

RREP-2021-3001

安全研究成果報告

S/NRA/R Research Report

放射性廃棄物等の 放射能濃度評価技術に関する研究

Study on Activity Concentration Evaluation for Radioactive Wastes

酒井 宏隆 大塚 伊知郎 高橋 宏明 佐藤 由子

SAKAI Hirotaka, OTSUKA Ichiro, TAKAHASHI Hiroaki, SATO Yuko,

吉居 大樹 古田 美憲 深井 恵

YOSHII Taiki, FURUTA Yoshinori, and FUKAI Megumi

核燃料廃棄物研究部門

Division of Research for Nuclear Fuel Cycle and Radioactive Waste

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3年6月

June 2021

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 核燃料廃棄物研究部門
〒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

放射性廃棄物等の放射能濃度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
核燃料廃棄物研究部門酒井 宏隆 大塚 伊知郎 高橋 宏明 佐藤 由子
吉居 大樹 古田 美憲 深井 恵

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等の放射能濃度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、測定装置の特性及び対象物の性状に応じた放射能濃度評価精度に影響するパラメータ等を把握した。

廃棄物確認については、今後埋設処分が想定される廃棄体等について、放射能濃度の非破壊測定の精度に影響を与える因子及びその影響の度合いを定量的に評価し、廃棄物確認における技術的留意点を抽出した。

クリアランスの確認については、従来の放射能濃度確認対象物以外の対象物を対象に、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、複数の材料から構成される対象物中の放射能を適切に評価する技術についても技術的留意点を整理した。

廃止措置終了確認については、公衆の被ばく線量評価に及ぼすサイト固有の条件による影響を定量的に検討し、サイト開放後の公衆の被ばく線量の評価コードを整備するとともに、評価条件の具体的設定方法に係る科学的・技術的知見を整備した。

長半減期放射性核種等の分析における信頼性確保については、複雑な多段階処理等を考慮しても、物理化学的に性状が様々な試料の分析結果の信頼性を確認するための科学的・技術的知見を蓄積した。

本研究において、「廃止措置修了確認」及び「クリアランスの確認」の一部は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構に委託した。「廃棄物確認」の一部は、公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センターへ委託した。「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。「長半減期放射性核種等の分析における信頼性確保」は、国立大学法人東京大学、国立大学法人東京工業大学、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。

Study on Activity Concentration Evaluation for Radioactive Wastes

SAKAI Hirotaka, OTSUKA Ichiro, TAKAHASHI Hiroaki, SATO Yuko, YOSHII Taiki,
FURUTA Yoshinori, and FUKAI Megumi

Division of Research for Nuclear Fuel Cycle and Radioactive Waste,
Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

In this study we have identified the parameters that affect radioactivity concentration evaluation accuracy, specifically relating to the characteristics of measurement equipment and properties of the object in order to accumulate the scientific and technical knowledge for confirming the validity of the application by nuclear facility operators through the evaluation of the activity concentration of various radioactive wastes by the Nuclear Regulation Authority (NRA) for the following 4 themes.

For “Radioactive waste confirmation”, we quantitatively evaluated the factors that affected the accuracy of non-destructive measurement and their influence on the accuracy concerning the radioactive wastes that would be disposed of in the future. Technical points to be considered during the examination of radioactive waste confirmation have been identified.

For “Confirmation of clearance”, we have been identified the appropriate measurement and evaluation technologies of extremely low radioactivity for the objects other than the conventional activity concentration confirmation objects, and have accumulated scientific and technical knowledge for the inspection by the NRA. Additionally, technical points to be considered for appropriately evaluating the radioactivity in an object composed of multiple materials have also been identified.

For “Confirmation of completion of decommissioning”, the effect of site-specific conditions on the evaluation of public exposure dose was quantitatively examined, the evaluation code for public exposure dose after release of sites from regulatory control has been developed, and scientific and technical knowledge regarding specific setting method for evaluation conditions have been accumulated.

For “Research on ensuring reliability in long-half-life radionuclides analysis”, the scientific and technical knowledge has been accumulated to confirm the reliability of the

analytical results for samples with various physicochemical properties even when complicated multi-step treatment is taken into consideration.

In this study, parts of “Confirmation of completion of decommissioning “ and “Clearance inspection” were implemented by the Japan Atomic Energy Agency through the S/NRA/R commissioned research. Part of “Radioactive waste confirmation” was implemented by Radioactive Management Funding and Research Center through the S/NRA/R commissioned research. In addition, part of “Clearance inspection” was conducted as the joint study between Tokyo City University and the NRA. “Research on ensuring reliability in long-half-life radionuclides analysis” was conducted as the joint study among the University of Tokyo, Tokyo Institute of Technology, the National Institute for Quantum and Radiological Science, the Japan Atomic Energy Agency, and the NRA.

目次

1. 序論	1
1. 1 背景	1
1. 2 目的及び概要	2
1. 3 全体行程	3
2. 本論	5
2. 1 廃棄物確認	5
2. 1. 1 調査及び実験範囲	5
2. 1. 2 トレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度評価に係る検討	5
2. 1. 3 中深度処分対象廃棄物の放射能濃度評価に係る検討	10
2. 1. 4 まとめ	16
2. 2 クリアランスの確認	18
2. 2. 1 調査及び検討範囲	18
2. 2. 2 新規クリアランス対象物のクリアランス相当濃度の計算	18
2. 2. 3 新規クリアランス対象物の測定性能評価	18
2. 2. 4 放射線測定の不確かさの考慮	33
2. 2. 5 まとめ	35
2. 3 廃止措置終了確認	36
2. 3. 1 調査及び実験範囲	36
2. 3. 2 フォールアウトの影響を考慮した BG 設定方法の検討	36
2. 3. 3 評価対象エリアの汚染分布に係る評価方法の検討	40
2. 3. 4 被ばく評価方法の検討	44
2. 3. 5 被ばく評価コードシステム CDecom の構築	49
2. 3. 6 廃止措置終了確認手順の検討	50
2. 3. 7 まとめ	52
2. 4 長半減期放射性核種等の分析における信頼性確保	53
2. 4. 1 調査及び実験範囲	53
2. 4. 2 長半減期核種等の分析方法に関する実験的検討	53
2. 4. 3 まとめ	54
3. 結論	56
3. 1 成果の要点	56
3. 2 目的の達成状況	57
3. 3 成果の公表等	57
3. 3. 1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表	57
3. 3. 2 委託先等による公表	58

3. 4 成果の活用等.....	58
3. 5 今後の課題等.....	59
参考文献一覧.....	60
執筆者一覧.....	66

表 目 次

表 2.2.3.1	アスベストの測定における検出限界値と判定値の関係.....	21
表 2.2.3.2	PCB 使用安定器の測定における検出限界値と判定値の関係（Ge による 1 台の PCB 使用安定器の測定）	23
表 2.2.3.3	PCB 使用安定器の測定における検出限界値と判定値の関係（Ge による複数台の PCB 使用安定器の測定）	24
表 2.2.3.4	PCB 使用安定器の測定における検出限界値と判定値の関係（PS による 1 台の PCB 使用安定器の測定）	24
表 2.2.3.5	ケーブルの測定における検出限界値と判定値の関係.....	26
表 2.2.3.6	配電盤の測定における検出限界値と判定値の関係.....	29
表 2.3.4.1	跡地利用シナリオにおける評価経路の例（居住時）	45
表 2.3.4.2	評価対象核種の選定.....	46

目 次

図 1.3.1	放射性廃棄物等の放射能濃度評価技術に関する研究の全体行程	4
図 2.1.2.1	廃棄物封入モデル	6
図 2.1.2.2	最大汚染モデル法の考え方	7
図 2.1.2.3	PFC3D の配置モデル及びその QAD モデル	9
図 2.1.3.1	試料燃焼装置	13
図 2.1.3.2	塩素の分析フロー	13
図 2.1.3.3	ホルミウムの分析フロー	15
図 2.2.3.1	Ge による PCB 使用安定器の測定体系	22
図 2.2.3.2	難燃 PN ケーブルの構造 (左: ケーブルの断面 右: 芯線の断面)	25
図 2.2.3.3	ケーブルにおける線源の位置	26
図 2.2.3.4	配電盤の体系	27
図 2.2.3.5	配電盤における線源の位置	28
図 2.2.3.6	PCB 使用安定器の模型の構造	30
図 2.2.3.7	PCB 使用安定器の模型の測定試験	31
図 2.2.3.8	PHITS によるモデル化	32
図 2.2.3.9	試験及びシミュレーションの結果	33
図 2.3.2.1	BG 参照エリア設定の考え方	37
図 2.3.2.2	ウィルコクソン順位和検定による判定の事例	38
図 2.3.2.3	土壌の Cs-137 放射能濃度と Cs-135/Cs-137 同位体比の標準偏差の相関	40
図 2.3.3.1	仮想的な放射能濃度分布	41
図 2.3.3.2	外生ドリフトクリギングにより推定した放射能濃度分布	42
図 2.3.3.3	二次元の解析モデル	44
図 2.3.4.1	WEPP コンパートメントモデルの例 (居住の初期汚染分布)	47
図 2.3.4.2	室内試験装置の概念図	48
図 2.3.4.3	模擬降雨による土壌流出量の経時変化	49
図 2.3.5.1	CDecom の構成	50
図 2.3.6.1	廃止措置終了確認のフロー	52

略 語 表

1F	Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (福島第一原子力発電所)
BG	Background (バックグラウンド)
BIPM	Bureau international des Poids et Mesures (国際度量衡局)
CsMP	Radioactive Cesium Micro Particle (放射性 Cs マイクロ粒子)
CZT	Cadmium Zinc Telluride (テルル化カドミウム亜鉛)
DIN	Deutsches Institut für Normung (ドイツ規格協会)
GUM	Guide to the expression of uncertainty in measurement (測定の不確かさの表現のガイド)
IAEA	International Atomic Energy Agency (国際原子力機関)
ICP-MS	Inductively Coupled Plasma-Mass Spectrometry (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)
IFCC	International Federation of Clinical Chemistry and Laboratory Medicine (国際臨床化学連合)
ILAC	International laboratory Accreditation Cooperation (国際試験所認定協力機構)
IRRS	Integrated Regulatory Review Service (総合規制評価サービス)
ISO	International Organization for Standardization (国際標準化機構)
IUPAC	International Union of Pure and Applied Chemistry (国際純正・応用化学連合)
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)
JESCO	Japan Environmental Storage & Safety Corporation (中間貯蔵・環境安全事業株式会社)
LA	Laser Abrasion (レーザーアブレーション)
LLWR	Low Level Waste Repository (低レベル放射性廃棄物処分場)
MARSSIM	Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation manual (他省庁間共用放射線サーベイ及びサイト調査マニュアル)
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)
OECD	Organization for Economic Co-operation and Development (経済協力開発機構)
PCV	Primary Containment Vessel (原子炉格納容器)
QMS	Quadrupole Mass Spectrometer (四重極型質量分析計)
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)

RI	Radio Isotope (放射性同位元素)
SKB	Svensk Kärnbränslehantering Aktiebolag (スウェーデン核燃料・廃棄物管理会社)
WAC	Waste Acceptance Criteria (放射性廃棄物の受入れの基準)

1. 序論

1. 1 背景

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 51 条の 6 第 2 項に定める廃棄物確認、同法第 61 条の 2 第 1 項に定めるクリアランスの確認及び同法第 43 条の 3 の 34 第 3 項に定める廃止措置終了確認では、対象となる放射性廃棄物等の放射能濃度を原子力規制委員会が確認する。

(1) 廃棄物確認

今後、中深度処分施設及びトレンチ処分施設への埋設を対象に、現在使用されている 200L ドラム缶の廃棄体とは形状の異なる新たな廃棄体（遮蔽材が含まれる角形容器を用いたもの）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。このことから、これらの新たな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。特に、放射能濃度の評価方法については、新たな廃棄体等では放射化計算に基づく手法が用いられると考えられる。また、非破壊測定による放射能濃度の評価精度は材質、形状、充填状態、核種組成などの対象物の性状に依存する。以上より、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重要である。

(2) クリアランスの確認

原子炉施設の解体の進展に伴い、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（アスベスト、ケーブル等。以下「新規クリアランス対象物」という。）の発生が想定される。放射能濃度は、対象物によって測定方法が異なるほか、ケーブルなどの複数の材料から構成される対象物に対しても適切に評価する必要がある。このような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方法を整備することが重要である。

(3) 廃止措置終了確認

令和 12 年度に日本原子力発電株式会社東海発電所の廃止措置の終了が予定されているが、国際原子力機関（IAEA）による総合規制評価サービス（IRRS）でも指摘を受けているとおり、我が国では廃止措置終了確認に係る判断基準が整備されておらず、加えて、当該基準に適合していることについての具体的な確認方法も整備されていない。当該基準については、原子力規制委員会において検討が進められている^{1,11)}。

(4) 長半減期放射性核種等の分析における信頼性確保

廃棄物確認、クリアランスの確認及び廃止措置終了確認では、確認対象物に含まれる放射性物質の組成をあらかじめ知ることが重要である。特に、長半減期である α 線放出核種に対しては、信号強度が原子数に比例する分析方法の適用が有効である。当該分析方法の妥当性を確認するためには、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、性状が様々な、特に核燃料物質によって汚染された試料に対して、必要な分析精度を確保した放射性核種分析を行うためには、広範な要素技術からなる複雑な多段階処理、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、濃縮・化学分離、測定等に係る基礎データを取得し、各要素技術における留意点を明らかにする必要がある。

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確認において事業者の申請の妥当性を判断するために、測定装置の特性及び対象物の性状に応じた放射能濃度評価精度に影響するパラメータ等を把握することを目的とした。各研究の目的及び概要を以下に示す。

(1) 廃棄物確認

廃棄物確認における技術的留意点を整備するため、廃棄体等の非破壊測定による放射能濃度評価精度に影響する要因の整理、放射化核種の親元素濃度に係る評価方法の検討及び核種分析における留意事項の抽出を行う。

(2) クリアランスの確認

今後、クリアランス制度が原子力施設における様々な対象物に対して適用されることを念頭に、新規クリアランス対象物を対象に、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・技術的知見を整備する。また、複数の材料から構成される新規クリアランス対象物中の放射能を適切に評価する技術についても整理する。

(3) 廃止措置終了確認

廃止措置終了確認の具体的な方法として、東京電力福島第一原子力発電所事故(以下「1F事故」という。)に由来するフォールアウトの影響を考慮したバックグラウンド(以下「BG」という。)の設定方法、汚染分布の設定方法及び基準量相当濃度を導出するためのサイト固有条件を考慮したサイト開放後の公衆の線量評価方法を検討する。さらに、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。）が開発した被ばく線量評価コード PASCLR-Release^{1,2,1} の機能を拡張し、廃止措置安全評価コード CDecom として整備する。

（４）長半減期放射性核種等の分析における信頼性確保

物理化学的に性状が様々な、特に核燃料物質によって汚染された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、その分析結果の信頼性が十分に確保されていることを確認するための科学的・技術的知見を蓄積する。

1. 3 全体行程

本報告では、平成 29 年度から令和 2 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。

「廃止措置終了確認」並びに「クリアランスの確認」のうち新規クリアランス対象物のクリアランスの線量基準である 10 マイクロシーベルト／年に相当する放射能濃度（以下「クリアランス相当濃度」という。）の計算及び新規クリアランス対象物の測定能力の検証の一部は、JAEA への委託事業^{1.3.1-1.3.4}として行った。

「廃棄物確認」のうち、中深度処分対象廃棄体の検討の中での諸外国における廃棄体等の放射能濃度評価に係る調査を公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター（以下「原環センター」という。）への委託事業として行った。

「クリアランスの確認」のうち、新規クリアランス対象物の測定能力の検証の一部及び放射線測定の不確かさの検討の一部は、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。）との共同研究として、「長半減期放射性核種等の分析における信頼性確保」は、国立大学法人東京大学（以下「東大」という。）、国立大学法人東京工業大学（以下「東工大」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 との共同研究として行った。

年度	平成 29	平成 30	平成 31	令和 2
(1) 廃棄物確認	トレンチ処分対象コンクリート等廃棄物の検討			
	中深度処分対象廃棄物の検討			
(2) クリアランスの確認	新規クリアランス対象物の クリアランス相当濃度の計算		新規クリアランス対象物 の測定能力の検証	
	放射線測定の不確かさの検討			
(3) 廃止措置終了確認	被ばく評価方法の検討・コード改良			
	廃止措置終了確認手法手順の検討			
(4) 長半減期放射性核種 等の分析における信頼 性確保			実験装置の選定・導入	
			分析実験	

図 1.3.1 放射性廃棄物等の放射能濃度評価技術に関する研究の全体行程

Fig. 1.3.1 Overall schedule of study on activity concentration evaluation for radioactive waste

2. 本論

2. 1 廃棄物確認

2. 1. 1 調査及び実験範囲

本研究においては、トレンチ処分対象廃棄物を対象とした現実的な廃棄体モデルを用いた非破壊測定による放射能濃度評価に係る検討及び中深度処分対象廃棄体の放射能濃度評価に係る検討の2つの点からの調査及び検討を進め、知見の蓄積を行った。

なお、本研究のうち、2. 1. 3項(1)の内容は、原環センターに委託し、実施したものである。

2. 1. 2 トレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度評価に係る検討

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。

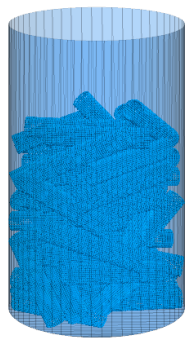
放射能濃度の評価は、材質、形状、充填状態、核種組成などの対象物の性状に依存することから、新たな廃棄体等については、その性状を踏まえて既存技術の適用性を確認するとともに、必要に応じて新たに確認手法を整備することが必要である。

本項目では、新たな廃棄体等の放射能濃度評価の妥当性確認に当たって留意すべき事項について検討を行った。

(1) 現実的な廃棄体モデルの検討

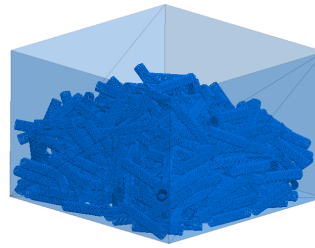
検討に当たり、200Lドラム缶及び外寸1.3 m×1.3 m×0.9 mの角型容器への廃棄物封入モデルを、米国ITASCA Consulting Group, Inc.が開発した「個別要素法による粒状体挙動解析コードPFC3D Suite Ver.5.0^{2.1.2.1}」(以下「PFC3D」という。)を用いて作成した。封入する廃棄物の性状は、原環センターの報告書^{2.1.2.2}を参考に選定した。

PFC3Dによるシミュレーション計算では、粒子の集合体で構成した廃棄物を容器上端高さの開口部中心から自由落下させ、容器-廃棄物間、廃棄物-廃棄物間の接触等による力学的相互作用を考慮した廃棄物配置を模擬した。全ての廃棄物投入後、x軸及びy軸方向に対して容器幅の2分の1の振幅の正弦波を与えて加振し、容器内の廃棄物が平準化されるようにした。長さ0.3 mの50A配管を封入した廃棄物封入モデルを図2.1.2.1に例示する。



内容物：長さ 0.3 m 50A 配管
 本数：66 本
 材質：SUS304
 質量：79.7 kg
 充填高さ：0.68 m
 かさ密度：469 kg/m³
 汚染性状：配管内部の表面汚染
 線源：Co-60

(a) ドラム缶



内容物：長さ 0.3 m 50A 配管
 本数：448 本
 材質：SUS304
 質量：540.9 kg
 充填高さ：0.71 m
 かさ密度：452 kg/m³
 汚染性状：配管内部の表面汚染
 線源：Co-60

(b) 角型容器

図 2.1.2.1 廃棄物封入モデル

Fig. 2.1.2.1 Simulated layout model of packaged waste

(2) 放射能濃度評価に影響を与える要因の検討

非破壊測定による放射能濃度評価では、対象物の周囲での測定計数率から対象物中の放射エネルギーを求める。対象物を n 個の小領域に仮想的に分割する場合、 j 位置の検出器における測定計数率 y_j は、小領域 i からの応答関数 R_{ji} 及び小領域 i の放射エネルギー x_i を用いて以下の(2.1.2.1)式のように表される。

$$y_j = \sum_{i=1}^n R_{ji} x_i \quad \text{----- (2.1.2.1)}$$

応答関数 R_{ji} は、測定対象内部の構造が既知であれば、点減衰核計算法又はモンテカルロ計算法で求めることができる。

ここで、測定における総放射エネルギー x_{total} は(2.1.2.1)式で求める解 x_i を用いて(2.1.2.2)式により得ることができる。

$$x_{total} = \sum_{i=1}^n x_i \quad \text{----- (2.1.2.2)}$$

なお、(2.1.2.1)式の解 x_i を連立方程式で厳密に求めるためには、少なくとも対象物内部の小領域数と同じ数の独立な測定値が必要である。ただし、測定対象物と検出器との位置関係も独立である必要があり、現実的な測定では実現が難しい。

