RREP-2025-3001

## 安全研究成果報告

## S/NRA/R Research Report

# 放射性廃棄物の放射能濃度等の定量評価技 術に関する研究

Study on Quantitative Evaluation Technology for Activity Concentration of Radioactive Wastes

酒井 宏隆 高橋 宏明 澁谷 憲悟 柚木 彰 佐藤 由子 SAKAI Hirotaka, TAKAHASHI Hiroaki, SHIBUYA Kengo, YUNOKI Akira, SATO Yuko,

## 吉居 大樹 井上 亮 古田 美憲 深井 惠 山本 康太

YOSHII Taiki, INOUE Ryo, FURUTA Yoshinori, FUKAI Megumi, YAMAMOTO Kota,

## 仲宗根 峻也

and NAKASONE Shunya

## 放射線·廃棄物研究部門

Division of Research for Radiation Protection and Radioactive Waste Management

## 原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ

Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

> 令和 7 年 6 月 June 2025

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究プロジェクトの活動内容・ 成果をとりまとめたものです。 なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子 力規制委員会の判断が行われることとなります。

本報告の内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ 放射線・廃棄物研究部門 〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル 電話:03-5114-2225 ファックス:03-5114-2235 放射性廃棄物の放射能濃度等の定量評価技術に関する研究

## 原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ

## 放射線·廃棄物研究部門

## 酒井 宏隆 高橋 宏明 澁谷 憲悟 柚木 彰 佐藤 由子 吉居 大樹 井上 亮 古田 美憲 深井 惠 山本 康太 仲宗根 峻也

### 要 旨

本研究では、原子力規制委員会による種々の放射性廃棄物の放射能濃度等の評価におい て事業者の申請の妥当性を判断するための知見を蓄積するために、以下の4つのテーマに ついて、測定装置の特徴及び対象物の性状に応じた放射能濃度の定量評価に影響するパラ メータ等を把握した。

クリアランスの確認については、今後クリアランス対象物の多様化が予想されるため、 クリアランス制度を適用する際の放射能濃度の評価手法の妥当性を、不確かさの考慮の下 で判断する手段を整備し、技術的留意点を整理した。

廃棄体等の安全性確認については、中深度処分対象廃棄体及び研究施設等廃棄物を対象 に、安全評価上重要となるソースターム設定等に関する知見を蓄積し、技術的留意点を整 理した。また、廃棄物確認及び廃棄物受入基準に係る保安規定(変更)認可申請の審査に おける放射能評価方法の妥当性に係る技術的留意点を整理した。

廃止措置における危険性の高い活動の評価については、実用発電用原子炉の廃止措置の 主要工程における放射性物質の飛散等による被ばくの可能性に関する知見を基に、事故発 生記録等に照らして危険性の高い活動を評価する方法を検討し、技術的留意点を整理した。

長半減期放射性核種等の特性評価方法に関する研究については、性状が様々な試料に含 まれる長半減期放射性核種等の分析について、複雑な多段階処理等を考慮しても、十分な 信頼性が確保された結果であることを確認するための科学的・技術的知見を蓄積するとと もに、最新分析技術を活用して放射性核種の化学形態等の定量評価に関する科学的・技術 的知見を蓄積した。

本研究において、「クリアランスの確認」の一部は、学校法人五島育英会東京都市大学 との共同研究として実施した。「廃止措置における危険性の高い活動の評価」は、国立研 究開発法人日本原子力研究開発機構に委託した。「長半減期放射性核種等の特性評価方法」 は、国立大学法人東京大学、国立大学法人東京科学大学、国立大学法人京都大学、国立研 究開発法人量子科学技術研究開発機構及び国立研究開発法人日本原子力研究開発機構との 共同研究として実施した。「クリアランスの確認」の一部及び「長半減期放射性核種等の 特性評価方法」の一部については国立大学法人東京大学、学校法人五島育英会東京都市大 学、国立研究開発法人産業技術総合研究所及び国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 との共同研究として実施した。 Study on Quantitative Evaluation Technology for Activity Concentration in Radioactive Wastes

## SAKAI Hirotaka, TAKAHASHI Hiroaki, SHIBUYA Kengo, YUNOKI Akira, SATO Yuko, YOSHII Taiki, FURUTA Yoshinori, FUKAI Megumi, YAMAMOTO Kota, and NAKASONE Shunya

Division of Research for Radiation Protection and Radioactive Waste Management, Regulatory Standard and Research Department,

Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

#### Abstract

In this study, we identified the parameters that affect the accuracy of evaluating radioactivity concentration, specifically as it relates to the characteristics of the measurement equipment and the properties of the object. Our aim was to obtain scientific and technical insight to confirm the validity of the evaluation for application by nuclear facility operators who evaluate the activity concentration of various radioactive wastes at the Nuclear Regulation Authority (NRA).

For "Confirmation of clearance process," the future diversification of clearance objects is anticipated. Thus, we have developed a means for determining the validity of the method for evaluating radioactivity concentration when the clearance system is applied, considering uncertainty. We have summarized the technical points of note.

For "Confirmation of radioactive waste," we obtained insight on the setting of sourceterms, which are important for safety assessments. We also summarized the technical points relating to the disposal body of intermediate-depth disposal and radioactive waste from research facilities. In addition, we summarized the technical points related to the validity of the method for radioactivity concentration evaluation for approval of the fitness for safety program (modification) that is related to radioactive waste confirmation and the Waste Acceptance Criteria.

For the "Evaluation of high-risk activities in decommissioning," a method for evaluating high-risk activities in light of accident occurrence records was examined. This study was based on the possibility of exposure due to the scattering of radioactive materials during the primary decommissioning of commercial nuclear power reactors. Technical points of note were summarized.

For "Research on characterization methods for long half-life radionuclides," scientific and technical knowledge was obtained to confirm the reliability of analytical results for samples having various physicochemical properties, even in case where a complicated multi-step treatment must be taken into consideration. We obtained experimental data on the quantitative evaluation of the chemical forms of radionuclides by utilizing the latest analytical techniques.

Some parts of "Evaluation of high-risk activities in decommissioning" were implemented by the Japan Atomic Energy Agency in research commissioned by the S/NRA/R. Part of the "Confirmation of clearance" was conducted as a joint study between Tokyo City University and the NRA. "Research on characterization methods for long half-life radionuclides" was conducted as a joint study between the University of Tokyo, Institute of Science Tokyo, the National Institute for Quantum and Radiological Science, the Japan Atomic Energy Agency, and the NRA. Part of "Confirmation of clearance" and "Research on characterization methods for long half-life radionuclides" was conducted as a joint study between the University of Tokyo, Tokyo City University, National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, and the Japan Atomic Energy Agency.

## 目 次

1.	序論	Ì	1
1.1	1 -	背景	1
1.2	2	目的及び概要	3
1.3	3 1	全体行程	4
2.	本論	ì	6
2.1	1 :	クリアランスの確認	6
	2.1.1	l 調査及び実験範囲	6
	2.1.2	2 新規クリアランス対象物の放射線測定に関する検討	6
	2.1.3	3 フォトンカウンティング CT の適用に関する検討	.22
	2.1.4	4 放射線測定の不確かさの考慮に関する検討	.41
	2.1.5	5 溶融クリアランスに関する調査	.46
2.2	2	廃棄体等の安全性確認	.53
	2.2.1	l 調査及び検討範囲	.53
	2.2.2	2 ソースターム設定等に関する検討	.53
	2.2.3	3 廃棄体等の放射能評価に係る検討	.53
	2.2.4	4 多数の廃棄物の一括測定に係る検討	.64
2.3	3 J	廃止措置における危険性の高い活動の評価	.71
	2.3.1	廃止措置活動中の事故・トラブル等に関する情報収集及び分析	.71
	2.3.2	2 廃止措置安全評価コードの整備	.74
	2.3.3	務止措置における危険性の高い活動の認識・分析評価方法の検討	.76
	2.3.4	4 廃止措置における GA の適用事例の調査	.76
	2.3.5	5 廃止措置サイトの残留リスクと最終状態に向けた戦略に関する調査	.77
2.4	1 -	長半減期放射性核種等の特性評価方法に関する研究	.80
	2.4.1	l 調査及び実験範囲	.80
	2.4.2	2 長半減期放射性核種等の特性評価方法に関する実験的検討	.80
3.	結論	ì	.83
3.1	1	成果の要点	.83
3.2	2	目的の達成状況	.84
3.3	<b>3</b> J	成果の公表等	.85
	3.3.1	原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表	.85
	3.3.2	2 委託先等による公表	.86
3.4	<b>1</b> )	成果の活用等	.87
3.5	5	今後の課題等	.87
参考	文献	一覧	.91

## 表 目 次

16	各 Case とばらつき α の計算結果	表 2.1.2.1
72	原子炉施設の廃止措置活動における起因事象	表 2.3.1.1
ンナリオ概要	NRC による廃止措置の安全評価での放射性液体の漏洩に関するシ	表 2.3.5.1
79		
× PWR)79	廃止措置時の事故に伴う公衆への被ばく評価結果(レファレンス	表 2.3.5.2

## 図目次

义	1.3.1	放射性廃棄物の放射能濃度等の定量評価技術に関する研究の全体行程	5
义	2.1.2.1	X 線 CT 実験の体系	7
义	2.1.2.2	管電圧及び角度ステップを変化させたときの再構成画像	8
义	2.1.2.3	CT 値の結果	9
义	2.1.2.4	X線CT再構成画像を基にしたばらつきの定量評価の考え方1	1
义	2.1.2.5	ケーブルを収納した収納容器の放射線計測試験1	3
义	2.1.2.6	ケーブル及び点線源の配置1	5
义	2.1.2.7	ばらつきαと放射能評価結果の関係1	7
义	2.1.2.8	配電盤モデルの概観1	8
义	2.1.2.9	測定体系1	8
义	2.1.2.1	) 換算係数の設定方法1	9
义	2.1.2.1	線源の設置位置2	0
义	2.1.2.12	2 各測定体系及び換算係数を組み合わせた結果の最大放射能及び最小放射能.2	1
义	2.1.3.1	新規クリアランス対象物を想定した模擬試料、2 心 PV ケーブル(a)、遮断器	
	(b)	球(c)	3
义	2.1.3.2	新規クリアランス対象物を想定した模擬試料の測定体系2	3
义	2.1.3.3	ケーブル(a)を対象とした再構成画像2	5
义	2.1.3.4	遮断器(b)を対象とした再構成画像2	5
义	2.1.3.5	球(c)を対象とした再構成画像2	5
义	2.1.3.6	金属ブロック (Al, Fe 及び Cu) を用いた試験 (X 線管電圧:450 kV)の測定	
	体系		7
义	2.1.3.7	測定対象試料の配置図2	7
义	2.1.3.8	画素値の分布(左図 200 keV, 右図 100 keV, ±1σ)2	8
义	2.1.3.9	200 keV 及び 100 keV における画素値及び原子番号の関係2	8
义	2.1.3.1	) 差分画像(200 keV から 100 keV を差し引いた画像)2	9
义	2.1.3.1	Alの100 keV及び200 keVにおける画素値の関係	)
义	2.1.3.12	2 Feの100 keV及び200 keVにおける画素値の関係	0
义	2.1.3.1	3 Cuの100 keV 及び200 keV における画素値の関係3	1
义	2.1.3.14	4 Al, Fe 及び Cu の 100 keV 及び 200 keV における画素値の関係3	1
义	2.1.3.1	5 Al, Fe 及び Cu の吸収係数及びフォトンエネルギーの関係	2
义	2.1.3.1	5 金属ブロック(Al, Fe 及び Cu)を用いた試験(X線管電圧:160 kV)の測定	
	体系		3
义	2.1.3.1	7 測定対象試料の配置図	3
义	2.1.3.1	3 ビームハードニング効果によるアーチファクト(例:鉄のしきい値 80 keV)	
			4

図 2.1.3.19	銅及びアルミの画素値の分布(しきい値 80 keV)	35
図 2.1.3.20	アルミ、鉄及び銅における 50 keV、80 keV 及び 110 keV の画素値及び原子	子番
号の関	身係	35
図 2.1.3.21	アルミ、鉄及び銅の差分画像(110 keV から 50 keV を差し引いた画像、図	マ中
央)		36
図 2.1.3.22	Al, Fe 及び Cu の 50 keV 及び 100 keV における画素値の関係	37
図 2.1.3.23	Fe 及び Cu の 50 keV、80 keV 及び 110 keV における画素値の関係	37
図 2.1.3.24	CdTe 検出器によるフォトンカウンティング CT 撮影	39
図 2.1.3.25	元素推定に用いた線形方程式の概要	40
図 2.1.3.26	元素推定の結果	41
図 2.1.5.1	スウェーデンにおける溶融クリアランスの概念図	47
図 2.1.5.2	溶融の様子及びサンプルの写真	48
図 2.1.5.3	CARLA における金属溶融の様子	51
図 2.2.3.1	理論計算法の適用基本フロー	55
図 2.2.3.2	密度分布及び放射能分布が把握できない場合の応答関数の設定	58
図 2.2.3.3	生体遮蔽コンクリートを模擬した計算モデル	59
図 2.2.3.4	コンクリート小片の容器収納モデル	60
図 2.2.3.5	ブロック状コンクリートの計数率・応答関数の計算	61
図 2.2.3.6	ブロック状コンクリートの検出器位置	61
図 2.2.3.7	コンクリート小片の計数率・応答関数の計算	62
図 2.2.3.8	測定箇所数が放射能評価に与える影響	63
図 2.2.3.9	かさ密度が放射能評価に与える影響	64
図 2.2.4.1	設定したブロック状コンクリートの性状	66
図 2.2.4.2	ブロック状コンクリートの定置状態(平面図)	67
図 2.2.4.3	計数率及び応答関数の計算モデル例	68
図 2.2.4.4	最大汚染モデル法における小領域数の影響の検討結果	69
図 2.2.4.5	ケース1が混在した場合の放射能評価値と基本ケースの放射能評価値の比	較
		70
図 2.2.4.6	ケース2が混在した場合の放射能評価値と基本ケースの放射能評価値の比	較
		70
図 2.3.1.1	廃止措置活動中の被ばくリスク評価のためのイベントツリー	73
図 2.3.2.1	廃止措置安全評価コード DecAssess-R コードシステムによる被ばくリスク	評価
		75
図 2.3.2.2	廃止措置安全評価コード DecAssess-R コードシステムの構成	76

## 略語表

1F	Fukushima Daiichi Nuclear Power Station(福島第一原子力発電所)		
ASN	Autorité de sûreté nucléaire; Nuclear Safety Authority (フランス原子力安全局)		
BASE	Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung; Federal Office for the		
	Safety of Nuclear Waste Management(ドイツ連邦核廃棄物管理安全局)		
BIPM	Bureau International des Poids et Measures(国際度量衡局)		
BWR	Boiling Water Reactor (沸騰水型炉)		
CAD	Computer-Aided Design (コンピュータ支援設計)		
CNSC	Canadian Nuclear Safety Commission(カナダ原子力安全委員会)		
СТ	Computed Tomography(コンピュータ断層撮影)		
GA	Graded Approach(等級別アプローチ)		
GIS	Geographic Information System(地理情報システム)		
IAEA	International Atomic Energy Agency(国際原子力機関)		
ICRM	International Committee for Radionuclide Metrology(国際放射能計量学会)		
ICP-MS	Inductively Coupled Plasma-Mass Spectrometer (誘導結合プラズマ質量分析計)		
IEC	International Electrotechnical Commission(国際電気標準会議)		
ISO	International Organization for Standardization (国際標準化機構)		
JAEA	Japan Atomic Energy Agency (日本原子力研究開発機構)		
JCGM	Joint Committee for Guides in Metrology(計量計測関連ガイドに関する合同		
	委員会)		
LAMIS	Laser Ablation Molecular Isotopic Spectrometry (レーザーアブレーション分子 同位体分光法)		
MC-ICP-MS	Multi Collector ICP-MS(多重検出器型誘導結合プラズマ質量分析計)		
NRC	Nuclear Regulatory Commission(米国原子力規制委員会)		
ONR	Office for Nuclear Regulation(英国原子力規制機関)		
PWR	Pressurized Water Reactor(加圧水型炉)		
QST	National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology (国立研		
	究開発法人量子科学技術研究開発機構)		
RPQ	Retarding Quadrupole Lenses(逆電圧四重極)		
SSM	Strålsäkerhetsmyndigheten; Swedish Radiation Safety Authority $( \land  \neg \pm \neg  )$		
	放射線安全庁)		
TIMS	Thermal Ionization Mass Spectrometer (表面電離型質量分析計)		
WAC	Waste Acceptance Criteria (放射性廃棄物の受入れの基準)		

#### 1. 序論

#### 1.1 背景

クリアランス(「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(昭和32年 法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。)第61条の2第1項)、廃棄体等の安全 性確認(原子炉等規制法第51条の3第2号、第51条の6第2項及び第51条の18第2項 第2号)、及び廃止措置中の実用発電用原子炉施設に対する原子力規制検査(原子炉等規 制法第61条の2の2第2項及び第3項)において、認可申請書及び事業(変更)許可申請 書の妥当性審査、対象となる放射性廃棄物等の放射能濃度の確認並びにより危険性の高い 活動に着目した効果的な原子力規制検査を原子力規制委員会が実施するために必要な科学 的・技術的知見を整備する必要がある。

なお、本報告書ではクリアランスに関連する二段階規制(原子炉等規制法第61条の2第 1項及び第2項)を総称して「クリアランスの確認」という。

#### (1)クリアランスの確認

規制課題としては、「工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放 射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることの確認等 に関する規則」(令和2年原子力規制委員会規則第16号。以下「放射能濃度確認規則」と いう。)の制定により、従来規定されていたクリアランス対象物(金属くず、コンクリート の破片及びガラスくず)以外の対象物(以下「新規クリアランス対象物」という。)にクリ アランス制度が適用されることになったことへの対応がある。また、「放射能濃度について の確認を受けようとする物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価の方法に係 る審査基準」(原規規発第1909112号(令和元年9月11日原子力規制委員会決定)。以下 「放射能濃度確認審査基準」という。)により、測定において不確かさを考慮した定量評価 を行うことが求められていることがある。

上記に基づく研究課題としては、放射能濃度の測定方法では、過小評価にならないよう な条件設定<sup>1,2</sup>の上で、適切に放射能濃度を定量評価する必要がある一方で、放射能濃度の 測定方法はクリアランス対象物によって異なることが挙げられる。

これまでに、放射能濃度確認規則及び放射能濃度確認審査基準の制定に前後して、放射 能濃度の測定において定量評価結果の信頼性を確保するための測定の不確かさの考慮に関 する基礎検討<sup>3-7</sup>及び一部の新規クリアランス対象物の測定方法の検討<sup>8,9</sup>を先行的に行った。 また、関連する内容について日本保健物理学会でも議論された<sup>10</sup>。このような状況を踏ま えて、放射能濃度確認規則及び放射能濃度確認審査基準の制定に伴い対象が拡大された新 規のクリアランス対象物にクリアランス制度を適用する場合の放射能濃度の確認方法を整 備することが重要である。 (2)廃棄体等の安全性確認

規制課題としては、今後新規制基準適合性審査が想定される中深度処分及び研究施設等 廃棄物処分に係る「第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(平 成 25 年原子力規制委員会規則第 30 号) に基づく廃止措置開始以降の公衆の被ばく線量評 価において、既許可のピット処分及びトレンチ処分では評価してこなかった微量元素の詳 細な評価が必要になると想定されること、また、核種の放出率及び処分システムにおける 物理化学的環境変化に基づく核種の化学種の変化に基づく移行挙動変化(以下「ソースタ ーム設定等」という。)は重要な因子であり、炉内構造物等を対象とした中深度処分及び 研究施設由来の雑固体廃棄物を対象とした研究施設等廃棄物の埋設事業においては、これ らを考慮することが想定されることから、その妥当性を判断するための知見を整備する必 要がある。さらに、これまでピット処分で実績のある 200 リットルドラム缶の廃棄体とは 異なる新たな形状の廃棄体(遮蔽材が含まれる角型容器を用いたもの等)及びコンクリー ト等廃棄物(容器封入又は固型化されていない放射性廃棄物。廃棄体と合わせて、以下「廃 棄体等」という。)の発生が想定される。さらに、「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」(昭和 63 年総理府令第1号)の改正 に伴い、WACを埋設事業者が保安規定に定めることになり、保安規定の審査において WAC に基づく廃棄体の放射能の評価方法の妥当性を確認する必要がある。

上記に基づく研究課題としては、ソースターム設定等の妥当性を評価するために必要な 金属廃棄物の腐食挙動、金属の腐食に伴う放射性核種の放出挙動、廃棄物埋設施設の間隙 水の物理化学的条件の変化による核種移行挙動等への影響に関する情報を獲得することが 重要である。200 リットルドラム缶の廃棄体の放射能は主に非破壊測定に基づき評価して いるが、これまでの検討からその評価精度は、対象物の性状(材質、形状、充填状態、核 種組成等)に依存することが明らかとなっている<sup>11</sup>。また、中深度処分対象廃棄体について は、従来の二次的な汚染物だけでなく、放射化した廃棄物が含まれると想定されている。 このことから、新たな廃棄体等についてはその性状を踏まえて既存技術の適用性を確認す るとともに、必要に応じて、放射化計算による確認方法等、新たに確認手法を整備するこ とが重要である。

(3)廃止措置における危険性の高い活動の評価

規制課題としては、令和2年4月の原子力規制検査の開始により、従来の保安検査から、 GAを適用し、より危険性の高い活動に着目した検査が行われることとなったことがある。

上記に基づく研究課題としては、我が国においては実用発電用原子炉の廃止措置の実績 が少なく、旧独立行政法人原子力安全基盤機構において、廃止措置の主要工程における放 射性物質の飛散の可能性に関する検討を行った事例はあるものの、総合的に廃止措置の危 険性の高い活動の評価を行った事例は確認されない一方で、諸外国、特に原子力先進国に おいて発電炉の廃止措置が進んでいる。こうした実態を踏まえ、効果的な原子力規制検査 に資するため、廃止措置における危険性の高い活動の評価手法に関する知見を整備する必要がある。

(4)長半減期放射性核種等の特性評価方法に関する研究

これまでの関連する研究において、長半減期放射性核種の分析等に関する研究を行って きた<sup>12-19</sup>が、引き続き性状が従来と異なる廃棄物管理等においては放射線計測では定量が 難しい長半減期放射性核種等の特性評価をどのように実施するかが課題となっている。長 半減期放射性核種等の特性評価を実施するためには、多様な測定・分析方法が持つ不確か さの把握等の科学的・技術的知見を計画的かつ効率的に蓄積する必要がある。また、必要 な分析精度を確保した放射性核種分析のためには、広範な要素技術、すなわち試料の採取、 試料からの対象核種の溶解等の前処理、濃縮・化学分離、濃度測定、化学形態、溶解度等 に係る基礎データを取得し、各要素技術における知見を蓄積する必要がある。

#### 1.2 目的及び概要

以上の背景に基づいて、本研究では、原子力規制委員会による種々の放射性廃棄物の放 射能濃度等の評価において事業者の申請の妥当性を判断するための知見を蓄積するために、 以下の4つのテーマについて、測定装置の特徴及び対象物の性状に応じた放射能濃度の定 量評価に影響するパラメータ等を把握した。

(1)クリアランスの確認

今後クリアランス対象物の多様化が予想されるため、クリアランス制度を適用する際の 放射能濃度の評価手法の妥当性を不確かさの考慮の下で判断する手段を整備し、技術的留 意点を整理した。

(2)廃棄体等の安全性確認

中深度処分対象廃棄体及び研究施設等廃棄物を対象に、安全評価上重要となるソースタ ーム設定等に関する知見を蓄積するとともに、技術的留意点を整理する。また、廃棄物確 認及び WAC に係る保安規定(変更)認可申請の審査における放射能評価方法の妥当性に 係る科学的・技術的知見を整理した。

(3)廃止措置における危険性の高い活動の評価

実用発電用原子炉の廃止措置の主要工程における放射性物質の飛散等による被ばくの 可能性に関する知見を基に、事故発生記録等に照らして危険性の高い活動を評価する方法 を検討した。

(4)長半減期放射性核種等の特性評価方法に関する研究

性状が様々な試料に含まれる長半減期放射性核種等の分析について、複雑な多段階処理

等を考慮しても、十分な信頼性が確保された結果であることを確認するための科学的・技術的知見を蓄積するとともに、最新分析技術を活用して放射性核種の化学形態等の定量評価に関する科学的・技術的知見を蓄積した。

