JAEA-Review 2020-015 DOI:10.11484/jaea-review-2020-015



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

Study on the Evaluation Method to Determine the Radioactivity Concentration in Radioactive Waste on Oarai Research and Development Institute (FY2019)

> 朝倉 和基 下村 祐介 堂野前 寧 阿部 和幸 北村 了一

Kazuki ASAKURA, Yusuke SHIMOMURA, Yasushi DONOMAE, Kazuyuki ABE and Ryoichi KITAMURA

高速炉・新型炉研究開発部門 大洗研究所 環境技術開発センター 環境保全部

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

September 2020

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。 本レポートの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(<u>https://www.jaea.go.jp</u>) より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方2番地4 電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency. Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to Institutional Repository Section,

Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department, Japan Atomic Energy Agency.

2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2020

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

日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門 大洗研究所 環境技術開発センター 環境保全部 朝倉 和基、下村 祐介、堂野前 寧⁺、阿部 和幸、北村 了一

(2020年7月2日 受理)

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

大洗研究所:〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 番地

+ 戦略・計画室

JAEA-Review 2020-015

Study on the Evaluation Method to Determine the Radioactivity Concentration in Radioactive Waste on Oarai Research and Development Institute (FY2019)

Kazuki ASAKURA, Yusuke SHIMOMURA, Yasushi DONOMAE⁺, Kazuyuki ABE and Ryoichi KITAMURA

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

(Received July 2, 2020)

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

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

This report summarizes a study result in FY2019 about the evaluation method to determine the radioactivity concentration in radioactive waste on Oarai Research and Development Institute.

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

⁺ Strategy and Planning Office

目 次

1.	大洗研究所の放射能濃度評価について	1
1	.1 令和元年度の活動計画	1
2.	施設の特徴を踏まえた放射能濃度評価手法の検討	2
2	.1 基本的考え方	2
2	2 サンプリング及び分析	3
	2.2.1 廃棄物の発生状況	3
	2.2.2 重要核種の予備選定	4
	2.2.3 汚染源の特定等	5
3.	各施設のサンプリング及び分析に係る計画の検討	6
4.	各施設のサンプリング及び分析の実施に係る検討	7
4	.1 廃止措置計画認可施設の検討結果	7
4	.2 操業中の施設の検討結果	8
5.	まとめ1	2
6.	次年度について1	2
謝話	≇1	3
参考	考文献	3
付錄	录「各施設の調査・検討結果」1	8

Contents

1.	About the Radioactivity Concentration in Radioactive Waste on	
	Oarai Research and Development Institute	1
•	.1 Action Plans in FY2019	1
2.	Study on the Evaluation Method to Determine the Radioactivity Concentration	
	in Radioactive Waste	2
5	2.1 Basic Idea	2
5	2.2 Sampling and Analysis	3
	2.2.1 The Occurrence of Radioactive Waste	3
	2.2.2 Preliminary Selection of Key Nuclides	4
	2.2.3 Specification of Radioactive Contamination Source	5
3.	Study on the Plan of Sampling and Analysis in Facilities	6
4.	Study on Perform the Sampling and Analysis in Facilities	7
2	.1 Decommissioning Facilities	7
2	.2 In Operation Facilities	8
5.	Summary	12
6.	About Next Year	12
Ac	xnowledgements	13
Re	erences	13
Ap	pendix Results of Investigation of Facilities	18

表リスト

表 2.1 基準線量相当濃度及び評価対象核種の選定結果		14
-----------------------------	--	----

図リスト

$\boxtimes 2.1$	放射能濃度評価方法の選択の基本的な考え方	16
図 2.2	重要核種の基本的な選定手順(案)	17

This is a blank page.

1. 大洗研究所の放射能濃度評価について

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

全国の許可事業者は約二千数百者 ¹⁾におよんでおり、そこで発生する低レベル放射性廃棄物は 研究施設等廃棄物と呼ばれ、今日に至るまで大半が廃棄体化処理(廃棄物の減容化や容器に固型 化等の処理)及び埋設処分がなされず、核燃料物質の廃棄物は各事業所において保管され、RIの 廃棄物の大半は公益社団法人日本アイソトープ協会にて集荷し保管を続けている。このような状 況が続けば、既存の保管能力を超えた場合に、新たな研究開発や RI の利用が困難なものとなる。

埋設処分の建設・開設には、処分場に係る事業許可を取得する必要がある。原子力規制委員会 へ申請する許可申請書においては、処分場における安全評価の記載が必要であり、埋設する廃棄 体に係る評価では、被ばくの寄与の大きい核種(以下「重要核種」という。)について、廃棄体1 体当たりの最大放射能濃度を設定することが重要な対応項目のひとつとなる。

原子力機構大洗研究所においては、年間約200本(200Lドラム缶換算)の研究施設等廃棄物が 発生している。研究所に設置している保管施設の容量を考慮すると、近い将来保管能力を超える ことが予想されることから、放射性廃棄物の埋設処分の実現への道筋を構築しなければならない。 但し、放射性廃棄物の放射能濃度評価手法2が確立されていないため、処分場における最大放射 能濃度を超えないことの証明ができない。

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

1.1 令和元年度の活動計画

令和元年度は以下の計画に沿った活動を行う。

(1) 施設の特徴を踏まえた放射能濃度評価手法の検討

大洗研究所内で発生する研究施設等廃棄物の特徴を踏まえた放射能濃度評価手法確立を目指 した基本的な考え方について検討を行う。

- (2)各施設のサンプリング及び分析に係る計画の検討 放射能濃度評価手法の確立のため施設で発生した廃棄物や施設の汚染源からサンプルを採取 (サンプリング)し分析するための計画に係る検討を行う。
- (3) 各施設のサンプリング及び分析の実施に係る検討

サンプリング及び分析に係る計画で定めるステップに基づき、各施設の情報を踏まえたサン プリング及び分析の実施に係る検討を行う。

2. 施設の特徴を踏まえた放射能濃度評価手法の検討

商用発電用原子炉(以下「発電炉」という。)は、BWR と PWR の 2 種類に大別され、低レベル放射性廃棄物を処理した廃棄体の放射能濃度評価手順が確定している。これまで多くの廃棄体を、低レベル放射性廃棄物埋設センター(所在地 青森県六ヶ所村)に処分した実績もある。

一方、研究機関の取り扱う核燃料物質や放射化材料の組成は、発電炉と比較すると多種多様で あり、発電炉と同等に放射能濃度評価を行えるか明確ではない。核燃料物質や放射化材料の組成 は、研究テーマに応じて変更されることから、照射条件によって核分裂生成物や放射化物の組成 が変動する。施設ごとに特徴が異なることから、発生する廃棄物も画一的な取扱いが難しい。

研究施設等廃棄物は、以上の特徴を有するため、埋設処分に必要な放射能濃度評価(図 2.1 参 照)³は慎重な検討が必要である。発電炉の手順による対応も考えられるが、現在保有している放 射性廃棄物が、様々な研究テーマに応じ、核燃料物質組成や放射化材料組成及び照射条件等が変 更された状態で発生したことを考慮すると、容易に適用できるとは言えない。また、将来の研究 開発を考慮すると、研究テーマに応じた核燃料物質や放射化材料及び照射条件等の変更が、放射 性廃棄物にどの程度影響するかを見極めなければ、これから発生する廃棄物の放射能濃度評価は 困難である。

これらを踏まえると、研究施設等廃棄物における放射能濃度評価は、過去及び将来における研 究開発に伴う核燃料物質・放射化材料・照射条件の変更等を考慮した手法が必要である。発電炉 の評価手順が、現時点の廃棄物に適用可能であったとしても、将来の研究開発で発生する廃棄物 への展開も、保証できるものでなければならない。

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

2.1 基本的考え方

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

研究施設等廃棄物は、廃棄物に含まれる放射性物質組成も研究内容に応じて変動するが、過去 に発生した廃棄物について、発生場所や発生系統及び発生時期等の詳細な情報がない。これから 多くの分析データを取得し、傾向を見出せたとしても、その傾向を形成するに至った要因を検証 するためには、廃棄物に係る発生場所等の詳細且つ正確な記録が重要と考えられる。

よって、大洗研究所では、廃棄物発生に係る詳細な情報を取得するため、これから発生する廃 棄物を対象に放射能濃度評価手法を構築する。初めに、サンプリング及び分析に係る計画を策定 し、廃棄物における放射能濃度の傾向や特徴を把握し、それらの傾向等を形成する要因を明らか にする。次に、要因の有する特性の変動範囲を検証・予測し、これから発生する廃棄物と、これ まで発生した廃棄物への適用を検討する。最後に、構築した放射能濃度評価手法の適用性につい て、実際の廃棄物を用いて検証する。 2.2 サンプリング及び分析

放射性廃棄物は、核燃料物質又は放射化物に起因する汚染源から移行・付着した放射性物質(以下「付着汚染物」という。)若しくはその両方である。それぞれの単位質量又は単位体積中の放射 能量と物量から、放射能濃度が求められる。

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

以上の考え方を踏まえ、放射能濃度評価手法を確立するため、廃棄物の発生状況等から放射化 物及び付着汚染物における放射能濃度評価に必要な情報を推定した後、これから発生する廃棄物 等からのサンプリング及び分析に係る計画を策定する。

令和元年度は、サンプリングについて検討を行った。

2.2.1 廃棄物の発生状況

放射能濃度評価は、廃棄物に含まれる放射化物及び付着汚染物の汚染源特定が必要となる。ま た、今後の放射化学分析等により分析核種間での相関性等の傾向を把握することを考慮すると、 サンプリング対象はある程度計測が有効となる放射能量を有する廃棄物が望ましい。加えて、廃 棄物に係る施設固有の傾向や特徴を明確にするため、廃棄物の区分・種類及び発生割合等を調査 すべきである。

よって、各施設は、これから発生する廃棄物の放射能濃度評価を行う上で参考となる年度を選定し、1年間の廃棄物発生状況を記録等から調査(又は推定)を行う。原子炉施設については原子 炉運転と施設定期検査の年度、核燃料施設は通常運転を行っていた年度(特になければ2016年度)を選定し、1年間の廃棄物発生状況を調査する。調査事項は以下の通りとし、不明な場合は推定する(実測定等は実施しない)。なお、液体廃棄物及び固体廃棄物A(※)の可燃物については、 廃棄体製作時に均一状態で扱えることから、調査対象外とする。

(1) 調査対象:固体廃棄物(β·γ固体廃棄物 Aの可燃物及び α 固体廃棄物 Aの可燃物を除く)

- (2) 調査項目
 - 廃棄物の区分・種類
 - ② 廃棄物の数量・重量
 - ③ 廃棄物の最大表面線量率
 - ④ 廃棄物の放射能量
 - ⑤ 廃棄物の発生場所又は発生作業
- (※) 表面線量率がα固体廃棄物(α放射性物質が容器当たり3.7×10⁴Bq以上の放射性廃棄物) で500µSv/h 未満、βγ固体廃棄物(α放射性物質が容器当たり3.7×10⁴Bq未満の放射性廃 棄物)で2mSv/h 未満の放射性固体廃棄物のこと。

2.2.2 重要核種の予備選定

廃棄物に含まれる放射性物質の組成比から、重要核種の予備選定を行う必要がある。これまで 施設に搬入した物品の放射性物質に係る組成比を調査し、物品間の差異やばらつきを確認した上 で、重要核種の予備選定を行う(図 2.2 参照)。原子炉施設については、照射によって生成する FP (核分裂生成物)及び CP(放射化生成物)等も調査対象とする。実施内容を以下に示す。

- (1) 調查対象
 - ① これまで施設に受け入れた物品(放射性物質)
 - ② 原子炉施設は、上記に加えて照射によって生成する FP 及び計測が有効となる CP 等
- (2) 調査項目
 - ① これまで施設に受け入れた物品(放射性物質)及び照射で生成する FP 及び CP 等のリ ストアップ
 - ② 各物品について以下を調査 付着汚染物の放射能量(照射済みの場合は 120 核種(※)、未照射の場合は 120 未満の 核種でもよい)を算出
 - ※埋設施設の安全評価では、管理期間中のシナリオ(スカイシャイン・地下水)と管理期間 終了後のシナリオ(跡地居住、跡地建設、地下水)がある。管理期間中の重要核種は140 核種より、管理期間終了後は120核種より選定するが、スカイシャインの条件は埋設施設 が具体化しなければ設定できないため、当計画は管理期間終了後の安全評価対象核種4) (120核種)から選定する(表2.1の数値が示されている核種)。
 - ※埋設施設が具体化すれば、140核種の情報が必要となる。
 - 放射化物の場合は、切断等で当該施設に拡大する汚染の放射能量(120 核種)を推定(根 拠含む)
 - ③ 搬出元施設からの情報提供

受け入れた物品の情報が不足している場合は、搬出元施設に情報提供を依頼(放射化物 及び付着汚染物に係る 120 核種の放射能量)

搬出元施設は、搬出先施設に搬出した物品に関する情報を提供

- (3) 重要核種の予備選定
 - 受け入れた物品の放射化物及び付着汚染物に係る120核種の放射能量から、物品ごとに 重要核種の予備選定を行う。(図 2.2 参照)
 - 1) D/C の算出
 - 2) D/C_{max}を1として規格化
 - 3) 0.01 又は 0.001 以上を重要核種として選定
 - ※D:key 核種(外部測定が可能で各核種との相関を有する核種)との組成比 (廃棄物ごとの放射能量(120 核種))
 - C:基準線量相当濃度(トレンチ及びピット(表 2.1 参照))

- ② 物品間で、同一となった予備選定重要核種は、施設固有の予備選定された重要核種とする。
- ③ 物品間で、同一とならない予備選定重要核種については、施設全体の廃棄物に与える影響を検討し、重要核種として選定するかどうか判断する。
- 2.2.3 汚染源の特定等

廃棄物の発生状況を調査した結果から、各廃棄物の汚染源を特定する。次に、汚染源に含まれる重要核種の組成比と、汚染源が形成された要因(経緯含む)を推定する。付着汚染物については、汚染源から廃棄物への重要核種の移行・付着メカニズムを推定する。実施項目は以下の通り。

(1) 汚染源の特定

2.2.1 における廃棄物発生状況の調査結果より、各廃棄物の汚染源を特定する。

- (2)汚染源に含まれる重要核種組成比の推定 上記で特定した汚染源に含まれる、重要核種組成比を推定する。推定が困難な場合は、施設 全体の予備選定重要核種が施設全体の組成比で含まれていると仮定する。
- (3) 重要核種の物理的性状及び化学形態(化合物)を推定

汚染源に含まれる重要核種について、文献等の調査を行い、物理的性状及び化学形態(化合物)を推定する。

(4) 重要核種の移行・付着メカニズムを推定

汚染源に含まれる重要核種について、文献等の調査を行い、物理的性状及び化学形態(化合物)を推定する。

重要核種が汚染源から廃棄物へ移行・付着するメカニズムについて、文献等の調査を行い、 推定する。 3. 各施設のサンプリング及び分析に係る計画の検討

各施設で検討しているサンプリングは、以下のステップに沿って調査・検討を進めている。

(1) 対象施設で取り扱う放射性物質の整理等

施設の使用目的と主な機能等を整理して、各施設の特徴を捉える。取り扱う放射性物質や払い出す物質・廃棄物を把握することで施設間の物質・廃棄物の流れを整理することが可能。 検討状況: すべての施設にて検討済

- (2) 廃棄物発生状況の把握
 発生した廃棄物の物量や線量を調査して、重要核種の予備選定や汚染源の特定を行う。
 検討状況: すべての施設にて検討済
- (3) 重要核種の推定

ORIGEN 等の結果を用いて、重要核種の予備選定を進め、放射能濃度評価の対象となる核種の検討を行う。

- 検討状況: 材料試験炉部の「JMTR」、高速実験炉部の「常陽」で放射化計算による重要核種 の予備選定を検討済 その他の施設については検討中
- (4) 汚染源の特定

予測される核種組成に応じて、最も表面密度が大きいポイントをγ線で特定。スミヤを採取 し表面線量率を測定、等。

- 検討状況: すべての施設にて汚染源の推定がされており、汚染源の特定を目的とした分析箇 所を検討中
- (5) 汚染源の分析

汚染源からサンプル(スミヤなど)を採取し、核種組成を分析。

放射性物質の物理的性状や化学形態を分析して、放射性物質が汚染源から廃棄物へ移行する メカニズムを推定する。

検討状況:今後検討

(6) 廃棄物・核種組成の分析

一定程度以上の表面線量率を有する廃棄物を対象に、サンプルを採取し分析

廃棄物中の放射性物質の物理的性状や化学形態を分析して、放射性物質が汚染源から廃棄物 へ移行する推定メカニズムの妥当性を検証する。

代表性を考慮した上で、複数の廃棄物からサンプルを採取・分析

→key 核種放射能量と核種組成比の関係を定式化、等

検討状況:今後検討

4. 各施設のサンプリング及び分析の実施に係る検討

施設ごとの放射能濃度評価法(スケーリングファクタ法等)を構築するため、施設の情報と今 年度の対応結果を「3.各施設のサンプリング及び分析に係る計画の検討」の6項目のステップか ら、「汚染源の特定」、「汚染源の分析」、「廃棄物・核種組成の分析」についてまとめた。

