



**JRR-3 改造工事に伴って発生した
コンクリートのクリアランス
－ 放射能濃度の測定及び評価の方法の策定 －**

Clearance of Concrete Generated from Modification Activities of JRR-3
- Method for Measuring and Evaluating of Radioactivity Concentration -

里山 朝紀 岸本 克己 星 亜紀子 高泉 宏英
堤 正博 稲野辺 浩 吉森 道郎

Tomonori SATOYAMA, Katsumi KISHIMOTO, Akiko HOSHI, Hirohide TAKAIZUMI
Masahiro TSUTSUMI, Hiroshi INANOBE and Michiro YOSHIMORI

東海研究開発センター
原子力科学研究所
バックエンド技術部

Department of Decommissioning and Waste Management
Nuclear Science Research Institute
Tokai Research and Development Center

March 2011

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

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

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

© Japan Atomic Energy Agency, 2010

JRR-3 改造工事に伴って発生したコンクリートのクリアランス

－ 放射能濃度の測定及び評価の方法の策定 －

日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター

原子力科学研究所 バックエンド技術部

里山 朝紀、岸本 克己、星 亜紀子、高泉 宏英、

堤 正博⁺¹、稲野辺 浩⁺²、吉森 道郎

(2011 年 1 月 25 日 受理)

原子力科学研究所のバックエンド技術部では、放射性廃棄物の合理的な処分及び資源の有効利用を図るとともに、保管廃棄施設の保管能力の逼迫回避を目的として、1985 年度から 1989 年度にかけて実施された JRR-3 改造工事に伴って発生し、原子力科学研究所の北側にある第 2 保管廃棄施設の保管廃棄施設・NL に保管している放射能レベルの非常に低いコンクリートを対象としたクリアランスを進めている。

クリアランスを進めるにあたっては、事前の評価によって得られたクリアランス対象物の汚染状況や物量、測定・判断を的確に行うための情報をもとに、クリアランス対象物の特性に応じた放射能濃度の測定及び評価の方法を策定し、国の認可を受けなければならない。

このため、JRR-3 改造工事に伴って発生したコンクリートのクリアランスにあたっては、2005 年度から 2007 年度にかけて、事前の評価としてコンクリートの汚染状況の調査を行った。その調査結果をもとに、放射能濃度の測定及び評価の方法を策定し、2007 年 11 月 8 日付けで文部科学大臣へ放射能濃度の測定及び評価の方法の認可申請を行い、2008 年 7 月 25 日付けで文部科学大臣の認可を得た。その後、クリアランス作業に必要な測定機器やコンクリートの取り出し設備等のハード面の整備、保安規定や作業要領書等のソフト面の整備を進め、2009 年度からクリアランス作業を開始した。

本報告は、JRR-3 改造工事に伴って発生したコンクリートをクリアランスするために策定した放射能濃度の測定及び評価の方法をとりまとめたものである。

原子力科学研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

+1 原子力科学研究所 放射線管理部

+2 原子力科学研究所 工務技術部

Clearance of Concrete Generated from Modification Activities of JRR-3
- Method for Measuring and Evaluating of Radioactivity Concentration -

Tomonori SATOYAMA, Katsumi KISHIMOTO , Akiko HOSHI, Hirohide TAKAIZUMI,
Masahiro TSUTSUMI⁺¹, Hiroshi INANOBE⁺² and Michiro YOSHIMORI

Department of Decommissioning and Waste Management, Nuclear Science Research Institute,
Tokai Research and Development Center
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received January 25, 2011)

At radioactive waste treatment facilities in Nuclear Science Research Institute, clearance activities for extremely low-level radioactive concrete debris, which were generated from the modification activities of JRR-3 from FY 1985 to FY 1989 and now are stored in the waste storage facility NL, have been carried out in order to plan reasonable disposal and effectively reusing of radioactive concrete waste, moreover to secure storage capacity at the waste storage facilities.

To carry out clearance activities, it is necessary that method for measuring and evaluating of radioactivity concentration corresponding to characteristic of clearance object is established on the basis of pre-examination, and established method are approved by government.

In clearance of concrete generated from modification activities of JRR-3, contamination situations of concrete were investigated from FY 2005 to FY 2007. Based on investigation results, method for measuring and evaluating of radioactivity concentration was established and was applied for approval of Minister of MEXT on November 8, 2007, approved on July 25, 2008. After that the necessary equipments for clearance works (ex. a measuring instrument, equipment for taking out of concrete from NL pit) were equipped and operational safety progress and manuals for clearance works were prepared. So clearance works were started in FY 2009.

This report summarizes the method for measuring and evaluating of radioactivity concentration for concrete generated from modification activities of JRR-3.

Keywords: Clearance, JRR-3, Decommissioning, Concrete, Nuclide for Measurement and Assessment

+1 Department of Radiation Protection, Nuclear Science Research Institute

+2 Engineering Services Department, Nuclear Science Research Institute

目 次

1. はじめに	1
2. クリアランス対象物	2
3. 放射能濃度の測定及び評価の方法の策定にあたっての問題点	3
4. 評価対象核種の選択	4
4.1 放射化の汚染の評価	4
4.2 二次的な汚染の評価	4
4.3 評価対象核種の選択	8
5. 測定評価単位の検討	10
5.1 事前の評価に基づく放射能濃度の分布の均一性及び想定される放射能濃度の評価	10
5.2 測定評価単位の設定	12
6. 評価対象核種の放射能濃度の測定方法	15
6.1 ^3H 濃度の決定方法	15
6.2 ^{60}Co , ^{137}Cs 及び ^{152}Eu 濃度の決定方法	18
7. クリアランス判断	20
7.1 放射能濃度の基準を満足することの確認	20
7.2 ^3H 濃度の分布の均一性及び想定される ^3H 濃度の確認	20
8. クリアランス作業	22
8.1 クリアランス作業用の上屋の設置	22
8.2 クリアランス対象物の取り出し	22
8.3 クリアランス対象物の選別	22
8.4 収納パレットへの収納及び重量測定	23
8.5 著しい偏りが無いことの確認	23
8.6 測定試料の採取	23
8.7 保管容器への収納（測定評価単位の構成）	24
8.8 放射能濃度の測定	24
8.9 国による放射能濃度の確認を受けるまでの保管・管理	24
8.10 国による放射能濃度の確認を受けた後の保管・管理	25
9. まとめ	26
謝辞	27
参考文献	28

Contents

1. Introduction	1
2. Clearance objects	2
3. The point on establishment of measuring and evaluating method	3
4. Selection of nuclides for measurement and evaluation	4
4.1 Evaluation of activated contamination	4
4.2 Evaluation of secondary contamination	4
4.3 Selection of nuclides for measurement and evaluation	8
5. Measurement and evaluation unit	10
5.1 Evaluation of uniformity of radioactivity distribution based on activation calculation and investigation of contamination	10
5.2 Setting of measurement and evaluation unit	12
6. Method for measurement and evaluation of radioactivity	15
6.1 Radioactivity of ^3H	15
6.2 Radioactivity of ^{60}Co , ^{137}Cs and ^{152}Eu	18
7. Clearance judgment	20
7.1 Evaluation of radioactivity to clearance level	20
7.2 Evaluation of uniformity of ^3H radioactivity	20
8. Clearance work	22
8.1 Install the tent house covered the NL pit for clearance work	22
8.2 Take out of the clearance objects	22
8.3 Removal of the impurities	22
8.4 Putting away in a pallet and measurement of weight	23
8.5 Estimation on uniformity of ^{60}Co radioactivity	23
8.6 Sampling for measurements	23
8.7 Storing in a container (setting of measurement and evaluation unit)	24
8.8 Measurements of radioactivity	24
8.9 Storage and custody until government confirmation of measurement and evaluation result	24
8.10 Storage and custody after government confirmation of measurement and evaluation result	25
9. Summary	26
Acknowledgment	27
Reference	28

図表リスト

- 表 1 JRR-3 の概要
- 表 2 JRR-3 改造工事に伴って発生した固体廃棄物の区分
- 表 3 クリアランス対象物の物量と主な発生場所
- 表 4 クリアランス対象物の放射化の汚染の D/C の評価結果
- 表 5 アルミニウム合金及びステンレス鋼の主要な元素組成
- 表 6 照射条件（腐食生成物）
- 表 7 腐食生成物の濃度比 R_{CP} と放射線量への寄与割合
- 表 8 照射条件（核分裂生成物等）
- 表 9 核分裂生成物等の濃度比 R_{FP} と放射線量への寄与割合
- 表 10 腐食生成物の放射化計算による濃度比と測定結果による濃度比の比較
- 表 11 核分裂生成物等の放射化計算による濃度比と測定結果による濃度比の比較
- 表 12 二次的な汚染の D/C の評価結果
- 表 13 モンテカルロ計算におけるモデル化の条件
- 表 14 ^3H 測定用試料の調製条件
- 表 15 液体シンチレーションカウンタによる測定条件
- 表 16 測定に使用する Ge 半導体検出器の性能
- 表 17 ロットの大きさと 1 ロットから採取するインクリメントの最小必要個数
- 表 18 バースケールの主な仕様
- 表 19 可搬型 Ge 半導体検出器の主な仕様
- 表 20 テント倉庫の主な仕様
-
- 図 1 クリアランス対象物の主な発生場所
- 図 2 クリアランス対象物の保管場所及び保管状況
- 図 3 評価対象核種の選択方法
- 図 4 コンクリートの放射化計算により生成する規則 33 核種の放射能濃度が最も大きくなる評価点
- 図 5 可搬型 Ge 半導体検出器による著しい偏りがないことの確認の概念図
- 図 6 クリアランス対象物を収納する保管容器（フレキシブルコンテナ）
- 図 7 測定評価単位における ^3H 濃度の決定方法の流れ
- 図 8 浸漬時間と ^3H の回収率の関係
- 図 9 測定評価単位における ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及び ^{152}Eu 濃度の決定方法の流れ
- 図 10 クリアランス作業の全体の流れ
- 図 11 整備した上屋の概念図
- 図 12 上屋の外観
- 図 13 上屋内におけるクリアランス作業の概念図

- 図 14 クリアランス対象物の取り出し用の設備
- 図 15 クリアランス対象物の重量測定の状態
- 図 16 可搬型 Ge 半導体検出器の設置状況
- 図 17 保管容器とボックスパレット
- 図 18 保管容器の封印の状態
- 図 19 テント倉庫の配置図及びテント倉庫の外観
- 図 20 測定試料の保管庫
- 図 21 スtockエリアの外観

Tables and Figures Captions

- Table 1 Outline of JRR-3
- Table 2 Classification of solid waste generated from modification activity of JRR-3
- Table 3 Amount of volume and generated place of clearance objects
- Table 4 Evaluated results of D/C of activated contamination for clearance objects
- Table 5 Main elemental composition of aluminum alloy and stainless steel
- Table 6 Irradiation condition (corrosion products)
- Table 7 Activity rate R_{CP} and contribution ratio of radiation dose of corrosion products
- Table 8 Irradiation condition (fission products)
- Table 9 Activity rate R_{FP} and contribution ratio of radiation dose of fission products
- Table 10 Comparison of activity rates of corrosion products evaluated by results of activated calculation and measuring results
- Table 11 Comparison of activity rates of fission products evaluated by results of activated calculation and measuring results
- Table 12 Evaluated results of D/C of secondary contamination
- Table 13 Model condition based on Monte Carlo calculation
- Table 14 Preparation conditions of ^3H measurement samples
- Table 15 Measurement conditions of ^3H by a liquid scintillation counter
- Table 16 Efficiency of Ge semiconductor detector used in measurement
- Table 17 Lot size and minimum sample number per one lot
- Table 18 Basic specification of bar type scale
- Table 19 Basic specification of portable Ge semiconductor detector
- Table 20 Basic specification of tent storage
-
- Figure 1 Generated place of clearance objects
- Figure 2 Storage facility and storage situation of clearance objects
- Figure 3 Method for selecting nuclides for measurement and evaluation
- Figure 4 Maximum point of activated contamination evaluated by activation calculation of concrete
- Figure 5 Outline of estimation on uniformity of ^{60}Co radioactivity used by portable Ge semiconductor detector
- Figure 6 Flexible containers to store clearance objects
- Figure 7 Flow of method to determine the ^3H radioactivity in measurement and evaluation unit
- Figure 8 Relation between leaching time and fraction of leached ^3H

- Figure 9 Flow of method to determine the γ -nuclide(^{60}Co , ^{137}Cs , ^{152}Eu) radioactivity in measurement and evaluation unit
- Figure 10 Flow of clearance work
- Figure 11 Outline of the tent house installed in the NL pit
- Figure 12 Tent house
- Figure 13 Outline of clearance work in the tent house
- Figure 14 Equipment for taking of the clearance objects from the NL pit
- Figure 15 Equipment for measuring of the weight of clearance object
- Figure 16 Portable Ge semiconductor detector
- Figure 17 Flexible container and box pallet
- Figure 18 Situation of sealed at flexible container
- Figure 19 Warehouse for flexible container
- Figure 20 Locker for measurement samples
- Figure 21 Stock area

1. はじめに

原子力科学研究所（以下「原科研」という。）の放射性廃棄物処理場の保管廃棄施設には、原子力の研究・開発や原子力施設の廃止措置等に伴って発生した多く放射性廃棄物を保管しており、現在、逼迫している。このため、バックエンド技術部では、放射性廃棄物の合理的な処分と資源の有効利用を図るとともに、保管廃棄施設の保管量の逼迫回避を目的として、1985年度から1989年度にかけて実施されたJRR-3改造工事に伴って発生し、現在、原科研の北側にある第2保管廃棄施設内の保管廃棄施設・NLに保管している放射能レベルの非常に低いコンクリートを対象としたクリアランスを進めている。

クリアランス制度¹⁾では、事業者は、まず事前の評価によってクリアランス対象物の汚染状況や物量を把握し、対象物の範囲の設定や測定・判断を的確に行うための情報を収集する。次に事前の評価をもとに、評価対象核種の選定、クリアランス対象物の特性に応じた測定条件の設定や測定方法、測定結果の評価方法、クリアランス対象物の保管・管理の方法等、クリアランス対象物の放射能濃度を測定・評価するための方法を策定し、国に認可申請を行う。その後、認可を受けた方法に基づいてクリアランス対象物の放射能濃度の測定・評価を行い、その結果について国による確認を受ける。国による確認を受けたものについては、「放射性物質として扱う必要のないもの」として原子炉等規制法関係法令の適用を外れ、リサイクルや産業廃棄物処理に関する法令の適用対象となり、資源として有効利用するか、産業廃棄物として処分する。

JRR-3改造工事に伴って発生したコンクリートのクリアランスを進めるにあたっては、事前の評価として、2005年度から2007年度にかけて、コンクリートの発生場所、炉室内の汚染履歴、撤去作業時における汚染箇所の除去範囲等について記録による調査を行うとともに、JRR-3コンクリート構造物の放射化計算及び保管廃棄施設に保管しているコンクリートから測定試料を採取して放射能濃度を測定することにより、コンクリートの汚染状況の調査を行った。

この事前の評価に基づいて、JRR-3改造工事に伴って発生したコンクリートの放射能濃度を測定・評価するための方法を策定し、2007年11月8日付けで文部科学大臣へ放射能濃度の測定及び評価の方法の認可申請を行い、2008年7月25日付けで文部科学大臣の認可を受けた。

その後、クリアランス作業に必要な測定機器やコンクリートの取り出し設備等のハード面の整備、保安規定や作業要領書等のソフト面の整備を進め、2009年度からクリアランス作業を開始した。

本報告は、JRR-3改造工事に伴って発生したコンクリートをクリアランスするために策定した放射能濃度の測定及び評価の方法について、その策定にあたっての考え方や整備した設備等も加えてまとめたものである。

2. クリアランス対象物

クリアランス対象物は、1985年度から1989年度にかけて実施されたJRR-3改造工事において、炉室内の制御室、炉室床・壁、セミホットケープ、使用済燃料貯槽、廃棄施設のコンクリートダクト等の撤去に伴い発生した放射能レベルの非常に低いコンクリートで、「極低レベル固体廃棄物」として区分したものである。コンクリートの形状には、がら状のものとブロック状のものがある。これらクリアランス対象物の物量は約4,000トンで、現在、原科研の北側にある第2保管廃棄施設内の保管廃棄施設・NL（地下ピット構造。1ピットあたり約縦5m×横10m×深さ5m、容積約250m³）に保管している。

図1にクリアランス対象物の主な発生場所を、図2にクリアランス対象物の保管場所及び保管状況を、表1にJRR-3の概要を、表2にJRR-3改造工事に伴って発生した固体廃棄物の区分を、表3に各ピットに保管しているクリアランス対象物の物量と主な発生場所を示す。

3. 放射能濃度の測定及び評価の方法の策定にあたっての問題点

放射能濃度の測定及び評価の方法は、平成 17 年文部科学省令第 49 号²⁾（以下「クリアランス規則」という。）に定める測定及び評価の方法の認可の基準を満足する必要がある。

また、これら認可の基準を満足する測定及び評価の方法を策定するにあたっては、原子力安全委員会のクリアランス検認報告書³⁾、文部科学省研究炉等安全規制検討会技術ワーキンググループのクリアランスレベル検認に係る技術的要件に関する検討資料⁴⁾（以下「技術 WG 資料」という。）、独立行政法人原子力安全基盤機構がとりまとめた経済産業省管轄の原子炉施設を対象としたクリアランス基準に関するガイダンス⁵⁾、クリアランスの判断方法に関する日本原子力学会標準⁶⁾が参考となる。ただし、これらの報告書等の測定及び評価の方法は、一般的にこれから解体を行う原子炉施設におけるクリアランスを踏まえたものである。

一方、JRR-3 改造工事に伴って発生したコンクリートのクリアランスは、クリアランス制度が創設されていない今から 20 年以上も前の改造工事で発生したコンクリートであって、現在は保管廃棄施設に保管しているものに対する非常に特殊なケースである。技術 WG 資料では、このようなケースに対するクリアランスについて、

『既に解体が行われ、貯蔵された物については、汚染の履歴、除染の履歴等の記録に基づき、クリアランスレベル検認が可能な物であれば対象物となり得るものと考えられる。ただし、このような物については、クリアランスレベル検認で求められる測定・判断の方法と同等の手法が必ずしもなされていないことが想定されるため、クリアランスレベル検認を行う際には、貯蔵された物の放射能濃度測定に係る記録の妥当性を十分に評価し、必要に応じ放射能濃度の再測定を行うなどの措置を講じることが求められる。』

と記載されており、汚染の履歴、除染の履歴、放射能濃度測定等に係る記録の重要性が伺える。

しかしながら、JRR-3 改造工事に伴って発生したコンクリートについては、このような汚染の履歴、除染の履歴、放射能濃度測定に係る記録が十分に残っておらず、記録によってクリアランスレベルを超えるような汚染が無いことを十分に評価することはできない。また、当然のことながら、原子炉建家内の汚染状況調査（汚染マップの作成）や重水中の核種組成比の調査等の改造前の JRR-3 を再現した汚染調査もできない。

