

JRR-2及びJRR-3保管廃棄物に対する 放射能濃度評価方法の検討

Study on the Evaluation Methodology of the Radioactivity Concentration
in Low-level Radioactive Wastes Generated from JRR-2 & JRR-3

林 宏一 出雲 沙理 仲田 久和 天澤 弘也
坂井 章浩

Hirokazu HAYASHI, Sari IZUMO, Hisakazu NAKATA, Hiroya AMAZAWA
and Akihiro SAKAI

バックエンド研究開発部門
埋設事業センター
埋設事業推進室

Disposal Project Planning Office
Radioactive Wastes Disposal Project Center
Sector of Decommissioning and Radioactive Waste Management

June 2018

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

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

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

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

© Japan Atomic Energy Agency, 2018

JRR-2 及び JRR-3 保管廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討

日本原子力研究開発機構

バックエンド研究開発部門 埋設事業センター 埋設事業推進室

林 宏一、出雲 沙理、仲田 久和、天澤 弘也、坂井 章浩

(2018年3月13日受理)

日本原子力研究開発機構では、研究施設等から発生する低レベル放射性廃棄物を対象とした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評価方法を構築しておく必要がある。このため、試験研究炉である JRR-2 及び JRR-3 の保管廃棄物をモデルに、放射性核種 (H-3、C-14、Cl-36、Co-60、Ni-63、Sr-90、Nb-94、Tc-99、Ag-108m、I-129、Cs-137、Eu-152、Eu-154、U-234、U-238、Pu-239+240、Pu-238+Am-241 及び Cm-243+244) を対象とした放射化学分析データに基づき放射能濃度評価方法の検討を行った。

スケーリングファクタ法の適用性を検討した結果、Ni-63 及び Eu-152 については Key 核種である Co-60 との相関関係を、Sr-90 及び Pu-239+240 については Key 核種である Cs-137 との相関関係を相関係数や t 検定により確認した。また、分散分析検定 (F 検定) によるグループ分類の要否を確認した結果、JRR-2 及び JRR-3 施設共通のスケーリングファクタを適用できる見通しを得た。

現状の放射化学分析データでは、スケーリングファクタ法の適用の見込みが得られなかった放射性核種 (H-3、C-14、Cl-36、Nb-94、Tc-99、Ag-108m、I-129、Eu-154、U-234、U-238、Pu-238+Am-241 及び Cm-243+244) について平均放射能濃度法の適用性を検討した結果、いずれの放射性核種も平均放射能濃度の裕度を確認し、平均放射能濃度法を適用できる見通しを得た。なお、Nb-94、Tc-99、Ag-108m、I-129、Eu-154、U-234、U-238、Pu-238+Am-241 及び Cm-243+244 については、追加データの取得によりスケーリングファクタ法の適用も考えられることから、引き続き試料採取及び放射化学分析を継続し、放射能濃度評価方法の検討を行う必要がある。

これらの結果は、放射能濃度評価方法を構築する雛形として今後の検討に適用可能である。

Study on the Evaluation Methodology of the Radioactivity Concentration in Low-level
Radioactive Wastes Generated from JRR-2 & JRR-3

Hirokazu HAYASHI, Sari IZUMO, Hisakazu NAKATA,
Hiroya AMAZAWA and Akihiro SAKAI

Disposal Project Planning Office,
Radioactive Wastes Disposal Project Center,
Sector of Decommissioning and Radioactive Waste Management,
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken
(Received March 13, 2018)

It is necessary to establish evaluation methodology of radioactivity concentrations of each radionuclide in waste packages for operation of the near-surface trench and pit disposal facility in near future, which has been preparing for low-level radioactive wastes generated from research facilities in Japan Atomic Energy Agency. The radionuclides containing in waste packages generated from both JRR-2 and JRR-3, which are H-3, C-14, Cl-36, Co-60, Ni-63, Sr-90, Nb-94, Tc-99, Ag-108m, I-129, Cs-137, Eu-152, Eu-154, U-234, U-238, Pu-239+240, Pu-238+Am-241, Cm-243+244, were evaluated their concentrations based on radiochemical analysis data, and the evaluation methodology of the radioactivity concentration such as scaling factor method and mean activity concentration method was studied in this report.

As a result of examining the application of the scaling factor method, the correlation with Key-nuclide in some nuclides which are Ni-63, Eu-152, Sr-90 and Pu-239+240 is confirmed by the correlation coefficient and t-test. Also, in the confirming whether grouping is necessary or not by F-test, it was found that the common scaling factor can be available in both JRR-2 and JRR-3.

In the present radiochemical analysis data, the mean activity concentration method can be applied to all nuclides which could not be applied to the scaling factor method, H-3, C-14, Cl-36, Nb-94, Tc-99, Ag-108m, I-129, Eu-154, U-234, U-238, Pu-238+Am-241, Cm-243+244. Since most of above nuclide which excludes H-3, C-14, Cl-36, could be applied to the scaling factor method with getting additional data, this study will be continued to review for the practical evaluation method.

These results can be applied to the future study as a model for constructing the radioactivity concentration evaluation method.

Keywords: Low-level Radioactive Wastes, Near-surface Trench and Pit Disposal Facility, Scaling Factor Method, JRR-2, JRR-3

目 次

1. はじめに.....	1
2. 検討手順.....	2
2.1 検討手順について.....	2
2.2 放射能濃度評価方法の適用手順について.....	2
2.2.1 スケーリングファクタ法の適用手順について.....	2
2.2.2 施設共通のスケーリングファクタの適用手順について.....	5
2.2.3 平均放射能濃度法の適用手順について.....	5
3. 放射能濃度評価方法の検討.....	8
3.1 スケーリングファクタ法の適用性の検討.....	8
3.1.1 放射性核種の生成機構及び移行挙動.....	8
3.1.2 相関関係の確認.....	9
3.1.3 施設共通のスケーリングファクタの適用性の確認.....	12
3.1.4 スケーリングファクタの設定.....	12
3.2 平均放射能濃度法の適用性の検討.....	13
3.2.1 平均放射能濃度の算出.....	13
3.2.2 平均放射能濃度の裕度の確認.....	13
3.2.3 平均放射能濃度法の適用性の考察.....	14
3.3 今後の検討事項.....	16
4. まとめ.....	17
謝 辞.....	18
参考文献.....	19

Contents

1. Introduction	1
2. Procedure	2
2.1 Outline of procedure	2
2.2 Procedure of evaluation methods to determine radioactivity concentrations	2
2.2.1 Procedure of scaling factor method	2
2.2.2 Procedure of applying facility common scaling factor	5
2.2.3 Procedure of applying mean activity concentration method	5
3. Study on evaluation method to determine radioactivity concentration	8
3.1 Study on scaling factor method	8
3.1.1 Generation mechanism and transition behavior of radionuclide	8
3.1.2 Confirm correlation	9
3.1.3 Confirm applicability of common facility scaling factor	12
3.1.4 Setup of scaling factor	12
3.2 Study on mean activity concentration method	13
3.2.1 Calculation of mean activity concentration method	13
3.2.2 Confirmation of margin against mean activity concentration	13
3.2.3 Consideration for applicability of mean activity concentration method	14
3.3 Future considerations	16
4. Conclusion	17
Acknowledgments	18
References	19

図表一覧

表 2.1	分析核種と予備選定した重要核種の一覧	20
表 3.1	相関係数の確認結果 (JRR-2)	21
表 3.2	t 検定による確認結果 (JRR-2)	21
表 3.3	相関係数の確認結果 (JRR-3)	22
表 3.4	t 検定による確認結果 (JRR-3)	22
表 3.5	相関係数の確認結果 (JRR-2 及び JRR-3)	23
表 3.6	t 検定による確認結果 (JRR-2 及び JRR-3)	24
表 3.7	各検討ケースの比較	25
表 3.8	分散分析検定 (F 検定) によるグループ分類の必要性の確認結果	26
表 3.9	スケーリングファクタの算出結果	26
表 3.10	平均放射能濃度の算出結果	27
表 4.1	JRR-2 及び JRR-3 保管廃棄物に対する放射能濃度評価方法のまとめ	28
図 2.1	放射能濃度評価方法の選択の基本的な考え方のフロー	29
図 2.2	JRR-2 及び JRR-3 の施設共通の放射能濃度評価方法の検討フロー	30
図 3.1(1)	Cl-36/Co-60 放射能濃度相関図 (JRR-2)	31
図 3.1(2)	Ni-63/Co-60 放射能濃度相関図 (JRR-2)	31
図 3.1(3)	Ag-108m/Co-60 放射能濃度相関図 (JRR-2)	32
図 3.1(4)	Eu-152/Co-60 放射能濃度相関図 (JRR-2)	32
図 3.1(5)	Eu-154/Co-60 放射能濃度相関図 (JRR-2)	33
図 3.1(6)	Sr-90/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-2)	33
図 3.1(7)	U-234/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-2)	34
図 3.1(8)	U-238/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-2)	34
図 3.1(9)	Pu-239+240/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-2)	35
図 3.2(1)	Ni-63/Co-60 放射能濃度相関図 (JRR-3)	36
図 3.2(2)	Sr-90/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-3)	36
図 3.2(3)	U-234/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-3)	37
図 3.2(4)	U-238/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-3)	37
図 3.2(5)	Pu-239+240/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-3)	38
図 3.2(6)	Pu-238+Am-241/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-3)	38
図 3.3(1)	Cl-36/Co-60 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)	39
図 3.3(2)	Ni-63/Co-60 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)	39
図 3.3(3)	Ag-108m/Co-60 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)	40
図 3.3(4)	Eu-152/Co-60 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)	40
図 3.3(5)	Eu-154/Co-60 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)	41

図 3.3(6)	Sr-90/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)	41
図 3.3(7)	U-234/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)	42
図 3.3(8)	U-238/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)	42
図 3.3(9)	Pu-239+240/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)	43
図 3.3(10)	Pu-238+Am-241/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)	43
図 3.3(11)	Cm-243+244/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)	44
図 3.4	t 検定の合格に必要なデータ数と相関係数の関係	45
図 3.5(1)	Ni-63/Co-60 放射能濃度比分布の比較	46
図 3.5(2)	Eu-152/Co-60 放射能濃度比分布の比較	46
図 3.5(3)	Eu-154/Co-60 放射能濃度比分布の比較	47
図 3.5(4)	Sr-90/Cs-137 放射能濃度比分布の比較	47
図 3.5(5)	Pu-239+240/Cs-137 放射能濃度比分布の比較	48
図 3.6(1)	Ni-63/Co-60 放射能濃度比データの正規確率紙	49
図 3.6(2)	Eu-152/Co-60 放射能濃度比データの正規確率紙	49
図 3.6(3)	Eu-154/Co-60 放射能濃度比データの正規確率紙	50
図 3.6(4)	Sr-90/Cs-137 放射能濃度比データの正規確率紙	50
図 3.6(5)	Pu-239+240/Cs-137 放射能濃度比データの正規確率紙	51
図 3.7(1)	Ni-63/Co-60 放射能濃度比データの対数正規確率紙	52
図 3.7(2)	Eu-152/Co-60 放射能濃度比データの対数正規確率紙	52
図 3.7(3)	Eu-154/Co-60 放射能濃度比データの対数正規確率紙	53
図 3.7(4)	Sr-90/Cs-137 放射能濃度比データの対数正規確率紙	53
図 3.7(5)	Pu-239+240/Cs-137 放射能濃度比データの対数正規確率紙	54
図 3.8(1)	Co-60 を指標とした H-3 の放射能濃度分布図	55
図 3.8(2)	Co-60 を指標とした C-14 の放射能濃度分布図	55
図 3.8(3)	Co-60 を指標とした Cl-36 の放射能濃度分布図	56
図 3.8(4)	Co-60 を指標とした Nb-94 の放射能濃度分布図	56
図 3.8(5)	Co-60 を指標とした Tc-99 の放射能濃度分布図	57
図 3.8(6)	Co-60 を指標とした Ag-108m の放射能濃度分布図	57
図 3.8(7)	Co-60 を指標とした I-129 の放射能濃度分布図	58
図 3.8(8)	Co-60 を指標とした Eu-154 の放射能濃度分布図	58
図 3.8(9)	Co-60 を指標とした U-234 の放射能濃度分布図	59
図 3.8(10)	Co-60 を指標とした U-238 の放射能濃度分布図	59
図 3.8(11)	Co-60 を指標とした Pu-238+Am-241 の放射能濃度分布図	60
図 3.8(12)	Co-60 を指標とした Cm-243+244 の放射能濃度分布図	60
図 3.9(1)	Cs-137 を指標とした H-3 の放射能濃度分布図	61
図 3.9(2)	Cs-137 を指標とした C-14 の放射能濃度分布図	61
図 3.9(3)	Cs-137 を指標とした Cl-36 の放射能濃度分布図	62
図 3.9(4)	Cs-137 を指標とした Nb-94 の放射能濃度分布図	62

図 3.9(5)	Cs-137 を指標とした Tc-99 の放射能濃度分布図.....	63
図 3.9(6)	Cs-137 を指標とした Ag-108m の放射能濃度分布図.....	63
図 3.9(7)	Cs-137 を指標とした I-129 の放射能濃度分布図.....	64
図 3.9(8)	Cs-137 を指標とした Eu-154 の放射能濃度分布図.....	64
図 3.9(9)	Cs-137 を指標とした U-234 の放射能濃度分布図.....	65
図 3.9(10)	Cs-137 を指標とした U-238 の放射能濃度分布図.....	65
図 3.9(11)	Cs-137 を指標とした Pu-238+Am-241 の放射能濃度分布図.....	66
図 3.9(12)	Cs-137 を指標とした Cm-243+244 の放射能濃度分布図.....	66

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。この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には、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。）では、廃棄体の外部から非破壊測定を行う非破壊外部測定法、スケーリングファクタ法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、または生成機構が同一であるとみなせる同位体の組成比率から放射能濃度を決定する理論計算法といった比較的簡便な放射能濃度を評価する方法（以下「放射能濃度評価方法」という。）を構築し、埋設処分対象の廃棄体一体ごとに放射能濃度が決定され、最大放射能濃度を超えないことが確認（以下「廃棄体の放射能濃度確認」という。）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。）では、研究施設等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。）を将来的に埋設処分することを予定しており、原子力発電所で採用されている放射能濃度評価方法の適用性を確認しておく必要があることから、これまでに原子力科学研究所で発生したアスファルト固化体及び動力試験炉 JPDR 施設の解体に伴って発生した放射性廃棄物（以下「JPDR 保管廃棄物」という。）のうち金属廃棄物を対象としたスケーリングファクタ法等の適用性について検討を進めてきている^{2,3,4)}。

本検討では、JPDR 保管廃棄物での検討に引き続き、新たに JRR-2 及び JRR-3 の保管廃棄物のうち金属廃棄物をモデルに、放射化学分析を実施した 21 核種（H-3、C-14、Cl-36、Co-60、Ni-63、Sr-90、Nb-94、Tc-99、Ag-108m、I-129、Cs-137、Eu-152、Eu-154、U-234、U-238、Pu-239+240、Pu-238+Am-241 及び Cm-243+244）の放射能濃度データに基づき、放射能濃度評価方法の検討を行ったので報告する。

2. 検討手順

2.1 検討手順について

発電所廃棄体の放射能濃度評価^{5,6)}では、埋設処分対象とする廃棄体に含まれる放射性核種ごとに放射性核種の特徴に合わせて放射能濃度評価方法が選択されており、廃棄体一体ごとの放射能濃度が決定されている。現在、発電所廃棄体に適用されている放射能濃度評価方法としては、廃棄体外部から直接放射能を測定する非破壊外部測定法、あらかじめ算出したスケーリングファクタに非破壊外部測定法によって得られる放射性核種（以下「Key 核種」という。）の放射能濃度を掛け合わせて間接的に廃棄体の放射能濃度を決定するスケーリングファクタ法、放射化学分析により取得した放射能濃度データに対する平均値を廃棄体の放射能濃度とする平均放射能濃度法、及び放射化計算等の理論計算に基づき放射能濃度を決定する理論計算法が適用されている¹⁾。

原子力機構では研究施設等廃棄物の埋設処分において安全評価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⁷⁾。その中で JRR-2 の金属類のトレンチ処分における当面の重要核種は 7 核種（H-3、C-14、Co-60、Ni-63、Sr-90、Ag-108m 及び Cs-137）、ピット処分は 14 核種（H-3、C-14、Cl-36、Ni-59、Ni-63、Sr-90、Nb-94、Mo-93、Tc-99、Ag-108m、Cs-137、Ho-166m、U-234 及び Pu-238）、JRR-3 の金属類のトレンチ処分における当面の重要核種は 8 核種（H-3、Co-60、Sr-90、Ag-108m、Cs-137、Am-241、Pu-239 及び Pu-240）、ピット処分は 15 核種（H-3、C-14、Cl-36、Ni-63、Sr-90、Tc-99、Ag-108m、Cs-137、U-234、U-238、Pu-238、Am-241、Pu-239、Pu-240 及び Pu-241）が選定されており、これらを包含した放射性核種から、今後、放射化計算に用いている元素組成データの見直しによって除外される可能性のある放射化汚染特有の放射性核種等を除いた合計 21 核種（H-3、C-14、Cl-36、Co-60、Ni-63、Sr-90、Nb-94、Tc-99、Ag-108m、I-129、Cs-137、Eu-152、Eu-154、U-234、U-238、Pu-239+240、Pu-238+Am-241 及び Cm-243+244）を評価対象とした放射化学分析を行うことで放射能濃度データを取得し、放射能濃度評価方法について検討を行った。表 2.1 に予備選定した重要核種と分析核種の一覧を、図 2.1 に放射能濃度評価方法の選択の基本的な考え方のフローを示す。

検討としては、取得した JRR-2 及び JRR-3 の放射能濃度データについて、単一の施設における放射能濃度評価方法の検討と JRR-2、JRR-3 双方の放射能濃度データを組合せた場合の施設共通の放射能濃度評価方法の検討を行った。図 2.2 に JRR-2 及び JRR-3 の施設共通の放射能濃度評価方法の検討フローを示す。

2.2 放射能濃度評価方法の適用手順について^{5,6)}

2.2.1 スケーリングファクタ法の適用手順について

スケーリングファクタ法は、評価対象核種の生成機構、放射性廃棄物への移行挙動等の観点から Key 核種を組み合わせ、評価対象核種と Key 核種との放射能濃度の間に相関関係が成立する場

合に適用する。

このため、放射性核種の生成機構及び移行挙動について理論考察を行い、評価対象核種と Key 核種の組み合わせを設定した後、取得した放射能濃度データに基づき、以下に示す手順に従いスケールリングファクタ法の適用性について確認する。

a) 相関関係の成立性の確認

相関関係の確認としては、有意な放射能濃度データに基づき、相関係数の確認、t 検定による確認、放射能濃度相関図の確認を行う。

相関係数は、2つの確率変数(評価対象核種の放射能濃度データと Key 核種の放射能濃度データ)の間にある線形な関係の強弱を測る指標で、-1 以上 1 以下の実数の値をとる。また、相関係数が正の場合は正の相関、負の場合は負の相関があるという。相関係数のめやすの例⁸⁾を以下に示す。

- +0.7 から+1.0、または-0.7 から-1.0 強い相関がある
- +0.4 から+0.7、または-0.4 から-0.7 中程度の相関がある
- +0.2 から+0.4、または-0.2 から-0.4 弱い相関がある
- +0.0 から+0.2、または-0.0 から-0.2 ほとんど相関がない(または無相関)

相関係数は、式(1)で算出する。

$$r = \frac{\sum(x_i - \bar{x})(y_i - \bar{y})}{\sqrt{\sum(x_i - \bar{x})^2 \cdot \sum(y_i - \bar{y})^2}} \dots\dots\dots (1)$$

ここで、r：相関係数

x_i ：難測定核種の放射能濃度の対数値

\bar{x} ：難測定核種の放射能濃度の対数値の算術平均値

$$\bar{x} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n x_i$$

y_i ：Key 核種の放射能濃度の対数値

\bar{y} ：Key 核種の放射能濃度の対数値の算術平均値

$$\bar{y} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n y_i$$

t 検定は、評価対象核種と Key 核種との放射能濃度に相関関係が成立しないという仮説を立てて検定するものである。危険率 1%で検定する場合、式(2)に示す t_0 値が t 分布表の $t(n-2, 1\%)$ に対して $t_0 \geq t(n-2, 1\%)$ となるときに評価対象核種と Key 核種との放射能濃度に相関関係が成立しないとする仮説が棄却され、相関関係が成立すると判定される。

$$t_0 = \frac{|r|\sqrt{n-2}}{\sqrt{1-r^2}} \dots\dots\dots (2)$$

r : 相関係数
n : データ数

b) スケーリングファクタの算出及びスケーリングファクタ法の適用

評価対象核種の放射能濃度は、式 (3) に示すように、式 (4) または式 (5) によって算出したスケーリングファクタに廃棄体を非破壊外部測定法によって測定した Key 核種の放射能濃度を掛け合わせることで算出する。

$$A_{DTM} = SF \times A_{KN} \dots\dots\dots (3)$$

A_{DTM} : 評価対象核種の放射能濃度 (Bq/g)
SF : スケーリングファクタ
 A_{KN} : Key 核種の放射能濃度 (Bq/g)

式 (3) に示すスケーリングファクタの算出には、評価対象核種と Key 核種との核種組成比のデータが対数正規分布に従うことを確認した場合は式 (4) を用いた幾何平均値、正規分布に従うことを確認した場合は式 (5) を用いた算術平均値を用いる。なお、発電所廃棄体のスケーリングファクタの算出では、核種組成比のデータが対数正規分布であるが算術平均値を用いている。これは、算術平均値は幾何平均値と等しい又は大きくなる性質があることから放射能濃度評価上保守的な評価になるためと考えられる。

$$SF = \sqrt[n]{y_1/x_1 \times y_2/x_2 \times \dots \times y_n/x_n} \dots\dots\dots (4)$$

SF : スケーリングファクタ
 x_i : Key 核種の放射能濃度データ (i=1,2,...,n) (Bq/g)
 y_i : 評価対象核種の放射能濃度データ (i=1,2,...,n) (Bq/g)
n : データ数

$$SF = \sum_{i=1}^n (y_i/x_i) / n \dots\dots\dots (5)$$

SF : スケーリングファクタ
 x_i : Key 核種の放射能濃度データ (i=1,2,...,n) (Bq/g)
 y_i : 評価対象核種の放射能濃度データ (i=1,2,...,n) (Bq/g)
n : データ数

2.2.2 施設共通のスケーリングファクタの適用手順について

JRR-2 と JRR-3 の施設共通のスケーリングファクタの適用性については、JRR-2 と JRR-3 のグループ分類の必要性を評価することで行う。

このグループ分類の評価は、相関関係が成立する評価対象核種を対象とし、評価対象核種と Key 核種との核種組成比データを発生施設ごとのグループに分類して、これら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) を行う。グループ分類の要否の判定は、式 (6) を用いる。

$$F_s = \frac{V_2 / (k - 1)}{V_1 / (N - k)} \dots\dots\dots (6)$$

[判定基準： $F_s < F(k-1, N-k, \alpha)$]

ここで、 V_1 ：分類内平方和

$$V_1 = \sum_{i=1}^k \sum_{j=1}^{n_i} (x_{ij} - \bar{x}_j)^2$$

V_2 ：分類間平方和

$$V_2 = \sum_i^k n_i (\bar{x}_i - \bar{x})^2$$

k ：分類数

N ：核種組成比データ数

α ：危険率 (1%とする。)

判定では、 $F_s < F(k-1, N-k, 1\%)$ となった場合、グループ間に有意な差がないこと否定できないと判定されグループ分類が不要となり、 $F_s > F(k-1, N-k, 1\%)$ となった場合、グループ間に有意な差があることを否定できないと判定されグループ分類が必要となる。グループ分類が不要である場合は、発生施設ごとにグループ分類せずに施設共通のスケーリングファクタを設定する方針とする。

また、F 検定に加えて、核種組成比データのヒストグラムを用いて、評価対象核種の放射能濃度と Key 核種の放射能濃度との核種組成比の分布形態が発生施設ごとに有意な差がないことを確認する。

2.2.3 平均放射能濃度法の適用手順について

平均放射能濃度法は、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 核種が存在せず、評価対象核種の放射能濃度データが一定範囲に分布する場合に適用することができる。また、最新知見⁶⁾では Key 核種が存在していてもスケーリングファクタ法が成立しない場合にも適用することがある。

この平均放射能濃度法では、あらかじめ取得した評価対象核種の放射能濃度データの平均放射能濃度を当該廃棄体の放射能濃度とするため、廃棄体個々に対して放射能濃度を決定してはいない。このため、評価対象核種の平均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に対して適切な裕度を有している場合に適用できるとされている⁹⁾。

H-3 や均質・均一固化体の C-14 に対しては、放射性廃棄物への移行挙動の観点から組み合わせる Key 核種が存在しないとされ、これまで発電所廃棄体の放射能濃度確認においても平均放射能濃度法が適用されている¹⁾。また、東海発電所の充填固化体における Nb-94 及び Tc-99 に対しては、もともと生成量が少ないと考えられ有意な放射能が検出できなかったことから、検出限界値データに対する平均値を平均放射能濃度としている¹⁰⁾。

平均放射能濃度法の適用性については、以下に示す手順に従い確認する。

a) 平均放射能濃度の算出

平均放射能濃度は、式 (7) 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に基づき算出する。

$$C_{av} = \sum_{i=1}^n y_i / n \dots\dots\dots (7)$$

C_{av} : 平均放射能濃度 (Bq/g)

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

n : データ数

b) 平均放射能濃度の裕度の確認

平均放射能濃度は、本来、埋設処分場に埋設できる最大放射能濃度と比較して、適切な裕度を有することを確認し、適用性を判断する。しかし、研究施設等廃棄物の埋設処分場の最大放射能濃度は、立地場所が選定され、研究施設等廃棄物の廃棄物埋設事業許可申請の安全審査を経てから許可されることから、まだ決定していない。このため、本検討では旧原子力安全委員会の報告書¹¹⁾において試算されたトレンチ処分における基準線量である 10 μ Sv/y に相当する濃度 (以下「基準線量相当濃度」という。) に対して、どの程度の裕度が見込まれるか評価する方針とする。

