



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—

Selection of Main Nuclides from the Viewpoint of Safety Assessment for Near Surface
Disposal of Low-level Radioactive Waste Generated from Research, Industrial and
Medical Facilities -Part 3-
-Preliminary Selection of Important Radionuclides Contained in Low-level Radioactive
Waste Generated from Major Research Facilities-

坂井 章浩 天澤 弘也 仲田 久和 高橋 邦明 木原 伸二

Akihiro SAKAI, Hiroya AMAZAWA, Hisakazu NAKATA
Kuniaki TAKAHASHI and Shinji KIHARA

埋設事業推進センター

Low-level Radioactive Wastes Disposal Project Center

July 2010

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

© Japan Atomic Energy Agency, 2010

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—

日本原子力研究開発機構 埋設事業推進センター

坂井 章浩、天澤 弘也、仲田 久和、高橋 邦明⁺、木原 伸二

(2010年4月12日受理)

研究施設等廃棄物の浅地中埋設処分施設の事業許可申請においては、合理的な廃棄体確認等の観点から、埋設対象の廃棄体に含まれる核種のうち、浅地中埋設処分に係る被ばく線量の寄与の大きい核種等を重要核種として選定し、その放射エネルギーと廃棄体の最大放射能濃度を記載する必要がある。

本報告書では、研究施設等廃棄物のうち、原子力科学研究所の主要な原子炉施設及び照射後試験施設等から発生する廃棄物を対象とし、それぞれの廃棄物の核種組成比を、汚染源となる物質の元素組成、照射履歴、廃棄物への移行割合等に基づいて評価し、その評価結果及び原子力安全委員会で提示された基準線量(10 μ Sv/y)に相当する廃棄物中の放射能濃度を用いて、予備的に重要核種を評価・選定した。

浅地中埋設処分対象となる廃棄体のインベントリー(核種及びその放射能)が確定していない段階での廃棄物の核種組成比を用いた予備的な評価結果として、原子炉施設から発生する廃棄物では 24 核種(α 線放出核種 6 核種を含む)、照射後試験施設等から発生する廃棄物では、30 核種(α 線放出核種 12 核種を含む)、あわせて 33 核種(α 線放出核種 12 核種を含む)が重要核種として選定された。

Selection of Main Nuclides from the Viewpoint of Safety Assessment for Near Surface
Disposal of Low-level Radioactive Waste Generated from Research, Industrial and
Medical Facilities -Part 3-
-Preliminary Selection of Important Radionuclides Contained in Low-level Radioactive Waste
Generated from Major Research Facilities-

Akihiro SAKAI, Hiroya AMAZAWA, Hisakazu NAKATA,
Kuniaki TAKAHASHI⁺ and Shinji KIHARA

Low-level Radioactive Wastes Disposal Project Center
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received April 12, 2010)

As acceptance criteria, total radioactivity and radioactive concentration limit of nuclides, so-called “main nuclides” in low level radioactive waste packages, which are expected to cause relatively large dose in near surface disposal, are needed to be described in the licensing application form for disposal business of low level radioactive wastes generated from research, industrial and medical facilities, considering reasonable inspection of the radioactive waste packages.

In this report, as an example, the main nuclides were preliminarily selected out of the nuclides contained in low level radioactive wastes generated from main nuclear research reactors and post-irradiation examination (PIE) facilities in Nuclear Science Research Institute of JAEA , by use of nuclide composition ratios in the wastes which depend on contamination sources and so on, and radioactivity concentration of each nuclide which is equivalent to $10 \mu \text{ Sv/y}$ in near surface disposal, derived by Nuclear Safety Commission in Japan. The nuclide composition ratios were evaluated respectively, base on element composition ratios, irradiation history and so on, of contamination sources, and transfer ratios of radioactivity to wastes.

As results of preliminary selection of main nuclides without fixed radioactive inventory in waste packages to be disposed of, 33nuclides (including 12 alpha ray emitters) were selected as main nuclides, which contain 24 nuclides (including 6 alpha ray emitters) and 30 nuclides (including 12 alpha ray emitters) in waste packages from the nuclear research reactors and the PIE facilities respectively.

Keywords: Radioactive Waste, Nuclear Research Reactor, Post-Irradiation Examination Facilities, Nuclide Composition Ratio, Near Surface Disposal, Main Nuclides

⁺ Nuclear Cycle Backend Directorate

目次

1. 検討の経緯及び目的	1
2. 評価対象廃棄物	2
3. 検討の手順	3
4. 評価対象核種の選定	4
5. 原子炉廃棄物における核種組成比の評価・設定	6
5.1 評価・設定方法	6
5.1.1 原子炉廃棄物の種類	6
5.1.2 放射化廃棄物の核種組成比	6
5.1.3 汚染廃棄物の核種組成比	6
5.2 放射化・燃焼計算	7
5.2.1 放射化・燃焼計算コード	7
5.2.2 照射時間及び照射期間中の平均出力	7
5.2.3 中性子束及び燃焼度	8
5.2.4 炉内構造物等の材料、元素組成等	8
5.2.5 燃料被覆管の損傷時における計算条件	8
5.3 放射化廃棄物の核種組成比の評価・設定	9
5.3.1 浅地中埋設処分の対象となる炉内構造物等	9
5.3.2 放射化廃棄物の核種組成比	9
5.4 汚染廃棄物の核種組成比の評価・設定	10
5.4.1 放射化核種の核種組成比	10
5.4.2 FP 核種等の核種組成比	10
5.4.3 汚染廃棄物の核種組成比	10
6. 照射後試験廃棄物等における核種組成比の評価・設定	12
6.1 核種組成比の評価・設定方法	12
6.1.1 核種組成比の評価・設定の方針	12
6.1.2 燃焼・放射化計算の方法	13
6.2 核種組成比の設定	14
7. 重要核種の予備的評価・選定	16
7.1 重要核種の評価・選定方法	16
7.2 重要核種の予備選定	16
7.2.1 原子炉廃棄物における重要核種	16
7.2.2 照射後試験等廃棄物における重要核種	17
7.2.3 重要核種の予備選定結果のまとめ	17
8. まとめと今後の課題	19
謝辞	20
参考文献	21
付録	109

Contents

1. Background and Objective	1
2. Characterization of Waste for Evaluation	2
3. Evaluation Procedure	3
4. Selection of Nuclides for Evaluation	4
5. Evaluation of Nuclide Composition Ratios of Waste Generated from Reactors	6
5.1 Evaluation Method	6
5.1.1 Characterization of Waste Generated from Reactors	6
5.1.2 Nuclides Composition Ratios of Activated Material Waste	6
5.1.3 Nuclides Composition Ratios of Contaminated Material Waste	6
5.2 Burn-up and Activation Calculation	7
5.2.1 Computer Code of Burn-up and Activation Calculation	7
5.2.2 Irradiation Periods and Average Power	7
5.2.3 Neutron Flux and Burn-up	8
5.2.4 Material and Chemical Composition of Core Internal	8
5.2.5 Calculation Condition of Fuel within Damaged Clad	8
5.3 Evaluation of Nuclides Composition Ratios of Activated Material Waste	9
5.3.1 Core Internal Waste Disposed of in Near Surface Disposal Facilities	9
5.3.2 Nuclides Composition Ratios of Activated Material Waste	9
5.4 Evaluation of Nuclides Composition Ratios of Contaminated Material Waste	10
5.4.1 Nuclides Composition Ratios of Activation Products	10
5.4.2 Nuclides Composition Ratios of Fission Products	10
5.4.3 Nuclides Composition Ratios of Contaminated Material Waste	10
6. Evaluation of Nuclides Composition Ratios of Waste Generated from PIE facilities ..	12
6.1 Evaluation Method for Nuclear Composition Ratios	12
6.1.1 Scope of Evaluation of Nuclear Composition Ratios	12
6.1.2 Burn-up and Activation Calculation Method	13
6.2 Evaluation of Nuclides Composition Ratios	14
7. Preliminary Selection of Main Nuclides	16
7.1 Selection Method for Main Nuclides	16
7.2 Preliminary Selection of Main nuclides	16
7.2.1 Main Nuclides of LLW from Reactors	16
7.2.2 Main Nuclides of LLW from PIE Facilities	17
7.2.3 Conclusion of Preliminary Selection of Main nuclides	17
8. Summary and Future Issue	19
Acknowledgements	20
References	21
Appendix	109

表 目 次

表 4.1	基準線量相当濃度及び評価対象核種の選定結果	26
表 4.2	スカイシャインシナリオにおける基準線量相当濃度の計算結果	29
表 5.2.1	炉内構造物等の放射化計算に用いた照射時間等及び平均出力 :JRR-2	30
表 5.2.2	炉内構造物等の放射化計算に用いた照射時間等及び平均出力 :JRR-3	31
表 5.2.3	炉内構造物等の放射化計算に用いた照射時間、平均出力及び中性子束:JPDR	32
表 5.2.4	JRR-3M 及び JRR-4 の評価期間及び平均出力の設定方法	33
表 5.2.5	交換される炉内構造物等の評価期間及び中性子束の設定方法	34
表 5.2.6	放射化計算に用いた炉内構造物等の材料、重量、表面積及び中性子束:JRR-2	35
表 5.2.7	放射化計算に用いた炉内構造物等の材料、重量、表面積及び中性子束:JRR-3	37
表 5.2.8	放射化計算に用いた炉内構造物等の材料、重量、表面積及び中性子束:JRR-3M	38
表 5.2.9	放射化計算に用いた炉内構造物等の材料、重量、表面積及び中性子束:JRR-4	40
表 5.2.10	放射化計算に用いた炉内構造物等の材料、重量及び中性子束等:JPDR	41
表 5.2.11	放射化計算に用いた炉内構造物等の材料の元素組成	42
表 5.2.12	JRR-2 における被覆管損傷した燃料の燃焼計算条件(1) 燃料の仕様	46
表 5.2.13	JRR-2 における被覆管損傷した燃料の燃焼計算条件(2) 燃料の照射条件	47
表 5.2.14	JRR-3 における被覆管損傷した燃料の燃焼計算条件(1) 燃料の仕様	48
表 5.2.15	JRR-3 における被覆管損傷した燃料の燃焼計算条件(2) 燃料の照射条件	49
表 5.2.16	JPDR における被覆管損傷した燃料の燃焼計算条件(1) 燃料の仕様	50
表 5.2.17	JPDR における被覆管損傷した燃料の燃焼計算条件(2) 燃料の照射条件	51
表 5.3.1	JRR-2 の放射化廃棄物の処分方法への区分結果	52
表 5.3.2	JRR-3 の放射化廃棄物の処分方法への区分結果	53
表 5.3.3	JRR-3M の放射化廃棄物の処分方法への区分結果	54
表 5.3.4	JRR-4 の放射化廃棄物の処分方法への区分結果	55
表 5.3.5	JPDR の放射化廃棄物の処分方法への区分結果	56
表 5.3.6	浅地中処分対象に区分された原子炉毎の材料の種類、重量 及び ^{60}Co の放射能濃度	57
表 5.3.7	原子炉毎の放射化廃棄物の核種組成比の評価結果	58
表 5.4.1	原子炉毎の汚染廃棄物の核種組成比の評価結果	62
表 5.4.2	JPDR チャンネルボックス付着クラッドの分析データ	66
表 5.4.3	JRR-2 構造物からの採取試料の放射能測定結果	67
表 5.4.4	JRR-3 における冷却水中の核種組成比	68
表 5.4.5	JRR-2、JRR-3M、JRR-4 における年度毎の放出廃液中の放射能	69
表 5.4.6	JRR-3 における年度毎の放出廃液中の放射能	70
表 6.1.1	PIE の試験依頼目的の区分	71
表 6.1.2	照射後試験試料の放射化計算に用いた材料組成	72
表 6.1.3	発電炉燃料集合体(照射燃料を含む)に係る照射後試料の燃焼・放射化計算条件	76
表 6.1.4	ATR 照射燃料の燃焼・放射化計算条件	79
表 6.1.5	JMTR 予備照射試料の NSRR パルス照射試験試料の燃焼・放射化計算条件	80

表 6.1.6	軽水炉材料試験試料に係る燃焼・放射化計算条件	81
表 6.1.7	HTTR 燃料試験に係る燃焼・放射化計算条件	82
表 6.1.8	HTTR 材料試験に係る燃焼・放射化計算条件	83
表 6.1.9	GCR 燃料試験に係る燃焼・放射化計算条件	83
表 6.1.10	GCR 材料試験に係る放射化計算条件	84
表 6.1.11	核融合炉材料試験に係る放射化計算条件	85
表 6.1.12	研究炉燃料試験に係る燃焼・放射化計算条件	86
表 6.1.13	研究炉材料試験に係る燃焼・放射化計算条件	86
表 6.1.14	炭化物及び窒化物燃料試験に係る燃焼・放射化計算条件	87
表 6.1.15	Mg 等添加高燃焼度燃料試験に係る燃焼・放射化計算条件	87
表 6.1.16	ROX 燃料、イナートマトリックス燃料等の試験に係る燃焼・放射化計算条件	88
表 6.1.17	その他の試験に係る燃焼・放射化計算条件	89
表 6.1.18	再処理特研の試験燃料の燃焼・放射化計算条件	90
表 6.2.1	試験燃料、被覆管及びキャプセルの切粉等の重量比の評価結果	91
表 6.2.2	照射後試験等廃棄物において評価した核種組成比	96
表 7.1	原子炉廃棄物の核種組成比毎のピット処分における重要核種の評価結果	98
表 7.2	原子炉廃棄物の核種組成比毎のトレンチ処分における重要核種の評価結果	99
表 7.3	照射後試験等廃棄物の核種組成比毎のピット処分における重要核種の評価結果	100
表 7.4	照射後試験等廃棄物の核種組成比毎のトレンチ処分における重要核種の評価結果	101
表 7.5	予備選定した施設毎の重要核種と過去の評価及び原子力安全委員会における 重要核種の比較	102
表 7.6	予備選定した施設毎の重要核種	103

図目次

図 5.3.1 JPDR 生体遮蔽体における放射能濃度分布	104
図 6.1.1 再処理特別研究棟における湿式再処理試験の系統図	105
図 6.1.2 ジルカロイ-4 の中性子照射量による核種組成比の変化	106
図 6.1.3 SUS304 の中性子照射量による核種組成比の変化	106
図 6.1.4 UO ₂ 燃料における燃焼度による核種組成比の変化 (PWR, ²³⁵ U 濃縮度 4.5wt%、比出力 35MW/t)	107
図 6.1.5 UO ₂ 燃料における燃焼度による核種組成比の変化 (BWR, ²³⁵ U 濃縮度 4.5wt%、比出力 35MW/t)	107
図 6.1.6 UO ₂ 燃料の濃縮度による核種組成比の変化 (PWR, 燃焼度 40GWd/t、比出力 35MW/t)	108
図 6.1.7 UO ₂ 燃料と(U,Th)O ₂ の濃縮度による核種組成比の変化 (JRR-3M, 燃焼度 20GWd/t、比出力 160MW/t)	108

This is a blank page.

1. 検討の経緯及び目的

日本原子力研究開発機構(以下、「原子力機構」)は、第 169 回国会において成立した原子力機構法の改正(平成 20 年法律第 51 号)に基づき、原子力機構及び国内の研究施設等から発生する低レベル放射性廃棄物(以下、「研究施設等廃棄物」と言う。)に係る埋設事業の実施主体と位置づけられた。これを受けて、原子力機構は、当面、平成 60 年度までに発生が見込まれる浅地中埋設処分対象の廃棄物に係る埋設事業を進める予定である。

低レベル放射性廃棄物埋設処分の事業許可申請では、廃棄物に含まれる放射性核種(以下、「核種」と言う。)毎の最大放射能濃度及び総放射エネルギーを記載するとともに、これに基づき、管理期間中及び管理期間終了後に、地下水による核種の生活圏への移行、埋設施設の跡地利用等に起因して一般公衆が受ける被ばく線量を評価し、当該埋設処分に係る安全性を確認することが求められている¹⁾。

現在商業用発電所から発生する低レベル放射性廃棄物(以下、「発電所廃棄物」と言う。)の浅地中埋設処分を実施している日本原燃(株)の六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター(以下、「六ヶ所埋設センター」と言う。)の事業許可申請書²⁾では、廃棄体確認時の放射能評価等に係る合理化の観点から、埋設対象とする廃棄体に含まれる放射性核種の種類と放射能(下線部を以下、「放射能インベントリー」と言う。)の評価結果に基づき、主に上記被ばく線量の寄与が大きい核種(以下、「重要核種」と言う。)を選定するとともに、この核種毎の最大放射能濃度及び総放射エネルギーを記載し、これらに起因する被ばく線量評価を実施している。なお、当該重要核種は廃棄体確認時の確認対象核種となっている。

このような状況を踏まえ、原子力機構では、浅地中埋設処分の事業許可申請書の作成に向けた準備の一環として、研究施設等廃棄物のうち、RI・研究所等廃棄物^(*)に係る重要核種を選定するための評価・検討を行ってきたところである³⁾⁴⁾。

本報告書では、極近い将来に第一期埋設事業⁵⁾として計画しているピット処分及びトレンチ処分(以下、両者を総称する場合は、「浅地中埋設処分」と言う)に係る事業許可申請を念頭に、RI・研究所等廃棄物のうち、核種組成比が比較的一定と考えられる研究所等廃棄物の中から、主要な原子炉施設及び照射後試験施設等から発生する廃棄物を対象として、廃棄物中に含まれる放射性核種の種類及び組成比を評価した。さらに、この評価結果、及び原子力安全委員会における浅地中埋設施設への受け入れ上限値^(**)である濃度上限値の検討結果(評価結果が取りまとめられた報告書⁶⁾を以下、「濃度上限値報告書」という)を用いて、浅地中埋設処分に係る重要核種の予備選定を行った。

(*) 放射線障害防止法の下、放射性同位元素(以下、「RI」と言う。)を使用する施設の操業、放射線発生装置の使用等及びこれら施設等の解体に伴って発生する RI 廃棄物と、原子炉等規制法の下、実用発電用原子炉を除く原子炉及び核燃料物質の使用に係る施設の運転・保守管理作業並びにこれら施設等の廃止措置に伴って発生する研究所等廃棄物の総称である。ただし、新型転換原型炉「ふげん」及び高速増殖原型炉「もんじゅ」は、発電所廃棄物としても位置づけられている。

(**) 原子炉等規制法に基づいて埋設事業許可書に記載される「廃棄物埋設を行う放射性廃棄物中に含まれる放射性物質ごとの最大放射能濃度及び総放射エネルギー」に該当する。

2. 評価対象廃棄物

RI・研究所等廃棄物は、その発生施設が試験研究炉、核燃料使用施設(核燃料取扱試験施設及び照射後試験施設)、RI 使用施設(RI 及び放射線発生装置)等、多岐にわたっている。また、これら発生施設の種類毎に、廃棄物の汚染源が異なることから、発生施設の種類毎に、廃棄物中の放射性核種の種類及び組成比に係る評価方法、重要核種の選定方法等も異なってくる。

RI・研究所等廃棄物の発生施設のうち、原子炉施設から発生した廃棄物(以下、「原子炉廃棄物」と言う。)の汚染源は、発電所廃棄物と同じく、放射化生成核種(以下、「放射化核種」と言う。)及び少量の核分裂生成核種(以下、「FP 核種」と言う。)等^(*)3)である⁷⁾。

また、発電所廃棄物等^(*)4)に係る放射性核種の種類及び組成比の評価、並びに重要核種の選定については既に実績²⁾⁸⁾もあることから、原子炉廃棄物に係る同評価及び同選定は、他の施設から発生した廃棄物に比べて比較的容易である。

一方、照射後施設から発生した廃棄物(以下、「照射後試験廃棄物」と言う。)の汚染源は、遮へいセル内で取り扱われる照射済材料試料及び照射済燃料試料(下線部を以下、「照射済試料」と言う。)に起因する。照射後試験廃棄物のうち、遮へいセル内の除染作業等やセルの外側での作業に伴い発生する汚染レベルの低い浅地中埋設処分対象の廃棄物は、汚染源が放射化した材料と燃焼した燃料であることから、現在埋設されている発電所廃棄物等とほぼ同様の特性を有すると考えられる⁶⁾。従って、発電所廃棄物等に係る評価・選定方法が準用できると考えられる。

これらの状況を踏まえて、本報告書では、RI・研究所等廃棄物の発生量が多い原子力科学研究所(以下、「原科研」と言う。)の廃棄物のうち、さらに発生廃棄物量が多い(Appendix-1 参照)、下記の主要施設から発生する原子炉廃棄物及び照射後試験廃棄物を評価対象とした。

【原子炉施設】 JRR-2、JRR-3、JRR-3M、JRR-4 及び JPDR

【照射後試験施設】 ホットラボ、燃料試験施設

【その他】 再処理特別研究棟

なお、再処理特別研究棟(以下、「再処理特研」という)は照射後試験施設ではないが、汚染源が再処理の試験に使用された使用済燃料であることから、発生する廃棄物は照射後試験廃棄物に類似すると考えて、評価対象廃棄物に含めることとした。本報告書では、照射後試験施設に再処理特研を含めて、「照射後試験施設等」といい、それらの施設から発生する廃棄物をまとめて「照射後試験等廃棄物」ということとする。

(*)3) 核燃料の燃焼時に核分裂生成物と同時に生成する TRU(超ウラン)核種を含む。

(*)4) 現在原子力機構で実施している、JPDR(動力炉試験炉)の廃止措置により発生した放射能が極めて低いコンクリート廃棄物を対象に実施した簡易型(トレンチ型)浅地中埋設処分を含む。

3. 検討の手順

RI・研究所等廃棄物の原子炉廃棄物及び照射後試験等廃棄物を対象にした重要核種の予備選定手順は、概略以下のとおりである。

(1) 評価対象核種の選定 (第4章)

原子炉廃棄物及び照射後試験等廃棄物の核種組成比及び重要核種の評価を行うにあたり、評価作業の効率化の観点から、濃度上限値報告書の基準線量相当濃度等に基づいて、廃棄物に含まれる可能性のある核種から埋設処分時の被ばく線量の寄与が明らかに小さい核種等を除く。

(2) 原子炉廃棄物及び照射後試験等廃棄物の核種組成比の評価・設定(第5章及び第6章)

原子炉廃棄物の汚染源である炉内構造物等及び照射後試験等廃棄物の汚染源である照射済試料の種類、照射条件等を調査し、その結果に基づいて行った放射化・燃焼計算による汚染源の放射能濃度、及び汚染源の廃棄物への移行割合を用いて、原子炉廃棄物及び照射後試験等廃棄物の核種組成比を評価する。

(3) 重要核種の予備的評価・選定 (第7章)

原子炉廃棄物及び照射後試験等廃棄物の汚染核種は放射化核種とFP核種等であり、核種間に相関があることから、放射能濃度(D)の代わりに核種組成比を用いて(p.16 脚注*14 参照)、濃度上限値報告書の基準線量相当濃度(C)と一緒に相対重要度(D/C)を評価し、ピット処分及びトレンチ処分それぞれの重要核種を予備的に選定する。

4. 評価対象核種の選定

2.で述べたように、原子炉廃棄物及び照射後試験等廃棄物に含まれる放射性核種は、放射化核種及びFP核種等であることから、燃焼計算コードORIGEN-2⁹⁾の核種ライブラリーに登録された300以上の核種が含まれる可能性がある。

このうち、明らかに埋設処分に係る被ばく線量の寄与が小さいと考えられる核種を除外する等により、評価対象核種を設定した。

原子力安全委員会における濃度上限値の検討に係る報告書¹⁰⁾では、燃焼計算コードORIGEN-2のライブラリー、ICRP Pub.72¹¹⁾及びTable of Isotopes¹²⁾に記載されている半減期1ヶ月以上の180核種を選定しており、本報告書もこれに基づき、同じ180核種を選定した。

この180核種の中から、濃度上限値報告書の線量評価に用いられた管理期間終了後の線量評価シナリオ(以下、「評価シナリオ」という)における基準線量相当濃度が比放射能を超えない120核種を選定した。選定に必要な基準線量相当濃度は、濃度上限値報告書の線量評価が詳しく記載された報告書¹³⁾¹⁴⁾の値を用いる(66核種)とともに、その他の114核種^(*5)については、濃度上限値報告書と同様の方法で新たに基準線量相当濃度を算出した(Appendix-2参照)。これらの180核種における管理期間終了後の評価シナリオ毎及び決定経路^(*6)における基準線量相当濃度を表4.1に示す。

180核種のうち、基準線量相当濃度の観点で外れた60核種の中から、管理期間中の事象として評価されるスカイシャイン線量に寄与する核種として20核種を抽出・追加した。この20核種は、原子力安全委員会が評価したトレンチ処分のスカイシャインシナリオに係る基準線量相当濃度が、⁶⁰Coの基準線量相当濃度と比較して10倍以内となる核種である^(*7)。表4.2に60核種及び⁶⁰Coのスカイシャイン線量の評価結果を示す。

ただし、実際の埋設事業に係る許可申請書では、スカイシャイン線量に大きく寄与する核種についても重要核種の評価・選定の対象になるものと考えられることから、原子炉廃棄物及び照射後試験等廃棄物に係る核種組成比の評価段階では評価対象核種として選定するが、本報告書の第7章において実施する重要核種の評価・選定においては、管理期間終了後の評価シナリオのみに基づくこととした。これは、スカイシャイン線量の評価においては、埋設対象とする廃棄体の表面線量率に係るデータが必要であるが、本データは埋設施設の設計仕様に依存するとともに、現段階ではその設計仕様が明確になっていないためである。

最終的に評価対象とした140核種を表4.1の最右列に示す。

なお、濃度上限値報告書の線量評価に用いられた管理期間終了後の評価シナリオにおいて、Th、U、TRU核種及びそれらの子孫核種における基準線量相当濃度は、処分場からの上記核種の流出を考慮する「流出あり」のケースと流出を考慮しない「流出なし」のケースが評価されている。実際の埋設施設に係る線量評価において、どちらのケースを採用するかは、今後の安全委員会及び規制機関の検討状況を踏まえて検討することとなる。このため、本報告書では、六ヶ所埋設センター及び原子力機

(*5) ²⁵⁰Cmと²⁵⁴Cfは、自発核分裂が主たる崩壊反応であるため、基準線量相当濃度を評価できなかったが、評価対象核種に加えた。

(*6) 核種毎の各シナリオにおいて基準線量相当濃度が最も小さい経路をその核種の「決定経路」という。

(*7) 通常、スカイシャイン線量の計算におけるソースタームは廃棄体の表面線量率から換算した放射能濃度が用いられるが、計算の合理化の観点から、保守的にスカイシャインに寄与する代表的な核種(⁶⁰Co又は他の複数の代表的な核種)の放射能濃度に換算される。ここでは、⁶⁰Co以外の代表的な核種として、基準線量相当濃度が⁶⁰Coより10倍以内の核種を想定した。

構の埋設施設における線量評価の方法を踏襲して、「流出なし」のケースの基準線量相当濃度を用いて、重要核種を評価することとした。

5. 原子炉廃棄物における核種組成比の評価・設定

5.1 評価・設定方法

5.1.1 原子炉廃棄物の種類

本章では、原科研の主要な試験研究炉である JRR-2、JRR-3、JRR-3M、JRR-4 及び JPDR^(*8)から発生する廃棄物の核種組成比について検討した。

原子炉廃棄物は主に、炉内構造物(燃料集合体を含む)又は生体遮へいコンクリート等の原子炉の構造物材(以下、放射化を評価する構造物材を「炉内構造物等」という)が放射化により汚染し、主に施設の解体時に発生する廃棄物(以下、「放射化廃棄物」という)と、放射性物質を含む冷却水と接触することにより汚染し、主に運転中に定常的に発生する廃棄物(以下、「汚染廃棄物」という)からなる^(*9)。

5.1.2 放射化廃棄物の核種組成比

放射化廃棄物の汚染源は炉内構造物等の放射化であることから、核種組成比の評価・設定は、以下の手順で行った。

- ① 原子炉施設毎に、運転条件(中性子束、照射時間等)、炉内構造物等に係る材料別の元素組成等を設定して放射化計算を行う。
- ② 放射化計算の結果及び表 4.1 に示した基準線量相当濃度を用いて、浅地中埋設処分(コンクリートピット処分及びトレンチ処分)の対象となる炉内構造物等を区分する。
- ③ 浅地中埋設処分に区分された炉内構造物等を対象に、原子炉施設毎に、コンクリート類(鉄筋を含む)及びそれ以外の構造物等(金属が多いことから、以下、「金属類」と言う。) 別に、放射能インベントリーを集計して核種組成比を設定する。

なお、炉内構造物等に含まれる U、Th の不純物の照射に起因する FP 核種等については、放射化計算の合理化等の観点から、放射化計算における炉内構造物等の元素組成に U 及び Th の組成比を追加し、炉内構造物等の放射化に起因する核種組成比の一部として、放射化核種の一部として一緒に評価した。

5.1.3 汚染廃棄物の核種組成比

(1) 汚染廃棄物の主要な汚染源

汚染廃棄物の主要な汚染源は以下のものである¹⁵⁾¹⁶⁾¹⁷⁾。

- 1) 原子炉施設の運転中に継続的に放射化された炉内構造物等から冷却水中に溶出した放射化核種
- 2) 一次冷却水系の配管等内部で生成した腐食生成物が冷却水により炉心領域に運ばれ、放射化して生成した放射化核種
- 3) 燃料被覆管の損傷があった場合に燃料から冷却水中に溶出する FP 核種等

^(*8) 運転開始から出力増強のための改造工事前までの期間を JPDR-1、改造工事終了から運転停止までの期間を JPDR-2 とされている¹⁹⁾。

^(*9) 放射化廃棄物がさらに放射性物質を含む冷却水と接触した廃棄物の核種組成比については、本報告書における評価・設定方法を踏まえて、放射化計算、スマア等による汚染核種の放射能測定データ等の組み合わせにより評価することが想定される。

4) 燃料製造時に燃料体表面に極微量に付着した U の照射により生成し冷却水へ溶出した FP 核種等

ここで、2)については、原子炉施設毎の放射化に係る評価モデルの検討が現状では十分でないことから、本報告書の検討に含めなかった。

また、4)の評価については、既存報告書¹⁷⁾に示された燃料表面の付着量(3ng/cm²)を用いて、JRR-3M 及び JRR-4 について試算した結果、付着 U に起因する FP 核種等の生成量は炉内構造物等に含まれている U、Th 不純物に起因する生成量に比べて十分低いことから、本報告書の検討からは除外した。

(2) 核種組成比の評価・設定の手順

汚染廃棄物の核種組成比の評価・設定の手順は以下の通りである。

- ① 冷却水に接している炉内構造物等に係る放射化計算の結果(5.1.2 の放射化計算の結果を引用)、放射化核種の冷却水への溶出割合等を用いて、原子炉施設毎に、放射化核種の組成比を⁶⁰Co に対する比として設定する。
- ② 燃料被覆管の損傷履歴に基づき、当該燃料の元素組成、燃料被覆管の損傷時の運転条件(中性子束、照射時間等)を設定して燃焼計算を行い、その結果に基づいて、原子炉施設毎に、FP 核種等毎の核種組成比を¹³⁷Cs に対する比として設定する。
- ③ ⁶⁰Co 及び¹³⁷Cs の放射能測定データ等から、放射化核種及び FP 核種等毎の放射能を求めた後両方を加算し、これに基づいて原子炉施設毎の汚染廃棄物に係る核種組成比を設定する。

5.2 放射化・燃焼計算

以下に、5.1.2 及び 5.1.3 で述べた核種組成比の評価・設定に係る放射化・燃焼計算の計算条件等を示す。これらの計算条件等については、既存の報告書^{18)~43)}を引用するとともに、必要に応じて、新たに追加調査を行って整理した。

なお、JRR-2 については、既存報告書¹⁸⁾にある炉内構造物等の放射能インベントリーの評価結果を再集計することとし、新たな放射化・燃焼計算は行わなかったが、放射能インベントリーの評価ために行った放射化・燃焼計算の計算条件等は記載した。

5.2.1 放射化・燃焼計算コード

炉内構造物等及び被覆管損傷時の燃料の放射化・燃焼計算は、計算コード ORIGEN-2 を用いて行った。また、断面積ライブラリーについては、JRR-3 及び JPDR は ORIGEN-2 に常設されている CANDUNAU.lib 及び BWRU.lib を、JRR-3M 及び JRR-4 は Appendix-3 に示す方法により作成したものを、それぞれ使用した。

5.2.2 照射時間及び照射期間中の平均出力

運転が終了した JRR-2、JRR-3 及び JPDR については、運転開始から終了までの全運転期間を対象として、研究炉を管理する部署の運転管理報告書(公開レポートは昭和 45 年以降で毎年発行。以下、「研究炉の管理年報」と言う。)を含む既存報告書¹⁸⁾¹⁹⁾に基づき、原子炉施設毎に運転期間中の照射時間及び停止時間、並びに各照射期間中の平均出力を設定した。設定値を表 5.2.1~表 5.2.3 に示す。

一方、現在運転中の JRR-3M 及び JRR-4 については、運転開始から平成 19 年度までの連続運転と

し、研究炉の管理年報に基づいて、この期間における照射時間と停止時間との割合を評価し、これを定格出力に乗じて平均出力とした。表 5.2.4 に JRR-3M 及び JRR-4 の評価期間及び平均出力の設定方法を示す。

また、燃料、制御棒、ベリリウム反射体等の過去に交換又は撤去した構造材については、管理年報に記載された使用期間等に基づいて照射時間を設定した。設定方法を表 5.2.5 に示す。

なお、放射能の評価時期は、埋設処分までの期間を考慮し、保守的に JRR-3 及び JPDR については平成 19 年度末、JRR-2 は既存報告書¹⁸⁾で評価されている運転停止後から 10 年経過した時点(平成 18 年 12 月末)、JRR-3M 及び JRR-4 は照射終了後の 1 年間を経過した平成 20 年度末とした。

5.2.3 中性子束及び燃焼度

炉内構造物等の放射化計算に用いる中性子束は、事前に原子炉施設毎の定格出力時における炉内近辺の中性子束分布を評価し、この評価結果、設計図面及び既存報告書^{18)~26)}から調査した炉内構造物等の設置位置、照射期間中の出力の定格出力に対する割合(5.2.2 参照)等を用いて、炉内構造物等毎に設定した。放射化計算に用いた中性子束を、表 5.2.6~表 5.2.10 に示す。

ここで、JRR-3M、JRR-4 の定格出力時の中性子束分布の評価は、設計図面及び既存報告書等^{20)~25)}に基づいて単純化した炉心周辺の構造モデルを作成し、MCNP コードを用いて分布を計算した。計算の概要を Appendix-3 に示す。

JRR-3 の定格出力時の中性子束分布の評価例に基づくとともに、JPDR については放射化計算の合理化の観点から、炉内構造物、圧力容器及び生体遮へい体について、既存報告書^{19) 26)}の定格出力時の中性子束分布に基づいた平均値をそれぞれ設定した。

また、炉内構造物等毎の放射化計算に用いる定格出力時の中性子束の設定値は、炉心近傍の炉内構造物等については、その設置場所における中性子束分布の平均値をそれぞれ設定値とするとともに、炉心より外れた場所の炉内構造物等については、その設置場所における中性子束分布の最大値をそれぞれ設定値とした。

被覆管損傷時における燃料の燃焼計算に用いる燃焼度及び中性子束は、既存報告書^{26)~29)}等に基づいて、その時点における原子炉施設毎の運転状況から設定した。

5.2.4 炉内構造物等の材料、元素組成等

原子炉施設毎の炉内構造物等の材料、重量及び表面積、並びに全原子炉施設に共通(*10)とした炉内構造物等の元素組成を、設計図面及び既存報告書を基に設定した^{25)27)~43)}。原子炉施設毎の炉内構造物等の材料、重量及び表面積の設定値を表 5.2.6~表 5.2.10 に、各材料の元素組成を表 5.2.11 に示す。

なお、JRR-2 に係る既存報告書¹⁸⁾では、JRR-2 に使用された炉内構造物等の元素組成に U、Th が含まれていない。従って、JRR-2 に使用された一部炉内構造物等については、U、Th 不純物の照射による FP 核種等の生成は評価しなかった。

5.2.5 燃料被覆管の損傷時における計算条件

研究炉の管理年報等に基づいて設定した被覆管損傷時における当該燃料の燃焼計算に係る設定条

(*10) 既存報告書に元素組成が示されている炉内構造物等は、その組成比を設定し、本報告書で新たに設定した炉内構造物等の元素組成は、共通に設定した。

件を表 5.2.12～表 5.2.17 に示す。

JRR-2 及び JRR-3 は重水減速・重水冷却タイプの試験研究炉であり、また、JPDR は発電用の試験研究炉であるため、原子炉施設の運転終了まで一次冷却水の全面交換は行われなかったと想定されることから、被覆管が損傷した燃料の燃焼計算では、冷却水中に溶出した燃料の一部は、被覆管が損傷した燃料が取出された後も炉内に残留し、運転終了まで照射が継続されたとの保守的な設定を行った。

なお、JRR-3M は過去に被覆管損傷は生じていないため、燃焼計算は実施しなかった。また、軽水減速・軽水冷却タイプの試験研究炉である JRR-4 については、運転開始頃に一度被覆管損傷の事例は起きている⁴⁴⁾が、その影響は小さいと想定されるとともに、被覆管が損傷した後に一次冷却水は全面交換されている^(*)11) ことから、本報告書においては評価しないこととした。

5.3 放射化廃棄物の核種組成比の評価・設定

5.3.1 浅地中埋設処分の対象となる炉内構造物等

5.2 の放射化計算の対象とした炉内構造物等のうち、浅地中埋設処分(コンクリートピット処分及びトレンチ処分)の対象となる炉内構造物等を区分した。

放射化計算の結果に基づく炉内構造物等毎の各核種の放射能濃度(D)と、表 4.1 に示すコンクリートピット処分及びトレンチ処分別の各核種の基準線量相当濃度(C)から、処分方法別に核種毎の(D/C)を求め、各処分方法に $\Sigma(D/C)$ が10以下^(*)12)となる炉内構造物等を、それぞれコンクリートピット処分及びトレンチ処分の対象物として区分した。評価結果を表 5.3.1～表 5.3.6 に示す。

ここで、JRR-4 のコンクリートは、上記評価においては、コンクリートピット処分に区分されたものだけとなった。これは、5.2.3 で述べたとおり、放射化計算において、炉心より外れた場所の炉内構造物等については、その設置場所における中性子束分布の最大値をそれぞれ設定値としたためである。

しかし、実際の中性子束分布は炉心から遠ざかるにつれて下がり、これに沿って放射能濃度も低下することから、実際にはトレンチ処分に区分されるものもかなり含まれることとなる。また、図 5.3.1 に示す既存報告書¹⁹⁾の JPDR の生体遮へい体コンクリートの深さ方向の放射能濃度分布に見られるように、核種組成比は深さ方向でほぼ一定とみなせる。従って、JRR-4 のコンクリートについてはトレンチ処分に区分されるものを追加し、その核種組成比はコンクリートピット処分に区分されたものと同様とした。

なお、5.2 の条件化で行った放射化・燃焼計算の結果そのものについては、原子炉施設及び炉内構造物等の数量及び種類が多く、また、これらに係る運転条件が多岐にわたっているため、計算結果の容量が膨大になったこと等から、本報告書には掲載しなかった。

5.3.2 放射化廃棄物の核種組成比

浅地中埋設処分対象として区分した炉内構造物等について、放射化計算の結果(核種毎の放射能濃度)及び重量を用いて、原子炉施設毎及び処分方法毎に、金属類及びコンクリート類別に放射能を集計し、外部放射線測定が容易である⁶⁰Co に対する比で表した核種組成比を設定した。評価結果を表 5.3.7 に示す。

(*)11) 研究炉の管理年報に基づく、昭和 44 年 3 月に被覆管損傷の事例⁴⁴⁾が起きているが、その後 48 年度までの毎年、大量の廃液の一般排出が記録されている。

(*)12) 濃度上限値報告書において、濃度上限値の推奨値を基準線量相当濃度の 10 倍から 100 に設定していることを基に、保守的に 10 倍と設定したものである。ただし、クリアランスに関しては 1 とした。

5.4 汚染廃棄物の核種組成比の評価・設定

5.4.1 放射化核種の核種組成比

表 5.3.1～表 5.3.5 に示された炉内構造物等のうち、冷却水に接している炉内構造物^(*13)について、生成した放射化核種の冷却水への溶出割合等に基づいて、汚染廃棄物に含まれる放射化核種の核種組成比を評価した。評価結果を表 5.4.1 に示す。

JPDR の炉内構造物における冷却水への溶出割合については、燃料表面に付着したクラッドの放射能の分析結果⁴⁵⁾(表 5.4.2)から評価した。この分析結果に基づくと、放射化核種の溶出に寄与する炉内構造物は、SUS 材とインコネル材であり、ジルカロイ材からの溶出の寄与はほとんどないと推定される。このため、SUS 材及びインコネル材の両方から溶出した⁶³Ni と⁶⁰Co の放射能の比が、クラッドの分析結果と同じ比(2.1(Bq)/14(Bq)=0.15)になるように、SUS 材及びインコネル材からの寄与割合をそれぞれ評価した。評価した各寄与割合を SUS 材及びインコネル材の核種組成比に乗じて加算することにより、放射化核種の核種組成比を設定した(Appendix-4 参照)。

その他の原子炉施設については、JPDR と同様の放射能測定データを得ることができなかったため、接液している主要な炉内構造物であるアルミニウム合金(以下、「Al 合金」という)及び SUS 材の腐食率¹⁶⁾¹⁷⁾、並びに各炉内構造物の表面積から計算した溶出率(g/d)を用いることとした(Appendix-4 参照)。

5.4.2 FP 核種等の核種組成比

JPDR、JRR-2、JRR-3 の汚染廃棄物について、燃焼計算の結果に基づいて、原子炉施設毎に、FP 核種等毎の核種組成比を¹³⁷Cs に対する比として設定した。評価結果を表 5.4.1 に示す。

5.4.3 汚染廃棄物の核種組成比

JPDR、JRR-2、JRR-3 の汚染廃棄物については、燃料被覆管の損傷時の冷却水中に溶出する FP 核種等を考慮したことから、含まれる核種は放射化核種と FP 核種等の両方からなる。本章においては、5.4.1 及び 5.4.2 で設定した放射化核種及び FP 核種等の核種組成比に基づいて、汚染廃棄物に係る核種組成比を設定した。

通常は、⁶⁰Co 及び¹³⁷Cs の放射能測定データから、放射化核種及び FP 核種等毎の放射能を求めて加算し、これに基づいて原子炉施設毎の汚染廃棄物に係る核種組成比を設定する。今回は計算の合理化の観点から、⁶⁰Co 及び¹³⁷Cs の放射能測定データから¹³⁷Cs / ⁶⁰Co の比を評価し、これを FP 核種等の核種組成比に乗じた後に放射化核種の核種組成比に加算して、最終的に汚染廃棄物の核種組成比を設定した。評価結果を表 5.4.1 に示す。

¹³⁷Cs / ⁶⁰Co の比については、JPDR では、解体コンクリートのトレンチ処分における汚染コンクリートの評価、JRR-2 では、廃棄物の測定結果、JRR-3 では冷却水の測定結果にそれぞれ基づいた。JRR-2 における廃棄物及び JRR-3 における冷却水の放射能の測定結果を表 5.4.3 及び表 5.4.4 にそれぞれ示す。

ここで、汚染廃棄物に含まれる³H は、炉内構造物の放射化の他、冷却水(減速又は反射材)である重水及び軽水に含まれる²H の放射化によっても生成される。

これを踏まえ、³H の核種組成比については、炉内構造物等の放射化計算の結果に基づく核種組成比に加えて、冷却水や液体廃棄物中の放射能測定データに基づいた核種組成比も評価・設定することとし

(*13) コンクリートは接液していないことから、本章及び本章以降の汚染廃棄物に係る放射化については、その汚染源に係る表現を炉内構造物とした。

た。 ^3H について冷却水や液体廃棄物中の放射能測定データに基づいて設定した汚染廃棄物の核種組成比を表 5.4.1 に示す。

JPDR では、解体コンクリートのトレンチ処分における汚染コンクリートの評価に用いられた ^3H の ^{60}Co に対する比($^3\text{H}/^{60}\text{Co}=0.3$)を使用することとした。

その他の原子炉施設については、冷却水中での生成を考慮して、研究炉の管理年報に示された放出廃液に含まれている ^3H と ^{60}Co に係る放射能濃度の比の平均値を使用した。ただし、JRR-3 については、研究炉の管理年報に放出廃液中の ^{60}Co の放射能が示されていないため、 ^3H を除く核種の合計放射能を ^{60}Co の放射能として評価した。表 5.4.5 及び表 5.4.6 に放出廃液に含まれる ^3H と ^{60}Co に係る放射能濃度を示す。

6. 照射後試験廃棄物等における核種組成比の評価・設定

6.1 核種組成比の評価・設定方法

6.1.1 核種組成比の評価・設定の方針

原科研の主要な照射後試験施設であるホットラボ及び燃料試験施設、並びにこれらと汚染源が類似する再処理特研から発生する廃棄物の核種組成比について検討した。

(1) ホットラボ及び燃料試験施設

ホットラボでは昭和 36 年度から平成 14 年度まで、及び燃料試験施設では昭和 55 年度から現在に至るまで、それぞれの遮へいセル内において照射済試料を対象として、主に以下のような照射後試験(以下、「PIE」と言う。)が実施されてきた。

- ・非破壊試験:外観検査、γスキャンニング、X線検査、過電流探傷検査、等
- ・破壊試験:引張試験、シャルピー衝撃試験、金層検査、電子顕微鏡検査、等

PIEの一部では照射済試料の切断や研磨等が行われ、これに伴って発生する切粉、研磨材等がセルの内面や機器に付着することとなり、この切粉等の付着物に係る除染作業等が浅地中埋設処分対象廃棄物の主要な汚染源となる⁴⁶⁾。

従って、ホットラボ及び燃料試験施設から発生する廃棄物の核種組成比については、これら施設毎に PIE で破壊検査を実施した主要な照射済試料毎の放射能インベントリーに基づくこととし、試料毎の照射条件、元素組成等の調査に沿った放射化・燃焼計算結果、及び PIE 時の切粉等の発生量等に係る調査等を踏まえて評価・設定した。

また、照射試料を収納した照射キャプセルは、照射試料、照射キャプセル内の計装等と一緒に原子炉内で放射化され、ホットラボ及び燃料試験施設の遮へいセルに搬入される。遮へいセル内では、キャプセルの外筒等の一部が切断されて照射済試料が取出されることから、この切断時に発生する切粉も汚染源の一つとした。

なお、多くの照射済材料については、引張試験、クリープ試験等がなされるものの、切粉等が生じる試験に供される数は少ないため、照射済燃料試料の被覆材と照射キャプセルに比べて汚染源としての寄与が小さいと考えられることから、本報告書においては放射化核種の核種組成比には加えないこととした。今後、汚染源としての寄与が明確になった時点で、必要に応じて核種組成比に加えていくこととした。

(2) 再処理特研

再処理特研では、昭和 43 年から 44 年に JRR-3 の使用済燃料を使用して湿式再処理試験を行った後は、再処理設備の運転を停止し、再処理高度化研究、軽水炉燃料等の燃焼率測定及び再処理廃液の処理技術開発等が小規模に実施されてきた。⁴⁷⁾さらに、昭和 57 年から平成 10 年にわたって再処理試験において発生した Al 脱被覆廃液、プロセス廃液、廃溶媒、未精製 U 廃液及び FP 含有廃液をするとともに、平成 8 年度から施設の設備・機器等の解体を実施してきた。

これらを踏まえ、再処理特研から発生する廃棄物の主要な汚染源を JRR-3 の使用済燃料として、廃棄物の核種組成比を評価することとした。

ここで、図 6.1.1 に示された系統図⁴⁷⁾に見られるように、再処理試験の各系統における核種組成比は、系統毎の目的に応じた化学操作等により異なっている。しかし、Pu 精製濃縮系から発生する Pu 濃度の高い廃棄物など、余裕深度処分等の対象となる廃棄物を除くと、原科研における廃棄物管理を担当する

部署においては、再処理特研から発生する浅地中埋設処分対象の廃棄物は一括して取り扱われることから、これら廃棄物に係る核種組成比を JRR-3 の使用済燃料に基づいて評価することは適切であり、また埋設処分における安全確保の観点からも保守的であると考えられる。

6.1.2 燃焼・放射化計算の方法

a) 燃焼・放射化計算条件の設定

① 照射条件

まず、暫定的に、ホットラボについては昭和 62 年度～平成 14 年度、燃料試験施設については昭和 62 年度～平成 17 年度の期間中における施設利用申込書及び既存の報告書等に基づいて、表 6.1.1 に示す PIE の依頼目的毎に、照射した原子炉の種類(PWR、BWR、研究炉等)、照射量(燃焼度、中性子照射量)、照射期間、照射試料の種類及び仕様(照射前の燃料の種類及び濃縮度、照射済材料の材質等)を調査した。

次に、PIE の依頼目的毎に整理しても、まだ依頼目的毎の照射済試料の数量が膨大であり、且つ照射済材料試料に係る中性子照射量及び照射済燃料試料に係る燃焼度が多岐にわたるため、燃焼・放射化計算の簡略化を図る観点から、中性子照射量及び燃焼度をそれぞれ一定の範囲毎に区切り(群)、群毎にその中央値を各群に属する照射済試料の共通の計算条件とした。

ここで、図 6.1.2～図 6.1.5 に PWR 及び BWR で照射した試料の中性子照射量及び燃焼度の変化に伴う主要核種に係る核種組成比の変化を示す。

図 6.1.2 及び図 6.1.3 に示すように、ジルカロイ-4 及び SUS304 の核種組成比は、中性子照射量が同じ桁数の範囲では、大きく変動しない傾向にある。

ほとんどの FP 核種等の核種組成比も、燃焼度に拘わらずほぼ一定である(図 6.1.4 及び図 6.1.5)。また、燃焼度に沿って核種組成比が変化する傾向にある ^{234}U 、 ^{244}Cm の核種組成比についても、燃焼度が 10,000MWd/t の範囲では、変動幅が 1 桁の範囲に収まっている。

次に、発電炉で使用されている約 2~5wt%の濃縮度の UO_2 燃料に起因する核種組成比は、図 6.1.6 及び図 6.1.7 に見られるように、濃縮度の違いに起因する変動幅が最大でも 1 桁の範囲で収まっている。従って、2~5wt%の濃縮度の UO_2 燃料については、各群の照射済燃料の濃縮度のうちで最も大きい値を計算条件として設定した。

一方、図 6.1.7 に見られるように、 UO_2 の高濃縮度の燃料と $(\text{U,Th})\text{O}_2$ 燃料から生成する ^{233}U や ^{244}Cm は、燃料の種類及び濃縮度によって、核種組成比が大きく変動する。従って、 UO_2 燃料で、発電所の燃料として使用されていない濃縮度が 5%を超えるような高濃縮度の燃料と $(\text{U,Th})\text{O}_2$ 燃料、MOX 燃料等の照射条件については、それぞれに燃料の元素組成及び濃縮度を設定した。ただし、種類が同じで濃縮度が近い値である一部燃料については、同じ照射条件を適用した。

② 元素組成

照射前の各試料の元素組成(wt%)のうち、照射済試料については、報告書等に示されている燃料の種類(酸化物燃料、金属燃料、窒化物燃料等)、 ^{235}U 濃縮度、Pu の富化度を設定し、U、Pu の核種毎の重量比は、報告書等の値を参考に計算により設定した。照射済材料試料については、報告書又は文献等を基に、材質毎に共通の元素組成を設定した。表 6.1.2 に燃焼・放射化計算に用いた照射済試料の元素組成を示す。なお、廃棄物が廃棄体となった時点では、汚染源である照射済材料試料及び照射済燃料試料の切粉等は混合されるとともに、廃棄物における FP 核

種等の寄与は照射済燃料試料によるものが圧倒的に大きいと考えられるため、照射前の材料試料の元素組成の設定に Th、U の元素組成は加えないこととした。

④ 減衰期間

本報告書では、照射済試料の放射能濃度の減衰期間を、照射済試料の冷却期間、PIE の実施期間等を考慮し、共通に照射期間終了から 1 年間とした。これは、照射期間終了から廃棄物として実際に埋設処分される期間と比べるとかなり短いと考えられるが、減衰期間を短く評価する方が、短半減期核種を中心に放射エネルギーが多く評価されるため、埋設処分時における被ばく線量の観点からは保守側である。

b) ORIGEN-2 による燃焼・放射化計算

上記で設定した PIE の依頼目的毎の照射条件ごとに、核種生成崩壊計算コード ORIGEN-2 を用いて燃焼・放射化計算を行った。試料を照射した原子炉の種類毎の核種の断面積等に係るデータについては、BWR 及び PWR は ORIGEN-2 に付属する断面積ライブラリーを、また、JRR-3M、JRR-4 及び JMTR については、ORIGEN-2 用に作成したそれぞれの断面積ライブラリーを使用した。JRR-2 については、断面積ライブラリーがないため、ORIGEN2 に付属する同じ重水炉である CANDU 炉用のライブラリーを代用した。

上記 a)、b)より、燃料試験施設及びホットラボにおける照射済試料の燃焼・放射化計算条件(燃焼度、照射量、照射時間、使用した ORIGEN-2 の断面積ライブラリー)を依頼項目毎に整理して、表 6.1.3 から表 6.1.17 に示す。表 6.1.1 に示す通り、PIE の依頼目的のうち、照射された炉及び燃料の種類が同等に整理できるもの及び照射済試料の少ないものは、計算を効率化するため、一つの依頼目的として取りまとめた。

(2) 再処理特別研究棟

再処理特研で再処理試験が実施された JRR-3 の使用済燃料の燃焼条件は、参考文献⁴⁸⁾を基に設定した。表 6.1.18 に再処理特研における再処理試験燃料の燃焼計算条件を示す。試験に使用された JRR-3 の使用済燃料の燃焼度をバッチ毎に平均化して計算条件とした。

減衰期間については、上記の照射後試験施設と違い、照射した時期が定まっているため、減衰を考慮し、平成 19 年度末の時点とした。

6.2 核種組成比の設定

ホットラボ及び燃料試験施設の廃棄物については、それぞれの施設毎に、燃焼・放射化計算により評価した各照射済試料の放射能濃度に、後述する方法で求めた切粉等の重量を乗じて切粉等の放射能を求め、照射済燃料の燃料及び被覆材並びに照射キャプセル別に集計した。さらに、照射済燃料試料の被覆材と照射キャプセルに係る放射能を合計し、これを ^{60}Co に対する放射化核種の核種組成比としてとりまとめるとともに、照射済燃料試料の燃料に起因する切粉等に係る放射能については、 ^{137}Cs に対する FP 核種等の核種組成比としてとりまとめた。

ここで、PIE に伴って照射済試料から発生する切粉等の量は、以下の方法に沿って求めた。

- ① 照射済試料の燃料の切粉等の量は、ホットラボでは照射済燃料試料の燃料の形状、切断する

歯の厚さ、試験の内容等に基づいて求め、燃料試験施設では既存の資料等を基に設定した。

- ② 照射済燃料試料の被覆材の切粉等の量は、照射済燃料試料の切断・研磨の際には、燃料と同じ厚さの被覆管も切断・研磨されるため、照射済燃料試料の燃料及び被覆管の形状及び密度から、断面積当たりの燃料とその周囲の被覆管の重量比を求め、燃料の切粉等の量に乗じて求めた。
- ③ 照射キャプセルの切粉の量は、キャプセルの断面積、厚み、切断する歯の厚さ及び一つのキャプセルを切断する時の一般的な切断回数から切粉の体積を求め、それに密度を乗じて切粉の重量を求めた。

表 6.2.1 に燃焼・放射化計算の依頼目的毎に照射済燃料試料、被覆材及びキャプセルの切粉の重量比を示す。照射済燃料試料の重量比は、照射済燃料試料の合計重量に対する比、被覆材とキャプセル材の重量比は、両者を加算した合計重量に対する比で表している。

再処理特研における廃棄物については、試験燃料及びその被覆材の汚染源としての放射能の寄与が、各バッチで使用された試験燃料及び被覆材のそれぞれの重量に比例するとして、バッチ毎に試験されたそれぞれの総重量の割合として求め、 ^{137}Cs に対する FP 核種等の核種組成比(試験燃料)及び ^{60}Co に対する放射化核種の核種組成比(試験燃料被覆材)別にとりまとめた。

表 6.2.2 に、ホットラボ、燃料試験施設及び再処理特研から発生する廃棄物毎の、放射化核種による汚染及び FP 核種等による汚染別に評価した核種組成比を示す。

なお、後述するように、通常の手順においては、この後、重要核種の評価・選定に備えて、核種組成比毎に、 ^{137}Cs 、 ^{60}Co 等に係る放射能測定データ、廃棄体等の重量等を組み合わせて求めて放射能インベントリーを求めることとなるが、現段階では、これらに係るデータ等の蓄積・評価が十分でない状況にあることから、核種組成比の評価・設定に留めることとした。

7. 重要核種の予備的評価・選定

7.1 重要核種の評価・選定方法

本報告書で検討対象とする重要核種は、原子力科学研究所における JPDR の解体コンクリートのトレンチ埋設処分等に見られるように、埋設処分する廃棄体等に含まれる核種のうちで、主に被ばく線量の寄与の観点から主要な核種として、埋設事業許可申請書に記載される核種である⁸⁾。

この重要核種の選定方法は、過去の類似事例(Appendix-5 参照)を踏まえると、埋設施設の設計仕様、同施設周辺の環境条件、想定される事象等に基づいて設定される安全評価シナリオ別に、埋設処分する廃棄体等に含まれる核種毎の平均放射能濃度(D)_iと安全評価シナリオ毎の基準線量相当濃度(C)_iから(D/C)_iを求め、さらに(D/C)_i毎に(D/C)_iのうちの最大値(D/C)_{max}に対する比を求める。最終的に、安全評価シナリオ毎に、この比の値が2桁～3桁の範囲(10⁻²～10⁻³以上)になる核種を重要核種として選定することとなる。

しかし、現段階では、実際の埋設処分を対象とした廃棄体等の重量、廃棄体等に含まれる放射能インベントリー、埋設処分施設の設計仕様及び同施設周辺の環境条件が決定されていないことから、本報告書においては、原子炉施設及び照射後試験施設等から発生する廃棄物に含まれる放射能インベントリーの代わりに、第5章及び第6章で求めた施設毎の核種組成比(*14)を、また、埋設処分施設の設計条件、周辺の環境条件に基づいて設定される安全評価シナリオの代わりに、濃度上限値報告書において用いられた評価シナリオを使用することとした。

なお、埋設処分する廃棄体等に含まれる核種毎の平均放射能濃度(D)は、通常の手順においては、第5章及び第6章で評価・設定した核種組成比毎と、放射能測定データ、廃棄体等の重量等を組み合わせ求めて放射能インベントリーを使用することとなる。

また、本報告書においては、重要核種の選定条件として、最大値(D/C)_{max}に対する比が2桁の範囲(10⁻²以上)になる核種を選定した。(参考として、同比が3桁の場合(10⁻²～10⁻³の範囲)の重要核種も選定した。Appendix-6 参照。)

7.2 重要核種の予備選定

7.2.1 原子炉廃棄物における重要核種

原子炉廃棄物に係る重要核種の評価・選定結果を表7.1及び表7.2に示す。また、重要核種の相対重要度をAppendix-6に示す。本評価の重要核種は、原子炉施設毎の、汚染廃棄物(³Hについては細分化)及び放射化廃棄物毎(金属とコンクリートに細分化)別に評価・選定しており、ピット処分延べ20核種、トレンチ処分延べ20核種であり、両者をあわせると24核種となった。

一方で、重要核種は、廃棄体確認における放射能濃度の確認対象核種になることから、安全確保を前提に、重要核種のさらなる絞り込みの観点から、なるべく共通化を図ることが望ましいと考えられる。

原子炉毎の放射化廃棄物と汚染廃棄物の共通化については、放射化廃棄物と汚染廃棄物の放射能量の寄与割合を評価するために、主に埋設される廃棄体等の重量、及び汚染廃棄物に係る放射能の放射能測定データが必要となるが、現時点では十分なデータの蓄積がなされていないこと等から、本報告

(*14) 原子炉廃棄物及び照射後試験廃棄物は、放射能レベルに関わらず、核種間における汚染源毎の放射能濃度に相関があると考えられることから、汚染源毎の廃棄体の放射能インベントリーは、核種組成比を用いて評価することが可能と考えられる。したがって、汚染源毎の放射能インベントリーの代わりに核種組成比を用いた。

書においては、共通の核種組成比及び重要核種の評価・設定等を行わなかった。

発生施設が異なる原子炉廃棄物に係る重要核種等の共通化については、埋設処分される発生施設毎の全廃棄体等に係る放射能インベントリー及び重量に係るデータが必要となるが、現在計画されている研究施設廃棄物の埋設処分における埋設段階期間が 50 年の長期にわたること、この期間に実施が予想される埋設事業変更許可申請においても原子炉廃棄物に係る重要核種等については同様の核種を記載することが合理的であること等から、本共通化は、全原子炉施設に係る重要核種を網羅することを含めて、今後の検討課題とすることが適切と考えられる。

7.2.2 照射後試験等廃棄物における重要核種

照射後試験等廃棄物における重要核種の評価・選定結果を表 7.3 及び表 7.4 に示す。また、重要核種の相対重要度を Appendix-6 に示す。本評価の重要核種は、ホットラボ、燃料試験施設及び再処理特研毎に、放射化核種による汚染及び FP 核種等による汚染別に評価・選定しており、ピット処分で延べ 26 核種、トレンチ処分で 15 核種、両者をあわせると 29 核種となり、さらに、濃度上限値報告書で選定されている ^{129}I を加えて、30 核種となった (Appendix-7 参照)。

同一発生施設の照射後試験等廃棄物については、第 6 章で別々に評価された放射化核種による汚染及び FP 核種等による汚染に係る別々の核種組成比に、埋設処分される廃棄体等中の ^{60}Co 及び ^{137}Cs の放射能測定の数値データ等に乗ずることにより廃棄体等の放射能インベントリーを評価・設定し、これに基づいて共通の核種組成比を評価・設定するとともに、重要核種の共通化を図ることは可能である。なお、本報告書においては、埋設処分される廃棄体等中の ^{60}Co 及び ^{137}Cs の放射能測定の数値データが十分蓄積されていないことから、共通の核種組成比及び重要核種の評価・設定等を行わなかった。

次の段階として、発生施設が異なる照射後試験等廃棄物に係る重要核種等の共通化については、埋設処分される発生施設毎の全廃棄体等に係る放射能データが必要となるが、現在計画されている研究施設等廃棄物の埋設処分における埋設段階期間が 50 年の長期にわたること、この期間に実施が予想される埋設事業変更許可申請においても照射後試験等廃棄物に係る重要核種等については同様の核種を記載することが合理的であること等から、本共通化は照射後試験施設等に係る重要核種を網羅することを含めて、今後の検討課題とすることが適切と考えられる。

7.2.3 重要核種の予備選定結果のまとめ

本報告書において予備選定した重要核種は、原子炉廃棄物及び照射後試験等廃棄物をあわせて 33 核種となり、過去の検討⁴⁹⁾で評価した 27 核種より、6 核種増加する結果となっている (表 7.5)。これは、主に以下の理由による (詳細は Appendix-7 参照)。

- ・ 基準線量相当濃度の算出において、新しい線量換算係数等が用いられるとともに、子孫核種からの線量の寄与が新たに考慮されたため、その値が変わったことによる。

新たに選定された核種 : ^{233}U , ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U , ^{241}Pu , ^{242}Cm

過去の評価から削除された核種 : ^{79}Se , ^{237}Np , ^{242}Pu

- ・ 本報告書では、全浅地中処分対象廃棄体の放射能インベントリーを想定して行った過去の重要核種の評価・選定と異なり、廃棄物の汚染源の種類毎に核種組成比を評価・設定するとともに、重要核種を評価・選定したことによる。

新たに選定された核種 : ^{93}Zr , ^{93}Mo , ^{126}Sn

表 7.6 に、 ^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{238}U 及び ^{233}U を含む TRU 核種を、それぞれ U 及び α 核種等としてまとめた重要核種の予備選定結果を示す(*15)。

今後、浅地中埋設処分を行う廃棄体等の数量、重量及び放射能インベントリーのデータを加えて評価することにより、重要核種の共通化が図られるとともに、重要核種の数もさらに絞り込まれることが想定される。

また、本評価では、濃度上限値報告書の評価シナリオ毎の基準線量相当濃度を用いて、重要核種を選定しているが、実際の研究施設等廃棄物の埋設処分に係る事業許可申請書における線量評価は、埋設施設の設計条件、立地場所周辺の環境条件等に基づいて実施されるため、その重要核種の評価結果が本報告書の評価結果と変わる可能性があることに留意する必要がある。

(*15) 六ヶ所埋設センター及び原子力機構の埋設事業許可申請の例にならって、U 及び TRU 核種は α 核種として取りまとめて表記した。U のうち、 ^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{238}U は、濃縮施設及び加工施設等から発生するウラン廃棄物に含まれる主要な核種であり、ウラン廃棄物は、今後、原子力安全委員会等で浅地中処分の安全規制及び基準が検討されるため、他の U、TRU 核種とは区別して、まとめることとした。

8. まとめと今後の課題

本報告書では、研究施設等廃棄物の発生量が多い原科研の RI・研究所等廃棄物のうちで、さらに発生廃棄物量が多い原子炉施設と照射後試験施設等について、浅地中処分対象の廃棄体等に係る核種組成比を評価・設定し、それに基づいて重要核種を評価・選定した。

本報告書における核種組成比の評価・設定、重要核種の評価・選定に係る手順等については、他の同様の研究施設等廃棄物にも参考にできると考えられる。

今後、研究施設等廃棄物に係る埋設事業許可申請に向けて、同廃棄物の発生者は個別又は相互間の協力の下、必要に応じて、本報告書の手順等を踏まえてさらなる対応を図っていくことが必要である。その時に留意すべきと考えられる主要な課題は以下のとおりである。

- ① 原子炉廃棄物の汚染廃棄物に係る汚染源の一つである「一次冷却水系の配管等内部で生成した腐食生成物が冷却水により炉心領域に運ばれ、放射化して生成した放射化核種」の評価については、原子炉施設毎に、放射化に係る評価モデル等のより詳細な検討を行う必要がある。
- ② 同汚染源の一つである「燃料製造時に燃料体表面に極微量に付着した U の照射により生成し冷却水へ溶出した FP 核種等」の評価についても、同 U の挙動に係る既存データ等の収集、解析・評価等を実施し、原子炉施設毎に、前述した JRR-3M 及び JRR-4 に係る試算結果を確認・補強しておく必要がある。
- ③ 燃料試験施設及びホットラボの照射済材料試料に係るおける切粉等の発生量等に関するより詳細な調査・評価を実施し、その結果を踏まえて、必要に応じて、その結果評価を放射化核種の核種組成比に反映する。
- ④ 原子炉廃棄物及び照射後試験施設等廃棄物について、発生施設毎の廃棄物に係る放射能測定データ等を蓄積して廃棄体等の放射能インベントリーを評価し、発生施設毎、さらに廃棄物の種類毎に核種組成比の共通化を図っていくことが必要である。
- ⑤ 同時に、廃棄物等の放射能測定等に基づいて、本報告書の手順で評価した核種組成比の妥当性を裏付けるとともに、必要に応じて、補正又は修正を行う必要がある。

また、埋設事業推進センター等においても、研究施設等廃棄物の浅地中埋設施設の事業化の進捗に合わせて、埋設処分する廃棄体等の数量、重量等の適宜最新の知見、データ等を反映させながら、原子力安全委員会における浅地中埋設処分に係る調査・審議の状況等を踏まえつつ、重要核種の見直し等を行っていくこととする。

また、今回検討対象としなかった廃棄物の放射能インベントリー評価等についても、必要に応じて、検討を実施していくこととする。

謝辞

本報告書を取りまとめるにあたり、**JRR-2** の放射化計算等のデータを提供して頂いた岸本克己氏(バックエンド技術部放射性廃棄物管理第 1 課)、**JRR-3M** に関して情報提供していただいた細谷俊明氏(研究炉加速器管理部 **JRR-3** 管理課)、**JRR-4** に関して情報提供していただいた八木理公氏(研究炉加速器管理部 **JRR-4** 管理課)、**JPDR** に関して情報提供していただいた助川武則氏(安全研究センター廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ)、燃料試験施設に関する照射後試験に係る情報提供をしていただいた三田尚亮氏及び佐藤篤司氏(ホット試験施設管理部実用燃料試験課)、ホットラボに関する照射後試験に係る情報提供をしていただいた飯田省三氏(ホット試験施設管理部未照射燃料管理課)、線量評価の方法をご教示いただいた武田聖司氏、澤口琢磨氏、渡邊正敏氏(安全研究センター廃棄物・廃止措置安全評価研究グループ)に感謝いたします。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坂本義昭技術主幹(埋設事業推進センター設計技術課)に感謝いたします。

参考文献

- 1)原子力安全委員会 : “放射性廃棄物埋設施設の安全審査の基本的考え方 (昭和 63 年 3 月)”, (1988).
- 2)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”, (1997).
- 3)坂井章浩, 吉森道郎, 阿部昌義 : “研究所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,1; 主要放射性廃棄物発生施設別の核種組成比の評価”, JAERI-Tech 2000-012 (2000).
- 4)浅井志保, 他 : “RI・研究所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,2; 原子炉施設及び照射後試験施設から発生した廃棄物の核種分析手法の検討”, JAERI-Tech 2003-071 (2003).
- 5)日本原子力研究開発機構 : “埋設処分業務の実施に関する計画”, (2009).
- 6)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”, (2007).
- 7)原子力安全委員会 : “研究所等から発生する放射性固体廃棄物の浅地中処分の安全規制に関する基本的考え方”, (2006).
- 8)日本原子力研究所 : “日本原子力研究所東海研究所廃棄物埋設事業許可申請書”, (1993).
- 9)A. G. Croff : "A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code", ORNL/TM-7175 , (1980)
- 10)原子力安全委員会 : “低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について (第 3 次中間報告)”, (2000).
- 11)ICRP : “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intakes Radionuclides: Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients, ICRP Publication 72”, (1996).
- 12)C.M. Lederer : “Table of Isotopes 7th edition”, John Wiley & Sons, New York, (1978).
- 13)武田聖司, 他 : “TRU 核種を含む放射性廃棄物及びウラン廃棄物のトレンチ処分に対する濃度上限値の評価(受託研究)”, JAEA-Research 2008-044, (2008).
- 14)澤口拓磨, 他 : “TRU 核種を含む放射性廃棄物及びウラン廃棄物のピット処分に対する濃度上限値の評価(受託研究)”, JAEA-Research 2008-046, (2008).
- 15)(社)日本原子力学会編 : “原子炉水化学ハンドブック”, コロナ社, (2000).
- 16)(社)日本原子力学会 : “日本原子力学会標準 放射性廃棄物の放射能濃度決定方法一 原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物の放射能濃度決定方法に関する基本手順: 2007 ー浅地中ピット処分廃棄物についてー”, (2008).
- 17)吉島哲夫, 田中純利 : “JRR-3M の放射化学分析結果”, JAERI-Tech 97-029 (1997).
- 18)岸本克己, 有金賢次 : “中性子束分布計算に 3 次元体系を導入した JRR-2 原子炉本体放射化放射能評価”, JAERI-Tech 2005-016 (2005).
- 19)助川武則, 畠山睦夫, 柳原敏 : “原子炉の廃止措置における残存放射能評価方法の検討(受託研究)”, JAERI-Tech 2001-058 (2001).

