JAEA-Review 2021-020 DOI:10.11484/jaea-review-2021-020



大洗研究所における放射性廃棄物の 放射能濃度評価手法確立に係る取り組み

-令和2年度活動報告書-

Study on the Evaluation Method to Determine the Radioactivity Concentration in Radioactive Waste on Oarai Research and Development Institute (FY2020)

朝倉	和基	下村	祐介	堂野	前 寧	阿吾	部 和	幸	
北村	了一	· 宮越	博幸	高松	操	坂本	直樹	ł	
磯崎	涼佑	大西	貴士	玉置	裕一	鈴ス	木隆	太	
黒澤	誠	川本 大	樹井	手広	史	永田	寛	加藤	貢

Kazuki ASAKURA, Yusuke SHIMOMURA, Yasushi DONOMAE, Kazuyuki ABE Ryoichi KITAMURA, Hiroyuki MIYAKOSHI, Misao TAKAMATSU, Naoki SAKAMOTO Ryosuke ISOZAKI, Takashi ONISHI, Yuichi TAMAOKI, Ryuta SUZUKI Makoto KUROSAWA, Taiki KAWAMOTO, Hiroshi IDE, Hiroshi NAGATA and Mitsugu KATO

> 高速炉・新型炉研究開発部門 大洗研究所 環境技術開発センター 環境保全部

Waste Management Department Waste Management and Decommissioning Technology Development Center Oarai Research and Development Institute Sector of Fast Reactor and Advanced Reactor Research and Development

October 2021

日本原子力研究開発機構

Japan Atomic Energy Agency

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。 本レポートの転載等の著作権利用は許可が必要です。本レポートの入手並びに成果の利用(データを含む)は、 下記まで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ウェブサイト(<u>https://www.jaea.go.jp</u>)

より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 JAEA イノベーションハブ 研究成果利活用課 〒 319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2 番地 4 電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency. Reuse and reproduction of this report (including data) is required permission. Availability and use of the results of this report, please contact Institutional Repository and Utilization Section, JAEA Innovation Hub, Japan Atomic Energy Agency. 2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan

Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2021

大洗研究所における放射性廃棄物の放射能濃度評価手法確立に係る取り組み —令和2年度活動報告書—

日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門 大洗研究所 環境技術開発センター 環境保全部

朝倉 和基、下村 祐介、堂野前 寧+1、阿部 和幸、北村 了一、 宮越 博幸+2、高松 操+3、坂本 直樹+4、磯崎 涼佑+4、大西 貴士+4、玉置 裕一+4、 鈴木 隆太+4、黒澤 誠+4、川本 大樹+5、井手 広史+6、永田 寛+6、加藤 貢

(2021年8月17日受理)

原子力の研究開発施設から発生する放射性廃棄物の処理処分は、取り扱う核燃料物質や材 料が多種多様なこと等を踏まえ、放射能濃度を求める必要がある。大洗研究所は、放射性廃棄 物を処理する施設のみならず、放射性廃棄物を発生させる施設も含め、埋設処分を見据えた検 討に着手した。本報告書は、大洗研究所内で発生する放射性廃棄物の埋設処分に向けて、主要 課題のひとつである放射能濃度評価手法について、令和2年度の検討結果を取りまとめたもの である。

大洗研究所:〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 番地

+1 戦略・計画室

- +2 高速炉サイクル研究開発センター 高速炉基盤技術開発部
- +3 高速炉サイクル研究開発センター 高速実験炉部
- +4 高速炉サイクル研究開発センター 燃料材料開発部
- +5 高温ガス炉研究開発センター 高温工学試験研究炉部
- +6 材料試験炉部

JAEA-Review 2021-020

Study on the Evaluation Method to Determine the Radioactivity Concentration in Radioactive Waste on Oarai Research and Development Institute (FY2020)

Kazuki ASAKURA, Yusuke SHIMOMURA, Yasushi DONOMAE⁺¹, Kazuyuki ABE, Ryoichi KITAMURA, Hiroyuki MIYAKOSHI⁺², Misao TAKAMATSU⁺³, Naoki SAKAMOTO⁺⁴, Ryosuke ISOZAKI⁺⁴, Takashi ONISHI⁺⁴, Yuichi TAMAOKI⁺⁴, Ryuta SUZUKI⁺⁴, Makoto KUROSAWA⁺⁴, Taiki KAWAMOTO⁺⁵, Hiroshi IDE⁺⁶, Hiroshi NAGATA⁺⁶ and Mitsugu KATO

Waste Management Department,

Waste Management and Decommissioning Technology Development Center, Oarai Research and Development Institute, Sector of Fast Reactor and Advanced Reactor Research and Department, Japan Atomic Energy Agency Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received August 17, 2021)

The disposal of radioactive waste from the research facility need to calculate from the radioactivity concentration that based on variously nuclear fuels and materials.

In Japan Atomic Energy Agency Oarai Research and Development Institute, the study on considering disposal is being advanced among the facilities which generate radioactive waste as well as the facilities which process radioactive waste.

This report summarizes a study result in FY2020 about the evaluation method to determine the radioactivity concentration in radioactive waste on Oarai Research and Development Institute.

Keywords: Low-level Radioactive Waste, Radioactivity Evaluation Method, Waste Disposal

⁺¹ Strategy and Planning Office

⁺² Fast Reactor Fundamental Technology Development Department, Fast Reactor Cycle System Research and Development Center

⁺³ Experimental Fast Reactor Department, Fast Reactor Cycle System Research and Development Center

⁺⁴ Fuels and Materials Department, Fast Reactor Cycle System Research and Development Center

⁺⁵ Department of HTTR, HTGR Research and Development Center

⁺⁶ Department of JMTR

目 次

 大洗研究所の放射能濃度評価について 	1
2. 施設の特徴を踏まえた放射能濃度評価手法の検討	2
2.1 基本的考え方	2
2.2 令和元年度の検討結果	3
2.3 令和2年度の検討内容	3
3. 発電炉の対応について	4
3.1 発電炉で発生する放射性廃棄物	4
3.2 発電炉における重要核種選定の基本的な考え方	4
3.3 発電炉におけるサンプリング	5
 研究炉への発電炉知見の適用性について 	7
4.1 重要核種の選定	7
4.2 サンプル選定の考え方について	7
4.3 「常陽」における汚染源とサンプリングに係る調査結果	8
4.3.1 重要核種の予備選定	8
4.3.2 サンプリング	9
4.4 HTTR における汚染源とサンプリングに係る調査結果	9
4.4.1 重要核種の予備選定	10
4.4.2 サンプリング	
4.5 JMTR における汚染源とサンプリングに係る調査結果	
4.5.1 重要核種の予備選定	
4.5.2 サンプリング	10
4.6 DCA における汚染源とサンプリングに係る調査結果	11
4.6.1 重要核種の予備選定	11
4.6.2 サンプリング	11
5. 照射後試験施設の放射能濃度評価	12
5.1 汚染源とサンプリングに係る調査結果	12
6 . その他の検討結果	14
6.1 ドラム缶型廃棄物パッケージの外部測定	14
6.2 汚染源の分析	14
7. まとめ	15
8. 次年度について	
謝辞	
参考文献	
付録 ドラム缶型廃棄物パッケージの外部測定結果	29

Contents

1.	About The Radioactivity Concentration in Radioactive Waste on	
	Oarai Research and Development Institute	1
2.	Study on the Evaluation Method to Determine the Radioactivity Concentration	
	in Radioactive Waste	2
2.	1 Basic Idea	2
2.	2 Study Results FY2019	3
2.	3 Action Plans for FY2020	3
3.	Correspondence of Commercial Nuclear Reactor	····· 4
3.	1 Radioactive Waste Generated at Commercial Nuclear Reactor	· ··· 4
3.	2 Basic Idea of Selection of Main Nuclides in Commercial Nuclear Reactor	· ··· 4
3.	3 Sampling in Commercial Nuclear Reactor	5
4.	Applicability of Commercial Nuclear Reactor Knowledge to Research Reactors	7
4.	1 Selection of Main Nuclides	7
4.	2 The Concept of Sample Selection	7
4.	3 Study Results of Contamination Source and Sampling in JOYO	8
	4.3.1 Preliminary Selection of Main Nuclides	8
	4.3.2 Sampling	9
4.	4 Study Results of Contamination Source and Sampling in HTTR	9
	4.4.1 Preliminary Selection of Main Nuclides	- 10
	4.4.2 Sampling	- 10
4.	5 Study Results of Contamination Source and Sampling in JMTR	- 10
	4.5.1 Preliminary Selection of Main Nuclides	- 10
	4.5.2 Sampling	- 10
4.	6 Study Results of Contamination Source and Sampling in DCA	- 11
	4.6.1 Preliminary Selection of Main Nuclides	- 11
	4.6.2 Sampling	- 11
5.	The Radioactivity Concentration in Post Irradiation Examination Facility	- 12
5.	1 Study Results of Contamination Source and Sampling	- 12
6.	Other Considerations	- 14
6.	1 Non-Destructive Radioactivity Measuring of Radioactive Waste Packages	- 14
6.	2 Analysis of Contamination Source	- 14
7.	Summary	- 15
8.	About Next Year	- 16
Ack	nowledgements	- 16
Refe	erences	- 16
App	endix Non-Destructive Radioactivity Measuring of Radioactive Waste Packages-	- 29