埋設処分場では、埋設する全ての廃棄物の放射能濃度が最大放射能濃度であるものと想定しておらず、基準線量相当濃度に基づく総放射能量を超えないように、受け入れる廃棄物の放射能濃度及び放射能量を管理することとなる。トレンチ処分における最大放射能濃度は、基準線量相当濃度を丸めた値に最大値見込係数として 10 を乗じた値¹¹⁾とされており、基準線量相当濃度自身に最大放射能濃度と比較して 10 程度の裕度を有するものと言える。このため、平均放射能濃度が基準線量相当濃度以下となることを示す裕度 1 以上となる場合に、この平均放射能濃度を適用できる見込みであると判断する方針とする。ただし、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、研究施設等廃棄物の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最大放射能濃度が決定され次第、最大放射能濃度に対する裕度を改めて評価し、平均放射能濃度が適用できることを確認する必要がある。

平均放射能濃度の裕度は、式 (8) に基づき算出する。

$$\text{平均放射能濃度の裕度} = \text{基準線量相当濃度} / \text{平均放射能濃度} \cdots \cdots \cdots (8)$$

3. 放射能濃度評価方法の検討

3.1 スケーリングファクタ法の適用性の検討

JRR-2 と JRR-3 は共に重水減速冷却型の研究用原子炉であり、放射性核種の生成機構及び移行挙動は基本的に変わらないことから、JRR-2 と JRR-3 それぞれ単一の施設におけるスケーリングファクタ法の適用性の検討と JRR-2 及び JRR-3 双方の放射能濃度データを組合せた場合の施設共通のスケーリングファクタ法の適用性の検討を行った。

3.1.1 放射性核種の生成機構及び移行挙動

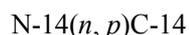
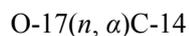
放射能濃度データを取得した 21 核種 (H-3、C-14、Cl-36、Co-60、Ni-63、Sr-90、Nb-94、Tc-99、Ag-108m、I-129、Cs-137、Eu-152、Eu-154、U-234、U-238、Pu-239+240、Pu-238+Am-241 及び Cm-243+244) について原子炉内での生成機構及び放射性廃棄物への移行挙動に着目すると、H-3、C-14、Cl-36、CP 核種、FP 核種及び α 線放出核種 (以下「 α 核種」という。) に大別することとした。これらの放射性核種の生成機構¹²⁾ 及び移行挙動について以下にまとめる。

(1) H-3

H-3 の主要な生成機構は原子炉燃料である U の三体核分裂、原子炉冷却材や減速材中の重水素の放射化であり、重水素の放射化では、 $H-2(n, \gamma)H-3$ 反応によって生成する。H-3 はトリチウム水として、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、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重要核種は存在しない。

(2) C-14

C-14 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 C-14 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るが、中性子捕獲断面積は酸素に比べて 1 桁程度高い。以下に C-14 の生成反応を示す。



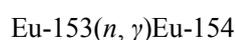
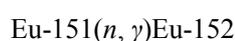
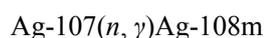
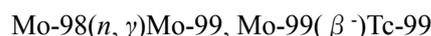
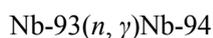
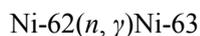
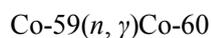
(3) Cl-36

Cl-36 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 Cl-35 の放射化であり、 $Cl-35(n, \gamma)Cl-36$ 反応によって生成する。Cl-36 は生成時点において Co-60 との存在比率はほぼ一定であり、Cl は揮発性、溶解性を示すが、JRR-2、JRR-3 の原子炉冷却材の重水は単一液相であることから 1 次冷却系内では差異がなく、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。このため、Cl-36 は Co-60 を Key 核種として検

討した。

(4) CP 核種 (Co-60、Ni-63、Nb-94、Tc-99、Ag-108m、Eu-152、Eu-154)

CP 核種の主要な生成機構は原子炉材料中の安定同位体の放射化である。以下に代表的な CP 核種の生成反応を示す。



これらの CP 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。このため、CP 核種は Co-60 を Key 核種として検討した。

(5) FP 核種 (Sr-90、Tc-99、I-129、Cs-137)

FP 核種の主要な生成機構は原子炉燃料である U 及び Pu の核分裂反応である。これらの放射性核種は原子炉の運転条件下において不揮発性、不溶解性を示し、系統流体の移行とともに固体廃棄物の表面に付着する。このため、FP 核種は Cs-137 を Key 核種として検討した。

なお、Tc-99 については原子炉構成材料中の Mo-98 の熱中性子捕獲による生成が支配的であるが、U 及び Pu の核分裂反応でも生成されることから FP 核種としても検討することとした。

(6) α 核種 (U-234、U-238、Pu-239+240、Pu-238+Am-241、Cm-243+244)

α 核種の主な生成機構は原子炉燃料である U 及び Pu、原子炉構成材中に含まれる微量元素の U の熱中性子捕獲及びその壊変等である。これらの放射性核種は原子炉の運転条件下において不揮発性、不溶解性を示し、系統流体の移行とともに固体廃棄物の表面に付着する。このため、 α 核種は Cs-137 を Key 核種として検討した。

3.1.2 相関関係の確認

放射性核種の生成機構、移行挙動及びこれまでの検討で得られた知見^{2,3,4)}から、Cl-36、Ni-63、Nb-94、Tc-99、Ag-108m、Eu-152 及び Eu-154 については同じ CP 核種である Co-60 の放射能濃度との関係について、Sr-90、I-129、U-234、U-238、Pu-239+240、Pu-238+Am-241 及び Cm-243+244 については同じ生成機構である Cs-137 について、有意な放射能濃度データに基づき、相関係数の確認、t 検定による確認、放射能濃度相関図の確認を行った。

(1) JRR-2 施設単一データでの検討ケース

相関係数の算出が可能な有意な放射能濃度データが 3 点以上得られた放射性核種は Cl-36、Ni-63、Ag-108m、Eu-152、Eu-154、Sr-90、I-129、U-234、U-238 及び Pu-239+240 であった。これらの放射性核種について相関関係の確認を行った。

a) 相関係数の確認

相関係数の確認の結果を表 3.1 に、概要を以下に示す。

- ・ Ni-63、Eu-152 及び Eu-154 は Co-60 と強い正の相関がある。
- ・ Sr-90、U-234、U-238 及び Pu-239+240 は Cs-137 と強い正の相関がある。

b) t 検定による確認

t 検定による確認の結果を表 3.2 に、概要を以下に示す。

- ・ Ni-63、Eu-152 及び Eu-154 は Co-60 と相関関係が成立した。
- ・ Sr-90 は Cs-137 と相関関係が成立した。

c) 放射能濃度相関図の確認

放射能濃度相関図による確認の結果を図 3.1 に、概要を以下に示す。

- ・ Ni-63、Eu-152 及び Eu-154 は Co-60 と相関傾向が見られた。
- ・ Sr-90、U-234、U-238 及び Pu-239+240 は Cs-137 と相関傾向が見られた。

(2) JRR-3 施設単一データでの検討ケース

相関係数の算出が可能な有意な放射能濃度データが 3 点以上得られた放射性核種は Ni-63、Sr-90、U-234、U-238、Pu-239+240 及び Pu-238+Am-241 であった。これらの放射性核種について相関関係の確認を行った。

a) 相関係数の確認

相関係数の確認の結果を表 3.3 に、概要を以下に示す。

- ・ Ni-63 は Co-60 と強い正の相関がある。
- ・ Sr-90、U-234、U-238 及び Pu-239+240 は Cs-137 と強い正の相関がある。

b) t 検定による確認

t 検定による確認の結果を表 3.4 に、概要を以下に示す。

- ・ Co-60 と相関関係が成立した放射性核種はなかった。
- ・ Sr-90 は Cs-137 と相関関係が成立した。

c) 放射能濃度相関図の確認

放射能濃度相関図による確認の結果を図 3.2 に、概要を以下に示す。

- ・ Ni-63 は Co-60 と相関傾向が見られた。
- ・ Sr-90、U-234、U-238 及び Pu-239+240 は Cs-137 と相関傾向が見られた。

(3) JRR-2 及び JRR-3 を組み合わせたデータの検討ケース

相関係数の算出が可能な有意な放射能濃度データが 3 点以上得られた放射性核種は Cl-36、

Ni-63、Ag-108m、Eu-152、Eu-154、Sr-90、U-234、U-238、Pu-239+240、Pu-238+Am-241 及び Cm-243+244 であった。これらの放射性核種について相関関係の確認を行った。

a) 相関係数の確認

相関係数の確認の結果を表 3.5 に、概要を以下に示す。

- ・ Ni-63、Eu-152 及び Eu-154 は Co-60 と強い正の相関がある。
- ・ Sr-90、U-238、Pu-239+240 及び Pu-238+Am-241 は Cs-137 と強い正の相関がある。

b) t 検定による確認

t 検定による確認の結果を表 3.6 に、概要を以下に示す。

- ・ Ni-63、Eu-152 及び Eu-154 は Co-60 と相関関係が成立した。
- ・ Sr-90 及び Pu-239+240 は Cs-137 と相関関係が成立した。

c) 放射能濃度相関図の確認

放射能濃度相関図による確認の結果を図 3.3 に、概要を以下に示す。

- ・ Ni-63、Eu-152 及び Eu-154 は Co-60 と相関傾向が見られた。
- ・ Sr-90、U-238、Pu-239+240 及び Pu-238+Am-241 は Cs-137 と相関傾向が見られた。

(4) 各検討ケースの比較

JRR-2、JRR-3 それぞれ施設単一データでの検討ケースと JRR-2 及び JRR-3 を組み合わせたデータの検討ケースの相関関係の確認結果を比較した。比較表を表 3.7 に、比較結果の概要を以下に示す。

- ・ 相関係数が高い放射性核種は、施設単一データ、組み合わせたデータともにほぼ一致している。
- ・ t 検定の結果は、JRR-2 施設単一データでは Ni-63、Eu-152、Eu-154 及び Sr-90 の 4 核種が成立、JRR-3 施設単一データでは Sr-90 の 1 核種が成立、JRR-2 及び JRR-3 を組み合わせたデータでは Ni-63、Eu-152、Eu-154、Sr-90 及び Pu-239+240 の 5 核種が成立し、組み合わせたデータの方が成立する放射性核種は多くなる。
- ・ 施設単一データでは t 検定が不合格であった核種が、組み合わせたデータでは合格となった放射性核種がある。
- ・ 施設単一データでは、相関係数から強い相関が確認されているが t 検定で不合格となった放射性核種がある。
- ・ 相関図は施設単一データでは有意なデータ数が少なく分布状況の判断が困難である。

以上の結果から相関係数からは相関性があることを確認できるが、t 検定の結果が不合格となった放射性核種がある。この原因を確認するため、t 検定の合格に必要なデータ数と相関係数の関係を算出した。算出結果を図 3.4 に示す。

この算出結果から、強い相関があると判定される下限値の相関係数 0.7 の場合、t 検定の合格に必要なデータ点数は 13 点であることが分かる。JRR-2 試料の分析数は 8 試料、JRR-3 試

料の分析数は7試料であることから、施設単一データで相関関係の成立が困難であり、施設単一データで相関関係の成立を目指す場合は、追加データの取得が必要であることが分かった。

このため、本検討では JRR-2 及び JRR-3 を組み合わせたデータを用いて施設共通のスケーリングファクタの適用する放射能濃度評価方法を検討することとした。

3.1.3 施設共通のスケーリングファクタの適用性の確認

施設共通のスケーリングファクタの算出に用いる JRR-2 及び JRR-3 を組み合わせたデータは、発生施設の異なる JRR-2 及び JRR-3 のデータを含むことから、発生施設毎のグループ分類の必要性について分散分析検定（F 検定）を行うことで確認した。

この F 検定は、Key 核種と相関関係が成立した Ni-63、Eu-152、Eu-154、Sr-90 及び Pu-239+240 を対象に行った。F 検定による確認の結果を表 3.8 に示す。確認の結果、Ni-63、Eu-152、Sr-90 及び Pu-239+240 の 4 核種は、グループ分類が不要となった。また、Eu-154 は、JRR-3 の有意なデータが 1 点しかなく検定が行えないことから、追加で試料採取する必要がある。

次に、F 検定に加えてヒストグラムにて、施設単一データと JRR-2 及び JRR-3 を組み合わせたデータの評価対象核種と Key 核種の放射能濃度比分布を比較した。放射能濃度比分布の比較結果を図 3.5 に示す。比較の結果、施設単一データと組み合わせたデータの放射能濃度比分布の傾向はよく一致することを確認した。

3.1.4 スケーリングファクタの設定

スケーリングファクタの設定は、Key 核種と相関関係が成立した Ni-63、Eu-152、Eu-154、Sr-90 及び Pu-239+240 を対象にデータの分布形態の確認を行い、データの分布形態に合わせて設定した。データの分布形態が正規分布である場合は算術平均、対数正規分布である場合は幾何平均でスケーリングファクタを算出することとした。また、発電所廃棄体の放射能濃度評価では、データの分布形態によらず保守的な算術平均でスケーリングファクタを算出していることから参考値として算術平均でもスケーリングファクタを算出した。

(1) データの分布形態の確認

データの分布形態の確認は、評価対象核種と Key 核種の放射能濃度比のデータを正規確率紙及び対数正規確率紙にプロットすることで行った。正規確率紙を図 3.6 に、対数正規確率紙を図 3.7 に示す。

確認の結果、正規確率紙にプロットしたデータは直線的に並ばず、対数正規確率紙にプロットしたデータが直線的に並んだことから、放射能濃度データは対数正規分布であると推定される。

(2) スケーリングファクタの算出

スケーリングファクタの算出は、データの分布形態が対数正規分布であることから幾何平均を用いた。また、参考値として標準偏差と算術平均のスケーリングファクタを算出した。算出結果を表 3.9 に示す。

3.2 平均放射能濃度法の適用性の検討

平均放射能濃度法の適用性は、3.1 項でスケーリングファクタ法の適用が成立しなかった放射性核種である H-3、C-14、Cl-36、Nb-94、Tc-99、Ag-108m、I-129、Eu-154、U-234、U-238、Pu-238+Am-241 及び Cm-243+244 を対象に検討を行った。これらの放射性核種には、本来、Key 核種が存在する放射性核種が含まれているが、今後、スケーリングファクタ法の成立を目指して試料採取を継続する判断の指標とするために適用性を検討することとした。なお、本検討に用いている放射化学分析用の試料は、金属廃棄物の中でも比較的汚染のレベルが高い放射性廃棄物から採取されたものであり、取得した放射能濃度データは本検討における評価対象核種の放射能濃度分布を保守的に代表するものであると考えられる。

3.2.1 平均放射能濃度の算出

Key 核種と相関関係が成立しなかった放射性核種は、有意な放射能濃度データ数が少なく、1 点も有意な放射能濃度データが得られていない放射性核種も含まれている。また、現時点の分析数は JRR-2 と JRR-3 のデータを組合せた最大でも 15 試料でありデータ数が少ないことから、一律全放射性核種、有意な放射能濃度データに加えて検出限界値データを含めたデータを用いて平均放射能濃度法の適用性を検討することとした。なお、検出限界値データを含めた平均値を平均放射能濃度とすることは、真の値が検出限界値を下回ることから保守的な評価となる。

対象とした H-3、C-14、Cl-36、Nb-94、Tc-99、Ag-108m、I-129、Eu-154、U-234、U-238、Pu-238+Am-241 及び Cm-243+244 の放射能濃度データについて平成 30 年 3 月 31 日時点の値に減衰補正し、2.2.3 項の式 (7) を用いて平均放射能濃度を算出した。表 3.10 に算出した平均放射能濃度を示す。算出した平均放射能濃度は、基本的には本検討において放射化学分析用の試料の採取対象とした保管廃棄物に限定されるものである。一方、平均放射能濃度法は保管廃棄物の金属廃棄物全体に適用する必要があることから継続して確認分析を実施していく必要がある。

3.2.2 平均放射能濃度の裕度の確認

2.2.3 項に示したように、研究施設等廃棄物の埋設処分可能な放射性核種の種類及びその最大放射能濃度は、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を経て決定される。このため本検討では、基準線量相当濃度に対する平均放射能濃度の裕度が 1 以上となることを確認する。

確認の結果、表 3.10 に示すように平均放射能濃度法の適用性の検討を行うこととした放射性核種である H-3、C-14、Cl-36、Nb-94、Tc-99、Ag-108m、I-129、Eu-154、U-234、U-238、Pu-238+Am-241 及び Cm-243+244 について平均放射能濃度の裕度が 1 以上となった。平均放射能濃度がトレンチ処分における基準線量相当濃度を上回る評価対象核種はなく、もっとも平均放射能濃度の裕度が小さい放射性核種は Cl-36 で 1.07 という結果であった。

平均放射能濃度の算出に用いたデータの放射化学分析用の試料は、基本的にトレンチ処分対象を想定しているものであるが、金属廃棄物の中でも比較的汚染のレベルが高い放射性廃棄物から採取されたものを含んでおり、今後の検討により放射能濃度上限値付近の廃棄物はピット処分とする可能性もある。このため、放射能濃度上限値付近の廃棄物のデータを除いて、平均放射能濃度を再算出することも考慮し、主要な Key 核種である Co-60 と Cs-137 の放射能濃度を指標(X 軸)とした放射能濃度分布図を作成した。ここで、放射能濃度分布図の放射能濃度データは平成 30 年 3 月 31 日現在に減衰補正したものをを用いた。図 3.8 に Co-60 の放射能濃度を指標とした放射能濃度分布図を、図 3.9 に Cs-137 の放射能濃度を指標とした放射能濃度分布図を示す。

3.2.3 平均放射能濃度法の適用性の考察

前項で平均放射能濃度の裕度を確認した結果、いずれの放射性核種も裕度が 1 以上であることから、平均放射能濃度法が基本的に適用できる。しかし、平均放射能濃度が過剰に高い場合、埋設施設へ埋設できる総放射エネルギーを無駄に消費することとなる。このため、平均放射能濃度の裕度が 10 未満となった C-14、Cl-36 及び Tc-99 について平均放射能濃度が高い原因を考察した。

(1) C-14

C-14 は分析した 15 試料のうち 13 試料で検出されている。

C-14 の主要な生成反応は $O-17(n, \alpha)C-14$ 反応と $N-14(n, p)C-14$ 反応と考えられる¹²⁾。

JRR-2 及び JRR-3 は重水炉で、重水のカバーガスとしてヘリウムが用いられている。このカバーガスは原子炉の運転開始前にヘリウム置換作業を行うことでヘリウム濃度を約 90Vol%以上まで上昇させている¹³⁾。このため、残りの約 10Vol%以下の不純物中には系統開放時に系統内に流入した空気が含まれているものと考えられる。また、空気中に含まれる Ar の放射化で生成された Ar-41 が原子炉運転中に検出されていた^{14,15)} ことから、系統内に空気が存在していたものと考えられる。

空気の組成の 23.2%が酸素、75.5%が窒素であること¹⁶⁾、O-17 は酸素の安定同位体で存在比は 0.037%、一方、N-14 は窒素の安定同位体で存在比は 99.635%であること¹²⁾ から、空気中の窒素が主な C-14 の起源となっていると考えられる。

以上のことから、重水炉特有の設備や運転条件が原因で生成された C-14 が平均放射能濃度を上昇させているものと考えられる。また、カバーガス中の窒素濃度のデータを調査することで、今後、原因の特定が可能であると考えられる。

(2) Cl-36

Cl-36 は分析した 15 試料のうち 11 試料で検出されている。

Cl-36 の主要な生成反応は $Cl-35(n, \gamma)Cl-36$ 反応と考えられる¹²⁾。Cl-35 は塩素の安定同位体で存在比は 75.53%である¹²⁾。また、放射化計算コードを用いて Cl-36 の起源元素を試算すると硫黄からも僅かに生成される。

塩素は JRR-2 及び JRR-3 の原子炉冷却材である重水の不純物に含まれているものと考えられ、イオン交換樹脂には不純物として塩素を含有していることから、樹脂通水時に塩素が溶出していると考えられる。

樹脂通水時の塩素の溶出については、新型転換炉原型炉施設ふげん(以下「ふげん」という。)で重水の水質悪化を防止するために検討している事例¹⁷⁾があり、「ふげん」では樹脂に含まれる塩素を低減した樹脂の改良、開発が行われている。JRR-2 及び JRR-3 では汎用のイオン交換樹脂を使用していたと考えられることから、重水中の塩素濃度が高くなる要因の一つとして推定される。

また、硫黄は「ふげん」の検討事例¹⁷⁾によると、重水の放射線分解で生成される過酸化重水素がイオン交換樹脂を酸化分解しているものと検討されている。原子炉冷却系の冷却材(軽水)においても放射線分解によって過酸化水素が生成するが、冷却材温度が約 284℃と極めて高いため分解反応が迅速に進行し、系統内の過酸化水素濃度は 5ppb 以下と極めて低い。これに対して減速材である重水の温度は、最大約 70℃であるため過酸化重水素の分解反応が進行せず 5ppm から 10ppm 程度存在し、イオン交換樹脂の酸化分解が進行すると考えられている。一方、JRR-2 の重水温度は平均で 54.5℃¹⁸⁾、JRR-3 の重水温度は平均で 47.5℃¹⁹⁾であることから、「ふげん」の重水と同じように放射線分解で生成される過酸化重水素濃度が高くなっていたと考えられる。このため、イオン交換樹脂の酸化分解によって構成成分から SO_4^{2-} や NO_3^- が溶出していたものと推定される。

以上のことから、重水炉特有の設備や運転条件が原因で生成する Cl-36 が平均放射能濃度を上昇させているものと考えられる。また、JRR-2 及び JRR-3 に使用している樹脂の種類や重水の水質管理に関するデータを調査することで、今後、原因の特定が可能であると考えられる。

(3) Tc-99

Tc-99 は分析した 15 試料のうち検出された試料はない。このため、平均放射能濃度が高い原因は検出限界値データの中に基準線量相当濃度付近のデータがあるためである。

基準線量相当濃度付近のデータは、いずれも放射化汚染が含まれる試料であることから、これらのデータを含めて平均放射能濃度を算出することで、過剰に保守的な値となっているものと考えられる。

Tc-99 はコンクリートピット処分の重要核種であるが、トレンチ処分の重要核種ではないことから、トレンチ処分における基準線量相当濃度で裕度を評価することが適切ではなかったと

考えられる。このため、Tc-99 の平均放射能濃度の算出値は参考値扱いとし、今後、放射化汚染が含まれる試料のデータと分けて平均放射能濃度を算出する等の検討を行う必要がある。また、Tc-99 は本来、スケーリングファクタ法の適用が考えられる放射性核種であることから、今後、放射化学分析データの拡充を図りスケーリングファクタ法の適用についても引き続き検討する。

3.3 今後の検討事項

本検討において、放射能濃度評価方法の基幹となるスケーリングファクタ法と平均放射能濃度法の適用性をそれぞれの方法別に検討してきたが、実際の放射能濃度評価方法への適用にあたっては、「核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則（以下「第二種埋設規則」という。）」の放射能濃度に係る項目の要求事項を満足することについて、実際の廃棄体確認における放射能濃度の算出を模擬したシミュレーションを試行して、確認することを検討する必要がある。

4. 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、JRR-2 及び JRR-3 保管廃棄物のうち金属廃棄物を対象としたスケーリングファクタ法と平均放射能濃度法の適用性の検討を行った。スケーリングファクタ法と平均放射能濃度法の適用性を取りまとめた結果を表 4.1 に示す。

スケーリングファクタ法の適用性の検討の結果、分散分析検定 (F 検定) を用いて、JRR-2 及び JRR-3 施設共通のスケーリングファクタを適用できる見込みが得られた。

Ni-63、Sr-90、Eu-152 及び Pu-239+240 は、Key 核種との相関関係を確認しスケーリングファクタ法が適用できる見込みが得られた。

Eu-154、U-234、U-238 及び Pu-238+Am-241 は、現在得られている相関係数から t 検定の合格に必要なデータ点数を算出した結果、2 点から 6 点の追加データが得られれば、スケーリングファクタ法が適用できる見込みである。

Nb-94、Tc-99、Ag-108m 及び Cm-243+244 は、検出数が少なく相関関係の確認には多数の追加データが必要となる。このため、スケーリングファクタ法の適用には、引き続き試料採取及び放射化学分析を行う必要がある。なお、Nb-94 及び Ag-108m は、 γ 線放出核種であることから Key 核種である Co-60 及び Cs-137 と合わせて非破壊外部測定法を適用することも有用であり、合わせて検討を行っていく必要がある。

平均放射能濃度法の適用性の検討の結果、H-3、C-14、Cl-36、Nb-94、Tc-99、Ag-108m、I-129、Eu-154、U-234、U-238、Pu-238+Am-241 及び Cm-243+244 は、平均放射能濃度がトレンチ処分における基準線量相当濃度以下となることを、平均放射能濃度の裕度を評価することで確認し、平均放射能濃度法が適用できる見込みが得られた。

算出した平均放射能濃度は、基本的には本検討において放射化学分析用の試料の採取対象とした保管廃棄物に限定されるものであることから、保管廃棄物の金属廃棄物全体に適用できる平均放射能濃度を検討していく必要がある。また、平均放射能濃度の裕度についても研究施設等廃棄物の埋設処分場の最大放射能濃度が決定され次第、最大放射能濃度に対する裕度を改めて評価し、平均放射能濃度が適用できることを確認する必要がある。

Eu-154、U-234、U-238 及び Pu-238+Am-241 のように少数の追加データが得られればスケーリングファクタ法が適用できる放射性核種や Nb-94、Tc-99、Ag-108m 及び Cm-243+244 のように本来スケーリングファクタ法が適用できると考えられる放射性核種を含んでいることから、他の方法も含め合理的な放射能濃度評価方法を選択する必要がある。

平均放射能濃度の裕度が 10 未満であった C-14 及び Cl-36 は、放射能濃度が高くなる原因として重水炉特有の設備や運転条件があると考えられることから、カバーガス中の窒素濃度や重水水

質等の運転管理上のデータを調査し、原因の特定を行う必要がある。また、Tc-99 は、放射化汚染が含まれる試料の検出限界値が高く、過剰に保守的な平均放射能濃度となっていることから参考値扱いとし、今後、放射化汚染が含まれる試料のデータと分けて平均放射能濃度を算出する等の検討を行う必要がある。

本検討で算出したスケーリングファクタと平均放射能濃度の実際の放射能濃度評価方法への適用にあたっては、第二種埋設規則の放射能濃度に係る項目の要求事項を満足することについて、実際の廃棄体確認における放射能濃度の算出を模擬したシミュレーションを試行して、確認すること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、JRR-2 及び JRR-3 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の石原 圭輔氏、金澤 真吾氏、放射化学分析を実施し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原賀 智子氏、河内山 真美氏、下村 祐介氏、水飼 秋菜氏、飛田 実氏、大森 弘幸氏、佐々木 誉幸氏、関 晃太郎氏に感謝の意を表す。また、本報告書をまとめるにあたり、貴重なご意見をいただいた原子炉廃止措置研究開発センターの北村 高一氏に感謝の意を表す。

参考文献

- 1) 原子力規制庁, 廃棄物確認に関する運用要領 (平成 26 年 3 月), 2014.
- 2) 辻 智之, 亀尾 裕, 坂井 章浩他, 研究施設等から発生する均質・均一固化体に対する放射能濃度評価方法の検討, JAEA-Technology 2011-028, 2011, 66p.
- 3) 辻 智之, 亀尾 裕, 坂井 章浩他, JPDR 保管廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討(1), JAEA-Technology 2012-045, 2013, 37p.
- 4) 辻 智之, 坂井 章浩, 出雲 沙理他, JPDR 保管廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討(2), JAEA-Technology 2015-009, 2015, 46p.
- 5) 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リーングファクタ等の継続使用について, JNES-SS-0403, 2005.
- 6) 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.
- 7) 坂井 章浩, 天澤 弘也, 仲田 久和他, 研究施設等廃棄物の埋設処分における安全評価上重要核種の選定(その 3) -RI・研究所等廃棄物に係る主要放射性廃棄物発生施設毎の重要核種の予備評価-, JAEA-Technology 2010-021, 2010, 152p.
- 8) 前川 功一, 得津 康義, 河合 研一, 経済・経営系のためのよくわかる統計学, 朝倉書店, 2014.
- 9) (公財) 原子力安全技術センター, 平成 8 年度放射性廃棄物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), 1997.
- 10) 原子力安全基盤機構 規格基準部, 日本原子力発電(株)東海発電所の充填固化体に係る廃棄物確認方法について, JNES-SS-0613, 2006.
- 11) 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.
- 12) 村上 悠紀雄, 團野 皓文, 小林 昌敏, 放射線データブック, 地人書館, 1982.
- 13) 日本原子力研究所 東海研究所 研究炉部, JRR-2 の運転経験と利用の成果 研究用第 2 号原子炉 (CP-5 型) の 40 年の軌跡, 1997.
- 14) JRR-2 管理課, JRR-2 の運転と利用の成果, JAERI-Tech 94-014, 1994. 279p.
- 15) 阪井 英次, 寺田 博海, 鈴木 征四郎他, 可搬型 Ge (Li) 検出器を用いた JRR-3 原子炉におけるガンマ線スペクトル測定, JAERI-M 6024, 1975, 38p.
- 16) 社団法人日本アイソトープ協会, アイソトープ手帳 11 版, 2011.
- 17) 動力炉・核燃料開発事業団, 新型転換炉原型炉「ふげん」技術成果の概要 (第 2 章), PNC TN1410 91-052, 1991.
- 18) 日本原子力研究所 建設部, 建築施設技術報告 JRR-2 編, JAERI 5010, 1963, 112p.
- 19) 日本原子力研究所 建設部, 建築施設技術報告 JRR-3 編, JAERI 5008, 1962, 103p.