これに対して、独立な測定値数が小領域数を下回った場合でも放射エネルギーを評価できる方法として、吉居らによる最大汚染モデル法^{2.1.2.3}による方法がある。この方法は、対象物周囲で測定される γ 線計数率及び対象物を仮想的に分割した小領域から得られる応答関数を

用いて放射エネルギーを評価する方法である。ただし、当該方法を使用するためには、各小領域に存在し得る最大の放射エネルギーを把握している必要がある。

最大汚染モデル法の考え方を図 2.1.2.2 に示す。

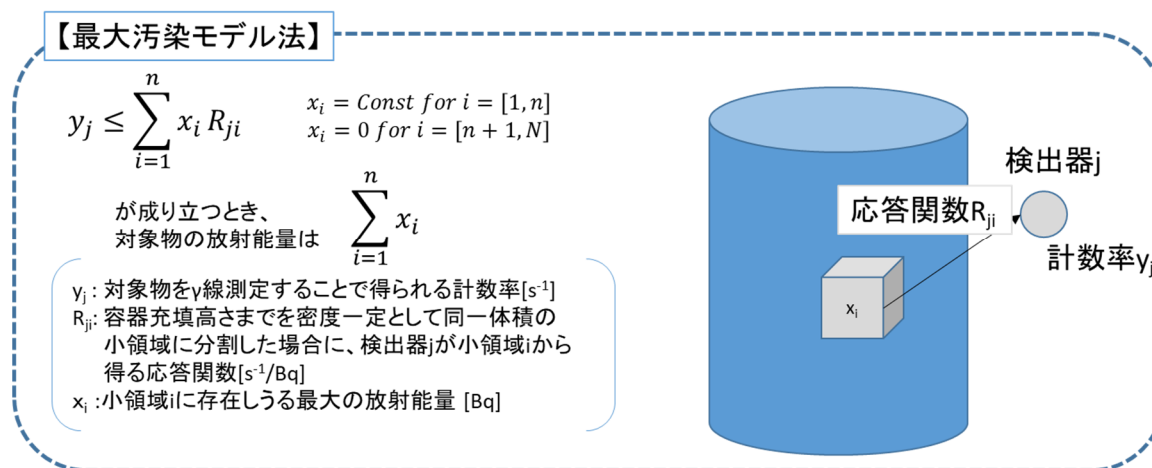


図 2.1.2.2 最大汚染モデル法の考え方

Fig. 2.1.2.2 Schematic diagram of Maximum Contamination Model

上記を踏まえ、JAEA が開発した点減衰核積分コード QAD-CGGP2R^{2.1.2.4} (以下「QAD」という。)を用いて廃棄物封入モデルの γ 線計数率及び応答関数を計算し、最大汚染モデル法で放射エネルギーを導出し、放射能濃度評価を行った。計算は、PFC3Dによる廃棄物封入モデルを QAD モデルに変換の上、実施した。

計算の前提となる測定条件は、以下を想定した。

- ・対象物の高さ方向を均等に分割した領域の中央高さに検出器を設置する。
- ・対象物がドラム缶の場合は、対象物を回転させた状態で γ 線を測定し、1回転する間の光子計数率を検出器設置高さにおける γ 線計数率とする。
- ・対象物が角型容器の場合は、対象物との距離が一定となるように対象物の周囲を1周する間の光子計数率を検出器設置高さにおける γ 線計数率とする。

① 計算条件

本項では γ 線計数率及び応答関数を求める際の検出器設置位置について検討した。 γ 線計数率は、検出器の構造及び検出器固有の応答関数により異なるため、本検討では検出器設置位置を評価点とし、評価点での γ 線束を γ 線計数率に代えて用いた。

a 容器周方向に設置する検出器位置

容器周方向に設置する検出器位置の検討のため、廃棄物封入モデルにおける容器周方向の評価点数を変化させて γ 線束の平均値を比較した。評価点は、廃棄物封入モデルの充填

高さの半分の高さで容器表面から 0.1 m の距離で容器周方向に設定することとし、ドラム缶に対しては容器周方向に 36 か所 (10 度刻み)、12 か所 (30 度刻み)、6 か所 (60 度刻み) 及び 4 か所 (90 度刻み)、角型容器に対しては、20 か所 (側面幅に対し等間隔で 5 個配置)、16 か所 (同 4 個配置)、12 か所 (同 3 個配置) 及び 8 か所 (同 2 個配置) とした。

それぞれの容器について、評価点数を変化させても得られた γ 線束の平均値はほぼ同じ値となり、評価点数に応じた傾向は見られなかった。今回のモデルのように容器への廃棄物の収納条件に著しい偏りがない場合、容器周方向の評価点数は評価結果に大きな影響を与えないと考えられるが、本検討では、容器周方向の検出器設置数はドラム缶に対して 36 か所 (10 度刻み)、角型容器に対して 20 か所 (側面幅に対し等間隔で 5 個配置) とした。

b 容器高さ方向に設置する検出器位置

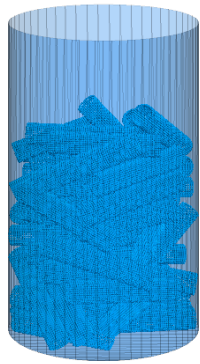
廃棄物封入モデルに対して、容器高さ方向に 1 段から 5 段の評価点を設置した場合の全ての評価点での γ 線束の平均値を比較した。評価点の高さは、容器の高さを等間隔に分割したそれぞれの領域の中央高さとした。

γ 線束の平均値には、検出器段数に応じた大きな変化は見られなかったが、本検討では検出器段数を 5 段とした。

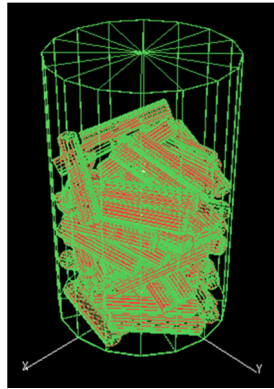
② 最大汚染モデル法を用いた放射能濃度評価

①の計算条件の下、最大汚染モデル法を用いて放射エネルギーを導出の上、放射能濃度の評価結果を比較した。

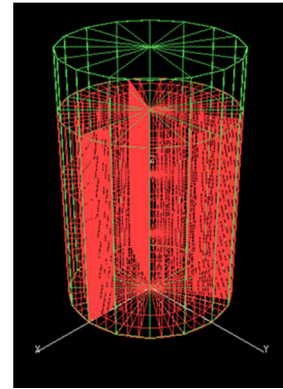
最大汚染モデル法では、対象物の密度を一様とみなしたのちに仮想的に分割し、それぞれの小領域からの応答関数を利用して放射エネルギーを導出する。本検討での廃棄物封入モデルに対しては、図 2.1.2.3 のとおり、充填高さを上端とした円柱又は直方体を仮定し、その体積と質量から得たかさ密度により密度一様の QAD 均質モデルを作成した。



PFC3D 配置モデル

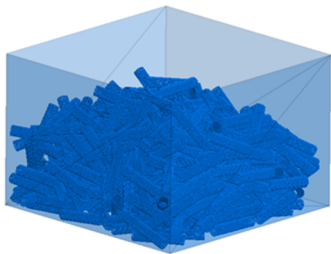


QAD 入力モデル

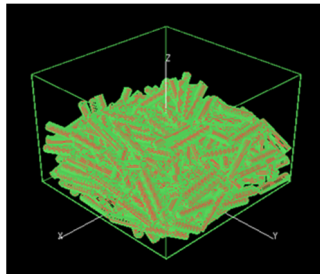


QAD 均質モデル

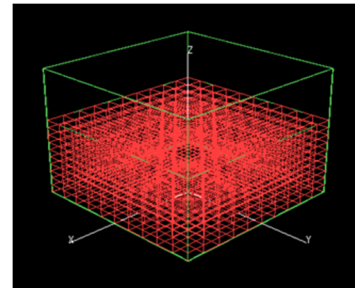
(a)ドラム缶への廃棄物封入モデル



PFC3D 配置モデル



QAD 入力モデル



QAD 均質モデル

(b)角型容器への廃棄物封入モデル

図 2.1.2.3 PFC3D の配置モデル及びその QAD モデル

Fig. 2.1.2.3 Waste layout model simulated by PFC3D and input model for QAD

また、最大汚染モデル法の適用に当たって必要となる小領域中の最大放射エネルギー D は、小領域がかさ密度 ρ の廃棄物で満たされており、その廃棄物の全表面が表面汚染密度の最大値で汚染していると仮定して(2.1.2.3)式のとおり導出した。

$$D = V \times \rho \times \frac{S_{all}}{W_{all}} \times C \quad \text{----- (2.1.2.3)}$$

この式において、式中の各項は、それぞれ次の事項を表す。

- D : 小領域中の最大放射エネルギー[Bq]
- V : 小領域の体積[m³]
- ρ : 対象物のかさ密度[kg/m³]
- S_{all} : 対象物の全表面積[m²]
- W_{all} : 対象物の全質量[kg]
- C : 表面汚染密度の最大値[Bq/m²]

a 小領域数

最大汚染モデル法での小領域数（全体の分割数）を変化させた場合の放射能濃度評価への影響を検討するため、図 2.1.2,3 に示す廃棄物封入モデルの充填高さまでの円柱又は直方体を仮想的に分割して小領域を設定した。小領域数は、27、64、125、216、343、512、729 及び 1000 の 8 種類とした。小領域の体積が同一となるように、ドラム缶では円周方向、半径方向及び高さ方向に、角型容器では縦、横及び高さ方向に分割した。

本検討の範囲では、廃棄物封入モデルの放射能濃度評価値は、小領域数 125 から 1000 の間ではその評価結果はほぼ同じ値となったが、小領域数 27 から 64 までの間では評価値にばらつきが見られ、放射能濃度評価値の収束性を確認したうえで小領域数を設定することの重要性が示唆された。今後、種々の廃棄物封入モデルを対象に小領域数の影響の検討を継続する。

b 対象物のかさ密度

封入された廃棄物の非破壊測定を想定する場合、測定時に直接的に把握できるのは対象物の重量のみであり、対象物の充填高さが把握できない。対象物のかさ密度の設定に対する放射能濃度への影響を検討するため、質量は一定として容器中の充填率を 10%から 100%とした場合のかさ密度での放射能濃度評価値を、放射能濃度設定値と比較した。

本検討の範囲では、それぞれの放射能濃度評価値は、放射能濃度設定値に対して約 1.5 倍から約 2.1 倍の値となり、実際のかさ密度よりも低いかさ密度となる充填率 80%から 100%で評価した場合であっても、最大汚染モデル法を用いることで、放射能濃度設定値より高く十分な保守性が見込まれる評価となった。今後、種々の廃棄物封入モデルを対象に、対象物のかさ密度の影響の検討を継続する。

2. 1. 3 中深度処分対象廃棄体の放射能濃度評価に係る検討

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が令和元年に改正され、事業者は、埋設しようとする放射性廃棄物等の技術上の基準に適合していることについて確認するための受入れの基準（以下「WAC」という。）に関することを保安規定に定めることになった。この改正を受けて、原子力規制委員会は事業者の保安規定（変更）認可申請に関する審査において WAC に基づく廃棄体の放射能濃度の評価方法の妥当性を確認することとなった。

中深度処分対象廃棄体については、ピット処分において評価されていた二次的な汚染に加えて、放射化汚染を含んだ放射性廃棄物が含まれることが想定されている。このことか

ら、中深度処分対象廃棄体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などの新たな確認手法を整備することが重要である。

本項目では、第二種廃棄物埋設施設のうち中深度処分廃棄物埋設施設の保安規定（変更）認可申請の審査における WAC に基づく廃棄体の放射能濃度の評価方法の妥当性に係る確認に向け、諸外国における廃棄体等の放射能濃度評価方法及び放射能濃度評価に関する放射性物質、放射化前の微量な親元素等の分析方法に係る情報を整理した。

（１）諸外国における廃棄体等の放射能濃度評価に係る調査

本項目は平成 29 年度に実施した原環センターへの委託による成果をまとめたものである。

新たな廃棄体等の廃棄物確認の手法の整備に資するために、イギリス及びドイツの放射性廃棄物埋設施設又は管理施設を調査対象とし、埋設又は管理の対象としている廃棄体等の放射能濃度評価方法等について調査を実施した。調査対象とした施設は、イギリスの低レベル放射性廃棄物処分場（以下「LLWR」という。）及びドイツのコンラッド処分場である。

① イギリス

イギリスでは、1995 年にイギリス政府及び自治政府が公表した白書^{2.1.3.1}並びに 2007 年にイギリス政府及び自治政府が公表した文書^{2.1.3.2}に基づき、放射性廃棄物を発熱量及び放射能濃度に応じて「高レベル放射性廃棄物」、「中レベル放射性廃棄物」又は「低レベル放射性廃棄物」に区分している。

調査対象施設は、イングランドのカンブリア州西部のドリッグ村近郊に位置する LLWR であり、操業者は低レベル放射性廃棄物処分場会社である。LLWR は、1959 年にウィンズケール及びコールダーサイトの操業に伴って発生した低レベル放射性廃棄物を処分することを目的として開設された。

廃炉等で発生した低レベル放射性廃棄物の多くは、LLWR に処分される予定である。LLWR において放射性廃棄物を処分する際には、低レベル放射性廃棄物処分場会社の受入基準を満たす必要があり、当該受入基準の中には放射性廃棄物の特性評価に関するガイドラインが含まれているため、その内容について調査を行った。また、廃棄物発生者が廃炉に向けた準備のため、国内に多く存在するマグノックス炉（黒鉛減速炭酸ガス冷却型原子炉）についての放射線学的な特性評価を行っている。このため、実際の放射化計算及び試料分析による放射能濃度評価の実例について調査を行った。

② ドイツ

ドイツでは、放射性廃棄物については定置による処分空洞壁面への温度影響の程度に応じて高レベル放射性廃棄物に相当する「発熱性放射性廃棄物」又は低中レベル放射性廃棄物に相当する「非発熱性放射性廃棄物」に区分されており、いずれも地層処分される方針である。

ドイツでは、廃炉等により発生する放射性廃棄物は非発熱性放射性廃棄物に分類され、ニーダーザクセン州のコンラッド処分場に処分される予定であることから、当該処分場を調査対象とした。コンラッド処分場は操業が開始されていないが、既にドイツ国内では原子力発電所の解体及び廃止措置が行われており、廃止措置廃棄物が発生している。これらの廃棄物は、将来のコンラッド処分場での処分を考慮に入れ、同処分場の受入要件等を満たすようにパッケージング等されている。このため、廃止措置からの放射性廃棄物の対象廃棄物、主に関連する核種及び放射能濃度評価方法について調査を行った。

(2) ジルカロイ-4に含まれる微量元素に係る分析試験

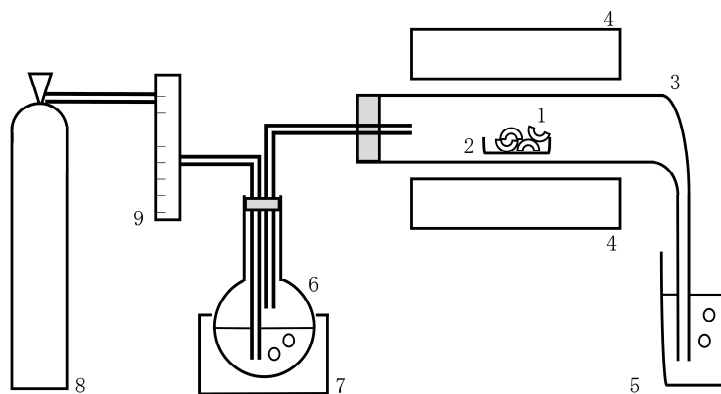
中深度処分施設に埋設する廃棄体に含まれる放射性廃棄物は、低レベル放射性廃棄物のうち制御棒、炉内構造物などの放射能レベルの比較的高い廃棄物であることが想定されている。当該廃棄物における放射化汚染による放射能濃度の決定には、主に放射化計算法が用いられており、計算には放射化前の微量な親元素の組成、中性子束、照射時間などの入力パラメータが必要となる。入力パラメータのうち親元素の組成については、既往研究又は申請者独自の検出限界値を用いる可能性がある。

本分析試験では、中深度処分対象廃棄物の主要構成材料であるジルカロイ-4の模擬試料を用いて、当該試料に含まれる微量元素のうち塩素及びホルミウムの検出限界値を求めた。

① 塩素分析

a 分析方法

分析方法は、旧動力炉・核燃料開発事業団による成果報告書^{2.1.3.3}（以下「動燃報告書」という。）を参考に作成したものであり、試料燃焼装置（図 2.1.3.1）により得られた溶液をイオンクロマトグラフィーで測定する方法である。分析フローを、図 2.1.3.2 に示す。

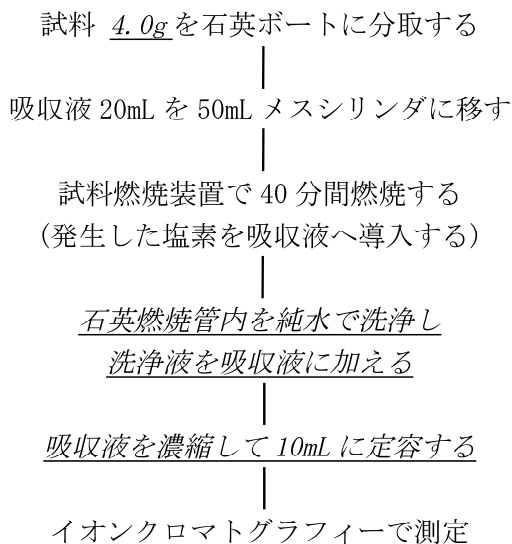


- | | |
|----------------|------------|
| 1 試料 (ジルカロイ-4) | 6 丸底フラスコ |
| 2 石英ボート | 7 マントルヒーター |
| 3 燃焼石英管 | 8 酸素ガス |
| 4 管状電気炉 | 9 酸素ガス流量計 |
| 5 吸収液 | |

出典) ジルカロイ-4 に含まれる微量元素に係る分析試験報告書、令和 2 年 1 月 ^{2.1.3.4}
 (一部編集)

図 2.1.3.1 試料燃焼装置

Fig. 2.1.3.1 Schematic diagram of pyrohydrolysis



斜体下線付きは、動燃報告書からの変更点を示す。

出典) ジルカロイ-4 に含まれる微量元素に係る分析試験報告書、令和 2 年 1 月 ^{2.1.3.4}
 (一部編集)

図 2.1.3.2 塩素の分析フロー

Fig. 2.1.3.2 Analytical procedure for the determination of Cl

b 分析結果

(a) 添加回収試験の結果

分析操作の妥当性を確認するため、既知量の塩素を用いて添加回収試験を行った。その結果、塩素の回収率は50%程度と低く、分析プロセス中で損失が起きていることが分かった。

動燃報告書では、塩素は燃焼により塩化水素として揮発し、吸収液へ捕集されると記載されている。本分析では、燃焼に用いる石英燃焼管の燃焼部及び吸収液へ発生した気体を導く導入部を一体で製作していること、並びに石英燃焼管の内径に適合するシリコン栓を使用していることを踏まえると、漏えいによる塩素の損失は考えにくい。しかし、燃焼に用いる石英燃焼管は管状電気炉よりも長いため、燃焼中も燃焼温度である1000℃に加熱されない部分が存在する。そこで、当該部分に揮発した塩素が吸着していることを想定し、室温まで冷やした石英燃焼管の内側全体を純水で洗浄し、洗浄液に含まれる塩素の定量を行った。

この結果より、揮発した塩素の一部が石英燃焼管へ付着し、吸収液に捕集されない可能性があることが分かった。したがって、塩素分析では燃焼後の石英燃焼管のうち管状電気炉で加熱されていない部分から導入部の内側を純水で洗浄し、洗浄液を吸収液に加えることとした。その結果、塩素の回収率は安定した結果が得られないものの、60%程度は確保されていることから、動燃報告書を基に作成した分析方法及び分析操作による検討を進めた。