- 20)木名瀬政美 : “JRR-3 シリサイド燃料炉心近傍の遮蔽に関する安全解析”, JAERI-Tech 99-002 (1992).
- 21)伊勢武治, 他 : “JRR-3 改造炉の設計のための遮蔽解析,2; ビーム実験孔設備の遮蔽”, JAERI-M 85-105 (1985).
- 22)曾野浩樹, 他 : “日本原子力研究所・研究炉 JRR-3M の燃料領域照射筒内部の詳細中性子-スペクトル計算”, JAERI-Research 95-059 (1995).
- 23)日本原子力研究所東海研究所研究炉部 (編) : “研究炉利用ハンドブック”, 日本原子力研究所 (1995).
- 24)伊勢武治, 他 : “JRR-3 改造炉の設計のための遮蔽解析,3; 中性子導管の物理と遮蔽”, JAERI-M 86-028 (1986).
- 25)八木理公, 他 : “JRR-4 反射体要素黒鉛反射材の照射成長に関する調査”, JAEA-Technology 2008-072 (2008).
- 26)私信
- 27)JRR-2 管理課 : “JRR-2 の運転と利用の成果”, JAERI-Tech 94-014, (1994).
- 28) H. Takayanagi : “A Study of the Fuel Cladding Failure in JRR-2”, JAERI 1175 (1969).
- 29) M. Takada, et al. : “Operation and maintenance experiences with research reactors, Japan Atomic Energy Research Institute”, JAERI-M 5415 (1973).
- 30)研究炉部 : “平成 14 年度研究炉部年報; 運転・利用と研究・技術開発”, JAERI-Review 2004-002 (2004).
- 31)研究炉部 : “平成 9 年度研究炉部年報; 運転・利用と研究・技術開発”, JAERI-Review 98-027 (1999).
- 32)研究炉部 : “平成 16 年度研究炉部年報; 運転・利用と研究・技術開発”, JAERI-Review 2005-036 (2000).
- 33)新藤満夫 : “JRR-4 遮蔽実験設備の特性試験”, JAERI 1120 (1966).
- 34)石黒裕大 : “JRR-4 低濃縮ウランシリサイド燃料の炉心特性; 初期炉心及び燃焼後”, JAEA-Technology 2007-017 (2007).
- 35)白石邦生, 助川武則, 柳原敏 : “動力試験炉(JPDR)の解体廃棄物に関する特性評価(受託研究)”, JAERI-Data/Code 99-050 (1999).
- 36)JPDR-II プロジェクトプラント設計グループ : “JPDR-II プラント設計報告書; 2,設備概要”, JAERI-M 4591 (1971).
- 37)米沢 伸四郎, 他 : “149. 中性子放射化分析法による原子炉材料中のウランの定量”, 日本原子力学会誌 29, 1, p.58 - p.63(1987)
- 38) J.C. Evans, et al. “Long-Lived activation Products in Reactor Materials”, NUREG/CR -3474 (1984).
- 39)私信
- 40) (財) 原子力環境整備促進・資金管理センター : “原子力発電所の運転及び解体に伴い発生する廃棄物の物量、性状に関する資料集”, (1998).
- 41)核燃料・炉材料等分析委員会 : “耐熱合金の分析”, JAERI 1249 (1977).
- 42)石川寛, 朝岡卓見, 笹倉浩 : “JRR-3(国産 1 号炉)設計計算,2”, JAERI 1002 (1960).

- 43)研究炉管理部 : "研究炉・ホットラボの運転と技術管理(昭和 59 年度)" ,JAERI-M 85-140 (1985)
- 44)足立守, 他 : "JRR-4 使用済燃料の解体検査と燃焼度測定" , JAERI-M 5225 (1973).
- 45) M. Hoshi, et al. : "Residence Time of Crud on Surface of Channel Box in JPDR" , J. Nucl. Sci. Technol., 24, 4, p.297-307 (1987).
- 46) 原子力安全委員会 : "核燃料使用施設 (照射済燃料及び材料を取り扱う施設) におけるクリアランスレベルについて核燃料使用施設のクリアランスレベル" ,(2003).
- 47)里見慎一, 他 : "再処理特別研究棟 廃液貯槽 LV-2 の一括撤去作業その 1 (撤去前準備作業)" , JAEA-Technology 2008-067 (2008).
- 48)青地哲男, 他 : "破壊法による JRR-3 使用済み燃料の燃焼度測定" , 日本原子力学会誌, 12, 1, p.7-12 (1970).
- 49)バックエンド推進部門バックエンド技術開発ユニット : "バックエンド推進部門における原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物処理処分に係る技術開発の進捗一平成 20 年度一" , JAEA-Review 2009-031 (2009).
- 50)R. B. Firestone, et al. : "Table of Isotopes 8th Edition 1999 Update with CD-ROM." , Wiley-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, (1999)
- 51)藤井喜美夫 : "照射黒鉛中の炭素 14 の分離(1) Pechiney Q1 及び IG-110 黒鉛の空気酸化特性と細孔構造の変化ずれ(共同研究)" , JAERI-Tech 2005-048 (2005)
- 52)私信
- 53)永瀬文久, 他 : "高温におけるジルカロイ被覆管とインコネル製スペーサーグリッドの反応性" , JAERI-M 90-165 (1990).
- 54)芝清之, 他 : "高速炉照射したステンレス鋼の電気化学的腐食挙動" , JAERI-M 92-166 (1992).
- 55)寺戸昇輝, 他 : "HTTR 原子炉圧力容器の設計・製作" , JAERI-Tech 96-034 (1996).
- 56)木崎実, 他 : "高温ガス炉用耐熱合金の金相試験; 照射後試験技術と顕微鏡組織" , JAERI-M 6355 (1976).
- 57)芝清之, 他 : "低放射化フェライト鋼 F82H IEA ヒート材の特性;IEA ラウンドロビン試験 中間報告,1" , JAERI-Tech 97-038 (1997).
- 58)K.Onizawa, T.Tobita and M.Suzuki : "Investigation on the evaluation of cleavage fracture toughness using PCCv specimens in the ductile-brittle transition range of reactor pressure vessel steels (contract research)" , JAERI-Research 97-081 (1997).
- 59)K.Tsuchiya, H.Kawamura and R.Oyamada : "Joining technology development of advanced materials/SS304 by friction welding" , JAERI-Tech 95-017 (1995).
- 60)田辺朗, 土井壮一 : "連載講座核燃料工学の基礎—軽水炉燃料を中心に 第 4 回軽水炉燃料 (3)" , 原子力学会誌, 46, 8, p.58-64 (2004).
- 61)原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会 : "PWR 燃料の高燃焼度化(ステップ 2) 及び燃料の高燃焼度化に係る安全研究の現状と課題について" ,(2001).
- 62)岩井孝, 笹山龍雄, 鈴木康文 : "フェライト鋼の高速炉用新型燃料被覆材への適用; 材料試験および溶接試験" , JAERI-M 91-077 (1991).

- 63) J.P. Smith 1, W.R. Johnson, P.W. Trester : “Metallurgical bonding development of $V_{\pm 4}Cr_{\pm 4}Ti$ alloy for the DIII-D radiative divertor program” , J. Nucl. Mat., 258-263, p.1420-1424 (1998).
- 64) A. Hishinuma, et al. : “Ductilization of TiAl intermetallic alloys by neutron-irradiation” , Intermetallics, 4, p.179-I 84 (1996).
- 65) E.Wakai, et al. : “Effects of neutron irradiation on tensile properties in high-purity Fe-(9-50)Cr and Fe-50Cr-xW alloys” , Material Transaction, JIM, 41, 1, p.136-140 (2000).
- 66) E.Wakai, et al. : “Effects of neutron irradiation on tensile properties in high-purity Fe-Cr alloys” , Phys. stat. sol (a) 160, p.441-448 (1997).
- 67) S.Jitsukawa, et al. : “Development of an extensive database of mechanical and physical properties for reduced-activation martensitic steel F82H” , J. Nucl. Mat., 307-311, p.179-186 (2002).
- 68) T. Kurasawa, et al. : “Compatibility test of blanket structural materials with beryllium sphere in helium gas environment” , JAERI-Tech 95-011 (1995).
- 69) 炉心プラズマ計画室 : “Ti 合金(Ti-6Al-4V)の材料特性” , JAERI-Research 97-012 (1997).
- 70) M. Takeda, et al. : “Microstructure and oxidative degradation behavior of silicon carbide fiber Hi-Nicalon type S” , J. Nucl. Mat., 258-263, p.1594-1599 (1998).
- 71) Y. Ikusawa, T. Ozawa : “Development of MOX fuel database” , JAEA-Technology 2007-010 (2007).
- 72) 生澤佳久, 他 : “「ふげん」照射用ガドリニア燃料集合体の照射後試験報告(1)燃料集合体試験・燃料要素非破壊試験” , JNC TN8410 2003-004 (1994).
- 73) 研究炉管理部 : “研究炉・ホットラボの運転と技術管理; 昭和 62 年度” , JAERI-M 88-211 (1988).
- 74) 研究炉部 : “平成 6 年度研究炉部年報; 運転・利用と研究・技術開発” , JAERI-Tech 95-047 (1995).
- 75) 半田宗男, 他 : “照射用ウラン・プルトニウム混合炭化物燃料ピンの製作” , JAERI-M 83-206 (1983).
- 76) 鈴木康文, 他 : “第 1 回 JMTR 照射用ウラン・プルトニウム混合窒化物燃料ピン(88F-5A)の製作” , JAERI-M 90-116 (1990).
- 77) 鈴木康文, 他 : “第 2 回 JMTR 照射試験用ウラン・プルトニウム混合窒化物燃料ピン(89F-3A)の製作” , JAERI-M 91-078 (1991).
- 78) 中野佳洋, 高野秀機, 秋江拓志 : “JRR-3 での岩石型 Pu 燃料照射実験の燃焼解析手法の検討” , JAERI-Research 97-051 (1997).
- 79) 白数訓子, 他 : “岩石型燃料照射試料の燃焼率測定” , JAERI-Research 2001-018 (2001).
- 80) 岩井孝, 他 : “JMTR 照射イナートマトリクス窒化物燃料の照射後試験” , JAEA-Research 2007-026 (2007).
- 81) 中島邦久, 他 : “JMTR 照射用イナートマトリクス含有窒化物燃料ピンの製作” , JAERI-Research 2005-027 (2005).
- 82) T.Yamashita et al. : “Rock-like oxide fuels and their burning in LWRs” , J. Nucl. Sci. Technol., 39, 8, p. 865-871, (2002).

- 83)N. Nitani, et al. : “Study of Rock-like Oxide Fuels under Irradiation” , Journal of Power and Energy Systems 2, 1, p.145-152 (2008).
- 84)山脇道夫, 他 : “消滅処理用アクチノイド水素化物の開発(公募型研究に関する共同研究報告書)” , JNC TY8400 2003-006 (2003).
- 85)J. Nakamura, et al. : "Post-irradiation examination of high burnup HBWR fuel rods at JAERI", HPR-345, 2, p.13- 28 (1995).
- 86)白石健介 : “酸化物高温超伝導材料の放射線照射効果” , 応用物理, 61, 7, p.722-725 (1992).
- 87)日本原子力研究所 JRR-3 管理課 : “JRR-3 の概要と安全対策” , JAERI 6004 (1968).

表4.1 基準線量相当濃度及び評価対象核種の選定結果(3/3)

核種	半減期 (^{(*)4})	トレンチ処分				コンクリートピット処分				評価 対象 核種 (^{(*)5})		
		跡地建設	跡地居住	地下水	決定経路	跡地建設	跡地居住	地下水	決定経路			
		(y)	(Bq/t)	(Bq/t)	(Bq/t)	(Bq/t)	(Bq/t)	(Bq/t)	(Bq/t)		(Bq/t)	
161	Am-241	(*)1	4.3E+02	2.4E+07	6.6E+07	9.2E+12	2.4E+07	2.1E+13	1.3E+09	1.7E+13	1.3E+09	121
162	Am-242m	(*)1	1.4E+02	2.2E+07	6.1E+07	4.5E+10	2.2E+07	5.9E+11	1.6E+09	4.7E+11	1.6E+09	122
163	Am-243	(*)1	7.4E+03	8.3E+06	5.3E+07	1.2E+10	8.3E+06	1.3E+11	7.9E+08	9.1E+13	7.9E+08	123
164	Cm-241	(*)2	9.0E-02	1.1E+11	3.2E+11	4.4E+16	1.1E+11	1.0E+17	6.1E+12	8.0E+16	6.1E+12	124
165	Cm-242	(*)1	4.5E-01	6.3E+09	1.5E+10	1.2E+13	6.3E+09	1.3E+14	1.5E+12	1.2E+14	1.5E+12	125
166	Cm-243	(*)1	2.9E+01	4.2E+07	7.0E+08	4.8E+12	4.2E+07	2.5E+14	5.1E+11	2.4E+16	5.1E+11	126
167	Cm-244	(*)1	1.8E+01	2.5E+08	2.6E+09	5.1E+13	2.5E+08	4.8E+16	2.3E+11	3.0E+16	2.3E+11	127
168	Cm-245	(*)1	8.5E+03	9.6E+06	5.5E+07	3.3E+10	9.6E+06	1.1E+12	7.3E+08	8.4E+11	7.3E+08	128
169	Cm-246	(*)1	4.7E+03	2.3E+07	2.3E+08	1.0E+11	2.3E+07	1.4E+11	3.5E+09	5.7E+13	3.5E+09	129
170	Cm-247	(*)2	1.6E+07	3.0E+06	2.7E+07	7.8E+08	3.0E+06	1.4E+10	5.3E+08	1.0E+10	5.3E+08	130
171	Cm-248	(*)2	3.4E+05	6.9E+06	6.8E+07	4.2E+08	6.9E+06	5.3E+11	9.2E+08	2.9E+11	9.2E+08	131
172	Cm-250	(*)3	9.0E+03	(*)3	(*)3	(*)3	(*)3	(*)3	(*)3	(*)3	(*)3	132
173	Bk-249	(*)2	8.8E-01	2.2E+09	3.1E+10	3.0E+14	2.2E+09	1.0E+13	6.0E+12	7.4E+15	6.0E+12	133
174	Cf-249	(*)2	3.5E+02	5.5E+06	7.7E+07	7.6E+11	5.5E+06	2.5E+10	1.5E+10	2.0E+13	1.5E+10	134
175	Cf-250	(*)2	1.3E+01	4.0E+08	8.8E+09	3.7E+13	4.0E+08	5.1E+13	1.3E+12	2.1E+16	1.3E+12	135
176	Cf-251	(*)2	9.0E+02	8.3E+06	2.1E+08	1.3E+13	8.3E+06	3.1E+11	1.2E+10	1.7E+14	1.2E+10	136
177	Cf-252	(*)2	2.6E+00	8.8E+11	8.8E+12	5.4E+13	8.8E+11	7.1E+16	1.2E+14	3.7E+16	1.2E+14	137
178	Cf-254	(*)3	1.7E-01	(*)3	(*)3	(*)3	(*)3	(*)3	(*)3	(*)3	(*)3	138
179	Es-254	(*)2	7.5E-01	2.0E+11	4.4E+12	6.4E+14	2.0E+11	2.6E+16	6.8E+14	3.6E+17	6.8E+14	139
180	Es-255	(*)2	1.1E-01	6.8E+10	1.7E+12	7.4E+16	6.8E+10	2.6E+15	1.0E+14	1.4E+18	1.0E+14	140

(*)1 既存報告書[13][14]のデータを引用。

(*)2 本報告書において、原子力安全委員会の方法に基づいて算出した結果

(*)3 自発核分裂を主な放射性壊変とする核種であるため、濃度上限値の計算を行っていない。核種組成比の評価の対象とし、重要核種については評価しない。

(*)4 Table of Isotopes 8th edition[50]から引用。Se-79は、濃度上限値報告書[6]から引用

(*)5 ()の核種は、スカイシャイン線量の大きい核種として、核種組成比の評価の対象とするが、重要核種の評価の対象とはしない。

表4.2 スカイシャインシナリオにおける基準線量相当濃度の計算結果

核種*4	半減期	基準線量相当濃度*1*5	比率*2*3	核種*4	半減期	基準線量相当濃度*1*5	比率*2*3
	(y)	(Bq/t)			(y)	(Bq/t)	
1 S-35	2.4E-01	---	---	31 I-125	1.6E-01	1.8E+19	1.1E+06
2 Ca-45	4.5E-01	---	---	32 Ce-139	3.8E-01	4.1E+14	2.4E+01
3 Sc-46	2.3E-01	2.1E+13	1.2E+00	33 Ce-141	8.9E-02	3.6E+15	2.1E+02
4 V-49	9.0E-01	---	---	34 Ce-144	7.8E-01	1.4E+15	8.2E+01
5 <u>Mn-54</u>	8.6E-01	5.5E+13	3.2E+00	35 Nd-144	2.3E+15	---	---
6 <u>Fe-59</u>	1.2E-01	3.5E+13	2.1E+00	36 Pm-143	7.3E-01	1.4E+14	8.2E+00
7 Co-57	7.4E-01	1.8E+15	1.1E+02	37 Pm-144	9.9E-01	3.6E+13	2.1E+00
8 <u>Co-58</u>	1.9E-01	4.6E+13	2.7E+00	38 Pm-148m	1.1E-01	2.4E+13	1.4E+00
9 Zn-65	6.7E-01	6.7E+13	3.9E+00	39 Sm-148	7.0E+15	---	---
10 Ge-68	7.4E-01	---	---	40 Eu-149	2.5E-01	5.8E+15	3.4E+02
11 Se-75	3.3E-01	2.6E+14	1.5E+01	41 Gd-152	1.1E+14	---	---
12 Sr-85	1.8E-01	2.6E+14	1.5E+01	42 Gd-153	6.6E-01	5.8E+15	3.4E+02
13 Sr-89	1.4E-01	5.9E+17	3.5E+04	43 Tb-160	2.0E-01	4.5E+13	2.6E+00
14 Y-91	1.6E-01	1.2E+16	7.1E+02	44 Dy-159	4.0E-01	2.0E+17	1.2E+04
15 Zr-95	1.8E-01	5.5E+13	3.2E+00	45 Tm-170	3.5E-01	2.2E+17	1.3E+04
16 Nb-95	9.6E-02	5.5E+13	3.2E+00	46 Yb-169	8.8E-02	3.6E+14	2.1E+01
17 Ru-103	1.1E-01	9.5E+13	5.6E+00	47 Lu-177m	4.4E-01	7.3E+13	4.3E+00
18 <u>Ru-106</u>	1.0E+00	2.3E+14	1.4E+01	48 Hf-175	1.9E-01	1.8E+14	1.1E+01
19 Rh-102	5.7E-01	9.6E+13	5.6E+00	49 Hf-181	1.2E-01	9.5E+13	5.6E+00
20 Ag-110m	6.8E-01	1.7E+13	1.0E+00	50 Ta-182	3.1E-01	3.4E+13	2.0E+00
21 Cd-115m	1.2E-01	1.5E+15	8.8E+01	51 W-181	3.3E-01	6.6E+16	3.9E+03
22 In-114m	1.4E-01	1.7E+16	1.0E+03	52 W-185	2.1E-01	8.2E+18	4.8E+05
23 In-115	4.4E+14	---	---	53 W-188	1.9E-01	5.1E+16	3.0E+03
24 Sn-113	3.2E-01	1.8E+16	1.1E+03	54 Re-187	4.4E+10	---	---
25 Sn-119m	8.0E-01	---	---	55 Os-185	2.6E-01	2.6E+13	1.5E+00
26 Sn-123	3.5E-01	5.5E+15	3.2E+02	56 Ir-192	2.0E-01	6.2E+13	3.6E+00
27 Sb-124	1.6E-01	2.5E+13	1.5E+00	57 Ir-194m	4.7E-01	---	---
28 Te-121m	4.2E-01	3.1E+14	1.8E+01	58 Au-195	5.1E-01	1.4E+16	8.2E+02
29 <u>Te-125m</u>	1.6E-01	6.1E+17	3.6E+04	59 Hg-203	1.3E-01	4.0E+14	2.4E+01
30 Te-127m	3.0E-01	5.0E+17	2.9E+04	60 <u>Po-210</u>	3.8E-01	4.5E+18	2.6E+05

*1: トレンチ処分のスカイシャインシナリオにおける基準線量相当濃度

*2: 当該核種の基準線量相当濃度とCo-60の基準線量相当濃度(1.7E+13(Bq/t))との比

*3: 網掛けは、評価対象核種として追加した核種

*4: 下線を引いた核種の基準線量相当濃度は、[12]から引用

*5: 「---」で示した核種は、基準線量相当濃度が比放射エネルギーを超えるか、又はα線及びβ線のみを放出する核種

表5.2.1 炉内構造物等の放射化計算に用いた照射時間等及び平均出力 :JRR-2*1

時期	累積日数	区間日数	区間積算出力	区間内平均出力
	(日)	(日)	(MWh)	(MW)
S35.10	1246	1246	5.4E+03	0.2
S39	1737	491	1.8E+04	1.5
S40	1917	180	----	-
S41	2840	923	5.4E+04	2.4
S43	3013	173	----	-
S44	4824	1811	1.7E+04	3.9
S48	5723	899	----	-
S51	7157	1434	1.3E+05	3.9
S55	7334	177	----	-
	7967	633	5.4E+04	3.5
S57	8226	259	----	-
S58	9703	1477	1.1E+05	3.1
S62	9983	280	----	-
S63	10935	952	8.3E+04	3.6
H2	11110	175	----	-
H3	11257	147	1.3E+04	3.8
	11614	357	----	-
H4	12356	742	6.0E+04	3.4
H6	12594	238	----	-
	12861	267	1.5E+04	2.4
H7	12979	118	----	-
H8	13231	252	1.1E+04	1.7
H8.12	16883	3652		
H18.12				

*1: 既存報告書[18] を引用

表5.2.2 炉内構造物等の放射化計算に用いた照射時間等及び平均出力
: JRR-3

時期	ステップ°	区間日数*1	累積日数	区間内平均出力
		d	d	MW
S40-S42	1	2.8E+02	2.8E+02	1.0E+01
	2	8.3E+02	1.1E+03	----
S43	3	1.2E+02	1.2E+03	1.0E+01
	4	2.5E+02	1.5E+03	----
S44	5	2.3E+01	1.5E+03	1.0E+01
	6	3.4E+02	1.8E+03	----
S45-S46	7	2.2E+02	2.1E+03	1.0E+01
	8	5.1E+02	2.6E+03	----
S47-S48	9	1.8E+02	2.7E+03	1.0E+01
	10	5.5E+02	3.3E+03	----
S49-S50	11	1.2E+01	3.3E+03	1.0E+01
	12	2.2E+01	3.3E+03	----
	13	1.9E+02	3.5E+03	1.0E+01
	14	5.1E+02	4.0E+03	----
S51-S52	15	1.7E+02	4.2E+03	1.0E+01
	16	5.6E+02	4.8E+03	----
S53-S54	17	2.6E+02	5.0E+03	1.0E+01
	18	4.7E+02	5.5E+03	----
S55-S57	19	2.9E+02	5.8E+03	1.0E+01
	20	8.0E+02	6.6E+03	----
S58-H19	21	9.1E+03	1.6E+04	----

*1: 研究炉部の管理年報に示された年間出力量から定格出力(10MW)換算運転日数を計算し、照射期間と停止期間を設定した。

表5.2.3 炉内構造物等の放射化計算に用いた照射時間、平均出力及び中性子束 : JPDR

状態	運転履歴*1						計算に用いた中性子束*2					
	年月(区 間当初)	累積日数	区間日数	区間平均出力	区間出力量	累積出力量	炉内構造物	炉内構造物	炉内構造物	圧力容器	生体遮蔽体	
		day	day	MW	MWD	MWD						n/cm2/s
JPDR-1	S38.10	1.6E+02	1.6E+02	4.4E+00	7.1E+02	7.1E+02	1.4E+12	2.0E+10	7.1E+09			
	S39.3	4.3E+02	2.7E+02									
	S39.12	6.3E+02	2.0E+02	1.9E+01	3.8E+03	4.5E+03	5.9E+12	8.4E+10	3.0E+10			
	S40.7	7.1E+02	8.3E+01									
	S40.9	9.4E+02	2.3E+02	2.2E+01	5.1E+03	9.6E+03	7.0E+12	9.9E+10	3.6E+10			
	S41.5	1.1E+03	1.4E+02									
	S41.9	1.2E+03	1.3E+02	2.1E+01	2.8E+03	1.2E+04	6.6E+12	9.4E+10	3.4E+10			
	S42.2	1.3E+03	6.2E+01									
	S42.4	1.3E+03	8.1E+01	2.6E+01	2.1E+03	1.4E+04	8.2E+12	1.2E+11	4.2E+10			
	S42.6	1.4E+03	6.4E+01									
	S42.9	1.5E+03	4.1E+01	3.5E+01	1.4E+03	1.6E+04	1.1E+13	1.6E+11	5.7E+10			
	S42.10	1.6E+03	1.8E+02									
	S43.4	1.7E+03	3.6E+01	3.0E+01	1.1E+03	1.7E+04	9.3E+12	1.3E+11	4.8E+10			
	S43.5	2.1E+03	4.4E+02									
S44.7	2.1E+03	3.9E+01	4.1E+01	1.6E+03	1.9E+04	1.3E+13	1.8E+11	6.5E+10				
S44.9	3.1E+03	9.7E+02										
S47.4	3.2E+03	1.1E+02	7.2E+00	8.3E+02	1.9E+04	1.4E+13	1.9E+11	6.7E+10				
S47.8	4.4E+03	1.1E+03										
S50.9	4.5E+03	1.7E+02	1.2E+01	2.1E+03	2.2E+04	2.3E+13	3.3E+11	1.1E+11				
S51.3	8.2E+03	3.7E+03										
S61.3	1.6E+04	8.0E+03										
H20.3												

*1:既存報告書[20]に示されている累積日数、区間日数、区間平均出力及びそれらから計算した値

*2:定格出力時の中性子束について、区間出力と定格出力(JPDR-1では45MW、JPDR-2では90MW)の比で除した値。定格出力時の中性子束は、表5.2.5参照。

*3:燃料集合体を含む、汚染廃棄物の評価では、炉内構造物の照射条件は、JPDR-1の期間とし、それ以降H20.3までの期間は、減衰期間とした。JPDR-1において、ほとんどの燃料集合体は、運転当初からJPDR-1の運転終了まで使用されていたことから、炉内構造物と運転履歴を同じとして評価した。

表5.2.4 JRR-3M及びJRR-4の評価期間及び平均出力の設定方法

原子炉	評価期間	平均出力
JRR-3M	平成2年度から平成19年度までの18年間とし、減衰期間を1年間とした。	研究炉部の管理年報における積算出力から、平成2年度から平成19年度までの定格出力換算時間を求め、(定格出力換算時間) / (平成2年から平成19年度までの時間数)より、稼働割合(≒0.42)を求めた。求めた稼働割合を定格出力乗じて、平均出力とした。
JRR-4	昭和40年度から平成19年度までの期間のうち、平成8年度と9年度は改造のため停止しているのを、計算を簡略化するため停止した2年間は評価から外し、41年間の連続運転として照射期間を設定した。減衰期間は1年間とした。	研究炉部の管理年報における平成18年度までの積算出力から、昭和40年度から平成18年度までの定格出力換算時間を求めた。次に、(定格出力換算時間) / (平成40年度から平成18年度までの時間(ただし、平成8年度と平成9年度の2年間は除く))より、稼働割合(≒0.063)を求めた。求めた稼働割合を定格出力乗じて、平均出力とした。

表5.2.5 交換される炉内構造物等の評価期間及び中性子束の設定方法

原子炉	炉内構造物等	評価期間	中性子束
JRR-2	燃料の被覆	研究炉部の管理年報から昭和51年度以降で炉内本数24本の燃料交換を行った平均の期間を評価し、照射期間を1.2年とした。減衰期間は、他の炉内構造物等と同様の10年間とした。	既存報告書[18]の評価において、最も中性子束の高い垂直実験孔のA6061(3)の中性子束に研究炉部の管理年報から求めた稼働率(0.26)を乗じて設定した。年間の稼働割合は、(昭和51年度から平成8年度までの定格出力換算運転時間)/(昭和51年度から平成8年度までの時間)により求めた。(表5.2.5参照)
	燃料の冷却管	昭和52、53、55年度の研究炉部の管理年報に示された交換燃料を基に平均燃焼度を5000MWD/Tの燃料に設定した。昭和55年度の検査燃料の事例では、6400MWD/Tで炉内使用期間が6.5年であったことから、平均燃焼度5000MWD/T燃料の照射期間を上記に比例させて5.1年に設定した。減衰期間は、昭和58年度から平成19年度の期間とした。	中性子束は、炉心の他の構造物と同じとした。ただし、燃料の冷却管では、停止期間を考慮せずに連続照射とし、研究炉部の管理年報から求めた年間の稼働割合(=0.28)を定格出力の中性子束に乗じて計算中性子束とした。年間の稼働割合は、(昭和49年度から昭和57年度までの定格出力換算運転時間)/(昭和49年度から昭和57年度までの時間)により求めた。
JRR-3M	制御棒	これまでの交換の間隔の実績(既存報告書[31]、[32])から、照射期間を7.5年間とした。減衰期間は1年間とした。	
	Be反射体	これまでの交換の間隔の実績(既存報告書[43])から、照射期間を13年間とした。減衰期間は、1年間とした。	他の炉内構造物と同様に中性子束分布の計算結果と構造物の位置により、中性子束を設定した。
	燃料の被覆	研究炉部の管理年報から、平成11年6月からH19年までの標準燃料の交換本数とその間の運転時間から、炉内での平均の使用時間を求め、照射期間を2.5年とした。減衰期間は、1年間とした。	
JRR-4	医療照射設備	照射期間は、平成10年度から平成19年度までの10年間とした。減衰期間は、1年間とした。	
	リドタンク、サーマルコラム	照射期間は、昭和40年度から平成7年度までの、31年間とした。減衰期間は、1年間とした。	
	反射体要素	既存報告書[25]に示された最大高速中性子束照射量(4.3E+24n/cm ² /s)かと反射体領域における照射孔の最大高速中性子束(1.3E+17n/cm ² /s)から照射期間を17年とした。減衰期間は1年間とした。	他の炉内構造物と同様に中性子束分布の計算結果と構造物の位置により、中性子束を設定した。
	燃料の被覆	研究炉部の管理年報を基に、昭和50年度からH19年までの標準燃料の交換本数とその間の運転時間から炉内での平均の使用時間を求め、照射期間を5.4年とした。減衰期間は1年間とした。	
JPDR	制御棒	平成8年度に制御棒を5本交換していることから、照射期間を昭和40年度から、平成7年度までの、31年間とした。減衰期間は、1年間とした。	
	燃料集合体	ほとんどの燃料が、JPDR-1の運転期間中使われていたことから、照射期間をJPDR-1の期間とした。それ以降、H20.3までの期間を減衰期間とした。	他の炉内構造物と同じ中性子束に設定した。

表5.2.6 放射化計算に用いた炉内構造物等の材料、重量、表面積及び中性子束^{*1}:JRR-2 (1/2)

燃料	構造物名 ^{*1}	材料 ^{*1}	重量 ^{*1} (t)	表面積 (cm ²)	平均中性子束 ^{*1,4} (n/cm ² /s)	炉水等との 接触	
	外筒及び燃料被覆	A1100	--- ^{*2}	5.0E+05	1.1E+13 ^{*5} *6	有	
重水タンク内	重水タンク	A1100	2.8E-01	2.2E+05	3.4E+11 ~ 5.2E+12	有	
		A5052(1)	2.4E-01		8.7E+10	有	
		A6061(1)	8.2E-02		6.3E+08	有	
		A5052(1)	7.0E-02		5.6E+12	有	
熱遮へい軽水タンク内	プレナムアッセイ	A5052(1)	3.6E-02	3.5E+03	1.0E+12 ~ 2.9E+12	有	
	案内管	A5052(1)	1.1E-01	9.6E+04	2.0E+10 ~ 6.4E+12	有	
	熱遮へい板	SUS304L	1.7E+01	1.7E+06	1.9E+04 ~ 2.6E+10	有	
	熱遮へい板下部鉛	鉛	9.2E-01	--- ^{*3}	3.2E+06	無	
	軽水タンク	A5052(1)	1.1E+00	2.9E+05	8.8E+05 ~ 4.1E+09	有	
	サポートリング	A6061(1)	6.8E-01	--- ^{*3}	2.0E+08	無(Heガス)	
	中央部重コンクリート	鉄ハッチコンクリート(2)	2.4E+00	--- ^{*3}	1.6E+01 ~ 1.0E+06	無	
	下段遮へい体中央鉛	鉛	1.7E+00	--- ^{*3}	2.1E+07	無	
	中央部ボラル板	ボラル	2.4E-02	--- ^{*3}	1.5E+08	無	
	中央部ライニング	A5052(2)	1.4E-01	--- ^{*3}	1.7E+09 ~ 3.2E+09	無(Heガス)	
下段遮へい体	環状部重コンクリート	環状部重コンクリート	2.7E+00	--- ^{*3}	2.0E+05 ~ 1.3E+06	無	
		環状部鉄筋	5.5E-02	--- ^{*3}	2.0E+05 ~ 1.3E+06	無	
		環状部鉛	3.5E+00	--- ^{*3}	7.2E+07 ~ 2.4E+08	無	
		環状部ボラル板	4.5E-02	--- ^{*3}	1.2E+07	無	
		環状部ライニング	A5052(2)	1.6E-01	--- ^{*3}	2.0E+08	無(Heガス)
		環状部ライニング	A5052(2)	2.1E-01	--- ^{*3}	2.1E+08	無
生体遮へい体	立上シール	A5052(2)	1.8E-01	--- ^{*3}	2.6E+08	無(Heガス)	
		SUS304(3)	1.0E+00	--- ^{*3}	5.3E+06	無	
		鉄ハッチコンクリート(2)	5.4E-01	--- ^{*3}	8.1E+04 ~ 1.0E+06	無	
		重晶石コンクリート	3.1E+01	--- ^{*3}	2.1E+07 ~ 2.8E+09	無	
	軽水タンク下部重コンクリート	重晶石コンクリート	3.0E+00	--- ^{*3}	4.9E+05	無	
		普通コンクリート	1.2E+02	--- ^{*3}	1.1E-02 ~ 1.3E+02	無	
	上部重コンクリートライニング	普通コンクリート	9.9E-01	--- ^{*3}	2.8E+06	無	
		軽水タンク下部サポート	A6061(1)	1.0E-01	--- ^{*3}	4.9E+05	無
		重コンクリート内鉄筋	炭素鋼	8.8E-01	--- ^{*3}	2.1E+07 ~ 2.8E+09	無
		軽水タンク上部鉛	鉛	2.7E+00	--- ^{*3}	1.3E+07	無

表5.2.6 放射化計算に用いた炉内構造物等の材料、重量、表面積及び中性子束^{*1}:JRR-2 (2/2)

構造物名 ^{*1}	材料 ^{*1}	重量 ^{*1} (t)	表面積 (cm ²)	平均中性子束 ^{*1,4} (n/cm ² /s)	炉水等との 接触	
R1トレン	遮へいブラグライニング	8.2E-02	5.0E+04	3.0E+09	有	
	遮へいブラグ鉛	4.3E-02	----*3	1.4E+04	無	
	遮へいブラグ重コンクリート	8.4E-02	----*3	1.6E+07	無	
	スリーブ	8.7E-01	----*3	1.1E+02	無	
	スペースタンク	9.8E-02	----*3	9.1E+06	無	
	炉心直下重水系配管	6.2E-02	----*3	5.7E+08 ~ 8.9E+09	無	
	黒鉛	4.6E-01	1.5E+05	2.8E+04 ~ 8.6E+09	有	
	鉛	2.9E+00	----*3	1.1E+09 ~ 1.1E+11	無	
	ビスマス	4.6E-01	----*3	2.0E+11	無	
	アルミニウム	7.8E-02	----*3	9.5E+07	無	
熱中性子柱	ビスマス	1.4E-01	2.5E+04	8.0E+08	有	
	ステンレス	1.2E-01	----*3	1.9E+06	無	
	ポリエチレン	6.3E-02	----*3	1.8E+08	無	
	中性子吸収材	1.1E-02	----*3	3.4E+10 ~ 4.0E+10	無	
	被覆材	3.0E-02	3.3E+04	1.3E+12 ~ 5.8E+12	有	
	A5052	2.2E-01	1.6E+05	6.8E+12 ~ 1.8E+12	有	
	A6061(3)	1.4E-01	----*3	2.0E+12 ~ 1.1E+13	有	
	A6061(3)	2.7E-02	----*3	4.7E+10 ~ 8.2E+10	無	
	カドミウム	8.8E-03	----*3	1.1E+09	無	
	鉛	5.8E-01	----*3	4.6E+07	無	
水平実験孔	SUS304(1)	4.6E-02	----*3	5.3E+09	無	
	黒鉛	9.4E-02	----*3	1.9E+11 ~ 8.4E+12	無	
	重コンクリート	9.4E-01	----*3	6.0E+07 ~ 1.4E+10	無	
	ボラル	1.8E-03	----*3	5.9E+10	無	
	A6061(3)	5.5E-02	2.6E+04	3.9E+10 ~ 3.0E+13	有	
	A5052(2)	3.3E-03	----*3	4.2E+12 ~ 2.6E+13	有	
	A6061(3)	1.0E-02	----*3	2.1E+09	無	
	垂直実験孔	A6061(1)	8.2E-02	5.0E+04	3.0E+09	有
		鉛	4.3E-02	----*3	1.4E+04	無
		重晶石コンクリート	8.4E-02	----*3	1.6E+07	無
A5052(1)		8.7E-01	----*3	1.1E+02	無	
A5052(1)		9.8E-02	----*3	9.1E+06	無	
炉心直下重水系配管		6.2E-02	----*3	5.7E+08 ~ 8.9E+09	無	
黒鉛		4.6E-01	1.5E+05	2.8E+04 ~ 8.6E+09	有	
鉛		2.9E+00	----*3	1.1E+09 ~ 1.1E+11	無	
ビスマス		4.6E-01	----*3	2.0E+11	無	
アルミニウム		7.8E-02	----*3	9.5E+07	無	

*1: 既存報告書[18]から引用。 *2: 放射化廃棄物の対象ではないため、評価を実施していない。

*3: 汚染廃棄物の核種組成比への寄与がないため、評価を実施していない。

*4: 全区分(停止区間を含む)における時間で除した平均中性子束。中性子束が範囲で示されているものは、材料において、複数箇所に区切って計算されているものを示す。

*5: 既存報告書[27]に示された円筒B型又は円筒BM型要素の形状から計算により設定した。

*6: 既存報告書[18]の評価において、最も中性子束の高い垂直実験孔のA6061(3)の中性子束に研究炉部の管理年報から求めた稼働率(0.26)を乗じて設定した。(表5.2.7参照)

表5.2.7 放射化計算に用いた炉内構造物等の材料、重量、表面積及び中性子束：JRR-3

構造材の種類	材質	重量 (t)	表面積 (cm ²)	中性子束*1 (n/cm ² /s)	炉水との 接触
燃料冷却管*4	A1100	---*2	1.3E+06	2.6E+13	有
実験孔 (VC-1)	A5052	1.4E-02	5.3E+04	2.6E+13	有
実験孔 (VC-2~VC-4)	A5052	3.2E-02	1.0E+05	2.6E+13	有
照射孔 (VR-1~VR-3)	A5052	6.2E-03	3.7E+04	2.6E+13	有
制御棒	A1100	4.9E-02	1.5E+05	2.6E+13	有
	A5052	1.3E-02	1.6E+05	2.6E+13	有
	Cd	4.9E-02	---*3	2.6E+13	無
炉心タンク(胴)	A5052	1.0E+00	3.2E+05	5.9E+12	有
炉心タンク(上部)	A5052	8.3E-01	1.2E+05	3.2E+12	有
炉心タンク(下部)	A5052	3.3E-01	6.2E+04	4.1E+11	有
炉心上部	SUS304	1.9E+00	1.0E+05	8.2E+12	有
	A5052	6.4E-01	1.0E+05	8.2E+12	有
SUS上板	SUS304	5.1E-01	6.5E+04	7.0E+11	有
黒鉛(胴部)	黒鉛	5.9E+01	---*3	1.6E+12	無
黒鉛(下部)	黒鉛	1.4E+01	---*3	8.3E+10	無
重コンクリート(胴部)	重コンクリート	9.9E+01	---*3	3.2E+08	無

*1:定格出力(10MW)の時の全中性子束として設定。

*2:放射化廃棄物の対象ではないため、評価を実施していない。

*3:汚染廃棄物の核種組成比への寄与がないため、評価を実施していない。

*4:EUO2燃料及びUO2燃料を想定して評価した。被覆管はジルカロイ-2であり、耐食性に優れているため[16]、汚染廃棄物の汚染源として扱わない。

表5.2.8 放射化計算に用いた炉内構造物等の材料、重量、表面積及び中性子束：JRR-3M(1/2)

設備・機器名		材質 ^{*5}	重量 (t)	表面積(cm ²)	中性子束 ^{*16} (n/cm ² /s)	照射時間 ^{*17} (年)	炉水との 接触	ORIGEN2 ライブラリー ^{*21}
炉心構造 体	標準型燃料被覆	A6061 ^{*4}	— ^{*6}	7.0E+05 ^{*10}	1.1E+14	2.5	有	炉心領域
	フオロワ型燃料被覆	A6061 ^{*4}	— ^{*6}	1.7E+05 ^{*10}	1.1E+14	2.5	有	炉心領域
	照射筒	A5052 ^{*1}	5.0E-02	1.8E+06 ^{*11}	1.1E+14	18	有	炉心領域
	格子板A	A6061 ^{*1}	2.3E-02		1.1E+13	18	有	炉心領域
	格子板B	A5052 ^{*1}	4.7E-02		1.1E+12	18	有	炉心領域
	反射体押さえ	A5052 ^{*1}	3.0E-02		1.6E+11	18	有	炉心領域
	制御棒案内管	A6063 ^{*1}	8.0E-02		5.4E+13	18	有	炉心領域
	格子板支持胴	A5052 ^{*1}	2.5E-01		3.7E+09	18	有	軽水領域
	プレンナム	A5052 ^{*1}	8.3E-01		6.7E+09	18	有	軽水領域
	ベースプレート	SUS304 ^{*1}	1.7E+00		— ^{*7}	1.8E+03	18	有
	ベリリウム反射体	Be ^{*1} ^{*19}	9.0E-02	3.3E+04 ^{*11}	3.8E+13	13 ^{*18}	有	BE領域
			9.0E-02	— ^{*9}				
制御棒	Hf ^{*1} ^{*20}	7.8E-02	3.2E+04 ^{*11}	5.4E+13	7.5 ^{*18}	有	炉心領域	
		1.0E-01	— ^{*9}					
重水タンク		A5052 ^{*1}	1.7E+00	1.5E+05 ^{*11}	3.7E+10	18	有	重水領域
計測制御 系統設備	制御棒駆動装置	SUS304 ^{*1}	2.0E-02	6.1E+03 ^{*12}	3.3E+11	18	有	軽水領域
	中性子検出器駆動装置及び案内管	A5052 ^{*1}	7.2E-01	— ^{*7}	1.8E+10	18	有	軽水領域
水力照射 設備	照射筒(HR-1,2)	A5052 ^{*1}	6.2E-03	7.5E+03 ^{*13}	2.2E+13	18	有	重水領域
	照射シンプル (HR-1,2)	A5052 ^{*1}	1.4E-02	2.2E+04 ^{*14}	2.2E+13	18	有	重水領域
	配管・弁等	A5052 ^{*1}	2.6E-01	— ^{*7}	2.1E+12	18	有	重水領域
気送照射 設備	照射筒(PN-1,2)	A5052 ^{*1}	5.6E-03	3.4E+03 ^{*13}	1.1E+13	18	有	重水領域
	照射シンプル (PN-1,2)	A5052 ^{*1}	1.4E-02	2.2E+04 ^{*14}	1.1E+13	18	有	重水領域
	配管・弁等	A5052 ^{*1}	1.8E-01	— ^{*7}	1.1E+12	18	有	重水領域

表5.2.8 放射化計算に用いた炉内構造物等の材料、重量、表面積及び中性子束：JRR-3M(2/2)

設備・機器名		材質 ^{*5}	重量 (t)	表面積(cm ²)	中性子束 ^{*16} (n/cm ² /s)	照射時間 ^{*17} (年)	炉水との 接触	ORIGEN2 ライブラリー ^{*21}
放射化分析	照射筒(PN-3)	A5052 ^{*1}	1.6E-03	1.0E+03 ^{*13}	2.3E+12	18	有	重水領域
	照射シムプル (PN-3)	A5052 ^{*1}	1.0E-02	8.5E+03 ^{*14}	2.3E+12	18	有	重水領域
	配管・弁等	A5052 ^{*1}	1.4E-01	--- ^{*7}	4.2E+11	18	有	重水領域
垂直、回転、均一	照射筒 (SI-1, SH-1, DR-1)	A5052 ^{*1}	2.8E-02	3.1E+04 ^{*13}	1.1E+13	18	有	重水領域
	照射シムプル (SI-1, SH-1, DR-1)	A5052 ^{*1}	7.0E-02	5.4E+04 ^{*14}	1.1E+13	18	有	重水領域
水平実験 孔設備	ビームチューブ	A5052 ^{*1}	5.7E-02	3.2E+04 ^{*15}	2.9E+13	18	有	重水領域
		SUS304	2.3E-02	5.0E+03 ^{*15}	1.3E+13	18	有	重水領域
	ビームチューブ接続管	A5052 ^{*1}	9.6E-01	--- ^{*7}	2.6E+06	18	有	軽水領域
	プラグ	鉄ハンチコン クリート ^{*3}	1.6E+02	--- ^{*8}	2.1E+04	18	無	コンクリート領域
		SUS304 ^{*3}	1.5E+01	--- ^{*8}	2.1E+04	18	無	コンクリート領域
原子炉プールライニング		SUS316 ^{*2}	5.0E+00	--- ^{*7}	2.1E+04	18	有	軽水領域
		SM41 ^{*2}	1.5E+01	--- ^{*8}	2.1E+04	18	無	軽水領域
下部遮へい体		SUS304 ^{*1}	7.5E-01	--- ^{*7}	4.2E+03	18	有	軽水領域
自然循環弁		SUS304 ^{*1}	1.7E-01	--- ^{*7}	3.2E+05	18	有	軽水領域
原子炉プール内架台		A5052 ^{*1}	1.2E+00	--- ^{*7}	5.3E+08	18	有	軽水領域
コンクリート	原子炉プール、 下部遮へい体	重コンクリート ^{*2}	2.1E+02	--- ^{*8}	2.1E+04	18	無	コンクリート領域

*1: 図面等より、材料を調査。

*2: 既存報告書[20]から引用。 *3: 既存報告書[21]から引用。 *4: 既存報告書[20]から引用。 *5: 複数の材料が使用されているものは、主要な材料を引用した。

*6: 放射化廃棄物の対象でないため評価していない。 *7: 照射量が少ないため、汚染廃棄物の核種組成比の評価から除外した。

*8: 汚染廃棄物の核種組成比への寄与がないため、評価を実施していない。 *9: 廃棄された量として算定した。

*10: 既存報告書[20]を基に計算。 *11: 既存報告書[17]から引用。 *12: 既存報告書[22]を基に計算。 *13: 参考文献[23]を基に計算。

*14: 図面から計算。 *15: 既存報告書[21]、既存報告書[24]を基に計算。

*16: 中性子束分布計算及び炉内構造物の位置により設定した定格出力時の全中性子束に(計算に用いた平均出力)/(定格出力)を乗じた値。

*17: 平成2年度～平成19年度までの18年間とした。 *18: 交換実績の間隔を既存報告書[30],[31],[32]から引用して設定した。

*19: Be反射体は、炉心に90kgとして計算。H14年度に一度更新している(既存報告書[30]から引用)ので、保管量0.09t、使用量0.09tとした。

*20: 制御棒は、13kg/本、6本/炉心として計算。平成9年度と16年度に4本づつ交換している(参考文献[31],[32]から引用)ので、保管量を0.1tとした。

*21: JRR-3Mの主な領域に係る断面積ライブラリーを作成して使用した。(Appendix-3参照)

表5.2.9 放射化計算に用いた炉内構造物等の材料、重量、表面積及び中性子束：JRR-4

設備・機器名	材質	重量 (t)	表面積 (cm ²)	中性子束 ^{*5} (n/cm ² /s)	照射時間 (年)	炉水との接触	ORIGEN2 ライブラリー ^{*10}	
燃料体の被覆等	A6061 ^{*8}	----	3.6E+06	6.3E+12	5.4 ^{*4}	有	炉心領域	
炉心タンク	円筒部	A5052 ^{*1}	1.6E+00	4.4E+05	3.2E+05	41	有	軽水領域
	下部角筒部	A5052 ^{*1}	4.0E-01	3.1E+04	4.4E+11	41	有	炉心領域
	格子板	A6061 ^{*1}	1.5E-01	6.0E+03	7.9E+11	41	有	炉心領域
		SUS304 ^{*1}	1.4E-02	3.0E+02	1.3E+12	41	有	炉心領域
	燃料棒取出装置	A6061 ^{*1}	1.3E-02	2.2E+04	3.2E+10	41	有	軽水領域
		SUS304 ^{*1}	5.0E-04	2.9E+04	3.2E+10	41	有	軽水領域
	差圧開閉装置	SUS304 ^{*1}	1.4E-02	1.4E+03	6.3E+04	41	有	軽水領域
	燃料交換用蓋置	SUS304 ^{*1}	2.0E-02	2.3E+03	6.3E+04	41	有	軽水領域
	自然循環用蓋置	SUS304 ^{*1}	4.0E-02	3.4E+03	6.3E+08	41	有	軽水領域
	計数管案内管	A5052 ^{*1}	2.2E-02	1.9E+05	3.2E+11	41	有	炉心領域
	ダクト	A5052 ^{*1}	5.0E-02	----	3.2E+05	41	有	軽水領域
出口管	A5052 ^{*1}	4.5E-02	3.7E+04	8.2E+11	41	有	軽水領域	
炉心要素	反射体要素(アルミ)	A6063 ^{*2}	2.2E-01	1.1E+05	4.7E+12	17 ^{*4}	有	炉心領域
		A6063 ^{*2*7}	1.6E-01	----	4.7E+12	17 ^{*4}	無	炉心領域
	反射体要素(黒鉛)	黒鉛 ^{*2}	3.6E-01	----	4.7E+12	17 ^{*4}	無	炉心領域
		黒鉛 ^{*2*7}	3.6E-01	----	4.7E+12	17 ^{*4}	無	炉心領域
	吸収体	SUS+ボロン ^{*1}	1.2E-01	2.5E+04	6.3E+12	31 ^{*4}	有	炉心領域
		SUS+ボロン ^{*1*7}	1.6E-01	----	6.3E+12	31 ^{*4}	無	炉心領域
連結棒	SUS304 ^{*1}	5.3E-02	1.9E+03	3.2E+04	41	有	軽水領域	
	A5052 ^{*1}	7.3E-02	1.8E+04	3.2E+04	41	有	軽水領域	
照射装置	簡易照射筒	A6063 ^{*1}	6.1E-02	9.7E+03	4.7E+12	41	有	炉心領域
	水力照射筒	A5052 ^{*1}	1.3E-02	1.7E+03	4.7E+12	41	有	炉心領域
	気送管照射筒	A6063 ^{*1}	9.0E-03	1.9E+03	4.7E+12	41	有	炉心領域
原子炉プール	底板	A5052 ^{*3}	7.1E+00	6.0E+03	3.5E+06	41	有	軽水領域
	重コンクリート ^{*9}	重コンクリート ^{*1}	5.5E+02	----	1.6E+08	41	無	コンクリート領域
医療照射設備 プール側	黒鉛	黒鉛 ^{*1}	9.3E-01	----	1.6E+09	10 ^{*4}	無	軽水領域
	アルミ	A5052 ^{*1}	1.9E+00	----	6.3E+11	10 ^{*4}	無	軽水領域
	ガドミニウム板	ガドミニウム ^{*1}	3.6E-02	----	1.6E+08	10 ^{*4}	無	軽水領域
医療照射設備 実験室側	ビスマス	ビスマス ^{*1}	4.3E-01	----	3.2E+07	10 ^{*4}	無	軽水領域
	鉛	鉛 ^{*1}	2.3E+00	----	6.3E+06	10 ^{*4}	無	軽水領域
	アルミ	A5052 ^{*1}	2.7E-01	----	1.6E+08	10 ^{*4}	無	軽水領域
	SS	SS41 ^{*1}	6.5E-01	----	1.6E+08	10 ^{*4}	無	軽水領域
リドタンク サーマルコロ ム	アルミニウム	A5052 ^{*1}	1.6E+00	----	6.3E+11	31 ^{*4}	無	軽水領域
	SS	SS41 ^{*1}	1.7E+00	----	1.6E+06	31 ^{*4}	無	軽水領域
	黒鉛	黒鉛 ^{*1}	8.8E+00	----	1.6E+06	31 ^{*4}	無	軽水領域
	鉛	鉛 ^{*1}	2.8E+00	----	6.3E+11	31 ^{*4}	無	軽水領域

*1: 図面等より材質を調査。

*2: 既存報告書[25]から引用。 *3: 既存報告書[33]から引用。

*4: 照射期間の設定は、表5.2.5参照

*5: 中性子束分布計算及び炉内構造物の位置により設定した定格出力時の全中性子束に(計算に用いた平均出力)/(定格出力)を乗じた値。

*6: 炉水と接触していない又は照射量が小さいため、汚染廃棄物の核種組成比の評価の対象外としたため、表面積を評価しない。

*7: 使用されて保管されている量として評価した。

*8: 参考文献[34]から引用。

*9: 放射化する物量が多いと推定される重コンクリートを対象とした。

*10: JRR-4の主な領域に係る断面積ライブラリーを作成して使用した。(Appendix-3参照)