表リスト

表 6.1	「常陽」廃液サンプル分析結果	· 18
表 6.2	FMF サンプルー覧表	· 18
表 6.3	H-3 分析結果	· 19
表 6.4	C-14 分析結果	· 19
表 6.5	Sr-90 分析結果	· 19
表 6.6	Nb-94 分析結果	· 20
表 6.7	Sn-126 分析結果	· 20
表 6.8	I-129 分析結果	· 20
表 6.9	Cs-137 分析結果	$\cdot 21$
表 6.10	Pu-238、Pu-239+Pu-240 分析結果	$\cdot 21$
表 6.11	Pu-242 分析結果	$\cdot 21$
表 6.12	Am-241 分析結果	· 22
表 6.13	Am-243 分析結果	$\cdot 22$

図リスト

図 4.1	「常陽」 放射化物発生が想定される場所	- 23
図 4.2	重要核種選定で対象とする炉心構成要素と構造物	- 23
図 4.3	HTTR の特徴(HTTR の系統)	- 24
図 4.4	HTTR の特徴(HTTR の燃料)	- 25
図 4.5	JMTR の炉内構造と照射後試験施設の概要図	- 26
図 4.6	DCA の廃止措置段階	- 27

This is a blank page.

1. 大洗研究所の放射能濃度評価について

原子力の利用は、原子力発電のみならず、日本原子力研究開発機構(以下「原子力機構」とい う。)をはじめとした研究機関、大学、民間企業、医療施設等、幅広い範囲に及んでおり、これ らの分野においては、核燃料物質、放射性同位元素(以下「RI」という。)及び放射線発生装置 として活用されている。核燃料物質やRI等の利用は、科学技術の発展に大きく貢献するとともに、 日常生活を豊かにするうえで欠かせないものである。

全国の許可事業者は約二千数百者¹¹に及んでおり、そこで発生する低レベル放射性廃棄物は研 究施設等廃棄物と呼ばれ、今日に至るまで大半が廃棄体化処理(容器に固型化等の処理)及び埋 設処分がなされず、核燃料物質によって汚染された放射性廃棄物は各事業所において保管され、 RI や RI によって汚染された放射性廃棄物の大半は公益社団法人日本アイソトープ協会にて集荷 し保管を続けている。このような状況が続けば、既存の保管能力を超えた場合に、新たな研究開 発や RI の利用が困難となる。

埋設処分場の建設・運用には、処分場に係る事業許可を取得する必要がある。原子力規制委員 会へ申請する許可申請書においては、処分場における安全評価が必要であり、埋設する廃棄体に 含まれる放射性核種のうち、被ばくの寄与の大きい核種(以下「重要核種」という。)について、 廃棄体1体当たりの最大放射能濃度を設定することが必要となる²⁰。

原子力機構大洗研究所においては、年間約200本(200Lドラム缶換算)の研究施設等廃棄物が 発生している。研究所に設置している保管施設の容量を考慮すると、近い将来保管能力を超える ことが予想されることから、放射性廃棄物の埋設処分の実現への道筋を構築しなければならない。

そこで大洗研究所では、研究所内で発生する放射性廃棄物の埋設処分に向けて、令和元年度より、主要課題のひとつである放射能濃度評価手法³⁰確立への具体的な取り組みに着手した⁴⁾。本報告書は、大洗研究所における放射性廃棄物の放射能濃度評価手法確立のため、令和2年度における取り組みをまとめたものである。

2. 施設の特徴を踏まえた放射能濃度評価手法の検討

商用発電用原子炉(以下「発電炉」という。)は、沸騰水型原子炉と加圧水型原子炉の2種類に 大別され、低レベル放射性廃棄物を処理した廃棄体の放射能濃度評価手順が確定している。これ まで多くの廃棄体を、日本原燃株式会社低レベル放射性廃棄物埋設センター(所在地 六ヶ所村) で埋設処分している実績がある。

一方、原子力機構の取り扱う核燃料物質や材料照射試験片の組成は、発電炉と比較すると多種 多様であり、発電炉と同等に放射能濃度評価を行えるか明確ではない。照射試験等に使用される 核燃料物質や材料照射試験片の組成は、研究テーマに応じて変更されることから、照射条件によ って核分裂生成物や放射化材料の組成が変動する。また、施設ごとに特徴が異なる放射性廃棄物 が混合され処理される場合もあることから、放射性廃棄物も画一的な取扱いが難しい。

研究施設等廃棄物は、以上の特徴を有するものが多いため、発電炉の放射能濃度評価手順を参 考にする場合には、現在保有している放射性廃棄物、研究テーマに応じ、様々な組成であること を考慮した慎重な検討が必要である。また、将来の研究開発を考慮すると、研究テーマに応じた 核燃料物質や材料照射試験片及び照射条件等の変更による組成の変動が、放射性廃棄物にどの程 度影響するかを見極めなければ、これから発生する放射性廃棄物の放射能濃度評価は困難である。

これらを踏まえると、研究施設等廃棄物における放射能濃度評価には、過去及び将来にわたる 研究開発に伴う核燃料物質や材料照射試験片及び照射条件等の変更を考慮した手法が必要である。 発電炉の評価手順が、現時点の放射性廃棄物に適用可能であったとしても、過去の研究開発で発 生した放射性廃棄物若しくは、将来の研究開発で発生する放射性廃棄物への適用も、保証できる ものでなければならない。

大洗研究所では、以上のことを考慮し、放射性廃棄物の放射能濃度評価手法を以下のように構築することとした。

2.1 基本的考え方

放射能濃度評価手法を確立するには、廃棄体における放射能濃度の傾向や特徴を把握する必要 がある。

研究施設等廃棄物は、放射性廃棄物に含まれる重要核種の組成が研究内容に応じて変動するが、 過去に発生した放射性廃棄物について、発生場所や発生系統及び発生時期等の詳細な情報がない。 これらから多くの分析データを取得し、傾向を見いだせたとしても、その傾向を形成するに至っ た要因を検証するためには、放射性廃棄物に係る発生場所等の詳細且つ正確な記録が重要と考え られる。

よって、大洗研究所では、放射性廃棄物発生に係る詳細な情報を取得するため、これから発生 する放射性廃棄物を対象に放射能濃度評価手法を構築する。構築に際しては放射性廃棄物におけ る放射能濃度の傾向や特徴を把握し、それらの傾向等を形成する要因を明らかにした後、要因の 有する特性の変動範囲を検証・予測し、これから発生する放射性廃棄物と、これまで発生した放 射性廃棄物への適用を検討する。最後に、構築した放射能濃度評価手法の適用性について、実際 の放射性廃棄物を用いて検証する。 放射性廃棄物は、核燃料物質や RI 又は放射化物に起因する汚染源から移行・付着した放射性 物質(以下「付着汚染物」という。)である。それぞれの単位質量又は単位体積中の放射能量と 物量から、放射能濃度が求められる。

放射化物については、原子炉施設であれば原子炉の運転履歴及び構成材料の組成からの照射計 算結果から、それ以外の核燃料施設であれば前述の照射計算結果を用いて照射済み燃料又は材料 の情報から放射能濃度を評価できる。付着汚染物については、汚染源の特定及び重要核種組成比 の把握並びに放射性廃棄物への移行・付着メカニズムを明らかにし、それらに基づき取得したサ ンプルを分析することで、放射能濃度の評価が可能となる。

2.2 令和元年度の検討結果4)

令和元年度は、廃棄物処理施設と廃棄物発生施設の担当者による会議体を設け(SF 法等構築 W/G)、放射能濃度評価手法に係る基礎的知識の共有から施設ごとの放射性廃棄物等からのサン プリングを検討した。