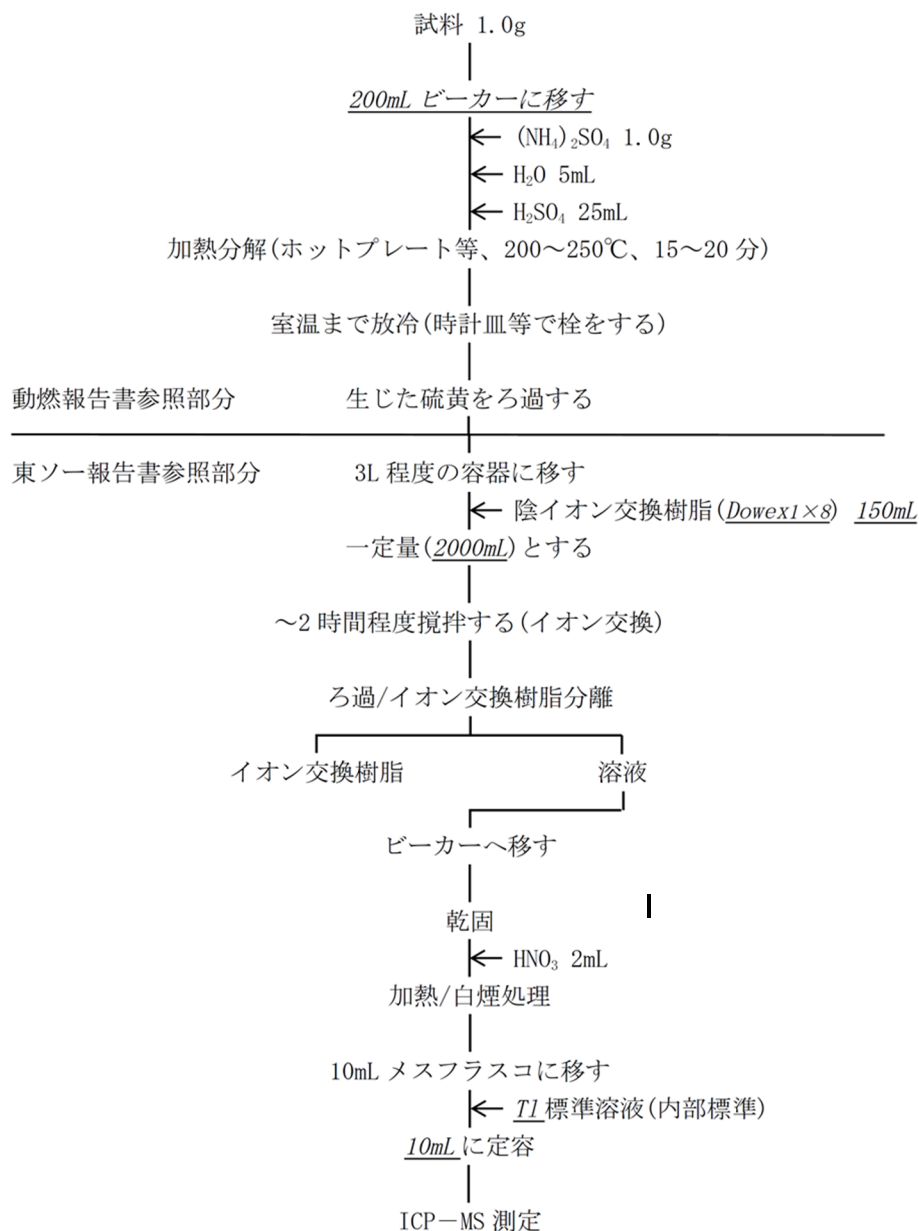
(b) 検出限界値

検出限界値を、化学物質環境実態調査実施の手引き^{2.1.3.5}で示されている「分析方法の検出下限値」として算出すると、測定溶液の最終液量が10 mLに対してジルカロイ-4が4 gの場合、ジルカロイ-4の固相中における検出限界値は10 ppmであった。当該検出限界値は、原廃棄物の放射能濃度を放射化計算で評価するための親元素濃度目標値となる0.1 ppmには及ばない結果となり、当該方法で塩素を分析する場合には、塩素の回収率をより一層向上させる等の改善が必要であることが示された。

② ホルミウム分析

a 分析方法

分析方法は、動燃報告書及び東ソー株式会社による分析報告書^{2.1.3.6}（以下「東ソー報告書」という。）を参考に作成した。動燃報告書及び東ソー報告書の対象試料及び対象元素を踏まえ、動燃報告書に記載されているジルコニウム合金中のほう素分析方法を参考にジルカロイ-4を溶解し、東ソー報告書記載の分離・測定法を参考にホルミウムを測定する分析方法とした。分析フローを、図2.1.3.3に示す。



斜体下線付きは、動燃報告書又は東ソー報告書からの変更点を示す。

出典) ジルカロイ-4 に含まれる微量元素に係る分析試験報告書、令和 2 年 1 月 ^{2.1.3.4}
(一部編集)

図 2.1.3.3 ホルミウムの分析フロー

Fig. 2.1.3.3 Analytical procedure for the determination of Ho

b 分析結果

(a) 添加回収試験の結果

分析操作の妥当性を確認するため既知量のホルミウムを添加して添加回収試験を行った。ホルミウムの回収率を「誘導結合プラズマ質量分析計」(以下「ICP-MS」という。)に

より求める際に内標準元素としてインジウムを添加したところ、インジウムの信号強度に大きなばらつきがみられ、分析試料であるジルカロイ-4にインジウムが含まれていることが示唆された。そこで、内標準元素をインジウムからタリウムへ変更し、ホルミウムの回収率を求めた。その結果、ホルミウムの回収率は95%以上と良好であり、動燃報告書及び東ソー報告書を基に作成した分析方法及び作業による分析操作の妥当性が確認された。

(b) 検出限界値

検出限界値を化学物質環境実態調査実施の手引きで示されている「分析方法の検出下限値」として算出すると、ICP-MS測定における分析方法の検出限界値は溶液濃度として、0.12 ppbであった。したがって、測定溶液の最終液量が100 mL、ジルカロイ-4が1 gの場合、ジルカロイ-4の固相中における検出限界値は12 ppbであった。当該検出限界値は、原廃棄物の放射能濃度を放射化計算で評価するための親元素濃度目標値となる10 ppbと同程度の結果となり、測定溶液の濃縮率を高めることでより検出下限値のさらなる低減が期待されることから、当該分析方法の適用性が示唆された。

(3) 核種分析手法の妥当性評価に係る調査

中深度処分対象廃棄物における放射化計算を用いた放射能濃度評価について、原環センターの報告書^{2.1.3.7}によると、中深度処分対象廃棄物の重要核種として想定される核種として22核種が挙げられており、それぞれの分析手法が検討されている。これらの分析手法は、放射化計算によって求めた廃棄物の放射能濃度の検証のために用いられることが想定されることから、当該手法の妥当性を判断するための知見を取得する必要がある。

本調査では、上記22核種のうちCl-36、Zr-93及びSn-126に関する回収率の測定法並びに核種測定法について整理した。一例として、Cl-36の測定において低バックグラウンドβ線測定装置を用いる方法を記載する。

低バックグラウンドβ線測定装置によるCl-36測定では、塩化銀沈殿をろ紙上へマウントしたものが測定される。塩化銀は、光により分解して白色から黒色へ変化するため、試料の取扱いに注意が必要である。また、沈殿量が多い場合、ろ紙上へ形状の整った測定試料として塩化銀沈殿をマウントすることが難しくなる。形状が崩れた測定試料は、測定のジオメトリが測定器の効率校正時と異なるために、正しい結果が得られないことに留意する必要があることが分かった。

2. 1. 4 まとめ

(1) トレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度評価に係る検討

ドラム缶及び角型容器を対象に、現実的な廃棄物封入モデルを作成し、放射能濃度評価に

影響を与える要因について検討した。

最大汚染モデル法を用いた放射能濃度評価における小領域数の影響を検討し、放射能濃度評価値の収束性を確認したうえで小領域数を設定する必要性を確認した。また、かさ密度が把握できない条件で実際のかさ密度よりも低いかさ密度で評価した場合であっても、最大汚染モデル法を用いることで放射能濃度評価に十分な保守性を見込むことができることを確認した。

(2) 中深度処分対象廃棄体の放射能濃度評価に係る検討

イギリス及びドイツの放射性廃棄物埋設施設又は管理施設を対象として調査を実施し、それぞれの施設において実施されている放射能濃度評価に関する知見を取得した。

中深度処分対象廃棄物の構造材として想定されるジルカロイ-4中の塩素及びホルミウムを対象として、模擬試料を用いた微量元素分析試験を実施し、当該元素の検出限界値を求めた。また、中深度処分対象として想定される核種のうち Cl-36、Zr-93 及び Sn-126 に関する回収率の測定法並びに核種測定法について調査を実施し、放射化計算によって求めた廃棄物の放射能濃度の検証のために用いられることが想定される分析手法の妥当性を判断するための留意事項を整理した。

2. 2 クリアランスの確認

2. 2. 1 調査及び検討範囲

本研究においては、新規クリアランス対象物のクリアランス相当濃度の計算、新規クリアランス対象物の測定性能評価及びクリアランスの確認における放射線測定の不確かさの考慮の3つの点からの調査並びに検討を進め、知見の蓄積を行った。

2. 2. 2 新規クリアランス対象物のクリアランス相当濃度の計算

本計算は JAEA に委託して実施したものである^{1.3.1, 1.3.2}。

クリアランス対象物は、製錬事業者等における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についての確認等に関する規則（平成 17 年経済産業省令第 112 号。令和 2 年廃止。）において、発電用原子炉設置者が発電用原子炉を設置した工場等において用いた資材その他の物については、金属くず、コンクリートの破片及びガラスくず（ロックウール及びグラスウールに限る。）が対象となっていた。令和 2 年に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。）が制定されたことに伴い、クリアランス対象物は固体状のもの（分離が困難な液体状の物を含むものを含む。以下同じ。）となり、限定が撤廃された。

今般、廃止措置の進展に伴い上述の金属くず、コンクリートの破片及びガラスくずといった対象物以外にもクリアランス対象物が発生することが予想されており^{2.2.2.1}、特にアスベスト、PCB 使用安定器、ケーブル及び配電盤の発生が想定される^{2.2.2.2}ことから、これらに対してクリアランス制度を適用することを想定し、その被ばく経路について検討した。また、アスベスト及び PCB 使用安定器については、クリアランス相当濃度を試算し、現行のクリアランスレベルと比較した^{1.3.2}。ケーブル及び配電盤については、上述のとおり令和 2 年に放射能濃度確認規則が制定されたことに伴い、クリアランス対象物が固体状のものとなったことからクリアランス相当濃度の計算は実施しなかった。

2. 2. 3 新規クリアランス対象物の測定性能評価

本評価のうち、(5) 以外は JAEA に委託して実施したものである^{1.3.1-1.3.4}。

新規クリアランス対象物にクリアランス制度が適用される場合、事業者によって放射線測定が行われることになる。そこで、事前の検討としてアスベスト、PCB 使用安定器、ケーブル及び配電盤を放射線測定する場合をシミュレーションし、検出限界値及び測定時間に着目することで新規クリアランス対象物の測定が可能であるか検討した。

測定装置は、既認可申請における測定の実績を踏まえて、Ge 半導体検出器（以下「Ge」という。）及びプラスチックシンチレーション検出器（以下「PS」という。）の2つの放射線検出器とした。ただし、Ge については既製品を参考に相対効率 30%^{2.2.3.1}とした。また、PS については、既認可申請における実績を基に対象物を鉄製の測定トレイに載せ、それを上下2つの方向から2台のPSで測定することを想定した。PSの大きさは1個当たり50 cm×50 cm×20 cmであり、上部に4個、下部に4個の合計8個により測定することとした。計算コードとして、放射線検出器の検出効率の計算で実績のあるモンテカルロ計算コードである PHITS^{2.2.3.2}を用いた。

検出限界値の算出には、測定対象物の計数率に加えてBGの計数率も必要であることから、BGを測定する場合についても同様にPHITSで求めた。具体的には、測定装置が設置してある部屋の隣の部屋に仮置きされている測定対象物をBGの線源とし、当該測定対象物から放出されるCo-60のγ線を対象とした。各部屋は厚さ20 cmのコンクリートで隔られているものとし、仮置きされている測定対象物は一辺1 mの立方体とし、PCB使用安定器の密度を参考に質量500 kg、放射能50,000 Bq（⁶⁰Coのクリアランスレベル100 Bq/kgから算出した。）が均質に分布しているとして設定した。このとき、測定装置側で検出されるBG空間線量率は0.18 nSv/hであった。

検出限界放射能は、日本原子力学会標準^{2.2.3.3}で示されている(2.2.3.1)式から算出した。

$$A_{LD} = CF \frac{\frac{k^2}{t_T} + \sqrt{\left(\frac{k^2}{t_T}\right)^2 + 4(1 - k^2 r_2^2)k^2 \left\{ n_B \left(\frac{1}{t_T} + \frac{1}{t_B} \right) + r_1^2 n_B^2 \right\}}}{2(1 - k^2 r_2^2)} \dots (2.2.3.1)$$

この式において、式中の各項は、それぞれ次の事項を表す。

- A_{LD} : 検出限界 [Bq]
- k : 定数 (= 3)
- CF : 換算係数 [Bq/s⁻¹]
- n_B : BG 計数率 [s⁻¹]
- t_T : 総計数率を測定する測定時間 [s] (30~3600 秒で変動)
- t_B : BG 測定時間 [s] (3600 秒とした)
- r_1 : BG 変動に起因する相対誤差
- r_2 : 換算係数の相対誤差

換算係数及び換算係数の相対誤差は、測定対象物の検出シミュレーション結果から、BG計数率及びBG変動に起因する相対誤差はBGの検出シミュレーション結果から与えた。

計算においては、各新規クリアランス対象物の放射能濃度をCo-60のクリアランスレベル100 Bq/kgとしたため、新規クリアランス対象物*i*の質量を*W_i* (kg)とすれば、その放射

能は $100 W_i$ (Bq)となる。総計数率の測定時間を変化させたときに得られる検出限界放射能 A_{LD} (Bq)が、 $100 W_i$ (Bq)の 3 分の 1 以下のとき検出可能であるとした。

ここで、3 分の 1 としたのは、既認可申請においては検出限界放射能濃度が現行のクリアランスレベルの 50%程度になっていることを考慮したほか、シミュレーションと実際の測定体系では測定条件に違いが生じることも考えて、検出限界値が現行のクリアランスレベル以下であるとするよりも保守的に設定した概算の判定条件となる。

(1) アスベスト

① シミュレーションの体系

アスベスト廃棄物はポリ袋に二重にこん包され、そのポリ袋全体を含めた体積は平均で 75 リットルであるとし、内容物についてはアスベスト 100%、アスベスト及びそれ以外資材が 50%ずつ分離されてこん包されている状態、アスベスト及びそれ以外資材が均質に混合した混合物、アスベスト以外の資材 100%の 4 通りの条件をシミュレーションの体系として設定した。

また、線源の分布については、より検出の難しい条件として中心部分に Co-60 の点線源があると設定した。検出器との位置関係について、Ge はポリ袋の各面からそれぞれ 10 cm の距離をとった位置とした。PS の場合は、SUS 製の測定トレイの上に乗せて測定することとした。

② シミュレーションの結果

シミュレーションは、測定装置を Ge 及び PS の 2 パターンに対して、体系としてそれぞれアスベスト及びそれ以外の物質との存在比を変更した 4 パターンに対しての計 8 パターンに対して行い、さらに測定位置を Ge の場合はポリ袋の側面短径、側面長径及び端面の 3 方向から、PS の場合は測定トレイに乗せた状態としてシミュレーションを行い、現行のクリアランスレベルから求められる放射能の 3 分の 1 の値（判定値）と検出限界値の大小関係について整理した。シミュレーションの結果を表 2.2.3.1 に示す。表の黄色部分は検出限界値が判定値を上回った場合である。そのため、Ge であれば 1800 秒、PS であれば 30 秒以上で検出可能であることが分かる。PS は Ge と比較して検出器の大きさが大きいことから、30 秒でおおむね 1 Bq を測定することができる結果となった。

表 2.2.3.1 アスベストの測定における検出限界値と判定値の関係

Table 2.2.3.1 Relationship between the detection limit and assessment value in case of the measurement of the asbestos.

測定装置	体系	測定位置	測定時間					判定値 (Bq)	
			30秒	100秒	300秒	600秒	1800秒		3600秒
Ge	均質なアスベスト廃棄物	側面短径側から測定	829	258	95	53	25	18	348
		側面長径側から測定	1431	466	163	92	43	31	348
		端面から測定	2681	835	306	173	81	57	348
Ge	アスベストとそれ以外の物質が分離された状態	側面短径側から測定	1183	368	135	76	36	25	348
		側面長径側から測定	1818	566	208	117	55	39	348
		端面から測定	5941	1851	679	382	180	127	348
Ge	アスベストとそれ以外の物質の均質混合化	側面短径側から測定	834	260	95	54	25	18	348
		側面長径側から測定	1444	450	165	93	44	31	348
		端面から測定	2717	847	310	175	82	58	348
Ge	均質なアスベスト以外の廃棄物	側面短径側から測定	839	261	96	54	25	18	348
		側面長径側から測定	1458	454	167	94	44	31	348
		端面から測定	2757	859	315	178	83	59	348
PS	均質なアスベスト廃棄物	測定トレイの上に乗せた状態	1	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5	348
	アスベストとそれ以外の物質が分離された状態		1	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5	348
	アスベストとそれ以外の物質の均質混合化		1	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5	348
	均質なアスベスト以外の廃棄物		1	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5	348

単位: Bq

出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 30 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」、平成 31 年 3 月 1.3.2. (一部編集)

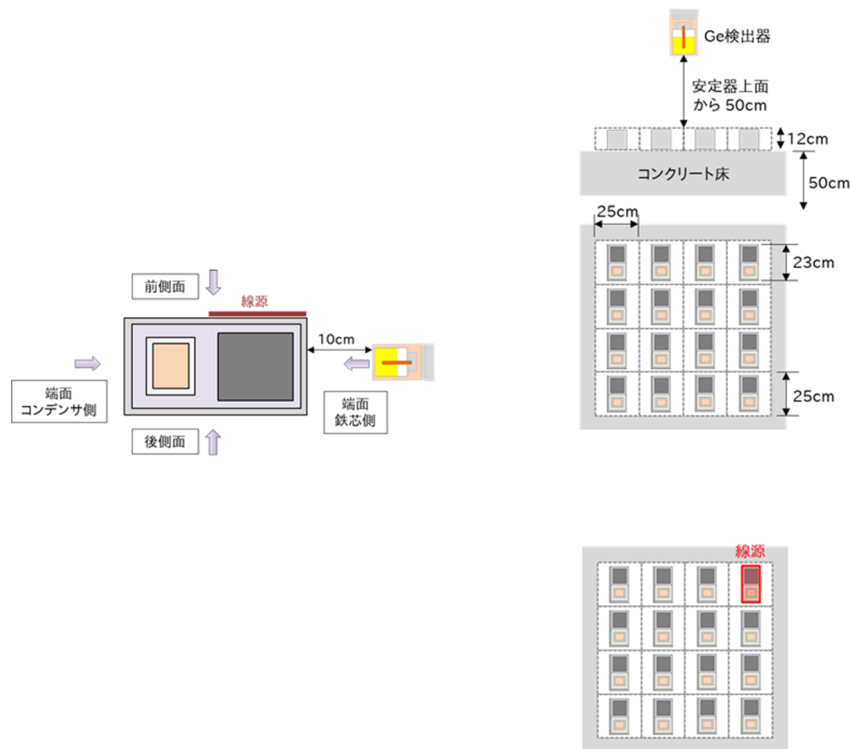
(2) PCB 使用安定器

① シミュレーションの体系

外寸 23 cm×12 cm×12 cm、質量 5 kg として、鉄製の箱の内部に PCB を内包したコンデンサ並びに鉄心及び巻き線が設置され、その間には充填剤が存在している PCB 使用安定器を想定して、シミュレーションの体系を設定した。PCB 使用安定器のケースは SUS304 とし、鉄芯及び巻き線は体積比 1:1 で構成されているとした。コンデンサのケースは、アルミニウム製とし、内部に PCB が 100% 充填されているとした。充填材は、ニトリルゴムとした。ただし、密度については上述のとおり設定すると PCB 使用安定器の質量が 5 kg を超えることから、鉄芯及び巻き線は密度を 30%、充填材の充填率を 66% に調整し、PCB 使用安定器の質量が 5 kg となるようにした。

検出器との位置関係は、図 2.2.3.1 のとおり、Ge は PCB 使用安定器の各面からそれぞれ 10 cm の距離をとった位置で 1 個の PCB 使用安定器を測定する場合及び既認可申請における測定の実績を踏まえ複数個の PCB 使用安定器を並べて上から Ge で測定する場合の 2 通りとした。汚染の形態として、1 個の PCB 使用安定器を測定する場合においては、PCB 使用安定器は密封されていることから外部に汚染が付着している状況を想定し、また、遮蔽の影響の強い鉄芯側に付着しているとした。16 個の PCB 使用安定器を並べる場合におい

ては、線源の位置は検出器からより検出しづらい位置として Ge からみて最遠方にある 1 個の PCB 使用安定器の上側面、下側面、横側面の中心側及びその反対側の 4 面に一様に存在しているとした。ただし、このときの放射能は PCB 使用安定器が 16 台存在することから、1 個の PCB 使用安定器の場合の 16 倍の放射能が存在すると設定した。PS の場合は、SUS 製の測定トレイの上に載せて測定するものとし、線源の位置は検出器からより検出しづらい位置に設定した。いずれの場合も、核種は Co-60 とした。



出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 30 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」、平成 31 年 3 月 (一部編集) 1.3.2.