#### 1.3 全体行程

本報告では、令和3年度から令和6年度までに得られた成果をまとめる。全体行程を図 1.3.1 に示す。

「クリアランスの確認」については、新規クリアランス対象物の放射線測定に関する検 討、フォトンカウンティング CT の適用に関する検討、放射線測定の不確かさの考慮に関 する検討及び溶融クリアランスに関する調査を行った。

「クリアランスの確認」のうち、新規クリアランス対象物の放射線測定における検討の 一部及びフォトンカウンティング CT の適用に関する検討の一部は、令和5年3月31日ま で学校法人五島育英会東京都市大学(以下「東京都市大」という。)との共同研究「低濃度 放射能測定の定量化に関する研究」を通じて実施した。また、令和5年4月1日以降は東 京都市大、国立大学法人東京大学(以下「東大」という。)及び国立研究開発法人産業技術 総合研究所(以下「AIST」という。)との共同研究「測定の不確かさ概念の導入による放射 線計測・同位体分析の信頼性確保に係る研究」を通じて実施した。

「廃棄体等の安全性確認」については、中深度処分対象廃棄体及び研究施設等廃棄物に おけるソースターム設定等に関する検討、廃棄体等の放射能評価に係る検討、多数の廃棄 物の一括測定に係る検討を行った。

「廃止措置における危険性の高い活動の評価」は、国立研究開発法人日本原子力研究開 発機構(以下「JAEA」という。)への委託事業として令和3年度から令和6年度にかけて 実施した。

「長半減期放射性核種等の特性評価方法に関する研究」は、令和3年度は、東大、国立 大学法人東京科学大学(以下「科学大」という。)、国立大学法人京都大学(以下「京大」 という。)、国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構(以下「QST」という。)及び JAEA との共同研究「長半減期放射性核種等の分析における信頼性確保に関する研究」を 通じて、令和4年度以降は東大、科学大、京大、QST及びJAEA との共同研究「長半減期 放射性核種等の特性評価方法に関する研究」を通じて行った。また、令和5年4月1日以 降は東京都市大、東大及び AIST との共同研究「測定の不確かさ概念の導入による放射線 計測・同位体分析の信頼性確保に係る研究」の成果の一部も本報告書に含まれる。

年度	令和 3	令和	令和 5	令和
(1)クリアランスの確認		<del> </del>	<u>↓</u> 物の放射線測 討	定に関する
		フォトンプ	カウンティンク に関する検討	グ CT の適用
	放射線	測定の不確か	さの考慮に関	する検討
			溶融クリ 関する	アランスに る調査
(2)廃棄体等の安全性確認	У	ースターム設	定等に関する	検討
	廃	棄体等の放射	能評価に係る	検討
	多类	女の廃棄物の−	一括測定に係る	5検討
(3)廃止措置における危険 性の高い活動の評価	廃止措置活動中の事故・トラブル等 に関する情報収集及び分析			
	廃止措置安全	全評価コード	の整備	
			廃止措置にお 高い活動の認 法の検討	ける危険性の 識・分析評価方
		廃止措置サ 状態に向け	イトの残留リ た戦略に関す	スクと最終 る調査
				GAの適用 事例の調 査
<ul><li>(4)長半減期放射性核種等</li><li>の特性評価方法に関す</li><li>る研究</li></ul>	最新分 析方法の 調査	前 処 理 方 法検討	核種分析方法	この検討
		化 学 分 離 方法検討	化学形態等( 方法の検討	」 の定量評価

図 1.3.1 放射性廃棄物の放射能濃度等の定量評価技術に関する研究の全体行程 Fig. 1.3.1 Overall schedule of Study on Quantitative Evaluation Technology for Activity Concentration of Radioactive Wastes

#### 2. 本論

#### 2.1 クリアランスの確認

#### 2.1.1 調査及び実験範囲

本研究においては、新規クリアランス対象物の放射線測定に関する検討、フォトンカウ ンティング CT の適用に関する検討、放射線測定の不確かさの考慮に関する検討及び溶融 クリアランスに関する調査の4点について調査研究を行い、知見の蓄積を行った。

#### 2.1.2 新規クリアランス対象物の放射線測定に関する検討

クリアランスの放射能評価では、放射能濃度確認規則及び放射能濃度確認審査基準に基 づき、放射能濃度の過小評価を防ぐ測定及び評価が求められている<sup>20,21</sup>。一方で、令和2年 8月13日の放射能濃度確認規則の改正により、ケーブル廃棄物、配電盤廃棄物といった複 数の材質からなり密度の分布が非均質な廃棄物もクリアランスの対象となった。そこで、 2.1.2項では新規クリアランス対象物の放射線測定において、従来の金属のみの対象物にお いて適用されてきた手法の適用性及び過小評価を避ける方法について示す。

なお、本項目の研究内容については、東京都市大との共同研究「低濃度放射能測定の定 量化に関する研究」を通じて実施した。

### (1)ケーブル廃棄物に関する検討

X線CTの適用性について

クリアランスにおける放射能濃度の評価に当たっては、対象物(金属の板、パイプ)を 収納容器内で密度分布ができるだけ均質となるように配置し、収納容器の外側に設置した 放射線検出器により測定されている<sup>22-24</sup>。新規クリアランス対象物の特徴として金属、樹 脂が混合している点があり、放射線測定を行う前にあらかじめ材料ごとに分解しておくこ とも考えられるが、放射線管理区域内での工程は少ないほうが望ましい。このため、ケー ブル廃棄物、配電盤廃棄物を分解することなく放射線測定し、放射能を評価する手法につ いて検討した。なお、クリアランスの評価対象核種はγ線放出核種である場合が多く、そ の放射能評価においてはγ線を測定することで行う場合が多い。γ線放出核種に加えて、α 線放出核種又はβ線放出核種も評価する必要があるときは、あらかじめ放射化学分析等か ら、当該α線放出核種又はβ線放出核種と測定及び評価を行うγ線放出核種の放射能濃度 の比(核種組成比)を定めておくか、統計的な分析によりα線放出核種又はβ線放出核種 の放射能濃度を一意の値に設定する必要がある<sup>22-24</sup>。そのため本項ではγ線放出核種から 放出されるγ線の計測及びγ線放出核種の放射能の評価にのみ着目した。

ケーブルの汚染源から検出器まで到達する γ線は、芯線(金属)、シース等(樹脂)の遮蔽の影響を受けることになる。金属、樹脂が対象物中のどこにあるかを評価した上で放射 線測定を行えば、放射能の評価において有用である。そのため、本項では非破壊検査とし て実績のある X線 CT を活用した。

6

本項では、非破壊検査技術を用いた基礎的な検討として、アクリル、鉄、アルミ及び銅の棒を金属管内に収納し、X線CTによる画像再構成を試みた。実験の体系を図2.1.2.1に示す。ステンレス容器内部に直径2mmのアクリル、鉄、アルミ及び銅の棒を挿入したものにX線を照射し、得られた透過画像を再構成した結果(断層画像)から、それぞれの材質を確認できるか実験した。X線発生器は管電圧30~150kV、管電流0.1mA、焦点サイズ0.1mmのものを使用した。また、検出器はイメージングインテンシファイア(株式会社東芝製E5877CS-PIK)を用いた。





う。)<sup>25</sup>(一部編集)

```
図 2.1.2.1 X線 CT 実験の体系
```

Fig. 2.1.2.1 Measurement system of X-ray CT experiment

X線CTにおいてはX線の管電圧のほか、角度ステップ(収納容器を何度ごとに回転させて透過画像を撮影するか)が重要なパラメータとなることから、管電圧を60kV、100kV及び120kV並びに角度ステップを3度、6度及び9度とした場合についてそれぞれ検討した。得られた透過画像はフィルタ補正逆投影法(Filtered Back Projection、以下「FBP法」という。)<sup>26</sup>で再構成し、再構成画像を得た。

ー例として図2.1.2.2に管電圧及び角度ステップを変化させたときの再構成画像を示す。 図2.1.2.2(a)のとおり管電圧を増大させた結果、アーチファクト(データ取得時のノイズ) が低減された。線減弱係数の小さいアクリルに対してはエネルギーの低いX線を使用する ことが望ましいが、ステンレス製の収納容器に収納されていること及び他の金属棒の位置 も併せて特定する必要があることを踏まえると、本実験からX線の管電圧は100 kV以上と する必要があることが分かる。また、角度ステップを変化させた結果、図2.1.2.2(b)のとお り6度、9度ごとではアーチファクトによりアクリルの位置が不明確となった。



出典) Tagawa, H. et al., (2021)<sup>25</sup>

図 2.1.2.2 管電圧及び角度ステップを変化させたときの再構成画像 (a) 管電圧を変化させたとき (b) 角度ステップを変化させたとき Fig. 2.1.2.2 Reconstructed images obtained by changing tube voltage and angle step

(a) When tube voltage is changed (b) When angle step is changed

得られた再構成画像から各材質のCT値を計算した。その結果を図2.1.2.3に示す。各材質 のCT値を比較した結果、管電圧60kVでは銅と鉄のCT値は同様であり、線減弱係数の大き い物質(銅及び鉄)と小さい物質(アルミニウム及びアクリル)の区別のみが確認できた。 これは、管電圧60kVではX線のエネルギーが低く、銅と鉄ではX線透過量に差がないため と考えられる。一方、管電圧100kVと120kVでは銅と鉄のCT値に差が見られた。このこと から、どのような材質の測定対象物が収納容器に収納されているかという事前情報をもと に、複数の管電圧の像を比較することで収納容器内部の測定対象物の位置情報及びその材 質を推定することが可能である。また、角度ステップにおける再構成値への依存性は見ら れなかった。なお、図2.1.2.3の「air」は容器内のある任意の領域の空気の画素値から計算 した。負の値となったものについてはアーチファクトの影響と考えられる。



出典) Tagawa, H. et al., (2021)<sup>25</sup> 図 2.1.2.3 CT 値の結果 Fig. 2.1.2.3 Result of CT values

②ばらつきの定量評価について

収納容器にケーブル廃棄物を収納し、外部から放射線測定する場合を想定すると、ケー ブル廃棄物に付着した核種から放出されるγ線は、芯線(金属)、シース等(樹脂)により 減弱されながら検出器に入射することが考えられる。そのためケーブルが収納容器のどこ にどれだけ存在するかによって、外部からの放射線測定の結果は変化すると考えられる。

このような考え方から、ここでは、Takayama<sup>27</sup>らによって提案された対象物の「ばらつ き」の定量評価を応用することを試みた。図 2.1.2.4 に示すとおり、ケーブル廃棄物を収納 した金属容器を X 線 CT 撮影し、再構成画像を得たとする(再構成画像の大きさは、図 2.1.2.4 に示すとおり収納容器の大きさと一致するよう調整する。)。再構成画像は各ピクセ ルが輝度値と呼ばれる値を有していることから、図 2.1.2.4 に示すとおり、X 軸及び Y 軸の それぞれにおいて、i 番目(*i*=1-*P*)のピクセルにおける輝度値を *m*<sub>i</sub>とすると、輝度値に基 づいた加重平均の座標(*X*<sub>M</sub>, *Y*<sub>M</sub>)は(2.1.2.1)式及び(2.1.2.2)式のとおり表される。

再構成画像の中心を(X<sub>G</sub>, Y<sub>G</sub>)とすると、両者の距離 d は(2.1.2.3)式として表される。

$$d = \sqrt{(X_M - X_G)^2 + (Y_M - Y_G)^2} \quad \dots \quad (2.1.2.3)$$

(2.1.2.3)式に対して、再構成画像は X 軸長さ及び Y 軸長さがそれぞれ P ピクセルであることから、収納容器の大きさ(図 2.1.2.4 では収納容器の直径に相当する)を 2R とすると、

$$d' = \frac{2R}{P}\sqrt{(X_M - X_G)^2 + (Y_M - Y_G)^2} \quad \dots \qquad (2.1.2.4)$$

と表され、次元がピクセルから直径に相当する単位(例えば cm)に換算される。これに対して、(2.1.2.5)式のとおり R で規格化することで収納容器の大きさに依存することなくばらつき  $\alpha$  を評価できると考えられる。

$$\alpha = \frac{d'}{R} = \frac{2}{P}\sqrt{(X_M - X_G)^2 + (Y_M - Y_G)^2} \quad \dots \qquad (2.1.2.5)$$



出典) Yoshii, T., Sakai, H., Tagawa, H. and Kawarabayashi, J., "Study on the effects of heterogeneity of objects placed in storage containers on simple radioactive evaluation", Annals of Nuclear Energy, Vol.177(2022), 109313. (以下「Yoshii, T. et al., (2022)」という。)<sup>28</sup> 図 2.1.2.4 X線 CT 再構成画像を基にしたばらつきの定量評価の考え方 Fig. 2.1.2.4 Concept of quantitative evaluation of heterogeneity based on X-ray CT reconstructed images

③放射能の評価結果とばらつきの関係(実験による検証)

測定対象物を収納した収納容器を回転させつつ、外部からの放射線測定器により測定し て放射能濃度を評価する場合、計数率(s<sup>-1</sup>)から放射能(Bq)への換算が重要である。従来のク リアランスにおいては、「測定対象物は密度均一であり、放射能はその中心部分に点線源 として存在している」と想定し、計算により換算係数を設定する手法が採られた実績があ る<sup>22,23</sup>(以下、本換算係数を「均一換算係数」という。)。均一換算係数は簡易的に値を定 められ、かつ保守的な結果が得られるというメリットがあるが、測定対象物が金属のみと いった単一の材質で構成されることを前提に用いられてきた。この前提とは異なる新規ク リアランス対象物に対しても均一換算係数が適用可能か否か確認することが重要である。

2.1.2(1)①より、収納容器内部にどのような物質が含まれるかという事前情報をもとに、 X線CTにより物質の位置及び種類を推定できることが明らかになった。この結果を踏まえ て、金属・プラスチック混合物であるケーブルを例に、金属製の収納容器にケーブルが収 納された場合を想定し、均一換算係数により放射能を評価した。また、2.1.2(1)②に示した ばらつきの定量評価との関連についても検討した。

まず、図2.1.2.5(a)に示すとおり市販の2軸ケーブル(住電日立ケーブル株式会社製600V 架橋ポリエチレン絶縁ビニルシースケーブル、直径1.35 cm、5.5 sq)を収納容器(直径28.6

cm、高さ36.1 cm、肉厚0.04 cm、材質:鉄、20リットルペール缶)に164本収納した。この とき、ケーブルの配置は図2.1.2.5 (b)に示すとおり収納容器の半分にケーブルが収納された 状態とした。これにより、収納容器を回転させながら放射線測定器で測定する場合、線源 から検出器までの経路にはケーブルが充填された場合と、全く存在しない場合を再現する ことができ、遮蔽の影響が最も強くなる場合と最も弱くなる場合を試験により再現できる と考えられる。線源は直径5 mm、長さ8 mmの円筒形状であり、核種は1 MBqの<sup>137</sup>Csとした。 線源から放出される662 keVのγ線の全吸収ピークを収納容器壁面から80 cmの位置に設置 した3 inchのNal(Tl)シンチレーション検出器 (ORTEC社製76B76)により測定した。収納容 器の回転を模擬するため、図2.1.2.5 (b)に示すとおり収納容器に対して検出器を0度から180 度まで30度ごとに設置、測定した。得られた結果から周平均計数率 $n_{eave}$  (s<sup>-1</sup>)とその不確か さ $u(\overline{n_{eave}})$  (s<sup>-1</sup>)を求めた。

$$n_{ei} = \frac{N_{ei}}{T_{ei}} - \frac{N_{BG}}{T_{BG}} \qquad (2.1.2.7)$$

ここで、 $n_{ei}$ は検出器位置がi(i=1-7)のときの計数率(s<sup>-1</sup>)、 $N_{ei}$ はコベル法<sup>29</sup>で求めた662 keV の全吸収ピークのカウント、 $T_{ei}$ は測定時間(300 - 1200秒)、 $N_{BG}$ はピークエリア両端のバ ックグラウンドカウント、 $T_{BG}$ はバックグラウンドの測定時間(1200秒)である。

均一換算係数については、収納容器の体積、ケーブルの質量からかさ密度を求め、密度 均一の円柱の中心部分に1Bqの<sup>137</sup>Cs点線源が存在する場合のNaI(Tl)シンチレーション検 出器の応答(s<sup>-1</sup>/Bq)をモンテカルロ計算コードPHITS<sup>30</sup>から求めることで得た。当該応答 の逆数をとることで均一換算係数とした。均一換算係数を Cf<sub>e</sub>(Bq/s<sup>-1</sup>)、その不確かさ(モ ンテカルロ計算から得られる応答の相対誤差を用いた)を  $u(Cf_e)$ (Bq/s<sup>-1</sup>)とすると、求める 放射能  $A_e$ (Bq)は(2.1.2.8)式のとおり表される。1.65 は 95%信頼上限値を求めるための係数 である<sup>21,31,32</sup>。











Fig. 2.1.2.5 Radiation measurement test of a storage container containing cables(a) Photograph of a cable (b) Storage container and detector position (c) Photograph of the experiment (d) Results of X-ray CT reconstruction

また、図 2.1.2.5 (b)に示したサンプルを X 線 CT 撮影した。その結果を図 2.1.2.5 (d)に示 す。X 線 CT は東芝 IT コントロールシステム株式会社製 TOSCANER-24500 twin を用いた。 管電圧は 430 kV、電流値は 3.4 mA であった。図 2.1.2.5 (d)に示した X 線 CT 再構成画像に 対して、画像解析ソフト ImageJ<sup>33</sup>を用いてばらつき α を計算した。 以上より、図 2.1.2.5 に示した体系の放射能は 1.03 であり、保守的な評価が得られた。また、ばらつき $\alpha$ の値は 6.66×10<sup>-2</sup>であった。

④放射能の評価結果とばらつきの関係(シミュレーションによる検証)

図 2.1.2.6 に示すとおり、ケーブルを収納容器に収納した様子をモンテカルロ計算コード PHITS において再現した。ただし、ケーブルの本数は上述の実験では 164 本であったが、 本シミュレーションにおいては 188 本とした。これは、実験では手作業でケーブルを収納 したこと、PHITS では六方最密充填でケーブルを収納する体系としたことによるものであ る。ケーブルの配置は Case 1 から Case 6 まで 6 通りを設定した。

線源の位置については、収納容器の中心のほか、ケーブルが密になっている領域、ケー ブルが粗になっている領域にも線源を配置し、それぞれの位置において検出器の応答

(<sup>137</sup>Cs線源から放出される662keVのガンマ線の全吸収ピーク計数率)を計算した。また、 収納容器の回転を模擬するために、検出器を収納容器に対して10度ごとに36点設置した。

均一換算係数については、ケーブルの本数が 164 本から 188 本に増加したことを踏まえ て再計算した。このときの均一換算係数を  $Cf_c$  (Bq/s<sup>-1</sup>)、その不確かさ(モンテカルロ計算 から得られる応答の相対誤差を用いた)を  $u(Cf_c)$  (Bq/s<sup>-1</sup>)とする。





得られた結果から、(2.1.2.9)式より周平均計数率 $\overline{n_{cave}}$  (s<sup>-1</sup>)を求め、(2.1.2.10)式より放射能  $A_{c}$  (Bq)を求めた。

ここで、 $n_{ci}$ は検出器位置 i (i = 1 - 36)における 662 keV の全吸収ピーク計数率、 $Er_i$ は $n_{ci}$ を得たときのモンテカルロ計算にともなう相対誤差である。

各 Case のばらつき α についても、2.1.2(1)③と同様に計算した。その結果を表 2.1.2.1 に 示す。

表 2.1.2.1 各 Case とばらつき a の計算結果

Case	ばらつき α
1	8.27×10 <sup>-2</sup>
2	6.62×10 <sup>-2</sup>
3	4.15×10 <sup>-2</sup>
4	1.81×10 <sup>-2</sup>
5	2.29×10 <sup>-3</sup>
6	2.92×10 <sup>-4</sup>

出典) Yoshii, T. et al., (2022)<sup>28</sup>

以上より、各 Case のばらつき αを横軸に、放射能 Acを 1 MBq で規格化した結果を縦軸 にとった結果を図 2.1.2.7 に示す。シミュレーションは 46 通りであったが、ここでは最大 放射能、最小放射能、線源の位置を収納容器の中心とした場合の 3 つについて各 Case の結 果を示す。また、2.1.2(1)③で示した実験結果も併せて示す。



出典) Yoshii, T. et al., (2022)<sup>28</sup> 図 2.1.2.7 ばらつき *a* と放射能評価結果の関係

Fig. 2.1.2.7 Relation between heterogeneity  $\alpha$  and activity evaluation results

図 2.1.2.7 から、ばらつき a が大きくなるに従って、最大放射能は大きく、最小放射能は 小さくなった。これは、均一換算係数による放射能の評価結果はケーブルのばらつきの影 響を受け、線源の位置によっては過小評価となることを示している。そのため、均一換算 係数を用いることができる限界は Case 4 (ばらつき a : 1.81×10<sup>-2</sup>) であることが分かる。 また、実験サンプルは「ケーブルが収納容器の半分を占めている」Case 1 に近い体系であ ったが、実験結果のばらつき a は 6.66×10<sup>-2</sup>であり、Case 2 に近いものとなった。これは、 ケーブルの本数、ケーブル固定用のアクリル板の有無が原因と考えられ、ばらつき a は目 視による主観的な判断よりも、正確にばらつきを評価できることを示していると考えられ る。

(2)配電盤廃棄物に関する検討

①配電盤廃棄物への適用性について

2.1.2(1)より、ケーブル廃棄物に均一換算係数を用いると、必ずしも放射能を保守的に評価できるとは限らないことが明らかになった。そのため、ここでは配電盤廃棄物を例に、均一換算係数に取って代わる新たな換算係数を作成することを試みた。

図 2.1.2.8 に示すとおり、配電盤廃棄物は文献<sup>34</sup>を参考にその構成を決定し、モンテカル ロ計算コード PHITS において再現した。図 2.1.2.8 にその詳細を示す。40 cm×19 cm×19 cm の鉄製の筐体があり、その内部に遮断器、電磁開閉器及びケーブルがあるものとした。 それぞれは金属とプラスチックが複雑に配置された構造となっていることから、モンテカ ルロ計算では金属とプラスチックの混合物とした。ただし、電磁開閉器のうち電磁接触器 については鉄心及び銅コイルが存在することから、これらは正確に形状を再現した。 測定体系としては、図 2.1.2.9 に示す 3 通りを設定した。Setting A は配電盤廃棄物を上下 2 方向から測定するものであり、JAEA のクリアランス測定<sup>23</sup>及び中部電力株式会社のク リアランス測定<sup>24</sup>を参考としたものである。Setting B は 2.1.2(1)と同様に配電盤廃棄物を 回転させながら測定する体系である。Setting C は配電盤廃棄物の周囲 6 面を測定する体系 であり、日本原子力発電株式会社のクリアランス測定<sup>22</sup>を参考としたものである。



出典) Yoshii, T., Sakai, H., and Kawarabayashi, J., "Influence of conversion factors on the radioactivity evaluation of clearance objects consisting of several materials", Applied Radiation and Isotopes, Vol.200(2023), 110984.<sup>35</sup>及びTaiki YOSHII, Hirotaka SAKAI and Jun KAWARABAYASHI, "Basic Study on the Radioactivity Evaluation of Control Panels", 12th International Symposium Release of Radioactive Materials Provisions for Clearance and

Exemption, 2022.<sup>36</sup>

Fig. 2.1.2.8 Overview of control panel model







②新しい換算係数の考え方について

換算係数については、均一換算係数に加えて、新たに2通りの換算係数を追加し、合計 3通りを設定した。図2.1.2.10 に詳細を示す。(A)は均一換算係数である。測定体系(Setting A、B及びC)によって検出感度が最も小さい線源の位置が異なることから、測定体系に応 じて線源の位置を変更している(図中の conversion factor (a)に相当。換算係数(A)とする。)。 (B)は筐体のアクセスホールを無くし、代わりに鉄の密閉容器とするとともに、遮断器及び 電磁開閉器はそれぞれの体積及び質量から求めた密度均一の直方体としたものである(図 中の conversion factor (b)に相当。換算係数(B)とする。)。それぞれ、ケーブルは全て無視し た(空気と見なした。)。(B)は配電盤廃棄物の構成を維持しつつ、モンテカルロ計算コード においてできるだけ簡易なモデルを作成するという観点から設定した。(C)は配電盤廃棄物 のうち主な金属として筐体と電磁接触器中の鉄心及び銅コイルのみを残し、それ以外は全 て空気とした体系である(図中の conversion factor (c)に相当。換算係数(C)とする。)。これ は、X線CTにより金属の位置のみを特定した場合を想定して設定した。