表 2.1 分析核種と予備選定した重要核種の一覧

No.	放射性核種	分析核種	予備選定した重要核種				備考
			トレンチ処分		コンクリートピット処分		
			JRR-2	JRR-3	JRR-2	JRR-3	
1	H-3	○	○	○	○	○	
2	C-14	○	○	-	○	○	
3	Cl-36	○	-	-	○	○	
4	Co-60	○	○	○	-	-	
5	Ni-59	-	-	-	○	-	Ni-63 との生成比の理論計算により評価が可能な放射性核種のため除外
6	Ni-63	○	○	-	○	○	
7	Sr-90	○	○	○	○	○	
8	Nb-94	○	-	-	○	-	
9	Mo-93	-	-	-	○	-	JRR-2 放射化汚染特有の放射性核種のため除外
10	Tc-99	○	-	-	○	○	
11	Ag-108m	○	○	○	○	○	
12	I-129	○	-	-	-	-	サイクル廃棄物の重要核種として当面選定されているため追加
13	Cs-137	○	○	○	○	○	
14	Eu-152	○	-	-	-	-	
15	Eu-154	○	-	-	-	-	
16	Ho-166m	-	-	-	○	-	JRR-2 放射化汚染特有の放射性核種のため除外
17	U-234	○	-	-	○	○	
18	U-238	○	-	-	-	○	
19	Pu-238	○	-	-	○	○	
20	Pu-239	○	-	○	-	○	
21	Pu-240	○	-	○	-	○	
22	Pu-241	-	-	-	-	○	JRR-3 二次的汚染特有の放射性核種のため除外
23	Am-241	○	-	○	-	○	
24	Cm-243	○	-	-	-	-	照射後試験施設特有の放射性核種のため追加
25	Cm-244	○	-	-	-	-	照射後試験施設特有の放射性核種のため追加
核種数		21	7	8	14	15	

表 3.1 相関係数の確認結果 (JRR-2)

放射性核種		データ数*1 (検出数/分析数)	相関係数*2	
Cl-36	Co-60	8/8	0.06	ほとんど相関がない。
Ni-63		7/8	0.94	強い相関がある。
Nb-94		2/8	-	-
Tc-99		0/8	-	-
Ag-108m		5/8	0.52	中程度の相関がある。
Eu-152		4/8	1.00	強い相関がある。
Eu-154		5/8	0.96	強い相関がある。
Sr-90	Cs-137	7/8	0.97	強い相関がある。
Tc-99		0/8	-	-
I-129		1/8	-	-
U-234		5/8	0.80	強い相関がある。
U-238		4/8	0.90	強い相関がある。
Pu-239+240		5/8	0.95	強い相関がある。
Pu-238+Am-241		1/8	-	-
Cm-243+244		2/8	-	-

*1 検出数は評価対象核種と Key 核種が共に有意なデータ数を示す。

*2 データ数が2点以下の放射性核種は相関係数の算出が未実施であることから「-」表記としている。

表 3.2 t 検定による確認結果 (JRR-2)

放射性核種		t ₀ 値	t 値 (t(n-2,1%))	確認結果*1
Cl-36	Co-60	0.15	3.71	不合格
Ni-63		6.01	4.03	合格
Ag-108m		1.07	5.84	不合格
Eu-152		26.5	9.92	合格
Eu-154		6.14	5.84	合格
Sr-90	Cs-137	9.74	4.03	合格
U-234		2.32	5.84	不合格
U-238		2.92	9.92	不合格
Pu-239+240		5.14	5.84	不合格

*1 判定基準は $t_0 \geq t(n-2,1\%)$ であれば相関関係を有する (合格) とした。

表 3.3 相関係数の確認結果 (JRR-3)

放射性核種		データ数* ¹ (検出数/分析数)	相関係数* ²	
Cl-36	Co-60	2/7	-	-
Ni-63		5/7	0.72	強い相関がある。
Nb-94		0/7	-	-
Tc-99		0/7	-	-
Ag-108m		1/7	-	-
Eu-152		2/7	-	-
Eu-154		1/7	-	-
Sr-90	Cs-137	7/7	0.96	強い相関がある。
Tc-99		0/7	-	-
I-129		1/7	-	-
U-234		7/7	0.87	強い相関がある。
U-238		6/7	0.92	強い相関がある。
Pu-239+240		6/7	0.85	強い相関がある。
Pu-238+Am-241		4/7	0.08	ほとんど相関がない。
Cm-243+244		1/7	-	-

*1 検出数は評価対象核種と Key 核種が共に有意なデータ数を示す。

*2 データ数が2点以下の放射性核種は相関係数の算出が未実施であることから「-」表記としている。

表 3.4 t 検定による確認結果 (JRR-3)

放射性核種		t ₀ 値	t 値 (t(n-2,1%))	確認結果* ¹
Ni-63	Co-60	1.79	5.84	不合格
Sr-90	Cs-137	8.11	4.03	合格
U-234		3.87	4.03	不合格
U-238		4.57	4.60	不合格
Pu-239+240		3.27	4.60	不合格
Pu-238+Am-241		0.11	9.92	不合格

*1 判定基準は $t_0 \geq t(n-2,1\%)$ であれば相関関係を有する (合格) とした。

表 3.5 相関係数の確認結果 (JRR-2 及び JRR-3)

放射性核種		データ数*1 (検出数/分析数)	相関係数*2	
Cl-36	Co-60	10/15	0.04	ほとんど相関がない。
Ni-63		12/15	0.77	強い相関がある。
Nb-94		2/15	-	-
Tc-99		0/15	-	-
Ag-108m		6/15	0.61	中程度の相関がある。
Eu-152		6/15	0.99	強い相関がある。
Eu-154		6/15	0.95	強い相関がある。
Sr-90	Cs-137	14/15	0.97	強い相関がある。
Tc-99		0/15	-	-
I-129		2/15	-	-
U-234		12/15	0.68	中程度の相関がある。
U-238		10/15	0.71	強い相関がある。
Pu-239+240		11/15	0.91	強い相関がある。
Pu-238+Am-241		5/15	0.76	強い相関がある。
Cm-243+244		3/15	-1.00	強い相関がある (負の相関)。

*1 検出数は評価対象核種と Key 核種が共に有意なデータ数を示す。

*2 データ数が 2 点以下の放射性核種は相関係数の算出が未実施であることから「-」表記としている。

表 3.6 t 検定による確認結果 (JRR-2 及び JRR-3)

放射性核種		t ₀ 値	t 値 (t(n-2,1%))	確認結果*1
Cl-36	Co-60	0.12	3.36	不合格
Ni-63		3.78	3.17	合格
Ag-108m		1.53	4.60	不合格
Eu-152		17.0	4.60	合格
Eu-154		6.18	4.60	合格
Sr-90	Cs-137	13.6	3.05	合格
U-234		2.90	3.17	不合格
U-238		2.84	3.36	不合格
Pu-239+240		6.54	3.25	合格
Pu-238+Am-241		2.05	5.84	不合格
Cm-243+244		-10.8	63.7	不合格

*1 判定基準は $t_0 \geq t(n-2,1\%)$ であれば相関関係を有する (合格) とした。

表 3.7 各検討ケースの比較*1

放射性核種	JRR-2 単一施設			JRR-3 単一施設			JRR-2 及び JRR-3 組合せ		
	相関係数	t 検定	相関図	相関係数	t 検定	相関図	相関係数	t 検定	相関図
Cl-36	×	×	×	-	-	-	×	×	×
Ni-63	○	○	○	○	×	△	○	○	○
Nb-94	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Tc-99	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Ag-108m	△	×	×	-	-	-	△	×	×
Eu-152	○	○	○	-	-	-	○	○	○
Eu-154	○	○	△	-	-	-	○	○	○
Sr-90	○	○	○	○	○	○	○	○	○
Tc-99	-	-	-	-	-	-	-	-	-
I-129	-	-	-	-	-	-	-	-	-
U-234	○	×	△	○	×	○	△	×	△
U-238	○	×	△	○	×	○	○	×	△
Pu-239+240	○	×	○	○	×	△	○	○	○
Pu-238+Am-241	-	-	-	×	×	×	○	×	△
Cm-243+244	-	-	-	-	-	-	×	×	×

*1 データ数が3点以下の放射性核種は「-」表記としている。

相関係数は強い相関がある場合を○、中程度の相関がある場合を△、ほとんど相関がない場合を×とした。

t 検定は合格を○、不合格を×とした。

相関図はデータの分布が直線的に並んだ場合を○、分布がややばらけた場合を△、不明な分布の場合を×とした。

表 3.8 分散分析検定 (F 検定) によるグループ分類の必要性の確認結果

放射性核種		分散比 Fs	F 値 (F(k-1,N-k,1%))	確認の結果*1	備考
Ni-63	Co-60	2.03	10.0	分類不要	
Eu-152		0.89	21.2	分類不要	
Eu-154		-	-	-	検定不可*2
Sr-90	Cs-137	3.40E-3	9.33	分類不要	
Pu-239+240		0.34	10.6	分類不要	

*1 確認結果の判定基準は $F_s < F(k-1, N-k, 1\%)$ であれば分類不要とした。

*2 JRR-3 の Eu-154/Co-60 の有意なデータ数は 1 点であり、分散が算出できないことから検定できなかった。

表 3.9 スケーリングファクタの算出結果

放射性核種		分布形態	算出方法	算出結果*1	参考値*1	
					標準偏差*2	算術平均
Ni-63	Co-60	対数正規分布 と推定	幾何平均	4.40E-2	2.88E-1	1.75E-1
Eu-152		対数正規分布 と推定	幾何平均	5.19E-3	5.17E-3	6.99E-3
Eu-154		対数正規分布 と推定	幾何平均	1.26E-3	3.94E-3	2.50E-3
Sr-90	Cs-137	対数正規分布 と推定	幾何平均	6.10E-1	8.29E-1	8.76E-1
Pu-239+240		対数正規分布 と推定	幾何平均	5.66E-2	1.31E-1	1.18E-1

*1 試料発生日時点の値を示す。

*2 不変標準偏差を示す。

表 3.10 平均放射能濃度の算出結果

放射性核種	データ数 (検出数/分析数)	基準線量相当 濃度 (Bq/g) *1	平均放射能濃度 (Bq/g) *2	平均放射能濃度 の裕度*3
H-3	14/15	5.30E+2	7.10E+0	74.6
C-14	13/15	2.20E+1	1.15E+1	1.91
Cl-36	11/15	1.40E+0	1.31E+0	1.07
Nb-94	2/15	1.70E+0	1.46E-1	11.7
Tc-99	0/15	1.10E+0	3.34E-1	3.29
Ag-108m	6/15	1.70E+0	1.38E-1	12.3
I-129	2/15	6.10E-1	4.62E-2	13.2
Eu-154	6/15	1.20E+2	3.09E-1	388
U-234	12/15	5.80E-1	1.19E-2	48.8
U-238	10/15	3.40E-1	7.96E-3	42.7
Pu-238+Am-241	5/15	2.40E+1	2.78E-2	864
Cm-243+244	3/15	4.20E+1	5.65E-3	7440

*1 トレンチ処分における基準線量相当濃度を示す。Pu-238+Am-241 の値は Am-241 の値、Cm-243+244 の値は Cm-243 の値を代表値としている。

*2 有意な検出値に加えて検出限界値を含む放射能濃度データを平成 30 年 3 月 31 日時点の値に減衰補正してから算出した算術平均値を示す。

*3 平均放射能濃度の裕度は、基準線量相当濃度/平均放射能濃度を示す。

表 4.1 JRR-2 及び JRR-3 保管廃棄物に対する放射能濃度評価方法のまとめ

放射性核種	評価方法	適用性*1	備考
H-3	平均放射能濃度法	○	
C-14	平均放射能濃度法	○	
Cl-36	平均放射能濃度法	○	
Co-60	非破壊外部測定法	○	実績あり（本検討対象外）
Ni-63	スケーリングファクタ法	○	
Sr-90	スケーリングファクタ法	○	
Nb-94	スケーリングファクタ法	×	検討には追加データ多数必要
	平均放射能濃度法	○	
Tc-99	スケーリングファクタ法	×	検討には追加データ多数必要
	平均放射能濃度法	○	
Ag-108m	スケーリングファクタ法	×	検討には追加データ多数必要
	平均放射能濃度法	○	
I-129	平均放射能濃度法	○	
Cs-137	非破壊外部測定法	○	実績あり（本検討対象外）
Eu-152	スケーリングファクタ法	○	
Eu-154	スケーリングファクタ法	△	JRR-3 の追加データ 2 点で適用できる見込み
	平均放射能濃度法	○	
U-234	スケーリングファクタ法	△	追加データ 2 点で適用できる見込み
	平均放射能濃度法	○	
U-238	スケーリングファクタ法	△	追加データ 2 点で適用できる見込み
	平均放射能濃度法	○	
Pu-239+240	スケーリングファクタ法	○	
Pu-238+Am-241	スケーリングファクタ法	△	追加データ 6 点で適用できる見込み
	平均放射能濃度法	○	
Cm-243+244	スケーリングファクタ法	×	検討には追加データ多数必要
	平均放射能濃度法	○	

*1 適用できるものを○、適用見込みのものを△、適用できるか判断できないものを×とした。

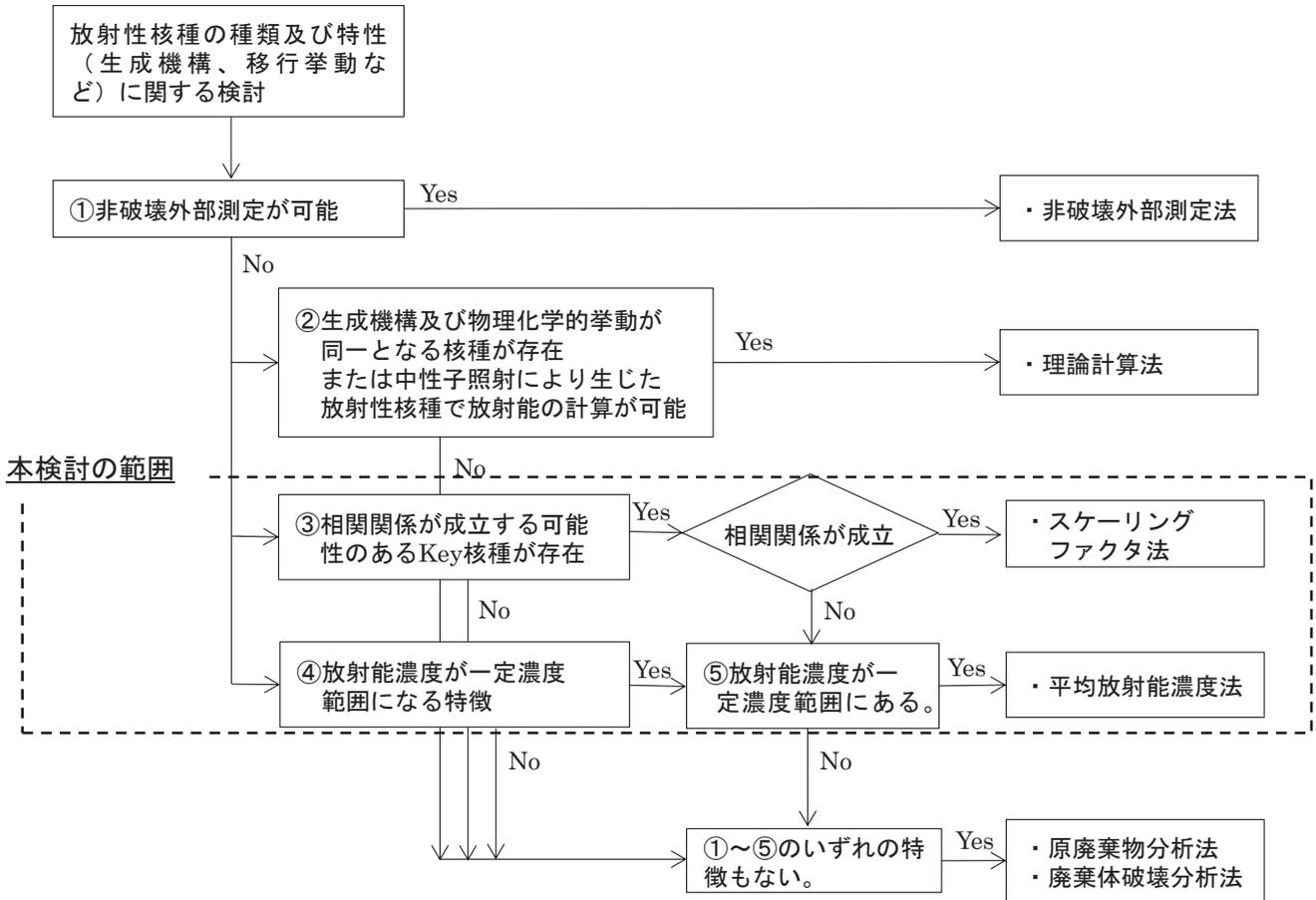


図 2.1 放射能濃度評価方法の選択の基本的な考え方のフロー

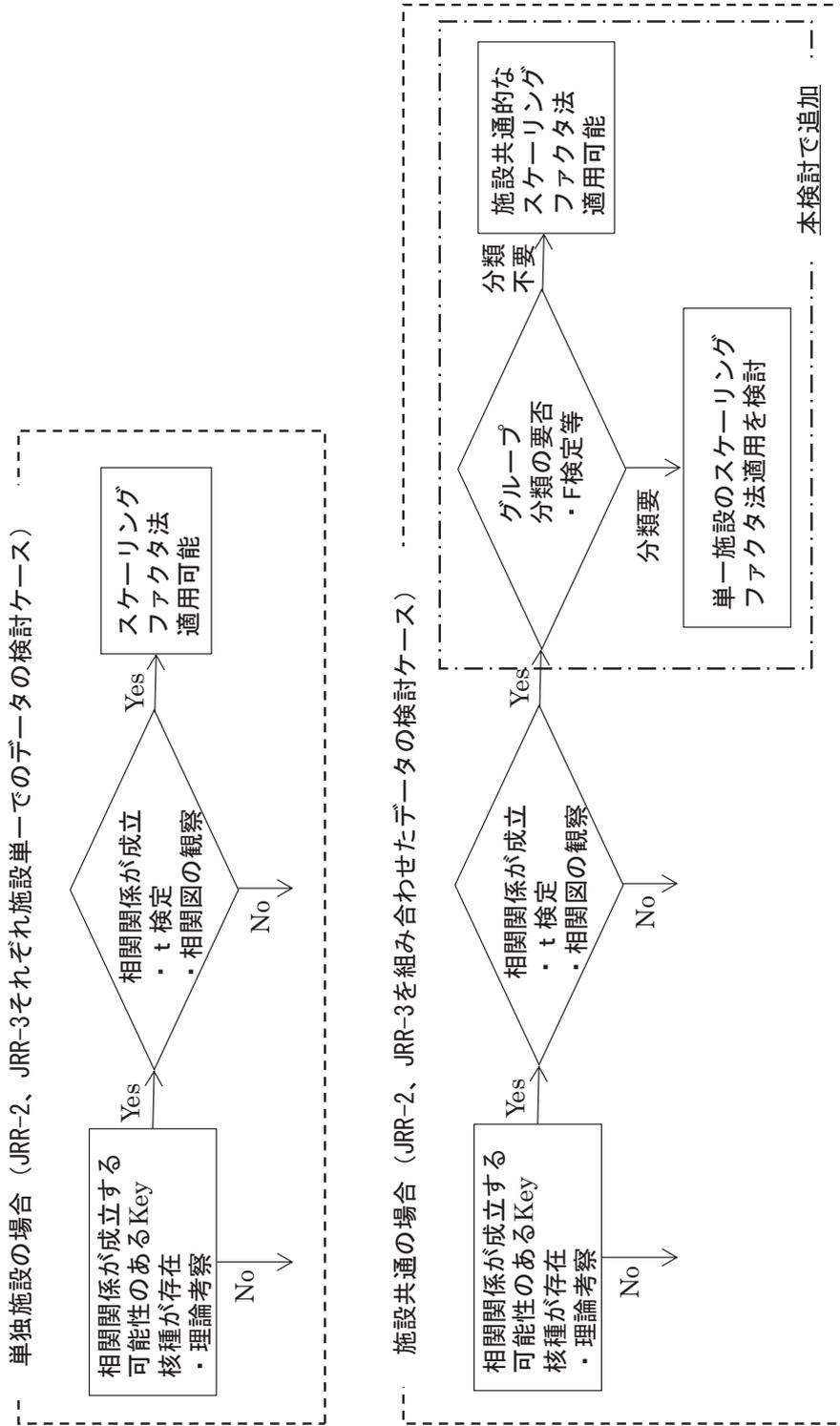


図 2.2 JRR-2 及び JRR-3 の施設共通の放射能濃度評価方法の検討フロー

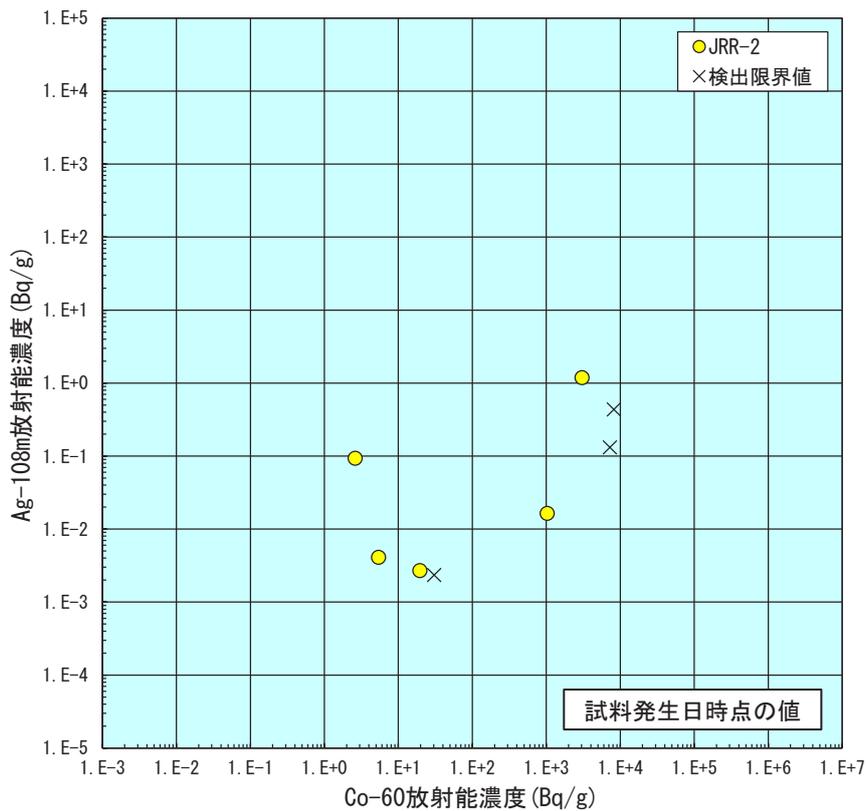


図 3.1 (3) Ag-108m/Co-60 放射能濃度相関図 (JRR-2)

