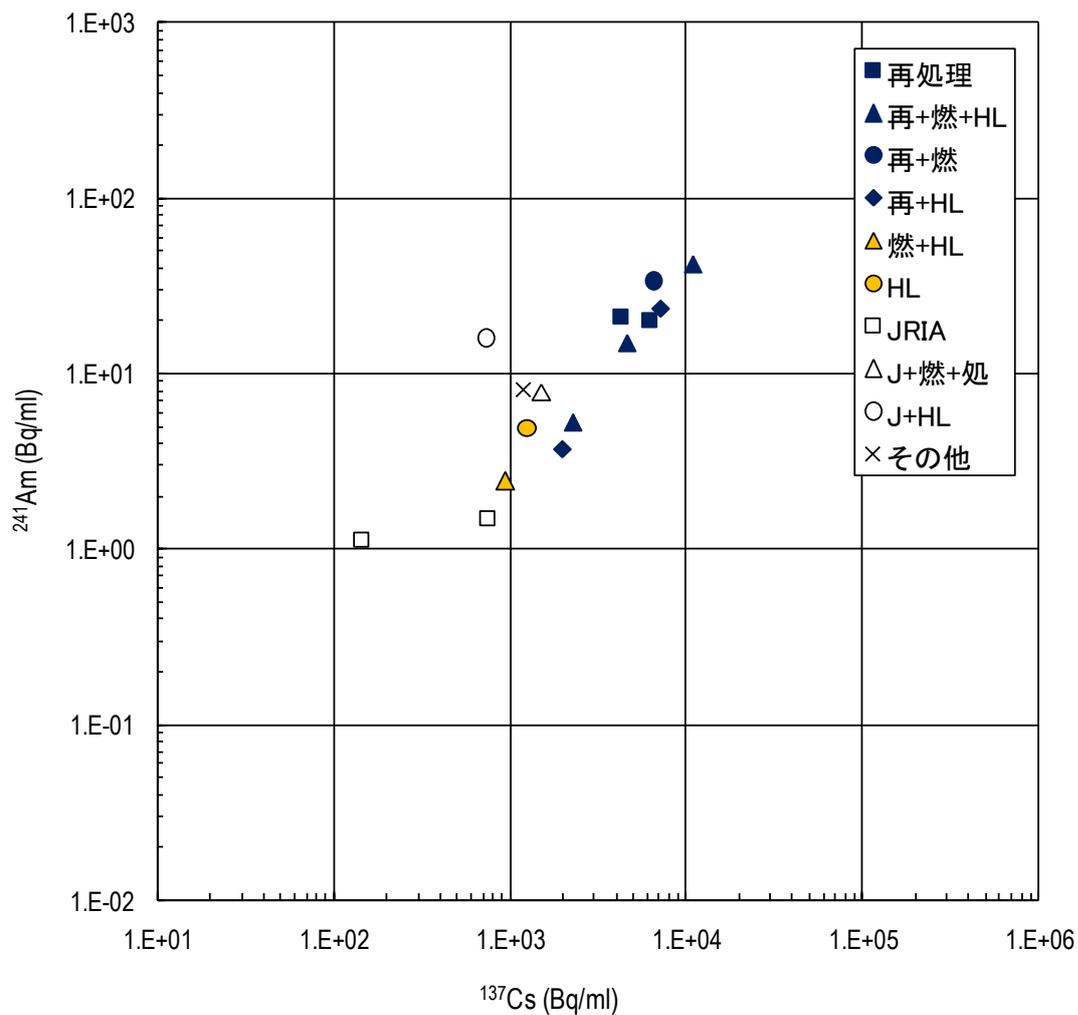


図 5.25  $^{241}\text{Am}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)

