

JPDR 保管廃棄物に対する放射能濃度評価方法の 検討 (1)

Study on the Evaluation Method to Determine the Radioactivity Concentration
in Low-level Radioactive Wastes Generated at JPDR Facilities - Part 1 -

辻 智之 亀尾 裕 坂井 章浩 星 亜紀子
高橋 邦明

Tomoyuki TSUJI, Yutaka KAMEO, Akihiro SAKAI, Akiko HOSHI
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

February 2013

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

JPDR 保管廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討 (1)

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⁺、星 亜紀子⁺⁺、高橋 邦明

(2012 年 12 月 13 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低レベル放射性廃棄物を対象に、将来的に実施が予定されている浅地中埋設処分における廃棄体確認に向けて、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簡便に評価する方法を構築しておく必要がある。そこで、保管数量が比較的多い JPDR 施設の解体に伴って発生した固体廃棄物を対象とし、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。

Study on the Evaluation Method to Determine the Radioactivity Concentration in Low-level
Radioactive Wastes Generated at JPDR Facilities - Part 1 -

Tomoyuki TSUJI, Yutaka KAMEO, Akihiro SAKAI⁺,
Akiko HOSHI⁺⁺ and Kuniaki TAKAHASHI

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

(Received December 13, 2012)

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 order to dispose of low-level radioactive wastes generated from various nuclear facilities in JAEA. In this report, the practical evaluation methods such as the scaling factor method for JPDR facilities have been studied for disposal of the low-level radioactive wastes generated from nuclear reactor facilities in JAEA.

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

⁺ Low-level Radioactive Wastes Disposal Project Center, ⁺⁺ Department of Decommissioning and Waste Management, Nuclear Science Research Institute

目 次

1. はじめに	1
2. JPDR 保管廃棄物	2
3. 検討手順	3
3.1 試料採取の考え方について	4
3.2 放射能濃度評価方法の考え方について	4
4. 試料採取結果の確認	9
5. 放射能濃度評価方法の検討	12
5.1 相関関係の確認	12
5.2 SF 法の適用性検討	13
5.3 平均放射能濃度法の適用性検討	13
5.4 理論計算法の適用性検討	14
6. まとめ	15
謝辞	16
参考文献	17

Contents

1. Introduction	1
2. Wastes generated in dismantling of JPDR	2
3. Procedure	3
3.1 Basic method of sampling	4
3.2 Basic evaluation method to determine the radioactivity concentration	4
4. Validity of sampling	9
5. Study on the evaluation method to determine the radioactivity concentration	12
5.1 Study on the correlations of the radioactivity concentrations	12
5.2 Study on the scaling factor method	13
5.3 Study on the method using average value	13
5.4 Study on the theoretical method	14
6. Conclusion	15
Acknowledgments	16
References	17

図表一覧

表 2.1	解体実地試験における放射能レベル区分	19
表 4.1	JPDR の解体に伴い発生した放射性廃棄物の種類ごとの発生量の内訳	19
表 4.2	JPDR における系統分類の考え方	20
表 4.3	分析用試料の採取実績（平成 19 年度から平成 22 年度）	21
表 4.4	JPDR の解体に伴い発生した放射性廃棄物の建家別発生量の内訳	21
表 4.5	JPDR 保管廃棄物の汚染形態による分類	22
表 5.1	相関関係の成立性の判定結果	23
表 5.2	^{63}Ni のグループ分類要否の判定結果	23
表 5.3	放射能濃度上限値に対する裕度	24
図 2.1	JPDR 機器・構造物の放射能レベル	25
図 3.1	放射能濃度評価方法検討フロー	26
図 4.1	JPDR の解体に伴い発生した放射性廃棄物の種類別発生量割合	26
図 4.2	種類別の採取試料数割合（平成 19 年度から平成 22 年度）	27
図 4.3	発生系統ごとの試料採取実績（平成 19 年度から平成 22 年度）	28
図 4.4	発生系統ごとの採取試料数割合（平成 19 年度から平成 22 年度）	29
図 4.5	JPDR の解体に伴い発生した放射性廃棄物の建家別発生量（放射能レベル別）	29
図 4.6	^{60}Co の放射能濃度データの分布	30
図 4.7	^{137}Cs の放射能濃度データの分布	30
図 5.1	^{14}C と ^{60}Co の放射能濃度	31
図 5.2	^{59}Ni と ^{60}Co の放射能濃度	32
図 5.3	^{63}Ni と ^{60}Co の放射能濃度	33
図 5.4	^{90}Sr と ^{137}Cs の放射能濃度	34
図 5.5	^3H と ^{60}Co の放射能濃度	35
図 5.6	^3H と ^{137}Cs の放射能濃度	36
図 5.7	^{59}Ni と ^{63}Ni の放射能濃度	37

This is a blank page.

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あたり処分対象の廃棄体一体ごとに、法令で定められ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（以下「廃棄体確認」という。）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。廃棄体の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、廃棄体確認における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。

原子力発電所の操業に伴って発生する均質・均一固化体または充填固化体（以下「発電所廃棄体」という。）は、スケーリングファクタ法（以下「SF 法」という。）または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決定方法（以下「SF 法等」という。）により、廃棄体一体ごとに放射能濃度が決定され、放射性物質ごとに放射能濃度上限値を超えないことが確認されている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、将来的に埋設処分の実施が予定されており、簡便な放射能濃度評価方法を構築しておく必要がある。

原子力機構の原子力科学研究所（以下「原科研」という。）では、他の拠点に先行して、浅地中埋設処分に向けた検討の中でセメント固化体及びアスファルト固化体の固化前の濃縮廃液の放射能濃度データの収集・整理を進め²⁾、このデータに基づいてアスファルト固化体を対象とした SF 法等の適用性について検討している³⁾。また、原子炉施設から発生する固体状の放射性廃棄物（以下「固体廃棄物」という。）を対象とする放射能濃度評価方法の検討に向け、JPDR 施設の解体に伴って発生し原科研の保管廃棄施設に保管されている固体廃棄物（以下「JPDR 保管廃棄物」という。）の放射能濃度データの収集・整理を進め、これまでに 7 核種 (^3H 、 ^{14}C 、 ^{60}Co 、 ^{59}Ni 、 ^{63}Ni 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs) について有意な 262 点の放射能濃度データを取りまとめている⁴⁾。JPDR 保管廃棄物を検討の対象とする理由として、原科研の保管廃棄施設に保管されている放射性廃棄物の中でも保管数量が多く、保管廃棄施設の満杯回避のために比較的早期の搬出が予想されること、JPDR が沸騰水型原子炉であり、放射能濃度評価の検討において沸騰水型の原子力発電所の操業に伴って発生する発電所廃棄体を対象とした放射能濃度決定方法の適用事例^{5,6)}を参考にできること、が挙げられる。

本検討の対象とする JPDR 保管廃棄物は、高圧圧縮処理後に充填固化体として処分することが予定されている金属廃棄物であり⁷⁾、原子力発電所の操業に伴って発生する充填固化体に対する放射能濃度評価の先行事例を参考に、放射能濃度を評価する方法を検討した。

2. JPDR 保管廃棄物^{8,9)}

JPDR 施設の解体にあたっては、将来の商業用発電炉の廃止措置に備えた原子炉施設の解体撤去に必要な技術の開発と、開発した技術を用いた解体実地試験が昭和 56 年度から平成 7 年度（平成 8 年 3 月終了）にかけて行われ、原子炉施設が安全に解体撤去できることが実証されるとともに、原子炉施設の解体撤去に係る作業時間、作業者の被ばく線量、放射性廃棄物の発生量等、多くのデータが体系的に収集・整備された。

JPDR 施設の解体に伴って発生した放射性廃棄物は、廃棄物の種類（金属、コンクリート等）、放射能特性（放射化または放射性核種による汚染）、発生系統、放射能レベル等に基づいて区分され、所定の容器に収納・保管された。これらの放射性廃棄物のうち炉心部周辺の機器・構造物を除いた、金属、コンクリート、使用済樹脂、解体に使用した機器等、大部分の放射性廃棄物は 200 リットルドラム缶に、大型のポンプ、タンク、コンクリートブロックは角型鋼製容器（内容積：1 m³ 及び 3 m³）に、スラッジ等の水分を含む放射性廃棄物は 200 リットル多重構造ドラム缶に収納された。一方、原子炉圧力容器、炉内構造物、生体遮へい体等、中性子照射により高度に放射化された放射性廃棄物（以下「放射化廃棄物」という。）については、放射能量、形状、寸法に合わせて製作された専用の遮へい容器に収納された。

容器に収納・保管された放射性廃棄物は、収納物名称、廃棄物の種類、放射能特性、発生系統、発生建家、収納容器等の情報が収集・整備され、データベース化された。解体実地試験時における放射性廃棄物の放射能レベル区分を表 2.1 に、JPDR の機器・構造物の放射能レベルを図 2.1 に示す。

バックエンド技術部高減容処理技術課では、埋設処分に適した廃棄体を作製するために、平成 17 年度から、JPDR 保管廃棄物を材質別に分別し、鉛、シリコン等の処理不適物を除去する等の作業（以下「分別作業」という。）を行っている^{10~12)}。本分別作業は、主に原子炉施設から発生した金属廃棄物を高圧圧縮処理するための前処理作業として行われた。JPDR 保管廃棄物のうち系統配管・弁、解体に使用した機器等、主に放射性核種によって表面が汚染された放射性廃棄物（以下「汚染廃棄物」という。）が収納された放射能レベルの低い 200 リットルドラム缶が分別作業の対象として選定された^{10~12)}。本検討における分析用試料の採取はこの分別作業に合わせて行い⁴⁾、汚染廃棄物に区分される金属廃棄物を主な対象とした。また、採取した分析用試料は、放射化学分析の前処理として、分析・測定を行う上で適切な大きさになるように必要に応じて機械的に切断した⁴⁾。

なお、JPDR 保管廃棄物量の多くを占めるコンクリートは、本分別作業の対象となっていないものの、充填固化体として処分することが予定されているため、今後の分別作業の計画に合わせ分析用試料の採取及び放射化学分析を行い、別途放射能濃度評価の検討を行う予定である。

3. 検討手順

すでに低レベル放射性廃棄物の埋設処分を行っているアメリカ、スペイン及びドイツでは、放射性廃棄物の放射能濃度評価に SF 法が採用されており⁵⁾、国際標準化機構や IAEA によって原子力発電所から発生する放射性廃棄物に対する SF 法の適用手法がまとめられている^{13,14)}。日本においても、発電所廃棄体の放射能濃度評価に SF 法等のような統計的手法に基づく評価方法が採用され、廃棄体一体ごとに放射能濃度が決定されている¹⁾。SF 法等は、放射能濃度評価の対象とする廃棄体または固化前の放射性廃棄物からあらかじめ分析用試料を採取し、放射化学分析によって取得した放射能濃度データを統計処理して算出したスケーリングファクタ（以下「SF」という。）または平均放射能濃度を用いて、廃棄体の放射能濃度を間接的に決定する方法である⁵⁾。

発電所廃棄体に対する放射能濃度決定方法は、原子力発電所の操業に伴って発生する放射性廃棄物（汚染廃棄物、濃縮廃液等）を対象としており、SF 法等の適用において、評価対象の放射性核種（以下「評価対象核種」という。）の生成起源*¹、生成機構*²、放射性廃棄物への移行挙動等に応じて SF 法と平均放射能濃度法を使い分けている⁶⁾。すなわち評価対象核種と生成起源、生成機構が類似する廃棄体外部から非破壊測定が可能な放射性核種（以下「Key 核種」という。）が存在し、放射性廃棄物への移行挙動が同様で、両者の放射能濃度の間に相関関係が成立する場合には SF 法を適用している。このため、組み合わせる評価対象核種と Key 核種の生成起源、生成機構、放射性廃棄物への移行挙動を考慮した上で、廃棄体または固化前の放射性廃棄物を適切に代表し、含まれる放射性核種の組成比（以下「核種組成比」という。）の変動が把握できるような分析用試料（以下「代表試料」という。）を採取することが重要となる。

一方、生成起源、生成機構、放射性廃棄物への移行挙動等の観点から組み合わせる Key 核種が存在しない評価対象核種に対し、放射能濃度データが一定範囲にあり、かつ放射能濃度上限値に対して適切な裕度が見込まれる場合には平均放射能濃度法を適用している。