4.1 廃止措置計画認可施設の検討結果

- (1) 材料試験炉部
 - ・材料試験炉 (JMTR)

使用履歴:1970~2006年 ※廃止措置計画認可申請書(2019年9月申請)について、原子 力規制委員会で審査中

・JMTR ホットラボ

使用履歴:1971年~ ※JMTR と施設が一体となっているため、本項目で分類

1)汚染源の特定

JMTR の主な汚染源は冷却水中に溶出した CP と推定され、JMTR ホットラボの主な 汚染源は JMTR から受け入れた照射キャプセルの切断や照射済み燃料/材料試料の照 射後試験に伴う気体状/粒子状放射性物質と考えられる。

2) 汚染源の分析

汚染源と考えられる放 CP に含まれる重要核種を計算等により評価・推定している。

3)廃棄物・核種組成の分析

廃棄物の発生状況の把握や重要核種の予備選定の検討が進んでおり、サンプリング採 取対象の場所や廃棄物の特定を行っている。今後は、放射性物質が汚染源から廃棄物へ 移行するメカニズムを考慮した代表性のあるサンプルの検討が必要と考えられる。

(2) 環境保全部

・重水臨界実験装置 (DCA)

使用履歴:1969~2001年

1) 汚染源の特定

汚染源は冷却材(重水)中のトリチウムと推定している。今後、汚染源の特定のため サンプリング採取する場所の検討が必要である。

2) 汚染源の分析

クリアランスの検討の知見を活かし、施設のサンプリング計画策定を進めている。施 設全体として有意な汚染を持つ廃棄物は現時点で少なく、解体により発生する廃棄物の 放射能濃度を評価するため過去の廃棄物について調査を行う必要がある。

3) 廃棄物・核種組成の分析

ー定程度以上の表面線量率を有する廃棄物の発生が少なく、過去の搬出された廃棄物 データから情報を整理する必要がある。

- 4.2 操業中の施設の検討結果
- (1) 高速実験炉部
 - ・「常陽」

使用履歴:1977年~

1)汚染源の特定

燃料集合体を受け入れ、使用後は、使用済燃料プールに貯蔵することが基本であり、 一部は、燃料・材料の照射後試験(PIE)施設に搬出している。汚染源は基本的に冷却材 (洗浄廃液を含む)と推定される。

2) 汚染源の分析

「常陽」の炉心構成要素や炉内構造物の材料の照射履歴を踏まえ、ORIGEN を用いて 放射化量を評価している。

評価対象とした 140 核種から、上記評価において、その生成が確認されないもの、ま た、スカイシャイン線量の大きい核種として、核種組成比の評価の対象とするが、重要 核種の評価対象とはしないものを除いた 94 核種のうち、炉心構成要素や炉内構造物の 材料中の放射能濃度が最も大きくなるのは、Co-60 であった。今後は、放射性物質の物 理的性状や化学形態を分析して、放射性物質が汚染源から廃棄物へ移行するメカニズム を推定する必要がある。

3) 廃棄物・核種組成の分析

冷却材中の放射性物質は、最終的に洗浄廃液に移行するため、冷却材の洗浄廃液をサ ンプリングし分析することで、核種や組成を特定することができると考える。なお、当 該サンプリングに当たっては、分析核種及び分析方法に応じたサンプリング量の決定が 必要である。

- ・照射装置組立検査施設(IRAF)
 - 使用履歴:1981年~
 - 1)汚染源の特定

密封された核燃料物質を取り扱うため、汚染を有しない施設である。そのため、汚染 源は存在しない。

2) 汚染源の分析

汚染を有しないので分析の検討は不要である。

3) 廃棄物・核種組成の分析

汚染を有しないので検討は不要である。

・ナトリウム分析室

使用履歴:1972年~

1)汚染源の特定

汚染源は「常陽」から受け入れた冷却材と推定される。

2) 汚染源の分析

「常陽」から受け入れた冷却材が主な汚染源であるため、廃棄物に含まれる核種は、「常

陽」と同様になると考えられる。

3) 廃棄物・核種組成の分析

汚染源から廃棄物へ移行する推定メカニズムの妥当性を検証のため、サンプル採取の 場所や代表性について今後検討が必要である。

- (2) 高温工学試験炉部
 - ・高温工学試験研究炉 (HTTR)

使用履歴:1977年~

1)汚染源の推定

推定核種は炉内構造物(金属材料中の不純物)の放射化に伴う核種、破損燃料から放出 される FP 核種、He 及び黒鉛中の不純物の放射化に伴う核種に分類されると考えられる。

2) 汚染源の分析

過去に検出された核種の調査を行い重要核種の選定を進めている。今後は計算コード 等を用いて評価対象核種 140 核種から重要核種を選定する必要がある。

3) 廃棄物・核種組成の分析

作業で使用した汚染防止用資材(ゴム手袋、タイベックスーツ、紙ウェス、養生シート)の線量が高い場合は、機器から資材に放射性核種が移行していることから、廃棄された資材のサンプリングを行うことが検討されており、今後はサンプルの代表性等を考慮する必要がある。

- (3) 燃料材料開発部
 - ・照射燃料集合体試験施設(FMF)
 使用履歴:1978年~
 - ・照射燃料試験施設(AGF) 使用履歴:1971年~
 - ・照射材料試験施設(MMF)、第2照射材料試験施設(MMF-2)
 使用履歴:(MMF) 1973 年~、(MMF-2) 1984 年~
 - 1)汚染源の特定

照射した燃料及び材料等の照射後試験を目的としており、各種 PIE 機能を有している。 「常陽」等から照射した燃料・材料等を受け入れ、PIE を実施した後、試験済試料等を「常 陽」等へ払い出す。推定される汚染源は「常陽」等で照射した燃料・材料等である。

汚染源の分析

主に「常陽」で照射した燃料・材料を受け入れることから、ORIGEN にて重要核種の 予備選定を行っている。今後は、放射性物質が汚染源から廃棄物へ移行するメカニズム の検討が必要と思われる。

3) 廃棄物・核種組成の分析

各施設の汚染源となりうる場所(例:セル、グローブボックス、その他設備)からスミ ヤを採取し、分析を実施する。分析結果に基づき、最終的には汚染源の形態等が同様の ものについてグルーピングして管理する。今後、各施設において具体的なスミヤ採取箇 所を決定のうえ、サンプリングを実施する予定である。

・燃料研究棟(PFRF)

使用履歴:1977年~

1) 汚染源の特定

PFRF は、新型燃料の研究開発を目的としており、燃料特性試験機能及び安定化処理機能を有している。汚染源は Pu 等の核燃料物質と考えられる。

2) 汚染源の分析

PFRF は照射済燃料を扱わないことから重要核種は Pu-238、Pu-239、Pu-240、Am-241 の 4 種類と推定している。

3) 廃棄物・核種組成の分析

廃棄物の発生状況について調査しており、α 固体廃棄物、βγ 固体廃棄物ともに固体廃 棄物 A 程度のもののみが発生していることが分かった。今後は廃棄物中の放射性物質の 物理的性状や化学形態を分析して、放射性物質が汚染源から廃棄物へ移行するメカニズ ムを推定する必要がある。

- (4) 環境保全部
 - ・固体廃棄物前処理施設(WDF)

使用履歴:1984年~

1)汚染源の特定

WDFは、燃料材料試験施設(FMF、AGF、MMF)から発生する放射性固体廃棄物の うち、廃棄物管理施設で直接受け入れ、処理することが不可能な大型固体廃棄物及び減 容効果の期待できる雑固体廃棄物等の除染、解体等の前処理ができる機能を有する。汚 染源はFMF、AGF、MMFから受け入れた廃棄物と推定される。

2) 汚染源の分析

受け入れた廃棄物が汚染源と推定されるため、含まれる重要核種は FMF、AGF、MMF の各施設と同様だと考えられる。今後は汚染源からサンプル(スミヤなど)を採取し、 核種組成を分析する必要がある。

3) 廃棄物・核種組成の分析

施設で処理中に発生した廃棄物を対象に調査を行い、廃棄物の表面線量率はかなり小 さいことが分かった(10年間分の記録を調査し5µSv/hを超える廃棄物は発生していな いことから)。そのため、廃棄物からサンプルを採取して分析することは適さないと考え られる。今後は、セル等の表面線量率の大きい場所を調査しスミヤによるサンプリング を行うことを検討する必要がある。

- (5) 高速炉基盤技術開発部
 - ・燃料溶融試験試料保管室(NUSF)
 使用履歴:1978年~

1) 汚染源の特定

天然ウラン及びその化合物の保管管理を目的とする。推定される汚染源は天然ウラン である。なお、天然ウラン及びその化合物は、貯蔵施設の鋼板製貯蔵庫内にて保管管理 されている。

2) 汚染源の分析

発生する廃棄物は、施設で取り扱う核燃料物質(天然ウラン及びその化合物)により 汚染された物質に限定される。汚染源に含まれる重要核種は、U-234、U-235、U-238の 3種類と推定され、汚染源の核種、組成、性状等が明らかなことからサンプリングは不要 と考えられる。

3) 廃棄物・核種組成の分析

施設の点検・保守に伴い発生する廃棄物の表面線量率は、0.3µSv/h(記録上)と測定 下限値未満の数値であり、廃棄物から核種組成の分析を行うことはできないことが分か った。また、有意な汚染のある箇所がないことから、今後廃止措置により発生する解体 廃棄物の放射能濃度評価に向けて、核燃料物質との接触履歴を有するナトリウム等の過 去データを整理する必要がある。

- (6) 放射線管理部
 - · 放射線管理棟

使用履歴:1971年~

1) 汚染源の特定

過去に使用していた放射性物質は気体廃棄物、液体廃棄物及び固体廃棄物として廃棄 している。残存汚染の有無を確認するため各種サンプリングが行われているが、管理区 域内に残存汚染は検出されていない。

2) 汚染源の分析

過去に使用していた放射性物質の種類及びその出し入れの量が明らかであることから 分析は不要である。

3) 廃棄物・核種組成の分析

廃棄物については、表面線量率から放射性物質濃度を評価している。核種組成については、過去に使用していた放射線物質が明らかであることから分析は不要である。

5. まとめ

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

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

研究施設等廃棄物の処理処分の確立には、廃棄物の種別や含まれる放射性核種等、複数の要素 を総合的に整理する必要がある。重要核種の選定においては、施設間の廃棄物の流れを踏まえ、 計算の入力値や条件等を関係部署で共有することも重要である。

6. 次年度について

令和2年度は、サンプリングの方法・条件や重要核種の選定に係る計算等について、標準化を 見据えた検討を行うと共に、汚染源の特定等を進めていく。汚染源自体から、又は、施設の廃棄 物から、サンプリングを行って放射化学分析を行い、含まれる核種や組成比を把握することを目 指す。

謝辞

本報告書を取りまとめるに当たり、各部の情報を提供いただいた高松操氏(高速実験炉部 高 速炉技術課)、川本大樹氏(高温工学試験研究炉部 HTTR運転管理課)、永田寛氏(材料試験炉 部 廃止措置準備室)、坂本直樹氏(燃料材料開発部 集合体試験課)、宮越博幸氏(高速炉基盤 技術開発部 ナトリウム機器技術開発 Gr)、尾下博教氏(放射線管理部 環境監視線量計測課)、 及び本報告書の作成にあたり、助言いただいた岡田翔太氏(バックエンド統括本部 埋設事業セ ンター 埋設技術開発室)に感謝の意を表する。

参考文献

- 1) 坂本 義昭:「研究施設等廃棄物の現況」,日本原子力学会バックエンド部会第35回バック エンド夏期セミナー (2019), p.127.
- 日本原子力学会:「ピット処分及びトレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度決定に関する基本 手順:2019」, AESJ-SC-F022:2019 (2019), p.5.
- 第二日 第三日 第三日
- 4) 坂井 章浩,他:「研究施設等廃棄物の埋設処分における安全評価上重要核種の選定(その3)
 -RI・研究所等廃棄物に係る主要放射性廃棄物発生施設毎の重要核種の予備評価-」,JAEA-Technology 2010-021 (2010), pp.26-28.

		トレンチ			ピット		
		跡地建設 跡地居住		地下水	跡地建設	地下水	
No.]	(Bq/t)	(Bq/t)	(Bq/t)	(Bq/t)	(Bq/t)	(Bq/t)
1	H-3	2 6F+14	5 3F+08	1 1F+09		2 8F+16	
2	Be-10	3 4F+10	3 1F+09	5 0E+09		1 4F+11	2 3E+11
2	C = 14	1 1 5+12	1 2E+08	2 2E+07		2.95+00	7 0E+00
- 3	N - 00		1.2L+00	2.22,07		2.02.03	7.02+03
4	Na-ZZ	7.1E+11	2.9E+12				
5	Al-26	9.3E+05	2.8E+06	1.9E+09	2.0E+06	1.1E+10	2.8E+13
6	Si-32	1.4E+10	3.5E+06	2.5E+09		7.8E+07	
7	CI-36	1.5E+10	1.4E+06	1.5E+09	1.3E+13	3.4E+07	6.3E+10
8	K-40	1.7E+07	1.7E+07	3.4E+08	5.5E+07	6.3E+08	2.0E+09
9	Ca-41	3.4E+12	7.1E+07	2.4E+10		1.6E+09	1.9E+12
10	Sc-46						
11	Mn-54						
12	Fe-55	2 3E+17	1 9E+16				
12	Fe-50	2.56,17	1.52.10				
13	Fe-39						
14	Co-58						
15	Co-60	7.6E+08	2.3E+09				
16	Ni-59	1.5E+11	2.7E+09	1.6E+11	1.2E+14	8.3E+10	3.9E+13
17	Ni-63	1.8E+12	1.6E+09			3.0E+11	
18	Zn-65						
19	Se-79	2.1E+11	2.3E+07	2.8E+09		5.4E+08	2.1E+11
20	Rb-87		9.1E+06	1,3E+10		6.4E+08	
21	Sr-90	2 7F+10	4 2F+05			9 0F+10	
22	7r-93	2.72.10	1 2 5 10	1 9 - 1 1		2.8E+10	6 4E+11
22	7-05	2.20710	1.20709	1.25711		∠.0E ⁺ 10	0.45711
23	2r-95				1 55 - 07	1.05.10	0.45.11
24	Nb-92	1.8E+06	9.8E+06	6.9E+09	1.5E+07	1.6E+10	3.4E+11
25	Nb-93m	2.3E+12	7.2E+10			9.5E+17	
26	Nb-94	1.7E+06	8.0E+06	4.8E+09	4.5E+08	9.3E+09	4.6E+13
27	Nb-95						
28	Mo-93	3.2E+10	1.1E+07	9.1E+09		2.6E+08	
29	Tc-97	4.1E+12	9.9E+06	2.2E+10		2.3E+08	9.1E+11
30	$T_c = 97m$	4.3E+19	1 0E+14	2.3E+17		2.4E+15	9.5E+18
21	Te-09	1.02+06	2 4 5 + 0 5	7 / E+00	1 55+07	7.9E±06	2 1 E+10
	TC-98		3.4E+03	7.4E+00	1.5E+07	7.0E+00	3.12+10
32	16-99	2.0E+11	1.1E+06	2.3E+09	1.8E+19	2.4E+07	1.0E+11
33	Ru-103						
34	Rh-101	3.0E+11	4.9E+12				
35	Rh-102						
36	Rh-102m	1.8E+11	9.7E+11				
37	Pd-107	2.2E+12	1.2E+09	6.3E+12		2.8E+10	3.0E+13
38	Ag-108m	1.7E+06	6.6E+06	1.3E+14	1.2E+09	5.7E+08	
39	$\Delta q = 110 m$						
40			0 6 5 + 10				
40		E 0E 10	0.0E+10			0.45.10	
41		5.2E+10	1.1E+07			9.4E+13	
42	Sn-121m	1.4E+10	1.6E+08			1.3E+11	
43	Sn-126	1.3E+06	4.3E+06	2.8E+08	5.7E+08	3.1E+08	4.6E+10
44	Sb-124						
45	Sb-125	2.0E+12	1.4E+13				
46	Te-123m		4.7E+19				
47	Te-129m	1.7E+17		2.2E+15		2.4E+15	9.0E+16
48	I-129	1 0F+09	6 1F+05	1 3F+07		1.4F+07	5.3F+08
40	$C_{s-1.34}$	3 3 1 + 1 2	1 1 F+1 4				
50	Ce-125	6.6E±11	1 2 = + 0 0			2 65+00	Q / ⊑⊥11
50	Co-107	1 5 - 107	1.3E+U8 2.7E+07	3.0E+09	2 0E+10	5 0E+11	0.46711
51	D- 100		3.75-07			3.26711	
52	Da-133	1.8E+08	2.2E+09		1.3E+17	4.05.1.1	
53	La-137	7.4E+08	6.7E+10	2.9E+12		4.8E+11	2.4E+14
54	La-138	2.3E+06	8.2E+06		7.7E+06		
55	Pm-143						
56	Pm-144						
57	Pm-145	2.2E+09	1.4E+11			8.9E+16	
58	Pm-146	1.8E+09	1.2E+10	2.4E+15		7.9E+16	1.2E+17
59	Pm-147	7 7F+16	4 7F+15	5 7F+18			
60	Pm-148m						
61	Sm-145	A 1E+10	0 5 E±10			1.6E±10	
	Siii 140	4.10710	2.35712	1 05 000	-		
02	Sm-146	9./E+U/	0.2E+U/	1.3E+08		1.4±+09	0.4E+09
63	Sm-147	1.1E+08	6.9E+07	1.4E+08			
64	Sm-151	3.6E+11	5.1E+10			8.7E+12	
65	Eu-150	4.3E+06	2.9E+07		4.4E+09	1.4E+13	
66	Eu-152	3.2E+07	1.2E+08		2.0E+15	3.7E+17	
67	Eu-154	1.2E+08	4.7E+08		1.0E+19		
68	Eu-155	9.0E+10	6.5E+12				
69	Tb-157	2 5F+09	3 2F+10			9 5F+12	
70	Tb-160						