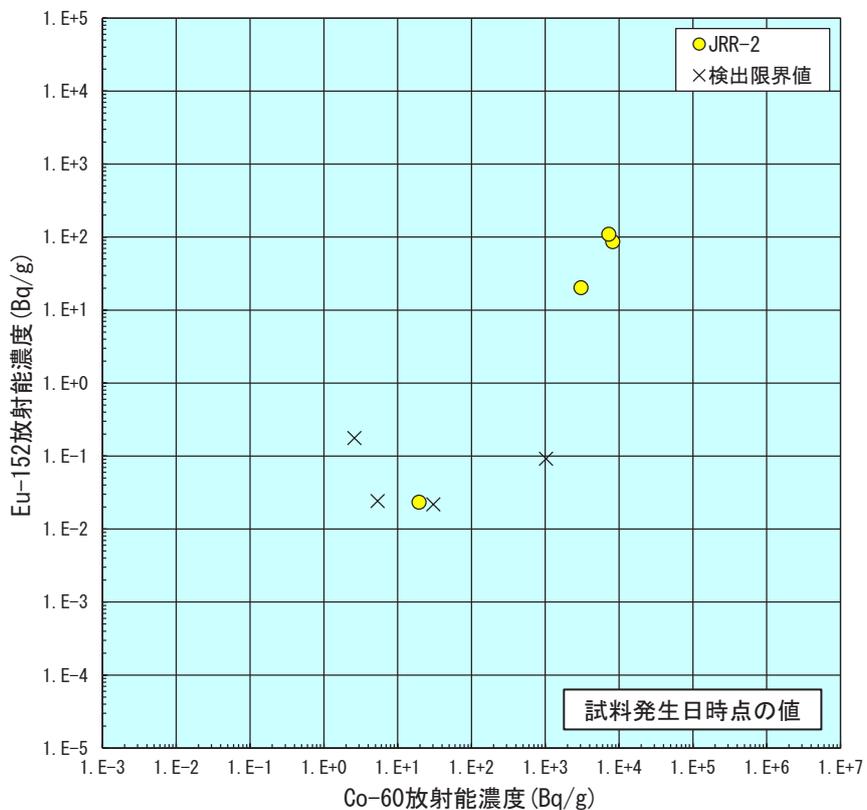


図 3.1 (4) Eu-152/Co-60 放射能濃度相関図 (JRR-2)

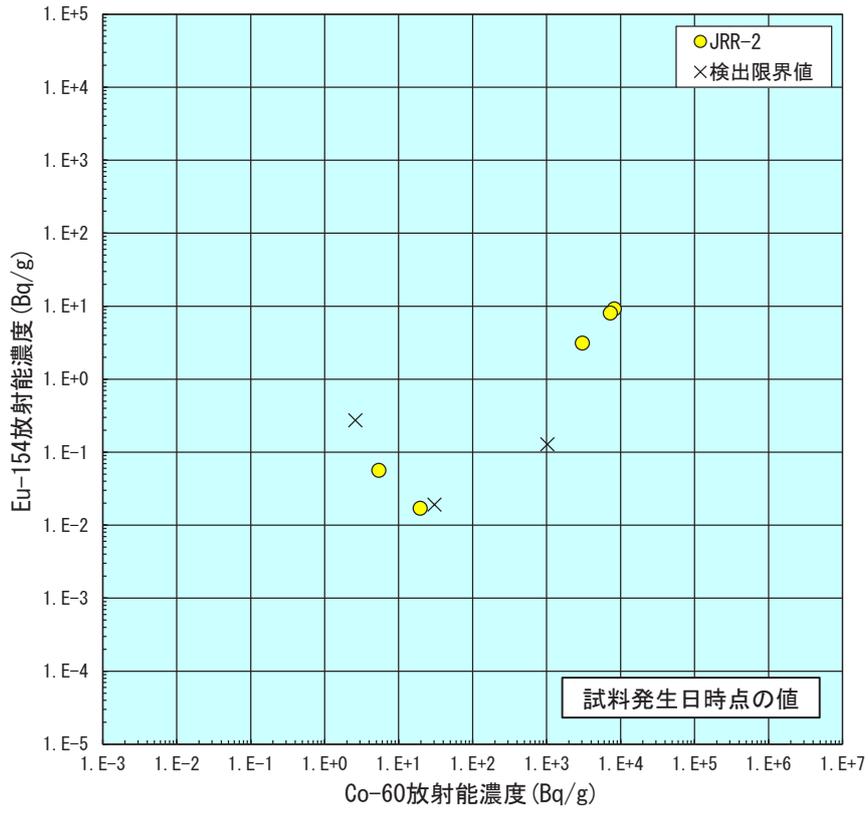


図 3.1 (5) Eu-154/Co-60 放射能濃度相関図 (JRR-2)

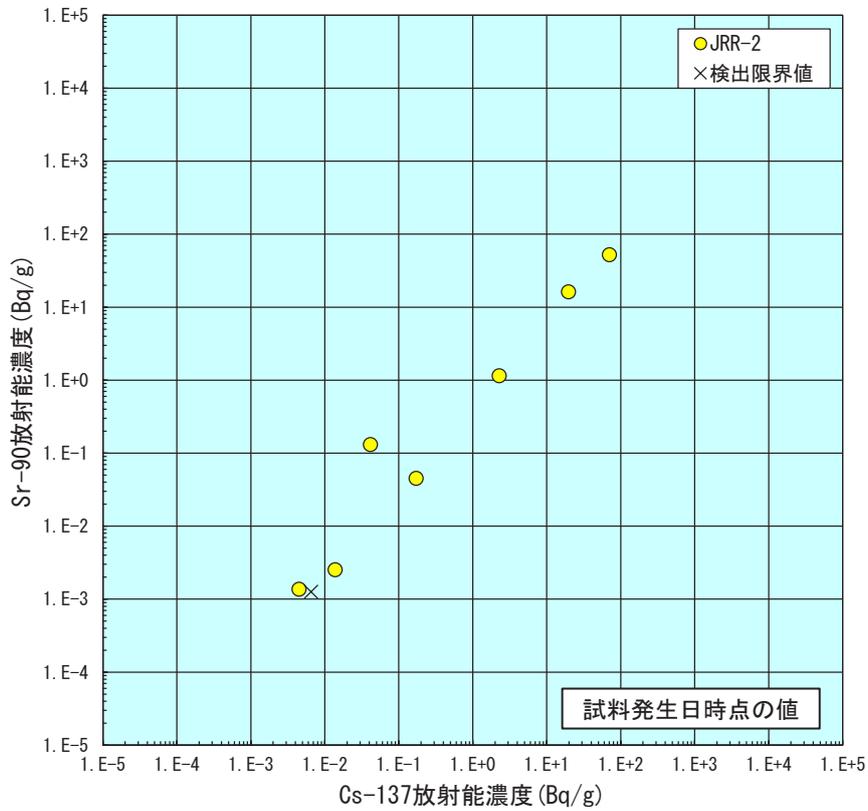


図 3.1 (6) Sr-90/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-2)

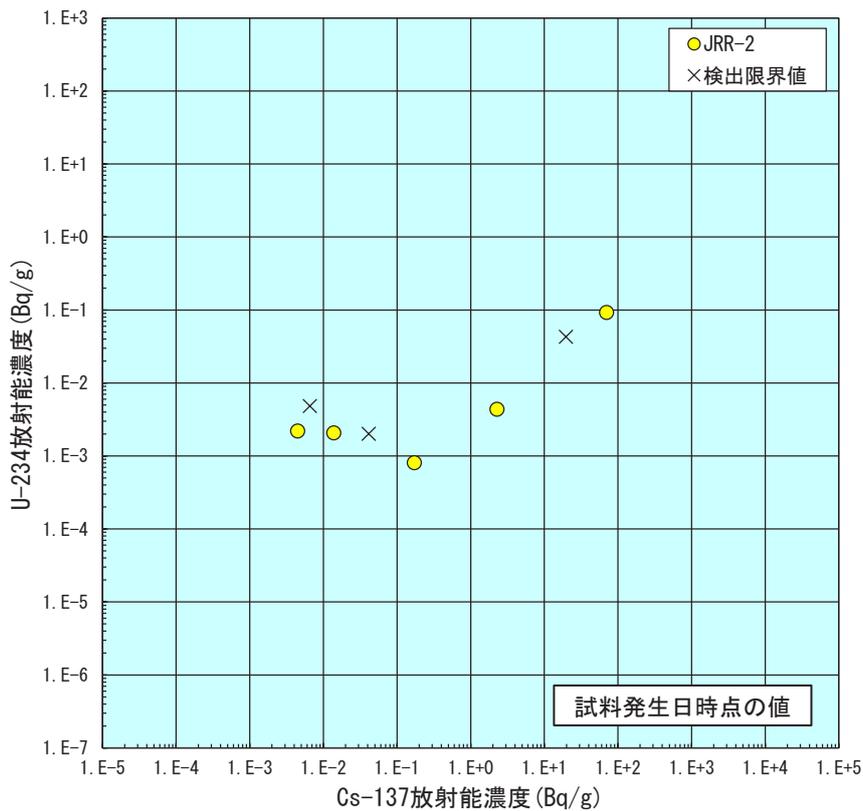


図 3.1 (7) U-234/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-2)

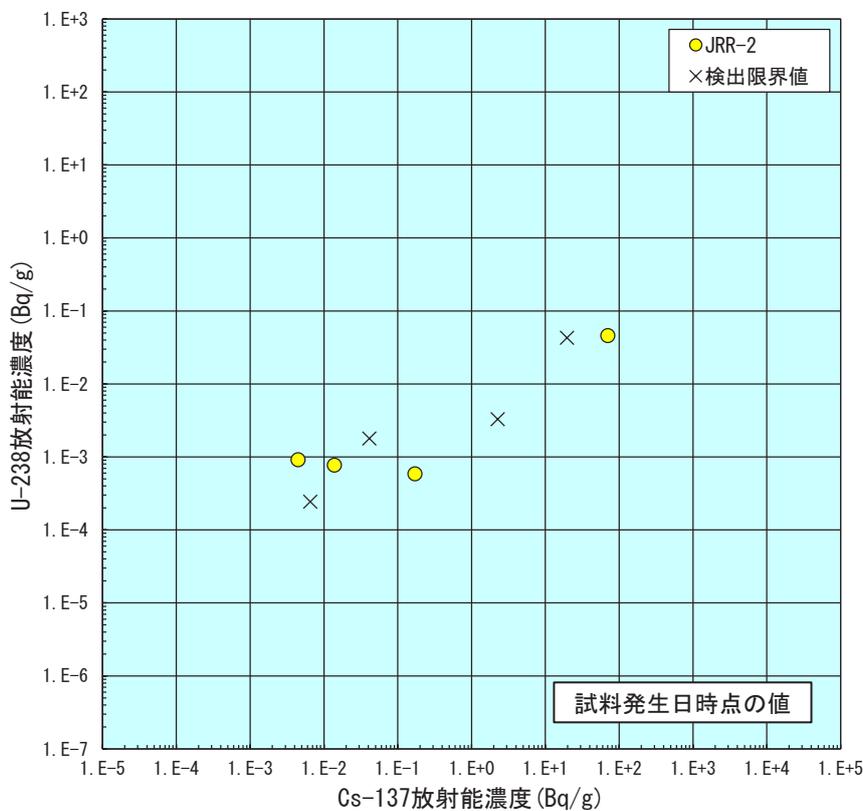


図 3.1 (8) U-238/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-2)

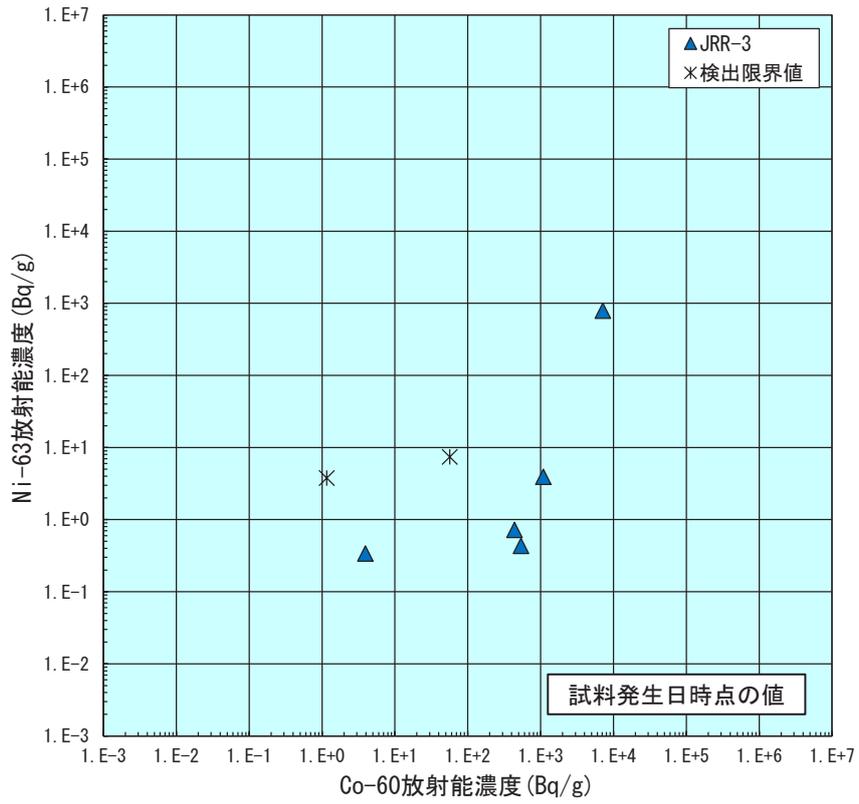


図 3.2 (1) Ni-63/Co-60 放射能濃度相関図 (JRR-3)

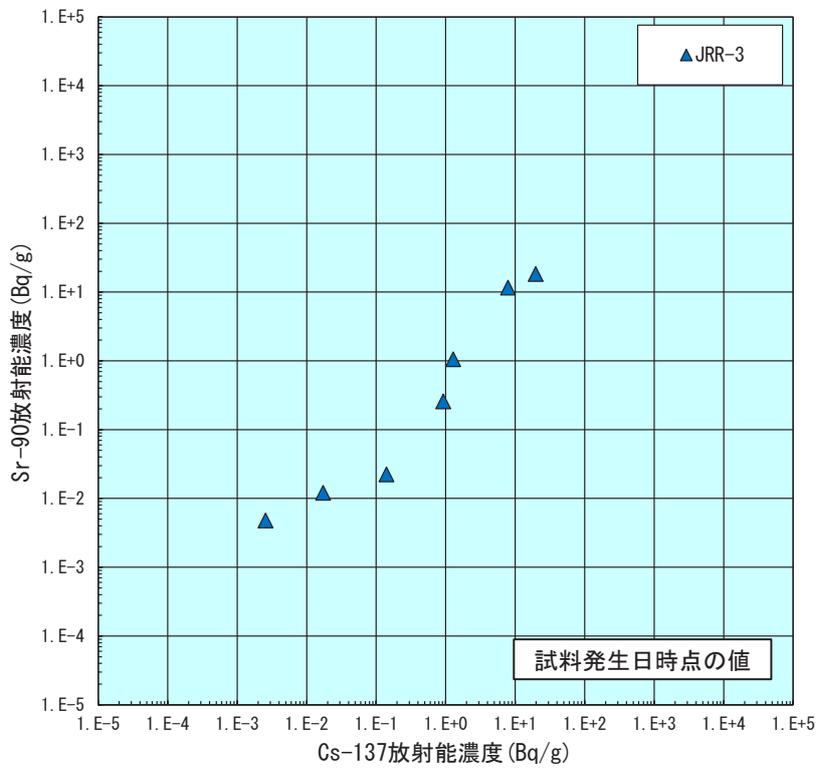


図 3.2 (2) Sr-90/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-3)

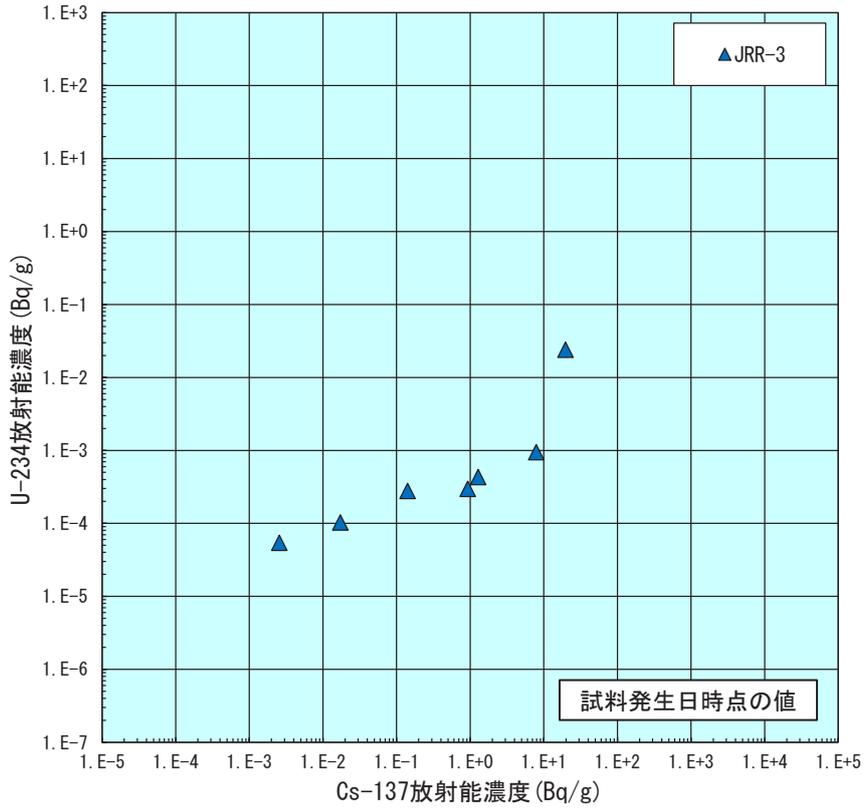


図 3.2 (3) U-234/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-3)

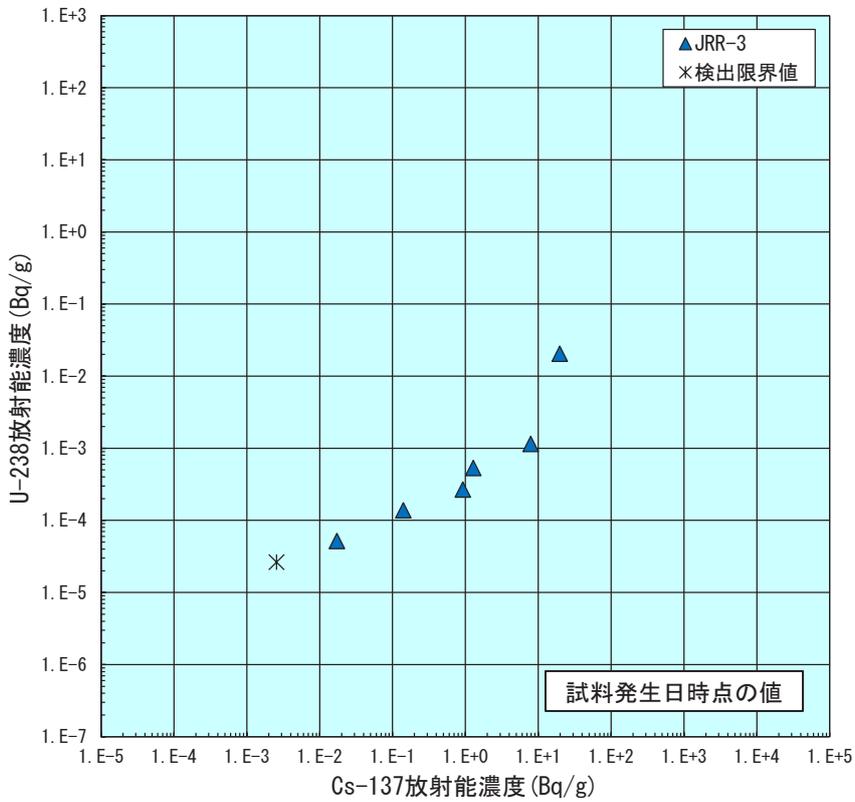


図 3.2 (4) U-238/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-3)

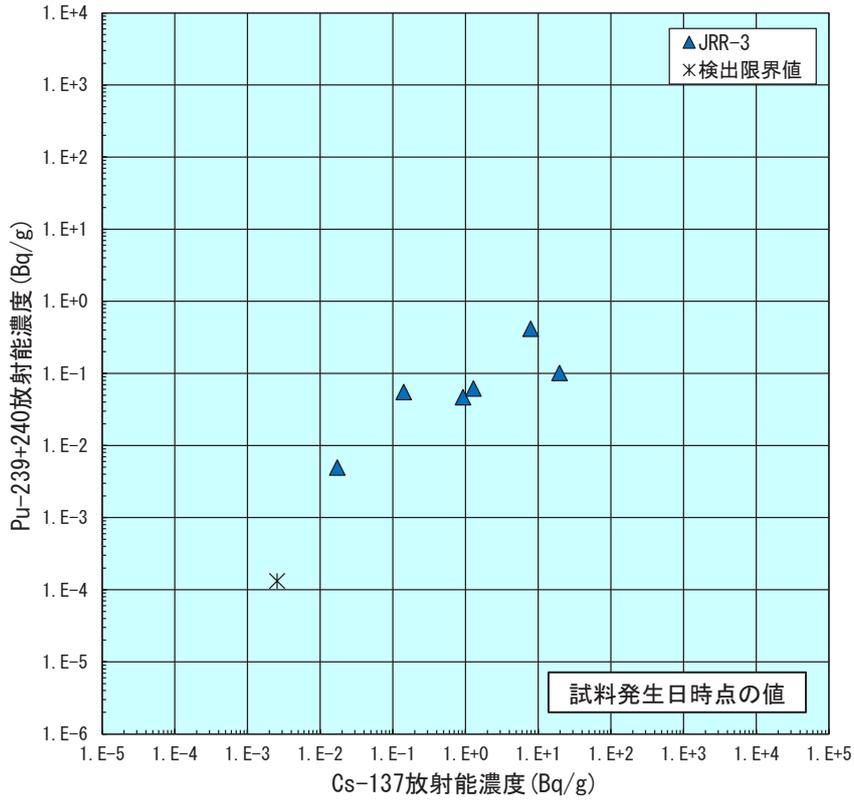


図 3.2 (5) Pu-239+240/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-3)

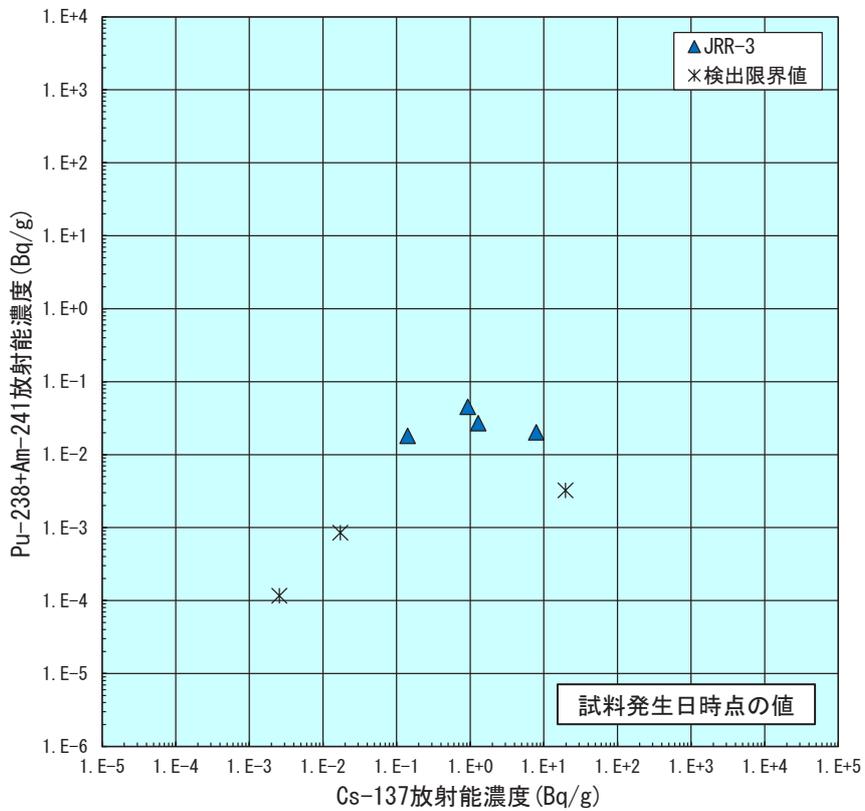


図 3.2 (6) Pu-238+Am-241/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-3)

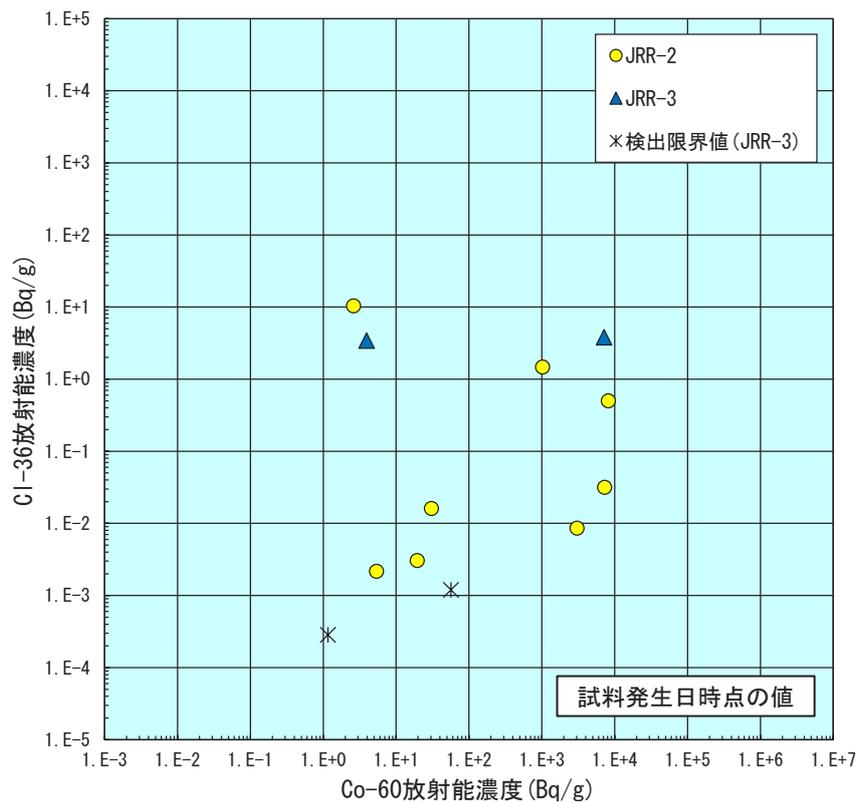


図 3.3 (1) Cl-36/Co-60 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)

