

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

巻頭言：循環型社会と放射性廃棄物
研究報告：電離イオン式計測法を用いた α 放射能測定装置の開発
高速中性子直接間かけ法を用いたウラン廃棄物のクリアランス検認技術
技術報告：高レベル放射性物質研究施設「CPF」セル改造工事の実績
技術概説：原子力施設の廃止措置におけるサイト解放の安全基準等の調査
大学・民間等施設から発生する放射能廃棄物の集荷保管事業化に向けた取組みについて
スウェーデン及びドイツにおけるウラン廃棄物の処理処分の現状

財団法人 原子力研究バックエンド推進センター

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility
Decommissioning Technology Center

RANDEC

RANDECは、原子力施設のデコミッショニング（廃止措置）技術の確立をめざした活動及び RI・研究所等廃棄物の処分地の立地等処理処分事業に関する調査等を行っています。

事業の内容

デコミッショニングに関する試験研究・調査を行います。



デコミッショニングに関する技術・情報を提供します。



デコミッショニングに関する人材を養成します。



RI・研究所等廃棄物の処分地の立地等処理処分事業に関する調査等を行います。



デコミッショニング及び RI・研究所等廃棄物の処分地の立地等処理処分事業に関する普及啓発活動を行います。

デコミッショニング技報

第37号 (2008年3月)

目次

巻頭言

循環型社会と放射性廃棄物	1
	小山昭夫

研究報告

電離イオン式計測法を用いた α 放射能測定装置の開発	2
	前川立行
高速中性子直接問かけ法を用いたウラン廃棄物のクリアランス検認技術	17
	春山満夫、高瀬 操、高峰 潤

技術報告

高レベル放射性物質研究施設「CPF」セル改造工事の実績	25
	大内晋一、宮地茂彦、市毛良明、篠崎忠宏、野村和則、小笠原甲士、 北嶋卓史、青瀬晋一、鍋本豊伸、片平不二雄、酒谷忠嗣

技術概説

原子力施設の廃止措置におけるサイト解放の安全基準等の調査	38
	榎戸裕二、宮坂靖彦、石川広範
大学・民間等施設から発生する放射性廃棄物の集荷保管事業化に向けた取組みについて	52
	石黒秀治、林 勝、千田正樹
スウェーデン及びドイツにおけるウラン廃棄物の処理処分の現状	61
	宮坂靖彦

Journal of the RANDEC

No.37 Mar. 2008

CONTENTS

Research Report

- Development of Alpha Radioactivity Monitor using Ionized Air Transport Technology 2
Tatsuyuki MAEKAWA
- Clearance Inspection Technology of Uranium Waste by Fast Neutron Direct Interrogation Method 17
Mitsuo HARUYAMA, Misao TAKASE, Jun TAKAMINE

Technical Report

- Experience of Hot Cell Renovation Work in CPF (Chemical Processing Facility) 25
Shinichi OHUCHI, Shigehiko MIYACHI, Yoshiaki ICHIGE, Tadahiro SHINOZAKI,
Kazunori NOMURA, Kouji OGASAWARA, Takafumi KITAJIMA, Shinichi AOSE,
Toyonobu NABEMOTO, Fujio KATAHIRA, Tadatsugu SAKAYA

Exposition

- A Study on Safety Concept and Criteria of Site Release of Nuclear Installation Proposed by International Organizations and Adopted in Decommissioning Practices 38
Yuji ENOKIDO, Yasuhiko MIYASAKA, Hironori ISHIKAWA
- Feasibility Study on the Business of Collection and Storage of Waste from Small Producer of Radioactive Waste. 52
Hideharu ISHIGURO, Masaru HAYASHI, Masaki SENDA
- Present Status of Treatment and Disposal of Uranium Bearing Waste in Sweden and Germany 61
Yasuhiko MIYASAKA

Development of Alpha Radioactivity Monitor using Ionized Air Transport Technology

Tatsuyuki MAEKAWA

J.RANDEC, No37 (Mar.2008) page2~16, 20 Figures, 2 Tables

A novel alpha radioactivity monitor using ionized air transport technology has been developed for future constitution of "Clearance Level" for uranium and TRU radioactive waste. We carried out optimum design and realized two kinds of practical alpha activity monitor, combining with radiation detector technology, ionized air physics and computational fluid dynamics. The results will bring paradigm shift on the alpha-ray measurement such as converting "closely contacting and scanning measurement" to "remotely measurement in the block", and drastically improve the efficiency of measurement operation. We hope that this technology will be widely endorsed as the practical method for the alpha clearance measurement in future.