表5.2.10 放射化計算に用いた炉内構造物等の材料、重量及び中性子束等:JPDR

構造材の種類 ^{*1}	材質	重量 ^{*5} (t)	中性子束 (n/cm ² /s)		放射化計算対象	Co-60 ^{*11} (Bq/t)	原子炉冷却水との接触	
			JPDR-1 ^{*13}	JPDR-2 ^{*13}				
炉内構造物	プラグ	ステンレス ^{+2*6}	3.5E-01	1.4E+13	1.7E+14	○	9.0E+13	有
	シュラウド	SUS27 ^{+3*6}	1.4E+00	1.4E+13	1.7E+14	○	2.1E+13	有
	インコアチューブ	SUS27TB ^{+3*6}	7.9E-02	1.4E+13	1.7E+14	○	1.5E+14	有
	ポイズンカーテン	ホウ素入ステンレス ^{+4*6}	3.3E-01	1.4E+13	1.7E+14	○ ^{*7}	9.7E+12	有
	上部グリッド	SUS27 ^{+2*6}	5.6E-01	1.4E+13	1.7E+14	○	3.5E+12	有
	ドライヤ	ステンレス ^{+3*6}	5.0E-02	1.4E+13	1.7E+14	○	9.0E+07	有
	気水分離器	SUS27 ^{+3*6}	2.6E+00	1.4E+13	1.7E+14	○	6.7E+08	有
	ホールダウン枠	ステンレス ^{+3*6}	1.1E+00	1.4E+13	1.7E+14	○	6.6E+10	有
	サンプルクーポンハンガー内側	SUS27 ^{+2*6}	3.9E-02	1.4E+13	1.7E+14	○	8.5E+12	有
	サンプルクーポンハンガー外側	SUS27 ^{+2*6}	3.6E-02	1.4E+13	1.7E+14	○	2.1E+11	有
	ライザー枠	SUS27 ^{+3*6}	3.1E+00	1.4E+13	1.7E+14	○	2.2E+10	有
	炉水スプレイスパージャ	SUS27 ^{+3*6}	3.0E-02	1.4E+13	1.7E+14	○	9.1E+09	有
	給水スプレイスパージャ	ステンレス ^{+2*6}	1.0E-01	1.4E+13	1.7E+14	○	4.4E+09	有
	下部支持板	SUS27 ^{+2*6}	4.6E-01	1.4E+13	1.7E+14	○	1.7E+12	有
	下部グリッド	SUS27 ^{+2*6}	6.5E-01	1.4E+13	1.7E+14	○	3.0E+11	有
	炉心サポート	SUS27 ^{+2*6}	2.3E+00	1.4E+13	1.7E+14	○	1.3E+11	有
	シールプレート	SUS27 ^{+2*6}	1.5E-01	1.4E+13	1.7E+14	○	3.3E+09	有
	ディフュザプレート	SUS27 ^{+2*6}	9.8E-02	1.4E+13	1.7E+14	○	1.6E+09	有
	制御棒ガイドチューブ	SUS27TB ^{+3*6}	1.1E+00	1.4E+13	1.7E+14	○	1.2E+11	有
	ポイズンスパージャ	SUS27TB ^{+3*6}	2.6E-02	1.4E+13	1.7E+14	○	1.1E+09	有
中性子源	Sb-Be 筒はステンレス ^{+2*6}	1.0E-01	1.4E+13	1.7E+14	— ^{*8}	9.0E+13	無	
圧力容器	母材 (本体炉心部)	低合金鋼(ASTM A302B) ⁺⁴	6.4E+00	2.0E+11	2.4E+12	○	3.6E+10	無
	クラッド材 (本体炉心部)	ステンレス(ASTM A167) ^{+4*6}	5.9E-01	2.0E+11	2.4E+12	○	3.9E+11	有
生体遮へい体	鉄筋	炭素鋼(SS41) ⁺⁴	2.4E+00	7.2E+10	8.4E+11	○	3.2E+09	無
	内張鋼板(ライナー)(炉心部)	炭素鋼(SS41) ⁺⁴	3.2E+00	7.2E+10	8.4E+11	○	2.7E+09	無
	遮へい体冷却管	炭素鋼(SS41) ⁺⁴	1.0E+00	7.2E+10	8.4E+11	○	2.7E+09	無
	コンクリート(炉心高さ位置)	コンクリート ⁺⁴	9.3E+01	7.2E+10	8.4E+11	○	4.4E+07	無
燃料及び燃料集合体	被覆管	ジルカローイ-2 ⁺⁴	9.6E-01 ^{*10}	1.4E+13	1.7E+14	— ^{*9}	— ^{*9}	有
	チャンネルボックス	ジルカローイ-4 ⁺⁴	6.0E-01 ^{*10}	1.4E+13	1.7E+14	— ^{*9}	— ^{*9}	有
	スペーサー	インコネルx-750 ⁺⁴	5.0E-02 ^{*10}	1.4E+13	1.7E+14	○	*12	有
制御棒	吸収材	B ₄ C ⁺⁴	8.6E-02 ^{*10}	1.4E+13	1.7E+14	○	9.8E+12	無
	制御棒フォロウ	ジルカローイ-4 ⁺⁴	1.2E-01 ^{*10}	1.4E+13	1.7E+14	○		有
	ポイズンロッド、セルカパー	ステンレス ⁺⁴	7.4E-01 ^{*10}	1.4E+13	1.7E+14	○		有

*1: 既存報告書[35]に示されている構造材を抜粋

*2: 図面から引用。 *3: 既存報告書[36]から引用。 *4: 既存報告書[19]から引用。

*5: 参考文献[33]から引用

*6: SUS27は、SUS304に相当する。その他のステンレスについても、SUS304相当として放射化計算を行った。

*7: ホウ素が1,000ppm添加されたステンレスである。

*8: Sb-Beは、中性子源であるため、本計算では評価しない。

*9: ジルカローイ合金は、耐食性に優れているため[16]、汚染廃棄物の汚染源として扱わなかった。燃料集合体は、ほとんどが燃料とともに再処理されたため、放射化廃棄物の対象としなかった。

*10: 設計図面等から算出した。燃料及び燃料集合体は、72集合体(炉)の重量を示す。制御棒の重量は、各材質の重量割合を計算で求め、既存報告書[35]の制御棒の重量に乘じて求めた。

*11: 既存報告書[35]に示されている構造材毎の放射化計算で除したCo-60の放射能濃度。このCo-60の放射能濃度と放射化計算により求めた核種組成比から、各炉内構造物等の放射能濃度及び放射能を評価した。

*12: 核種組成比の評価のみを行った。

*13: 設定した定格出力時の中性子束、炉内構造物については、JPDR-1及びJPDR-2の定格出力時の炉内平均中性子束を設定した(既存報告書[19][26])。圧力容器及び生体遮へい体について、JPDR-1では、既存報告書[19]に示された定格出力時の炉心高さ位置での半径方向の中性子束分布から設定し、JPDR-2では、中性子束分布をJPDR-1と同様と仮定して、炉内構造物の定格出力時の中性子束のJPDR-2/JPDR-1の比を求め、JPDR-1で設定したそれぞれの中性子束に乘じた。計算に用いた各区分の中性子束は、表5.2.5参照。

表5.2.11 放射化計算に用いた炉内構造物等の材料の元素組成(1/4)

材料種類	A1100	A5052(1)	A5052(2)	A6061(1) (A6063 ^{*1})	A6061(2)	A6061(3)	ボラル板	SUS304	SUS304L	SUS304(1)	SUS304(2)
JDDR								○			
JRR-2	○	○	○	○	○	○	○		○	○	○
JRR-3	○		○					○			
JRR-3M			○	○				○			
JRR-4			○	○				○			
元素	wt%	wt%	wt%	wt%	wt%			wt%			
1 H								7.0E-04			
3 Li	1.0E-04	1.0E-03	1.0E-03	1.0E-04	1.0E-03	6.6E-06	1.0E-04	1.3E-05	1.3E-05	1.3E-05	1.3E-05
4 Be											
5 B		3.0E-04	3.0E-04	3.0E-04	3.0E-04	3.0E-04	1.6E+01	5.0E-03			
6 C	1.0E-02	1.0E-02	1.0E-02	1.0E-02	1.0E-02	1.0E-02	4.5E+00	6.0E-02	1.5E-02	1.0E-02	6.8E-02
7 N								3.6E-02	4.5E-02	4.5E-02	4.5E-02
8 O											
9 F											
11 Na								9.7E-04	9.7E-04	9.7E-04	9.7E-04
12 Mg	8.0E-03	2.4E+00	2.5E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	8.0E-03				
13 Al	1.0E+02	9.7E+01	9.7E+01	1.0E+02	1.0E+02	1.0E+02	8.0E+01	5.0E-02			
14 Si	9.0E-02	7.0E-02	1.1E-01	5.3E-01	5.8E-02	5.3E-01	9.0E-02	8.3E-01	5.0E-01	7.4E-01	3.5E-01
15 P									2.0E-02	2.5E-02	3.5E-01
16 S								6.0E-03	1.5E-02	1.3E-02	5.0E-02
17 Cl								7.0E-03	7.0E-03	7.0E-03	7.0E-03
19 K								3.0E-04	3.0E-04	3.0E-04	3.0E-04
20 Ca	1.0E-03	1.0E-02	1.0E-02	1.0E-02	1.0E-02	5.7E-04	1.0E-03	1.9E-03	1.9E-03	1.9E-03	1.9E-03
21 Sc								3.0E-06	3.0E-06	3.0E-06	3.0E-06
22 Ti	4.7E-03		2.0E-02	2.0E-02	5.0E-03	2.0E-02	4.7E-03	6.0E-02	6.0E-01	6.0E-01	6.0E-01
23 V								4.6E-02			
24 Cr		2.4E-01	2.0E-01	2.5E-01	2.5E-01	2.0E-01		1.9E+01	1.9E+01	1.8E+01	1.9E+01
25 Mn	3.0E-03	1.0E-02	5.0E-02	2.0E-02	1.0E-02	2.0E-02	3.0E-03	1.6E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.1E+00
26 Fe	2.4E-01	1.8E-01	2.6E-01	1.9E-01	1.7E-01	3.8E-01	2.4E-01	7.0E+01	6.8E+01	7.1E+01	7.0E+01
27 Co	1.0E-03	2.0E-04	2.0E-04	1.0E-03	1.0E-03	6.0E-04	1.0E-03	1.3E-01	1.5E-01	1.5E-01	2.0E-01
28 Ni	3.4E-03	1.0E-02	1.0E-02	1.0E-02	1.9E-03	5.3E-03	3.4E-03	9.2E+00	1.1E+01	8.8E+00	9.0E+00
29 Cu	5.0E-03	1.0E-02	2.0E-02	1.8E-01	2.3E-01	1.8E-01	5.0E-03	1.1E-01			
30 Zn	7.0E-03	1.0E-02	1.0E-02	1.0E-02	4.0E-03	1.5E-01	7.0E-03	3.0E-03	4.6E-02	4.6E-02	4.6E-02
31 Ga								1.3E-02			
33 As								1.9E-02			
34 Se								3.5E-03			
35 Br								2.0E-04			
37 Rb								1.0E-03			
38 Sr								2.0E-05			
39 Y								5.0E-04			
40 Zr								1.0E-03			
41 Nb								8.9E-03	8.9E-03	8.9E-03	1.6E-02
42 Mo								1.9E-01	2.6E-01	2.6E-01	2.6E-01
46 Pd											
47 Ag	1.0E-03	2.0E-03	2.0E-03	2.0E-03	1.0E-03	1.5E-05	1.0E-03	2.0E-04	2.0E-04	2.0E-04	2.0E-04
48 Cd	3.0E-04	4.0E-04	4.0E-04	4.0E-04	1.0E-04	4.0E-04	1.0E-04				
49 In											
50 Sn								5.0E-03			
51 Sb								1.2E-03			
55 Cs								3.0E-05	3.0E-05	3.0E-05	3.0E-05
56 Ba								5.0E-02	5.0E-02	5.0E-02	5.0E-02
57 La								2.0E-05			
58 Ce								3.7E-02			
62 Sm								1.0E-06	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05
63 Eu								2.0E-06	2.0E-06	2.0E-06	2.0E-06
64 Gd											
65 Tb								4.7E-05			
66 Dy								1.0E-04			
67 Ho								1.0E-04	1.0E-04	1.0E-04	1.0E-04
70 Yb								2.0E-04			
71 Lu								8.0E-05			
72 Hf								2.0E-04	2.0E-04	2.0E-04	2.0E-04
73 Ta								7.0E-05			
74 W								1.9E-02	1.9E-02	1.9E-02	1.9E-02
82 Pb								6.7E-03			
83 Bi											
90 Th								1.0E-04			
92 U-234	1.7E-09		1.7E-09	1.7E-09				1.1E-08			
92 U-235	2.3E-07		2.3E-07	2.3E-07				1.4E-06			
92 U-238	3.2E-05		3.2E-05	3.2E-05				2.0E-04			
引用	[18]、 [37] ^{*2}	[18]	[18]、 [37] ^{*2}	[18]、 [37] ^{*2}	[18]	[18]	[18]	[19]	[18]	[18]	[18]

*1: A6063は、A6061で代用した。 *2: Uの組成比を参考文献[46]から引用した。

表5.2.11 放射化計算に用いた炉内構造物等の材料の元素組成(2/4)

材料種類	SUS304(3)	Be	Hf	SM400A (SM41)	重晶石コンクリート	重コンクリート	マグネサイトコンクリート	鉄ハンチコンクリート(2)	鉄ハンチコンクリート	普通コンクリート	普通コンクリート	
元素		wt%	wt%	wt%		wt%	wt%	wt%	wt%	wt%		
1	H		2.5E-03		4.5E-01	2.5E-01	6.2E-01	4.3E-01	4.2E-01	5.9E-01	5.6E-01	
3	Li	1.3E-05	3.0E-04	3.0E-05	1.6E-04	2.0E-03	2.0E-03	2.0E-03	2.0E-03	1.5E-03	2.0E-03	
4	Be		9.9E+01									
5	B		2.0E-04				1.2E+00	8.1E-01	3.0E-01	2.0E-03		
6	C	5.0E-02	1.5E-01	1.5E-02	2.3E-01		3.2E-01	2.7E+00		1.3E-01		
7	N	4.5E-02	3.1E-02	1.0E-02	8.4E-03	1.2E-02	1.2E-02	1.2E-02	1.2E-02	1.2E-02	1.2E-02	
8	O		9.7E-01	4.0E-02		3.2E+01	2.7E+01	3.1E+01	8.7E+00	1.1E+01	4.9E+01	5.0E+01
9	F								6.0E-02			
11	Na	9.7E-04		2.3E-03		7.4E-01	7.4E-01	7.4E-01	7.4E-01	1.4E+00	1.7E+00	
12	Mg		3.0E-02		9.5E-02	7.6E-01	8.9E-02	6.3E-02	4.2E-01		2.4E-01	
13	Al		3.4E-02	1.0E-02	2.8E-01	1.9E+00	2.4E-01	1.7E-01	1.8E-01	5.1E+00	4.6E+00	
14	Si	5.6E-01	2.9E-02	1.0E-02	2.7E+00	2.1E+01	3.0E+00	1.3E+00	1.6E+00	3.3E+01	3.2E+01	
15	P	3.3E-02		3.5E-02				8.6E-02		5.0E-05		
16	S	1.1E-02		3.5E-02	1.2E+01	1.1E-01	1.8E+00	4.3E-01	1.6E+00	1.3E-01	1.2E-01	
17	Cl	7.0E-03	5.0E-04	4.0E-03	4.5E-03	4.5E-03	4.5E-03	4.5E-03		1.3E-03	4.5E-03	
19	K	3.0E-04		1.2E-03			7.5E-01	7.5E-01		1.6E+00	1.9E+00	
20	Ca	1.9E-03	2.0E-03	1.4E-03	3.6E+00	5.8E+00	5.2E-01	3.7E+00	3.7E+00	7.1E+00	8.3E+00	
21	Sc	3.0E-06		2.6E-05	6.5E-04	6.5E-04	6.5E-04	6.5E-04	6.5E-04	6.5E-04	6.5E-04	
22	Ti	6.0E-01		1.0E-02	8.0E-03	2.1E-01	4.4E+00	7.0E-01	7.0E-01	2.1E-01	1.4E-01	2.1E-01
23	V			5.0E-03		2.5E-01			1.0E-02	1.0E-02		
24	Cr	1.9E+01	9.0E-03	1.0E-02	1.7E-01	7.8E-03	1.4E-01	1.3E-01	1.3E-01	1.1E-02	1.5E-02	1.1E-02
25	Mn	9.2E-01	7.5E-03		6.3E-01	3.8E-02	1.6E-01	9.4E-01	1.7E-01	3.8E-02	4.1E-02	3.8E-02
26	Fe	7.1E+01	9.1E-02	5.0E-02	9.9E+01	2.9E-01	3.9E+01	5.2E+01	8.1E+01	7.3E+01	1.9E+00	1.2E+00
27	Co	1.5E-01	5.0E-04		1.0E-02	7.3E-04	9.8E-04	5.0E-03	8.0E-03	9.8E-04	6.6E-04	9.8E-04
28	Ni	8.9E+00	9.5E-03	5.0E-03	6.6E-01	2.5E-03	3.8E-03	1.1E-01	1.1E-01	3.8E-03	1.2E-03	3.8E-03
29	Cu		2.0E-03	1.0E-02		2.5E-03			2.5E-03	1.6E-03		
30	Zn	4.6E-02		1.0E-02	7.5E-03	7.8E-03	7.5E-03	7.5E-03	7.8E-03	6.9E-03	7.5E-03	
31	Ga					8.8E-04			8.8E-04	8.8E-04		
33	As					7.9E-04			7.9E-04	7.9E-04		
34	Se					9.2E-05			9.2E-05	9.2E-05		
35	Br					2.4E-04			2.4E-04	2.4E-04		
37	Rb					3.5E-03			3.5E-03	3.5E-03		
38	Sr					4.4E-02			4.4E-02	4.4E-02		
39	Y					1.8E-03			1.8E-03	1.8E-03		
40	Zr					7.1E-03			7.1E-03	1.5E-02		
41	Nb	8.9E-03		1.0E-02	1.9E-03	4.3E-04	4.3E-04	4.3E-04	4.3E-04	1.2E-03	4.3E-04	
42	Mo	2.6E-01	2.0E-03	2.0E-03	5.6E-05	1.0E-03	1.0E-03	2.2E-02	2.2E-02	1.0E-03	2.0E-04	1.0E-03
46	Pd					3.0E-04			3.0E-04	3.0E-04		
47	Ag	2.0E-04	3.0E-04		1.7E-05	2.0E-05	4.2E-04	4.2E-04	2.0E-05	2.0E-05	2.0E-05	
48	Cd		2.0E-04			3.0E-05			3.0E-05	1.0E-04		
49	In											
50	Sn			5.0E-03		7.0E-04	7.0E-04	7.0E-04	7.0E-04	2.0E-06	7.0E-04	
51	Sb					1.8E-04			1.8E-04	3.0E-04		
55	Cs	3.0E-05		2.0E-02	1.3E-04	1.3E-04	1.3E-04	1.3E-04	1.3E-04	2.0E-04	1.3E-04	
56	Ba	5.0E-02		2.7E-02	4.8E+01	9.5E-02	9.5E-02	9.5E-02	7.0E+00	4.0E-02	9.5E-02	
57	La					1.3E-03			1.3E-03	1.3E-03		
58	Ce					2.4E-03			2.4E-03	2.4E-03		
62	Sm	1.0E-05	5.0E-05		1.7E-06	2.0E-04	2.0E-04	2.0E-04	2.0E-04	5.0E-04	2.0E-04	
63	Eu	2.0E-06	5.0E-05		3.1E-06	3.6E+05	5.5E-05	6.0E-05	6.0E-05	5.9E-05	6.0E-05	
64	Gd		5.0E-05									
65	Tb					4.1E-05			4.1E-05	4.1E-05		
66	Dy		5.0E-05			2.3E-04			2.3E-04	2.3E-04		
67	Ho	1.0E-04			8.0E-05	9.0E-05	9.0E-05	9.0E-05	9.0E-05	3.0E-05	9.0E-05	
70	Yb					1.4E-04			1.4E-04	1.4E-04		
71	Lu					2.7E-05			2.7E-05	2.7E-05		
72	Hf	2.0E-04		9.5E+01	2.1E-05	2.2E-04	2.2E-04	2.2E-04	2.2E-04	2.5E-04	2.2E-04	
73	Ta		2.0E-02			4.4E-05			4.4E-05	4.4E-05		
74	W	1.9E-02	1.5E-02	5.5E-04	1.4E-04	1.4E-04	1.5E-03	1.5E-03	1.4E-04	1.4E-04	1.4E-04	
82	Pb		2.0E-03			6.1E-03			6.1E-03	6.1E-03		
83	Bi											
90	Th					3.5E-04			3.5E-04	3.5E-04		
92	U-234			5.4E-08		1.4E-08			1.4E-08	1.4E-08		
92	U-235			7.1E-06		1.9E-06			1.9E-06	1.9E-06		
92	U-238			9.9E-04		2.7E-04			2.7E-04	2.7E-04		
引用	[18]	ミルシートより	ASTM B776 Gr-R1	[18]	[18]	[20]、[38]	[18]	[18]	[21]、[38]	[19]	[18]	

表5.2.11 放射化計算に用いた炉内構造物等の材料の元素組成(3/4)

材料種類	黒鉛	SUS+B	SUS+B	重コンクリート (磁鉄鉱)	カドミウム	ビスマス	鉛	低合金鋼	SS41 (ライナー)	SS41 (鉄筋)	炭素鋼 (鉄筋)
JPRD		○						○	○	○	
JRR-2					○	○	○				○
JRR-3					○						
JRR-3M											
JRR-4	○		○	○	○	○	○		○		
元素	wt%	wt%	wt%	wt%	wt%	wt%	wt%	wt%	wt%	wt%	
1 H		7.0E-04		6.2E-01							1.0E-05
3 Li	5.0E-07	1.3E-05	1.3E-05	2.0E-03				3.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	
4 Be	1.0E-07										
5 B	1.5E-04	1.0E-01	1.8E+00	1.2E+00				5.0E-03			
6 C	1.0E+02	6.0E-02	2.0E-02	3.2E-01				1.8E-01			
7 N	1.3E-02	3.6E-02	4.5E-02	1.2E-02				9.0E-03	7.7E-03	7.7E-03	7.7E-03
8 O				3.1E+01							
9 F											
11 Na	1.9E-05	9.7E-04	9.6E-04	7.4E-01				2.3E-03	7.2E-04	7.2E-04	7.2E-04
12 Mg	5.0E-05			8.9E-02							
13 Al	1.0E-05	5.0E-02	9.9E-03	2.4E-01				3.9E-02	6.0E-03	7.0E-03	
14 Si	2.0E-01	8.3E-01	4.6E-01	3.0E+00					3.1E-01	3.5E-01	
15 P			4.0E-03								
16 S	8.2E-03	6.0E-03	2.0E-03	1.8E+00				1.4E-02	2.8E-02	2.3E-02	
17 Cl	2.3E-04	7.0E-03	6.9E-03	4.5E-03				4.0E-03			
19 K	1.1E-05	3.0E-04	3.0E-04	7.5E-01				1.2E-03	4.0E-03	4.0E-03	4.0E-03
20 Ca	4.0E-04	1.9E-03	1.9E-03	5.2E-01				1.4E-03	5.0E-03	5.0E-03	5.0E-03
21 Sc		3.0E-06	3.0E-06	6.5E-04				2.6E-05	1.0E-05	5.0E-03	6.5E-04
22 Ti	8.0E-05	6.0E-02	2.8E+00	7.0E-01				2.0E-04	7.0E-02	7.0E-02	7.0E-01
23 V	2.6E-05	4.6E-02	4.5E-02					8.0E-03	2.0E-02	7.0E-02	
24 Cr	1.5E-06	1.9E+01	1.7E+01	1.3E-01				7.4E-02	3.7E-02	3.3E-02	1.3E-01
25 Mn	1.0E-07	1.6E+00	9.5E-01	9.4E-01				1.3E+00	4.7E-01	1.1E+00	9.4E-01
26 Fe	2.6E-04	7.0E+01	6.0E+01	5.2E+01	1.0E-04		2.5E-02	9.7E+01	9.4E+01	9.5E+01	9.8E+01
27 Co	5.0E-07	1.3E-01	3.0E-02	5.0E-03				1.8E-02	1.3E-02	1.9E-02	1.0E-02
28 Ni	5.0E-04	9.2E+00	1.5E+01	1.1E-01				3.0E-02	5.2E-02	2.9E-02	1.1E-01
29 Cu	5.0E-06	1.1E-01	3.1E-01		5.0E-04		2.5E-02	1.6E-01	9.0E-02	1.2E-01	
30 Zn	3.7E-05	3.0E-03	4.5E-02	7.5E-03	2.0E-04		8.0E-03	3.0E-03	6.7E-03	6.7E-03	6.7E-03
31 Ga		1.3E-02	1.3E-02				2.5E-03	8.0E-03			
33 As		1.9E-02	1.9E-02					5.3E-02	1.3E-02	1.3E-02	
34 Se		3.5E-03	3.5E-03					7.0E-05			
35 Br		2.0E-04	2.0E-04					8.5E-05	1.1E-04	1.1E-04	
37 Rb		1.0E-03	9.9E-04					4.8E-03	2.0E-03	2.0E-03	
38 Sr	3.9E-05	2.0E-05	2.0E-05					1.5E-05	4.0E-05	4.0E-05	
39 Y		5.0E-04	5.0E-04					2.0E-03			
40 Zr		1.0E-03	9.9E-04					1.0E-03			
41 Nb		8.9E-03	8.8E-03	4.3E-04				5.0E-03			
42 Mo	3.0E-07	1.9E-01	2.6E-01	2.2E-02				1.2E-01	2.0E-03	2.0E-03	2.2E-02
46 Pd											
47 Ag	1.0E-05	2.0E-04	2.0E-04	4.2E-04				2.0E-04	4.2E-04	4.2E-04	4.2E-04
48 Cd	1.0E-04				1.0E+02						
49 In	4.7E-06										
50 Sn	5.0E-06	5.0E-03		7.0E-04			3.8E-02	1.8E-02	3.0E-03	2.0E-03	4.0E-06
51 Sb		1.2E-03	1.2E-03				3.8E-02	5.0E-03	4.7E-03	4.7E-03	
55 Cs		3.0E-05	3.0E-05	1.3E-04				1.0E-02	6.0E-05	6.0E-05	6.0E-05
56 Ba	8.5E-05	5.0E-02	5.0E-02	9.5E-02				2.7E-02			4.0E-02
57 La		2.0E-05	2.0E-05					1.0E-05	3.0E-05	3.0E-05	
58 Ce		3.7E-02	3.7E-02					1.0E-04			
62 Sm	1.1E-06	1.0E-06	9.9E-06	2.0E-04				1.7E-06	4.0E-06	4.0E-06	4.0E-06
63 Eu	4.0E-08	2.0E-06	2.0E-06	6.0E-05				3.1E-06	9.0E-06	9.0E-06	9.0E-06
64 Gd	5.0E-07										
65 Tb		4.7E-05	4.7E-05					4.5E-05			
66 Dy	6.2E-07	1.0E-04	9.9E-05								
67 Ho		1.0E-04	9.9E-05	9.0E-05				8.0E-05	4.0E-06	4.0E-06	4.0E-06
70 Yb		2.0E-04	2.0E-04					1.0E-04			
71 Lu		8.0E-05	7.9E-05					2.0E-05	6.0E-05	6.0E-05	
72 Hf		2.0E-04	2.0E-04	2.2E-04				2.1E-05	8.0E-05	8.0E-05	8.0E-06
73 Ta		7.0E-05						1.3E-05	6.0E-05	6.0E-05	
74 W	6.5E-07	1.9E-02	1.8E-02	1.5E-03				5.5E-04	1.5E-03	1.5E-03	1.5E-03
82 Pb	1.2E-05	6.7E-03	6.6E-03		3.0E-03		1.0E+02	8.2E-02			
83 Bi	1.2E-05					1.0E+02	7.5E-02				
90 Th		1.0E-04	9.9E-05					1.8E-05		6.0E-05	
92 U-234		1.1E-08	1.1E-08	1.4E-08				1.1E-09	4.8E-09	1.1E-09	
92 U-235		1.4E-06	1.4E-06	1.9E-06				1.4E-07	6.4E-07	1.4E-07	
92 U-238		2.0E-04	2.0E-04	2.7E-04				2.0E-05	8.9E-05	2.0E-05	
引用	[39]、[40]	SUS304に B1030ppm を添加	成績書及 び[38]	[18]	[18]	[18]	[18]	[19]	[19]、[38]	[19]、[38]	[18]

表5.2.11 放射化計算に用いた炉内構造物等の材料の元素組成(4/4)

材料種類	ジルカローイ-2	ジルカローイ-4	インコネルX-750	重コンクリート	黒鉛	黒鉛	ホリエチレン
JPDR	○	○					
JRR-2					○		○
JRR-3			○	○		○	
JRR-3M							
JRR-4							
元素	wt%		wt%	wt%		wt%	
1 H	2.5E-03	2.5E-03		1.2E+00			1.4E+01
3 Li				2.0E-03	5.0E-06	5.0E-07	
4 Be					2.0E-06		1.0E-07
5 B	5.0E-05	5.0E-05	3.3E-03	2.0E-03		2.4E-06	
6 C	2.7E-02	2.7E-02	2.0E-02	1.1E-02	1.0E+02	1.0E+02	8.6E+01
7 N	8.0E-03	8.0E-03		1.2E-02	1.0E-03	1.3E-02	
8 O				2.8E+01			
9 F							
11 Na				7.4E-01	4.0E-04	1.9E-05	
12 Mg				4.3E-02		5.0E-05	
13 Al	7.5E-03	7.5E-03	8.1E-01	1.8E-01		1.0E-05	
14 Si	1.2E-02	1.2E-02	7.5E-02	2.7E+00		2.0E-01	
15 P			1.4E-03	5.0E-01			
16 S			5.0E-03	1.8E+00		8.2E-03	
17 Cl				4.5E-03	4.0E-04	2.3E-04	
19 K				7.5E-01		1.1E-05	
20 Ca				3.7E+00	2.5E-03	4.0E-04	
21 Sc				6.5E-04			
22 Ti	5.0E-03	5.0E-03	2.8E+00	2.1E-01		8.0E-05	
23 V			2.9E-03	1.0E-02		2.6E-05	
24 Cr	1.0E-01	1.0E-01	1.5E+01	1.1E-02	4.0E-05	1.5E-06	
25 Mn	5.0E-03	5.0E-03	8.2E-02	2.7E-02	2.5E-05	1.0E-07	
26 Fe	1.4E-01	2.1E-01	6.3E+00	5.9E+01	2.8E-03	2.6E-04	
27 Co	2.0E-03	2.0E-03	2.5E-02	5.3E-03	7.0E-05	5.0E-07	
28 Ni	5.5E-02	7.0E-03	7.4E+01	2.5E-01	6.0E-04	5.0E-04	
29 Cu	5.0E-03	5.0E-03	3.1E-03	2.5E-03		5.0E-06	
30 Zn				7.5E-03	1.0E-04	3.7E-05	
31 Ga				8.8E-04			
33 As				7.9E-04			
34 Se				9.2E-05			
35 Br				2.4E-04			
37 Rb				3.5E-03			
38 Sr				4.4E-02		3.9E-05	
39 Y				1.8E-03			
40 Zr	9.8E+01	9.8E+01	2.8E-02	7.1E-03			
41 Nb			7.7E-01	4.3E-04			
42 Mo			4.0E-03	1.0E-03	2.5E-04	3.0E-07	
46 Pd				3.0E-04			
47 Ag				2.0E-05	1.0E-07	1.0E-05	
48 Cd	5.0E-05	5.0E-05		3.0E-05		1.0E-04	
49 In	1.5E+00					4.7E-06	
50 Sn		1.5E+00		7.0E-04	1.0E-04	5.0E-06	
51 Sb				1.8E-04			
55 Cs				1.3E-04			
56 Ba				9.5E-02	5.0E-05	8.5E-05	
57 La				1.3E-03			
58 Ce				2.4E-03			
62 Sm				2.0E-04	5.0E-06	1.1E-06	
63 Eu				1.3E-04	5.0E-07	4.0E-08	
64 Gd						5.0E-07	
65 Tb				4.1E-05			
66 Dy				2.3E-04		6.2E-07	
67 Ho				9.0E-05			
70 Yb				1.4E-04			
71 Lu				2.7E-05			
72 Hf	1.0E-02	1.0E-02		2.2E-04			
73 Ta			2.0E-02	4.4E-05			
74 W	1.0E-02	1.0E-02		1.4E-04		6.5E-07	
82 Pb				6.1E-03		1.2E-05	
83 Bi						1.2E-05	
90 Th				3.5E-04			
92 U-234	1.9E-08	1.9E-08		1.4E-08			
92 U-235	2.5E-06	2.5E-06		1.9E-06			
92 U-238	3.5E-04	3.5E-04		2.7E-04			
引用	JIS H4751-1981	JIS H4751-1981	[41]	[38]、[42]	[18]	B,Cはミルシートから。それ以外は、JRR-4と同じ	[18]

表5.2.12 JRR-2における被覆管損傷した燃料の燃焼計算条件(1) 燃料の仕様

燃料要素番号	No.80 ^{*2}	TM-15 ^{*1}	MB-403 ^{*1}	TNB-65 ^{*1}
照射開始日	S40.12.27	S47.7.25 ^{*3}	S48.7.3 ^{*4}	S59.5.28 ^{*5}
照射終了日	S41.7.28	S47.10.30	S48.7.25	S60.2.3
燃焼度(MWD/t)	16.4	3.28	2.46	24.35
濃縮度(%)	89.77	89.8	89.9	93.1
放出ウラン量(mg)	4.34	4.5	8.8	2
ORIGEN2のライブラリー	CANDUSEU			

*1: 既存報告書[27]から引用

*2: 既存報告書[28]から引用

*3: S46.7.8に1日試験運転に使用

*4: S46.9.21に1日試験運転に使用

*5: 既存報告書[43]から引用

表5.2.13 JRR-2における被覆管損傷した燃料の燃焼計算条件(2) 燃料の照射条件

No.80			TM-15			MB-403			TNB-65		
年	累積日数 ^{*3} (d)	出力、 中性子束	年	累積日数 ^{*3} (d)	出力、 中性子束	年	累積日数 ^{*3} (d)	出力、 中性子束	年	累積日数 ^{*3} (d)	出力、 中性子束
S40.5	214	0.11	S46.7	1	0.24	S46.9	1	0.44			
S41	924	1.1E+13		468.7			666.1				
S43	1097	-----		480	0.24		673	0.44			
S44	2908	1.8E+13		886	1.8E+13	S48	811	1.8E+13	S48	1710	-----
S48	3807	-----	S48	1785	-----	S51	3144	1.8E+13	S51	3144	1.8E+13
S51	5241	1.8E+13	S51	3219	1.8E+13	S55	3321	-----	S55	3321	-----
S55	5418	-----	S55	3396	-----		3954	1.6E+13			
	6051	1.6E+13		4029	1.6E+13		4213	-----	S59.5	252	0.16
S57	6310	-----	S57	4288	-----	S57	4213	-----	S59.5	252	0.16
S58	7787	1.4E+13	S58	5765	1.4E+13	S58	5690	1.4E+13	S59.5	252	0.16
S62	8067	-----	S62	6045	-----	S62	5970	-----	S62	1332	-----
S63	9019	1.6E+13	S63	6997	1.6E+13	S63	6922	1.6E+13	S63	2284	1.6E+13
H2	9194	-----	H2	7172	-----	H2	7097	-----	H2	2459	-----
H3	9341	1.7E+13	H3	7319	1.7E+13	H3	7244	1.7E+13	H3	2606	1.7E+13
	9698	-----		7676	-----		7601	-----		2963	-----
H4	10440	1.5E+13	H4	8418	1.5E+13	H4	8343	1.5E+13	H4	3705	1.5E+13
H6	10678	-----	H6	8656	-----	H6	8581	-----	H6	3943	-----
	10945	1.1E+13		8923	1.1E+13		8848	1.1E+13		4210	1.1E+13
H7	11063	-----	H7	9041	-----	H7	8966	-----	H7	4328	-----
H8	11315	7.9E+12	H8	9293	7.9E+12	H8	9218	7.9E+12	H8	4580	7.9E+12
H8.12	14967	-----	H8.12	12945	-----	H8.12	12870	-----	H8.12	8232	-----
H18.12			H18.12			H18.12			H18.12		

*1: 出力(MW) 照射期間と燃焼度から計算した。

*2: 中性子束(n/cm²/s) 定格出力(10MW)時の中性子束を4.6E+13(制御棒外側被覆と同じ)として、各区間の出力/定格出力を乗じて算出した。

*3: 中性子束で計算している区間は、炉内構造物等の区間に合わせている。

表5.2.14 JRR-3における被覆管損傷した燃料の燃焼計算条件(1) 燃料の仕様^{*1}

燃料の種類	金属天然ウラン
燃焼度(MWD/t)	3.00E+02
燃料装荷日	S43.2
燃料取出日	S44.2
ORIGEN-2のライブラリー	CANDUNAU

*1: 既存報告書[29]から引用

表5.2.15 JRR-3における被覆管損傷した燃料の燃焼計算条件(2) 燃料の照射条件

時期	ステップ°	累積日数 ^{*1*5} (d)	出力又は中性子束
S43	3	119	2.5 ^{*2*4}
	4	365	-----
S44	5	388	2.6E+13 ^{*3}
	6	731	-----
S45-S46	7	949	2.6E+13 ^{*3}
	8	1461	-----
S47-S48	9	1637	2.6E+13 ^{*3}
	10	2192	-----
S49	11	2203	2.6E+13 ^{*3}
	12	2226	-----
S49-S50	13	2415	2.6E+13 ^{*3}
	14	2922	-----
S51-S52	15	3095	2.6E+13 ^{*3}
	16	3653	-----
S53-S54	17	3917	2.6E+13 ^{*3}
	18	4383	-----
S55-S57	19	4677	2.6E+13 ^{*3}
	20	5479	-----
S58-H19	21	14611	-----

*1: 研究炉部の管理年報に示された年間出力量から定格出力(10MW)換算運転日数を計算して、区分を設定。

*2: 比出力(MW/t)

*3: 中性子束分布の評価事例を基に設定。

*4: S43年度における定格出力換算運転日数とし、燃焼度300MWD/tから求めた。

*5: 第5ステップからは、炉内構造物等の計算条件と合わせている。

表5.2.16 JPDRにおける被覆管損傷した燃料の燃焼計算条件(1) 燃料の仕様^{*1}

濃縮度(wt%)	2.6E+00
ウラン重量 ^{*2} (kg)	5.6E+01
燃焼度(MWD/t)	3.25E+03
燃料装荷日	S39.1
燃料取出日	S43.1
ORIGEN-2のライブラリー	BWRU

*1: 既存報告書[26]から引用

*2: 燃料集合体におけるウランの全重量

表5.2.17 JPDRにおける被覆管損傷した燃料の燃焼計算条件(2) 燃料の照射条件

状態	運転履歴*1				計算に用いた照射条件	
	年月	累積日数	区間日数	区間平均出力	比出力*2	中性子束*2*3
		day	day	MW	MW/t	n/cm2/s
JPDR-1	S38.10	1.6E+02	1.6E+02	4.4E+00	9.1E-01	
	S39.3	4.3E+02	2.7E+02			
	S39.12	6.3E+02	2.0E+02	1.9E+01	3.9E+00	
	S40.7	7.1E+02	8.3E+01			
	S40.9	9.4E+02	2.3E+02	2.2E+01	4.6E+00	
	S41.5	1.1E+03	1.4E+02			
	S41.9	1.2E+03	1.3E+02	2.1E+01	4.3E+00	
	S42.2	1.3E+03	6.2E+01			
	S42.4	1.3E+03	8.1E+01	2.6E+01	5.3E+00	
	S42.6	1.4E+03	6.4E+01			
	S42.9	1.5E+03	4.1E+01	3.5E+01	7.2E+00	
	S42.10	1.6E+03	1.8E+02			
	S43.4	1.7E+03	3.6E+01	3.0E+01		9.3E+12
	S43.5	2.1E+03	4.4E+02			
S44.7	2.1E+03	3.9E+01	4.1E+01		1.3E+13	
JPDR-2	S44.9	3.1E+03	9.7E+02			
	S47.4	3.2E+03	1.1E+02	7.2E+00		
	S47.8	4.4E+03	1.1E+03			
	S50.9	4.5E+03	1.7E+02	1.2E+01		
運転停止後	S51.3	8.2E+03	3.7E+03			
	S61.3	1.6E+04	8.0E+03			
	H20.3					

*1:既存報告書[19]に示されている累積日数、区間日数、区間平均出力及びそれらから計算した値

*2:比出力は、S39.1～S43.1までの燃料使用期間で3250MWD/t(既存報告書[26])の燃焼度となるように運転履歴から比例配算した。燃料取り出し後は、炉水内に漏洩した燃料及びFP等が運転期間中炉内に留まり照射されると仮定し、その際の照射量は、表5.2.5における炉内構造物等と同じとした。

*3: 燃焼及び照射計算は、JPDR-1の期間とし、JPDR-1運転終了以降からH20.3までの期間は、減衰期間とした。

表5.3.1 JRR-2の放射化廃棄物の処分方法への区分結果

構造材		材料*1	重量 (t)	Co-60*2 (Bq/t)	処分区分*3
重水タンク内	重水タンク	A1100	2.8E-01	1.2E+12	1
		A5052(1)	2.4E-01	1.1E+10	2
		A6061(1)	8.2E-02	3.8E+08	2
	グリッドプレート	A5052(1)	7.0E-02	6.5E+11	1
	プレナムアッセイ	A5052(1)	3.6E-02	2.3E+11	1
熱遮へい軽水タンク内	案内管	A5052(1)	1.1E-01	1.6E+11	1
	熱遮へい板	SUS304L	1.7E+01	2.3E+11	2
	熱遮へい板下部鉛	鉛	9.2E-01	1.2E+01	4
	軽水タンク	A5052(1)	1.1E+00	9.5E+07	2
	サポートリング	A6061(1)	6.8E-01	1.2E+08	3
下段遮へい体	中央部重コンクリート	鉄パッチコンクリート(2)	2.4E+00	2.8E+06	3
	下段遮へい体中央鉛	鉛	1.7E+00	5.5E+02	2*4
	中央部ボラル板	ボラル	2.4E-02	6.5E+06	3
	中央部ライニング	A5052(2)	1.4E-01	2.3E+08	2
		A5052(2)	2.3E-01	5.2E+06	3
		環状部重コンクリート	マグネタイトコンクリート	2.7E+00	2.9E+06
	環状部鉄筋	炭素鋼	5.5E-02	4.4E+06	3
	環状部鉛	鉛	3.5E+00	8.6E+01	4
	環状部ボラル板	ボラル	4.5E-02	6.5E+06	3
	環状部ライニング	A5052(2)	1.6E-01	1.9E+07	3
		A5052(2)	2.1E-01	2.0E+07	3
		A5052(2)	1.8E-01	2.5E+07	2
	立上シール	A5052(2)	1.8E-01	2.5E+07	2
	外部遮へい板	SUS304(3)	1.0E+00	4.8E+08	3
	プラグ	鉄パッチコンクリート(2)	5.4E-01	2.8E+06	3
生体遮へい体	重コンクリート	重晶石コンクリート	3.1E+01	2.1E+08	2
	軽水タンク下部重コンクリート	重晶石コンクリート	3.0E+00	2.4E+05	3
	上部重コンクリートライニング	A5052(1)	9.5E-01	3.3E+05	3
	軽水タンク下部サポート	A6061(1)	1.0E-01	3.3E+05	3
	重コンクリート内鉄筋	炭素鋼	8.8E-01	3.0E+09	2
	軽水タンク上部鉛	鉛	2.7E+00	1.4E+01	4
RITレン	遮蔽プラグライニング	A6061(1)	8.2E-02	1.8E+09	2
		A6061(1)	4.3E-02	8.8E+03	4
	遮蔽プラグ鉛	鉛	8.4E-02	3.0E+01	4
	遮蔽プラグ重コンクリート	重晶石コンクリート	8.7E-01	1.1E+02	4
	スリーブ	A5052(1)	9.8E-02	1.1E+06	3
スペースタンク	A5052(1)	6.2E-02	4.2E+08	2	
重水配管関係	炉心直下部重水系配管	A6061(2)	4.6E-01	1.2E+09	2
熱中性子柱	黒鉛	黒鉛	2.9E+00	8.3E+10	1
	鉛	鉛	4.6E-01	2.0E+06	2*4
	ビスマス	ビスマス	7.8E-02	----	4
	アルミニウム	A5052(1)	1.4E-01	9.6E+07	2
	ステンレス	SUS304(3)	1.2E-01	1.7E+08	3
	ポリエチレン	ポリエチレン	6.3E-02	----	4
制御棒	中性子吸収材	カドミウム	1.1E-02	4.2E+05	2*4
	被覆材	SUS304(2)	3.0E-02	3.8E+14	1
水平実験孔	水平実験孔	A5052	2.2E-01	1.5E+11	1
		A6063	1.4E-01	1.4E+12	2
		A6063	2.7E-02	2.6E+10	2
		カドミウム	8.8E-03	1.3E+05	2*4
		鉛	5.8E-01	2.2E+02	4
		SUS304	4.6E-02	2.5E+12	2
		黒鉛	9.4E-02	1.2E+11	1
		重コンクリート	9.4E-01	2.3E+10	2
ボラル	1.8E-03	6.0E+10	2		
垂直実験孔	垂直実験孔	A6061(3)	5.5E-02	1.0E+12	2
		A6061(3)	1.0E-02	6.0E+08	3
		A5052(2)	3.3E-03	4.4E+11	1

*1:参考文献[20]から引用。 *2:H18.12時点の放射能濃度

*3:Co-60以外の核種を含む計算での処分区分(1=余裕深度処分、2=ピット処分、3=トレンチ処分、4=クリアランス)

*4:鉛とカドミウムは、放射能濃度からはトレンチ処分に区分されるが、廃棄物の処理及び清掃に関する法令からの要件を考慮して、保守的に同法の遮断型に相当するピット処分に区分することとした。

表5.3.2 JRR-3の放射化廃棄物の処分方法への区分結果

構造材の種類	材質	重量 (t)	Co-60*2 (Bq/t)	処分区分*1
実験孔(VC-1)	A5052	1.4E-02	1.2E+11	1
実験孔(VC-2~VC-4)	A5052	3.2E-02	1.2E+11	1
照射孔(VR-1~VR-3)	A5052	6.2E-03	1.2E+11	1
制御棒	A1100	4.9E-02	5.9E+11	2
	A5052	1.3E-02	1.2E+11	1
	Cd	4.9E-02	4.3E+05	1
炉心タンク(胴)	A5052	1.0E+00	2.8E+10	2
炉心タンク(上部)	A5052	8.3E-01	1.5E+10	2
炉心タンク(下部)	A5052	3.3E-01	2.0E+09	2
炉心上部	SUS304	1.9E+00	2.5E+13	1
	A5052	6.4E-01	3.9E+10	2
SUS上板	SUS304	5.1E-01	2.2E+12	1
黒鉛(胴部)	黒鉛	5.9E+01	1.9E+07	2
黒鉛(下部)	黒鉛	1.4E+01	1.0E+06	2
重コンクリート(胴部)	重コンクリート	9.9E+01	4.2E+07	3

*1:Co-60以外の核種を含む計算での処分区分(1=余裕深度処分、2=ピット処分、3=トレンチ処分)

*2:H20.3時点の放射能濃度

表5.3.3 JRR-3Mの放射化廃棄物の処分方法への区分結果

設備・機器名		材質	重量 (t)	Co-60 ^{*2} (Bq/t)	処分区分 ^{*1}
炉心構造体	照射筒	A5052	5.0E-02	1.2E+13	1
	格子板A	A6061	2.3E-02	8.3E+12	1
	格子板B	A5052	4.7E-02	1.8E+11	2
	反射体押さえ	A5052	3.0E-02	2.8E+10	2
	制御棒案内管	A6063	8.0E-02	3.6E+13	1
	格子板支持胴	A5052	2.5E-01	2.1E+09	2
	プレナム	A5052	8.3E-01	3.7E+09	2
	ベースプレート	SUS304	1.7E+00	6.3E+05	3
	ベリリウム反射体	Be	9.0E-02	1.9E+13	1
			9.0E-02	1.9E+13	1
中性子吸収体	Hf	7.8E-02	1.7E+10	1	
		1.0E-01	1.7E+10	1	
重水タンク		A5052	1.7E+00	1.8E+10	2
計測制御系統設備	制御棒駆動装置	SUS304	2.0E-02	1.2E+14	1
	中性子検出器駆動装置及び案内管	A5052	7.2E-01	1.0E+10	2
水力照射設備	照射筒(HR-1,2)	A5052	6.2E-03	8.8E+12	1
	照射シンプル(HR-1,2)	A5052	1.4E-02	8.8E+12	1
	配管・弁等	A5052	2.6E-01	1.0E+12	2
気送照射設備	照射筒(PN-1,2)	A5052	5.6E-03	4.8E+12	1
	照射シンプル(PN-1,2)	A5052	1.4E-02	4.8E+12	1
	配管・弁等	A5052	1.8E-01	5.1E+11	2
放射化分析	照射筒(PN-3)	A5052	1.6E-03	1.1E+12	2
	照射シンプル(PN-3)	A5052	1.0E-02	1.1E+12	2
	配管・弁等	A5052	1.4E-01	2.1E+11	2
垂直、回転、均一	照射筒(SI-1、SH-1、DR-1)	A5052	2.8E-02	4.7E+12	1
	照射シンプル(SI-1、SH-1、DR-1)	A5052	7.0E-02	4.7E+12	1
水平実験孔設備	ビームチューブ	A5052	5.7E-02	1.1E+13	1
		SUS304	2.3E-02	3.4E+15	1
	ビームチューブ接続管	A5052	9.6E-01	2.1E+11	2
	プラグ	鉄ハンチコンクリート	1.6E+02	3.4E+04	3
		SUS304	1.5E+01	4.5E+06	3
原子炉プールライニング		SUS316	5.0E+00	5.8E+05	3
		SM41	1.5E+01	5.8E+05	3
下部遮へい体		SUS304	7.5E-01	1.5E+06	3
自然循環弁		SUS304	1.7E-01	1.1E+08	3
原子炉プール内架台		A5052	1.2E+00	2.9E+08	3
コンクリート	原子炉プール、下部遮へい体	重コンクリート	2.1E+02	3.4E+04	3

*1: Co-60以外の核種を含む計算での処分区分(1=余裕深度処分、2=ピット処分、3=トレンチ処分)

*2: H20.3時点の放射能濃度

表5.3.4 JRR-4の放射化廃棄物の処分方法への区分結果

設備・機器名		材質	重量 (t)	Co-60*2 (Bq/t)	処分区分*1
炉心タンク	円筒部	A5052	1.6E+00	1.7E+05	3
	下部角筒部	A5052	4.0E-01	9.4E+10	2
	格子板	A6061	1.5E-01	8.2E+11	2
		SUS304	1.4E-02	1.1E+14	1
	燃料棒取出装置	A6061	1.3E-02	8.2E+10	2
		SUS304	5.0E-04	1.1E+13	1
	差圧開閉装置	SUS304	1.4E-02	2.1E+07	3
	燃料交換用蓋置	SUS304	2.0E-02	2.1E+07	3
	自然循環用蓋置	SUS304	4.0E-02	2.1E+11	2
	計数管案内管	A5052	2.2E-02	6.9E+10	2
	ダクト	A5052	5.0E-02	1.7E+05	3
出口管	A5052	4.5E-02	4.2E+11	2	
炉心要素	反射体要素(アルミ)	A6063	2.2E-01	4.3E+12	2
		A6063	1.6E-01	4.3E+12	2
	反射体要素(黒鉛)	黒鉛	3.6E-01	2.2E+09	2
		黒鉛	3.6E-01	2.2E+09	2
	吸収体	SUS+B	1.2E-01	1.9E+14	1
		SUS+B	1.6E-01	1.9E+14	1
	連結棒	SUS304	5.3E-02	1.1E+07	3
A5052		7.3E-02	1.7E+04	4	
照射装置	簡易照射筒	A6063	6.1E-02	4.7E+12	1
	水力照射筒	A5052	1.3E-02	9.6E+11	1
	気送管照射筒	A6063	9.0E-03	4.7E+12	1
原子炉プール	底板	A5052	7.1E+00	1.8E+06	3
	重コンクリート	重コンクリート	5.5E+02	1.9E+09	2
医療照射設備 プール側	黒鉛	黒鉛	9.3E-01	1.5E+06	3
	アルミ	A5052	1.9E+00	2.4E+11	2
	カドミニウム板	カドミニウム	3.6E-02	2.7E+03	2 *3
医療照射設備 実験室側	ビスマス	ビスマス	4.3E-01	----	4
	鉛	鉛	2.3E+00	5.3E+02	2 *3
	アルミ	A5052	2.7E-01	6.2E+07	3
	SS	SS41	6.5E-01	4.2E+09	3
リドタンク サーマルコラム	アルミニウム	A5052	1.6E+00	3.2E+11	2
	SS	SS41	1.7E+00	5.6E+07	3
	黒鉛	黒鉛	8.8E+00	2.1E+03	4
	鉛	鉛	2.8E+00	1.3E+08	2 *3

*1: Co-60以外の核種を含む計算での処分区分(1=余裕深度処分、2=ピット処分、3=トレンチ処分、4=クリアランス)

*2: H20.3時点の放射能濃度

*3: 鉛とカドミニウムは、放射能濃度からはトレンチ処分に区分されるが、廃棄物の処理及び清掃に関する法令からの要件を考慮して、保守的に同法の遮断型に相当するピット処分に区分することとした。

表5.3.5 JPDRの放射化廃棄物の処分方法への区分結果

構造材の種類		材質	重量 (t)	Co-60*2 (Bq/t)	処分区分*1
炉内構造物	プラグ	SUS304	3.5E-01	5.0E+12	1
	シュラウド	SUS304	1.4E+00	1.2E+12	1
	インコアチューブ	SUS304	7.9E-02	8.1E+12	1
	ポイズンカーテン	ボロン入ステンレス	3.3E-01	5.4E+11	2
	上部グリッド	SUS304	5.6E-01	1.9E+11	2
	ドライヤ	SUS304	5.0E-02	5.0E+06	3
	気水分離器	SUS304	2.6E+00	3.7E+07	3
	ホールダウン枠	SUS304	1.1E+00	3.7E+09	2
	サンプルクーポンハンガー内側	SUS304	3.9E-02	4.7E+11	2
	サンプルクーポンハンガー外側	SUS304	3.6E-02	1.2E+10	2
	ライザー枠	SUS304	3.1E+00	1.2E+09	3
	炉水スプレイスパージャ	SUS304	3.0E-02	5.0E+08	3
	給水スプレイスパージャ	SUS304	1.0E-01	2.4E+08	3
	下部支持板	SUS304	4.6E-01	9.2E+10	2
	下部グリッド	SUS304	6.5E-01	1.6E+10	2
	炉心サポート	SUS304	2.3E+00	7.1E+09	2
	シールプレート	SUS304	1.5E-01	1.9E+08	3
	ディフュザプレート	SUS304	9.8E-02	8.9E+07	3
	制御棒ガイドチューブ	SUS304	1.1E+00	6.7E+09	2
	ポイズンスパージャ	SUS304	2.6E-02	6.2E+07	3
中性子源	SUS304	1.0E-01	5.0E+12	1	
圧力容器	母材(本体炉心部)	低合金鋼	6.4E+00	2.0E+09	3
	クラッド材(本体炉心部)	SUS304	5.9E-01	2.2E+10	2
生体遮へい体	鉄筋	SS41	2.4E+00	1.7E+08	3
	内張鋼板(ライナー)(炉心部)	SS41	3.2E+00	1.5E+08	3
	遮へい体冷却管	SS41	1.0E+00	1.5E+08	3
	コンクリート(炉心高さ位置)	コンクリート	9.3E+01	2.5E+06	3
制御棒	吸収材	B4C	8.6E-02	----	3
	制御棒フォロウ	ジルカロイ-4	1.2E-01	1.1E+10	2
	ポイズンロッド、シェルカバー	SUS304	7.4E-01	7.0E+11	1

*1: Co-60以外の核種を含む計算での処分区分(1=余裕深度処分、2=ピット処分、3=トレンチ処分)

*2: H20.3時点の放射能濃度

表5.3.6 浅地中処分対象に区分された原子炉毎の材料の種類、重量及び⁶⁰Coの放射能濃度

原子炉	材質		ビット		トレンチ	
			重量(t)	Co-60 (Bq/t)	重量(t)	Co-60 (Bq/t)
JPDR	金属等	ボロン入SUS	3.3E-01	5.4E+11	----	----
		SUS304	6.8E+00	3.3E+10	6.1E+00	6.4E+08
		ジルカロイ-4	1.2E-01	1.1E+10	----	----
		低合金鋼	----	----	6.4E+00	2.0E+09
		SS41	----	----	4.2E+00	1.5E+08
		B4C	----	----	8.6E-02	*3
		計	7.3E+00	5.5E+10	1.7E+01	2.8E+09
	コンクリート*1		----	----	9.5E+01	6.8E+06
JRR-2	金属等	A5052	1.9E+00	1.5E+09	1.6E+00	5.4E+06
		A6061	8.5E-01	3.1E+11	7.9E-01	1.1E+08
		SUS304	1.7E+01	2.3E+11	1.1E+00	4.5E+08
		ボラル	1.8E-03	6.0E+10	6.9E-02	6.5E+06
		鉛	2.1E+00	9.3E+05	----	----
		カドミウム	1.1E-02	4.0E+07	----	----
		計	2.1E+01	1.9E+11	3.6E+00	1.7E+08
	コンクリート*1	重晶石コンクリート*1	3.3E+01	9.4E+08	3.0E+00	2.4E+05
		マグネタイトコンクリート*1	----	----	2.7E+00	3.0E+06
		鉄ハンチコンクリート	----	----	2.9E+00	2.8E+06
		計	3.3E+01	9.4E+08	8.6E+00	2.0E+06
JRR-3	金属等	A1100	4.9E-02	5.9E+11	----	----
		A5052	2.8E+00	2.4E+10	----	----
		黒鉛	7.3E+01	1.6E+07	----	----
		計	7.6E+01	1.3E+09	----	----
	重コンクリート*1		----	----	9.9E+01	4.2E+07
JRR-3M	金属等	A5052	5.1E+00	1.3E+11	1.2E+00	2.9E+08
		SUS304	----	----	1.7E+01	5.0E+06
		SUS316	----	----	5.0E+00	5.8E+05
		SM41	----	----	1.5E+01	5.8E+05
		計	5.1E+00	1.3E+11	3.9E+01	1.2E+07
	コンクリート*2	鉄ハンチコンクリート	----	----	1.6E+02	3.4E+04
		重コンクリート	----	----	2.1E+02	3.4E+04
計		----	----	3.7E+02	3.4E+04	
JRR-4	金属等	A5052	4.0E+00	2.6E+11	9.0E+00	3.3E+06
		A6061	5.3E-01	3.3E+12	----	----
		SUS304	4.0E-02	2.1E+11	8.7E-02	1.5E+07
		黒鉛	7.2E-01	2.2E+09	9.3E-01	1.5E+06
		SS41	----	----	2.3E+00	1.2E+09
		鉛	5.1E+00	6.9E+07	----	----
		カドミウム	3.6E-02	2.7E+03	----	----
		計	1.0E+01	2.7E+11	1.2E+01	2.3E+08
	コンクリート*2	重コンクリート	5.5E+02	1.9E+09	----	----
		計	5.5E+02	1.9E+09	----	----

*1: 鉄筋を含む。 *2: 鉄筋を含まない。 *3: Co-60を含まない。

表5.3.7 原子炉毎の放射化廃棄物の核種組成比の評価結果*(1/4)

原子炉 処分方法	JPDR				JRR-2			
	ビット		トレンチ		ビット		トレンチ	
	種類	金属等	金属等	コンクリート*2	金属等	コンクリート*2	金属等	コンクリート*2
1	H-3	6.9E-03	8.8E-02	5.5E+01	1.8E-01	1.0E+01	3.7E+00	1.1E+01
2	Be-10	5.9E-08	1.1E-03	4.0E-07	6.6E-08	7.9E-06	2.3E-06	2.7E-05
3	C-14	4.8E-03	7.8E-03	1.3E-01	8.8E-04	1.9E-02	9.3E-04	6.8E-03
4	Na-22	----	----	----	----	----	----	----
5	Al-26	----	----	----	----	----	----	----
6	Si-32	2.9E-11	6.6E-12	----	1.4E-10	----	----	----
7	Cl-36	1.1E-04	3.6E-04	3.7E-03	6.5E-05	2.9E-03	6.6E-05	1.1E-03
8	K-40	1.2E-10	2.7E-11	----	4.0E-10	----	----	----
9	Ca-41	9.4E-07	4.9E-06	2.5E-01	2.1E-06	2.7E-02	3.9E-05	1.2E-02
10	Sc-46	----	----	----	----	----	----	----
11	Mn-54	1.2E-10	9.7E-10	7.0E-10	1.5E-05	5.3E-04	2.2E-07	2.6E-04
12	Fe-55	4.2E-02	3.4E-01	3.3E-01	5.3E-01	9.6E+00	5.7E-01	1.1E+01
13	Fe-59	----	----	----	----	----	----	----
14	Co-58	----	----	----	----	----	----	----
15	Co-60	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00
16	Ni-59	3.5E-02	8.5E-03	8.3E-04	8.8E-03	1.6E-03	7.5E-03	1.4E-03
17	Ni-63	3.3E+00	8.2E-01	8.4E-02	4.5E-01	8.0E-02	3.8E-01	7.6E-02
18	Zn-65	----	----	----	2.2E-05	2.7E-05	6.4E-06	1.9E-06
19	Se-79	6.1E-07	2.0E-07	1.2E-06	----	----	----	----
20	Rb-87	1.7E-09	----	----	----	----	----	----
21	Sr-90	3.2E-05	1.9E-05	1.9E-03	----	----	----	----
22	Zr-93	8.7E-05	2.9E-08	4.5E-06	9.4E-11	2.0E-10	----	----
23	Zr-95	----	----	----	----	----	----	----
24	Nb-92	6.9E-10	2.5E-09	----	----	----	----	----
25	Nb-93m	6.6E-05	2.2E-08	3.4E-06	6.4E-11	1.3E-10	----	----
26	Nb-94	1.1E-04	3.7E-04	1.1E-03	1.1E-05	3.2E-05	6.9E-06	1.4E-05
27	Nb-95	----	----	----	----	----	----	----
28	Mo-93	7.2E-05	2.6E-04	8.7E-06	1.6E-05	3.4E-05	8.2E-06	2.6E-05
29	Tc-97	----	----	----	----	----	----	----
30	Tc-97m	----	----	----	----	----	----	----
31	Tc-98	----	----	----	----	----	----	----
32	Tc-99	1.7E-05	6.4E-05	2.9E-06	2.6E-06	6.4E-06	5.7E-07	4.5E-06
33	Ru-103	----	----	----	----	----	----	----
34	Rh-101	----	----	----	----	----	----	----
35	Rh-102	----	----	----	----	----	----	----
36	Rh-102m	----	----	----	----	----	----	----
37	Pd-107	3.8E-11	6.6E-12	1.4E-07	----	----	----	----
38	Ag-108m	5.3E-05	3.4E-04	8.9E-04	2.1E-04	1.3E-03	8.4E-03	1.1E-03
39	Ag-110m	----	----	----	8.4E-08	1.0E-06	3.1E-06	1.1E-06
40	Cd-109	4.6E-13	1.0E-13	----	4.3E-07	2.4E-09	2.1E-07	----
41	Cd-113m	6.7E-09	4.1E-09	4.2E-07	----	----	----	----
42	Sn-121m	1.9E-04	6.0E-05	1.4E-05	3.2E-06	2.9E-06	----	1.3E-06
43	Sn-126	6.3E-10	3.7E-10	3.8E-08	----	----	----	----
44	Sb-124	----	----	----	----	----	----	----
45	Sb-125	1.7E-04	5.5E-05	1.3E-05	2.3E-05	5.0E-05	----	3.4E-05
46	Te-123m	----	----	----	----	----	----	----
47	Te-129m	----	----	----	----	----	----	----
48	I-129	2.4E-11	4.3E-12	----	----	----	----	----
49	Cs-134	6.1E-07	1.1E-03	2.9E-04	2.1E-05	5.4E-03	1.0E-05	3.5E-03
50	Cs-135	1.2E-09	5.8E-09	7.2E-08	4.6E-14	1.3E-10	----	----
51	Cs-137	3.7E-05	2.1E-05	2.2E-03	----	----	----	----
52	Ba-133	1.5E-04	4.7E-04	8.4E-03	5.6E-05	3.0E+00	5.9E-05	5.2E-01
53	La-137	1.1E-06	2.7E-07	5.2E-06	----	----	----	----
54	La-138	----	----	----	----	----	----	----
55	Pm-143	----	----	----	----	----	----	----
56	Pm-144	----	----	----	----	----	----	----
57	Pm-145	1.1E-08	1.1E-07	3.8E-04	3.7E-08	5.2E-05	3.9E-08	2.1E-05
58	Pm-146	9.7E-13	1.8E-13	----	----	----	----	----
59	Pm-147	3.8E-08	2.1E-08	2.0E-06	----	----	----	----
60	Pm-148m	----	----	----	----	----	----	----
61	Sm-145	----	----	----	2.8E-11	4.0E-08	----	----
62	Sm-146	----	----	----	----	----	----	----
63	Sm-147	2.3E-13	----	----	5.0E-11	2.6E-07	2.3E-08	1.4E-04
64	Sm-151	8.1E-06	4.3E-05	1.3E-01	9.1E-06	1.0E-02	5.8E-06	3.8E-03
65	Eu-150	----	----	----	----	----	----	----
66	Eu-152	1.5E-03	2.9E-02	6.0E+00	6.1E-04	9.3E-01	6.8E-04	5.2E-01
67	Eu-154	1.6E-04	1.7E-03	3.6E-01	5.2E-05	7.3E-02	4.0E-05	4.6E-02
68	Eu-155	1.7E-06	2.1E-06	5.0E-03	1.6E-06	1.9E-03	1.0E-06	9.9E-04
69	Tb-157	5.2E-06	1.2E-06	8.5E-04	----	----	----	----
70	Tb-160	----	----	----	----	----	----	----
71	Ho-163	----	----	----	----	----	----	----