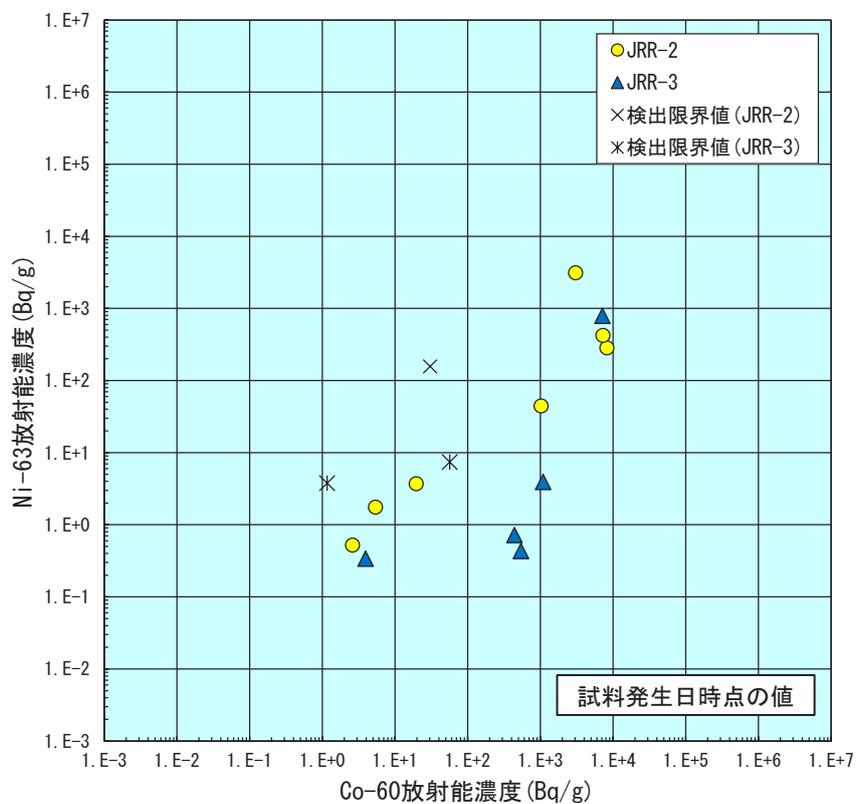


図 3.3 (2) Ni-63/Co-60 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)

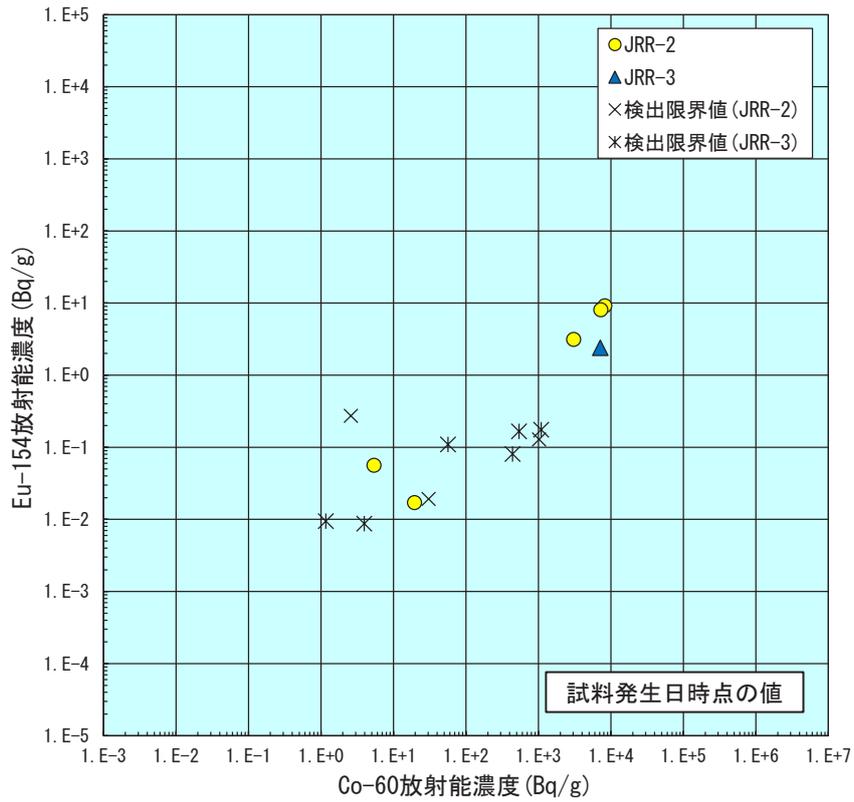


図 3.3 (5) Eu-154/Co-60 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)

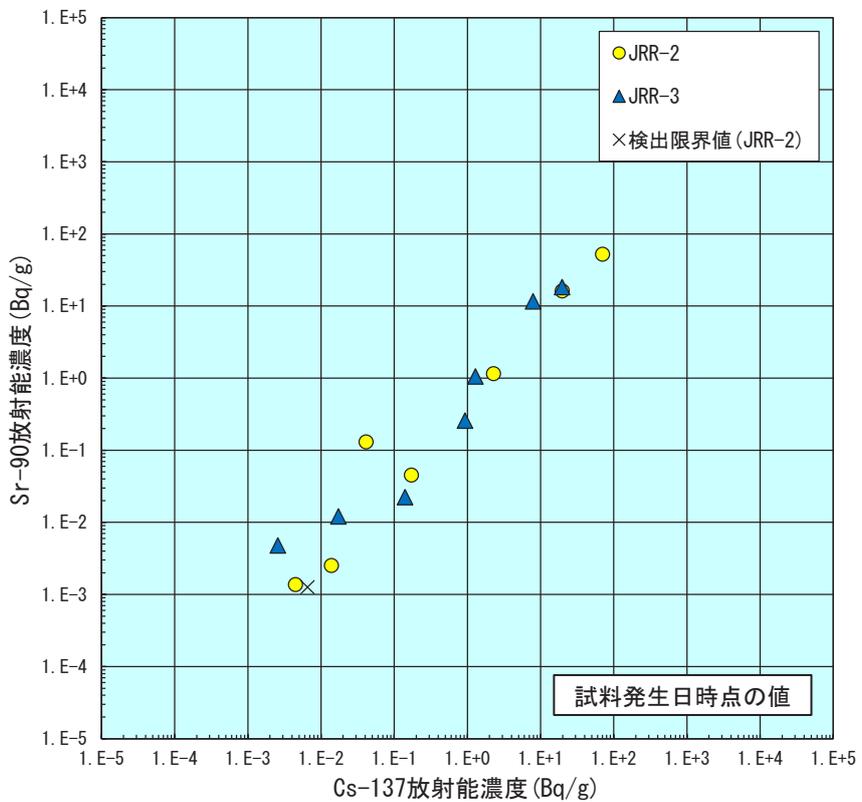


図 3.3 (6) Sr-90/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)

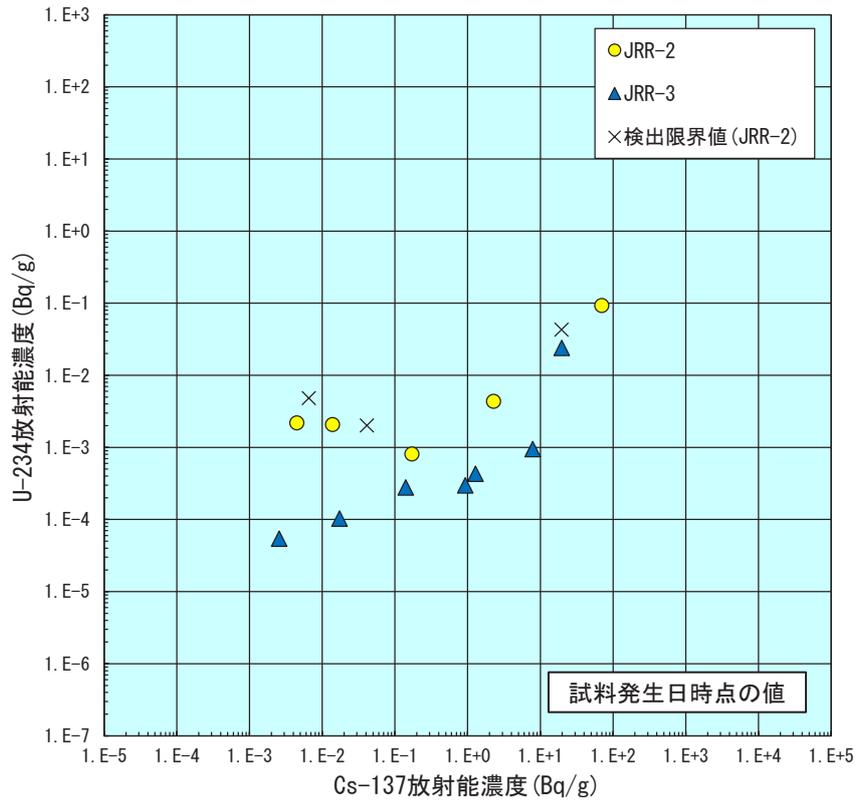


図 3.3 (7) U-234/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)

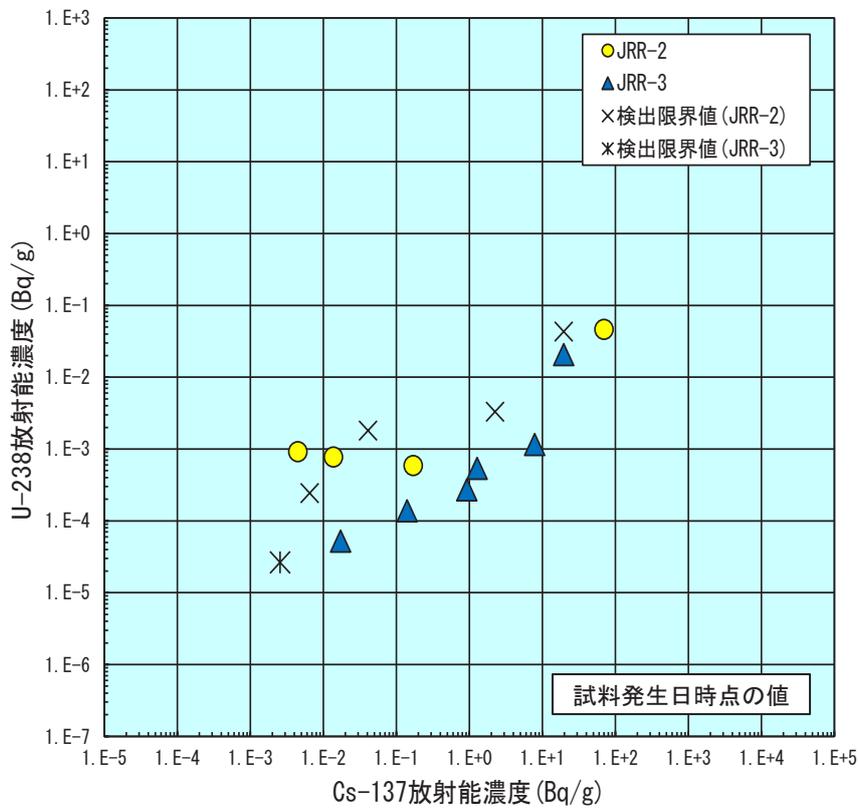


図 3.3 (8) U-238/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)

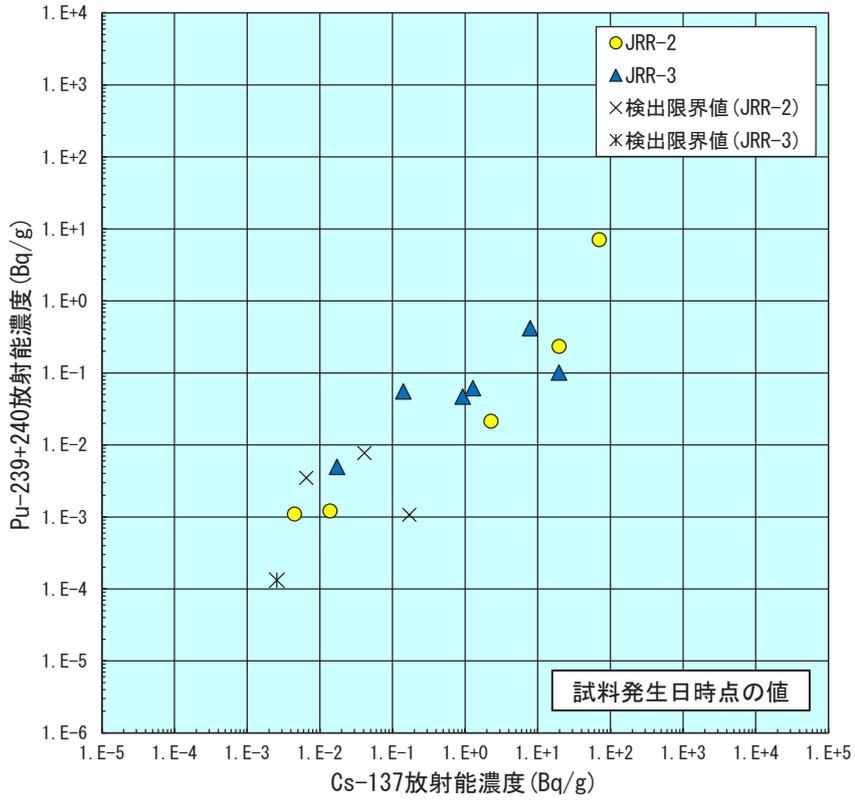


図 3.3 (9) Pu-239+240/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)

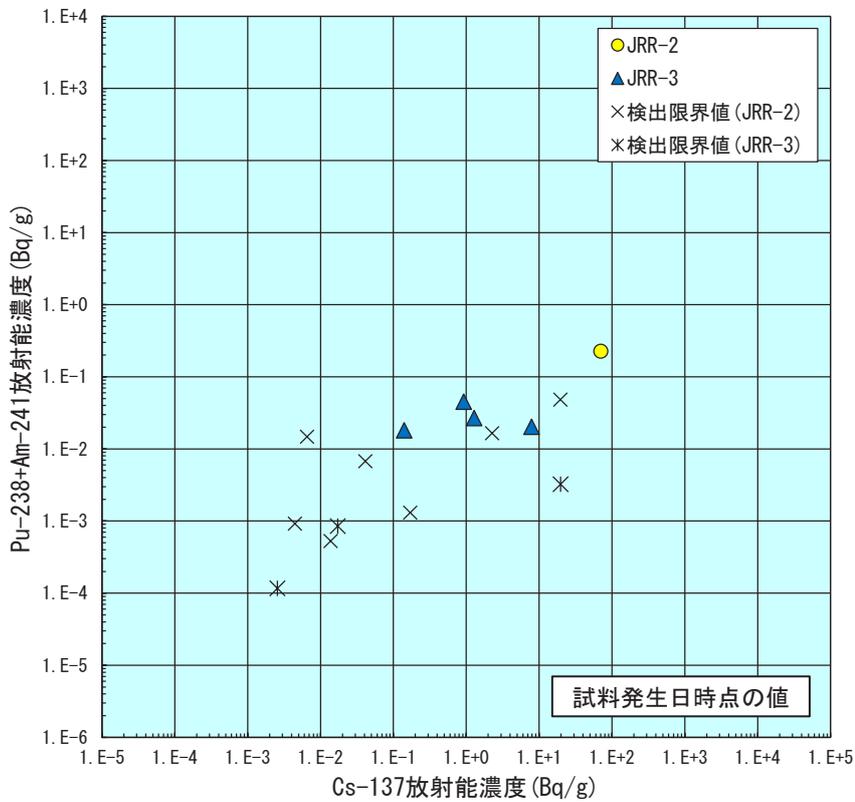


図 3.3 (10) Pu-238+Am-241/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)

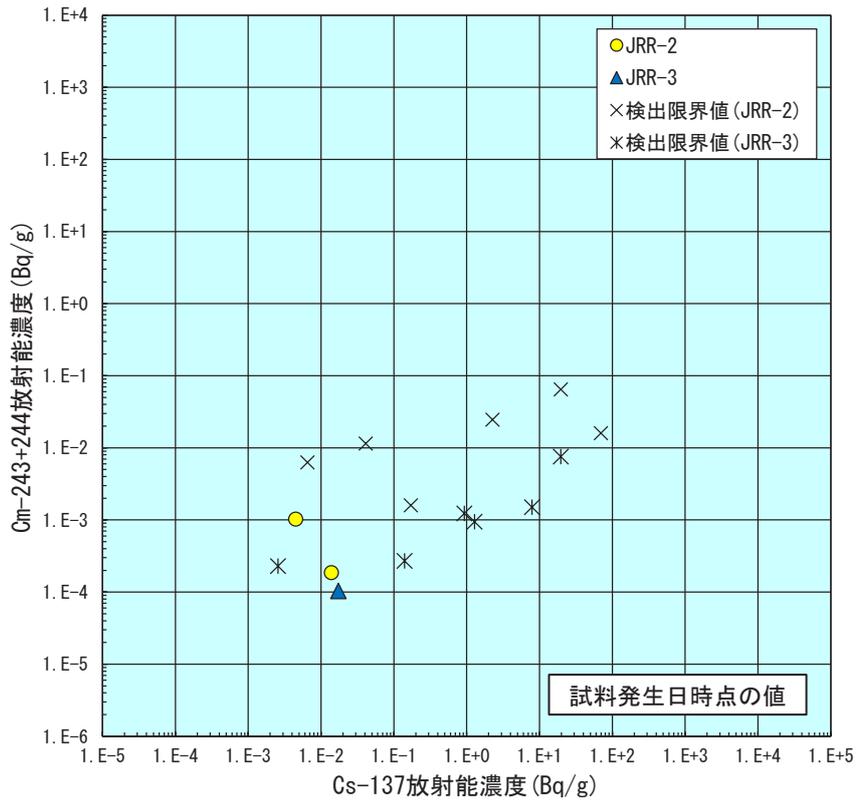


図 3.3 (11) Cm-243+244/Cs-137 放射能濃度相関図 (JRR-2 及び JRR-3)