また、各施設で取り扱う放射性物質の整理や過去の放射性廃棄物発生状況の調査等を行い、施 設の使用目的や取り扱う放射性物質が多種多様であることを確認した。さらに、放射性廃棄物の 発生する施設における汚染源について、施設ごとに推定を行うと共に、放射性廃棄物に含まれる 重要核種の選定に着手した。重要核種の選定においては、計算コードを用いた方法の共有につい て、必要性を明確化した。

2.3 令和2年度の検討内容

令和2年度は、以下の項目について調査、検討を行った。

(1) 発電炉の対応について

発電炉における放射能濃度の評価方法³⁾や知見を参考に、より合理的に放射能濃度評価方法 を策定するため、発電炉の過去の対応をまとめる。

(2) 研究炉への発電炉知見の適用性について

(1) で整理した発電炉の対応内容を研究炉に適用できるか、各施設の原子炉構造や推定される汚染源等を考慮して、研究炉への発電炉知見⁵⁻⁷⁾の適用性について検討する。

(3) 照射後試験施設の放射能濃度評価

使用施設は、発電炉と扱いが異なるが、発電炉知見57)の適用性を確認する。

(4) その他の検討

上記の調査、検討以外にも、放射能濃度評価方法の策定を目的とした検討を行う。使用済フ ィルタ廃棄物を対象とした発生状況の整理や、大洗研究所で長年保管している廃棄物の情報整 理、汚染源のサンプリングと分析を行った。

3. 発電炉の対応について

大洗研究所の研究炉は、高速実験炉「常陽」、高温工学試験研究炉(HTTR)、材料試験炉 (JMTR)、重水臨界実験装置(DCA)の4つがある。研究炉は、炉型が多種多様なこと、冷却 材が水以外もあること等、様々な特徴がある。そのため、発電炉における放射能濃度の評価方法³⁾ や知見⁵⁻⁷⁾を参考に検討を行い、合理的な放射能濃度評価方法の策定を目指す。

3.1 発電炉で発生する放射性廃棄物5,6)

発電炉における汚染源は、放射化物又は冷却水である。

放射化物は、原子炉内で中性子照射された構造材等である。放射性廃棄物として発生した場 合は、放射化廃棄物と呼ばれる。主に、施設の廃止措置によって発生する解体廃棄物となる。

一方、冷却水は、構造材と冷却水が接することで放射化した構造材表面が腐食し、放射性物 質が溶出することで、汚染を有している。冷却水の有する汚染が保守作業等で、付着・移行し た物品が放射性廃棄物として発生する。これは、汚染廃棄物と呼ばれ、施設の操業によって発 生する放射性廃棄物である。

2.1節のとおり、大洗研究所は、操業によってこれから発生する廃棄物を対象に検討を行っているため、汚染廃棄物に注目して内容をまとめた。

冷却水中に含まれる放射性核種が由来となる放射性廃棄物は、液体廃棄物又は雑固体廃棄物 に分けられる。

「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」 において、廃棄物埋設を行う放射性廃棄物は、セメント等で容器に固型化することが定められ ている。液体廃棄物、雑固体廃棄物を容器に固型化したものは、それぞれ、均質・均一固化体、 充填固化体と呼ばれ、放射能濃度評価方法の設定に違いがある。

均質・均一固化体は、炉内構造物及び燃料体表面が冷却水に接する面積と構造材固有の腐食 率を用いて、溶出した放射性核種の量を算出して、評価対象の核種とする。その後、廃液を大 量に分析し、核種の組成比を取得している。

充填固化体は、均質・均一固化体の評価の際に決定した、冷却水中の重要核種の組成比が維持されるかについて、検討された。組成比が変動する要因として、以下の可能性が挙げられている。

(1) 冷却水の相変化(液相→気相など)

(2) 表面の収着状態(素材、接触期間)

3.2 発電炉における重要核種選定の基本的な考え方

3.1節の情報をもとに、埋設対象とする放射性廃棄物中に含まれる放射性核種の中から重要 核種を選定する⁷。

日本原燃株式会社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(2号 廃棄物埋設施設の増設及び1号廃棄物埋設施設の変更 平成9年1月)では、以下の方法が示さ れている。

「核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」 別表第一に示される放射性物質(C-14、Co-60、Ni-63、Sr-90、Tc-99、Cs-137、全α)に加 え、放射性廃棄物に含まれるすべての放射性物質の種類の中から、公衆の環境への核種移行を 考慮した各シナリオにおいて、公衆の受ける線量への寄与が最も大きい放射性物質の線量の最 大値を1としたとき、各放射性物質の線量の最大値が0.01以上となる核種を重要核種としている。 選定された重要核種は、H-3、C-14、Co-60、Ni-59、Sr-90、Nb-94、Tc-99、I-129、Cs-137、 全αである。

3.3 発電炉におけるサンプリング3,5,6)

選定された重要核種を分析対象の核種として放射性廃棄物からサンプリングが行われている。

操業に伴って発生する充填固化体に対する放射能濃度の評価方法を設定する際に、充填固化前 の放射性廃棄物を、種類、汚染形態、発生系統ごとに分類し、その分類ごとに万遍なくサンプリ ングを行い、代表試料採取の妥当性を判断している。

放射能量及び貯蔵量の観点から金属類、液体フィルタ、気体フィルタ及び塩ビ・ゴム類を代表 試料としたサンプリングが行われ、検討された経緯がある。

学会標準³においては、サンプルの代表性を考慮し、様々な箇所の放射性廃棄物からサンプル を採取して、外部からの非破壊測定が困難な放射性核種(以下「難測定核種」という。)と外部 からの非破壊測定が可能なγ線を放出し、特定の難測定核種と相関がある放射性核種(以下

「Key 核種」という。)との相関関係(スケーリングファクタ)があること又は相関関係が推定 できる場合にスケーリングファクタ法を適用している。

スケーリングファクタ法では、式(1)に示すとおり、Key 核種の放射能濃度とスケーリング ファクタを掛け合わせることで難測定核種を計算する。

ここに、A_{DTM}: 難測定核種の放射能濃度(Bq/kg)
 SF: スケーリングファクタ(-)
 A_{KN}: Key 核種の放射能濃度(Bq/kg)

スケーリングファクタは、式(2)に示すとおり、採取したサンプル n 個を放射化学分析等で 得られる難測定核種と Key 核種の放射能濃度の算術平均によって算出している。

$$SF = \sum_{i=1}^{n} \frac{(y_i/x_i)}{n}$$
ここに、 x_i : Key 核種の放射能濃度(i = 1...n)(Bq/kg)
 y_i : 難測定核種の放射能濃度(i = 1...n)(Bq/kg)
 $n: \vec{r} - \phi$ 数(-)

スケーリングファクタ法は、Key 核種と難測定核種との相関性を確認することが重要になる。 まず、放射性核種の生成メカニズム、物理化学的挙動及び相関図の観察について考慮する必要が ある。また、相関関係があることについては、無相関検定(t 検定を用いた統計手法)により確 認され、異なる系統、素材等においても同様のスケーリングファクタを用いることができるかに ついては、分散の検定(F検定)により確認される。

設定したスケーリングファクタを継続して利用するためには、その変動要因を整理して確認す る必要がある。以下が学会標準³にて示された、主なスケーリングファクタの変動要因である。

- ・大規模な原子炉構成材料の交換
- ·燃料損傷
- ・固化処理装置の変更

上記、3つの変動要因がないことを確認して、年一回程度の頻度で濃縮廃液又は均質・均一固 化体よりサンプルを採取する。そのサンプルから得られる核種比を均質・均一固化体に対して設 定されている従来のスケーリングファクタと比較して、その10倍を超えなければスケーリングフ ァクタの継続使用が可能と判断される。

4. 研究炉への発電炉知見の適用性について

原子力機構原子力科学研究所(以下「原科研」という。)では、JRR-2や JRR-3で発生した放射性廃棄物について、発電炉の知見を参考に対応を進めている⁸⁻¹¹⁾。大洗研究所においても、「常陽」、HTTR、JMTR、DCA は同じ研究炉として、より合理的に放射能濃度評価方法構築を行える可能性がある。

よって、発電炉や原科研の研究炉との比較等を行い、大洗研究所の研究炉ごとに重要核種を予 備選定し、選定結果を分析対象核種としてサンプリングを検討した。

4.1 重要核種の選定

埋設事業推進センターの重要核種選定に関する報告書⁸⁾において、研究施設等廃棄物の評価対象として140核種が示されている。大洗研究所においても、評価対象核種として施設ごとに重要 核種の予備選定を検討した。