また、発電所廃棄体の放射能濃度を決定する際に理論計算法を適用している放射性核種があることから¹⁾、理論計算法の適用性についても検討する。図 3.1 に SF 法等の適用性検討のフローを示す。

以下に、発電所廃棄体の放射能濃度決定方法の先行事例を参考に原子炉施設から発生する汚染廃棄物を対象とする分析用試料採取の考え方を整理し、JPDR 保管廃棄物に SF 法等及び理論計算法を適用する際の基本的な考え方についてまとめる。

*1 本検討において、「生成起源」は原子炉材料（腐食物を含む）中の安定同位元素、原子炉燃料等をいう。

*2 本検討において、「生成機構」は放射化、核分裂生成等をいう。

3.1 試料採取の考え方について¹⁵⁾

原子力安全基盤機構では、日本原子力発電株式会社東海発電所の操業に伴って発生する充填固化体に対する SF または平均放射能濃度の新規設定の際に、充填固化前の固体廃棄物を、種類、発生系統、汚染形態ごとに分類し、その分類ごとに万遍なく分析用試料が採取されていることをもって代表試料採取の妥当性を判断している。以下に試料採取の基本的な考え方をまとめる。

①発生量から試料採取対象の固体廃棄物を選定

放射能濃度評価の対象とする放射性廃棄物の発生量、放射エネルギーに応じて分析用試料を採取する固体廃棄物の種類を選定する。

②発生系統から試料採取対象の固体廃棄物を選定

固体廃棄物は放射性核種が表面に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起源、生成機構や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、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から分析用試料を採取する固体廃棄物を選定する。

③汚染形態から試料採取対象の固体廃棄物を選定

固体廃棄物は、発生系統の流体と常時接していたことによって放射性核種が固体廃棄物表面に付着した系統配管・弁等の「直接汚染物」、解体使用機器のように解体作業において一時的に放射性核種が付着したか、直接汚染物と間接的に接触して汚染した「間接汚染物」に分類されており、両者から分析用試料を採取する固体廃棄物を選定する。

④放射能濃度の範囲

試料採取対象の固体廃棄物の放射能濃度範囲については、放射能濃度評価の対象と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。

3.2 放射能濃度評価方法の考え方について

3.2.1 核種の生成機構及び固体廃棄物への移行挙動について

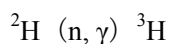
原子力機構では、研究施設等廃棄物の埋設処分における安全上重要とされる放射性核種（以下「重要核種」という。）の予備的評価を行っている¹⁶⁾。この中で JPDR の主要な構成材料の組成、運転条件（中性子束、照射時間等）に基づいて、JPDR 施設から発生する放射性廃棄物に含まれる放射性核種の種類及び核種組成比について評価されており、 ^3H 、 ^{14}C 、 ^{36}Cl 、 ^{41}Ca 、 ^{59}Ni 、 ^{60}Co 、 ^{63}Ni 、 ^{90}Sr 、 ^{93}Mo 、 ^{94}Nb 、 ^{99}Tc 、 $^{108\text{m}}\text{Ag}$ 、 ^{137}Cs 、 ^{152}Eu 、 ^{154}Eu 、 $^{166\text{m}}\text{Ho}$ 、 ^{234}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Am がトレンチ処分またはピット処分における当面の重要核種として選定されている。本検討

においても、当面はこの予備評価に基づく重要核種を放射能濃度評価の対象とする。ただし、 ^{41}Ca はコンクリート中の ^{40}Ca の放射化によるものであることから、本検討の対象から除く。

放射能濃度評価の対象とするこれらの重要核種の原子炉内での生成機構及び放射性廃棄物への移行挙動に着目すると、 ^3H 、 ^{14}C 、 ^{36}Cl 、腐食生成物（以下「CP 核種」という。）、核分裂生成物（以下「FP 核種」という。）、 α 線放出核種（以下「 α 核種」という。）に大別することができる。以下に、これらの核種の生成機構及び移行挙動についてまとめる。

(1) ^3H

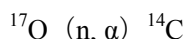
^3H の主要な生成機構は原子炉燃料である U の三体核分裂及び原子炉冷却材中の重水素の放射化であり、以下に示す核反応によって生成する。



^3H はトリチウム水として、系統の流体の移行とともに固体廃棄物の表面に付着すると考えられるが、系統内においては水と同一の挙動を示し、脱塩器または濃縮器等で吸着・濃縮されることはなく、同様の移行挙動を示す他の核種は存在しない。

(2) ^{14}C

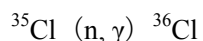
^{14}C の主要な生成機構は原子炉燃料、原子炉材料及び原子炉冷却材中の酸素、窒素、炭素の放射化であるが、原子炉燃料及び原子炉材料において生成した ^{14}C の原子炉冷却材への放出量は、原子炉冷却材中の酸素の放射化量に比較すれば無視し得る。また、原子炉冷却材中の窒素の量は微量であり、 ^{14}C は以下に示す核反応が主体的である。



^{14}C は生成時点において ^{60}Co との存在比率はほぼ一定であると考えられるが、沸騰水型原子炉では酸化性雰囲気であるため、 ^{14}C の化学形態が CO_2 、 HCO_3^- などの無機形態であるとされており⁵⁾、原子炉水から主蒸気への移行の際に、原子炉系統とタービン系統の間で ^{60}Co との移行比率に差異が生じると考えられる。また、廃棄物処理系から発生した放射性廃棄物は、原子炉系統及びタービン系統を包含する核種組成を示し相関関係が成立しない。このため、沸騰水型原子炉の充填固化体の放射能濃度評価において、核種組成比が最も保守的になるタービン系統で全体を代表させる SF 法を適用している^{5,6)}。

(3) ^{36}Cl

^{36}Cl の主要な生成機構は原子炉冷却材中の不純物として存在する ^{35}Cl の放射化であり、以下に示す核反応によって生成する。

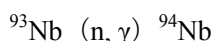
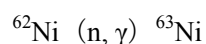
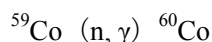
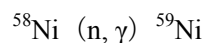


^{36}Cl は生成時点において ^{60}Co との存在比率はほぼ一定であり、原子炉の運転条件下において系統流体の移行とともに固体廃棄物の表面に付着すると考えられるが、 ^{36}Cl は揮発性/溶解

性を示し、 ^{14}C と同様に沸騰水型原子炉においては、原子炉水から主蒸気への移行の際に、原子炉系統とタービン系統の間で ^{60}Co との移行比率に差異が生じると考えられる。

(4) CP 核種 (^{59}Ni 、 ^{60}Co 、 ^{63}Ni 、 ^{93}Mo 、 ^{94}Nb 、 ^{99}Tc 、 $^{108\text{m}}\text{Ag}$ 、 ^{152}Eu 、 ^{154}Eu 、 $^{166\text{m}}\text{Ho}$)

CP 核種の主要な生成機構は原子炉材料中の安定同位元素の放射化であり、以下に代表的な CP 核種の生成機構を示す。



これらの核種は不揮発性/不溶解性を示し、原子炉の運転条件下において系統流体の移行とともに固体廃棄物の表面に付着する。

(5) FP 核種 (^{90}Sr 、 ^{137}Cs)

FP 核種の主要な生成機構は原子炉燃料である U の核分裂であり、これらの核種は原子炉の運転条件下においては、不揮発性/不溶解性を示し、系統の流体の移行とともに固体廃棄物の表面に付着する。

(6) α 核種 (^{234}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Am)

α 核種の主要な生成機構は原子炉燃料である U の熱中性子捕獲及びその壊変であり、これらの核種は原子炉の運転条件下においては、不揮発性/不溶解性を示し、系統の流体の移行とともに固体廃棄物の表面に付着する。

3.2.2 SF 法等の適用手順^{5,6)}

(1) SF 法

発電所廃棄体の放射能濃度評価において、生成起源、生成機構、放射性廃棄物への移行挙動等の観点から組み合わせる Key 核種が存在し、評価対象核種との放射能濃度の間に相関関係が成立する場合には SF 法を適用している。SF 法では、廃棄体外部から非破壊測定した Key 核種の放射能濃度に SF をかけ合わせることで、間接的に評価対象核種の放射能濃度を決定するため、発電所廃棄体の放射能濃度評価において、CP 核種には、同じ CP 核種で廃棄体外部から非破壊測定が可能な ^{60}Co を、FP 核種には、同じ FP 核種で廃棄体外部から非破壊測定が可能な ^{137}Cs を、 α 核種には生成起源が同じ ^{137}Cs を Key 核種としている。以下に SF 法の適用手順を示す。

a) 相関関係の成立性

相関図から評価対象核種と Key 核種との放射能濃度に相関傾向が見られた場合、さらに t 検定を行い相関関係が成立するかどうか判定する。

b) グループ分類

発生系統ごとのグループ分類及び汚染形態ごとのグループ分類について、複数グループの母集団の差の有意性を検定する分散分析検定（F 検定）を行い、グループ分類の要否を判定する。F 検定において、グループ分類間に有意な差があると判定された場合グループ分類は必要、あるとは言えないと判定された場合グループ分類は不要となる。グループ分類が不要であることが確認された場合は、発生系統ごと及び汚染形態ごとにグループ分類せず、共通的に SF を設定する。

c) SF の算出

SF を放射能濃度データから回帰する手法としては、一般的に使用されている最小二乗法を採用し、以下に示す式を用い、評価対象核種と Key 核種の放射能濃度データから算出する。

$$a = \sum_{i=1}^n (y_i/x_i)/n$$

a : SF

x_i : Key 核種の放射能濃度データ ($i=1,2,\dots,n$)

y_i : 評価対象核種の放射能濃度データ ($i=1,2,\dots,n$)

n : データ数

(2) 平均放射能濃度法

発電所廃棄体の放射能濃度評価において、生成起源、生成機構、放射性廃棄物への移行挙動等の観点から組み合わせる Key 核種が存在しない評価対象核種に対しては、平均放射能濃度法を適用している。以下に平均放射能濃度法の適用手順を示す。

a) 平均放射能濃度の算出

平均放射能濃度は、以下に示す一般的な算術平均を用い、評価対象核種の放射能濃度データから算出する。

$$\bar{y} = \left(\sum_{i=1}^n y_i \right) / n$$

$\bar{y}$: 平均放射能濃度

y_i : 評価対象核種の放射能濃度データ ($i=1,2,\dots,n$)

n : データ数

b) 放射能濃度上限値に対する裕度

平均放射能濃度法では、廃棄体個々の放射能濃度を決定できないため、評価対象核種の平均放射能濃度が放射能濃度上限値に対して適切な裕度を有している場合に適用できる。しかし、研究施設等廃棄物の埋設処分場については、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、現時点では、原子力安全委員会の報告書¹⁵⁾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、この試算値に対し、どの程度の裕度が見込まれるか評価する。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、埋設処分可能な放射性核種の種類及びその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。

3.2.3 理論計算法^{5,6)}

発電所廃棄体に対する理論計算法は、評価対象核種と生成起源、生成機構が同一であるとみなせる同位体が存在し、その組成比率が普遍的に一定である場合に適用できるとされている。発電所廃棄体の放射能濃度評価において、原子炉における⁵⁹Niと⁶³Niの組成比率が一定であることから、⁶³Niの放射能濃度から理論計算に基づき⁵⁹Niの放射能濃度を決定している。

4. 試料採取結果の確認

本検討における分析用試料採取は、3.1 項で述べた試料採取の基本的な考え方に基づいて行われたが、試料採取対象の固体廃棄物の放射能レベルがもともと低く、固体廃棄物表面の放射性核種による汚染を検出することが困難であり、発生系統によっては目的とした固体廃棄物が必ずしも選定できなかった。そこで、実際に分析用試料を採取した結果から、3.1 項で述べた考え方に基づいて試料採取が行われたかどうか確認した。分析用試料の採取にあたっては、解体実地試験の際に収集・整備された放射性廃棄物に関するデータベースに基づく放射性廃棄物の名称、種類、放射能特性、発生建家等の情報から試料採取対象とする固体廃棄物を選定し、発生系統、汚染形態等で分類した。なお、試料採取対象とする固体廃棄物を選定する上で、放射性廃棄物に関するデータベースを分析し、JPDR 施設の解体に伴って発生した放射性廃棄物の特徴を、廃棄物の種類、発生量、放射エネルギー等の観点からまとめた既存の報告書⁸⁾を参考にした。