表5.3.7 原子炉毎の放射化廃棄物の核種組成比の評価結果*1(2/4)

原子炉 処分方法 種類	JPDR				JRR-2			
	ビット		トレンチ		ビット		トレンチ	
	金属等	金属等	コンクリート*2	金属等	コンクリート*2	金属等	コンクリート*2	
72	Ho-166m	3.5E-05	1.5E-04	7.3E-04	2.6E-06	1.4E-04	1.2E-06	6.4E-05
73	Tm-171	1.1E-11	2.5E-12	----	----	----	----	----
74	Lu-173	----	----	----	----	----	----	----
75	Lu-174	----	----	----	----	----	----	----
76	Lu-176	8.4E-12	----	----	----	----	----	----
77	Lu-177m	----	----	----	----	----	----	----
78	Hf-172	----	----	----	----	----	----	----
79	Hf-178m	----	----	----	----	----	----	----
80	Hf-181	----	----	----	----	----	----	----
81	Hf-182	1.1E-11	2.1E-13	----	----	----	----	----
82	Ta-179	----	----	----	----	----	----	----
83	Ta-182	1.1E-11	2.1E-13	----	----	----	----	----
84	Os-185	----	----	----	----	----	----	----
85	Os-194	----	----	----	----	----	----	----
86	Ir-192	----	----	----	----	----	----	----
87	Ir-192m	----	----	----	----	----	----	----
88	Pt-190	----	----	----	----	----	----	----
89	Pt-193	----	----	----	----	----	----	----
90	Tl-204	----	----	----	----	----	----	----
91	Pb-205	1.6E-10	1.1E-08	1.1E-08	4.6E-07	----	----	----
92	Pb-210	----	----	----	----	----	----	----
93	Bi-207	----	----	----	----	----	----	----
94	Bi-208	----	----	----	1.6E-11	----	----	----
95	Bi-210m	----	----	----	5.1E-09	----	----	----
96	Ra-226	----	----	----	----	----	----	----
97	Ra-228	----	----	----	----	----	----	----
98	Ac-227	1.8E-09	4.2E-10	----	----	----	----	----
99	Th-228	3.4E-08	7.7E-09	----	----	----	----	----
100	Th-229	1.6E-09	2.4E-09	4.3E-07	----	----	----	----
101	Th-230	----	----	----	----	----	----	----
102	Th-232	----	----	----	----	----	----	----
103	Pa-231	2.7E-09	6.0E-10	----	----	----	----	----
104	U-232	3.1E-08	7.6E-09	4.1E-08	----	----	----	----
105	U-233	4.7E-07	6.8E-07	1.2E-04	----	----	----	----
106	U-234	----	----	----	----	----	----	----
107	U-235	----	----	----	----	----	----	----
108	U-236	2.1E-10	3.4E-11	1.5E-08	----	----	----	----
109	U-238	----	----	----	----	----	----	----
110	Np-235	----	----	----	----	----	----	----
111	Np-236	----	----	----	----	----	----	----
112	Np-237	1.3E-10	2.1E-11	8.7E-09	----	----	----	----
113	Pu-236	----	----	----	----	----	----	----
114	Pu-237	----	----	----	----	----	----	----
115	Pu-238	4.1E-08	7.0E-09	1.4E-08	----	----	----	----
116	Pu-239	2.2E-06	1.6E-06	1.7E-04	----	----	----	----
117	Pu-240	2.6E-07	4.5E-08	1.1E-07	----	----	----	----
118	Pu-241	1.6E-06	2.6E-07	----	----	----	----	----
119	Pu-242	3.2E-12	5.2E-13	----	----	----	----	----
120	Pu-244	----	----	----	----	----	----	----
121	Am-241	2.1E-07	3.4E-08	----	----	----	----	----
122	Am-242m	2.5E-10	4.2E-11	----	----	----	----	----
123	Am-243	1.2E-12	1.9E-13	----	----	----	----	----
124	Cm-241	----	----	----	----	----	----	----
125	Cm-242	2.1E-10	3.4E-11	----	----	----	----	----
126	Cm-243	3.4E-12	5.6E-13	----	----	----	----	----
127	Cm-244	1.2E-12	2.0E-13	----	----	----	----	----
128	Cm-245	----	----	----	----	----	----	----
129	Cm-246	----	----	----	----	----	----	----
130	Cm-247	----	----	----	----	----	----	----
131	Cm-248	----	----	----	----	----	----	----
132	Cm-250	----	----	----	----	----	----	----
133	Bk-249	----	----	----	----	----	----	----
134	Cf-249	----	----	----	----	----	----	----
135	Cf-250	----	----	----	----	----	----	----
136	Cf-251	----	----	----	----	----	----	----
137	Cf-252	----	----	----	----	----	----	----
138	Cf-254	----	----	----	----	----	----	----
139	Es-254	----	----	----	----	----	----	----
140	Es-255	----	----	----	----	----	----	----

*1: 不純物として最初から含まれる天然の放射性核種の組成比は除いている。

*2: 鉄筋を含む。 *3: 鉄筋を含まない

表5.3.7 原子炉毎の放射化廃棄物の核種組成比の評価結果^{*1}(3/4)

原子炉 処分方法 種類	JRR-3		JRR-3M			JRR-4				
	ビット	トレンチ	ビット	トレンチ		ビット		トレンチ		
	金属等	コンクリート ^{*2}	金属類	金属類	コンクリート ^{*3}	金属類	コンクリート ^{*2}	金属類	コンクリート ^{*3*4}	
1	H-3	1.8E+02	2.1E+01	8.2E+00	4.6E+00	4.0E+00	3.9E+00	8.2E-01	7.6E-02	8.2E-01
2	Be-10	1.6E-04	----	1.6E-09	----	----	4.1E-06	9.2E-07	1.1E-06	9.2E-07
3	C-14	3.1E+00	2.5E-02	2.7E-08	3.7E-05	2.6E-03	5.3E-03	2.5E-03	4.7E-03	2.5E-03
4	Na-22	----	----	----	----	----	----	----	----	----
5	Al-26	----	----	----	----	----	----	----	----	----
6	Si-32	3.4E-09	----	6.6E-12	----	----	3.5E-11	----	----	----
7	Cl-36	4.0E-03	6.4E-04	----	1.2E-06	1.6E-04	1.2E-05	1.4E-04	1.1E-05	1.4E-04
8	K-40	6.0E-09	----	8.9E-11	----	----	6.0E-10	----	----	----
9	Ca-41	1.0E-03	1.6E-02	1.1E-04	8.6E-05	9.8E-03	5.9E-05	4.5E-04	2.6E-06	4.5E-04
10	Sc-46	----	----	3.5E-05	4.8E-06	4.3E-02	5.2E-05	6.5E-03	5.4E-05	6.5E-03
11	Mn-54	1.3E-10	----	3.2E-03	5.6E-03	3.4E+00	1.5E-02	2.4E-01	8.2E-02	2.4E-01
12	Fe-55	6.6E-02	7.2E-01	4.2E+00	4.4E+00	1.6E+02	2.0E+00	3.0E+01	2.7E+01	3.0E+01
13	Fe-59	----	----	5.4E-04	5.7E-04	2.1E-02	2.7E-04	3.8E-03	3.6E-03	3.8E-03
14	Co-58	----	----	1.1E-04	5.7E-04	2.0E-04	6.7E-04	4.3E-04	5.0E-05	4.3E-04
15	Co-60	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00
16	Ni-59	8.1E-03	8.1E-03	7.9E-04	1.0E-03	5.7E-05	4.4E-04	6.8E-04	6.2E-05	6.8E-04
17	Ni-63	8.0E-01	7.8E-01	9.1E-02	1.1E-01	6.6E-03	5.8E-02	7.2E-02	7.3E-03	7.2E-02
18	Zn-65	----	----	3.3E-02	2.2E-02	7.3E-03	3.2E-02	1.0E-03	8.1E-04	1.0E-03
19	Se-79	1.0E-09	6.6E-08	7.7E-11	----	----	8.9E-11	----	----	----
20	Rb-87	----	----	----	----	----	----	----	----	----
21	Sr-90	4.5E-04	2.0E-04	6.3E-05	7.8E-05	1.6E-04	4.8E-05	5.2E-05	4.4E-06	5.2E-05
22	Zr-93	2.3E-08	2.2E-07	1.8E-09	----	----	1.5E-09	1.8E-09	----	1.8E-09
23	Zr-95	----	----	4.1E-06	4.9E-06	3.8E-05	3.2E-06	1.8E-06	3.9E-07	1.8E-06
24	Nb-92	----	----	----	----	----	1.8E-14	----	----	----
25	Nb-93m	1.7E-08	1.6E-07	5.7E-10	----	----	5.5E-10	9.5E-10	----	9.5E-10
26	Nb-94	----	2.8E-05	----	8.6E-07	----	6.2E-09	2.7E-06	9.3E-10	2.7E-06
27	Nb-95	----	----	9.1E-06	1.1E-05	8.5E-05	7.2E-06	4.1E-06	8.7E-07	4.1E-06
28	Mo-93	5.2E-08	1.4E-06	----	4.4E-07	----	2.9E-09	3.1E-06	3.0E-08	3.1E-06
29	Tc-97	----	----	----	----	----	----	----	----	----
30	Tc-97m	----	----	----	----	----	----	----	----	----
31	Tc-98	----	----	----	----	----	----	----	----	----
32	Tc-99	1.6E-07	1.2E-07	1.3E-08	1.4E-08	----	1.1E-08	8.4E-08	1.1E-09	8.4E-08
33	Ru-103	----	----	2.5E-07	2.0E-07	----	1.9E-07	7.6E-08	1.5E-08	7.6E-08
34	Rh-101	----	----	----	----	----	----	----	----	----
35	Rh-102	----	----	4.6E-13	----	----	6.8E-12	----	----	----
36	Rh-102m	----	----	----	----	----	----	----	----	----
37	Pd-107	5.7E-10	----	5.4E-11	----	----	6.1E-11	----	----	----
38	Ag-108m	6.6E-02	3.3E-05	1.5E-03	1.0E-03	----	1.2E-03	3.0E-05	2.5E-05	3.0E-05
39	Ag-110m	----	----	8.0E-02	5.7E-02	2.5E-04	5.8E-02	7.6E-04	1.4E-03	7.6E-04
40	Cd-109	2.8E-08	----	1.6E-03	1.5E-04	----	1.5E-03	2.8E-09	1.6E-05	2.8E-09
41	Cd-113m	5.9E-08	----	1.2E-08	8.1E-09	----	1.2E-08	6.3E-09	4.0E-10	6.3E-09
42	Sn-121m	1.5E-06	1.6E-06	1.2E-10	6.6E-10	----	4.3E-05	1.4E-07	8.3E-08	1.4E-07
43	Sn-126	5.9E-09	----	4.5E-10	----	----	4.1E-10	----	----	----
44	Sb-124	----	----	7.8E-11	1.6E-06	1.3E-04	2.8E-02	----	2.2E-04	----
45	Sb-125	2.0E-06	2.3E-06	1.9E-06	4.2E-06	3.3E-04	1.7E-02	4.9E-05	7.8E-05	4.9E-05
46	Te-123m	----	----	----	----	----	2.3E-04	----	----	----
47	Te-129m	----	----	2.7E-09	----	----	2.1E-09	8.4E-10	----	8.4E-10
48	I-129	2.9E-10	----	2.2E-11	----	----	2.0E-11	----	----	----
49	Cs-134	1.2E-08	5.0E-05	3.3E-06	1.2E-02	5.3E-02	2.2E-06	1.1E-02	1.8E-03	1.1E-02
50	Cs-135	1.1E-08	----	1.1E-09	----	----	1.0E-09	1.2E-09	----	1.2E-09
51	Cs-137	5.3E-04	2.2E-04	7.5E-05	8.1E-05	1.7E-04	5.7E-05	5.5E-05	4.6E-06	5.5E-05
52	Ba-133	3.3E-04	3.0E-03	----	8.0E-06	2.1E-01	6.7E-06	1.5E-03	4.6E-06	1.5E-03
53	La-137	----	2.8E-07	----	----	----	2.9E-11	----	----	----
54	La-138	----	----	----	----	----	----	----	----	----
55	Pm-143	----	----	----	----	----	----	----	----	----
56	Pm-144	----	----	----	----	----	----	----	----	----
57	Pm-145	1.4E-05	2.1E-05	----	----	6.1E-05	3.0E-07	1.7E-05	3.6E-07	1.7E-05
58	Pm-146	1.0E-12	----	7.7E-13	----	----	7.8E-12	----	----	----
59	Pm-147	1.1E-06	4.8E-07	6.0E-05	7.0E-05	1.5E-04	4.6E-05	2.7E-05	5.3E-06	2.7E-05
60	Pm-148m	----	----	8.6E-10	----	----	7.6E-10	----	----	----
61	Sm-145	----	----	----	----	5.6E-05	3.2E-07	1.0E-05	5.1E-07	1.0E-05
62	Sm-146	----	----	----	----	----	----	----	----	----
63	Sm-147	----	----	----	----	----	1.8E-14	----	3.7E-11	----
64	Sm-151	7.3E-03	7.8E-03	5.2E-07	2.4E-06	2.5E-03	6.6E-06	9.5E-04	1.3E-05	9.5E-04
65	Eu-150	----	----	----	----	----	----	----	----	----
66	Eu-152	6.4E-02	3.8E+00	3.6E-08	3.6E-04	1.4E+00	7.0E-06	4.0E-01	1.6E-02	4.0E-01
67	Eu-154	6.7E-03	1.5E-01	5.3E-07	1.9E-05	7.8E-02	1.5E-04	1.9E-02	9.1E-04	1.9E-02
68	Eu-155	2.7E-04	3.0E-04	1.4E-06	1.5E-06	3.9E-03	6.4E-05	7.4E-04	2.7E-05	7.4E-04
69	Tb-157	1.1E-05	3.3E-05	----	1.0E-09	----	6.0E-08	----	1.7E-08	----
70	Tb-160	----	----	1.4E-10	6.1E-06	5.4E-04	3.5E-08	----	1.5E-09	----
71	Ho-163	----	----	----	----	----	----	----	----	----

表5.3.7 原子炉毎の放射化廃棄物の核種組成比の評価結果^{*1}(4/4)

原子炉 処分方法 種類	JRR-3		JRR-3M			JRR-4				
	ビット	トレンチ	ビット	トレンチ		ビット		トレンチ		
	金属等	コンクリート ^{*2}	金属類	金属類	コンクリート ^{*3}	金属類	コンクリート ^{*2}	金属類	コンクリート ^{*3*4}	
72	Ho-166m	5.2E-06	1.1E-04	----	5.2E-09	----	3.0E-08	8.1E-06	4.1E-08	8.1E-06
73	Tm-171	----	----	----	----	----	2.5E-14	----	----	----
74	Lu-173	----	----	----	----	----	----	----	----	----
75	Lu-174	----	----	----	----	----	----	----	----	----
76	Lu-176	----	----	----	----	----	----	----	----	----
77	Lu-177m	----	----	----	1.1E-09	----	8.6E-11	----	2.8E-07	----
78	Hf-172	----	----	----	----	----	----	----	----	----
79	Hf-178m	----	----	----	----	----	----	----	----	----
80	Hf-181	----	----	----	7.8E-09	----	5.0E-10	4.7E-06	8.9E-07	4.7E-06
81	Hf-182	----	----	----	----	----	----	----	----	----
82	Ta-179	----	----	----	----	----	----	----	----	----
83	Ta-182	----	----	----	5.1E-06	1.9E-03	4.4E-08	9.0E-10	1.6E-04	9.0E-10
84	Os-185	----	----	----	----	----	----	----	----	----
85	Os-194	----	----	----	----	----	----	----	----	----
86	Ir-192	----	----	----	----	----	----	----	----	----
87	Ir-192m	----	----	----	----	----	----	----	----	----
88	Pt-190	----	----	----	----	----	----	----	----	----
89	Pt-193	----	----	----	----	----	----	----	----	----
90	Tl-204	----	----	----	----	----	----	----	----	----
91	Pb-205	----	----	----	----	----	1.7E-05	----	----	----
92	Pb-210	----	----	----	----	----	----	----	----	----
93	Bi-207	----	----	----	----	----	----	----	----	----
94	Bi-208	----	----	----	----	----	6.7E-08	----	----	----
95	Bi-210m	1.9E-09	----	----	----	----	3.0E-08	----	----	----
96	Ra-226	----	----	----	----	----	----	----	----	----
97	Ra-228	----	----	----	----	----	----	----	----	----
98	Ac-227	----	----	----	----	----	----	----	----	----
99	Th-228	3.8E-11	----	1.4E-12	----	----	2.0E-12	----	----	----
100	Th-229	----	2.8E-08	----	----	----	4.8E-14	----	----	----
101	Th-230	----	----	----	----	----	----	----	----	----
102	Th-232	----	----	----	----	----	----	----	----	----
103	Pa-231	----	----	----	----	----	----	----	----	----
104	U-232	3.7E-11	----	1.7E-12	----	----	2.5E-12	----	----	----
105	U-233	----	8.5E-06	----	----	----	2.4E-11	----	----	----
106	U-234	----	----	----	----	----	----	----	----	----
107	U-235	----	----	----	----	----	----	----	----	----
108	U-236	3.6E-09	----	2.8E-10	----	----	2.2E-10	----	----	----
109	U-238	----	----	----	----	----	----	----	----	----
110	Np-235	----	----	----	----	----	----	----	----	----
111	Np-236	----	----	----	----	----	----	----	----	----
112	Np-237	6.9E-10	----	1.2E-11	----	----	3.0E-11	----	----	----
113	Pu-236	----	----	1.9E-14	----	----	1.3E-12	----	----	----
114	Pu-237	----	----	----	----	----	----	----	----	----
115	Pu-238	8.0E-07	----	7.2E-08	----	----	7.5E-08	----	----	----
116	Pu-239	1.7E-05	9.2E-06	1.4E-06	1.4E-06	----	1.4E-06	1.9E-06	9.7E-08	1.9E-06
117	Pu-240	4.8E-06	----	4.6E-07	----	----	3.6E-07	----	----	----
118	Pu-241	4.3E-05	----	1.5E-05	----	----	1.5E-05	----	----	----
119	Pu-242	5.0E-10	----	5.8E-11	----	----	3.5E-11	----	----	----
120	Pu-244	----	----	----	----	----	----	----	----	----
121	Am-241	4.5E-06	----	1.4E-07	----	----	1.5E-07	----	----	----
122	Am-242m	9.0E-09	----	7.0E-10	----	----	1.1E-09	----	----	----
123	Am-243	5.6E-10	----	2.3E-11	----	----	2.9E-11	----	----	----
124	Cm-241	----	----	----	----	----	----	----	----	----
125	Cm-242	7.4E-09	----	4.0E-07	----	----	3.0E-07	----	----	----
126	Cm-243	1.3E-09	----	7.6E-11	----	----	5.3E-11	----	----	----
127	Cm-244	3.8E-09	----	2.2E-10	----	----	4.7E-10	----	----	----
128	Cm-245	----	----	----	----	----	----	----	----	----
129	Cm-246	----	----	----	----	----	----	----	----	----
130	Cm-247	----	----	----	----	----	----	----	----	----
131	Cm-248	----	----	----	----	----	----	----	----	----
132	Cm-250	----	----	----	----	----	----	----	----	----
133	Bk-249	----	----	----	----	----	----	----	----	----
134	Cf-249	----	----	----	----	----	----	----	----	----
135	Cf-250	----	----	----	----	----	----	----	----	----
136	Cf-251	----	----	----	----	----	----	----	----	----
137	Cf-252	----	----	----	----	----	----	----	----	----
138	Cf-254	----	----	----	----	----	----	----	----	----
139	Es-254	----	----	----	----	----	----	----	----	----
140	Es-255	----	----	----	----	----	----	----	----	----

*1: 不純物として最初から含まれる天然の放射性核種の組成比は除いている。

*2: 鉄筋を含む。 *3: 鉄筋を含まない

*4: JRR-4では、トレンチ処分にコンクリートは区分されなかったが、ビット処分と同じ核種組成比を設定した。

表5.4.1 原子炉毎の汚染廃棄物の核種組成比の評価結果(1/4)

		JPDR				JRR-2			
		放射化	FP核種等	汚染① ^{*1+2}	汚染② ^{*1+2}	放射化	FP核種等	汚染① ^{*1+2}	汚染② ^{*1+2}
1	H-3	9.9E-03	1.2E-03	1.0E-02	1.1E+00	5.3E+00	2.0E-03	5.3E+00	7.3E+03
2	Be-10	9.3E-09	7.9E-11	9.3E-09	9.3E-09	2.7E-09	5.2E-11	2.8E-09	2.8E-09
3	C-14	4.4E-03	2.7E-06	4.4E-03	4.4E-03	1.1E-04	2.0E-09	1.1E-04	1.1E-04
4	Na-22	----	----	----	----	----	----	----	----
5	Al-26	----	----	----	----	----	----	----	----
6	Si-32	2.9E-11	----	2.9E-11	2.9E-11	2.1E-10	----	2.1E-10	2.1E-10
7	Cl-36	1.1E-04	----	1.1E-04	1.1E-04	7.2E-06	----	7.2E-06	7.2E-06
8	K-40	1.2E-10	----	1.2E-10	1.2E-10	1.4E-11	----	1.4E-11	1.4E-11
9	Ca-41	9.0E-07	----	9.0E-07	9.0E-07	3.0E-05	----	3.0E-05	3.0E-05
10	Sc-46	----	----	----	----	----	----	----	----
11	Mn-54	1.1E-10	----	1.1E-10	1.1E-10	6.2E-06	----	6.2E-06	6.2E-06
12	Fe-55	4.1E-02	----	4.1E-02	4.1E-02	4.4E-01	----	4.4E-01	4.4E-01
13	Fe-59	----	----	----	----	----	----	----	----
14	Co-58	----	----	----	----	----	----	----	----
15	Co-60	1.0E+00	----	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	----	1.0E+00	1.0E+00
16	Ni-59	1.7E-01	----	1.7E-01	1.7E-01	1.1E-03	----	1.1E-03	1.1E-03
17	Ni-63	1.5E+01	----	1.5E+01	1.5E+01	6.6E-02	----	6.6E-02	6.6E-02
18	Zn-65	----	----	----	----	3.9E-05	----	3.9E-05	3.9E-05
19	Se-79	5.9E-07	2.3E-06	1.0E-06	1.0E-06	1.5E-06	2.4E-07	2.4E-07	2.4E-07
20	Rb-87	----	6.5E-10	1.2E-10	1.2E-10	4.7E-10	7.7E-11	7.7E-11	7.7E-11
21	Sr-90	2.5E-05	8.6E-01	1.6E-01	1.6E-01	9.5E-01	1.6E-01	1.6E-01	1.6E-01
22	Zr-93	8.1E-08	5.2E-05	9.9E-06	9.9E-06	4.9E-12	3.7E-05	5.9E-06	5.9E-06
23	Zr-95	----	----	----	----	7.4E-18	1.2E-18	1.2E-18	1.2E-18
24	Nb-92	1.0E-09	----	1.0E-09	1.0E-09	7.1E-19	1.2E-19	1.2E-19	1.2E-19
25	Nb-93m	6.4E-08	4.1E-05	7.9E-06	7.9E-06	2.6E-12	2.3E-05	3.7E-06	3.7E-06
26	Nb-94	4.8E-03	1.4E-09	4.8E-03	4.8E-03	1.9E-06	3.9E-10	1.9E-06	1.9E-06
27	Nb-95	----	----	----	----	1.6E-17	2.7E-18	2.7E-18	2.7E-18
28	Mo-93	6.9E-05	----	6.9E-05	6.9E-05	1.5E-06	1.5E-06	1.5E-06	1.5E-06
29	Tc-97	----	----	----	----	----	----	----	----
30	Tc-97m	----	----	----	----	----	----	----	----
31	Tc-98	----	1.1E-11	2.0E-12	2.0E-12	6.1E-12	1.0E-12	1.0E-12	1.0E-12
32	Tc-99	1.7E-05	3.6E-04	8.6E-05	8.6E-05	2.1E-07	2.3E-04	3.7E-05	3.7E-05
33	Ru-103	----	----	----	----	----	----	----	----
34	Rh-101	----	----	----	----	----	----	----	----
35	Rh-102	----	----	----	----	8.4E-13	1.4E-13	1.4E-13	1.4E-13
36	Rh-102m	----	----	----	----	----	----	----	----
37	Pd-107	2.8E-11	1.0E-06	2.0E-07	2.0E-07	2.3E-07	3.8E-08	3.8E-08	3.8E-08
38	Ag-108m	5.1E-05	5.2E-11	5.1E-05	5.1E-05	7.6E-03	2.4E-11	7.6E-03	7.6E-03
39	Ag-110m	----	----	----	----	1.1E-05	1.0E-08	1.1E-05	1.1E-05
40	Cd-109	4.4E-13	----	4.4E-13	4.4E-13	6.0E-06	2.2E-13	6.0E-06	6.0E-06
41	Cd-113m	4.8E-09	1.0E-04	2.0E-05	2.0E-05	6.3E-05	1.0E-05	1.0E-05	1.0E-05
42	Sn-121m	2.9E-06	1.6E-06	3.2E-06	3.2E-06	7.9E-07	1.3E-07	1.3E-07	1.3E-07
43	Sn-126	4.6E-10	1.5E-05	2.8E-06	2.8E-06	5.5E-06	8.9E-07	8.9E-07	8.9E-07
44	Sb-124	----	----	----	----	1.5E-22	2.4E-23	2.4E-23	2.4E-23
45	Sb-125	2.6E-06	1.0E-05	4.5E-06	4.5E-06	7.4E-04	1.2E-04	1.2E-04	1.2E-04
46	Te-123m	----	----	----	----	1.1E-15	1.8E-16	1.8E-16	1.8E-16
47	Te-129m	----	----	----	----	----	----	----	----
48	I-129	1.8E-11	6.8E-07	1.3E-07	1.3E-07	3.4E-07	5.5E-08	5.5E-08	5.5E-08
49	Cs-134	5.8E-07	6.1E-07	6.9E-07	6.9E-07	6.6E-06	1.5E-02	2.5E-03	2.5E-03
50	Cs-135	9.9E-10	2.6E-05	4.9E-06	4.9E-06	2.6E-11	1.0E-05	1.7E-06	1.7E-06
51	Cs-137	2.9E-05	1.0E+00	1.9E-01	1.9E-01	4.2E-13	1.0E+00	1.6E-01	1.6E-01
52	Ba-133	1.4E-04	----	1.4E-04	1.4E-04	1.4E-05	----	1.4E-05	1.4E-05
53	La-137	1.1E-06	----	1.1E-06	1.1E-06	----	----	----	----
54	La-138	----	----	----	----	3.4E-15	5.6E-16	5.6E-16	5.6E-16
55	Pm-143	----	----	----	----	----	----	----	----
56	Pm-144	----	----	----	----	----	----	----	----
57	Pm-145	1.0E-08	----	1.0E-08	1.0E-08	6.3E-09	----	6.3E-09	6.3E-09
58	Pm-146	7.5E-13	6.0E-08	1.1E-08	1.1E-08	1.3E-07	2.1E-08	2.1E-08	2.1E-08
59	Pm-147	2.9E-08	1.7E-04	3.1E-05	3.1E-05	2.0E-14	3.4E-02	5.5E-03	5.5E-03
60	Pm-148m	----	----	----	----	----	----	----	----
61	Sm-145	----	----	----	----	1.3E-11	1.3E-11	1.3E-11	1.3E-11
62	Sm-146	----	6.6E-13	1.3E-13	1.3E-13	6.4E-13	1.0E-13	1.0E-13	1.0E-13
63	Sm-147	----	2.5E-10	4.8E-11	4.8E-11	5.9E-13	1.2E-10	2.0E-11	2.0E-11
64	Sm-151	7.5E-06	2.5E-02	4.7E-03	4.7E-03	2.2E-07	9.9E-04	1.6E-04	1.6E-04
65	Eu-150	----	3.1E-10	5.8E-11	5.8E-11	6.3E-12	1.0E-12	1.0E-12	1.0E-12
66	Eu-152	1.5E-03	1.6E-04	1.5E-03	1.5E-03	9.7E-06	7.2E-05	2.2E-05	2.2E-05
67	Eu-154	1.5E-04	9.6E-04	3.4E-04	3.4E-04	1.0E-05	3.0E-02	5.0E-03	5.0E-03
68	Eu-155	1.6E-06	2.5E-04	4.8E-05	4.8E-05	2.5E-06	7.8E-03	1.3E-03	1.3E-03
69	Tb-157	4.9E-06	----	4.9E-06	4.9E-06	----	----	----	----
70	Tb-160	----	----	----	----	5.0E-20	8.1E-21	8.1E-21	8.1E-21

表5.4.1 原子炉毎の汚染廃棄物の核種組成比の評価結果(2/4)

		JPDR				JRR-2			
		放射化	FP核種等	汚染① ^{*1*2}	汚染② ^{*1*2}	放射化	FP核種等	汚染① ^{*1*2}	汚染② ^{*1*2}
71	Ho-163								
72	Ho-166m	3.3E-05	1.5E-09	3.3E-05	3.3E-05	2.3E-07	1.4E-09	2.3E-07	2.3E-07
73	Tm-171	1.0E-11		1.0E-11	1.0E-11	2.0E-13	1.6E-13	2.3E-13	2.3E-13
74	Lu-173								
75	Lu-174								
76	Lu-176								
77	Lu-177m								
78	Hf-172								
79	Hf-178m								
80	Hf-181								
81	Hf-182	8.8E-13		8.8E-13	8.8E-13	1.0E-13		1.0E-13	1.0E-13
82	Ta-179								
83	Ta-182	8.8E-13		8.8E-13	8.8E-13	1.0E-13		1.0E-13	1.0E-13
84	Os-185								
85	Os-194								
86	Ir-192					2.7E-15		2.7E-15	2.7E-15
87	Ir-192m					2.7E-15		2.7E-15	2.7E-15
88	Pt-190								
89	Pt-193					9.8E-15		9.8E-15	9.8E-15
90	Tl-204								
91	Pb-205	1.6E-10		1.6E-10	1.6E-10				
92	Pb-210		4.4E-10	8.3E-11	8.3E-11		2.5E-11	4.0E-12	4.0E-12
93	Bi-207								
94	Bi-208								
95	Bi-210m								
96	Ra-226		1.3E-09	2.5E-10	2.5E-10		8.4E-11	1.4E-11	1.4E-11
97	Ra-228		1.7E-14	3.3E-15	3.3E-15		5.7E-15	9.3E-16	9.3E-16
98	Ac-227	1.8E-09	5.9E-09	2.9E-09	2.9E-09		7.7E-10	1.3E-10	1.3E-10
99	Th-228	3.2E-08	1.0E-07	5.1E-08	5.1E-08		3.6E-07	5.9E-08	5.9E-08
100	Th-229	1.6E-09	4.0E-12	1.6E-09	1.6E-09		1.5E-11	2.4E-12	2.4E-12
101	Th-230		1.4E-07	2.6E-08	2.6E-08		1.1E-08	1.8E-09	1.8E-09
102	Th-232		2.2E-14	4.1E-15	4.1E-15		8.2E-15	1.3E-15	1.3E-15
103	Pa-231	2.5E-09	1.2E-08	4.8E-09	4.8E-09		1.9E-09	3.1E-10	3.1E-10
104	U-232	3.0E-08	9.7E-08	4.8E-08	4.8E-08		3.5E-07	5.8E-08	5.8E-08
105	U-233	4.4E-07	1.0E-09	4.4E-07	4.4E-07		2.2E-10	3.6E-11	3.6E-11
106	U-234		3.3E-04	6.3E-05	6.3E-05		3.7E-05	6.1E-06	6.1E-06
107	U-235		1.2E-05	2.2E-06	2.2E-06		4.4E-07	7.2E-08	7.2E-08
108	U-236	1.4E-10	1.1E-05	2.0E-06	2.0E-06		6.5E-06	1.1E-06	1.1E-06
109	U-238		8.0E-05	1.5E-05	1.5E-05		2.7E-08	4.4E-09	4.4E-09
110	Np-235						4.7E-12	7.7E-13	7.7E-13
111	Np-236		7.6E-12	1.4E-12	1.4E-12		1.2E-12	1.9E-13	1.9E-13
112	Np-237	9.0E-11	3.0E-06	5.7E-07	5.7E-07		2.0E-06	3.3E-07	3.3E-07
113	Pu-236		3.1E-11	6.0E-12	6.0E-12		7.0E-09	1.1E-09	1.1E-09
114	Pu-237								
115	Pu-238	2.9E-08	2.0E-03	3.8E-04	3.8E-04		6.8E-03	1.1E-03	1.1E-03
116	Pu-239	1.5E-06	2.7E-02	5.1E-03	5.1E-03		2.1E-05	3.4E-06	3.4E-06
117	Pu-240	1.8E-07	7.7E-03	1.5E-03	1.5E-03		3.4E-05	5.6E-06	5.6E-06
118	Pu-241	1.1E-06	8.3E-02	1.6E-02	1.6E-02		1.6E-03	2.5E-04	2.5E-04
119	Pu-242	2.2E-12	6.5E-07	1.2E-07	1.2E-07		4.3E-08	7.0E-09	7.0E-09
120	Pu-244						1.1E-15	1.8E-16	1.8E-16
121	Am-241	1.4E-07	1.6E-02	3.1E-03	3.1E-03		6.0E-05	9.7E-06	9.7E-06
122	Am-242m	1.8E-10	1.4E-05	2.7E-06	2.7E-06		4.1E-07	6.6E-08	6.6E-08
123	Am-243	8.2E-13	5.9E-07	1.1E-07	1.1E-07		1.5E-07	2.5E-08	2.5E-08
124	Cm-241								
125	Cm-242	1.4E-10	1.2E-05	2.2E-06	2.2E-06		3.4E-07	5.5E-08	5.5E-08
126	Cm-243	2.4E-12	2.9E-07	5.5E-08	5.5E-08		1.7E-07	2.8E-08	2.8E-08
127	Cm-244	8.3E-13	1.1E-06	2.2E-07	2.2E-07		5.2E-06	8.4E-07	8.4E-07
128	Cm-245		5.6E-11	1.1E-11	1.1E-11		1.6E-10	2.6E-11	2.6E-11
129	Cm-246		9.8E-13	1.9E-13	1.9E-13		1.1E-10	1.8E-11	1.8E-11
130	Cm-247						1.3E-16	2.1E-17	2.1E-17
131	Cm-248						3.6E-16	5.9E-17	5.9E-17
132	Cm-250								
133	Bk-249						6.1E-17	9.9E-18	9.9E-18
134	Cf-249						1.2E-15	1.9E-16	1.9E-16
135	Cf-250						4.8E-15	7.9E-16	7.9E-16
136	Cf-251						2.7E-17	4.4E-18	4.4E-18
137	Cf-252						5.8E-16	9.4E-17	9.4E-17
138	Cf-254						1.6E-37	2.6E-38	2.6E-38
139	Es-254						1.6E-23	2.7E-24	2.7E-24
140	Es-255								

*1: 放射化核種とFP核種の寄与率を考慮した核種組成比

*2: 汚染①は、H-3の組成比に放射化計算の結果を用いているもの、汚染②は、H-3の組成比を廃液の組成比の結果から設定したもの

表5.4.1 原子炉毎の汚染廃棄物の核種組成比の評価結果(3/4)

		JRR-3				JRR-3M		JRR-4	
		放射化	FP核種等	汚染① ^{*1*2}	汚染② ^{*1*2}	放射化、汚染① ^{*1*2}	汚染② ^{*1*2}	放射化、汚染① ^{*1*2}	汚染② ^{*1*2}
1	H-3	1.7E+01	1.8E-03	1.7E+01	1.5E+04	9.7E-01	2.3E+03	3.0E-01	4.9E+02
2	Be-10	7.6E-10	6.1E-11	8.3E-10	8.3E-10	1.6E-06	1.6E-06	2.3E-09	2.3E-09
3	C-14	4.1E-04	2.3E-09	4.1E-04	4.1E-04	2.7E-05	2.7E-05	1.4E-05	1.4E-05
4	Na-22	----	----	----	----	----	----	----	----
5	Al-26	----	----	----	----	----	----	----	----
6	Si-32	4.7E-10	----	4.7E-10	4.7E-10	4.2E-10	4.2E-10	2.5E-11	2.5E-11
7	Cl-36	5.7E-06	----	5.7E-06	5.7E-06	1.3E-07	1.3E-07	2.8E-07	2.8E-07
8	K-40	1.6E-10	----	1.6E-10	1.6E-10	4.2E-10	4.2E-10	3.1E-10	3.1E-10
9	Ca-41	1.0E-04	----	1.0E-04	1.0E-04	1.5E-05	1.5E-05	9.1E-06	9.1E-06
10	Sc-46	----	----	----	----	1.9E-04	1.9E-04	7.8E-05	7.8E-05
11	Mn-54	1.3E-10	----	1.3E-10	1.3E-10	4.1E-02	4.1E-02	2.6E-02	2.6E-02
12	Fe-55	3.0E-02	----	3.0E-02	3.0E-02	9.2E-01	9.2E-01	6.7E-01	6.7E-01
13	Fe-59	----	----	----	----	2.2E-04	2.2E-04	1.2E-04	1.2E-04
14	Co-58	----	----	----	----	1.7E-03	1.7E-03	1.6E-03	1.6E-03
15	Co-60	1.0E+00	----	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00
16	Ni-59	2.6E-03	----	2.6E-03	2.6E-03	1.3E-04	1.3E-04	2.1E-04	2.1E-04
17	Ni-63	2.6E-01	----	2.6E-01	2.6E-01	2.3E-02	2.3E-02	3.0E-02	3.0E-02
18	Zn-65	6.0E-12	----	6.0E-12	6.0E-12	5.5E-02	5.5E-02	2.8E-02	2.8E-02
19	Se-79	1.5E-08	1.8E-06	2.0E-06	2.0E-06	1.3E-10	1.3E-10	7.3E-10	7.3E-10
20	Rb-87	----	4.5E-10	5.0E-10	5.0E-10	8.0E-16	8.0E-16	----	----
21	Sr-90	1.0E-04	7.3E-01	8.2E-01	8.2E-01	1.7E-05	1.7E-05	5.0E-06	5.0E-06
22	Zr-93	5.1E-09	3.8E-05	4.2E-05	4.2E-05	6.1E-10	6.1E-10	1.4E-10	1.4E-10
23	Zr-95	----	----	----	----	6.0E-06	6.0E-06	9.1E-07	9.1E-07
24	Nb-92	2.6E-12	----	2.6E-12	2.6E-12	1.5E-13	1.5E-13	2.5E-12	2.5E-12
25	Nb-93m	3.6E-09	2.7E-05	3.0E-05	3.0E-05	1.5E-10	1.5E-10	3.1E-11	3.1E-11
26	Nb-94	3.5E-06	2.8E-09	3.5E-06	3.5E-06	2.1E-07	2.1E-07	1.4E-07	1.4E-07
27	Nb-95	----	----	----	----	1.3E-05	1.3E-05	2.0E-06	2.0E-06
28	Mo-93	1.6E-06	----	1.6E-06	1.6E-06	1.7E-08	1.7E-08	2.5E-07	2.5E-07
29	Tc-97	----	----	----	----	----	----	----	----
30	Tc-97m	----	----	----	----	----	----	----	----
31	Tc-98	----	2.2E-12	2.4E-12	2.4E-12	5.0E-17	5.0E-17	3.1E-16	3.1E-16
32	Tc-99	8.8E-08	2.9E-04	3.2E-04	3.2E-04	5.7E-09	5.7E-09	5.6E-09	5.6E-09
33	Ru-103	----	----	----	----	6.4E-07	6.4E-07	5.7E-08	5.7E-08
34	Rh-101	----	----	----	----	----	----	----	----
35	Rh-102	----	----	----	----	1.4E-10	1.4E-10	2.4E-12	2.4E-12
36	Rh-102m	----	----	----	----	----	----	----	----
37	Pd-107	1.8E-10	1.8E-06	2.0E-06	2.0E-06	1.1E-10	1.1E-10	1.5E-11	1.5E-11
38	Ag-108m	1.1E-02	1.5E-10	1.1E-02	1.1E-02	6.4E-04	6.4E-04	4.3E-04	4.3E-04
39	Ag-110m	8.6E-12	7.6E-15	8.6E-12	8.6E-12	8.3E-02	8.3E-02	6.8E-02	6.8E-02
40	Cd-109	1.3E-08	----	1.3E-08	1.3E-08	7.6E-03	7.6E-03	6.4E-04	6.4E-04
41	Cd-113m	1.7E-08	1.4E-04	1.6E-04	1.6E-04	2.6E-08	2.6E-08	3.6E-09	3.6E-09
42	Sn-121m	6.9E-08	2.1E-06	2.4E-06	2.4E-06	6.7E-09	6.7E-09	4.9E-11	4.9E-11
43	Sn-126	1.5E-09	1.3E-05	1.4E-05	1.4E-05	4.0E-10	4.0E-10	6.7E-11	6.7E-11
44	Sb-124	----	----	----	----	1.4E-07	1.4E-07	6.4E-07	6.4E-07
45	Sb-125	1.2E-07	1.4E-04	1.5E-04	1.5E-04	1.2E-05	1.2E-05	7.2E-07	7.2E-07
46	Te-123m	----	----	----	----	1.4E-08	1.4E-08	5.7E-08	5.7E-08
47	Te-129m	----	----	----	----	5.9E-09	5.9E-09	6.4E-10	6.4E-10
48	I-129	7.2E-11	6.1E-07	6.8E-07	6.8E-07	1.6E-11	1.6E-11	2.3E-12	2.3E-12
49	Cs-134	7.2E-08	6.4E-05	7.2E-05	7.2E-05	2.8E-05	2.8E-05	7.3E-06	7.3E-06
50	Cs-135	1.9E-09	1.0E-05	1.1E-05	1.1E-05	2.5E-10	2.5E-10	9.0E-11	9.0E-11
51	Cs-137	1.3E-04	1.0E+00	1.1E+00	1.1E+00	4.0E-05	4.0E-05	6.3E-06	6.3E-06
52	Ba-133	9.3E-06	----	9.3E-06	9.3E-06	6.6E-07	6.6E-07	2.0E-06	2.0E-06
53	La-137	2.5E-08	----	2.5E-08	2.5E-08	1.2E-10	1.2E-10	1.2E-09	1.2E-09
54	La-138	----	----	----	----	----	----	----	----
55	Pm-143	----	----	----	----	----	----	----	----
56	Pm-144	----	----	----	----	----	----	----	----
57	Pm-145	6.1E-10	----	6.1E-10	6.1E-10	2.2E-08	2.2E-08	1.6E-09	1.6E-09
58	Pm-146	1.3E-12	2.4E-08	2.7E-08	2.7E-08	8.2E-11	8.2E-11	4.1E-12	4.1E-12
59	Pm-147	4.3E-07	2.0E-03	2.3E-03	2.3E-03	3.6E-05	3.6E-05	1.0E-05	1.0E-05
60	Pm-148m	----	----	----	----	1.3E-08	1.3E-08	5.7E-10	5.7E-10
61	Sm-145	----	----	----	----	2.7E-08	2.7E-08	1.1E-09	1.1E-09
62	Sm-146	----	2.3E-13	2.5E-13	2.5E-13	1.1E-16	1.1E-16	----	----
63	Sm-147	----	1.8E-10	2.0E-10	2.0E-10	1.8E-15	1.8E-15	9.3E-16	9.3E-16
64	Sm-151	7.3E-07	3.2E-03	3.6E-03	3.6E-03	1.2E-07	1.2E-07	8.4E-08	8.4E-08
65	Eu-150	----	1.2E-11	1.4E-11	1.4E-11	----	----	----	----
66	Eu-152	2.2E-05	9.1E-05	1.2E-04	1.2E-04	8.6E-08	8.6E-08	4.0E-07	4.0E-07
67	Eu-154	1.1E-05	7.8E-03	8.7E-03	8.7E-03	1.1E-05	1.1E-05	1.6E-06	1.6E-06
68	Eu-155	6.8E-07	1.1E-03	1.2E-03	1.2E-03	8.7E-06	8.7E-06	9.4E-07	9.4E-07
69	Tb-157	8.2E-08	----	8.2E-08	8.2E-08	5.2E-09	5.2E-09	6.3E-09	6.3E-09
70	Tb-160	----	----	----	----	1.3E-07	1.3E-07	3.9E-07	3.9E-07

表5.4.1 原子炉毎の汚染廃棄物の核種組成比の評価結果(4/4)

		JRR-3				JRR-3M		JRR-4	
		放射化	FP核種等	汚染① ^{*1*2}	汚染② ^{*1*2}	放射化、汚染① ^{*1*2}	汚染② ^{*1*2}	放射化、汚染① ^{*1*2}	汚染② ^{*1*2}
71	Ho-163	---	---	---	---	---	---	---	---
72	Ho-166m	8.4E-07	4.7E-09	8.5E-07	8.5E-07	1.1E-08	1.1E-08	4.0E-08	4.0E-08
73	Tm-171	1.0E-12	---	1.0E-12	1.0E-12	1.0E-10	1.0E-10	2.4E-10	2.4E-10
74	Lu-173	---	---	---	---	---	---	---	---
75	Lu-174	---	---	---	---	---	---	---	---
76	Lu-176	---	---	---	---	2.0E-12	2.0E-12	---	---
77	Lu-177m	---	---	---	---	2.5E-05	2.5E-05	5.4E-09	5.4E-09
78	Hf-172	---	---	---	---	---	---	---	---
79	Hf-178m	---	---	---	---	---	---	---	---
80	Hf-181	---	---	---	---	2.3E-02	2.3E-02	1.0E-08	1.0E-08
81	Hf-182	6.2E-14	---	6.2E-14	6.2E-14	4.9E-09	4.9E-09	1.1E-15	1.1E-15
82	Ta-179	---	---	---	---	---	---	---	---
83	Ta-182	6.2E-14	---	6.2E-14	6.2E-14	1.3E-01	1.3E-01	8.5E-08	8.5E-08
84	Os-185	---	---	---	---	---	---	---	---
85	Os-194	---	---	---	---	---	---	---	---
86	Ir-192	---	---	---	---	1.2E-10	1.2E-10	9.9E-13	9.9E-13
87	Ir-192m	---	---	---	---	5.9E-15	5.9E-15	1.9E-16	1.9E-16
88	Pt-190	---	---	---	---	---	---	---	---
89	Pt-193	---	---	---	---	3.7E-13	3.7E-13	5.7E-15	5.7E-15
90	Tl-204	---	---	---	---	---	---	---	---
91	Pb-205	5.9E-12	---	5.9E-12	5.9E-12	3.0E-13	3.0E-13	3.5E-13	3.5E-13
92	Pb-210	---	4.6E-11	5.1E-11	5.1E-11	---	---	---	---
93	Bi-207	---	---	---	---	---	---	---	---
94	Bi-208	---	---	---	---	---	---	---	---
95	Bi-210m	---	---	---	---	---	---	---	---
96	Ra-226	---	1.5E-10	1.6E-10	1.6E-10	---	---	---	---
97	Ra-228	---	6.5E-15	7.3E-15	7.3E-15	---	---	---	---
98	Ac-227	6.0E-12	8.2E-10	9.3E-10	9.3E-10	1.3E-15	1.3E-15	8.0E-13	8.0E-13
99	Th-228	3.3E-10	7.9E-08	8.8E-08	8.8E-08	4.3E-12	4.3E-12	2.9E-10	2.9E-10
100	Th-229	3.7E-11	1.4E-12	3.9E-11	3.9E-11	3.7E-14	3.7E-14	6.4E-13	6.4E-13
101	Th-230	1.8E-12	1.7E-08	1.9E-08	1.9E-08	3.0E-16	3.0E-16	---	---
102	Th-232	---	8.6E-15	9.6E-15	9.6E-15	---	---	---	---
103	Pa-231	9.1E-12	1.6E-09	1.8E-09	1.8E-09	1.2E-14	1.2E-14	2.8E-12	2.8E-12
104	U-232	3.1E-10	7.6E-08	8.6E-08	8.6E-08	5.1E-12	5.1E-12	2.9E-10	2.9E-10
105	U-233	1.1E-08	2.7E-10	1.2E-08	1.2E-08	3.5E-11	3.5E-11	4.0E-10	4.0E-10
106	U-234	6.6E-09	4.6E-05	5.1E-05	5.1E-05	3.3E-12	3.3E-12	1.3E-11	1.3E-11
107	U-235	2.5E-10	1.2E-06	1.4E-06	1.4E-06	---	---	---	---
108	U-236	7.1E-10	5.2E-06	5.8E-06	5.8E-06	2.7E-11	2.7E-11	2.1E-11	2.1E-11
109	U-238	6.9E-09	5.1E-05	5.7E-05	5.7E-05	---	---	---	---
110	Np-235	---	---	---	---	3.2E-14	3.2E-14	---	---
111	Np-236	---	7.5E-13	8.4E-13	8.4E-13	---	---	---	---
112	Np-237	1.9E-10	1.7E-06	1.9E-06	1.9E-06	2.9E-11	2.9E-11	1.1E-11	1.1E-11
113	Pu-236	---	7.5E-11	8.3E-11	8.3E-11	2.4E-11	2.4E-11	9.1E-13	9.1E-13
114	Pu-237	---	---	---	---	1.5E-13	1.5E-13	1.1E-16	1.1E-16
115	Pu-238	5.5E-07	5.5E-03	6.1E-03	6.1E-03	9.2E-07	9.2E-07	2.4E-08	2.4E-08
116	Pu-239	3.1E-06	2.1E-02	2.3E-02	2.3E-02	2.9E-07	2.9E-07	2.3E-07	2.3E-07
117	Pu-240	1.7E-06	1.7E-02	1.9E-02	1.9E-02	2.8E-07	2.8E-07	4.2E-08	4.2E-08
118	Pu-241	2.6E-05	3.0E-01	3.3E-01	3.3E-01	6.8E-05	6.8E-05	2.3E-06	2.3E-06
119	Pu-242	4.9E-10	5.5E-06	6.2E-06	6.2E-06	1.7E-09	1.7E-09	8.5E-12	8.5E-12
120	Pu-244	---	2.7E-14	3.0E-14	3.0E-14	---	---	---	---
121	Am-241	2.6E-06	3.0E-02	3.4E-02	3.4E-02	2.8E-07	2.8E-07	2.4E-08	2.4E-08
122	Am-242m	5.7E-09	6.0E-05	6.7E-05	6.7E-05	3.9E-09	3.9E-09	3.7E-10	3.7E-10
123	Am-243	6.5E-10	6.2E-06	6.9E-06	6.9E-06	1.6E-08	1.6E-08	1.8E-11	1.8E-11
124	Cm-241	---	---	---	---	---	---	---	---
125	Cm-242	4.7E-09	4.9E-05	5.5E-05	5.5E-05	5.5E-06	5.5E-06	6.5E-08	6.5E-08
126	Cm-243	1.5E-09	1.5E-05	1.7E-05	1.7E-05	8.7E-09	8.7E-09	2.3E-11	2.3E-11
127	Cm-244	4.8E-09	3.8E-05	4.2E-05	4.2E-05	8.1E-06	8.1E-06	6.8E-10	6.8E-10
128	Cm-245	---	1.2E-09	1.4E-09	1.4E-09	9.3E-10	9.3E-10	2.0E-14	2.0E-14
129	Cm-246	---	2.0E-10	2.3E-10	2.3E-10	1.5E-09	1.5E-09	2.1E-15	2.1E-15
130	Cm-247	---	---	---	---	1.1E-14	1.1E-14	---	---
131	Cm-248	---	---	---	---	1.4E-13	1.4E-13	---	---
132	Cm-250	---	---	---	---	---	---	---	---
133	Bk-249	---	---	---	---	3.0E-10	3.0E-10	---	---
134	Cf-249	---	---	---	---	2.0E-12	2.0E-12	---	---
135	Cf-250	---	---	---	---	3.3E-11	3.3E-11	---	---
136	Cf-251	---	---	---	---	2.0E-13	2.0E-13	---	---
137	Cf-252	---	---	---	---	1.2E-10	1.2E-10	---	---
138	Cf-254	---	---	---	---	---	---	---	---
139	Es-254	---	---	---	---	4.9E-14	4.9E-14	---	---
140	Es-255	---	---	---	---	---	---	---	---

*1: 放射化核種とFP核種の寄与率を考慮した核種組成比

*2: 汚染①は、H-3の組成比に放射化計算の結果を用いているもの、汚染②は、H-3の組成比を廃液の組成比の結果から設定したものの

表5.4.2 JPDRチャンネルボックス付着クラッドの分析データ*1

構成元素			放射性核種		
	重量			放射能量*2	組成比*3
	μg	%		Bq	
Fe	2180±20	57.9	Fe-55	(8.1±0.1)E+05	5.8E-01
Ni	1290±15	34.3	Ni-63	(2.1±0.1)E+05	1.5E-01
Cr	9.4±0.5	0.2	Co-60	(1.4±0.1)E+06	1.0E+00
Mn	173±5	4.6	Zn-65	(3.0±0.1)E+05	2.1E-01
Co	8.5±0.8	0.2	Mn-54	(1.4±0.1)E+05	1.0E-01
Zn	104±5	2.8	Cs-137	(4.1±0.1)E+01	2.9E-05
			Eu-152	(6.3±0.1)E+01	4.5E-05
			Eu-154	(3.9±0.1)E+01	2.8E-05
			Sb-125	(1.8±0.1)E+01	1.3E-05
			Pu-238	(5.9±0.1)E-02	4.2E-08
			Pu-239	(3.4±0.1)E-01	2.4E-07

*1: 参考文献[45]からの引用

*2: 1969年8月における放射能量

*3: Co-60の放射能量に対する比

表5.4.3 JRR-2構造物からの採取試料の放射能測定結果*1

		Bq/サンプル		
		Co-60*2	Cs-137*2	Cs-137 /Co-60*2
1	熱遮蔽系	1.3E+02	< 1.8E+00	1.4E-02
2		3.6E+02	< 2.6E+00	7.2E-03
3		1.1E+01	< 3.9E-01	3.5E-02
4		3.7E+00	< 2.5E-01	6.8E-02
5		3.1E+01	< 1.1E+00	3.5E-02
6		4.1E+01	< 1.3E+00	3.2E-02
7		1.4E+01	< 8.4E-01	6.0E-02
8		4.1E+01	< 1.3E+00	3.2E-02
9	被照射空気系	1.0E+01	< 2.9E-01	2.9E-02
10		8.5E+01	< 1.5E+00	1.8E-02
11	Ar減衰ダクト	< 3.1E-01	< 2.2E-01	
12	重水精製系	1.0E+03	< 2.5E+00	2.5E-03
13		1.9E+02	< 2.0E+00	1.1E-02
14	ヘリウム系	< 5.5E-01	7.8E-01	1.4E+00
15	一次冷却系	6.5E+02	< 1.9E+00	2.9E-03
16		5.0E+02	2.3E+00	4.6E-03
17		1.1E+02	< 8.8E-01	8.0E-03
18		5.9E+02	< 3.5E+00	5.9E-03
19		7.6E+01	< 1.5E+00	2.0E-02
20	重水ドレン系	4.8E+01	< 1.1E+00	2.3E-02
21		8.6E+02	7.0E+00	8.1E-03
22	非常用重水補給設備	2.0E+00	< 2.2E-01	1.1E-01
23		2.1E+01	< 8.6E-01	4.1E-02
24		4.3E+00	< 6.6E-01	1.5E-01
25		3.0E+01	< 1.1E+00	3.7E-02
26	その他	1.4E+02	< 1.9E+00	1.4E-02
27		1.5E+03	< 4.5E+00	3.0E-03
28		2.1E+02	2.9E+00	1.4E-02
29		8.1E+02	2.4E+01	3.0E-02
30		7.7E+02	2.0E+01	2.6E-02
31		1.5E+03	< 5.5E+00	3.7E-03
32		2.1E+02	< 2.3E+00	1.1E-02
33		1.5E+03	< 5.6E+00	3.7E-03
34		1.1E+03	< 4.3E+00	3.9E-03
35		1.5E+02	< 1.1E+00	7.3E-03
平均*2 (H10年11月)				6.7E-02
平均*3 (H18年12月)				1.6E-01

*1: 平成10年11月においてJRR-2を管理している部署において測定したデータ

*2: 検出限界以下のデータを含む

*3: 平成10年11月のCs-137/Co-60の比を平成18年12月時点の比に換算した。

表5.4.4 JRR-3における冷却水中の核種組成比*1

核種	半減期	核種組成比*2
Cr-51	2.4E+01 d	5.2E-01
Mn-56	2.7E+00 h	6.2E+00
Co-60	5.3E+00 y	1.0E+00
Na-24	1.5E+01 h	4.9E+01
Tc-99m	6.0E+00 h	8.7E+01
Ce-141	3.3E+01 d	1.8E+00
Ba-139	8.6E+01 m	1.5E+02
Ce-143	1.3E+00 d	1.9E+00
I-131	8.0E+00 d	6.2E+00
I-133	2.0E+01 h	5.1E+01
Ba-140	1.2E+01 d	5.8E+00
La-142	1.2E+00 h	1.9E+02
Cs-137	3.0E+01 y	4.3E-02
Zr-95	6.4E+01 d	1.7E-01
Zr-97	1.7E+01 h	2.2E+00
Sr-91	9.4E+00 h	8.2E+01
I-132	2.3E+00 h	2.5E+01
I-134	5.1E+01 m	6.3E+01
I-135	6.4E+00 h	5.9E+01
Sr-92	2.8E+00 h	8.1E+01
Cs-138	3.0E+01 m	2.5E+02

*1: 1974年5月に冷却水(重水)を測定した結果を基に評価

*2: 各核種の放射能濃度 / Co-60の放射能濃度

表5.4.5 JRR-2、JRR-3M、JRR-4における年度毎の放出廃液中の放射能*1

年度	JRR-2			JRR-3m			JRR-4		
	①	②	③	④	⑤	④/⑤	⑥	⑦	⑥/⑦
	H-3 Bq/y	Co-60 Bq/y	Gross γ Bq/y	H-3 Bq/y	Co-60 Bq/y		H-3 Bq/y	Co-60 Bq/y	
S57	7.0E+09	—*2	1.0E+07				2.6E+08		
S58	2.1E+10	—*2	7.4E+06				5.2E+08	4.8E+05	1.1E+03
S59	7.8E+09	—*2	1.5E+07				4.4E+08	***#3	
S60	2.5E+09	—*2	7.4E+06				3.2E+07	1.0E+05	3.2E+02
S61	3.7E+10	—*2	1.7E+07				2.7E+07	***#3	
S62	1.0E+10	—*2	1.0E+07				1.3E+08	1.4E+06	9.5E+01
S63	1.1E+12	—*2	2.2E+07				5.2E+08	***#3	
H1	8.6E+09	—*2	1.2E+07	1.8E+10	1.4E+07	1.3E+03	4.0E+09	***#3	
H2	5.4E+09	1.9E+06		3.4E+09	2.6E+06	1.3E+03	1.3E+09	2.2E+06	5.9E+02
H3	3.5E+09	1.4E+06		1.8E+10	1.4E+07	1.3E+03	1.8E+09	1.6E+06	1.1E+03
H4	2.7E+10	1.2E+06		5.1E+10	7.8E+06	6.5E+03	7.0E+07	—*2	
H5	1.9E+09	6.3E+05		4.7E+09	3.3E+06	1.4E+03	1.2E+08	—*2	
H6	9.1E+08	3.2E+05		2.7E+09	4.3E+05	6.3E+03	3.3E+08	—*2	
H7	4.8E+08	7.4E+05		1.9E+09	5.0E+05	3.8E+03	8.4E+08	1.3E+06	6.5E+02
H8	7.7E+08	2.0E+05		3.5E+09	5.2E+05	6.7E+03	1.8E+08	2.5E+05	7.2E+02
H9	3.1E+08	1.5E+05		4.8E+09	2.0E+06	2.4E+03	2.6E+08	4.1E+05	6.3E+02
H10	1.1E+08	4.4E+04		2.9E+09	1.9E+06	1.5E+03	—*2	***#3	
H11	6.3E+07	4.4E+04		1.7E+09	1.4E+06	1.2E+03	—*2	***#3	
H12				1.9E+09	2.5E+06	7.6E+02	1.2E+08	***#3	
H13				1.2E+09	1.5E+06	8.0E+02	1.0E+08	3.3E+05	3.0E+02
H14				2.4E+08	4.9E+05	4.9E+02	2.6E+08	7.5E+05	3.5E+02
H15				1.3E+09	9.4E+05	1.4E+03	2.3E+07	7.4E+04	3.1E+02
H16				5.3E+08	2.1E+05	2.5E+03	3.9E+07	***#3	
H17				6.5E+08	4.5E+05	1.4E+03	5.6E+07	1.7E+05	3.3E+02
H18				1.3E+09	1.0E+06	1.3E+03	3.9E+07	4.1E+05	9.5E+01
H19				3.9E+08	1.3E+06	3.0E+02	3.6E+07	1.2E+05	3.0E+02
平均値				4.4E+03		2.3E+03			4.9E+02 *4
				7.3E+03 *5					

*1: 研究炉の管理年報から引用。

*2: 値が示されていない。

*3: 検出限界以下。

*4: H-3とCo-60が検出されている年度に対する平均値を求めた。

*5: JRR-2では、運転が停止されているため、H-3とCo-60の核種組成比が平成11年度末のものと考え、放射化計算時(平成18/12)の核種組成比に換算した。