図 2.2.3.1 Ge による PCB 使用安定器の測定体系

(左 : PCB 使用安定器 1 台の測定 右 : 複数台の PCB 使用安定器の測定)

Fig. 2.2.3.1 Diagram of the measurement of the PCB-containing ballasts by Ge detector.

(Left: Case of one PCB-containing ballast Right: Case of multiple PCB-containing ballasts)

② シミュレーションの結果

PCB 使用安定器 1 台を対象としたシミュレーションの結果を表 2.2.3.2 に示す。測定装置として Ge 及び PS の 2 種類とした。Ge の場合は、PCB 使用安定器側面のコンデンサ側に線源が付着しているとして、Ge の測定位置を変更した場合を示す。表の黄色部分は、検出限界値が判定値を上回った場合である。Ge であれば 600 秒以上で検出可能であること

が分かる。次に、Ge を用いて PCB 使用安定器を複数台並べた場合の結果を表 2.2.3.3 に示す。線源の位置は、上側面、下側面、横側面のうちの中心側及びその反対側の 4 面にそれぞれあるとした。放射能については、PCB 使用安定器が 16 個あることから、PCB 使用安定器 1 個のときの 16 倍とした。表の黄色部分は、検出限界値が判定値を上回った場合である。線源-検出器間が空気層である上側面が線源である場合及び検出器の実効中心に更に近い内側面が線源である場合は 100 秒で検出が可能となった。一方、PCB 使用安定器が遮蔽になる下側面に線源がある場合及び内側面の場合よりも実効中心から離れる形になる外側面に線源がある場合の両者については、300 秒以上の測定時間が必要となった。最後に、PS の場合を表 2.2.3.4 に示す。いずれの線源位置も 30 秒以上で検出が可能となった。

表 2.2.3.2 PCB 使用安定器の測定における検出限界値と判定値の関係 (Ge による 1 台の PCB 使用安定器の測定)

Table 2.2.3.2 Relationship between the detection limit and assessment value in case of the measurement of the PCB-containing ballast.

(Measurement of one PCB-containing ballast by Ge detector)

測定時間[s]	測定時間[s]						判定値(Bq)
	30	100	300	600	1800	3600	
前側面	196	61	22	13	6	4	166
端面鉄芯側	553	172	63	36	17	12	166
横側面	563	175	64	36	17	12	166
端面コンデンサ側	2042	636	233	131	62	44	166
後側面	2428	756	277	156	73	52	166

単位: Bq

出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 30 年度原子力発電施設等安全技术対策委託費 (廃止措置・クリアランスに関する検討) 成果報告書」、平成 31 年 3 月 1.3.2. (一部編集)

表 2.2.3.3 PCB 使用安定器の測定における検出限界値と判定値の関係（Ge による複数台の PCB 使用安定器の測定）

Table 2.2.3.3 Relationship between the detection limit and assessment value in case of the measurement of the PCB-containing ballasts.

(Measurement of multiple PCB-containing ballasts by Ge detector)

測定時間[s]	測定時間[s]						判定値(Bq)
	30	100	300	600	1800	3600	
線源位置:上側面	5553	1730	634	358	168	118	2666
線源位置:内側面	5718	1782	653	368	173	122	2666
線源位置:外側面	10801	3365	1234	695	327	230	2666
線源位置:下側面	13581	4231	1552	874	411	290	2666

単位: Bq

出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 30 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」、平成 31 年 3 月 1.3.2. (一部編集)

表 2.2.3.4 PCB 使用安定器の測定における検出限界値と判定値の関係（PS による 1 台の PCB 使用安定器の測定）

Table 2.2.3.4 Relationship between the detection limit and assessment value in case of the measurement of the PCB-containing ballast.

(Measurement of one PCB-containing ballast by plastic scintillation counter)

測定時間[s]	測定時間[s]						判定値(Bq)
	30	100	300	600	1800	3600	
線源位置:上側面	1	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5	166
線源位置:下側面	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5	166
線源位置:横側面	1	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5	166
端面コンデンサ側	1	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5	166
端面鉄芯側	1	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5	166

単位: Bq

出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 30 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」、平成 31 年 3 月 1.3.2. (一部編集)

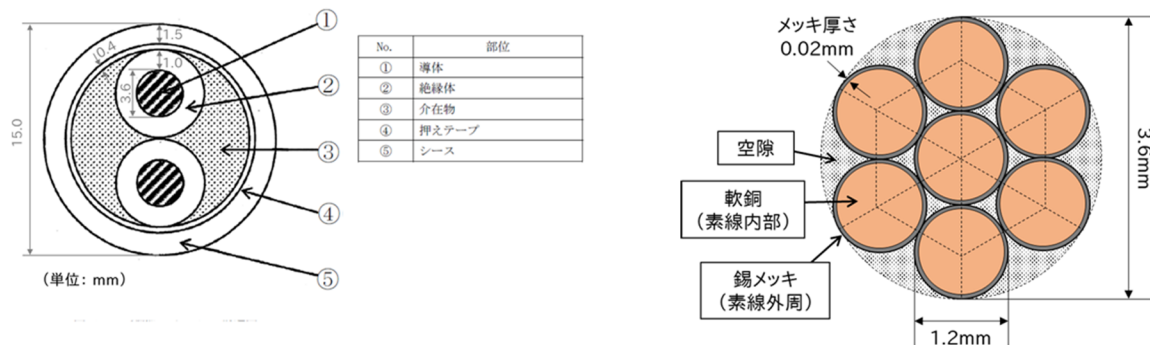
(3) ケーブル

① シミュレーションの体系

シミュレーションの対象とするケーブルとして、難燃エチレンプロピレン絶縁クロロブレンシースケーブル（以下「難燃 PN ケーブル」という。）を選定した。ケーブルに関する JIS 規格^{2.2.3.4}を基に、図 2.2.3.2 のとおり、芯線はスズメッキを施した銅製で直径 1.2 mm のものが 7 本束になったものとし、その周囲をエチレンプロピレンゴムの絶縁体、ガラスウール製の介在物、ポリエステル製の押さえテープ及びクロロブレン製のシースにより構成

されているとした。ケーブルを放射線測定するに当たっての形状はケーブルを巻いて重ねた場合を想定した。また、汚染性状として、図 2.2.3.3 のとおり、巻いたケーブルを重ねたもののうち、XY 軸との交点（高さ方向は下から 2 本目のケーブル）にそれぞれ点線源があるとした。核種は Co-60 とした。

検出器との位置は、Ge についてはケーブル全体が Ge の先端から 60 度の範囲に入る距離（63.9 cm）とし、PS については、ケーブルを 40cm の間隔で上下に配置された PC 検出器の間に置かれた SUS 製の測定トレイの上に乗せて測定するとした。

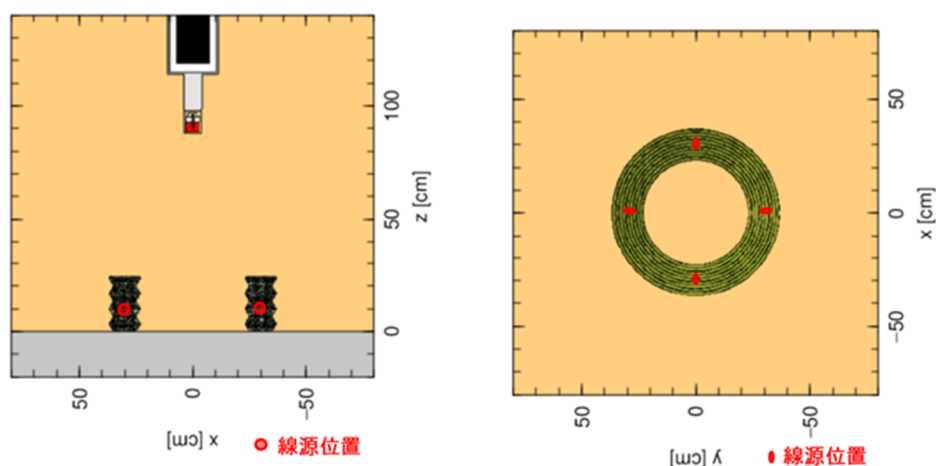


出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 31 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費（廃止措置・クリアランスに関する検討） 成果報告書」、令和 2 年 3 月 1.3.3.

図 2.2.3.2 難燃 PN ケーブルの構造（左：ケーブルの断面 右：芯線の断面）

Fig. 2.2.3.2 Diagram of the structure of the flame retardant PN cable.

(Left: Cross section of the cable Right: Cross section of the cable core)



出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 31 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 2 年 3 月 1.3.3.

図 2.2.3.3 ケーブルにおける線源の位置

(左: 横から見た図 右: 上から見た図)

Fig. 2.2.3.3 Position of the radioactive source in the cable.

(Left: Side view Right: Top view)

② シミュレーションの結果

ケーブルの結果を表 2.2.3.5 に示す。測定装置として Ge 及び PS の 2 種類とした。線源はケーブルを巻いた状態のうち X 軸及び Y 軸との交点に当たる部分に点線源が存在しているとしており、Ge 及び PS いずれも 30 秒以上で検出可能であることが分かる。

表 2.2.3.5 ケーブルの測定における検出限界値と判定値の関係

ケーブルの測定における検出限界値と判定値の関係

Table 2.2.3.5 Relationship between the detection limit and assessment value in case of the measurement of the cable.

測定装置	体系	線源位置	測定時間						判定値 (Bq)
			30秒	100秒	300秒	600秒	1800秒	3600秒	
Ge	ケーブル(巻き束)	中心床付近	2.25E+04	7.00E+03	2.57E+03	1.45E+03	6.80E+02	4.79E+02	2.95E+04
PS	ケーブル(巻き束)	中心床付近	7.50E-01	3.74E-01	2.10E-01	1.51E-01	9.63E-02	7.79E-02	2.95E+04

単位: Bq

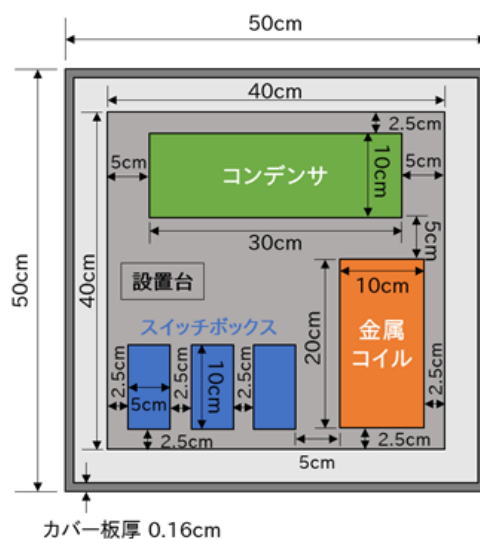
出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 31 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費 (廃止措置・クリアランスに関する検討) 成果報告書」、令和 2 年 3 月 1.3.3. (一部編集)

(4) 配電盤

① 計算の体系

配電盤は、製品として販売されている金属カバーに収納された外寸幅 50 cm×高さ 50 cm×奥行 16 cm の制御盤を参考にした。制御盤のカバーは、図 2.2.3.4 のとおり外寸幅 50 cm×高さ 50 cm×奥行 16 cm の箱であり、板厚を一律で 0.16 cm とした。内部には厚さ 0.16 cm の金属板で作成された高さ 2 cm の設置台があり、その上に電気部品等を配置することとした。今回のモデルでは、コンデンサ、金属コイル及びスイッチボックスを設置した。コンデンサ及び金属コイルは図 2.2.3.4 で示す範囲に設置されることとして物質を均質化して設置し、同様にスイッチボックスは 3 個設置した。

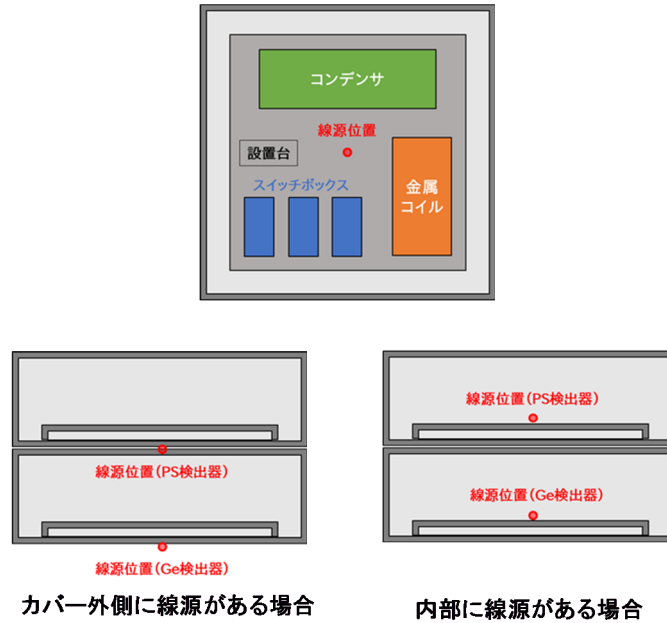
測定においては、配電盤 2 つを重ねて測るものとした。汚染性状として、図 2.2.3.5 のとおり配電盤の中心部分であって、カバーの外側に点線源がある場合及びカバーの内側に点線源がある場合の 2 通りとした。ただし、Ge は対象物の上部から測定するのに対して、PS は検出器が対象物の上下両方に存在することから検出器の位置が異なるため、両者においてそれぞれ測定しづらい位置として線源の位置を調整した。核種は Co-60 である。



出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 31 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 2 年 3 月^{1.3.3}.

図 2.2.3.4 配電盤の体系

Fig. 2.2.3.4 Diagram of the structure of the switchboard.



出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 31 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 2 年 3 月^{1.3.3}。

図 2.2.3.5 配電盤における線源の位置

Fig. 2.2.3.5 Position of the radioactive source in the switchboard

② シミュレーションの結果

配電盤の結果を表 2.2.3.6 に示す。測定装置として Ge 及び PS の 2 種類とした。線源はケースの内部であって検出器からより遠い部分に点線源が存在しているとしており、Ge 及び PS いずれも 30 秒以上で検出可能であることが分かる。なお、図 2.2.3.5 のとおり Ge と PS とでは線源の位置を調整したこと及び Ge は上から測定する一方 PS は検出器が上下に存在することから、カバー表面及び内部表面それぞれの結果について Ge と PS とでは値が逆転する結果となっている。

表 2.2.3.6 配電盤の測定における検出限界値と判定値の関係

Table 2.2.3.6 Relationship between the detection limit and assessment value in case of the measurement of the switchboard.

測定装置	線源位置	測定時間						判定値(Bq)
		30秒	100秒	300秒	600秒	1800秒	3600秒	
Ge	カバー表面	8.61E+03	2.68E+03	9.83E+03	5.54E+02	2.61E+02	1.84E+02	1.68E+04
	内部表面	7.18E+03	2.24E+03	8.21E+02	4.63E+02	2.17E+02	1.53E+02	1.68E+04
PS	カバー表面	5.15E-01	2.57E-01	1.44E-01	1.03E-01	6.22E-02	5.35E-02	1.68E+04
	内部表面	5.22E-01	2.60E-01	1.46E-01	1.05E-01	6.71E-02	5.43E-02	1.68E+04

単位: Bq

出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 31 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 2 年 3 月 1.3.3. (一部編集)

以上より、新規クリアランス対象物に対しても既認可申請における測定で使用された Ge 及び PS を用いることは可能であると考えられる。ただし、実際の運用に当たっては、Co-60 以外の評価対象核種の評価方法の妥当性のほか、対象物の大きさの違い、検出器の種類、検出器との位置関係、異物混入の防止などの本試算で想定した以上の様々な事項の妥当性についても総合的に勘案することが必要である。

また、不確かさの要因は検出器、測定体系、事前分析等に大きく依存することから、実際の運用に当たっては、不確かさの要因分析を適切に行っていること、及び不確かさを見込んだ上でクリアランスレベルを遵守していることを確認する必要がある。

(5) PCB 使用安定器等の放射線測定における追加的な考察

PCB 使用安定器については、上述のシミュレーション計算のほか、モデルによる Co-60 チェックソースを用いた試験及び当該試験を模擬したシミュレーション計算を別途行った。

試験として、敦賀発電所における現地調査の結果及び文献^{2.2.3.5}から調査した結果を基に PCB 使用安定器のモデルを製作した。モデルの構造を図 2.2.3.6 に、測定の様子を図 2.2.3.7 に示す。

鉄ケースの中に、市販のトランス、PCB 溶液の代替として食用油を封入したポリプロピレン製容器及びアルミケースを設置し、PCB 使用安定器を再現した。充填材は、トランス及びアルミケースの周囲をゴムスポンジで覆うことにより再現した。これに 10 kBq の Co-60 チェックソースを設置し、Ge により測定した。

同様の測定を、図 2.2.3.8 左に示すとおり PHITS 上でも再現した。チェックソースの位置は、試験及びシミュレーションとも図 2.2.3.8 右に示すとおりアからカで示す 6 通りの位置とした。

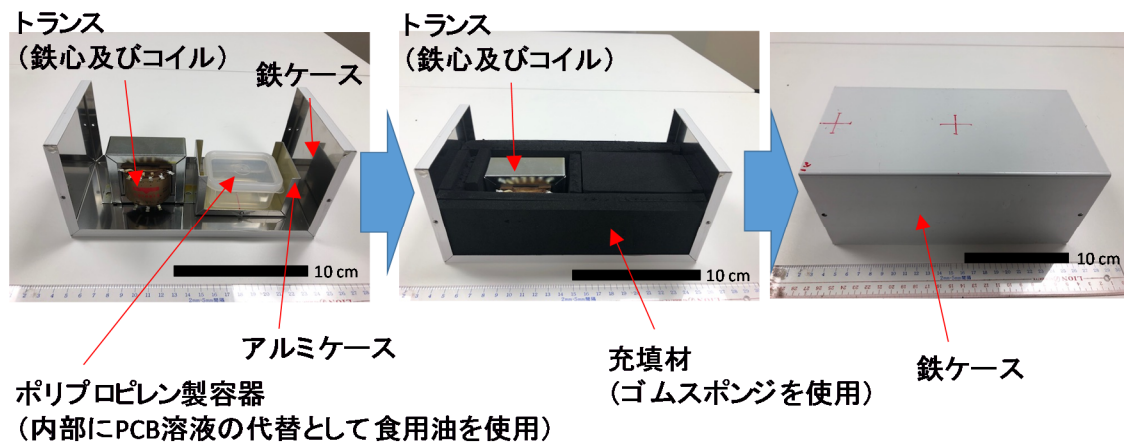
なお、上述のとおり PCB 使用安定器の内部に汚染が存在することは考えにくいですが、ここ

では実験的に内部にもチェックソースを設置した場合を試験及びシミュレーションした。

1.33 MeV の全吸収ピークの測定結果及び解析の結果を図 2.2.3.9 に示す。両者はおおむね一致した。この中で、底面に汚染がある場合の結果から、鉄心及びトランス、PCB 溶液を封入したアルミケースなどの遮蔽効果の異なる材料から構成される対象物を測定する際、計数率がどの程度変化するか確認できた。

検出器から見て底面に汚染があると仮定して放射能を評価する場合、「PCB 使用安定器の内部全てが遮蔽の影響の大きい鉄などの物質で構成されている」と仮定する方法もあるが、過度に保守的な評価になる可能性がある。そのため、PCB 使用安定器の測定に当たっては、多方向からの測定を行うことが有用であり、このような PCB 使用安定器と検出器の位置関係に着目することが重要であると考えられる。