試料採取対象とする固体廃棄物の選定結果を以下の①～④に示す。

①発生量から試料採取対象の固体廃棄物の種類を選定⁸⁾

分析用試料を採取する固体廃棄物の種類は、放射能濃度評価の対象とする放射性廃棄物の種類ごとの発生量、放射エネルギーに応じて選定した。JPDR 施設の解体に伴って発生した放射性廃棄物は約 3,770 トンであり、種類別の発生量の内訳を表 4.1 に、発生量割合を図 4.1 に示す。第 2 章で述べたように、バックエンド技術部高減容処理技術課が行った分別作業は、金属廃棄物を高圧圧縮処理するための前処理作業として行われた。本分別作業対象に該当するのは、表 2.1 に示す放射能レベル III から IV に区分される放射能レベルの低い 200 リットルドラム缶が主であり、表 4.1 及び図 4.1 に示した放射性廃棄物のうち金属及び付随廃棄物に分類される放射性廃棄物である。ここで、付随廃棄物とは、解体に伴って発生する可燃物（紙ウェス、布類、酢ビシート等）、不燃物（塩ビシート、ガラス等）、解体使用機器、除染機器であるが、分別作業対象が 200 リットルドラム缶であったため、これらのうち、解体使用機器、除染機器が該当する。これまでに採取した分析用試料の種類別の採取試料数の割合を図 4.2 に示す。

なお、コンクリートは放射性廃棄物の発生量の約 60 wt%占めるものの、本分別作業の対象となっていないため試料採取対象から除外した。

②発生系統から試料採取対象の固体廃棄物を選定

JPDR は沸騰水型原子炉であり、考えられる核種組成比の変動要因に着目して、原子炉系統、タービン/ダンプコンデンサ系統、廃棄物処理系統（廃液処理系統、廃ガス処理系統）、建家換気系統に分類し、試料採取対象としてそれぞれの系統から発生した固体廃棄物を選定した⁴⁾。表 4.2 に JPDR における系統分類の考え方を整理する。また、平成 19 年度から平成 22 年

度までに採取した分析用試料の発生系統ごとの採取試料数の内訳を表 4.3 及び図 4.3 に、発生系統ごとの採取試料数割合を図 4.4 に示す。なお、表 4.3 及び図 4.4 において、タービン/ダンプコンデンサ系統については、タービン系統と略記した。

JPDR の解体に伴って各系統建家から発生した放射性廃棄物の放射能レベルごとの発生量の内訳を表 4.4 及び図 4.5 に示す。分析用試料の採取を開始した平成 19 年度及び平成 20 年度は、幅広い放射能レベルの範囲から分析用試料の採取を行う計画であった。しかし、試料採取対象の固体廃棄物は、もともと放射能レベルが低い放射性廃棄物であり、放射化学分析を行っても検出限界値以下となり有意な放射能濃度データが取得できなかった。このため、平成 21 年度から有意な放射能濃度データの取得を目指し、比較的放射能レベルが高い原子炉系統を中心に試料採取対象の固体廃棄物を選定した。

また、タービン/ダンプコンデンサ系統及び建家換気系統から発生した固体廃棄物については、分別作業において汚染が検出された固体廃棄物を確実に試料採取対象として選定することとした。しかし、これらの系統は元々放射性核種による汚染が少ない上に、すでに JPDR 施設の解体から 15 年以上経過して放射性核種の減衰が進み、分析用試料の採取は困難であった。

③汚染形態から試料採取対象の固体廃棄物を選定

固体廃棄物の汚染形態については、系統配管・弁、タンク等のように発生系統の流体と常時接していたと考えられる固体廃棄物を直接汚染物として、また解体作業に伴って発生する解体使用機器または除染機器のような間接的に系統流体と接したと考えられる固体廃棄物を間接汚染物として分類・選定した。表 4.5 に JPDR 保管廃棄物における汚染形態による分類の考え方を整理する。また、表 4.3 に平成 19 年度から平成 22 年度までに採取した分析用試料の直接汚染物または間接汚染物ごとの採取実績を示す。

④放射能濃度の範囲

図 2.1 に JPDR 施設の解体時における機器・構造物の放射能レベルを示したが、分別作業対象が放射能レベルの低い 200 リットルドラム缶であり、本検討で試料採取対象とする放射性廃棄物は、放射能レベル III から IV に区分されるものである。従って、放射能レベル III から IV に区分される放射性廃棄物は、上記の②に従い原子炉系統（放射能レベル III）及びタービン/ダンプコンデンサ系統（放射能レベル IV）に分類される固体廃棄物を試料採取対象として選定していれば、放射能濃度評価の対象とする放射性廃棄物の放射能濃度範囲を網羅すると考えた。ただし、今後、放射能濃度評価の対象を JPDR 保管廃棄物全てに拡大する場合を想定し、放射能レベル I から II に区分される放射性廃棄物から分析用試料を採取する必要がある。

現在までに取得している ^{60}Co 及び ^{137}Cs の放射能濃度データの分布を図 4.6 及び図 4.7 に示すと、発生系統ごとに比較的広い範囲で放射能濃度データが分布していることがわかる。なお、図 4.6 において、タービン/ダンプコンデンサ系統については、タービン系統と略記した。

以上の結果から、試料採取対象の固体廃棄物について、①JPDR 施設解体時のデータに基づく固体廃棄物の発生量に応じて金属及び付随廃棄物（解体使用機器または除染機器）から選定していること、②核種組成比の変動要因に着目した発生系統から選定していること、③直接汚染物及び間接汚染物から選定していること、及び④現在までに取得している ^{60}Co 及び ^{137}Cs の放射能濃度データが比較的広い範囲に分布していることから、代表試料が採取されていることを確認した。ただし、分別作業の対象が JPDR 保管廃棄物全てに拡大される場合を想定し、今後の分別作業計画に合わせ、放射能レベル I から II に区分される放射性廃棄物及びコンクリートからの分析用試料採取を検討する必要がある。

なお、さび・切粉等の粉体についても分析用試料として採取し、また分析の容易さから放射化学分析を行った⁴⁾ものの、元々は固体廃棄物に付着していたもので、上記の③で述べたように直接汚染物を試料採取対象として選定していることで代表試料が採取されていると考えられるため、第 5 章の検討から当該データについては除外する。

5. 放射能濃度評価方法の検討

本検討では、JPDR 保管廃棄物のうち 200 リットルドラム缶に収納され汚染廃棄物に区分される金属廃棄物を対象とした分析用試料採取及び放射化学分析を行ってきた。ところが、実際の放射化学分析において、検出された放射能が配管・弁等の母材の表面に付着した放射性核種によるものだけではなく、母材自体の放射化によると考えられる分析用試料が確認された。第 2 章及び第 3 章で述べたように、炉心部周辺の機器・構造物等の放射化廃棄物については、JPDR 施設解体時に専用の遮へい容器に収納されたが、系統配管・弁等の放射化廃棄物で汚染廃棄物と同等の放射能レベルのものは、汚染廃棄物と区別することができなかったため 200 リットルドラム缶に収納されたと考えられる。

JPDR 保管廃棄物の放射能濃度評価においては、放射化廃棄物を含めた評価方法を検討する必要があるが、放射化廃棄物の放射能濃度を算出する方法については別途検討を実施することとして、本検討では、放射化学分析において汚染廃棄物であることが確認された分析用試料の放射能濃度データに基づいて、SF 法等の適用性を検討する。

5.1 相関関係の確認

これまでに取得した 7 核種 (^3H 、 ^{14}C 、 ^{60}Co 、 ^{59}Ni 、 ^{63}Ni 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs) の放射能濃度データについて、原子炉内での生成機構及び廃棄物への移行挙動に着目すると、3.2.1 項で述べたように ^3H 、 ^{14}C 、CP 核種である ^{60}Co 、 ^{59}Ni 、 ^{63}Ni 、FP 核種である ^{90}Sr 、 ^{137}Cs に大別することができる。

従って、3.2.2 項で述べたように、 ^{59}Ni 、 ^{63}Ni については ^{60}Co を、 ^{90}Sr については ^{137}Cs を Key 核種とし、それぞれ放射能濃度の関係を確認した。 ^{14}C については、原子炉内での生成時点において ^{60}Co との存在比率はほぼ一定であると考えられるため、 ^{60}Co を Key 核種として放射能濃度の関係を確認した。ただし、3.2.1 項で述べたように、JPDR が沸騰水型原子炉であることから、 ^{14}C の化学形態が CO_2 、 HCO_3^- などの無機形態であり、原子炉水から主蒸気への移行の際に、原子炉系統とタービン/ダンプコンデンサ系統との間で不揮発性/不溶解性の ^{60}Co との移行比率に差異が生じると考えられる。一方、 ^3H については平均放射能濃度法を適用できる可能性があり、放射能濃度データの分布を確認する目的で ^{60}Co 及び ^{137}Cs との放射能濃度の関係を確認した。

この結果、図 5.1 から図 5.4 に示すように、 ^{59}Ni 、 ^{63}Ni については ^{60}Co と、 ^{90}Sr については ^{137}Cs と相関傾向が見られたものの、 ^{14}C については ^{60}Co との相関傾向が見られなかった。一方、図 5.5 及び図 5.6 に示すように、 ^3H については、 ^{60}Co 及び ^{137}Cs の放射能濃度に依存せず、建家換気系統に分類されるデータを除く放射能濃度データが一定の範囲にあることが確認された。

なお、図中において、タービン/ダンプコンデンサ系統については、タービン系統と略記した。

5.2 SF法の適用性検討

5.2.1 相関関係の成立性

^{63}Ni については、図 5.3 に示すように相関図から ^{60}Co と相関傾向が見られ、放射能濃度データも比較的蓄積されているので、危険率 1%において t 検定を行った。この結果、 ^{63}Ni について放射能濃度データ全体に対して ^{60}Co と相関関係が成立すると判定された。 ^{59}Ni 、 ^{90}Sr については、図 5.2 及び図 5.4 に示すように、相関図から相関傾向が見られたものの、現時点で放射能濃度データが少数である。このため、 ^{90}Sr についてはデータの蓄積が進んだ段階で t 検定を行うこととし、 ^{59}Ni については、生成起源、生成機構が同一である ^{63}Ni との組成比率が普遍的であると考えられるため、5.4 項で述べるように理論計算法の適用性を検討することとした。

一方、図 5.1 に示すように、 ^{14}C については ^{60}Co との相関傾向が見られなかったため、現時点で取得している放射能濃度データに基づいて平均放射能濃度法の適用性を検討することとした。

表 5.1 に相関関係の成立性の判定結果を示す。

5.2.2 グループ分類の確認

^{63}Ni については、3.2.2 項で述べたように発生系統ごと及び汚染形態ごとのグループ分類の可否について、取得している放射能濃度データに基づき、発生系統については原子炉系統、タービン/ダンプコンデンサ系統、廃液処理系統、建家換気系統、汚染形態については直接汚染、間接汚染に分類し、危険率 1%において F 検定により判定した。なお、建家換気系統に分類される放射能濃度データが 1 点だったため、建家換気系統を除く系統分類に対して F 検定を行った。表 5.2 にグループ分類可否の判定結果を示す。

この結果、発生系統ごとのグループ分類及び汚染形態ごとのグループ分類のいずれも分類は不要と判定されたため、現時点で取得している放射能濃度データから ^{63}Ni については発生系統及び汚染形態を分類せずに SF 法を適用できる可能性があると考えられる。ただし、建家換気系統に分類される放射能濃度データの蓄積が進んだ段階で、再度グループ分類の可否を判定する必要がある。

5.3 平均放射能濃度法の適用性検討

^3H については、図 5.5 及び図 5.6 に示すように建家換気系統に分類される放射能濃度データが他のデータより 2 桁程度高い結果となったものの、これ以外の放射能濃度データについては、1 桁程度の範囲内に分布している。

^3H の放射能濃度は放射性廃棄物の種類ごとの含水特性によるため、発電所廃棄体の放射能濃度評価においては、保守的な評価となるように含水率の高い液体フィルタのような放射性廃棄物を代表試料として選定している^{5,6)}。本検討で試料採取対象とした 200 リットルドラム缶には、系統配管・弁、解体使用機器等の含水率の低い金属が収納されており⁸⁾、これらの固体廃棄物から分析用試料を採取し放射能濃度データを取得している。JPDR 施設の解体において、液体フ

フィルタのような水分を含む放射性廃棄物は 200 リットル多重構造容器に収納されており⁸⁾、分別作業の対象が JPDR 保管廃棄物全てに拡大される場合を想定し、今後の分別作業計画に合わせ、200 リットル多重構造容器から液体フィルタのような含水率の高い放射性廃棄物からの分析用試料採取を検討する必要がある。