これらのことから、上記の報告書等に示された考え方や方法をそのまま適用することはできず、上記の課題を踏まえた上で、JRR-3 改造工事に伴って発生したコンクリート中の放射性物質の放射能濃度がクリアランスレベルを超えないことを、測定によって合理的かつ確実に評価できる方法を策定した。

次章以降に、策定した測定及び評価の方法及び策定にあたっての考え方を述べる。

4. 評価対象核種の選択

JRR-3 改造工事に伴って発生したコンクリートをクリアランスするには、クリアランス規則別表第 2 欄に掲げる 33 核種（以下「規則 33 核種」という。）の中から放射能濃度の測定及び評価を行う評価対象核種の選択が必要となる。

クリアランス規則の認可の基準では、「測定評価対象放射性物質は、測定評価単位に含まれる放射性物質のうち放射線量を評価する上で重要なものであること。」と規定されている。ここで、測定評価対象放射性物質とは、評価対象核種のことである。また、技術 WG 資料では「試験研究用原子炉施設毎に運転の履歴や施設で用いている構造材等に応じて、線量評価において相対的に重要となる放射性核種を選定することが妥当」とし、相対的に重要となる核種を選定は以下のように示されている。

- (1) クリアランスの判断をしようとする対象物中に含まれる評価対象核種の D/C の総和を評価。
(D: 評価対象核種の放射能濃度、C: その核種のクリアランスレベル)
- (2) クリアランスの判断に用いる評価対象核種は、その D/C の総和が、上記 D/C の総和の 90% 以上となるような核種とする。

そこで、規則 33 核種の中からクリアランス対象物の汚染源である放射化の汚染及び二次的な汚染の汚染状況を放射化計算等により調査し、その結果を用いて上記の考え方に沿って評価対象核種を選択した。以下に評価対象核種の検討結果を示す。また、図 3 に評価対象核種を選択方法の概要を示す。

4.1 放射化の汚染の評価

4.1.1 放射化の汚染の D/C の評価

事前に行った JRR-3 コンクリート構造物の放射化計算による汚染状況の調査⁷⁾（以下「コンクリートの放射化計算」という。）によれば、クリアランス対象物の発生場所のうち、放射化により生成する規則 33 核種の放射能濃度が最も大きくなる評価点（評価日：2007 年）は、図 4 に示す炉室地階の床面である。

この評価点における放射能濃度の計算結果をもとに、技術 WG 資料における評価対象核種を選定の考え方にに基づき、線量評価において相対的に重要となる核種を次のとおり選択した。

コンクリートの放射化計算で得られた規則 33 核種の放射能濃度 D を、それぞれの核種のクリアランスレベル C で除した値 D/C の総和 $\Sigma(D/C)$ を求め、その総和 $\Sigma(D/C)$ に対する規則 33 核種の寄与割合 $(D/C)/\Sigma(D/C)$ を算出した。表 4 にクリアランス対象物の放射化の汚染の D/C の評価結果を示す。次に、D/C の評価結果から $(D/C)/\Sigma(D/C)$ の値が D/C の総和 $\Sigma(D/C)$ に対して 90% 以上となるまで上位の核種を選択した。

その結果、51.4%の ^{152}Eu と 41.8%の ^{60}Co の 2 核種を評価対象核種として選択した。

4.2 二次的な汚染の評価

クリアランス対象物の二次的な汚染の要因となる汚染源としては、以下の 3 種類がある。

- (1) 重水が中性子に照射されることにより生成する ^3H

- (2) 炉心タンクや原子炉冷却系統施設の配管等の金属が腐食により重水中へ溶出した放射化腐食生成物（以下「腐食生成物」という。）
- (3) ウラン燃料から重水中へ放出された核分裂生成物及び中性子捕獲生成物（以下「核分裂生成物等」という。）

これら二次的な汚染の要因となる(1)から(3)の汚染源ごとに、次のとおり規則 33 核種の中から評価対象核種を選択した。

4.2.1 ^3H

^3H については、JRR-3 が重水減速・重水冷却型原子炉であることから、二次的な汚染として最も特徴的な核種であるため評価対象核種として選択した。

4.2.2 腐食生成物の評価

(1) 放射化計算による規則 33 核種の放射能濃度の算出

腐食生成物の評価対象核種を選択にあたっては、減速・冷却材である重水との接液面積や腐食速度を考慮し、炉心タンクの材料であるアルミニウム合金（A5052）及び原子炉冷却系統の配管の材料であるステンレス鋼（SUS304）の放射化によって生成する規則 33 核種の放射能濃度を ORIGEN-S を用いて計算した。

中性子フルエンス率は、コンクリートの放射化計算で求めた炉心領域（炉心タンク内）での平均中性子フルエンス率を用いた。

アルミニウム合金の元素組成は JIS 規格⁹⁾に主成分及び不純物の元素組成が規定されていることから、これらの値を採用した。次に、JIS 規格に値がない元素については、同規格のアルミニウム合金を使用している JRR-3 以外の原子炉施設から採取した試料の化学分析値⁹⁾及びミルシートに示された値を元素組成として採用した。また、ステンレス鋼の元素組成は JIS 規格¹⁰⁾に主成分及び不純物の元素組成が規定されていることから、これらの値を採用した。次に、JIS 規格に値がない元素については、NUREG 報告書^{11)~13)}に示された値のうち、最も高い値を元素組成として採用した。表 5 に計算に用いたアルミニウム合金及びステンレス鋼の主要な元素組成をそれぞれ示す。

腐食生成物の照射時間は、運転履歴に基づき、共同利用運転が開始された 1965 年から 1983 年の運転停止まで、サイクル毎の稼働・停止実績を安全側となるように運転時間を集約、簡略化して計算に用いた。表 6 に照射条件を示す。

これらの条件で腐食生成物であるアルミニウム合金とステンレス鋼の規則 33 核種の放射能濃度を放射化計算により算出した。

(2) 腐食生成物の放射線量への寄与割合

文献¹⁴⁾によると、試験条件は必ずしも同一ではないが、アルミニウム合金の腐食速度はステンレス鋼に比べて 3 桁程度大きいと記載されている。このため、重水との接液面積がアルミニウム合金とステンレス合金で同等であれば、重水中への溶出量はアルミニウム合金の方が 3 桁程度大きくなるため、重水中ではアルミニウム合金の腐食生成物の放射能濃度が大きくなり、

その結果、アルミニウム合金の腐食生成物から評価対象核種を選択することになる。評価対象核種の選択においては、ステンレス鋼の腐食生成物からも評価対象核種が選択されるよう、アルミニウム合金とステンレス合金から重水中へ溶出する腐食生成物の量は同等とし、計算で得られたアルミニウム合金及びステンレス鋼中の規則 33 核種の放射能濃度をもとに、 ^{60}Co 濃度を 1 とした重水中の腐食生成物の規則 33 核種の濃度比 R_{CP} を算出した。表 7 に R_{CP} の計算結果を示す。

次に、腐食生成物の規則 33 核種の濃度比 R_{CP} をそれぞれの核種のクリアランスレベル C で除した値 R_{CP}/C の総和 $\Sigma(R_{\text{CP}}/C)$ を求め、腐食生成物の放射線量への寄与割合として、その総和 $\Sigma(R_{\text{CP}}/C)$ に対する規則 33 核種の寄与割合 $(R_{\text{CP}}/C)/\Sigma(R_{\text{CP}}/C)$ を算出した。表 7 に腐食生成物の放射線量への寄与割合を示す。

算出結果から、放射線量を評価する上で重要な核種として、腐食生成物の放射線量への寄与割合 $(R_{\text{CP}}/C)/\Sigma(R_{\text{CP}}/C)$ の値が最も大きい ^{60}Co (99.5%) を評価対象核種として選択した。

4.2.3 核分裂生成物等の評価

(1) 放射化計算による規則 33 核種の放射能濃度の算出

核分裂生成物等の評価対象核種の選択にあたっては、燃料破損により減速・冷却材である重水中へ溶出したウラン燃料の核分裂によって生成する規則 33 核種の放射能濃度を ORIGEN-S を用いて計算した。

中性子フルエンス率は、コンクリートの放射化計算で求めた炉心領域（炉心タンク内）での平均中性子フルエンス率を用いた。

JRR-3 では、1968 年 4 月から 1969 年 1 月にかけて燃料破損が発生した。この一連の燃料破損によって重水中に放出されたウランについては、1969 年 4 月以降原子炉を停止して、イオン交換樹脂、フィルタ等を用いて回収された。重水中に放出されたウランの量は、過去の記録によれば遅発中性子の測定値等を用いて推定されており、重水中に放出されたウランの総量は約 70g で、その後、上記の回収を行った結果、最終的に炉心構造材や燃料体表面に付着して回収できなかったウラン量は約 9g と推定されている。これより、核分裂生成物等の放射能濃度の算出にあたっては、重水中に 9g のウランが残留しているものとした。なお、核分裂生成物等の評価対象核種の選択においては、規則 33 核種の生成量の絶対値（放射能濃度）を用いるのではなく、規則 33 核種の放射能濃度の比を用いるため、ウラン量を 9g として放射化計算を行っても不安全側になることはない。

残留ウランの元素組成は、天然二酸化ウラン燃料中の天然ウランとし、 ^{238}U が $9.928 \times 10^1(\text{wt}\%)$ 、 ^{235}U が $7.140 \times 10^{-1}(\text{wt}\%)$ 、 ^{234}U が $5.000 \times 10^{-3}(\text{wt}\%)$ とした。

照射条件は、燃料破損した後に再度運転を開始した 1970 年から 1983 年の運転停止まで重水中の残留ウランが照射されるとし、この期間の JRR-3 の運転履歴に基づき、サイクル毎の稼働・停止実績を安全側となるように運転時間を集約、簡略化して計算に用いた。表 8 に照射条件を示す。

これらの条件で核分裂生成物等の規則 33 核種の放射能濃度を放射化計算により算出した。

(2) 核分裂生成物等の放射線量への寄与割合

計算で得られた核分裂生成物等の規則 33 核種の放射能濃度をもとに、 ^{137}Cs 濃度を 1 とした重水中の核分裂生成物等の規則 33 核種の濃度比 R_{FP} を算出した。表 9 に R_{FP} の計算結果を示す。

次に、核分裂生成物等の規則 33 核種の濃度比 R_{FP} をそれぞれの核種のクリアランスレベル C で除した値 R_{FP}/C の総和 $\Sigma(R_{\text{FP}}/C)$ を求め、核分裂生成物等の放射線量への寄与割合として、その総和 $\Sigma(R_{\text{FP}}/C)$ に対する規則 33 核種の寄与割合 $(R_{\text{FP}}/C)/\Sigma(R_{\text{FP}}/C)$ を算出した。表 9 に核分裂生成物等の放射線量への寄与割合を示す。

算出結果から、放射線量を評価する上で重要な核種として、核分裂生成物等の放射線量への寄与割合 $(R_{\text{FP}}/C)/\Sigma(R_{\text{FP}}/C)$ の値が最も大きい ^{137}Cs (89.1%) を評価対象核種として選択した。

4.2.4 放射能濃度の比の確認

腐食生成物及び核分裂生成物等の放射能濃度の比の計算結果の妥当性を確認するため、JRR-3 改造工事に伴って発生した放射性廃棄物から試料を採取し、その結果をもとに比較を行った。

(1) 腐食生成物

計算による腐食生成物の濃度比 R_{CP} を検証するため、JRR-3 改造工事に伴って発生し、保管廃棄施設に保管している放射性廃棄物から試料を採取し、放射能濃度の測定を行った。腐食生成物の濃度比 R_{CP} の確認に用いた試料は、腐食生成物によって汚染している原子炉冷却系統の配管から採取 (3 試料) した。試料は、前処理として、硝酸に浸漬し超音波洗浄を行った。

腐食生成物の濃度比 R_{CP} の確認は、腐食生成物の濃度比 R_{CP} が最も大きい ^{63}Ni と 2 番目に大きい ^{60}Co の 2 核種とし、 ^{60}Co は Ge 半導体検出器により、 ^{63}Ni は単離後、液体シンチレーションカウンタにより測定した。表 10 に放射化計算による濃度比と測定結果による濃度比との比較を示す。

^{60}Co に対する ^{63}Ni の濃度比は、いずれの試料についても原子炉冷却系統の配管から採取した試料の測定結果による濃度比の方が、放射化計算による濃度比よりも 2 桁程度小さい値となった。

これより、放射線量を評価する上で重要な核種を幅広く選択するという点からは、放射化計算によって得られた放射能濃度の結果を用いることは安全側の考え方であるといえる。

(2) 核分裂生成物等

計算による核分裂生成物等の濃度比 R_{FP} を検証するため、JRR-3 改造工事に伴って発生し、保管廃棄施設に保管している放射性廃棄物から試料を採取し、放射能濃度の測定を行った。核分裂生成物等の濃度比 R_{FP} の確認に用いた試料は、核分裂生成物等によって汚染している使用済燃料貯槽 (No.1) から採取 (1 試料) した。試料は、前処理として、硝酸に浸漬し超音波洗浄を行った。

核分裂生成物等の濃度比 R_{FP} の確認は、核分裂生成物等の濃度比 R_{FP} と放射線量への寄与割合がどちらも大きく、放射能濃度の測定も比較的容易な ^{137}Cs 、 ^{90}Sr 、 ^{239}Pu 及び ^{241}Am の 4 核

種とし、 ^{137}Cs 及び ^{241}Am は Ge 半導体検出器により、 ^{90}Sr は単離後、 β 線スペクトロメトリにより、 ^{239}Pu は α 線スペクトロメトリにより測定した。表 11 に放射化計算による濃度比と測定結果による濃度比との比較を示す。

^{137}Cs に対する ^{90}Sr 、 ^{239}Pu 及び ^{241}Am の濃度比は、使用済燃料貯槽 (No.1) から採取した試料の測定結果による濃度比の方が、放射化計算による濃度比よりも 1 桁から 2 桁程度小さい値となった。

これより、放射線量を評価する上で重要な核種を幅広く選択するという点からは、放射化計算によって得られた放射能濃度の結果を用いることは安全側の考え方であるといえる。

4.2.5 二次的な汚染の D/C の確認

事前の評価として行ったクリアランス対象物からの試料採取による汚染状況の調査⁷⁾(以下「サンプル調査」という。)、並びに 4.2.2 項及び 4.2.3 項に示した放射化計算による腐食生成物及び核分裂生成物等の二次的な汚染の評価結果をもとに、二次的な汚染の D/C の確認を行った。

サンプル調査によれば、クリアランス対象物から試料を採取して放射能濃度を測定した結果、腐食生成物の代表的な核種である ^{60}Co の放射能濃度の最大値は $6.21 \times 10^{-3}\text{Bq/g}$ 、核分裂生成物等の代表的な核種である ^{137}Cs の放射能濃度の最大値は $1.47 \times 10^{-3}\text{Bq/g}$ であった。生成した腐食生成物及び核分裂生成物等が重水中へ溶出し、さらに重水の漏えい等に伴いクリアランス対象物である JRR-3 コンクリート構造物へ移行するまでの過程において、腐食生成物及び核分裂生成物等の規則 33 核種の濃度比は変わらないものとし、クリアランス対象物中の ^{60}Co 及び ^{137}Cs の放射能濃度がサンプル調査で得られた最大値であると仮定し、4.2.2 項及び 4.2.3 項の放射化計算によって得られた腐食生成物の濃度比 R_{CP} 及び核分裂生成物等の濃度比 R_{FP} を掛けることにより、それぞれ腐食生成物の規則 33 核種の放射能濃度 D_{CP} 及び核分裂生成物等の規則 33 核種の放射能濃度 D_{FP} を算出した。

さらに、クリアランス対象物が二次的な汚染の要因となる 4.2 節の(1)～(3)の汚染源によって、それぞれ独立して汚染していると仮定し、上記で算出した D_{CP} 及び D_{FP} と、サンプル調査で得られた ^3H の放射能濃度の最大値 (D_{T}) $6.94 \times 10^0\text{Bq/g}$ を核種毎に足し合わせ、クリアランス対象物の二次的な汚染による規則 33 核種の放射能濃度 D を算出した。

次に、規則 33 核種の放射能濃度 D を、それぞれの核種のクリアランスレベル C で除した値 D/C の総和 $\Sigma(D/C)$ を求め、その総和 $\Sigma(D/C)$ に対する規則 33 核種の寄与割合 $(D/C)/\Sigma(D/C)$ を算出した。表 12 にクリアランス対象物の二次的な汚染の D/C の評価結果を示す。

これらの計算結果から、技術 WG 資料に示された考え方を踏まえ、算出した規則 33 核種の寄与割合 $(D/C)/\Sigma(D/C)$ の値が D/C の総和 $\Sigma(D/C)$ に対して 90%以上となるまで上位の核種を選択すると、46.8%の ^3H 、41.9%の ^{60}Co 、9.9%の ^{137}Cs の 3 核種となる。

これより、4.2.1 項から 4.2.3 項において汚染源ごとに評価対象核種として選択した ^3H 、 ^{60}Co 及び ^{137}Cs は、二次的な汚染における評価対象核種として妥当なものであると判断できる。

4.3 評価対象核種を選択

放射化の汚染及び二次的な汚染のそれぞれについて、放射線量を評価する上で重要な核種を選

択した結果、クリアランス対象物の評価対象核種には、放射化の汚染について ^{152}Eu 及び ^{60}Co を、二次的な汚染について ^3H 、 ^{60}Co 及び ^{137}Cs を選択した。

以上より、クリアランス対象物の評価対象核種として、 ^3H 、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及び ^{152}Eu の 4 核種を選択した。

5. 測定評価単位の検討

クリアランス規則では、「測定評価単位」は「放射能濃度確認対象物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価を行う範囲をいう。」と定義されている。また、認可の基準として、「測定評価単位」は、「その単位内の放射能濃度の分布の均一性及び想定される放射能濃度を考慮し適切な重量であること。」と規定されている。

一方、原子力安全委員会のクリアランス検認報告書では、「判断時における対象物の放射性核種濃度の評価は、対象物を形状や寸法に応じ適切な単位ごとに分割し実施する。放射性核種濃度の評価単位の重量は、通常、数トン以内が適切である。ただし、対象物の放射性核種濃度が均一であるものについては、これを超える単位で評価することもできる。」とされている。

このため、事前の評価として行ったコンクリートの放射化計算及びサンプル調査の結果等をもとに、4章で選択した評価対象核種 (^3H 、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 、 ^{152}Eu) のクリアランス対象物中の放射能濃度の分布の均一性及び想定される放射能濃度を評価し、その評価結果をもとに測定評価単位について検討した。

5.1 事前の評価に基づく放射能濃度の分布の均一性及び想定される放射能濃度の評価

5.1.1 ^3H 濃度の分布の均一性及び想定される ^3H 濃度

クリアランス対象物中の ^3H による汚染は、重水の原子炉冷却系統外への移行に伴う二次的な汚染である。

JRR-3 改造工事に係る汚染検査記録によれば、炉室内の床、壁及び柱の計 44 箇所から試料を採取し ^3H 濃度の測定を行った結果、炉室地階の床の 3 箇所において、 ^3H 濃度（測定時点の値）は ^3H のクリアランスレベル（100Bq/g）を超えており、その最大値は 630Bq/g である。炉室地階の床の一部で ^3H 濃度が高いのは、保守点検等に伴い、炉室地階に設置されていた原子炉冷却系統から重水が漏れ出したことに起因するものである。