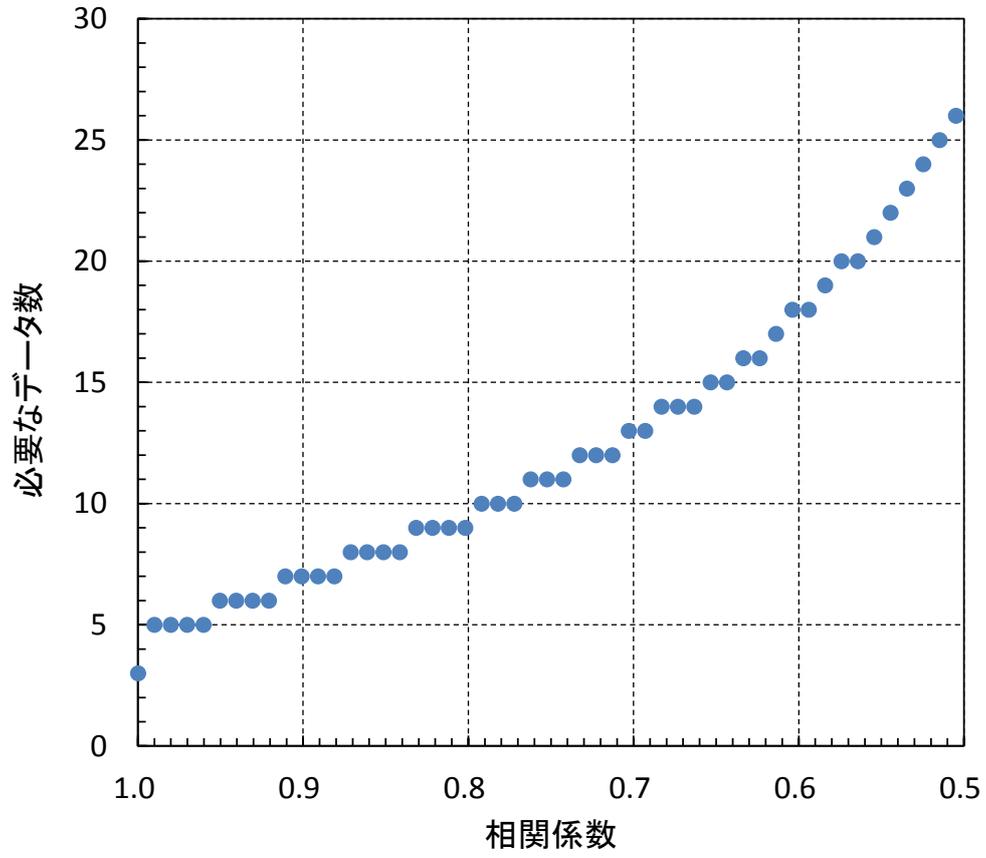


図 3.4 t 検定の合格に必要なデータ数と相関係数の関係

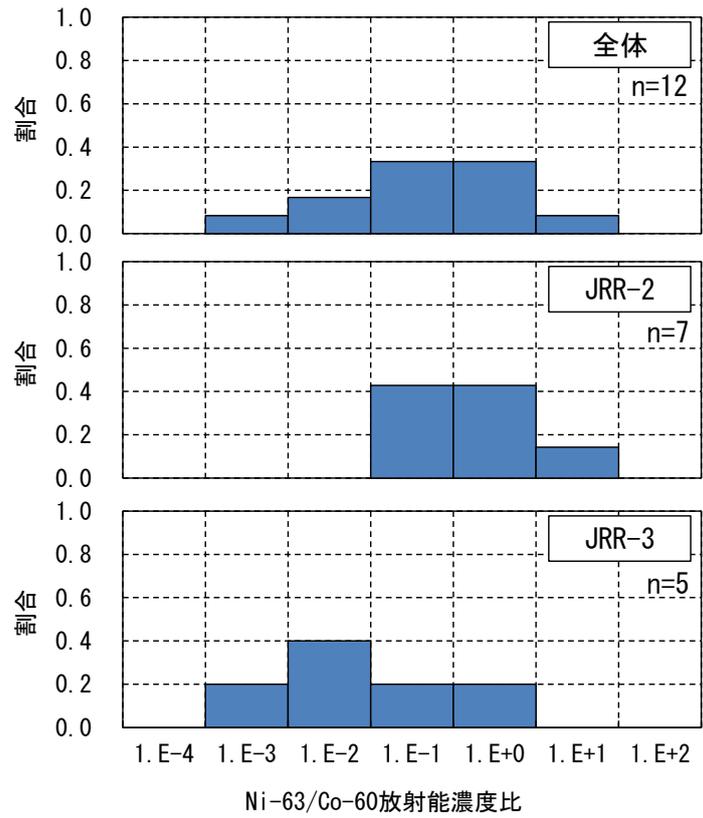


図 3.5 (1) Ni-63/Co-60 放射能濃度比分布の比較

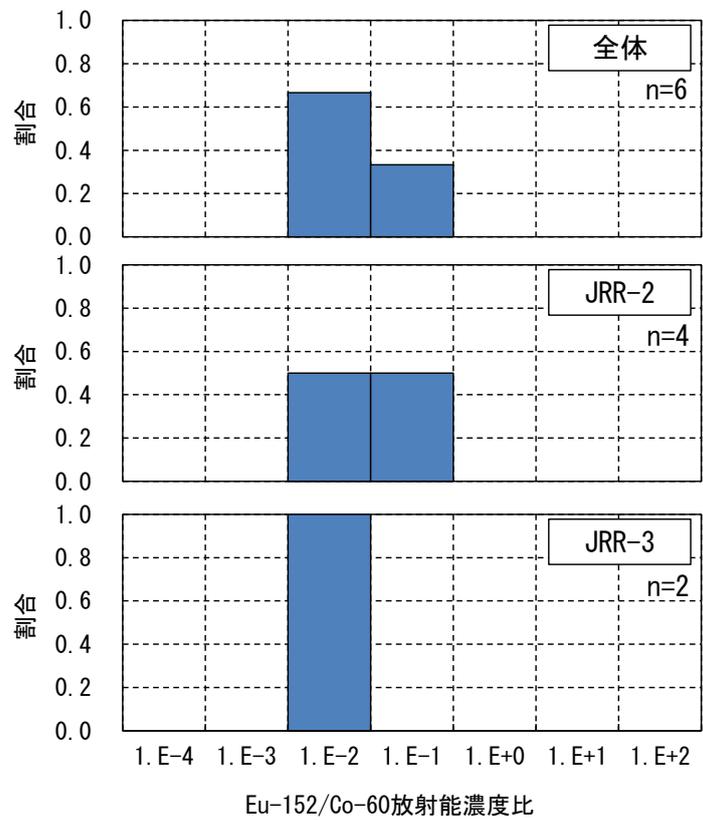


図 3.5 (2) Eu-152/Co-60 放射能濃度比分布の比較

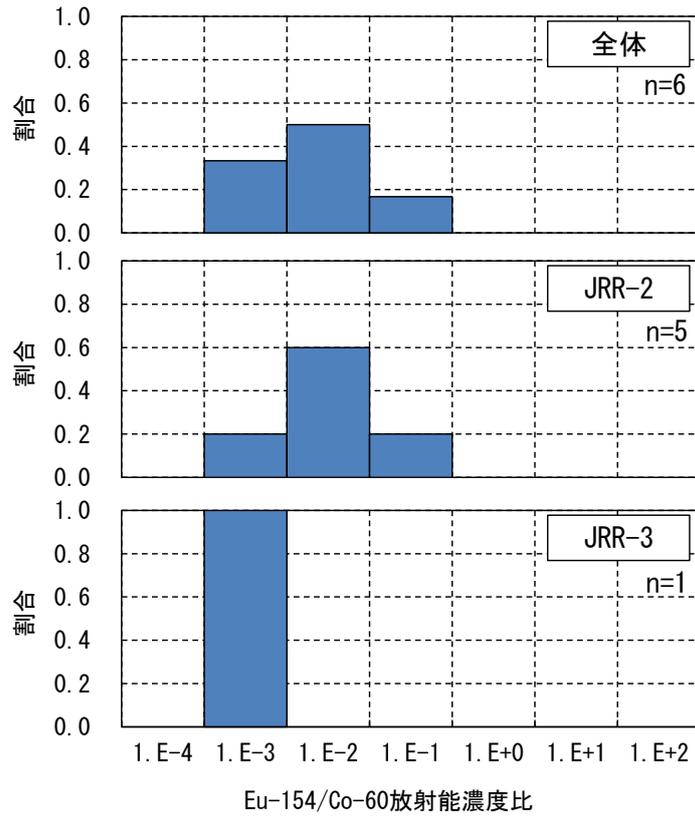


図 3.5 (3) Eu-154/Co-60 放射能濃度比分布の比較

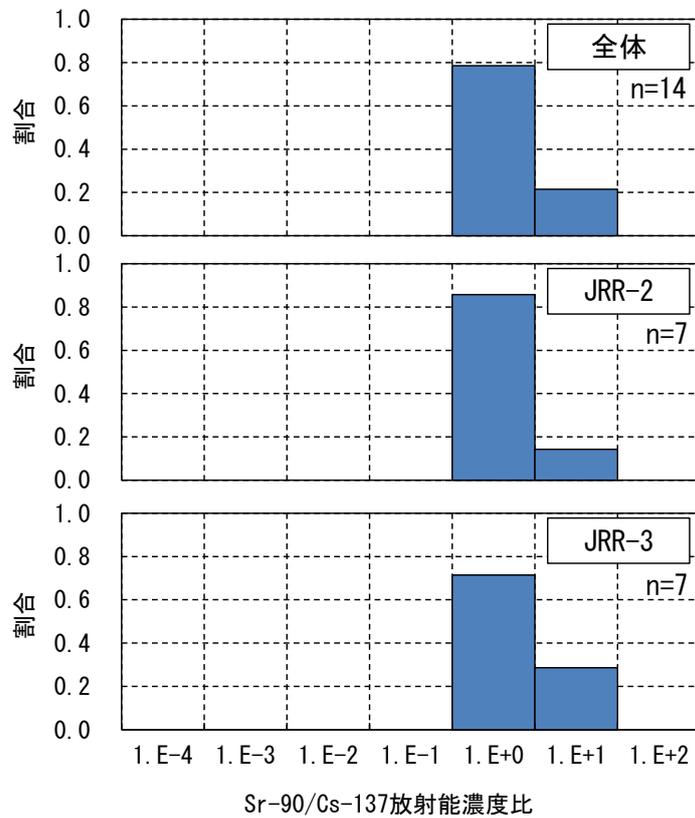


図 3.5 (4) Sr-90/Cs-137 放射能濃度比分布の比較

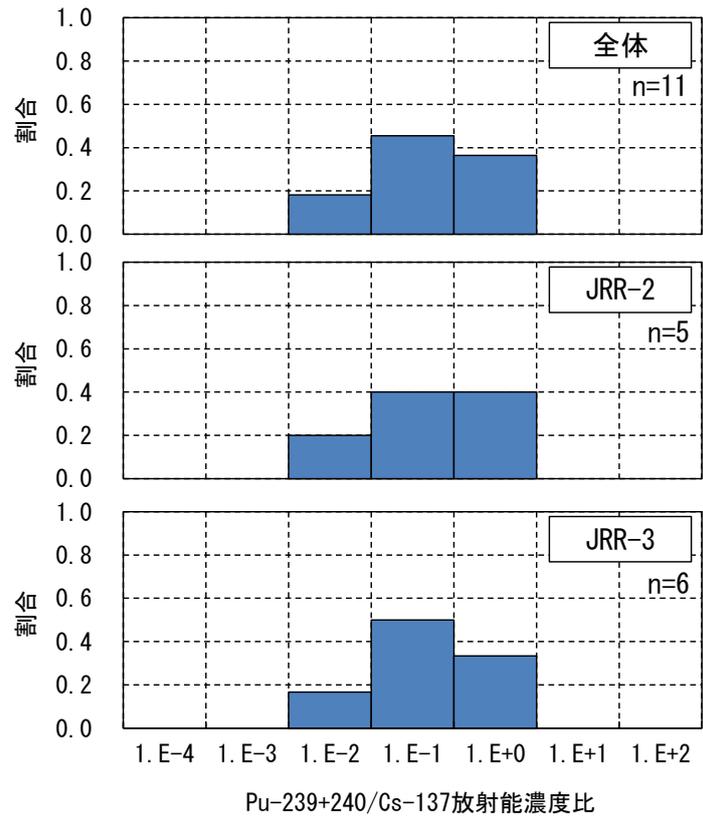


図 3.5 (5) Pu-239+240/Cs-137 放射能濃度比分布の比較

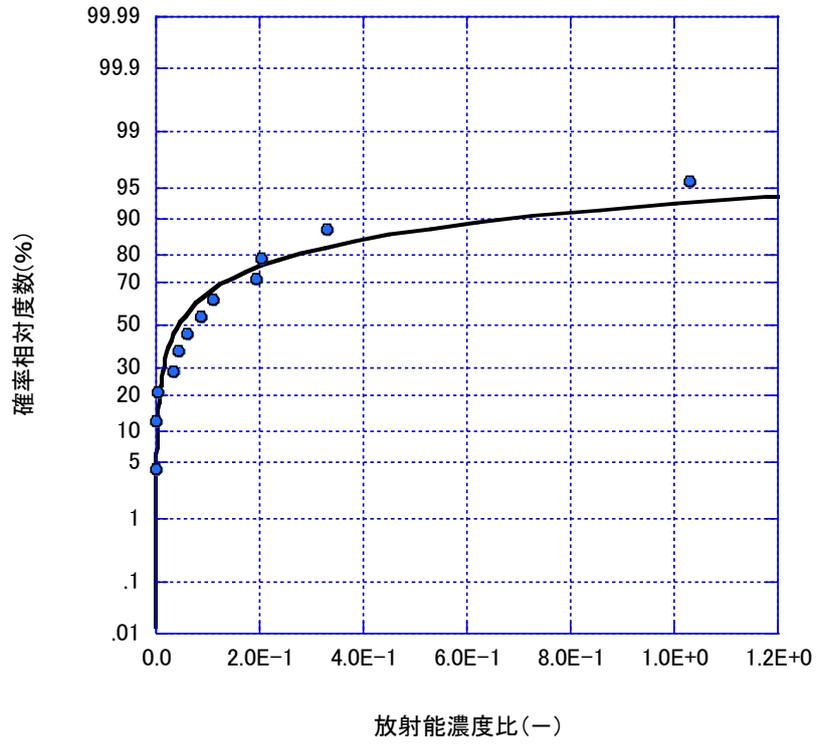


図 3.6 (1) Ni-63/Co-60 放射能濃度比データの正規確率紙

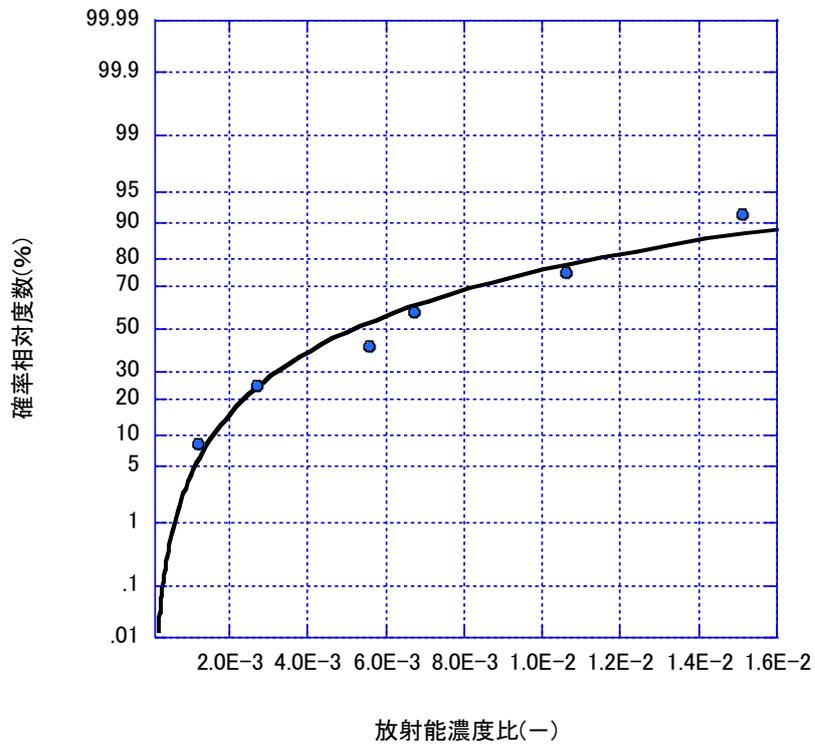


図 3.6 (2) Eu-152/Co-60 放射能濃度比データの正規確率紙

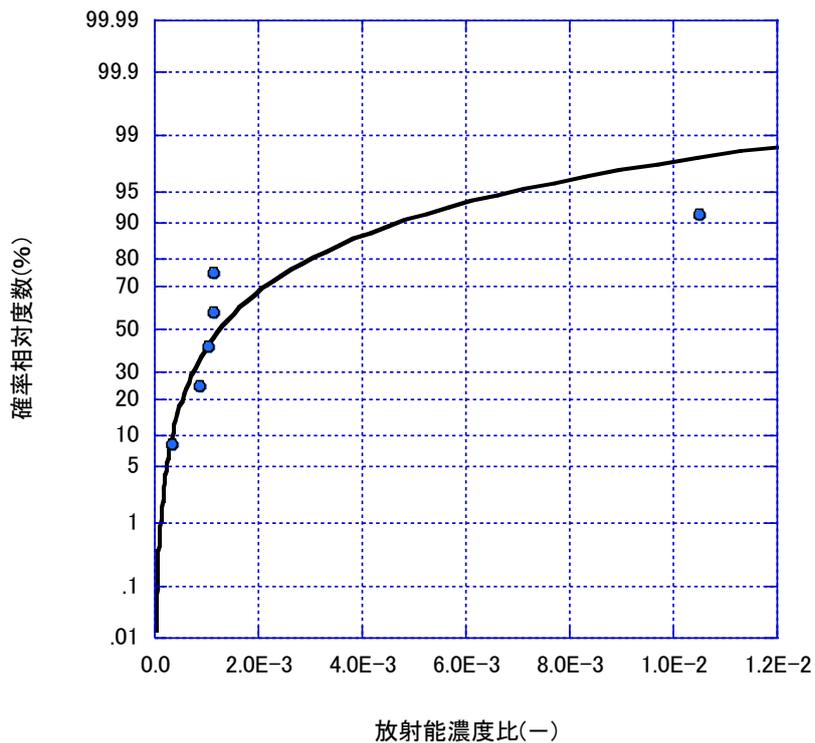


図 3.6 (3) Eu-154/Co-60 放射能濃度比データの正規確率紙

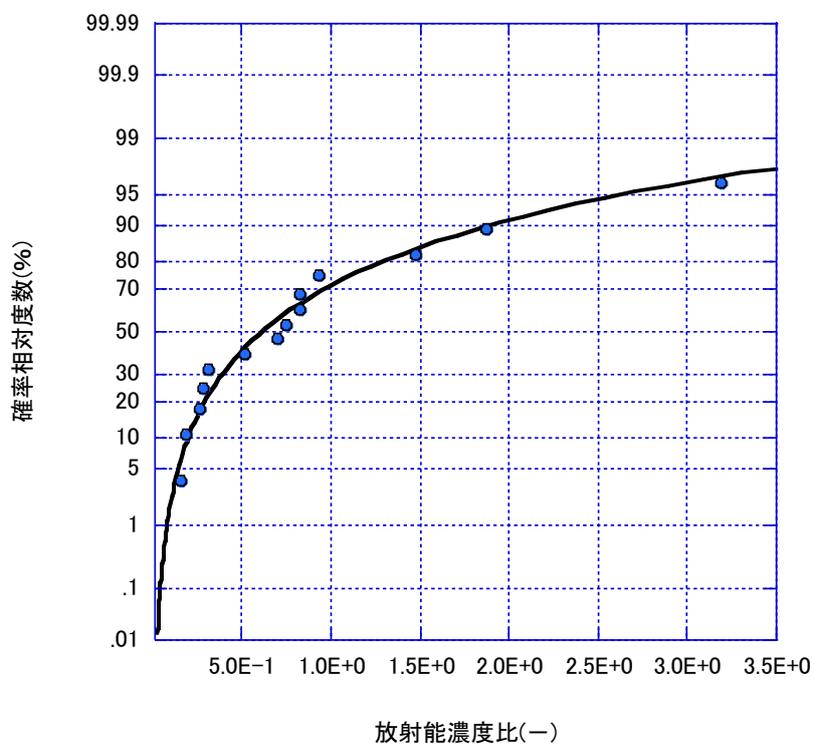


図 3.6 (4) Sr-90/Cs-137 放射能濃度比データの正規確率紙

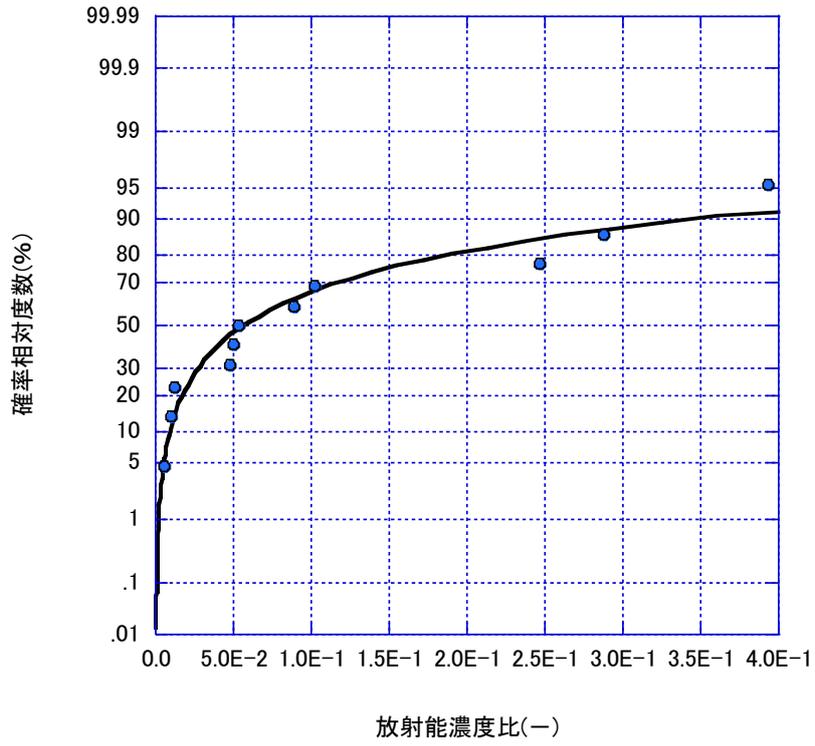


図 3.6 (5) Pu-239+240/Cs-137 放射能濃度比データの正規確率紙

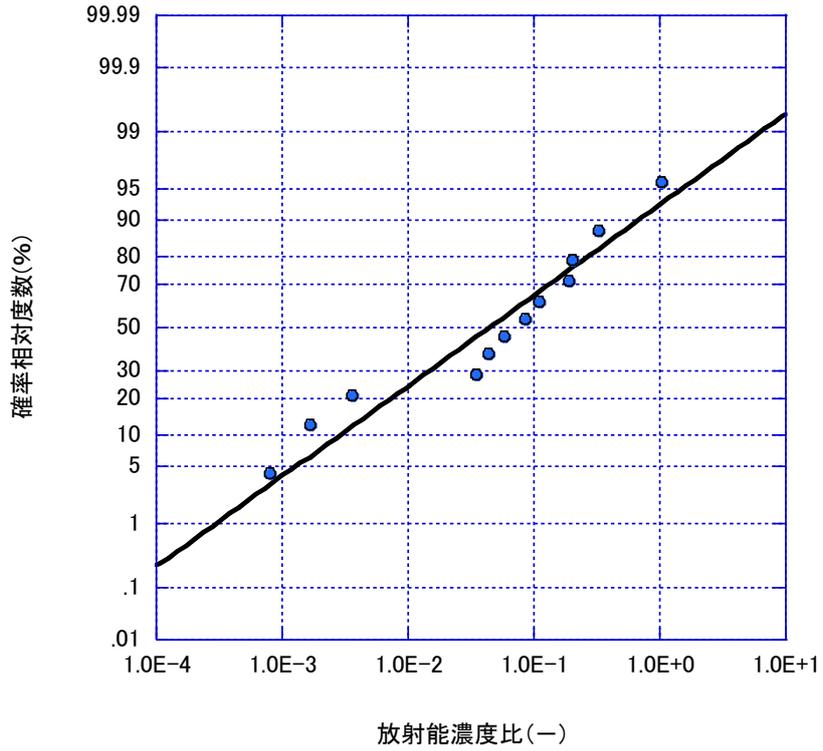


図 3.7 (1) Ni-63/Co-60 放射能濃度比データの対数正規確率紙

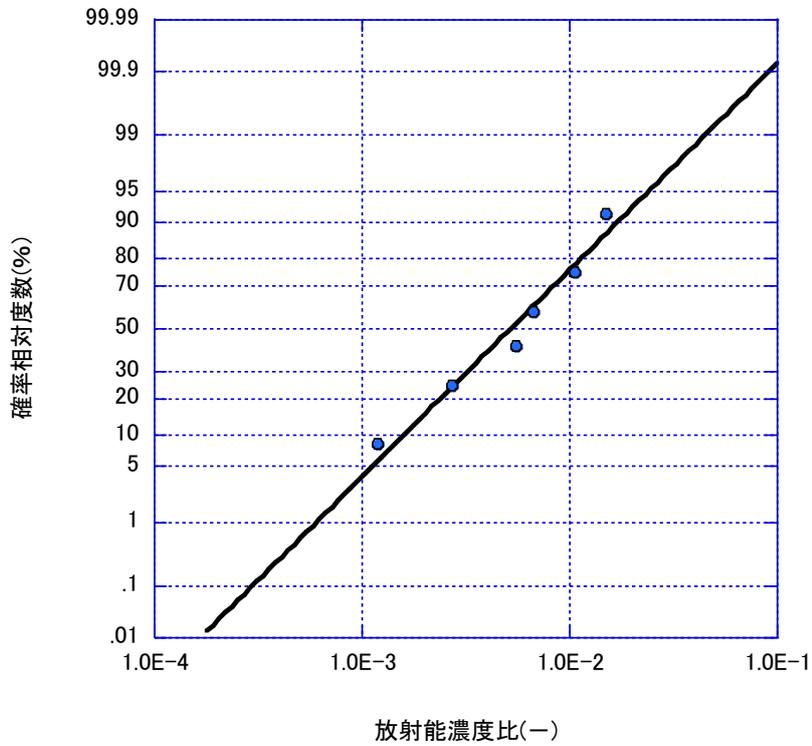


図 3.7 (2) Eu-152/Co-60 放射能濃度比データの対数正規確率紙

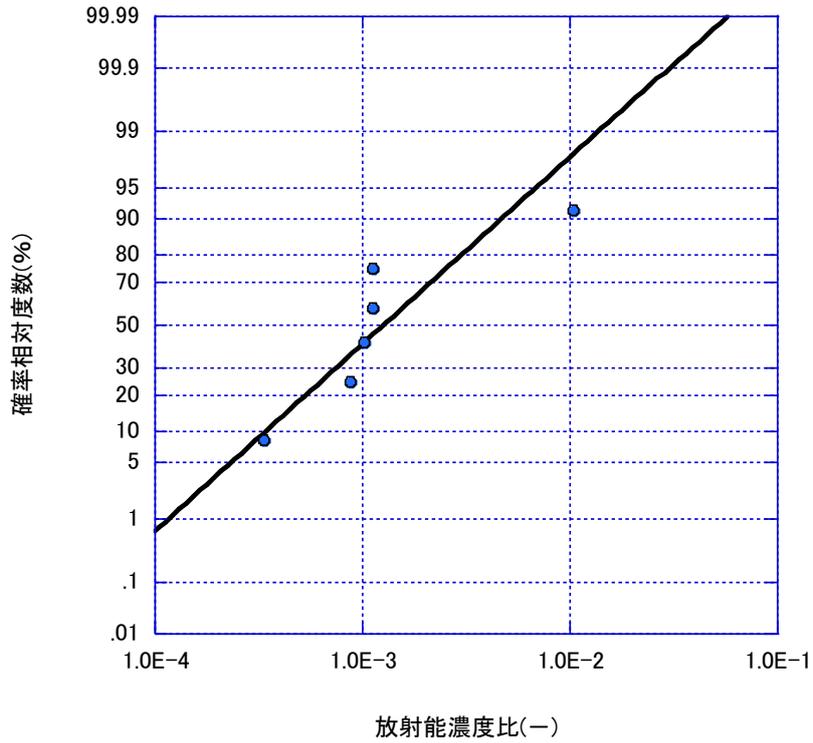


図 3.7 (3) Eu-154/Co-60 放射能濃度比データの対数正規確率紙

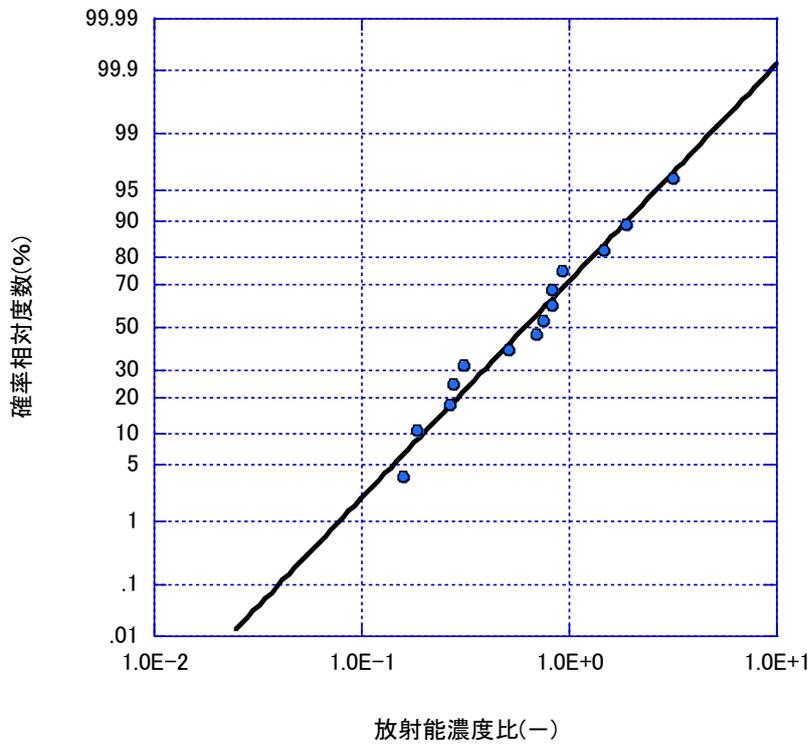


図 3.7 (4) Sr-90/Cs-137 放射能濃度比データの対数正規確率紙

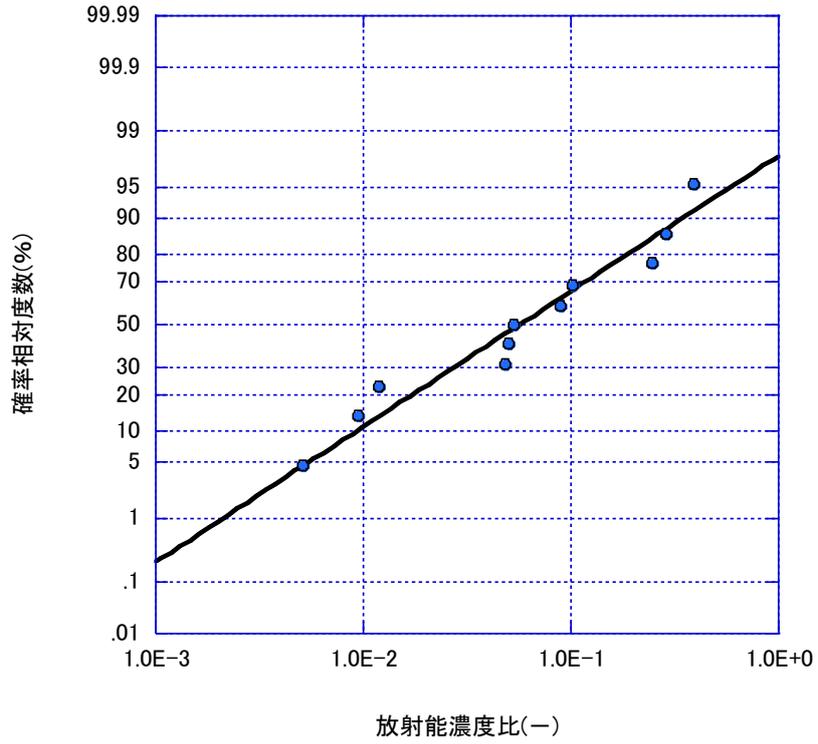


図 3.7 (5) Pu-239+240/Cs-137 放射能濃度比データの対数正規確率紙

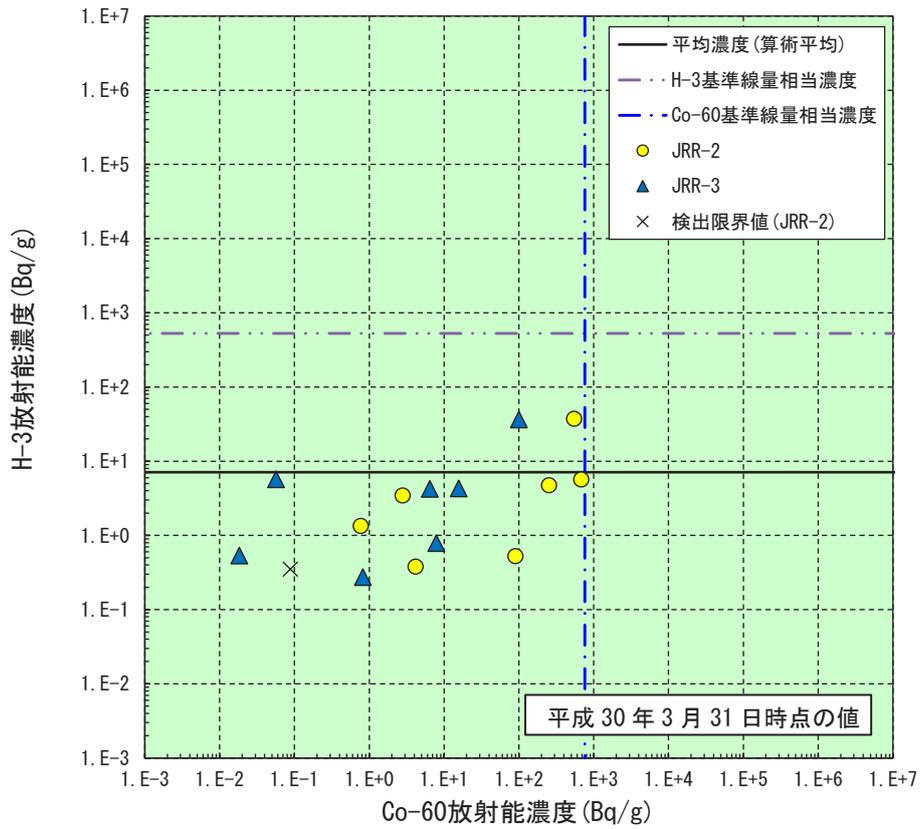


図 3.8 (1) Co-60 を指標とした H-3 の放射能濃度分布図

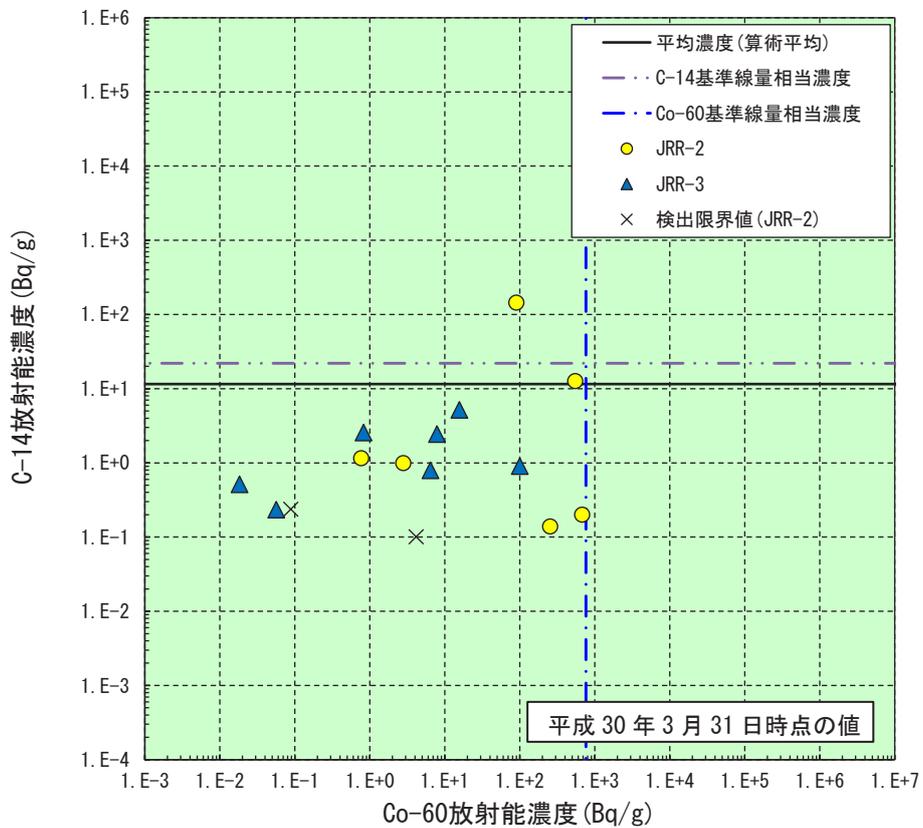


図 3.8 (2) Co-60 を指標とした C-14 の放射能濃度分布図