^{14}C については、図 5.1 に示すように、タービン/ダンプコンデンサ系統及び廃ガス処理系統に分類される放射能濃度データについて、 ^{14}C は検出され有意なデータが取得できたものの、Key 核種である ^{60}Co が検出限界値以下となり有意なデータが取得できなかったものがあつた。これは、原子炉内において、 ^{14}C の化学形態が CO_2 、 HCO_3^- などの無機形態であり、蒸発過程の際に、 ^{14}C の一部についてはタービン/ダンプコンデンサ系統及び廃ガス処理系統に移行したものの、不揮発性/不溶解性である ^{60}Co についてはこれらの系統に移行しなかったことによる移行率の差が現れたためと考えられる。このため、 ^{14}C については現時点で取得している有意な放射能濃度データに基づいて平均放射能濃度法の適用性を検討することとした。

続いて ^3H 、 ^{14}C の平均放射能濃度が、原子力安全委員会の報告書¹⁷⁾ 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、どの程度の裕度が見込まれるか評価した。平均放射能濃度は 3.2.2 項に示す一般的な算術平均とし、現時点でとりまとめられている ^3H 、 ^{14}C の放射能濃度データ⁴⁾ から算出した。

この結果、表 5.3 に示すように、 ^3H 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 10 桁であり、最大放射能濃度となる建家換気系統のデータについても、放射能濃度上限値に対し裕度が 9 桁であることが分かった。 ^{14}C 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 4 桁であり、最大放射能濃度となるデータについても、放射能濃度上限値に対し裕度が 3 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核種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いる¹⁾ことから、 ^3H 、 ^{14}C につ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。

参考までに、先行して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の日本原燃株式会社の 2 号廃棄物埋設施設に受け入れ可能な ^3H 、 ^{14}C の放射能濃度上限値¹⁸⁾ に対し、どの程度の裕度が見込まれるか評価した。この結果、表 5.3 に示すように、4 桁以上の裕度が見込まれることが分かった。

5.4 理論計算法の適用性検討

^{59}Ni については、発電所廃棄体の放射能濃度評価においても、生成起源、生成機構が同一である ^{63}Ni が存在し、その組成比率が普遍的であるとして理論計算法が適用されている¹⁾。このため、理論計算によって求められた JPDR の汚染廃棄物の核種組成比 ($^{59}\text{Ni}/^{63}\text{Ni}=9.1\times 10^{-3}$)¹⁶⁾ から、理論計算値を求めた。この結果、図 5.7 に示すように、実測値と理論計算値が非常によく一致する結果となり、理論計算法が適用できる可能性があると考えられる。

6. まとめ

本検討においては、研究施設等廃棄物の埋設処分に向けた取り組みの一環として、原子炉施設から発生した放射性廃棄物に対する放射能濃度評価方法の構築に向け、コンクリートを除く JPDR 保管廃棄物のうち、主に高圧圧縮処理後に充填固化される金属廃棄物を対象として SF 法等及び理論計算法の適用性検討を行った。検討に先立ち、これまで採取した分析用試料が目的とする放射性廃棄物を代表しているか、その妥当性について確認した。この結果、系統ごとに分析用試料の採取数量にバラツキがあるものの、試料採取対象の固体廃棄物を、発生量に応じて金属及び付随廃棄物（解体使用機器または除染機器）から選定していること、核種組成比の変動要因に着目した発生系統から選定していること、またこれまでに取得した ^{60}Co 及び ^{137}Cs の放射能濃度データが比較的広い範囲に分布していること等から、代表試料が採取されていることを確認した。

SF 法等の適用性検討については、これまで取得している 7 核種 (^3H 、 ^{14}C 、 ^{60}Co 、 ^{59}Ni 、 ^{63}Ni 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs) の放射能濃度データから、SF 法を適用できる可能性のある ^{14}C 、 ^{63}Ni について ^{60}Co を、 ^{90}Sr について ^{137}Cs を Key 核種とし、それぞれ放射能濃度間の関係を確認した。この結果、相関図から ^{63}Ni については ^{60}Co と、 ^{90}Sr については ^{137}Cs と相関傾向が見られた。 ^{63}Ni についてはさらに t 検定により相関関係が成立すると判定された。

^{14}C については、相関図から相関傾向が見られなかった。このため、 ^3H とともに現在までに取得している有意な放射能濃度データに基づいて平均放射能濃度法の適用性について検討した。この結果、原子力安全委員会の報告書において試算された、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、 ^3H については 10 桁、 ^{14}C については 4 桁の裕度があることがわかり、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。

^{59}Ni については、理論計算によって求められた ^{63}Ni に対する ^{59}Ni の核種組成比から求めた理論計算値と非常によく一致する結果となり、理論計算法が適用できる可能性があると考えられた。

今後は、 ^{90}Sr を含め、本検討の対象となっていない残りの放射性核種についてもデータの蓄積を進め、放射能濃度評価方法を検討する予定である。その際に、検出された放射能が配管・弁等の母材の表面に付着した放射性核種によるものだけではなく、母材自体の放射化によると考えられる放射性廃棄物の放射能濃度を算出する方法についても検討する必要がある。

また、本検討においては試料採取対象から除外した放射能レベル I から II に区分される放射性廃棄物及びコンクリートについても今後の分別作業計画に合わせて検討を行い、放射能濃度データの蓄積が進んだ段階で放射能濃度評価方法を検討する必要がある。

謝辞

本報告書を執筆するにあたり、JPDR 保管廃棄物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及び分析を行っていただいたバックエンド技術部放射性廃棄物管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.
- 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.
- 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.
- 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, 2012.
- 6) 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ケーリングファクタ等の継続使用について, JNES-SS-0403, 2005.
- 7) 須藤 智之, 中塩 信行, 大杉 武史他, 高圧圧縮充填固化体の空げき率評価, JAEA-Technology 2010-041, 2011.
- 8) 白石 邦夫, 助川 武則, 柳原 敏, 動力試験炉 (JPDR) の解体廃棄物データの分析 (受託研究), JAERI-Data/Code 99-050, 2000.
- 9) 日本原子力研究所 バックエンド技術部, 原子炉解体技術開発成果報告書ーJPDR の解体と技術開発ー, JAERI-Tech 97-001, 1997.
- 10) 日本原子力研究開発機構 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, 2008.
- 11) 日本原子力研究開発機構 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, 2009.
- 12) 日本原子力研究開発機構 バックエンド技術部, バックエンド技術部年報 (2008 年度), JAEA-Review 2010-020, 2010.
- 13) ISO 21238:2007, 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, 2007.
- 14) IAEA, Determination and Use of Scaling Factors for Waste Characterization in Nuclear Power Plants, IAEA Nuclear Energy Series No.NW-T-1.18, 2009.
- 15) 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確認方法について, JNES-SS-0613, 2006.

- 16) 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の発生施設毎の重要核種の予備評価-, JAEA-Technology 2010-021, 2010.
- 17) 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) , 2007.
- 18) 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) , 1997.

表 2.1 解体実地試験における放射能レベル区分⁸⁾

放射能レベルの単位		レベル区分		I	II	III	IV
放射化物（金属、コンクリート） 汚染コンクリート、付随廃棄物 （廃樹脂、スラッジ等）	Bq/g			4×10^3 以上	4×10^1 以上 4×10^3 未満	4×10^{-1} 以上 4×10^1 未満	4×10^{-1} 未満
				4×10^5 以上	4×10^3 以上 4×10^5 未満	4×10^1 以上 4×10^3 未満	4×10^1 未満

表 4.1 JPDR の解体に伴い発生した放射性廃棄物^{*1}の種類ごとの発生量の内訳⁸⁾

(トン)

放射能レベル ^{*2}	I	II	III	IV	合計
種類					
金属	41.3	54.7	140.2	910.8	1,147.0
コンクリート	59.7	83.0	295.0	1,705.7	2,143.4
付随廃棄物	40.2	50.1	36.9	310.3	437.6
ケーブル類	—	—	0.2	26.7	26.9
保温材	—	—	—	7.5	7.5
その他	—	—	1.1	6.7	7.8
合計	141.2	187.8	473.4	2,967.7	3,770.2

*1 金属については放射化金属、汚染金属の合計。コンクリートについては、放射化コンクリート、汚染コンクリートの合計。付随廃棄物については、解体使用機器、廃樹脂、スラッジ、可燃・不燃物等の合計。なお、すでに原子力機構の敷地内に埋設されたコンクリート約 1,670 トンについても含む。

*2 放射能レベルについては、表 2.1 の通りとする。

表 4.2 JPDR における系統分類の考え方⁴⁾

系統分類	考えられる汚染源	系統分類の考え方
原子炉系統	原子炉冷却水	核種の発生源であり、核種組成を決定する基本条件である。
タービン /ダンプコンデンサ 系統	主蒸気/復水	原子炉水から主蒸気への移行時に、揮発性核種/不揮発性核種の違いによって核種組成の変動を生じる可能性がある。
廃棄物処理系統	廃液	各系統から発生した放射性廃液（床排水、機器ドレン排水等）を収集していた。特に濃縮・蒸発等、核種組成の変動に影響を及ぼす操作は行われなかったが、各系統の核種組成が混在している可能性がある。
	廃ガス	タービン/ダンプコンデンサ系統から発生した非凝縮性ガスからヨウ素等の放射性核種を除去していたため、核種組成の変動を生じる可能性がある。
建家換気系統	ダスト	原子炉格納容器、タービン/ダンプコンデンサ建家、廃棄物処理建家等、各建家の給排気を行っていた。プレフィルタ、高性能フィルタを通して最後にスタックから大気中に気体廃棄物（ダスト）を放出していた。

表 4.3 分析用試料の採取実績（平成 19 年度から平成 22 年度）

系統	放射化 ^{*1}	汚染 ^{*1}				合計 ^{*4}
		直接		間接		
		ア) 液体(炉水起源)による汚染	イ) 気体による汚染	汚染廃棄物からの2次的汚染		
	採取廃棄物数 ^{*2} / 対象ドラム数 ^{*3}	採取廃棄物数 ^{*2} / 対象ドラム数 ^{*3}	採取廃棄物数 ^{*2} / 対象ドラム数 ^{*3}	採取廃棄物数 ^{*2} / 対象ドラム数 ^{*3}	採取廃棄物数 ^{*2} / 対象ドラム数 ^{*3}	
原子炉系	31 / 27	69 / 68	0 / 0	15 / 14	88 / 88	
タービン系	10 ^{*5} / 8 ^{*5}	51 / 107	0 / 2	4 / 12	55 / 121	
廃液処理系		23 / 28		5 / 13	36 / 75	
廃ガス処理系			8 / 34			
建家換気系			4 / 7	0 / 0	4 / 7	
その他		5 / 7	0 / 1	2 / 2	7 / 10	
合計	41 / 35	148 / 210	12 / 44	26 / 41	190 ^{*4} / 301 ^{*4}	

*1 放射化と汚染の両方が考えられる試料は両方に計上している。

*2 採取廃棄物数は、対象ドラムから採取した廃棄物数。どの廃棄物にも汚染が検出されなかった場合は採取していない。

*3 対象ドラム数は、試料採取対象とした保管廃棄物のドラム缶数。

*4 放射化と汚染の両方が考えられる試料についてダブルカウント分を差し引いた数。

*5 原子炉圧力容器直近の原子炉給水系及び主蒸気系の配管・弁については、放射化の可能性を考慮した。

表 4.4 JPDR の解体に伴い発生した放射性廃棄物の建家別発生量の内訳⁸⁾

(トン)

放射能レベル*	I	II	III	IV	合計
発生建家					
原子炉格納容器	—	—	45.8	211.8	257.6
タービン建家	—	—	1.5	332.3	333.8
ダンプコンデンサ建家	—	—	—	193.0	193.0
廃棄物処理建家	—	0.7	9.7	110.7	121.1
燃料貯蔵建家	—	—	0.2	42.3	42.5
排風機建家	—	—	—	33.9	33.9
その他	—	—	—	26.3	26.3
合計	0.0	0.7	57.2	950.3	1,008.2