表 2.1 基準線量相当濃度及び評価対象核種の選定結果(1/2)

			トレンチ				
		跡地建設 跡地居住 地下水 跡地建設 跡地居住		地下水			
No]	(Ba/t)	(Ba/t)	(Ba/t)	(Ba/t)	(Ba/t)	(Ba/t)
71	Ho-163	3 9E+12	3.8E+11	3 4F+12		9.3E+12	
72	Ho-166m	1 5E+06	0.0E+11	5.4E+10	6 2 5 + 0 9	3.6E+10	
72	T_{m-171}	1.5E+00	4 2E+17	3.32.10	0.22,00	3.0L · 10	
73	1 1 1 7 0	4.0E+17	4.25+17				
74	Lu-173	1.0E+18	3.3E+19				
/5	Lu-1/4	9.6E+11	4.4E+12				
76	Lu-176	5.0E+06	7.0E+07	1.3E+11	2.8E+08		
77	Lu-177m						
78	Hf-172	1.4E+14	5.8E+14				
79	Hf-178m	3.4E+06	3.5E+07		2.5E+10	1.1E+13	
80	Hf-181						
81	Hf-182	1 6F+06	6 5F+06	3 3E+09	2 2F+08	1 3F+10	1 6F+11
82	Ta-179	2 8E+16	9.6E+18				
02	$T_{0} = 192$		0.02110				
0.0	0- 105						
04	Os-185	0.55.00	0.05+10				
80	US-194	8.3E+09	3.05+10				
86	Ir-192						
87	Ir-192m	3.1E+06	2.7E+07	1.2E+14	6.4E+09	8.2E+10	
88	Pt-190		1.0E+07				
89	Pt-193	4.8E+13	9.6E+08			3.9E+12	
90	TI-204	2.2E+13	5.4E+12				
91	Pb-205	1.6E+12	2.4E+09	4.7E+11		5.6E+10	2.2E+12
92	Pb-210	8.6E+08	4.5E+06		9.1E+17	3.4E+11	
93	Bi-207	5 0F+06	2 0F+07	1 4F+15	4.2F+09	1.1F+12	
94	Bi-208	9.8E+05	1 5E+06	1 8F+11	6.5E+05	1 3E+09	6 2F+11
05	Bi-210~	0.02+00	1 3E+00	1.5E+10	5 552.00	1 05+00	1 7E±10
0.0	Do-226	1 55-00	9 6F 105	1.5E+10		0.75±00	4.76710
90		1.32700	3.0E+03	1.15+08	1.52708	9.72700	
9/	rta-228	3.2E+08	9.1E+07			0.05	
98	Ac-227	4.3E+06	6.4E+06		1.5E+14	6.0E+11	
99	Th-228	1.2E+14	2.9E+14				
100	Th-229	4.2E+06	1.6E+06	9.1E+09	3.9E+09	3.8E+07	
101	Th-230	1.5E+06	3.7E+05	5.9E+06	1.5E+08	9.2E+06	8.5E+13
102	Th-232	9.8E+05	2.2E+05	1.9E+07	6.2E+07	5.6E+06	3.9E+08
103	Pa-231	7.8E+05	2.0E+05	2.5E+08	1.0E+10	4.7E+06	1.3E+11
104	U-232	2.4E+06	5.6E+06		1.4E+09	8.8E+09	
105	U-233	4 6F+06	1 8F+06	1 1F+09	4 4F+09	4 2F+07	1 1F+10
106	11-234	2 3E+06	5 8E+05	2 2E+07	2 3E+08	1 4F+07	2 2E+08
107	11-225	7 2E+05	2 0E+05	6 6E+09	0.6E+00	1.4E+06	1.0E+00
107	0 235	1.0E+00	1 4E+00	5 0E+00	2 7E+10	2.25+00	2.25+10
100	U-230	1.00+00	1.4E+00	5.0E+09	3.7E+10	3.3E+09	2.35+10
109	U-238	1.3E+06	3.4E+05	2.0E+08	1.4E+08	8.4E+06	1.9E+08
110	Np-235	4.8E+14	1.3E+14	4.3E+17	6.2E+18	3.0E+15	6.5E+17
111	Np-236	6.7E+06	2.6E+07	1.1E+12	5.7E+08	2.6E+09	3.4E+12
112	Np-237	3.4E+06	1.6E+06	2.0E+09	4.3E+09	4.4E+07	3.4E+09
113	Pu-236	5.6E+07	1.3E+08		3.3E+10	1.8E+11	
114	Pu-237	5.9E+13	2.8E+13	3.4E+16	7.4E+16	6.1E+14	5.8E+16
115	Pu-238	3.2E+07	7.7E+07	6.0E+10	6.4E+11	7.9E+09	6.3E+11
116	Pu-239	2.0E+07	4.8E+07	5.6E+09	1.8E+14	6.3E+08	2.8E+13
117	Pu-240	2 0F+07	4 8F+07	1 4F+11	1.3F+14	6.5F+08	8.3F+13
118	Pu-241	7 2	2 NF+00	2 8F+14	6 4 F+1 4	3 7F+10	5.0E+14
110	Du-2/2	7.2Ľ·00 21⊑⊥07	5 05+03	1 35+00	1 6E+19	6.5E±09	7 /F+11
120	Du-244	<u>2.1E+07</u>	1 6E±07	5 0E±00	2 0E+00	2.3E+00	1.7 <u>+</u> +11
120	ru-244	4.02+06	1.0E+U/	0.95+08		3.25+08	1.25+10
	AM-241	2.4E+07	0.0E+U/	9.2E+12	2.1E+13	1.3E+09	1./E+13
122	Am-242m	2.2E+07	6.1E+07	4.5E+10	5.9E+11	1.6E+09	4.7E+11
123	Am-243	8.3E+06	5.3E+07	1.2E+10	1.3E+11	7.9E+08	9.1E+13
124	Cm-241	1.1E+11	3.2E+11	4.4E+16	1.0E+17	6.1E+12	8.0E+16
125	Cm-242	6.3E+09	1.5E+10	1.2E+13	1.3E+14	1.5E+12	1.2E+14
126	Cm-243	4.2E+07	7.0E+08	4.8E+12	2.5E+14	5.1E+11	2.4E+16
127	Cm-244	2.5E+08	2.6E+09	5.1E+13	4.8E+16	2.3E+11	3.0E+16
128	Cm-245	9.6E+06	5.5E+07	3.3E+10	1.1E+12	7.3E+08	8.4E+11
129	Cm-246	2.3F+07	2.3F+08	1.0F+11	1.4E+11	3.5E+09	5.7E+12
130	Cm-247	3 0E+06	2 7F+07	7 8F+08	14F+10	5.3E+08	1 0F+10
131	Cm-248	600+00	6 8E+07	4 2 =+02	5.3E+11	9.2E+08	2 9F+11
122	Cm-250	<u> </u>	<u> </u>				<u> </u>
102	DL-240	2 25 100	215.10	2 05 1 4	105:12	605110	7 45 15
133	DK-249	2.2E+09	3.1E+10	3.UE+14	1.0E+13	0.UE+12	/.4E+15
134	<u>Ut-249</u>	5.5E+06	<u>/.7E+07</u>	/.6E+11	2.5E+10	1.5E+10	2.0E+13
135	Ct-250	4.0E+08	8.8E+09	3.7E+13	5.1E+13	1.3E+12	2.1E+16
136	Cf-251	8.3E+06	2.1E+08	1.3E+13	3.1E+11	1.2E+10	1.7E+14
137	Cf-252	8.8E+11	8.8E+12	5.4E+13	7.1E+16	1.2E+14	3.7E+16
138	Cf-254						
139	Es-254	2.0E+11	4.4E+12	6.4E+14	2.6E+16	6.8E+14	3.6E+17
140	Es-255	6.8E+10	1.7E+12	7.4E+16	2.6E+15	1.0E+14	1.4E+18

表 2.1 基準線量相当濃度及び評価対象核種の選定結果(2/2)



図 2.1 放射能濃度評価方法の選択の基本的な考え方



図 2.2 重要核種の基本的な選定手順(案)

付録

「各施設の調査・検討結果」

1. 廃止措置計画認可施設(審査中含む)

(1) 材料試験炉部

1) 対象施設

施設の名称	材料試験炉(JMTR)	JMTR ホットラボ			
使用目的と主な機能	燃料/材料等の照射試験	照射後試験			
使用履歴	建設開始:1965.4 (S40)	建設開始:1967.4 (S42)			
	初臨界 : 1968.3 (S43)	試験開始:			
	供用開始:1970.9 (S45)	・コンクリートセル;1971.1			
	運転停止: 2006.8 (H18)	(S46)			
		・鉛セル ; 1971.11 (S46)			
		・鉄セル ; 1982.7 (S57)			
使用実績	照射本数:4,000本以上	照射後試験本数:2,000本以上			
取り扱う放射性物質	密封(燃料要素、照射燃料、RI)、	非密封(照射燃料、RI)、放射化			
	放射化物他	物他			
何を受け入れ、	・燃料要素を受け入れ、使用後は	・照射キャプセルを受け入れ、試			
何を払い出すか	米国に返還	料は利用者に、その他は廃棄			
	・キャプセルを受け入れ、照射試	物管理施設に引き渡し			
	験後はホットラボに引き渡し				
今後の使用予定	・2017 年 4 月に策定された施設中長期計画において廃止施設と				
	て位置付けられた。				
	・2019 年 9 月に JMTR 廃止措置	計画を申請。 2039 年度までに廃止			
	措置完了としている。				

2) 廃棄物の発生状況(JMTR 運転停止後の直近において)

施設の名称	材料試験炉(JMTR)	JMTR ホットラボ			
発生廃棄物	主にβ·γ固体廃棄物(A)				
発生場所及び作業	発生場所:全域	発生場所:ホットセル等			
	作業:保守点検作業等	作業:保守点検作業等			
廃棄物に含まれる	Со-60、Н-3	Co-60、Cs-137			
主な放射性核種					
廃棄物の表面線量率	β·γ固体廃棄物(A)の搬出基準	を満足できるレベル			
発生状況が変わる	本格的な解体撤去が始まる 2028	年度までは発生状況は変わらない			
可能性	と思われる。				

3) 推定される汚染源

施設の名称	材料試験炉(JMTR)	JMTR ホットラボ	
汚染源の場所、物品等	・放射化汚染物	・放射性気体廃棄物を起因とし	
	・放射性液体廃棄物を起因とし	たもの(放射化汚染物、燃料試	
	たもの(冷却水、廃液等)	料等)	
	・放射性気体廃棄物を起因とし		
	たもの(炉心要素、照射試料		
	等)		
汚染源に含まれる重	Co-60、H-3、Cs-137 等	Co-60、Cs-137 等	
要核種 (推定)			
汚染源形成メカニズ	・炉心要素等が中性子照射を受	 JMTR で照射試験を行ったキ 	
ム (推定)	けて放射化	ャプセルの切断及び燃料/材	
	・放射化された炉心要素等が冷	料試料の切断等により発生す	
	却水中に溶出(放射性腐食生	る気体状/粒子状放射性物質	
	成物)等		
	・冷却水中の空気や炉心要素等		
	の照射及び照射実験により放		
	出(H-3、FP ガスなど)等		

4) 汚染源ごとの核種組成比と重要核種の予備選定

SF法等構築 W/G でまとめた「廃棄体の放射能濃度評価対象核種の選定に係る基本的手順」 (以下「基本的手順」という。)及び「研究施設等廃棄物の埋設処分における安全評価上重要核 種の選定(その3)(JAEA-Technology 2010-021)」(以下「第3報」という。)を参考に、汚染 源ごとの核種組成比及び重要核種の予備選定を行う。

評価対象核種の選定

基本的手順の 3.2.1 項より、対象廃棄物の発生施設が原子炉施設における放射化又は燃料の 燃焼により生成した放射性物質を扱うため、JMTR 及びホットラボ共に、140 核種を評価対象 核種とする。

② 核種組成比の評価選定

○放射化汚染物

原子炉本体等が中性子照射を受けて放射化することにより発生した放射化汚染物の核種組 成比を評価した。中性子束分布は、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP5 を使用して 計算し、各領域における中性子束を算出した。放射化計算は、各領域における中性子束と原 子炉運転履歴、設備機器等の組成データを用いて、燃料計算コード ORIGEN により、放射化 汚染物の放射能濃度を算出した。放射化計算の結果(核種毎の放射能濃度)を用いて、外部 放射線測定が容易である Co-60 に対する比で表した核種組成比(Ei)を設定した。 ○放射性液体廃棄物を起因としたもの

JMTR 原子炉施設及び照射施設の設備機器等のうち、放射性腐食生成物により設備機器等の接液面が汚染された一次冷却設備、プールカナル循環系統、SFC プール循環系統、液体廃 棄物の廃棄設備、実験設備等について、生成した放射化核種の冷却水等への溶出割合等に基 づいて、当該廃棄物に含まれる核種組成比を評価した。評価方法は第3報の Appendix-4の 第2項を参考にした。外部放射線測定が容易である Co-60 に対する比で表した核種組成比 (Ei)を設定した。

○放射性気体廃棄物を起因としたもの

評価検討中である。

③ 重要核種の予備選定

基本的手順の3.3.2項より以下の手順により重要核種を予備選定する。

○比相対重要度の評価

以上より評価した核種組成比(Ei)を、浅地中処分施設の管理期間終了後の各線量評価経路(S)で計算した評価対象核種(i)毎の基準線量相当濃度(Ci,s)で除して、評価経路毎に評価対象核種(i)毎に比相対重要度(Ei/Ci,s)を評価する。

○重要核種の選定

それぞれの評価経路(S)毎に比相対重要度が最大値(Ei/Ci,s)max となる核種を抽出する。そして、評価経路(S)毎に評価対象核種(i)毎に比相対重要度(Ei/Ci,s)を最大値で除することで最大比相対重要度との比((Ei/Ci,s)/(Ei/Ci,s)max)を求める。求めた最大比相対重要度との比が1%以上(0.01以上)の核種を抽出して重要核種を選定する。

汚染源	主な材質/系統	主な重要核種		
放射化汚染物	ステンレス鋼	C-14、Co-60、Ni-63、Nb-94 等		
	アルミニウム合金	H-3、Al-26、Ca-41、Co-60、Ni-63 等		
放射性液体廃棄物を起因	一次冷却設備等	H-3、C-14、Co-60、Ni-63、Cs-137 等		
としたもの				
放射性気体廃棄物を起因	JMTR	(評価検討中)		
としたもの	ホットラボ	(評価検討中)		

5) サンプリング

放射化汚染物としては照射キャプセルや炉内構造物等から、放射性液体廃棄物を起因とした ものについては各系統の冷却水やこれらで汚染した配管等から、放射性気体廃棄物を起因とし たものについては使用済フィルタや汚染した機器等のスミヤ、汚染したコンクリート(コアサ ンプル)から試料を採取する予定である。