検討手順は、以下の通りである。

まず、ORIGEN コードを用いて、放射性廃棄物に含まれるすべての放射性核種の放射能量を 算出する。得られた結果について炉内での溶出率を考慮することで、発電炉の重要核種選定と同 様に、公衆の環境への核種移行を考慮した各シナリオにおいて、公衆の受ける線量への寄与が最 も大きい放射性核種の線量の最大値を1としたとき、各放射性物質の線量の最大値が0.01以上と なる核種を重要核種として抽出する。

4.2 サンプル選定の考え方について

発電炉や原科研は、保管廃棄物を対象に放射能濃度評価方法構築に取り組んでいる。代表サン プルを採取し、重要核種の放射能濃度について統計処理を行うことにより、母集団である保管廃 棄物の傾向を明らかにしている。

発電炉のスケーリングファクタ法では、適用する放射性廃棄物は同じ発生時期として、母集団 の特徴を揃えており、発生時期が異なる放射性廃棄物については、既存のスケーリングファクタ が適用可能か検証した上で、放射能濃度評価に用いている。原科研においても、保管廃棄物を対 象にスケーリングファクタを検討しており、発電炉の考え方が参考にされている⁸⁻¹⁰。

サンプルは、発電炉や原科研の JPDR (動力試験炉) で代表性を考慮して多数採取しており、 放射性廃棄物の発生系統・放射能量・汚染形態・材質の違いを統計的に検証して、グループ分類 は不要との結論^{3,5,6,8,11)}を得ている。

大洗研究所は、発電炉や原科研とは異なり、これから発生する放射性廃棄物が対象である。母 集団はまだ形成されておらず、統計処理を行うことはできない。今後の汚染源と放射性廃棄物に 含まれる核種組成を予測し、スケーリングファクタ等を設定して、実際の放射性廃棄物に適用す る方針である。

スケーリングファクタ等への放射性廃棄物の発生系統・放射能量・汚染形態・材質による影響 については、放射性物質における汚染源から廃棄物への移行挙動・付着挙動を明らかにすること で、評価する予定である。但し、発電炉による知見5-7)が試験炉に適用できれば、サンプル数の合 理化が可能と思われる。

発電炉で発生する固体廃棄物は、冷却水を主な汚染源として、重要核種ごとに生成挙動と物理 的性状を推定し、移行挙動を予測して放射性廃棄物の放射能濃度を想定、統計処理で傾向を把握 した。大洗研究所においても、発電炉と同様の整理が可能か確認する。その上で、重要核種の物 理的性状を実際のサンプルで観察・評価、化学形態を文献等で推定し、移行挙動を予測すること が合理的な施設は、その方針で対応する。

液体廃棄物は、原廃棄物分析を主眼とする。過去の固化体については、サンプルを採取し、均 一であることを前提に分析することを検討している。

JMTR、「常陽」、HTTR については、発電炉と同様に放射性廃棄物の「発生量、発生系統、汚 染形態、放射能濃度の違い」を考慮不要としてよいか、検討した。具体的には、汚染源が冷却材 と特定され、発電炉と同様に「発生量、発生系統、汚染形態、放射能濃度の違い」が放射能濃度 評価に影響しないと評価できれば、グループ分けの要否を統計処理により確認することなく、放 射性廃棄物から採取した20~30 サンプルの分析データから、スケーリングファクタ等を設定で きる。

但し、発電炉や原科研における放射能濃度評価方法は、保管廃棄物を対象としている。大洗研 究所はこれから発生する放射性廃棄物を対象としているため、上記の検討結果が将来的にも維持 されることを、確認する必要がある。

4.3 「常陽」における汚染源とサンプリングに係る調査結果

「常陽」は、高速炉の開発(燃料や材料の開発に係る照射試験等)を使用の目的としたナトリ ウム冷却型高速炉である。燃料には、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料(MOX 燃料)を使 用している。燃料ペレットは、ステンレス鋼製の被覆管等で構成される燃料ピンに密封された後、 燃料集合体として組み立てられ、炉心に装荷される。当該閉じ込め機能により、通常、核分裂生 成物が冷却材中に漏えいすることはない。

原子炉冷却系統施設は、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備で構成される。冷却材に は、ナトリウムを用いている。1次主冷却系は、炉心で発生した熱を除去し、主中間熱交換器を 介して、2次主冷却系と熱交換する。2次主冷却系は、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送す る(図4.1参照)。1次主冷却系と2次主冷却系は、バウンダリを有し、1次主冷却系には、炉心付 近における構造材等が放射化し、当該物質が冷却材中に溶出する等の挙動により、放射性物質が 含まれるが、2次主冷却系には、放射性物質を有しない。

「常陽」における操業廃棄物(雑固体廃棄物)は、主に、1次冷却材との接触履歴等を有する 施設や設備の保守作業で発生する。ただし、汚染源は、ナトリウムの洗浄処理等に使用した蒸 気・水等であり、1次冷却材は、直接的な汚染源にはならない。

4.3.1 重要核種の予備選定

「常陽」における操業廃棄物(雑固体廃棄物)に含まれる放射性物質は、主に、炉心付近の 構造材等(図4.2参照)が放射化し、その一部が1次冷却材ナトリウム中に溶出したものである。 ナトリウム中に溶出した放射化物は、廃液等に移行し、最終的に操業廃棄物に含有される。 「常陽」の操業廃棄物における重要核種は、解析コード ORIGEN2を用いて、炉心構成要素 及び炉内構造物の放射化量を評価し、相対重要度を比較することで選定できる。ここでは、冷 却材中の放射性物質の組成は、炉心構成要素や炉内構造物の材料中の放射能濃度の相対比に同 じと考えられるものとし、研究施設等廃棄物の評価対象である140核種について、放射能濃度 を評価し、当該放射能濃度を基準線量相当濃度で除し、相対重要度を求め、重要核種を評価し た。最大の相対重要度を有する核種を1として規格化した場合に、0.01以上の規格値となるも のは、H-3、C-14、Cl-36、Co-60、Ni-59、Ni-63、Sr-90、Nb-94、Mo-93、Tc-99、Ag-108m の11核種であった。

4.3.2 サンプリング

発電炉では、雑固体廃棄物の汚染源を冷却水と判断し、冷却水の相変化や放射性廃棄物の材 質の違い及び放射能濃度の違い等を踏まえ、網羅的なサンプリングを実施した。膨大な分析デ ータを統計処理したところ、相変化(蒸発や凝縮)・材質の違い・放射能濃度の大小に依らず、 ひとつのスケーリングファクタで整理可能であること、必要なデータ点数は30点程度であるこ と、等の結論を得ている。

「常陽」の操業廃棄物(雑固体廃棄物)は、汚染源をナトリウム洗浄廃液としている。発電 炉の冷却水を汚染源とした際の結果を踏まえると、「常陽」のナトリウム洗浄廃液では相変化 はなく、操業廃棄物の材質は発電炉と差異がないと考えられる。また、放射能濃度についても 発電炉と著しい違いがないと思われる。

よって、「常陽」の操業廃棄物における放射能濃度評価に係るスケーリングファクタについ ては、操業廃棄物等から30点程度サンプリングすることで、設定できる可能性がある。

なお、H-3と C-14については、ナトリウム洗浄廃液の挙動(自然蒸発も含め)を推定し、サンプリングを検討する必要がある。

4.4 HTTR における汚染源とサンプリングに係る調査結果

HTTR は、核分裂で生じた熱をヘリウムガスで冷却する原子炉(図4.3参照)であり、炉心に 黒鉛を中心とするセラミック材料を用いている。燃料は、図4.4に示すとおり、二酸化ウランを4 重被覆したセラミック燃料粒子であり、きわめて耐熱性が高く、1600°Cの高温でも破損しない。 被覆によって、核分裂生成核種も閉じ込められる。

また、炉心の構成材に耐熱性に優れたセラミック材料を使用していることから、1000°C程度の熱を取り出すことが可能である。

冷却系統は2つで構成されており、1次冷却系で原子炉の熱をヘリウムガスで取り出し、中間熱 交換器を介して、2次冷却系のヘリウムガスで除熱する。それぞれ別個の閉鎖系であり、HTTR で発生する放射性物質は、炉心付近における構造材等の放射化物である。ヘリウムガスは、系内 のガス循環器によって循環させている。

HTTR の保守作業は、図4.4に示す定期的な開放点検及び不定期のフィルタ交換であり、操業 廃棄物は1次冷却系統の保守作業で発生する。 4.4.1 重要核種の予備選定