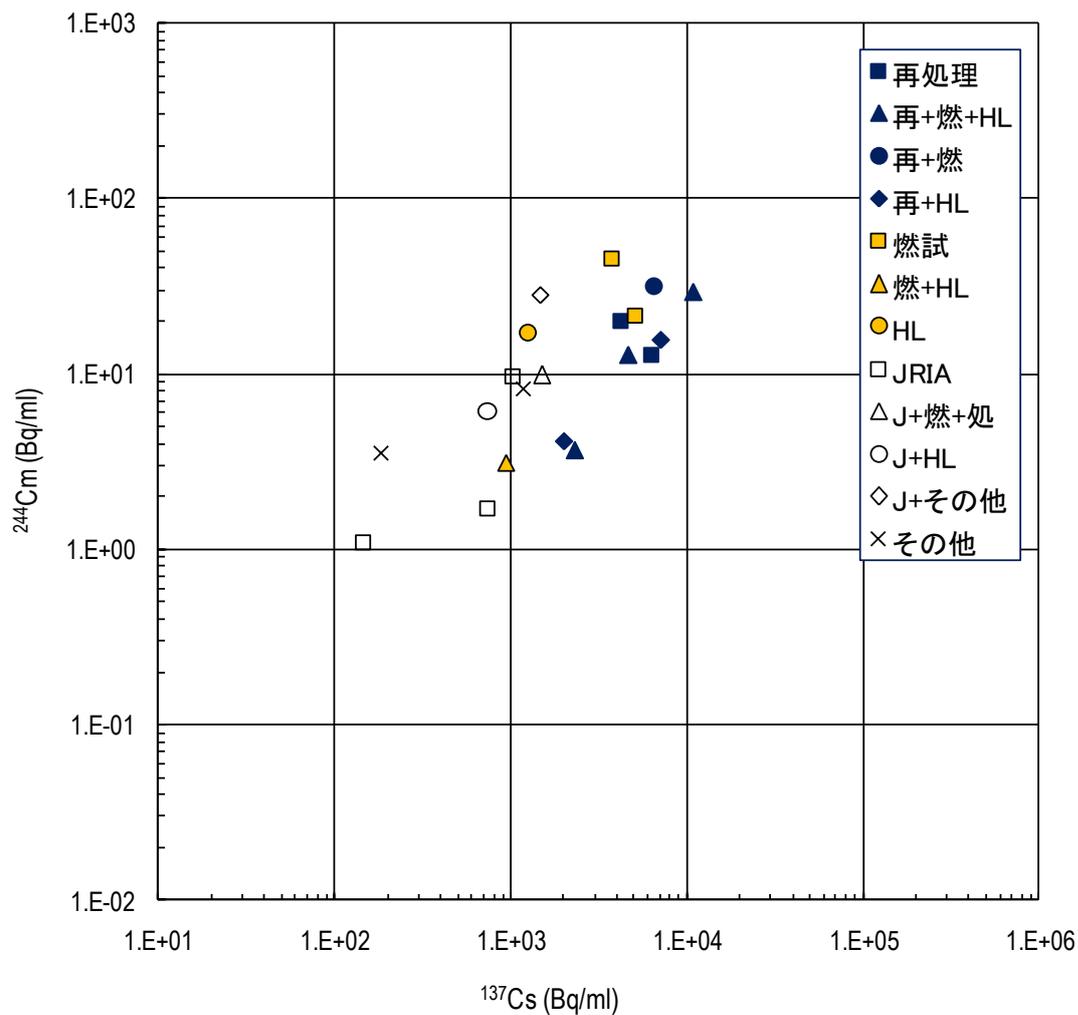


図 5.26  $^{244}\text{Cm}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)