- (2) 環境保全部
 - 1) 対象施設
 - 施設の名称
 重水臨界実験装置(DCA)
 - ② 使用目的と主な機能

DCA は昭和 44 年の初臨界以来、新型転換炉(原型炉「ふげん」、実証炉)のための研究開発 を平成 4 年度まで実施し、平成 5 年度から平成 13 年度まで未臨界度測定技術の開発を目的と した実験に使用された。平成 13 年 9 月をもって全ての運転を終了し、平成 14 年 1 月より廃止 措置作業に着手。

③ 安全設計の考え方

下記の事故を想定し対策を実施

- ・廃止措置の工事上の過失(取り扱う解体物の放射能濃度が低いため、公衆への被ばくのリス クは低い)
- ・機械又は装置の故障(原子炉の運転を終了しているため、公衆への被ばくのリスクは低い)
- 地震(耐震設計)
- ・火災(不燃性材料、難燃性材料、火災警報設備、消火設備、火災の影響を遮断できる構造)
- ・台風(風荷重に対する設計)
- ・津波及び洪水(高地に立地、海や川から十分な距離)
- ④ 使用履歴(竣工年度、主な使用実績等)

運転実績

初臨界:昭和44年12月28日

積算運転時間:7,556.5時間

熱出力:最大1kW

- ⑤ 取り扱う放射性物質
- ・DCA 機器及び建屋の解体廃棄物、解体工事に伴う付随廃棄物(DCA の運転に伴う放射化物、 DCA の運転により発生したトリチウム及び減速材として使用した重水中のトリチウムによ る汚染物)
- ・核燃料物質(貯蔵のみ)
- ⑥ 何を受け入れ、何を払い出すか
 受け入れ予定はなし。
 払い出しは、核燃料物質、解体廃棄物及び解体工事に伴う付随廃棄物。

- ⑦ 今後の使用予定(施設中長期計画を踏まえて) 引き続き廃止措置作業を継続する。
- 2) 廃棄物の発生状況
- 発生廃棄物(年間又は一定期間)(表 1. (2)・1 を参照)

		廃棄物	」区分		
材質	放射性	CL	NR	合計	
アルミニウム	0	36	3	39	
炭素鋼	炭素鋼 59		59 100 44		203
ステンレス	48	0	1	49	
その他雑固体 (二次廃棄物)	39.5	0	2	41.5	
合計	146.5	136	50	332.5	

表 1. (2) -1 廃棄物発生量推定量

単位:トン

発生する廃棄物の種別(固体又は液体)・区分・分類・数量

コンクリートを除く

合計

※放射性...放射性廃棄物

CL...クリアランス対象物

NR...放射性廃棄物でない廃棄物

② 発生場所及び作業

解体対象範囲(図 1.(2)-1 参照):原子炉建屋、DP タンクヤード及び重水倉庫の全ての施 設・設備、機械室建屋に設置されている放射性廃棄物の廃棄施設の排気設備及び電気設備並び に、付属建屋に設けられている制御室、放射線管理施設、汚染検査室及び、ホット実験室に設 置されている内装設備である。廃止措置後の状態を図 1.(2)-2 に示す。



:対象範囲

図 1. (2) -1 解体対象範囲



図 1. (2) - 2 廃止措置後の状態

③ 廃棄物に含まれる放射能(表 1.(2)-2参照)

表1.(2)-2 主な構造材の放射化汚染物質の最高濃度

							(原子、	声停止7年後、	単位: Bq/g)
枝種材質	H-3	Mn-54	Co-60	Sr-90	Cs-134	Cs-137	Eu-152	Eu-154	α核種 ^{推1)}
アルミニウム	5.25×10 ⁻⁷	2.01×10 ⁻⁵	9.14×10 ⁻²	2.73×104	1.18×10 ⁻¹⁰	2.85×104	3.33×10-12	6.29×10 ⁻¹¹	1.45×10-5
ステンレス鋼	1.67×10 ⁻²	2.81×10-4	6.25×10°	2.38×10-5	1.58×104	2.47×10-5	4.55×10-5	3.66×104	1.18×10*
炭素鋼	3.85×10-2	3.85×10-4	5.40×10 ⁻¹	2.38×10*	1.05×104	2.47×10*	7.07×10-3	5.66×104	1.18×10-7
コンクリート	2.23×10°	1.41×10 ⁻⁵	3.77×10°	2.79×10-3	5.88×104	2.90×104	1.10×10-1	8.70×10 ⁻³	1.38×10*
参考值 it 3)	100	0.1	0.1	1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1 #2)

注1) Pu-238、Pu-239、Am-241 注2) Pu-239、Am-241 注3) 参考値として、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 別表第三欄に掲げる放射能 濃度を示す。

④ 廃棄物の表面線量率

NR 確認対象物では、未満 0.3µSv/h

- クリアランス対象物では、未満 0.3µSv/h
- ⑤ 発生状況が変わる可能性

無し

- 3) 推定される重要核種
- 廃棄物に含まれる核種(表 1.(2)・3 参照)

										(原子炉停	止7年後、	単位:Bq)
名称	核種	H-3	Mn-54	Co-60	Sr-90	Cs-134	Cs-137	Eu-152	Eu-154	α核種 ^街	その他	合計
炉心タンク、炉内構造物		2.80×10 ³	3.86×10 ²	1.71×10 ⁶	1.54×10 ³	5.76×101	1.61×10 ³	7.71×10 ²	7.81×10 ¹	8.27×101	3.35×10 ⁶	5.08×10 ⁶
グリッド板		7.36×10 ³	1.07×104	1.44×107	1.53×10 ²	2.05×103	1.63×10 ²	2.16×10 ³	7.62×10 ²	1.79×10 ¹	1.05×107	2.49×10 ⁷
炉心タンク支持台		1.24×10 ⁵	8.81×10 ²	1.67×10 ⁶	7.65×10°	2.87×10^{2}	7.94×10°	2.29×104	1.69×10 ³	3.39×10 ⁻¹	1.31×107	1.49×107
重水系塔槽類、 軽水サージタンク		3.76×10 ³	3.03×101	8.84×10 ⁵	9.93×10°	1.94×101	1.03×101	9.14×10 ²	6.17×10 ¹	3.66×10 ⁻¹	1.98×10 ⁶	2.87×10 ⁶
その他の機器		5.81×10 ⁵	4.16×10 ³	1.61×107	9.47×101	1.48×10 ⁵	9.84×101	1.09×10 ⁵	7.87×10 ⁵	4.48×10°	7.45×10 ⁷	9.14×10 ⁷
機器類合計	Bq	7.19×10 ⁵	1.62×104	3.47×10 ⁷	1.80×10 ³	3.89×10 ³	1.89×10 ³	1.36×10 ⁵	1.05×104	1.06×10 ²	1.03×10 ⁸	1.39×10 ⁸
(金属)	%	0.52	0.01	24.98	<0.01	<0.01	<0.01	0.10	<0.01	<0.01	74.38	100.00
放射線遮蔽体 (コンクリート、鉄筋)	Bq	9.58×10 ^s	3.86×10 ³	2.57×10 ⁷	1.18×104	1.58×10 ⁵	1.22×104	4.69×107	3.00×10 ⁶	4.24×10 ²	3.86×109	4.90×109
	%	19.56	<0.01	0.52	<0.01	<0.01	<0.01	0.96	0.06	<0.01	78.90	100.00

表1.(2)-3 放射化汚染物質の推定量

注) α核種: Pu-238、Pu-239、Am-241

② 140 核種の組成(ORIGEN 計算より)

計算値(Cal.)は DOT3.5/ORIGEN79 によって求めた(表 1. (2) -4 参照)。Co-60 の影響 が大きいことがアルミニウム、炭素鋼、ステンレス鋼に共通している。

表1.(2)・4 計算結果の例(炉心タンク周辺 評価時刻:平成19年4月1日時点)

核種	CL基準値(C)	≣t	算値(Cal . (Bq/g))	Cal./C			寄与割合 (Cal./C)/ Σ		
	(Dq/g)	アルミニウム	炭素鋼	ステンレス	アルミニウム	炭素鋼	ステンレス	アルミニウム	炭素鋼	ステンレス
Mn-54	0.1	6.9E-05	5.6E-04	4.2E-04	6.9E-04	5.6E-03	4.2E-03	0.1%	0.1%	0.0%
Fe-55	1000	1.9E-01	6.3E+00	3.6E-20	1.9E-04	6.3E-03	3.6E-23	0.0%	0.1%	0.0%
Co-58	1	0.0E+00	6.6E-11	4.3E+00	0.0E+00	6.6E-11	4.3E+00	0.0%	0.0%	3.2%
Co-60	0.1	1.1E-01	7.3E-01	7.8E+00	1.1E+00	7.3E+00	7.8E+01	98.6%	98.3%	58.6%
Ni-63	100	5.4E-04	4.3E-01	4.3E-02	5.4E-06	4.3E-03	4.3E-04	0.0%	0.1%	0.0%
Zn-65	0.1	1.2E-03	3.4E-05	5.1E+00	1.2E-02	3.4E-04	5.1E+01	1.1%	0.0%	38.1%
Cs-137	0.1	3.0E-04	3.0E-06	2.8E-05	3.0E-03	3.0E-05	2.8E-04	0.3%	0.0%	0.0%
Eu-152	0.1	3.6E-12	9.3E-03	5.5E-03	3.6E-11	9.3E-02	5.5E-02	0.0%	1.3%	0.0%
Eu-154	0.1	7.1E-11	6.6E-04	4.0E-04	7.1E-10	6.6E-03	4.0E-03	0.0%	0.1%	0.0%
他24核種	-	-			4.3E-04	7.6E-03	1.1E-02	0.0%	0.1%	0.0%

- ③ 推定される重要核種
 (WG 検討中の D/C 評価と表 1. (2) -4 との比較検討)
 Co-60、Cs-137、Zn-65、Mn-54 等
- 4) 推定される汚染源
- 汚染源の場所、物品等
 炉心タンク、炉内構造物、重水系設備等
- 汚染源に含まれる重要核種(推定) Co-60、H-3
- ③ 汚染源形成のメカニズム(推定) 原子炉運転中に中性子照射を受けたことから、放射化汚染している。

- 5) サンプリング
- 汚染源の特定に係るサンプリング
 汚染源が明らかであることから実施していない。
- ② 汚染源のサンプリング(核種、組成、性状等)(表 1.(2)-5 参照)

表 1. (2) -5 物質組成データ

(単位:wt%)

根器等	炉心タング 炉内構造物	グリッド板	重水系塔福旗 軽水サージタンク	炉心タンク支持台	放射線返へい体
材質	アルミニウム	SUS304	アルミニウム	近赤道	コングリート
密度 (g/cm²)	2.70	7.93	2.70	7.86	2.28
н	-	-	-	-	6.10×10 ⁻¹
Li	-	1.30×10^{-5}	-	3.00×10 ⁻⁵	2.00×10^{-3}
B	5.57×10 ⁻⁴	-	5.57×104	-	2.00 × 10 ⁻³
с	-	4.70×10 ⁻²	-	2.50×10 ⁻¹	-
N	-	4.52×10 ⁻²	-	8.40×10 ⁻³	1.20×10 ⁻²
0	-	-	-	-	4.37×10 ³
Na	-	9.70×10*	-	2.30×10^{-3}	7.39×10^{-1}
Mg	2.54×10^{9}	-	2.54×10^{9}	-	2.30×10^{-1}
Al	9.68×10 ¹	1.00×10 ⁻²	9.68×10 ¹	3.30×10 ⁻²	3.10 × 10°
Si	1.08×10^{-1}	4.62×10^{-1}	1.08×10^{-1}	1.64×10^{-1}	1.68×10^{1}
P	-	2.90×10 ⁻²	-	3.50×10 ⁻²	5.00×10^{-1}
8	-	9.45×10°	-	4.00×10 ⁻³	3.10×10 ⁻¹
Cl	-	7.00×10^{-3}	-	4.00×10 ⁻⁸	4.50×10^{-3}
к	-	3.00×10*	-	1.20×10^{-3}	7.50×10^{-1}
Ca	-	1.90×10 ⁻³	-	1.40×10'5	1.83 × 10 ³
Sc	6.46×10 ⁻ⁱ	3.00×10*	6.46×10^{-5}	2.60×10 ⁻⁵	6.50 × 10*
Ti	3.75×10 ⁻³	6.00×10 [°]	3.75×10^{-2}	2.00×10 ⁺	2.12×10^{-1}
v	-	4.55×10 ⁻²	-	8.00×10 ⁻³	1.03×10^{12}
Cr	1.98×10^{-1}	1.84×10^{3}	1.98×10^{-1}	1.70×10 ⁻¹	1.09×10^{-2}
Mn	2.92×10^{-2}	$1.05 \times 10^{\circ}$	2.92×10^{-2}	$1.02 \times 10^{\circ}$	3.77×10^{-2}
Fe	2.74×10^{-1}	7.16×10^{1}	2.74×10^{-1}	9.80×10^{1}	$3.90 imes10^{5}$
Co	1.62×10^{-1}	1.41×10 ⁻¹	1.62×10^{-1}	1.22×10 ⁻²	9.80×10 ⁻¹
Ni	-	8.50×10°	-	6.60×10 ⁻¹	3.80×10 ⁻³
Cu	2.92×10 ⁻²	3.08×10 ⁻¹	2.92×10 ⁻¹	1.27×10 ⁻¹	2.50×10^{-3}
Zn	3.08 × 10 ⁻²	4.57×10 ⁻²	3.08 × 10 ⁻²	1.00×10 ⁻²	7.50×10 ⁻³
Ga	8.88×10°	1.29×10 ⁻²	8.88 × 10°	8.00×10 ⁻³	8.80×104
Aa	_	1.94×10 ⁻²		5.32×10 ⁻²	7.90 × 10 ⁻⁴
Be	-	3.50×10 ⁻³	-	7.00×10*	9.20 × 10 ⁻³
Br	-	2.00×10*	-	8.50×10*	2.40×10*
Rb	-	1.00×103	-	4.80×10°	3.50 × 10 ⁻³
Sr	-	2.00×10*	-	1.50×10*	4.38×10 ⁻²
Y	-	5.00×10*	-	2.00×10 ⁻³	1.82×10 ⁻³
Zr	-	1.00×10 ⁻³	-	1.00×10 ⁻⁵	7.10×10 ⁻³
Nb	-	8.90×10*	-	1.85×10 ⁻³	4.30 × 10 ⁻¹
Mo	-	2.60×10^{-1}	-	5.60×10*	1.03×10^{-3}
Pd	-	-	-	-	3.00 × 10 1
Ag	-	2.00×10 ⁻⁴	-	2.00×10 ⁻⁴	2.00×10^{-3}
Cd	1.71×10^{-4}	-	1.71×10^{-1}	-	3.00×10^{-6}
Sn	3.12×10^{-3}	-	3.12×10^{-3}	-	7.00 × 10 ⁻⁴
85	2.40×10*	1.23×10 ⁻³	2.40×10*	1.10×10 ⁻³	1.80×10*
Cs	-	3.00×10÷	-	2.00×10*	1.30×10*
Ba	-	5.00×10 ³	-	2.73×103	9.50 × 10 ⁻²
ها	4.30×10*	2.00×10 ⁻⁵	4.30×10 ⁻⁵	1.00×10*	1.30×10 ⁻³
Ce	-	3.71×10 ⁻²	-	1.00×104	2.43×10 ⁻³
Sm	-	1.00×10*	-	1.70×10 ⁻⁶	2.00 × 10 ⁻¹
Eu	-	2.00×10*	-	3.10×10°	5.50×10 ⁻³
Τb	-	4.70×10*	-	4.50×10*	4.10×10*
Dy	-	1.00×10*	-	-	2.30×10*
Ho	-	1.00 × 10 *	-	8.00×10*	9.00×10 ⁻⁴
Yb	-	2.00×10*	-	1.00×10*	1.40 × 10 1
Lu	-	8.00×10 ⁺	-	2.00×10 ⁻⁵	2.70×10^{-6}
Hf	8.61 × 10 ⁻²	2.00×10+	8.61×10 ⁻⁵	2.10×10 ³	2.20×10 ⁻¹
Ta	-	-	-	1.30×103	4.40×10 ⁻³
W	-	1.86×10^{-2}	-	5.50×10*	1.40×10*
Pb	-	6.70×10^{-3}	-	8.20×10 ⁻²	6.10×10 ⁻³
ТЬ	-	1.00×10*	-	1.80×10°	3.50×10™
U	1.85×10 ⁻¹	2.00×10+	1.85×10 ⁻¹	2.00×10*	2.70×10 ⁻¹

各材質の器具について数か所サンプリングを行い、計算値との比較、クリアランス基準値との 比較、クリアランス基準値との比較を行った。(平成 16 年度~平成 18 年度)