* 放射能レベルについては表 2.1 の通りとする。

表 4.5 JPDR 保管廃棄物の汚染形態による分類

	直接汚染物	間接汚染物
汚染状況	系統配管・弁、タンク等のように常時系統流体と接していたと考えられる固体廃棄物	解体作業等に伴って発生する解体使用機器、除染機器のような一時的に系統流体と接したと考えられる固体廃棄物
廃棄物例	①液体による汚染 系統配管・弁、機器類 ②気体による汚染 廃ガス系統配管・弁、排気ダクト等	解体使用機器、除染機器

表 5.1 相関関係の成立性の判定結果

核種		データ数	相関図 ^{*1}	t 検定 ^{*2}	相関係数
¹⁴ C	⁶⁰ Co	22	×	—	—
⁵⁹ Ni		3	○	—	—
⁶³ Ni		16	○	○	0.95
⁹⁰ Sr	¹³⁷ Cs	3	○	—	—
³ H	⁶⁰ Co	32	×	—	—
	¹³⁷ Cs	32	×	—	—

*1 相関図から、○：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、—：未実施。

表 5.2 ⁶³Ni のグループ分類要否の判定結果

分類 ^{*1}	データ数	分類数	分散比 F_s	F 値	F 検定 ^{*2}	備考
発生系統	15	3	3.7×10^{-1}	6.93	分類 不要	建家換気系統は データ 1 点のため未評価
汚染形態	16	2	5.7×10^{-2}	8.86	分類 不要	

*1 発生系統は、原子炉系統、タービン/ダンプコンデンサ系統、廃液処理系統、建家換気系統に分類、汚染形態は、直接汚染、間接汚染に分類。

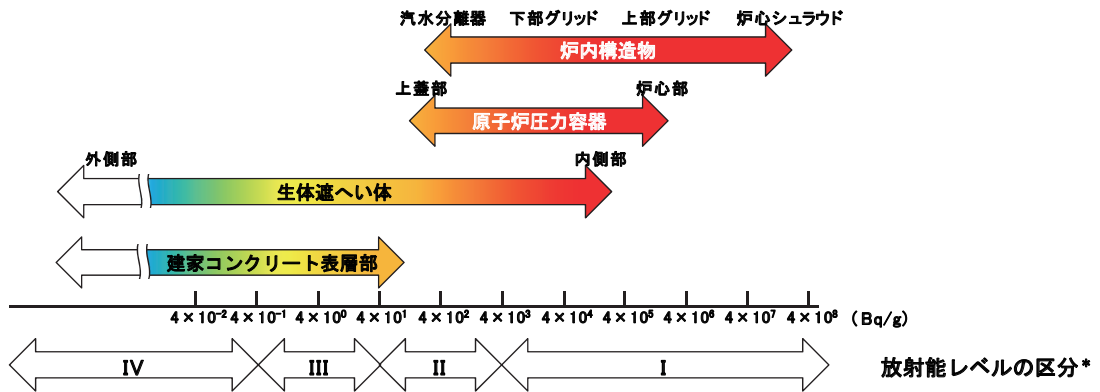
*2 分散比 F_s が F 値に対して、 $F_s < F$ となるとき、グループ分類間に有意な差があるとは言えない。

表 5.3 放射能濃度上限値に対する裕度

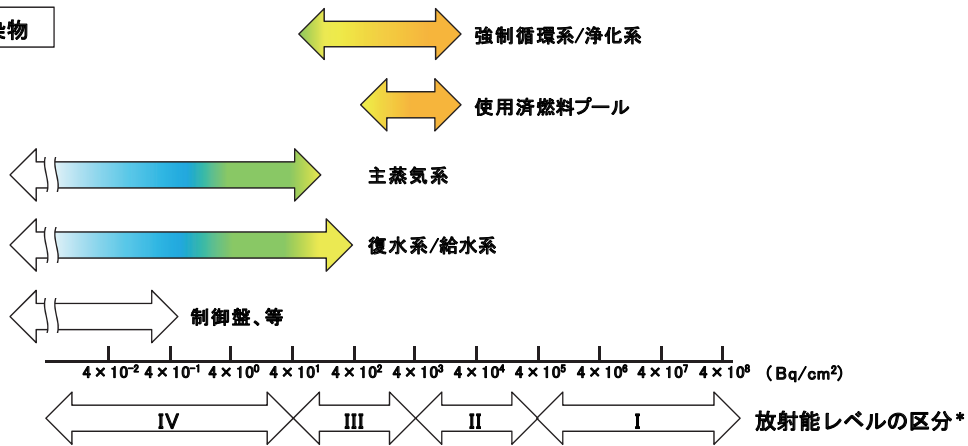
核種	平均放射能濃度 ^{*1} (Bq/g)	最大放射能濃度 ^{*2} (Bq/g)	ピット処分			2号廃棄物埋設施設		
			濃度上限値 ^{*3} (Bq/g)	平均放射能濃度との裕度	最大放射能濃度との裕度	濃度上限値 ^{*4} (Bq/g)	平均放射能濃度との裕度	最大放射能濃度との裕度
³ H	2.9×10^{-1}	7.3×10^0	2.8×10^{10}	9.7×10^{10}	3.9×10^9	1.22×10^6	4.2×10^6	1.7×10^5
¹⁴ C	1.3×10^{-1}	1.8×10^0	2.8×10^3	2.2×10^4	1.6×10^3	3.37×10^4	2.6×10^5	1.9×10^4

*1 取得した放射能濃度データ⁴⁾の平均値。*2 取得した放射能濃度データ⁴⁾のうち最大となる値。*3 原子力安全委員会の報告書¹⁷⁾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¹⁸⁾による。

放射化物



汚染物



* 放射能レベルについては表 2.1 の通りとする。

図 2.1 JPDR 機器・構造物の放射能レベル

(既存の報告書⁸⁾の図に加筆・修正した。)

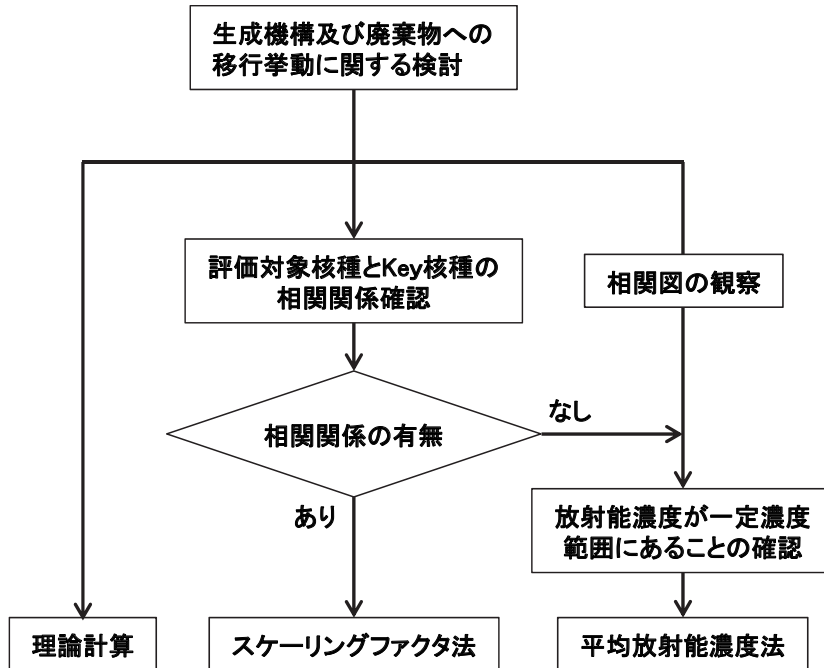


図 3.1 放射能濃度評価方法検討フロー

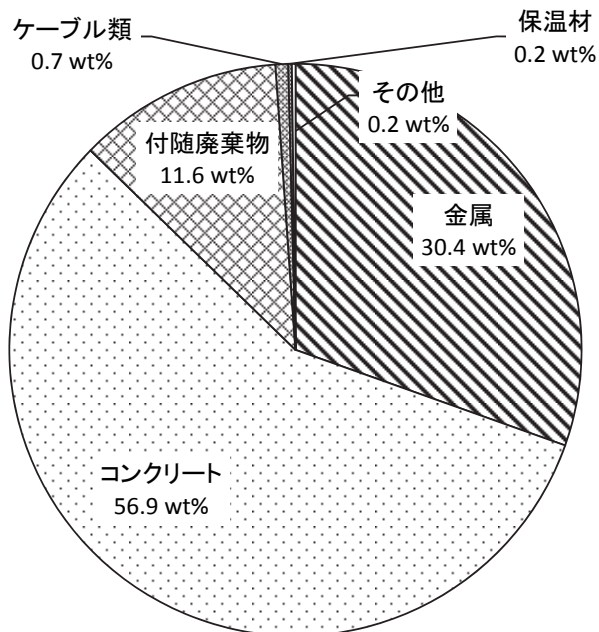


図 4.1 JPDR の解体に伴い発生した放射性廃棄物の種類別発生量割合

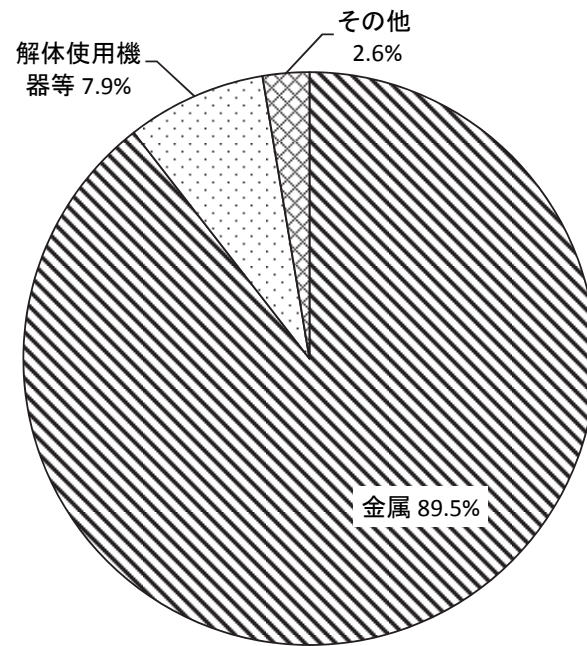
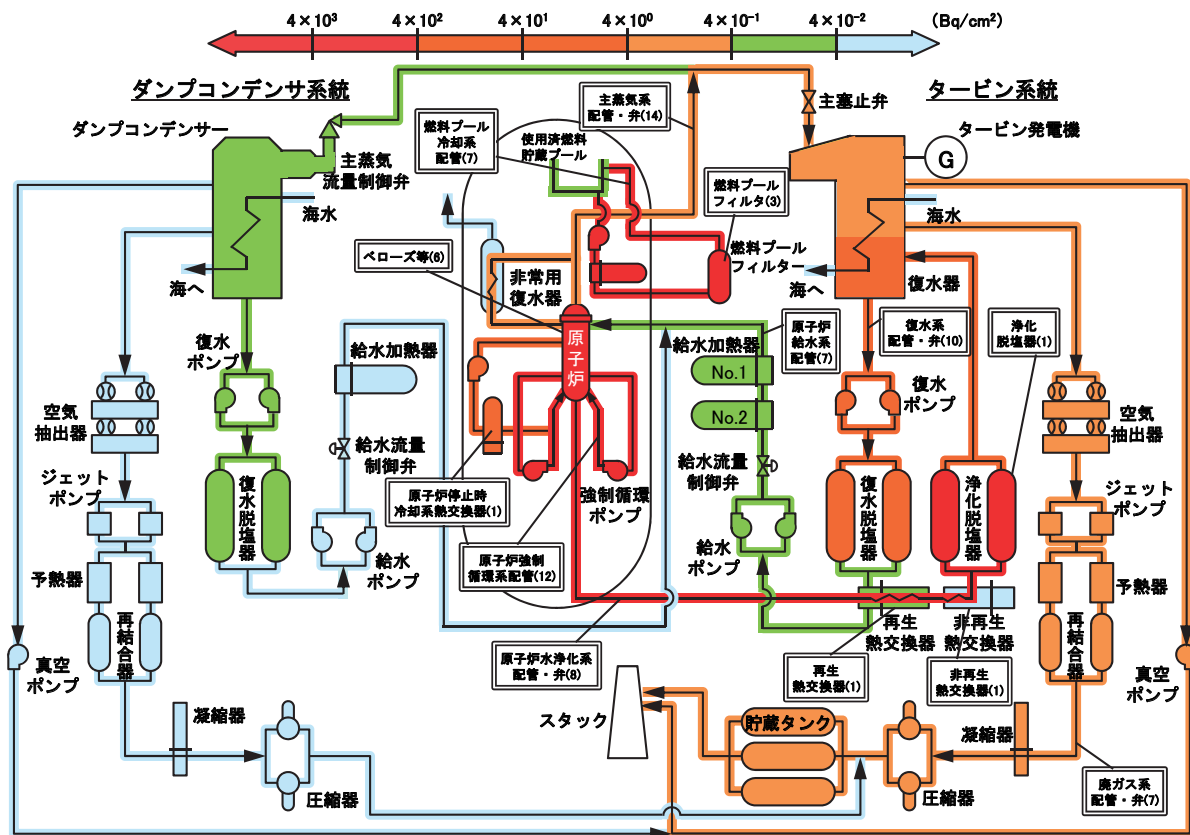