出典) Yoshii, T. et al., (2023)<sup>35</sup>及び Taiki YOSHII, Hirotaka SAKAI and Jun KAWARABAYASHI, Basic Study on the Radioactivity Evaluation of Control Panels, 12th International Symposium Release of Radioactive Materials Provisions for Clearance and

Exemption, 2022.<sup>36</sup> (一部編集)

図 2.1.2.10 換算係数の設定方法

Fig. 2.1.2.10 Setting model of the conversion factor

③シミュレーション結果

線源はケーブル廃棄物のときと同様に<sup>137</sup>Cs線源とし、図 2.1.2.11 に示すような 4 通りの 線源の位置を設定した。



出典) Yoshii, T. et al., (2023)<sup>35</sup> 図 2.1.2.11 線源の設置位置

Fig. 2.1.2.11 Location of the point source

以上より、測定体系は3通り、換算係数は3通り、線源の位置は4通りと合計36通りの 放射能 A<sub>ikl</sub> (Bq)の評価結果を得た。

測定体系 A、B 及び C を k = 1 - 3、検出器の位置を j(測定体系 A では j = 1, 2、測定体 系 B では j = 1 - 36、測定体系 C では j = 1 - 6)、換算係数(A)、(B)及び(C)をそれぞれ l = 1 - 3 とすると、(2.1.2.11)式のとおり、計数率  $n_{jkl}$  とその相対誤差  $Er_{jkl}$  から各測定体系の平均計 数率 $\overline{n_{kl}}$  (s<sup>-1</sup>)とその不確かさ $u(\overline{n_{kl}})$  (s<sup>-1</sup>)が求められる。換算係数  $Cf_{kl}$  とその不確かさ  $u(Cf_{kl})$ の計算も同様に(2.1.2.12)式から求められる。これらより、線源の位置を i (i = 1-4) とする と、(2.1.2.13)式より求める放射能  $A_{ikl}$  (Bq)が得られる。

36 通りの放射能 A<sub>ikl</sub> (Bq)を 1 MBq で規格化し、測定体系及び換算係数の組み合わせごと に最大放射能と最小放射能をグラフ化した。その結果を図 2.1.2.12 に示す。





図 2.1.2.12 各測定体系及び換算係数を組み合わせた結果の最大放射能及び最小放射能 Fig. 2.1.2.12 Maximum and minimum activities resulting from the combination of each measurement system and conversion factor

図 2.1.2.12 より、換算係数に着目すると、換算計数(A)及び(B)(図中の Conversion Factor (a)及び(b))は放射能が 1.0 を下回り過小評価となったものがあった。これは、測定体系及 び線源位置によっては均一換算係数及び簡易的にモデル化した換算係数では放射能を保守 的に評価できないことを示しており、クリアランスに用いる換算係数として不適である。 換算計数(C)(図中の Conversion Factor (c))についてはいずれの場合も保守的な評価となっ ていることから、配電盤廃棄物のような均一換算係数が適用できない廃棄物の放射能を評 価する場合は、X 線 CT により遮蔽の影響の大きい領域を特定し、その場所に点線源を設 置することで換算係数を計算する手法が必要となる。このとき、遮蔽の影響の大きい領域 を特定するに当たって X 線 CT 再構成画像は有用な手段になると考えられる。

配電盤廃棄物はその用途によって大きさや構成機器は様々であるが、遮蔽の影響の大き い領域を特定するという観点からはどのようなものであっても本手法は適用可能であると 考えられる。なお、配電盤廃棄物の構成機器については CAD データがある場合はそれを 換算係数の設定に用いることが考えられる。一方で、そのようなデータがない古い配電盤 廃棄物については、本項で示した手法が有用であると考えられる。

(3)新しい換算係数に関する検討

(2)から、配電盤廃棄物に対して、均一換算係数を適用できない場合があり、そのような 場合には遮蔽の影響の大きい領域を特定して新しい換算係数を設定する必要があることが 分かった。しかしながら、遮蔽の影響の大きい領域は必ずしも目視から判断できるもので はない。そこで、X線CT再構成画像をもとに、画像解析により遮蔽の影響の大きい領域 を特定する手法についても検討した。本手法は論文<sup>37</sup>として取りまとめた。

### 2.1.3 フォトンカウンティング CT の適用に関する検討

(1)研究の背景

2.1.2 項より、密度が非均質であり、様々な材質からなる廃棄物中から放出されるγ線を 測定する場合に、従来のような金属のみの廃棄物に対する評価方法と同様の手順(放射性 核種が廃棄物の中心に位置すると仮定し換算係数を設定する手法)により放射能を評価す ると、線源、検出器の位置によっては過小評価となり得ることが明らかとなった。つまり、 過小評価を防ぐには金属分布の情報に基づく吸収補正が必要である。

さらに、従来のクリアランス対象物のうち、鉄が主体のものでは比較的測定が容易な<sup>60</sup>Co や<sup>137</sup>Csが主要核種となると考えられるが、ケーブルや配電盤等に含まれる銅については、 中性子の照射にともない<sup>63</sup>Cu(n,p)<sup>63</sup>Ni 反応で生じる難測定核種の<sup>63</sup>Ni (β線最大エネルギ -66.9 keV)が主要核種となると考えられるため、廃棄物に含まれる銅を元素弁別できる と有用である。

(2) 実施内容

本項では、収納容器内の密度又は組成の分布情報を抽出することを目的として、入射 光子の数に加えて、そのエネルギー情報も併せて取得可能な CdTe (テルル化カドミウム) 検出器を用いてフォトンカウンティング CT を実施した。試験は第一にフォトンカウン ティング CT を行うに当たってその適用性を確認した。その結果を①に示す。第二に、 エネルギーしきい値を変更し、元素弁別の可能性について検証した。その結果を②に示 す。第三に、②において得られた結果をさらに高度化し、エネルギーしきい値をより元 素弁別に適したものとした。その結果を③に示す。第四に、③とは別のアプローチとし て、CdTe 検出器を用いて第一世代 (Translate/Rotate 方式) による CT 撮影を行い、得ら れた線減弱係数を文献値と比較した。その結果を④に示す。最後に、フォトンカウンテ ィング CT において元素推定に適したエネルギーを解析的に得る手法について検討した。 その結果を⑤に示す。なお、本項の研究は東大、東京都市大及び AIST との共同研究「測 定の不確かさ概念の導入による放射線計測・同位体分析の信頼性確保に係る研究」を通 じて実施した。

①新規クリアランス対象物を想定した X 線 CT の撮像条件に関する検討 a 研究の背景及び目的

フォトンカウンティング CT の実施に当たって、検出器の設定によりエネルギーしきい 値を変化させることによって、密度や組成による違いが再構成画像上でどのようにみられ るのかを把握することを目的とした。

b 研究手法

本項では、新規クリアランス対象物を模擬した被測定物を作製し、スチール製の円筒型

収納容器に、2 心 PV ケーブルを収納したものを(a)、遮断器を収納したものを(b)、球 (ポリプロピレン、ガラス、鉄及び銅)を入れたものを(c) とした(図 2.1.3.1)。



出典) 仲宗根峻也、吉居大樹、澁谷憲悟、酒井宏隆、藤原健、河原林順、「新規クリ アランス対象物を想定したX線CTの画像再構成条件に関する検討」、日本原子力学会

2023 春の年会、令和5年(以下「仲宗根ら(2023)」という。)<sup>38</sup>

図 2.1.3.1 新規クリアランス対象物を想定した模擬試料、2 心 PV ケーブル(a)、遮断器(b)、球(c)

Fig. 2.1.3.1 Simulated samples assuming new clearance objects, 2-conductor PV cable (a), circuit breaker (b) and ball (c)

測定では、線源として 320 kV の X 線管、検出器として CdTe 半導体検出器(ADVACAM, WidePIX 1×15 CdTe MPX3)を用い、以下の図に示すように、X 線管、被測定物及び検出 器を配置したものを測定体系とした(図 2.1.3.2)。また、ビームハードニングを防止し、より正確に被測定物の形状等を観察するために、X 線出力部に厚さ1 mm の鉛板を設置した。



図 2.1.3.2 新規クリアランス対象物を想定した模擬試料の測定体系

Fig. 2.1.3.2 Measurement system of simulated samples assuming new clearance objects (top of

view)

測定条件として、投影データは、被測定物を1度ずつ回転させ合計180度分のデータを 取得した。また、エネルギーしきい値ごとの条件によって密度又は組成の分布の違いを反 映した CT 値を取得するために、100 keV、150 keV 及び200 keV と、3 つのエネルギーし きい値を設けた。イベントの計数については、光子が入射したピクセルの周囲にあるピク セルの電荷を合計して、その総和がエネルギーしきい値を超えた場合に、最も電荷が蓄積 されたピクセルにのみカウントが割り当てられる。これにより、1 つの入射光子により 2 つ以上のピクセルで電荷が発生した場合であっても、1 つのピクセルにのみイベントが計 数されるため、空間分解能が向上することが期待される。本測定では、3 種類のエネルギ ーしきい値ごとに撮影を実施した。検出器の有感サイズは縦 256 ピクセル (1.4 cm)、横 3840 ピクセル (21.1 cm) である。このうち横方向の1 ピクセル分の撮影データのみを使用 して、単純逆投影法により再構成画像を取得した。

c 結果

(a) では、100 keV、150 keV 及び 200 keV のそれぞれの撮影から取得した画像で、ケーブル心線部分の金属が確認でき、ケーブル中の銅を画像から読み取ることができた(図 2.1.3.3)。また、ケーブル中の金属部分が確認できたことから、ケーブルの構造が2心であることも確認することができた。そして、エネルギーしきい値が高くなるにつれ、ケーブル表面のシース部分の輪郭線をより明確に識別することができ、エネルギーしきい値を変化させることで、金属と樹脂の密度による違いを確認できた。

(b) では、3 つの画像から遮断器内のネジやコイル状の導線などの金属部分を確認する ことができ、得られた画像から金属部品を区別することができた(図 2.1.3.4)。また、エネ ルギーしきい値が高くなるにつれ、金属部分の輪郭線がより明確に確認できることから、 画像から金属部分の細部形状についても読み取ることができた。

(c) については、それぞれ3つの画像に、白色、灰色及び縁が白色で中央が黒色である 球状の物体を確認することができ、それぞれの密度を考慮すると、金属球、ガラス球、ポ リプロピレン球(中空)と区別することができた(図2.1.3.5)。


100 keV

150 keV

200 keV

出典) 仲宗根ら(2023)<sup>38</sup>
 図 2.1.3.3 ケーブル (a) を対象とした再構成画像
 Fig. 2.1.3.3 Reconstructed image for cable (a)



100 keV





200 keV

出典) 仲宗根ら(2023)<sup>38</sup> 図 2.1.3.4 遮断器(b)を対象とした再構成画像 Fig. 2.1.3.4 Reconstructed image for circuit breaker (b)



100 keV





150 keV 出典) 仲宗根ら(2023)<sup>38</sup> 図 2.1.3.5 球(c)を対象とした再構成画像 Fig. 2.1.3.5 Reconstructed image for balls (c)

dまとめと今後の課題

収納容器内の密度又は組成の分布を抽出するために、検出器のエネルギーしきい値を条件として、X線 CT撮影を実施した。再構成画像から、収納容器内の金属、ガラス及び樹脂の分布情報を抽出することができた。以上のことから、フォトンカウンティング CT が、 収納容器内の密度又は組成の分布情報を抽出する手法の一つとして、適用できることが確認された。

密度が低い物質(例えば、ケーブルシース)の再構成画像を取得するための条件及び解 析手法の検討が必要である。また、分解能の高い再構成画像を取得するために、アーチフ ァクトの要因について把握し、それらを抑制するための条件の検討が必要である。

②CdTe 検出器を用いた X 線 CT 撮像におけるエネルギーしきい値を利用した金属元素の 弁別

a 研究の背景及び目的

2.1.2(2)で述べたとおり、銅の放射化で生じる <sup>63</sup>Ni は測定で濃度評価することが困難な核 種であり、また測定しやすい他の核種の濃度から間接的に求めることも出来ていないため、 クリアランス対象物中に含まれる銅を他の金属と見分けられると有用である。

本項では、元素分析的な要素を持つ X 線 CT 測定法の適用性を確認するために、エネル ギー情報を取得可能なピクセル型 CdTe 検出器を用いてフォトンカウンティング CT 撮影 を行った。これまでも医療分野において、エネルギーの異なる複数の X 線源を使い分ける 方法によって元素分析がなされているが<sup>39,40</sup>、本研究では X 線は管電圧 450 kV に固定し、 検出器のエネルギーしきい値を 100 keV と 200 keV の 2 通りに変え、2 つの CT 画像を比較 する方法で元素分析を試みた。

b 研究手法

測定系は X 線管と検出器を固定し、測定対象物が回転する体系である。投影数は 36 で 10 度おきに撮影した(図 2.1.3.6)。測定試料は、アルミニウム、鉄及び銅のブロックを図 2.1.3.7 のように並べた。検出器の有感サイズは縦 256 ピクセル(1.4 cm)、横 3840 ピクセ ル(21.1 cm)である。このうち縦 8 ピクセル分のスライス(厚さ 0.44 mm)を抜き出し、 一般的な 2 次元 FBP 法 <sup>26</sup> で画像再構成した。



(450 kV)

# 投影数36 (10度おきに撮影)

出典) 澁谷憲悟、仲宗根峻也、吉居大樹、酒井宏隆、藤原健、河原林順、「CdTe 検出器を用いた X線 CT 撮像におけるエネルギーしきい値を利用した金属元素の弁別」、第60回アイソトープ・放射線研究発表会、令和5年(以下「澁谷ら(2023)」という。)<sup>41</sup>
 図 2.1.3.6 金属ブロック(Al, Fe 及びCu)を用いた試験(X線管電圧:450 kV)の測定体系

Fig. 2.1.3.6 Measurement system using metal blocks (Al, Fe and Cu) (X ray tube voltage: up to 450 kV) (top of view)



出典) 澁谷ら(2023)<sup>41</sup> 図 2.1.3.7 測定対象試料の配置図 Fig. 2.1.3.7 Location of the samples (top of view)

c 結果

画像再構成(図 2.1.3.8) について、左図が検出器のエネルギーしきい値が 200 keV の場合であり、右図が 100 keV の場合である。画像コントラストは 100 keV で低下している。 また、画素値はアルミニウムでは 200 keV と 100 keV で値が、それぞれ 1.36 と 1.39 だが、 鉄と銅ではそれぞれ 2.30 と 2.19 (200 keV)、2.55 と 2.36 (100 keV) であり、200 keV の方





図 2.1.3.8 画素値の分布(左図 200 keV, 右図 100 keV, ±1 g)

Fig. 2.1.3.8 Distribution of pixel values (left 200 keV, right 100keV,  $\pm 1 \sigma$ )

金属元素の弁別について、エネルギーしきい値 100 keV では、鉄と銅に大きな差はみら れなかった(図 2.1.3.9)。エネルギーしきい値 200 keV では、銅の方がやや大きな値に分布 しているが、両者の違いは画素値の分布の1標準偏差に満たない程度であり、弁別能力が あるとは言えない(図 2.1.3.9)。



Fig. 2.1.3.9 Relationship between CT value and atomic number for 200 keV(a) and 100 keV (b)

次に、2つの画像の差分画像を図 2.1.3.10 に示す。差分画像とは、200 keV の画素値から 100 keV の画素値を引いたものである。3 種類の金属のうち、アルミニウムの画素値が背景 と同程度になり、画像から消失した。鉄と銅については、やや銅の値が大きいものの、弁 別はできなかった。



図 2.1.3.10 差分画像(200 keV から 100 keV を差し引いた画像) Fig. 2.1.3.10 Differential image (200 keV minus 100 keV)

アルミニウムの画素値について、横軸にエネルギーしきい値を 200 keV とした場合の画 素値を、縦軸にエネルギーしきい値を 100 keV とした場合の画素値をとった 2 次元プロッ トで示す(図 2.1.3.11)。緑色の楕円は、およそ 95%の点を包含する範囲を示している。グ ラフの対角線(y=x)上付近に多くのデータ点があることから、差分の画像では消失する ことがわかる。鉄及び銅の画素値についても、同様に 2 次元プロットを取ったところ、両 者ともに対角線よりも下方に多くのデータが分布していた(図 2.1.3.12 及び図 2.1.3.13)。 3 種類の金属のデータ点の分布範囲を比較したところ、アルミニウムと銅は、完全に領域 が分かれており、重なりはなかった(図 2.1.3.14)。アルミニウムと鉄には僅かに重なりが あるが、おおむね弁別が可能である。一方で、鉄と銅の分布には大きな重なりがあるが、 鉄の可能性が高いと考えられる領域や銅の可能性が高いと考えられる領域がある。両者の 分布の重心が異なることから、測定方法を改良して分布範囲を狭めることにより、弁別能 力が改善することが期待される。3 種類の金属の全吸収係数を比較すると(図 2.1.3.15)、 今回エネルギーしきい値とした 200 keV や 100 keV よりも低いエネルギー領域の方が、そ れぞれの金属に対応する曲線の間隔が大きくなることから、元素により違いがより明瞭と なる可能性が見いだされた。





Fig. 2.1.3.11 Relationship between pixel values at 100 keV and 200 keV in Al



図 2.1.3.12 Fe の 100 keV 及び 200 keV における画素値の関係 Fig. 2.1.3.12 Relationship between pixel values at 100 keV and 200 keV in Fe



図 2.1.3.13 Cu の 100 keV 及び 200 keV における画素値の関係

Fig. 2.1.3.13 Relationship between pixel values at 100 keV and 200 keV in Cu



図 2.1.3.14 Al, Fe 及び Cu の 100 keV 及び 200 keV における画素値の関係 Fig. 2.1.3.14 Relationship between pixel values at 100 keV and 200 keV in Al, Fe and Cu



図 2.1.3.15 Al, Fe 及び Cu の吸収係数及びフォトンエネルギーの関係

Fig. 2.1.3.15 Relationship between total attenuation and photon energies of Al, Fe and Cu

dまとめと今後の課題

CdTe 検出器でフォトンカウンティング CT を行い、複数のエネルギーしきい値を利用した元素弁別の可能性を調査した。一部の元素 (Al)の情報を選択的に除去できる可能性や、原子番号が近い銅と鉄を弁別できる可能性が示された。また、今回は 10 度おきの 36 投影だったことによるアーチファクトが画像上に現れており、画素値の分布範囲が広がる原因となっているため、投影数を増やす方向で引き続きデータの取得を実施する。

③フォトンカウンティング CT における金属元素(アルミニウム、鉄及び銅)の弁別 a研究の背景及び目的

2.1.3(2)②から、フォトンカウンティング CT を用いて元素弁別が可能であることが明ら かになった。本項では、その結果を踏まえて、エネルギーしきい値をより低い値に設定し た場合の結果について示す。

b 研究手法

本項では X 線は管電圧 160 kV に固定し、検出器のエネルギーしきい値を 50 keV、80 keV 及び 110 keV の 3 通りに変えて測定を行った。なお、測定系については、X 線管と検出器 は固定で、測定対象物を回転させた(図 2.1.3.16)。また、投影数は 180 で 2 度おきに撮影 した。測定試料は、アルミニウム、鉄及び銅のブロック(一辺 2 cm)を配置した(図 2.1.3.17)。



<sup>(160</sup> kV)

投影数180(2°おきに撮影)

出典) 澁谷憲悟、仲宗根峻也、吉居大樹、柚木彰、酒井宏隆、藤原健、河原林順、 「フォトンカウンティング CT における金属元素(アルミニウム,鉄及び銅)の弁

別」、第71回応用物理学会春季学術講演会、令和6年3月22日~25日(以下「澁谷ら (2024)」という。)<sup>42</sup>

図 2.1.3.16 金属ブロック(Al, Fe 及び Cu)を用いた試験(X線管電圧:160 kV)の測 定体系

Fig. 2.1.3.16 Measurement system using metal blocks (Al, Fe and Cu) (X ray tube voltage: up to 160 kV) (top of view)



出典) 澁谷ら(2024)<sup>42</sup> 図 2.1.3.17 測定対象試料の配置図 Fig. 2.1.3.17 Location of the samples (top of view)

CdTe 検出器は、横 3840、縦 256 ピクセルの位置情報を持ち、各ピクセルのカウント数 が記録される。ここから、縦 8 ピクセル(厚さ 0.44mm)を断面のデータとして抜き出し、 縦に 8 ピクセルの値を足し合わせて 1×3840 のデータとし、180 の方向からの投影像を用 いて、一般的な 2 次元の FBP 法 <sup>26</sup> で画像再構成した。

c 結果

主に銅と鉄には、ビームハードニングの効果によりアーチファクトが発生しており、ブ

ロック辺縁部の CT 値が最も高くなり、物質の中心部分に向けて値が小さくなっている(図 2.1.3.18)。なお、以下の議論では、CT 値が最も高くなった画素よりも外側の、物質と空気 の間の CT 値を取る画素は、物質の外側として扱う(例えば、図 2.1.3.18 及び図 2.1.3.19 の 薄黄色箇所)。同じく、銅とアルミの結果を図 2.1.3.19 に示す。アルミでは、金属アーチフ ァクト(アーチファクトの一種であり、高X線吸収物質の影響によるビームハードニング、 光子枯渇、散乱、屈折といった様々な影響により発生するノイズ)の影響は余りみられず、 物質の内部での CT 値は、おおむね一様である。

図 2.1.3.20 から、金属元素の弁別については、アルミは鉄や銅に比べて CT 値が小さく、 また値のばらつきも少ないため、他の 2 金属(鉄及び銅)との弁別は容易である。一方、 鉄と銅の弁別については、CT 値のばらつきが大きいため、銅が鉄よりもやや強い吸収を示 す傾向がみられるが、銅と鉄の弁別が出来るほどの違いはなかった。



Fig. 2.1.3.18 Artifact by beam-hardening (e.g. thereshold voltage of 80 keV for Fe)













図 2.1.3.20 アルミ、鉄及び銅における 50 keV、80 keV 及び 110 keV の画素値及び原子 番号の関係

# Fig. 2.1.3.20 Relation between pixel values and atomic numbers at 50 keV(a), 80 keV(b) and 110 keV(c) in Al (blue square), Fe (black square) and Cu (red square)

さらに、複数のエネルギーしきい値の測定データの比較によって、鉄と銅の違いが見ら れるか検討した。差分画像では、アルミはバックグラウンドと区別がつかなかった(図 2.1.3.21)。鉄と銅については、金属アーチファクトの影響を低減することは出来ず、CT 値 は銅の方が小さいようにみえるが、有意な差はみられなかった。



出典) 澁谷ら(2024)42



Fig. 2.1.3.21 Differential image (110 keV minus 50 keV, center figure)

次に、検出器のエネルギーしきい値を変えた場合の、測定試料の同じ位置での CT 値を、 2 次元プロットした図を示す(図 2.1.3.22)。例えば、図 2.1.3.22 の十字上の点は、ある画素 の CT 値が、エネルギーしきい値を 50 keV にした場合には約 1.6 で、エネルギーしきい値 を 110 keV にした場合には約 1.4 であることを示している。このような 2 次元プロットを すると、黒い四角で表した鉄ブロック内の画素が分布する領域と、赤い丸で示した銅ブロ ック内の画素が分布する領域とが、おおむね別れていることから、鉄と銅の弁別がなされ ていることが分かる。なお、金属アーチファクトの影響は補正していない。同様に、エネ ルギーしきい値が 50 keV と 80 keV の組み合わせによる 2 次元プロットでの鉄と銅の分布 状況について、それぞれ様子が異なるが、50 keV の組み合わせでは、領域に重なりが見ら れることから少し弁別能力が低いと考えられる(図 2.1.3.23)。



出典) 澁谷ら(2024)<sup>42</sup>







図 2.1.3.23 Fe 及び Cu の 50 keV、80 keV 及び 110 keV における画素値の関係 Fig. 2.1.3.23 Relationship between pixel values at 50 keV, 80 keV and 110 keV in Fe and Cu (left: 50 keV vs 80 keV, right: 80 keV vs 110 keV)

dまとめと今後の課題

CdTe 検出器でフォトンカウンティング CT 撮像を実施し、複数のしきい値を利用した元素弁別の可能性を調査した。線減弱係数の違いにより、アルミニウムを鉄や銅から弁別す