JRR-3 改造工事に係る設計及び工事の方法の認可申請書並びにその参考資料に示された作業計画（以下「JRR-3 改造作業計画」という。）によれば、炉室 1 階及び地階の床の表層部については、はつりにより除去し「低レベル固体廃棄物」として区分するとしている。そのため、上記で述べたような炉室地階の床における ^3H 濃度の高い汚染箇所は、JRR-3 改造工事において、はつりにより除去され「低レベル固体廃棄物」として区分されており、クリアランス対象物には混在していないと考えられる。

また、 ^3H は移動性の高い核種であるため、重水の原子炉冷却系統外への移行によりコンクリート構造物に付着した ^3H は、炉室内に拡散して炉室内の他のコンクリート構造物を汚染させている。このようなコンクリート構造物中の ^3H による汚染箇所は、コンクリート構造物を破碎し、コンクリートがらとして保管廃棄施設・NL のピットへ保管廃棄することにより、ピット内で物理的に平均化されたものになっていると想定される。

さらに、サンプル調査の結果によれば、比較的 ^3H 濃度の高いクリアランス対象物を保管している No.4 ピットの深さ方向から採取した試料（計 80 個）の測定結果をもとに統計解析を行ったところ、 ^3H 濃度の最大値は $6.94 \times 10^0 \text{Bq/g}$ 、対数平均値は $1.43 \times 10^0 \text{Bq/g}$ 、平均値 + 標準偏差 (σ)

の3倍（平均値+3 σ ）の ^3H 濃度は約 $1.25 \times 10^0 \text{Bq/g}$ である。

以上のことから、クリアランス対象物中の ^3H 濃度は、 ^3H のクリアランスレベル（ 100Bq/g ）より十分に低く、 ^3H 濃度のばらつきも小さいと想定される。

5.1.2 ^{60}Co 濃度の分布の均一性及び想定される ^{60}Co 濃度

クリアランス対象物中の ^{60}Co による汚染は、コンクリート構造物が原子炉からの中性子線の照射を受けることによる放射化の汚染、重水の原子炉冷却系統外への移行に伴う二次的な汚染、及びこれらの混合汚染である。

コンクリートの放射化計算によれば、放射化の汚染によって ^{60}Co 濃度が最も大きくなる点においても、その値は $6.04 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ （表4参照）であり、 ^{60}Co のクリアランスレベル（ 0.1Bq/g ）の約1/16である。

また、サンプル調査の結果によれば、 ^{60}Co はクリアランス対象物から採取した全478試料中、比較的 ^3H 濃度が高く、かつ、炉室の床・壁を撤去したコンクリートがらを保管しているNo.4ピットの表層部から採取した試料の1試料からのみ検出され、その濃度は $6.21 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ である。

JRR-3改造作業計画によれば、炉室1階及び地階の床の表層部については、はつりにより除去し「低レベル固体廃棄物」として区分するとしている。重水の原子炉冷却系統外への移行によりコンクリート構造物に付着した ^{60}Co は、汚染箇所から移動することはほとんどないことから、 ^{60}Co による汚染箇所は、JRR-3改造工事において、はつりにより除去され「低レベル固体廃棄物」として区分されており、クリアランス対象物には混在していないと考えられる。

以上のことから、放射化の汚染と二次的な汚染の両方の汚染を考慮しても、クリアランス対象物中の ^{60}Co 濃度は、 ^{60}Co のクリアランスレベル（ 0.1Bq/g ）よりも十分に低い値であると想定される。

5.1.3 ^{137}Cs 濃度の分布の均一性及び想定される ^{137}Cs 濃度

クリアランス対象物中の ^{137}Cs による汚染は、重水の原子炉冷却系統外への移行に伴う二次的な汚染である。

サンプル調査の結果によれば、 ^{137}Cs はクリアランス対象物から採取した全478試料中、106試料から検出され、 ^{137}Cs 濃度の最大値は $4.12 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ 、対数平均値は $1.12 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ であり、 ^{137}Cs のクリアランスレベル（ 0.1Bq/g ）よりも十分に低く、 ^{137}Cs 濃度のばらつきも小さい。

以上のことから、クリアランス対象物中の ^{137}Cs 濃度は、 ^{137}Cs のクリアランスレベル（ 0.1Bq/g ）よりも十分に低く、 ^{137}Cs 濃度のばらつきも小さいと想定される。

5.1.4 ^{152}Eu 濃度の分布の均一性及び想定される ^{152}Eu 濃度

クリアランス対象物中の ^{152}Eu による汚染は、コンクリート構造物が原子炉からの中性子線の照射を受けることによる放射化の汚染であるため、クリアランス対象物中の ^{152}Eu 濃度の分布に局所的な偏りはない。

コンクリートの放射化計算の結果によれば、放射化の汚染によって ^{152}Eu 濃度が最も大きくな

る点においても、その値は $7.43 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ (表 4 参照) であり、 ^{152}Eu のクリアランスレベル (0.1Bq/g) の約 $1/13$ である。

また、サンプル調査の結果によれば、 ^{152}Eu の検出限界値を ^{152}Eu のクリアランスレベル (0.1Bq/g) よりも十分に低い約 $2 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ として放射能濃度の測定を行ったが、 ^{152}Eu はクリアランス対象物から採取した全 478 試料中全ての試料から検出されなかった。

以上のことから、クリアランス対象物中の ^{152}Eu 濃度が ^{152}Eu のクリアランスレベル (0.1Bq/g) を超えることはない想定される。

5.2 測定評価単位の設定

5.1 節で述べたように、事前の評価に基づき放射能濃度の分布の均一性及び想定される放射能濃度を評価した結果、評価対象核種である ^3H 、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 、 ^{152}Eu のいずれの核種についても、クリアランス対象物中の放射能濃度はクリアランスレベルよりも十分に低く、放射能濃度のばらつきも小さいと想定される。

これらの評価においては、重水の原子炉冷却系統外への移行に伴って二次的に汚染した炉室の床等のコンクリート構造物の表層部は、JRR-3 改造作業計画に基づき、はつりにより除去し「低レベル固体廃棄物」として区分されており、クリアランス対象物にクリアランスレベルを超えるような局所的な汚染箇所は混在していないと想定している。しかしながら、そのようなクリアランスレベルを超えるような局所的な汚染箇所を除去した記録や、汚染箇所の除去前後における測定記録は十分に残っていない。このため、事前の評価だけでは、クリアランス対象物にクリアランスレベルを超えるような汚染が存在しないことを十分に証明することはできない。

また、6 章に述べるとおり、クリアランス対象物の放射能濃度の測定及び評価の方法は、クリアランス対象物の性状及び保管の現状、評価対象核種の特長、放射能濃度の相関関係、測定技術等を考慮し、クリアランス対象物から測定試料を採取して放射能濃度を測定し、評価する方法とする。このため、採取する測定試料の代表性が重要である。すなわち、クリアランスレベルを超えるような汚染箇所を見逃して測定試料を採取し、その結果、実際にはクリアランスレベルを超えるような汚染があるにもかかわらず、クリアランスレベルを超えないと判断されてしまうことは問題である。

以上のことから、より確実にクリアランスレベルを超えないことを測定、評価するため、重水の原子炉冷却系統外への移行に伴い局所的に汚染している可能性のある ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及び ^3H について、それぞれ次のとおり、クリアランス対象物中の放射能濃度の分布の均一性及び想定される放射能濃度を確認する。

5.2.1 放射能濃度の分布の均一性及び想定される放射能濃度の確認

(1) ^{60}Co 濃度の分布の均一性及び想定される ^{60}Co 濃度の確認

保管廃棄施設・NL のピットからクリアランス対象物を取り出し、クリアランス対象物約 100kg を測定単位として可搬型 Ge 半導体検出器により ^{60}Co 濃度を測定し、 ^{60}Co の平均放射能濃度が ^{60}Co のクリアランスレベル (0.1Bq/g) を超えるような著しい偏りがないことを確認する (以下、この確認を「著しい偏りがないことの確認」という。)

可搬型 Ge 半導体検出器による ^{60}Co 濃度を測定方法は 5.2.2 項で述べる。

(2) ^{137}Cs 濃度の分布の均一性及び想定される ^{137}Cs 濃度の確認

サンプル調査の結果、検出された ^{137}Cs 濃度の最大値が $4.12 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ であり、 ^{60}Co 濃度の最大値である $6.21 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ に比べて低い値である。また、重水中の放射性物質の放射能濃度の調査によれば、重水中の ^{60}Co 濃度は約 $1 \times 10^4 \text{Bq/l}$ であるのに対し、 ^{137}Cs 濃度は約 $5 \times 10^2 \text{Bq/l}$ であり、 ^{60}Co 濃度より約 1/25 低い値である。さらに、4.2.4 項に述べた腐食生成物によって汚染している原子炉冷却システムの配管から採取（3 試料）した試料について、 ^{137}Cs の放射能濃度を測定した結果、 ^{137}Cs 濃度が ^{60}Co 濃度よりも約 1/25 から約 1/4 低い値であった。（表 10 参照）

これらのことから、クリアランス対象物中の ^{137}Cs 濃度は、 ^{60}Co 濃度に比べて低い値であるといえる。よって、(1)に述べた測定単位ごとに ^{60}Co の平均放射能濃度が ^{60}Co のクリアランスレベル (0.1Bq/g) を超えないことを確認することにより、 ^{137}Cs の平均放射能濃度が ^{137}Cs のクリアランスレベル (0.1Bq/g) を超えないことを担保できる。

(3) ^3H 濃度の分布の均一性及び想定される ^3H 濃度の確認

5.1.1 項で述べたとおり、 ^3H 濃度はピット内で物理的に平均化されたものになっていると想定され、また、クリアランス対象物中に ^3H のクリアランスレベル (100Bq/g) を超えるような汚染箇所の蓋然性は少ない。よって、測定評価単位内のクリアランス対象物からランダムに測定試料を採取しても、その試料は測定評価単位内のクリアランス対象物の ^3H 濃度を決定するには十分に代表性のあるものであり、クリアランスレベルを超えるような汚染箇所を見逃して採取する可能性は極めて低い。

しかし、より確実にクリアランスレベルを超えていないことを確認するため、6 章で述べる方法により測定評価単位における ^3H 濃度を決定した後に、1 ピット内のクリアランス対象物中の全ての ^3H 濃度の測定結果を用いて統計処理を行い、1 ピット内の ^3H 濃度がクリアランスレベル (100Bq/g) よりも低いところで分布していることを確認する。具体的な方法は 7 章で述べる。

5.2.2 可搬型 Ge 半導体検出器による著しい偏りがないことの確認方法

保管廃棄施設・NL のピットから取り出したクリアランス対象物を、必要に応じて破碎等を行うことにより直径約 60cm × 高さ約 25cm の円柱形の容器（以下「収納パレット」という。）に約 100kg となるように収納する。次に、収納パレットの上部中央から 10cm の高さの位置に可搬型 Ge 半導体検出器を設置して ^{60}Co の計数率を測定し、収納パレットに収納したクリアランス対象物の重量と測定効率から測定単位における ^{60}Co の平均放射能濃度を算出する。この平均放射能濃度が、 ^{60}Co のクリアランスレベル (0.1Bq/g) を超えていないことを確認する。

測定にあたっては、可搬型 Ge 半導体検出器の検出限界値が ^{60}Co において 0.1Bq/g を下回るよう、測定条件を設定する。モンテカルロ計算により、表 13 に示す条件をモデル化して ^{60}Co の検出限界値を評価した結果、検出限界値は $3.3 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ となった。よって、可搬型 Ge 半導体検出

器により、0.1Bq/g を十分に下回る放射能濃度まで測定することが可能である。

図 5 に可搬型 Ge 半導体検出器による著しい偏りがないことの確認の概念図を示す。

著しい偏りがないことの確認において、 ^{60}Co の平均放射能濃度が ^{60}Co のクリアランスレベル (0.1Bq/g) 以上の場合には、当該測定単位の約 100kg のクリアランス対象物は放射性廃棄物として取り扱うこととする。

5.2.3 測定評価単位の設定

測定評価単位は、5.2.2 項に述べた著しい偏りがないことの確認をした上で、クリアランス対象物の重量で最大でも 1 トンとし、クリアランス対象物を保管容器 (約 1m^3 のフレキシブルコンテナ) に収納して構成する。

著しい偏りがないことの確認において、 ^{60}Co の平均放射能濃度が ^{60}Co のクリアランスレベル (0.1Bq/g) を超えていなければ、通常は収納パレット 10 個分のクリアランス対象物を 1 個の保管容器に収納することとなる。

図 6 にクリアランス対象物を収納する保管容器 (フレキシブルコンテナ) を示す。

6. 評価対象核種の放射能濃度の測定方法

評価対象核種の放射能濃度の測定方法は、核種から放出される放射線の種類及びクリアランス対象物の汚染の状況を考慮し、以下のとおりとした。

6.1 ^3H 濃度の決定方法

^3H は最大エネルギーが 18.6keV の低エネルギー β 線放出核種である。また、5.1.1 項で述べたとおり、クリアランス対象物中に ^3H のクリアランスレベル (100Bq/g) を超えるような汚染箇所の蓋然性は少ない。

このような汚染の状況であるクリアランス対象物中の ^3H 濃度を効率的に測定するため、以下に示すとおり、クリアランス対象物から測定単位 (約 100kg) ごとに測定試料を採取し、 ^3H を水浸漬法により測定試料から回収した上で放射能濃度を測定し、測定評価単位における ^3H 濃度を決定する。図 7 に測定評価単位における ^3H 濃度の決定方法の流れを示す。

6.1.1 ^3H 濃度の測定試料の採取方法

5.2.2 項の著しい偏りがないことが確認された測定単位ごとに、収納パレットに収納されたクリアランス対象物約 100kg から約 50g の塊状の ^3H 測定試料を 1 個採取する。

6.1.2 ^3H 濃度の測定方法

(1) ^3H 測定試料及びバックグラウンド試料の調製

クリアランス対象物中の ^3H 濃度は、6.1.1 項に示すとおりに採取した ^3H 測定試料から ^3H を回収し、放射能濃度の測定に用いる試料 (以下「 ^3H 測定用試料」という。) を調製し、これを液体シンチレーションカウンタで測定することにより求める。

^3H 測定試料からの ^3H の回収は、水浸漬法を用いる。水浸漬法は、試料を一定量の水に浸漬し、浸漬水中に浸出した ^3H を測定する方法である。 ^3H 測定用試料の調製は、以下の手順で行う。

- i) ^3H 測定試料の重量 ($W_T(\text{g})$) を、電子天秤により測定する。
- ii) 重量を測定した ^3H 測定試料をポリエチレン製容器に入れ、浸漬水として精製水 100ml を加える。精製水を 100ml 分取する際は、100ml メスシリンダを用いる。
- iii) 浸漬水の蒸発を防ぐため内蓋と外蓋をし、室温で 30 日以上静置して ^3H を浸漬水中に浸出させる。
- iv) 測定評価単位に対応する ^3H 測定試料 (N 個) の浸漬水から浸漬水をマイクロピペットにより等量ずつ ($V(\text{ml})$) 採取して混合する。
- v) 混合した浸漬水 ($V \cdot N(\text{ml})$) から浸漬水 5ml をマイクロピペットにより、市販の乳化シンチレータ 10ml を分注器により、それぞれバイアル瓶に分取する。バイアル瓶の蓋を閉めた上でバイアル瓶を振とうさせ、浸漬水と乳化シンチレータを十分に混合させたものを ^3H 測定用試料とする。

また、バックグラウンド試料には、精製水 5ml と乳化シンチレータ 10ml をバイアル瓶に分取し、バイアル瓶の蓋を閉めた上でバイアル瓶を振とうさせ、精製水と乳化シンチレータを十分に混合させたものを用いる。

(2) ³H 濃度の測定

(1)で調製した ³H 測定用試料及びバックグラウンド試料中の ³H 濃度の測定は、液体シンチレーションカウンタ (BECKMAN 製 LS-6500) を用いて行う。

6.1.3 ³H 濃度の決定方法

測定評価単位に対応する ³H 測定試料中の ³H 濃度 (D_T) は、³H 測定用試料及びバックグラウンド試料の測定で得た計数値から、³H 測定用試料の正味計数率を求め、式(1)により算出する。これを測定評価単位における ³H 濃度とする。

$$D_T(\text{Bq/g}) = \frac{D_{Tnet}}{E_T \times W_T \times G_1 \times G_2 \times R} \quad \dots(1)$$

ここで、

- D_{Tnet} : ³H 測定用試料の正味計数率 (s⁻¹)
- E_T : ³H の測定効率 (—)
- W_T : 測定評価単位に対応する ³H 測定試料の総重量 (g) [$W_T = \sum W_{Ti}$]
- G_1 : ³H 測定試料の浸漬水から浸漬水を等量ずつ採取する際の分取率 (—)
[$G_1 = V / 100$]
- G_2 : 測定評価単位に対応する ³H 測定試料の浸漬水から浸漬水を等量ずつ採取して混合し、この混合した浸漬水から ³H 測定用試料を調製する際の分取率 (—) [$G_2 = 5 / (V \cdot N)$]
- R : ³H の回収率 (—)

³H の回収率 (R) については、図 8 に示すとおり、約 50g のコンクリート塊状試料を 100ml の精製水に浸漬した場合、浸漬期間 30 日程度でコンクリート塊状試料中の ³H の約 90%を回収することができる(と報告されている¹⁵⁾。測定にあたっては、³H 測定試料の重量を約 50g、浸漬させる精製水の量を 100ml とし、30 日以上浸漬させることとし、式(1)における ³H の回収率 (R) を 0.9 とする。

なお、³H 測定用試料の正味計数率 (D_{Tnet}) が、式(2)による検出限界計数率 (N_{TDL}) を下回る場合は、式(2)の N_{TDL} の値を式(1)の D_{Tnet} に代入して測定評価単位に対応する ³H 測定試料中の ³H 濃度 (D_T) を算出する。これを測定評価単位における ³H 濃度とする。

$$N_{TDL}(\text{s}^{-1}) = \frac{k}{2} \left\{ \frac{k}{t_s} + \sqrt{\left(\frac{k}{t_s}\right)^2 + 4N_{Tb} \left(\frac{1}{t_s} + \frac{1}{t_b}\right)} \right\} \quad \dots(2)$$

ここで、

- k : 正味計数率のもつ計数誤差の倍数 [$k=3$ とする。] (—)
- N_{Tb} : バックグラウンド計数率 (s^{-1})
- t_s : ^3H 測定用試料の測定時間 (s)
- t_b : バックグラウンド試料の測定時間 (s)