図 4.2 種類別の採取試料数割合（平成 19 年度から平成 22 年度）



図に記載しなかった設備・機器

原子炉系統

廃液系配管・弁等 (19)
解体使用機器、除染機器 (15)
その他 (14)

タービン系統

廃液系配管・弁 (19)
解体使用機器、除染機器 (4)
その他 (0)

廃棄物処理系統

廃液処理系配管・弁等 (22)
解体使用機器、除染機器 (5)
その他 (2)

建家換気系統

原子炉格納容器建家 (1)
廃棄物処理建家 (3)
その他 (7)

図 4.3 発生系統ごとの試料採取実績（平成 19 年度から平成 22 年度）
（既存の報告書⁸⁾の図に、採取した分析用試料数を（ ）内に加筆した。）

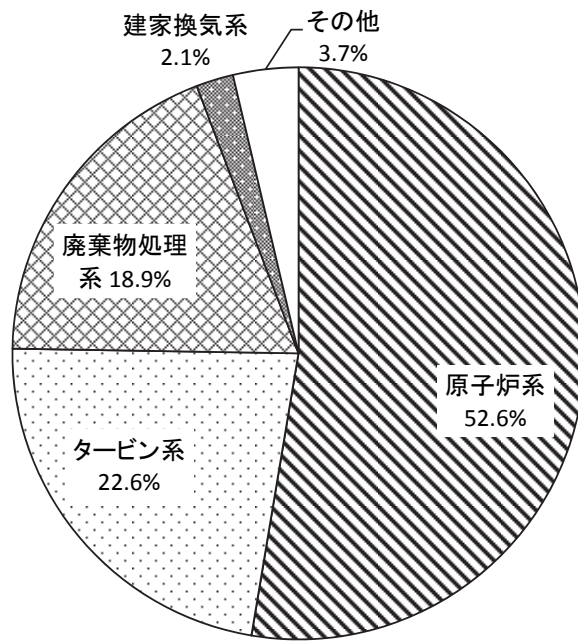


図 4.4 発生系統ごとの採取試料数割合（平成 19 年度から平成 22 年度）

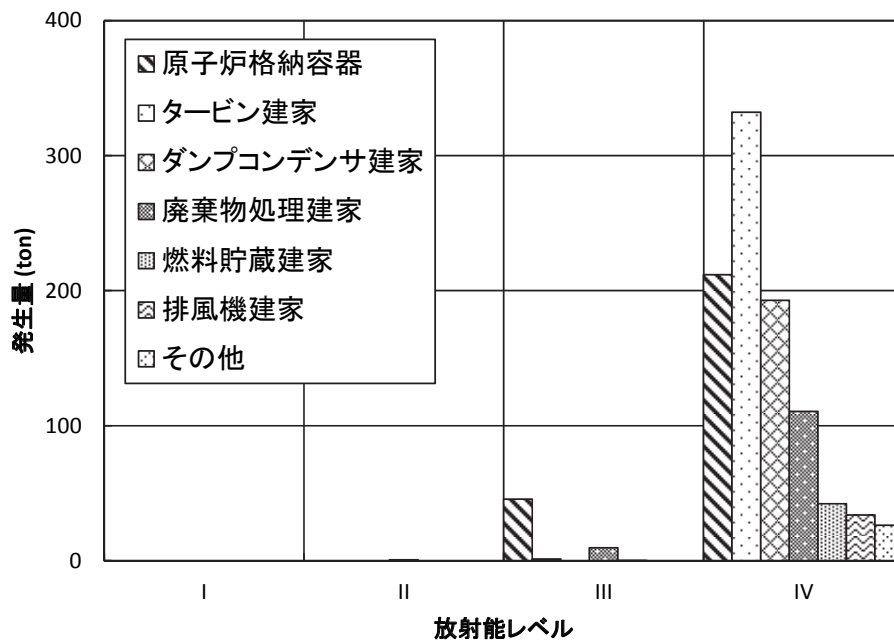