表5.4.6 JRR-3における年度毎の放出廃液中の放射能*1

年度	①	②	③	④	①/④*2
	H-3 (Bq/y)	Cs-137 (Bq/y)	その他 (Bq/y)	合計(H-3を除く) (Bq/y)	
S48	7.0E+07			2.0E+08	3.5E-01
S49	2.7E+07			1.2E+08	2.2E-01
S50	5.9E+09	5.2E+06	3.1E+07	3.7E+07	1.6E+02
S51	3.7E+11	1.0E+07	3.3E+07	4.3E+07	8.6E+03
S52	1.6E+10			3.7E+06	4.3E+03
S53	2.5E+09			3.4E+07	7.2E+01
S54	2.6E+10			4.8E+07	5.5E+02
S55	1.0E+10			1.6E+06	6.1E+03
S56	4.4E+10	1.5E+07			
S57	3.7E+09	1.0E+07			
S58	9.3E+09	9.6E+06			
平均(S58)					2.5E+03
平均(H20.3)*3					1.5E+04

*1: 研究炉の管理年報から引用。

*2: Co-60の放射能濃度が示されていないため、合計の放射能濃度をCo-60の放射能濃度として放射能濃度比を評価した。

*3: 組成比(①/④)の平均値を昭和58年度末の組成比と考え、減衰を考慮し平成19年度末の組成比換算した。

表6.1.1 PIEの試験依頼目的の区分*1

施設	依頼目的の区分	計算における依頼目的の区分
ホットラボ	発電炉(軽水炉)燃料及びATR燃料のNSRRパルス照射燃料試験*2	①*2②*2
	JMTR予備照射燃料のNSRRパルス照射燃料試験	③
	軽水炉材料試験	④
	HTTR燃料試験	⑤
	HTTR材料試験	⑥
	日本原子力発電GCR燃料試験	⑦
	日本原子力発電GCR材料試験	⑧
	核融合炉材料試験	⑨
	研究炉燃料試験	⑩
	研究炉材料試験	⑪
	Mg等添加高燃焼度燃料試験	⑬
その他の試験	⑮	
燃料試験施設	発電炉(軽水炉)燃料集合体試験。 発電炉で照射された試験燃料の照射後試験。	①
	ATR(ふげん)燃料集合体試験	②
	NSSRRパルス照射燃料試験	①*2②*2
	炭化物燃料及び窒化物燃料試験	⑫
	U-ROX燃料試験	⑭*3
	イナートマトリックス燃料試験	
	高燃焼度ディスク燃料試験	
	アクチノイド水素化物燃料試験	
	ハルデン照射燃料試験	⑮
その他の試験		

*1: 燃焼・放射化計算条件及び結果を整理するために、照射後試料をPIEの主な試験依頼目的毎に区分した。

*2: 燃焼・放射化計算においては、燃料試験施設の発電炉燃料集合体等の試験と燃料の種類、照射された炉が同じに区分できるため、発電炉(軽水炉)及びATR燃料集合体等の照射後試験に含めた。

*3: 試験条件の数が少なかったため、一つに取りまとめた。

表6.1.2 照射後試験試料の放射化計算に用いた材料組成(2/4)

原子番号	元素	材料組成(wt%)										
		2+1/4Cr-Mo鋼 ^{*13}	インコイ800H (NCF800)	ジルカロー4 ^{*15}	ジルカロー2 ^{*16}	フェライト鋼 (F82H) ^{*17}	A533B	Ti合金	2相ステンレス鋼 (AF3)	Nb1%-Zr	Mo ^{*24}	低炭素鋼 JAPC鋼材 ^{*4}
1	H			2.5E-03	2.5E-03			2.6E-03 ^{*20}		4.0E-04 ^{*22}	5.0E-04	
3	Li						3.0E-05 ^{*12}					3.0E-05
4	Be											
5	B		3.0E-04 ^{*15}	5.0E-05	5.0E-05	2.0E-04						
6	C	1.5E-01	7.0E-02 ^{*14}	2.7E-02	2.7E-02	9.0E-02	2.4E-01 ^{*18}	6.0E-03 ^{*20}	1.6E-02 ^{*21}	7.0E-03 ^{*22}	3.0E-03	9.1E-02
7	N			8.0E-03	8.0E-03	8.0E-03	9.6E-03 ^{*17}	4.5E-03 ^{*20}	1.5E-02 ^{*21}	2.0E-03 ^{*22}	1.0E-03	5.7E-03
8	O							7.7E-02 ^{*20}		9.0E-03 ^{*22}	5.0E-03	
11	Na						2.3E-03 ^{*12}					2.3E-03
12	Mg							4.7E-04 ^{*19}				
13	Al	1.9E-02	2.6E-01 ^{*14}	7.5E-03	7.5E-03	3.0E-03	3.3E-02 ^{*12}	6.1E+00 ^{*19}				6.0E-02
14	Si	1.0E-01	3.1E-01 ^{*14}	1.2E-02	1.2E-02	1.1E-01	4.1E-01 ^{*18}		4.9E-01 ^{*21}	1.0E-03 ^{*22}		3.0E-01
15	P	3.0E-03	1.0E-02 ^{*14}			3.0E-03	2.8E-02 ^{*18}		1.4E-02 ^{*21}			4.0E-02
16	S		1.0E-03 ^{*14}			2.0E-03	2.3E-02 ^{*18}		2.0E-03 ^{*21}			2.4E-02
17	Cl						4.0E-03 ^{*12}					1.0E-03
19	K						1.2E-03 ^{*12}					4.9E-06
20	Ca						1.4E-03 ^{*12}	9.2E-04 ^{*19}				2.8E-06
21	Sc						2.6E-05 ^{*12}					1.7E-06
22	Ti		5.5E-01 ^{*14}	5.0E-03	5.0E-03	1.0E-02	2.0E-04 ^{*12}	9.0E+01		1.0E-03 ^{*22}		6.1E-04
23	V	1.0E-02				1.9E-01	1.0E-02 ^{*17}	3.9E+00 ^{*19}				8.0E-03
24	Cr	2.5E+00	2.1E+01 ^{*14}	1.0E-01	1.0E-01	7.9E+00	1.7E-01 ^{*18}		2.1E+01 ^{*21}			2.5E-01
25	Mn	5.7E-01	8.2E-01 ^{*14}	5.0E-03	5.0E-03	1.6E-01	1.5E+00 ^{*18}		9.7E-01 ^{*21}			1.5E+00
26	Fe	9.5E+01	4.3E+01	2.1E-01	1.4E-01	8.9E+01	9.6E+01 ^{*12}	3.0E-02 ^{*19}	6.6E+01	1.0E-03 ^{*22}		9.7E+01
27	Co	6.0E-03		2.0E-03	2.0E-03	5.0E-03	9.0E-03 ^{*17}		1.7E-03 ^{*21}			1.4E-02
28	Ni	1.7E-01	3.4E+01 ^{*14}	7.0E-03	5.5E-02	2.0E-02	8.4E-01 ^{*18}	1.5E-02 ^{*20}	8.9E+00 ^{*21}	1.0E-03 ^{*22}		1.6E-01
29	Cu	1.0E-02	1.0E-02 ^{*14}	5.0E-03	5.0E-03	1.0E-02	1.6E-01 ^{*18}					2.0E-01
30	Zn						1.0E-02 ^{*12}					1.6E-03
31	Ga						8.0E-03 ^{*12}					8.0E-03
33	As	2.0E-03					5.3E-02 ^{*12}					5.3E-02
34	Se						7.0E-05 ^{*12}					1.0E-05
35	Br						8.5E-05 ^{*12}					8.5E-05
37	Rb						4.8E-03 ^{*12}					4.8E-03
38	Sr						1.5E-05 ^{*12}					1.5E-05
39	Y						2.0E-03 ^{*12}					2.0E-03
40	Zr			9.8E+01	9.8E+01		1.0E-03 ^{*12}			1.0E+00 ^{*22}		5.7E-03
41	Nb					2.0E-04	1.9E-03 ^{*12}			9.9E+01		1.6E-05
42	Mo	1.1E+00				3.0E-03	5.3E-01 ^{*18}		2.5E+00 ^{*21}	3.0E-03 ^{*22}	1.0E+02	4.5E-02
46	Pd											
47	Ag						2.0E-04 ^{*12}					2.0E-04
48	Cd			5.0E-05	5.0E-05							
49	In											
50	Sn	1.0E-02		1.5E+00	1.5E+00							
51	Sb						1.1E-03 ^{*12}					1.1E-03
55	Cs						2.0E-05 ^{*12}					1.0E-06
56	Ba						2.7E-02 ^{*12}					2.0E-06
57	La						1.0E-05 ^{*12}					1.0E-05
58	Ce						1.0E-04 ^{*12}					2.0E-06
62	Sm						1.7E-06 ^{*12}					2.0E-06
63	Eu						3.1E-06 ^{*12}					1.0E-06
64	Gd											
65	Tb						4.5E-05 ^{*12}					1.0E-06
66	Dy											
67	Ho						8.0E-05 ^{*12}					1.0E-06
68	Yb						1.0E-04 ^{*12}					1.0E-04
69	Lu						2.0E-05 ^{*12}					2.0E-05
72	Hf		1.0E-02	1.0E-02			2.1E-05 ^{*12}			2.4E-03 ^{*23}		2.1E-05
73	Ta					4.0E-02	1.3E-05 ^{*12}			7.0E-02 ^{*22}		3.0E-06
74	W		1.0E-02	1.0E-02	2.0E+00	5.5E-04 ^{*12}				7.0E-03 ^{*22}		1.5E-03
75	Re											
82	Pb						8.2E-02 ^{*12}					8.2E-02
83	Bi											

*13: 既存報告書[55]より。 *14: 内部調査より。 *15: 既存報告書[56]より。 *16: JIS H4751-1981より。 *17: 既存報告書[57]より。 *18: 既存報告書[58]より。 *19: 内部調査より。 *20: 内部調査より。 *21: *22: 既存報告書[59]より。 *23: 内部調査より。 *24: 内部調査より。

表6.1.2 照射後試験試料の放射化計算に用いた材料組成(3/4)

原子番号	元素	材料組成(wt%)										
		コンクリート ^{*1}	改良ジルカロイ-4(M5)	改良ジルカロイ-4(MDA)	改良ジルカロイ-4(ND)	改良ジルカロイ-4(ZIRLO)	フェライト鋼(窒化物燃料) ^{*28}	V合金 ^{*29}	鉄基合金 ^{*30}	Ti-Al合金 ^{*31}	Fe-Cr合金 ^{*32} (Fe-50Cr-8WHP)	Fe-Cr合金 (Fe-18Cr-HP)
1	H	5.9E-01	2.5E-03 *25	2.5E-03 *25	2.5E-03 *25	2.5E-03 *25				5.0E-03		
3	Li	1.5E-03										
4	Be											
5	B	2.0E-03	5.0E-05 *25	5.0E-05 *25	5.0E-05 *25	5.0E-05 *25		5.0E-04	6.0E-02	5.6E-05	4.6E-05 *33	
6	C	1.3E-01	2.7E-02 *25	2.7E-02 *25	2.7E-02 *25	2.7E-02 *25	1.0E-01	6.2E-03		1.1E-03	5.0E-04 *34	
7	N	1.2E-02	8.0E-03 *25	8.0E-03 *25	8.0E-03 *25	8.0E-03 *25	5.0E-02	1.1E-02		1.6E-02	6.7E-04	5.0E-04 *34
8	O	4.9E+01								4.5E-01	5.4E-03	6.3E-03 *34
11	Na	1.4E+00						2.0E-04				
12	Mg							1.0E-03				
13	Al	5.1E+00	7.5E-03 *25	7.5E-03 *25	7.5E-03 *25	7.5E-03 *25		1.7E-02	3.4E+01	1.0E-03	2.4E-04 *33	
14	Si	3.3E+01	1.2E-02 *25	1.2E-02 *25	1.2E-02 *25	1.2E-02 *25	1.0E-01	5.6E-02	1.2E-01	7.0E-02	2.0E-03 *33	
15	P	5.0E-05						3.0E-03	1.5E-02		4.4E-04	4.3E-04 *33
16	S	1.3E-01						1.5E-03			3.6E-04	3.0E-04 *34
17	Cl	1.3E-03						2.5E-04				
19	K	1.6E+00						3.0E-04				
20	Ca	7.1E+00						7.5E-04				
21	Sc	6.5E-04										
22	Ti	1.4E-01	5.0E-03 *25	5.0E-03 *25	5.0E-03 *25	5.0E-03 *25		4.0E+00		6.6E+01	2.0E-03	2.5E-04 *33
23	V	1.0E-02					2.0E-01	9.2E+01				
24	Cr	1.5E-02		1.0E-01 *27	1.6E-01 *27	*27	1.1E+01	3.8E+00			5.0E+01	1.8E+01 *34
25	Mn	4.1E-02	5.0E-03 *25	5.0E-03 *24	5.0E-03 *25	5.0E-03 *25	5.3E-01			1.0E-03	2.6E-04 *33	
26	Fe	1.9E+00	3.8E-02 *26	2.0E-01 *27	2.7E-01 *27	1.0E-01 *27	8.5E+01	2.2E-02	1.0E+02	2.0E-02	4.2E+01	8.2E+01
27	Co	6.6E-04	2.0E-03 *25	2.0E-03 *25	2.0E-03 *25	2.0E-03 *25	1.0E-02					
28	Ni	1.2E-03			1.0E-02 *27		4.0E-01		1.1E-01		2.0E-03	6.7E-04 *33
29	Cu	1.6E-03	5.0E-03 *25	5.0E-03 *25	5.0E-03 *25	5.0E-03 *25		5.0E-03	3.5E-02	5.0E-03	2.0E-03	6.9E-04 *33
30	Zn	6.9E-03						1.8E-02				
31	Ga	8.8E-04						1.0E-04				
33	As	7.9E-04										
34	Se	9.2E-05										
35	Br	2.4E-04										
37	Rb	3.5E-03										
38	Sr	4.4E-02										
39	Y	1.8E-03										
40	Zr	1.5E-02	9.9E+01	9.8E+01	9.8E+01	9.8E+01						
41	Nb	1.2E-03	1.0E+00 *26	5.0E-01 *27	1.0E-01 *27	1.0E+00 *27	5.0E-02	6.9E-03				
42	Mo	2.0E-04					5.0E-01			2.0E-03	1.5E-04 *33	
46	Pd	3.0E-04										
47	Ag	2.0E-05						1.7E-04				
48	Cd	1.0E-04	5.0E-05 *25	5.0E-05 *25	5.0E-05 *25	5.0E-05 *25						
49	In											
50	Sn	2.0E-04		8.0E-01 *27	1.0E+00 *27	1.0E+00 *27						
51	Sb	3.0E-04										
55	Cs	2.0E-04										
56	Ba	4.0E-02										
57	La	1.3E-03										
58	Ce	2.4E-03										
62	Sm	5.0E-04										
63	Eu	5.9E-05										
64	Gd											
65	Tb	4.1E-05										
66	Dy	2.3E-04										
67	Ho	3.0E-05										
68	Yb	1.4E-04										
69	Lu	2.7E-05										
72	Hf	2.5E-04	1.0E-02 *25	1.0E-02 *25	1.0E-02 *25	1.0E-02 *25						
73	Ta	4.4E-05										
74	W	1.4E-04	1.0E-02 *25	1.0E-02 *25	1.0E-02 *25	1.0E-02 *25	2.0E+00			8.0E+00		
75	Re											
82	Pb	6.1E-03										
83	Bi	3.5E-04										

*25:ジルカロイ-4と同じとした。*26:参考文献[60]より。*27:参考文献[61]より。*28:報告書[62]より。*29:V-4Cr-4Tiで計算した。元素組成は、参考文献[63]より。*30:内部調査より。*31:参考文献[64]より。
*32:参考文献[65]から引用した。*33:Fe-50Cr-8WHPの値を代用した。*34:参考文献[66]から引用した。

表6.1.2 照射後試験試料の放射化計算に用いた材料組成(4/4)

原子番号	元素	材料組成(wt%)																			
		オーステナイト鋼 (AF5) ^{*35}	Ti-Al-V合金 (Ti-35Al-10V)	SiC ^{*39}	スピネル系 材料 ^{*40}	W-2Re ^{*40}	Mo-10Re ^{*40}	Mo-C ^{*41}	YBa ₂ Cu ₃ O ₇	(Bi,Pb) ₂ Sr ₂ Ca ₂ Cu ₃ O ₁₀											
1	H		9.0E-05 ^{*37}																		
3	Li																				
4	Be																				
5	B																				
6	C	1.3E-02	1.0E-02 ^{*37}	3.1E+01					2.9E-02												
7	N	1.4E-02	1.0E-02 ^{*37}																		
8	O		3.8E-02 ^{*36}	2.0E-01	4.6E+01						1.7E+01	1.1E+01									
11	Na																				
12	Mg		4.7E-04 ^{*38}		7.0E+00																
13	Al		2.6E+01 ^{*36}		4.7E+01																
14	Si	4.9E-01		6.9E+01																	
15	P	1.5E-02																			
16	S	2.0E-03																			
17	Cl																				
19	K																				
20	Ca		9.2E-04 ^{*38}									5.6E+00									
21	Sc																				
22	Ti		6.1E+01																		
23	V		1.3E+01 ^{*36}																		
24	Cr	1.7E+01																			
25	Mn	1.0E+00																			
26	Fe	6.6E+01	1.3E-01 ^{*37}																		
27	Co	1.7E-03																			
28	Ni	1.3E+01																			
29	Cu										2.9E+01	1.3E+01									
30	Zn																				
31	Ga																				
33	As																				
34	Se																				
35	Br																				
37	Rb																				
38	Sr											1.2E+01									
39	Y										1.3E+01										
40	Zr																				
41	Nb																				
42	Mo	2.5E+00							9.0E+01	1.0E+02											
46	Pd																				
47	Ag																				
48	Cd																				
49	In																				
50	Sn																				
51	Sb																				
55	Cs																				
56	Ba										4.1E+01										
57	La																				
58	Ce																				
62	Sm																				
63	Eu																				
64	Gd																				
65	Tb																				
66	Dy																				
67	Ho																				
68	Yb																				
69	Lu																				
72	Hf																				
73	Ta																				
74	W								9.8E+01												
75	Re								2.0E+00	1.0E+01											
82	Pb																				
83	Bi											2.9E+01									

*35: 内部調査より。 *36: 参考文献[67]より。 *37: 既存報告書[68]より。 *38: 既存報告書[69]より。 *39: 参考文献[70]より。 *40: 化学形から計算で求めた。 *41: 内部調査より化学形を調べ、計算により求めた。

表6.1.3 発電炉燃料集合体(照射燃料を含む)に係る照射後試料の燃焼・放射化計算条件 (1/3)
 依頼目的 ①-1 PWR照射後試料

計算 No	施設	試験燃料の 燃焼度の 範囲*1 (GWd/t)	計算燃 焼度*1 (GWd/t)	計算照射 期間*2 (day)	比出力*2 (MW/t)	ORIGEN のライブラ リ-	燃料種類	濃縮度 *3 (wt%)	燃焼・放射化計算対象								
									被覆管及びキャプセル							燃料試料	
									ジルカロイ -4*5	MDA	ZIRLO	NDA	M5	ジルカロイ -4	SUS304	インコネル -718	
1	ホットラボ	30~40	35	9.97E+02	35	PWRUE	UO2	4.1	○	--	--	--	--	--	--	--	--
	燃試								○	--	--	--	○	○	○		
2	ホットラボ	40~50	45	1.21E+03	37	PWRUE	UO2	4.1	○	--	--	--	--	--	--	--	--
	燃試								○	--	--	--	--	--	○	○	
3	ホットラボ	50~60	55	1.52E+03	36	PWRUE	UO2	4.5	○	--	--	--	--	--	--	--	○
	燃試								○	--	--	--	○	--	--	--	--
4	燃試	60~70	65	1.57E+03	42	PWRUE	UO2	4.5	○	--	--	○	○	○	○	○	○
	燃試	70~80	75	2.11E+03	36	PWRUE	UO2	4.5	○	--	--	○	○	○	○	○	○

*1: 各試験燃料を10GWd/t毎に区分し、各区分の中央値の燃焼度で計算を実施した。

*2: 各区分における比出力(燃焼度/照射時間)の平均値を計算の比出力とし、照射時間は、計算燃焼度/比出力とした。

*3: 各区分の試験燃料において、最も高い濃縮度を計算条件とした

*4: 燃料集合体の材料試験

*5: 1.3wt%Snのジルカロイ-4を含む

表6.1.3 発電炉燃料集合体(照射燃料を含む)に係る照射後試料の燃焼・放射化計算条件 (2/3)
 依頼目的①-2 BWR照射後試料

計算 No	施設	試験燃料等の 燃焼度の範囲 *1 (GWd/t)	計算燃焼度 *1 (GWd/t)	計算照射期間 *2 (day)	比出力*2 (MW/t)	ORIGENのライ ブライ-	燃料種類	濃縮度 *3 (wt%)	計算対象	
									燃料試料	被覆管
6	ホットラボ	20~30	2.5E+01	1.12E+03	2.2E+01	BWRUE	UO2	3.4	○	ジルカロイ-2
	燃試									
7	燃試	30~40	3.5E+01	1.18E+03	3.0E+01	BWRUE	UO2	3.9	○	○
	燃試									
8	ホットラボ	40~50	4.5E+01	1.77E+03	2.5E+01	BWRUE	UO2	3.9	○	○
	燃試									
9	ホットラボ	50~60	5.5E+01	1.76E+03	3.1E+01	BWRUE	UO2	4.5	○	○
	燃試									
10	ホットラボ	60~70	6.5E+01	2.18E+03	3.0E+01	BWRUE	UO2	4.5	○	○
	燃試									
11	燃試	*4	4.5E+01	1.26E+03	3.6E+01	BWRPUPU	MOX	*5	○	○

*1: 各試験燃料を10GWd/t毎に区分し、各区分の中央値の燃焼度で計算を実施した。

*2: 各区分における比出力(燃焼度/照射時間)の平均値を計算の比出力とし、照射時間は、計算燃焼度/比出力とした。

*3: 各区分の試験燃料において、最も高い濃縮度を計算条件とした

*4: 試験試料の照射条件が少なかったため、個別に計算燃焼度を設定した

*5: Pu富化度6.4wt%、フィッサイル量(Pu)4.5wt%、U-235/U=0.2wt%

表6.1.3 発電炉燃料集合体(照射燃料を含む)に係る照射後試料の燃焼・放射化計算条件
(3/3)

依頼目的①-3 BWR照射後試料

計算 No	施設	試験燃料等の 燃焼度の範囲 (n/cm ²)	計算照射量		計算照射期間 (day)	中性子束 ^{*2}		計算対象	
			n/cm ²	n/cm ²		n/cm ² /s	材料試料		
9	燃試	*1	9.8E+21	9.8E+21	1.67E+03	6.8E+13	6.8E+13	ORIGENのラ イブラー	ジルカロイ-2 ○

*1: 試験試料の照射条件を個別に設定した

*2: 中性子束を照射期間で除して求めた。

表6.1.4 ATR照射燃料の燃料・放射化計算条件 - 依頼目的②

計算 No	施設	試験燃料等の 燃焼度の範囲 *1 (GWd/t)	計算燃焼 度*1 (GWd/t)	計算照射 期間*2 (day)	比出力*2 (MW/t)	ORIGENライ ブラリー	燃料種類	濃縮度	計算対象			
									燃料試料と被覆管		材料試料*7	
									MOX	ジルカロイ -2	ジルカロイ -2	SUS316 インコネル -718
1	燃試	10~20	1.5E+01	8.82E+02	1.7E+01	MOX*8	MOX	*4	○	○	---	---
2	燃試	20~30	2.5E+01	1.28E+03	2.0E+01	MOX*8	MOX	*4	○	○	---	○
3	燃試	30~40	3.5E+01	1.70E+03	2.1E+01	MOX*8	MOX	*4	○	○	---	---
4	燃試	30~40	3.5E+01	1.72E+03	2.0E+01	MOX*8	MOX	*5	○	○	---	---
5	燃試	10~20	1.5E+01	9.38E+02	1.6E+01	MOX*8	MOX	*6	○	○	---	---
6	燃試	*3	8.6E+00	5.40E+02	1.6E+01	MOX*8	MOX	*6	---	---	○	○

*1: 各試験燃料を10GWd/t毎に区分し、各区分の中央値の燃焼度で計算を実施した。

*2: 各区分における比出力(燃焼度/照射時間)の平均値を計算の比出力とし、照射時間は、計算燃焼度/比出力とした。

*3: 試験燃料の照射条件が少なかったため、個別に計算燃焼度を設定した

*4: トータルフィッソイル(Pu-239+Pu-241+U-235)/(U+Pu)=3.71wt%、天然ウラン。既存報告書[71]から引用

*5: Pu富化度5.66wt% U-235/U=0.75wt%。既存報告書[72]から引用

*6: Pu富化度2.0wt%、トータルフィッソイル2.27wt%、U-235/U=0.83wt%。既存報告書[71]から引用

*7: 燃料集合体試料の材料試験

*8: 原子力機構で作成されたライブラリー(ATRMOXB.V3)を用いて評価

表6.1.5 JMTR予備照射燃料のNSRR/パルス照射試験燃料の燃焼・放射化計算条件 - 依頼目的③

計算 No	施設	試験燃料等の燃 焼度の範囲*1 (GWd/t)	計算燃焼度 *1 (GWd/t)	計算照射期間 *2 (day)	比出力*2 (MW/t)	照射炉	ORIGENラ イブラリー	燃料種類	濃縮度 (wt%)	計算対象	
										燃料	被覆管
1	ホットラボ	0~10	5.0E+00	1.28E+02	3.9E+01	JMTR	jmttr-al	UO2	10	ジルカロイ -4	SUS304 ○
2	ホットラボ	10~20	1.5E+01	3.45E+02	4.4E+01	JMTR	jmttr-al	UO2	10	○	○
3	ホットラボ	20~30	2.5E+01	5.20E+02	4.8E+01	JMTR	jmttr-al	UO2	10	○	○
4	ホットラボ	30~40	3.5E+01	7.99E+02	4.4E+01	JMTR	jmttr-al	UO2	10	○	○
5	ホットラボ	20~30	2.5E+01	5.49E+02	4.6E+01	JMTR	jmttr-al	UO2	20	○	○
6	ホットラボ	*3	3.4E+01	6.80E+02	5.0E+01	JMTR	jmttr-al	UO2	20	○	○

*1: 各試験燃料を10GWd/t毎に区分し、各区分の中央値の燃焼度で計算を実施した。

*2: 各区分における比出力(燃焼度/照射時間)の平均値を計算の比出力とし、照射時間は、計算燃焼度/比出力とした。

*3: 試験燃料の照射条件が少なかったため、個別に計算燃焼度を設定した

表6.1.6 軽水炉材料試験試料に係る燃焼・放射化計算条件 - 依頼目的④

計算 No	施設	試験材料の照射量の範囲*1 n/cm ²	計算照射量*1 n/cm ²	計算照射期間*2 (day)	計算中性子束*2 (n/cm ² /s)	施設	照射炉	ORIGENライブラリー	計算対象				
									A533B	SUS304	SUS308	SUS316	炭素鋼
1	ホットラボ	1E18~1E19	5.00E+18	1.47E+02	1.2E+11	ホットラボ	JMTR	jmr-tral	○	--	--	--	--
2	ホットラボ	1E19~1E20	5.0E+19	2.22E+01	2.6E+13	ホットラボ	JMTR	jmr-tral	○	--	--	--	--
3	ホットラボ	1E20~1E21	5.0E+20	1.50E+02	3.9E+13	ホットラボ	JMTR	jmr-tral	--	--	--	--	--
4	ホットラボ	1E21~1E22	5.0E+21	5.18E+02	1.1E+14	ホットラボ	JMTR	jmr-tral	--	--	--	--	--
5	ホットラボ	1E20~1E21	5.0E+20	4.61E+01	1.3E+14	ホットラボ	JMTR	jmr-tr-be	○	○	○	○	--
6	ホットラボ	1E20~1E21	5.0E+21	2.18E+02	2.7E+14	ホットラボ	JMTR	jmr-tr-be	--	○	--	--	--
7	ホットラボ	*4	2.0E+18	7.50E+02	3.1E+10	ホットラボ	JPDR	bwru	--	--	--	--	○
8	ホットラボ	*4	1.4E+21	1.47E+02	1.1E+14	ホットラボ	JRR-2	canduseu	○	--	--	--	--
9	ホットラボ	*4	4.5E+20	2.60E+01	2.0E+14	ホットラボ	JRR-3M	jrr3-be	--	--	--	--	--
10	ホットラボ	1E20~1E21	5.0E+20	2.17E+02	2.7E+13	ホットラボ	JRR-3M	jrr3-core	○	○	○	○	--
11	ホットラボ	1E21~1E22	5.0E+21	3.91E+02	1.5E+14	ホットラボ	JRR-3M	jrr3-core	--	○	○	○	--
12	ホットラボ	*4	6.1E+21	2.34E+02	3.0E+14	ホットラボ	JRR-3M	jrr3-be	--	--	--	--	--
13	ホットラボ	1E22~1E23	5.0E+22	2.95E+02	2.0E+15	ホットラボ	常陽	FFTC	--	--	--	○	--

計算 No	照射済材料試料				キャプセル*3	
	ジルコイ -2	Ti合金	フェライト鋼 (F82H)	V合金	鉄基合金	コンクリート
1	--	--	--	--	--	○
2	--	--	--	--	--	--
3	--	--	--	--	--	--
4	--	--	--	--	--	--
5	--	--	--	--	--	--
6	--	--	--	--	--	--
7	--	--	--	--	--	--
8	--	--	--	--	--	○
9	--	--	--	--	--	○
10	○	○	○	○	○	○
11	○	○	○	○	○	○
12	--	--	--	--	○	○
13	--	--	--	--	--	--

*1: 各試験材料の照射量を1桁毎に区分し、各区分の中央値の燃焼度で計算を実施した。

*2: 照射時間を各区分における平均値とし、計算中性子束は、計算照射量/照射時間とした。

*3: 照射元の施設で放射化されたキャプセルを取り外したものは含まれない。

*4: 試験試料の照射条件が少なかったため、個別に計算条件を設定した

表6.1.7 HTR燃料試験に係る燃焼・放射化計算条件 - 依頼目的⑤

計算 No	施設	試験燃料 等の燃焼 度の範囲*1 (GWd/t)	計算燃焼 度*1 (GWd/t)	計算照射 期間*2 (day)	比出力*2 (MW/t)	照射炉	ORIGENのラ イライ-	燃料種類	濃縮度*3 (wt%)	計算対象				
										燃料試料		コンパクト	キャプセル	
										UO2	(U,Th)O2		ThO2	SUS304
1	ホツトラボ	10~20	1.5E+01	7.01E+01	2.1E+02	JMTR	jmr-be	(U,Th)O2*5	93	UO2	---	---	---	---
2	ホツトラボ	20~30	2.5E+01	1.09E+02	2.3E+02	JMTR	jmr-be	(U,Th)O2*5	93	UO2	---	---	---	---
3	ホツトラボ	0~10	5.0E+00	3.16E+01	1.6E+02	JMTR	jmr-be	(U,Th)O2*6	20	UO2	---	---	---	---
4	ホツトラボ	10~20	1.5E+01	8.21E+01	1.8E+02	JMTR	jmr-be	(U,Th)O2*6	20	UO2	---	---	---	---
5	ホツトラボ	20~30	2.5E+01	1.68E+02	1.5E+02	JMTR	jmr-be	(U,Th)O2*6	20	UO2	---	---	---	---
6	ホツトラボ	30~40	3.5E+01	5.60E+01	6.3E+02	JMTR	jmr-be	(U,Th)O2*6	93	UO2	---	---	---	---
7	ホツトラボ	50~60	5.5E+01	7.10E+01	7.7E+02	JMTR	jmr-be	(U,Th)O2*6	93	UO2	---	---	---	---
8	ホツトラボ	*4	6.7E+01	8.63E+01	7.8E+02	JMTR	jmr-be	(U,Th)O2*6	93	UO2	---	---	---	---
9	ホツトラボ	*4	1.0E+02	1.68E+02	6.0E+02	JMTR	jmr-be	(U,Th)O2*6	93	UO2	---	---	---	---
10	ホツトラボ	0~10	5.0E+00	3.62E+01	1.4E+02	JMTR	jmr-be	UO2	4	UO2	---	---	---	---
11	ホツトラボ	10~20	1.5E+01	1.14E+02	1.3E+02	JMTR	jmr-be	UO2	4	UO2	---	---	---	---
12	ホツトラボ	10~20	1.5E+01	3.94E+02	3.8E+01	JMTR	jmr-be	UO2	8	UO2	---	---	---	---
13	ホツトラボ	20~30	2.5E+01	8.36E+01	2.9E+02	JMTR	jmr-be	UO2	8	UO2	---	---	---	---
14	ホツトラボ	30~40	3.5E+01	1.06E+02	3.3E+02	JMTR	jmr-be	UO2	8	UO2	---	---	---	---
15	ホツトラボ	40~50	4.5E+01	1.02E+02	4.4E+02	JMTR	jmr-be	UO2	8	UO2	---	---	---	---
16	ホツトラボ	*4	6.6E+01	3.68E+02	1.8E+02	JMTR	jmr-be	UO2	8	UO2	---	---	---	---
17	ホツトラボ	0~10	5.0E+00	3.46E+01	1.4E+02	JMTR	jmr-be	UO2	20	UO2	---	---	---	---
18	ホツトラボ	10~20	1.5E+01	1.06E+02	1.4E+02	JMTR	jmr-be	UO2	20	UO2	---	---	---	---
19	ホツトラボ	20~30	2.5E+01	1.67E+02	1.5E+02	JMTR	jmr-be	UO2	20	UO2	---	---	---	---
20	ホツトラボ	30~40	3.5E+01	2.37E+02	1.5E+02	JMTR	jmr-be	UO2	20	UO2	---	---	---	---
21	ホツトラボ	10~20	1.5E+01	1.48E+02	1.0E+02	JRR-2	canduseu	(U,Th)O2*6	20	UO2	---	---	---	---
22	ホツトラボ	10~20	1.5E+01	1.84E+02	8.2E+01	JRR-2	canduseu	UO2	8	UO2	---	---	---	---
23	ホツトラボ	20~30	2.5E+01	3.78E+01	6.6E+02	JRR-2	canduseu	UO2	8	UO2	---	---	---	---
24	ホツトラボ	10~20	1.5E+01	1.61E+02	9.3E+01	JRR-2	canduseu	UO2	20	UO2	---	---	---	---
25	ホツトラボ	10~20	1.5E+01	1.43E+02	1.0E+02	JRR-2	canduseu	(U,Th)O2*5	93	UO2	---	---	---	---
26	ホツトラボ	*4	4.0E+01	1.08E+02	3.7E+02	JRR-2	canduseu	(U,Th)O2*5	93	UO2	---	---	---	---
27	ホツトラボ	0~10	5.0E+00	9.02E+01	5.5E+01	JRR-2	canduseu	(U,Th)O2*6	20	UO2	---	---	---	---
28	ホツトラボ	*4	4.0E+01	1.09E+02	3.7E+02	JRR-2	canduseu	(U,Th)O2*6	93	UO2	---	---	---	---

*1: 各試験燃料を10GWd/炉毎に区分し、各区分の中央値の燃焼度で計算を実施した。

*2: 各区分における比出力(燃焼度/照射時間)の平均値を計算の比出力とし、照射時間は、計算燃焼度/比出力とした。

*3: U-235の濃縮度

*4: 試験燃料の照射条件が少なかつたため、個別に計算燃焼度を設定した

*5: U/(U+Th)=6(mol%)

*6: U/(U+Th)=20(mol%)

表6.1.8 HTTR材料試験に係る燃焼・放射化計算条件 - 依頼目的⑥

計算No	施設	試験材料の照射量の範囲*1 n/cm ²	計算照射量*1 n/cm ²	計算照射期間*2 (day)	計算中性子束*2 (n/cm ² /s)	照射炉	ORIGENライブラリー	計算対象	
								材料試料	キャプセル
1	ホットラボ	*3	1.0E+20	2.53E+01	4.6E+13	JRR-3m	JRR3-be	2・1/4Cr-Mo鋼	SUS304
2	ホットラボ	*3	5.0E+20	2.00E+02	2.9E+13	JRR-3m	JRR3-core	--	○
3	ホットラボ	*3	5.0E+18	2.21E+01	2.6E+12	JRR-2	canduseu	--	--
4	ホットラボ	1E19~1E20	5.0E+19	2.21E+01	2.6E+13	JRR-2	canduseu	○	○
5	ホットラボ	1E20~1E21	5.0E+20	6.58E+01	8.8E+13	JRR-2	canduseu	○	○
6	ホットラボ	*3	1.5E+21	1.89E+02	9.2E+13	JRR-2	canduseu	--	○
7	ホットラボ	*3	1.0E+19	4.40E+01	2.6E+12	JMTR	jmr-h2o	○	--

*1: 各試験材料の照射量を1桁毎に区分し、各区分の中央値の照射量で計算を実施した。

*2: 各区分における中性子束(照射量/照射時間)の平均値を計算の中性子束とし、照射時間は、計算照射量/計算中性子束とした。

*3: 試験材料の照射条件が少なかったため、個別に計算条件を設定した

表6.1.9 GCR燃料試験に係る燃料・放射化計算条件 - 依頼目的⑦

計算No	施設	試験燃料等の燃焼度の範囲*1 (GWd/t)	計算燃焼度*1 (GWd/t)	計算照射期間*2 (day)	比出力*2 (MW/t)	照射炉	ORIGENのライブラリー	燃料種類	濃縮度 (wt%)	計算対象	
										燃料試料	金属ウラン
1	ホットラボ	0~10	5	1.43E+03	3.5	GCR	magnox*3	金属ウラン	0.71	○	○

*1: 各試験燃料を10GWd/t毎に区分し、各区分の中央値の燃焼度で計算を実施した。

*2: 各区分における比出力(燃焼度/照射時間)の平均値を計算の比出力とし、照射時間は、計算燃焼度/比出力とした。

*3: ORIGEN-ARPのライブラリー。本計算条件は、ORIGEN-ARPで計算した。

表6.1.10 GCR材料試験に係る放射化計算条件 - 依頼目的⑧

計算 No	施設	試験材料の照射 量の範囲*1 n/cm ²	計算照射量*1 n/cm ²	計算照射期間*2 (day)	計算中性子束*2 (n/cm ² /s)	照射炉	ORIGENライ ブラリー	計算対象	
								黒鉛	低炭素鋼
1	ホットラボ	*1	2.3E+18	7.38E+03	3.5E+09	GCR	magnox*3	--	○
2	ホットラボ	*1	1.6E+21	7.39E+03	2.5E+12	GCR	magnox*3	○	--

*1: 試験試料の照射条件が少なかったため、個別に計算条件を設定した

*2: 各区分における中性子束(照射量/照射期間)の平均値を計算の中性子束とし、照射時間は、計算照射量/計算中性子束とした。

*3: ORIGEN-ARPのライブラリー。本計算条件は、ORIGEN-ARPで計算した。

表6.1.11 核融合炉材料試験に係る放射化計算条件 - 依頼目的⑨

計算No	施設	試験材料の照射量の範囲*1 n/cm ²	計算照射量*1 n/cm ²	計算照射期間*2 (day)	計算中性子束*2 (n/cm ² /s)	照射炉	ORIGENライブラリー	計算対象				
								材料試料				
								インコイ(NCF800H)	Mo-C	フライト鋼(F82H)	Ti-Al合金	Fe-Cr合金-1
1	ホットラボ	**4	1.3E+21	5.7E+01	2.7E+14	JMTR	jmtr-be	--	--	○	--	--
2	ホットラボ	**4	1.6E+20	4.8E+02	3.8E+12	JMTR	jmtr-al	--	--	--	--	--
3	ホットラボ	1E20~1E21	5.0E+20	5.6E+01	1.0E+14	JRR-2	canduseu	○	○	○	○	--
4	ホットラボ	**4	1.1E+21	1.3E+02	1.0E+14	JRR-2	canduseu	--	--	--	--	--
5	ホットラボ	1E20~1E21	5.0E+20	9.8E+01	5.9E+13	JRR-3m	jrr3-be	--	--	○	--	○
6	ホットラボ	*3	3.4E+21	2.1E+02	1.9E+14	JRR-3m	jrr3-be	--	--	○	○	○
7	ホットラボ	*3	4.7E+21	2.0E+02	2.8E+14	JRR-3m	jrr3-core	--	--	--	--	--
8	ホットラボ	*3	1.6E+21	6.0E+00	3.1E+15	HFIR	thermal	--	--	--	--	--
9	ホットラボ	*3	4.0E+22	1.5E+02	3.1E+15	HFIR	thermal	--	--	--	○	--
10	ホットラボ	*3	4.6E+22	1.7E+02	3.2E+15	高速炉	FFTF	--	--	--	--	--

計算No	計算対象											
	材料試料											キャプセル
	Fe-Cr合金-2	2相ステンレス鋼(AF3)	ステンレス鋼(AF5)	SUS316	Al2O3	TiAlV合金	SiC	スピネル系	W-2Re	Mo-10Re	Mo	SUS304
1	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--
2	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	○
3	--	--	--	--	--	--	--	--	○	○	○	○
4	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	○
5	○	○	○	--	○	○	○	○	--	--	--	○
6	--	○	○	--	--	--	--	--	--	--	--	○
7	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	○
8	--	--	--	○	--	--	--	--	--	--	--	--
9	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--
10	--	--	--	○	--	--	--	--	--	--	--	--

*1: 各試験材料の照射量を1桁毎に区分し、各区分の中央値の燃焼度で計算を実施した。
 *2: 各区分における中性子束(照射量/照射時間)の平均値を計算の中性子束とし、照射時間は、計算照射量/計算中性子束とした。
 *3: 試験試料の照射条件が少なかったため、個別に計算条件を設定した

表6.1.12 研究炉燃料試験に係る燃焼・放射化計算条件 - 依頼目的⑩

計算 No	施設	試験燃料等の燃焼度の範囲	計算燃焼度*2 (%)	計算照射期間*3 (day)	比出力*4 (MW/t)	照射炉	ORIGENのライブラリー	燃料種類	濃縮度 (wt%)	計算対象	
										U-AI	UAIx-AI
1	ホットラボ	*1	4.2E+01 *5	2.25E+02	3.1E+02	JRR-2	canduseu	アルミウラン	20	--	○
2	ホットラボ	*1	4.7E+01 *5	1.70E+02	1.1E+03	JRR-2	canduseu	アルミウラン	45	--	○
3	ホットラボ	*1	2.4E+01 *6	7.96E+01	2.3E+03	JRR-2	canduseu	アルミウラン	93	○	--
4	ホットラボ	*1	4.7E+01 *7	1.44E+02	5.6E+02	JRR-3M	jrr3-core	アルミウラン	20	--	○

*1: 試験燃料の照射条件が少なかったため、個別に計算燃焼度を設定した

*2: U-235の燃焼割合

*3: 各燃料の照射時間から設定した。

*4: ORIGENの計算で、U-235の減少量が計算燃焼度となる出力に設定した。

*5: 既存報告書[73]から引用

*6: 既存報告書[27]から引用

*7: 既存報告書[74]から引用

表6.1.13 研究炉材料試験に係る燃焼・放射化計算条件 - 依頼目的⑪

計算 No	施設	試験材料の照射量の範囲*1 n/cm ²	計算照射量*1 n/cm ²	計算照射期間*2 (day)	計算中性子束*2 (n/cm ² /s)	照射炉	ORIGENライブラリー	計算対象	
								材料試料	キャプセル
1	ホットラボ	1E20~1E21	5.0E+20	1.93E+01	3.0E+14	JRR-3M	Jrr3-core	○	○
2	ホットラボ	1E21~1E22	5.0E+21	1.93E+02	3.0E+14	JRR-3M	Jrr3-core	○	○
3	ホットラボ	*3	3.5E+21	1.35E+03	3.0E+13	JRR-3M	Jrr3-core	○	○

*1: 各試験材料の照射量を1桁毎に区分し、各区分の中央値の燃焼度で計算を実施した。

*2: 各区分における中性子束(照射量/照射時間)の平均値を計算の中性子束とし、照射時間は、計算照射量/計算中性子束とした。

*3: 試験材料の照射条件が少なかったため、個別に計算条件を設定した

表6.1.14 炭化物及び窒化物燃料試験に係る燃焼・放射化計算条件 - 依頼目的⑫

計算 No	施設	試験燃料等の燃焼度の範囲*1 (GWd/t)	計算燃焼度*1 (GWd/t)	計算照射期間*2 (day)	比出力*2 (MW/t)	燃料種類	Pu 富化度*3 (wt%)	照射炉	ORIGENのタイプ	計算対象				
										燃料試料及び被覆管		キャプセル		
										燃料	SUS316	フェライト鋼	SUS304	A1050
1	燃試	20~30	2.5E+01	2.46E+02	1.0E+02	(NU, Pu)C	20atm%	JMTR	jmtr-al	○	○	○	○	○
2	燃試	30~40	3.5E+01	3.46E+02	1.0E+02	(NU, Pu)C	20atm%	JMTR	jmtr-al	○	○	○	○	○
3	燃試	30~40	3.5E+01	3.18E+02	1.1E+02	(NU, Pu)N	20atm%	JMTR	jmtr-al	○	○	○	○	○
4	燃試	40~50	4.5E+01	4.16E+02	1.1E+02	(NU, Pu)N	20atm%	JMTR	jmtr-al	○	○	○	○	○

*1: 各試験燃料を10GWd/t毎に区分し、各区分の中央値の燃焼度で計算を実施した。

*2: 各区分における比出力(燃焼度/照射時間)の平均値を計算の比出力とし、照射時間は、計算燃焼度/比出力とした。

*3: 既存報告書[75]、[76]、[77]から引用した。

表6.1.15 Mg等添加高燃焼度燃料試験に係る燃焼・放射化計算条件 - 依頼目的⑬

計算 No	施設	計算燃焼度 (GWd/t)	計算照射期間*2 (day)	比出力*2 (MW/t)	燃料種類	濃縮度 (wt%)	燃料への添加物量			照射炉	ORIGENのタイプ	計算対象			
							燃料及び被覆管		キャプセル						
							Ti(wt%)	Mg(atm%)	Nb(atm%)			UO2	Zr-2	A1050	Nb-1%Zr
1	ホットラボ	*1	2.57E+02	3.6E+02	UO2	20	0	0	0	JRR-3M	JRR3-be	○	○	○	○
2	ホットラボ	*1	2.57E+02	3.6E+02	UO2	20	3.5	0	0	JRR-3M	JRR3-be	○	○	○	○
3	ホットラボ	*1	2.57E+02	3.6E+02	UO2	20	0	5	5	JRR-3M	JRR3-be	○	○	○	○
4	ホットラボ	*1	2.57E+02	3.6E+02	UO2	20	0	15	0	JRR-3M	JRR3-be	○	○	○	○

*1: 試験燃料の照射条件が少なかったため、個別に計算燃焼度を設定した

*2: 各区分における比出力(燃焼度/照射時間)の平均値を計算の比出力とし、照射時間は、計算燃焼度/比出力とした。

表6.1.16 ROX燃料、イナートマトリックス燃料等の試験に係る燃焼・放射化計算条件 - 依頼目的⑭

計算No	依頼目的	試験施設	計算燃焼度 ^{*1} (GWd/t)	計算照射期間 ^{*2} (day)	比出力 (MW/t)	燃料種類	照射炉	ORIGENの ライブラリー	計算対象							
									燃料試料	ジルカロイ -2	SUS304	A1050	SUS316	Nb1%Zr	Mo	
1	ROX(岩石型Pu)燃料	燃試	33.9%(Pu-239)	9.70E+01	2.3E+03 ^{*3}	Thタイプ ^{*5}	JRR-3M	Jrr3-be	○	○	○	○	○	○	○	
2		燃試	33.9%(Pu-239)	9.70E+01	2.1E+03 ^{*3}	Zrタイプ	JRR-3M	Jrr3-be	○	○	○	○	○	○	○	○
3	イナートマトリックス燃料	燃試	1.5E+02	2.46E+02	6.2E+02 ^{*4}	TiN+PuN ^{*6}	JMTR	jmr-be	○	○	○	○	○	○	○	
4		燃試	1.3E+02	2.46E+02	5.4E+02 ^{*4}	(Zr+Pu)N ^{*6}	JMTR	jmr-be	○	○	○	○	○	○	○	○
5	U-ROX燃料	燃試	2.6E+01	2.93E+02	8.8E+01 ^{*4}	SMタイプ ^{*7}	JRR-3M	Jrr3-be	○	○	○	○	○	○	○	○
6		燃試	2.5E+01	2.93E+02	8.6E+01 ^{*4}	CMタイプ ^{*7}	JRR-3M	Jrr3-be	○	○	○	○	○	○	○	○
7	高燃焼度ディスク	燃試	1.3E+02	3.05E+02	4.3E+02 ^{*4}	UO2 20wt%	JRR-3M	Jrr3-be	○	○	○	○	○	○	○	○
8	アクチノイド水素化合物	燃試	1.1%FIMA	2.10E+02	9.9E+00 ^{*3}	U-Ti+Zr+H2O ^{*8}	JMTR	jmr-be	○	○	○	○	○	○	○	○
9	ハルデン照射燃料試験	燃試	4.1E+01	4.10E+03	1.0E+01	UO2 7wt%	ハルデン炉	BWRUE ^{*9}	○	○	○	○	○	○	○	○
10		燃試	5.5E+01	5.50E+03	1.0E+01	UO2 10wt%	ハルデン炉	BWRUE ^{*9}	○	○	○	○	○	○	○	○
11		燃試	6.3E+01	6.28E+03	1.0E+01	UO2 7wt%	ハルデン炉	BWRUE ^{*9}	○	○	○	○	○	○	○	○

*1: 試験燃料の照射条件がなかったため、個別に計算燃焼度を設定した

*2: 各試験条件から個別に設定

*3: ORIGENの計算で、U-235の減少量が計算燃焼度となる出力量に設定した。

*4: 燃焼度/照射時間によって設定した。

*5: 既存報告書[78]、[79]から設定

*6: 既存報告書[80]、[81]から設定

*7: 参考文献[82]、[83]から設定

*8: 既存報告書[84]から設定

*9: ハルデン炉(参考文献[85])は、HBWRなので、代用した。

表6.1.17 その他の試験に係る燃焼・放射化計算条件 - 依頼目的⑮

計算 No	試験種類	施設	計算照射量 ^{*1} n/cm ²	計算照射期間 ^{*2} (day)	計算中性子束 ^{*2} (n/cm ² /s)	照射炉	ORIGENライ ブラリー	計算対象					
								材料試料					
								超伝導体 ^{*3}	超伝導体2 ^{*4}	Zr-4	NDA	SUS304	A1050
1	超電導体に係る試験	ホットラボ	1.0E+18	1.47E+00	7.9E+12	JRR-4	jrr4-core	○	○	--	--	--	--
2	UZr微小球に係る試験	ホットラボ	6.0E+20	6.64E+01	1.1E+14	JRR-2	canduseu	--	--	--	○	--	--
3	メスバウアー分光試験	ホットラボ	6.3E+20	2.43E+01	3.0E+14	JRR-3M	jrr3-be	--	--	--	○	○	--
4	被覆管水素吸収試験	燃試	3.0E+21	3.27E+02	1.1E+14	JRR-3M	jrr3-core	--	--	○	○	○	○

*1: 試験試料の照射条件が少なかったため、個別に計算条件を設定した

*2: 各区分における中性子束(照射量/照射時間)の平均値を計算の中性子束とし、照射時間は、計算照射量/計算中性子束とした。

*3: YBa₂Cu₃O₇(参考文献[6]からの引用)

*4: (BiPb)₂Sr₂Ca₂Cu₃O₁₀(参考文献[6]からの引用)

表6.1.18 再処理特研の試験燃料の燃焼・放射化計算条件

バッチNo.	燃焼度 ^{*1} (MWd/t)	比出力 ^{*2} (MW/t)	照射期間 ^{*3} (d)	冷却期間 ^{*4} (d)	減衰期間 ^{*5} (d)	燃料重量比 ^{*6}	被覆材重量比 ^{*7*8}	ORIGEN2 ライブラリー
第1次(HR-1)	1	4.3E+02	2.58E+02	3.62E+02	1.42E+04	7.04E-02	3.56E-03	CANDUNAU
	2	4.2E+02	2.54E+02	3.69E+02	1.42E+04	8.44E-02	4.27E-03	CANDUNAU
	3	5.2E+02	3.13E+02	2.85E+02	1.42E+04	8.45E-02	4.27E-03	CANDUNAU
	4	5.6E+02	3.39E+02	2.44E+02	1.42E+04	8.45E-02	4.27E-03	CANDUNAU
第2次(HR-2)	5	5.7E+02	3.45E+02	2.03E+02	1.42E+04	8.47E-02	4.28E-03	CANDUNAU
	6	2.9E+02	1.75E+02	1.27E+02	1.42E+04	8.45E-02	4.28E-03	CANDUNAU
	7	5.8E+02	3.51E+02	1.28E+02	1.42E+04	8.43E-02	4.27E-03	CANDUNAU
	8	8.7E+02	1.7E+00	5.25E+02	1.29E+02	8.46E-02	4.28E-03	CANDUNAU
第3次(HR-3)	9	6.4E+02	3.86E+02	8.60E+01	1.42E+04	8.44E-02	4.27E-03	CANDUNAU
	10	5.6E+02	3.41E+02	8.70E+01	1.42E+04	8.46E-02	4.28E-03	CANDUNAU
	11	6.0E+02	3.66E+02	8.80E+01	1.42E+04	8.45E-02	4.27E-03	CANDUNAU
	12	6.5E+02	1.7E+00	3.93E+02	8.90E+01	8.46E-02	4.28E-03	CANDUNAU

*1: 参考文献[48]に示された出力量をU重量で除して求めた。

*2: 既存報告書[87]における定格出力10MW/炉内燃料重量(約6t)から求めた。

*3: 燃焼度/比出力により求めた。

*4: 参考文献[48]に示された冷却期間

*5: S44年度からH19年度末までの期間

*6: 燃料は、天然ウラン。参考文献[48]に示されたU重量を試験した合計重量に対する比とした。

*7: 既存報告書[87]に示された燃料棒長さと被覆厚さ2mmから計算で重量を求め、各バッチ毎の燃料重量との重量比から求めた。

*8: 被覆材は、既存報告書[87]の1Sアルミニウムの記載を基に、アルミニウムの含有量が同程度であるA1100の組成を用いて計算した。

表6.2.1 試験燃料、被覆管及びキャプセルの切粉等の重量比の評価結果 (1/5)

依頼目的の区分	計算No	施設	試験燃料*1		被覆管及びキャプセル*2								
			UO2	MOX	ジルカロイ-2	ジルカロイ-4	MDA	ZIRLO	NDA	M5			
① 発電炉の燃料集合体(照射燃料を含む)の照射後試験	1	ホットラボ	1.2E-02	---	---	3.6E-03	---	---	---	---	---	---	
		燃試	7.4E-02	---	---	2.2E-02	---	---	---	---	---	---	
	2	ホットラボ	2.7E-02	---	---	9.0E-03	---	---	---	---	---	---	
		燃試	7.7E-02	---	---	4.0E-02	---	---	---	---	---	---	
	3	ホットラボ	1.1E-02	---	---	3.3E-03	---	---	1.6E-03	7.6E-04	---	---	
		燃試	4.1E-03	---	---	---	---	---	---	---	---	---	
	4	燃試	2.0E-03	---	---	---	---	---	---	---	1.5E-03	4.3E-04	
		燃試	3.6E-03	---	---	---	---	---	1.3E-03	1.8E-03	---	---	
	② ATR照射燃料の照射後試験	1	ホットラボ	2.0E-02	---	5.8E-03	---	---	---	---	---	---	---
			燃試	4.2E-03	---	1.4E-03	---	---	---	---	---	---	---
2		燃試	1.8E-02	---	---	8.1E-03	---	---	---	---	---	---	
		燃試	3.6E-03	---	---	1.3E-03	---	---	---	---	---	---	
3		燃試	1.6E-03	---	---	2.2E-04	---	---	---	---	---	---	
		燃試	3.4E-03	---	---	1.2E-03	---	---	---	---	---	---	
4	燃試	1.4E-02	---	---	8.4E-03	---	---	---	---	---	---		
	燃試	7.3E-03	---	---	2.9E-03	---	---	---	---	---	---		
5	燃試	4.1E-03	---	---	1.9E-03	---	---	---	---	---	---		
	燃試	---	3.4E-04	---	1.1E-04	---	---	---	---	---	---		
② ATR照射燃料の照射後試験	1	燃試	---	6.0E-02	---	1.9E-02	---	---	---	---	---	---	
		燃試	---	5.4E-02	---	1.7E-02	---	---	---	---	---	---	
	3	燃試	---	4.5E-02	---	1.4E-02	---	---	---	---	---	---	
		燃試	---	3.5E-02	---	2.2E-02	---	---	---	---	---	---	
	5	燃試	---	7.6E-02	---	1.9E-02	---	---	---	---	---	---	

*1: 試験燃料の重量比は、全試験燃料からの切り粉等の合計重量に対する比で表している。

*2: 被覆管及びキャプセルの重量比は、被覆管及びキャプセルにおける切り粉の合計重量に対する比で表している。

表6.2.1 試験燃料、被覆管及びキャプセルの切粉等の重量比の評価結果 (2/5)

依頼目的の区分	計算No	施設	試験燃料		被覆管及びキャプセル			
			UO2	ジルカロイ-4	SUS304	SUS304	SUS304	A1050
③ JMTR予備照射燃料 のNSRR/ハルス照射 燃料試験	1	ホットラボ	2.2E-03	---	4.5E-04	---	---	---
	2	ホットラボ	1.1E-02	3.2E-03	---	---	---	---
	3	ホットラボ	1.4E-02	4.0E-03	---	---	---	---
	4	ホットラボ	1.4E-02	4.1E-03	---	---	---	---
	5	ホットラボ	6.9E-03	2.0E-03	---	---	---	---
	6	ホットラボ	3.6E-03	1.0E-03	---	---	---	---
④ 軽水炉材料試験*3	8	ホットラボ	---	---	---	---	1.2E-03	---
	9	ホットラボ	---	---	---	---	1.2E-03	---
	10	ホットラボ	---	---	---	---	2.8E-03	6.8E-03
	11	ホットラボ	---	---	---	---	4.1E-03	3.8E-03
	12	ホットラボ	---	---	---	---	1.2E-03	---
	13	ホットラボ	---	---	---	---	---	---

*1: 試験燃料の重量比は、全試験燃料からの切り粉等の合計重量に対する比で表している。

*2: 被覆管及びキャプセルの重量比は、被覆管及びキャプセルにおける切り粉の合計重量に対する比で表している。

*3: 計算No.1~8は、照射済材料試料の計算条件であり、キャプセル等の切り粉は発生していない。

表6.2.1 試験燃料、被覆管及びキャプセルの切粉等の重量比の評価結果 (3/5)

依頼目的の区分	計算No	施設	試験燃料*1			被覆管及びキャプセル*2				
			UO2	(U,Th)O2	ThO2	SUS304	黒鉛	A1050	Nb-1%Zr	
⑤ HTTR燃料試験	1	ホットラボ	---	1.9E-04	---	---	1.3E-02	---	---	
	2	ホットラボ	---	1.2E-03	2.0E-05	4.0E-04	4.0E-03	---	2.8E-04	
	3	ホットラボ	---	1.9E-04	---	---	1.3E-02	---	---	
	4	ホットラボ	---	1.1E-04	---	---	---	---	---	
	5	ホットラボ	---	1.1E-03	2.0E-05	4.0E-04	3.7E-03	---	2.8E-04	
	6	ホットラボ	---	---	---	---	1.3E-02	---	---	
	7	ホットラボ	---	3.1E-04	1.1E-04	---	8.3E-04	---	---	
	8	ホットラボ	---	1.3E-04	1.3E-04	---	6.2E-04	---	---	
	9	ホットラボ	---	1.0E-03	---	---	3.6E-03	---	---	
	10	ホットラボ	---	3.8E-04	---	---	5.1E-02	---	---	
	11	ホットラボ	---	2.7E-04	---	1.8E-03	1.8E-02	---	1.3E-03	
	12	ホットラボ	---	4.1E-04	---	1.4E-03	1.4E-03	---	9.8E-04	
	13	ホットラボ	---	2.0E-03	---	2.7E-03	6.5E-03	---	1.9E-03	
	14	ホットラボ	---	1.4E-03	---	---	3.8E-02	---	---	
	15	ホットラボ	---	1.3E-03	---	---	8.7E-03	---	---	
	16	ホットラボ	---	---	---	1.8E-03	---	---	2.2E-03	
	17	ホットラボ	---	2.3E-03	---	---	5.0E-04	7.5E-02	3.5E-04	
	18	ホットラボ	---	1.5E-03	---	---	9.0E-04	5.3E-03	6.3E-04	
	19	ホットラボ	---	3.9E-03	---	---	2.7E-03	1.1E-01	1.9E-03	
	20	ホットラボ	---	2.2E-03	---	---	---	7.4E-03	---	
	21	ホットラボ	---	---	4.2E-04	6.2E-05	1.4E-03	1.7E-03	9.4E-04	1.4E-03
	22	ホットラボ	---	3.0E-03	---	---	6.4E-04	1.0E-02	4.2E-04	6.1E-04
	23	ホットラボ	---	2.4E-03	---	---	6.4E-04	8.3E-03	4.2E-04	6.1E-04
	24	ホットラボ	---	3.1E-03	---	---	6.4E-04	1.1E-02	1.0E-03	1.5E-03
	25	ホットラボ	---	---	---	---	4.8E-04	---	3.1E-04	4.6E-04
	26	ホットラボ	---	---	---	---	4.8E-04	---	3.1E-04	4.6E-04
	27	ホットラボ	---	---	---	---	9.6E-04	---	6.3E-04	9.2E-04
	28	ホットラボ	---	---	---	---	4.8E-04	---	3.1E-04	4.6E-04

*1: 試験燃料の重量比は、全試験燃料からの切り粉等の合計重量に対する比で表している。

*2: 被覆管及びキャプセルの重量比は、被覆管及びキャプセルにおける切り粉の合計重量に対する比で表している。

表6.2.1 試験燃料、被覆管及びキャプセルの切粉等の重量比の評価結果(4/5)

依頼目的の区分	計算No.*3	施設	試験燃料*1		被覆管及びキャプセル*2
			金属ウラン	アルミウラン	
⑥ HTTR材料試験	1	ホットラボ	---	---	SUS304
	2	ホットラボ	---	---	1.4E-03
	4	ホットラボ	---	---	1.2E-03
	5	ホットラボ	---	---	2.8E-03
	6	ホットラボ	---	---	1.8E-02
				---	3.8E-03
⑦ GCR燃料試験	1	ホットラボ	1.6E-01	---	---
⑨ 核融合炉炉材料試験	2	ホットラボ	---	---	1.2E-03
	3	ホットラボ	---	---	2.7E-02
	4	ホットラボ	---	---	2.4E-03
	5	ホットラボ	---	---	3.8E-03
	6	ホットラボ	---	---	3.6E-03
	7	ホットラボ	---	---	2.4E-03
				4.2E-04	---
⑩ 研究炉燃料試験	2	ホットラボ		2.5E-03	---
	3	ホットラボ		6.6E-04	---
	4	ホットラボ		2.8E-02	---
	1	ホットラボ	---	---	2.4E-03
⑪ 研究炉材料試験	2	ホットラボ	---	---	2.4E-03