6.1.4 ^3H 測定用試料の調製条件及び ^3H 濃度の測定条件

^3H 測定用試料の調製条件及び液体シンチレーションカウンタによる測定条件は、測定評価単位に対応する ^3H 測定試料中の ^3H 濃度の検出限界値が、 ^3H のクリアランスレベル (100Bq/g) の 1/10 である 10Bq/g を下回るように設定する。

測定評価単位に対応する ^3H 測定試料中の ^3H 濃度の検出限界値 (D_{TDL}) は、式(2)に示す検出限界計数率 (N_{TDL}) を用いて、式(3)により算出する。

$$D_{TDL}(\text{Bq/g}) = \frac{N_{TDL}}{E_T \times W_T \times G_1 \times G_2 \times R} \quad \dots(3)$$

ここで、

- E_T : ^3H の測定効率 (—)
- W_T : 測定評価単位に対応する ^3H 測定試料の総重量 (g) [$W_T = \sum W_{Ti}$]
- G_1 : ^3H 測定試料の浸漬水から浸漬水を等量ずつ採取する際の分取率 (—)
[$G_1 = V / 100$]
- G_2 : 測定評価単位に対応する ^3H 測定試料の浸漬水から浸漬水を等量ずつ採取して混合し、この混合した浸漬水から ^3H 測定用試料を調製する際の分取率 (—) [$G_2 = 5 / (V \cdot N)$]
- R : ^3H の回収率 (—)

式(2)及び式(3)において、 ^3H 測定試料中の ^3H 濃度の検出限界値に影響する ^3H 測定用試料の調製条件を表 14 に、液体シンチレーションカウンタによる測定条件を表 15 にそれぞれ示す。

なお、表 14 に示す ^3H 測定用試料の調製条件により調製した試料を、表 15 に示す液体シンチレーションカウンタによる測定条件で測定した場合、測定効率は約 0.35 という値が得られている。また、6.1.2 項の(1)で述べたとおりに調製したバックグラウンド試料を、表 15 に示す液体シンチレーションカウンタによる測定条件で測定した場合、バックグラウンド計数率として約 $0.33s^{-1}(20\text{cpm})$ という結果が得られた。この場合における測定評価単位に対応する ^3H 測定試料中の ^3H 濃度の検出限界値は約 0.1Bq/g であり、 ^3H のクリアランスレベル (100Bq/g) の 1/10 である 10Bq/g 以下であることを十分に満たすことを確認した。

6.1.5 放射線測定装置の校正

液体シンチレーションカウンタの測定効率は、乳化シンチレータの種類、放射能測定試料の性

状、乳化シンチレータと放射能測定試料の混合比等によりクエンチングの影響を受け変化する。液体シンチレーションカウンタで ^3H 測定用試料を測定した際の測定効率を求めるための測定効率曲線は、クエンチングの影響を考慮した校正用標準線源を用いて、あらかじめ作成しておく。

6.2 ^{60}Co , ^{137}Cs 及び ^{152}Eu 濃度の決定方法

γ 線放出核種である ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及び ^{152}Eu については、以下に示すとおり、クリアランス対象物から測定単位（約 100kg）ごとに測定試料を採取し、測定試料中の ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及び ^{152}Eu 濃度を測定し、測定評価単位における ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及び ^{152}Eu 濃度を決定する。図 9 に測定評価単位における ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及び ^{152}Eu 濃度の決定方法の流れを示す。

6.2.1 ^{60}Co , ^{137}Cs 及び ^{152}Eu 濃度の測定試料の採取方法

5.2.2 項の著しい偏りがないことが確認された測定単位ごとに、収納パレットに収納されたクリアランス対象物約 100kg から粉状の γ 線測定試料をほぼ等量ずつ 1 試料採取する。

6.2.2 ^{60}Co , ^{137}Cs 及び ^{152}Eu 濃度の測定方法

(1) γ 線測定試料の調製

6.2.1 項に示すとおりに採取した γ 線測定試料は、クリアランス対象物中の ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及び ^{152}Eu 濃度を測定するため、以下の手順で調製する。

- i) 採取した γ 線測定試料を、必要に応じスタンプミルを用いて粉碎した後、ふるいを用いて粒径約 2mm 以下に粒度を調整する。
- ii) 粒度を調整した γ 線測定試料の重量 ($W_{\gamma,i}(\text{g})$) を、電子天秤により測定する。
- iii) 重量を測定した γ 線測定試料を測定評価単位に対応する分 (N 個) について混合した後、放射能測定用容器（直径 95mm×高さ 45mm）に約 500g となるように充填する。
- iv) 放射能測定用容器に充填した測定評価単位に対応する γ 線測定試料の重量 ($W_{\gamma}(\text{g})$) を、電子天秤により測定する。これを γ 線測定用試料とする。

(2) ^{60}Co , ^{137}Cs 及び ^{152}Eu 濃度の測定

(1)で調製した γ 線測定用試料は、Ge 半導体検出器で測定し、 γ 線測定用試料中の ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及び ^{152}Eu 濃度を求める。表 16 に測定に使用する Ge 半導体検出器の性能を示す。

6.2.3 ^{60}Co , ^{137}Cs 及び ^{152}Eu 濃度の決定方法

γ 線測定用試料中の ^{60}Co 、 ^{137}Cs 又は ^{152}Eu 濃度 ($D_{\gamma}(\text{Bq/g})$) は、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 又は ^{152}Eu の正味計数率 ($D_{\gamma,net}(\text{s}^{-1})$) から、式(3)により算出する。これを測定評価単位における ^{60}Co 、 ^{137}Cs 又は ^{152}Eu 濃度とする。

$$D_{\gamma}(\text{Bq/g}) = D_{\gamma,net} / (E_{\gamma} \times W_{\gamma}) \quad \cdots(4)$$

ここで、

$D_{\gamma,net}$: ^{60}Co 、 ^{137}Cs 又は ^{152}Eu の正味計数率 (s^{-1})

E_γ : ^{60}Co 、 ^{137}Cs 又は ^{152}Eu の測定効率 (—)

W_γ : 放射能測定用容器に充填した測定評価単位に対応する γ 線測定試料 (N 個分) の重量 (g) [$W_\gamma =$ 約 500g]

なお、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 又は ^{152}Eu 濃度が検出限界未満である場合には、測定評価単位における ^{60}Co 、 ^{137}Cs 又は ^{152}Eu 濃度は、検出限界値に相当する放射能濃度とする。

6.2.4 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及び ^{152}Eu 濃度の測定条件

Ge 半導体検出器による測定条件は、 γ 線測定用試料中の ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及び ^{152}Eu 濃度の検出限界値が、 ^{60}Co 及び ^{137}Cs については ^{60}Co 及び ^{137}Cs のクリアランスレベル (0.1Bq/g) の 1/10 である 0.01Bq/g を下回るように、また、 ^{152}Eu については ^{152}Eu のクリアランスレベル (0.1Bq/g) の 1/2 である 0.05Bq/g を下回るように設定する。

6.2.5 放射線測定装置の校正

Ge 半導体検出器は、6.2.1 項の(1)の放射能測定用容器に既知量の放射性同位元素を添加したセメントを充填して作製する標準 (容積) 線源を用いて定期的に校正し、測定効率について適切に設定する。

7. クリアランス判断

クリアランスの判断にあたっては、6章で決定した評価対象核種の放射能濃度から、以下に述べる2つの基準を満足することを確認する。

7.1 放射能濃度の基準を満足することの確認

測定評価単位ごとに、評価対象核種について、クリアランス規則に定められた放射能濃度の基準を満足することを確認する。すなわち、(5)式に示すとおり、測定評価単位ごとに、評価対象核種である ${}^3\text{H}$ 、 ${}^{60}\text{Co}$ 、 ${}^{137}\text{Cs}$ 及び ${}^{152}\text{Eu}$ のクリアランスレベル(C)と、測定で得られたそれぞれの核種の放射能濃度(D)との比 D/C を求め、その総和が1を超えないことを確認する。

$$\frac{D_T}{C_T} + \frac{D_{{}^{60}\text{Co}}}{C_{{}^{60}\text{Co}}} + \frac{D_{{}^{137}\text{Cs}}}{C_{{}^{137}\text{Cs}}} + \frac{D_{{}^{152}\text{Eu}}}{C_{{}^{152}\text{Eu}}} \leq 1 \quad \cdots(5)$$

7.2 ${}^3\text{H}$ 濃度の分布の均一性及び想定される ${}^3\text{H}$ 濃度の確認

${}^3\text{H}$ については、より確実にクリアランスレベルを超えていないことを確認するため、測定評価単位における ${}^3\text{H}$ 濃度を決定した後に、1ピット内のクリアランス対象物中の全ての ${}^3\text{H}$ 濃度の測定結果を用いて統計処理を行い、1ピット内の ${}^3\text{H}$ 濃度がクリアランスレベル(100Bq/g)よりも低いところで分布していることを確認する。

具体的には、原子炉等規制法¹⁶⁾第61条の2第1項に基づく放射能濃度の確認申請を1ピット単位ごとに行うこととし、6章で述べる方法により決定した測定評価単位の ${}^3\text{H}$ 濃度をもとに、1ピット内における ${}^3\text{H}$ 濃度の対数平均値と ${}^3\text{H}$ 濃度の対数値の標準偏差(σ)を求め、平均値+標準偏差の3倍(平均値+ 3σ)に相当する ${}^3\text{H}$ 濃度を算出する。この ${}^3\text{H}$ 濃度が ${}^3\text{H}$ のクリアランスレベル(100Bq/g)を超えていないことを確認することにより、1ピット内のクリアランス対象物中の ${}^3\text{H}$ 濃度が ${}^3\text{H}$ のクリアランスレベルよりも低いところで分布していることを確認する。

上記の基準を満足できないピットについては、原子炉等規制法第61条の2第1項に基づく放射能濃度の確認申請を行わず、当該ピット内のクリアランス対象物は全て放射性廃棄物として取り扱う。

なお、1ピットあたりに保管廃棄しているクリアランス対象物は約400トンであり、5.2.3項で述べたとおり測定評価単位は最大でも1トンであるため、1ピット分では約400個の ${}^3\text{H}$ 濃度の測定結果をもって上記の確認を行うこととなる。

測定試料数の判断基準として、産業廃棄物に含まれる有害物質の検定等の各種試験に用いる試料のサンプリング方法を定めたJIS K 0060「産業廃棄物のサンプリング方法」¹⁷⁾に示された考え方が参考となる。これは、例えばある物量の産業廃棄物を処分する場合において、その産業廃棄物に含まれている有害物質の濃度が法令に定める処分の判定基準に適合しているかどうかの検定を行う際に、その物量からいくつのサンプルを採取して検定すれば良いかを示した基準である。

よって、クリアランス対象物に含まれている³H濃度が³Hのクリアランスレベルを超えていないことを判定する場合にも、同じように廃棄物に含まれている物質の濃度の判定を行うという点で参考にできる。産業廃棄物としては、汚泥、鉱さい、燃えがら、ばいじん、コンクリート固形化物等を対象とし、表 17 に示すとおり廃棄物の物量（ロットの大きさ）と最小必要個数（インクリメントの最小必要個数）の関係が定められている。また、特に問題があると考えられる場合、またはその廃棄物（ロット）に対する予備知識が無い場合には、最小必要個数の2倍以上のサンプルの採取を行うことが定められている。

1ピットに保管廃棄しているクリアランス対象物は約400トンであることから、最小必要個数は30個となり、また、特に問題があると考えられる場合、またはその廃棄物（ロット）に対する予備知識が無い場合にでも、最小必要個数の2倍の60個となる。よって、1ピットあたり約400個の³H濃度の測定結果をもって、1ピット内のクリアランス対象物中の³H濃度が³Hのクリアランスレベルよりも低いところで分布していることを確認するには十分な試料数である。

8. クリアランス作業

JRR-3 改造工事に伴って発生したコンクリートに係るクリアランス作業の全体フローを図 10 に示す。以下に、具体的なクリアランス作業の流れ及び作業にあたって整備した設備等を述べる。

8.1 クリアランス作業用の上屋の設置

クリアランス作業では、次節以降に述べるクリアランス対象物の取り出しや保管容器への収納等においてコンクリートの粉塵が飛散する。また、クリアランス作業は保管廃棄施設・NL のピットの鋼製蓋を開けて行うため、作業効率の観点から、雨天時においてもクリアランス作業を行える方が望ましい。

このため、クリアランス作業の対象となるピット全体を覆うように、雨よけ兼汚染拡大防止用の上屋（テント）を整備した。図 11 に上屋の概念図を、図 12 に上屋の外観をそれぞれ示す。

上屋は、ピット周囲に設けるレール上を移動させることにより、クリアランス作業の対象となるピットへ移動することができる構造で、保管廃棄施設・NL の 2 ピット分の上面を十分に覆うことができ、かつ、ピットからクリアランス対象物を取り出す際の吊り上げ代が十分確保できる寸法とした。また、上屋の側面には作業員の出入り用とクリアランス対象物の搬出用としてテント膜が開閉できる開口部を、上屋の上部は上屋外部からクレーン等によりピット鋼製蓋の開閉作業等ができるよう開放できる構造とした。さらに、上屋には附属設備として、上屋への作業員の出入管理を行うための出入管理室、上屋内の放射線管理を行うための放射線管理設備、作業に伴って発生するコンクリートの粉塵等を集塵するための排気設備等を設けた。

図 13 に上屋内におけるクリアランス作業の概念図をそれぞれ示す。

8.2 クリアランス対象物の取り出し

クリアランス対象物は、保管廃棄施設・NL のピットに保管してから既に 20 年以上経過しているため、自重によりある程度ピット内で固められた状態にある。また、人が直接手では扱えない大きさや重さのものもある。

このため、ブレーカとバケットの取り替えが可能な油圧ショベル（日立建機(株)製 後方超小旋回機 型式：ZX20U）をピット内の配備し、油圧ショベルのブレーカとハンドブレイカーを併用し、ピット内のコンクリートの掘削、破砕を行う。

次に、コンクリートがらを取り出し専用バケット（寸法：約 70cm×70cm×高さ 56cm、積載重量：約 150kg）に入れ、これを上屋内に設けた電動式ホイストクレーン（定格荷重 500kg）により吊り上げてコンクリートがらをピットから取り出す。取り出し専用バケットは、左右両端に設けた開閉レバーを操作することにより、バケット底部が開き、コンクリートがらを底部から排出できる構造のものである。

図 14 にクリアランス対象物の取り出し用の設備を示す。

8.3 クリアランス対象物の選別

JRR-3 改造工事は、クリアランス制度が創設されていない今から 20 年以上も前に行われてお

り、クリアランスすることを念頭に行われていない。このため、保管廃棄施設・NL のピットには、クリアランス対象物であるコンクリート以外に、同じく JRR-3 改造工事で発生した金属くず、木片、ビニル、土壌等のコンクリート以外の材質の物（以下「不純物」という。）が混在している。

このため、ピットから取り出したコンクリートは、上屋内に設置した分別用の作業台（約 100cm × 200cm。図 14 参照。）に広げ、磁力選別機や手選別により不純物を除去し、クリアランス対象物であるコンクリートのみを選別する。除去した不純物は容器に収納し、引き続き放射性廃棄物として取り扱う。

なお、クリアランス対象物であるコンクリートの形状には、ブロック状のものがあり、鉄筋が一体的に含まれている。このようなコンクリートブロックに一体的に含まれている鉄筋については、本来はクリアランス対象物として良いものである。しかし、鉄筋の物量はクリアランス対象物の全体の物量約 4,000 トンに対して約 30 トン（約 1%）とわずかであり、また、鉄筋の再利用計画も具体化していない。このため、コンクリートブロックに一体的に含まれている鉄筋についても、コンクリートブロックを圧砕機等により破碎した後に磁力選別機等により鉄筋を除去することとした。

8.4 収納パレットへの収納及び重量測定

不純物を除去した後、コンクリートは収納パレット（直径約 60cm × 高さ約 25cm の円柱形の容器）に収納し、バースケールにより重量測定を行う。この場合、コンクリートは収納パレットに約 100kg となるように収納する。

表 18 にバースケールの主な仕様を、図 15 にクリアランス対象物の重量測定の状態を示す。

8.5 著しい偏りが無いことの確認

収納パレットは、ローラーコンベアによって上屋内に設置した放射線測定室へ移動し、可搬型 Ge 半導体検出器により 5.2.2 項で述べた著しい偏りが無いことの確認を行う。

可搬型 Ge 半導体検出器は、収納パレット 2 個を同時に測定できるよう 2 基設けた。また、放射線測定室には、可搬型 Ge 半導体検出器を常時適切な温度管理の下で使用できるよう冷暖房設備を設けた。

表 19 に可搬型 Ge 半導体検出器の主な仕様を、図 16 に可搬型 Ge 半導体検出器の設置状態を示す。

8.6 測定試料の採取

著しい偏りが無いことを確認した収納パレットは、ローラーコンベアによって放射線測定室から搬出した後、収納パレットのクリアランス対象物から 6.1.1 項及び 6.2.1 項で述べた ^3H 測定試料及び γ 線測定試料をそれぞれ採取する。

採取した試料は、それぞれ別々にビニル袋に収納し、測定試料の管理番号を記載したラベルを貼り付ける。

8.7 保管容器への収納（測定評価単位の構成）

試料を採取した後、収納パレットは、上屋内に設置したチェーンブロックによって吊り上げ、保管容器（フレキシブルコンテナ）に最大 1 トンとなるまで収納し、測定評価単位を構成する。通常、収納パレットにはクリアランス対象物が約 100kg 収納されていることから、10 個分の収納パレットを 1 個の保管容器に収納することとなる。

測定評価単位を構成した保管容器は、クリアランス対象物への異物の混入及び放射性物質による汚染を防止するため、速やかに封印し、整理番号を付してクリアランス対象物を収納していることの表示を行う。

なお、保管容器は、フォークリフトによる移動と後述するテント倉庫での保管を容易にするため、あらかじめボックスパレット内に入れておく。

図 17 に保管容器とボックスパレットを、図 18 に保管容器の封印の状況を示す。

8.8 放射能濃度の測定

採取した測定試料は、上屋から搬出し、専用の運搬車両により原科研内の放射性廃棄物の専用輸送道路を移動して、放射性廃棄物処理場の第 3 廃棄物処理棟へ搬入する。

その後、第 3 廃棄物処理棟において、6 章に述べた測定試料の調製、放射能濃度の測定を行う。

8.9 国による放射能濃度の確認を受けるまでの保管・管理

クリアランス対象物を収納した保管容器は、フォークリフトによって上屋から搬出し、原子炉等規制法第 61 条の 2 第 1 項に基づく国による確認を受けるまでの間、第 2 保管廃棄施設内に設置した専用のテント倉庫で保管する。テント倉庫には、保管容器を入れたボックスパレットを 3 段積みにして保管することで、約 600 個の保管容器を保管することができる。これは、1 ピットあたりに保管しているクリアランス対象物の重量は約 400 トン、測定評価単位が最大でも 1 トンであるため、1 ピットあたりに作製される保管容器は約 400 個、即ち、1.5 ピット分のクリアランス対象物を保管できる能力を有することとなる。