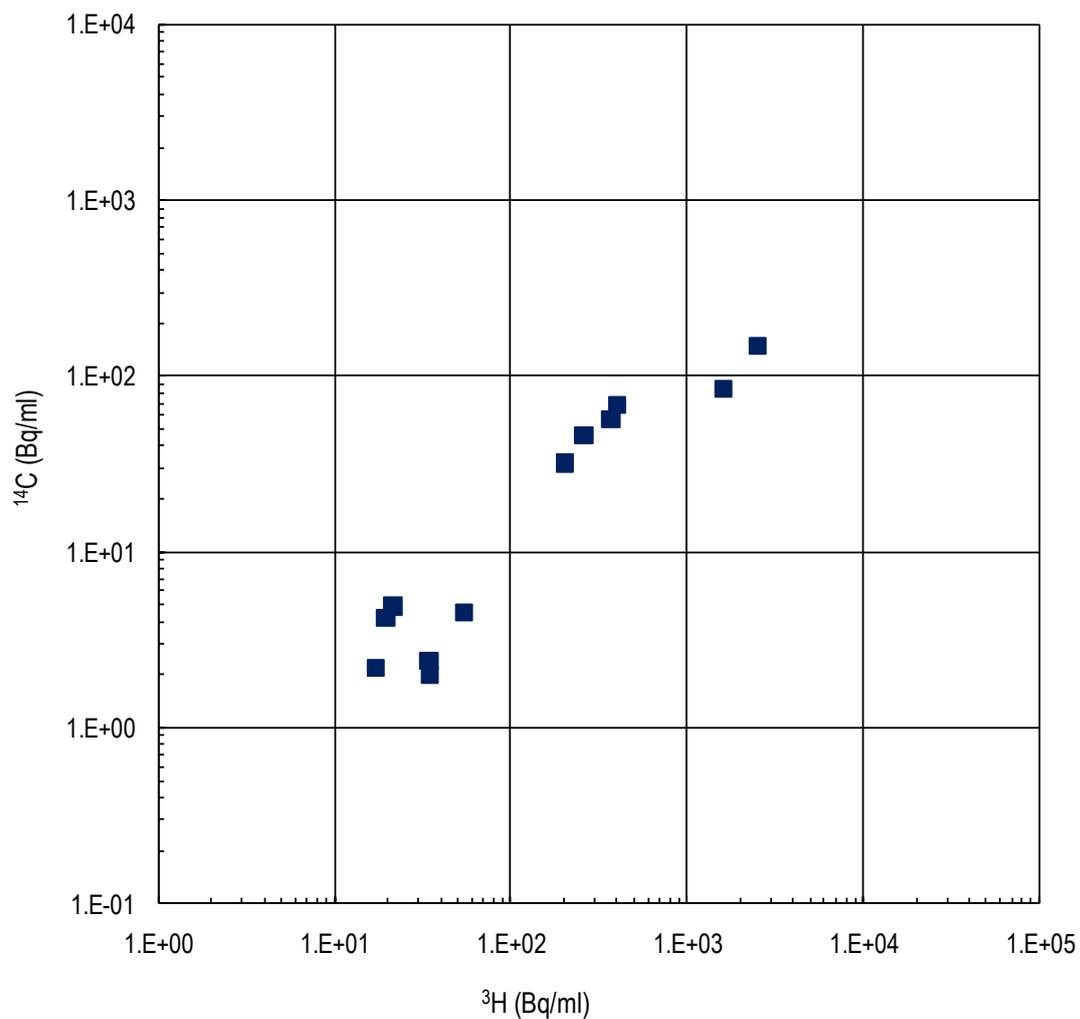


図 5.27  ${}^3\text{H}$  と  ${}^{14}\text{C}$  の放射能濃度 (平成 10 年度から平成 14 年度)

# 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
物質の量	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基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m <sup>2</sup>
体積	立法メートル	m <sup>3</sup>
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s <sup>2</sup>
波数	毎メートル	m <sup>-1</sup>
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m <sup>2</sup>
比体積	立方メートル毎キログラム	m <sup>3</sup> /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m <sup>2</sup>
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 <sup>(a)</sup> , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m <sup>3</sup>
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m <sup>2</sup>
屈折率 <sup>(b)</sup>	(数字の)	1
比透磁率 <sup>(b)</sup>	(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 <sup>(b)</sup>	rad	1 <sup>(b)</sup>	m/m
立体角	ステラジアン <sup>(b)</sup>	sr <sup>(c)</sup>	1 <sup>(b)</sup>	m <sup>2</sup> /m <sup>2</sup>
周波数	ヘルツ <sup>(d)</sup>	Hz		s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N		m kg s <sup>-2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
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 <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
静電容量	ファラド	F	C/V	m <sup>2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-2</sup>
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m <sup>2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>3</sup> A <sup>2</sup>
磁束	ウエーバ	Wb	Vs	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
セルシウス温度	セルシウス度 <sup>(e)</sup>	°C		K
光照射度	ルーメン	lm	cd sr <sup>(c)</sup>	cd
放射線量	グレイ	Gy	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
放射性核種の放射能 <sup>(f)</sup>	ベクレル <sup>(d)</sup>	Bq		s <sup>-1</sup>
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
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 <sup>(g)</sup>	Sv	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
酸素活性化	カタール	kat		s <sup>-1</sup> 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間には1:1の関係がある。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 <sup>-1</sup> kg s <sup>-1</sup>
表面張力	ニュートンメートル	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s <sup>-2</sup>
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m <sup>-1</sup> s <sup>-1</sup> = s <sup>-1</sup>
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s <sup>2</sup>	m m <sup>-1</sup> s <sup>-2</sup> = s <sup>-2</sup>
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-3</sup>
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
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 <sup>2</sup> s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
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 <sup>-3</sup> K <sup>-1</sup>
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
電荷密度	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>	m kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
電表面積	クーロン毎立方メートル	C/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> s A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> s A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m <sup>3</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> mol <sup>-1</sup>
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 <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup> mol <sup>-1</sup>
吸収線量率	クーロン毎キログラム	C/kg	kg <sup>-1</sup> s A
放射線強度	グレイ毎秒	Gy/s	m <sup>2</sup> s <sup>-3</sup>
放射線輝度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m <sup>4</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> = m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
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 <sup>2</sup> sr)	m <sup>2</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> = kg s <sup>-3</sup>
	カタール毎立方メートル	kat/m <sup>3</sup>	m <sup>3</sup> s <sup>-1</sup> mol