図 4.5 JPDR の解体に伴い発生した放射性廃棄物の建家別発生量（放射能レベル*別）

* 放射能レベルについては、表 2.1 の通りとする。

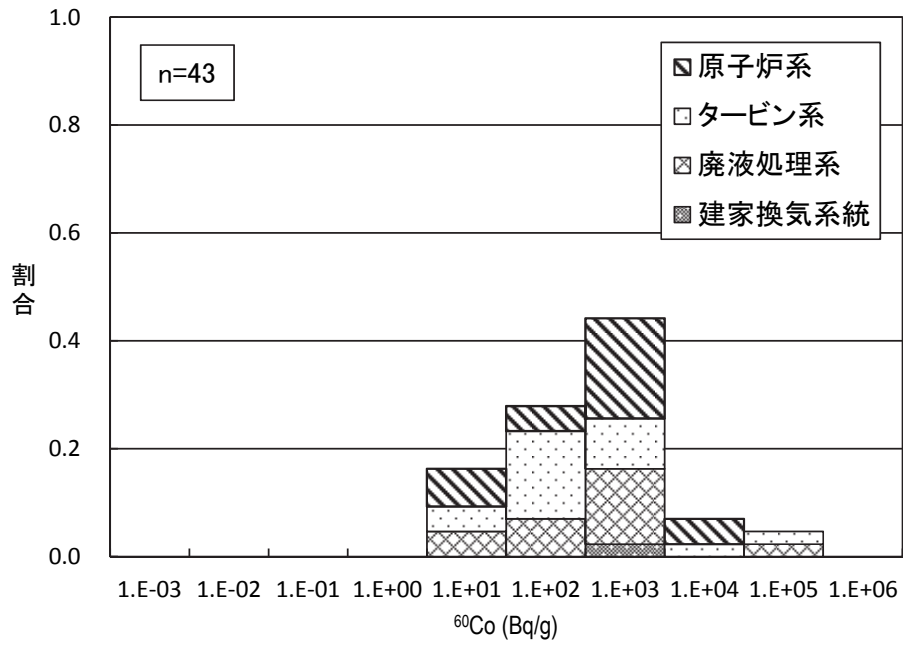


図 4.6 ^{60}Co の放射能濃度データの分布

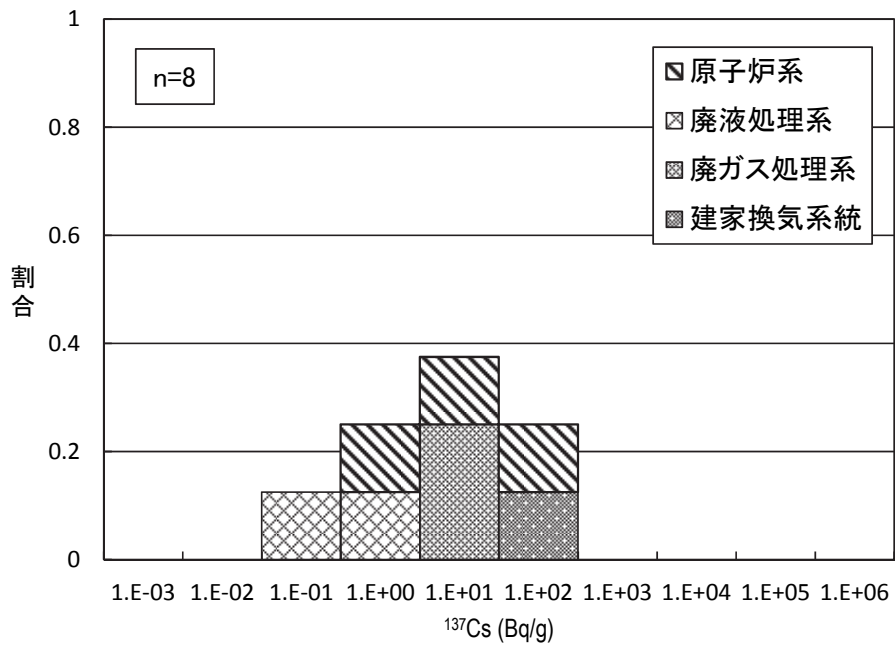


図 4.7 ^{137}Cs の放射能濃度データの分布

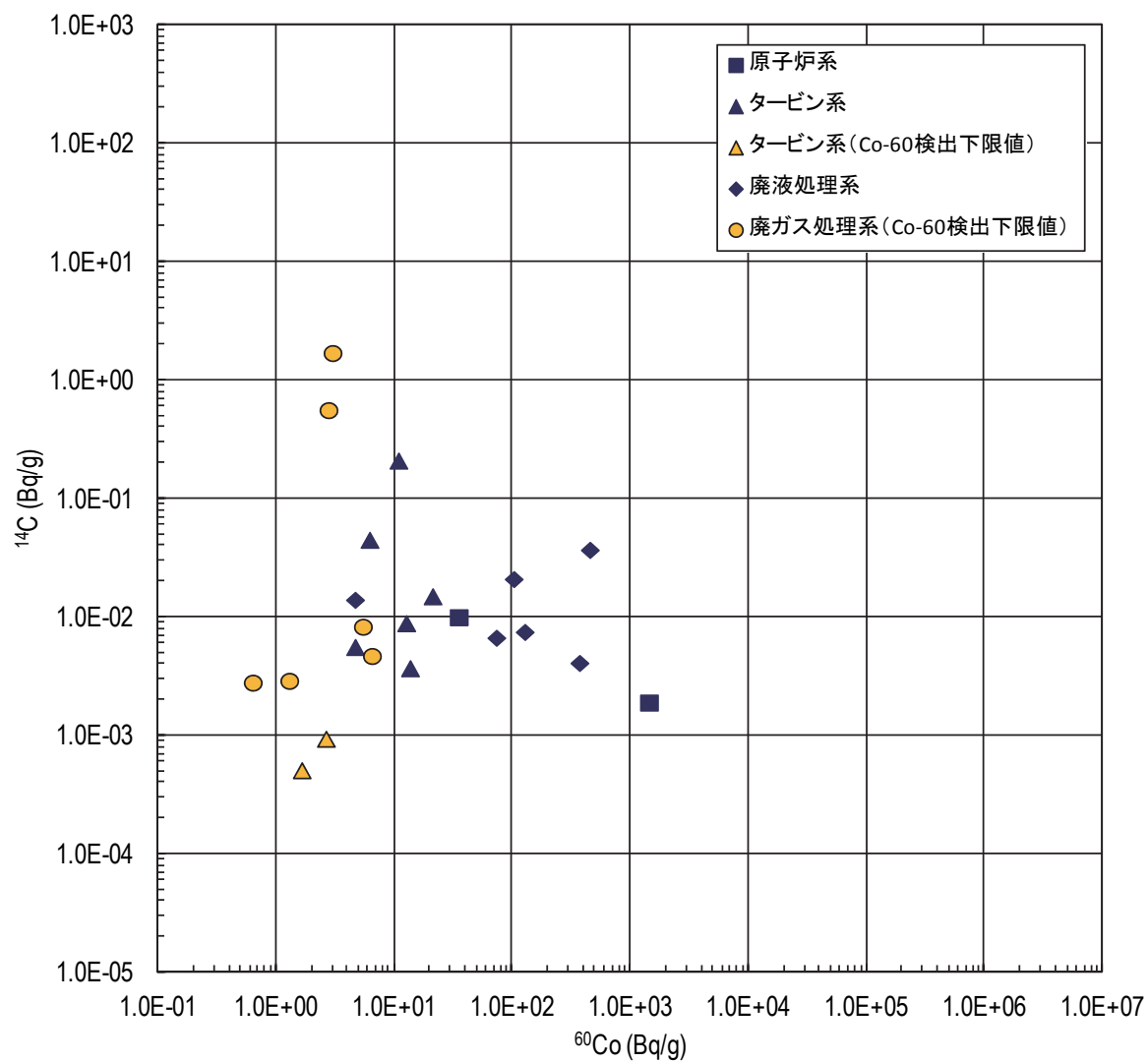


図 5.1 ^{14}C と ^{60}Co の放射能濃度

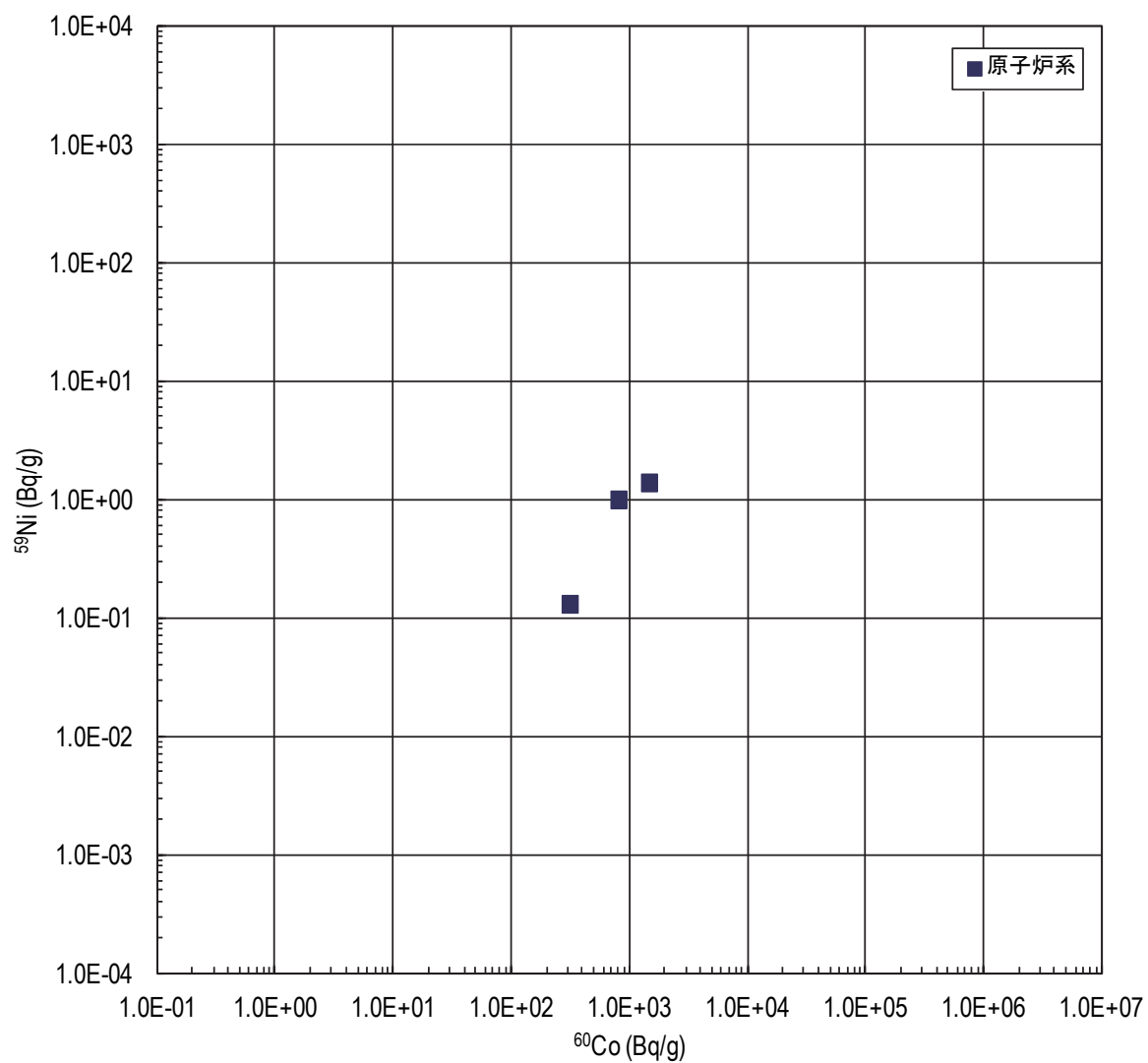


図 5.2 ^{59}Ni と ^{60}Co の放射能濃度

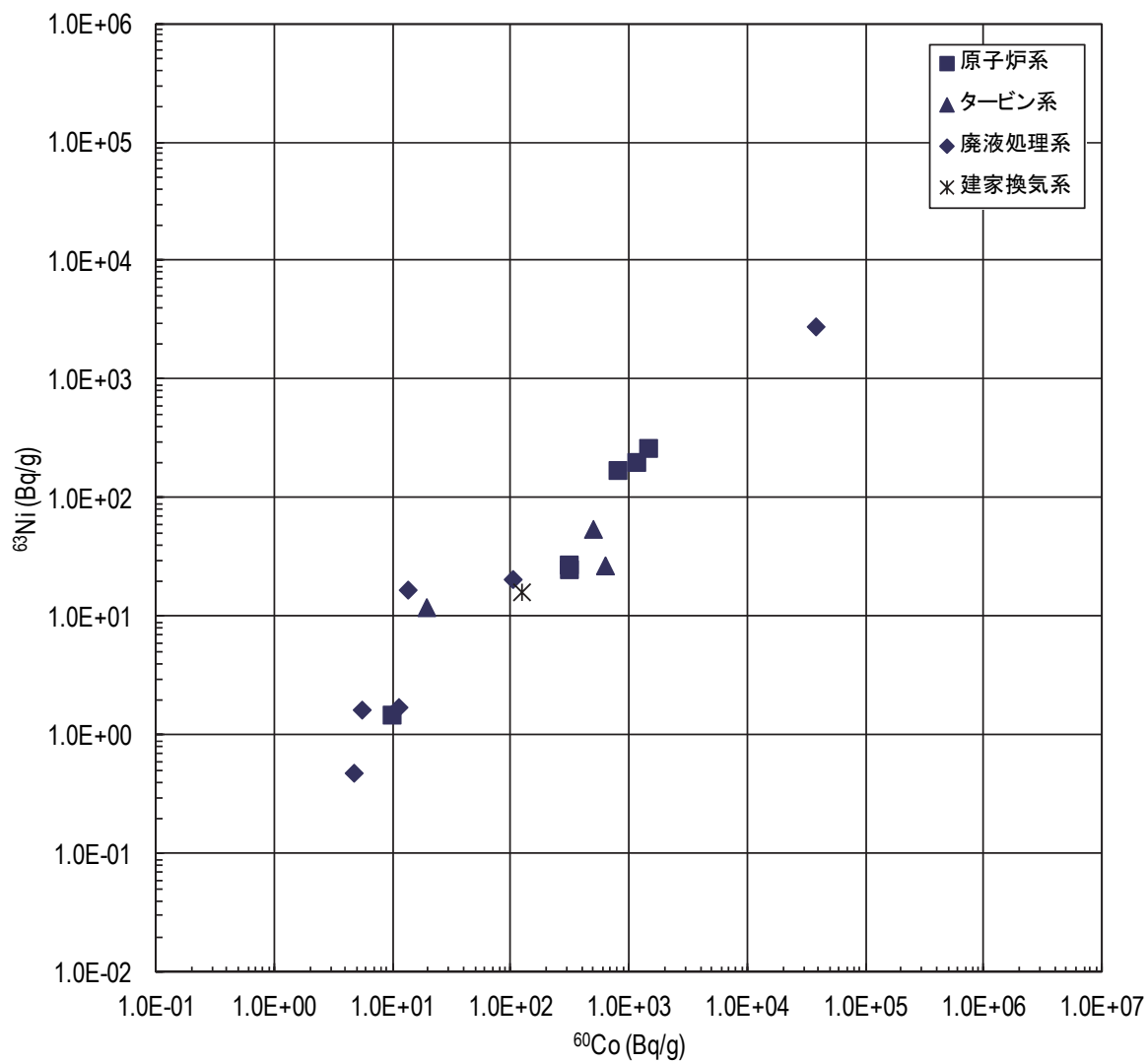
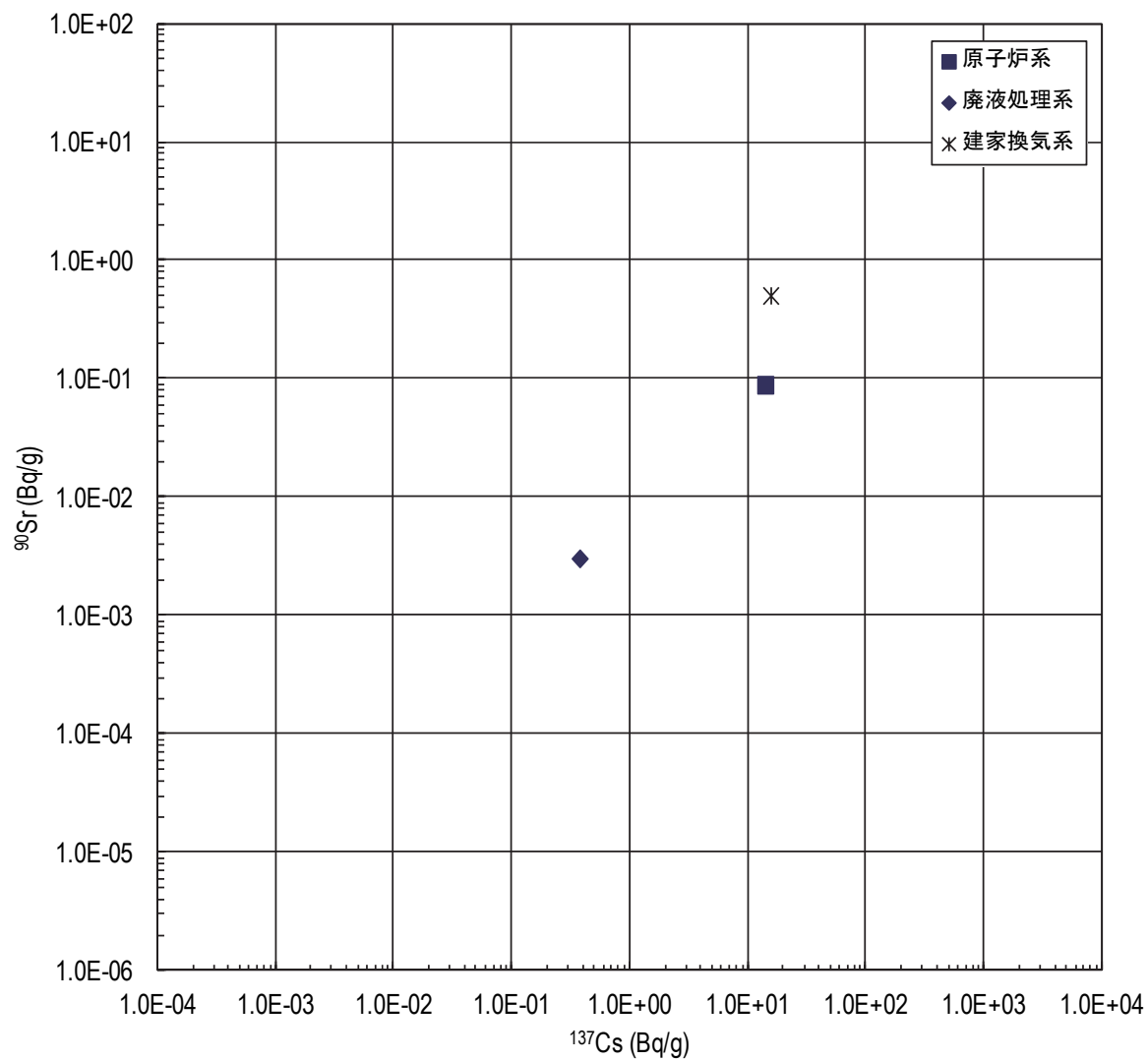