表 20 にテント倉庫の主な仕様を、図 19 にテント倉庫の配置図及びテント倉庫の外観を示す。

クリアランス対象物への異物の混入及び放射性物質による汚染を防止するため、テント倉庫が設置されている第 2 保管廃棄施設は出入りを施錠し、関係者以外の者の立ち入りを制限する。また、テント倉庫での保管にあたっては、国による放射能濃度の確認申請を 1 ピットごとに行うことから、一時的に国による放射能濃度の確認申請対象ピットの保管容器と、確認申請対象外のピットの保管容器が同じ場所に存在することとなる。この場合に、確認申請対象ピットの保管容器と確認申請対象外のピットの保管容器が混在しないよう、チェーン等で区画し、適切に管理する。

一方、クリアランス対象物から採取した測定試料は、国による確認を受けるまでの間、放射性廃棄物処理場の第 3 廃棄物処理棟内に設置した専用の保管庫に保管し、施錠管理を行う。図 20 に測定試料の保管庫を示す。

8.10 国による放射能濃度の確認を受けた後の保管・管理

原子炉等規制法第 61 条の 2 第 1 項に基づく放射能濃度の確認が終了した物（以下「再利用対象物」という。）については、テント倉庫及び第 3 廃棄物処理棟の保管庫から搬出し、原科研の JPDR 跡地に設けたストックエリアで保管する。

ストックエリアは、約 57m×約 75m、面積約 3,510m²を有するエリアであり、周囲を高さ約 3mの金属板で囲い、出入口は施錠ができる構造のものである。

図 21 にストックエリアの外観を示す。

9. まとめ

JRR-3 改造工事に伴って発生したコンクリートをクリアランスするため、事前の評価をもとに、放射能濃度の測定及び評価の方法を策定した。

- 評価対象核種は、汚染源毎の放射化計算の結果等を基に、放射線量を評価する上で重要な核種を検討した結果、 ^3H 、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 、 ^{152}Eu の 4 核種を選択した。
- 測定評価単位は、クリアランス対象物約 100kg ごとに可搬型 Ge 半導体検出器により ^{60}Co 濃度を測定し、 ^{60}Co 濃度がクリアランスレベル (0.1Bq/g) を超えないことを確認した上で、クリアランス対象物の重量で最大でも 1 トンとした。また、測定評価単位は、クリアランス対象物を約 1m³ の保管容器 (フレキシブルコンテナ) に収納することで構成することとした。
- 測定評価単位内の ^3H 濃度の測定は、クリアランス対象物約 100kg ごとに ^3H 測定試料を採取し、これを水浸漬法により ^3H を測定試料から浸漬水へ回収し、測定評価単位に対応する分を混合する。次に、乳化シンチレータを添加し、液体シンチレーションカウンタで測定し、 ^3H 濃度を求める方法とした。また、測定にあたっては、 ^3H の検出限界値をクリアランスレベル (100Bq/g) の 1/10 である 10Bq/g 以下にすることを測定条件とした。
- 測定評価単位内の ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及び ^{152}Eu 濃度の測定は、クリアランス対象物約 100kg ごとに γ 線測定試料を採取し、これを必要に応じ約 2mm 以下に粒度調整した後、測定評価単位に対応する分を混合する。次に、これを放射線測定用の容器に収納し、Ge 半導体検出器で測定し、 γ 線放出核種の放射能濃度を求める方法とした。また、測定にあたっては、 ^{60}Co 及び ^{137}Cs の検出限界値をクリアランスレベル (両核種とも 0.1Bq/g) の 1/10 である 0.01Bq/g 以下に、 ^{152}Eu の検出限界値をクリアランスレベル (0.1Bq/g) の 1/2 である 0.05Bq/g 以下にすることを測定条件とした。
- ^3H 濃度の均一性については、原子炉等規制法第 61 条の 2 第 1 項に基づく国による放射能濃度の確認申請を 1 ピットごとに行うこととし、1 ピット分の ^3H 濃度の測定結果をもとに対数平均値と標準偏差を求め、対数平均値+標準偏差の 3 倍 (対数平均値+3 σ) に相当する ^3H 濃度がクリアランスレベル (100Bq/g) を超えないことを確認することで、ピット内における ^3H 濃度はクリアランスレベルよりも十分に低いところで分布していることを確認することとした。
- クリアランス作業にあたっては、クリアランス対象物の取り出し等におけるコンクリート粉塵の拡散防止と雨よけのために、クリアランス作業を行う 1 ピット全体を覆うことが可能な上屋 (テント) を整備した。また、保管廃棄施設・NL のピットには、クリアランス対象物であるコンクリート以外に、同じく JRR-3 改造工事で発生した金属くず、木片、ビニル、土壌等のコンクリート以外の不純物が混在しているため、ピットからコンクリートを取り出した後、磁力選別機や手選別により混在する不純物を除去することとした。

なお、JRR-3 改造工事に伴って発生したコンクリートのクリアランスは、既に改造工事が行われ、現在、保管廃棄施設に保管しているものに対するクリアランスという、非常に特殊なケースである。このため、汚染の履歴、除染の履歴、放射能濃度測定に係る記録が十分に残っておらず、

かつ、改造前の JRR-3 を再現した十分な事前調査ができないという課題があった。このため、策定した放射能濃度の測定及び評価の方法は、日本原子力学会標準等で示されている一般的な今後解体する原子炉施設のクリアランスに対する放射能濃度の測定及び評価の方法と異なり、ある部分では特殊な方法となっている。

このため、今後、原子炉施設の解体に伴って発生するコンクリートや金属のクリアランスにあたっては、この放射能濃度の測定及び評価の方法を先行事例にするのではなく、あくまでも参考とし、日本原子力学会標準や JNES のガイドライン等に示された方法に従い、クリアランスに必要な十分な事前の調査を行うとともに、汚染の履歴や除染の履歴等に関する記録を十分にとり、これらをもとに、認可の基準に適合する合理的な放射能濃度の測定及び評価の方法を策定すべきである。

謝辞

本報告書をまとめるにあたって、バックエンド技術部、研究炉加速器管理部、放射線管理部、バックエンド推進部門の諸志に種々の助言や援助をいただきました。ここに、深甚なる感謝の意を表します。

参考文献

- 1) “原子力施設におけるクリアランス制度の整備について”、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会、平成 16 年 9 月 14 日（平成 16 年 12 月 13 日改訂）。
- 2) “試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度についての確認等に関する規則”、文部科学省令第四十九号、平成 17 年 11 月 30 日。
- 3) “原子炉施設におけるクリアランスレベル検認のあり方について”、原子力安全委員会、平成 13 年 7 月 16 日。
- 4) “試験研究用原子炉施設等におけるクリアランスレベル検認に係る技術的要件及び留意すべき点”、文部科学省研究炉等安全規制検討会技術ワーキンググループ、平成 17 年 7 月 26 日。
- 5) “原子炉施設のクリアランスに係る基準についてのガイダンス”、独立行政法人原子力安全基盤機構規格基準部、JNES-SS-0618、2006 年 10 月。
- 6) “日本原子力学会標準 クリアランスの判断方法：2005”、社団法人日本原子力学会、AESJ-SC-F005：2005、2005 年 7 月。
- 7) 里山朝紀、岸本克己、高泉宏英、星亜紀子、大越 実、立花光夫、“JRR-3 改造工事に伴って発生したコンクリートのクリアランス —汚染状況の調査—”、JAEA-Technology 2009-060 (2010)。
- 8) “アルミニウム及びアルミニウム合金の板及び条 JIS H 4000(2006)”、日本規格協会。
- 9) 番場正男、宮坂靖彦、山口 森、清水堅一、“重水タンクシール及び炉心上部遮蔽体の改修—JRR-2 改修工事—”、JEARI-M 7617(1978)。
- 10) “ステンレス鋼棒 JIS G 4303(2005)”、日本規格協会。
- 11) J.C.Evans, et al., “Long-lived activation products in reactor materials”, NUREG/CR-3474(1984)。
- 12) H.D.Oak, et al., “Technology, safety and costs of decommissioning a reference boiling water reactor power station”, NUREG/CR-0672(1980)。
- 13) R.I.Smith, et al., “Technology, safety and costs of decommissioning a reference pressurized water reactor power station”, NUREG/CR-0130(1978)。
- 14) ヴェ・ヴェ・ゲラシーモフ、“原子炉材料の腐食”、日・ソ通信社(1982)。
- 15) 藤原亜佐子、亀尾 裕、片山 淳、中島 幹雄、“コンクリート中のクリアランスレベルのトリチウム濃度測定法”、日本原子力学会和文論文誌 Vol.6, No.1 58-64 (2007)。
- 16) “核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律”、法律第百六十六号、昭和 32 年 6 月 10 日。
- 17) “産業廃棄物のサンプリング方法 JIS K 0060(1992)”、日本規格協会

表1 JRR-3の概要

炉	型	重水減速、重水冷却、黒鉛反射体付きタンク型
熱	出力	10 MW
最大熱中性子束		約 3×10^{13} n/cm ² ・s
炉心形状		円柱 (約 ϕ 260 cm × 高さ 210 cm)
燃料		天然ウラン金属燃料、1.5%濃縮 UO ₂ ペレット
実験設備		水平実験孔、ビーム実験装置、ループ装置、照射設備
初臨界年月日		1962年9月12日
総運転時間		47,137 h
積算熱出力量		419,073.5 MWh
燃料の交換作業		1972年1月6日～1975年2月10日
運転停止日		1983年3月25日
改造期間		1985年度～1989年度
改造方法		原子炉建家の有効利用を図るため、原子炉本体を一括撤去するとともに、炉室内の設備を撤去

表2 JRR-3 改造工事に伴って発生した固体廃棄物の区分

区分	定義	放射能濃度	処置
低レベル 固体廃棄物	汚染又は放射化されているものであって、極低レベル固体廃棄物以外のもの	$\beta \cdot \gamma$ 核種(³ Hを除く) > 3.7Bq/g ³ H > 7.4×10^2 Bq/g	ドラム缶又は鋼製容器等に封入、又タンク類や熱交換器等の大型廃棄物は開口部を密閉し、廃棄物保管棟・I等に保管
極低レベル 固体廃棄物	汚染又は放射化されているもの及び使用履歴等からみてそのおそれのあるものであって、放射能レベルが極めて低く一定レベル以下のもの	$\beta \cdot \gamma$ 核種(³ Hを除く) ≤ 3.7 Bq/g ³ H $\leq 7.4 \times 10^2$ Bq/g	保管廃棄施設・NLに保管

表3 クリアランス対象物の物量と主な発生場所

ピット番号		クリアランス対象物の物量*	主な発生場所
No.1	A	約 180 トン	制御室、セミホットケープ、使用済燃料貯槽(No.1)
	B	約 160 トン	セミホットケープ、使用済燃料貯槽(No.1)
No.2	A	約 200 トン	炉室円筒壁、セミホットケープ、使用済燃料貯槽(No.1)
	B	約 180 トン	炉室円筒壁、セミホットケープ、使用済燃料貯槽(No.1)
No.3	A	約 190 トン	セミホットケープ、使用済燃料貯槽(No.1)、炉室床・壁
	B	約 220 トン	セミホットケープ、使用済燃料貯槽(No.1)、炉室床・壁
No.4	A	約 160 トン	炉室床・壁
	B	約 240 トン	炉室床・壁
No.5	B	約 110 トン	制御室
No.6	A	約 80 トン	制御室、セミホットケープ、使用済燃料貯槽(No.1)
	B	約 100 トン	制御室、炉室床・壁、廃棄施設
No.7	A	約 120 トン	炉室床・壁
	B	約 240 トン	炉室床・壁
No.8	A	約 230 トン	炉室床・壁
	B	約 190 トン	炉室床・壁
No.9	A	約 170 トン	セミホットケープ、使用済燃料貯槽(No.1)、炉室床・壁
	B	約 190 トン	セミホットケープ、使用済燃料貯槽(No.1)、炉室床・壁
No.10	A	約 200 トン	炉室床・壁
	B	約 160 トン	炉室床・壁、廃棄施設
No.11	A	約 170 トン	炉室床・壁、廃棄施設
	B	約 170 トン	廃棄施設
No.20	A	約 180 トン	炉室床・壁
	B	約 210 トン	炉室床・壁

* 保管廃棄施設に保管している放射性廃棄物の管理データである保管廃棄記録票に基づき算出

表4 クリアランス対象物の放射化の汚染のD/Cの評価結果

核種	クリアランスレベル C(Bq/g)	放射能濃度 D(Bq/g)	D/C	寄与割合 (D/C)/Σ(D/C)
³ H	100	9.25×10^{-2}	9.25×10^{-4}	6.41×10^{-3}
¹⁴ C	1	1.26×10^{-4}	1.26×10^{-4}	8.72×10^{-4}
³⁶ Cl	1	6.22×10^{-6}	6.22×10^{-6}	4.31×10^{-5}
⁴¹ Ca	100	5.18×10^{-4}	5.18×10^{-6}	3.59×10^{-5}
⁴⁶ Sc	0.1	3.04×10^{-32}	3.04×10^{-31}	2.10×10^{-30}
⁵⁴ Mn	0.1	1.23×10^{-14}	1.23×10^{-13}	8.52×10^{-13}
⁵⁵ Fe	1000	5.07×10^{-4}	5.07×10^{-7}	3.51×10^{-6}
⁵⁹ Fe	1	0.00	0.00	0.00
⁵⁸ Co	1	0.00	0.00	0.00
⁶⁰ Co	0.1	6.04×10^{-3}	6.04×10^{-2}	4.18×10^{-1}
⁵⁹ Ni	100	1.17×10^{-6}	1.17×10^{-8}	8.10×10^{-8}
⁶³ Ni	100	1.15×10^{-4}	1.15×10^{-6}	7.96×10^{-6}
⁶⁵ Zn	0.1	1.40×10^{-13}	1.40×10^{-12}	9.69×10^{-12}
⁹⁰ Sr	1	9.70×10^{-7}	9.70×10^{-7}	6.72×10^{-6}
⁹⁴ Nb	0.1	1.06×10^{-7}	1.06×10^{-6}	7.34×10^{-6}
⁹⁵ Nb	1	0.00	0.00	0.00
⁹⁹ Tc	1	5.13×10^{-8}	5.13×10^{-8}	3.55×10^{-7}
¹⁰⁶ Ru	0.1	9.89×10^{-14}	9.89×10^{-13}	6.85×10^{-12}
^{108m} Ag	0.1	4.16×10^{-5}	4.16×10^{-4}	2.88×10^{-3}
^{110m} Ag	0.1	1.56×10^{-13}	1.56×10^{-12}	1.08×10^{-11}
¹²⁴ Sb	1	0.00	0.00	0.00
^{123m} Te	1	4.85×10^{-36}	4.85×10^{-36}	3.36×10^{-35}
¹²⁹ I	0.01	3.58×10^{-13}	3.58×10^{-11}	2.48×10^{-10}
¹³⁴ Cs	0.1	5.47×10^{-7}	5.47×10^{-6}	3.79×10^{-5}
¹³⁷ Cs	0.1	1.02×10^{-6}	1.02×10^{-5}	7.06×10^{-5}
¹³³ Ba	0.1	5.18×10^{-4}	5.18×10^{-3}	3.59×10^{-2}
¹⁵² Eu	0.1	7.43×10^{-3}	7.43×10^{-2}	5.14×10^{-1}
¹⁵⁴ Eu	0.1	3.04×10^{-4}	3.04×10^{-3}	2.10×10^{-2}
¹⁶⁰ Tb	1	8.34×10^{-39}	8.34×10^{-39}	5.77×10^{-38}
¹⁸² Ta	0.1	8.71×10^{-22}	8.71×10^{-21}	6.03×10^{-20}
²³⁹ Pu	0.1	3.09×10^{-8}	3.09×10^{-7}	2.14×10^{-6}
²⁴¹ Pu	10	5.32×10^{-24}	5.32×10^{-25}	3.68×10^{-24}
²⁴¹ Am	0.1	4.47×10^{-25}	4.47×10^{-24}	3.10×10^{-23}

1) 1.00×10^{-49} Bq/g 未満の放射能濃度 D は 0.00 とした。

2) 評価日：2007 年

表5 アルミニウム合金及びステンレス鋼の主要な元素組成

(単位 : wt%)

元素	アルミニウム合金 (A5052)	ステンレス鋼 (SUS304)
Li	1.00×10^{-3} 1)	1.30×10^{-5} 4)
Mg	2.80 2)	—
Al	95.8 2)	—
C	—	8.00×10^{-2} 2)
N	—	4.52×10^{-2} 4)
Si	2.50×10^{-1} 2)	1.00 2)
P	—	4.50×10^{-2} 2)
S	—	3.00×10^{-2} 2)
Cl	—	7.00×10^{-3} 4)
Ca	1.00×10^{-2} 1)	1.90×10^{-3} 4)
Sc	—	3.00×10^{-6} 4)
Cr	3.50×10^{-1} 2)	20.0 2)
Mn	1.00×10^{-1} 2)	2.00 2)
Fe	4.00×10^{-1} 2)	70.6 4)
Co	2.00×10^{-4} 3)	1.50×10^{-1} 5)
Ni	1.00×10^{-2} 1)	10.5 2)
Cu	1.00×10^{-1} 2)	—
Zn	1.00×10^{-1} 2)	4.57×10^{-2} 4)
Zr	—	1.00×10^{-3} 4)
Nb	—	1.60×10^{-2} 5)
Mo	—	2.60×10^{-1} 4)
Ag	2.00×10^{-3} 1)	2.00×10^{-4} 4)
Sb	—	1.23×10^{-3} 4)
Cs	—	3.00×10^{-5} 4)
Ba	—	5.00×10^{-2} 4)
Eu	—	1.00×10^{-4} 5)
Tb	—	4.70×10^{-5} 4)
Ta	—	1.50×10^{-4} 4)
U	—	2.00×10^{-4} 4)

1) ミルシート

2) JIS 規格

3) JAERI-M7617

4) NUREG/CR-3474

5) NUREG/CR-0672

表 6 照射条件 (腐食生成物)

ステップ	照射開始日 (day)	照射終了日 (day)	熱中性子線束 (n/cm ² /s)
1	0.00	338.09	2.05×10^4
2	338.09	1,580.58	0
3	1,580.58	1,918.66	2.05×10^4
4	1,918.66	3,161.15	0
5	3,161.15	3,499.24	2.05×10^4
6	3,499.24	4,741.73	0
7	4,741.73	5,079.81	2.05×10^4
8	5,079.81	6,322.30	0
9	6,322.30	6,660.39	2.05×10^4