*1: 試験燃料の重量比は、全試験燃料からの切り粉等の合計重量に対する比で表している。

*2: 被覆管及びキャプセルの重量比は、被覆管及びキャプセルにおける切り粉の合計重量に対する比で表している。

*3: 各依頼目的の区分で番号が振られているのは、照射済材料試験の照射条件であり、燃料、被覆管及びキャプセルからの切り粉は発生していない。

表6.2.1 試験燃料、被覆管及びキャプセルの切粉等の重量比の評価結果 (5/5)

依頼目的の区分	計算 No	施設	試験燃料*1				被覆管及びキャプセル*2						
			UO2	ROX	炭化物 窒化物	その他	ジルカロ イ-2	フェライト鋼	SUS304	SUS316	A1050	Nb-1%Zr	
⑫ 炭化物及び窒化物 燃料試験	1	燃試	---	---	3.0E-02	---	---	---	---	1.4E-03	3.9E-02	3.4E-03	---
	2	燃試	---	---	6.1E-02	---	---	---	---	2.8E-03	6.7E-02	6.8E-03	---
	3	燃試	---	---	3.3E-02	---	---	---	---	1.4E-03	2.0E-02	3.4E-03	---
	4	燃試	---	---	3.4E-02	---	---	---	1.0E-02	1.4E-03	1.0E-02	3.4E-03	---
⑬ Mg等添加高燃焼度 燃料試験	1	ホットラボ	1.4E-04	---	---	---	---	7.8E-04	---	4.3E-03	---	6.8E-03	2.2E-03
	2	ホットラボ	1.4E-04	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---
	3	ホットラボ	1.4E-04	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---
	4	ホットラボ	1.4E-04	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---
⑭ ROX(岩石型Pu)燃 料 イナートマトックス燃料 U-ROX燃料 高燃焼度ディスク アクチノイド水素化	1	燃試	---	2.6E-05	---	---	---	---	---	6.1E-04	5.0E-04	---	1.2E-03
	2	燃試	---	2.6E-05	---	---	---	---	---	6.1E-04	5.0E-04	---	1.2E-03
	3	燃試	---	---	2.0E-04	---	---	---	---	---	1.6E-03	1.7E-03	---
	4	燃試	---	---	2.0E-04	---	---	---	---	---	1.6E-03	1.7E-03	---
	5	燃試	---	2.7E-04	---	---	---	---	---	1.7E-03	3.2E-04	3.4E-03	---
	6	燃試	---	2.7E-04	---	---	---	---	---	1.7E-03	3.2E-04	3.4E-03	---
18 19 20 111 112 113 114	7	燃試	6.7E-04	---	---	---	---	---	---	1.2E-03	1.0E-03	---	2.3E-03
	8	燃試	---	---	---	2.6E-04	---	---	---	---	---	---	---
18 19 20	9	燃試	2.9E-03	---	---	---	---	6.5E-03	---	---	---	---	---
	10	燃試	2.9E-03	---	---	---	---	6.5E-03	---	---	---	---	---
111 112 113 114	11	燃試	4.4E-03	---	---	---	---	9.8E-03	---	---	---	---	---
	1	ホットラボ	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---
	2	ホットラボ	---	---	---	---	---	---	---	1.2E-03	---	---	---
	3	ホットラボ	---	---	---	---	---	---	---	1.2E-03	---	3.7E-03	---
114	燃試	---	---	---	---	---	---	---	1.9E-03	2.4E-03	6.4E-04	---	

*1: 試験燃料の重量比は、全試験燃料からの切り粉等の合計重量に対する比で表している。

*2: 被覆管及びキャプセルの重量比は、被覆管及びキャプセルにおける切り粉の合計重量に対する比で表している。

表6.2.2 照射後試験等廃棄物において評価した核種組成比(1/2)

核種	ホットラボ		燃料試験施設		再処理特研	
	FP核種等	放射化核種	FP核種等	放射化核種	FP核種等	放射化核種
H-3	6.5E-03	6.5E-04	5.5E-03	1.2E-03	1.3E-03	9.2E+00
Be-10	9.7E-11	2.1E-08	4.3E-11	1.2E-10	7.4E-11	1.7E-09
C-14	5.4E-07	1.2E-04	1.4E-04	1.6E-04	2.8E-09	9.5E-07
Na-22	---	---	---	---	---	---
Al-26	---	---	---	---	---	---
Si-32	7.3E-12	1.7E-11	---	7.5E-12	---	1.1E-09
Cl-36	---	1.0E-06	---	9.3E-07	---	---
K-40	---	8.2E-13	---	1.1E-12	---	9.5E-11
Ca-41	---	1.5E-08	---	1.6E-08	---	5.8E-05
Sc-46	---	1.4E-05	8.8E-08	1.6E-05	---	---
Mn-54	6.6E-05	5.6E-02	---	9.4E-02	---	---
Fe-55	6.7E-04	2.0E+00	---	2.8E+00	---	5.1E-03
Fe-59	8.7E-07	2.3E-03	---	2.2E-03	---	---
Co-58	3.6E-15	1.2E-02	---	2.2E-02	---	---
Co-60	3.9E-07	1.0E+00	---	1.0E+00	---	1.0E+00
Ni-59	---	2.8E-04	---	5.1E-04	---	1.5E-03
Ni-63	2.0E-07	3.5E-02	---	6.3E-02	---	1.4E-01
Zn-65	3.3E-04	4.2E-04	---	7.5E-04	---	---
Se-79	8.3E-07	2.1E-09	7.8E-07	2.3E-09	2.2E-06	---
Rb-87	2.1E-10	7.4E-12	1.5E-10	4.0E-12	6.4E-10	---
Sr-90	7.3E-01	3.6E-07	5.2E-01	2.0E-06	8.9E-01	---
Zr-93	1.7E-05	1.9E-05	1.5E-05	1.2E-04	5.0E-05	---
Zr-95	4.4E-01	4.1E-02	2.7E-01	1.8E-01	---	---
Nb-92	---	1.6E-10	2.9E-15	7.3E-10	---	---
Nb-93m	1.8E-06	2.2E-06	1.7E-06	2.2E-05	3.9E-05	---
Nb-94	4.4E-10	1.3E-03	1.7E-08	3.7E-03	1.1E-09	---
Nb-95	9.8E-01	9.3E-02	6.0E-01	4.0E-01	---	---
Mo-93	---	4.1E-07	---	3.9E-06	---	---
Tc-97	---	---	---	---	---	---
Tc-97m	---	---	---	---	---	---
Tc-98	6.0E-11	1.6E-15	4.7E-11	8.9E-15	3.7E-13	---
Tc-99	1.3E-04	1.2E-08	1.3E-04	9.1E-08	3.5E-04	---
Ru-103	2.6E-02	1.2E-10	2.9E-02	9.3E-10	---	---
Rh-101	---	---	---	---	---	---
Rh-102	6.0E-06	---	5.5E-06	4.9E-16	---	---
Rh-102m	---	---	---	---	---	---
Pd-107	1.0E-06	3.9E-15	1.9E-06	1.2E-14	7.9E-07	---
Ag-108m	2.6E-10	5.1E-07	1.3E-10	1.1E-06	3.5E-11	2.2E-02
Ag-110m	1.6E-02	2.6E-04	1.6E-02	7.1E-04	---	---
Cd-109	7.8E-07	4.1E-06	1.4E-08	1.2E-05	---	---
Cd-113m	5.8E-04	---	6.3E-04	---	8.3E-05	---
Sn-121m	3.1E-06	3.2E-05	2.0E-06	2.0E-04	1.2E-06	---
Sn-126	6.7E-06	---	8.2E-06	---	1.1E-05	---
Sb-124	1.9E-04	1.4E-04	1.5E-04	2.4E-04	---	---
Sb-125	8.3E-02	7.3E-02	1.1E-01	3.7E-01	1.2E-05	---
Te-123m	4.7E-05	1.1E-04	3.2E-05	5.0E-04	---	---
Te-129m	2.3E-04	3.5E-14	2.7E-04	1.6E-13	---	---
I-129	2.9E-07	9.6E-17	3.6E-07	2.8E-16	6.0E-07	---
Cs-134	1.2E+00	1.9E-04	9.8E-01	1.8E-04	3.4E-07	---
Cs-135	4.3E-06	1.6E-11	5.6E-06	1.8E-11	1.6E-05	---
Cs-137	1.0E+00	1.1E-11	1.0E+00	1.3E-11	1.0E+00	---
Ba-133	2.6E-11	1.4E-05	---	1.4E-05	---	---
La-137	---	3.6E-09	---	3.0E-09	---	---
La-138	1.4E-15	---	8.7E-16	---	---	---
Pm-143	---	---	---	---	---	---
Pm-144	---	---	---	---	---	---
Pm-145	3.8E-10	2.4E-09	---	6.4E-09	---	---
Pm-146	1.5E-05	---	1.4E-05	---	3.2E-09	---
Pm-147	1.2E+00	1.8E-12	1.2E+00	2.1E-12	2.7E-04	---
Pm-148m	4.1E-04	3.0E-16	3.9E-04	4.8E-16	---	---
Sm-145	1.1E-10	3.4E-08	---	7.1E-08	---	---
Sm-146	1.1E-12	---	1.1E-12	---	---	---
Sm-147	2.1E-11	5.2E-15	2.3E-11	7.7E-15	2.5E-10	---
Sm-151	3.7E-03	7.3E-08	5.9E-03	1.5E-07	1.5E-02	---
Eu-150	6.0E-12	---	1.0E-11	---	2.2E-12	---
Eu-152	6.5E-05	1.5E-05	1.2E-04	1.0E-05	3.7E-05	---
Eu-154	8.0E-02	1.3E-05	8.4E-02	2.5E-05	5.9E-04	---
Eu-155	6.2E-02	5.9E-06	7.9E-02	1.3E-05	2.5E-04	---
Tb-157	---	2.0E-08	---	1.9E-08	---	---
Tb-160	4.5E-04	5.8E-05	3.9E-04	4.7E-04	---	---

表6.2.2 照射後試験等廃棄物において評価した核種組成比(2/2)

核種	ホットラボ		燃料試験施設		再処理特研	
	FP核種等	放射化核種	FP核種等	放射化核種	FP核種等	放射化核種
Ho-163	---	---	---	---	---	---
Ho-166m	1.7E-07	1.2E-07	1.0E-07	1.5E-07	3.4E-10	---
Tm-171	9.8E-08	4.7E-08	5.7E-08	6.3E-08	---	---
Lu-173	---	---	---	---	---	---
Lu-174	---	---	---	---	---	---
Lu-176	---	3.2E-14	---	4.3E-14	---	---
Lu-177m	---	7.9E-07	---	8.7E-07	---	---
Hf-172	---	---	---	---	---	---
Hf-178m	---	---	---	---	---	---
Hf-181	---	9.6E-05	---	3.8E-04	---	---
Hf-182	---	4.9E-11	---	2.1E-10	---	---
Ta-179	---	---	---	---	---	---
Ta-182	---	2.5E-02	---	8.1E-02	---	---
Os-185	---	---	---	---	---	---
Os-194	---	6.8E-12	---	2.7E-11	---	---
Ir-192	---	1.3E-06	---	6.0E-06	---	---
Ir-192m	---	7.1E-11	---	3.2E-10	---	---
Pt-190	---	---	---	---	---	---
Pt-193	---	2.6E-08	---	1.1E-07	---	---
Tl-204	---	---	---	---	---	---
Pb-205	---	1.1E-12	---	1.4E-12	---	---
Pb-210	7.4E-14	---	7.9E-14	---	4.7E-10	---
Bi-207	---	---	---	---	---	---
Bi-208	---	---	---	---	---	---
Bi-210m	---	---	---	---	---	---
Ra-226	4.5E-13	---	3.6E-13	---	1.5E-09	---
Ra-228	1.5E-09	---	3.2E-11	---	---	---
Ac-227	5.5E-10	---	1.5E-11	---	7.4E-09	---
Th-228	4.8E-07	---	6.2E-08	---	7.4E-09	---
Th-229	9.9E-10	---	1.2E-11	---	9.2E-13	---
Th-230	6.6E-10	---	2.2E-10	---	1.7E-07	---
Th-232	1.0E-08	---	1.9E-10	---	---	---
Pa-231	1.5E-08	---	2.4E-10	---	1.7E-08	---
U-232	1.4E-06	---	1.5E-07	---	7.2E-09	---
U-233	9.5E-06	---	8.8E-08	---	3.5E-10	---
U-234	2.6E-05	---	5.6E-06	---	4.6E-04	---
U-235	7.0E-07	---	1.0E-07	---	2.0E-05	---
U-236	2.5E-06	---	1.2E-06	---	8.5E-06	---
U-238	4.0E-06	---	2.7E-06	---	4.7E-04	---
Np-235	3.2E-08	---	2.5E-08	---	---	---
Np-236	4.2E-11	---	3.3E-11	---	1.6E-13	---
Np-237	2.7E-06	---	2.2E-06	---	1.3E-06	---
Pu-236	5.4E-06	---	4.2E-06	---	8.6E-13	---
Pu-237	1.4E-07	---	1.1E-07	---	---	---
Pu-238	3.6E-02	---	6.8E-02	---	3.2E-04	---
Pu-239	2.2E-03	---	1.8E-02	---	4.3E-02	---
Pu-240	2.3E-03	---	2.8E-02	---	5.2E-03	---
Pu-241	7.5E-01	---	3.6E+00	---	1.1E-02	---
Pu-242	1.6E-05	---	5.9E-05	---	4.9E-08	---
Pu-244	2.9E-11	---	2.2E-11	---	---	---
Am-241	2.1E-03	---	1.6E-02	---	2.1E-03	---
Am-242m	1.1E-04	---	5.3E-04	---	1.8E-07	---
Am-243	3.4E-04	---	5.8E-04	---	7.1E-09	---
Cm-241	6.4E-11	---	8.9E-11	---	---	---
Cm-242	6.9E-02	---	2.8E-01	---	1.4E-07	---
Cm-243	2.5E-04	---	5.3E-04	---	3.9E-09	---
Cm-244	1.4E-01	---	1.2E-01	---	4.5E-09	---
Cm-245	2.9E-05	---	2.0E-05	---	4.2E-14	---
Cm-246	2.4E-05	---	1.4E-05	---	---	---
Cm-247	2.8E-10	---	1.4E-10	---	---	---
Cm-248	3.9E-09	---	1.9E-09	---	---	---
Cm-250	1.2E-14	---	6.2E-15	---	---	---
Bk-249	1.6E-05	---	7.8E-06	---	---	---
Cf-249	7.4E-08	---	3.5E-08	---	---	---
Cf-250	6.6E-07	---	3.2E-07	---	---	---
Cf-251	7.2E-09	---	3.4E-09	---	---	---
Cf-252	4.4E-06	---	2.1E-06	---	---	---
Cf-254	4.0E-10	---	2.1E-10	---	---	---
Es-254	8.9E-09	---	4.1E-09	---	---	---
Es-255	9.9E-12	---	5.2E-12	---	---	---

表7.2 原子炉廃棄物の核種組成比毎のトレンチ処分における重要核種の評価結果^{*1}

発生施設	JPDR				JRR-2				JRR-3				JRR-3M				JRR-4				左列に挙 がっている核種
	汚染① ^{*2}	汚染② ^{*2}	放射化 コンクリート 金属	放射化 コンクリート	汚染① ^{*2}	汚染② ^{*2}	放射化 コンクリート 金属	放射化 コンクリート	汚染① ^{*2}	汚染② ^{*2}	放射化 コンクリート 金属	放射化 コンクリート	汚染① ^{*2}	汚染② ^{*2}	放射化 コンクリート 金属	放射化 コンクリート	汚染① ^{*2}	汚染② ^{*2}	放射化 コンクリート 金属	放射化 コンクリート	
1 H-3	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
2 C-14	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
3 Cl-36			○	○																	
4 Ca-41			○	○																	
5 Co-60	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
6 Ni-59																					
7 Ni-63	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
8 Sr-90	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
9 Zr-93																					
10 Nb-94	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
11 Mo-93																					
12 Tc-99																					
13 Ag-108m					○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
14 Sn-126																					
15 I-129																					
16 Be-133																					
17 Cs-137																					
18 Eu-152					○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
19 Eu-154																					
20 Hf-166m																					
21 U-233																					
22 U-234																					
23 U-235																					
24 U-238																					
25 Pu-238																					
26 Pu-239																					
27 Pu-240																					
28 Pu-241																					
29 Am-241																					
30 Am-242m																					
31 Am-243																					
32 Cm-242																					
33 Cm-244																					
重要核種	9	10	13	7	5	5	5	8	8	8	8	8	4	3	4	9	5	3	8	8	20

*1: ○は、相対重要度の比(D/C)/(D/C)_{max}が0.01(2桁)以上で重要核種として選定した核種。
 *2: 汚染①は、H-3の核種組成比を放射化計算の結果に基づき設定。汚染②は、H-3の核種組成比を放出廃液のH-3/C₀-60の結果に基づき設定。

表 7.3 照射後試験等廃棄物の核種組成比毎のピット処分における重要核種の評価結果*1

発生施設	ホットラボ		燃料試験施設		再処理特研		左列に挙がっている核種
	FP核種等	放射化核種*2	FP核種等	放射化核種*2	FP核種等	放射化核種*2	
1	H-3						
2	C-14	○	○	○		○	○
3	Cl-36	○		○			○
4	Ca-41					○	○
5	Co-60						
6	Ni-59	○		○		○	○
7	Ni-63	○		○		○	○
8	Sr-90	○	○		○		○
9	Zr-93			○			○
10	Nb-94	○		○			○
11	Mo-93	○		○			○
12	Tc-99	○	○		○		○
13	Ag-108m					○	○
14	Sn-126	○	○				○
15	I-129						
16	Ba-133						
17	Cs-137	○	○		○		○
18	Eu-152						
19	Eu-154						
20	Ho-166m						
21	U-233	○					○
22	U-234	○	○		○		○
23	U-235				○		○
24	U-238	○	○		○		○
25	Pu-238	○	○				○
26	Pu-239	○	○		○		○
27	Pu-240	○	○		○		○
28	Pu-241	○	○				○
29	Am-241	○	○		○		○
30	Am-242m		○				○
31	Am-243	○					○
32	Cm-242		○				○
33	Cm-244	○					○
重要核種	14	6	14	7	9	5	26

*1: ○は、相対重要度の比(D/C)_i/(D/C)_{max}が0.01(2桁)以上で重要核種として選定した核種。

*2: 燃料の被覆管及びキャプセルを汚染源として評価した核種組成比から求めた重要核種

表7.4 照射後試験等廃棄物の核種組成比毎のトレンチ処分における重要核種の評価結果*1

発生施設	ホットラボ		燃料試験施設		再処理特研		左列に挙がっている核種	
	FP核種等	放射化核種*2	FP核種等	放射化核種*2	FP核種等	放射化核種*2		
1	H-3	○	○	○	○	○	○	
2	C-14		○	○			○	
3	Cl-36							
4	Ca-41							
5	Co-60		○	○		○	○	
6	Ni-59							
7	Ni-63		○	○			○	
8	Sr-90	○	○	○	○		○	
9	Zr-93							
10	Nb-94		○	○			○	
11	Mo-93							
12	Tc-99							
13	Ag-108m					○	○	
14	Sn-126							
15	I-129							
16	Ba-133							
17	Cs-137	○		○	○		○	
18	Eu-152							
19	Eu-154	○		○			○	
20	Ho-166m							
21	U-233							
22	U-234	○		○	○		○	
23	U-235							
24	U-238				○		○	
25	Pu-238	○		○			○	
26	Pu-239	○		○	○		○	
27	Pu-240			○			○	
28	Pu-241	○		○			○	
29	Am-241							
30	Am-242m							
31	Am-243							
32	Cm-242							
33	Cm-244							
重要核種		8	5	10	6	6	3	15

*1: ○は、相対重要度の比(D/C)_i/(D/C)_{max}が0.01(2桁)以上で重要核種として選定した核種。

*2: 燃料の被覆管及びキャプセルを汚染源として評価した核種組成比から求めた重要核種

表7.5 予備選定した施設毎の重要核種と過去の評価及び原子力安全委員会における重要核種の比較

発生施設	本評価 ¹⁾															過去の評価において選定した核種			原子力安全委員会			
	原子炉廃棄物					照射後試験等廃棄物					再処理特研					原子炉廃棄物	サイクル廃棄物	トレンチ				
	JPDR		JRR-2		JRR-3	JRR-3M		JRR-4	ホットラボ		燃料試験施設		再処理特研		ビット	トレンチ	ビット	トレンチ				
	ビット ²⁾	トレンチ ²⁾	ビット ²⁾	トレンチ ²⁾	ビット ²⁾	トレンチ ²⁾	ビット ²⁾	トレンチ ²⁾	ビット ²⁾	トレンチ ²⁾	ビット ²⁾	トレンチ ²⁾	ビット ²⁾	トレンチ ²⁾	ビット	トレンチ	ビット	トレンチ				
1 H-3	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
2 C-14	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
3 Cl-36	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
4 Ca-41	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
5 Co-60	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
6 Ni-59	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
7 Ni-63	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
8 Sr-90	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
9 Zr-93	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
10 Nb-94	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
11 Mo-93	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
12 Tc-99	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
13 Ag-108m	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
14 Sn-126	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
15 I-129 ³⁾	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
16 Ba-133	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
17 Cs-137	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
18 Eu-152	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
19 Eu-154	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
20 Ho-166m	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
21 U-233	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
22 U-234	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
23 U-235	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
24 U-238	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
Np-237																						
25 Pu-238																						
26 Pu-239	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
27 Pu-240	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
28 Pu-241																						
Pu-242																						
29 Am-241	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
30 Am-242m																						
31 Am-243																						
32 Cm-242																						
33 Cm-244																						
重要核種	15	17	15	11	15	13	6	10	8	8	9	9	12	21	13	15	8	27	12	6	22	2

*1: ○は、相対比重の比(D₀/D_{0max})が0.01(3桁)以上で重要核種として選定した核種。

*2: 本欄に掲げる重要核種は、各核種毎に選定された重要核種を網羅して示している。

*3: 1-12は、本評価においては、重要核種に選定されていないが、濃度上危険報告書において、サイクル廃棄物のビット処分重要核種に選定されていることから、当欄は重要核種として選定する。

表7.6 予備選定した施設毎の重要核種

発生施設	原子炉廃棄物												照射後試験等廃棄物						
	JPDR		JRR-2		JRR-3		JRR-3M		JRR-4		ホットラボ		燃料試験施設		再処理特研				
	ピット ^{*1}	トレンチ ^{*1}	ピット ^{*1}	トレンチ ^{*1}	ピット ^{*1}	トレンチ ^{*1}	ピット ^{*1}	トレンチ ^{*1}	ピット ^{*1}	トレンチ ^{*1}	ピット ^{*1}	トレンチ ^{*1}	ピット ^{*1}	トレンチ ^{*1}	ピット ^{*1}	トレンチ ^{*1}	ピット ^{*1}	トレンチ ^{*1}	
1		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				
2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
3	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
4		○	○																
5		○		○															
6	○		○																
7	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
8	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
9																			
10	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
11	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
12	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
13	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
14																			
15																			
16				○															
17			○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
18		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
19		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
20	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
21	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
22	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
重要核種	12	16	15	11	10	11	6	10	8	9	13	10	14	10	10	10	7		

*1: 本欄に掲げる重要核種は、各核種組成比で選定された重要核種を網羅して示している。

*2: 天然に存在するU-234、U-235、U-238のうち、1核種でも重要核種となった場合は、○としている。

*3: U-234、U-235、U-238を除くα核種について1核種でも重要核種となった場合は、○としている。U-233及びPu-241を含む。

1991年3月現在

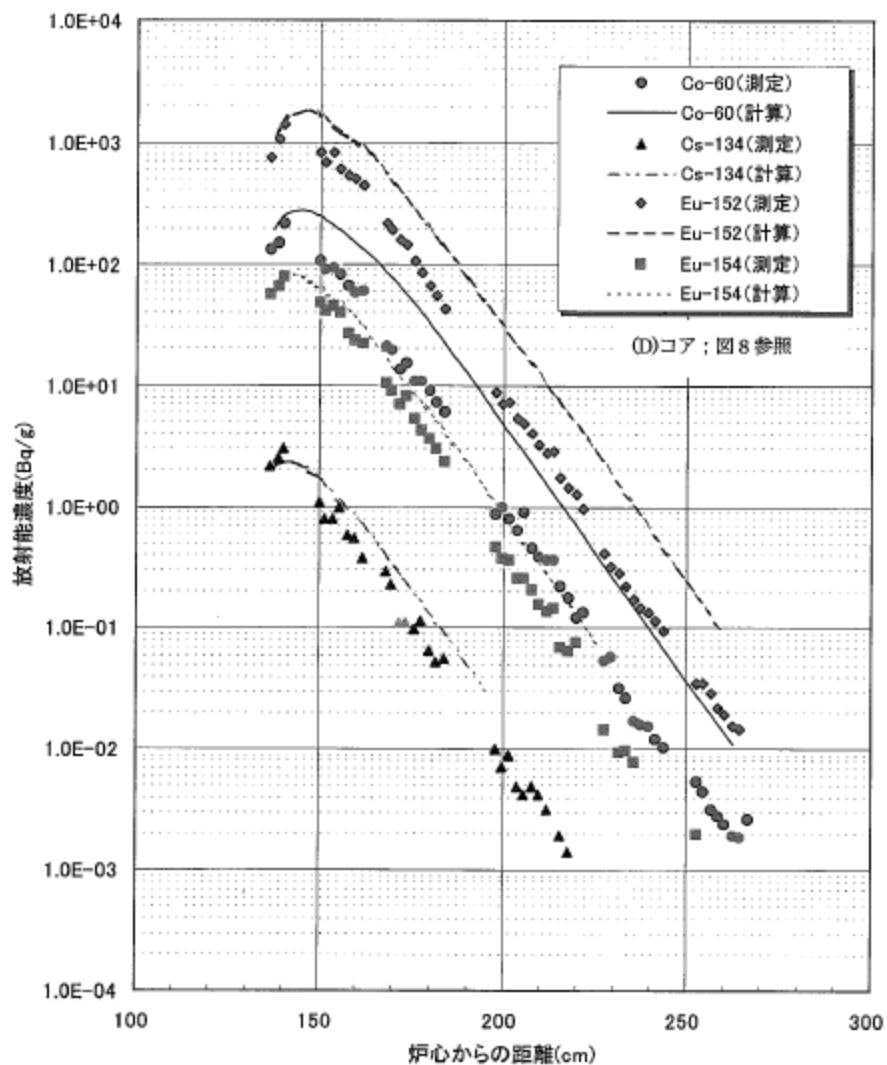


図 5.3.1 JPDR の生体遮蔽体における放射能濃度分布
 既存報告書¹⁹⁾を引用

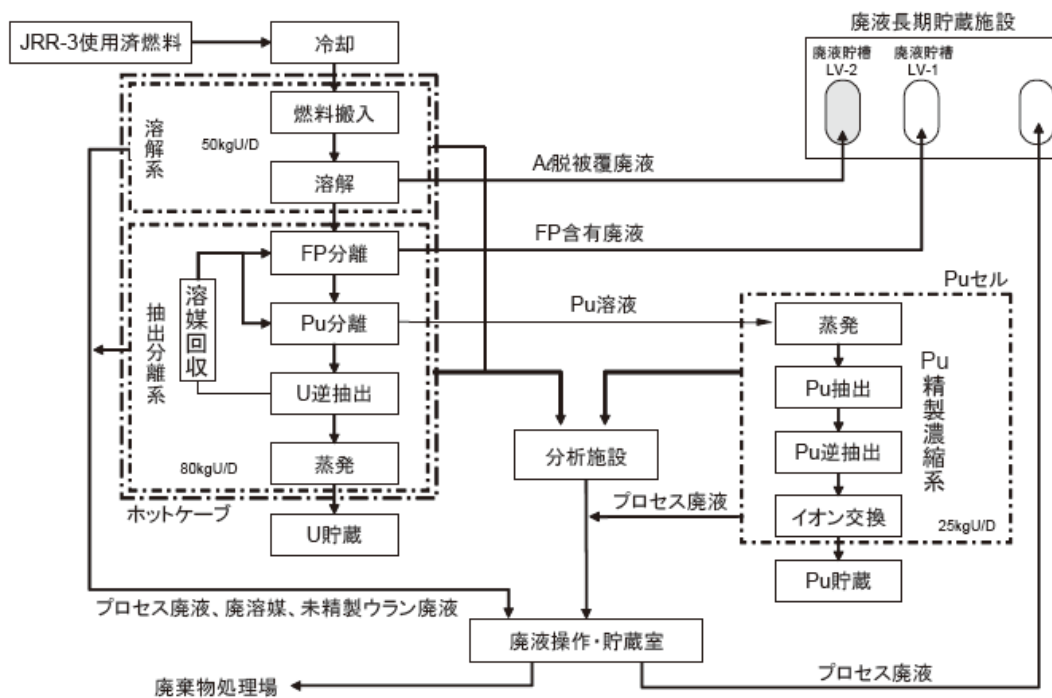


図 6.1.1 再処理特別研究棟における湿式再処理試験の系統図
(既存報告書⁴⁷⁾を引用)

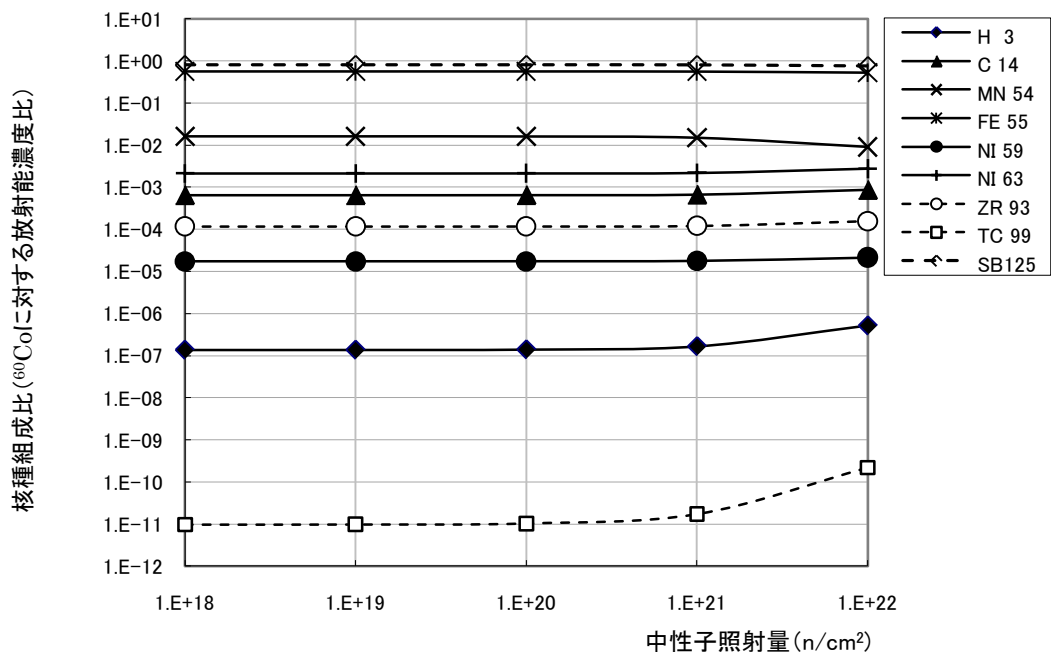


図6.1.2 ジルカロイ-4の中性子照射量による核種組成比の変化 (JMTR、Be領域のライブラリーで計算した場合)

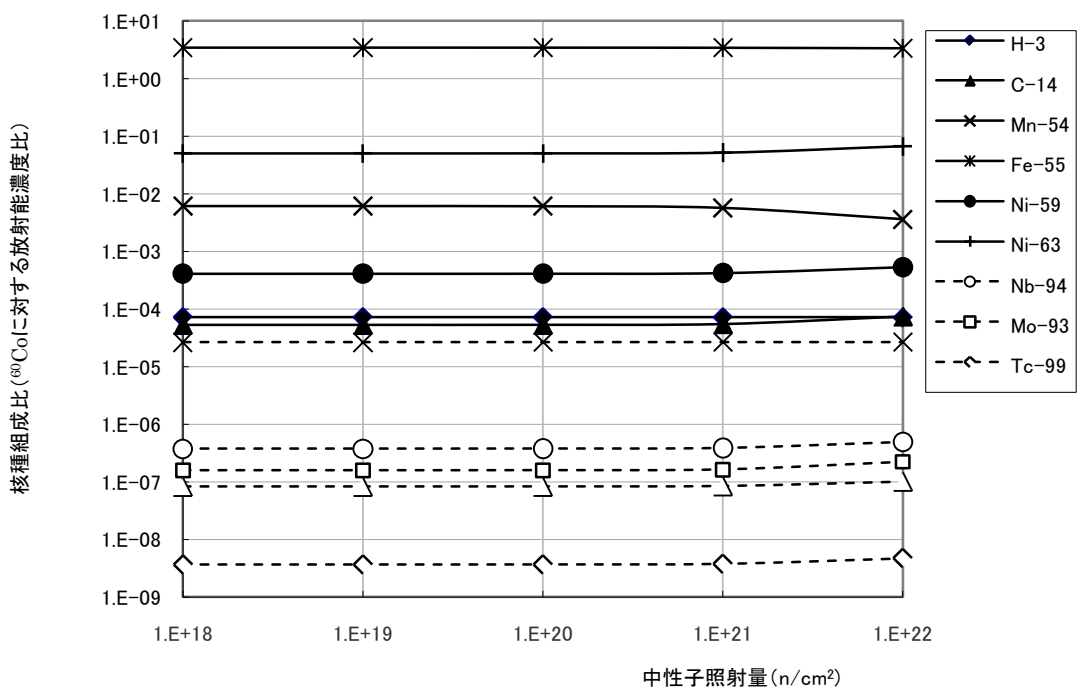


図6.1.3 SUS304の中性子照射量による核種組成比の変化 (JRR-3M、重水領域のライブラリーで計算した場合)

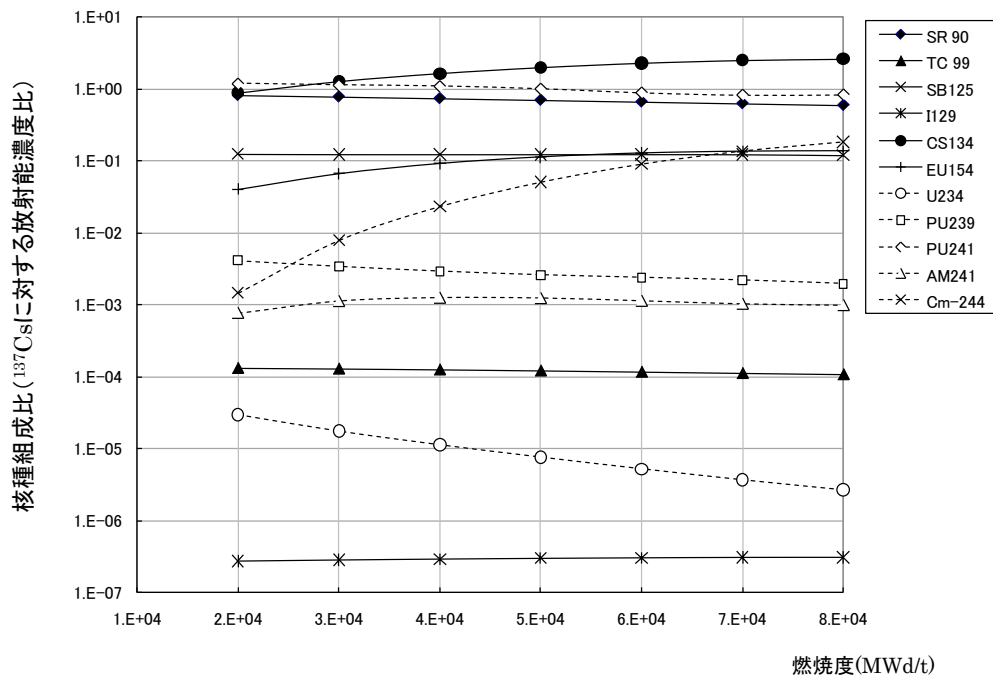


図6.1.4 UO_2 燃料における燃焼度による核種組成比の変化
 {PWR(PWRUEライブラリー)、 ^{235}U 濃縮度4.5wt%、比出力35MW/t}

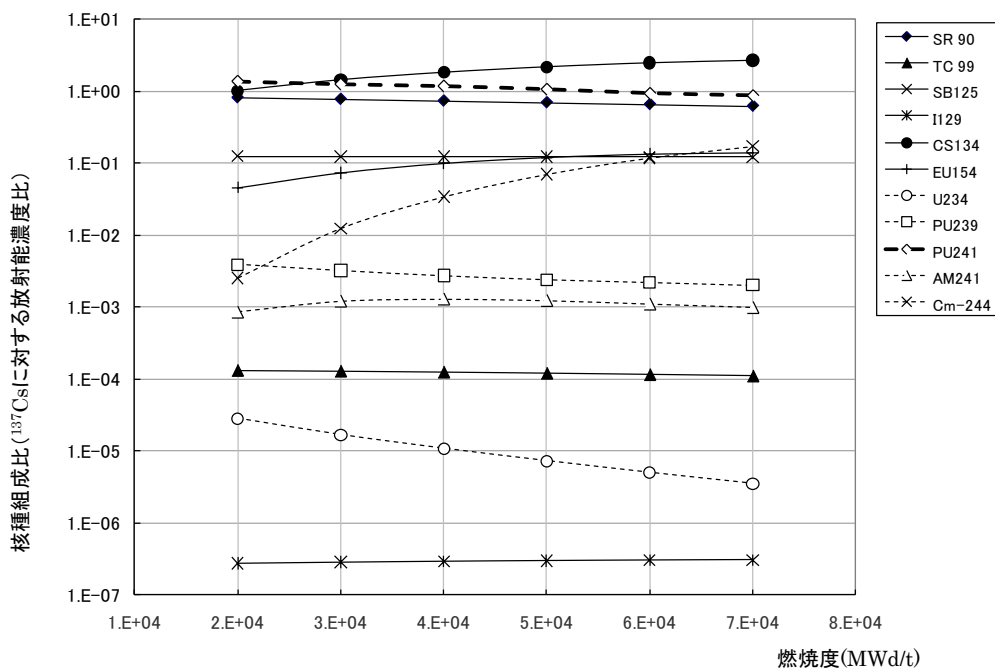


図6.1.5 UO_2 燃料における燃焼度による核種組成比の変化
 {BWR(BWRUEライブラリー)、 ^{235}U 濃縮度4.5wt%、比出力35MW/t}

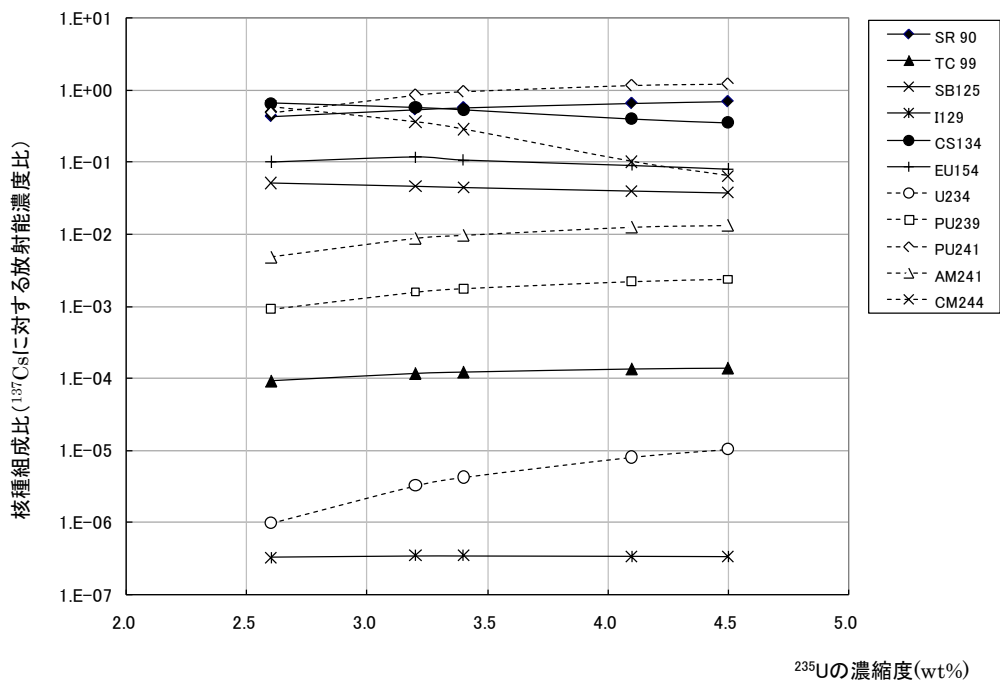


図6.1.6 UO_2 燃料の濃縮度による核種組成比の変化
 {PWR(PWRUEライブラリー)、燃焼度40GWd/t、比出力35MW/t}

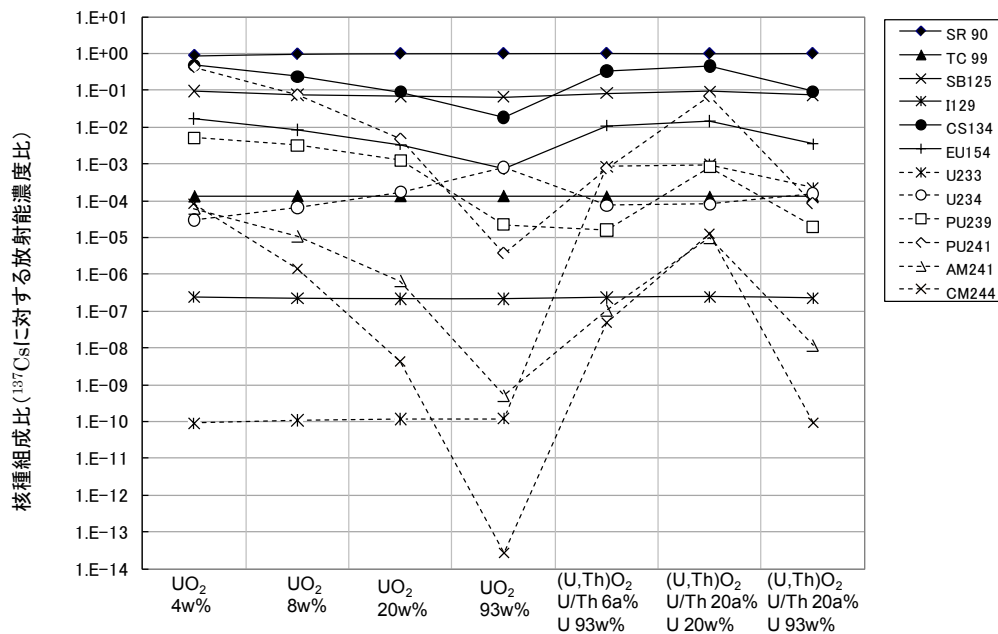


図6.1.7 UO_2 燃料と $(U,Th)O_2$ の濃縮度による核種組成比の変化
 {JRR-3M(Be領域のライブラリー)、燃焼度20GWd/t、比出力160MW/t}

*1: 濃縮度93w%の UO_2 燃料は、計算上で設定した燃料であり、実際には使用されていない
 *2: JRR-3Mにおける照射も計算上の設定である

Appendix - 1 廃棄物の発生量

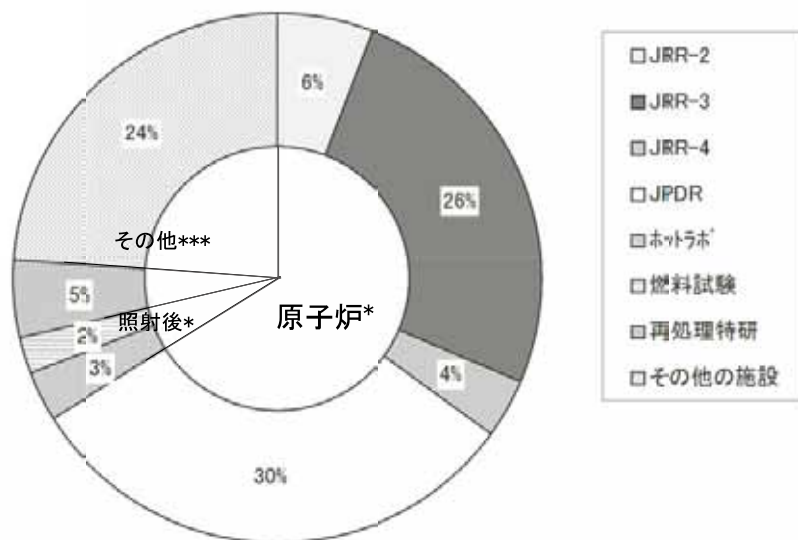


図1-1 不燃性廃棄物の施設別発生体積割合 (S62-H17年度、βγA-1レベル)

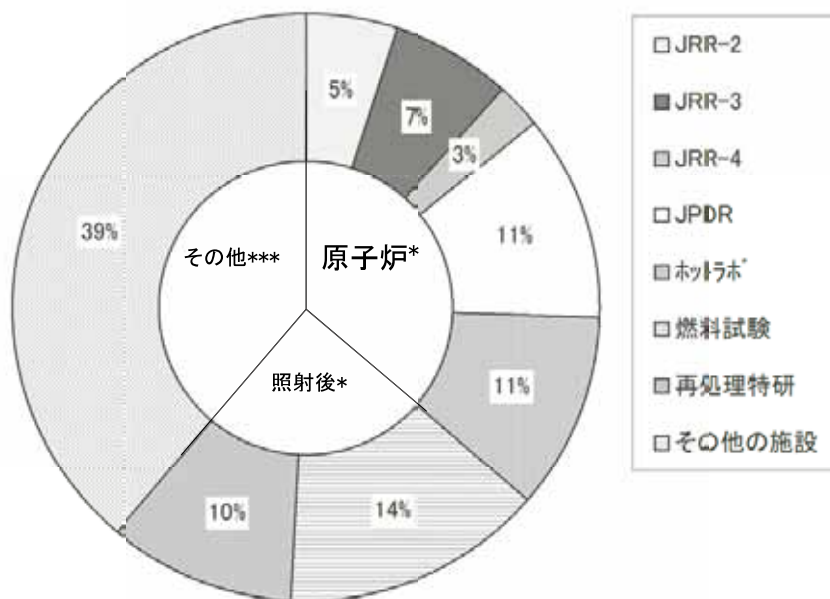


図1-2 可燃性不燃性廃棄物の施設別発生体積割合 (S62-H17年度、βγA-1レベル)

* 評価対象の原子炉及び照射後試験等施設
 ** βγA-1レベル: 容器表面の線量当量率が $\leq 0.5\text{mSv/h}$ 又はβ線核種のみ収納したものについては、1容器あたり、3.7GBq未満(^{90}Sr にあつては、370MBq未満)
 *** 評価対象の原子炉施設及び照射後試験等施設以外の施設。ただし、廃棄物処理施設及び原子力科学研究所外の事業所を除く

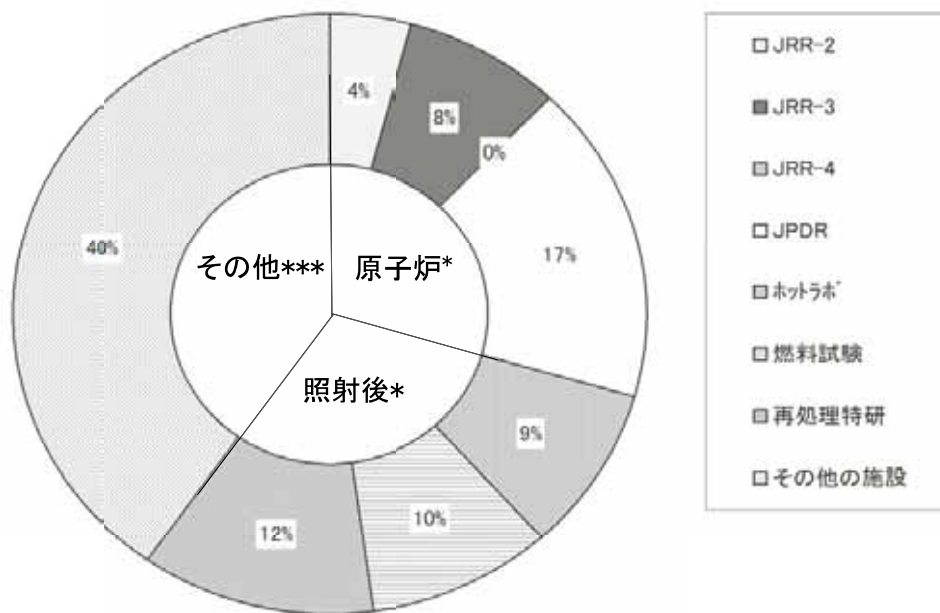


図1-3 難燃性廃棄物及びフィルターの施設別発生体積割合 (S62-H17年度、 β γ A-1レベル)

- * 評価対象の原子炉及び照射後試験等施設
- ** β γ A-1レベル: 容器表面の線量当量率が0.5mSv/h又は β 線核種のみ収納したものについては、1容器あたり、3.7GBq未満(^{90}Sr にあつては、370MBq未満)
- *** 評価対象の原子炉施設及び照射後試験等施設以外の施設。ただし、廃棄物処理施設及び原子力科学研究所外の事業所を除く

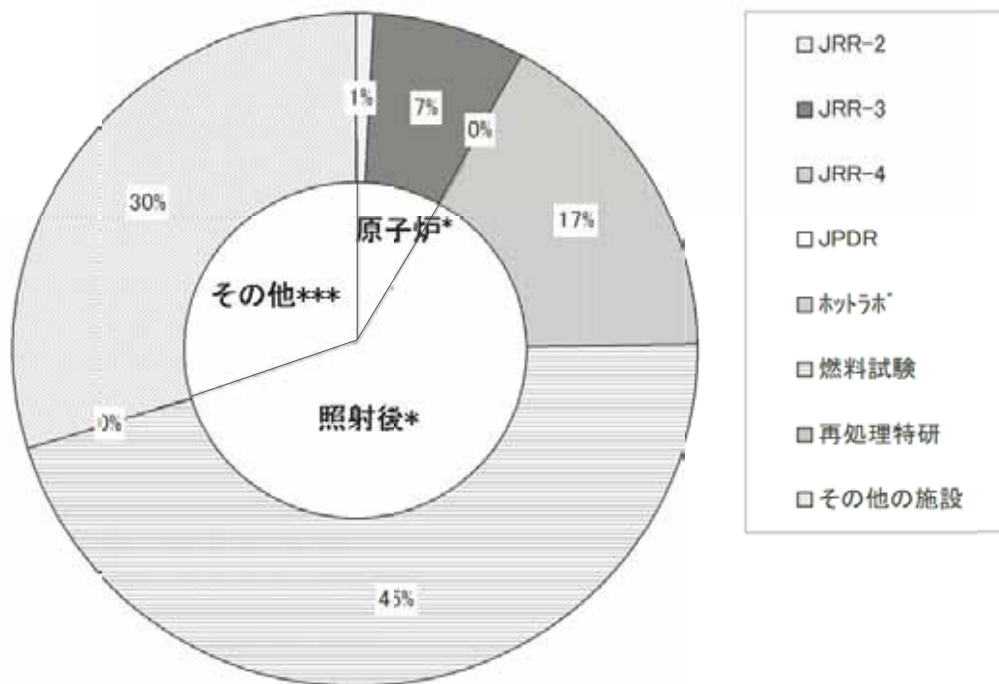


図1-4 液体廃棄物の施設別放射エネルギー割合 (S62-H17年度、βγAレベル)

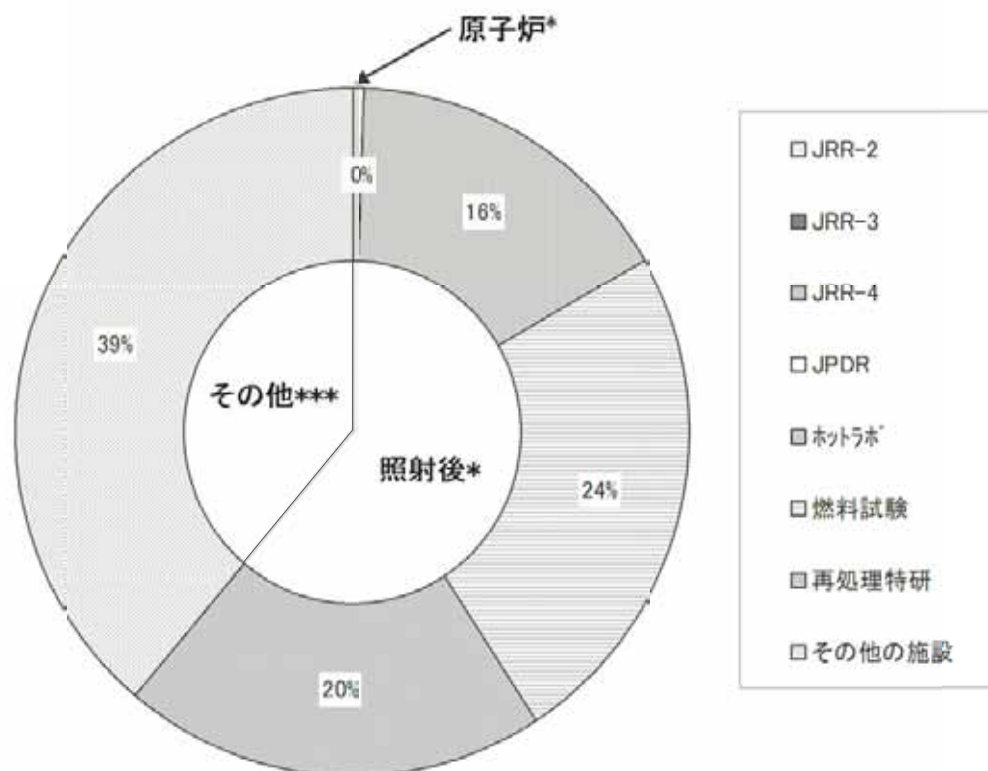


図1-5 液体廃棄物の施設別放射エネルギー割合 (S62-H17年度、B-1レベル)

- * 評価対象の原子炉及び照射後試験等施設
- ** βγA-1レベル: 容器表面の線量当量率が0.5mSv/h又はβ線核種のみ収納したものについては、1容器あたり、3.7GBq未満(⁹⁰Srにあっては、370MBq未満)
- *** 評価対象の原子炉施設及び照射後試験等施設以外の施設。ただし、廃棄物処理施設及び原子力科学研究所外の事業所を除く

Appendix-2

基準線量相当濃度の計算方法と使用したパラメータ

1. 評価対象核種

評価対象核種は、本文表 4.1 における 180 核種のうち、濃度上限値報告書 A2-1)、報告書 A2-2)A2-3) で基準線量相当濃度が計算されていない 114 核種を対象とした。ただし、 ^{250}Cm と ^{254}Cf は、自発核分裂が主な崩壊反応で子孫核種の評価が困難なため、基準線量相当濃度の評価の対象外とし、112 核種について、基準線量相当濃度の計算を行った。評価対象の 112 核種を表 A2-1 に示す。 ^{250}Cm と ^{254}Cf は、本報告書における評価の結果、 ^{239}Pu や ^{244}Cm と比較して核種組成比が十分小さいため、重要核種にはならないと考えられる。

2. 処分概念及び評価シナリオ

基準線量相当濃度は、濃度上限値報告書に示された処分概念及び管理期間終了後の評価シナリオを用いて行った。濃度上限値報告書に示されたトレンチ処分の評価シナリオ、埋設施設概念及び評価シナリオの概念図を表 A2-2、図 A2-1 に示す。ピット処分の評価シナリオ、埋設施設概念及び評価シナリオの概念図を表 A2-3、図 A2-2 に示す。

3. 評価に使用したパラメータ

埋設施設の仕様、自然環境、生活圏に係るパラメータは、濃度上限値報告書及び報告書 A2-2)A2-3) に示された値を使用した。

本報告書で新たに評価する核種に係る放出係数、移行係数等の元素依存パラメータは、濃度上限値報告書、報告書 A2-2)A2-3)、既存の原子力安全委員会報告書 A2-4)、及びそれらの報告書においてパラメータの設定根拠となっている文献を基に設定した。ただし、上記報告書等に示されていない場合は、他の文献等を基に設定した。表 A2-4 に評価に使用した移行係数等を、表 A2-5 に評価に使用した放出係数等のパラメータを示す。

内部被ばく線量換算係数については、ICRP Pub.68^{A2-20)}及び Pub.72^{A2-21)}から引用し、それらに示されていない核種については、日本原子力研究所において同等の評価を行った報告書 A2-22)A2-23)から引用した。

外部被ばく線量換算係数は、QAD-CGGP2^{A2-24)}を用いて計算した。外部被ばく線量換算係数を計算するための核種毎の放射線エネルギー及び放出率は、NRC が開発した Radiological toolbox^{A2-25)}における JAERI データを使用した。

表 A2-5 及び表 A2-6 に評価に使用した内部被ばく線量換算係数及び外部被ばく線量換算係数を示す。

4. 線量計算コード

トレンチ処分及びピット処分における基準線量相当濃度の計算は、原子力機構で開発した低

レベル放射性廃棄物処分の濃度上限値評価コード GSA-GCL2^{A2-2)A2-3)} を用いて行った。

5. スカイシャインシナリオにおける基準線量相当濃度

重要核種の評価対象核種に選定しなかった 60 核種のうち 54 核種について、トレンチ処分のスカイシャインシナリオにおける基準線量相当濃度を計算した。(6 核種は、濃度上限値報告書において評価済み。)評価体系は、濃度上限値報告書と同じとした。図 A2-3 に評価モデルの概念図を示す。評価コードは、原子力機構で開発した「処分場操業シナリオのスカイシャイン線量評価コード SKY-OSD^{A2-2)A2-3)}を用いた。

Appendix-2 の参考文献

- A2-1) 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” , (2007).
- A2-2) 武田聖司, 他 : “TRU 核種を含む放射性廃棄物及びウラン廃棄物のトレンチ処分対する濃度上限値の評価(受託研究)” , JAEA-Research 2008-046 (2008).
- A2-3) 澤口拓磨, 他 : “TRU 核種を含む放射性廃棄物及びウラン廃棄物のピット処分対する濃度上限値の評価(受託研究)” , JAEA-Research 2008-044 (2008).
- A2-4) 原子力安全委員会 : “低レベル固体放射性廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について(第 3 次中間報告)” , (2000).
- A2-5) IAEA : “Derivation of Activity Limits for Disposal of Radioactive Waste in Near Surface Disposal Facilities” , IAEA-TECDOC-1380 (2003).
- A2-6) IAEA : “Generic Models and Parameters for Assessing the Environmental Transfer of Radionuclides from Routine Release : Exposures of Critical Groups” , IAEA Safety Series No. 57 (1982).
- A2-7) IAEA : “Clearance of Materials Resulting from the Use of Radionuclides in Medicine, Industry and Research” , IAEA-TECDOC-1000 (1998).
- A2-8) O. I. Oztunali et al. : “De Minimis Waste Impacts Analysis Methodology” , NUREG/CR-3585, U. S. Nuclear Regulatory Commission (1984).
- A2-9) IAEA : “Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Temperate Environments” , IAEA Technical Reports Series No.364 (1994).
- A2-10) C. F. Baes III, et al. : “A Review and Analysis of Parameters for Assessing Transport of Environmentally Released Radionuclides Through Agriculture” , ORNL-5786 (1984).
- A2-11) B. A. Napier, et al. : “Assessment of Effectiveness of Geological Isolation Systems PABLM-A Computer Program to Calculate Accumulated Radiation Dose from Radionuclides in the Environment” , PNL-3209 (1980).
- A2-12) Y. C. Ng, et al. : “Transfer Coefficients for Assessing the Dose from Radionuclides in Meat and Eggs” , NUREG/CR-2976 (1982).

- A2-13) National Council on Radiation Protection and Measurements : “Screening Models for Releases of Radionuclides to Atmosphere, Surface Water, and Ground” , NCRP No.123 (1996).
- A2-14) L. H. Staven, et al. : “A Comendium of Transfer Factors for Agricultural and Animal Products” , PNNL-13421 (2003).
- A2-15) S. E. Thompson, et al. : “Concentration Factors of Chemical Elements in Edible Aquatic Organisms” , UCRL-50564 Rev.1 (1972).
- A2-16) IAEA : “Exemption of Radiation Sources and Practices from Regulatory Control - Interim Report” , IAEA-TECDOC-401 (1987).
- A2-17) A. V. Pinner, et al, : “An Assessment of the Radiological Protection Aspects of Shallow Land Buerial of Radioactive Wastes” , NRPB-R161 (1984).
- A2-18) 原子力安全委員会 : “核燃料使用施設（照射済燃料及び材料を取り扱う施設）におけるクリアランスレベルについて” , (2003).
- A2-19) 加藤正平, 他 : “放射性廃棄物浅地中処分安全性評価に用いる分配係数” , 日本原子力学会誌, 28, 4, p.344-351 (1986).
- A2-20) ICRP : “Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers” , ICRP Publication 68 (1994).
- A2-21) ICRP : “Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides : Part 5. Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients” , ICRP Publication 72 (1996).
- A2-22) 河合勝雄, 他 : “現行法令及び ICRP Publ.68,72 に掲載されていない核種の空气中濃度等の試算 ーJAERI-Data/Code 2000-001 補遺ー” , JAERI-Data/Code 2000-033 (2000).
- A2-23) 河合勝雄, 他 : “ICRP の内部被ばく線量評価法に基づく空气中濃度等の試算” , JAERI-Data/Code 2000-001 (2000).
- A2-24) Y. Sakamoto, et al. : “QAD-CGGP2 and G33-GP2 : Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP Code with Conversion Factors form Exposure to Ambient and Maximum Dose Equivalents” , JAERI-M 90-110 (1990).
- A2-25) K. F. Eckerman, et al. : “Radiological Toolbox User's Manual” , ORNL/TM-2004/27R1 (2006).
- A2-26) R. B. Firestone, et al. : “Table of Isotopes 8th Edition 1999 Update with CD-ROM.”, Wiley-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, (1999).