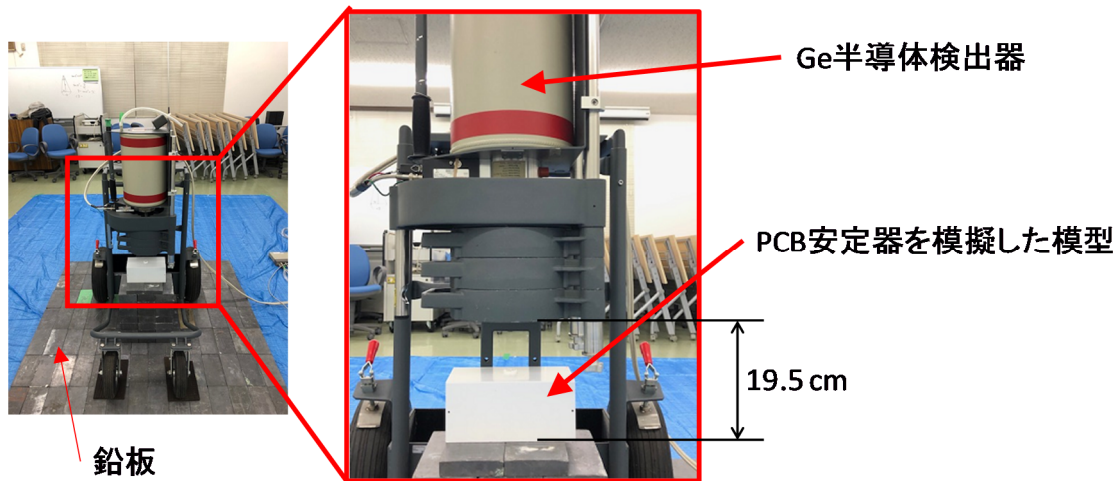
また、ケーブルについても同様の追加的な考察を東京都市大との共同研究において行い 2.2.3.7、関連する知見を取得した。



出典) 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 秋の大会、令和元年 9 月 12 日 2.2.3.6

図 2.2.3.6 PCB 使用安定器の模型の構造

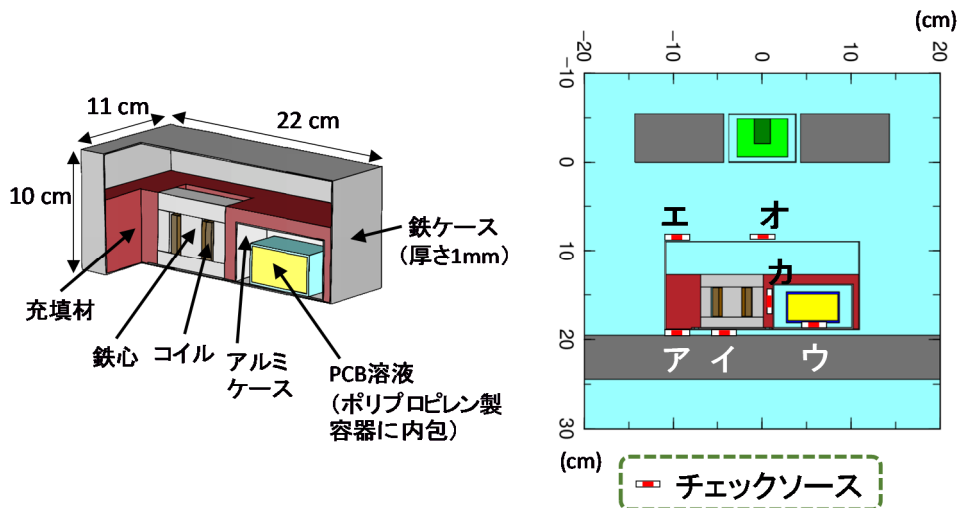
Fig. 2.2.3.6 Structure of the model of the PCB-containing ballast.



出典) 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 秋の大会、令和元年 9 月 12 日^{2.2.3.6} (一部編集)

図 2.2.3.7 PCB 使用安定器の模型の測定試験

Fig. 2.2.3.7 Measurement experiment of the model of the PCB-containing ballast.



図中のア～カは以下のとおり。

- ア PCB 使用安定器底面の端
- イ 鉄心の下（最も遮蔽の影響を受ける場所）
- ウ PCB 溶液（ポリプロピレン容器）の下
- エ PCB 使用安定器上面の端
- オ PCB 使用安定器上面の中心（Ge の直下）
- カ 鉄心、アルミケース間の充填材内部

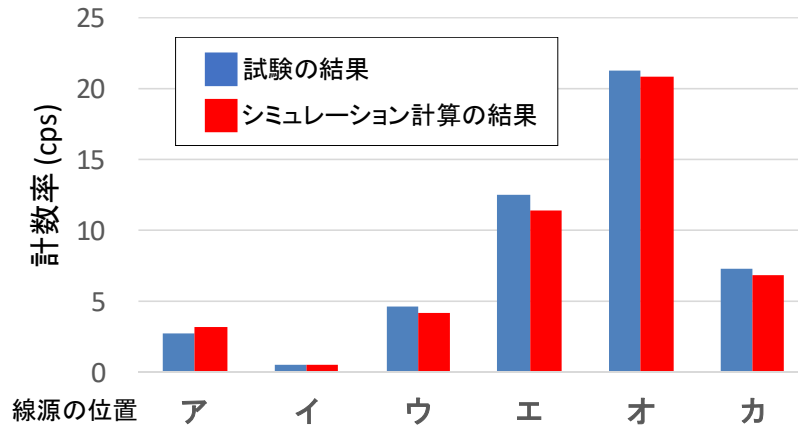
出典) 吉居 大樹、酒井 宏隆、川崎 智、PCB 使用安定器内の残留放射能の測定に関する基礎的検討、日本原子力学会 2019 秋の大会、令和元年 9 月 12 日^{2.2.3.6}

図 2.2.3.8 PHITS によるモデル化

(左：構造 右：チェックソースの位置)

Fig. 2.2.3.8 Model of the PCB-containing ballast for PHITS.

(Left: Structure of the PCB-containing ballast Right: Positions of the check source)



出典) 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 秋の大会、令和元年 9 月 12 日^{2.2.3.6}

図 2.2.3.9 試験及びシミュレーションの結果

Fig.2.2.3.9 Result of the experiment and calculation

2. 2. 4 放射線測定の不確かさの考慮

測定を通じて得られた評価値には、測定に伴う不確かさが必ず伴う。不確かさが評価値と比較して十分に小さな値であればその影響は無視し得るが、低濃度放射能測定のように、不確かさが評価値の数%又は同程度となるような場合にはその影響が無視できない。クリアランス対象物のような低い放射能を測定する際には、対象物の放射線障害に係るリスクが小さいので不確かさの影響を考慮して基準値への適合性の判断を行うと、過度な保守性をもたせることになるという意見^{2.2.4.1}もあるが、計量及び計測の分野での標準的な手法に基づく考え方とは必ずしも一致しない。そこで、測定結果が基準値を下回ることの確認において、不確かさをどのように扱うかについての既往文献及びクリアランスの確認に係る測定についての海外事例を調査し、クリアランスの確認への適用について取りまとめた^{2.2.4.2}。

以前は、測定結果の品質を表す指標は国際的に一意的に定められておらず、誤差、精度などの様々な用語が異なった意味で使用されていたが、それを国際的に統一するために、国際標準化機構 (ISO)、国際電気標準会議 (IEC)、国際臨床化学連合 (IFCC)、国際試験所認定協力機構 (ILAC)、国際純正・応用化学連合 (IUPAC) 及び国際度量衡局 (BIPM) によって構成される計量計測関連ガイドに関する合同委員会 (以下「JCGM」という。)により、「測定の不確かさ」が定義され、測定の不確かさの表現のガイド (以下「GUM」という。)が ISO/IEC Guide 98-3:2008 (JCGM 100)^{2.2.4.3}として発行されている。測定結果の基準値への適合性評価については、JCGM より、GUM の考え方をを用いた判断の方法が、ISO/IEC Guide 98-4:2012(JCGM 106)^{2.2.4.4}としてまとめられている。現時点では、国家計量

標準及びトレーサビリティがあることを示すための校正において、上記 GUM に従って導出された測定の不確かさが校正証明書に併記されることが国内外で既に実施されている。放射線測定分野においては、国際規格として ISO 11929 シリーズ^{2.2.4.5-2.2.4.8}が定められ、測定の不確かさ及びそれに関連する決定しきい値並びに検出限界及び包含区間の上下限という特性値が規定されている。このうち、特にクリアランスの確認での測定を通じて得られた放射能濃度の評価結果の基準値への適合性評価に関連する特性値が、包含区間の上限である。

ある測定を通じて得られた評価値 y のとき、それがある確率密度関数に従うと仮定し、その標準偏差（不確かさ）を $u(y)$ とした場合その時の測定を通じて得られた評価結果の上限値 (y^{\triangleright}) は定数 k (確率密度関数が正規分布で片側に限界値がある区間の包含確率を 95% と仮定した場合は 1.645) を用いて、(2.2.4.1)式で表すことができる。

$$y^{\triangleright} = y + k \times u(y) \quad \text{----- (2.2.4.1)}$$

この包含区間の上限が基準値を超えないことを確認することが、適合性の評価となる。ドイツにおいては、放射線防護委員会がこの考え方にに基づき、放射線防護分野における測定での適合性評価を行うよう勧告を行っている^{2.2.4.9}。また、クリアランス制度への適用として、スウェーデン核燃料・廃棄物管理会社 (SKB) のマニュアル^{2.2.4.10}、イギリスの原子力産業界の業界団体である Nuclear Institute の発行するクリアランスに関するガイド^{2.2.4.11}及びドイツの国家工業標準 (DIN) 規格^{2.2.4.12}において同様に、放射能濃度が基準値を超えないことの判断に不確かさの考慮を求めていることを確認し、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、不確かさをを用いた適合性評価の考え方の中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した。

以上のように、その対象物を放射性廃棄物としての管理から外してよいかを判断するために行う測定においては、計量・計測分野の標準的な手法を用いて基準値への適合性の判断を行うことが行われていることを確認した。

また、関連して、放射能濃度の評価値の信頼性を確認するための手法に関する研究を東京都市大との共同研究において行った。その結果、放射線検出器の応答の改善が評価値の信頼性にどのように影響するかを、計量・計測分野で使われている測定の不確かさに関連する検出限界値で評価できることをテルル化カドミウム亜鉛 (CZT) 検出器の特性の波形処理技術適用による改良を通じて実験的に確認した^{2.2.4.13}。

2. 2. 5 まとめ

(1) 新規クリアランス対象物のクリアランス相当濃度の計算

本計算は JAEA への委託として行った^{1.3.1-1.3.4}。

新規クリアランス対象物としてアスベスト、PCB 使用安定器、ケーブル及び配電盤を対象として処理・処分の方式を調査し、その結果から想定される作業員及び公衆の被ばく経路を設定した。アスベスト及び PCB 使用安定器については、10 マイクロシーベルト／年に相当するクリアランス相当濃度を審査基準^{2.2.4.14}に示されている 33 核種に対して試算した。その結果、現行のクリアランスレベルと同等又はより高い値を示したことから、現行のクリアランスレベルをそのまま適用することが可能であることを確認した。

(2) 新規クリアランス対象物の測定性能評価

本評価のうち、PCB 使用安定器及びケーブルの放射線測定における追加的な考察以外は JAEA への委託として行った^{1.3.1-1.3.4}。

新規クリアランス対象物としてアスベスト、PCB 使用安定器、ケーブル及び配電盤を対象として、既認可申請での測定において使用された Ge 及び PS による測定を PHITS によりシミュレーションした。当該結果を用いて任意に設定した測定時間から得られる検出限界放射能と現行のクリアランスレベル及び対象物の質量から算出される放射能を比較した。その結果、いずれの対象物も Ge 及び PS による測定は可能であることを確認した。

また、実際に放射線検出器による測定を通じた PCB 使用安定器及びケーブルの放射線測定における追加的な考察を行い、検出器と測定対象物との位置関係に関する知見を蓄積した。

(3) 放射線測定の不確かさの考慮

クリアランス測定の結果が基準値を下回ることを確認の際に、測定に付随する不確かさをどのように扱うかについて、既往文献及びクリアランス測定への海外の適用状況の調査を行い、不確かさを考慮した特性値である包含区間の上限値と基準値を比較することで行うことが行われていることを確認した。

2. 3 廃止措置終了確認

2. 3. 1 調査及び実験範囲

本研究は JAEA へ委託し、実施したものである^{1.3.1-1.3.4}。

本研究においては、廃止措置終了後にサイトに残存する放射性物質による公衆の被ばく線量を評価するため、1F 事故によるフォールアウトの影響を考慮した BG 設定方法の検討、評価対象エリアの汚染分布の評価方法の検討、被ばく評価方法の検討、コード整備及び廃止措置終了確認手順の検討を行った。

2. 3. 2 フォールアウトの影響を考慮した BG 設定方法の検討

廃止措置終了確認では、廃止措置対象施設の敷地に係る土壌及び当該敷地に残存する施設が放射線による障害の防止の措置を必要としない状況にあることを確認する必要がある。ここで、廃止措置を実施する当該施設の敷地（以下「評価対象エリア」という。）には、当該施設由来の放射性物質だけでなく、1F 事故に由来するフォールアウト（以下「1F フォールアウト」という。）の影響を受けている可能性がある。今後、1F フォールアウトの影響を受けた原子力発電所の廃止措置終了確認においては 1F フォールアウト及び施設起源の放射性物質の識別方法を検討する必要がある。そこで、米国原子力規制委員会（NRC）などの関連する規制当局が定めた他省庁間共用放射線サーベイ及びサイト調査マニュアル（以下「MARSSIM」という。）に示されている BG 参照エリア設定の考え方を参考に、1F フォールアウトの影響のみを有する BG 参照エリアの測定結果及び当該フォールアウトに加えて施設起源の放射性物質の影響を潜在的に含む対象エリアの測定結果から、1F フォールアウトの影響の有無を評価する手法を検討した。

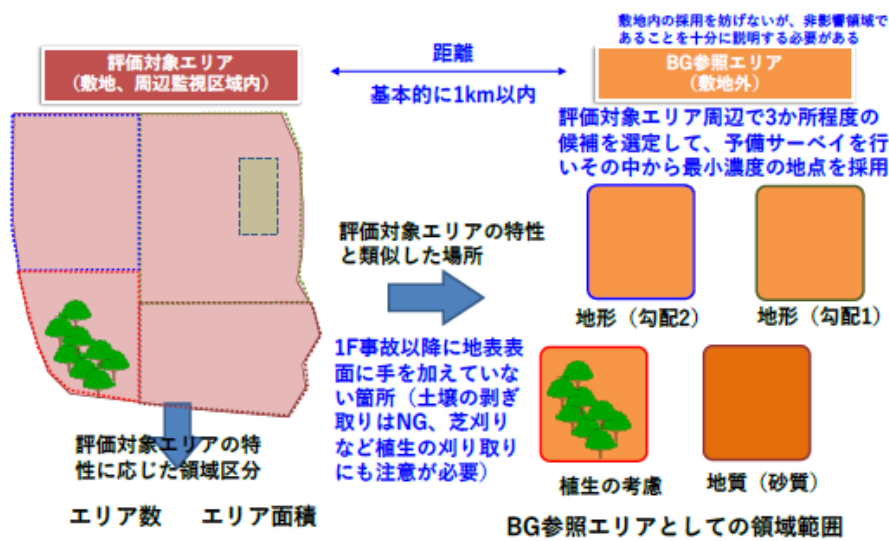
（1）BG 参照エリアの設定

廃止措置後のサイト（以下「評価対象エリア」という。）に放射性物質が残存する場合において、それが施設に由来するものか 1F フォールアウトに由来するものかを判断するために、BG 参照エリア設定における考慮事項を、以下の①から③のとおり整理した（図 2.3.2.1）。

- ① BG 参照エリアは、基本的には敷地外から選定すること。
- ② 敷地境界から 1km 以内の地点から選定すること。
- ③ BG 参照エリアの選定には少なくとも 3 地点の候補を挙げ、各地点の空間線量率、1F フォールアウト核種に着目した γ 線スペクトルに基づくピーク計数率及び試料採取による土壌の放射能濃度を測定して、3 地点の中から最も放射能濃度の低い地点、すなわち保守的に 1F フォールアウトを最も小さく見積もる地点を BG 参照エリアとする

こと。

ここで、評価対象エリア内に施設起源の放射性物質の影響を受けていないことが明らかでないエリアがある場合には、当該エリアを BG 参照エリアとして選定することは妨げない。また、フォールアウトは敷地内又は BG 参照エリアには一様に与えられるものと想定されるが、評価時点での放射能濃度は地形勾配、土質、植生等によってばらつきが生じると考えられる。そのため、BG 参照エリアの内部を一律に評価するのではなく、評価対象エリア内を地形等の特徴に応じて分類し、BG 参照エリアについても同様の特征に応じて分類して、それぞれについて BG を設定することを基本とするが、BG を保守的に設定することをもって BG 参照エリア内部を一律に評価することは妨げない。



出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 31 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 2 年 3 月^{1.3.3}。

図 2.3.2.1 BG 参照エリア設定の考え方

Fig. 2.3.2.1 Method of setting the background reference area.

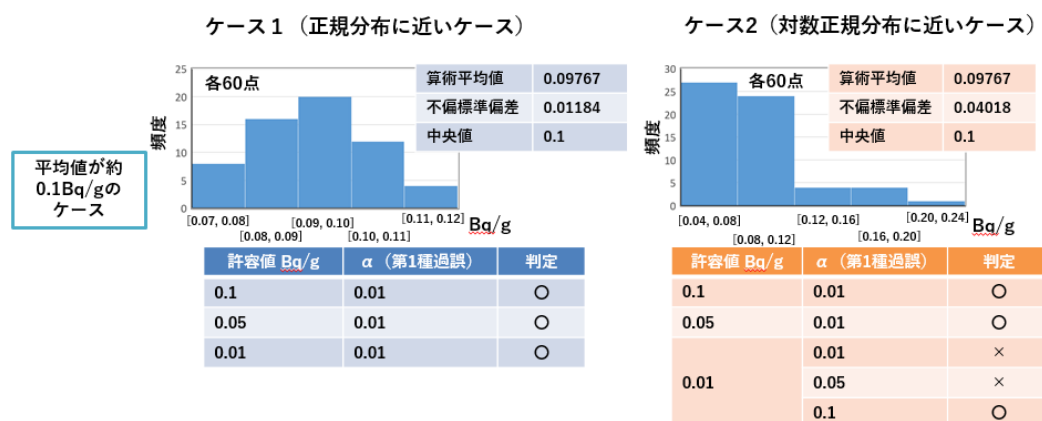
(2) BG の設定方法

2. 3. 2 項 (1) で選定した BG 参照エリアでの測定結果に基づき、当該エリアの放射能濃度データ群及び評価対象エリアで測定した放射能濃度データ群の統計検定を行い、有意差の有無を判定することで評価対象エリアで検出された放射能が 1F フォールアウトによるものか施設起源のものかを判定する方法 (以下「統計検定による方法」という。) を検討した。また、半減期の異なるセシウムの同位体比からその起源を判定する方法 (以下「セシウム同位体比による方法」という。) についても適用性を検討した。

① 統計検定による方法

BG 参照エリア及び評価対象エリアについて、 γ 線サーベイを行い、計数率分布に基づいて土壌試料採取箇所を選定する。土壌試料の分析データから、ウィルコクソン順位和検定により両者の差異の有無を評価する。このとき、BG 参照エリアと評価対象エリアの間に差があることを認める許容値を導入し、BG 参照エリアの各放射能濃度データに許容値を加えたデータ群と評価対象エリアのデータ群とを比較する。以下に評価例を示す（図 2.3.2.2）。

評価対象エリア及び BG 参照エリアで各 60 点測定して、同一のデータ群が得られたと仮定する。ケース 1 は正規分布に近い頻度分布を持つデータ群、ケース 2 はケース 1 と同様の算術平均値、中央値、最大値及び最小値を持ち、対数正規分布に近い頻度分布を持つデータ群である。ケース 1 では許容値を 0.1-0.01Bq/g とし、第一種の過誤で危険率 α を 0.01 とした場合に、本データ群に対しては帰無仮説^(注1)が棄却されて、評価対象エリアの放射能は BG 放射能として除外することができる。一方、ケース 2 では許容値が 0.01Bq/g の場合に危険率の設定によっては帰無仮説を棄却することができず、施設起源の放射能である可能性が残される場合がある結果となり、この手法の適用性に当たってはデータの分布形に留意が必要であることが分かった。



出典) 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)」第二回検討会資料、令和 2 年 12 月 (一部編集)

図 2.3.2.2 ウィルコクソン順位和検定による判定の事例

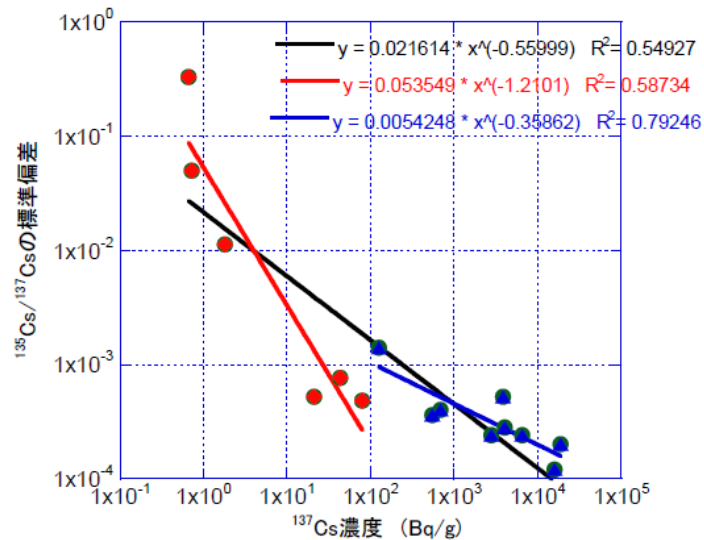
Fig. 2.3.2.2 Example of Wilcoxon rank sum test.