ることは容易であった。鉄及び銅の弁別については、複数のエネルギーしきい値を利用した2次元プロットにより、鉄及び銅の画素値の分布を切り分けることでおおむね弁別が可能であった。また、結果的に、この方法は金属アーチファクトの影響を受けにくいことが分かった。今後は、管電圧及びエネルギーしきい値の調整を行う。

④フォトンカウンティング CT による低中原子番号物質の同定の検討

2.1.3(2)②及び③より、ピクセル型 CdTe 検出器によるフォトンカウンティング CT によ り物質弁別の可否が明らかになった。本項では、別のアプローチとして、実験から得られ た線減弱係数と文献値とを比較し元素弁別する手法を試みた。その結果を示す。

図 2.1.3.24 (a)に示すとおり、X 線発生装置と CdTe 検出器を用いて第一世代方式 (Translate/Rotate 方式)による CT 撮影を行った。対象物は図 2.1.3.24 (b)に示すとおりア クリル及びアルミニウム棒 (ともに 10 mm 角)、銅及び鉄の丸棒 (ともにφ2 mm)とし、 管電圧 100 kV で、画素ピッチ 1 mm 及び角度ステップ 6 度で画素ごとに X 線スペクトル を取得した。取得スペクトルの 1 keV 幅ごとのカウント数を用いて FBP 法<sup>26</sup>にて再構成を 行い、対象物領域の CT 値からエネルギーごとの線減弱係数を算出した。

図 2.1.3.24 (c)はアクリルとアルミニウムについて 50 keV を基準とした線減弱係数の相 対値をエネルギーごとにプロットしたものである。文献値<sup>43</sup>から求めた相対値と実験デー タが 50 keV 以上の領域で一致することが確認された。あるエネルギーでの線減弱係数を 基準に、エネルギーに対するカーブの形状に着目することで物質同定の可能性を示すこと ができた。しかしながら、銅と鉄についても 60 keV を基準に同様の方法を適用すると、そ れぞれの文献値と形状が一致し (図 2.1.3.24 (c))、今回の管電圧では物質同定は困難であっ た。文献から、より高エネルギーで線減弱係数の相対値の形状に違いが顕著に現れるため、 高い管電圧での撮影が有効である可能性がある。

以上より、フォトンカウンティング CT を実施し、線減弱係数のエネルギー依存性の測 定により、アルミニウムとアクリル樹脂について物質同定の可能性を確認した。



 出典) 武内威、吉居大樹、河原林順、「フォトンカウンティング CT を用いた低中原 子番号物質の同定の検討」、第 71 回応用物理学会春季学術講演会、令和 6 年<sup>44</sup>
 図 2.1.3.24 CdTe 検出器によるフォトンカウンティング CT 撮影
 (a)CT 撮影の概要 (b)測定サンプル (c)測定結果 (エネルギーと線減弱係数の関係) Fig. 2.1.3.24 Photon counting CT imaging with CdTe detector

(a) Overview of CT imaging (b) Measurement sample (c) Measurement results (relationship between energy and linear attenuation coefficient)

⑤フォトンカウンティング CT における元素推定に適したエネルギーの選定

フォトンカウンティング CT においては、適用するエネルギーの選定が元素推定に適し たものであることが重要である。本項では、「炭素、アルミニウム、鉄及び銅の4元素のい ずれかが含まれている」という事前情報があった場合に、「アルミニウムと銅が質量含有率 50%ずつ含まれる合金」の元素を推定する場合を想定し、エネルギーを選定した後、目的 とする合金のボクセルにおいて、当該エネルギーでの元素推定結果と質量減弱係数の測定 精度の関係についてシミュレーションにより評価した。

図 2.1.3.25 に示すとおり、4 つの元素に対してそれぞれ el から e4 まで 4 つのエネルギ

ーに対応する質量減弱係数を選定する場合を想定する。このとき、各材質の el から e4 の エネルギーに対応する線減弱係数は正方行列 A として表され、求める結果である質量含有 率は X として表される。 $\rho$  及び t は合金の密度と X 線 CT における透過厚さであり、ここ ではともに 1.0 として評価している。 $\mu_m$ は質量減弱係数(cm<sup>2</sup>/g)である。また、測定結果 は el から e4 の質量減弱係数と密度の積で表され、ここでは行列 B として示している。



出典) 武内威、河原林順、酒井宏隆、吉居大樹、「質量減弱係数による元素推定のための測定エネルギーの決定」、次世代放射線シンポジウム 2024(第 36 回放射線夏の学

校)、令和6年45(一部編集)

図 2.1.3.25 元素推定に用いた線形方程式の概要

Fig. 2.1.3.25 Summary of matrix formulas used for elemental estimation

図 2.1.3.25 に示した線形方程式を X について解くには、まず測定エネルギー(e1 から e4) を選定し、次に、選定したエネルギーに対応する各材質の線減弱係数を文献値<sup>43</sup>から求め た。これにより行列 A が決定する。次に、「アルミニウムと銅が質量含有率 50%ずつ含ま れる合金」において測定エネルギー(e1 から e4)に対応する質量減弱係数を文献値<sup>43</sup>から 同様に求め、その値に相対誤差 sigma を 0%から 10%までランダムに導入することにより 決定した。これにより行列 B が決定する。測定エネルギーは等間隔にエネルギーを選定 (linear)したほか、実験計画法における考え方<sup>46</sup>を参考に Determinant optimality (D-opt)、 Eigenvalue optimality (E-opt)及び Averaged optimality (A-opt)の3つの選定手法について も検証した。

以上から、非負の最小二乗法で Xpt の値を求めた。上述のとおり pt は 1.0 としたので、 これにより行列 Xを求めることができる。得られた Xに対して、Xと正解(合金中の各元 素の質量含有率)との二乗平均平方根誤差(RMSE)を(2.1.3.1)式より求め、推定結果の指 標とした。ここで Xai は正解を、Xfi は推定結果を表す。

$$RMSE = \sqrt{\frac{1}{4} \sum_{i=1}^{4} |X_{ai} - X_{fi}|^2} \quad \dots \quad (2.1.3.1)$$

*RMSE*を縦軸に、*sigma*の値を横軸にとった結果を図 2.1.3.26 に示す。*sigma* が 0.001 より小さい領域では D-opt、E-opt が小さい *RMSE* を示した(すなわち、合金の元素組成をより正確に推定できた)。*sigma* が 0.001 を超えた領域では A-opt が有利となった。このことは、エネルギーの選定方法や不確かさの影響によっては等間隔にエネルギーを推定する場合(図 2.1.3.26 の linear)よりも *RMSE* を小さくできる手法が存在することを示している。



出典) 武内 威、河原林 順、酒井 宏隆、吉居 大樹、質量減弱係数による元素推定の ための測定エネルギーの決定、次世代放射線シンポジウム 2024(第 36 回放射線夏の学

校)、令和6年45

図 2.1.3.26 元素推定の結果

Fig. 2.1.3.26 Results of elemental estimation

実際のフォトンカウンティング CT では検出器のエネルギー分解能に制限があるが、本 シミュレーションでは単色エネルギーを前提としている。そのため実際のフォトンカウン ティング CT への適用に対しては検出器のエネルギー分解能に対するロバスト性の評価の ほか、誤推定を避けるために高い精度の質量減弱係数の測定結果が必要な点があるものの、 一定の条件下で元素推定に適したエネルギーの選択が可能であることを示すことができた。

# 2.1.4 放射線測定の不確かさの考慮に関する検討

(1)はじめに

これまでに、クリアランス制度が実際に運用され資材の再利用が進められているヨーロッパにおいて、測定の不確かさを用いた適合性評価の考え方の下でクリアランス制度が運

用されている事例があることを確認47している。

クリアランス判定のための測定は一般に低レベル放射能の測定であり、弱い放射能を精 度よく定量的に測定するための技術開発が続けられている。特に半減期が長い核種の場合、 毎秒あたりの平均の壊変数である放射能を測定するよりも、壊変を待っている放射性核種 の原子数を、質量分析装置を用いて計数する方がより精度の高い測定が期待される<sup>48</sup>。質 量分析装置を用いた放射性核種の測定は、国内では環境試料分析等に適用されており、ク リアランスにおいても、有効な測定手段として注目されている。ただ、質量分析装置を用 いた放射性核種の測定の不確かさに対する考え方が、従来の放射能測定と同じと言えるか の議論はなされていない。また、試料の前処理スキームにおける回収率に対する不確かさ が10%を超える大きな値となる場合もあり、測定に起因する不確かさと比較して改善の余 地がある。そこで、まず質量分析装置を用いた放射性核種の測定に関わる諸外国の研究動 向を調査し、次にこの分野の専門家との議論を繰り返して、前処理を含む一連の測定スキ ームにおける具体的な測定の不確かさの評価手法を調査した。

# (2)海外動向調查

海外動向について、いくつかの放射能計量に係る活動を調査した。BIPMの放射線諮問委 員会では質量分析技術に関するタスクグループが設置されている。質量分析装置を用いた 放射性核種測定の状況調査報告49では、放射能計量に質量分析装置を使用している例があ る旨記載されていた。計量に測定の不確かさ評価は必須であるため、質量分析装置による 放射性核種測定についても測定の不確かさが評価されていると推測される。また、欧州の 計量研究プロジェクトの一つであるMetrology for the harmonisation of measurements of environmental pollutants in Europeでは、<sup>90</sup>Sr、<sup>241</sup>Am、<sup>237</sup>Np、ウラン同位体及びプルトニウム 同位体の標準物質頒布を目指して比較試験が進められている50。計量機関からの報告に際 しては測定の不確かさ評価もなされていると期待される。ICRMでは低レベル放射能計量 技術に関する作業グループが設置され、その下位の作業グループとして質量分析サブグル ープが設けられている<sup>51</sup>。質量分析装置による放射性核種測定における不確かさ評価の標 準的な作業手順は調査した範囲では見つからなかったが、質量分析装置を用いた化学分析 における測定の不確かさ評価は、対象が放射性核種でない場合は以前から行われていたの で、そこからの展開が期待される。測定における国際整合性は、測定品質の維持にとって 非常に大切な要素である。測定の不確かさ評価においても国際的な評価手法の動向に注目 するとともに測定の不確かさ評価のあるべき姿を理解しつつ、調査及び検討を進めていく 計画である。

(3)質量分析装置を用いた放射性核種測定に関わる不確かさ評価手法の調査

上記の背景を踏まえて、AIST の分析の専門家との議論を繰り返し、質量分析装置を用いた放射性核種測定に関わる不確かさ評価手法を調査した。標準溶液を対象とした測定では、

検量線用標準液を用いて検量線を決定し、未知試料を定量する検量線法と、元素標準液(認 証標準物質)でスパイク溶液を定量し、そのスパイク溶液で未知試料を定量する同位体希 釈質量分析法(Isotope Dilution Mass Spectrometry, IDMS)が代表的である。前者は検量線 の決定に係る不確かさが結果に大きく影響するため、未知試料を挟むように標準溶液を調 製し不確かさの低減を狙った2点検量線法も用いられる。後者は、質量分析装置で同位体 比を測定するため質量分析装置測定の不確かさは小さくなり、秤量の不確かさを小さくす ることによって、全体の不確かさを小さくできる。

一方、質量分析装置を用いた測定では物質量から放射能への換算が必要になる。放射能 は目的とする放射性核種の原子数に崩壊係数を乗じることにより得られるが、長寿命核の 場合、崩壊係数の不確かさが大きい。そのため、全体の不確かさへの影響が避けられない 場合もある。また、実際のクリアランス測定では、配管材や建築材が対象になることが多 く、試料採取、分離、精製、濃縮などの前処理が必要になる。前処理スキームでは前述の ように回収率を精度よく把握することが困難なため、大きな不確かさ要因となり得る。

(4)検出限界についての調査結果(参考文献52より一部編集)

検出限界についてはいくつかの方法が混在している。国内では、1960年に $\gamma$ 線全身モニタの検出限界を規定するために導入された、村主の式<sup>53</sup>が広く使われている。これは、測定対象を測定して得られる計数率から、測定対象の核種を含まないブランク試料を測定して得られる計数率から、測定対象の核種を含まないブランク試料を測定して得られるバックグラウンドの計数率を減ずることで、測定結果としての正味の計数率を求める測定を対象としている。測定結果(正味計数率)n、その計数統計に基づく標準不確かさ $\sigma_r$ 、真の計数率 $n_0$ とし、計数統計に基づく不確かさのみを考慮すると、99.73%の確率で $|n-n_0| \leq 3\sigma_r$ が成立する。 $n = 3\sigma_r$ の場合は  $0 \leq n_0 \leq 6\sigma_r$ となり、100 - (100 - 99.73)/2 = 99.865%の確率で $n_0 \geq 0$ となる。つまり $n = 3\sigma_r$ を超えれば 99.865%の確率で 0 でない計数が得られることになる。この場合のnを検出限界(正味計数率) $n_N$ とすると、(2.1.4.1)式が得られる。

$$n_N = 3\sigma_r = 3\sqrt{\frac{n_N + n_B}{t} + \frac{n_B}{t_B}}$$
 (2.1.4.1)

(2.1.4.1)式を $n_N$ について解くことで(2.1.4.2)式となる。

この $n_N$ は $n_0 = 0$ となり得るかどうかのしきい値として計算されるが、これを検出限界

(正味計数率)として採用するのが村主の式の考え方となる。

同様に古くから使われているのが、Kaiser の式<sup>54, 55</sup>によるもので 1965 年に発表されている。検出限界計数値 <u>x</u>は、放射能を含まないブランク試料の測定時の計数 $\bar{x}_{bl}$ にブランク試料の測定時の計数のばらつき $\sigma_{bl}$ (標準偏差)の3倍を加えた値として定義され、(2.1.4.3)式で与えられる。

$$x = \bar{x}_{bl} + 3\sigma_{bl} \qquad (2.1.4.3)$$

(2.1.4.3)式で与えられる検出限界を適用すると、第一種の過誤の確率は 0.00135 となる。村主の式 (2.1.4.2)式と同様、計数統計に基づく不確かさのみが取り扱われている。また、しきい値を検出限界(計数)として採用している。

波高分布測定については、1970年に発表されGe(Li)検出器の性能を表す指標としてガン マ線スペクトル測定におけるピーク検出能力の評価に適用されたCooperの式<sup>56</sup>による検出 限界がある。村主の式と同じく最小検出計数値として $N_m = A_m \sigma_N$ となる $N_m$ を求める。そ の結果は(2.1.4.4)式で表される。ピーク領域の正味計数は、ピーク領域以外のベースライ ン計数からピーク領域のベースラインを推定して、これをピーク領域のグロス計数から減 ずることにより求めている。

$$N_m = \frac{A_m}{2} \left( A_m + \sqrt{A_m^2 + 8n\overline{B}} \right) \quad \dots \qquad (2.1.4.4)$$

(2.1.4.4)式を村主の式と比べると、1回のスペクトル測定で正味計数を求めるので試料測 定時間とブランク試料測定時の測定時間は同じになる点、及び計数率ではなく計数につい ての式になっている点が異なる。しかし、検出限界を正味計数(率)のばらつきによって 定まるしきい値を用いて規定する点は同じである。

なお、ピーク領域のベースラインの推定に利用するピーク両脇のベースラインのチャネ ル数の多少でベースラインの計数統計に基づく不確かさが変化する。原子力規制庁放射能 測定シリーズ No.7ではベースラインの計数の統計変動を考慮した(2.1.4.5)式が示されてい る。

$$N_m = \frac{k}{2} \left( k + \sqrt{k^2 + 4\{\beta_L(1+\beta_L)N_L + \beta_R(1+\beta_R)N_R\}} \right) \quad (2.1.4.5)$$

これらに対して、1968年に発表されたCurrieの式<sup>57</sup>による検出限界は、(2.1.4.6)式に示すように、放射能を含まないブランク試料を測定して、第一種の過誤の確率が0.05となる信

号強度を臨界値 $X_c$ とし、(2.1.4.7)式に示すように、臨界値 $X_c$ における第二種の過誤の確率 が0.05となる分布を考え、その分布の平均値を検出限界 $X_p$ としている。そして臨界値 $X_c$ 及 び検出限界 $X_p$ の二つの指標により測定能力を規定している。

$$X_C = X_B + 1.645\sigma_B$$
 (2.1.4.6)

$$X_D = X_C + 1.645\sigma_D$$
 (2.1.4.7)

なお、分析化学の分野ではこれらに加え、 $X_B + 10\sigma_B$ を定量下限と定義しているが、放射 能測定分野ではあまり使われていない。また正味の信号強度を考慮して $X_C$ 及び $X_D$ が表され ることもある。

同様の検出限界としてISO 11929<sup>58</sup>で規定された検出限界がある。ISO 11929は、2000年に 規格初版が発行された。ISO 11929の式による検出限界はCurrieの式による検出限界を踏襲 しており、特性限界として決定しきい値及び検出限界の2段階で規定している。Currieの式 では一般に $X_c$ 及び $X_D$ はグロスの信号強度であるが、ISO 11929ではブランク試料測定時の 信号強度を減じた正味の信号強度を対象にしている。またCurrieの式では信号強度の統計 変動のみを考慮しているが、ISO 11929では「測定における不確かさの表現のガイド(Guide to the expression of uncertainty in measurement, GUM)<sup>59</sup>」に従い、信号強度の統計変動以外の 不確かさ要因も考慮している。決定しきい値y\*及び検出限界y#はそれぞれ(2.1.4.8)式及び (2.1.4.9)式によって規定される。

 $y^* = k_{1-\alpha} \tilde{u}(0)$  (2.1.4.8)

$$y^{\#} = y^{*} + k_{1-\beta} \tilde{u}(y^{\#})$$
 ..... (2.1.4.9)

これらの検出限界について、村主の式、Cooperの式及びKaiserの式では、測定値が検出限 界を超える場合に放射能ありと判定する。このため、真の値が検出限界と等しい場合、確 率50%で放射能ありと判定することになる。すなわち検出力が0.5となる。検出力は放射能 があるときにあると判断する確率で、第二種の過誤の確率を1から減じた値に等しい。検出 限界は一般に、測定装置の性能、測定の環境条件、測定手順等で決まる測定能力を表す指 標で、どこまで弱い放射能を測定できるかを示すために用いるので、検出力0.5を与える検 出限界では信頼ある指標とは言えない。一方、Currieの式及びISO 11929では、測定結果が それぞれ限界値Xc及び決定しきい値y\*を超える場合に放射能ありと判定する。また、限界 値Xc及び決定しきい値y\*における第二種の過誤の確率がbとなる正規分布を考え、その分 布の平均値をそれぞれ検出限界Xp及びy#と規定している。この場合に仮にb=0.05とする と、検出力は0.95という実用的な値となる。この時の検出限界Xp及びy#は、ほぼ確実に検 知できる放射能の最小値として測定能力を示すのに適した指標となる。

(5)まとめ

上述のように、従来の放射能測定における測定の不確かさの考え方と質量分析装置を用 いた放射性核種の測定の不確かさの比較ができるよう、海外先行事例の調査、国内専門家 との議論及び継続的な文献調査により関連する知見を幅広く収集した。

# 2.1.5 溶融クリアランスに関する調査

(1)溶融クリアランスについて

本項では、原子力発電所で発生した金属資材を溶融炉で溶融した後に規制から解放する 制度である溶融クリアランス制度について調査した結果を示す。溶融クリアランスを採用 することによる事業者のメリットとして、溶融による二つの効果が挙げられている。すな わち、特定の核種がスラグ(金属中に含まれる軽元素等であって、溶湯の上部にたまる不 純物)やダストに移行し、溶湯内の除染が期待できる点と、溶融により溶湯内の放射性核 種の分布が均一になり、サンプル採取による放射能濃度の決定が可能となる点である。

溶融クリアランスは日本において実施された実績がないことから、当該クリアランス を実施した実績のあるスウェーデン及びドイツを調査した。

(2)スウェーデンにおける溶融クリアランスの調査

本項は公益財団法人原子力安全研究協会への請負調査「令和5年度溶融クリアランス に関する調査」の成果の一部である。なお、規制機関に関する調査内容については原子力 規制庁職員自らが現地を訪問し、先方から聴取した内容も含む。

①規制の関与

スウェーデンでは規制機関 SSM がクリアランスに関する国内規制を監督している。ク リアランスは「放射線防護法からの免除および物質、建屋構築物、区域のクリアランスに 関する規則」にて規定されており、その中で以下のような事項が定められている。

- 物質内又は物質上の放射能汚染が指定されたクリアランスレベルを下回っていること が検査で示された場合、クリアランスできる。
- 物質、建屋構築物及び区域をクリアランスする前に、放射能汚染を可能な限り合理的 な範囲で除去しなければならない。
- 汚染された、又は汚染された可能性のある物質、建屋構築物及び区域は、クリアラン スが行われる前に放射性物質の存在を検査されなければならない。検査は、測定又は 測定によって検証された計算によって行わなければならない。検査の方法と範囲は、 物質、建屋構築物及び区域の特徴に適合するものとしなければならない。
- ・ SSM は、特別な場合に、本規則に指定されている以外のクリアランスレベルを決定し

てもよい。

②溶融クリアランスの実態

スウェーデンでは 1987 年に溶融クリアランス事業をスタズビック社が開始した。2016 年にスタズビック社は買収され、現在はサイクライフ・スウェーデン社(以下「サイクラ イフ」という。)が溶融クリアランス事業を継続している。

サイクライフの行っている溶融クリアランスの概念図を図 2.1.5.1 に示す。原子力発電所 (スウェーデン国外の発電所を含む。以下「顧客」という。)から発生した金属廃棄物のう ち、サイクライフが定めた受入れ基準に合致するものがサイクライフ敷地内に輸送される。 このとき、顧客からは金属廃棄物について以下のような情報がサイクライフへ提供され、 溶融処理における参考情報として活用される。

- 物理的・放射線学的な特徴の評価
- ・ 代表的な核種ベクトル
- 燃料破損の程度



出典) 公益財団法人 原子力安全研究協会、令和5年度原子力規制庁請負成果報告書 「溶融クリアランスに関する調査」、令和6年<sup>60</sup>

図 2.1.5.1 スウェーデンにおける溶融クリアランスの概念図

# Fig. 2.1.5.1 Diagram of metal clearance in Sweden

溶融前作業として、サイクライフでは、解体作業、分別作業、除染、塗装又は表面コー ティングの除去が行われる。解体作業においては、サイズ縮小、安全のための密閉された 区画の開口を目的に切断作業が行われる。<sup>60</sup>Coのように溶融処理をもってしても除染が困難な核種は、溶融前に金属廃棄物中の残留放射能がクリアランスのしきい値以下となるようにする必要があり、測定による検証が行われる。また、金属廃棄物中に水、液体又は空気で満たされた密閉区画がないことが検査される。

これらの作業の後、金属廃棄物は誘導炉に入れられ、溶融される(図 2.1.5.2 参照)。ス ラグを除去した後、サンプルを採取し、最後に溶融金属の鋳造(インゴットの製造)を行 う。このとき、溶融する金属は1つのキャンペーン(誘導炉への投入からインゴットの製 造までの一連の流れ)で1つの顧客からの金属廃棄物しか投入しない孤立キャンペーンを 適用している。



(b)

(c)

出典) 公益財団法人 原子力安全研究協会、令和5年度原子力規制庁請負成果報告書 「溶融クリアランスに関する調査」、令和6年<sup>60</sup>

(a)

図 2.1.5.2 溶融の様子及びサンプルの写真

(a)溶融作業の写真(b)サンプルの写真(c)サンプル測定の写真

Fig. 2.1.5.2 Photograph of melting and sample

(a)Photograph of melting work (b)Photograph of the sample (c)Photograph of sample

#### measurement

残留廃棄物は溶融スラグ、切断残渣、フィルターダスト、ブラスト除染の残渣であり、 金属廃棄物に対して 5%程度の質量である。これらは金属容器に封入され、顧客に返却され る。

溶湯から採取したサンプルは特定の寸法に機械加工された後、γ線を測定し放射能濃度 を定量する。α線及びβ線は必要に応じてサンプル製作時に発生した切粉を用いて測定さ れることとなっている。インゴットの放射能濃度は当該サンプルの測定結果を代表値とし て決定される。ただし、クリアランスの前にインゴットの表面がシンチレーション検出器 により測定され、表面汚染密度がサイクライフの自主規制しきい値(規制で定められた値 の数分の一)を超えないことが確認されている。