HTTR では、炉心付近で放射化した物質又は核分裂生成核種がヘリウムガスで循環し、系内 の設備機器等に付着する。但し、核分裂生成核種は燃料粒子の4重被覆で閉じ込められ、系内 で循環しないと考えられる。よって、設計条件や設置されている設備等を調査して、炉心付近 で放射化した構造材表面等から放射性物質が移行する可能性を検討し、重要核種の予備選定に 反映する必要がある。

また、1次冷却系内のヘリウムガス循環機についても、摺動時に構造材等の表面から摩耗粉 が発生し、炉心で放射化物となる可能性があることから、合わせて調査を行い、重要核種予備 選定に係る影響を確認する。

4.4.2 サンプリング

HTTR の汚染源はヘリウムガス中の放射化物であり、発電炉のような蒸発操作による相変化 はない。よって、ヘリウムガス中における放射性物質の相対比は維持されると思われる。冷却 材の性状の違い(水とガス)が、放射性廃棄物の収着状況に及ぼす影響を調査し、サンプリン グの箇所や数量等を検討する必要がある。

4.5 JMTR における汚染源とサンプリングに係る調査結果

JMTR は、動力炉の国産化等に資するため、原子炉材料と燃料の各種照射試験等を行なうための水冷却試験炉である。令和3年3月に廃止措置計画の認可を取得し、対応を進めている。

照射試験を行う設備は、キャプセル照射装置、水力ラビット照射装置、ループ照射装置があり、 原子炉とホットラボ施設をカナル(水路)によって直結することで、照射後試験等を容易に実施 できる設計となっている(図4.5参照)。

4.5.1 重要核種の予備選定

JMTR で発生する放射性廃棄物は、主に、炉内構造物等が放射化により汚染したもの(放射 化廃棄物)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たもの(汚染廃棄物)から なる。

汚染廃棄物の重要核種は、同じ水冷却炉である発電炉の知見を参考に、選定できる。運転時 に、放射化した炉内構造物表面から放射性物質が冷却水中に溶出し、冷却系統内で移行する。 保守作業において、放射性物質に付着した物品等を扱うことにより、放射性廃棄物(雑固体廃 棄物)が発生する。炉内構造物中の放射性物質と、冷却水に接触する面積、冷却水中に溶出す る割合等から組成比を算出し、140核種を抽出して重要核種の予備選定を行う。

放射化廃棄物の重要核種は、放射化計算で求める。計算結果から140核種を抽出し、重要核 種の予備選定を行う。

4.5.2 サンプリング

汚染廃棄物のスケーリングファクタ設定は、同じ水冷却炉である発電炉の知見を適用できる。 汚染源や移行媒体が等しいことから、30点程度のサンプリングと分析結果より、求めることが 可能と考えられる。放射化廃棄物のスケーリングファクタは、放射化計算で予測できる。但し、 実際にサンプリングした試料を分析することで、予測結果を検証する必要がある。

4.6 DCAにおける汚染源とサンプリングに係る調査結果

DCA は、新型転換炉(原型炉「ふげん」)のための研究開発を平成4 年度まで、未臨界度測定 技術開発の実験を平成13年度まで実施したが、平成13 年9 月をもって全ての運転を終了し、平 成14 年1 月より廃止措置作業に着手している(図4.6参照)。減速材として重水を用いており、炉 心で放射化した構造材中の放射性物質やトリチウムが移行し、系内に付着している。

4.6.1 重要核種の予備選定

JMTR と同様に、発生する放射性廃棄物は廃止措置作業に伴い発生する放射性廃棄物、及び、 解体廃棄物である。作業に伴い発生する廃棄物は放射性物質(トリチウム含む)が付着したも のであり、解体廃棄物は放射化した構造材や設備機器等となる。

作業に伴って発生する廃棄物(雑固体廃棄物)の重要核種は、同じ水冷却炉である発電炉の 知見を参考にできる。炉内構造物中の放射性物質と重水に接触する面積、重水中に溶出する割 合及び重水中のトリチウムから組成比を算出し、140核種を抽出して重要核種の予備選定を行 う。

解体廃棄物の重要核種は、放射化計算で求める。計算結果から140核種を抽出し、重要核種 の予備選定を行う。

4.6.2 サンプリング

作業で発生する廃棄物のスケーリングファクタ設定は、同じ水冷却炉である発電炉の知見を 適用できる。汚染源や移行媒体が等しいことから、30点程度のサンプリングと分析結果より、 求めることが可能と考えられる。解体廃棄物のスケーリングファクタは、放射化計算で予測で きる。但し、実際にサンプリングした試料を分析することで、予測結果を検証する必要がある。

H-3や C-14については、重水の挙動(蒸発後も含め)を推定し、サンプリングを行う必要がある。

5. 照射後試験施設の放射能濃度評価

使用施設は、発電炉と扱いが異なる。汚染源と放射性廃棄物について、重要核種の物理的性状 を実際のサンプルで観察・評価、化学形態を文献等で推定し、移行挙動を予測することを目指す。 予測結果は、汚染源からのサンプル、及び、放射性廃棄物が発生するエリアにおける最も汚染密 度が大きい箇所からサンプルを採取し、検証する。移行挙動が明らかにできれば、汚染源の発生 メカニズムを把握することで、過去及び将来の廃棄物における放射能濃度を推定できる。

令和2年度は、大洗研究所の使用施設の中から比較的線量の高い放射性廃棄物が発生する照射 後試験施設(照射燃料集合体試験施設(FMF)、照射燃料試験施設(AGF)、照射材料試験施設 (MMF))について調査を行い、結果をまとめた。なお、廃棄物管理施設については、汚染源は 受け入れた放射性廃棄物となることから、発生施設側の放射能濃度評価結果を踏まえて、対応す る。

5.1 汚染源とサンプリングに係る調査結果

照射後試験施設では、「常陽」等の施設外から照射された燃料及び材料を搬入して照射後試験 を行うことを目的としている。

照射後試験施設から発生する放射性廃棄物は主に、遮蔽セル、グローブボックス、フード及び サービスエリア等で使用した機器類や除染に使用した資材等である。主に遮蔽セル内(一部のク リーンセルを除く。)で使用したものは、高線量の固体廃棄物として発生する。

照射後試験では、以下に示すとおり、様々な種類の燃料組成を有する照射済み燃料を取り扱ってきた実績がある。

・「常陽」MK-I 炉心	MOX 燃料	(Pu 富化度	18 %)
・「常陽」MK-II 炉心	MOX 燃料	(Pu 富化度	30 %)
・「常陽」MK-III 炉心	MOX 燃料	(Pu 富化度	23 %)
・「ふげん」	MOX 燃料	(Pu 富化度	1.7 %)
• JMTR	MOX 燃料	(Pu 富化度	30 %)
• JRR-2	MOX 燃料	(Pu 富化度	29 %)
・敦賀発電所1号機	MOX 燃料	(Pu 富化度	3.4 %)
• FFTF	MOX 燃料	(Pu 富化度	25 %)
• Rapsodie	MOX 燃料	(Pu 富化度	20 %)
• Phenix	MOX 燃料	(Pu 富化度	25 %)
• DFR	MOX 燃料	(Pu 富化度	20 %)

汚染源は、照射された燃料・材料等を由来とした放射性物質と考えられる。放射性廃棄物は、 汚染源に含まれる放射性核種が物品へ移行することで、発生する。照射された燃料・材料等は、 相変化の影響等がないことから、おおむね照射後の組成を保った状態で放射性核種が移行して いる可能性が高い¹²⁾と思われる。ただし、取り扱う燃料組成の違いによる汚染源の核種組成の 変動幅を充分に確認する必要がある。

考慮する照射後の核種組成は、燃料系、材料系及び核分裂生成物系(FP系)である。 核種としては以下が考えられる。

・燃料系(U-234、U-235、Pu-238、Pu-239、Pu-240、Pu-241、Am-241等)

・材料系 (Co-60、Mn-54等)

・FP系(Sr-90、Nb-94、Sn-126、I-129、Cs-137等)

サンプリングについては、汚染源の放射性核種が付着・移行したものが放射性廃棄物になる ことから、表面の汚染を採取することのできるスミヤチップサンプルを用いる分析が有効と考 えられる。サンプリング場所については、代表施設として FMF の遮蔽セル内を選定した。 FMF は、「常陽」に隣接しており、燃料集合体の非破壊試験、燃料ピンの非破壊試験及び破壊 試験を行う施設である。FMF において試料調製の後、AGF や MMF に運搬され、更に詳細な 試験が行われている。汚染源の組成をおおむね保った状態で AGF や MMF に放射性核種が移 行していると考えた場合、FMF をサンプリング場所とすることが妥当と思われる。