(注1) BG 参照エリアと評価対象エリアの放射能濃度に差がないとする仮説。帰無仮説が棄却される場合、許容値の範囲内で評価対象エリアのフォールアウト核種は、全てフォールアウト起源とみなすことができる。

② セシウム同位体比による方法

セシウム同位体比は原子炉の停止から時間が経つにつれて変化するため、セシウム同位体の起源の推定に用いることができる。Mikamiら^{2.3.2.1}は、東日本の広範囲において測定した土壌の1F事故由来のCs-134/Cs-137放射能比は狭い範囲内に収まっていることを報告している。また、Chinoら^{2.3.2.2}は1F事故起源のCs-134/Cs-137放射能比として一定の値を設定でき、その測定精度次第では更に細かい識別も可能となるとしている。一般に、Cs-134/Cs-137同位体比は測定が容易で有用であるが、廃止措置終了確認時には半減期の短いCs-134が減衰しているために利用できない。そこで、半減期の長いCs-135を用いたCs-135/Cs-137同位体比を利用したセシウムの起源の推定方法を検討した。

BG参照エリア及び評価対象エリアそれぞれの土壌の分析で求めたCs-135/Cs-137同位体比から、評価対象エリアのBG測定で検出されたCs-137に占める1Fフォールアウト起源のCs-137の割合を求めることができる。ここで、廃止措置終了の基準線量が10マイクロシーベルト/年とすると、均一な分布と仮定した場合、セシウムの基準線量相当濃度は0.1 Bq/gと非常に小さな値となるため、試料採取及びセシウム測定における不確かさを踏まえても実用可能かを評価するために、福島第一原子力発電所サイト外、JAEA原子力科学研究所内及び東海村内において試料採取を行い、表面電離型質量分析計により同位体比及び標準偏差を求めた。その結果、低濃度領域ではCs-135/Cs-137同位体比の測定精度が低いため（図2.3.2.3）、上記手法を適用した場合、廃止措置対象施設由来のセシウムを過大評価することになり、廃止措置終了確認の判断に用いることが難しいことが分かった。一方、正味のCs-137濃度が数Bq/g以上ある場合には、そのうちの施設由来のCs-137濃度を特定可能であることが分かった。



出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成31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2年3月^{1,3,3}。

図 2.3.2.3 土壌の Cs-137 放射能濃度と Cs-135/Cs-137 同位体比の標準偏差の相関

Fig. 2.3.2.3 Relationship between Cs-137 concentration in the soil and standard deviation of Cs-135/Cs-137

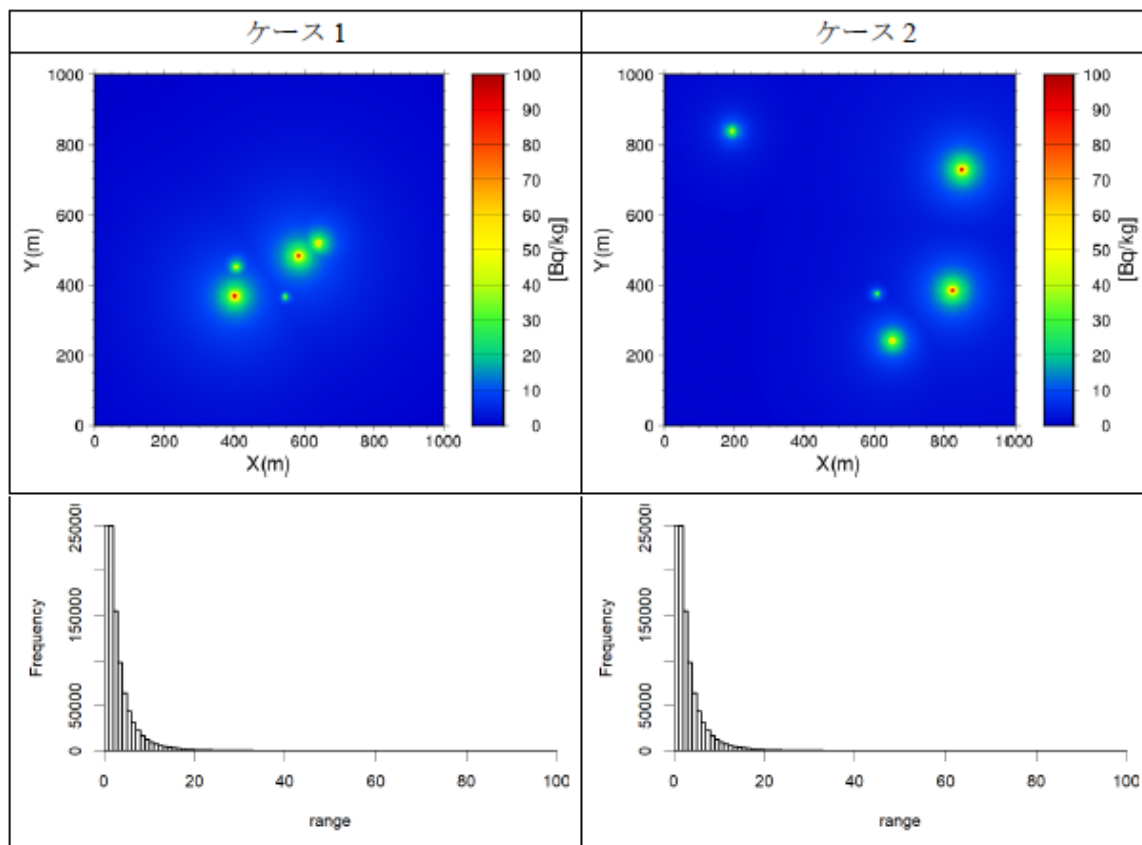
2. 3. 3 評価対象エリアの汚染分布に係る評価方法の検討

サイト固有の条件を反映した廃止措置終了後の公衆の被ばく評価の初期条件である評価対象エリアの地表の放射能分布を効率的に推定するための地球統計学的手法として、事前サーベイと代表点測定を組み合わせた外生ドリフトクリギング^{2.3.3.1}の適用性を検討した。また、地下における放射能分布を評価するため、地下水流動の影響を考慮した地下汚染分布推定手法を検討し、仮想的なモデル及び実際の汚染事例に基づく検討を通して、廃止措置時における核種による地下汚染への適用可能性を確認した。

(1) 地表の放射能分布の推定手法の検討

評価対象エリアは広大であるため、廃止措置終了確認において敷地を全ての地点に係る土壌の試料採取及び土壌の測定を行って評価することは現実的でない。そのため、本検討では、敷地全体の放射能汚染の有無を測定する事前サーベイで得られた計数率分布を外生変数及び代表点測定である土壌中の放射能濃度を主変数とした外生ドリフトクリギングの適用性を検討した。具体的には、サイト敷地全体を想定した仮想的な放射能濃度分布を複数作成し(図2.3.3.1)、放射能濃度分布に基づく計数率分布をQADコードで求め外生変数とした。また、代表点測定位置及び測定数は、文献^{2.3.3.2, 2.3.3.3}に基づいて設定するとともに、

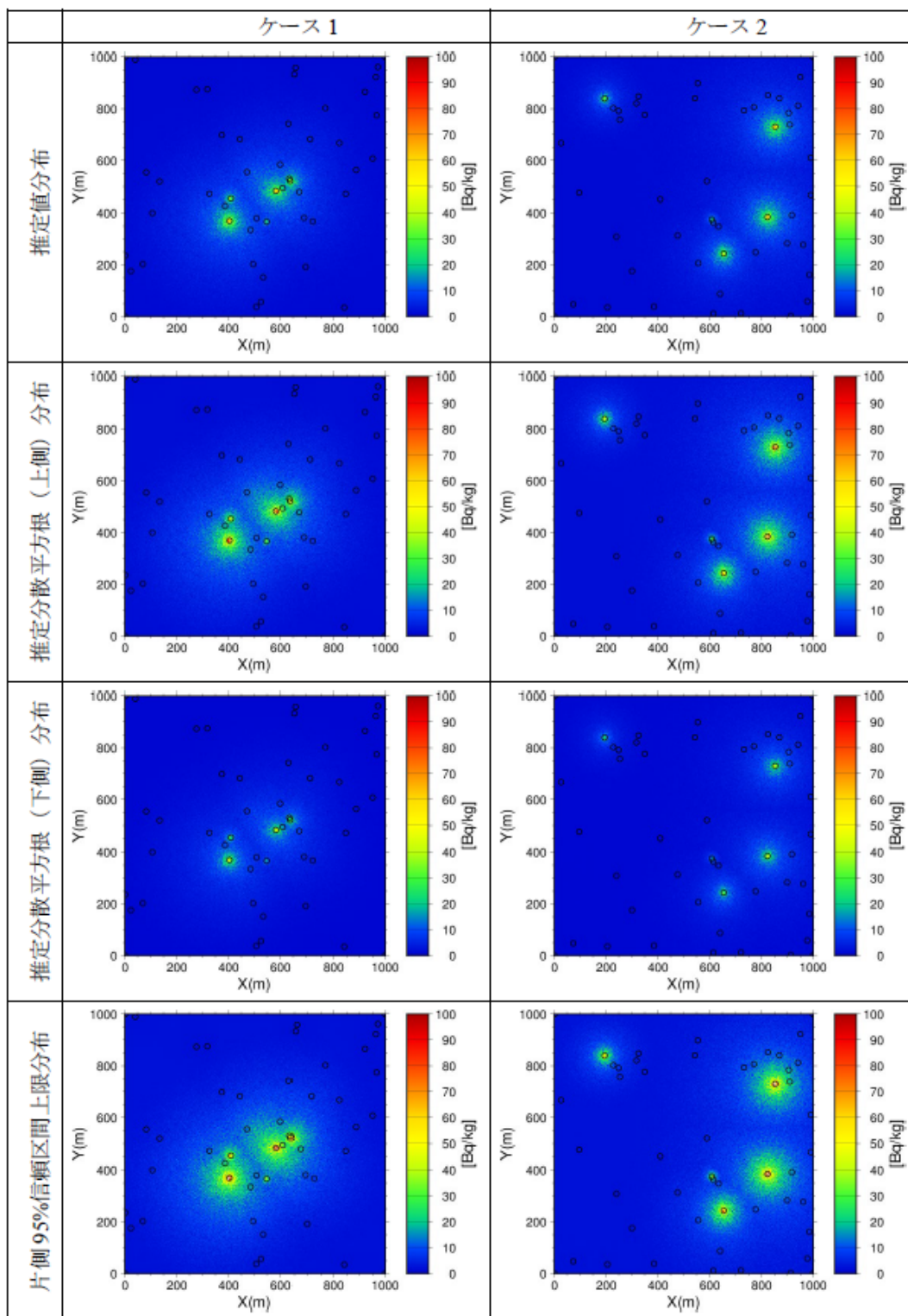
代表点測定が推定結果に与える影響を合わせて検討した。その結果、図2.3.3.2に示すとおり、真の分布をおおむね再現する結果が得られ、測定誤差を考慮した外生ドリフトクリギングにより評価対象エリアの放射能濃度分布を適切に評価可能であることが示された。



出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成31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2年3月^{1.3.3}。(一部編集)

図 2.3.3.1 仮想的な放射能濃度分布

Fig. 2.3.3.1 Hypothetical setting of radionuclide distribution on site.



出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 31 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 2 年 3 月^{1.3.3}。

図 2.3.3.2 外生ドリフトクリギングにより推定した放射能濃度分布

Fig. 2.3.3.2 Radionuclide distribution estimated by Kriging with external drift.

(2) 地下における放射能分布に係る推定手法の検討

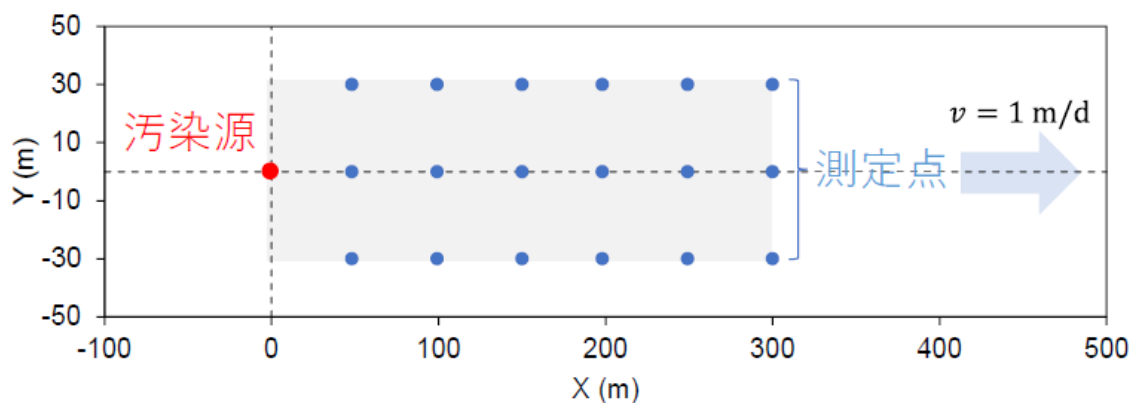
廃止措置時に地下汚染が生じた場合、その影響を評価するために地下の放射能濃度分布を推定する必要がある。詳細な汚染履歴が得られない場合、ボーリング調査により分布を推定することが一般的な手法である。一方、地下水流動の影響が想定される場合には、移流、分散及び収着の影響は測定データ間の単純な内挿では考慮できないため、地下水流動の影響を考慮した放射能分布の推定方法を検討した。

ある時間における放射能濃度分布を求めるには、汚染源、各時刻における放出量、サイトの水理・地質構造が必要である。国内外における原子力施設の廃止措置時の地下汚染の状況^{2.3.3.4,2.3.3.5}としては、汚染源及びサイトの水理・地質構造は調査により明らかとなる場合が多い一方、各時刻における放出量は未知であるケースが多いため、測定した放射能濃度から逆解析により各時刻における放出量を求め、領域全体の放射能濃度分布を推定する手法として、実際の汚染事例に基づく検討例^{2.3.3.6}のある地球統計学的な推定手法の適用性を検討した。

国内外における原子力施設の廃止措置時の地下汚染の状況として、汚染源及び現地の水理・地質構造は既知である。各時刻における放出量が未知であるケースが多いことから、測定した放射能濃度から逆解析により放出量を求め領域全体の放射能濃度分布を推定する手法として、不確かさを考慮できること、及び実際の汚染事例に基づく検討例^{2.3.3.6}のある地球統計学的な推定手法が適用できることを検討した。

定常的な流れの下では、放射能濃度分布と各時刻における放出量が線形の関係にあることから、汚染源及び水理・地質構造が既知であれば解析的に測定時の放射能濃度分布を求めることができる。この手法の適用性を図2.3.3.3に示す仮想的なモデルで検証した結果、設定した真の放出量及び真の放射能濃度分布をよく再現する結果が得られた。

また、実サイトへの適用性検証のため、カナダのGloucester処分場^{2.3.3.7}及び我が国における地下汚染事例の解析を行った。



出典) 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)」、第二回検討会資料、令和2年12月

図 2.3.3.3 二次元の解析モデル

Fig. 2.3.3.3 2-D analytical model.

2. 3. 4 被ばく評価方法の検討

廃止措置終了時点で想定される汚染のうち地表の汚染は、近年発生が懸念される豪雨に伴う地表面流により表層の土壌が移動することで汚染分布が変化することが想定される。地表面流及び土砂移動は、地下水移行と比較して移行速度の速い経路であり、表層の汚染分布から地表面流及び土砂移動により海洋へ移行した核種からの被ばくも、サイト解放後の被ばく線量評価においては考慮する必要がある。さらに、汚染箇所への降雨浸透による核種移行を考えた場合、地表面流及び土砂移動による核種移行で汚染分布が下流側に移ることで、汚染箇所から海洋出口までの地下水移行距離が短くなり、地下水移行により海洋へ流出する核種量が多くなる可能性がある。

これらの影響を定量的に評価するために、廃止措置終了後の被ばくシナリオ及び評価経路を整理し、廃止措置終了後の被ばく線量評価コード PASCLR-Release の拡張を行った。また、室内試験により関連するパラメータを取得した。

(1) 被ばくシナリオ及び評価経路

廃止措置の終了により敷地が利用制限のない無制限解放された場合の跡地の利用法としては、居住地、農耕地、公園及び工業利用を想定する。

文献等より具体的な土地利用形態を想定し^{2.3.4.1-2.3.4.4}、跡地利用シナリオとして、居住、農耕・牧畜利用、公園利用及び工業利用に係る被ばく経路並びに地下水移行シナリオとし

て、井戸水利用及び海水利用に係る被ばく経路を整理した。跡地利用シナリオにおける評価経路の例を表 2.3.4.1 に示す。

表 2.3.4.1 跡地利用シナリオにおける評価経路の例（居住時）

Table 2.3.4.1 Example of exposure pathways on land use scenario (Residence scenario)

No.	評価経路	作業内容	線源	対象者	被ばく形態
1	居住	居住	サイト跡地土壌	居住者	外部
2					粉塵吸入
3					直接経口
4					ガス吸入
5		建設作業		作業者	外部
6					粉塵吸入
7					直接経口
8					ガス吸入

出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 31 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 2 年 3 月 1.3.3

(2) 評価対象核種の設定

廃止措置終了後にサイトに残存する可能性のある放射性物質は、廃止措置対象施設が稼働していた際に発生したものであることを踏まえ、試験研究炉施設、原子炉施設及び核燃料物質使用施設における重要核種^{2.3.4.5}である、H-3、Mn-54、Co-60、Sr-90、Cs-137、Eu-152 及び Eu-154 の中から、半減期及び土壌への分配係数を考慮して廃止措置終了確認の時点でサイト内に残存する可能性の高い核種を選定した（表 2.3.4.2）。

表 2.3.4.2 評価対象核種の選定

Table 2.3.4.2 Selection of radionuclides to be considered in dose assessment.