金属廃棄物の受け入れからインゴットの製造までの作業プロセスは全て文書化され、イ

ンゴット及び残留廃棄物に関する放射線学的及び物理学的データが記録される。この報告 書は、残留廃棄物の送還準備の基礎として活用される。

SSM において禁じられている「意図的な希釈」について、サイクライフは、汚染されて いない金属を誘導炉に投入することはないとしている。これにより意図的な希釈を回避し つつ、クリアランスを実施している。また、上述のとおり一つの溶融キャンペーンでは一 つの顧客からの金属廃棄物を投入することとしており、もし複数の顧客の金属廃棄物が混 合して誘導炉に投入された場合は逸脱事象として扱われる(過去そのような事例は発生し ていない。)。

(3)ドイツにおける溶融クリアランスの調査

本項は公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センターへの請負調査「令和6年 度ドイツにおける溶融クリアランスに関する調査」の成果の一部である。なお、規制機関 に関する調査内容については原子力規制庁職員自らが先方から聴取した内容も含む。

①規制の関与

ドイツにおけるクリアランス手続きは以下の3つの異なる方式がある。

- ・ 無条件クリアランス
- 特定クリアランス
- ・ 個別事項のクリアランス

このうち、無条件クリアランスは欧州基本安全基準(EU 指令 2013/59/Euratom)で提示 され、IAEAの一般安全要件 No. GSR Part 3 で採用されているクリアランスレベルを用い て、クリアランスの是非を管轄当局が判断する方式である。特定クリアランスは、その対 象物が仕向けられる特定経路への適用を意図して定めているクリアランスレベル(放射能 濃度又は表面汚染濃度)を満足する場合には、クリアランスに関する線量基準(公衆の個 人が受ける実効線量10 µ Sv/y)を満足すると見なす方式である。また、個別事項のクリア ランスは申請者が、ある個別事例についてクリアランスに関する線量基準が遵守される旨 の証拠を提示し、その是非を管轄当局が判断する方式である。

ドイツの放射線防護令では、「リサイクルを目的とした金属スクラップ」に対する特定ク リアランスの条件が定められており、満足すべきクリアランスレベル、表面汚染密度、遵 守すべき諸規定が定められている。また、放射線防護令の附則では、金属スクラップの特 定クリアランスを実施する上での条件を以下のように定めている。

- ・ リサイクルを目的とする金属スクラップのクリアランスを行う際には、第42条第1項 に規定する測定が実施された金属スクラップを溶融する必要がある。
- ・ 附則 4 の表 1 の第 14 列に示されているクリアランスレベルは、金属成分と非金属成分で構成される複合材料には適用されない。
- ・ クリアランスの仕向先として適格な製錬所は、金属スクラップと他の金属との混合比

が1:10であることが保証される製錬所、あるいは年間処理量が少なくとも40,000トンである製錬所である。

- 下記の放射性核種のいずれか1種類のみによって汚染されているスクラップ金属のリ サイクルを目的とするクリアランスの場合、その質量は1暦年当たり10トンに制限 される。単一の放射性核種によって汚染されている状態とは、他のすべての放射性核 種を合わせた放射能が1,000分の1を超えない場合のことをいう。
- <sup>7</sup>Be、<sup>14</sup>C、<sup>53</sup>Mn、<sup>54</sup>Mn、<sup>57</sup>Co、<sup>59</sup>Ni、<sup>63</sup>Ni、<sup>93m</sup>Nb、<sup>93</sup>Mo、<sup>97</sup>Tc、<sup>99</sup>Tc、<sup>103</sup>Ru、<sup>105</sup>Ag、<sup>108m</sup>Ag、 <sup>109</sup>Cd、<sup>125</sup>Sb、<sup>132</sup>Te、<sup>129</sup>I、<sup>155</sup>Eu、<sup>204</sup>Ti、<sup>231</sup>Pa、<sup>254</sup>Es4 又は<sup>255</sup>Fm

# ②溶融クリアランスの実態

ドイツでは、ジンベルカンプ・メタロジー社(以下「ジンベルカンプ」という。)の操業 する低レベル放射性廃棄物リサイクル集中プラント CARLA が 1989 年から汚染金属スク ラップの溶融事業を行っている。ジンベルカンプは原子力発電所(ドイツ国外の原子力発 電所も含む)、研究施設、核燃料製造施設、ウラン濃縮施設及び廃棄物管理施設(以下「発 生元」という。)が目標とするインゴットの製造を商業ベースで請け負っている。加えて、 同社は発生元に対し、処理対象物に存在すると申告された放射能が、CARLA での処理結 果としてインゴット、スラグ、ダストにどのように再分布・移行したかを記述した分析レ ポートを提出することになっている。

なお、ジンペルカンプはインゴットやスラグ等の放射能を測定するが、発生元が行うク リアランス手続を代行しているわけではない。クリアランス手続きを行うのは発生元であ る。この点はスウェーデンのスタズビックとは異なる点であるので注意が必要である。

ジンベルカンプでは CARLA への受け入れ基準として、発生元に輸送パッケージ(ISO コ ンテナ)に収納された対象物の放射能濃度を予め決定しておくことを求めている。さらに、 コンテナごとに総重量、収納物の説明、全放射能、核種別の放射能濃度及び表面線量率を 明記することを求めている。

溶融前作業としてコンテナから取り出した対象物の表面線量率の測定、密閉された空間 の有無の確認、溶融に適さない物質(液体鉄に移行しやすい硫黄を含むゴム等)の弁別確 認を行う。クロスコンタミ防止の観点から、CARLAの管理区域内では溶融前作業は1つ のコンテナごとに行われる。これらの作業の後、対象物は切断、ブラスト除染が行われる。

溶解工程では、予め金属の種類別に仕分けされたスクラップを電磁誘導加熱方式の誘導 炉(容量 3.2 トン)に投入し、液体化した金属を電磁攪拌することによって均質にする。 金属スクラップの溶融炉への投入はマニピュレータによる遠隔操作で行っており、投入作 業中は溶融炉設置エリアへの作業員立ち入りを禁止している。溶解作業では炉の温度管理 が重要であり、炉のセンサーで質量と温度をモニタリングしながら作業を進める。溶融炉 の上部に特殊なカメラがあり、オペレータは炉内の溶融物の状態を視覚で監視できる。鉄 の融点は約 1,500℃であり、炉内温度はそれ以上となる。一般的に、溶湯温度が高くなりす ぎると金属が酸化してスラグとなることから、運用経験に基づく統計データとして、スラ グ量は受入れ金属スクラップ重量の3~4%、ダスト量は約1%である。



出典) 公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター、令和6年度原子力規制 庁請負成果報告書「ドイツにおける溶融クリアランスに関する調査」、令和7年<sup>61</sup>

図 2.1.5.3 CARLA における金属溶融の様子

(a)溶融工程の写真 (b)インゴットの鋳込み (c)インゴットの写真

Fig. 2.1.5.3 Metal melting at CARLA

(a) Photograph of melting process (b) Casting ingot (c) Photograph of ingot

溶融炉を傾けて溶湯を鋳型に流し込む方法により、1 体が約 500 kg の円筒状インゴット を鋳造する。インゴットは質量当たりの表面積が小さくなるように円筒形を採用している。 鉄の場合、一回の溶融バッチ(約3 トン)から6 体のインゴットが製造される。

放射能濃度の評価に用いるサンプルは、インゴットの鋳込み前に、溶湯から取り除いた スラグ及び溶湯の一部をサンプリングすることで取得する。溶湯サンプルについては、① ガンマスペクトロメトリーによる放射線分析に加えて、②金属化学組成分析も行う。金属 化学組成分析には、メダル型放射線分析試料の加工時に生じる切削くずを使用する。約3 トンの溶融バッチについて溶湯サンプルは1つである。ただし、クリアランス手続を行う 発生元との契約に基づき、発生元、管轄当局又は専門家による検査のために追加サンプル を取得・作製する場合がある。

溶融工程で生じるスラグ、並びに換気フィルタシステムから回収されるダストは、二次 廃棄物として処理委託元の発生元に返還される。

ジンペルカンプによると、CARLA での溶融処理の特徴として以下を挙げている。

- ・ 鉄は、溶融炉の温度管理によってスラグ化せず、ほぼ全てをインゴットとして資源化 できる。
- ・ ウランだけで汚染されている鋼鉄容器(六フッ化ウランの輸送シリンダ等)は、高い
   除染効果(DF=100)を期待できる。
- ・ 核燃料に由来する核種のうち、ストロンチウム、セシウムの除染効果は高い。ユウロ

ピウムも除染できるが、セリウム、ルテニウム、アンチモンはインゴットに残りやすい。

腐食生成物に起因するコバルト、ニッケル、マンガン、亜鉛は、インゴットに残りや すい。溶融による Co-60 の除染効果は低いので、インゴットの放射能濃度を低くする には事前のブラスト除染が重要となる。

(4)まとめ

•

令和5年度にスウェーデンを、令和6年度にドイツの溶融クリアランスについて調査した。これらの成果により、福井県において事業が計画されている「集中クリアランス事業」 に対して、規制側が留意すべき事項を検討する際の参考材料となることが期待される。

## 2.2 廃棄体等の安全性確認

#### 2.2.1 調査及び検討範囲

本研究においては、中深度処分対象廃棄体及び研究施設等廃棄物におけるソースターム 設定等に関する検討、廃棄体等の放射能評価に係る検討、多数の廃棄物の一括測定に係る 検討の3つの点からの調査及び検討を進め、知見の蓄積を行った。

# 2.2.2 ソースターム設定等に関する検討

中深度処分対象廃棄体及び研究施設等廃棄物におけるソースターム設定等は、廃棄物埋 設施設の安全性を評価する上で重要である。

本項目では、ソースターム設定の妥当性を評価するために必要な金属廃棄物の腐食挙動、 金属の腐食に伴う放射性核種の放出挙動、廃棄物埋設施設の間隙水の物理化学的条件の変 化による核種移行挙動等への影響に関する調査を行った。

具体的には、中深度処分対象になると想定される炭素鋼、ステンレス鋼、ジルカロイ等 に関して、処分場で想定される低酸素条件での腐食速度等について既存文献から情報を収 集するとともに、金属から溶出した放射性核種の移行挙動に関して海外の処分場の線量評 価でのモデル上の扱いについて情報を収集した。

## 2.2.3 廃棄体等の放射能評価に係る検討

既に運用実績のある 200 リットルドラム缶を用いたピット処分対象廃棄体のほかに、今後新たな廃棄体等の発生が想定されることから、当該廃棄体等に対する具体的な確認方法を整備することが重要である。

このうち、中深度処分対象廃棄物は、中性子照射によって生成される放射化金属等が多 くを占めると想定されており<sup>62</sup>、その放射能を評価する方法として放射化計算を用いる理 論的方法が学協会により検討されている<sup>63</sup>。

また、従来のとおり廃棄体の放射能を外部からの放射線測定により評価する場合におい ても、放射能の評価は、材質、形状、充填状態、核種組成等の対象物の性状に依存するこ とから、新たな廃棄体等については、その性状を踏まえて既存技術の適用性を確認すると ともに、必要に応じて新たに確認手法を整備することが必要である。

本項目では、放射化計算により放射能を評価する場合の留意点に関する知見の整理と、 廃棄体の放射能を外部からの放射線測定により評価する場合の評価精度についての検討結 果を示す。

(1)放射化計算により放射能量を評価する場合の留意点

本項目では、放射化計算により放射性廃棄物の放射能を評価する場合の留意点を整理した。

53

①放射化計算のステップ

放射化計算とは、原子炉内等で発生する中性子の作用を受けることにより、炉内材料等 が放射化されることで生成された放射性物質の放射能を計算により求める方法である。こ の方法は、ISO16966:2013<sup>64</sup>によると以下のステップで評価を進めることとしている(図 2.2.3.1参照)。

a 放射化計算条件の検討及び収集(図 2.2.3.1[STEP1])

原子炉内及び中性子照射によって放射化された部材、機器(以下「放射化金属等」とい う。)の放射能量を評価するために、対象廃棄物に関する放射化物の特性、原子炉の運転条 件等の放射化計算に必要なデータを検討及び収集する。

b評価方法の選択(図 2.2.3.1[STEP2])

a の結果を踏まえ、放射化金属等の特性に応じて点推定法又は区間推定法のいずれかの 評価方法を選択する。ここで、点推定法は放射化金属等の特定の部位又は代表的な部位の 放射能量を計算するために適用する方法であり、区間推定法は代表的な放射能濃度の分布 又は範囲の評価によって、対象物の平均放射能濃度などを計算する方法である。

なお、点推定法は、最大値を示す部位などの代表ポイントで評価することができる廃棄 物への適用を想定しており、区間推定法は、主に物量が多い同一廃棄物グループへの適用 が想定されている。

c計算に用いる入力条件の設定(図 2.2.3.1[STEP3])

放射化計算に必要な入力条件は、a で収集したデータを評価し、b で選択した方法に応じて設定する。

d 放射化計算及び放射能濃度の評価(図 2.2.3.1[STEP4])

放射化計算の実施に当たって、適切な計算コードを選択し、c で設定した入力条件を用いる。放射能量の評価は、直接的に算出又は換算係数、濃度比などの評価係数を用いて評価する。



出典) ISO16966:2013 Theoretical activation calculation method to evaluate the radioactivity of activated waste generated at nuclear reactors, International Organization for

Standardization, 2013<sup>64</sup>

図 2.2.3.1 理論計算法の適用基本フロー

Fig. 2.2.3.1 Basic flow of application for theoretical activation calculation method

②留意すべき事項

主な留意すべき事項を以下に示す。

a放射化計算条件の検討及び収集

放射化計算では構成材料中の初期組成に含まれる起源元素の原子数が直接的に放射能 評価結果に影響を及ぼすことから、評価対象とする放射化金属等の構成材料に基づき起源 元素を選定し、構成材料中の元素成分データを収集する必要がある。ここで、微量に含ま れる元素であっても放射化後に評価対象核種の総生成放射能量に影響を及ぼすものがある ことに留意する必要がある。元素成分データの収集に当たっては、データが構成材料中の 元素の成分条件を代表的に予測するものであることを担保するために、評価対象とする放 射化金属等の種類等を考慮した上で、放射化金属等の試料(品質管理用保存試料など)又 は採取した試料の化学分析を行う方法等により、濃度分布を取得する必要がある。

b 評価方法の選択

点推定法は、放射化金属等ごとに、放射能量が大きくなるように放射化計算条件を設定 する手法である。当該手法を用いるためには、代表値での評価を担保するために、評価対 象とする放射化金属等の放射能量の最大値を示す部位が a で明らかになっている必要があ る。

区間推定法は、放射化金属等のグループを代表する放射化計算条件を設定する手法である。当該手法を用いるためには、構成材料中の元素成分データ等の放射化計算条件の分布を把握できるだけの十分な数のデータが a で収集されている必要がある。

c 計算に用いる入力条件の設定

点推定法は、放射化金属等ごとに、放射能量が大きくなるように計算条件を設定する手 法であるため、収集した起源元素及び非起源元素の元素成分データから保守的な濃度を設 定する必要がある。

区間推定法は、放射化金属等のグループを代表する計算条件を用いる手法であるため、 収集した起源元素及び非起源元素の元素成分データを踏まえ、濃度分布及びその平均値・ 標準偏差等から代表的濃度を設定する必要がある。

d放射化計算及び放射能濃度の評価

放射化金属等には評価対象核種としてマイナーな核種も多数存在すること、断面積ライ ブラリの更新等により従前の計算コードが使えなくなることもあるため、適用する計算コ ードが c の入力条件に対して検証されている必要がある。 (2)廃棄体等の放射能を外部からの放射線測定により評価する場合の評価精度

本検討では、廃棄体等の放射能を外部からの放射線測定により評価する場合の影響因子を抽出し、評価精度について整理を行った。

トレンチ処分対象物として、ブロック状コンクリートや、廃棄物を角型容器に収納する 廃棄体等が想定されている<sup>65</sup>。廃棄体等の放射能を外部からの放射線測定によって評価す る場合、容器内における廃棄物の配置状態といった廃棄物の性状が放射能評価値に影響す ることは、過年度の研究において明らかにしたところである<sup>11</sup>。

これまでの検討では、廃棄物の濃度分布が均質なモデルを対象としてきた<sup>11</sup>。今回は、 汚染の偏りがある場合の放射能評価への影響等について検討することとした。検討に当た っては、ブロック状の生体遮蔽コンクリート及び角型容器に収納したコンクリートガラに 対して、廃棄物の性状が放射能評価値に及ぼす影響を計算機シミュレーションによって評 価した。放射能の評価には原子力規制庁が開発した「最大汚染モデル法」<sup>1</sup>を用いることと した。

評価対象とする廃棄物の設定

本研究では、廃棄物としてブロック状の生体遮蔽コンクリートを対象とした検討を実施した。

実用発電用原子炉の廃止措置の状況を参考に<sup>66</sup>、γ線エネルギーが高い <sup>60</sup>Co を選定する とともに、生体遮へい体は放射化により汚染されていること及び原子炉の周囲を取り囲む ように設置されていることから、原子炉側からの距離に応じた体積線源を想定した。

②最大汚染モデル法

一般的に、容器の周囲 M 箇所の測定計数率から容器内の対象物の放射能を求める場合、 対象物を N 個の小領域 (*i*=1~N)に分割する場合、γ線計数率の平均値yは、検出器 *j* にお ける小領域 *i* からの応答関数 R<sub>ji</sub>及び小領域 *i* の放射能x<sub>i</sub>を用いて(2.2.3.1)式のように計算で きる。

(2.2.3.1)式を満足するような $x_i$ を求めることができれば対象物中の総放射能 $x_{total}$ は (2.2.3.2)式のとおり求められる。

$$x_{total} = \sum_{i=1}^{N} x_i$$
 (2.2.3.2)

ただし、(2.2.3.1)式における実際の応答関数を求めるためには対象物の密度分布及び放射 能分布の把握が必要である。対象物の密度分布及び放射能分布を把握できない場合には、 適切な応答関数が設定できず過度に保守的な放射能評価となる可能性がある(図 2.2.3.2 参 照)。



※対象物各面の表面から測定を行う場合のイメージ図

出典) 佐藤由子、井上亮、川崎智、酒井宏隆、「トレンチ処分対象廃棄体等の放射能 評価に関する検討(1)放射能評価への影響因子に関する検討」、日本原子力学会 2024 年 秋の大会、令和6年(以下「佐藤ら(2024)」という。)<sup>67</sup>

図 2.2.3.2 密度分布及び放射能分布が把握できない場合の応答関数の設定 Fig. 2.2.3.2 Setting the response function the density and radioactivity cannot be ascertained

そこで、本検討では小領域に存在し得る最大放射能を既知情報とした制約条件のもとで 廃棄物全体の放射能を保守的に評価する方法である最大汚染モデル法を活用した。

最大汚染モデル法は、対象物の存在領域を密度分布一様、放射能分布一様、各々の体積 が同一となるよう分割した小領域からの応答関数を計算し、(2.2.3.3)式の制約条件の下で、 (2.2.3.4)式に示す評価対象全体の放射能評価値*x<sub>total</sub>が最大となる x<sub>i</sub>を求める方法である。* 

$$x_{total} = \sum_{i=1}^{N} k_i x_i \quad \dots \quad (2.2.3.4)$$

$$\begin{cases} x_i = Const. \quad for \ i = [1, n] \\ x_i = 0 \quad for \ i = [n + 1, N] \end{cases}$$

$$k_i = \begin{cases} 1, for \ k'_i \le 1 \\ k', for \ k'_i > 1 \end{cases}$$

$$k_i' = \frac{y}{\sum_{i=1}^N R_i x_i}$$

本検討では、対象物の汚染状態が体積汚染であるため、小領域中の最大放射能*x<sub>max</sub>は小*領域*i*の体積*V<sub>i</sub>と対象物の体積汚染密度の最大値<i>C*を用いて(2.2.3.5)式のとおり設定した。

$$x_{max} = CV_i \qquad (2.2.3.5)$$

③計算モデルの設定とシミュレーション計算

トレンチ処分対象物として考えられるもののうち、ブロック状コンクリートは密度の把 握が比較的容易であるが、放射化等により、汚染の偏りが生じている。対して、ブロック 状コンクリートを分割したコンクリートガラを容器に入れた状態では密度(かさ密度)が 不明であるが、汚染のばらつきが比較的少ない可能性がある。

本検討では、まず①での検討に基づき、放射化した生体遮蔽コンクリートを想定して <sup>60</sup>Co による層状の体積汚染を設定したブロック状コンクリートを対象に検討を行った。作成し たモデルは図 2.2.3.3 のとおり。





図 2.2.3.3 生体遮蔽コンクリートを模擬した計算モデル

Fig. 2.2.3.3 Computational model simulating biological shield concrete

次に、ブロック状コンクリートの汚染偏在の影響の比較対象として、ブロック状コンク リートを分割したものを容器に入れたモデルを作成し、最大汚染モデルの適用性とかさ密 度の影響について検討した。

このモデルは、図 2.2.3.3 のコンクリートブロックを 10 cm 角の立方体の小片(567 個) に分割したもの(以下「コンクリート小片」という。)を鋼鉄製の角型容器(1.36 m×1.36 m ×0.81 m)に収納したものとした。個別要素法による粒状体挙動解析コード PFC3D Suite V.7.0 (Itasca Consulting Group, Inc.)<sup>68</sup>を用いてコンクリート小片を容器中央の容器上端高さから一つずつ自由落下させたうえ、容器を加振して容器内の廃棄物を平準化してモデルを 作成した(図 2.2.3.4 参照)。

作成したモデルでは、ブロック状コンクリートの層状汚染を考慮した濃度分布でそれぞ れのコンクリート小片に乱数で放射能を割り当てた。



出典) 佐藤ら(2024)<sup>67</sup> 図 2.2.3.4 コンクリート小片の容器収納モデル

Fig. 2.2.3.4 Computational model of concrete pieces stored in a container

これらのモデルの計数率・応答関数を、QAD コード<sup>69</sup>をベースとした Pre/GAM-D<sup>70</sup>により計算した(図 2.2.3.5 参照)。

ブロック状コンクリートの計数率・応答関数の計算モデルは図 2.2.3.5 のとおりであ る。γ線計数率については、図 2.2.3.2 の放射能分布を考慮したモデルにより、応答関数 は、密度分布、放射能分布ともに一様と仮定して小領域の分割数を変更して求めた。分割 数は、縦、横、高さ方向それぞれに 3~10 の整数で均等に分割した 8 パターン(27 分 割、64 分割、125 分割、216 分割、343 分割、512 分割、729 分割及び 1000 分割)とし た。なお、本検討では検出器の構造を考慮せず、検出器設置位置(評価点)でのγ線束を γ線計数率として代用した。


出典) 佐藤ら(2024)67

Fig. 2.2.3.5 Calculation of counting rate and response function for Concrete block model

これらの γ線計数率と応答関数を用いて最大汚染モデルにより放射能評価を行った。評価に当たって、汚染の偏りの影響と最大汚染モデルの適用性を検討するため、図 2.2.3.6 のとおり、測定面を変更した。



検出器はコンクリートブロックの各面の中心に対して鉛直に10 cm離れた位置に設定

出典) 佐藤ら(2024)<sup>67</sup>
 図 2.2.3.6 ブロック状コンクリートの検出器位置
 Fig. 2.2.3.6 Detector position for Concrete block model

コンクリート小片の計数率・応答関数の計算モデルは図 2.2.3.7 のとおりである。γ線計 数率は廃棄物の形状のモデルにより、応答関数は廃棄物存在領域のかさ密度を変更(廃棄 物存在領域中の密度分布は一様)、放射能分布は一様と仮定して小領域の分割数を変更し

図 2.2.3.5 ブロック状コンクリートの計数率・応答関数の計算

て求めた。分割数は、縦、横、高さ方向それぞれに 3~10 の整数で均等に分割した 8 パタ ーン(125 分割、216 分割、343 分割、512 分割、729 分割及び 1000 分割)とした。なお、 本検討では検出器の構造を考慮せず、検出器設置位置(=評価点)での γ 線束を γ 線計数 率として代用し、評価点は下面を除く 5 面に設定した。