汚染源及び放射性廃棄物の核種組成を分析により確認することで、汚染源から放射性廃棄物 へ放射性核種が移行する際の組成比の変動の可能性についても今後、検討を進める。

6. その他の検討結果

研究施設等廃棄物の放射能濃度評価方法を策定するに当たって、主に発電炉の知見の適応性に ついての議論を行ってきた。ここまで述べてきた検討以外にも、令和2年度は、次のような検討 を行った。「使用済フィルタ廃棄物を対象とした発生状況の整理」、「大洗研究所で長年保管して いる廃棄物の情報収集」、「各施設における汚染源のサンプリング分析」である。本章では、これ らの検討内容と結果について報告する。

6.1 ドラム缶型廃棄物パッケージの外部測定

発電炉においては、スケーリングファクタ法の Key 核種として Co-60と Cs-137が用いられて いる。研究施設等廃棄物においてもこれらの Key 核種が難測定核種と相関を持っているかどうか は定かではなく、より適当な Key 核種が存在する可能性がある。

ハンディータイプのγ線測定器(「RayMon10」kromek 製)を用いて保管から20~30年経過 した放射性廃棄物(ドラム缶型廃棄物パッケージ)を対象に、含まれるγ核種について、エネル ギースペクトルを測定した。

測定の結果、Co-60、Ag-108m、Cs-137、Eu-152、Eu-154を外部から確認することができた。 (付録「ドラム缶型廃棄物パッケージの外部測定結果」を参照。)

6.2 汚染源の分析

「常陽」と FMF を対象に令和2年度は予備サンプリングを行った。「常陽」における汚染源と 考えられる冷却材(金属ナトリウム)の洗浄廃液及び FMF における汚染源と考えられるセル内 の汚染からスミヤチップによりサンプルを採取して放射化学分析を行った。分析対象核種は、2 つの施設で異なっており、令和3年度においては令和2年度に分析していない核種を対象とした分 析を行う。分析結果の考察等については、結果が出揃った令和3年度以降に行う。

放射化学分析の詳細と結果について以下、項目ごとにまとめた。

(1)「常陽」

冷却材(液体金属ナトリウム)を洗浄した廃液(200mL)を採取した。

廃液には沈殿物が確認されたため、ろ過した液体と沈殿物のそれぞれについて分析した核 種もあり、結果に反映されている。

分析対象核種は、Ni-59、Co-60、Ni-63、Mo-93、Ag-108m、Cs-137であり、分析結果は 表6.1に示す。

(2) FMF

3つのセルごとに核燃料物質によって汚染されたエリアからスミヤチップを用いて、サン プルを採取した。表6.2に分析試料一覧を示す。

分析対象核種は、H-3、C-14、Sr-90、Nb-94、Sn-126、I-129、Cs-137、Pu-238(Pu-239+Pu-240含む)、Pu-242、Am-241、Am-243であり、分析結果は表6.3~6.13に示す。

7. まとめ

発電炉における放射能濃度の評価方法や知見を参考に検討を行い、放射化物発生が想定され る箇所、放射性廃棄物が発生する経緯、放射性物質の溶出率、組成変動の可能性等を整理するこ とで、研究炉の放射能濃度評価について、方向性を見出すことができた。

研究炉及び使用施設についてそれぞれ検討内容を以下の通りまとめた。

(1) 研究炉

研究炉の汚染源は、発電炉の知見と同様に冷却材や減速材と考えられる。汚染源を形成するメ カニズムは、炉心付近の構造材表面から冷却材等への放射性物質の溶出、又は、構造材表面等か ら冷却材等へ溶出した不純物の放射化と推定できる。

よって、運転状況や設備機器の著しい変化(大規模な更新等)がなければ、汚染源と放射性廃 棄物については、ある程度一定の重要核種と組成比が維持される。汚染源における重要核種と組 成比を推定すれば、放射性廃棄物の放射能濃度評価方法構築に反映することが可能と思われる。

なお、既存廃棄物については、過去において運転状況や設備機器の著しい変化(大規模な更新等)がなければ、スケーリングファクタ法等で放射能濃度の評価が可能と考えられる。但し、 Key 核種となる Co-60 の減衰を考慮した何らかの補正が必要である。発電炉においては、発生から3年以内の放射性廃棄物に、スケーリングファクタを適用することをルール化して運用している。

(2) 使用施設

使用施設は、照射された燃料・材料等を由来とした放射性物質によって汚染源が形成される。 放射性物質又は放射性物質が付着した物品の扱い方次第で、汚染源に含まれる重要核種や組成比 が異なる。

施設の使用状況に著しい変化がなければ、汚染源と放射性廃棄物に含まれる重要核種と組成比 は、搬入された放射性物質等に依存すると考えられる。汚染源から移行する重要核種が組成比を 維持するかどうかは、移行メカニズムの考察及び放射性廃棄物の分析が必要になると思われる。

- 15 -

8. 次年度について

次年度は、放射能濃度評価方法構築計画を策定し、具体的な作業を開始する予定である。各施 設には、今年度において議論した結果を踏まえ、次年度の下半期から作業を開始できるよう検討 を進めていく。また、汚染源と放射性廃棄物で重要核種の状態(物理的性状等)に違いがないこ とを確認するため、SEM 観察等を検討する。

また、JMTR は今後運転の予定がなく、発電炉と同じ水冷却炉であることからスケーリングフ アクタ等の構築を滞りなく行えると考えられる。よって、放射性廃棄物の分析は、JMTR を優先 して対応する。

謝辞

本検討を進めるに当たり、助言いただいた、バックエンド統括本部バックエンド推進部 廃棄 体化推進室 佐々木紀樹氏、満田幹之氏、中川明憲氏、バックエンド統括本部埋設事業センター 埋設技術開発室 坂井章浩氏、仲田久和氏、菅谷敏克氏、出雲沙理氏、岡田翔太氏、戸塚真義氏、 高速炉・新型炉研究開発部門 戦略・計画室 戦略・社会環境グループ 辻智之氏、 事業推進グルー プ 名倉文則氏に感謝の意を表する。

参考文献

- 1) 坂本 義昭:「研究施設等廃棄物の現況」,原子力バックエンド研究, Vol.26, No.2 (2019), pp.127-132.
- 2) 原子力規制庁:「廃棄物確認に関する運用要領(平成26年3月)」(2014).
- 日本原子力学会:「ピット処分及びトレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度決定に関する基本 手順:2019」, AESJ-SC-F022:2019 (2019).
- 4) 朝倉 和基他:「大洗研究所における放射性廃棄物の放射能濃度評価手法確立に係る取り組 み-令和元年度活動報告書-」, JAEA-Review 2020-015 (2020), 66p.
- 5) 原子力安全技術センター:「雑固体廃棄物の確認方法に関する調査研究(資料編)」,平成8年 度 放射性廃棄物処理処分対策調査研究(1997).
- 6) 酒井 利明:「充填固化体の放射能評価について」,原子力バックエンド研究, Vol.5, No.1 (1998), pp.81-89.
- 7) 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).
- 8) 坂井 章浩他:「研究施設等廃棄物の埋設処分における安全評価上重要核種の選定(その 3)」, JAEA-Technology 2010-021 (2010), 152p.
- 9) 辻 智之他:「JPDR 保管廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討(1)」, JAEA-

Technology 2012-045 (2013), 37p.

- 10) 辻 智之他:「JPDR 保管廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討(2)」, JAEA-Technology 2015-009 (2015), 46p.
- 11) 林 宏一他:「JRR-2及び JRR-3保管廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討」, JAEA-Technology 2018-001 (2018), 66p.
- 12) 辻 智之他:「照射後試験施設から発生する廃棄物の放射能評価方法の検討(2)」, JAEA-Technology 2017-010 (2017), 75p.