以下図 1. (2) -3、-4、-5 は試料の採取箇所の写真である。



図 1. (2) - 3 アルミニウム:原子炉容器





図 1. (2) - 4 炭素鋼:配管サポート





図 1. (2) -5 ステンレス:フランジボルト
③ 放射化に対するサンプリング(放射能濃度計算評価の妥当性確認)結果を示す。金属からは Co-60 のみが検出された。以下は各材質における放射能濃度測定値(Bq/g)、測定値(D)とクリアランス基準値(C)の比(D/C)、測定値(D)と計算値(Cal.)との比(Cal./D)を測定箇所ごとに記載した図である。なおクリアランス基準値と計算値(DOT3.5/ORIGEN79による放射化計算)は表 1.(2)-5の値を用いた。また表 1.(2)-5は計算結果の例であり、炉心タンク周辺の値である。

アルミニウム(図 1.(2)-6)については炉内構造物に至るまで十分にクリアランス基準値を 満たしていると考えられる。計算値は測定値に比べ 1~2 倍程度であった。

炭素鋼 (図 1. (2) -7) については炉心直近を除き十分にクリアランス基準値を満たしている。 計算値は測定値に比べ約 3~30 倍程度まで幅があり、炉心から離れるにつれて測定値と計算値 との差が大きくなる。

ステンレス鋼(図 1. (2)-8) についてはクリアランス基準値を満たしている領域は限定的といえる。また計算値は測定値の約 2~19 倍である。

以上より各材質における測定値と計算値を比較すると、いずれの材質においても計算値は測定 値を上回っており、計算値は保守的な値といえる。また測定値とクリアランス基準値の比較から クリアランス対象範囲を検討できる。



図 1. (2) -6 アルミニウムの放射化サンプリング結果



図 1. (2) -7 炭素鋼の放射化サンプリング結果



図 1. (2) -8 ステンレス鋼の放射化サンプリング結果

④ 廃棄物のサンプリング(核種、組成、性状等)
 実績なし

2. 操業中の施設

- (1) 高速実験炉部
 - 1) 対象施設

施設の名称	高速実験炉「常陽」	IRAF	ナトリウム分析室
使用目的と	高速炉の開発	照射燃料集合体等	冷却材中の
主な機能	(照射試験実施等)	の組立等	不純物分析等
安全設計	閉じ込められた	閉じ込められた	冷却材中放射化物の
の考え方	核燃料物質等	核燃料物質等	考慮が必要。
	を使用。	を使用。	
	但し、放射化物を		
	考慮することが		
	必要。		
使用履歴	昭和 52 年 4 月	昭和 56 年 7 月	昭和 47 年 1 月
(竣工年度、	運転開始	供用開始	供用開始
主な使用実績等)			
取り扱う	核燃料物質(密封:燃	燃料集合体、燃料要素)	、放射化物他
放射性物質			
何を受け入れ、	燃料集合体を受け入	燃料要素を受け入	「常陽」から分析試料
何を払い出すか	れ、使用後、使用済	れ、燃料集合体に組	を受け入れ、使用後、
	燃料プールに貯蔵す	み立てて「常陽」に	廃棄物として払い出
	ることが基本。一部	払い出すことが基	すことが基本。
	は、PIE 施設に搬出。	本。	
今後の使用予定	新規制基準に	供用継続。	ナトリウム分析機能
(施設中長期	対応し、運転再開。		等移転後、
計画を踏まえて)			廃止措置に移行。
			(管理区域
			解除時期
			:2028年度(目標))

2) 廃棄物の発生状況

施設の名称	高速実験炉「常陽」	IRAF	ナトリウム分析室
発生廃棄物	主に β・γ 固体廃棄物	(A)	
(年間又は			
一定期間)			
発生場所及び作業	全域	全域	全域
	※ 汚染源は、基本	※ 密封された核燃	※ 汚染源は、基本
	的に冷却材(洗浄廃	料物質を取り扱うた	的に、「常陽」から受
	液を含む)。	め、汚染を有しない。	け入れた冷却材。
廃棄物に含まれる	Co-60、Mn-54	_	Co-60、Mn-54
放射能		(Co-60、Mn-54)	
廃棄物の表面線量率	β・γ 固体廃棄物(A)	の搬出基準を満足でき	るレベル
発生状況が変わる	基本的な放射性物質	供用継続するため、	基本的な放射性物質
可能性	は同じ。但し、今後、	基本的な放射性物質	は同じ。
	新規制基準適合に係	は同じ。	
	新規制基準適合に係 る工事等において発	は同じ。	

3) 推定される重要核種

廃棄物に含まれる核種(使用状況より)

「常陽」における操業廃棄物の汚染源は、基本的に、冷却材(洗浄廃液を含む。)である。冷却 材中の放射性物質は、主に、構造材中不純物の放射化し溶出したもの(Co-60 他)及び燃料製 造時に付着した微少な核燃料物質に起因する核分裂生成物で構成される。ナトリウム分析室に あっては、「常陽」から受け入れた冷却材が、主な汚染源となることから、廃棄物に含まれる核 種は、「常陽」に同じである。IRAF にあっては、密封された核燃料物質を取り扱うため、汚染 を有しない。

2 140 核種の組成(ORIGEN 計算より)

「常陽」の炉心構成要素や炉内構造物の材料には、SUS304、SUS316、SUS316 相当鋼、高 Ni 鋼 B、PNC1520 がある。ここでは、NUREG-CR-3474 やミルシート等を参考に初期組成 (Th、U-235、U-238 の存在も考慮)を設定し、各材料の照射履歴を踏まえて、ORIGEN2 を用 いて放射化量を評価した。なお、原子炉停止後の冷却期間は、6年で統一した。

評価対象とした 140 核種から、上記評価において、その生成が確認されないもの、また、ス カイシャイン線量の大きい核種として、核種組成比の評価の対象とするが、重要核種の評価の 対象とはしないものを除いた 94 核種のうち、炉心構成要素や炉内構造物の材料中の放射能濃 度が最も大きくなるのは、Co-60 であった(表 2.(1) -1 参照)。

③ 推定される重要核種

冷却材中の放射性物質の組成は、炉心構成要素や炉内構造物の材料中の放射能濃度の相対比 に同じと考えられることから、当該放射能濃度を基準線量相当濃度で除し、相対重要度を求め、 重要核種を評価した。推定した重要核種を表 2.(1)-2 に示す。なお、重要核種は、最大の相対 重要度を有する核種を 1 として規格化し、0.01 の規格値を有するものとした。

衣 2. (1) *1 炉心悟成安系や炉内悟垣物の材料中の放射能底度の計価結果 (1/2	表 2. (1) -1	炉心構成要素や炉内構造物の材料中の放射能濃度の評価結果	(1/2)
--	-------------	-----------------------------	-------

					[Dq/t]
1	H-3	9.15E+11	41	Cd-113m	2.49E+07
2	Be-10	4.32E+06	42	Sn-121m	1.71E+05
3	C-14	6.03E+11	43	Sn-126	4.13E+05
4	Na-22	2.65E+06	(44)	Sb-124	
5	Al-26	1.37E+04	45	Sb-125	2.91E+10
6	Si-32	1.37E+04	46	Te-123m	
7	Cl-36	7.47E+09	47	Te-129m	2.22E-10
8	K-40	1.22E+06	48	I-129	1.01E+04
9	Ca-41	5.57E+08	49	Cs-134	2.04E+11
(10)	Sc-46		50	Cs-135	1.12E+06
(11)	Mn-54		51	Cs-137	1.87E+10
12	Fe-55	1.78E+15	52	Ba-133	6.11E+10
(13)	Fe-59		53	La-137	1.34E+08
(14)	Co-58		54	La-138	1.25E-01
15	Co-60	1.98E+15	(55)	Pm-143	
16	Ni-59	3.39E+12	(56)	Pm-144	
17	Ni-63	4.57E+14	57	Pm-145	2.12E+07
(18)	Zn-65		58	Pm-146	2.60E+06
19	Se-79	7.15E+08	59	Pm-147	6.91E+09
20	Rb-87	9.17E+03	(60)	Pm-148m	
21	Sr-90	9.03E+09	61	Sm-145	
22	Zr-93	3.89E+07	62	Sm-146	3.31E+01
(23)	Zr-95		63	Sm-147	1.23E+01
24	Nb-92		64	Sm-151	1.97E+09
25	Nb-93m		65	Eu-150	
26	Nb-94	2.36E+12	66	Eu-152	1.44E+10
(27)	Nb-95		67	Eu-154	4.71E+10
28	Mo-93	1.67E+11	68	Eu-155	2.10E+10
29	Tc-97		69	Tb-157	2.35E+08
30	Tc-97m		(70)	Tb-160	
31	Tc-98		71	Ho-163	
32	Tc-99	3.02E+10	72	Ho-166m	3.85E+09
(33)	Ru-103		73	Tm-171	4.57E+08
34	Rh-101		74	Lu-173	
(35)	Rh-102		75	Lu-174	
36	Rh-102m		76	Lu-176	2.08E+02
37	Pd-107	3.83E+04	(77)	Lu-177m	
38	Ag-108m	1.50E+10	78	Hf-172	
(39)	Ag-110m		79	Hf-178m	
40	Cd-109	1.51E+10	(80)	Hf-181	

[Bq/t]

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

表 2. (1) -1 炉心構成要素や炉内構造物の材料中の放射能濃度の	評価結果	(2/2)
-------------------------------------	------	-------

[Bq/t]Hf-182 1.91E+03 111 Np-236 81 82 Ta-179 112Np-237 5.40E+04Ta-182 Pu-236 (83)1132.83E+05Pu-237 (84)Os-185 114 Os-194 Pu-238 85 1156.25E+08 (86)Ir-192 116 Pu-239 4.01E+08 Pu-240 87 Ir-192m 3.53E+05 1171.81E+08Pt-190 Pu-241 88 118 1.74E+1089 Pt-193 1.02E+07119Pu-242 3.04E+05Tl-204 120Pu-244 1.85E-01 90 Pb-205 91 8.38E+03 121 Am-241 2.58E+0892Pb-210 1.75E+03122Am-242m 4.48E+06 Bi-207 Am-243 931235.25E+06 Bi-208 124Cm-241 941.99E-01 1.84E-15 Cm-242 95 Bi-210m 8.62E-02 1254.85E+06 Cm-243 96 Ra-226 6.14E+01 1268.99E+06 97 Ra-228 3.68E+03 127Cm-244 9.83E+08 98 Ac-227 3.97E+05128Cm-245 2.26E+05Th-228 Cm-246 993.07E+08 1296.92E+04 Th-229 3.84E+04130 Cm-247 100 5.00E-01 Th-230 Cm-248 2.33E+00 101 1.37E+04131102Th-232 4.06E+03 132Cm-250 103 Pa-231 1.30E+06 133Bk-249 1.31E+02 104U-232 3.14E+08Cf-249 6.09E+01 134 U-233 1052.88E+07135Cf-250 1.81E+02 U-234 Cf-251 106 2.67E+061362.15E+00U-235 Cf-252 107 1.10E+03 1371.63E+02Cf-254 108 U-236 5.71E+03 138109U-238 2.47E+04139Es-254 110 Np-235 5.68E+02140Es-255

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

- 36 -

トレンチ処分			ピット処分		
跡地建設	跡地居住	地下水	跡地建設	跡地居住	地下水
×	×	Н-3	×	×	×
×	×	C-14	×	C-14	C-14
×	×	×	×	Cl-36	×
Co-60	Co-60	×	×	×	×
×	×	×	×	Ni-59	×
×	Ni-63	×	×	Ni-63	×
×	Sr-90	×	×	×	×
Nb-94	Nb-94	Nb-94	Nb-94	Nb-94	×
×	Mo-93	×	×	Mo-93	×
×	Tc-99	×	×	Tc-99	×
×	×	×	×	Ag-108m	×

表 2. (1) - 2 重要核種の推定結果

4) 推定される汚染源

施設の名称	高速実験炉「常陽」	IRAF	ナトリウム分析室
汚染源の	冷却材中	_	「常陽」から
場所、物品等	の放射化物等		受け入れた冷却材中
			の放射化物等
汚染源に含まれる	Co-60	_	Co-60
重要核種 (推定)			
汚染源形成の	構造材中の	_	「常陽」から
メカニズム (推定)	不純物(Co-59)		受け入れた冷却材中
	の放射化		の放射化物等が付着

- 5) サンプリング
- ① 汚染源の特定に係るサンプリング

「常陽」における操業廃棄物の汚染源は、基本的に、冷却材(洗浄廃液を含む。)であり、汚染 源の特定に係るサンプリングは不要と判断する。

② 汚染源のサンプリング(核種、組成、性状等)

「常陽」冷却材中の放射性物質は、最終的に、洗浄廃液に移行するため、冷却材の洗浄廃液を サンプリングし、分析することで、核種や組成を特定することができると考える。なお、当該 サンプリングに当たっては、分析核種及び分析方法に応じた廃水サンプリング量の決定が必要 である。

③ 廃棄物のサンプリング(核種、組成、性状等)

汚染源をサンプリング・分析することで、重要核種の選定に係る妥当性は、確認できるもの と考える。なお、H-3 のように、他の核種との放射能比が一定でないと想定される核種につい ては、別途、廃棄物のサンプリングを実施し、その放射能濃度を確認する必要がある。

- (2) 高温工学試験研究炉部
 - 1) 対象施設
 - 施設の名称
 高温工学試験研究炉(HTTR: High Temperature engineering Test Reactor)
 - ② 使用目的と主な機能

HTTR は、高温ガス炉技術の基盤の確立及び高度化のための試験研究並びに高温に関する先端的基礎研究を目的としている。以下に HTTR の仕様を示す。

原子炉出力	: 30MW
冷却材	: ヘリウムガス
原子炉入口温度	: 395°C
原子炉出口温度	:850℃(定格運転),950℃(高温運転)
次冷却材圧力	: 4MPa
炉心構造心	: 黒鉛
炉心有効高さ	: 2.9m
出力密度	: 2.5 MW/m ³
燃料	: 二酸化ウラン(被覆燃料粒子)
燃料体形式	: ピン・イン・ブロック型
原子炉圧力容器	:2・1/4Cr-1Mo 鋼

③ 安全設計の考え方

HTTR は低濃縮ウランを燃料、黒鉛を減速材及び構造材として用いている。このため、 炉心は、発熱密度に比して大きな熱容量を有し、出力の過渡変化及び冷却能力の異常な低 下に対する炉心構成要素の温度変化が少なく、かつ、緩慢であり、ドプラ効果と減速材温 度効果等を総合した出力係数が、負の反応度フィードバック特性を有することにより、出 力の上昇に伴う変化に対して抑制効果を有する。

また、炉心構成要素は、黒鉛、炭素又はセラミックス材料で構成されているため、2,800℃ 近くまで溶融のおそれがなく、さらに、冷却材はヘリウムガスを用いているため化学的に 安定である。

④ 使用履歴等

使用履歴等を表 2. (2) -1 に示す。

年月日	記事
$1991 \sim 1997$	建設
1998.11.10	初臨界
1999.11	出力上昇試験開始
2001.12.7	定格出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 850℃達成
2002.3.6	使用前検査合格証取得(30MW、850℃)
2004.4.19	定格出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950℃達成
2004.6.24	使用前検査合格証取得(30MW、950℃)
$2007.3.27 \sim 4.26$	定格 30 日連続運転の達成
$2010.1.22 \sim 3.13$	高温 50 日連続運転の達成
2011.3.11	東日本大震災の発生
2014.11.26	新規制基準適合性に係る原子炉設置変更許可申請

表 2. (2) -1 HTTR の使用履歴等

⑤ 取り扱う放射性物質

取り扱う放射性物質は、核燃料物質、Cf-252(起動用中性子源)である。HTTRの燃料 は、二酸化ウランの燃料核を4重に被覆した被覆粒子燃料を黒鉛と炭素の混合物からなる 素地に分散した円筒状の燃料コンパクトとして、これを黒鉛スリーブ中に封入した燃料棒 を六角柱状の燃料ブロックに挿入した構造である。図2.(2)-2に燃料の形状を示す。



図 2. (2) - 2 HTTR の燃料

⑥ 何を受け入れ、何を払い出すか

原子炉運転のため、未使用の核燃料を受け入れ、使用後の燃料は一定期間冷却を行った 後に原子炉施設外に払い出す。 ⑦ 今後の使用予定

HTTR は現在停止中であり、2014年に原子力規制委員会に原子炉設置変更許可申請を行い、原子力規制庁による審査が行われているところである。

- 2) 廃棄物の発生状況
 - ① 発生廃棄物

2011~2017年に発生した固体廃棄物の集計結果を表 2. (2) -2 に示す。

	X 1. (1) 1			
年	惑生個粉	表面が 0.2(µSv/h) _{※1}	表面が 5.0 (µSv/h) 以	最大表面線量
+	先生回数	を超える廃棄物	上の廃棄物	$(\mu Sv/h)$
2011	222	27	1	20
2012	166	25	8	18
2013	320	37	0	0.7
2014	471	57	1	18
2015	264	16	1	30
2016	512	45	9	22
2017	130	0	0	0.2