表 7 腐食生成物の濃度比 R_{CP} と放射線量への寄与割合

核種	クリアランスレベル C(Bq/g)	濃度比 R_{CP}	R_{CP}/C	寄与割合 (R_{CP}/C)/ $\Sigma(R_{CP}/C)$
^3H	100	2.39×10^{-1}	2.39×10^{-3}	2.38×10^{-4}
^{14}C	1	2.96×10^{-3}	2.96×10^{-3}	2.94×10^{-4}
^{36}Cl	1	5.84×10^{-5}	5.84×10^{-5}	5.81×10^{-6}
^{41}Ca	100	3.30×10^{-6}	3.30×10^{-8}	3.28×10^{-9}
^{46}Sc	0.1	1.18×10^{-33}	1.18×10^{-32}	1.17×10^{-33}
^{54}Mn	0.1	1.20×10^{-9}	1.20×10^{-8}	1.19×10^{-9}
^{55}Fe	1000	1.36×10^{-1}	1.36×10^{-4}	1.35×10^{-5}
^{59}Fe	1	0.00	0.00	0.00
^{58}Co	1	6.96×10^{-37}	6.96×10^{-37}	6.92×10^{-38}
^{60}Co	0.1	1	10	9.95×10^{-1}
^{59}Ni	100	1.92×10^{-2}	1.92×10^{-4}	1.91×10^{-5}
^{63}Ni	100	2.05×10^0	2.05×10^{-2}	2.04×10^{-3}
^{65}Zn	0.1	2.06×10^{-11}	2.06×10^{-10}	2.05×10^{-11}
^{90}Sr	1	1.14×10^{-5}	1.14×10^{-5}	1.13×10^{-6}
^{94}Nb	0.1	3.34×10^{-5}	3.34×10^{-4}	3.32×10^{-5}
^{95}Nb	1	2.53×10^{-43}	2.53×10^{-43}	2.52×10^{-44}
^{99}Tc	1	2.55×10^{-6}	2.55×10^{-6}	2.54×10^{-7}
^{106}Ru	0.1	6.98×10^{-12}	6.98×10^{-11}	6.94×10^{-12}
$^{108\text{m}}\text{Ag}$	0.1	5.79×10^{-4}	5.79×10^{-3}	5.76×10^{-4}
$^{110\text{m}}\text{Ag}$	0.1	2.10×10^{-12}	2.10×10^{-11}	2.09×10^{-12}
^{124}Sb	1	2.18×10^{-44}	2.18×10^{-44}	2.17×10^{-45}
$^{123\text{m}}\text{Te}$	1	1.18×10^{-25}	1.18×10^{-25}	1.17×10^{-26}
^{129}I	0.01	1.01×10^{-11}	1.01×10^{-9}	1.00×10^{-10}
^{134}Cs	0.1	1.18×10^{-6}	1.18×10^{-5}	1.17×10^{-6}
^{137}Cs	0.1	1.49×10^{-5}	1.49×10^{-4}	1.48×10^{-5}
^{133}Ba	0.1	1.54×10^{-3}	1.54×10^{-2}	1.53×10^{-3}
^{152}Eu	0.1	6.23×10^{-9}	6.23×10^{-8}	6.20×10^{-9}
^{154}Eu	0.1	4.94×10^{-4}	4.94×10^{-3}	4.91×10^{-4}
^{160}Tb	1	7.96×10^{-38}	7.96×10^{-38}	7.92×10^{-39}
^{182}Ta	0.1	5.45×10^{-12}	5.45×10^{-11}	5.42×10^{-12}
^{239}Pu	0.1	6.15×10^{-8}	6.15×10^{-7}	6.12×10^{-8}
^{241}Pu	10	5.51×10^{-6}	5.51×10^{-7}	5.48×10^{-8}
^{241}Am	0.1	4.41×10^{-7}	4.41×10^{-6}	4.39×10^{-7}

1) 規則 33 核種の濃度比 R_{CP} は、 ^{60}Co を 1 として算出した。

2) 濃度比 R_{CP} を算出する際に使用した核種の濃度は、 $1.00 \times 10^{-49}\text{Bq/g}$ 未満の場合 0.00Bq/g とした。

3) 評価日：2007 年

表 8 照射条件（核分裂生成物等）

ステップ	照射開始日 (day)	照射終了日 (day)	熱中性子線束 (n/cm ² /s)
1	0.00	263.19	1.79×10^{13}
2	263.19	1142.95	0
3	1142.95	1406.14	1.79×10^{13}
4	1406.14	2285.90	0
5	2285.90	2549.09	1.79×10^{13}
6	2549.09	3428.85	0
7	3428.85	3692.04	1.79×10^{13}
8	3692.04	4571.80	0
9	4571.80	4834.99	1.79×10^{13}

表 9 核分裂生成物等の濃度比 R_{FP} と放射線量への寄与割合

核種	クリアランスレベル C(Bq/g)	濃度比 R_{FP}	R_{FP}/C	寄与割合 (R_{FP}/C)/ $\Sigma(R_{FP}/C)$
^3H	100	2.82×10^{-3}	2.82×10^{-5}	2.51×10^{-6}
^{14}C	1	2.82×10^{-7}	2.82×10^{-7}	2.51×10^{-8}
^{36}Cl	1	0.00	0.00	0.00
^{41}Ca	100	0.00	0.00	0.00
^{46}Sc	0.1	0.00	0.00	0.00
^{54}Mn	0.1	0.00	0.00	0.00
^{55}Fe	1000	0.00	0.00	0.00
^{59}Fe	1	0.00	0.00	0.00
^{58}Co	1	0.00	0.00	0.00
^{60}Co	0.1	0.00	0.00	0.00
^{59}Ni	100	0.00	0.00	0.00
^{63}Ni	100	0.00	0.00	0.00
^{65}Zn	0.1	0.00	0.00	0.00
^{90}Sr	1	6.53×10^{-1}	6.53×10^{-1}	5.82×10^{-2}
^{94}Nb	0.1	3.06×10^{-9}	3.06×10^{-8}	2.73×10^{-9}
^{95}Nb	1	1.15×10^{-38}	1.15×10^{-38}	1.02×10^{-39}
^{99}Tc	1	2.66×10^{-4}	2.66×10^{-4}	2.37×10^{-5}
^{106}Ru	0.1	7.00×10^{-7}	7.00×10^{-6}	6.24×10^{-7}
$^{108\text{m}}\text{Ag}$	0.1	5.21×10^{-10}	5.21×10^{-9}	4.64×10^{-10}
$^{110\text{m}}\text{Ag}$	0.1	7.46×10^{-13}	7.46×10^{-12}	6.65×10^{-13}
^{124}Sb	1	1.28×10^{-45}	1.28×10^{-45}	1.14×10^{-46}
$^{123\text{m}}\text{Te}$	1	2.21×10^{-27}	2.21×10^{-27}	1.97×10^{-28}
^{129}I	0.01	5.16×10^{-7}	5.16×10^{-5}	4.60×10^{-6}
^{134}Cs	0.1	2.04×10^{-4}	2.04×10^{-3}	1.82×10^{-4}
^{137}Cs	0.1	1	10	8.91×10^{-1}
^{133}Ba	0.1	1.54×10^{-9}	1.54×10^{-8}	1.37×10^{-9}
^{152}Eu	0.1	2.02×10^{-5}	2.02×10^{-4}	1.80×10^{-5}
^{154}Eu	0.1	4.45×10^{-3}	4.45×10^{-2}	3.96×10^{-3}
^{160}Tb	1	2.23×10^{-38}	2.23×10^{-38}	1.99×10^{-39}
^{182}Ta	0.1	0.00	0.00	0.00
^{239}Pu	0.1	7.71×10^{-3}	7.71×10^{-2}	6.87×10^{-3}
^{241}Pu	10	5.11×10^{-1}	5.11×10^{-2}	4.55×10^{-3}
^{241}Am	0.1	3.95×10^{-2}	3.95×10^{-1}	3.52×10^{-2}

- 1) 規則 33 核種の濃度比 R_{FP} は、 ^{137}Cs を 1 とし算出した。
- 2) 濃度比 R_{FP} を算出する際に使用した核種の濃度は、 $1.00 \times 10^{-49}\text{Bq/g}$ 未満の場合 0.00Bq/g とした。
- 3) 評価日：2007 年

表 10 腐食生成物の放射化計算による濃度比と測定結果による濃度比の比較

	放射化計算による濃度比	原子炉冷却系統の配管					
		試料 1		試料 2		試料 3	
		測定値 (Bq/ml)	濃度比	測定値 (Bq/ml)	濃度比	測定値 (Bq/ml)	濃度比
⁶⁰ Co	1	3.77×10^2	1	2.76×10^2	1	3.41×10^1	1
⁶³ Ni	2.05	1.13×10^1	3.00×10^{-2}	1.77×10^1	6.41×10^{-2}	1.60×10^0	4.69×10^{-2}
(参考) ¹³⁷ Cs	—	1.34×10^1	—	1.07×10^1	—	8.00×10^0	—

1) 評価日：2007 年

表 11 核分裂生成物等の放射化計算による濃度比と測定結果による濃度比の比較

	放射化計算による濃度比	使用済燃料貯槽 (No.1) (材質：ゴム)	
		測定値 (Bq/ml)	濃度比
⁹⁰ Sr	6.53×10^{-1}	4.50×10^0	8.73×10^{-3}
¹³⁷ Cs	1	5.15×10^2	1
²³⁹ Pu	7.71×10^{-3}	3.10×10^{-1}	6.02×10^{-4}
²⁴¹ Am	3.95×10^{-2}	$< 4.39 \times 10^0$	$< 8.52 \times 10^{-3}$

1) 評価日：2007 年

表 12 二次的な汚染の D/C の評価結果

核種	クリアランスレベル C(Bq/g)	腐食生成物 の濃度 D _{CP} (Bq/g)	核分裂生成物 の濃度 D _{FP} (Bq/g)	重水中の ³ H 濃度 D _T (Bq/g)	二次的な 汚染の濃度 D (Bq/g)	D/C	寄与割合 (D/C)/Σ(D/C)
³ H	100	1.48×10 ⁻³	4.15×10 ⁻⁶	6.94×10 ⁰	6.94×10 ⁰	6.94×10 ⁻²	4.68×10 ⁻¹
¹⁴ C	1	1.84×10 ⁻⁵	4.15×10 ⁻¹⁰	—	1.84×10 ⁻⁵	1.84×10 ⁻⁵	1.24×10 ⁻⁴
³⁶ Cl	1	3.63×10 ⁻⁷	0.00	—	3.63×10 ⁻⁷	3.63×10 ⁻⁷	2.45×10 ⁻⁶
⁴¹ Ca	100	2.05×10 ⁻⁸	0.00	—	2.05×10 ⁻⁸	2.05×10 ⁻¹⁰	1.38×10 ⁻⁹
⁴⁶ Sc	0.1	7.33×10 ⁻³⁶	0.00	—	7.33×10 ⁻³⁶	7.33×10 ⁻³⁵	4.94×10 ⁻³⁴
⁵⁴ Mn	0.1	7.45×10 ⁻¹²	0.00	—	7.45×10 ⁻¹²	7.45×10 ⁻¹¹	5.02×10 ⁻¹⁰
⁵⁵ Fe	1000	8.45×10 ⁻⁴	0.00	—	8.45×10 ⁻⁴	8.45×10 ⁻⁷	5.69×10 ⁻⁶
⁵⁹ Fe	1	0.00	0.00	—	0.00	0.00	0.00
⁵⁸ Co	1	4.32×10 ⁻³⁹	0.00	—	4.32×10 ⁻³⁹	4.32×10 ⁻³⁹	2.91×10 ⁻³⁸
⁶⁰ Co	0.1	6.21×10 ⁻³	0.00	—	6.21×10 ⁻³	6.21×10 ⁻²	4.19×10 ⁻¹
⁵⁹ Ni	100	1.19×10 ⁻⁴	0.00	—	1.19×10 ⁻⁴	1.19×10 ⁻⁶	8.04×10 ⁻⁶
⁶³ Ni	100	1.27×10 ⁻²	0.00	—	1.27×10 ⁻²	1.27×10 ⁻⁴	8.58×10 ⁻⁴
⁶⁵ Zn	0.1	1.28×10 ⁻¹³	0.00	—	1.28×10 ⁻¹³	1.28×10 ⁻¹²	8.62×10 ⁻¹²
⁹⁰ Sr	1	7.08×10 ⁻⁸	9.60×10 ⁻⁴	—	9.60×10 ⁻⁴	9.60×10 ⁻⁴	6.47×10 ⁻³
⁹⁴ Nb	0.1	2.07×10 ⁻⁷	4.50×10 ⁻¹²	—	2.07×10 ⁻⁷	2.07×10 ⁻⁶	1.40×10 ⁻⁵
⁹⁵ Nb	1	1.57×10 ⁻⁴⁵	1.69×10 ⁻⁴¹	—	1.69×10 ⁻⁴¹	1.69×10 ⁻⁴¹	1.14×10 ⁻⁴⁰
⁹⁹ Tc	1	1.58×10 ⁻⁸	3.91×10 ⁻⁷	—	4.07×10 ⁻⁷	4.07×10 ⁻⁷	2.74×10 ⁻⁶
¹⁰⁶ Ru	0.1	4.33×10 ⁻¹⁴	1.03×10 ⁻⁹	—	1.03×10 ⁻⁹	1.03×10 ⁻⁸	6.94×10 ⁻⁸
^{108m} Ag	0.1	3.60×10 ⁻⁶	7.66×10 ⁻¹³	—	3.60×10 ⁻⁶	3.60×10 ⁻⁵	2.42×10 ⁻⁴
^{110m} Ag	0.1	1.30×10 ⁻¹⁴	1.10×10 ⁻¹⁵	—	1.41×10 ⁻¹⁴	1.41×10 ⁻¹³	9.53×10 ⁻¹³
¹²⁴ Sb	1	1.35×10 ⁻⁴⁶	1.88×10 ⁻⁴⁸	—	1.37×10 ⁻⁴⁶	1.37×10 ⁻⁴⁶	9.25×10 ⁻⁴⁶
^{123m} Te	1	7.33×10 ⁻²⁸	3.25×10 ⁻³⁰	—	7.36×10 ⁻²⁸	7.36×10 ⁻²⁸	4.96×10 ⁻²⁷
¹²⁹ I	0.01	6.27×10 ⁻¹⁴	7.59×10 ⁻¹⁰	—	7.59×10 ⁻¹⁰	7.59×10 ⁻⁸	5.11×10 ⁻⁷
¹³⁴ Cs	0.1	7.33×10 ⁻⁹	3.00×10 ⁻⁷	—	3.07×10 ⁻⁷	3.07×10 ⁻⁶	2.07×10 ⁻⁵
¹³⁷ Cs	0.1	9.25×10 ⁻⁸	1.47×10 ⁻³	—	1.47×10 ⁻³	1.47×10 ⁻²	9.91×10 ⁻²
¹³³ Ba	0.1	9.56×10 ⁻⁶	2.26×10 ⁻¹²	—	9.56×10 ⁻⁶	9.56×10 ⁻⁵	6.45×10 ⁻⁴
¹⁵² Eu	0.1	3.87×10 ⁻¹¹	2.95×10 ⁻⁸	—	2.96×10 ⁻⁸	2.96×10 ⁻⁷	1.99×10 ⁻⁶
¹⁵⁴ Eu	0.1	3.07×10 ⁻⁶	6.54×10 ⁻⁶	—	9.61×10 ⁻⁶	9.61×10 ⁻⁵	6.48×10 ⁻⁴
¹⁶⁰ Tb	1	4.94×10 ⁻⁴⁰	3.28×10 ⁻⁴¹	—	5.27×10 ⁻⁴⁰	5.27×10 ⁻⁴⁰	3.35×10 ⁻³⁹
¹⁸² Ta	0.1	3.38×10 ⁻¹⁴	0.00	—	3.38×10 ⁻¹⁴	3.38×10 ⁻¹³	2.28×10 ⁻¹²
²³⁹ Pu	0.1	3.82×10 ⁻¹⁰	1.13×10 ⁻⁵	—	1.13×10 ⁻⁵	1.13×10 ⁻⁴	7.64×10 ⁻⁴
²⁴¹ Pu	10	3.42×10 ⁻⁸	7.51×10 ⁻⁴	—	7.51×10 ⁻⁴	7.51×10 ⁻⁵	5.06×10 ⁻⁴
²⁴¹ Am	0.1	2.74×10 ⁻⁹	5.81×10 ⁻⁵	—	5.81×10 ⁻⁵	5.81×10 ⁻⁴	3.91×10 ⁻³

1) 評価日：2007年

表 13 モンテカルロ計算におけるモデル化の条件

項目	条件
汚染分布	均一汚染
収納パレットへの 収納条件	嵩密度：1.5g/cm ³ 収納重量：100kg 収納状態：直径 60cm×高さ 23.6cm
検出器の仕様	相対効率：30% (結晶形状：直径 5.99cm、長さ 4.44cm)
検出器の位置	収納パレットに収納したクリアランス対象物の上部中央 から高さ 10cm の位置
バックグラウンド	原科研の放射性廃棄物処理場の管理区域内で測定したバ ックグラウンドスペクトルの中で値の大きいものを採用
測定時間	5 分

表 14 ³H 測定用試料の調製条件

³ H の回収率 (R)	0.9
³ H の回収率 (R) を得る条件	
1 個あたりの塊状の ³ H 測定試料の重量 (W_{Ti})	約 50 g
浸漬水の量	100 ml
³ H 測定試料の浸漬水への浸漬日数	30 日以上
³ H 測定試料の浸漬水から浸漬水を等量ずつ採取する際の分取量	V ml (V：所定量)
測定評価単位に対応する ³ H 測定試料の浸漬水から浸漬水を等量ず つ採取して混合 (V・Nml) し、この混合した浸漬水から ³ H 測定用 試料を調製する際の分取量	5 ml
乳化シンチレータと上記の混合した浸漬水から ³ H 測定用試料を調 製する際に分取した浸漬水の混合比	2 : 1 (10ml) : (5ml)

表 15 液体シンチレーションカウンタによる測定条件

バックグラウンド試料の測定時間 (t_b)	1,200 s
^3H 測定用試料の測定時間 (t_s)	1,200 s

表 16 測定に使用する Ge 半導体検出器の性能

形 式	N 型高純度 Ge
相対効率*	31.6%
エネルギー分解能*	1.77keV (1.332MeV の ^{60}Co の γ 線に対して)
ピーク対コンプトン比*	55
しゃへい体	鉛 100mm + 銅 5mm + アクリル 5mm

* 納入時のメーカーの検査結果報告書の数値である。

表 17 ロットの大きさと 1ロットから採取するインクリメントの最小必要個数

ロットの大きさ (固体：トン)	インクリメントの 最小必要個数
1 未満	6
1 以上 ～ 5 未満	10
5 以上 ～ 30 未満	14
30 以上 ～ 100 未満	20
100 以上 ～ 500 未満	30
500 以上 ～ 1000 未満	36
1000 以上 ～ 5000 未満	50
5000 以上	60