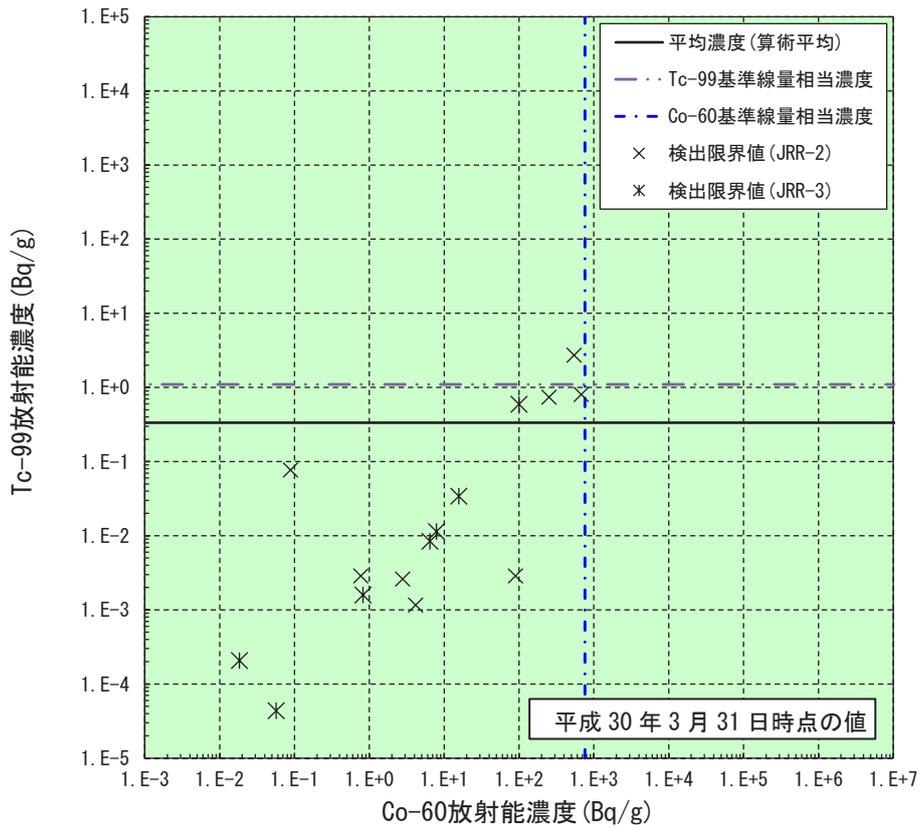


図 3.8 (5) Co-60 を指標とした Tc-99 の放射能濃度分布図

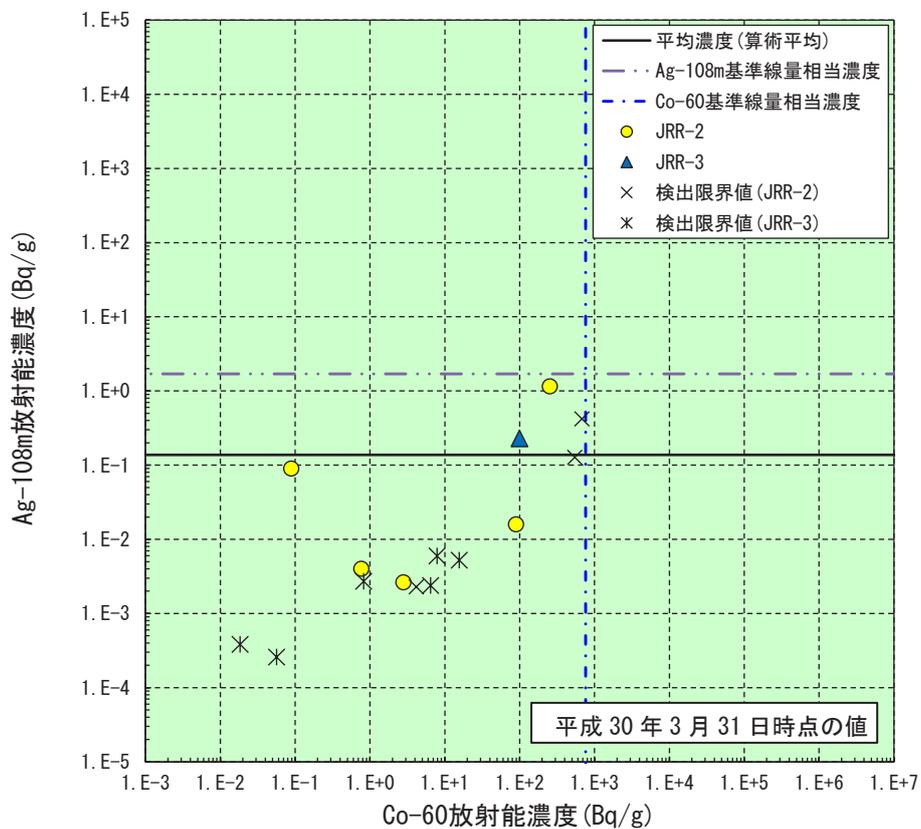


図 3.8 (6) Co-60 を指標とした Ag-108m の放射能濃度分布図

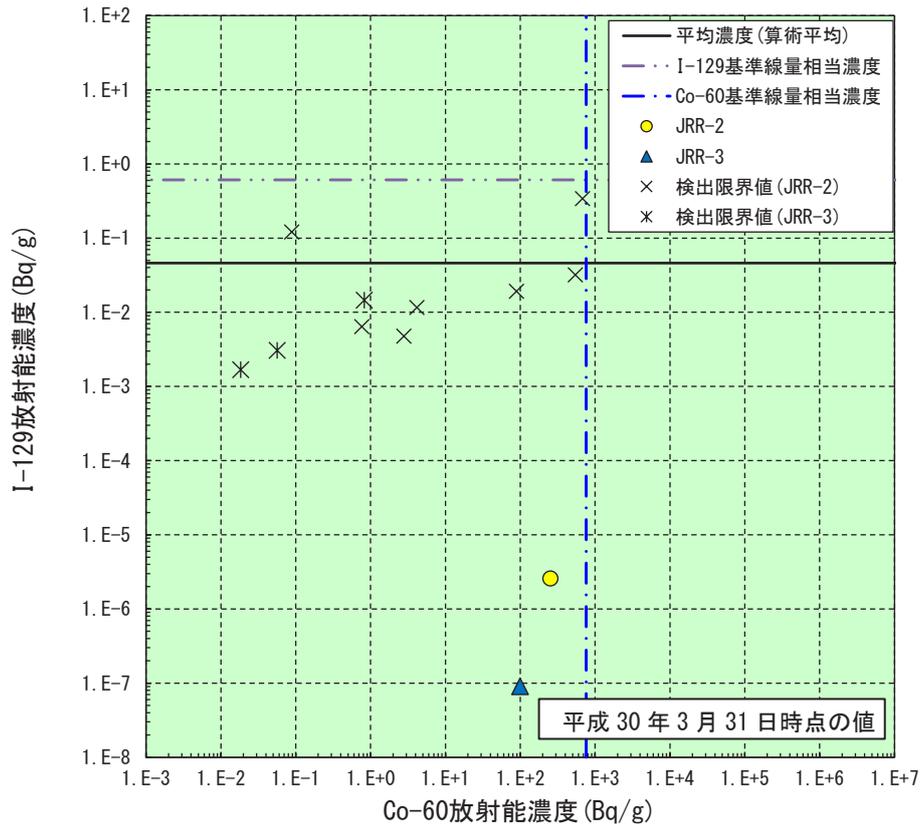


図 3.8 (7) Co-60 を指標とした I-129 の放射能濃度分布図

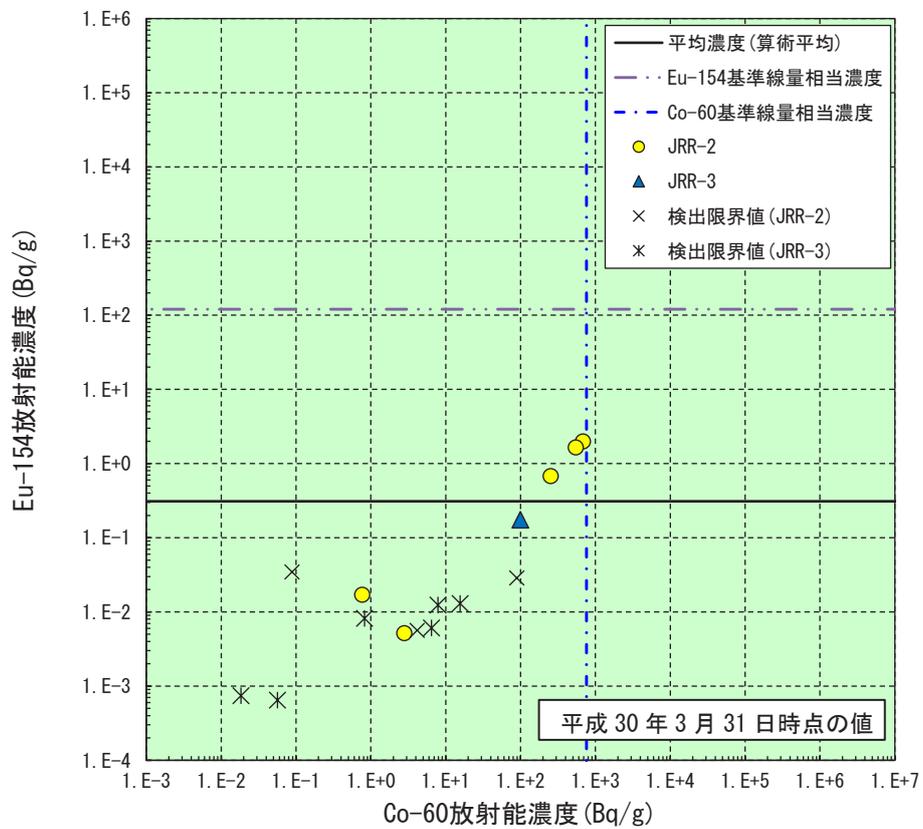


図 3.8 (8) Co-60 を指標とした Eu-154 の放射能濃度分布図

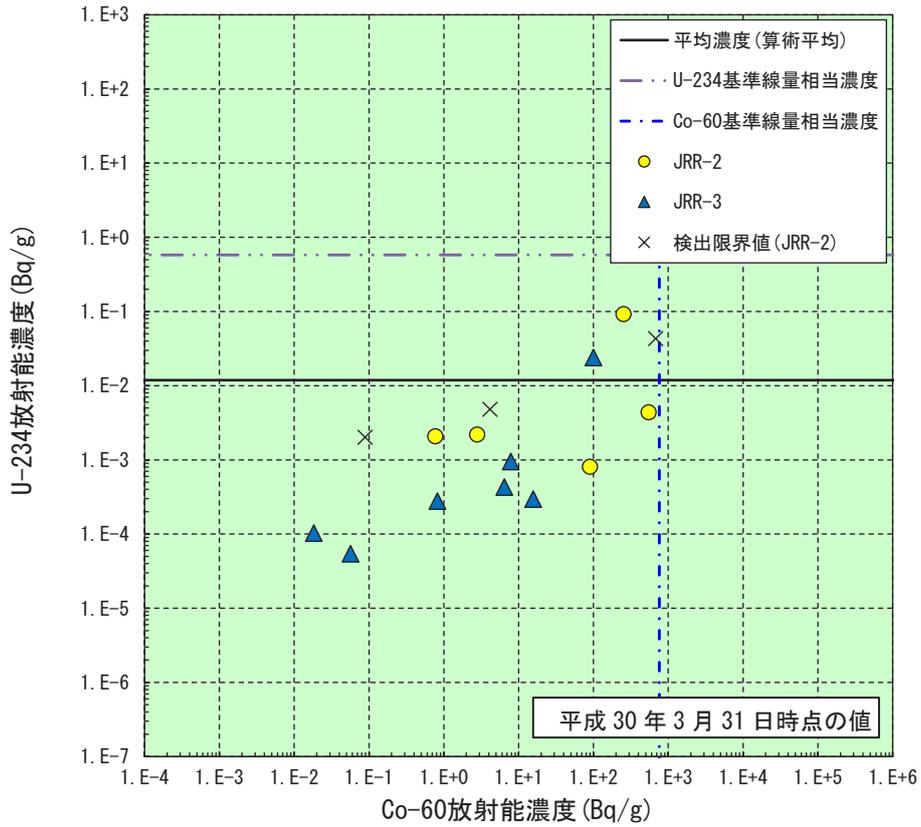


図 3.8 (9) Co-60 を指標とした U-234 の放射能濃度分布図

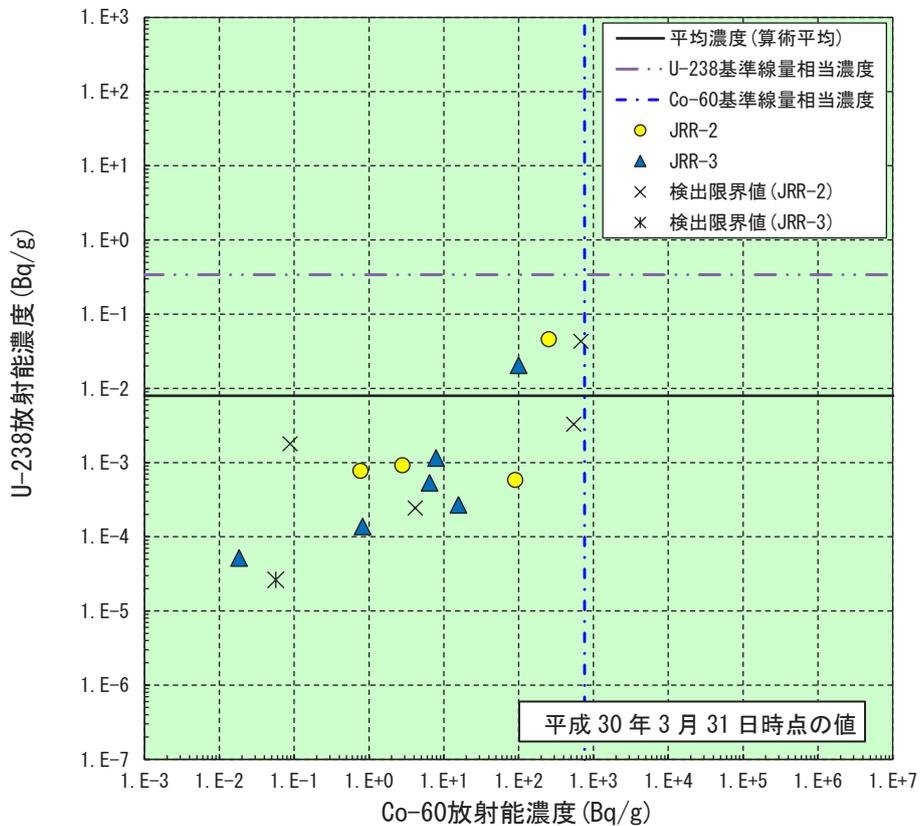


図 3.8 (10) Co-60 を指標とした U-238 の放射能濃度分布図

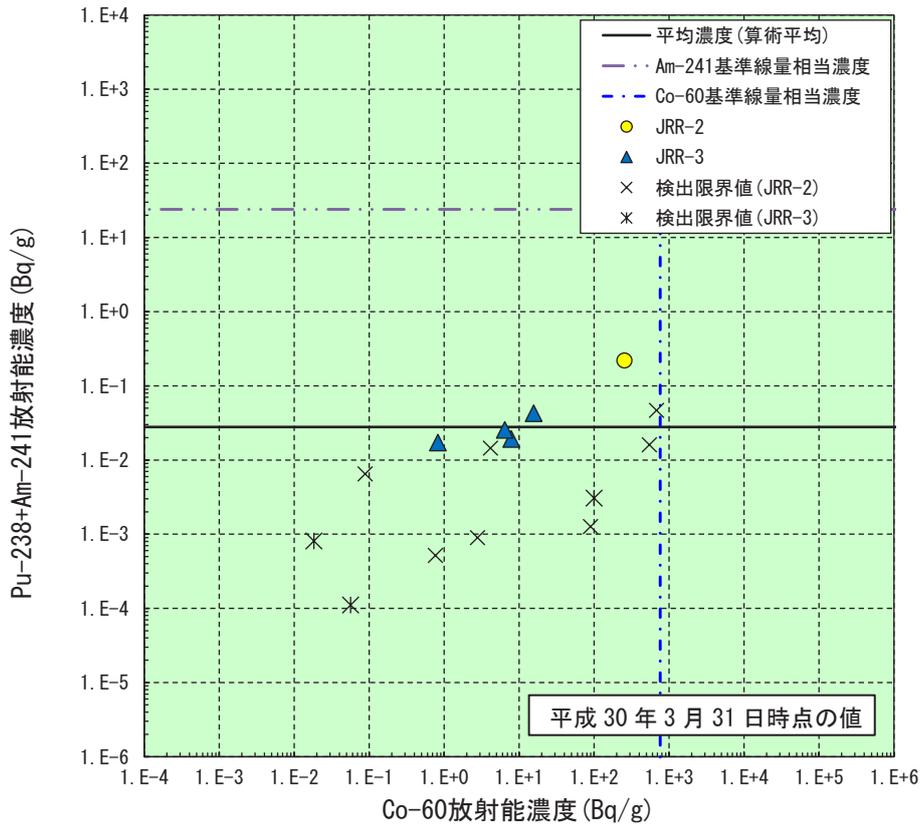


図 3.8 (11) Co-60 を指標とした Pu-238+Am-241 の放射能濃度分布図

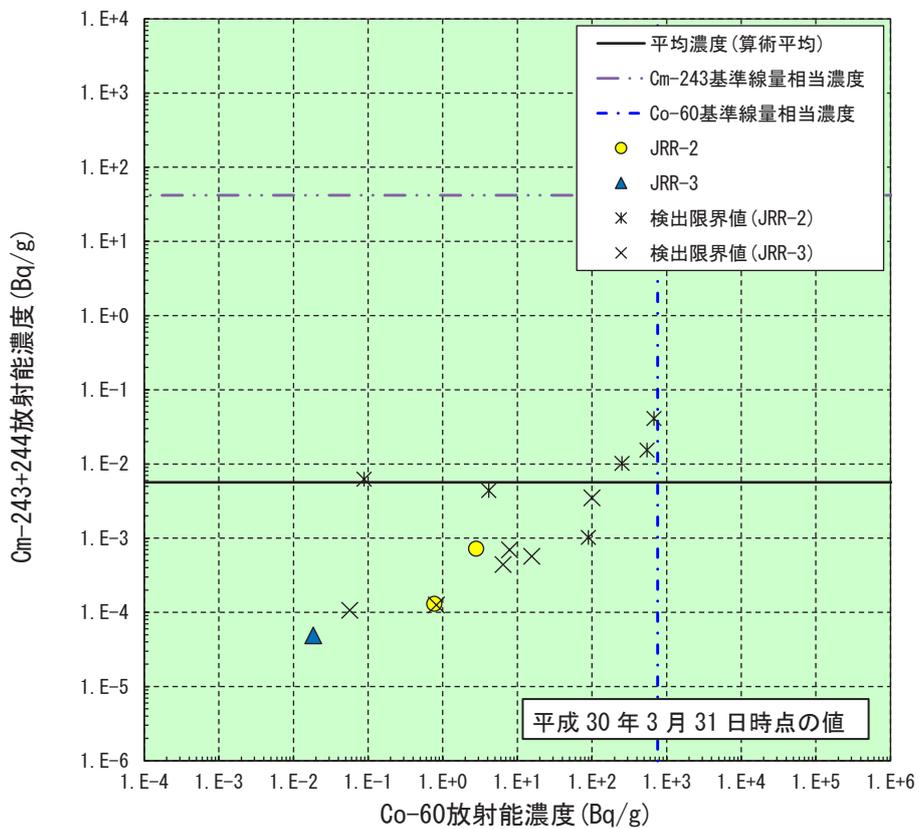


図 3.8 (12) Co-60 を指標とした Cm-243+244 の放射能濃度分布図

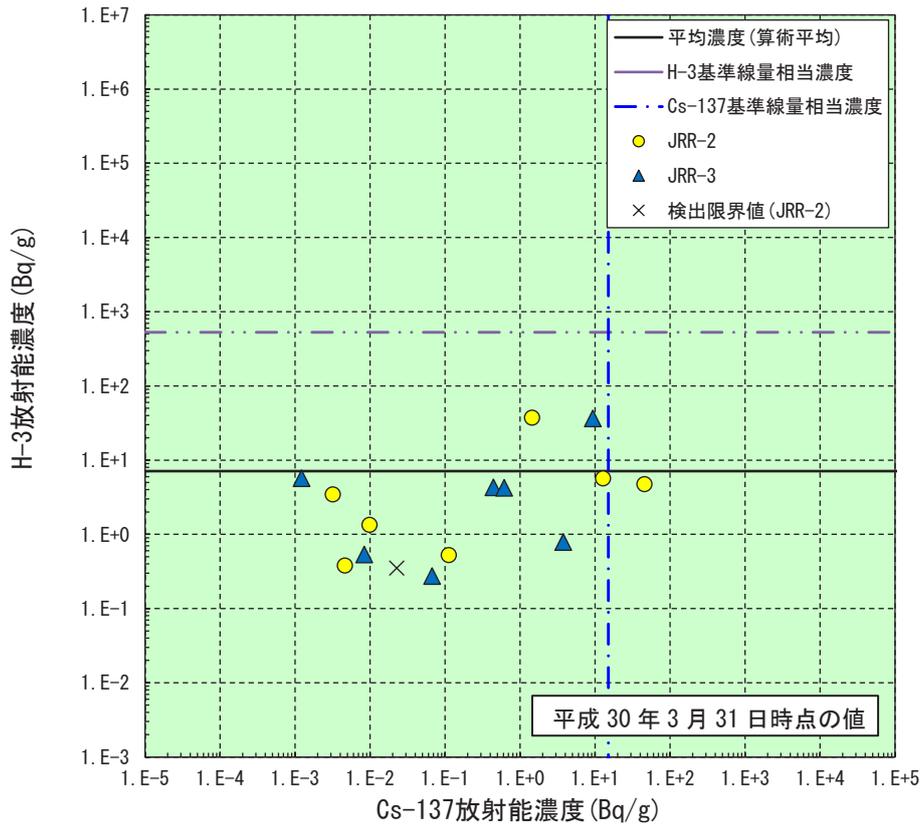


図 3.9 (1) Cs-137 を指標とした H-3 の放射能濃度分布図

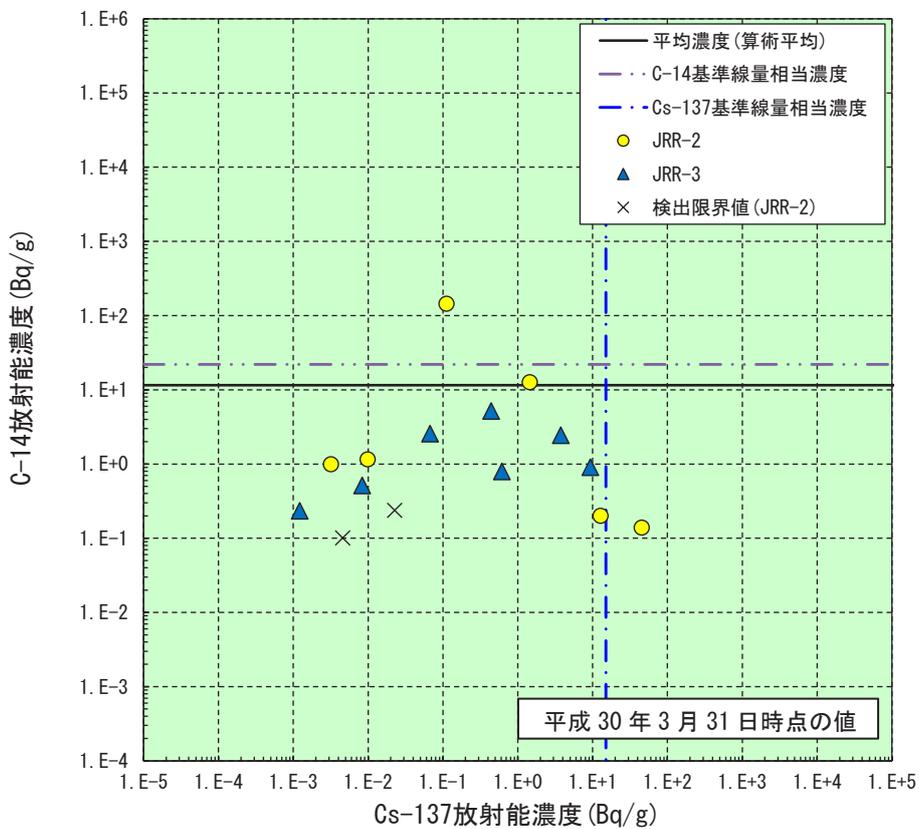


図 3.9 (2) Cs-137 を指標とした C-14 の放射能濃度分布図

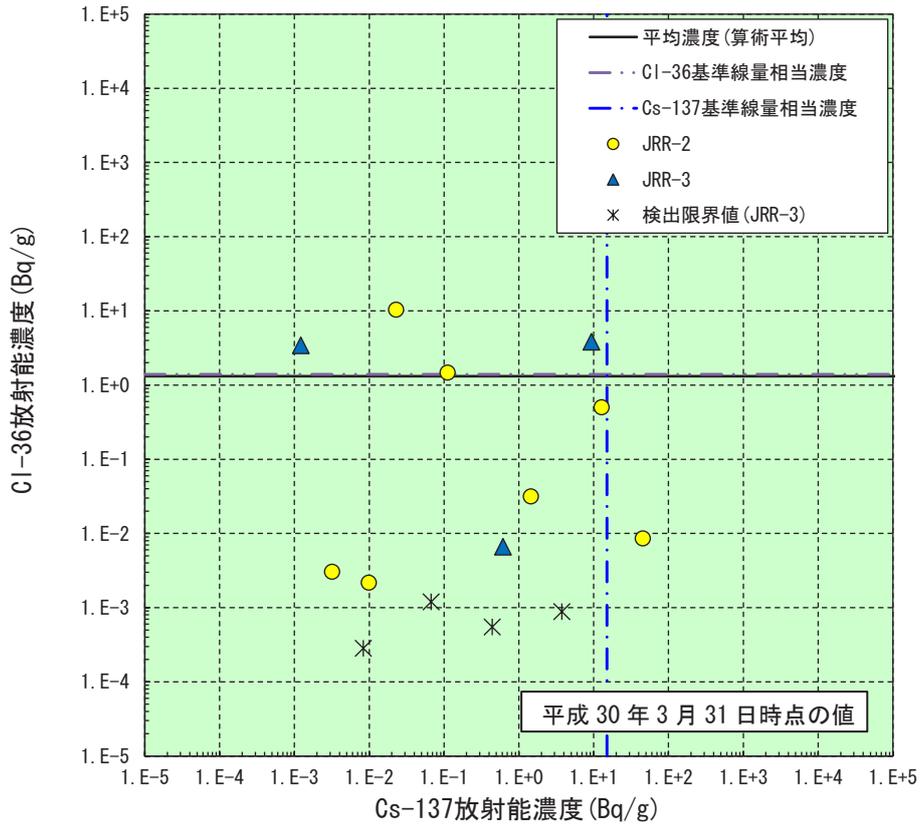


図 3.9 (3) Cs-137 を指標とした Cl-36 の放射能濃度分布図

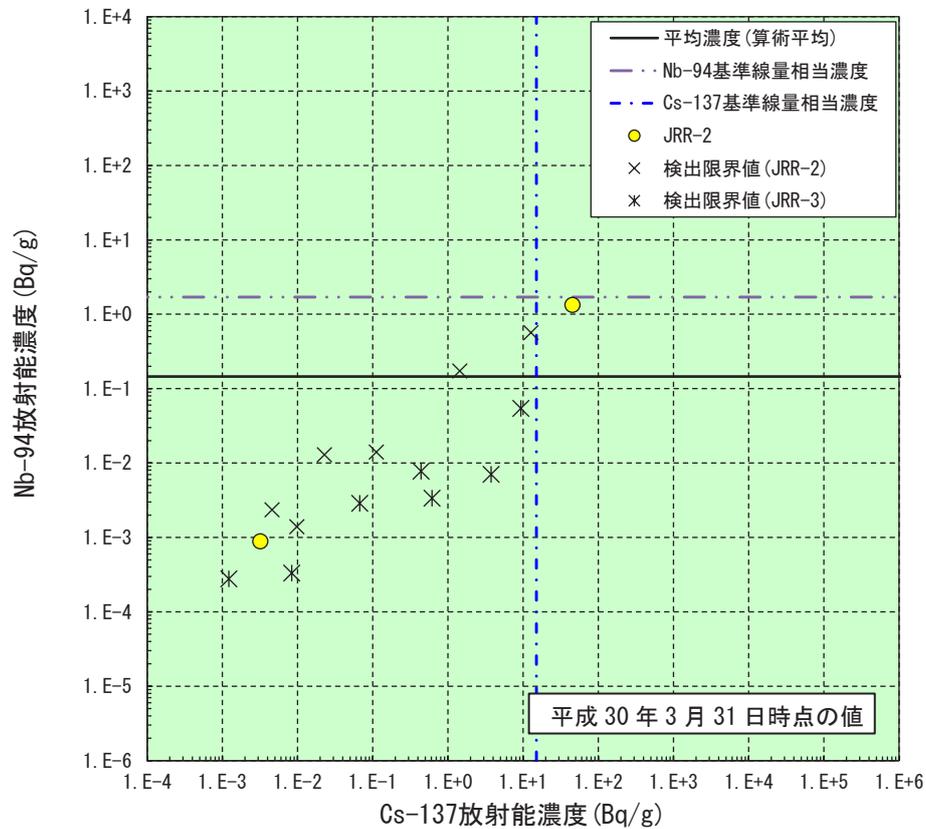


図 3.9 (4) Cs-137 を指標とした Nb-94 の放射能濃度分布図

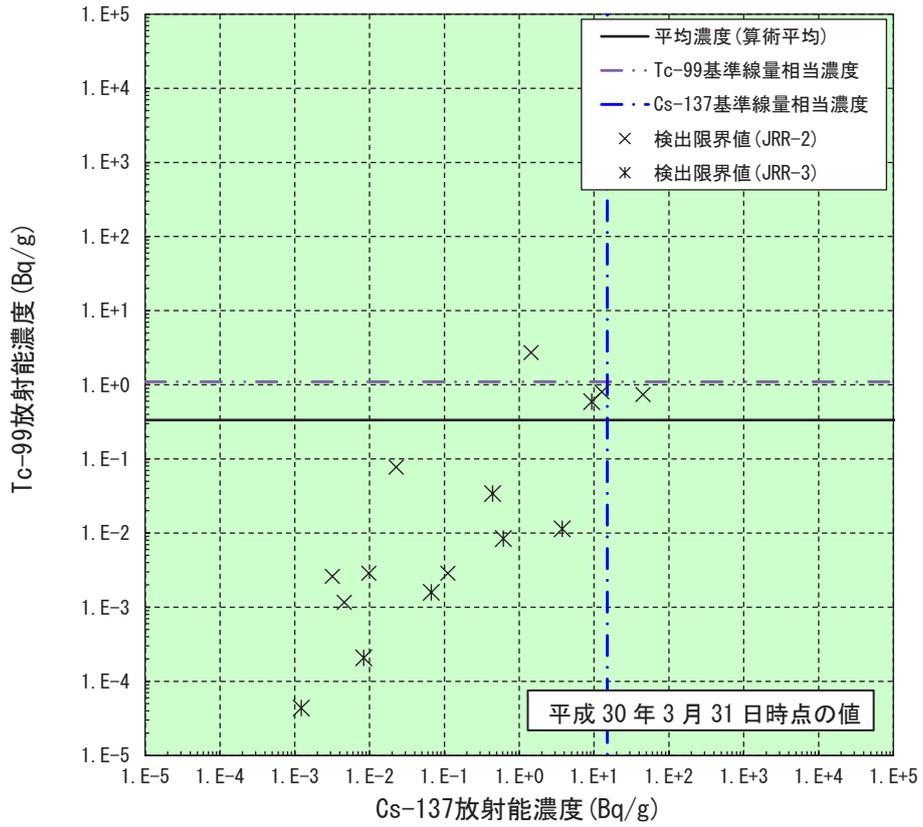


図 3.9 (5) Cs-137 を指標とした Tc-99 の放射能濃度分布図

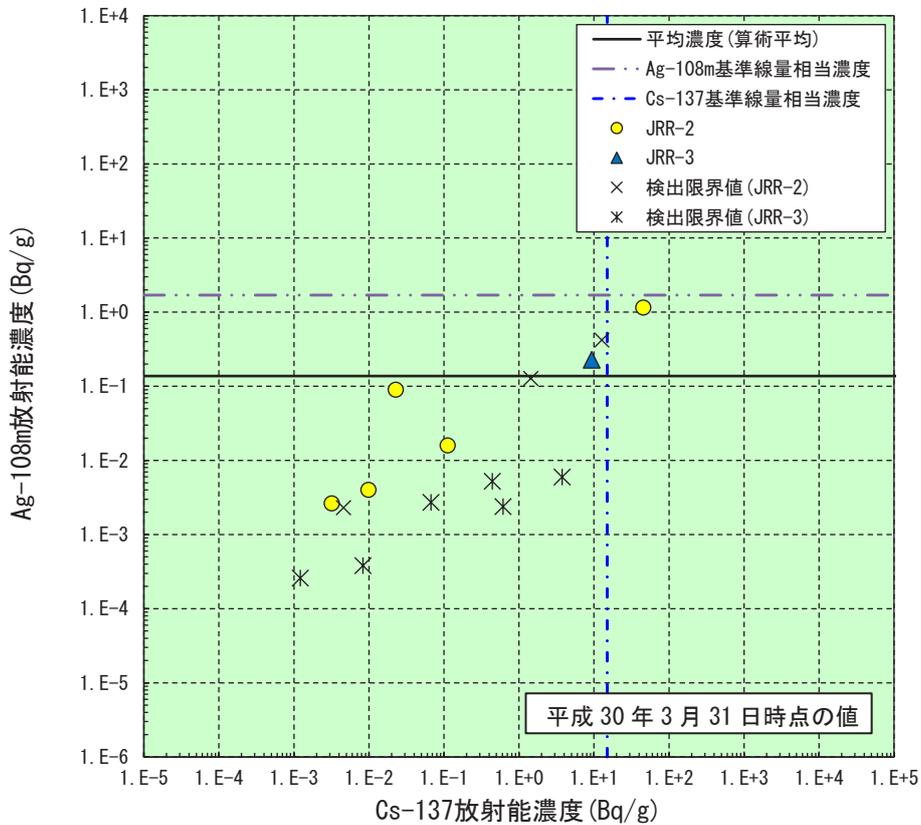


図 3.9 (6) Cs-137 を指標とした Ag-108m の放射能濃度分布図

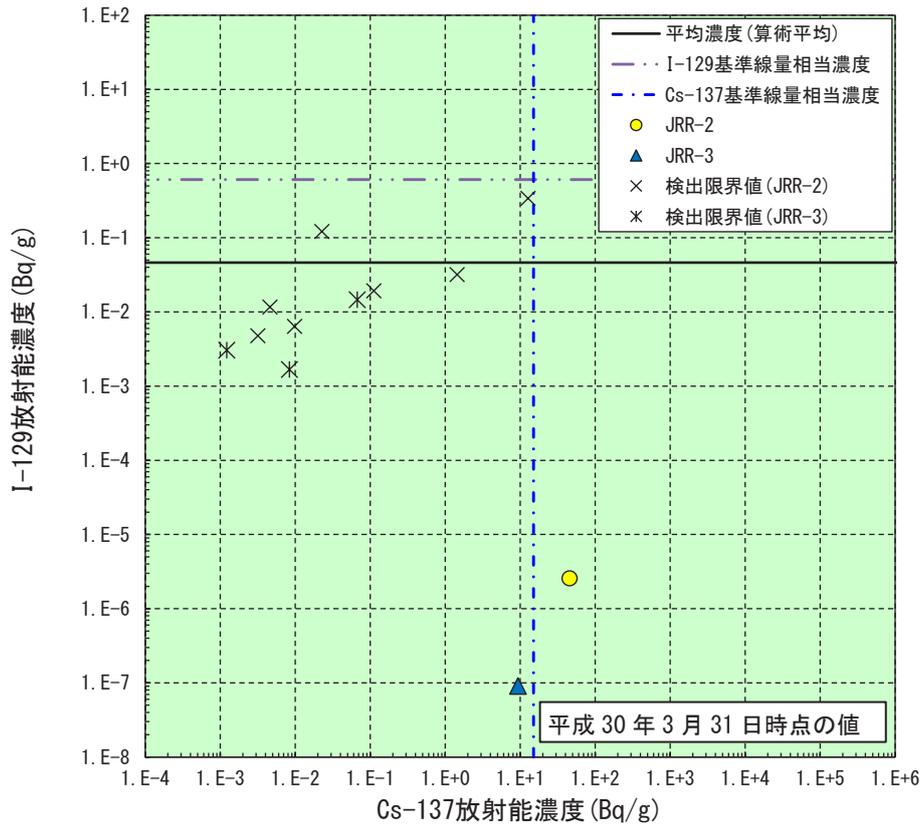


図 3.9 (7) Cs-137 を指標とした I-129 の放射能濃度分布図

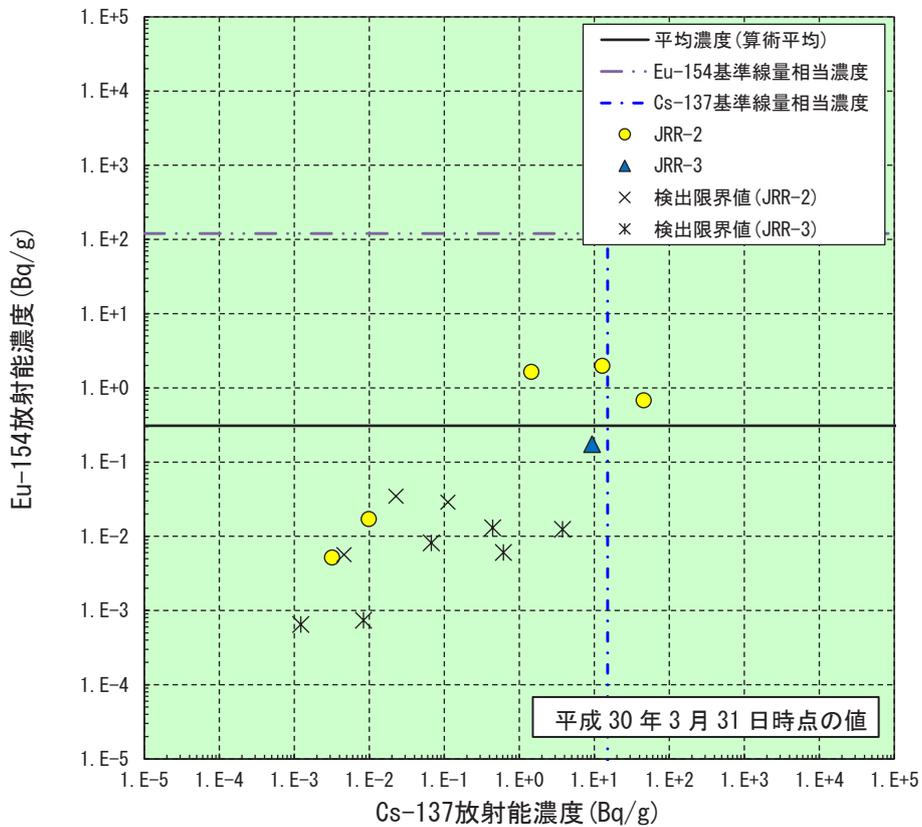


図 3.9 (8) Cs-137 を指標とした Eu-154 の放射能濃度分布図

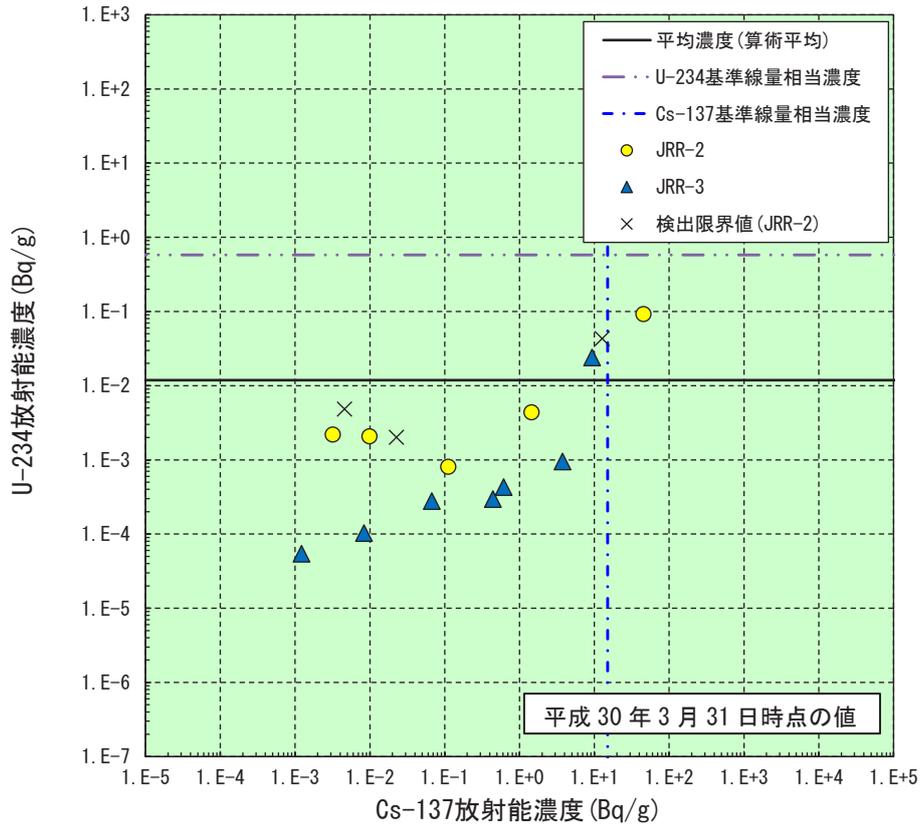


図 3.9 (9) Cs-137 を指標とした U-234 の放射能濃度分布図

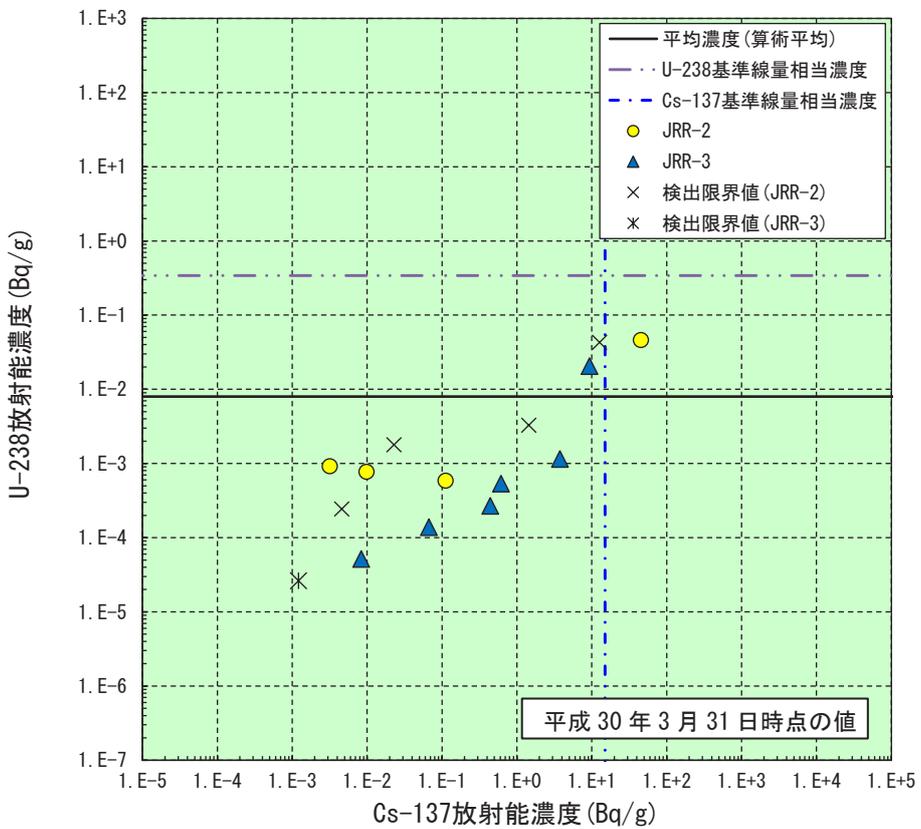