表 2. (2) -2 2011~2017年に発生した固体廃棄物(カートンボックス)

※1 GM 式サーベイメータの検出下限値

② 発生場所及び作業

固体廃棄物は、管理区域内の保守点検作業において放射線防護資材(紙ウェス、ゴム手、 タイベックスーツ等)を廃棄した際に発生する。なお、HTTRは、現在1次燃料を使用中 であり、使用済燃料は発生していないことから、使用済燃料の冷却に伴う廃棄物の発生は ない。また、照射後燃料を使用した実験等も実施しておらず、実験等に伴う廃棄物も発生 していない。

③ 廃棄物に含まれる放射能

これまでに行った管理区域内の作業のうち、1次系の系統開放を伴う作業で Co-60、Sb-124、H-3の発生を確認している。(表 2. (2) -3 参照)

年度	作業	発生核種
平成 14 年	1次ヘリウム循環機のフィルタ交換作業	Со-60、Н-3
平成 15 年	反応度制御設備分解点検作業	Co-60、Sb-124、H-3
平成 18 年	1次ヘリウム循環機のフィルタ交換作業	Со-60、Н-3
平成 19 年	1次ヘリウム循環機のフィルタ交換作業	Co-60、Sb-124、H-3

表 2. (2) -3 これまでの作業で発生が確認された放射性核種

④ 廃棄物の表面線量率

2011~2017年にHTTRで発生した固体廃棄物のうち、表面線量が最も高かった廃棄物 は2015年に発生した30(µSv/h)であった。当該年度は、炉心の起動用中性子源(Cf-252) を取り出して新しい中性子源に交換する作業を行っており、汚染防護資材等に炉内の放射 化物(Co-60)が付着し、それが固体廃棄物に封入されたものと思われる。

⑤ 発生状況が変わる可能性

運転再開後は、原子炉の運転により原子炉内で新たに放射性核種が発生するため、定期 点検で系統開放作業を実施する際に、線量の高い廃棄物が発生する可能性がある。

3) 推定される汚染源及び重要核種

廃棄物に含まれる推定核種

推定される核種を、i~iii に示す。推定核種は炉内構造物(金属材料中の不純物)の放射 化に伴う核種、破損燃料から放出される FP 核種、He 及び黒鉛中の不純物の放射化に伴う 核種に分類される。

i 炉内構造物(金属材料中の不純物)の放射化に伴う核種(ORIGEN による)
 炉内構造物で用いられているステンレス鋼(炉心支持板、炉心拘束機構)、クロモリ
 鋼(原子炉圧力容器)、炭素鋼(炉容器冷却設備)に含まれる不純物の放射化に伴う核
 種を推定した。

核種	半減期	備考
Mn-54	312.3d	これまでの作業で操業廃棄物から
Fe-55	2.73y	検出された放射性核種が、Co-60、
Fe-59	44.503d	Sb-124 であり、Mn-54、Fe-55 は検
Co-58	70.82d	出されていないことから、ステンレ
Co-60	5.2714y	ス鋼の放射化に伴う放射性核種の発
Ni-59	76ky	生が主であると考えられる。
Ni-65	100.1y	
Sb-124	60.2d	

核種	半減期	備考
I-135	6.57h	運転中の 1 次冷却材のサンプリン
Zr-95	1.53My	グで U-235 核分裂による収率の最も
Cs-137	30.17y	高いCs-137が検出されていないこと
Tc-99	211ky	から、燃料破損に起因する FP 放出は
Sr-89	50.53d	ほぼ0と思われる。
Sr-90	28.9y	
I-131	8.02d	
Pm-147	2.62y	
I-129	15.7My	
Xe-133	5.2475d	

破損燃料が発生した場合の発生核種(U-235の核分裂生成物)を推定した。

iii He 及び黒鉛中の不純物の放射化に伴う核種

作業中に H-3 が測定されていることから、H-3 を推定核種として含め、生成反応を 検討した。

核種	半減期	備考
H-3	12.3y	He 中の不純物である He-3 が (n、p) 反応を起
		こすことにより、H-3 が発生する。
		炉内で黒鉛中の不純物である Li-6 が(n、α)反
		応を起こすことにより H-3 が発生する。

② 汚染源形成のメカニズム

原子炉の運転により、炉内で放射化に伴う放射性核種が発生し、冷却材の循環と共に系 統内の機器へ放射性核種が移行し付着する。その後、系統内機器の保守点検に伴い放射線 核種が作業中に使用する汚染防護用資材等に移行すると思われる。

- 4) サンプリング
 - ① 汚染源の特定に係るサンプリング

他の施設等から放射性核種を受け入れて分析等を行うことはなく、放射性核種は原子炉 の運転によって炉内で発生するものに限られる。そのため、核種をサンプリングして、放 射化によって発生したものか、核分裂生成物かを判別する。

② 汚染源のサンプリング(核種、組成、性状等)

原子炉内の放射性核種は、冷却材の循環によって系統内機器に移行すると考えられることから、系統内機器の点検の際に、機器表面のスミヤを行い、表面汚染の状況を確認する。 ただし、機器の線量が高い場合は、表面のスミヤが困難であるため、作業で使用した汚染防止用資材等の汚染状況を確認することでスミヤとする。これまでの実績より、今後のサンプリングにおいても Co-60、Sb-124、H-3 が検出されると考えられる。

③ 廃棄物のサンプリング(核種、組成、性状等)

作業で使用した汚染防止用資材(ゴム手、タイベックスーツ、紙ウェス、養生シート)の線量が高い場合は、機器から使用済資材に放射性核種が移行していることから、廃棄された資材をサンプリングして分析する。これまでの実績より、今後のサンプリングにおいても Co-60、Sb-124、H-3 が検出されると考えられる。

- (3) 燃料材料開発部
 - 1) 対象施設
 - ① 施設の名称
 - ・照射燃料集合体試験施設(FMF)
 - ・照射燃料試験施設(AGF)
 - ・照射材料試験施設(MMF)及び第2照射材料試験施設(MMF-2)
 - ・燃料研究棟 (PFRF)
 - ② 使用目的と主な機能
 - ・FMF、AGF、MMF 及び MMF-2

照射した燃料等及び核燃料物質等の照射後試験を目的としており、各種 PIE 機能を有 している。

• PFRF

新型燃料の研究開発を目的としており、燃料特性試験機能及び安定化処理機能を有している。

③ 安全設計の考え方

各施設とも、火災、爆発、地震、臨界、停電等に対して、施設設計及び管理において十分 な対応策を講じている。

- ④ 使用履歴(竣工年度、主な使用実績等)
 - ・FMF:昭和48年竣工、昭和53年ホット運転開始
 - ・AGF:昭和44年竣工、昭和46年ホット運転開始
 - ・MMF:昭和47年竣工、昭和48年ホット運転開始
 - ・MMF-2:昭和57年竣工、昭和59年ホット運転開始
 - ・PFRF:昭和49年竣工、昭和52年ホット運転開始
- ⑤ 取り扱う放射性物質
 - ・FMF、AGF、MMF 及び MMF-2
 - 燃料 (U、Pu、Th)、材料 (Co、Mn 等)、FP (Cs、I 等)
 - PFRF

燃料 (U、Pu、Th)

- ⑥ 何を受け入れ、何を払い出すか
 - ・FMF、AGF、MMF 及び MMF-2

「常陽」等から照射した燃料・材料等を受け入れ、PIE を実施した後、試験済み試料等 を「常陽」等へ払い出す。 • PFRF

これまでは、東海研等から Pu 等を受け入れてきたが、今後の受け入れ予定はない。また、Pu 燃料等を核燃集約施設等へ払い出す。

⑦ 今後の使用予定(施設中長期計画を踏まえて)

FMFは、AGF、MMF及びMMF2の機能を集約し継続使用する。AGF、MMFならび にMMF2は令和7年度(2025年度)以降に廃止措置予定である。また、PFRFは核燃料 等の安定化処理終了後に廃止措置する。

- 2) 廃棄物の発生状況
 - ① 発生廃棄物とその最大放射能及び最大線量率

通常運転していた平成28年度(2016年度)における各施設の廃棄物発生量等を以下に 示す。ただし、施設の運転状況や作業内容により、年度毎に廃棄物発生量は増減する。

• FMF

α固体廃棄物A:紙バケツ9個
(最大放射能α: 2.1×10⁷Bq、βγ: 9.9×10⁷Bq、最大線量率 9µSv/h)
βγ固体廃棄物A:紙バケツ36個
(最大放射能βγ: 4.4×10⁷Bq、最大線量率 4µSv/h)
α固体廃棄物B:L缶1個
(最大放射能α: 2.1×10¹⁰Bq、βγ: 1.8×10⁷Bq、最大線量率 0.6mSv/h)
βγ固体廃棄物B:A缶2個
(最大放射能βγ: 2.2×10¹³Bq、最大線量率 5.5×10³mSv/h)
·AGF

α固体廃棄物A:紙バケツ17個

(最大放射能 α: 3.3×107Bq、βγ: 9.9×107Bq、最大線量率 9µSv/h)

βy 固体廃棄物 A:紙バケツ 180 個

(最大放射能 βγ: 8.8×10⁶Bq、最大線量率 0.8µSv/h)

α固体廃棄物B:S缶7個、G缶1缶

(最大放射能 α : <1.8×107Bq、 $\beta\gamma$: 9.7×10¹¹Bq、最大線量率 25.5mSv/h)

βγ固体廃棄物 B:当該年度は発生なし

・MMF 及び MMF-2

α 固体廃棄物 A:紙バケツ 94 個、ペール缶 6 個 (最大放射能 α:8.8×10⁸Bq、βγ:1.6×10⁹Bq、最大線量率 140µSv/h) βγ 固体廃棄物 A:紙バケツ 52 個、ペール缶 4 個 (最大放射能 βγ:8.2×10⁷Bq、最大線量率 90µSv/h) α 固体廃棄物 B:S 缶 2 個 (最大放射能 α:1.8×10⁷Bq、βγ:6.9×10¹⁰Bq、最大線量率 1.6mSv/h) βγ 固体廃棄物 B:A 缶 2 個 (最大放射能 βγ: 1.7×10¹¹Bq、最大線量率 4.4×10⁴mSv/h)

• PFRF

α 固体廃棄物 A:紙バケツ 21 個 (最大放射能α:1.1×10⁷ Bq、βγ:1.7×10⁸Bq、最大線量率 470µSv/h) βγ 固体廃棄物 A:紙バケツ 26 個 (最大放射能α:3.4×10⁴ Bq、βγ:2.6×10²Bq、最大線量率 0.3µSv/h) α 固体廃棄物 B:当該年度は発生なし βγ 固体廃棄物 B:当該廃棄物は対象外

- ② 発生場所及び作業
 - ・FMF、AGF、MMF 及び MMF-2

セル、グローブボックス、フード及びサービスエリア等で使用した機器類や除染に使 用した資材等が廃棄物となる。主にセル内(一部のクリーンセルは除く。)で使用したも のは高線量のため固体廃棄物 B となり、それ以外のエリアで使用したものは固体廃棄物 A となる。

• PFRF

グローブボックス、フード及び実験室等で使用した機器類や除染に使用した資材等が 廃棄物となる。固体廃棄物 B と A については、核種分析装置による測定結果を基に区分 する。

③ 発生状況が変わる可能性

現在、施設を通常運転した状態では、上記 2) ①に示した発生量程度であるが、今後、「常 陽」が再稼働し、燃料集合体を新たに受け入れる等の状況変化に応じて、廃棄物の発生量 は増加すると予想される。

- 3) 推定される重要核種
 - ・FMF、AGF、MMF 及び MMF-2
 - a)推定方法

主に「常陽」で照射した燃料・材料を受け入れることから、ORIGEN にて重要核種の予備選定を行った。予備選定に用いた ORIGEN 計算条件は以下の通りである。 ○MK-III ドライバー燃料集合体

○燃焼度:150,000Mwd/t

○冷却期間:照射後0年、1年、5年、10年、20年、30年、40年、50年

- b)結果
 - 相対強度比 1%以上(0.01 以上)を1 群、同 0.1%以上(0.001 以上)を2 群とした。 oトレンチ処分

跡地建設 1 群: Cs⁻137、Am⁻241、Pu⁻240、Pu⁻238、Pu⁻239、Pu⁻241 2 群: Nb⁻94、Am⁻243、Am⁻242m

跡地居住	1 群:Sr-90、Cs-137
	2 群:Am-241、Pu-240、Pu-238
地下水	1 群: Pu-239、C-14、Pu-238、H-3、U-234、Pu-240、Pu-242、
	Sn-126, Am-243
	2 群: Nb-94、Am-242m、Am-241、Ni-59、Pu-241
○ピット処分	
跡地建設	1 群: Nb-94、Cs-137、Pu-238、U-234、Sn-126、Am-241、U-238、
	Am-243
	2 群: Am-242m、Np-237、Pu-241、U-232
跡地居住	1 群: Am-241、 Pu-240、 Pu-239、 Pu-241、 Pu-238、 Sr-90、 Cs-137
	2 群: U-234、Am-243、Am-242m、Tc-99、Pu-242、U-235
地下水	1 群: Pu-238、U-234、Am-241、C-14、U-238、Am-242m、I-129、
	Np-237
	2 群: Pu-239、Pu-241、Pu-240、U-235、Sn-126、Pu-242、U-236

c) まとめ

全ての処分形態において 1 群に該当する核種を条件として選定した場合は①の 18 核種となる。また、2 群のみに該当する核種を条件として選定した場合は②の 5 核種 となる。今後、MK-III以外の燃料(MA 燃料等)の計算を実施し、感度解析等を実施 する予定である。

- H-3、C-14、Sr-90、Nb-94、Sn-126、I-129、Cs-137、U-234、U-234、Np-237 Pu-238、Pu-239、Pu-240、Pu-241、Pu-242、Am-241、Am-242m、Am-243
 Ni-59、Tc-99、U-232、U-235、U-236
- PFRF

PFRF は照射済燃料を扱わないことから重要核種は以下の4 核種とする。 Pu-238、Pu-239、Pu-240、Am-241

- 4) 推定される汚染源
 - 汚染源の場所

最初の汚染源は「常陽」等で照射した燃料・材料等(PFRF は Pu 等の核燃料物質)である。この汚染源をセル、グローブボックス及びフード等で使用することにより、設備、機器、資材、ゴム手袋などの装備に移行(付着)したものも間接的には汚染源となる。

② 汚染源形成のメカニズムと形成する重要核種(推定)

上記の汚染源に接触する等により、汚染が付着しているもので廃棄するもの及び燃料・ 材料等で廃棄するものが放射性廃棄物となる。核種としては以下の通りである。

- ・燃料系(U-234、U-235、Pu-238、Pu-239、Pu-240、Pu-241、Am-241等)
- ・材料系 (Co-60、Mn-54 等)
- ・FP系(Sr-90、Nb-94、Sn-126、I-129、Cs-137等)

5) サンプリング

各施設の汚染源となりうる場所(例:セル、グローブボックス、その他設備)からスミヤ を採取し、外注での分析を実施する。分析結果に基づき、最終的には汚染源の形態等が同様 のものについてグルーピングして管理する。今後、各施設において具体的なスミヤ採取箇所 を決定のうえ、サンプリングを実施する予定である。ただし、外注費等の関係で、サンプリ ング数量に限りがある場合は、代表施設として FMF のセル内をサンプリング場所に選定す ることを検討している。

なお、燃材施設の特徴としては、汚染源となる核燃料物質等をセル、グローブボックスに て様々な試験等に供することで、多種多様な放射性廃棄物形態(形状、性状、核種等)が発 生する特殊な施設である。このため、同種の使用施設と情報共有しつつ、合理的かつ保守的 に包括できる SF 法を構築することが重要である。

- (4) 環境保全部
 - 1) 対象施設
 - 施設の名称
 固体廃棄物前処理施設(WDF)
 - ② 使用目的と主な機能

WDFは、燃料材料試験施設(FMF、AGF、MMF)から発生する放射性固体廃棄物のうち、廃棄物管理施設で直接受け入れ、処理することが不可能な大型固体廃棄物及び減容効果の期待できる雑固体廃棄物等の除染、解体等の前処理ができる機能を有する。

③ 安全設計の考え方

下記の事故を想定し対策を実施(許可書の安全対策書より引用) 火災(不燃性又は難燃性の材料) 爆発(防止するために必要なインターロック) 停電(非常用電源設備) 操作上の過失(必要な設備及び機器にはインターロック) 廃液貯槽の漏洩(耐腐食性の材質) 地震及び台風(耐震構造)