核種	半減期	放射線	土壌の分配係数 (mL/g)	対象核種	備考
H-3	12.3年	ベータ線放出核種	-	×	土壌に分配しないのでサイト解放時に残存していないと考えられる
Mn-54	312日	ガンマ線放出核種	4.9E+02	×	半減期が短くサイト解放時に残存していないと考えられる
Co-60	5.27年	ガンマ線放出核種	9.9E+02	○	炉内等廃棄物※2中の主な核種。半減期と土壌の分配係数を考慮すると残存している可能性がある
Sr-90	28.8年	ベータ線放出核種	1.5E+02	○	分配係数は比較的小さいが、半減期を考慮すると残存している可能性がある。ベータ線放出核種なので地下水移行経路の評価の対象。
Cs-134	2.07年	ガンマ線放出核種	2.7E+02	×	半減期が短くサイト解放時に残存していないと考えられる
Cs-137	30.1年	ガンマ線放出核種	2.7E+02	○	半減期と土壌の分配係数を考慮すると残存している可能性がある
Eu-152	13.5年	ベータ線放出核種	3.1E+01	×	半減期が比較的短い上、土壌に分配されづらいのでサイト解放時に残存していないと考えられる
Eu-154	8.59年	ベータ線放出核種	3.1E+01	×	

※1 廃止措置の終了確認の実施は原子力施設を停止から30年以上後を想定

※2 原子力発電所等の廃止措置及び運転に伴い、炉内の高放射線下での放射化等により比較的放射能濃度が高くなった炉内構造物等の廃棄物

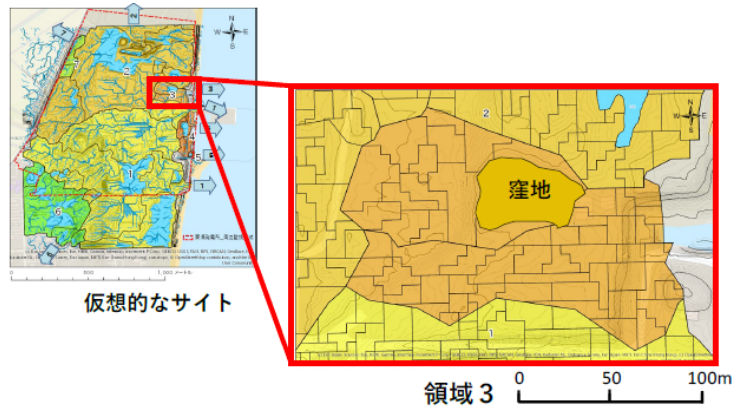
出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 31 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費 (廃止措置・クリアランスに関する検討) 成果報告書」、令和 2 年 3 月 1.3.3. (一部編集)

(3) 土砂移動を考慮した核種移行評価方法の検討

土砂移動による核種移行評価は、米国農務省が開発した主に農耕地の排水及び土砂流出の評価コードで我が国の地表面流や土砂移動の予測に関する研究^{2.3.4.6-2.3.4.8}においても利用された実績のある WEPP コード^{2.3.4.9}により行う。

WEPPコードの適用性を確認するために、仮想的なサイトを対象として地表面流、土砂移動及び地下水移行による核種移行の評価並びに年間の被ばく線量評価を実施した。評価対象サイトとして、窪地を含む砂丘砂層に立地する仮想的なサイトを設定した。この仮想サイトは、地表流及び土砂移動による窪地への核種の集中が考えられる。また、海に隣接しており、地表流、土砂移動及び地下水移行により海洋へ核種が移行する可能性があるものを設定した。

汚染分布変化を考慮した居住者の外部被ばく線量を評価する際は、初期汚染分布として窪地より上流に位置する斜面、水みち、窪地などの領域に単位濃度の核種を設定した。斜面、水みち、窪地などのWEPPコードの要素をコンパートメントとして作成したモデルを図2.3.4.1に示す。土砂移動の駆動力となる対象サイトの降水量は、我が国の平均年降水量^{2.3.4.10}及び最大年降水量^{2.3.4.11}から設定した。また、1回当たりの降雨量及び継続時間に対する土砂移動量の感度解析を行い、設定した。



出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 31 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 2 年 3 月^{1,3,3)}。(一部編集)

図 2.3.4.1 WEPP コンパートメントモデルの例 (居住の初期汚染分布)

Fig. 2.3.4.1 Example of WEPP compartment model (initial distribution of radionuclide on residence scenario).

評価の結果、ホートン型地表流^(注2)は初期飽和度が高いほど、また、降水量が多いほど発生量が増加し、ホートン型地表流が一定以上発生すると土砂移動が発生することを確認した。ホートン型地表流量及び土砂移動量は、降水量及び飽和度だけではなく斜面の勾配率にも影響を受けることを確認した。

上記WEPPコードの出力を用いて機能を拡張したPASCLR-Releaseにより、地表面流及び土砂移動による核種移行評価を実施した。核種の流入経路を持たない斜面では、降雨イベ

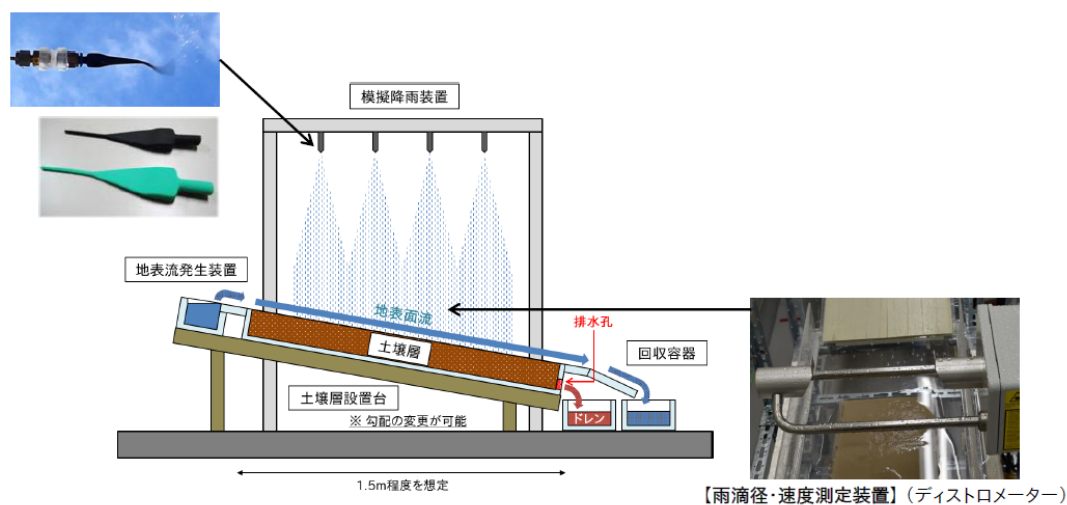
(注2) 地表面における水の浸透能を上回る降雨強度があると、浸透しきれなかった余剰水が地表面を流下する。これをホートン型地表流という。

ントごとに核種量が減少したが、上流の斜面と水みちから地表面流及び土砂が流入する窪地中の核種量は降雨イベントごとに増加した。本検討により、地表面流及び土砂移動による窪地への核種の集中並びに線量の上昇を評価できることを確認した。

(4) 室内試験によるモデルの検証

既往研究^{2,3,4,12}により放射性セシウムは、土壌中の質量割合が小さい微小な土粒子に多く付着することが示されている。そこで、地表面流及び土砂移動による核種移行に関して評価モデルの妥当性を検証するため、ホートン型地表面流又は降雨強度に応じた懸濁態を含む土砂移動量及びホートン型地表面流を介した表層土壌と核種のやり取りなどを測定することを目的に室内試験を実施した。

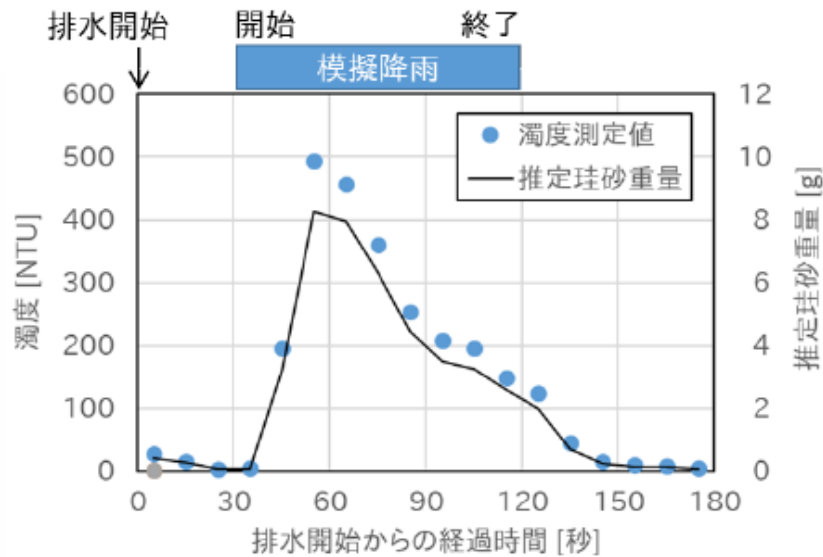
室内試験では、評価対象エリアの地表を模擬した装置を製作し(図 2.3.4.2)、表層土砂の一部又は地表面流中に汚染を模擬したトレーサーを配置して降雨による水流及び土砂移動の量を観測した。ホートン型地表面流に溶出したトレーサーの量及び懸濁態として浮遊して移動した土砂の量を測定することで掃流力による土粒子発生量の時間変化及び雨滴衝撃力による土粒子発生量の時間変化を評価し(図 2.3.4.3)、WEPP コードの地表面流及び土砂移動の評価モデルの妥当性を検証した。



出典) 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)」、第二回検討会資料、令和2年12月 (一部編集)

図 2.3.4.2 室内試験装置の概念図

Fig. 2.3.4.2 Schematic view of experimental system.



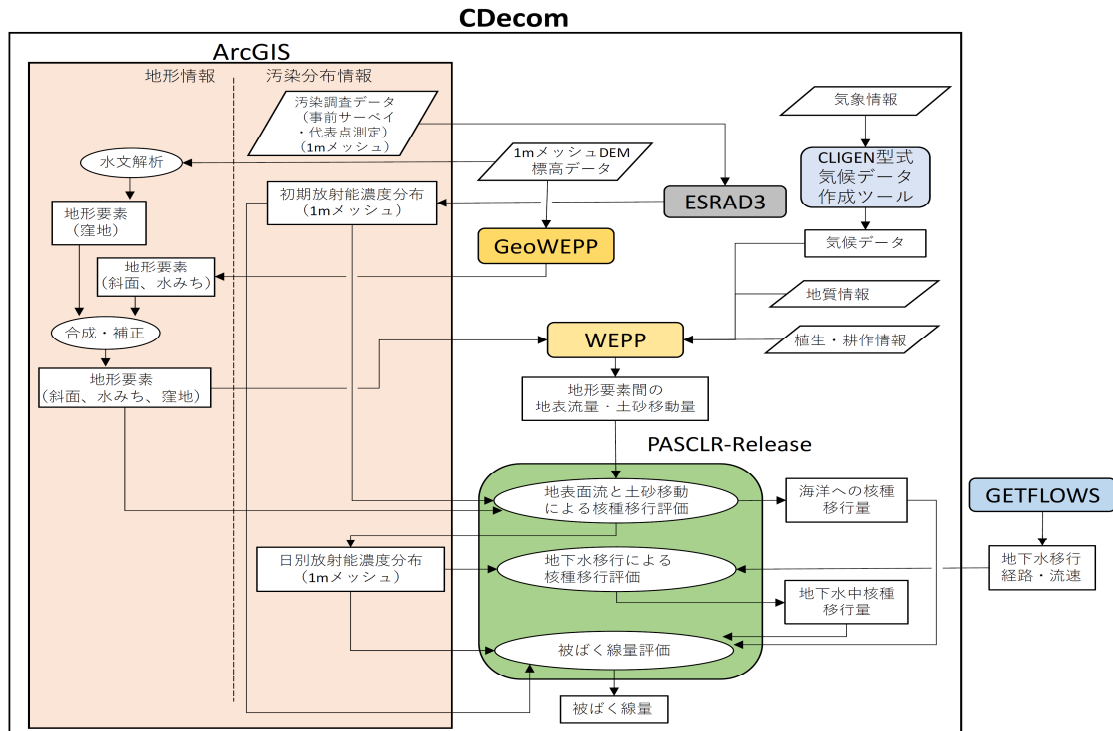
出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 31 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費 (廃止措置・クリアランスに関する検討) 成果報告書」、令和 2 年 3 月^{1,3,3}。

図 2.3.4.3 模擬降雨による土壌流出量の経時変化

Fig. 2.3.4.3 Time course of runoff volume of soil by simulated rain.

2. 3. 5 被ばく評価コードシステム CDecom の構築

BG 設定からサイト固有条件を考慮した被ばく線量評価までの一連の評価を行うために、汚染分布を評価する ESRAD、地下水流動を評価する GETFLOWS[®]、地表面流を含めたサイトの土砂移行を評価する WEPP 及び核種移行及び被ばく線量を評価する PASCLR-Release の入出力情報を地理情報統合プラットフォーム ArcGIS[®]上で管理し一連の評価を行う廃止措置のための被ばく評価コードシステム CDecom を構築した。CDecom の構成を図 2.3.5.1 に示す。



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)」, 第二回検討会資料、令和2年12月

図 2.3.5.1 CDecom の構成

Fig. 2.3.5.1 Structure of CDecom.

2. 3. 6 廃止措置終了確認手順の検討

2. 3. 2項から2. 3. 5項までの検討を踏まえて検討した廃止措置終了確認の手順を図2.3.6.1に示す。

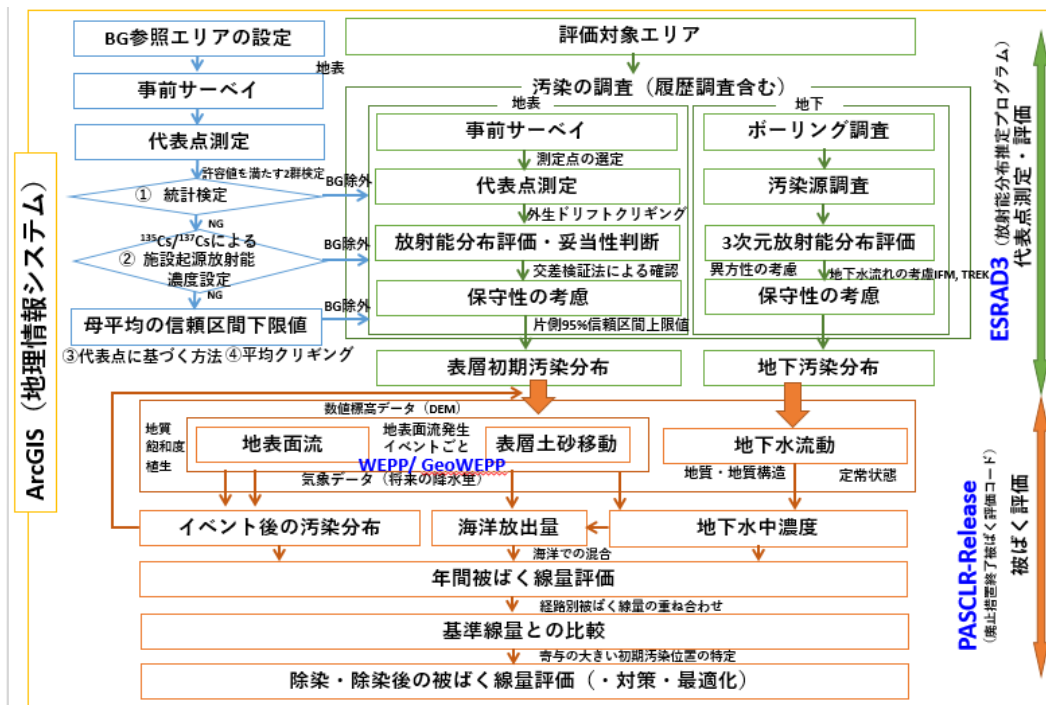
廃止措置終了確認においては、BGの影響を除外して評価対象エリアにおける施設起源の放射能分布を評価し、終了確認後の豪雨などによる地表及び地下の汚染分布の変化を評価して、跡地を利用する公衆の被ばく線量の最大値を評価して判定を行う。

BGの設定では評価対象エリアに対するBG参照エリアを選定し、両エリアの事前サーベイによるセシウム計数率に基づいて代表点を選定する。この評価対象エリア及びBG参照エリアの各データ群に対して、許容値を満たすことを判定する2群のノンパラメトリック検定を行う。当該検定により許容値を満たすと判定された場合は、評価対象エリアのフォールアウト核種は全てBG放射能であり、評価対象エリアには当該施設に起因した残留放射能は無いとみなすことが可能である。統計検定で許容値を満たすと判定されない場合、すなわち、セシウム濃度が高い場合は、評価対象エリアの土壌中のCs-135及びCs-137の同位体

比を分析して、1F事故由来のセシウムを除外して対象エリアの放射能濃度として設定する。

施設起源の汚染分布の設定では、評価対象エリアの放射能分布を評価する。放射能分布評価は、大きく地表の放射能分布及び地下の放射能分布の2つに分類される。地表については、評価対象エリア全体をガンマ線スペクトルを取得可能な放射線検出器によって、例えば1m間隔で事前サーベイし、敷地全体の核種別のおおよその放射能分布を把握する。この事前サーベイにより得たセシウム計数率に基づき、外生ドリフトクリギングによって放射能分布を評価するための代表点を選定する。選定した代表点の土壌の放射能濃度を主変数及び事前サーベイによる評価対象エリア内の計数率分布を外生変数として外生ドリフトクリギングを行い、評価対象エリアの放射能分布を評価する。放射能分布の妥当性は、交差検証法により確認する。他方、地下については、汚染履歴調査に加えて、敷地内の地下水流れを把握した上で、汚染源となる建屋の下流側においてボーリング調査を実施し、帯水層、不飽和層等で原子力施設由来の放射性物質が検出された場合にはその汚染源を追加のボーリング調査等調査によって特定する。この際には、敷地内の水理地質構造に基づいて地下水流動を評価し、ボーリング調査による複数地点の深度方向の放射能分布などから地下における放射能分布をクリギングを中心とした方法によって評価する。

被ばく線量評価では、サイト内の地形勾配、土質、飽和度、降水量等を考慮して、地表面流、土砂移動及びそれに付随する核種移行を評価し、放射能分布の変化を評価する。同時に初期放射能分布に基づき、降雨浸透による地下水への核種移行を敷地内の地下水流動を考慮して評価するとともに、将来の放射能分布の変化に合わせて、地表で移行した核種の地点から更に地下水による核種移行を評価する。これらの経路による核種移行を反映させて得られた汚染分布の変化に基づき、跡地を利用する公衆に対する被ばく線量評価を行い、外部被ばく及び農作物摂取、海産物摂取等の経路ごとの被ばく線量を算出し、基準線量を満足するかを判定する。



出典) 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）」、第二回検討会資料、令和2年12月

図 2.3.6.1 廃止措置終了確認のフロー

Fig. 2.3.6.1 Overall flow of the confirmation on completion of the decommissioning.

2. 3. 7 まとめ

本研究は、JAEA に委託して実施した^{1.3.1-1.3.4}。廃止措置終了確認の具体的方法を整備するために、フォールアウトを考慮した BG の設定方法、評価対象エリアの放射能濃度分布の設定方法及びサイト固有条件を考慮した被ばく線量評価方法を検討し、廃止措置被ばく評価コードシステム CDecom を整備するとともに、廃止措置終了確認の一連の手順を整備した。

2. 4 長半減期放射性核種等の分析における信頼性確保

2. 4. 1 調査及び実験範囲

本研究においては、物理化学的に性状が様々な、特に核燃料物質によって汚染された試料に含まれる放射線計測では測定が困難な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・技術的知見の蓄積を東大、東工大、QST 及び JAEA との共同研究として行った。

放射性核種分析方法の妥当性を確認するためには、多様な測定・分析方法が持つ不確かさの把握が重要である。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し、各要素技術における留意点を明らかにする必要がある。本研究では、Zr-93、I-129、Cs-135、ウラン同位体などの長半減期放射性核種等の分析方法を検討した。検討に当たっては、Zr-93 については天然同位体のジルコニウムを含有した模擬試料を、それ以外の核種については当該核種を含む環境試料を用いて実験的研究を実施し、今後、核燃料物質によって汚染された試料を分析するために必要な科学的・技術的知見を取得した。

また、本共同研究は、令和元年7月から令和4年3月までの期間で実施する計画であり、本報告書では、共同研究期間途中の令和3年3月までに実施した範囲について記載した。

2. 4. 2 長半減期核種等の分析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

環境試料として、長半減期核種である Cs-135 等が含まれている放射性セシウムマイクロ粒子（以下「CsMP」という。）が付着した樹皮を採取し、当該樹皮から CsMP を摘出するための実験的検討を JAEA 及び東大とともに実施した。現時点においては、CsMP を摘出することに成功しており、次年度以降、分析に必要な個数を確保するための摘出作業の継続及び CsMP に含まれる元素組成及びセシウム同位体比分析に係る検討を実施する計画である。

コンクリートがれき等に含まれる元素を分析するためには水溶液中に当該元素を溶解する必要があるが、ジルコニウムの溶解は困難である。そこで模擬コンクリート試料を用いて溶解試験を行い、溶解特性の基礎データを取得し、前処理条件と各元素の溶解割合との関係を検討した。長半減期放射性核種による汚染状況を模擬したコンクリート試料として、普通ポルトランドセメント、水道水及び佐賀県海砂から調製したコンクリート試料に既知量の二酸化ジルコニウムを添加又は添加無しで混合した試料を調製した。このような試料からジルコニウムの溶解回収率の溶解方法の違いを把握するために、溶媒に王水を用いたマイクロ波加熱分解法、溶媒にフッ化水素酸、過塩素酸及び硝酸の混合液を用いたホット

プレート加熱分解法、硫酸アンモニウム融解法並びに過酸化ナトリウム融解法について実験を実施した。結果として、ジルコニウムの回収率は、フッ化水素酸、過塩素酸及び硝酸の混合液を用いたホットプレート加熱分解法が最も良好であった。一方、他の手法におけるジルコニウム回収率は上記手法より低く、中でも王水を用いたマイクロ波加熱分解法ではジルコニウムはほとんど回収できていない結果となった。