図 3.9 (10) Cs-137 を指標とした U-238 の放射能濃度分布図

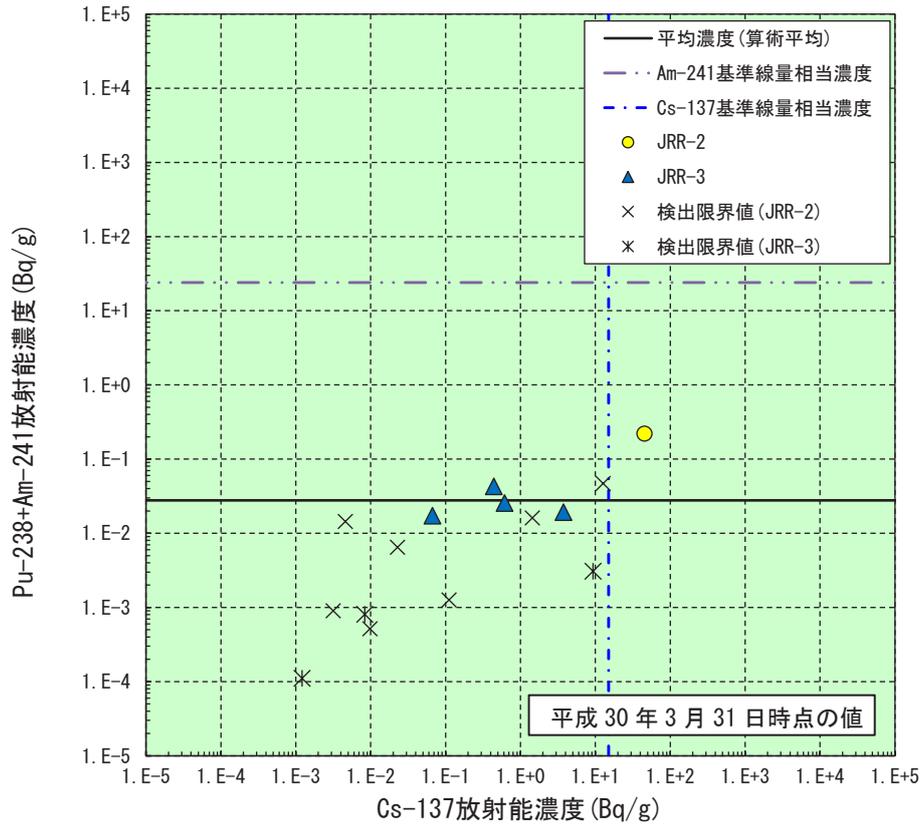


図 3.9 (11) Cs-137 を指標とした Pu-238+Am-241 の放射能濃度分布図

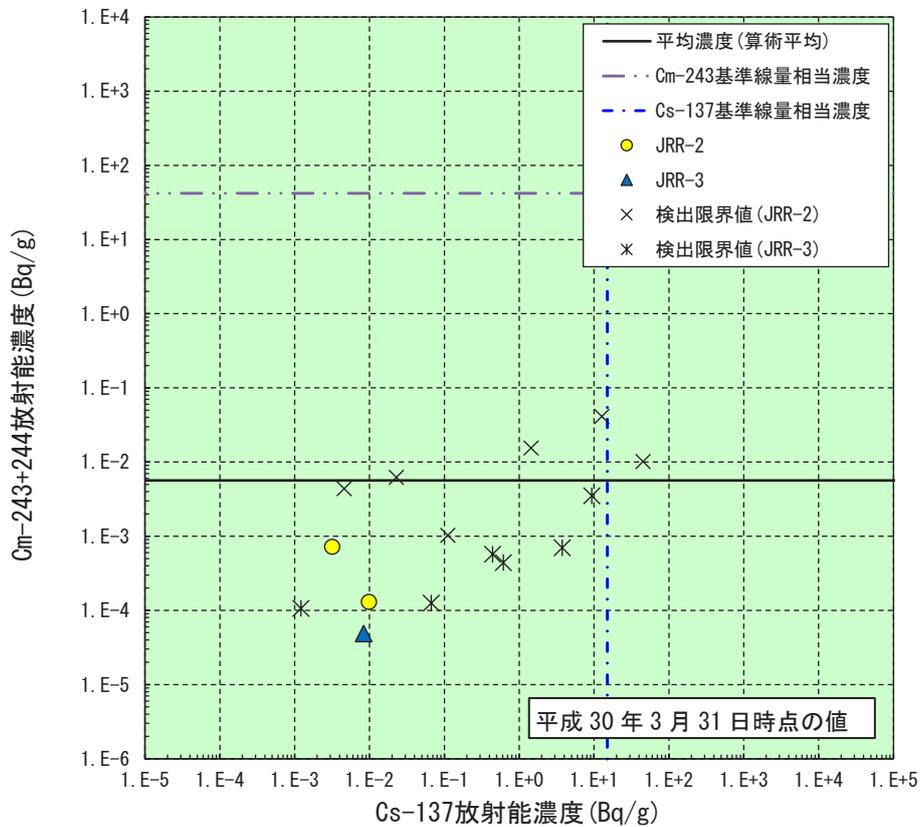


図 3.9 (12) Cs-137 を指標とした Cm-243+244 の放射能濃度分布図

国際単位系 (SI)

表1. SI基本単位

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

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

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

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

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

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

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

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

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

表5. SI接頭語

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

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

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

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

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

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

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

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エル	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	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(a)	Oe	1 Oe _e =(10 ³ /4π)A m ⁻¹

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

表10. SIに属さないその他の単位の例

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