	Na	-22	Co	-60	Ni-59	Ni-63	Mo-93	Ag=108m	Ce=137	Ni-63/Co-60
	固形成分	ろ液	固形成分	ろ液	11 00	11 00	1110 00	Ag Toolii	03 107	比
放射能濃度 (Bq∕mL)	ND	1.38E-2	4.34E+0	3.65E-2	ND	2.81E-1	ND	ND	ND	6.4E-2
検出限界値 (Bq/mL)	1.66E-3	9.40E-4	1.41E-3	8.47E-4	4.16E-3	2.35E-3	1.20E-2	4.42E-4	7.81E-4	
計測誤差 (Bq/mL)	_	5.56E-4	3.84E-3	8.07E-4	_	4.50E-4	_	— .	_	
回収率 (%)	100	100	100	100	79	83	54	96	53	

表6.1 「常陽」廃液サンプル分析結果

注)Bq/mLは2020年10月30日に減衰補正した値を示す。

No.	試料名	試料写真
1	試験セル	4
2	第2試験セル	12
3	金相セル	3

表6.2 FMF サンプル一覧表

r

表6.3 H-3分析結果

No.	試料名	減衰補正日時	H−3放射能 〔減衰補正日時での値〕 (Bq∕分析試料)	検出限界H-3放射能 〔減衰補正日時での値〕 (Bq/分析試料)
1	試験セル	2020/11/1 12:00	6.11E+01 ± 5.24E+00	<1.3E+01
2	第2試験セル	2020/11/1 12:00	検出限界値未満	<6.7E+00
3	金相セル	2020/11/1 12:00	9.02E+01 ± 2.47E+00	<3.7E+00

表6.4 C-14分析結果

No.	試料名	減衰補正日時	C−14放射能 〔減衰補正日時での値〕 (Bq/分析試料)	検出限界C-14放射能 〔減衰補正日時での値〕 (Bq/分析試料)
1	試験セル	2020/11/1 12:00	検出限界値未満	<5.2E+00
2	第2試験セル	2020/11/1 12:00	検出限界値未満	<3.0E+00
3	金相セル	2020/11/1 12:00	検出限界値未満	<1.5E+00

表6.5 Sr-90分析結果

No.	試料名	減衰補正日時	Sr−90放射能 〔減衰補正日時での値〕 (Bq∕分析試料)	検出限界Sr-90放射能 〔減衰補正日時での値〕 (Bq/分析試料)
1	試験セル	2020/11/1 12:00	6.34E+01 ± 4.31E-01	<1.1E-01
2	第2試験セル	2020/11/1 12:00	検出限界値未満	<1.1E-01
3	金相セル	2020/11/1 12:00	3.01E+02 ± 1.96E+00	<4.6E-01

表6.6 Nb-94分析結果

No.	試料名	減衰補正日時	Nb−94放射能 〔減衰補正日時での値〕 (Bq/分析試料)	検出限界Nb-94放射能 〔減衰補正日時での値〕 (Bq/分析試料)
1	試験セル	2020/11/1 12:00	検出限界値未満	<2.1E-01
2	第2試験セル	2020/11/1 12:00	検出限界値未満	<1.5E-01
3	金相セル	2020/11/1 12:00	検出限界値未満	<2.0E-01

表6.7 Sn-126分析結果

No.	試料名	減衰補正日時	Sn-126放射能 〔減衰補正日時での値〕 (Bq/分析試料)	検出限界Sn-126放射能 〔減衰補正日時での値〕 (Bq/分析試料)
1	試験セル	2020/11/1 12:00	検出限界値未満	<2.0E+00
2	第2試験セル	2020/11/1 12:00	検出限界値未満	<1.6E+00
3	金相セル	2020/11/1 12:00	検出限界値未満	<1.3E+00

表6.8 I-129分析結果

No.	試料名	減衰補正日時	I-129放射能 〔減衰補正日時での値〕 (Bq/分析試料)	検出限界Ⅰ-129放射能 〔減衰補正日時での値〕 (Bq/分析試料)
1	試験セル	2020/11/1 12:00	検出限界値未満	<4.2E-02
2	第2試験セル	2020/11/1 12:00	検出限界値未満	<7.5E-02
3	金相セル	2020/11/1 12:00	検出限界値未満	<4.7E-02

表6.9 C	s-137分析結果
--------	-----------

No.	試料名	減衰補正日時	Cs-137放射能 〔減衰補正日時での値〕 (Bq/分析試料)	検出限界Cs-137放射能 〔減衰補正日時での値〕 (Bq/分析試料)
1	試験セル	2020/11/1 12:00	1.37E+02 ± 1.31E+00	<7.3E-01
2	第2試験セル	2020/11/1 12:00	検出限界値未満	<3.1E-01
3	金相セル	2020/11/1 12:00	3.11E+03 ± 2.02E+01	<7.0E+00

表6.10 Pu-238、Pu-239+Pu-240分析結果

No.	試料名	測定日時	Pu-238 〔測定日時での値〕 (Bq/分析試料)	Pu-239+Pu-240 〔測定日時での値〕 (Bq∕分析試料)	検出限界 Pu-238放射能 〔測定日時での値〕 (Bq/分析試料)	検出限界 Pu-239+Pu-240放射能 〔測定日時での値〕 (Bq/分析試料)
1	試験セル	2021/2/8 10:36	1.98E+01 ± 9.29E-01	4.33E+01 ± 1.93E+00	<7.8E-02	<7.1E-02
2	第2試験セル	2021/1/28 17:00	検出限界値未満	検出限界値未満	<2.0E-02	<1.7E-02
3	金相セル	2021/2/8 10:35	1.42E+02 ± 6.37E+00	7.37E+01 ± 3.48E+00	<2.9E-01	<3.2E-01

表6.11 Pu-242分析結果

No.	試料名	測定日時	Pu−242 〔測定日時での値〕 (Bq/分析試料)	検出限界 Pu−242放射能 〔測定日時での値〕 (Bq/分析試料)
1	試験セル	2021/2/8 10:35	検出限界値未満	<2.8E-01
2	第2試験セル	2021/1/26 16:13	検出限界値未満	<1.8E-02
3	金相セル	2021/2/8 10:35	検出限界値未満	<4.6E-01

表6.12 Am-241分析結果

No.	試料名	測定日時	Am-241 〔測定日時での値〕 (Bq/分析試料)	検出限界 Am-241放射能 〔測定日時での値〕 (Bq/分析試料)
1	試験セル	2021/3/8 11:17	4.72E+01 ± 3.25E+00	<1.3E-01
2	第2試験セル	2021/3/8 11:18	検出限界値未満	<1.8E-02
3	金相セル	2021/3/4 16:32	1.80E+02 ± 1.25E+01	<5.3E-01

表6.13 Am-243分析結果

No.	試料名	測定日時	Am-243 〔測定日時での値〕 (Bq/分析試料)	検出限界 Am-243放射能 〔測定日時での値〕 (Bq/分析試料)
1	試験セル	2021/3/4 16:32	検出限界値未満	<4.3E-01
2	第2試験セル	2021/3/4 16:32	検出限界値未満	<2.2E-02
3	金相セル	2021/3/4 13:24	検出限界値未満	<3.2E+00







図4.2 重要核種選定で対象とする炉心構成要素と構造物



図4.3 HTTR の特徴(HTTR の系統)



図4.4 HTTR の特徴(HTTR の燃料)



図4.5 JMTR の炉内構造と照射後試験施設の概要図



図4.6 DCAの廃止措置段階

This is a blank page.

付録 ドラム缶型廃棄物パッケージの外部測定結果

This is a blank page.

目 次

1.	概要	- 33
2.	目的	- 33
3.	測定対象	- 33
4.	測定条件	- 33
5.	測定手順	- 33
6.	測定結果	- 34
	6.1 パッケージ番号: H748035	- 34
	6.2 パッケージ番号: H749043	- 34
	6.3 パッケージ番号: E769007	- 35
	6.4 パッケージ番号: E77X009	- 35
	6.5 パッケージ番号: P881033	- 35
	6.6 パッケージ番号: P882060	- 36
7.	まとめと次年度の検討について	- 36

図 リスト

図1	パッケージ番号 H748035の y線エネルギースペク	トル測定結果3	37
$\boxtimes 2$	パッケージ番号 H749043のγ線エネルギースペク	トル測定結果3	8
$\boxtimes 3$	パッケージ番号 E769007の y線エネルギースペク	トル測定結果3	39
図4	パッケージ番号 E77X009の y 線エネルギースペク	トル測定結果4	0
$\boxtimes 5$	パッケージ番号 P881033のγ線エネルギースペク	トル測定結果4	1
図6	パッケージ番号 P882060のγ線エネルギースペク	トル測定結果4	2