表 18 パースケールの主な仕様

型 式	東洋測器製 BS-500L
定格荷重	500 kg
最小目盛	0.1 kg
寸法	幅 100mm×本体長 600mm

表 19 可搬型 Ge 半導体検出器の主な仕様

検出部	POPTOP 型 Ge 半導体検出器 ORTEC GEM30P4-83-S(AMETEK 社製) 相対効率：30%以上 (1.33MeV Co-60 ピーク測定時) 分解能：1.85keV 以下 (1.33MeV Co-60 ピーク測定時) 結晶形状：結晶直径に対して長さの比が 0.8~1.05
冷却機	POPTOP 型 Ge 検出器用電気冷却機 ORTEC CFG-X-COOL-II-230(AMETEK 社製) COOLER II 用昇圧トランス NCT-L-EG2
波高分析装置	セイコーEG&G 社製 7600-00
データ処理装置	パソコン セイコーEG&Gs 社製 SG-PSYS/76 MCA7600 対応 スペクトルナビゲータ セイコーEG&G 社製 DS-P120/W32

表 20 テント倉庫の主な仕様

寸法	幅 16m×長さ 27m×高さ 4m
床面積	432m ²
屋根形状	切り妻屋根
鋼材	JIS に規定する構造用鋼材を使用
テント膜体	国土交通大臣認定膜材 厚さ：0.45mm 以上、質量：400g/m ² 以上 引張強さ：400N/cm 以上
開口部	両妻面に幅 3m×高さ 3m の出入口を設け、開口には引分け扉を設置
換気設備	ルーフファン 3 機
照明設備	40W 蛍光灯×2 灯/台 20 台

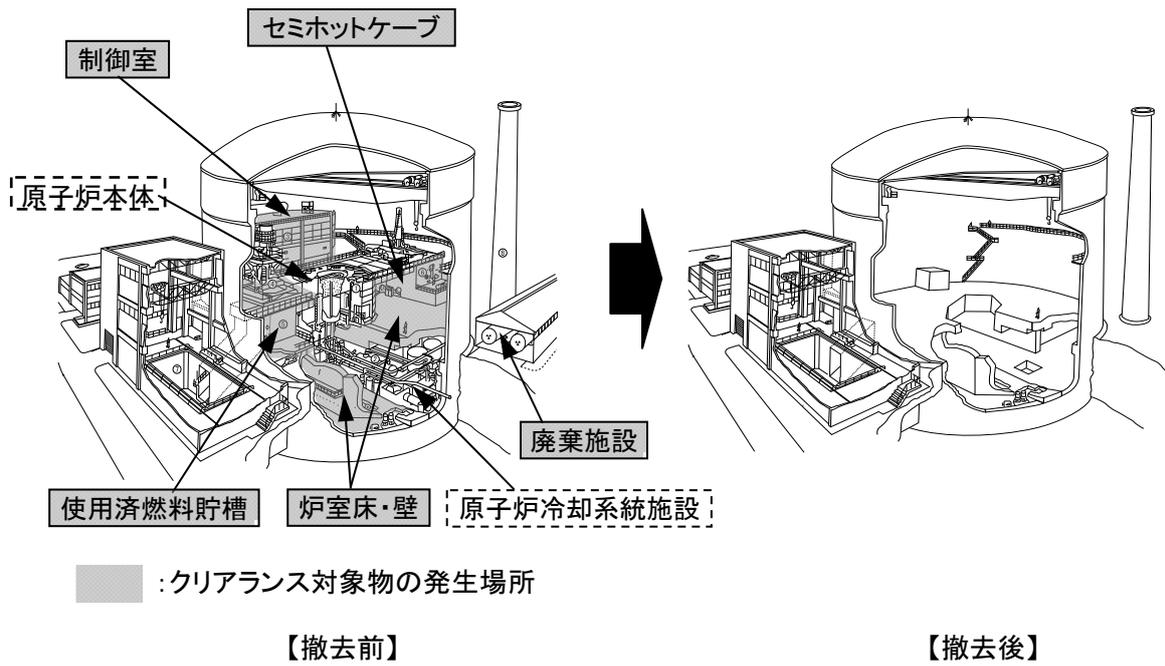


図1 クリアランス対象物の主な発生場所

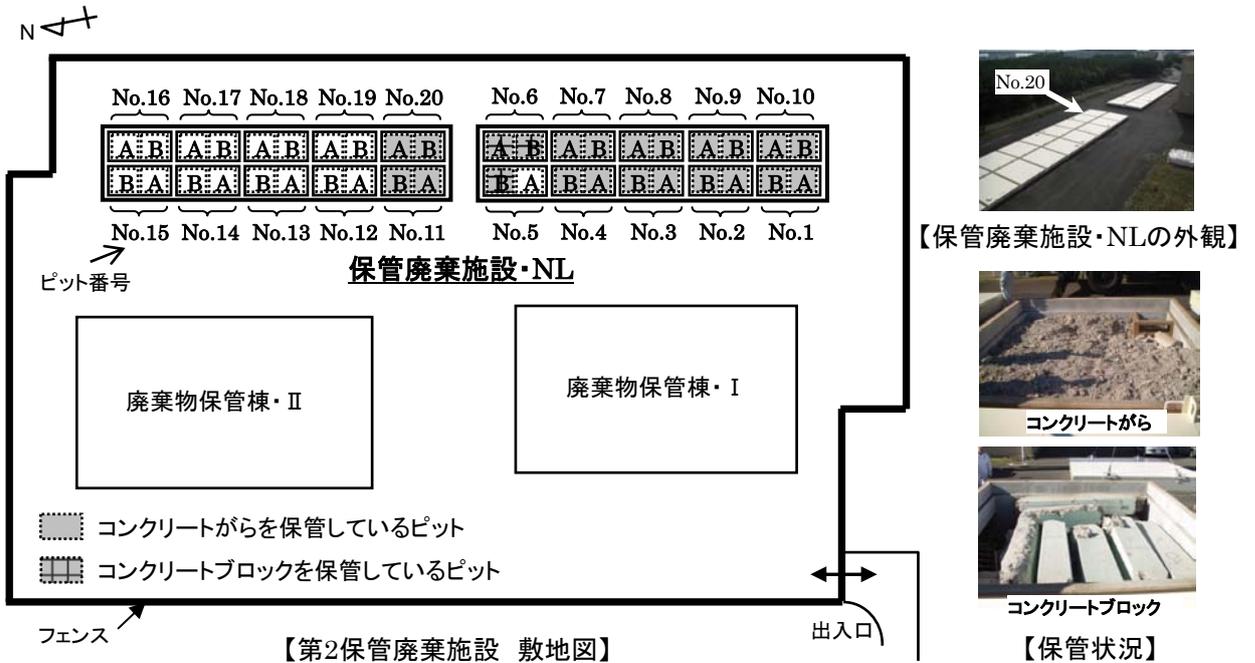


図2 クリアランス対象物の保管場所及び保管状況

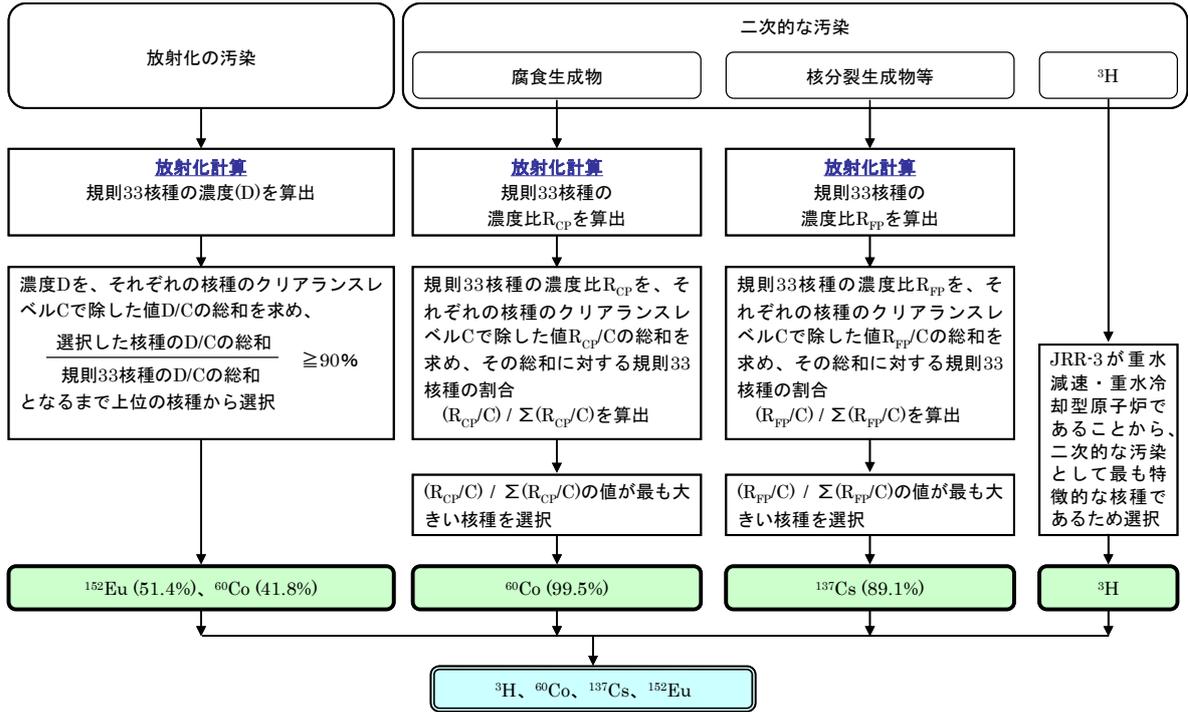


図3 評価対象核種の選択方法

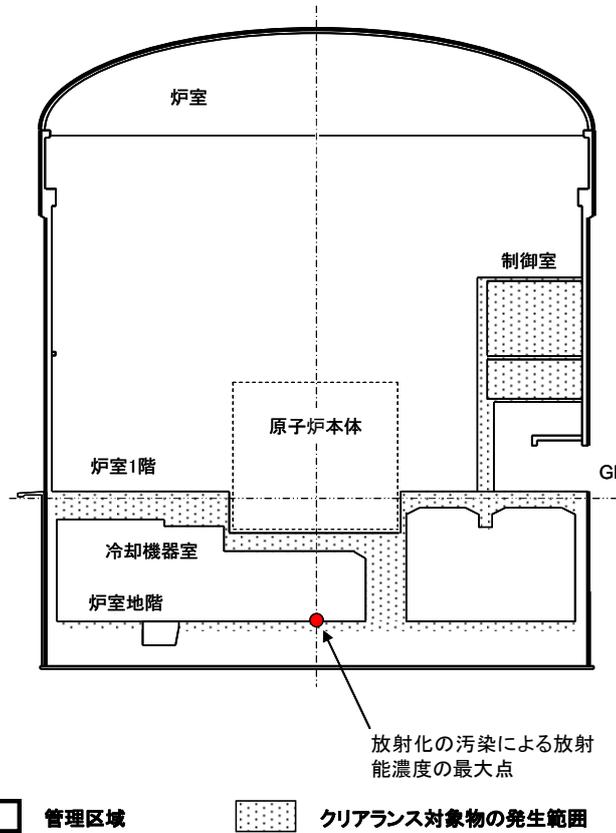


図4 コンクリートの放射化計算により生成する規則33核種の放射能濃度が最も大きくなる評価点

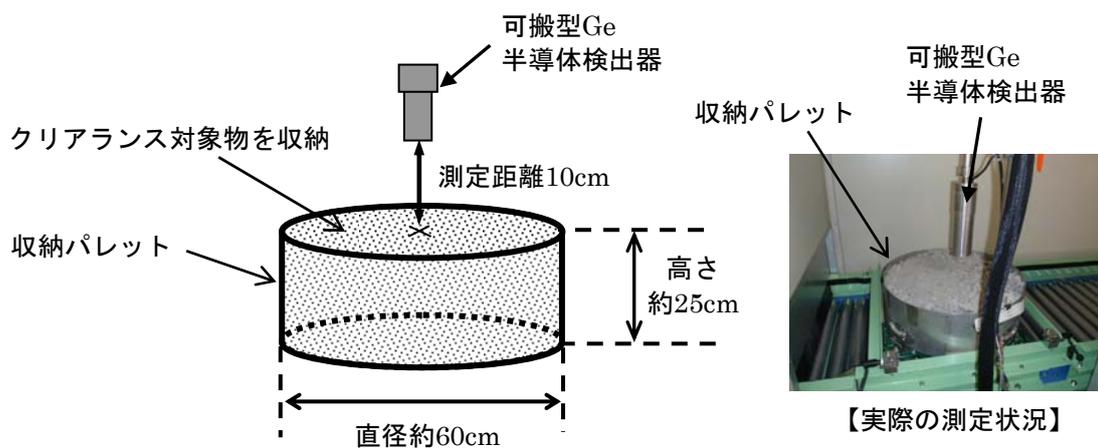


図5 可搬型 Ge 半導体検出器による著しい偏りがないことの確認の概念図



図6 クリアランス対象物を収納する保管容器（フレキシブルコンテナ）

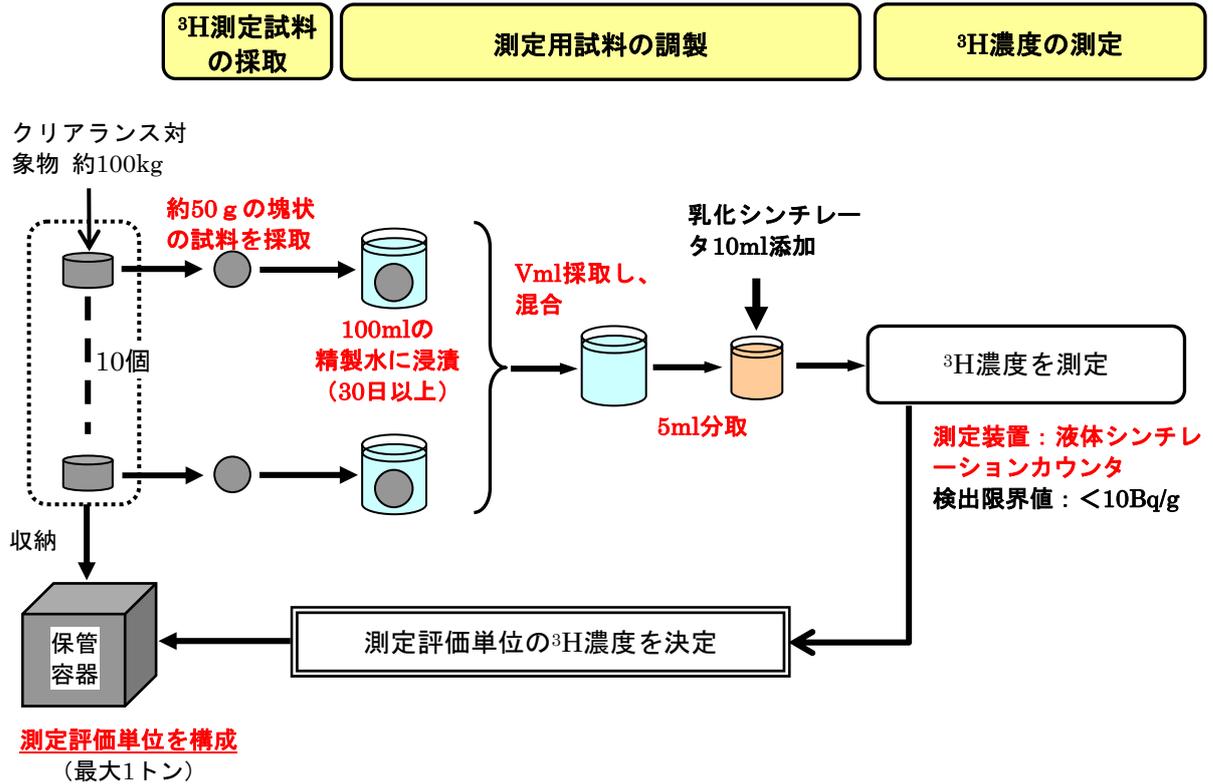
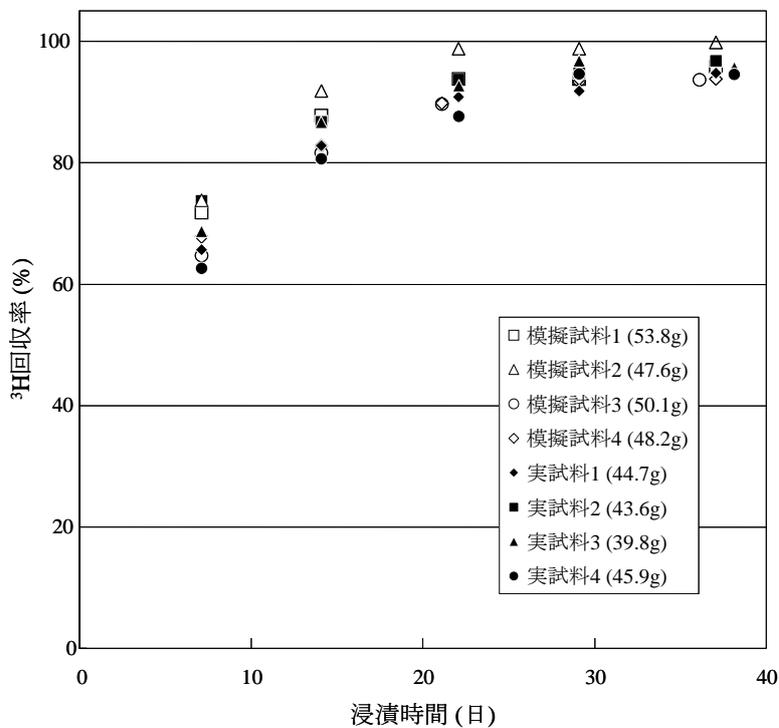


図7 測定評価単位における³H濃度の決定方法の流れ



注 参考文献 15)の記載値より作成

図8 浸漬時間と³Hの回収率の関係

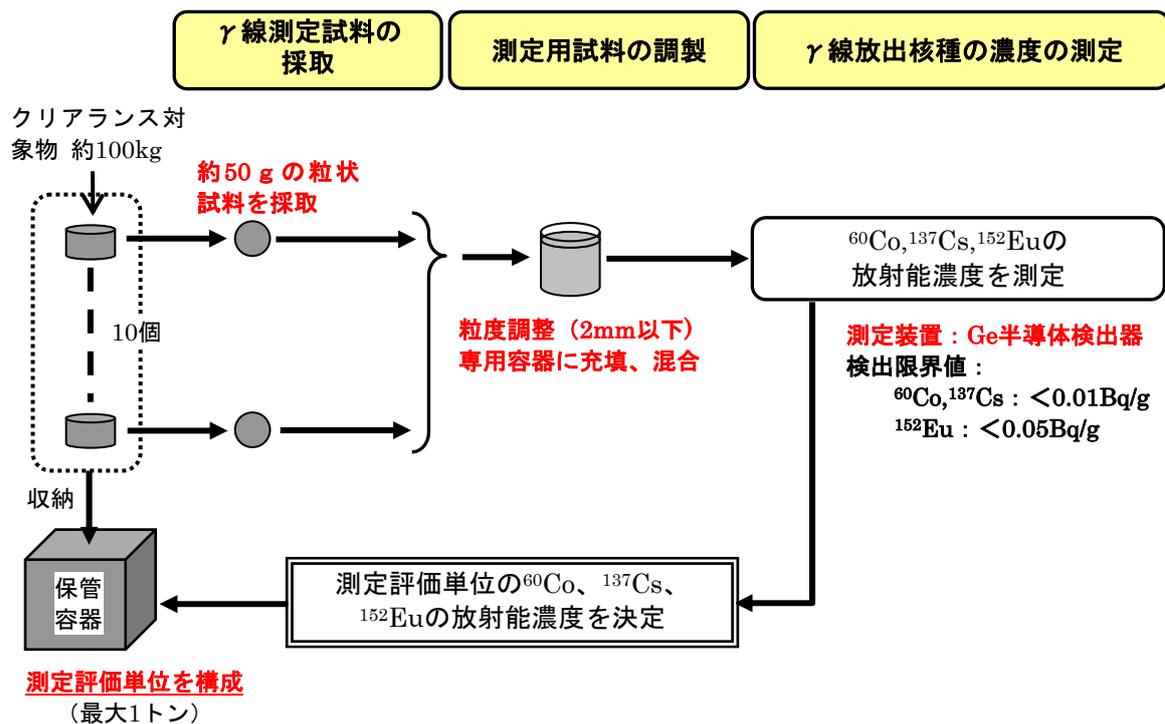


図9 測定評価単位における ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及び ^{152}Eu 濃度の決定方法の流れ