表A2-1 基準線量相当濃度を評価した核種

No	核種	半減期 (y) ^{*1}	No	核種	半減期 (y) ^{*1}
1	Na-22	2.6E+00	57	Sm-148	7.0E+15 *2
2	Al-26	7.2E+05	58	Eu-149	2.5E-01 *2
3	Si-32	1.5E+02	59	Eu-150	3.7E+01
4	S-35	2.4E-01 *2	60	Gd-152	1.1E+14 *2
5	K-40	1.3E+09	61	Gd-153	6.6E-01 *2
6	Ca-45	4.5E-01 *2	62	Tb-157	7.1E+01
7	Sc-46	2.3E-01 *2	63	Tb-160	2.0E-01 *2
8	V-49	9.0E-01 *2	64	Dy-159	4.0E-01 *2
9	Co-57	7.4E-01 *2	65	Ho-163	4.6E+03
10	Zn-65	6.7E-01 *2	66	Tm-170	3.5E-01 *2
11	Ge-68	7.4E-01 *2	67	Tm-171	1.9E+00
12	Se-75	3.3E-01 *2	68	Yb-169	8.8E-02 *2
13	Rb-87	4.8E+10	69	Lu-173	1.4E+00
14	Sr-85	1.8E-01 *2	70	Lu-174	3.3E+00
15	Sr-89	1.4E-01 *2	71	Lu-176	3.8E+10
16	Y-91	1.6E-01 *2	72	Lu-177m	4.4E-01 *2
17	Zr-95	1.8E-01 *2	73	Hf-172	1.9E+00
18	Nb-92	3.5E+07	74	Hf-175	1.9E-01 *2
19	Nb-95	9.6E-02 *2	75	Hf-178m	3.1E+01
20	Tc-97	2.6E+06	76	Hf-181	1.2E-01 *2
21	Tc-97m	2.5E-01	77	Hf-182	9.0E+06
22	Tc-98	4.2E+06	78	Ta-179	1.8E+00
23	Ru-103	1.1E-01 *2	79	Ta-182	3.1E-01 *2
24	Rh-101	3.3E+00	80	W-181	3.3E-01 *2
25	Rh-102	5.7E-01 *2	81	W-185	2.1E-01 *2
26	Rh-102m	2.9E+00	82	W-188	1.9E-01 *2
27	Ag-110m	6.8E-01 *2	83	Re-187	4.4E+10 *2
28	Cd-109	1.3E+00	84	Os-185	2.6E-01 *2
29	Cd-113m	1.4E+01	85	Os-194	6.0E+00
30	Cd-115m	1.2E-01 *2	86	Ir-192	2.0E-01 *2
31	In-114m	1.4E-01 *2	87	Ir-192m	2.4E+02
32	In-115	4.4E+14 *2	88	Ir-194m	4.7E-01 *2
33	Sn-113	3.2E-01 *2	89	Pt-190	6.5E+11
34	Sn-119m	8.0E-01 *2	90	Pt-193	5.0E+01
35	Sn-123	3.5E-01 *2	91	Au-195	5.1E-01 *2
36	Sb-124	1.6E-01 *2	92	Hg-203	1.3E-01 *2
37	Te-121m	4.2E-01 *2	93	Tl-204	3.8E+00
38	Te-123m	3.3E-01	94	Pb-205	1.5E+07
39	Te-127m	3.0E-01 *2	95	Bi-207	3.2E+01
40	Te-129m	9.2E-02	96	Bi-208	3.7E+05
41	I-125	1.6E-01 *2	97	Bi-210m	3.0E+06
42	Ba-133	1.1E+01	98	Np-235	1.1E+00
43	La-137	6.0E+04	99	Np-236	1.5E+05
44	La-138	1.1E+11	100	Pu-236	2.9E+00
45	Ce-139	3.8E-01 *2	101	Pu-237	1.2E-01
46	Ce-141	8.9E-02 *2	102	Pu-244	8.1E+07
47	Nd-144	2.3E+15 *2	103	Cm-241	9.0E-02
48	Pm-143	7.3E-01 *2	104	Cm-247	1.6E+07
49	Pm-144	9.9E-01 *2	105	Cm-248	3.4E+05
50	Pm-145	1.8E+01	106	Bk-249	8.8E-01
51	Pm-146	5.5E+00	107	Cf-249	3.5E+02
52	Pm-147	2.6E+00	108	Cf-250	1.3E+01
53	Pm-148m	1.1E-01 *2	109	Cf-251	9.0E+02
54	Sm-145	9.3E-01	110	Cf-252	2.6E+00
55	Sm-146	1.0E+08	111	Es-254	7.5E-01
56	Sm-147	1.1E+11	112	Es-255	1.1E-01

*1: Table of Isotopes 8th edition[A2-26]から引用。Se-79は、濃度上限値報告書[A2-1]から引用

*2: スカイシヤインシナリオの評価を行った核種

表 A2-2 トレンチ処分における評価シナリオ

(濃度上限値報告書[A2-1]参考資料 3 表 1 を引用して掲載)

評価シナリオ	形態	被汚染物	線量評価対象者	被ばく形態	経路番号
建設シナリオ	処分場跡地の再利用	覆土の掘削された廃棄物層	建設作業員	土壌直接線・外部	1
				塵埃吸入・内部	2
居住シナリオ	処分場跡地の再利用	客土で覆われた廃棄物との混合土壌	居住者	農作物摂取・内部	3
				土壌直接線・外部	4
河川水利用シナリオ	河川水利用	河川水	河川水利用者	河川水飲用・内部	5
			河川産物消費者	河川産物摂取・内部	6
操業中シナリオ	処分場操業	廃棄物	居住者(敷地境界)	畜産物消費者	畜産物摂取・内部
				スカイシャイン・外部	8

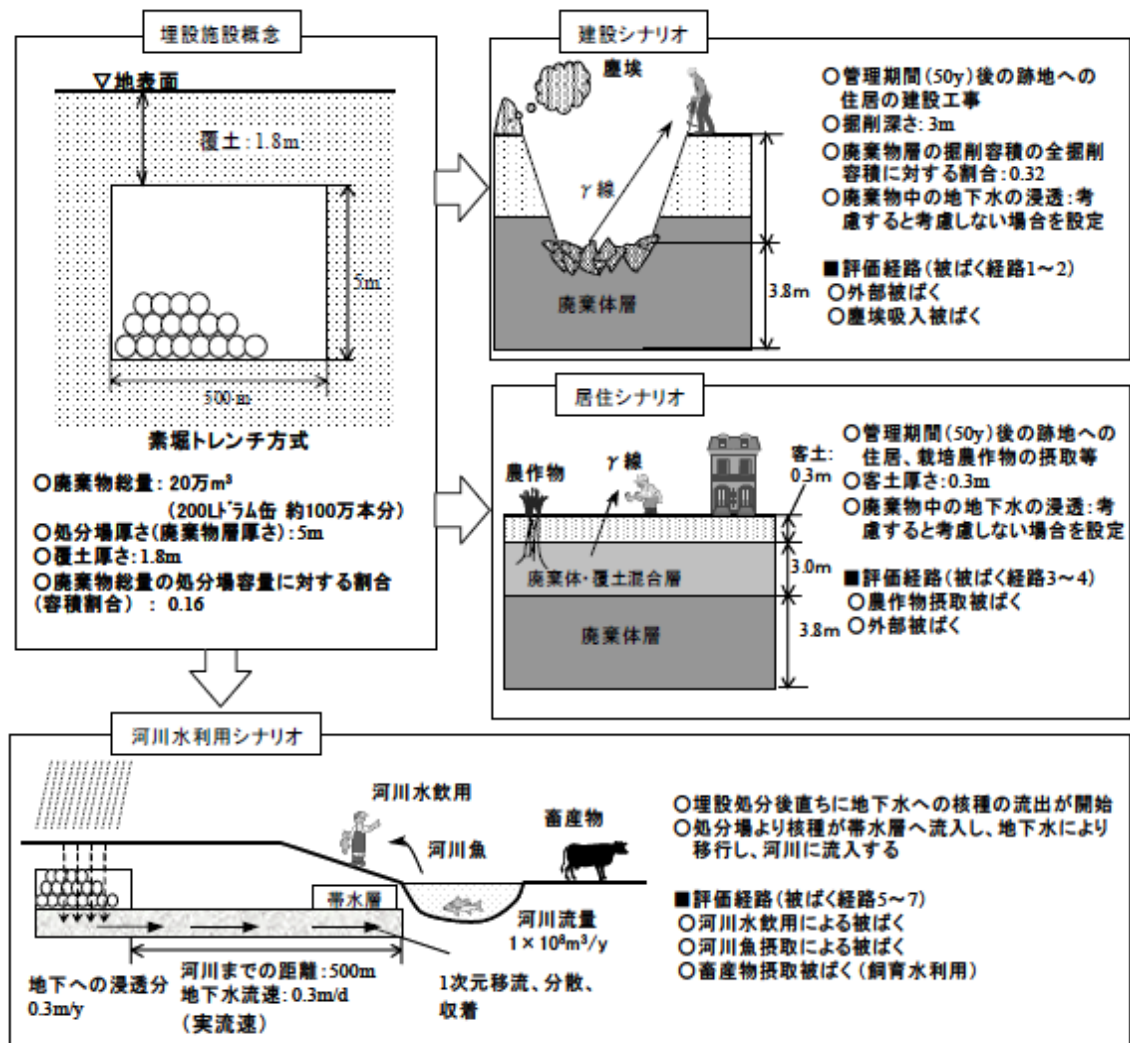


図 A2-1 埋設施設概念及び管理期間終了後の評価シナリオの概念図

(濃度上限値報告書[A2-1]参考資料 3 図 1 を引用して掲載)

表 A2-3 トレンチ処分における評価シナリオ
(濃度上限値報告書[A2-1]参考資料 3 表 2 を引用して掲載)

評価シナリオ	形態	被汚染物	経路評価対象者	被ばく形態	経路番号
建設シナリオ	処分場跡地の再利用	覆土の掘削された廃棄物層	建設作業員	土壌直接線・外部	1
居住シナリオ		覆土で覆われた廃棄物層	居住者	農作物(果実)摂取・内部 土壌直接線・外部	2 3
河川水利用シナリオ	河川水利用	河川水	河川水利用者	河川水飲用・内部	4
			河川産物消費者	河川産物摂取・内部	5
操業中シナリオ	処分場操業	飼育水	畜産物消費者	畜産物摂取・内部	6
		廃棄物	居住者(敷地境界)	スカイシャイン・外部	7

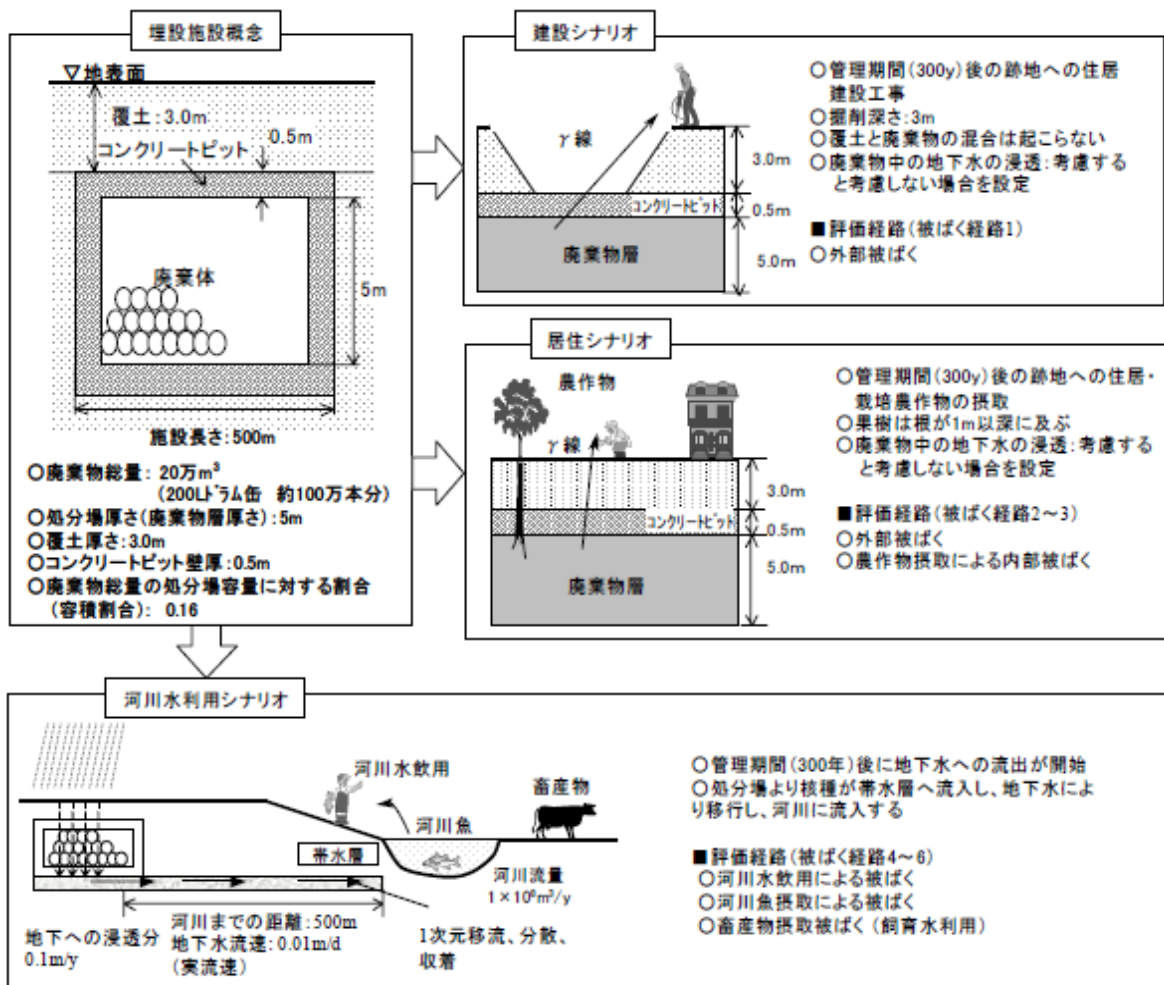


図 A2-2 ピット処分の埋設施設概念及び管理期間終了後の評価シナリオの概念図

(濃度上限値報告書[A2-1]参考資料 3 図 3 を引用して掲載)

表A2-4 基準線量相当濃度の評価に使用した移行係数等のパラメータ(1/2)

核種	土壌から農作物			畜産物
	トレンチ		ビット	トレンチ、ビット
	米	葉菜、非葉菜、果実	果実	牛肉
	(Bq/g-wet)/(Bq/g-dry)	(Bq/g-wet)/(Bq/g-dry)	(Bq/g-wet)/(Bq/g-dry)	(d/kg)
Na	2.0E-02 (*2)	3.0E-02 (*2)	3.0E-02 (*2)	8.0E-02 (*2)
Al	4.0E-03 (*7)	4.0E-03 (*7)	4.0E-03 (*7)	1.5E-03 (*7)
Si	6.4E-02 (*12)	7.0E-02 (*12)	1.3E-02 (*12)	4.0E-05 (*12)
P	1.0E+00 (*3)	1.0E+00 (*3)	1.0E+00 (*3)	5.0E-02 (*6)
S	1.4E+00 (*12)	3.8E-01 (*12)	2.7E-01 (*12)	2.0E-01 (*12)
K	4.0E-02 (*4)	4.0E-02 (*4)	4.0E-02 (*4)	2.0E-02 (*6)
Ca	5.0E-01 (*1)	5.0E-01 (*1)	5.0E-01 (*1)	2.0E-03 (*1)
Sc	1.1E-03 (*5)	1.1E-03 (*5)	1.1E-03 (*5)	1.6E-02 (*5)
V	1.0E-02 (*13)	1.0E-02 (*13)	1.0E-02 (*13)	3.0E-07 (*13)
Co	3.0E-02 (*1)	3.0E-02 (*1)	3.0E-02 (*1)	1.0E-02 (*1)
Ni	5.0E-02 (*1)	3.0E-02 (*1)	3.0E-02 (*1)	5.0E-03 (*1)
Zn	4.0E-01 (*2)	4.0E-01 (*2)	4.0E-01 (*2)	1.0E-01 (*2)
Ge	2.0E-01 (*14)	1.0E-01 (*14)	1.0E-01 (*14)	1.9E-03 (*14)
Se	1.0E-01 (*1)	1.0E-01 (*1)	1.0E-01 (*1)	1.0E-01 (*1)
Rb	8.2E-01 (*12)	2.3E-01 (*12)	1.6E-01 (*12)	1.0E-02 (*12)
Sr	8.0E-02 (*1)	3.0E+00 (*1)	9.0E-02 (*1)	8.0E-03 (*1)
Y	9.1E-03 (*12)	2.5E-03 (*12)	1.8E-03 (*12)	1.0E-03 (*12)
Zr	5.0E-03 (*1)	5.0E-03 (*1)	5.0E-03 (*1)	1.0E-06 (*1)
Nb	1.0E-02 (*1)	1.0E-02 (*1)	1.0E-02 (*1)	3.0E-07 (*1)
Mo	2.0E-01 (*1)	2.0E-01 (*1)	2.0E-01 (*1)	6.8E-03 (*1)
Tc	1.0E+01 (*1)	1.0E+01 (*1)	1.0E+01 (*1)	1.0E-04 (*1)
Ru	4.0E-02 (*1)	1.0E-02 (*1)	1.0E-02 (*1)	5.0E-02 (*1)
Rh	3.6E-02 (*12)	3.0E-02 (*12)	7.2E-03 (*12)	2.0E-03 (*12)
Ag	2.0E-01 (*1)	2.0E-01 (*1)	2.0E-01 (*1)	3.0E-03 (*1)
Cd	3.0E-01 (*5)	3.0E-01 (*5)	3.0E-01 (*5)	5.3E-04 (*5)
In	3.6E-04 (*12)	8.0E-04 (*12)	7.2E-05 (*12)	8.0E-03 (*12)
Sn	2.0E-01 (*1)	1.0E-01 (*1)	1.0E-01 (*1)	1.9E-03 (*1)
Sb	1.0E-02 (*1)	1.0E-02 (*1)	1.0E-02 (*1)	4.0E-05 (*1)
Te	1.0E+00 (*1)	1.0E+00 (*1)	1.0E+00 (*1)	7.0E-03 (*1)
I	1.0E-01 (*1)	1.0E-01 (*1)	1.0E-01 (*1)	4.0E-02 (*1)
Ba	5.0E-03 (*3)	5.0E-03 (*3)	5.0E-03 (*3)	2.0E-04 (*3)
La	2.0E-03 (*3)	6.2E-04 (*6)	4.0E-03 (*12)	2.0E-03 (*3)
Ce	3.0E-03 (*1)	3.0E-03 (*1)	3.0E-03 (*1)	2.0E-05 (*1)
Nd	1.8E-02 (*12)	5.0E-03 (*12)	3.6E-03 (*12)	2.0E-05 (*12)
Pm	3.0E-03 (*2)	3.0E-03 (*2)	3.0E-03 (*2)	5.0E-03 (*2)
Sm	2.0E-03 (*1)	2.0E-03 (*1)	2.0E-03 (*1)	5.1E-04 (*1)
Eu	3.0E-03 (*1)	3.0E-03 (*1)	3.0E-03 (*1)	4.7E-04 (*1)
Gd	1.8E-02 (*12)	5.0E-03 (*12)	3.6E-03 (*12)	2.0E-05 (*12)
Tb	1.0E-02 (*8)	1.0E-02 (*8)	1.0E-02 (*8)	5.0E-03 (*9)
Dy	1.8E-02 (*12)	5.0E-03 (*12)	3.6E-03 (*12)	2.0E-05 (*12)
Ho	2.6E-03 (*1)	2.6E-03 (*1)	2.6E-03 (*1)	5.0E-03 (*1)
Tm	1.0E-02 (*7)	1.0E-02 (*7)	1.0E-02 (*7)	4.5E-03 (*7)
Yb	1.0E-02 (*7)	1.0E-02 (*7)	1.0E-02 (*7)	4.0E-03 (*7)
Lu	1.0E-02 (*7)	1.0E-02 (*7)	1.0E-02 (*7)	4.5E-03 (*7)
Hf	3.0E-03 (*11)	3.0E-03 (*11)	3.0E-03 (*11)	2.0E-02 (*8)
Ta	2.0E-03 (*11)	2.0E-03 (*11)	2.0E-03 (*11)	3.0E-07 (*12)
W	2.7E+00 (*12)	7.5E-01 (*12)	5.4E-01 (*12)	4.0E-02 (*12)
Re	3.2E-01 (*12)	3.0E-01 (*12)	6.3E-02 (*12)	8.0E-03 (*12)
OS	3.2E-03 (*12)	8.1E-03 (*12)	8.1E-03 (*12)	4.0E-01 (*12)
Ir	1.4E-02 (*12)	1.1E-02 (*12)	2.7E-03 (*12)	1.5E-03 (*7)
Pt	9.5E-02 (*7)	9.5E-02 (*7)	9.5E-02 (*7)	4.0E-03 (*7)
Pb	1.0E-02 (*1)	1.0E-02 (*1)	1.0E-02 (*1)	4.0E-04 (*1)
Bi	1.0E-01 (*3)	1.0E-01 (*3)	1.0E-01 (*3)	4.0E-04 (*12)
Po	2.0E-04 (*1)	2.0E-04 (*1)	2.0E-04 (*1)	5.0E-03 (*1)
Ra	4.0E-02 (*1)	4.0E-02 (*1)	4.0E-02 (*1)	9.0E-04 (*1)
Th	5.0E-04 (*1)	5.0E-04 (*1)	5.0E-04 (*1)	2.7E-03 (*1)
U	1.0E-04 (*1)	1.0E-03 (*1)	1.0E-03 (*1)	3.0E-04 (*1)
Np	3.0E-04 (*1)	1.0E-02 (*1)	1.0E-03 (*1)	1.0E-03 (*1)
Pu	3.0E-05 (*1)	1.0E-03 (*1)	1.0E-03 (*1)	1.0E-05 (*1)
Am	1.0E-05 (*1)	1.0E-03 (*1)	1.0E-03 (*1)	4.0E-05 (*1)
Cm	1.8E-05 (*1)	2.2E-04 (*1)	2.2E-04 (*1)	2.0E-05 (*1)
Bk	2.0E-05 (*19)	9.4E-05 (*19)	4.5E-05 (*19)	4.0E-05 (*19)
Cf	2.0E-05 (*12)	9.4E-05 (*12)	4.5E-05 (*12)	4.0E-05 (*12)
Es	2.0E-05 (*19)	9.4E-05 (*19)	4.5E-05 (*19)	4.0E-05 (*19)

(*1):濃度上限値報告書 A2-1 (*2):IAEA-Tecdoc1380 A2-5 (*3):IAEA SS No.57 A2-6
 (*4):IAEA Tecdoc1000 A2-7 (*5):NUREG/CR-3585 A2-8 (*6):IAEA TRS-364 A2-10 (*7):ORNL5786 A2-9
 (*8):安全委員会報告書 A2-4 (*9):PNL-3209 A2-11 (*10):NUREG/CR-2976 A2-12

表A2-4 基準線量相当濃度の評価に使用した移行係数等のパラメータ(2/2)

核種	河川水から畜産物、河川産物				
	トレンチ、ピット共通				
	豚肉 (d/kg)	鶏肉 (d/kg)	鶏卵 (d/kg)	牛乳 (d/L)	河川産魚 (L/kg)
Na	1.0E-01 (*9)	1.0E-02 (*9)	2.0E-01 (*9)	1.6E-02 (*2)	2.0E+01 (*2)
Al	1.5E-03 (*16)	1.5E-03 (*16)	1.5E-03 (*16)	2.0E-04 (*7)	1.0E+01 (*15)
Si	4.0E-05 (*16)	8.0E-01 (*12)	1.0E+00 (*12)	2.0E-05 (*12)	2.5E+00 (*15)
P	5.4E-01 (*9)	1.9E-01 (*12)	1.0E+00 (*12)	1.6E-02 (*6)	5.0E+04 (*6)
S	5.4E-01 (*8)	2.3E+00 (*12)	7.0E+00 (*12)	1.6E-02 (*12)	8.0E+02 (*12)
K	2.0E-02 (*16)	4.0E-01 (*12)	1.0E+00 (*6)	7.2E-03 (*6)	1.0E+03 (*12)
Ca	3.3E-03 (*1)	3.3E-03 (*1)	4.4E-01 (*1)	3.0E-03 (*1)	2.0E+02 (*1)
Sc	1.0E-02 (*9)	4.0E-03 (*9)	9.9E-04 (*9)	5.0E-06 (*9)	1.0E+02 (*6)
V	1.0E-03 (*13)	2.0E-03 (*13)	3.0E-03 (*13)	4.1E-07 (*13)	3.0E+02 (*13)
Co	1.7E-01 (*1)	1.0E-03 (*1)	1.0E-01 (*1)	3.0E-04 (*1)	3.0E+02 (*1)
Ni	5.0E-03 (*1)	1.0E-03 (*1)	1.0E-01 (*1)	1.6E-02 (*1)	1.0E+02 (*1)
Zn	1.5E-01 (*10)	6.5E+00 (*10)	2.6E+00 (*10)	1.0E-02 (*2)	1.0E+03 (*2)
Ge	9.9E-04 (*14)	9.9E-04 (*14)	9.9E-04 (*14)	1.0E-03 (*14)	3.0E+03 (*14)
Se	3.2E-01 (*1)	9.0E+00 (*1)	9.0E+00 (*1)	1.0E-03 (*1)	2.0E+02 (*1)
Rb	9.0E-02 (*9)	2.0E+00 (*9)	3.0E+00 (*9)	1.2E-02 (*6)	2.0E+03 (*6)
Sr	3.9E-02 (*1)	3.5E-02 (*1)	2.2E-01 (*1)	2.8E-03 (*1)	6.0E+01 (*1)
Y	5.0E-03 (*9)	1.0E-02 (*12)	2.0E-03 (*12)	2.0E-05 (*12)	3.0E+01 (*12)
Zr	1.0E-03 (*1)	1.0E-04 (*1)	1.2E-03 (*1)	5.5E-07 (*1)	3.0E+02 (*1)
Nb	1.0E-03 (*1)	2.0E-03 (*1)	3.0E-03 (*1)	4.1E-07 (*1)	3.0E+02 (*1)
Mo	2.0E-02 (*1)	5.0E-02 (*1)	5.0E-01 (*1)	1.7E-03 (*1)	1.0E+01 (*1)
Tc	9.9E-04 (*1)	6.3E-02 (*1)	1.9E+00 (*1)	2.3E-05 (*1)	2.0E+01 (*1)
Ru	6.6E-01 (*1)	8.0E+00 (*1)	5.0E-03 (*1)	3.3E-06 (*1)	1.0E+01 (*1)
Rh	5.0E-03 (*9)	2.0E+00 (*12)	1.0E-01 (*12)	1.0E-02 (*12)	1.0E+01 (*12)
Ag	9.9E-04 (*1)	9.9E-04 (*1)	9.9E-04 (*1)	5.0E-05 (*1)	5.0E+00 (*1)
Cd	3.0E-03 (*10)	8.4E-01 (*10)	1.0E-01 (*10)	1.0E-03 (*5)	2.0E+02 (*5)
In	8.0E-03 (*16)	8.0E-01 (*12)	1.0E+00 (*12)	2.0E-04 (*12)	1.0E+04 (*12)
Sn	9.9E-04 (*1)	9.9E-04 (*1)	9.9E-04 (*1)	1.0E-03 (*1)	3.0E+03 (*1)
Sb	7.0E-03 (*1)	6.0E-03 (*1)	7.0E-02 (*1)	2.5E-05 (*1)	1.0E+02 (*1)
Te	1.0E-02 (*1)	6.0E-01 (*1)	5.0E+00 (*1)	4.5E-04 (*1)	4.0E+02 (*1)
I	3.3E-03 (*1)	4.0E-03 (*1)	2.8E+00 (*1)	1.0E-02 (*1)	4.0E+01 (*1)
Ba	1.0E-02 (*9)	9.0E-03 (*6)	9.0E-01 (*6)	4.8E-04 (*6)	4.0E+00 (*12)
La	5.0E-03 (*9)	1.0E-01 (*6)	9.0E-03 (*6)	2.0E-05 (*3)	3.0E+01 (*6)
Ce	1.0E-04 (*1)	4.0E-03 (*1)	9.0E-05 (*1)	3.0E-05 (*1)	3.0E+01 (*1)
Nd	5.0E-03 (*9)	2.0E-03 (*12)	4.0E-05 (*12)	3.0E-05 (*12)	3.0E+01 (*12)
Pm	5.0E-03 (*9)	2.0E-03 (*10)	2.0E-02 (*10)	2.0E-05 (*2)	3.0E+01 (*2)
Sm	5.0E-03 (*1)	4.0E-03 (*1)	7.0E-03 (*1)	2.0E-05 (*1)	3.0E+02 (*1)
Eu	5.0E-03 (*1)	4.0E-03 (*1)	7.0E-03 (*1)	5.0E-05 (*1)	5.0E+01 (*1)
Gd	2.0E-05 (*16)	2.0E-03 (*12)	4.0E-05 (*12)	3.0E-05 (*12)	3.0E+01 (*12)
Tb	5.0E-03 (*9)	4.0E-03 (*9)	7.0E-03 (*9)	2.5E-06 (*9)	2.5E+01 (*15)
Dy	2.0E-05 (*16)	2.0E-03 (*12)	4.0E-05 (*12)	3.0E-05 (*12)	3.0E+01 (*12)
Ho	5.0E-03 (*1)	4.0E-03 (*1)	7.0E-03 (*1)	2.5E-06 (*1)	2.5E+01 (*1)
Tm	5.0E-03 (*17)	4.0E-03 (*17)	7.0E-03 (*17)	2.0E-05 (*7)	2.5E+01 (*15)
Yb	4.0E-03 (*16)	4.0E-03 (*16)	4.0E-03 (*16)	2.0E-05 (*7)	2.5E+01 (*15)
Lu	5.0E-03 (*17)	4.0E-03 (*17)	7.0E-03 (*17)	2.0E-05 (*7)	2.5E+01 (*15)
Hf	1.0E-03 (*8)	1.0E-04 (*8)	1.2E-03 (*8)	3.0E-05 (*8)	3.3E+00 (*15)
Ta	2.0E-04 (*13)	3.0E-04 (*13)	1.0E-03 (*13)	3.0E-06 (*7)	1.0E+02 (*6)
W	4.0E-02 (*16)	2.0E-01 (*12)	9.0E-01 (*12)	3.0E-04 (*12)	1.0E+01 (*12)
Re	8.0E-03 (*16)	4.0E-02 (*12)	4.2E-01 (*12)	1.5E-03 (*12)	1.2E+02 (*12)
OS	4.0E-01 (*16)	8.4E-02 (*12)	7.1E-02 (*12)	5.0E-03 (*12)	1.0E+01 (*12)
Ir	1.7E-01 (*8)	1.0E-03 (*8)	1.0E-01 (*8)	2.0E-05 (*7)	1.0E+01 (*15)
Pt	1.7E-01 (*8)	1.0E-03 (*8)	1.0E-01 (*8)	5.0E-03 (*7)	1.0E+02 (*15)
Pb	3.1E-02 (*1)	1.2E+00 (*1)	1.2E+00 (*1)	3.0E-04 (*1)	3.0E+02 (*1)
Bi	7.0E-03 (*18)	6.0E-03 (*18)	7.0E-02 (*18)	5.0E-04 (*3)	2.0E+01 (*3)
Po	3.1E-02 (*1)	1.2E+00 (*1)	1.2E+00 (*1)	3.4E-04 (*1)	5.0E+01 (*1)
Ra	3.5E-02 (*1)	4.8E-01 (*1)	2.5E-01 (*1)	1.3E-03 (*1)	5.0E+01 (*1)
Th	4.6E-03 (*1)	1.8E-01 (*1)	1.8E-01 (*1)	5.0E-06 (*1)	1.0E+02 (*1)
U	4.0E-02 (*1)	1.2E+00 (*1)	9.9E-01 (*1)	4.0E-04 (*1)	1.0E+01 (*1)
Np	1.0E-02 (*1)	4.0E-03 (*1)	2.0E-03 (*1)	5.0E-06 (*1)	3.0E+01 (*1)
Pu	1.0E-02 (*1)	1.6E-04 (*1)	7.6E-03 (*1)	1.1E-06 (*1)	3.0E+01 (*1)
Am	1.0E-02 (*1)	1.8E-04 (*1)	8.5E-03 (*1)	1.5E-06 (*1)	3.0E+01 (*1)
Cm	1.0E-02 (*1)	4.0E-03 (*1)	2.0E-03 (*1)	2.0E-05 (*1)	3.0E+01 (*1)
Bk	4.0E-05 (*16)	6.0E-03 (*19)	4.0E-03 (*19)	1.5E-06 (*19)	2.5E+01 (*15)
Cf	4.0E-05 (*16)	6.0E-03 (*12)	4.0E-03 (*12)	1.5E-06 (*12)	2.5E+01 (*12)
Es	4.0E-05 (*19)	6.0E-03 (*19)	4.0E-03 (*19)	1.5E-06 (*19)	2.5E+01 (*19)

(*11): NCRP-123 A2-13 (*12): PNNL-13421 A2-14 (*13): 同族のNbと同じ値とした。(*14): 同族のSnと同じ値とした。
 (*15): UCRL50564 A2-15 (*16): 牛肉と同じとした。(*17): 同じランタノイドのEuと同じとした。(*18): 同族のSbと同じとした。
 (*19): Cfと同じとした。

表A2-5 評価に使用した放出係数及び分配係数

核種	放出係数		分配係数 (m ³ /kg)	
	設定値	設定根拠	設定値	設定根拠
Na	1.0E-02	(*2)	1.0E-02	(*6)
Al	3.0E-02	Coと同じとした。	5.0E-02	Caと同じとした
Si	3.0E-02	Coと同じとした。	3.3E-02	(*7)
P	3.0E-02	(*2)	9.0E-03	(*7)
S	3.0E-02	(*3)	1.0E-02	(*3)
K	1.0E-02	(*7)	1.0E-02	(*6)
Ca	3.0E-02	(*1)	5.0E-02	(*1)
Sc	3.0E-02	(*5)	1.0E+00	(*5)
V	3.0E-02	同族のNbと同じとした	1.0E+00	(*8)
Co	3.0E-02	(*1)	1.0E-01	(*1)
Ni	3.0E-02	(*1)	1.0E-01	(*1)
Zn	3.0E-02	(*3)	1.0E-01	(*3)
Ge	3.0E-02	同族のSnと同じとした。	2.5E-02	(*8)
Se	3.0E-02	(*1)	1.0E-01	(*1)
Rb	1.0E-02	同族のCsと同じとした。	1.0E+00	同族のCsと同じとした。
Sr	3.0E-02	(*1)	5.0E-02	(*1)
Y	3.0E-04	(*5)	4.0E+00	(*5)
Zr	3.0E-04	(*1)	1.0E-01	(*1)
Nb	3.0E-02	(*1)	1.0E-01	(*1)
Mo	3.0E-02	(*1)	1.0E-01	(*1)
Tc	1.0E-01	(*1)	1.0E-02	(*1)
Ru	3.0E-02	(*1)	1.0E-01	(*1)
Rh	3.0E-02	同族のRuと同じとした。	1.0E-01	同族のRuと同じとした。
Ag	3.0E-04	(*1)	1.0E-01	(*1)
Cd	3.0E-04	(*4)	1.0E-01	(*3)
In	1.0E-02	(*5)	1.5E+00	(*8)
Sn	3.0E-02	(*1)	1.0E-01	(*1)
Sb	3.0E-04	(*1)	1.0E-02	(*1)
Te	3.0E-04	(*1)	1.0E-02	(*3)
I	1.0E-01	(*1)	1.0E-02	(*1)
Ba	3.0E-02	(*3)	5.0E-02	(*3)
La	3.0E-04	(*3)	1.0E-01	(*3)
Ce	3.0E-04	(*1)	1.0E-01	(*1)
Nd	3.0E-04	同じランタノイドのPmと同じとした	6.5E-01	(*8)
Pm	3.0E-04	(*3)	1.0E-01	(*3)
Sm	3.0E-02	(*1)	1.0E-01	(*1)
Eu	3.0E-04	(*1)	1.0E-01	(*1)
Gd	3.0E-04	(*5)	6.5E-01	(*8)
Tb	3.0E-04	(*3)	1.0E-01	(*3)
Dy	3.0E-04	同じランタノイドのPmと同じとした	6.5E-01	同じランタノイドのGdと同じとした。
Ho	3.0E-02	(*1)	1.0E-01	(*1)
Tm	3.0E-04	同じランタノイドのPmと同じとした	1.0E-01	同じランタノイドのPmと同じとした
Yb	3.0E-04	同じランタノイドのPmと同じとした	6.5E-01	(*8)
Lu	3.0E-04	同じランタノイドのPmと同じとした	1.0E-01	同じランタノイドのPmと同じとした
Hf	3.0E-02	(*3)	1.0E-01	(*3)
Ta	3.0E-02	(*5)	2.4E-01	(*7)
W	3.0E-02	Coと同じとした。	1.5E-01	(*8)
Re	3.0E-02	Coと同じとした。	7.5E-03	(*8)
OS	3.0E-02	Coと同じとした。	4.5E-01	(*8)
Ir	3.0E-02	(*3)	1.0E-01	(*3)
Pt	3.0E-02	(*3)	1.0E-01	(*3)
Pb	3.0E-04	(*1)	1.0E-01	(*1)
Bi	3.0E-04	同族のSbと同じとした。	1.0E-02	同族のSbと同じとした。
Po	3.0E-04	(*1)	1.0E-02	(*1)
Ra	3.0E-04	(*1)	5.0E-02	(*1)
Th	3.0E-04	(*1)	1.0E+00	(*1)
U	3.0E-04	(*1)	1.0E-01	(*1)
Np	3.0E-04	(*1)	1.0E-01	(*1)
Pu	3.0E-04	(*1)	1.0E+00	(*1)
Am	3.0E-04	(*1)	1.0E+00	(*1)
Cm	3.0E-04	(*1)	1.0E+00	(*1)
Bk	3.0E-04	同じアクチノイドのPuと同じとした	1.0E+00	同じアクチノイドのPuと同じとした
Cf	3.0E-04	同じアクチノイドのPuと同じとした	1.0E+00	同じアクチノイドのPuと同じとした
Es	3.0E-04	同じアクチノイドのPuと同じとした	1.0E+00	同じアクチノイドのPuと同じとした

(*1): 報告書[A2-2] (*2): IAEA Tecdoc-401[A2-16] (*3): 安全委員会報告書[A2-4]

(*4): NRPB R161[A2-17] (*5): 安全委員会報告書[A2-18]

(*6): 文献[A2-19] (*7): IAEA TRS 364[A2-9] (*8): ORNL5786[A2-10]

表A2-6 計算に使用した線量換算係数 (1/2)

No	核種	半減期 (y)	内部被ばく換算係数			外部被ばく換算係数			
			作業者吸入 ^(*2) Sv/Bq	公衆吸入 ^(*3) Sv/Bq	公衆摂取 ^(*3) Sv/Bq	トレンチ		ピット	
						建設作業者 (μ Sv/h per Bq/g)	居住者	建設作業者 (μ Sv/h per Bq/g)	居住者
1	Na-22 (*4)	2.6E+00	2.0E-09	1.3E-09	3.2E-09	6.7E-01	2.2E-02	1.3E-03	4.5E-16
2	Al-26 (*4)	7.2E+05	1.4E-08	2.0E-08	3.5E-09	8.4E-01	3.9E-02	3.3E-03	2.0E-13
3	Si-32 (*4)	1.5E+02	5.5E-08	1.1E-07	5.6E-10	----	----	----	----
4	S-35	2.4E-01	1.2E-10	1.9E-09	7.7E-10	----	----	(*)	(*)
5	K-40 (*4)	1.3E+09	3.0E-09	2.1E-09	6.2E-09	4.6E-02	2.4E-03	1.2E-04	4.9E-17
6	Ca-45	4.5E-01	2.3E-09	3.7E-09	7.1E-10	----	----	(*)	(*)
7	Sc-46	2.3E-01	4.8E-09	6.8E-09	1.5E-09	6.3E-01	2.4E-02	(*)	(*)
8	V-49	9.0E-01	2.6E-11	3.4E-11	1.8E-11	----	----	(*)	(*)
9	Co-57	7.4E-01	6.0E-10	1.0E-09	2.1E-10	4.1E-02	1.1E-04	(*)	(*)
10	Zn-65	6.7E-01	2.8E-09	2.2E-09	3.9E-09	1.9E-01	8.4E-03	(*)	(*)
11	Ge-68	7.4E-01	8.0E-09	1.4E-08	1.4E-09	3.3E-01	6.9E-03	(*)	(*)
12	Se-75	3.3E-01	1.7E-09	1.3E-09	2.6E-09	1.1E-01	7.3E-04	(*)	(*)
13	Rb-87 (*4)	4.8E+10	7.6E-10	5.0E-10	1.5E-09	----	----	----	----
14	Sr-85	1.8E-01	6.4E-10	8.1E-10	5.6E-10	1.7E-01	3.4E-03	(*)	(*)
15	Sr-89	1.4E-01	5.6E-09	7.9E-09	2.6E-09	2.5E-05	7.3E-07	(*)	(*)
16	Y-91	1.6E-01	6.1E-09	8.9E-09	2.4E-09	1.1E-03	4.9E-05	(*)	(*)
17	Zr-95	1.8E-01	6.3E-09	8.5E-09	2.1E-09	5.2E-01	1.5E-02	(*)	(*)
18	Nb-92	3.5E+07	3.4E-09	5.3E-09	1.0E-09	4.4E-01	1.1E-02	4.3E-04	4.6E-19
19	Nb-95	9.6E-02	1.3E-09	1.8E-09	5.8E-10	2.6E-01	7.7E-03	(*)	(*)
20	Tc-97	2.6E+06	1.6E-10	1.8E-09	6.8E-11	----	----	----	----
21	Tc-97m	2.5E-01	2.7E-09	4.1E-09	5.5E-10	1.1E-04	----	(*)	(*)
22	Tc-98	4.2E+06	6.1E-09	8.3E-09	2.0E-09	4.4E-01	----	4.4E-04	4.7E-19
23	Ru-103	1.1E-01	2.2E-09	3.0E-09	7.3E-10	1.7E-01	3.5E-03	(*)	(*)
24	Rh-101 (*4)	3.3E+00	3.1E-09	5.4E-09	5.5E-10	9.4E-02	5.3E-04	5.6E-06	4.0E-27
25	Rh-102	5.7E-01	9.0E-09	1.7E-08	2.6E-09	1.4E-01	2.8E-03	1.3E-04	1.6E-15
26	Rh-102m (*4)	2.9E+00	----	----	----	6.6E-01	1.7E-02	9.8E-04	2.6E-16
27	Ag-110m	6.8E-01	7.3E-09	1.2E-08	2.8E-09	7.9E-01	2.5E-02	(*)	(*)
28	Cd-109 (*4)	1.3E+00	9.6E-09	8.1E-09	2.0E-09	1.2E-03	7.9E-07	4.9E-11	----
29	Cd-113m (*4)	1.4E+01	1.3E-07	1.1E-07	2.3E-08	2.0E-05	1.7E-07	7.9E-10	5.0E-35
30	Cd-115m	1.2E-01	6.4E-09	7.7E-09	3.3E-09	9.4E-03	3.3E-04	(*)	(*)
31	In-114m	1.4E-01	1.1E-08	9.3E-09	4.1E-09	2.6E-02	4.5E-04	(*)	(*)
32	In-115	4.4E+14	4.5E-07	3.9E-07	3.2E-08	----	----	----	----
33	Sn-113	3.2E-01	1.9E-09	2.7E-09	7.3E-10	1.6E-03	9.8E-06	(*)	(*)
34	Sn-119m	8.0E-01	1.5E-09	2.2E-09	3.4E-10	2.0E-04	3.9E-11	(*)	(*)
35	Sn-123	3.5E-01	5.6E-09	8.1E-09	2.1E-09	2.4E-03	1.0E-04	(*)	(*)
36	Sb-124	1.6E-01	4.7E-09	8.6E-09	2.5E-09	5.6E-01	2.5E-02	(*)	(*)
37	Te-121m	4.2E-01	3.6E-09	5.7E-09	2.3E-09	7.0E-02	8.7E-04	(*)	(*)
38	Te-123m	3.3E-01	3.4E-09	5.1E-09	1.4E-09	6.2E-02	4.5E-04	(*)	(*)
39	Te-127m	3.0E-01	6.4E-09	9.9E-09	2.5E-09	1.8E-03	1.8E-05	(*)	(*)
40	Te-129m	9.2E-02	5.4E-09	7.9E-09	3.0E-09	2.2E-02	----	(*)	(*)
41	I-125	1.6E-01	7.3E-09	5.1E-09	1.5E-08	1.2E-03	5.2E-14	(*)	(*)
42	Ba-133 (*4)	1.1E+01	1.8E-09	1.0E-08	1.5E-09	1.2E-01	1.2E-03	2.0E-05	2.6E-26
43	La-137 (*4)	6.0E+04	1.0E-08	8.7E-09	8.1E-11	1.0E-03	6.4E-15	7.0E-34	----
44	La-138	1.1E+11	1.8E-07	1.5E-07	1.1E-09	3.4E-01	1.4E-02	8.7E-04	3.0E-16
45	Ce-139	3.8E-01	1.4E-09	1.9E-09	2.6E-10	6.0E-02	4.3E-04	(*)	(*)
46	Ce-141	8.9E-02	3.1E-09	3.8E-09	7.1E-10	2.1E-02	5.0E-05	(*)	(*)
47	Nd-144	2.3E+15	5.0E-06	7.8E-06	4.1E-08	----	----	----	----
48	Pm-143	7.3E-01	9.6E-10	1.5E-09	2.3E-10	1.0E-01	3.0E-03	(*)	(*)
49	Pm-144	9.9E-01	5.4E-09	8.2E-09	9.7E-10	4.4E-01	8.7E-03	(*)	(*)
50	Pm-145 (*4)	1.8E+01	2.4E-09	3.6E-09	1.1E-10	2.6E-03	9.5E-08	2.5E-11	----
51	Pm-146 (*4)	5.5E+00	1.3E-08	2.1E-08	9.0E-10	2.3E-01	4.9E-03	2.5E-04	2.6E-19
52	Pm-147 (*4)	2.6E+00	3.5E-09	5.0E-09	2.6E-10	1.3E-06	2.6E-09	3.4E-12	7.5E-40
53	Pm-148m	1.1E-01	4.4E-09	5.8E-09	1.8E-09	6.3E-01	1.5E-02	(*)	(*)
54	Sm-145	9.3E-01	1.1E-09	1.6E-09	2.1E-10	4.9E-03	1.4E-07	(*)	(*)
55	Sm-146	1.0E+08	6.7E-06	1.1E-05	5.4E-08	----	----	----	----
56	Sm-147 (*4)	1.1E+11	6.1E-06	9.6E-06	4.9E-08	----	----	----	----
57	Sm-148	7.0E+15	5.2E-06	8.1E-06	4.3E-08	----	----	----	----
58	Eu-149	2.5E-01	2.3E-10	2.9E-10	1.0E-10	1.4E-02	1.3E-04	(*)	(*)
59	Eu-150 (*4)	3.7E+01	3.4E-08	5.3E-08	1.3E-09	4.6E-01	9.8E-03	4.2E-04	1.0E-15
60	Gd-152	1.1E+14	2.2E-05	1.9E-05	4.1E-08	----	----	----	----
61	Gd-153	6.6E-01	2.5E-09	2.1E-09	2.7E-10	2.3E-02	2.8E-05	(*)	(*)
62	Tb-157 (*4)	7.1E+01	7.9E-10	1.2E-09	3.4E-11	5.1E-04	1.4E-10	1.4E-16	----
63	Tb-160	2.0E-01	5.4E-09	7.0E-09	1.6E-09	3.3E-01	1.1E-02	(*)	(*)
64	Dy-159	4.0E-01	2.5E-10	3.7E-10	1.0E-10	4.4E-03	5.8E-08	(*)	(*)

表A2-6 計算に使用した線量換算係数 (2/2)

No	核種	半減期 (y)	内部被ばく換算係数			外部被ばく換算係数			
			作業者吸入 ^{(*)2} Sv/Bq	公衆吸入 ^{(*)3} Sv/Bq	公衆摂取 ^{(*)3} Sv/Bq	トレンチ		ピット	
						建設作業者 (μ Sv/h per Bq/g)	居住者	建設作業者 (μ Sv/h per Bq/g)	居住者
65	Ho-163 ^{(*)4}	4.6E+03	1.7E-10	2.5E-10	6.8E-12	---	---	---	---
66	Tm-170	3.5E-01	5.2E-09	7.0E-09	1.3E-09	1.1E-03	4.3E-07	(*)1	(*)1
67	Tm-171 ^{(*)4}	1.9E+00	9.1E-10	1.4E-09	1.1E-10	1.3E-04	2.2E-09	7.1E-17	---
68	Yb-169	8.8E-02	2.4E-09	3.0E-09	7.1E-10	1.0E-01	5.2E-04	(*)1	(*)1
69	Lu-173 ^{(*)4}	1.4E+00	1.5E-09	2.4E-09	2.6E-10	4.6E-02	2.8E-04	3.0E-06	4.8E-24
70	Lu-174 ^{(*)4}	3.3E+00	2.9E-09	4.2E-09	2.7E-10	2.9E-02	8.5E-04	5.9E-05	2.4E-17
71	Lu-176 ^{(*)4}	3.8E+10	4.6E-08	7.0E-08	1.8E-09	1.6E-01	1.3E-03	2.4E-05	2.7E-26
72	Lu-177m	4.4E-01	1.2E-08	1.6E-08	1.8E-09	3.2E-01	2.9E-03	(*)1	(*)1
73	Hf-172 ^{(*)4}	1.9E+00	3.9E-08	3.4E-08	2.3E-09	6.1E-01	2.1E-02	1.5E-03	2.4E-14
74	Hf-175	1.9E-01	8.8E-10	1.2E-09	4.1E-10	1.1E-01	1.3E-03	(*)1	(*)1
75	Hf-178m ^{(*)4}	3.1E+01	3.1E-07	2.6E-07	4.7E-09	7.0E-01	9.6E-03	2.2E-04	4.2E-22
76	Hf-181	1.2E-01	4.1E-09	5.0E-09	1.1E-09	1.9E-01	3.2E-03	(*)1	(*)1
77	Hf-182	9.0E+06	3.6E-07	3.1E-07	3.0E-09	6.7E-02	4.7E-04	3.0E-06	1.9E-31
78	Ta-179 ^{(*)4}	1.8E+00	2.9E-10	5.6E-10	6.5E-11	5.2E-03	1.3E-07	3.0E-15	---
79	Ta-182	3.1E-01	7.4E-09	1.0E-08	1.5E-09	4.1E-01	1.6E-02	1.1E-03	4.4E-16
80	W-181	3.3E-01	4.3E-11	2.7E-11	7.6E-11	7.7E-03	2.1E-07	(*)1	(*)1
81	W-185	2.1E-01	2.2E-10	1.2E-10	4.4E-10	1.3E-05	2.0E-08	(*)1	(*)1
82	W-188	1.9E-01	1.6E-09	1.1E-09	3.5E-09	2.2E-02	3.6E-04	(*)1	(*)1
83	Re-187	4.4E+10	4.6E-12	6.3E-12	5.1E-12	---	---	---	---
84	Os-185	2.6E-01	1.4E-09	1.6E-09	5.1E-10	8.1E-01	1.2E-02	(*)1	(*)1
85	Os-194	6.0E+00	4.2E-08	8.5E-08	2.4E-09	3.0E-02	6.4E-04	3.0E-05	5.5E-16
86	Ir-192	2.0E-01	4.9E-09	6.6E-09	1.4E-09	2.9E-01	4.4E-03	9.3E-05	2.5E-19
87	Ir-192m	2.4E+02	1.9E-08	3.9E-08	3.1E-10	1.7E-04	5.4E-07	3.3E-09	2.1E-34
88	Ir-194m	4.7E-01	8.2E-09	1.3E-08	2.1E-09	7.5E-01	1.4E-02	(*)1	(*)1
89	Pt-190	6.5E+11	1.3E-07	1.1E-07	6.8E-09	---	---	---	---
90	Pt-193	5.0E+01	2.7E-11	2.1E-11	3.1E-11	---	---	---	---
91	Au-195	5.1E-01	8.0E-10	1.7E-09	2.5E-10	1.8E-02	6.6E-06	(*)1	(*)1
92	Hg-203	1.3E-01	1.9E-09	2.4E-09	1.9E-09	6.4E-02	4.4E-04	(*)1	(*)1
93	Tl-204 ^{(*)4}	3.8E+00	6.2E-10	3.9E-10	1.2E-09	3.4E-04	8.3E-08	1.6E-11	---
94	Pb-205	1.5E+07	4.1E-10	8.5E-10	2.8E-10	---	---	---	---
95	Bi-207 ^{(*)4}	3.2E+01	3.2E-09	5.6E-09	1.3E-09	4.6E-01	1.5E-02	1.2E-03	7.0E-15
96	Bi-208	3.7E+05	2.9E-09	4.6E-09	1.2E-09	7.9E-01	7.1E-02	1.0E-02	3.8E-11
97	Bi-210m	3.0E+06	2.1E-06	3.4E-06	1.5E-08	8.3E-02	8.6E-04	1.2E-05	3.2E-23
98	Np-235	1.1E+00	2.7E-10	6.3E-10	5.3E-11	2.2E-04	2.4E-07	1.9E-10	5.5E-39
99	Np-236	1.5E+05	2.0E-06	8.0E-06	1.7E-08	5.1E-02	2.4E-04	1.7E-06	4.4E-21
100	Pu-236	2.9E+00	1.3E-05	4.0E-05	8.7E-08	1.9E-05	3.4E-08	5.1E-10	1.1E-27
101	Pu-237	1.2E-01	3.0E-10	3.9E-10	1.0E-10	1.6E-02	3.3E-05	3.6E-08	2.3E-28
102	Pu-244	8.1E+07	3.0E-05	1.1E-04	2.4E-07	9.8E-02	2.6E-03	1.2E-04	1.6E-15
103	Cm-241	9.0E-02	2.6E-08	3.7E-08	9.1E-10	1.8E-01	2.9E-03	7.2E-05	1.7E-22
104	Cm-247	1.6E+07	2.5E-05	9.0E-05	1.9E-07	1.0E-01	1.2E-03	1.6E-05	2.2E-26
105	Cm-248	3.4E+05	9.5E-05	1.5E-04	7.7E-07	3.0E-06	3.3E-17	2.0E-37	---
106	Bk-249	8.8E-01	1.0E-07	1.6E-07	9.7E-10	2.4E-07	2.6E-09	3.6E-11	4.7E-32
107	Cf-249	3.5E+02	4.5E-05	7.0E-05	3.5E-07	1.0E-01	1.2E-03	1.8E-05	3.1E-22
108	Cf-250	1.3E+01	2.2E-05	3.4E-05	1.6E-07	2.8E-06	2.3E-17	1.3E-37	---
109	Cf-251	9.0E+02	4.6E-05	7.1E-05	3.6E-07	4.3E-02	2.0E-04	1.0E-06	6.0E-32
110	Cf-252	2.6E+00	1.3E-05	2.0E-05	9.0E-08	9.8E-06	2.4E-08	8.2E-11	4.2E-36
111	Es-254	7.5E-01	6.0E-06	8.6E-06	2.8E-08	2.8E-01	1.0E-02	(*)1	(*)1
112	Es-255	1.1E-01	3.2E-06	4.2E-06	8.5E-09	3.2E-03	9.6E-06	(*)1	(*)1
子孫	Te-121	4.6E-02	4.4E-10	4.1E-10	4.3E-10	1.8E-01	3.5E-03	(*)1	(*)1
子孫	Te-123	1.0E+13	2.8E-09	1.9E-09	4.4E-09	7.5E-07	---	4.3E-38	---
子孫	P-32	3.9E-02	2.9E-09	3.4E-09	2.4E-09	---	---	---	---
子孫	Cd-113	7.7E+15	1.4E-07	1.2E-07	2.5E-08	---	---	---	---
子孫	Os-186	2.0E+15	5.7E-11	4.1E-06	3.2E-08	---	---	---	---

(*)1: 半減期1年以下の核種は、300年間で原子数が1未満になるので、外部被ばく線量を評価しなかった。ただし、親核種が、半減期1年以上の場合は平衡となるため、外部被ばく線量を計算した。また、親核種が1年未満で、子孫核種が長半減期の場合、親核種の被ばく線量は、子孫核種からの被ばく線量となる。

(*)2: ICRP Pub.68[A2-20]、報告書[A2-22][A2-23]から設定。 (*)3: ICRP Pub.72[A2-21]、報告書[A2-22][A2-23]から設定。

(*)4: RI廃棄物の濃度上限値の評価が行われた核種[A2-25]。これらの核種では、RI廃棄物の濃度上限値の評価と整合性をあわせるため、トレンチ処分の外部被ばく線量換算係数の計算では、放出放射線をORIGEN-2の18群に縮約せず、放射線1本ずつ計算している。

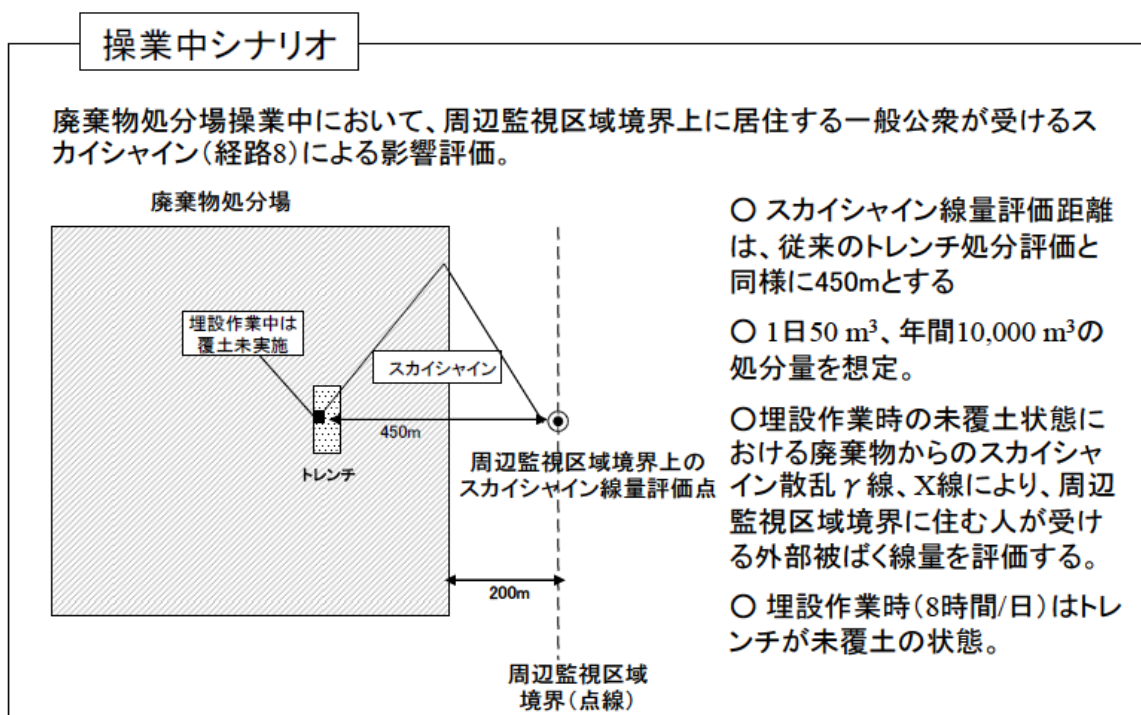


図 A2-3 トレンチ処分のスカイシャインシナリオの概念図

(濃度上限値報告書[A2-1]参考資料 3 図 2 を引用して掲載)

Appendix-3

主要な試験研究炉に係る中性子束分布の評価及び ORIGEN-2 用
断面積ライブラリー作成の概要

原子力科学研究所及び大洗研究開発センター(北地区)における主要な試験研究炉である JRR-3M、JRR-4 及び JMTR を対象に、当該試験研究炉から発生する廃棄物及び照射された試料の照射後試験から発生する廃棄物中の核種毎の放射能濃度を評価するため、炉内の中性子束分布の評価及び放射化計算に必要な炉内の各領域における ORIGEN-2 用反応断面積ライブラリーの作成について次の手順により作成した。

(1) MCNP の計算モデル及び計算条件

JRR-3M、JRR-4 及び JMTR の炉心及び原子炉プールの外側に設置されたコンクリート遮へい体を含めた炉心周辺構造物の配置等を基に、モンテカルロ法計算コード MCNP を利用して中性子輸送計算を行うため、その範囲を炉心(冷却水を含む)からコンクリート遮へい体までに設定し、各構造材の材質等に応じてモデル化した。

計算にあたっては、現実的な計算時間における統計誤差を低減するため 2 次元 RZ メッシュタリーを選択し、軸方向及び径方向のメッシュ幅を炉心等の中心部を細かく 2.5 cm に、その外側を大きく 10cm として設定した。また、ORIGEN-2 用反応断面積ライブラリーを作成するため 2 次元 RZ メッシュタリーとは別に、ライブラリーを作成する各領域に 640 群の中性子スペクトルのタリーを設定した。なお、中性子束分布のメッシュタリーは、熱群、高速群及びトータル中性子束分布に分け、その際、熱群と高速群の境界は 1.86eV とした。

JRR-3M、JRR-4 及び JMTR の MCNP による中性子束分布及び各領域の中性子スペクトルの輸送計算の主要な条件を以下に、MCNP 計算モデルと RZ メッシュタリーの定義をそれぞれ図 A3-1 から図 A3-3 に示す。

計算モード: 固有値問題(k-code カード)	
核データライブラリー	: ENDF/B-VI
バッチ数・捨てバッチ数	: 10,100・100
バッチ当たりの粒子数及び有効粒子数	: 10 万個及び 1 億個
分散低減法	: インポートランス分散低減法(imp カード)

(2) 中性子束分布及び中性子スペクトルの評価

JRR-3M、JRR-4 及び JMTR のそれぞれの定格出力 20MW、3.5MW 及び 50MW において、上記(1) 計算モデル及び計算条件に基づき炉心及び炉心周辺構造材等の配置における中性子束をモンテカルロ法計算コード MCNP により計算した。

その計算結果を基に、2 次元 RZ メッシュタリーを処理し炉心及び炉心周辺における中性子束分布の水平及び垂直等高線図を作成した。また、ORIGEN-2 用反応断面積ライブラリー作成する各領域における 640 群の中性子スペクトルを評価した。

JRR-3M、JRR-4 及び JMTR におけるそれぞれの 2 次元 RZ メッシュタリー全計算体系でのトータル中性子束分布を図 A3-4 から図 A3-6 に、また、それぞれの炉心での 640 群の中性子スペクトルを図 A3-7 から図 A3-9 に示す。

(3) ORIGEN-2 用反応断面積ライブラリーの作成

ORIGEN-2 用反応断面積ライブラリーの作成の流れは、図 A3-10 に示すように大きく分けて以下の内容である。

- 1) JENDL-3.3 核データに基づく 640 群のマスターライブラリーの作成
- 2) 各領域の ORIGEN-2 用反応断面積ライブラリー(一群平均化断面積ライブラリー)の作成

図 A3-10 に示すように、640 群のマスターライブラリーを作成するために、JENDL-3.3 核データ(合計 337 核種)を元データとして処理する NJOY-97 コード^{A3-1)}を用いた。NJOY-97 コードの計算結果から ORIGEN2 コードに必要な核反応断面積を抽出して、多群断面積のマスターライブラリーに変換した。njoy-97 における主要な計算の条件及びパラメータを以下に示す。

- a) 収束条件もしくは最大誤差:0.1%
- b) 体系温度:300K、600K 及び 1200K (BROADR, UNRESR, HEATR, THERMR, GROUPR のモジュール)(本解析では 300K とする)
- c) バッググラウンド断面積:U-238 について 500 バーンで、その他の核種について無限希釈である
- d) 中性子重み関数:(thermal + 1/E + fission + fusion) (IWT=6, GROUPR のモジュール)
- e) 群構造:SAND-IIA に基づく 640 群(IGN=15, GROUPR のモジュール)

次にマスターライブラリーの構成は主に以下の通りである。

- A) 群構造及び中性子重み関数(640 群)
- B) 各核種の断面積(核種毎)
 - ・(n,2n) 散乱断面積
 - ・(n,3n) 散乱断面積
 - ・(n,γ) 捕獲断面積
 - ・(n,f) 核分裂断面積
 - ・(n,α) 中性子捕獲によるα放出断面積
 - ・(n,p) 中性子捕獲による陽子放出断面積

原子炉毎に ORIGEN-2 用反応断面積ライブラリーを作成した領域は以下のとおりである。

- ・ JRR-3M : 炉心、Be 領域、重水領域、軽水領域、コンクリート
- ・ JRR-4 : 炉心、軽水領域、コンクリート
- ・ JMTR : 炉心、Be 領域、Al 領域、軽水領域、コンクリート