表5. SI接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 <sup>24</sup>	ヨタ	Y	10 <sup>1</sup>	デシ	d
10 <sup>21</sup>	ゼタ	Z	10 <sup>2</sup>	センチ	c
10 <sup>18</sup>	エクサ	E	10 <sup>3</sup>	ミリ	m
10 <sup>15</sup>	ペタ	P	10 <sup>6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>12</sup>	テラ	T	10 <sup>9</sup>	ナノ	n
10 <sup>9</sup>	ギガ	G	10 <sup>12</sup>	ピコ	p
10 <sup>6</sup>	メガ	M	10 <sup>15</sup>	フェムト	f
10 <sup>3</sup>	キロ	k	10 <sup>18</sup>	アト	a
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h	10 <sup>21</sup>	ゼプト	z
10 <sup>1</sup>	デカ	da	10 <sup>24</sup>	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=60s
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/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>
リットル	L, l	1 L=1 dm <sup>3</sup> =10 <sup>3</sup> cm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>
トン	t	1 t=10 <sup>3</sup> 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 <sup>-19</sup> J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 <sup>-27</sup> 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 <sup>11</sup> 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=0.1 MPa=100 kPa=10 <sup>5</sup> Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322 Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1 nm=100 pm=10 <sup>-10</sup> m
海里	M	1 M=1852 m
バイン	b	1 b=100 fm <sup>2</sup> =(10 <sup>12</sup> cm) <sup>2</sup> =10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup>
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	
デジベル	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	erg	1 erg=10 <sup>-7</sup> J
ダイン	dyn	1 dyn=10 <sup>-5</sup> N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm <sup>-2</sup> =0.1 Pa s
ストークス	St	1 St=1 cm <sup>2</sup> s <sup>-1</sup> =10 <sup>-4</sup> m <sup>2</sup> s <sup>-1</sup>
スチルブ	sb	1 sb=1 cd cm <sup>-2</sup> =10 <sup>4</sup> cd m <sup>-2</sup>
フオト	ph	1 ph=1 cd sr cm <sup>-2</sup> =10 <sup>4</sup> lx
ガリ	Gal	1 Gal=1 cm s <sup>-2</sup> =10 <sup>-2</sup> ms <sup>-2</sup>
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm <sup>2</sup> =10 <sup>-8</sup> Wb
ガウス	G	1 G=1 Mx cm <sup>-2</sup> =10 <sup>-4</sup> T
エルステッド <sup>(c)</sup>	Oe	1 Oe <sub>e</sub> =(10 <sup>3</sup> /4π) A m <sup>-1</sup>

(c) 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 <sup>10</sup> Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 <sup>-4</sup> C/kg
ラド	rad	1 rad=1 cGy=10 <sup>-2</sup> Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 <sup>-9</sup> T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 <sup>-15</sup> m
メートル系カラット		1 メートル系カラット=200 mg=2×10 <sup>-4</sup> 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=4.1858 J (「15°C」カロリ), 4.1868 J (「IT」カロリ), 4.184 J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1 μm=10 <sup>-6</sup> m