- ④ 使用履歴(竣工年度、主な使用実績等)
 昭和 59 年 3 月に運転を開始し、令和元年 5 月末までに大型廃棄物及び雑固体廃棄物合わせて 101ton の処理を実施した。
- ⑤ 取り扱う放射性物質 核燃料物質によって汚染した固体廃棄物。ただし、臨界管理上有意な量の核燃料物質は 除く。
- ⑥ 何を受け入れ、何を払い出すか 燃料材料試験施設(FMF、AGF、MMF)から大型廃棄物及び雑固体廃棄物を受け入れ、 解体・材質別に分別処理して容器に封入し、廃棄物管理課へ払い出す。
- ⑦ 今後の使用予定(施設中長期計画を踏まえて)引き続き燃材施設から大型廃棄物及び雑固体廃棄物を受け入れて処理を行う。

- 2) 廃棄物の発生状況
 - ① 発生廃棄物(年間又は一定期間)

WDF では1年間で発生する廃棄物の場所数量等に偏りがあるため、平成21年度~平成 30年度の合計を表2.(4)・1に記載した。発生する廃棄物の種別は全て固体(可燃物を除 く)であり、主な発生場所と内容物として、α解体ホールからはPVCやゴム、排気機械室 からは排気フィルタ、サービスエリア(A)からはPVC、ゴムである。

											単位:kg
改计相定	J& 14 14 - 14	発生量	今西内袋林	発生量	今西内容があ	発生量	今西内袋林	発生量	子西内袋橋	発生量	今西内祭師
光 土场///	先生作 兼	(白)	土安内谷彻	フィルタ	土安内谷初	(肌)	土安内谷初	αフィルタ	土安内谷彻	ドラム缶	土委内谷初
α解体ホール	 ・処理 ・定期点検、保守 ・設備交換 	-	-	-		122.6	PVC、ゴム(Oリン グ)、ガムテーブ、 合板(接着剤含有)、 ろ材、セラミック	-	-	89.1	フロッグマン部品、 濃縮液貯槽鏡板
<i>β</i> γ 解体・搬出 セル	・処理 ・定期点検、保守	6.6	PVC	-	-	-	=	-	-	-	
サービスエリア (C)	・定期点検、保守	-	-	_	-	33	PVC、ゴム (Oリング)	-	-	_	-
排気機械室	 ・定期点検、保守 ・排気フィルタ交換 	266.9	PVC、ゴム (Oリング)、 ガムテープ	282.0	排気フィルタ	139.6	PVC、ゴム (Oリング)	35.1	排気フィルタ	-	-
化学室	・分析 ・定期点検、保守	8.7	PVC、ゴム (Oリング)	-		10,9	PVC、ゴム (Oリング)	-	-	-	-
固化室	 ・定期点検、保守 ・排気フィルタ交換 	-	-	1.5	排気フィルタ	4.7	PVC、ゴム (Oリング)	-	-	_	-
蒸発缶室	・定期点検、保守	8.4	PVC、ガム テ ー プ	-	-	-		-	-	-	
除染補修室	 ・定期点検、保守 ・排気フィルタ交換 	-	-	4.9	排気フィルタ	7.6	PVC、ゴム (Oリング)	—		Ē	-
フロッグマン 準備室	・定期点検、保守	34.8	PVC、ガム テ ー プ		_	-	<u></u>				
サービスエリア (B)	・処理作業 ・定期点検、保守	29.0	PVC	-	-	-		-	I	_	-
一時保管室	・定期点検、保守	13.0	PVC	-	-	-	-	-	-	-	-
サービスエリア (A)	・処理作業 ・定期点検、保守	118,4	PVC、ゴム、ろ 材、プラスチック、 ガムテープ、ゴム (Oリング)	-		3.8	PVC、ゴム (Oリング)	-	8	-	
放管室	 ・分析 ・定期点検、保守 ・管理区域内清掃 	2.8	プラスチック	-	-	-	-	-	-	-	-

表 2. (4) -1 廃棄物の発生状況

② 発生場所及び作業

WDF の操業廃棄物には、廃棄物の処理に伴って発生するものと定期点検等で発生する ものがある(図 2.(4)-1 参照)。近年では、定期点検等で発生する割合が高い。





③ 廃棄物に含まれる放射能

平成 21 年度~平成 30 年度に発生した廃棄物の記録を基に、内容物及び区分別の最大放 射能を下記に示す。

内容物	区公	故射能
(形状・容器)	区方	//X31HC
PVC、ゴム	α	Max 2.6×107Bq
(カートンボックス)	βγ	Max 5.5×107Bq
地気フィルタ	α	Max $< 3.7 \times 10^4$ Bq
19FX(2 1) E 2	βγ	Max 7.6×107Bq

放射能の値は、測定した内容物(形状・容器)に固体廃棄物前処理施設安全作業マニュ アルの「放射性廃棄物の管理」記載した換算係数をかけたもの。

④ 廃棄物の表面線量率

平成21年度~平成30年度に発生した廃棄物の記録から、内容物の最大表面線量率を下 記に示す。

内容物 (形状・容器)	表面線量率
PVC、ゴム (カートンボックス)	Max 5.0µSv/h
排気フィルタ	Max 3.8µSv/h

⑤ 発生状況が変わる可能性

今後も燃材施設から廃棄物を受け入れ、処理する予定であり、一定量の操業(二次)廃 棄物が発生する。

- 3) 推定される重要核種
 - ① 廃棄物に含まれる核種(使用状況より)

・α 固体廃棄物 A の核種及び割合

α核種	Am-241	Pu-240	Pu-239	Pu-238	Cm-244	Pu-241	Pu-242	Am-242m	Am-243	Cm-242
割合(%)	35.0	34.0	29.0	1.0	0.5	0. 1	0. 1	0.1	0. 1	0. 1

JAEA-Review 2020-015

〔主な廃棄物中の放射性物質の発生元物質が鉄鋼材料である廃棄物〕

β γ核種	Fe-55	Co-60	Ni-63	Mn-54	Ni-59
割合(%)	72.0	15.5	9.0	3.0	0.5

〔FPを含む廃棄物〕

β γ核種	Pu-241	Cs-137	Sr-90	Pm-147	Ru-106	Ce-144	Kr-85	Eu-155	Sb-125	Sm-151	Cs-134
割合(%)	69.0	11.0	7.0	5.5	3.5	2.5	0.5	0.4	0.3	0.2	0.1

・βγ固体廃棄物Aの核種及び割合

βγ核種	Co-60	Cs-137	Sr-90
割合(%)	94.0	3.0	3.0

- 2 140 核種の組成(ORIGEN 計算より)
 燃料材料試験施設(FMF、AGF、MMF)の計算結果を参考に検討する。
- ③ 推定される重要核種 (WG 検討中の D/C 評価との比較検討) Co⁻⁶⁰、Cs⁻¹³⁷、Sr⁻⁹⁰、Pu⁻²³⁸、 Pu⁻²³⁹、 Pu⁻²⁴⁰、 Pu⁻²⁴¹、 Am⁻²⁴¹、 Am^{-242m}、 Am⁻²⁴³等。
- 4) 推定される汚染源
 - 汚染源の場所、物品等
 各セル・ホール内で解体・材質別に分別処理する大型廃棄物及び雑固体廃棄物である。
 - 汚染源に含まれる重要核種(推定) 燃料材料試験施設(FMF、AGF、MMF)と同じ。
 - ③ 汚染源形成のメカニズム(推定) 廃棄物を解体・材質別に分別処理した時に汚染が形成する。
- 5) サンプリング
 - 汚染源の特定に係るサンプリング 汚染レベルが高いα解体セルの床面の数カ所から、スミヤろ紙でサンプリングを行う。
 - ② 汚染源のサンプリング(核種、組成、性状等) 燃料材料試験施設(FMF、AGF、MMF)から受け入れた大型廃棄物及び雑固体廃棄物の内、ホール内で解体・材質別に分別処理する廃棄物で、分析に適した条件にできるだけ合致するものからサンプリングを行う。

③ 廃棄物のサンプリング(核種、組成、性状等) 排気フィルタや PVC などの操業(二次)廃棄物は、放射能及び表面線量率が小さく分析 に適さないと思われるため、サンプリングを行わない。

(5) 高速炉基盤技術開発部

- 1) 対象施設
 - 施設の名称 燃料溶融試験試料保管室(Natural Uranium Oxide Storage Facility: NUSF)
 - ② 使用目的と主な機能

天然ウラン及びその化合物の保管管理を目的とする。なお、天然ウラン及びその化合物 は、貯蔵施設の鋼板製貯蔵庫内にて保管管理されている。

③ 安全設計の考え方

天然ウラン及びその化合物が保管管理されている貯蔵施設に近接する管理区域境界にお ける実効線量を評価し、3か月当たりの線量が基準値の「1.3mSv/3月」を下回るように天 然ウラン及びその化合物が保管されている鋼板製貯蔵庫と管理区域境界までの距離を確保 している。

なお、管理区域境界における実効線量の評価においては、放射線源の重量に貯蔵設備の 最大収納量を考慮するとともに、経路に存在するコンクリート及び鉄による遮蔽効果を考 慮しない保守的条件を設定している。

④ 使用履歴(竣工年度、主な使用実績等)

昭和 53 年(1978 年)6月に「溶融燃料・ナトリウム相互作用試験室」の施設名で核燃料 物質の使用許可を得たことを受け、同施設内に大規模溶融燃料・ナトリウム相互作用試験装 置(以下「FSI 試験装置」という。)を設置し、天然ウランを使用したナトリウム冷却高速増 殖炉における炉心仮想事故を模擬する炉外試験を開始した。平成 12 年度に FSI 試験装置を 用いた試験計画が無くなったため、当該装置の廃止を決定するとともに、同施設を利用した 新規試験計画の検討及び施設の維持管理を行ってきた。中期計画で平成 23 年度(2011 年度) 以降に廃止措置に着手する施設として位置付けられ、廃止措置に係る検討を開始した。

平成25年(2013年)12月、変更許可を取得し、FSI試験装置を撤去した。これに伴い、 施設名を「燃料溶融試験試料保管室」に変更するとともに、使用の目的を「天然ウラン及 びその化合物の保管管理を行う。」に変更した。

⑤ 取り扱う放射性物質

取り扱う放射性物質は、施設で取り扱う核燃料物質(天然ウラン及びその化合物)によ り汚染された物質に限定される。

⑥ 何を受け入れ、何を払い出すか

試験で使用した核燃料物質との接触履歴を有するナトリウムを内包する機器及びドラム 缶、並びにこれらのナトリウム処理に使用した設備のナトリウムを除去したうえで払い出 す。なお、受け入れの予定はない。

- ⑦ 今後の使用予定(施設中長期計画を踏まえて) 廃止措置中の施設であり、本年度(2019年度)より核燃料物質との接触履歴を有するナトリウムの処理に向けた準備作業に着手した。次年度以降、施設の変更許可を得たうえでナトリウム処理設備の整備及び処理作業に着手し、2027年度に管理区域を解除する計画としている。
- 2) 廃棄物の発生状況
 - ① 発生廃棄物(年間又は一定期間)
 施設の点検・保守において1年間に発生する廃棄物の種別、区分、分類、数量(近年の 実績)を以下に示す。
 β・γ固体廃棄物A、可燃、赤(紙・布)、紙バケツ3個
 β・γ固体廃棄物A、可燃、緑(ゴム手袋等)、紙バケツ3個
 β・γ固体廃棄物A、不燃、白(塩化ビニル)、紙バケツ3個
 - ② 発生場所及び作業
 場所:管理区域全域
 作業:施設設備の点検・保守、ナトリウム処理(2021年度以降を予定)
 - ③ 廃棄物に含まれる放射能 施設の点検・保守に伴い発生する廃棄物に含まれる放射能量(記録上)を以下に示す。
 U-234 6.4×10³ [Bq]
 U-235 2.9×10² [Bq]
 U-238 6.4×10³ [Bq]
 - ④ 廃棄物の表面線量率
 施設の点検・保守に伴い発生する廃棄物の表面線量当量率(記録上)は、0.3[µSv/h]である。
 - ⑤ 発生状況が変わる可能性 2021年度以降、ナトリウム処理作業に伴う固体及び液体廃棄物の発生量増大が見込まれる。
- 3) 推定される重要核種
 - 廃棄物に含まれる核種(使用状況より) 施設で取り扱う核燃料物質の種類(天然ウラン及びその化合物)から廃棄物に含まれる 核種は、U-234、U-235、U-238に限定される。
 - ② 140 核種の組成(ORIGEN 計算より)
 NUSF は対象外

- ③ 推定される重要核種
 施設で取り扱う核燃料物質の種類(天然ウラン及びその化合物)から重要核種は、U-234、
 U-235、U-238とする。
- 4) 推定される汚染源
 - 汚染源の場所、物品等
 汚染源の場所:廃棄物保管室、ナトリウム処理室、大実験室、試料貯蔵室
 汚染源の物品:核燃料物質との接触履歴を有するナトリウムを内包する機器及びドラム
 缶並びにこれらのナトリウム処理に使用した設備
 - 汚染源に含まれる重要核種(推定) U-234、U-235、U-238
 - ③ 汚染源形成のメカニズム(推定) ナトリウム中に混入する天然ウラン及びその化合物の微粒子による汚染が推定される。

5) サンプリング

- 汚染源の特定に係るサンプリング 施設で取り扱う核燃料物質が天然ウラン及びその化合物に限定され、汚染源が明らかで あることからサンプリングは不要と考える。
- 汚染源のサンプリング(核種、組成、性状等)
 汚染源の核種、組成、性状等が明らかなことからサンプリングは不要と考える。
- ③ 廃棄物のサンプリング(核種、組成、性状等) 汚染源の核種、組成、性状等が明らかなことからサンプリングは不要と考える。

- (6) 放射線管理部
 - 1) 対象施設
 - 施設の名称 放射線管理棟(第1種管理区域を有しており、図2.(6)-1に平面図を示す)
 - ② 施設の目的と主な機能

気体放射性物質を用いて、ドラフトチャンバー内において放射性ガス測定器の校正を行 う。また、溶液放射性物質を用いて、フード内において放射線測定装置の校正用標準試料 の作製を行う。

③ 安全設計の考え方

放射性物質の取扱いは、ドラフトチャンバー及びフード内に制限している。また、十分 な排気風量を確保することで、当該放射性物質のドラフトチャンバー及びフードからの漏 えいを防止している。さらに、ドラフトチャンバー及びフードの同時使用を禁止している。

- ④ 使用履歴、取り扱う放射性物質
 - ・竣工年月

昭和 46 年 3 月

使用実績

使用実績は平成12年度までで、その後の使用実績はない。過去の使用実績は以下の 通りである(使用及び廃棄の詳細は表2.(6)-1及び表2.(6)-2を参照)。

気体放射性物質

H-3、Ar-41、Kr-85 及び Xe-133 の 4 核種を使用しており、用途はいずれもガ スモニタ校正であった。

溶液放射性物質

H-3、Mn-54、Co-60、Sr-90、Ru-106、Cs-137、及び Ce-144 の 7 核種を使用 しており、用途は主として放射線測定機器校正のための標準線源であった。 超ウラン元素

平成6年から平成14年にかけて、超ウラン元素の分析・評価技術の開発を目的 に、Np-237、Am-241、Am-243、Cm-244及び²⁵²Cfの使用許可を持っていたが、 実際にこれらの核種を所持、使用することはなかった。

⑤ 何を受け入れ、何を払い出すか

気体放射性物質はアンプル瓶で入手していた。この時のアンプル瓶は不燃物として現在 も保管している。廃棄時には、いずれも気体廃棄物として大気拡散していた。溶液として 入手した放射性物質は、使用後、石膏で固化するなどして固体廃棄物、又はポリビンに入 れてビニル袋に封入するなどして液体廃棄物として廃棄物処理場へ引き渡した。

現在、放射性物質はすべて廃棄し、放射性物質そのものの受け入れ、払い出しは行って

いない。払い出しを行っているのは、管理区域の維持管理に伴って発生する綿手袋、ウェ ス等(可燃)及び塩化ビニル、ゴム類等(不燃)のβ·γ固体廃棄物 A 及びプレフィルタ、 HEPA フィルタである。

⑥ 現在及び今後の使用予定

現在、放射性物質は使用しておらず、管理区域の維持管理を行っている。今後の使用は 未定であり、維持管理を継続する。

2) 放射性廃棄物の発生状況

現在の放射性廃棄物は、1)の⑤で述べたように、管理区域(全域)の維持管理に伴って発 生する β·γ 固体廃棄物 A(可燃・不燃)及び排気・排水室のプレフィルタ、HEPA フィルタ で、可燃は年間カートンボックス2個程度、不燃はカートンボックス1個程度であり、フィ ルタは交換時期に発生する。なお、今後の放射性物質の使用予定はないため、放射性廃棄物 の発生状況は変わらない。