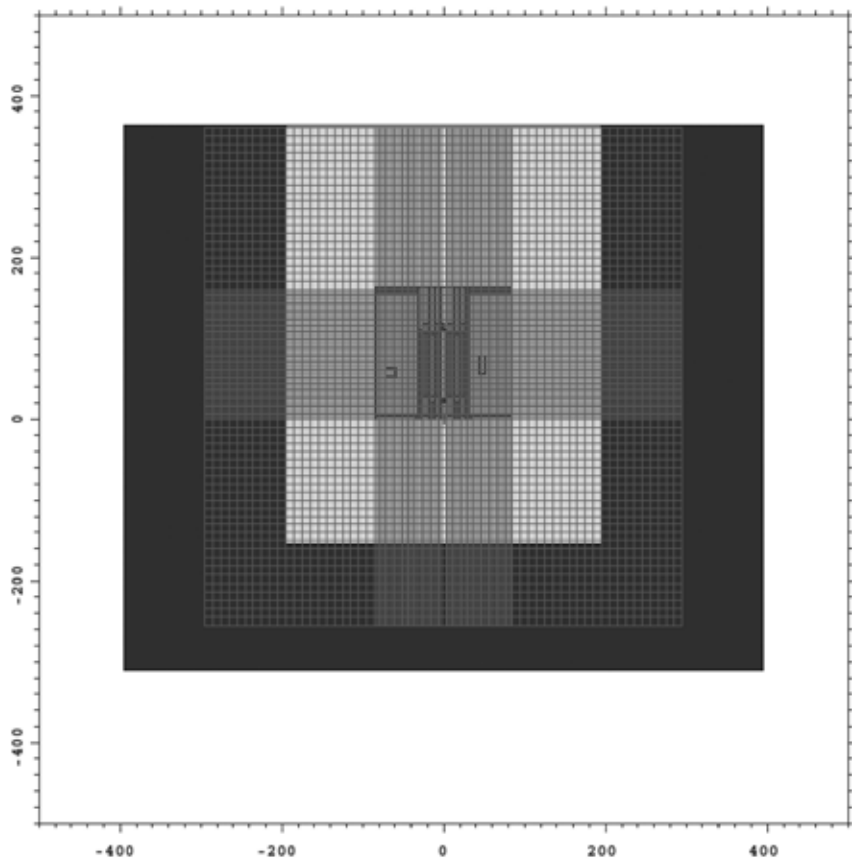
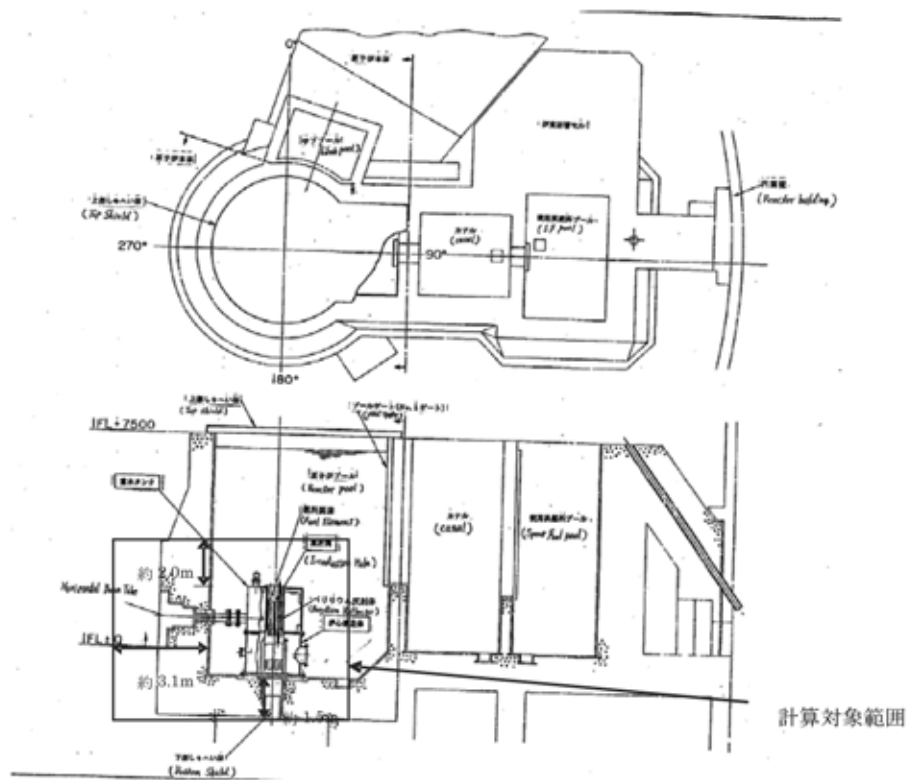
なお、上記以外の核反応及び JENDL-3.3 に存在しない核種については、元の ORIGEN-2 ライブラリーの値を使用した。

また、燃焼度に依存する断面積ライブラリーは、照射する燃料の情報が特定していないため作成しなかった。したがって、燃料の燃焼計算に用いる際は、0 番を用いた。

上記の 640 群のマスターライブラリー及び(2)で求めた原子炉毎の各領域における 640 群の中性子スペクトルを用いて ORIGEN-2 用反応断面積ライブラリーを作成した。

参考文献

- A3-1) 前川藤夫, 他 : “MCNP ライブラリ自動編集システム autonj の開発” ,
JAERI-Data/Code 99-048 (1999)



図A3-1 JRR-3MのMCNP 計算モデルとRZメッシュタリーの定義(XZ断面図)

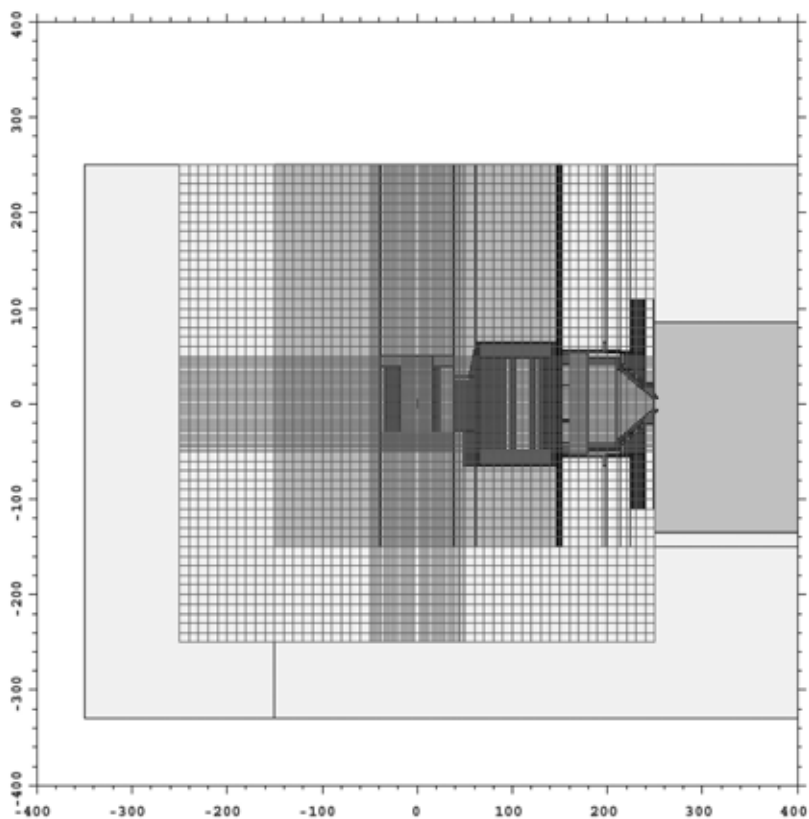
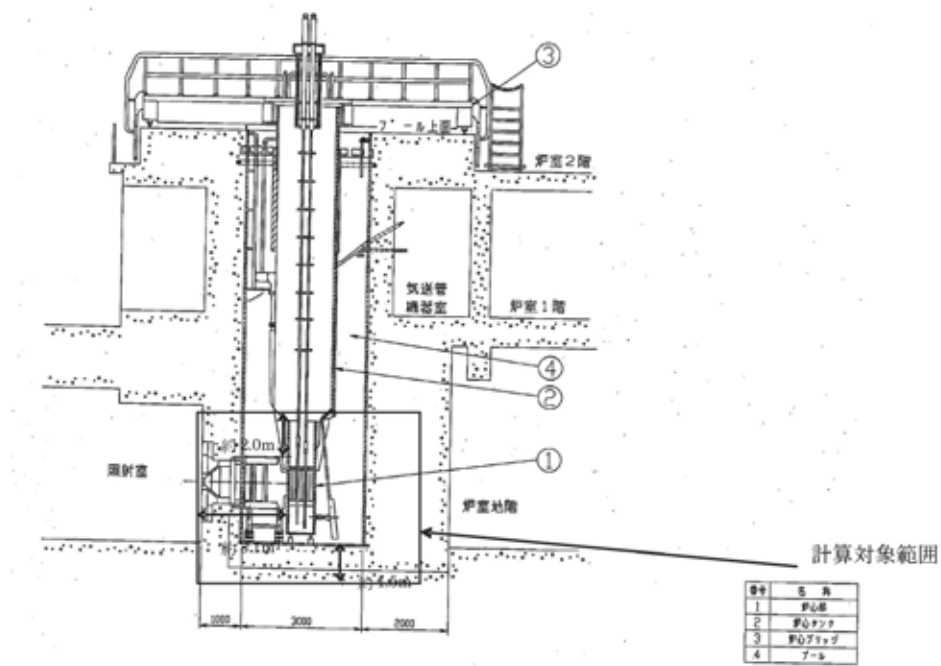


図 A3-2 JRR-4 の MCNP 計算モデルと RZ メッシュタリーの定義 (XZ 断面図)

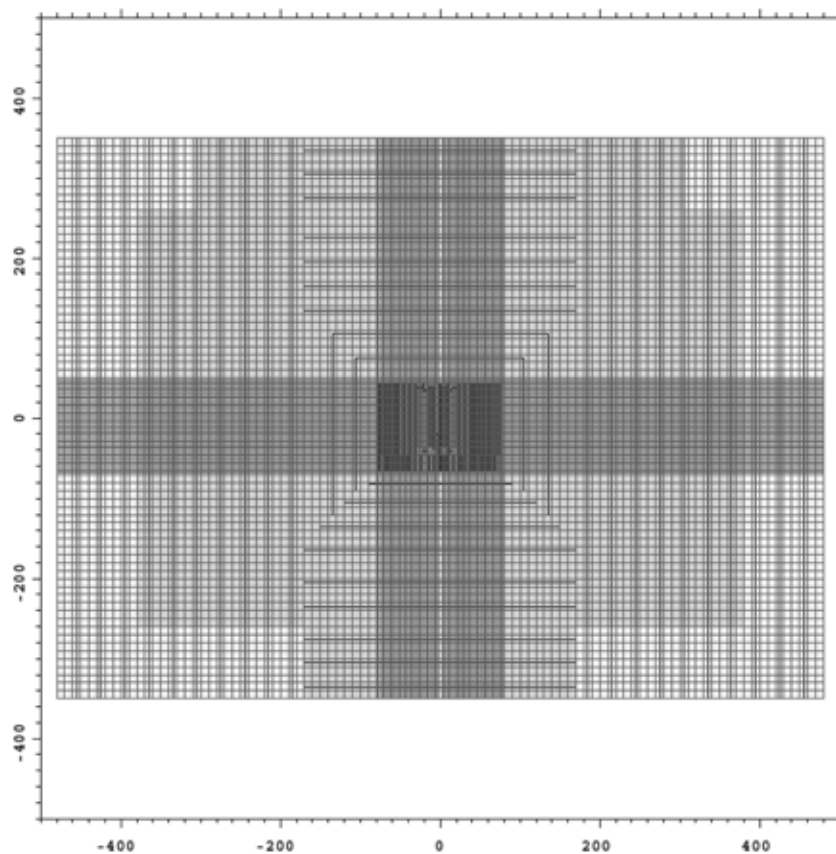
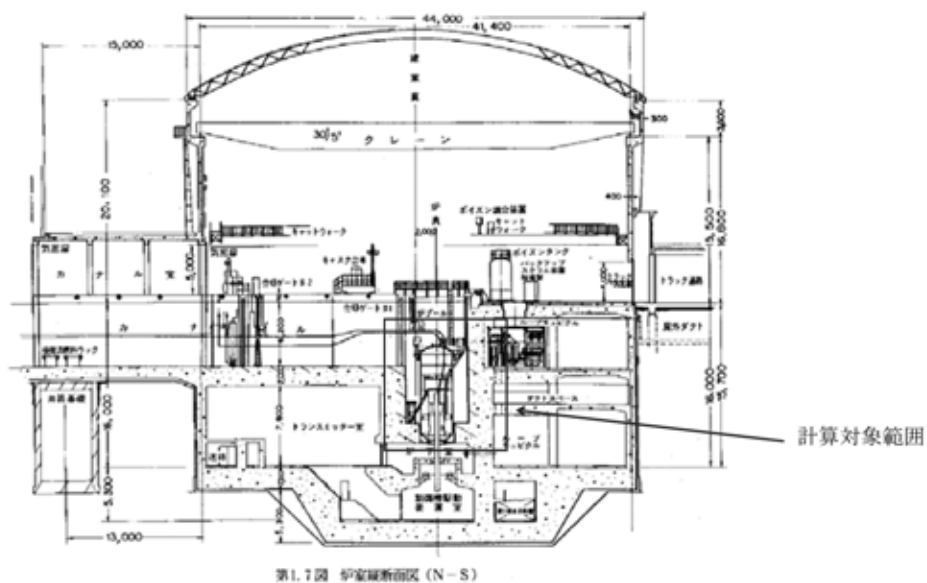


図 A3-3 JMTR の MCNP 計算モデルと RZ メッシュタリーの定義 (XZ 断面図)

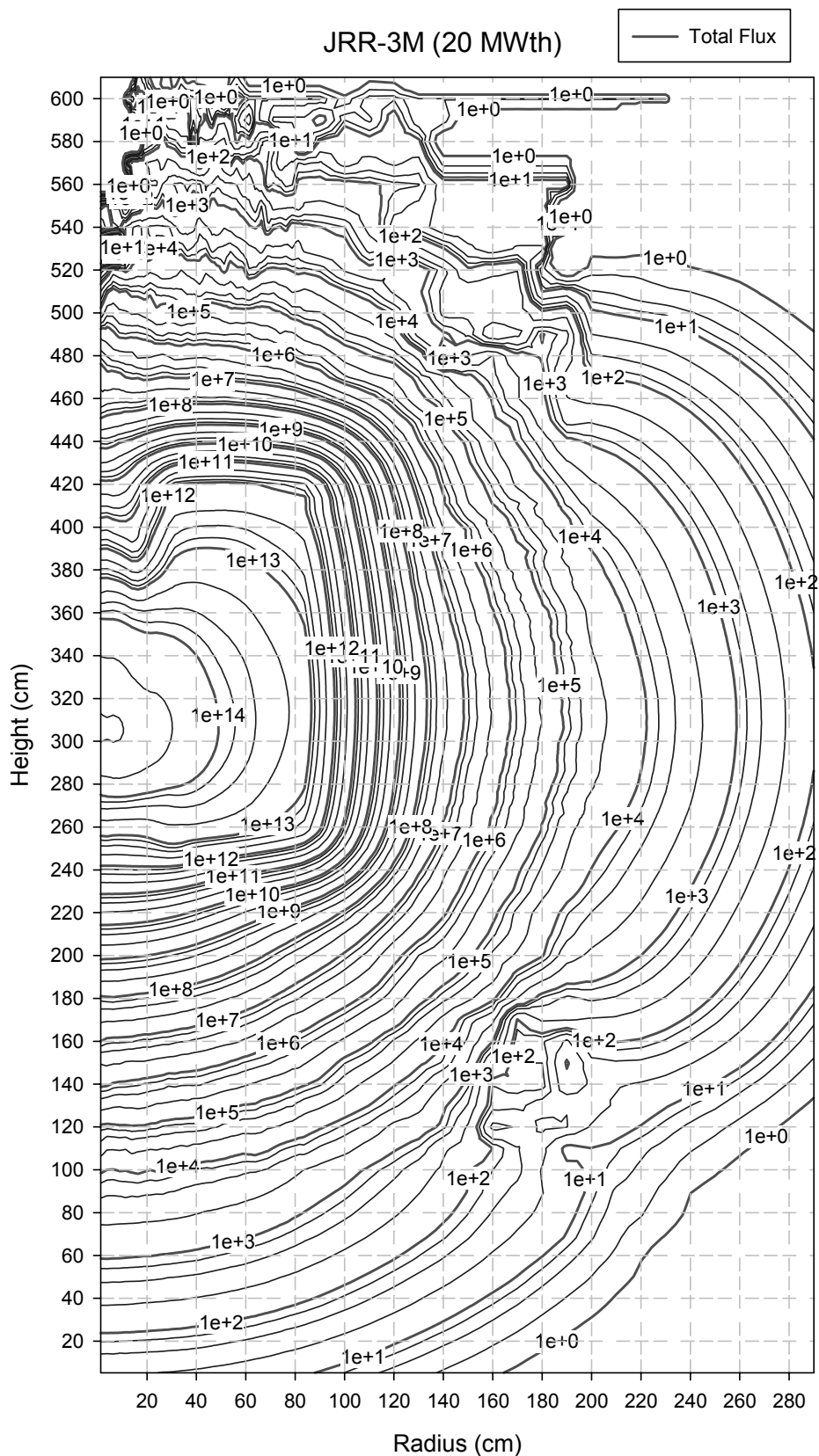


図 A3-4 JRR-3M のトータル中性子束分布(全計算体系)

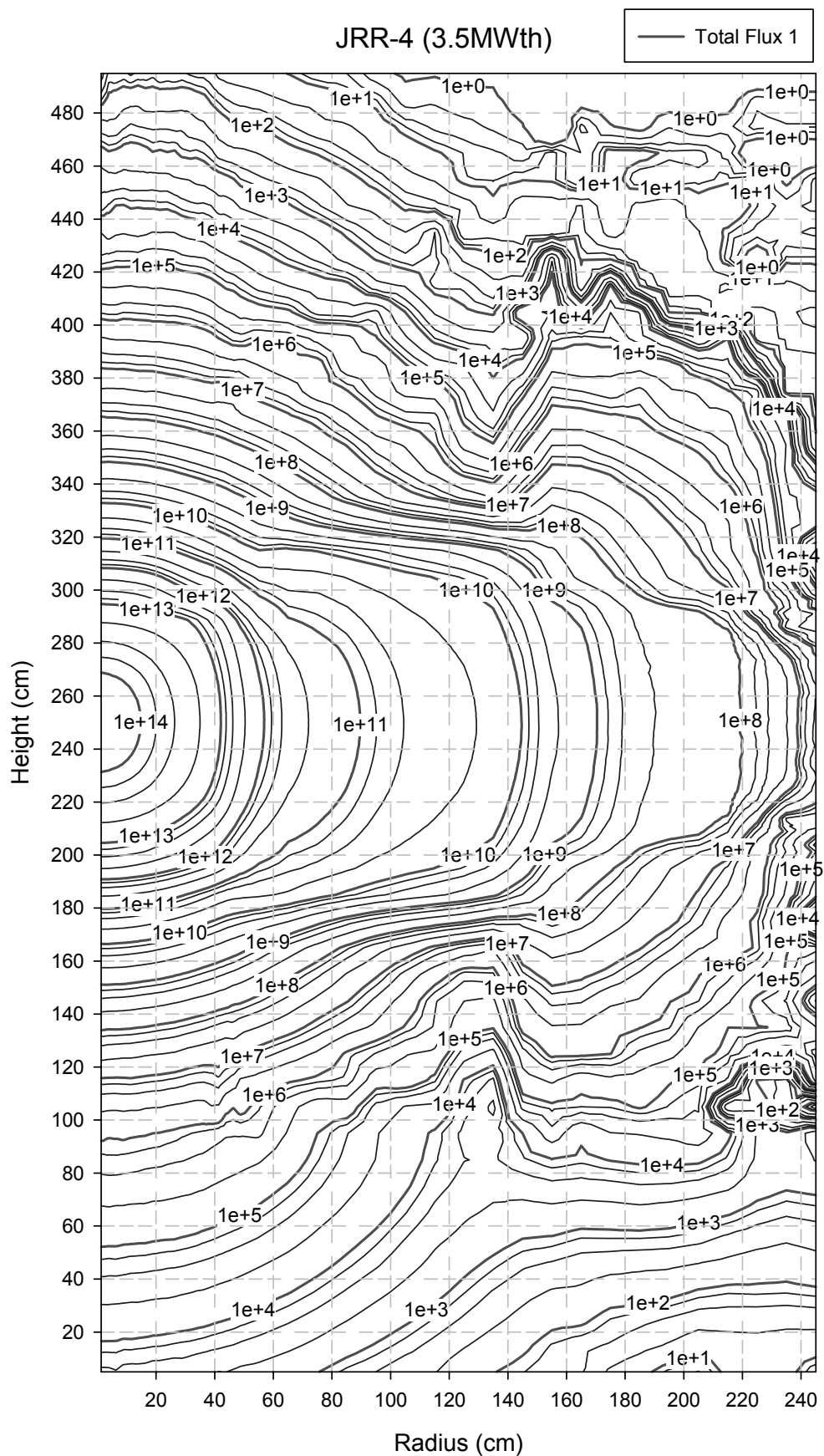


図 A3-5 JRR-4 のトータル中性子束分布(全計算体系)

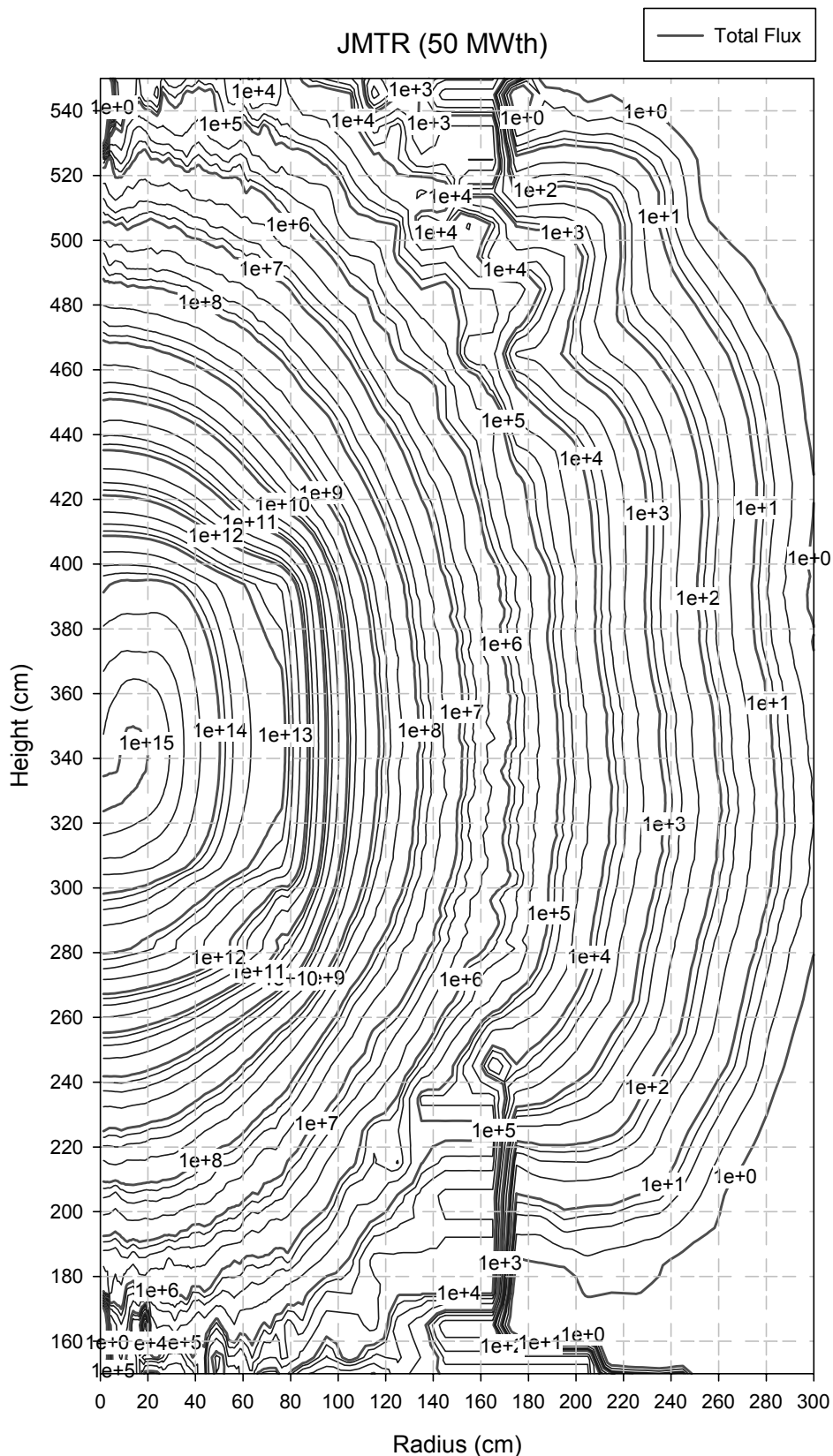


図 A3-6 JMTR のトータル中性子束分布(全計算体系)

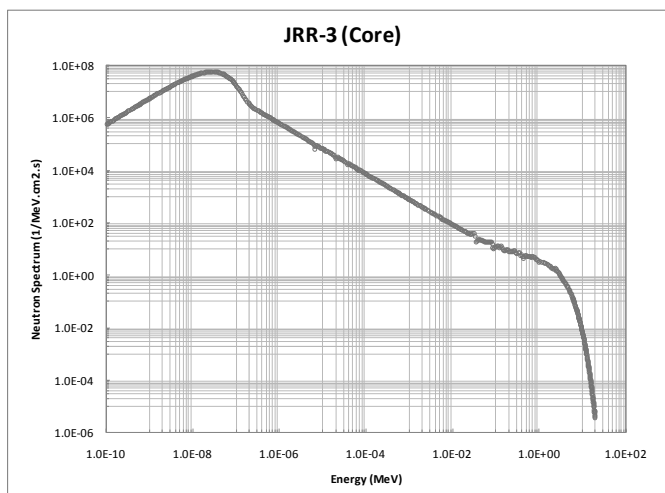


図 A3-7 JRR-3M の炉心での 640 群の中性子スペクトル

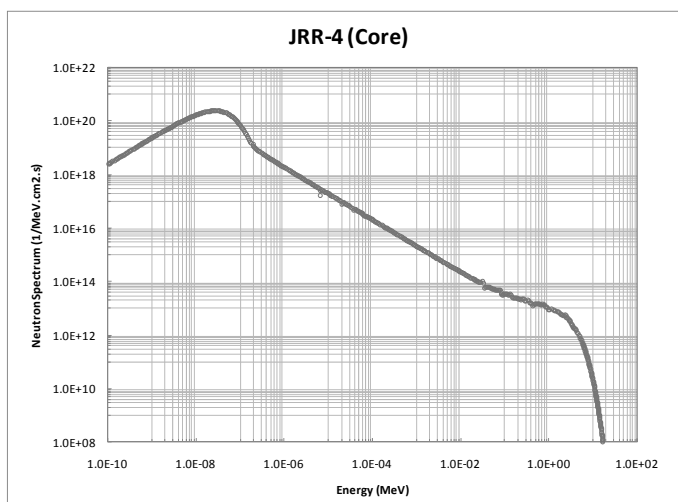


図 A3-8 JRR-4 の炉心での 640 群の中性子スペクトル

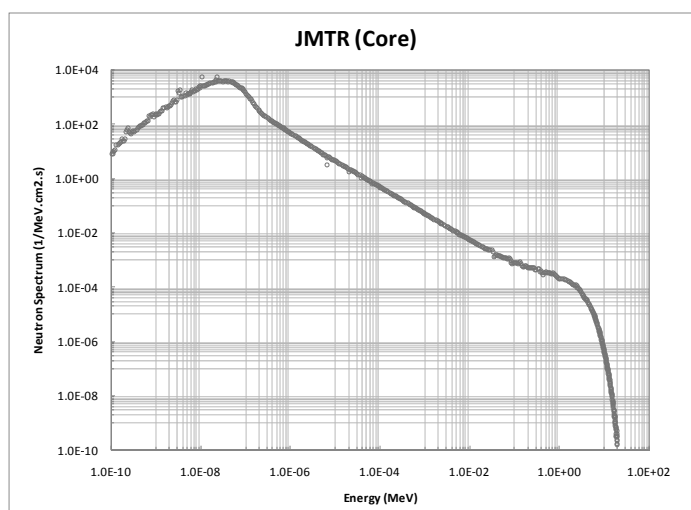


図 A3-9 JMTR の炉心での 640 群の中性子スペクトル

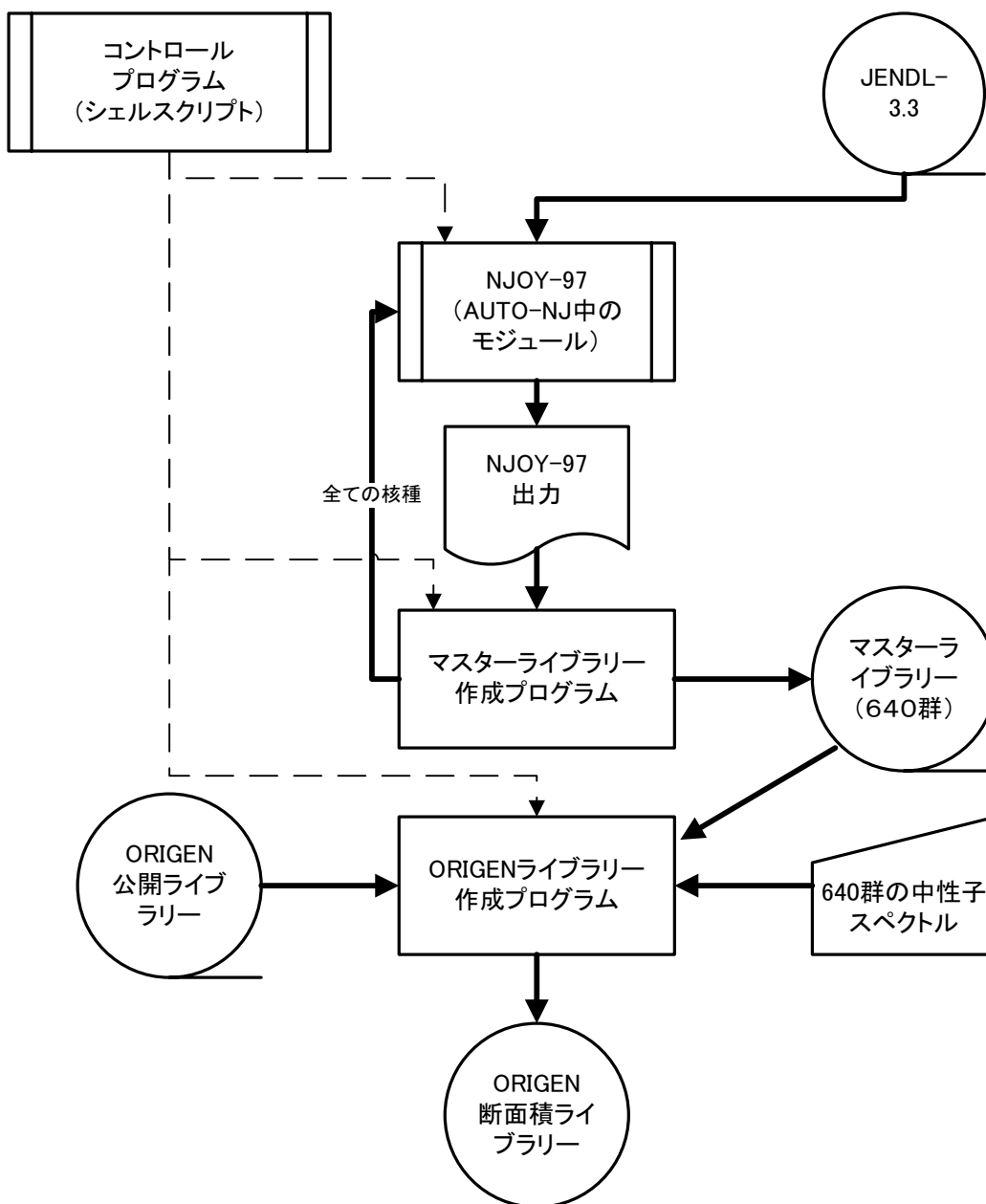


図 A3-10 ORIGEN-2 用断面積ライブラリー作成の流れ

Appendix-4

原子炉廃棄物の汚染廃棄物における放射化核種の核種組成比の評価方法

1. JPDR

汚染廃棄物における放射化核種の核種組成比は、冷却水に接している主要な炉内構造物である SUS 材及びインコネル材からの溶出であるとし、溶出の割合は、それぞれから溶出して合計した ^{60}Co と ^{63}Ni の放射エネルギー比 $^{63}\text{Ni} / ^{60}\text{Co}$ が、クラッドにおける放射エネルギー比であるとして評価した。

放射化計算における SUS 材及びインコネル材並びにクラッドの分析結果における ^{63}Ni の核種組成比は、以下のとおりである。

$$\text{SUS 材} \quad ^{63}\text{Ni} / ^{60}\text{Co} = 0.052$$

$$\text{インコネル材} \quad ^{63}\text{Ni} / ^{60}\text{Co} = 2.03$$

$$\text{クラッド} \quad ^{63}\text{Ni} / ^{60}\text{Co} = 0.15$$

SUS 材及びインコネル材からの ^{60}Co の放射エネルギーの溶出量をそれぞれ $x(\text{Bq})$ 、 $y(\text{Bq})$ とすると、両者からの ^{60}Co と ^{63}Ni の放射エネルギーは、

$$^{60}\text{Co} \text{ の放射エネルギー} = x+y \quad (\text{Bq})$$

$$^{63}\text{Ni} \text{ の放射エネルギー} = 0.052x+2.03y \quad (\text{Bq})$$

この放射エネルギーがクラッドにおける $^{63}\text{Ni}/^{60}\text{Co}(=0.15)$ の割合となるので、

$$(0.052x+2.03y) / (x+y) = 0.15$$

となる。上式から

$$y / x = 0.052$$

を求めた。これより、SUS 材及びインコネル材から溶出した核種 i の放射エネルギーは、SUS 材及びインコネル材での核種組成比を a_i 及び b_i とすると、

$$a_i \cdot x + b_i \cdot y = a_i \cdot x + 0.052 \cdot b_i \cdot x = (a_i + 0.052 \cdot b_i) \cdot x$$

となる。 ^{60}Co の溶出量は、

$$x + y = 1.052 \cdot x$$

であるため、溶出した核種 i の核種組成比 c_i は

$$c_i = (a_i + 0.052 \cdot b_i) \cdot x / 1.052 \cdot x = (a_i + 0.052 \cdot b_i) / 1.052$$

として評価した。

2. JRR-2、JRR-3、JRR-3M、JRR-4

汚染廃棄物における放射化核種の核種組成比は、既存報告書の評価¹⁶⁾¹⁷⁾を参考に簡略化し、冷却水に接している各炉内構造物の溶出量(g/d)と、放射化計算により得られた放射エネルギー濃度(Bq/g)を基に評価した。

炉内構造物 k から核種 i の溶出量 $S_{ki}(\text{Bq/d})$ は、放射エネルギー濃度の評価結果 $C_i(\text{Bq/g})$ 、と表面積 $A_k(\text{cm}^2)$ 及び腐食率 $C_{Rk}(\text{g/cm}^2/\text{d})$ の積から以下のとおりとなる。

$$S_{ki}(\text{Bq/d}) = C_i(\text{Bq/g}) \cdot A_k(\text{cm}^2) \cdot C_{Rk}(\text{g/cm}^2/\text{d}) \quad (1)$$

したがって、核種 i の核種組成比 c_i は、各炉内構造物 k から冷却水への核種 i の溶出量の合計 $\sum \{S_{ki}\}(\text{Bq/d})$ 及び ^{60}Co の溶出量の合計 $\sum \{S_{60\text{Coi}}\}(\text{Bq/d})$ から

$$c_i = [\sum \{S_{ki}\} (\text{Bq/d})] / [\sum \{S_{60\text{Coi}}\} (\text{Bq/d})]$$

として評価した。実際の冷却水では、イオン交換樹脂による浄化を考慮する必要があるが、浄化される割合は、既存報告書 A4-1)では定数を使用しているため、どの核種についても同じであるとした。また、JRR-2及びJRR-3Mでは、重水系統と軽水系統に分かれているが、溶出した核種は、全て廃棄物に移行して混合されると仮定し、両系統を合計して核種組成比を評価した。

これらの原子炉では、冷却水に接している炉内構造物は主にアルミニウム合金(以下、「Al 合金」という)又はステンレス鋼(以下、「SUS」という)のため、それぞれの腐食率を既存報告書 A4-1)から引用した。表 A4-1 に Al 合金とステンレスの腐食率を示す。腐食率は時間をパラメータとした関数で、腐食する時間とともに腐食率が減少することが示されている A4-2)が、本評価で保守的に既存報告書 A4-1)に示された値で一定として評価した。また、JRR-3Mにおける Be 合金と、Hf 合金の腐食率の正確なデータが報告されていないため、SUS の腐食率で代替した。

Appendix-4 の参考文献

- A4-1) 吉島哲夫, 他 : “JRR-3M の放射化学分析結果”, JAERI-Tech 97-029 (1997).
 A4-2) (社)日本原子力学会 : “日本原子力学会標準 放射性廃棄物の放射能濃度決定方法—原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物の放射能濃度決定方法に関する基本手順: 2007 —浅地中ピット処分廃棄物について—”, (2008).

表 A4-1 核種組成比の評価に用いた炉内構造物等の腐食率*1

構造材	腐食率	
	mdd*2	g/m2/s
SUS	0.2	2.30E-07
Al 合金	5	5.80E-06

*1: 既存報告書 A4-1)を引用

*2: mg/dm2(0.01m2)/day

Appendix-5

重要核種の選定に係る過去の類似事例

(1) 濃度上限値報告書

決定経路における基準線量相当濃度(C)と発電所廃棄物及びサイクル廃棄物における想定される廃棄体等の平均放射能濃度(D)から、相対重要度(D/C)を評価し、D/C が最も大きい値の桁を1桁目とし、3桁目までに含まれる核種を重要核種として選定している。この3桁目の境界値は、核種の(D/C)_iとD/Cが最も大きい核種の(D/C)_{max}との比(D/C)_i/(D/C)_{max}を評価する方法では、2桁目と3桁目の間の値に相当する。

(2) 原子力科学研究所におけるJPDRの解体コンクリートのトレンチ処分

D/Cを評価するためのCについては、評価シナリオ及び被ばく形態(飲用、摂取、吸入、外部被ばく)を想定して被ばく線量評価を実施して、評価シナリオ及び形態毎の単位放射能あたりの被ばく線量(C) (μ Sv/Bq)として評価している。Dについては、埋設を予定する汚染廃棄物と放射化廃棄物の放射エネルギーを評価して合計し、合計した放射エネルギーに対する核種組成比を評価している。これらより、評価シナリオ毎にD/Cを求め、シナリオ毎に(D/C)_i/(D/C)_{max}が2桁の範囲(10^{-2} 以上)となる核種を重要核種として選定している。

(3) 原子力安全委員会におけるクリアランスレベルを導出した際の重要核種^{A4-1)}

核種毎のクリアランスレベル(C)と発生する廃棄物の推定濃度(C)から発生時期(廃止措置、運転)、炉型(PWR、BWR、GCR)、対象物(ステンレス、炭素鋼、コンクリート)及び汚染経路(放射化、汚染)毎にD/Cを求め、(D/C)_i/(D/C)_{max}が2桁の範囲(10^{-2} 以上)となる核種を選定している。^(*1)

(4) 日本原子力学会標準^{A4-2)}におけるクリアランスレベルの評価対象核種

原子力安全委員会報告書^{A4-1)A4-3)}及び原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会の報告書^{A4-4)}に示された重要核種と原子炉施設についてクリアランスレベルが示された核種(31核種)を基にし、クリアランス対象物において、31核種のD/Cを求め、重要核種以外の核種におけるD/Cの総和が31核種のD/Cの総和の10%未満であれば、重要核種だけをクリアランスレベルの評価対象核種としてよいことが示されている。

¹ 一部の核種は運転中の廃棄物で解体廃棄物より物量が小さく影響が少ない等の理由により、重要核種から除外されている。

Appendix-5 の参考文献

- A4-1)原子力安全委員会：“主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて”，(1999).
- A4-2)(社)日本原子力学会：“クリアランスの判断方法:2005”、日本原子力学会標準”，(2005).
- A4-3)原子力安全委員会：“原子炉施設におけるクリアランスレベル検認のあり方について”，(2001).
- A4-4)総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 廃棄物安全小委員会：“原子力施設におけるクリアランス制度の整備について”，(2004).

This is a blank page.

Appendix-6

原子炉及び照射後試験等施設毎の重要核種の評価結果
核種組成比毎の D/C の評価結果

This is a blank page.

	JPDR											
	ピット											
	汚染①			汚染②			放射化金属			放射化コンクリート		
	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水
D/Cmax	Nb-94	Ni-63	C-14	Nb-94	Ni-63	C-14	Nb-94	Ni-63	C-14	-	-	-
一桁目	-	Pu-239	U-234 U-238	-	Pu-239	U-234 U-238	Ho-166m Ag-108m	C-14 Cl-36	-	-	-	-
二桁目	U-234 U-238	C-14 Cl-36 Ni-59 Sr-90 Nb-94 Tc-99 U-234 U-238 Pu-240 Am-241	-	U-234 U-238	C-14 Cl-36 Ni-59 Sr-90 Nb-94 Tc-99 U-234 U-238 Pu-240 Am-241	-	-	Ni-59 Mo-93 Tc-99	-	-	-	-
三桁目(参考)	Ag-108m Cs-137 Ho-166m	Mo-93 Ag-108m Cs-137 U-235 Pu-241	Cl-34 Ni-59 Tc-99 U-235	Ag-108m Cs-137 Ho-166m	Mo-93 Ag-108m Cs-137 U-235 Pu-241	Cl-36 Ni-59 Tc-99 U-235	Ni-59	Nb-94 Ag-108m U-233	Cl-36 Ni-59	-	-	-

	JPDR											
	トレンチ											
	汚染①			汚染②			放射化金属			放射化コンクリート		
	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水
D/Cmax	Cs-137	Sr-90	C-14	Cs-137	Sr-90	H-3	Co-60	Ni-63	C-14	Eu-152	H-3	H-3
一桁目	Co-60 Nb-94	-	-	Co-60 Nb-94	-	C-14	Nb-94 Ag-108m Eu-152	H-3 C-14 Cl-36 Co-60 Tc-99 Ag-108m Eu-152	H-3	-	Eu-152	C-14
二桁目	Pu-239 Am-241	Ni-63 Cs-137	H-3 U-234	Pu-239 Am-241	Ni-63 Cs-137	-	Eu-154 Ho-166m	Sr-90 Mo-93 Nb-94 Ho-166m	-	Eu-154	C-14 Cl-36 Ca-41 Sr-90	-
三桁目(参考)	Ag-108m Eu-152 Ho-166m U-234 Pu-240 Pu-241	Co-60 Nb-94	Ni-59 Nb-94 Pu-239	Ag-108m Eu-152 Ho-166m U-234 Pu-240 Pu-241	H-3 Co-60 Nb-94	Ni-59 Nb-94 U-234	Ba-133 Cs-137	Ni-59 Cs-137 Eu-154	-	Co-60 Nb-94 Ag-108m Ho-166m	Co-60 Nb-94 Ag-108m Eu-154	-

JRR-2												
ピット												
	汚染①			汚染②			放射化金属			放射化コンクリート		
	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水
D/Cmax	Ag-108m	Ag-108m	U-234	Ag-108m	Ag-108m	U-234	Ag-108m	Cl-36	C-14	Ag-108m	Cl-36	C-14
一桁目	-	Sr-90 Tc-99	C-14	-	Sr-90 Tc-99	C-14	-	C-14 Ni-63 Ag-108m	-	Ho-166m	Ca-41	-
二桁目	Cs-137	Cl-36 Ni-63 Cs-137 U-234 Pu-238	Tc-99 Pu-238	Cs-137	H-3 Cl-36 Ni-63 Cs-137 U-234 Pu-238	Tc-99 Pu-238	Ho-166m	Ni-59 Mo-93 Tc-99	-	Nb-94	C-14 Ag-108m	Cl-36
三桁目(参考)	U-234	C-14 Ca-41 Ni-59 U-235	Cl-36 Ni-59 I-129 U-235 U-236 Np-237	U-234	C-14 Ca-41 Ni-59 U-235	Cl-36 Ni-59 I-129 U-235 U-236 Np-237	-	-	Cl-36 Ni-59	-	Ni-63 Mo-93 Tc-99	Ca-41

JRR-2												
トレンチ												
	汚染①			汚染②			放射化金属			放射化コンクリート		
	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水
D/Cmax	Cs-137	Sr-90	H-3	Cs-137	H-3	H-3	Ag-108m	H-3	H-3	Eu-152	H-3	H-3
一桁目	Co-60 Ag-108m	-	-	Co-60 Ag-108m	-	-	Co-60	Ag-108m	-	Ba-133	Eu-152	-
二桁目	-	H-3 Cs-137	-	-	Sr-90	-	-	Co-60 Ni-63	C-14	Co-60 Ag-108m Eu-154	Cl-36 Co-60 Ba-133	C-14
三桁目(参考)	Eu-154 Pu-238	Co-60 Ag-108m	-	H-3 Eu-154 Pu-238	-	-	Eu-152	C-14 Cl-36	-	Ho-166m	C-14 Ca-41 Ni-63 Ag-108m Eu-154	-

JRR-3												
ピット												
	汚染①			汚染②			放射化金属			放射化コンクリート		
	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水
D/Omax	Ag-108m	Pu-239	U-238	Ag-108m	Pu-239	U-238	Ag-108m	C-14	C-14	-	-	-
一桁目	-	Sr-90 Tc-99 Ag-108m U-238 Pu-240 Pu-241 Am-241	C-14 U-234	-	Sr-90 Tc-99 Ag-108m U-238 Pu-240 Am-241	C-14 U-234	-	Cl-36 Ag-108m	-	-	-	-
二桁目	Cs-137 U-234 U-238	Ni-63 Cs-137 U-234 Pu-238	Tc-99 Pu-238	Cs-137 U-234 U-238	H-3 Ni-63 Cs-137 U-234 Pu-238	Tc-99 Pu-238	-	-	-	-	-	-
三桁目(参考)	Sn-126 Pu-238	C-14 Cl-36 I-129 Ca-41 Sn-126 I-129 U-235 Np-237 Am-242m	Sn-126 I-129 U-235 Np-237 Pu-241 Am-241	Sn-126 I-129 U-235 Pu-238	C-14 Cl-36 I-129 Ca-41 Sn-126 Np-237 Am-242m	Sn-126 I-129 U-235 Np-237 Pu-241 Am-241	-	Ni-63	-	-	-	-

JRR-3												
トレンチ												
	汚染①			汚染②			放射化金属*			放射化コンクリート		
	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水
D/Omax	Cs-137	Sr-90	H-3	Cs-137	H-3	H-3	Ag-108m	H-3	H-3	Eu-152	H-3	H-3
一桁目	-	-	-	-	-	-	-	-	C-14	-	Eu-152	-
二桁目	Co-60 Ag-108m Pu-239 Pu-240 Am-241	H-3 Cs-137	-	Co-60 Ag-108m Pu-239 Pu-240 Am-241	Sr-90	-	Co-60	C-14 Ag-108m	-	Co-60 Eu-154	Cl-36 Co-60 Ni-63 Sr-90	C-14
三桁目(参考)	Pu-238 Pu-241	-	C-14	Pu-238 Pu-241	Cs-137	-	-	Cl-36 Co-60 Ni-63 Sr-90	-	-	C-14 Ca-41 Eu-154	-

*1:本報告書で、対象とした屋内構造物等において、トレンチ処分に区分されるものがなかったため、評価しない

JRR-3M												
ピット												
	汚染①			汚染②			放射化金属			放射化コンクリート		
	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水
D/Cmax	Ag-108m	Ag-108m	C-14	Ag-108m	Ag-108m	C-14	Ag-108m	Ag-108m	Ca-41	-	-	-
一桁目	-	-	-	-	-	-	-	Ni-63	Ni-59	-	-	-
二桁目	-	Ni-63	-	-	H-3 Ni-63	-	-	Ca-41	C-14	-	-	-
三桁目(参考)	-	C-14 Cl-36 Ca-41 Ni-59 Pu-241	Be-10 Ca-41	-	C-14 Cl-36 Ca-41 Ni-59 Pu-241	Be-10 Ca-41	-	Ni-59	Tc-99 Pu-238	-	-	-

JRR-3M												
トレンチ												
	汚染①			汚染②			放射化金属			放射化コンクリート		
	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水
D/Cmax	Co-60	H-3	H-3	Co-60	H-3	H-3	Co-60	H-3	H-3	Eu-152	Eu-152	H-3
一桁目	Ag-108m	Co-60	-	Ag-108m	-	-	Ag-108m	-	-	-	H-3	-
二桁目	-	Sr-90 Ag-108m	-	-	-	-	-	Co-60 Sr-90 Ag-108m	-	Co-60 Ba-133 Eu-154	Cl-36 Ca-41 Co-60 Sr-90 Eu-154	C-14
三桁目(参考)	Cs-137	Ni-63	C-14	H-3 Cs-137	-	-	Cs-137 Eu-152	Ni-63	-	-	C-14 Ba-133	-

JRR-4																
ピット																
	汚染①				汚染②				放射化金属				放射化コンクリート			
	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	
D/Cmax	Ag-108m	Ag-108m	C-14	Ag-108m	Ag-108m	C-14	Ag-108m	Ag-108m	C-14	Ag-108m	C-14	Ag-108m	Cl-36	Cl-36	C-14	
一桁目	-	Ni-63	-	-	Ni-63	-	-	-	-	C-14 Cl-36	-	Nb-94 Ho-166m	C-14	-	-	
二桁目	-	Cl-36	-	-	H-3 Cl-36	-	-	-	-	Ca-41 Ni-63	-	-	Ca-41 Ni-63 Ag-108m	-	-	
三桁目(参考)	-	C-14 Ca-41 Ni-59 Mo-93	Cl-36 Ca-41 Ni-59	-	C-14 Ca-41 Ni-59 Mo-93	Cl-36 Ca-41 Ni-59	Bi-208	-	-	Ni-59 Pu-239	-	Cs-137 Eu-152	Ni-59 Mo-93	Cl-36	-	

JRR-4																
トレンチ																
	汚染①				汚染②				放射化金属				放射化コンクリート			
	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	
D/Cmax	Co-60	H-3	H-3	Co-60	H-3	H-3	Co-60	Co-60	C-14	Eu-152	H-3	Eu-152	Eu-152	Eu-152	H-3	
一桁目	Ag-108m	Co-60 Ag-108m	-	Ag-108m	-	-	-	Ag-108m	-	H-3 Eu-152	H-3	Co-60	Co-60	H-3 Co-60	C-14	
二桁目	-	Ni-63 Sr-90	-	-	-	-	Ag-108m	-	-	C-14 Cl-36 Ni-63 Sr-90	-	Eu-154	Cl-36 Ni-63 Sr-90 Eu-154	-	-	
三桁目(参考)	-	-	C-14	H-3	-	-	H-3	-	-	Ag-108m	-	Ag-108m	C-14 Ca-41 Ag-108m	-	-	

	FP核種等								
	ピット								
	燃料試験施設			ホットラボ			再処理特研		
	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水
D/Cmax	Cs-137	Pu-241	Pu-238	Cs-137	Pu-241	U-234	U-238	Pu-239	U-238
一桁目	Pu-238	Pu-239 Pu-240 Am-241	C-14 U-234 U-238	U-234 Pu-238	Sr-90 Tc-99 Pu-238 Pu-239 Pu-240	U-238 Pu-238	Cs-137 U-234	Sr-90 Tc-99 U-234 U-238 Pu-240	U-234
二桁目	Sn-126 U-234 U-238 Pu-241	Sr-90 Tc-99 Cs-137 Pu-238	Tc-99 Pu-241 Am-242m Cm-242	Sn-126 U-238	Cs-137 U-233 U-234 U-238 Am-241 Am-243 Cm-244	Tc-99 Pu-241		Cs-137 U-235 Am-241	
三桁目(参考)	Np-237 Am-241 Am-242m Am-243 Cm-242	U-234 U-238 Am-242m Am-243 Cm-242 Cm-244	Sn-126 I-129 Np-237 Pu-239 Pu-240 Am-241	U-232 U-233 Np-237 Pu-241 Am-243 Cm-242	Sn-126 I-129 U-235 Np-237 Pu-242 Am-242m Cm-242 Cm-245	Sn-126 I-129 U-233 U-235 Np-237 Pu-242 Am-241 Am-242m Cm-242	Sn-126	Pu-241	Tc-99 U-235

	FP核種等								
	トレンチ								
	燃料試験施設			ホットラボ			再処理特研		
	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水
D/Cmax	Cs-137	Sr-90	C-14	Cs-137	Sr-90	H-3	Cs-137	Sr-90	U-234
一桁目	-	-	H-3 Pu-238 Pu-239	-	-	U-234 Pu-238	-	-	U-238 Pu-239
二桁目	Eu-154 Pu-238 Pu-239 Pu-240 Pu-241	Cs-137	U-234 Pu-240	Eu-154 Pu-238 Pu-241	Cs-137	Pu-239	Pu-239	Cs-137	H-3
三桁目(参考)	Am-241 Am-243 Cm-244	Pu-241	Tc-99 I-129 Sn-126 U-238 Pu-241 Pu-242 Am-242m Am-243 Cm-242	Pu-239 Pu-240 Am-241 Cm-244	-	C-14 Tc-99 I-129 Sn-126 U-233 U-238 Pu-240 Pu-242 Am-243 Cm-242	U-234 U-238 Pu-240 Am-241	-	Tc-99 Sn-126 I-129 Th-230 U-235 Pu-240

	放射化核種(材料キャプセル)						放射化核種(燃料の被覆)		
	ピット								
	燃料試験施設			ホットラボ			再処理特研		
	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水
D/Cmax	Nb-94	Nb-94	C-14	Nb-94	Nb-94	C-14	Ag-108m	Ag-108m	C-14
一桁目	-	C-14 Ni-63	-	-	C-14 Cl-36 Ni-63	-	-	-	Ca-41 Ni-59
二桁目	-	Cl-36 Ni-59 Zr-93 Mo-93	-	-	Ni-59 Mo-93	-	-	Ni-63	-
三桁目(参考)	-	Tc-99 Ag-108m Sn-121m	Zr-93 Nb-94	-	Zr-93 Tc-99 Ag-108m Sn-121m	Zr-93 Nb-94	-	-	-

	放射化核種(材料キャプセル)						放射化核種(燃料の被覆)		
	トレンチ								
	燃料試験施設			ホットラボ			再処理特研		
	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水
D/Cmax	Nb-94	Nb-94	C-14	Co-60	Co-60	C-14	Ag-108m	H-3	H-3
一桁目	Co-60	Co-60	H-3 Nb-94	Nb-94	Nb-94	H-3	Co-60	Ag-108m	-
二桁目	-	Ni-63 Sr-90	-	-	Ni-63	Nb-94	-	Co-60	-
三桁目(参考)	-	H-3 C-14 Cl-36 Sn-121m	-	-	H-3 C-14 Cl-36 Sr-90	-	-	Ni-63	-

Appendix-7

過去の検討及び原子力安全委員会が検討した重要核種との比較

1. 過去の評価結果との比較

本報告書においては、過去の評価で選定されなかった ^{93}Zr 、 ^{93}Mo 、 ^{126}Sn 、 ^{233}U 、 ^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{241}Pu 、 ^{242}Cm が選定され、 ^{79}Se 、 $^{129}\text{I}^{(*1)}$ 、 ^{237}Np 、 ^{242}Pu が重要核種として選定されない結果となった。その理由については、以下の通りと考えられる。

- ^{93}Zr は、本報告書では施設毎かつ汚染源毎に重要核種を評価しており、燃料試験施設においてジルカロイ合金の切粉等の放射化核種の組成比への寄与が大きいことから、重要核種に選定された。
- ^{93}Mo は、主に SUS の放射化によって生成し、JPDR 及び JRR-2 の放射化廃棄物の金属の核種組成比、ホットラボ及び燃料試験施設の放射化核種の核種組成比の評価において重要核種となっている。本評価では、原子炉廃棄物の汚染廃棄物以外は、放射化核種の核種組成比と FP 核種等の核種組成比を別に重要核種を評価していることから、放射化核種の中で相対重要度の大きい ^{93}Mo が重要核種となっている。
- ^{126}Sn は、FP 核種であり、ホットラボ及び燃料試験施設からの廃棄物のピット処分における重要核種となっている。本評価では、照射後試験廃棄物は、放射化核種の核種組成比と FP 核種等の核種組成比を別に重要核種を評価していることから、FP 核種の中で、建設シナリオの外部被ばくにおける相対重要度の大きい ^{126}Sn が重要核種となっている。濃度上限値報告書では、比較的強い γ 線を放出する ^{126}Sb の子孫核種の影響を加えて評価された結果、建設シナリオの外部被ばくにおける基準線量相当濃度が低い値となっている。
- ^{233}U は、ホットラボのピット処分における重要核種となっている。本評価では、新たにホットラボにおける HTTR 用の (U,Th)O₂ 燃料からの切粉の量を評価したこと、及び ^{233}U の基準線量相当濃度も過去の値 A7-1)と比較して 1/5 程度小さい値になったことが理由である。
- ^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{238}U は、濃度上限値報告書において新たに子孫核種の影響を考慮した低い基準線量相当濃度が示されたため、 ^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{238}U の相対重要度が大きくなり、重要核種に選定されたと考えられる。
- ^{241}Pu についても、濃度上限値報告書において新たに子孫核種 (^{241}Am や ^{237}Np) の影響を考慮した低い基準線量相当濃度が示されたことから、重要核種に選定されたと考えられる。また、 ^{242}Cm も、半減期が 0.45 年であるが、子孫核種の影響を考慮した評価により基準線量相当濃度が低くなったこと、及び、照射後試料の減衰期間を 1 年と短く設定したことから、 ^{242}Cm の放射能が減衰せずに核種組成比が大きくなったため、重要核種として選定されたと考えられる。
- ^{79}Se については、過去の評価においては 6.5×10^4 年を半減期として用いたが、濃度上限値報告書では新たな知見に基づいて 3.0×10^5 年が用いられ、その結果、比放射能が低くなり、基準線量相当濃度が大きくなったためと考えられる。
- ^{129}I は、過去の評価では相対重要度の最大値に対する比が 3 桁目までを重要核種として

(*1) ^{129}I は、2.に記載するとおり、濃度上限値報告書のサイクル廃棄物のピット処分及び六ヶ所埋設センターで重要核種となっていることから、当面、照射後試験廃棄物の重要核種として選定した。

選定していたが、本評価においては 2 桁目までを選定することとしたため、本評価において 3 桁目となった ^{129}I は重要核種に選定されなかった。

- ^{237}Np 、 ^{242}Pu は、濃度上限値報告書の評価において、内部被ばく線量及び外部被ばく線量換算係数が、ICRP Pub.68^{A7-2)}、ICRP Pub72^{A7-3)}、ICRP Pub74^{A7-4)}に基づいて更新されたことにより基準線量相当濃度が大きくなったことから、重要核種に選定されない結果となったと考えられる。

2. 原子力安全委員会の検討との比較

本報告書において選定した重要核種と濃度上限値報告書における原子炉廃棄物及びサイクル廃棄物の重要核種を比較した。

本評価では、評価シナリオ毎に幅広く重要核種を評価することとしていることから、濃度上限値報告書で選定された重要核種より数が多くなっている。濃度上限値報告書で選定されていて、本評価で選定されていない核種は、 ^{129}I 及び ^{237}Np であり、また、本評価だけで選定されている核種は、 ^{59}Ni 、 ^{93}Zr 、 $^{108\text{m}}\text{Ag}$ 、 ^{133}Ba 、 ^{154}Eu 、 $^{166\text{m}}\text{Ho}$ 、 ^{233}U 、 ^{235}U 、 ^{242}Cm である。

これらは、主に本評価と濃度上限値報告書で用いた核種組成比の値の違いによるものと考えられるが、 $^{108\text{m}}\text{Ag}$ 、 ^{133}Ba 及び ^{233}U については、本評価のみで用いた Al 合金、重コンクリート及び Th それぞれに起因している。

また、 ^{235}U は、再処理特研の FP 核種等の核種組成比の評価において、燃料の燃焼度が低いこと、及び照射後の長い減衰期間のため半減期の長い ^{235}U の相対重要度が大きくなったことから、重要核種に選定されたと考えられる。 ^{242}Cm については、照射後試料の照射後の減衰期間を 1 年と、濃度上限値報告書のサイクル廃棄物と比べて短く設定していることにより、照射後試験廃棄物における核種組成比が大きく評価され、重要核種として選定されたと考えられる。

$^{166\text{m}}\text{Ho}$ は、SUS の放射化が主要な生成源であり、本評価においては放射化計算における SUS の不純物組成を参考文献 A7-5)における検出限界の値で設定しているため、濃度上限値報告書の原子炉廃棄物より高い核種組成比になっている可能性がある。今後、 $^{166\text{m}}\text{Ho}$ の SUS 中の元素組成について、新たな文献や SUS の不純物分析によって、確認する必要がある。

^{129}I 及び ^{237}Np は、本評価では重要核種として選定されなかったが、濃度上限値報告書では、サイクル廃棄物のピット処分における重要核種となっている。照射後試験廃棄物は、サイクル廃棄物と同様に照射した燃料等を取扱う施設から発生する廃棄物であり、本評価においても、 ^{129}I 及び ^{237}Np はピット処分の参考核種(相対重要度が 3 桁目の核種)として選定されている。

^{129}I は、現在、研究施設等廃棄物の埋設処分の立地場所によって重要核種が異なる可能性があること、今後、評価シナリオや基準線量相当濃度の値が変わる可能性があること、及び六ヶ所埋設センターにおける重要核種にも選定されていることから、現時点では本報告書における重要核種に含めることとした。

一方 ^{237}Np は、TRU核種であり、TRU核種は既存の埋設事業許可申請書において α 核種としてまとめられ、このうちで相対重要度の大きい核種を代表に用いて線量評価が行われている(*2)。照射後試験廃棄物においては、既に多数の ^{237}Np よりも相対重要度が高い TRU核種

(*2)六ヶ所埋設センター及び原子力機構の埋設事業許可申請では、TRU 核種は α 核種としてまとめて埋設放射能量を申請し、線量評価においては、 α 核種の中で被ばく線量への寄与の大きい核種(^{241}Am 、 ^{239}Pu)で代表させて評価している。

(^{238}Pu 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{241}Am 等)が重要核種として選定されているため、本報告書では、重要核種として選定せず、参考核種として留めることとする。

Appendix-7 の参考文献

- A7-1)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”，(2007).
- A7-2) ICRP：“Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by workers”，ICRP Publication 68 (1994).
- A7-3) ICRP：“Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides：Part 5. Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients”，ICRP Publication 72 (1996).
- A7-4) ICRP：“Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation”，ICRP Publication 74 (1996).
- A7-5) J.C. Evans, et al. “Long-Lived activation Products in Reactor Materials”，NUREG/CR -3474 (1984).