評価点は容器面の中心に対して鉛直に10 cm離れた位置に設定

出典) 佐藤ら(2024)67

図 2.2.3.7 コンクリート小片の計数率・応答関数の計算

Fig. 2.2.3.7 Calculation of counting rate and response function for Concrete pieces model

④放射能評価に影響を与える要因の検討

ブロック状コンクリートの評価結果を図 2.2.3.8 に示す。放射能設定値に対する放射能評価値は、いずれの条件でも1を上回る保守的な評価となっていること、小領域数が増加するとほぼ一定となり小領域数の影響は小さくなることを確認した。

汚染の偏りの影響としては、下面側の放射能が高い場合について、放射能が高い面に検 出器(評価点)を配置しない場合(5面測定)は、全面測定(6面測定)の場合に比べ放射 能評価値が7割程度となるものの、放射能設定値に対する放射能評価値は1を上回り、保 守的な評価となることを確認した。汚染の偏りがある場合、対象物の放射能分布が均一に 近い場合には、評価点が多いほど放射能設定値に近い条件での評価となると考えられるが、 今回のように放射能分布に偏りがある場合には評価点の影響が生じる結果となった。底面 に検出器(評価点)を配置せず、5面のみを測定する条件では、放射能が高い面に検出器 を配置しているかどうかで放射能評価値が異なる結果となり、特に、放射能が高い面に検 出器を配置しなかった場合は全面の6面を測定する場合に比べ、放射能評価値が低く評価 される結果となった。 最大汚染モデル法の適用性については、汚染の偏りがある対象物についても放射能設定 値に対して現実的な保守性を見込む結果となることを確認した。

以上の検討結果より、ブロック状コンクリートのような汚染の偏りがある対象物につい ては、放射能が高い面に検出器が配置されているかどうかといった測定条件が放射能評価 値に影響を及ぼし得ること、特に放射能が高い面を直接測定しない場合には放射能が低く 評価され得る影響を考慮して放射能評価の妥当性を判断する必要があることを確認した。





図 2.2.3.8 測定箇所数が放射能評価に与える影響

Fig. 2.2.3.8 Influence of the number of measurement points on radioactivity evaluation

コンクリート小片の評価結果を図 2.2.3.9 に示す。最大汚染モデルの適用性については、 放射能設定値に対する放射能評価値は、いずれの条件でも1を上回る保守的な評価となる ことを確認した。分割数の小さな 27 分割数を除き、かさ密度の違いによらず評価は一定と なった。

かさ密度の影響は、かさ密度が高くなるにつれ放射能評価値が増加した。ただし、実際 の廃棄物モデルのかさ密度に比べてかさ密度を低く設定して放射能評価を行った場合、つ まり廃棄物が容器いっぱいに充填されている場合であっても、放射能設定値に対する放射 能評価値は1を上回る保守的な評価となることを確認した。

なお、今回の条件ではブロック状コンクリートで評価する場合よりも放射能評価値は低 下した。ブロック状での測定に比べて汚染が均質化した影響があると推察するが、測定条 件(幾何形状の影響等)を考慮した更なる検討を加える必要がある。

以上の検討より、容器に対象物を収納した場合にはそのかさ密度の設定値が実際のかさ 密度に比べて低い場合は放射能評価値が低くなるため、最大汚染モデル法のような保守的 な評価を採用する場合を除き、放射能評価値の妥当性確認に影響を及ぼす因子となり得る ことを確認した。





Fig. 2.2.3.9 Influence of the bulk density on radioactivity evaluation

# 2.2.4 多数の廃棄物の一括測定に係る検討

トレンチ処分における埋設対象廃棄物は、これまでピット処分で実績のある 200 リット ルドラム缶の廃棄体とは異なるコンクリート等廃棄物の発生が見込まれる。

トレンチ処分に係る埋設施設に、コンクリート等廃棄物を複数配置する条件で、検出器 設置位置で計数率等を元に放射能を評価することを想定し、多数の廃棄物を一括して計測 する場合に放射能評価へ影響を及ぼす因子を解析により抽出した。

(1)解析条件

①評価対象とする埋設施設、廃棄物等の設定

本研究では、2.2.3(2)と同様に、生体遮へい体を切断したブロック状コンクリートを対象 とした検討を実施した。

埋設施設の大きさ及びブロック状コンクリートの定置状態は、第二種埋設施設の事業許 可申請を参考に設定した<sup>71</sup>。

②最大汚染モデル法

本検討では、2.2.3(2)と同様に、最大汚染モデル法を活用した1。

本検討では、(2.2.3.3)式における対象物の周囲でのγ線計数率yは定置した全てのブロッ ク状コンクリートからのγ線計数率の合計値として、検討を行った。

③計算モデルの設定とシミュレーション計算

本検討では①での検討に基づき、設定したブロック状コンクリートのモデルは図 2.2.4.1 のとおりであり、(2)①の検討においては、図 2.2.4.1 における基本ケースを全てのブロック 状コンクリートに設定した。(2)②の検討においては、図 2.2.4.1 におけるケース 1、ケース 2 を一部のブロック状コンクリートに、その他については基本ケースのブロック状コンク リートを設定した。

本検討では①での検討に基づき、ブロック状コンクリートの定置状態は、放射能の高い 面を底面として、配置することを基本的な配置とし、平面上にブロック状コンクリートが 120 個定置された状態を設定した。

γ線計数率の計測条件は、上部から複数位置でγ線を測定することを想定し、検出器数 を2及び10個とするとともに、検出器高さ(廃棄物底面からの鉛直方向の距離)を2~10 mと設定した。放射能の評価対象は、図2.2.4.2の点線で囲った評価点から近いブロック状 コンクリートを評価点でのγ線束に基づいた評価対象として設定した。

当該モデルにおいて、定置した全てのブロック状コンクリートからの計数率の合計値y 及び小領域 *i* の応答関数*R<sub>i</sub>を、QAD*コード<sup>69</sup>をベースとした Pre/GAM-D<sup>70</sup>により計算し た。計数率及び応答関数のモデルの例は図 2.2.4.3 のとおり。定置した全てのブロック状コ ンクリートからの計数率の合計値yは、図 2.2.4.1 の放射能分布を考慮したモデルを設定し た。また、小領域 *i* の応答関数*R<sub>i</sub>*は、密度分布、放射能分布ともに一様と仮定して、評価対 象としたブロック状コンクリートの小領域の分割数を変更して求めた。分割数は、縦、横、 高さ方向それぞれに均等に分割し、個々のブロック状コンクリートをそれぞれ、27、125、 343 及び 729 分割した。なお、本検討では検出器の構造を考慮せず、評価点(検出器位置) での y 線束を y 線計数率として代用した。

放射能分布の影響を検討するために、基本ケースとは異なる放射能分布を持つブロック 状コンクリートとして、図 2.2.4.1 におけるケース1及びケース2を混入させ、基本ケース とは異なる放射能分布を持つブロック状コンクリートの判別の可能性を検討した。

基本ケースとは異なる放射能分布を持つブロック状コンクリートの挿入位置は図 2.2.4.2 のとおりであり、当該ブロック状コンクリートを評価点から遠い位置(図 2.2.4.2 中の )、 近い位置(図 2.2.4.2 中の )に挿入し、それぞれの位置に挿入した場合の放射能評価値 を基本ケースの放射能分布による放射能評価値と比較した。

65



Fig. 2.2.4.1 Computational model simulating biological shield concrete for batch measurement



図 2.2.4.2 ブロック状コンクリートの定置状態(平面図)

Fig. 2.2.4.2 Computational model simulating biological shield concrete blocks placed in a trench disposal facility



(a)計数率の計算モデル



(b)応答関数の計算モデル(27分割の場合)
 出典) 井上ら(2024)<sup>72</sup>
 図 2.2.4.3 計数率及び応答関数の計算モデル例

Fig. 2.2.4.3 Calculation of counting rate and response function for batch measurement

(2)放射能評価に影響を与える要因の検討

①最大汚染モデル法における小領域数の影響の検討

最大汚染モデル法における小領域数を変化させた場合の放射能評価への影響を検討す るため、定置状態のブロック状コンクリートそれぞれを分割して小領域を設定し、放射能 評価値を、放射能設定値と比較した結果を図 2.2.4.4 に示す。放射能設定値に対する放射能 評価値は、小領域数が増加するとほぼ一定となり小領域数の影響は小さくなることを確認 した。

以上の検討結果から、最大汚染モデル法における小領域数の放射能評価へ及ぼす影響は 小さいことを確認した。





Fig. 2.2.4.4 Influence of the number of divisions of maximum contamination model method on radioactivity evaluation

②放射能分布の影響の検討

放射能分布が放射能評価に及ぼす影響を検討するため、基本ケースとは異なる放射能分 布を持つブロック状コンクリートを混入させ、放射能評価値への影響を確認するとともに、 基本ケースとは異なる放射能分布を持つブロック状コンクリートの判別の可能性を検討し た。

なお、図 2.2.4.4 のとおり、最大汚染モデル法における小領域数については、小領域数が 125 以上で放射能設定値に対する放射能評価値は、ほぼ一定となることから、本検討にお いては、小領域数は 125 とした。

図 2.2.4.5 のとおり、検出器数 10\_ケース 1 位置 b2 において、基本ケースと比較し、約 70%大きな放射能評価値となること及び図 2.2.4.6 のとおり、検出器数 10\_ケース 2 位置 a1、 検出器数 10\_ケース 2 位置 b2、検出器数 2\_ケース 2 位置 d4 において、基本ケースと比較 し、約 50%以上大きな放射能評価値となることから、最大汚染モデルを用いた方法により、 放射能が高いブロック状コンクリートの存在を判別できる可能性が示唆された。

以上の検討結果より、放射能分布が放射能評価へ影響を及ぼすことを確認した。



図 2.2.4.5 ケース 1 が混在した場合の放射能評価値と基本ケースの放射能評価値の比較 Fig. 2.2.4.5 Influence of radioactivity distribution on radioactivity evaluation (Case1 mixed)



図 2.2.4.6 ケース 2 が混在した場合の放射能評価値と基本ケースの放射能評価値の比較 Fig. 2.2.4.6 Influence of radioactivity distribution on radioactivity evaluation (Case2 mixed)

#### 2.3 廃止措置における危険性の高い活動の評価

2.3 は、JAEA への委託研究事業として実施した<sup>73-76</sup>。当該事業の委託事業成果報告書に は、事業を実施した JAEA の未発表の成果が含まれるため、ここでは、それらの事業にお ける実施内容及び公表可能な内容のみを示す。

## 2.3.1 廃止措置活動中の事故・トラブル等に関する情報収集及び分析

本委託研究事業 <sup>73-76</sup>においては、被ばくリスクを以下により求められる値(単位:mSv/y) と定義する。

廃止措置活動中に管理されない放射性物質の放出事象において、起因事象の発生頻度 及びイベントツリーにおいて各分岐の事象進展確率から求められる事故シーケンスが 最終に到達する確率(以下「最終到達確率」という。)の積に、放出に伴う事故あたり の公衆被ばく線量を乗じて得られる値

廃止措置活動中に生じうる事故・トラブル等について情報収集を行い、起因事象及びその事象進展の事例の整理を行った<sup>73-75</sup>。

事故・トラブルの事例調査は、国内情報として一般社団法人原子力安全推進協会の「原 子力施設情報公開ライブラリーニューシア<sup>77</sup>を、国外情報として米国 NRC の Event Notification Report<sup>78</sup>、並びにフランス ASN、ドイツ BASE、イギリス ONR 及びカナダ CNSC のデータベースを調査することで実施した。

上記の結果を踏まえ、原子炉施設の廃止措置活動における起因事象として、火災、爆発、 落下・衝突、電源喪失、機器・配管損傷、動的機器の機能停止、斜面崩壊及び火山噴火の 8 つを基本とし、これらに加えて、弁の誤開放(人的過誤)、弁の誤動作(機器不具合)及 び溢水(自然事象(地震)による内部溢水)を取り上げることとした<sup>75</sup>。表 2.3.1.1 にその 整理表を示す。

また、事象進展のとりまとめとして作成した、廃止措置活動中の被ばくリスク評価のためのイベントツリーを図 2.3.1.に示す。図 2.3.1.のイベントツリーは、2.3.2 で整備した廃止 措置安全評価コードの入力データとして用いられる。 表 2.3.1.1 原子炉施設の廃止措置活動における起因事象

Table 2.3.1.1 Initiating events during conduct of decommissioning actions of nuclear facilities

起因事象	要因		事例・想定事象			
	人的過誤		<ul> <li>・切断作業中にノロ(火の粉)が局所排気の排気口に入り込み局所フィルタに引火</li> </ul>			
			・切断作業中にノロ(火の粉)がグリーンハウス内の可燃物に引火			
			・機器更新・解体装置設置のための溶接作業によるスパッタが可燃物に引火			
			・機器更新のための溶接作業で機器に伝わった熱により、ビニル養生が発火			
4.44	機器不具合		・固体減容処理における焼却を熱源として、可燃物に引火			
火災			・換気空調系の排気ファンの不具合で発火			
		地震	・地震によって可燃性ガスや機械油が漏洩し、解体作業で発生していたノロなどに接触して発火			
	自然事象	津波	・津波による浸水で電気系がショートし、発火			
		洪水	・洪水による浸水で電気系がショートし、発火			
		落雷	・落雷によって建屋内機器に過電流が生じ、発火			
			・切断用アセチレンガスに引火して、爆発			
	人的過誤		・制御爆破用火薬が計画外に爆発			
100 gw.			・水中プラズマアーク切断等で発生する水素ガスが蓄積し、空気と混合して水素爆発が発生			
爆免			・切断で発生する金属粉じんが排出されず、高濃度の粉じんとなり空気と混合して粉じん爆発が発生			
	機器不具合		・経年劣化などにより可燃性ガスが漏洩するとともに、スパークが発生して爆発			
	自然事象 地震		・地震により化学物質を収納した容器が転倒破損し、混合危険性のある化学物質同士が混合して爆発			
			・廃蚕物収納後の突哭を玉掛けたどが不十分でクレーン移送中に突哭が高所から落下			
	人的過誤		・ 金景物をカレーンで発送中に工場けがなか。 金景物をカレーンで発送中に工場けがなか。 金景物が真正から落下して 家務を回知したの器に衝突			
落下・衝突	機器不具合		・廃棄物収納後の容器をクレーンで移送中に、クレーンか改障して容器が高所から落下			
		地震	・重量物をクレーンで移送中にクレーンが故障して高所から廃棄物を収納した容器に落下			
	自然事象		・多段積みにした廃棄物容器が地震により落下して、床に衝突			
			・クレーン移送中に地震が発生して、移送していた廃棄物容器が落下して、床に衝突			
	人的過誤		・解体作業中に電気糸設備を損傷し、内部電源が喪失			
	機器不具合		<ul> <li>・電気系設備の不具合により、内部電源が喪失</li> </ul>			
	自然事象	地震	・地震によりサイト外の送電設備、サイト内の受電設備、変電設備が損傷し外部電源を喪失			
		津波	<ul> <li>・地震により施設内の電気系設備が損傷し内部電源を喪失</li> </ul>			
			・津波によりサイト外の送電設備、サイト内の受電設備、変電設備が損傷し外部電源を喪失			
			<ul> <li>・津波により施設内が浸水し、電気系設備が損傷し内部電源を喪失</li> </ul>			
			・洪水によりサイト外の送電設備、サイト内の受電設備、変電設備が損傷し外部電源を喪失			
電源喪失			・洪水により施設内が浸水し、施設内の電気系設備が損傷し内部電源を喪失			
		落雷	<ul> <li>・落雷によりサイト外の送電設備、サイト内の受電設備、変電設備が損傷し外部電源を喪失</li> </ul>			
		ЛН	<ul> <li>         ・落雷により施設内の電気系設備に過電流が生じて損傷し内部電源を喪失     </li> </ul>			
		強風	・強風によりサイト外の送電設備、サイト内の受電設備、変電設備が損傷し外部電源を喪失			
		積雪	<ul> <li>・積雪によりサイト外の送電設備、サイト内の受電設備、変電設備が損傷し外部電源を喪失</li> </ul>			
		斜面崩壞	・斜面崩壊によりサイト外の送電設備、サイト内の受電設備、変電設備が損傷し外部電源を喪失			
		生物影響	・生物影響によりサイト外の送電設備、サイト内の受電設備、変電設備が損傷し外部電源を喪失			
		森林火災	<ul> <li>・森林火災によりサイト外の送電設備、サイト内の受電設備、変電設備が損傷し外部電源を喪失</li> </ul>			
7	人的過誤		・計画と異なる機器や配管を切断し、内蔵される放射性物質が作業環境中に飛散			
	機器不具合		・排気系のフィルタが許容差圧を超えて破損し、内蔵される放射性粉じんが飛散			
機架,配筋損			・建屋フィルタが破損し、建屋内の放射性物質を含む空気が大気へ放出			
	自然事象	地震	・地震により、機器・配管が損傷し、損傷箇所から放射性の液体や気体が作業環境中に漏洩			
復復		津波	<ul> <li>・津波により、機器・配管が損傷し、損傷箇所から放射性の液体や気体が作業環境中に漏洩</li> </ul>			
1993		洪水	・洪水により、機器・配管が損傷し、損傷箇所から放射性の液体や気体が作業環境中に漏洩			
		송교분병	・斜面崩壊により、建屋の壁が損傷し、土砂が建屋内に流れ込み、機器・配管が損傷し、損傷箇所から放射			
		- 計111月1時	性の液体や気体が作業環境中に漏洩			
		火山噴火	・火山灰が給気フィルタに蓄積し許容量を超えてフィルタが破損し、火山灰を含む空気が建屋内に流入			
弁の誤開放	人的過誤		・弁の閉め忘れ、対象外の弁の開放によって、放射性液体が作業環境へ漏洩、あるいはサイト外へ漏洩			
弁の誤動作	機器不具合		・弁の誤動作により、弁が閉まりきらない、または、開くことによって、解体途中の配管から放射性液体が			
			漏洩、あるいは、タンクへの流入が超過し、外部へ漏洩			
動的機器の機 能停止	機器不具合		・グリーンハウスに設置される局所排気装置の排気ファンが停止し、放射性粉じんがグリーンハウスから漏			
			洩し作業環境中に飛散			
			<ul> <li>・換気空調系が停止し、建屋内の負圧が維持できず、放射性物質を含む空気が建屋から大気へ放出</li> </ul>			
	+ 40-+- 4		<ul> <li>・容器や設備に保管されていた放射性液体が地震よりスロッシングして、容器や設備外に放出され、建屋亀</li> </ul>			
溢水	目然事象	地震	裂などから建屋外(大気・地下)へ漏洩			

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和5年度原子力規制庁委託成果 報告書 廃止措置活動中の事故・トラブル等による被ばく影響評価に関する検討、令和 6年(以下「JAEA(2024)」という。)<sup>75</sup>(改題)





#### 2.3.2 廃止措置安全評価コードの整備

廃止措置安全評価コードとして、DecAssess-Rコードシステムを整備した<sup>73-75</sup>。

本コードにより、被ばくリスクは、次のとおり評価される。解体作業時における切断工 程において発生する放射性粉じん等の事故時に飛散しやすい放射性物質(以下「移動性イ ンベントリ」という。)のフィルタ等への蓄積量の時間変化を評価し、及び事故発生時の移 動性インベントリ量に基づき大気又は地下に放出される放射性核種量を評価して、公衆の 被ばく線量を算出する。図 2.3.1.のイベントツリー並びにその起因事象発生頻度及び事象 進展確率を設定し、事故シーケンスの最終到達確率を算出し、公衆被ばく線量との積を求 めることで被ばくリスクを評価する。本コードでは、廃止措置活動中に発生しうる事故・ トラブル等により放出される可能性のある汚染物質が放出された直後の公衆被ばく(以下 「短時間被ばく」という。)、放出後に地表面に沈着し、地表面を移行した汚染物質が寄与

する被ばく(以下「中期的被ばく」という。)、及び液体の放射性廃棄物が地下漏えいし、 地下水中を移行した汚染物質が寄与する被ばく(以下「長期的被ばく」という。)の3つの 被ばくについて評価することで、公衆被ばくリスクの時間的及び空間的変動を評価してい る。

本コードの整備は、次のとおり行った<sup>73-75</sup>。過去に JAEA にて整備した、移動性インベ ントリから算出される事故時の放射性物質量に基づき廃止措置解体作業時の公衆被ばく線 量を評価するコード DecAssess<sup>79</sup>に、イベントツリーに基づいて機器別・事故シーケンスご との被ばく線量とその頻度を評価する機能を加える改良を行い、DecAssess-R プログラム を整備した<sup>73,74</sup>。続いて、DecAssess-R プログラムに廃止措置活動中の事故・トラブル等に おいて放出され地表沈着した核種移行を評価する CDecom プログラム<sup>80</sup>等を改良<sup>74</sup>の上、 統合し、市販の地理情報システム(GIS)ソフトウェア ArcGIS Pro 上で個々のコードを一 貫して操作が可能となるように同ソフトウェア上で使用する「プロジェクト」として DecAssess-R コードシステムを整備した<sup>75</sup>。図 2.3.2.1 に DecAssess-R コードシステムによ る公衆被ばくリスク評価の全体像を、図 2.3.2.2 に DecAssess-R コードシステムの構成概要 を示す。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和6年度原子力規制庁委託成 果報告書 廃止措置活動中の事故・トラブル等による被ばく影響評価に関する検討、 令和7年<sup>76</sup>

図 2.3.2.1 廃止措置安全評価コード DecAssess-R コードシステムによる被ばくリスク評価

Fig. 2.3.2.1 Assessment of exposure risks by the decommissioning safety assessment code "DecAssess-R Code System"



出典) JAEA(2024)<sup>75</sup>(改題)

図 2.3.2.2 廃止措置安全評価コード DecAssess-R コードシステムの構成

Fig. 2.3.2.2 Structure of the decommissioning safety assessment code "DecAssess-R Code System"

## 2.3.3 廃止措置における危険性の高い活動の認識・分析評価方法の検討

国内実用発電用原子炉の廃止措置計画及び解体実績を基に廃止措置工事リストを作成 し、2.3.2 で整備した廃止措置安全評価コードにより被ばくリスクの評価を行い、各廃止措 置段階における工事内容に対する原子力規制検査における着眼点を整理した<sup>76</sup>。

本報告書作成時点において、本検討の成果は JAEA に帰属し、未発表の成果に該当する ため本報告書には内容を記載しない。

## 2.3.4 廃止措置における GA の適用事例の調査

外国の廃止措置における GA に関する規制要求事項及び GA 適用事例を調査した。本調 査は、令和6年度原子力発電施設等安全技術対策委託費(廃止措置活動中の事故・トラブ ル等による被ばく影響評価に関する検討)事業の成果の一部である<sup>76</sup>。

NRC は、施設の廃止に GA を適用しており、廃止措置の性質及び範囲に基づいて施設を 7 つのグループに分類する。施設を廃止措置するための活動は、ライセンシーが行った作 業の種類、停止後の残留放射能及び汚染と浄化の複雑さによって異なる。小規模施設に GA を適用することのメリットは次のとおりである。

- ・ グループ 1~5 の施設は、残留汚染の結果、将来の敷地利用を制限しなくても線量が 0.25 mSv/y (25 mrem/y) 未満であることを証明すれば、無制限解放の資格がある。
- グループ1~3の施設は、サイト固有の線量評価を実施する代わりに、サイト固有の放射性核種について NRC が発行する所定の保守的なスクリーニング値と残留汚染を比較することで評価することができる。
- ・ グループ 1~2 の施設は、その廃止措置活動が公衆及び作業員に潜在的なリスクをも たらさないため、サイト固有の廃止措置計画を提出する必要はない。
- グループ1の施設は環境レビューを行う必要はない。グループ2~5は、環境アセスメントと呼ばれる環境レビューを実施しなければならない。グループ6~7は、環境レビューを実施し、環境影響評価書を作成する必要がある。環境影響評価書は、環境アセスメントよりもはるかに詳細な環境レビューであり、より広範な公的関与が伴う。