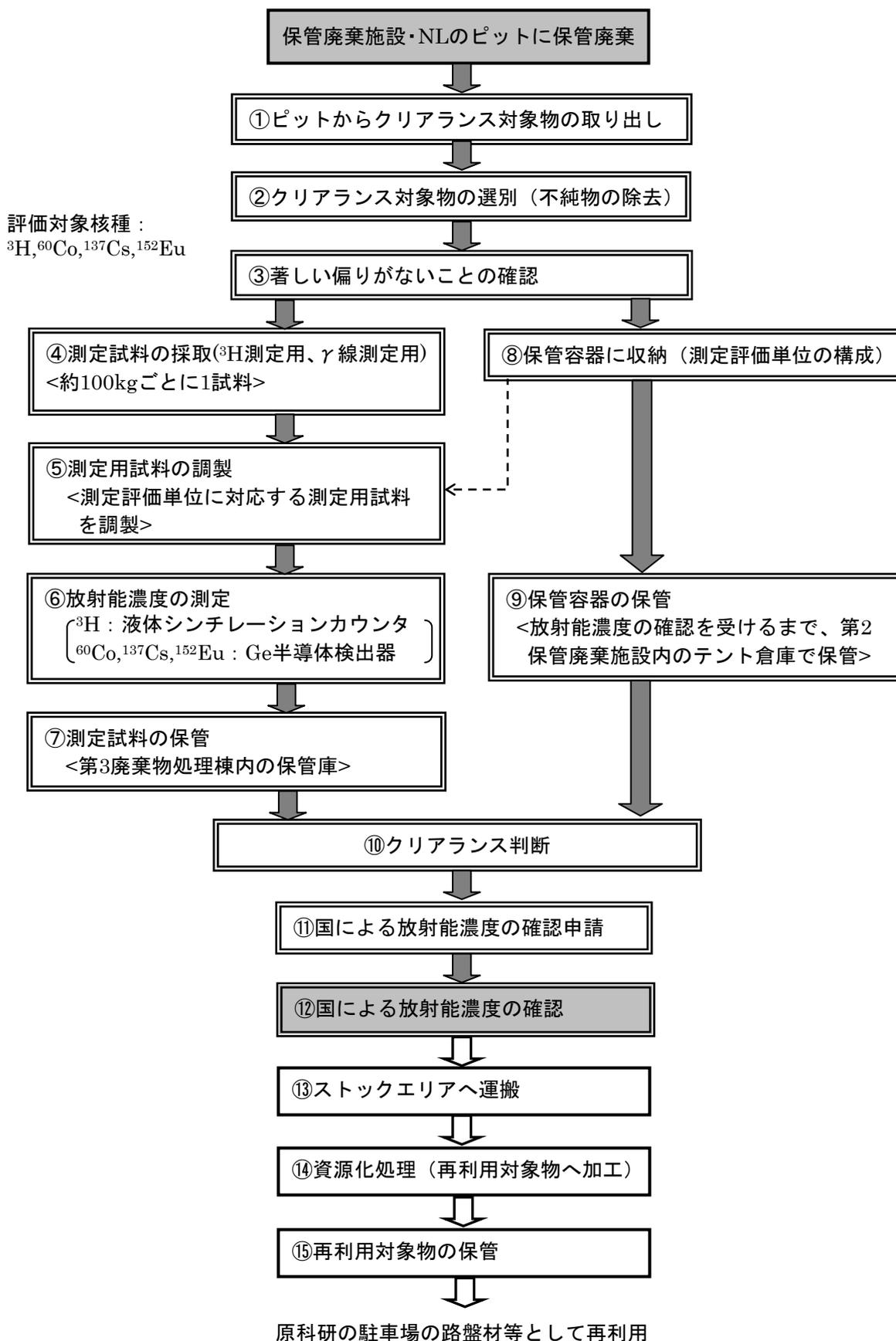


図10 クリアランス作業の全体の流れ

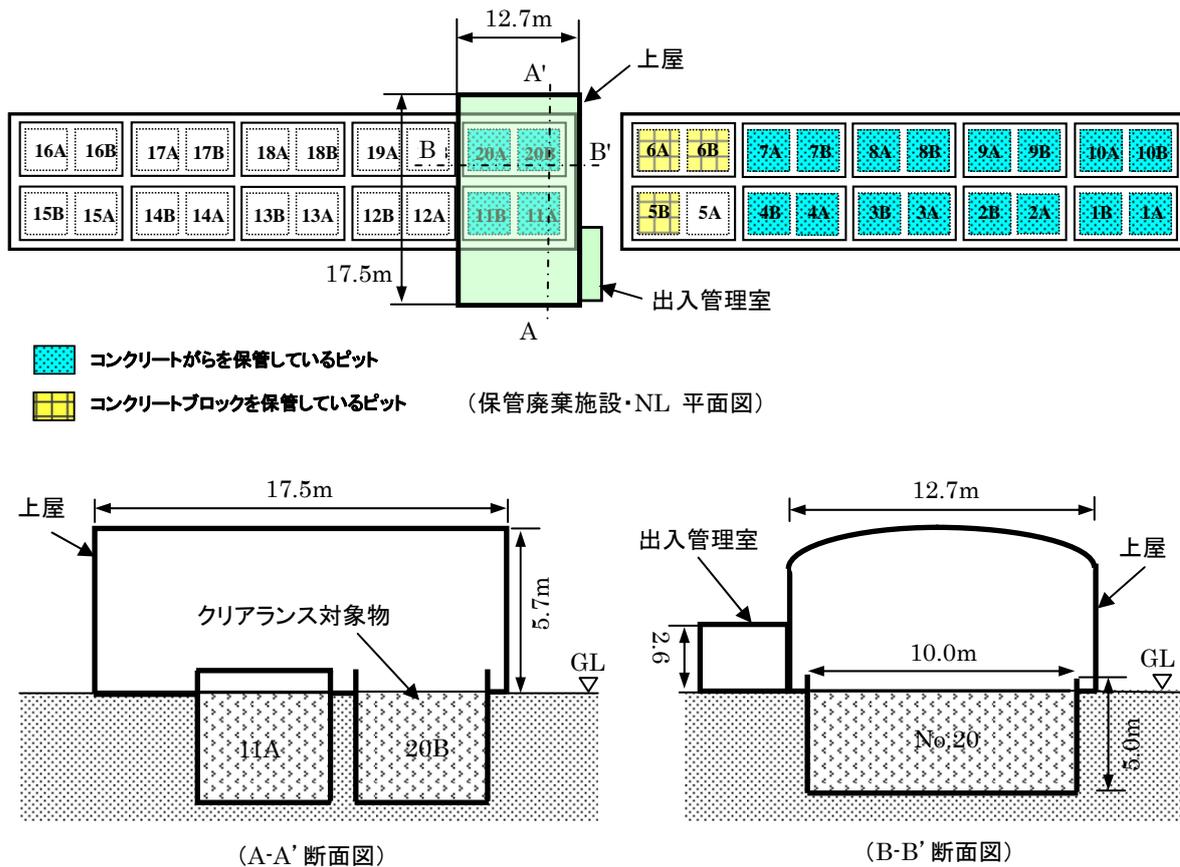


図 11 整備した上屋の概念図



図 12 上屋の外観

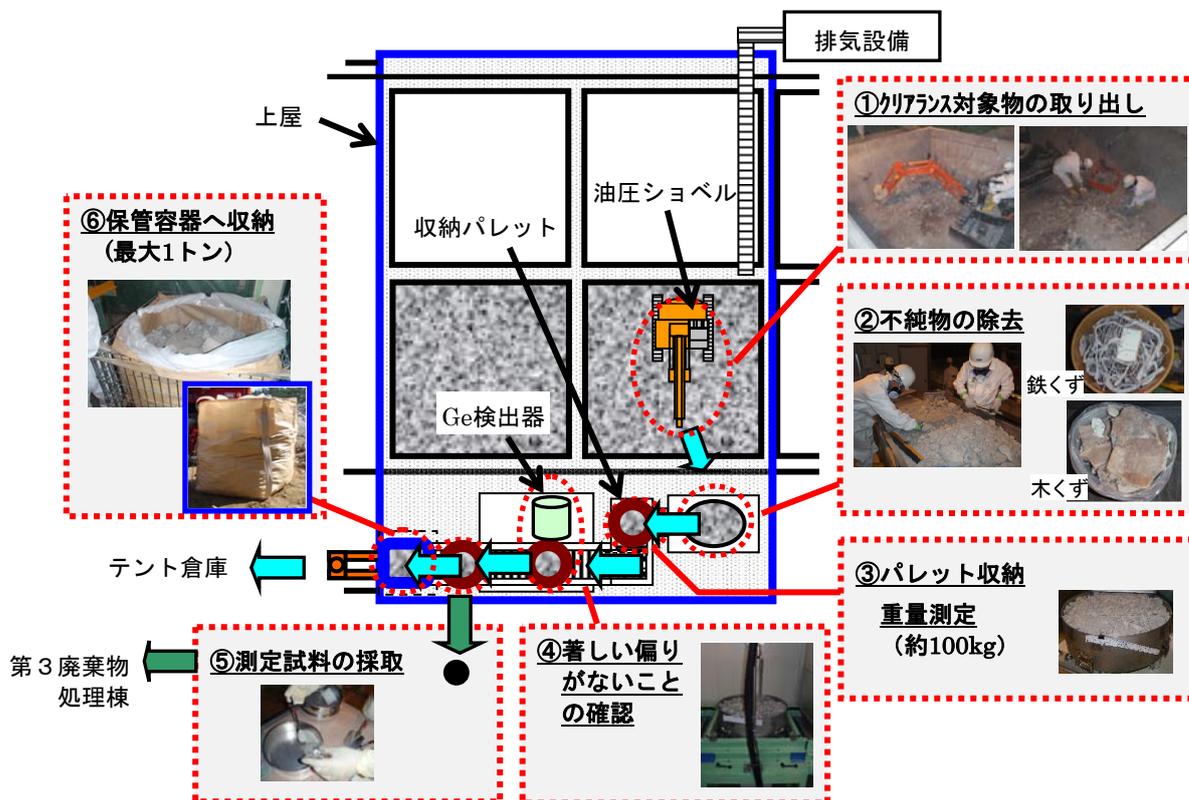


図 13 上屋内におけるクリアランス作業の概念図

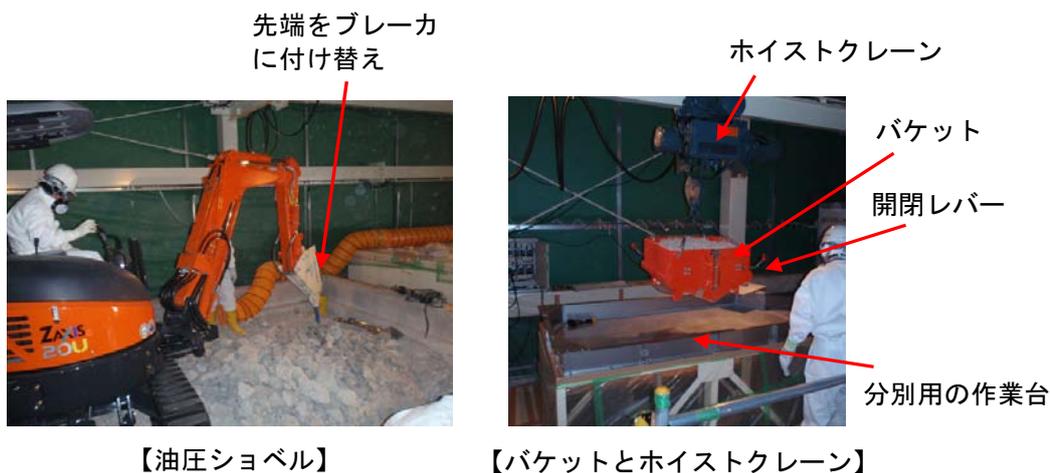


図 14 クリアランス対象物の取り出し用の設備

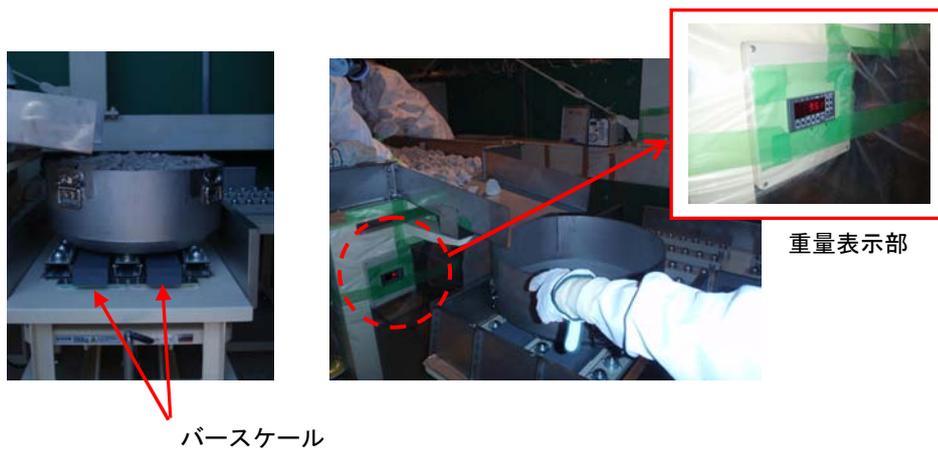


図 15 クリアランス対象物の重量測定の状態

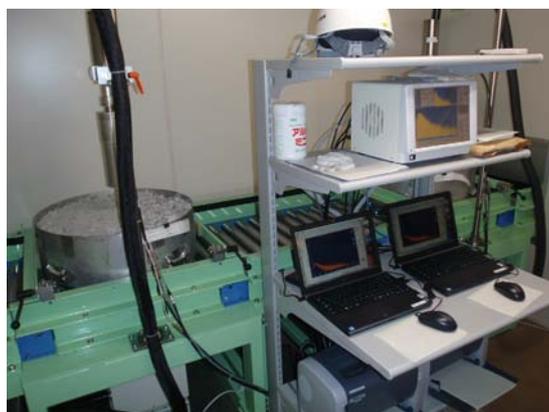


図 16 可搬型 Ge 半導体検出器の設置状況



図 17 保管容器とボックスパレット

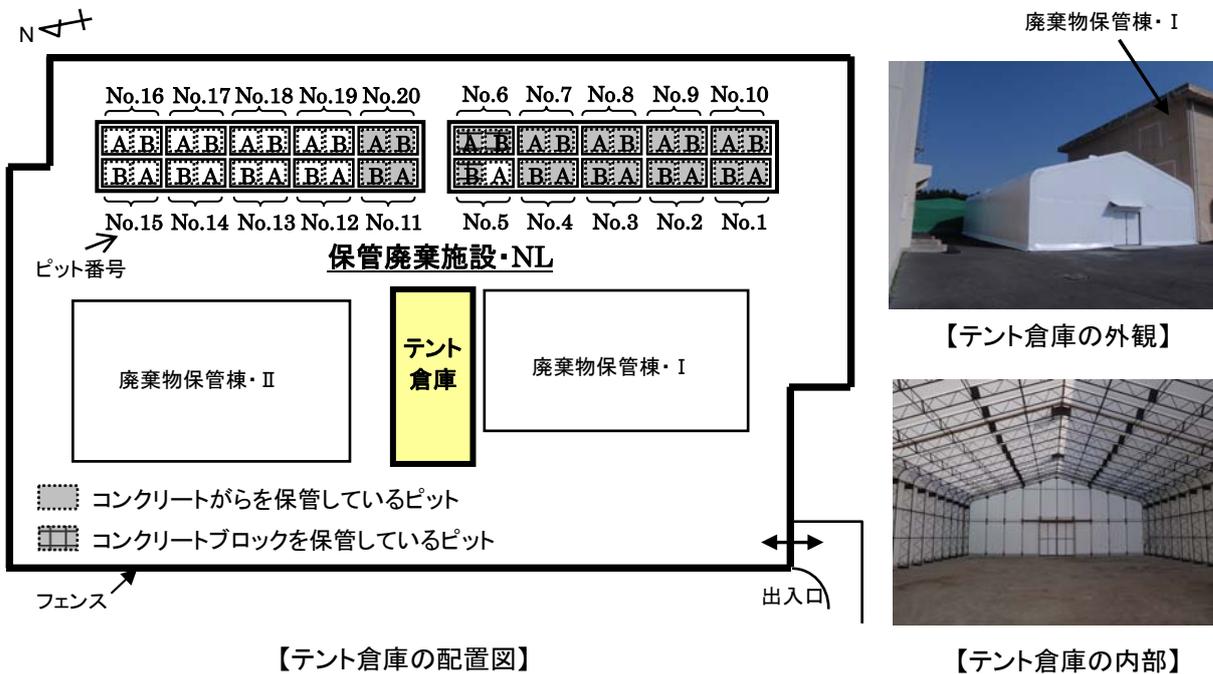


【封印器具】



【封印した状態】

図 18 保管容器の封印の状況



廃棄物保管棟・I



【テント倉庫の外観】



【テント倉庫の内部】

図 19 テント倉庫の配置図及びテント倉庫の外観



図 20 測定試料の保管庫



【ストックエリア全景】



【ストックエリア出入口】

図 21 ストックエリアの外観

This is a blank page.

国際単位系 (SI)

表1. SI基本単位

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

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

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

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

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

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

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

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

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

表5. SI接頭語

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

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1ha=1hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1L=1l=1dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1t=10 ³ kg

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

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

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

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

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s
ストークス	St	1 St=1cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1cd cm ⁻² =10 ⁻⁴ cd m ⁻²
ファ	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx
ガラ	Gal	1 Gal=1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe ≐ (10 ³ /4π)A m ⁻¹

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

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1メートル系カラット = 200 mg = 2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリ	cal	1cal=4.1858J (「15°C」カロリ), 4.1868J (「IT」カロリ) 4.184J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