図 5.3 ^{63}Ni と ^{60}Co の放射能濃度

図 5.4 ^{90}Sr と ^{137}Cs の放射能濃度

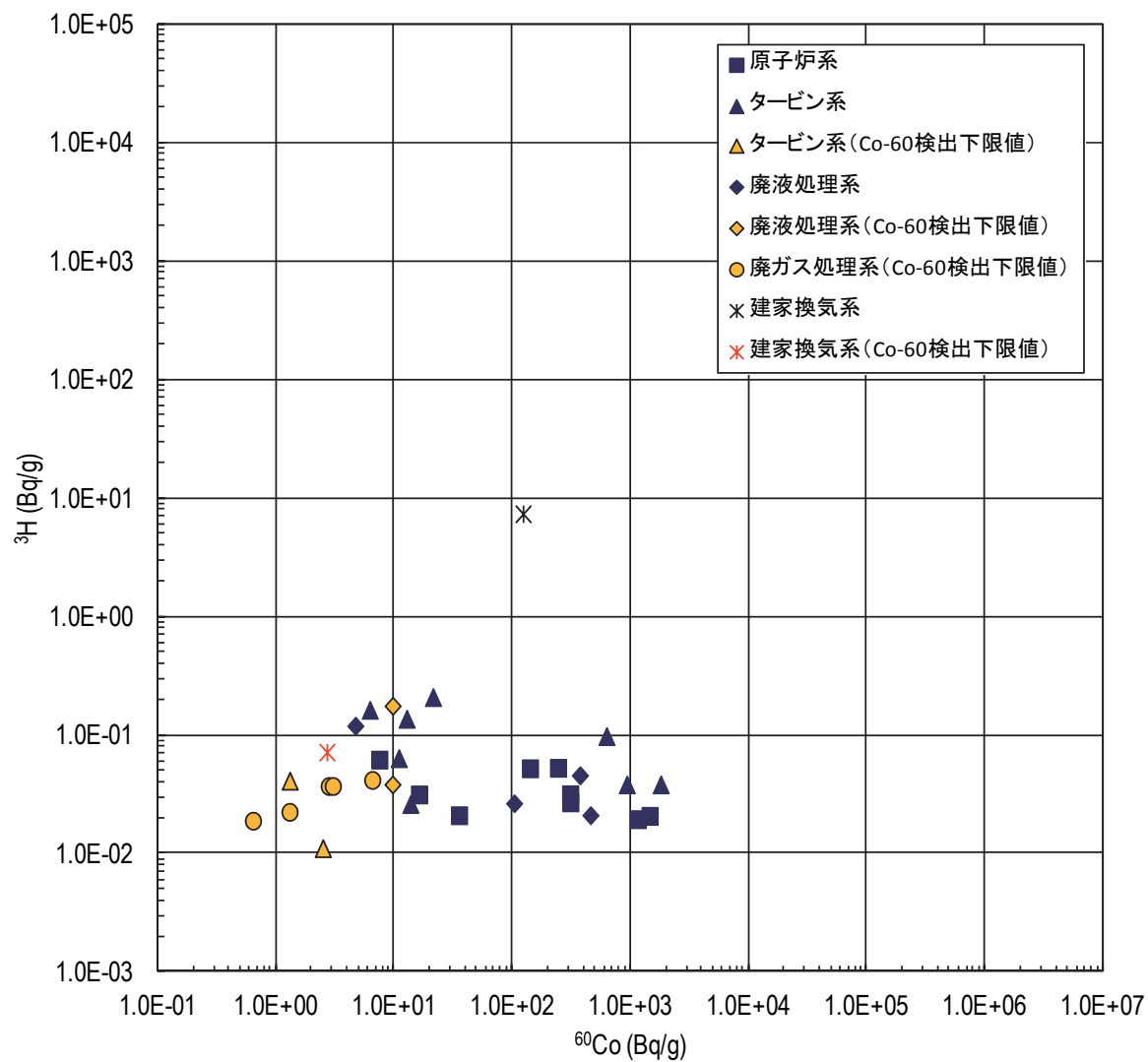


図 5.5 ^3H と ^{60}Co の放射能濃度

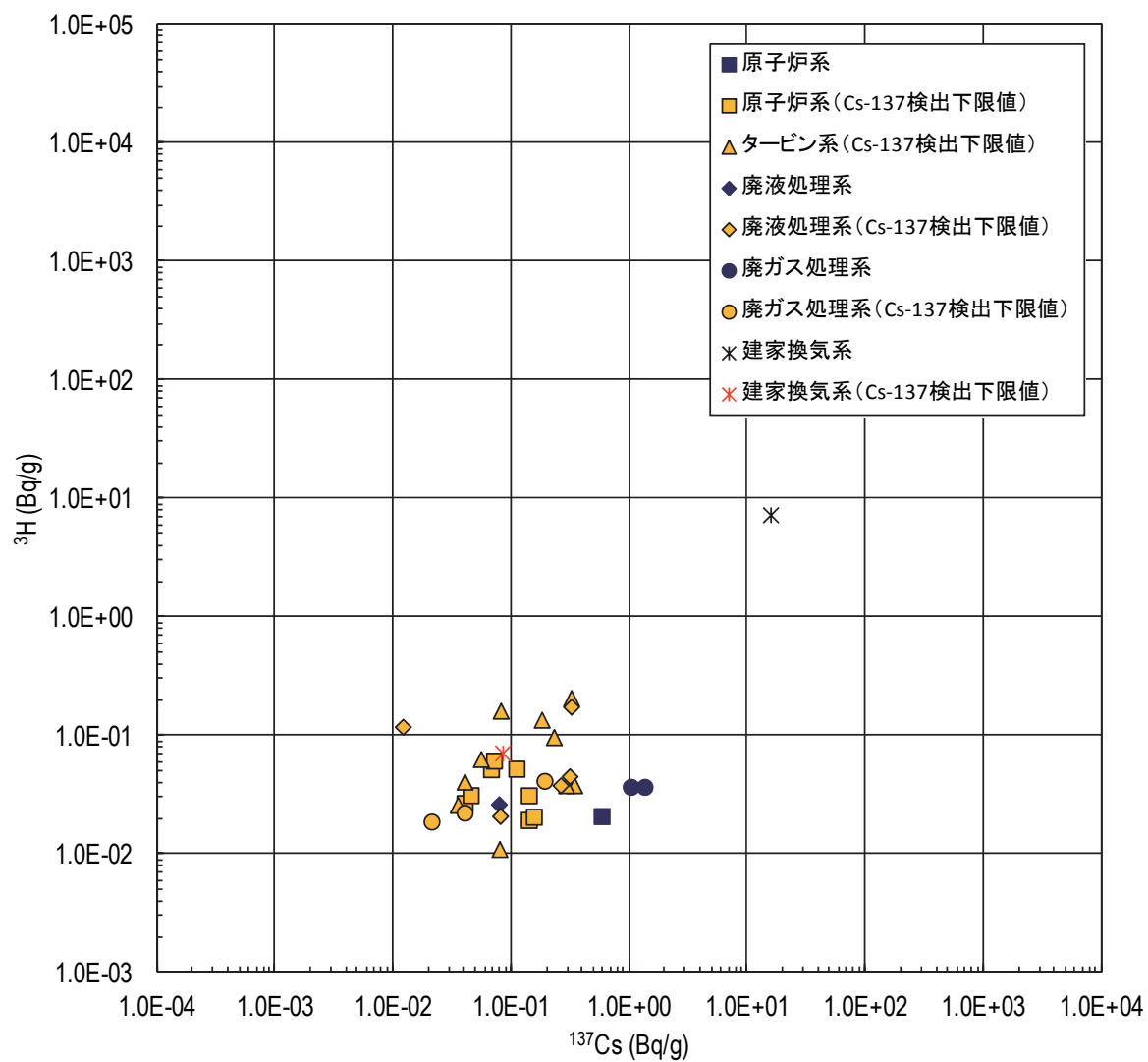


図 5.6 ^3H と ^{137}Cs の放射能濃度

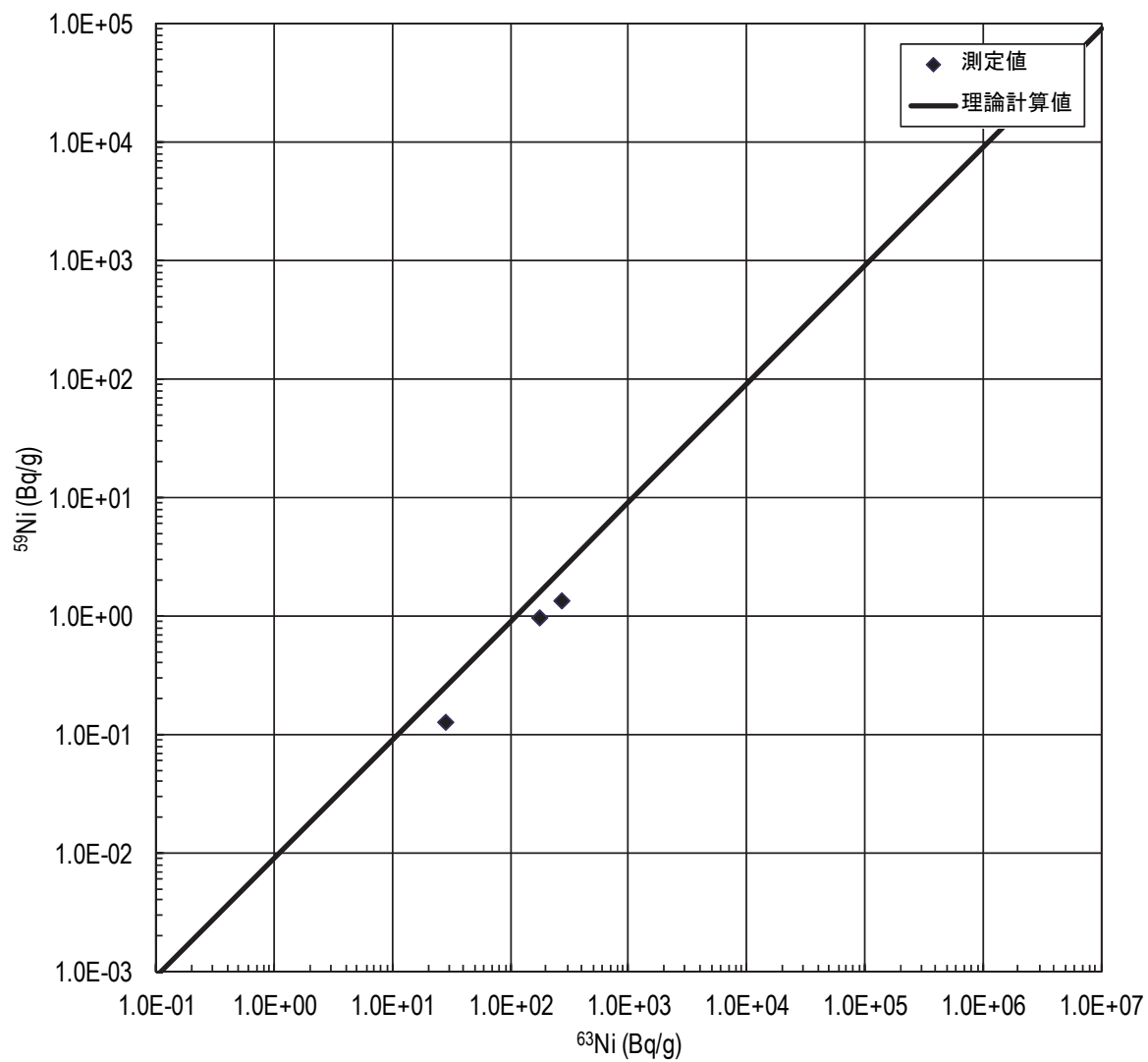


図 5.7 ^{59}Ni と ^{63}Ni の放射能濃度

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 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	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
電界の強さ	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	キログラム毎立法メートル	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	1
比誘電率 ^(b)	(数字の) 1	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 ^(c)	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	ジーメンズ	S	A/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束密度	ウェーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
光照射度	ルーメン	lm		K
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq	cd sr ^(c)	m ² cd 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	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
粘着力のモーメント	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	ジュール毎平方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電荷密度	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ sA
表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² sA
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² sA
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	m ⁻³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ sA
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁻¹ m ² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³
放射輝度	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
酵素活性濃度	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	接頭語	記号	乗数	接頭語	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=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	1ha=1hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1L=1l=1dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1t=10 ³ kg

表 7. SIに属さないが、SIと併用される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	1eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1u=1 Da
天文単位	ua	1ua=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=100kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1mmHg=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単位との数値的な関係は、 対数量の定義に依存。
ベベル	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
フォトリ	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 = 1G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G =1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe ≐ (10 ⁷ /4π)A m ⁻¹

- (c) 3 元素の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 = 200 mg = 2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリー	cal	1cal=4.1858J (「15°C」カロリー) , 4.1868J (「IT」カロリー) 4.184J (「熱化学」カロリー)
ミクロン	μ	1 μ =1μm=10 ⁻⁶ m