英国では、燃料撤去から廃止措置への移行に際し、サイトからの燃料撤去後、停止中の 原子炉サイトで安全で法令に準拠したリスクに応じた管理を行うこととされている。ONR は従来、変更を実施する前にいくつかの主要な権限の許可が必要であると規定していた。 その許可の数が多いため、リスクに応じた規制を実証することが困難であった。そこで ONR はライセンシーと協力して、各サイトでの廃止措置への移行において堅牢で繰り返し 可能なプロセスがあることを確認した上で、同様のプロセスを同様の移行段階のサイトに 適用することとした。マグノックス原子炉へのプロセスの最初の適用により、ベースライ ンを確立するために重要な、ONR による評価が行われた。その結果、事業者が当局の期待 を明確に理解しているため、その後の適用では評価及び議論が少なく済んだ。多大な時間 とリソースを必要としていた移行プロセスは、現在極めて迅速かつ規制に要する大幅な費 用削減の下に実施されるようになっている。

ドイツにおける原子力施設に対する線量評価の実施方法は、ドイツ放射線防護条例と一 般管理規則によって規定されている。ドイツの規制要件に適合する軽水炉の廃止措置中の 決定グループ(critical groups)への線量評価のために、包括シナリオが作成された。「包括 シナリオ」という用語は、このシナリオが通常分析される同様の個別のシナリオよりも多 くの放射性物質の放出をもたらすことを意味する。ただし、包括シナリオの各ステップで すべてのパラメータが可能な限り最大の値に選択されるものではない。この包括的なシナ リオは、施設の廃止措置に伴う線量評価において施設固有の条件の代替として用いられる ことを意図している。1 つ又は少数の包括シナリオを使用するアプローチは、ドイツの安 全性評価で度々適用されており、分析するシナリオの数が大幅に簡素化されている。

# 2.3.5 廃止措置サイトの残留リスクと最終状態に向けた戦略に関する調査

本調査は令和4年度から令和6年度までJAEAへの委託事業として実施したものである <sup>74-76</sup>。以下に調査の概要を記す。 (1)諸外国の廃止措置終了確認方法に関する調査

令和4年3月に原子力規制委員会により廃止措置の終了確認における敷地土壌等の状況 の判定に関するガイドが制定され、敷地の土地及び建物に関して、無制限解放の方法が示 された<sup>81</sup>。一方で、廃止措置活動中にサイト内で見つかった過去の汚染又は事故・トラブル によって新たに発生した汚染が除去できない場合などには、廃止措置終了後にも影響が残 ることが想定される。こうしたことから、地表及び地下に汚染が残存した場合に廃止措置 終了後に残されるリスクを評価する必要がある。廃止措置終了のサイト解放戦略の妥当性 はこうしたリスクに基づいて示されると考えられることから、諸外国の廃止措置終了に関 する情報を収集するとともに、それらを廃止措置の最終状態の定義、実現方法並びに最終 状態における管理項目及び活動の観点で整理した。

(2)残存する汚染に対するリスク評価手法の調査

原子炉施設の廃止措置では、配管及びタンクの破損に伴う放射性液体の漏洩等によって、 地下に汚染が残存する可能性がある。そこで、放射性液体の漏洩に関し、廃止措置に対す る安全評価事例及び廃止措置終了確認時の影響評価事例について、諸外国の文献を調査し た。

まず、米国を対象として放射性液体の漏洩に対する廃止措置時の安全評価事例を調査した。その結果として、放射性液体の漏洩として原位置及び系統除染中の漏洩が評価されていること、発生頻度が配管腐食の観点等から検討されていること等を整理した(表 2.3.5.1)。ただし、同評価は廃止措置における決定経路(最大の被ばくを与える経路)を抽出することを目的としており、即時の影響のみが考慮される。そのため、放射性液体の漏洩についても大気経由の被ばくが評価されており、被ばく線量は最大で 10<sup>-6</sup> mSv/y と限定的である(表 2.3.5.2)。

次に、廃止措置終了確認時の影響評価事例として、原子炉施設での地下汚染に対する被 ばく線量評価事例(米国及びドイツ:計3件)を調査した。地下水中濃度の測定値に基づ く被ばく線量評価の結果、地下水経由(井戸水摂取)を考慮した場合、公衆に対し最大で 10<sup>-2</sup>~10<sup>-3</sup> mSv/yの被ばくが推定されていることを確認した。

以上を踏まえ、廃止措置リスク評価における放射性液体の漏洩の考え方の案を整理した。 NRC での評価と同様に系統除染廃液が漏洩したとし、考慮すべき事象として除染中の漏洩

(配管の破損)及び貯蔵中(タンクの破損)の2つを抽出した。これらはモニタリング状況の違いに対応し、異なる漏洩率を考慮している。リスク評価における発生頻度の設定方法の一例は、NRCによる安全評価の中間値(1×10<sup>-5</sup>/y)を採用することである。また、被ばく経路は大気経由に加え、より大きなピークが遅れて生じる可能性のある地下水経由を考慮した。

表 2.3.5.1 NRC による廃止措置の安全評価での放射性液体の漏洩に関するシナリオ概要 Table 2.3.5.1 Overview of scenarios for radioactive liquid leakage in decommissioning safety assessments by the NRC

	レファレンス PWR	レファレンス BWR			
事象	原位置除染中の大規模な漏洩	系統除染中の大規模な漏洩			
発生頻度	Medium $(1 \times 10^{-5} \sim 1 \times 10^{-2} / y)$	Low $(<1 \times 10^{-5} / y)$			
漏洩時間	30 分	1時間(早期に発見)			
移行経路・漏洩量	大気放出(通常のシナリオの経路) 1%)	・通常の漏洩量の 10 倍(除染廃液の			
HEPA フィルタ	99.95%(捕集効率)				

出典) JAEA(2024)<sup>75</sup>

Table 2.3.5.2 Assessment of public exposure due to accidents during decommissioning (Reference

	DE	CON(即時解体	z)	SAFSTOR (安全貯蔵)			想定される発
事象	大気放出 (µCi)	被ばく線量 (1 年間) (mrem)	累積被ば く線量 (50年間) (mrem)	大気放出 (µCi)	被ばく線量 (1 年間) (mrem)	累積被ば く線量 (50年間) (mrem)	生頻度
LPG の爆発	3.6E+03	3.6E-02	4.4E-02	—			Low
圧力容器解体中の酸 素アセチレンの爆発	3.6E+02	4.3E-05	6.9E-03	_			Medium
イオン交換樹脂の爆 発/火災	3.8E+01	3.8E-04	4.6E-04	_			Medium
原位置除染中の大規 模漏洩	2.1E+01	2.1E-04	2.5E-04	2.1E+01	2.1E-04	2.5E-04	Medium
Spray Leak	2.1E+01						
Liquid Leak	7.0E-02						
Spray Leak(通常時)	7.0E-01	5.4E-07	8.1E-07				
Liquid Leak(通常時)	2.3E-03	1.8E-09	2.7E-09				
除染なしでの原子炉 冷却系パイプの解体	1.1E+01	4.6E-06	4.8E-06	_			High
圧力容器解体中の汚 染コントロール機能 の喪失	2.3E+00	_	_	_			Medium
vacuum bag の破損	_			1.0E+00	1.1E-06	1.2E-05	Medium
汚染されたパイプの 偶発的な切断	_			1.8E-01	_		High
濃縮された汚染の偶 発的な高圧噴射	_			1.2E-01	_	1.5E-06	High

PWR)

-:< 1.0E-6 mrem

頻度:High>1.0E-02、Medium>1.0E-05、Low<1.0E-5 (/y、工学的な判断に基づき記載)

出典) JAEA(2024) (一部編集) 75

#### 2.4 長半減期放射性核種等の特性評価方法に関する研究

#### 2.4.1 調査及び実験範囲

従来と性状の異なる廃棄物の管理等においては、放射線計測による定量が難しい長半減 期放射性核種等の特性評価をどのように実施するかが課題となっている。長半減期放射性 核種等の特性評価を実施するためには、多様な測定及び分析方法が有する不確かさ要因等 に関する科学的・技術的知見を計画的かつ効率的に蓄積する必要がある。また、放射性核 種分析に用いる手法については、十分な分析精度を確保するために、広範な要素技術、す なわち試料の採取、試料からの対象核種の溶解等の前処理、濃縮・化学分離、濃度測定、 化学形態等に係る基礎データを取得し、各要素技術に関する知見を蓄積する必要がある。 加えて、廃棄物等からの核種浸出挙動を把握し、環境中での核種移行現象を科学的に理解 するためには、放射性核種の化学形態等の定量評価に関する知見を蓄積する必要がある。 したがって、本研究においては、性状が様々な試料に含まれる長半減期放射性核種等の分 析について、複雑な多段階処理等を考慮しても、十分な信頼性が確保された結果であるこ とを確認するための科学的・技術的知見を蓄積するとともに、最新分析技術を活用して放 射性核種の化学形態等の定量評価に関する科学的・技術的知見を蓄積した。

なお、本項の研究は、令和3年度は東大、科学大、京大、QST及びJAEAとの共同研究 「長半減期放射性核種等の分析における信頼性確保に関する研究」を通じて、令和4年度 以降は東大、科学大、京大、QST及びJAEAとの共同研究「長半減期放射性核種等の特性 評価方法に関する研究」を通じて行った。また、東京都市大、東大及びAISTとの共同研 究「測定の不確かさ概念の導入による放射線計測・同位体分析の信頼性確保に係る研究」 の成果の一部も本研究に含まれる。

## 2.4.2 長半減期放射性核種等の特性評価方法に関する実験的検討

(1)試料の採取・前処理方法の検討

性状が様々な試料に含まれる長半減期放射性核種等の分析方法を検討するために、当該 核種を含む環境試料等を用いて、適切な試料の採取及び選別方法について検討を行った。 溶解等の前処理方法の検討では、各試料及び測定対象元素の特性を踏まえ、適切な前処理 の手順と条件を検討した。

土壌中のセシウム同位体分析のための土壌試料の採取及び前処理方法について、適切な 前処理の手順と条件を検討し、実験を原子力規制庁職員が JAEA 職員とともに実施するこ とでその手法を習得することができた。

Pu 及び Am 含有試料の溶解方法について様々な方法を比較することでそれらの特徴を 把握するとともに、課題を抽出した。

(2)濃縮・化学分離方法の検討

長半減期放射性核種の<sup>79</sup>Seを分析するために必要な標準物質を独自に合成し、値付けす

ることを最終目的とした研究において、電子線照射による<sup>79</sup>Seの合成方法の見通しが得られ、合成した<sup>79</sup>Seを化学分離するためのスキームを作成することができた。

(3)核種分析方法の検討

比放射能が低い長半減期核種を分析するためには、放射線計測を用いるよりも、信号強 度が原子数に比例する分析方法である蛍光 X 線分析、ICP-MS 等の方が有効である。高感 度で精密な分析を行うためには、ICP-MS は極めて有効な分析方法であるが、核種分析にお いては、はじめから精密な分析ができるわけではなく、試料に含まれる元素を大まかに把 握し、精密分析を実施するための試料選別や分析の戦略を検討するためのスクリーニング 分析として蛍光 X 線分析が適している。本研究では、長半減期核種である<sup>135</sup>Cs、α核種等 が含まれている環境試料等を用いて同位体比等を精密分析するための実験的検討を行った。

蛍光 X 線分析による溶液中ウランのスクリーニング測定方法については、市販品及び独 自に調製したウラン選択的吸着剤を用いて簡便にスクリーニング測定として現場測定に適 用できる見込みが得られた。

土壌中セシウム同位体比分析法については、グローバルフォールアウトと 1F 事故に由 来する放射性セシウムの混合割合に係る成果を査読論文に取りまとめ、また、日本の土壌 試料 <sup>135</sup>Cs/<sup>137</sup>Cs 比を初めて測定した。

TIMS によるウラン同位体比分析法については、異なるモードでの測定値の違いに気づき、その現象を解消する方法を見いだし、成果を査読論文として公表した<sup>82</sup>。

MC-ICP-MS によるウラン同位体比分析法については、質量スペクトル干渉の低減に成功 し、環境中に放出されたウランの起源識別におけるその有用性を確認した成果を査読論文 として公表した<sup>83</sup>。

MS/MS MC-ICP-MS による高感度<sup>129</sup>I 測定法については、<sup>129</sup>I と同質量数の<sup>129</sup>Xe が測定 を妨害する度合いを低減することに成功するとともに、新たな課題を抽出した。

銅の放射化断面積の測定法については、中性子照射実験まで完了した。

(4)化学形態等の定量方法の検討

固体廃棄物等の変質及び溶出により汚染水中で生成する微小なコロイド状物質は不安 定であるため、これらを直接分析するために、単一粒子 ICP-MS 技術の適用性を検討した。 また、固体試料のレーザーアブレーション分子同位体分光装置による化学形態等の定量方 法を検討した。

ゼオライト土のうの特性評価については、溶質吸着特性や分散凝集動態を理解するため に、その表面荷電特性及び加熱処理における Cs 揮発開始温度をリアルタイム測定により 取得した。

LAMIS による化学形態定量方法については、3 種類の鉄化合物を用いて Fe-O 結合の発 光の有無を確認することができた。このような発光現象を化学形態定量法に適用するため には、発光強度の濃度依存性等の課題を検討する必要がある。

単一粒子 ICP-MS による Zr コロイドの定量方法については、単一の Zr コロイド粒子中の3種類の Zr 同位体を同時検出することに成功した。

# 3. 結論

#### **3.1** 成果の要点

本研究では、原子力規制委員会による種々の放射性廃棄物の放射能濃度等の評価におい て事業者の申請の妥当性を判断するための知見を蓄積するために、以下の4つのテーマに ついて、測定装置の特徴及び対象物の性状に応じた放射能濃度の定量評価に影響するパラ メータ等を把握することに関連し、知見を拡充した。

## (1)クリアランスの確認

新規クリアランス対象物の放射線測定に関する検討として、放射能の評価に用いる換算 係数の留意事項、新しい換算係数の設定方法を明らかにした。また、フォトンカウンティ ング CT の適用性について検討し、元素弁別への適用可能性を明らかにした。さらに、放 射線測定の不確かさの考慮に関する検討から、これまでの不確かさの評価の考え方を整理 した。スウェーデン及びドイツにおける溶融クリアランスの実施状況を調査し、溶融クリ アランスにおける技術的な留意点について整理した。

## (2)廃棄体等の安全性確認

ソースターム設定に関する検討においては、ソースターム設定の妥当性を評価するため に必要な金属廃棄物の腐食挙動、金属の腐食に伴う放射性核種の放出挙動、廃棄物埋設施 設の間隙水の物理化学的条件の変化による核種移行挙動等への影響に関する情報に係る調 査を行った。

また、廃棄体等の放射能評価に係る検討のうち、放射化計算により放射能量を評価する 場合の留意点においては、中深度処分対象廃棄物の放射能を評価する方法として放射化計 算により放射能量を評価する場合の留意点に関する知見を整理した。

さらに、廃棄体等の放射能評価に係る検討のうち、廃棄体等の放射能を外部からの放射 線測定により評価する場合の評価精度においては、その影響因子を抽出し、評価精度につ いての整理として廃棄物の性状が放射能評価値に及ぼす影響を評価するとともに、多数の 廃棄物の一括測定に係る検討においては、多数の廃棄物を一括して計測する場合に放射能 評価へ影響を及ぼす因子を抽出した。

## (3)廃止措置における危険性の高い活動の評価

廃止措置活動中の作業工程において、その特徴を考慮した被ばくの危険性を評価する方 法を検討した。廃止措置活動中に生じうる事故・トラブル等について情報収集を行い、廃 止措置活動中に考慮すべき起因事象とその事象進展を表すイベントツリーを作成するとと もに、機器の解体ごと、事故シーケンスごと及び移動性インベントリの所在ごとに影響を 評価できるよう廃止措置安全評価コード DecAssess-R コードシステムを整備した。さらに、 諸外国における廃止措置段階の GA の適用事例並びに廃止措置サイトの残留リスク及び最 (4)長半減期放射性核種等の特性評価方法に関する研究

放射性核種分析方法の妥当性を確認するために必要な、広範な要素技術、すなわち試料の採取、試料からの対象核種の抽出、溶解等の前処理、化学分離、測定等に係る基礎データを取得するために長半減期放射性核種等の分析方法に関する課題を抽出するとともに科学的・技術的知見を蓄積した。具体的には、試料の採取・前処理方法、濃縮・化学分離方法、核種分析方法及び化学形態等の定量方法について実験的検討を実施し、土壌中のセシウム同位体分析方法、Pu及びAm含有試料の溶解方法、<sup>79</sup>Seの合成方法及び化学分離スキーム、蛍光 X線分析による溶液中ウランのスクリーニング測定方法、TIMSによるウラン同位体比分析法、MS/MSMC-ICP-MSによる高感度<sup>129</sup>I測定法、ゼオライト土のうの特性評価方法、LAMISによる化学形態定量方法並びに単一粒子 ICP-MS による Zr コロイドの定量方法に係る科学的・技術的知見を整理した。

#### **3.2** 目的の達成状況

前項に記載した成果より、目的の達成状況は以下となる。

(1)クリアランスの確認

極めて低い放射能を対象物の性状に応じて適切に測定・評価する技術について整理し、 科学的・技術的知見を整備した。また、フォトンカウンティング CT の適用性についても 試験を通じて技術的知見を整理した。放射線測定における不確かさの考え方を整理すると ともに、海外の溶融クリアランスについても調査した。

以上より、クリアランス制度を適用する際の放射能濃度の評価手法の妥当性を不確かさ の考慮の下で判断する手段を整備するという当初の目的を予定どおり達成した。

(2)廃棄体等の安全性確認

ソースターム設定等に関する知見の蓄積と技術的留意点の整理、放射化計算により放射 能量を評価する場合の技術的留意点の整理、廃棄体等の放射能を外部からの放射線測定に より評価する場合の影響因子の抽出及び多数の廃棄物を一括して計測する場合に放射能評 価へ影響を及ぼす因子の抽出を行うという当初の目的を予定どおり達成した。

(3)廃止措置における危険性の高い活動の評価

廃止措置における危険性の高い活動の認識・分析評価方法を検討するとともに廃止措置 安全評価コードを整備することで、原子力規制検査において着目すべき活動を廃止措置の 進展ごとに整理し取りまとめるという当初の目的を予定どおり達成した。 (4)長半減期放射性核種等の特性評価方法に関する研究

性状が様々な廃棄物等の試料に含まれる長半減期放射性核種等の分析について、複雑な 多段階処理等を考慮しても、十分な信頼性が確保された結果であることを確認するために、 化学特性評価方法を検討するとともに、最新分析技術を活用して放射性核種の化学形態等 の定量評価に関する実験データを取得するという当初の目的を予定どおり達成した。

# 3.3 成果の公表等

# 3.3.1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表

(1)論文(査読付)

- Yoshii, T., Sakai, H., Tagawa, H., Kawarabayashi, J., "Study on the effects of heterogeneity of objects placed in storage containers on simple radioactive evaluation", Annals of Nuclear Energy, Vol.177, 109313, 2022. doi:10.1016/j.anucene.2022.109313
- 2 Yoshii, T., Sakai, H., Kawarabayashi, J., "Influence of conversion factors on the radioactivity evaluation of clearance objects consisting of several materials", Applied Radiation and Isotopes, Vol.200, 110984, 2023. doi:10.1016/j.apradiso.2023.110984
- 3 Yamamoto, K., Ohno, T., Kitamura, G., Takahashi, H., Hirata, T., "Deciphering the uranium isotopic signature of coastal water and sediments from Tokyo Bay using a multi-collector inductively coupled plasma mass spectrometer", Environmental Technology & Innovation, Vol.36, 103761, 2024. doi:10.1016/j.eti.2024.103761
- 4 Nomura, M., Park, K. C., Takahashi, H., Tsukahara, T., "Comparative evaluation of uranium isotope ratios by peak-jumping and static multi-collector measurements in thermal ionization mass spectrometry", International Journal of Mass Spectrometry, Vol.503, 117277, 2024. doi:10.1016/j.ijms.2024.117277
- 5 Yoshii, T., Kawarabayashi, J., "Development of a practical conversion factor for evaluating radioactivity in mixed metal and plastic clearance objects", Applied Radiation and Isotopes, Vol.217, 111670, 2025. doi:10.1016/j.apradiso.2025.111670

(2)国際学会のプロシーディング(査読付)なし。

(3)その他

- 1 Tagawa, H., Kawarabayashi, J., Yoshii, T., Hagura, N., "Improvement of clearance reliability for plastic and metal mixture waste using CT", 2021 IEEE Nuclear Science Symposium and Medical Imaging Conference, 2021.
- 2 Yoshii, T., Sakai, H., Kawarabayashi, J., "Basic Study on the Radioactivity Evaluation of Control Panels", 12th International Symposium Release of Radioactive Materials Provisions for

Clearance and Exemption, 2022.

- 3 仲宗根峻也、吉居大樹、澁谷憲悟、酒井宏隆、藤原健、河原林順、「新規クリアランス 対象物を想定したX線CTの画像再構成条件に関する検討」、日本原子力学会2023春の 年会、令和5年
- 4 澁谷憲悟、仲宗根峻也、吉居大樹、酒井宏隆、藤原健、河原林順、「CdTe 検出器を用いた X線 CT 撮像におけるエネルギーしきい値を利用した金属元素の弁別」、第60回ア イソトープ・放射線研究発表会、令和5年
- 5 山本康太、大野剛、北村豪、高橋宏明、平田岳史、「多重検出器型 ICP 質量分析計を用 いた東京湾堆積物中人為的ウランの同位体分析及び起源識別」、日本放射化学会第 67 回討論会講演、令和 5 年
- 6 澁谷憲悟、仲宗根峻也、吉居大樹、柚木彰、酒井宏隆、藤原健、河原林順、「フォトン カウンティング CT における金属元素(アルミニウム,鉄及び銅)の弁別」、第71回応 用物理学会春季学術講演会、令和6年
- 7 武内威、吉居大樹、河原林順、「フォトンカウンティング CT を用いた低中原子番号物 質の同定の検討」、第71回応用物理学会春季学術講演会、令和6年
- 8 武内威、河原林順、酒井宏隆、吉居大樹、「質量減弱係数による元素推定のための測定 エネルギーの決定」、次世代放射線シンポジウム 2024 (第 36 回放射線夏の学校)、令和 6年
- 9 佐藤由子、井上亮、川崎智、酒井宏隆、「トレンチ処分対象廃棄体等の放射能評価に関する検討(1)放射能評価への影響因子に関する検討」、日本原子力学会2024年秋の大会、 令和6年
- 10 井上亮、佐藤由子、川崎智、酒井宏隆、「トレンチ処分対象廃棄体等の放射能評価に関する検討(2)トレンチ処分施設における生体遮蔽コンクリートの一括測定」、日本原子 力学会 2024 年秋の大会、令和6年
- 11 山本康太、佐藤由子、平田岳史、高橋宏明、「TG-DTA/ICP-MS によるゼオライト中吸 着 Cs の揮発過程のオペランド観測」、第 6 回放射性廃棄物固化体討論会講演、 NWG2024-16、令和6年
- 12 山本康太、阿瀬貴博、横山祐典、高橋宏明、「MS/MS MC-ICP-MS を用いた<sup>129</sup>I 分析の 課題」、第22回同位体科学研究会講演、令和7年
- 13 柚木彰、仲宗根峻也、吉居大樹、酒井宏隆、「放射能測定における特性限界 (ISO 11929) について」、放射線(解説論文:掲載予定)

# 3.3.2 委託先等による公表

なし。

#### **3.4** 成果の活用等

(1)クリアランスの確認

新規クリアランス対象物にクリアランス制度を適用する場合のクリアランスの確認に 活用する。

(2)廃棄体等の安全性確認

ソースターム設定に関する検討に関する成果は、事業(変更)許可申請の審査に関する 技術基盤に活用する。

廃棄体等の放射能評価に係る検討のうち、放射化計算により放射能量を評価する場合の 留意点に関する知見は、令和3年7月から令和5年2月に実施した日本原子力学会標準 「中深度処分対象廃棄物の放射能濃度決定方法の基本手順:2019(AESJ-SCF015:2019)」<sup>63</sup> の技術評価において、規格の妥当性評価の技術的根拠として活用した。

廃棄体等の放射能評価に係る検討のうち、廃棄体等の放射能を外部からの放射線測定に より評価する場合の評価精度及び多数の廃棄物の一括測定に係る検討に関する成果は、 WACに係る保安規定(変更)認可申請の審査に関する技術基盤並びに原子力規制検査のう ち廃棄物確認に関する技術基盤に活用する。