また、JAEA において、ジルコニウムの濃度が既知の標準海底土試料を用いて王水を添加した後、マイクロ波加熱分解装置により加熱し、保持温度の影響を確認する実験を実施した。その結果、150℃から 200℃で 10 分間の加熱した条件においては、残さが多く残り、ジルコニウムの回収率は極めて低かった。当該結果は、上記コンクリート試料における王水を用いたマイクロ波加熱分解法の実験結果と同様の傾向である。一方、回収率に及ぼす温度の影響は見られなかった。今後、更なる溶解条件の検討が必要である。

(2) 化学分離方法の検討

試料をフッ化水素酸を含む溶媒で溶解した溶液について、溶液中に残留するフッ化水素酸が残留する可能性があるため、フッ化水素酸がその後の化学分離に与える影響を JAEA において評価した。その結果、化学分離に用いた抽出クロマト樹脂におけるジルコニウムの吸着性は、フッ化水素酸の影響により低下することが確認された。同時に評価したニオブにおいても同様の傾向が観測されたが、モリブデン、スズ及びアンチモンについては、その影響は観測されなかった。

(3) 分析方法の検討

二酸化ジルコニウムを添加無しで混合したコンクリート試料を溶解した溶液中のジルコニウム濃度を ICP-MS により測定した。また、東大において、同一試料を圧縮形成した後、高速多点 LA 装置と連結した ICP-MS を用いて試料を直接測定した。その結果、2.4.3 項(1)に記載した前処理方法の検討において回収率が最も良好であったフッ化水素酸、過塩素酸及び硝酸の混合液を用いたホットプレート加熱分解法で得られたジルコニウム濃度と固体を直接測定して得られたジルコニウム濃度は良い一致を示した。

東大において、固相中のウランの同位体比を高速多点 LA 装置と連結した MC-ICP-MS を用いて、高精度・高確度に測定する方法を新たに開発した^{2.4.2.1}。

2.4.3 まとめ

東大、東工大、QST 及び JAEA との共同研究により、長半減期放射性核種等の分析における信頼性の確保に係る実験的研究を実施した。試料の前処理方法、化学分離方法及び分析方法を検討し、検討結果に基づいて課題を抽出するとともに科学的・技術的知見を蓄積した。当該共同研究の終了期限である令和 4 年 3 月末までに、選定した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、その分析結果の信頼性が十分に確保されていることを確認するために必要な、試料形態による分析方法の違い、元素組成比及び同位体比の精密分析等の実験的検討を実施する計画である。

3. 結論

3. 1 成果の要点

本研究では、種々の放射性廃棄物等の放射能濃度の評価においてその妥当性を判断するために、測定装置の特性及び対象物の性状に応じた放射能濃度評価精度に影響するパラメータ等を把握することに関連し、以下の4つの課題について知見を拡充した。

(1) 廃棄物確認

トレンチ処分対象廃棄物については、今後発生が見込まれる新たな廃棄体等を対象に、非破壊測定による放射能濃度評価に対して、現実的な廃棄物配置モデルを作成し、JAEAが開発した QAD-CGGP2R を用いたシミュレーション計算により放射能濃度評価に影響を与える要因を整理した。

中深度処分対象廃棄体については、放射化計算等に基づく放射能濃度評価手法の適用が想定されることから、放射化前の微量な親元素濃度の評価方法について検討するとともに、放射化計算の妥当性を確認するための放射化核種の分析において留意すべき事項を整理した。

(2) クリアランスの確認

新規クリアランス対象物の放射能濃度設定の妥当性及びその測定可能性の評価を行う^{1.3.1-1.3.4}とともに、特に低濃度の放射能測定において考慮が必要な測定の不確かさをを用いた適合性評価の導入の妥当性の評価を行った。

(3) 廃止措置終了確認

廃止措置終了後の公衆の被ばく線量を評価するために必要となる、フォールアウトを考慮した BG の設定方法、評価対象エリアの放射能濃度分布に基づくサイト固有条件を考慮した被ばく線量評価方法を検討し、廃止措置被ばく評価コードシステム CDecom を整備するとともに、廃止措置終了確認の一連の手順を整備した^{1.3.1-1.3.4}。

(4) 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

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 Zr-93、I-129、Cs-135、ウラン同位体などの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。

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) 廃棄物確認

トレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度評価に係る検討については、現実的な廃棄体モデルを用いたシミュレーション計算により、廃棄体等の非破壊測定等による放射能濃度評価精度に影響する要因を整理するという当初の目的を予定どおり達成した。

中深度処分対象廃棄体の放射能濃度評価に係る検討についても、放射化核種の親元素濃度を評価する方法を検討するとともに、核種分析の留意事項を抽出するという当初の目的を予定どおり達成した。

(2) 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・技術的知見を整備するとともに、複数の材料から構成される新規クリアランス対象物中の放射能を適切に評価する技術についても整理するという当初の目的を予定どおり達成した。

(3) 廃止措置終了確認

廃止措置終了確認の具体的な方法を整備す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分析における信頼性確保に関する研究

試料の前処理方法、化学分離方法及び分析方法を検討し、検討結果に基づいて課題を抽出するという当初の実施計画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)

- ① 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.
- ② Sakai, H., Yoshii, T., Kawasaki, S., Derivation of uncertainty propagation for clearance measurement, Applied Radiation and Isotopes, Vol. 170, 109630, 2021.
- ③ Yamamoto, K., Asanuma, H., Takahashi, H., Hirata, T., In situ isotopic analysis of uranium using a new data acquisition protocol for 10^{13} ohm Faraday amplifiers, Journal of Analytical Atomic Spectrometry, Vol. 36, pp. 668-675, 2021.

(2) 国際学会のプロシーディング（査読付）
なし。

3. 3. 2 委託先等による公表

なし。

3. 4 成果の活用等

(1) 廃棄物確認

トレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度評価に係る検討及び中深度処分対象廃棄体の放射能濃度評価に係る検討の成果は、廃棄体等における放射能濃度に係る評価方法の妥当性を確認するとき並びに今後のトレンチ処分及び中深度処分に関連した保安規定（変更）認可申請の審査時に、事業者が定めた WAC の妥当性を確認するときに活用されることが想定される。

(2) クリアランスの確認

新規クリアランス対象物に関する検討結果については、放射能濃度確認規則の制定において、クリアランス対象物を拡充することの理論的背景となった。

放射線測定の不確かさの考慮に係る調査結果については、審査基準^{2.2.4.14}における不確かさをを用いた適合性評価の考え方に反映された。

これらの成果は、既に申請済みの認可申請に係る審査において事業者の採用したクリアランス測定に係る手段の妥当性評価に用いられているとともに、今後の審査においても活用され続けることが期待される。

(3) 廃止措置終了確認

本研究の成果は、原子力規制委員会が行う廃止措置終了確認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分析における信頼性確保に関する研究

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

廃棄物確認に関する研究については、従来の廃棄体等における放射能濃度に係る評価方法の妥当性を確認する手段を検討してきた。今後は新規の廃棄体等が発生するため、それらの放射能濃度の評価方法の妥当性の確認に課題がある。また、中深度処分及び研究施設等廃棄物等の事業許可においては、廃棄体のインベントリ及び核種の放出率並びに処分システムにおける物理化学的環境変化による核種の化学種の変化に基づく移行挙動変化の考慮が行われると考えられ、その妥当性の確認に課題がある。

クリアランスの確認に関する研究については、新規クリアランス対象物のクリアランスレベル相当の放射能濃度の導出を行った。ただし、これら新規クリアランス対象物の放射能濃度の測定において定量評価結果の信頼性が確保されていることの妥当性の確認に課題がある。

廃止措置に関する研究については、廃止措置終了確認の具体的方法に関する知見を蓄積した。新たな原子力規制検査の開始により、リスクの高い活動に着目した検査が行われるようになったことから、廃止措置工程全体のリスク評価手法に課題がある。

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については、令和4年3月末までの共同研究の一部として、本安全研究の期間内に今後実施する予定の実験の準備及び分析実験を進めた。今後は、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、その分析結果の信頼性が十分に確保されていることを確認するための技術的知見を蓄積する。そのために、これまでに整備した実験装置及び分析結果を活用して、試料形態による分析方法の違い、元素組成比及び同位体比の精密分析等の実験的検討を実施する計画である。

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。

参考文献一覧

- 1.1.1 原子力規制委員会原子力規制庁、原子力施設のサイト解放基準について（案）、第 27 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、参考資料 27-2-3、平成 29 年 11 月 2 日
- 1.2.1 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 20 年度廃止措置規準化調査報告書（原子力安全基盤機構委託）」、平成 21 年 3 月
- 1.3.1 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 29 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」、平成 30 年 3 月
- 1.3.2 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 30 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」、平成 31 年 3 月
- 1.3.3 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構「平成 31 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 2 年 3 月
- 1.3.4 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 3 月（予定）
- 2.1.2.1 Itasca Consulting Group, Inc., PFC3D Suite Particle Flow Code in 3 Dimensions, Ver. 5.0, User's Manual, 2019
- 2.1.2.2 財団法人原子力環境整備センター「低レベル放射線廃棄物処分用廃棄体製作技術について（各種固体状廃棄物）」、平成 10 年 3 月
- 2.1.2.3 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
- 2.1.2.4 Sakamoto Y., QAD-CGGP2 and G33-GP2 : Revised Version of QAD-CGGP and G33-GP, JAERI-M 90-110, 1990
- 2.1.3.1 Cm.2919, Review of Radioactive Waste Management Policy :Final Conclusion, 1995
- 2.1.3.2 Department for Environment Food and Rural Affairs, Policy for the Long Term Management of Solid Low Level Radioactive Waste in the United Kingdom, 2007
- 2.1.3.3 動力炉・核燃料開発事業団「3 社分析技術研究会成果報告書 ジルコニウム合金の分析法(IV)、昭和 59 年 9 月
- 2.1.3.4 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）、ジルカロイ-4 に含まれる微量元素に係る分析試験報告書、令和 2 年 1 月
- 2.1.3.5 環境省「化学物質環境実態調査実施の手引き（平成 27 年度版）」、平成 28 年 3 月

- 2.1.3.6 東南、他、「ICP-MS による酸化ジルコニウム中の超微量成分分析」、東ソー研究報告 37(1)、平成 5 年
- 2.1.3.7 公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター「余裕深度処分対象廃棄物の核種分析手法の評価について」、平成 27 年 3 月
- 2.2.2.1 電気事業連合会、クリアランス制度に関する課題
<https://www.nsr.go.jp/disclosure/meeting/201706/RSR/00000122.html>（最終アクセス日：令和 2 年 12 月 15 日）
- 2.2.2.2 原子力規制庁、新規クリアランス対象物に関する面談
<https://www.nsr.go.jp/disclosure/meeting/201706/RSR/00000122.html>（最終アクセス日：令和 2 年 12 月 15 日）
- 2.2.3.1 前田真吾、他、建屋コンクリートを対象としたクリアランス一括測定法に関する一評価手法の提案（受託研究）、JAEA-Technology2008-006、2008 年 10 月
- 2.2.3.2 Sato, T., Iwamoto, Y., Hashimoto, S. *et al.*, Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, Journal of Nuclear Science and Technology, 2018 Vol.55, 6, 684-690, 2018.
- 2.2.3.3 日本原子力学会、日本原子力学会標準 クリアランスの判断方法：2005、2005 年 7 月、p89、社団法人日本原子力学会、2005 年 7 月
- 2.2.3.4 日本産業標準調査会、JIS C 3621:2000 600V EP ゴム絶縁ケーブル、日本規格協会、平成 18 年
- 2.2.3.5 環境事業団ポリ塩化ビフェニル廃棄物処理事業検討委員会 技術部会、「PCB 使用安定器の処理について」
<http://www.jesconet.co.jp/business/contents/pdf/140925anteiki.pdf>（最終アクセス日：令和 2 年 12 月 15 日）
- 2.2.3.6 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 秋の大会、令和元年 9 月 12 日
- 2.2.3.7 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 3 月
- 2.2.4.1 Hattori, T., Trend of strengthening clearance regulation in Japan and concerns about its worldwide effects on regulations for natural and artificial radionuclides, Annals of the ICRP, Vol. 49, 98-112, 2020.
- 2.2.4.2 Sakai, H., Yoshii, T., Kawasaki, S., Derivation of uncertainty propagation for clearance measurement, Applied Radiation and Isotopes, Vol. 170, 109630, 2021.
- 2.2.4.3 JCGM 100, Uncertainty of measurement -- Part 3: Guide to the expression of uncertainty in measurement, International Organization for Standardization, Geneva,

- 2008.
- 2.2.4.4 JCGM 106, Uncertainty of measurement -- Part 4: Role of uncertainty in measurement in conformity assessment, International Organization for Standardization, Geneva, 2012.
- 2.2.4.5 ISO 11929-1, 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, International Organization for Standardization, Geneva, 2019.
- 2.2.4.6 ISO 11929-2, Determination of the characteristic limits (decision threshold, detection limit and limits of the coverage interval) for measurements of ionizing radiation -- Fundamentals and application -- Part 2: Advanced applications, International Organization for Standardization, Geneva, 2019.
- 2.2.4.7 ISO 11929-3, Determination of the characteristic limits (decision threshold, detection limit and limits of the coverage interval) for measurements of ionizing radiation -- Fundamentals and application -- Part 3: Applications to unfolding methods, International Organization for Standardization, Geneva, 2019.
- 2.2.4.8 ISO 11929-4, Determination of the characteristic limits (decision threshold, detection limit and limits of the coverage interval) for measurements of ionizing radiation -- Fundamentals and application -- Part 4: Guidelines to applications, International Organization for Standardization, Geneva, 2020.
- 2.2.4.9 Strahlenschutzkommission (SSK), Method to account for measurement uncertainties when performing metrological tests within the scope of the German X-ray Ordinance (RoeV) and the German Radiation Protection Ordinance (StrlSchV), Germany, 2016.
https://www.ssk.de/SharedDocs/Beratungsergebnisse_PDF/2016/2016-09-15_Empf_Messunsicherheiten_e.pdf (最終アクセス日：令和2年12月14日)
- 2.2.4.10 SKB, Clearance during Dismantling and Demolition of Nuclear Facilities. SKB Report R-17-05. Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Solna, 2017.
<https://www.skb.se/publikation/2488457/R-17-05.pdf> (最終アクセス日：令和2年12月14日)
- 2.2.4.11 CEWG, Clearance and Radiological Sentencing: Principles, Process and Practices. Nuclear Industry Safety Directors Forum, London, 2017.
https://www.nuclearinst.com/write/MediaUploads/SDF%20documents/CEWG/ Clearance_and_Exemption_GPG_2.01.pdf (最終アクセス日：令和2年12月14日)
- 2.2.4.12 DIN, Activity Measurement Methods for the Clearance of Radioactive Substances and Nuclear Facility Components – Part 1: Fundamentals. DIN 25457-1: 2014–12, German

- Institute for Standardization, Berlin, 2014.
- 2.2.4.13 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.
- 2.2.4.14 原子力規制委員会、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 令和元年9月11日制定、令和2年7月29日改正）」
- 2.3.2.1 S. Mikami, T. Maeyama, Y. Hoshide, R. Sakamoti, S. Sato, N. Okuda, S Demongeot, R. Gurriaran, Y. Uwamino, H. Kato, M. Fujiwara, T. Sato, H. Takemiya, K. Saito, “Spatial distribution of radionuclides deposited onto ground soil around the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant and their temporal change until December 2012”, *J. Environ. Radioact.*, 139, 320-343, 2015.
- 2.3.2.2 Chino, M., Terada, H., Nagai, H., Katata, G., Mikami, S., Torii, T., Saito, K., Nishizawa, Y., “Utilization of $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ in the environment to identify the reactor units that caused atmospheric releases during the Fukushima Daiichi accident”, *Scientific Reports*, 6 31376, 2016.
- 2.3.3.1 Hans Wackernagel (著)、青木 謙治 (翻訳)、地球統計学、森北出版、2003年
- 2.3.3.2 Hengl, T., "A Practical Guide to Geostatistical Mapping of Environmental Variables", Office for Official Publications of the European Communities, 2007.
- 2.3.3.3 Journel, A.G. and Huijbregts., Ch.J., "Mining Geostatistics", THE BLACKBURN PRESS, 1978.
- 2.3.3.4 前田真吾、 畠山睦夫、 立花光夫、 明道栄人、 清木義弘、 JPDR・クリーン
ドレンサンプリング(CDS)周辺の汚染砂の除去及び漏洩放射性物質の現状調査(受託研究)、 JAERI-memo 08-106、1996年
- 2.3.3.5 OECD Nuclear Energy Agency, Nuclear Site Remediation and Restoration during Decommissioning of Nuclear Installations, A Report by the NEA Co-operative Programme on Decommissioning, 2014.
- 2.3.3.6 Michalak, A. M., and P. K. Kitanidis, Application of geostatistical inverse modeling to contaminant source identification at Dover AFB, Delaware, *J. Hydraul. Res.*, 42(SPI), pp.9-18, 2004
- 2.3.3.7 Jackson, R. E. *et al.*, Contaminant Hydrogeology of Toxic Organic Chemicals at a Disposal Site, Gloucester, Ontario, 1. Chemical Concepts and Site Assessment, NHRI paper No. 23, IWD Scientific Series No. 141, 1985.
- 2.3.4.1 日本原子力研究開発機構、平成20年度廃止措置基準化調査、原子力安全基盤機構からの受託研究、平成21年3月

- 2.3.4.2 Sandia National Laboratory, Residual Radioactive Contamination from Decommissioning, User's Manual DandD Version 2.1, NUREG/CR-5512, Vol.2, 2001.
- 2.3.4.3 Argonne National Laboratory, User's Manual for RESRAD Version 6, ANL/EAD-4, 2001.
- 2.3.4.4 Stilllegung von Kernanlagen - Freigabe von Bodenflächen kerntechnischer Standorte Endbericht zu Vorhaben SR 2271, BS-Projekt-Nr. 9703-14, BRENK SYSTEMPLANUNG, November 2000.
- 2.3.4.5 日本原子力研究所、核燃料サイクル開発機構、試験研究用原子炉施設及び核燃料使用施設における重要放射性核種の選定について、平成 17 年 5 月 23 日
https://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/chousa/gijyutu/004/003-1/shiryo/05082601/003/006.htm（最終アクセス日：令和 2 年 12 月 17 日）
- 2.3.4.6 大澤和敏、池田駿介、酒井一人、島田正志、WEPP による流域スケールでの土砂動態解析、土木学会第 59 回年次学術講演会、平成 16 年 9 月
- 2.3.4.7 大澤和敏、酒井一人、田中忠次、吉永安俊、降雨毎の浸食予測における USLE および WEPP の検証、農業土木学会論文集、No.222、pp.43-53、2004
- 2.3.4.8 池田英史、若松孝志、中屋耕、阿部聖哉、森林流域からの土壌流出の実態・支配因子と予測モデル開発の現状と課題、水文・水資源学会誌、Vol.25、No.6、2012
- 2.3.4.9 Nearing, M.A., Foster, G.R., Lane, L.J. and Finkner, S.C.: A process-Based Soil Erosion Model for USDA-Water Erosion Prediction Project Technology, Transactions of the ASAE, 32, 1587-1593, 1989
- 2.3.4.10 国土交通省 HP、世界各国の降水量
https://www.mlit.go.jp/river/pamphlet_jirei/bousai/saigai/kiroku/suigai/suigai_3-1-1.html（最終アクセス日：令和 2 年 12 月 17 日）
- 2.3.4.11 気象庁 HP、屋久島の降水量（1981～2010 年）
http://www.data.jma.go.jp/obd/stats/etrn/view/nml_sfc_ym.php?prec_no=88&block_no=47836&year=&month=&day=&elm=normal&view=（最終アクセス日：令和 2 年 12 月 17 日）
- 2.3.4.12 奥島修二、塩野隆弘、石田聡、吉本周平、白谷栄作、濱田康治、人見忠良、樽屋啓之、今泉眞之、中達雄、”浅代かき強制排水による水田土壌中の放射性物質除去法の有効性に関する事前検討”、土壌の物理性、第 121 号、2012 年
- 2.4.1.1 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, 48(5), 366–374, 2019.
- 2.4.2.1 Yamamoto, K., Asanuma, H., Takahashi, H., Hirata, T., In situ isotopic analysis of

uranium using a new data acquisition protocol for 10^{13} ohm Faraday amplifiers, Journal of Analytical Atomic Spectrometry, Vol. 36, pp. 668-675, 2021.

執筆者一覧

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ 核燃料廃棄物研究部門

酒井 宏隆 主任技術研究調査官

大塚 伊知郎 主任技術研究調査官

高橋 宏明 主任技術研究調査官

佐藤 由子 技術研究調査官

吉居 大樹 技術研究調査官

古田 美憲 技術研究調査官

深井 恵 技術研究調査官