1. 概要

研究施設等廃棄物は、含まれる核種が発電炉と比べて非常に多種多様であることから、発電 炉と同様の放射能濃度決定方法が適用できるかは明らかではない。発電炉においては、スケー リングファクタ法の Key 核種として Co-60と Cs-137が用いられている。研究施設等廃棄物に おいてもこれらの Key 核種が難測定核種と相関を持っているかどうかは定かではなく、より 適当な Key 核種が存在する可能性がある。

大洗研究所では、処分体・廃棄体製作に係る中長期計画で、外部放射線測定が可能な放射 能評価装置の許認可対応を含めた整備が令和4年度より計画されている。現状において、外部 測定の対象核種は定まっていない。そこで、環境保全部が有する外部測定装置「RayMon10」 を用いて、Co-60、Cs-137以外で外部測定により測定が可能な核種についての検討に着手する。

Co-60の半減期が5.270年であるため、古くから保管している廃棄物パッケージに対しては Co-60を Key 核種としたスケーリングファクタ法が適応できない可能性がある。そのため、 Co-60の測定可能な保管期間の検討を行うため、減衰を考慮し、処理当時において比較的高い 線量が記録されている廃棄物パッケージを選定し測定対象とする。

2. 目的

本計画書は、大洗研究所のドラム缶型廃棄物パッケージ(以下「ドラム缶」という。)に含 まれる核種のうち外部測定が可能な核種の検討及び Co-60の測定可能な保管期間の推定に係る 検討を行うことを目的とする。

3. 測定対象

固体集積保管場Ⅱのドラム缶より次に示す3条件すべてに合致するものを測定対象とする。

- βγ 固体廃棄物
- ・ ドラム缶補修作業で取り出す計画があるドラム缶
- ・ 処理当時において比較的高い Co-60の線量が記録されているドラム缶
- 4. 測定条件

測定時間:1分、5分、20分、1時間 測定対象核種:Co-60、Nb-94、Cs-137、Ag-108m、Ba-133、Eu-152、Eu-154、 Ho-166m

- 5. 測定手順
- (1) 測定対象物と対象核種の選定

ドラム缶補修作業において取り出す予定のドラム缶から測定対象ドラム缶を選定し、外 部から測定できる可能性のある核種を測定対象核種とする。

(2) 測定対象核種の設定

「RayMon10」で測定対象核種を設定する。

(3) 測定対象ドラム缶の位置確認

測定対象ドラム缶の周りに作業者がいないことを確認し半径約1mの距離に測定器を置く 空間が確保されていることを確認する。測定者他1名を加えた2名以上で確認を行う。

(4) 測定点の特定

測定対象ドラム缶の半分の高さ位置より胴回り一周に測定器を当て、最も表面線量が高い 部分を探る。その部分から測定対象ドラム缶の高さ方向にて最も表面線量が高い点を測定 点とする。

(5) 測定

固定機を用いて測定機の測定部を測定点に固定し、測定時間を1分、5分、20分、1時間と して測定を行う。

6. 測定結果

廃棄物管理施設固体集積保管場Ⅱにあるドラム缶から3項の条件に該当する測定対象ドラム 缶(8缶)を選定した。以下、パッケージ番号ごとに測定結果をまとめた。

6.1 パッケージ番号:H748035

固体廃棄物 B 固化体 線量当量率測定値:24.85μSv/h 保管当時線量:7000μSv/h 内容物:ビニールホース、汚染ウエス、パイプ

図1に Y 線のエネルギーを横軸として、Y 線の全体からバックグラウンドを引いた正味 (net)のカウント(以下「ネットカウント」という。)を縦軸とした測定結果を示す。 Co-60は、1173keV と1333keV にピーク位置があり、Cs-137は、662keV にピーク位置 がある。図1では、Co-60のピークのみが確認できるため、Co-60がドラム缶中に存在し ており、Cs-137は存在していないことが分かる。保管当時の線量当量率は、7000µSv/h と非常に高く、JMTR において照射された放射化物由来の廃棄物と考えられる。

6.2 パッケージ番号:H749043

固体廃棄物 B 固化体 線量当量率測定値:16.37µSv/h 保管当時線量:8000µSv/h 内容物:ビニールホース、汚染ウエス、パイプ

図2に y 線のエネルギーを横軸として、ネットカウントを縦軸とした測定結果を示す。 図2には、Co-60のピークのみが確認できるため、Co-60がドラム缶中に存在しており、 Cs-137は存在していないことが分かる。保管当時の線量当量率は、8000µSv/h と非常に 高く、JMTRにおいて照射された放射化物由来の廃棄物と考えられる。 6.3 パッケージ番号: E769007 濃縮液等セメント固化体 線量当量率測定値:1.86µSv/h 保管当時線量:600µSv/h
内容物:タンク残渣、スラッジ(50L)

図3に γ 線のエネルギーを横軸として、ネットカウントを縦軸とした測定結果を示す。 図3には、Co-60のピークのみが確認できるため、Co-60がドラム缶中に存在しており、 Cs-137は存在していないことが分かる。液体廃棄物であることから、JMTR の冷却水由 来の廃棄物と考えられる。

6.4 パッケージ番号: E77X009

濃縮液等セメント固化体 線量当量率測定値:11.54µSv/h 保管当時線量:400µSv/h 内容物:スラッジ(86L)

図4に Y 線のエネルギーを横軸として、ネットカウントを縦軸とした測定結果を示す。 図4には、Co-60 及び Cs-137のピークが確認できる。液体廃棄物であるが、核燃料由来の Cs-137のピークが確認できることから、JMTR の冷却水のみが由来の廃棄物ではない可 能性が高い。また、450keV 付近にピークが見られ、Ag-108m が含まれている可能性が ある。Ag-108m は、433keV と614keV にピーク位置があり、614keV のピークは Cs-137 のピークに重なっていると思われる。

詳しい情報については、燃料破損の履歴若しくは燃料由来の核種が廃棄物となる経緯 について過去データを確認する必要がある。

6.5 パッケージ番号: P881033

圧縮物固化体

表面線量測定值:10.40 µSv/h

保管当時線量:250µSv/h

内容物:HEPAフィルタ、粗塵用フィルタ

図5に y 線のエネルギーを横軸として、ネットカウントを縦軸とした測定結果を示す。 図5には、Co-60 及び Cs-137のピークが確認できる。内容物が使用済フィルタであり、有 意な汚染を有していることから比較的線量の高いセル等で使用されたと考えられる。また、 6.4と同様に Ag-108m が含まれている可能性がある。 6.6 パッケージ番号: P882060

圧縮物固化体

表面線量測定值:34.84 μSv/h

保管当時線量:160µSv/h

内容物:塩化ビニル、ゴム、金属、ガラス

図6に y 線のエネルギーを横軸として、ネットカウントを縦軸とした測定結果を示す。 図6には、Cs-137のピークが確認できる。また、Eu-152及び Eu-154が確認できる。Eu-152の主要なピーク位置は、122keV、245keV、344keV、411keV、779keV、867keV、 964keV、1086keV、1112keV、1408keV であり、Eu-154の主要なピーク位置は、 123keV、248keV、597keV、723keV、757keV、873keV、996keV、1005keV、 1274keV、1597keV である。発生の経緯については、過去データを確認する必要がある。

7. まとめと次年度の検討について

保管から20~30年経過したドラム缶より Co-60、Ag-108m、Cs-137、Eu-152、Eu-154 を確認することができた。廃棄物の詳しい発生の経緯については、廃棄物管理施設が持つ 情報だけでなく、発生施設側の情報が必要になる。埋設処分する上で必要な情報を揃える 際は、発生施設側と協議し進めていくことが重要である。

今後については、ドラム缶の放射能濃度を決定する外部測定器(ドラム缶スキャナー) の検討に必要な情報の取得を見据える。六ヶ所埋設センターにあるドラム缶外部測定器は、 放射能濃度検査時間は6分で、Ge半導体検出器により核種比率を測定し、プラスチックシン チレーション検出器によるグロス係数率から放射能濃度を求めている。次年度の計画は、 外部測定器を用いた核種比率の測定等を検討する。





図1 パッケージ番号 H748035の y線エネルギースペクトル測定結果



ピークなし

600

0

- Net count

Net count

1000

200

400

図2 パッケージ番号 H749043の Y線エネルギースペクトル測定結果

800

Energy(keV)

1000

1200

1400





図3 パッケージ番号 E769007の y線エネルギースペクトル測定結果





図4 パッケージ番号 E77X009の y線エネルギースペクトル測定結果

0

- Net count



図5 パッケージ番号 P881033の y線エネルギースペクトル測定結果





図6 パッケージ番号 P882060の y線エネルギースペクトル測定結果