(3)廃止措置における危険性の高い活動の評価

本研究の成果は、原子力規制委員会が行う原子力規制検査等において活用されることが見込まれる。

(4)長半減期放射性核種等の特性評価方法に関する研究

長半減期放射性核種等の分析に係る実験環境の整備及び実験的検討を進めた。これらは、 今後、特に、燃料破損が生じた又は 1F 事故のような事象を経験した原子力施設等におけ る廃棄物確認、クリアランスの確認及び廃止措置終了確認における規制に資するために必 要な技術基盤の構築及び維持に活用することが期待される。

## 3.5 今後の課題等

(1)クリアランスの確認

新規クリアランス対象物の放射線測定に関する検討においては、対象物の性状を非破壊 で把握することが重要である。このような技術として、フォトンカウンティング CT の適 用に関する検討の結果は有用であり、今後、フォトンカウンティング CT を用いた新規ク リアランス対象物の性状を把握する技術について研究を続ける。また、放射線測定の不確 かさの考慮については、引き続き放射線測定による放射能評価に加えて、化学分析により 原子数を計数する手法による放射能評価にも適用できるよう、不確かさの要因分析につい て研究を続ける。 また、溶融処理を行った後に測定を行う場合に、放射能濃度の値を不確かさとともに信 頼性を確保して定量的に導出する方法について、特に溶融により放射能の分布の均質さを どのように確認するかについてなどの観点から必要な知見を蓄積する。

#### (2)廃棄体等の安全性確認

保安規定の審査及び廃棄物確認において、原子力規制庁は埋設事業者が設定した WAC に基づく廃棄体等の放射能の評価方法が技術的に妥当なものであることを確認する必要が ある。今後は、新たな廃棄体等のうち中深度処分対象廃棄体については、表面汚染を主と する二次的な汚染物だけでなく、放射化した廃棄物の放射能を放射化計算により評価する 方法の実際の審査・確認を想定した技術的な課題の検討を進める。また、ウラン廃棄物及 び研究施設等廃棄物については、廃棄体等に含まれるウランその他の核種組成による放射 能評価の課題を把握し、放射能を確認する手法を整備する必要があるため、関連した検討 を進める。さらに、廃棄体等への活用が検討されうる種々の固型化材料及び固型化方法に ついての検討も実施する。

(3)廃止措置における危険性の高い活動の評価

廃止措置安全評価コードによる被ばくリスク評価については、確率論的リスク評価で実施されている不確かさ評価が必要であり、また、廃止措置作業におけるトラブル情報の拡充が重要である。今後は、廃止措置活動の結果として、原子力施設のエンドステートを達成するために必要な技術的課題の抽出、放射能特性評価に係る調査及び技術的検討を実施する。

(4)長半減期放射性核種等の特性評価方法に関する研究

本研究を通じて分析方法に関する以下の課題が挙げられた。今後の安全研究の中で必要に応じて検討を進めることを検討する。

- XRF によるスクリーニング分析方法について、ウラン選択的吸着剤を2種類選定し、 溶液中のスクリーニング測定方法のスキームの基礎的実験データを取得することがで きた。今後は、簡便な溶液中ウランのスクリーニング測定として現場測定等にも適用 可能な手法構築が課題である。
- ・ 質量分析計による詳細分析方法について、RPQ-TIMS によるウラン及びセシウムの同 位体比分析法、MC-ICP-MS によるウラン同位体比分析法及び MS/MS MC-ICP-MS によ る <sup>129</sup>I の分析方法構築のための基礎データを取得することができた。今後は、RPQ-TIMS によるウラン及びセシウムの同位体比分析法をより多くの試料に適用するため の手法構築、MS/MS MC-ICP-MS による <sup>129</sup>I 等の長半減期放射性核種及び微量元素の 分析において高感度に分析するための手法構築及び新たな分析対象核種として <sup>14</sup>C を 加速器質量分析計で測定するための化学分離処理方法の構築が課題である。

 コロイドの分析方法について、Zr コロイドを単一粒子 ICP-MS により測定するための 基礎データを取得することができた。今後は、真性コロイド粒子及び有機物コロイド のサイズ分布、化学形態等を質量分析装置等により測定する方法の構築が課題である。
 固体廃棄物の特性評価方法について、ゼオライト土のうの特性評価に係る基礎データ を取得することができた。今後は、放射線による影響、廃棄体として固型化するため の加熱処理過程における放射性 Cs の揮発過程等の理解が課題である。

これら課題への対応は、本研究の後継プロジェクトで実施する予定である。

# 謝辞

本報告書の作成にあたり、原子力規制委員会原子力規制庁技術基盤グループ放射線・廃 棄物研究部門の川崎智技術参与に貴重な技術的助言をいただきました。ここに深謝申し上 げます。

## 参考文献一覧

- 1 吉居大樹、川崎智、「γ線によるウランクリアランス対象物中のウラン量測定方法に関す る検討」、日本原子力学会 2016 年春の年会、平成 28 年
- 2 仲神元順、三村隆士、川合健太、渡邉将人、「浜岡1・2 号機解体撤去物を対象としたク リアランス測定評価手法の開発(1)全体概要と二次的汚染の測定評価」、日本原子力学 会 2019 年秋の大会、令和元年
- 3 酒井宏隆、吉居大樹、川崎智、「低濃度放射能測定における ISO11929 に従った測定の不 確かさと特性値の導出」、RADIOISOTOPES、68 巻、9 号、pp.659-673、令和元年、 doi:10.3769/radioisotopes.68.659
- 4 酒井宏隆、吉居大樹、川崎智、「放射能分布の逆問題解法でのモンテカルロ法による測定 の不確かさ評価」、Radiation Detectors and Their Uses, Proceedings of the 33rd Workshop on Radiation Detectors and Their Uses (2019-4)、pp.24-32、令和元年
- 5 Sakai, H., Yoshii, T., Takasaki, F., Kawarabayashi, J., "Evaluation of the detection limit of net count in peak for the energy spectrum of CZT detector", Applied Radiation and Isotopes, Vol. 169, 109569, 2021. doi:10.1016/j.apradiso.2020.109569
- 6 Sakai, H., Yoshii, T., Kawasaki, S., "Derivation of uncertainty propagation for clearance measurement", Applied Radiation and Isotopes, Vol. 170, 109630, 2021. doi:10.1016/j.apradiso.2021.109630
- 7 Sakai, H., "Uncertainty treatment for clearance measurement", News from ETSON and its members, 2022 https://www.etson.eu/node/296 (令和 5 年 4 月 10 日確認)
- 8 吉居大樹、酒井宏隆、川崎智、「PCB使用安定器内の残留放射能の測定に関する基礎的検 討」、日本原子力学会 2019 年秋の大会、令和元年
- 9 吉居大樹、酒井宏隆、田川裕晶、河原林順、「収納容器内に偏在したクリアランス対象物 の放射能評価に関する検討」、日本原子力学会 2021 年春の年会、令和3年
- 10 甲斐倫明、山田崇裕、橋本周、山本正史、山田憲和、酒井宏隆、荻野晴之、米原英典、 服部隆利、山口一郎、佐々木道也、「日本保健物理学会 2021 年度企画シンポジウム国際 対応委員会セッション「IAEA DS499(免除)及び DS500(クリアランス)の動向と論 点一総合討論」」、保健物理、56巻、3号、pp.156-159、令和3年、doi:10.5453/jhps.56.156
- 11 佐藤由子、古田美憲、川崎智、「現実的な廃棄物封入モデルを用いた放射能濃度評価に 係る検討」、日本アイソトープ協会第58回アイソトープ・放射線研究発表会、令和3年
- 12 Takahashi, H., Izumoto, Y., Matsuyama, T., Yoshii, H., "Trace determination of uranium preconcentrated using graphene oxide by total reflection X-ray fluorescence spectrometry", X-Ray Spectrometry, Vol.48, No.5, pp.366-374, 2019. doi:10.1002/xrs.3032
- 13 Yamamoto, K., Asanuma, H., Takahashi, H., Hirata, T., "In situ isotopic analysis of uranium

using a new data acquisition protocol for 10<sup>13</sup> ohm Faraday amplifiers", Journal of Analytical Atomic Spectrometry, Vol. 36, pp.668-675, 2021. doi:10.1039/D0JA00498G

- 14 Takahashi, H., Park, K.C., Nomura, M., Shibahara, H., Miura, H., Ohishi, Y., Yuki, M., Tsukahara, T., "Influence of extraction process on Cs isotope ratios for Fukushima Daiichi nuclear power plant accident contaminated soil", Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 329, pp.327-336, 2021. doi:10.1007/s10967-021-07760-6
- 15 深井惠、高橋宏明、「ICP 質量分析計を用いたテクネチウム 99 の測定に係る検討」、日本分析化学会第70回年会、令和3年
- 16 Yamashita, S., Yamamoto, K., Takahashi, H., Hirata, T., "Size and isotopic ratio measurements of individual nanoparticles by a continuous ion-monitoring method using Faraday detectors equipped on a multi-collector-ICP-mass spectrometer", Journal of Analytical Atomic Spectrometry, Vol. 37, pp.178-184, 2022. doi:10.1039/D1JA00312G
- 17 Yoshii, H., Takamura, K., Uwatoko, T., Takahashi, H., Sakai, Y., "Screening of uranium contamination on waste surfaces using X-ray fluorescence analysis", Spectrochimica Acta Part B: Atomic Spectroscopy, Vol. 189, 106368, 2022. doi:10.1016/j.sab.2022.106368
- 18 Yoshii, H., Uwatoko, T., Takahashi, H., Sakai, Y., "Determination of trace levels of uranium in waste solutions by energy dispersive X-ray fluorescence following adsorption on graphene oxide", X-Ray Spectrometry, Vol. 51, Issue 5-6, pp.454-463, 2022. doi:10.1002/xrs.3307
- 19 栗原かのこ、堀越洸、中里雅樹、高橋宏明、平田岳史、「飛行時間型 ICP-MS による微 粒子の個別分析法の開発」、分析化学、71 巻、4.5 号、pp.277-282、令和 4 年、 doi:10.2116/bunsekikagaku.71.277
- 20「工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度が放射線 による障害の防止のための措置を必要としないものであることの確認等に関する規則」、 令和二年原子力規制委員会規則第十六号
- 21 「放射能濃度についての確認を受けようとする物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価の方法に係る審査基準」、原規規発第 2007294 号
- 22 日本原子力発電株式会社、「東海発電所において用いた資材等に含まれる放射性物質の 放射能濃度の測定及び評価方法の認可申請書」、平成18年
- 23 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「新型転換炉原型炉ふげんにおいて用いた 資材等に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価方法の認可申請書」、平成 30 年
- 24 中部電力株式会社、「浜岡原子力発電所において用いた資材等に含まれる放射性物質の 放射能濃度の測定及び評価方法の認可申請書(5号原子炉施設低圧タービンロータのう ち低圧車軸及び翼)」、平成 26 年

- 25 Tagawa, H., Kawarabayashi, J., Yoshii, T., Hagura, N., "Improvement of clearance reliability for plastic and metal mixture waste using CT", 2021 IEEE Nuclear Science Symposium and Medical Imaging Conference, 2021.
- 26 戸田裕之、「X線CT-産業・理工学でのトモグラフィー実践活用-」、p.59、共立出版、 平成 31 年
- 27 高山善匡、杜澤達美、加藤一、茜谷祐一、張仁誠、「結晶粒組織の均一性の定量的評価 法」、日本金属学会誌、60巻、1号、pp.44-49、平成8年、doi:10.2320/jinstmet1952.60.1 44
- 28 Yoshii, T., Sakai, H., Tagawa, H., Kawarabayashi, J., "Study on the effects of heterogeneity of objects placed in storage containers on simple radioactive evaluation", Annals of Nuclear Energy, Vol. 177, 109313, 2022. doi:10.1016/j.anucene.2022.109313
- 29 Jagony, A., Tsukada, H., "Characterization of Radiocesium Levels and Fractions of <sup>137</sup>Cs in Soil Collected from Oguni, Date Using Manual and Instrument Software Calculation Based on Covell Method", Philippine Journal of Science, Vol. 146, No. 2, pp.193-199, 2017.
- 30 Sato, T., Iwamoto, Y., Hashimoto, S., Ogawa, T., Furuta, T., Abe, S., Kai, T., Tsai, P., Matsuda, N., Iwase, H., Shigyo, N., Sihver, L., Niita, K., "Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02", Nuclear Science and Technology, Vol. 55, No. 5-6, pp.684-690, 2018. doi:10.1080/00223131.2017.1419890
- 31 Deutsches Institut für Normung, "Activity measurement methods for the clearance of radioactive substances and nuclear facility components Part 1: Fundamentals", p.107, 2014.
- 32 Michelf, R., "Uncertainty, detectability and conformity in measurements of ionizing radiation", Japanese Journal of Health Physics, Vol.52, No. 3, pp.179-191, 2017. doi:10.5453/jhps.52.179
- 33 Ferreira, T., Rasband, W, S., "ImageJ User Guide IJ 1.46r", https://imagej.net/ij/docs/guide/146.html (令和 7 年 2 月 28 日確認)
- 34 Toshiba Industrial Products and Systems Corporation, "Type TE Motor Control Center M Series and G Series", 2019.
- 35 Yoshii, T., Sakai, H., Kawarabayashi, J., "Influence of conversion factors on the radioactivity evaluation of clearance objects consisting of several materials", Applied Radiation and Isotopes, Vol. 200,110984, 2023. doi:10.1016/j.apradiso.2023.110984
- 36 Yoshii, T., Sakai, H., Kawarabayashi, J., "Basic Study on the Radioactivity Evaluation of Control Panels", 12th International Symposium Release of Radioactive Materials Provisions for Clearance and Exemption, 2022.
- 37 Yoshii, T., Kawarabayashi, J., "Development of a practical conversion factor for evaluating radioactivity in mixed metal and plastic clearance objects", Applied Radiation and Isotopes, Applied Radiation and Isotopes, Vol. 217,111670, 2025. doi:10.1016/j.apradiso.2025.111670

- 38 仲宗根峻也、吉居大樹、澁谷憲悟、酒井宏隆、藤原健、河原林順、「新規クリアランス 対象物を想定したX線 CTの画像再構成条件に関する検討」、日本原子力学会 2023 春の 年会、令和5年
- 39 Schlomka, J.P., Roessl, E., Dorscheid, R., Dill, S., Martens, G., Istel, T., Bäumer, C., Herrmann, C., Steadman, R., Zeitler, G., Livne, A., Proksa, R., "Experimental feasibility of multi-energy photon-counting K-edge imaging in pre-clinical computed tomography", Physics in Medicine & Biology, Vol. 53, No. 15, pp.4031-4047, 2008. doi:10.1088/0031-9155/53/15/002
- 40 Flohr, T., Petersilka, M., Henning, A., Ulzheimer, S., Ferda, J., Schmidt, B., "Photon-counting CT review", Physica Medica, Vol.79, pp.126-136, 2020. doi:10.1016/j.ejmp.2020.10.030
- 41 澁谷憲悟、仲宗根峻也、吉居大樹、酒井宏隆、藤原健、河原林順、「CdTe 検出器を用いた X線 CT 撮像におけるエネルギーしきい値を利用した金属元素の弁別」、第60回ア イソトープ・放射線研究発表会、令和5年
- 42 澁谷憲悟、仲宗根峻也、吉居大樹、柚木彰、酒井宏隆、藤原健、河原林順、「フォトン カウンティング CT における金属元素(アルミニウム,鉄及び銅)の弁別」、第71回応 用物理学会春季学術講演会、令和6年
- 43 National Institute of Standards and Technology, X-Ray Mass Attenuation Coefficients, 2004, https://www.nist.gov/pml/x-ray-mass-attenuation-coefficients (令和 6 年 12 月 26 日確認)
- 44 武内威、吉居大樹、河原林順、「フォトンカウンティング CT を用いた低中原子番号物 質の同定の検討」、第71回応用物理学会春季学術講演会、令和6年
- 45 武内威、河原林順、酒井宏隆、吉居大樹、「質量減弱係数による元素推定のための測定 エネルギーの決定」、次世代放射線シンポジウム 2024 (第 36 回放射線夏の学校)、令和 6年
- 46 Nakai. K., Yamada, K., Nagata, T., Saito, Y., Nonomura, T., "Effect of Objective Function on Data-Driven Greedy Sparse Sensor Optimization", IEEE Access, Vol. 9, pp.46731-46743, 2021. doi:10.1109/ACCESS.2021.3067712
- 47 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、安全研究成果報告書、「放射性廃棄物等の放射能濃度評価技術に関する研究」、RREP-2021-3001、令和3年
- 48 大塚良二、「質量分析装置を用いた環境試料中の放射性核種分析の現状」、RADIOISOTOPES、55巻、pp.651-664、平成18年
- 49 BIPM, CCRI(II) Task Group on Mass Spectrometry (CCRI(II)-MS-TG), 2024, https://www.bipm.org/en/committees/cc/ccri/wg/ccri-ii-ms-tg (令和 6 年 12 月 5 日確認)
- 50 MetroPOEM, "Metrology for the harmonisation of measurements of environmental pollutants in Europe Newsletter 03-Summer 2024", MetroPOEM, 2024.
- 51 National Institute of Standards and Technology, International Committee for Radionuclide

Metrology (ICRM) homepage, http://www.physics.nist.gov/ICRM/index.html (令和6年12月5日確認)

- 52 柚木彰、仲宗根峻也、吉居大樹、酒井宏隆、「放射能測定における特性限界 (ISO 11929) について」、放射線(掲載予定)
- 53 村主進、押野昌夫、大谷暁、「保健物理部の活動 JAERI 5002」、2巻、pp.138-148、昭和 35年
- 54 Kaiser, H., "Zum Problem der Nachweisgrenze", Fresenius' Zeitschrift für analytische Chemie, Vol. 209, p.1, 1965. doi:10.1007/BF00508735
- 55 Kaiser, H., "Zur Definition der Nachweisgrenze, der Garantiegrenze und der dabei benutzten Begriffe", Fresenius' Zeitschrift für analytische Chemie, Vol.216, pp.80-94, 1966. doi:10.1007/BF00515298
- 56 Cooper, J. A., "Factors determining the ultimate detection sensitivity of Ge(Li) gamma-ray spectrometers", Nuclear Instruments and Methods, Vol.82, pp.273-277,1970. doi:10.1016/0029-554X(70)90361-7
- 57 Currie, L. A., "Limits for qualitative detection and quantitative determination, application to radiochemistry", Analytical Chemistry, 40, p.586, 1968. doi:10.1021/ac60259a007
- 58 ISO 11929 Determination of the characteristic limits (decision threshold, detection limit and limits of the coverage interval) for measurements of ionizing radiation Fundamentals and application
  - Part 1 Elementary applications: 2019,
  - Part 2 Advanced applications: 2019,
  - Part 3 Application to unfolding methods: 2019,
  - Part 4 Guidelines to applications: 2022.
- 59 ISO/IEC Guide 98-3: 2008, Uncertainty of measurement, Part 3: Guide to the expression of uncertainty in measurement (GUM:1995) / Evaluation of measurement data Guide to the expression of uncertainty in measurement, JCGM 100:2008, GUM 1995 with minor corrections.
- 60 公益財団法人原子力安全研究協会、「令和5年度原子力規制庁請負成果報告書「溶融ク リアランスに関する調査」」、令和6年
- 61 公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター、令和6年度原子力規制庁請負成 果報告書「ドイツにおける溶融クリアランスに関する調査」、令和7年(公開準備中)
- 62 電気事業連合会、「原子力発電所等の廃止措置及び運転に伴い発生する放射性廃棄物の 処分について」、第2回廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合、資料2-1、平成27年、https://www.da.nra.go.jp/view/NRA022011538?contents=NRA022011538-002-003#pdf=NRA022011538-002-003(令和5年8月4日確認)

- 63 日本原子力学会標準、「中深度処分対象廃棄物の放射能濃度決定方法の基本手順:2019 AESJ-SC-F015:2019」、日本原子力学会、令和元年
- 64 ISO16966:2013 Theoretical activation calculation method to evaluate the radioactivity of activated waste generated at nuclear reactors, International Organization for Standardization, 2013.
- 65 日本原子力発電株式会社、「東海低レベル放射性廃棄物埋設事業所第二種廃棄物埋設事 業許可申請 第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第十三 条(ピット処分又はトレンチ処分に係る廃棄物埋設地)第1項第二号及び第四号への適 合性について」、https://www2.nra.go.jp/data/000405445.pdf(令和5年8月4日確認)
- 66 日本原子力発電株式会社、「東海発電所発電用原子炉施設廃止措置実施方針」、 https://www.japc.co.jp/tokai/haishi/pdf/jisshihoushin/20210512/tokai.pdf(令和5年8月4日 確認)
- 67 佐藤由子、井上亮、川﨑智、酒井宏隆、「トレンチ処分対象廃棄体等の放射能評価に関 する検討(1)放射能評価への影響因子に関する検討」、日本原子力学会2024年秋の大会、 令和6年
- 68 Itasca Consulting Group, Inc. "Software Products -PFC", https://www.itascainternational.com/software/pfc(令和6年6月11日確認)
- 69 Sakamoto, Y., Tanaka, S., "QAD-CGGP2 and G33-GP2: Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP", JAERI-M 90-110, 1990. doi:10.11484/jaeri-m-90-110
- 70 伊藤忠テクノソリューションズ株式会社、「Pre/GAM-D」、https://www.engineeringeye.com/PREGAMD/(令和6年6月11日確認)
- 71 日本原子力発電株式会社、「東海低レベル放射性廃棄物埋設事業所第二種廃棄物埋設事 業許可申請 第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第八条 (遮蔽等)への適合性について」、https://www2.nra.go.jp/data/000400978.pdf(令和5年8 月4日確認)
- 72 井上亮、佐藤由子、川崎智、酒井宏隆、「トレンチ処分対象廃棄体等の放射能評価に関する検討(2)トレンチ処分施設における生体遮蔽コンクリートの一括測定」、日本原子力 学会 2024 年秋の大会、令和6年
- 73 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 廃止措置リスク評価に関する検討」、令和4年(公開準備中)
- 74 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和4年度原子力規制庁委託成果報告書 廃止措置活動中の事故・トラブル等による被ばく影響評価に関する検討」、令和5年(公 開準備中)
- 75 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和5年度原子力規制庁委託成果報告書
廃止措置活動中の事故・トラブル等による被ばく影響評価に関する検討」、令和6年(公 開準備中)

- 76 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和6年度原子力規制庁委託成果報告書 廃止措置活動中の事故・トラブル等による被ばく影響評価に関する検討」、令和7年(公 開準備中)
- 77 一般社団法人原子力安全推進協会、「ニューシア 原子力施設情報公開ライブラリー」、 https://www.nucia.jp/index.html (令和7年3月6日確認)
- 78 米国原子力規制委員会、「Event Notification Reports | NRC.gov」、 https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/index.html (令和7年3 月6日確認)
- 79 島田太郎、「廃止措置安全評価コードシステムの開発」、平成 27 年度安全研究センター 報告会、平成 28 年
- 80 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和2年度原子力発電施設等安全技術対 策委託費(廃止措置・クリアランスに関する検討)成果報告書」、令和3年(公開準備 中)
- 81 原子力規制委員会、「廃止措置の終了確認における敷地土壌等の状況の判定に関するガ イド」(令和4年3月30日制定)
- 82 Nomura, M., Park, K. C., Takahashi, H., Tsukahara, T., "Comparative evaluation of uranium isotope ratios by peak-jumping and static multi-collector measurements in thermal ionization mass spectrometry", International Journal of Mass Spectrometry, Vol. 503, 117277, 2024. doi:10.1016/j.ijms.2024.117277
- 83 Yamamoto, K., Ohno, T., Kitamura, G., Takahashi, H., Hirata., T. "Deciphering the uranium isotopic signature of coastal water and sediments from Tokyo Bay using a multi-collector inductively coupled plasma mass spectrometer", Environmental Technology & Innovation, Vol 36, 103761, 2024. doi:10.1016/j.eti.2024.103761

## 執筆者一覧

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ 放射線・廃棄物研究部門

- 酒井 宏隆 安全技術管理官(放射線・廃棄物担当)
- 高橋 宏明 主任技術研究調查官
- 澁谷 憲悟 主任技術研究調査官
- 柚木 彰 主任技術研究調査官
- 佐藤 由子 副主任技術研究調查官
- 吉居 大樹 副主任技術研究調査官
- 井上 亮 技術研究調査官
- 古田 美憲 技術研究調査官
- 深井 惠 技術研究調査官
- 山本 康太 技術研究調査官
- 仲宗根 峻也 技術研究調查官