3) 推定される重要核種

あらかじめ使用する核種及びその量が決まっているので、ORIGEN 等の計算コードによる 核種推定は必要としない。

4) 推定される汚染源

過去に使用していた放射性物質が汚染源として考えられるが、1)の⑤で述べたように、気体廃棄物、固体廃棄物及び液体廃棄物として廃棄しており、管理区域内に残存汚染は検出されていない。

5) サンプリング

過去に使用していた放射性物質が汚染源として考えられることから、放射線管理棟の管理 区域では、以下のようなサンプリングを実施している。

管理区域の表面密度

月1回、ろ紙等により対象物の表面を拭き取り、付着した放射性物質の量を GM サーベ イメータで測定 (スミヤ法) することにより、 β (γ)の表面密度について検出感度未満 (< 4.0×10^{-1} Bq/cm²) であることを確認している。

② ダストサンプリング1

管理区域にダストサンプラを設置し、β(γ)線ダストモニタ(GM 計数管)で、常時連 続的に βγ ダストが管理区域全域において検出感度未満(<5.6×10⁻¹⁰Bq/cm³)で あることを確認している。 ③ ダストサンプリング2

月1回、ホット試料処理室及びRI貯蔵室において、雰囲気中のダストをろ紙に捕集し、 ガスフロー比例計数管で、検出感度未満(<1.0×10⁻⁸Bq/cm³)であることを確認している。

④ 廃液サンプリング

廃液タンク中の廃液について、廃棄時にポリビンでサンプリングし、蒸発乾固した後、γ 線スペクトル測定装置、αβサンプルチェンジャーにより、トリチウム以外のβ·γ放射性物 質の水中濃度が引き渡し基準3.7×10⁻¹Bq/cm³未満であることを確認している。なお、トリ チウムの水中濃度の引き渡し基準は3.7×10³Bq/cm³であるが、「大洗地区安全管理連絡協 議会確認事項」には、「トリチウムを含まないことが明らかな場合は測定を要しない」とい う記載になっており、放射線管理棟ではトリチウムをサンプリング対象核種とはしていな い。

また、1)の⑥で述べたように、現在、管理区域において放射性物質は使用していないが、 β · γ 固体廃棄物 A 及びプレフィルタ、HEPA フィルタについて GM サーベイメータにより Sv/h 単位 で表面線量率を測定し、それぞれにつき、換算係数 6.2×10¹¹Bq/Sv/h 及び 1.1×10¹²Bq/Sv/h を掛け合わせて放射性物質濃度に係る評価を行い、下記引き渡し基準を満たすことを確認して搬出す ることとしている。

カートンボックス(18.4L)

β·γ放射性物質 3.4×10¹³Bq/容器未満

容器表面の線量当量率 2mSv/h 未満

プレフィルタ(18.6L)

容器・表面とも β·γ 放射性物質 3.4×10¹³Bq/容器未満

HEPA フィルタ(108.6L)

容器・表面ともβ·γ放射性物質 3.7×10¹³Bq/容器未満

年度	核種	使途	使用数量	廃棄数量	廃棄方法
	Ar-41	ガスモニタ校正	555kBq	555kBq	廃棄設備にて大気 拡散
1982	Xe-133	ガスモニタ校正	7.215MBq	7.215MBq	廃棄設備にて大気 拡散
	Kr-85	ガスモニタ校正	815.85kBq	815.85kBq	廃棄設備にて大気 拡散
1000	Xe-133	ガスモニタ校正	262.7kBq	262.7kBq	廃棄設備にて大気 拡散
1983	Kr-85	ガスモニタ校正	486.55kBq	486.55kBq	廃棄設備にて大気 拡散
1004	Xe-133	ガスモニタ校正	6.808MBq	6.808MBq	廃棄設備にて大気 拡散
1984	Kr-85	ガスモニタ校正	870.98kBq	870.98kBq	廃棄設備にて大気 拡散
1985	Kr-85	ガスモニタ校正	563.88kBq	563.88kBq	廃棄設備にて大気 拡散
1096	Kr-85	ガスモニタ校正	540.57kBq	540.57kBq	廃棄設備にて大気 拡散
1980	H-3	ガスモニタ校正	221.26kBq	221.26kBq	廃棄設備にて大気 拡散
1987	Kr-85	ガスモニタ校正	522.07kBq	522.07kBq	廃棄設備にて大気 拡散
1000	Xe-133	ガスモニタ校正	723.35kBq	723.35kBq	廃棄設備にて大気 拡散
1988	Kr-85	ガスモニタ校正	253kBq	253kBq	廃棄設備にて大気 拡散
1000	Н-3	ガスモニタ校正	2.646MBq	2.646Mbq	廃棄設備にて大気 拡散
1989	Kr-85	ガスモニタ校正	1.340MBq	1.430MBq	廃棄設備にて大気 拡散
1990	H-3	ガスモニタ校正	240kBq	240kBq	廃棄設備にて大気 拡散
	Kr-85	ガスモニタ校正	472kBq	472kBq	廃棄設備にて大気 拡散

表 2. (6) -1 2000 年度に至るまでの 10 年間の核種の使途と廃棄(気体放射性物質) (1/2)

1001	V., 95	ガフエーク技工	Cool-D.	Cool-D.	廃棄設備にて大気
1991	Kr-85	カスモーク校正	683KBQ	683KBQ	拡散
	Vo-1 33	ガスエータ校正	910.9kBa	910.9PBa	廃棄設備にて大気
1992	Ae 155		210.2KDq	210.2KDq	拡散
1552	Kr-85	ガスモニタ校正	1 479MBa	1 479MBa	廃棄設備にて大気
	10.00		1.475MDQ	1.170MDQ	拡散
1993	Kr-85	ガスモニタ校正	780kBa	780kBa	廃棄設備にて大気
1000	10.00		TOORDQ	TOOKDQ	拡散
1994	Kr-85	ガスモニタ校正	1.051MBa	1.051MBa	廃棄設備にて大気
1004	10.00		1.001MDQ	1.091MDQ	拡散
1995	Kr-85	ガスモニタ校正	979kBa	979kBa	廃棄設備にて大気
1555	IXI 00		JIJKDQ	JIJKDQ	拡散
1996	Kr-85	ガスモニタ校正	1 278MBa	1 278kBa	廃棄設備にて大気
1000	IXI 00		1.270MDq	1.270KDQ	拡散
1997	Kr-85	ガスモニタ校正	2 330MBa	2 330MBa	廃棄設備にて大気
1557	IXI 00		2.550MDq	2.550MDq	拡散
1998	Kr-85	ガスモニタ校正	3 329MBa	3 329MBa	廃棄設備にて大気
1550	IXI 00		5.525MDq	5.525MDQ	拡散
1999	Kr-85	ガスモータ校正	2 389MBa	9 389MBa	廃棄設備にて大気
1555	IXI 05		2.382MDq	2.302MDq	拡散
2000	Kr-85	ガスモニタ校正	4 597MBa	4 597MBa	廃棄設備にて大気
2000	171 00		4.007MD4	4.02 (MDY	拡散

表 2. (6) -1 2000 年度に至るまでの 10 年間の核種の使途と廃棄(気体放射性物質) (2/2)

年度	核種	使途	使用数量	廃棄数量	廃棄方法
1982	Ce-144	ガスフローカウン タの校正	0.37kBq	0.37kBq	石膏で密封
	Ru-106	ガスフローカウン タの校正	0.37kBq 未満	0.37kBq 未満	石膏で固化
	Sr-90	ガスフローカウン タの校正	0.37kBq 未満	0.37kBq 未満	石膏で密封
	H-3	液体シンチレーシュンカウンタの応	37.37kBq	196.84kBq	ウェス等で吸収 し、ビニル袋密封
		ゴンガリンクの校 正		19.61kBq	液体シンチレー タとして廃棄*
1983	Cs-137	測定器校正のため の標準試料	_	2.664MBq(小数第 4 位以下切り捨て)	ポリビンに入れ ビニル袋で封入*
	Ru-106	ガスフローカウン タの校正	1.48kBq	1.48kBq	石膏で密封
	Sr-90	ガスフローカウン タの校正	0.37kB 未満	0.37kBq 未満	石膏で密封
	Co-60	測定器校正のため の標準試料	_	1.211MBq	ポリビンに入れ ビニル袋で封入*
1984	Ce-144	ガスフローカウン タの校正	0.37kBq 未満	0.37kBq 未満	カートンボック スに封入
1985	Sr-90	低 BG 放射能測定 器の校正用標準試 料	0.37kBq	0.37kBq	シュウ酸塩共沈 ろ過し、固体廃棄
1986	Co-60	化学実験のトレー サ、測定器類の校正 用線源	24.05kBq	260.85kBq	ウェスに吸着さ せ、カートンボッ クスに封入
				217.19kBq	ポリビンに入れ ビニル袋で封入*
	Ru-106	測定機器構成のた めの標準試料、化学 実験のトレーサ	_	0.37kBq	ろ紙に吸着して カートンボック スに封入
	Ce-144	化学分析のトレー サ、測定機器の校正 用線源	_	3.33kBq	固形化してカー トンボックスに 封入

表 2. (6) -2 2000 年度に至るまでの 10 年間の核種の使途と廃棄(溶液放射性物質)(1/2)
	Cs-137	化学分析のトレ ーサ、測定機器の 校正用線源	_	45.88kBq	ポリビンに入れ ビニル袋で封入*
	Mn-54	化学分析のトレ ーサ、測定機器の 校正用線源	_	0.888kBq 未満	ポリビンに入れ ビニル袋で封入*
	H-3	液体シンチレー ションカウンタ の校正	15.54kBq	_	_
	Sr-90	低 BG 放射能測	0.37kB 未満	0.37kBq 未満	カートンボック スに収納
	51 50	定装置の校正		10.36kBq	ポリ瓶に入れ、ビ ニル袋で梱包*
1987	Sr-90	低 BG 放射能測 定器の校正	0.37kB 未満	0.37kBq 未満	カートンボック スに収納
1988	_	—	—	_	—
1989	_	—	—	_	—
1990	_	—	—	_	—
1991	_	—	—	_	—
1000	Co-60	WBC の校正	10.10kBq	10.10kBq	カートンボック スに収納
1332	Cs-137	WBC の校正	4.06kBq	4.06kBq	ポリビンに入れ ビニル袋で封入*
1993	_	_	_	_	_
1994	_	_	_	_	_
1995	_	_	_	_	_
1996	_	_	_	_	_
	Sr-90	放射能測定装置 の校正	2.33kBq	2.33kBq	石膏で固化
1997	H-3	液体シンチレー ションカウンタ の校正	78.08kBq	78.08kBq	石膏で固化
1998	—	—	—		—
1999	_	—	—		—
2000	_	—	—		_

表 2. (6) -2 2000 年度に至るまでの 10 年間の核種の使途と廃棄(溶液放射性物質)(2/2)

*液体廃棄物に該当する(他は固体廃棄物)



図 2. (6) -1 放射線管理棟第一種管理区域

_

表 1. SI 基本単位						
甘大昌	SI 基本単位					
本平里	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	Α				
熱力学温度	ケルビン	Κ				
物質量	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					
AI 立 是 SI 組 立 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 さ , 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 ⁸					
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	1					
比 透 磁 率 (b) (数字の) 1	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

	SI 旭立単位				
組立量	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	
立体鱼	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	Ν		m kg s ⁻²	
E 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 気 量	クーロン	С		s A	
電位差(電圧),起電力	ボルト	V	W/A	$m^2 kg s^{\cdot 3} A^{\cdot 1}$	
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	ジーメンス	s	A/V	$m^{2} kg^{1} s^{3} A^{2}$	
磁東	ウエーバ	Wb	Vs	$m^2 kg s^2 A^{-1}$	
磁束密度	テスラ	Т	Wb/m ²	$kg s^{-2} A^{-1}$	
インダクタンス	ヘンリー	Н	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	
光東	ルーメン	lm	cd sr ^(c)	cd	
照度	ルクス	lx	lm/m ²	m ⁻² cd	
放射性核種の放射能 ^(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	

酸素活性(1) ダール kat [s¹ mol]
 (w)SH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。
 (h)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。
 (a)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)へルツは周期現象についてのみ、ペラ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。 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。それシウス度とケルビンの
 (a)やレシウス度はケルビンの特別な名称で、温度器や温度開隔を表す整備はどもらの単位で表しても同じである。
 (b)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物告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

	SI 組立単位			
組立量	名称	記号	SI 基本単位による 表し方	
粘度	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹	
カのモーメント	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²	
表 面 張 九	リニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²	
角 速 度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹	
角 加 速 度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s^2	$m m^{-1} s^{-2} = s^{-2}$	
熱流密度,放射照度	ワット毎平方メートル	W/m^2	kg s ⁻³	
熱容量、エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2 kg s^{2} K^{1}$	
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	$m^{2} s^{2} K^{1}$	
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2 s^2$	
熱伝導率	「ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹	
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²	
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹	
電 荷 密 度	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ s A	
表面電荷	「クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A	
電東密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A	
誘 電 卒	コアラド毎メートル	F/m	$m^{-3} kg^{-1} s^4 A^2$	
透 磁 率	ペンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²	
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	$m^2 kg s^2 mol^1$	
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	$m^2 kg s^{-2} K^{-1} mol^{-1}$	
照射線量(X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A	
吸収線量率	ダレイ毎秒	Gy/s	$m^{2} s^{3}$	
放 射 強 度	ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4 m^{-2} kg s^{-3} = m^2 kg s^{-3}$	
放射輝度	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	
酵素活性濃度	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	名称	名称 記号 乗数		名称	記号		
10^{24}	э 9	Y	10 ⁻¹	デシ	d		
10^{21}	ゼタ	Z	10^{-2}	センチ	с		
10^{18}	エクサ	E	10^{-3}	ミリ	m		
10^{15}	ペタ	Р	10^{-6}	マイクロ	μ		
10^{12}	テラ	Т	10^{-9}	ナノ	n		
10^{9}	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	р		
10^{6}	メガ	М	10^{-15}	フェムト	f		
10^3	+ 1	k	10^{-18}	アト	а		
10^{2}	ヘクト	h	10^{-21}	ゼプト	z		
10^{1}	デカ	da	10^{-24}	ヨクト	v		

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=60 s			
時	h	1 h =60 min=3600 s			
日	d	1 d=24 h=86 400 s			
度	۰	1°=(π/180) rad			
分	,	1'=(1/60)°=(π/10 800) rad			
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648 000) rad			
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²			
リットル	L, 1	1 L=1 l=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³			
トン	t	$1 t=10^3 kg$			

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								
3	名称		記号	SI 単位で表される数値				
電子	ボル	ŀ	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J				
ダル	- F	\sim	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg				
統一原	子質量単	単位	u	1 u=1 Da				
天 文	単	位	ua	1 ua=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=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg≈133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海 里	Μ	1 M=1852m
バーン	b	$1 \text{ b}=100 \text{ fm}^2=(10^{-12} \text{ cm})^2=10^{-28} \text{m}^2$
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	ci単位しの粉結的な肌核け
ベル	В	対数量の定義に依存。
デシベル	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	Р	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s		
ストークス	St	$1 \text{ St} = 1 \text{ cm}^2 \text{ s}^{\cdot 1} = 10^{\cdot 4} \text{ m}^2 \text{ s}^{\cdot 1}$		
スチルブ	$^{\mathrm{sb}}$	$1 \text{ sb} = 1 \text{ cd cm}^{-2} = 10^4 \text{ cd m}^{-2}$		
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx		
ガ ル	Gal	1 Gal =1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²		
マクスウエル	Mx	$1 \text{ Mx} = 1 \text{G cm}^2 = 10^{-8} \text{Wb}$		
ガウス	G	1 G =1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T		
エルステッド ^(a)	Oe	1 Oe ≙ (10 ³ /4 π)A m ⁻¹		
(a) 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	ユ		IJ	ſ	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq		
$\scriptstyle u$	\sim	ŀ	ゲ	\sim	R	$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{C/kg}$		
ラ				K	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy		
$\scriptstyle u$				Д	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv		
ガ		$\boldsymbol{\mathcal{V}}$		7	γ	$1 \gamma = 1 \text{ nT} = 10^{-9} \text{T}$		
フ	T.		N	"		1フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m		
メー	ートル	采	カラゞ	ット		1 メートル系カラット= 0.2 g = 2×10 ⁻⁴ kg		
ŀ				ル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa		
標	準	大	気	圧	atm	1 atm = 101 325 Pa		
+1	ы		11	_		1 cal=4.1858J(「15℃」カロリー), 4.1868J		
15	Ц		9		cal	(「IT」カロリー), 4.184J(「熱化学」カロリー)		
3	ク			~	u	$1 \mu = 1 \mu m = 10^{-6} m$		