Clearance Inspection Technology of Uranium Waste by Fast Neutron Direct Interrogation MethodMitsuo HARUYAMA, Misao TAKASE,
Jun TAKAMINE

J.RANDEC, No37 (Mar.2008) page17~24, 13 Figures, 2 Tables

In recently year, clearance level of the uranium waste is concretized, and then the inspection technology with low cost and high precision is required. Therefore, we performed applicability evaluation for the uranium waste of fast neutron direct interrogation method and developed a suitable measurement system for the waste. As a result, it was confirmed that the measurement to be lower than clearance level greatly was possible by using the optimized measurement system. In this report, we introduce applicability evaluation to the uranium waste of this technique and a principle and the refinement of the device.

Experience of Hot Cell Renovation Work in CPF (Chemical Processing Facility)Shinichi OHUCHI, Shigehiko MIYACHI,
Yoshiaki ICHIGE, Tadahiro SHINOZAKI,
Kazunori NOMURA, Kouji OGASAWARA,
Takafumi KITAJIMA, Shinichi AOSE,
Toyonobu NABEMOTO, Fujio KATAHIRA,
Tadatsugu SAKAYA

J.RANDEC, No37 (Mar.2008) page25~37, 18 Figures, 2 Tables

CPF (Chemical Processing Facility) was constructed at Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories of Tokai Research and Development Center of JAEA (Japan Atomic Energy Agency) in 1982 as a basic research field where spent fuel pins from fast reactor (FR) and high level liquid waste from Tokai Reprocessing Plant can be dealt with. Through 15 years of various experimental researches using the FR spent fuel, the essential applicability of the conventional reprocessing process technologies, such as fuel dissolution, solvent extraction, etc., to the FR spent fuel reprocessing process had been demonstrated.

The renovation of the CPF was carried out in order to contribute to research and development on an advanced fast reactor fuel cycle system. It was remodeling of the CA-3 cell and repairing of maintenance components in the CA-5 cell which had been out of order. Old equipments in the CA-3 cell including vessels and pipes were removed after successful decontamination, and new equipments were installed conformably to the new design. For the purpose of easy installation and rearranging the experimental equipments, equipments were basically connected by flexible pipes. The in-cell crane in CA-5 was renovated to increase driving efficiency. At the renovation for the in-cell crane, full scale mockup test and 3D simulation test had been executed in advance. With respect to the cell renovation work and crane repair work, a method that gave full consideration to safety was employed and the work was performed without accidents or trouble. Moreover, through improvement of the construction method, a drastic

reduction of radioactive exposure of the workers was successfully achieved.

A Study on Safety Concept and Criteria of Site Release of Nuclear Installation Proposed by International Organizations and Adopted in Decommissioning Practices

Yuji ENOKIDO, Yasuhiko MIYASAKA,
Hironori ISHIKAWA

J.RANDEC, No37 (Mar.2008) page38~51, 4 Figures,
8 Tables

Regulatory systems and safety criteria of site release of nuclear installation proposed by international organizations such as IAEA and applied in decommissioning in domestic and foreign countries have been studied, in order to avail them to deliberate the relevant domestic regulation and guides. In addition, the applicability of the proposal and practices to domestic legislation have been discussed. Regarding the national safety criteria, the annual individual dose constraint is optimized between $10\mu\text{Sv}$ and $300\mu\text{Sv}$ after recommendation and/or guides of IAEA etc.. Unconditional release should be achieved, but the conditional and/or partial site release are possible under the same safety criteria to make the selection flexible for licensees.

Feasibility Study on the Business of Collection and Storage of Waste from Small Producer of Radioactive Waste.

Hideharu ISHIGURO, Masaru HAYASHI,

Masaki SENDA

J.RANDEC, No37 (Mar.2008) page52~60, 5 Figures,
1 Table

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility Decommissioning Technology Center (RANDEC) has investigated the feasibility study on the business of collection and storage of many kinds of low level radioactive waste in radioactive facilities.

This works include the total volume of waste, conceptual design of storage facility and cost estimation of construction and operation of this business. This paper describes the some points of the results of this study.

Present Status of Treatment and Disposal of Uranium Bearing Waste in Sweden and Germany

Yasuhiko MIYASAKA

J.RANDEC, No37 (Mar.2008) page61~72, 6 Figures,
6 Tables

This report describes the philosophy and the present status of treatment and disposal of uranium bearing wastes in Sweden and Germany, focusing on the slightly contaminated uranium waste generated in nuclear fuel manufacturing process of Westinghouse Electric Sweden AB, and on the waste generated from decommissioning of Siemens' former Hanau (previously RBU GmbH) nuclear fuel fabrication plant.

The report also describes the disposal in Sweden of the wastes released from nuclear regulation after clearance measurements, which are disposed in municipal facilities for non-nuclear industrial waste.

循環型社会と放射性廃棄物



京都大学 原子炉実験所
教授 小山 昭夫

昨年12月12日に文科省による「研究施設等廃棄物処分に向けた取組に関する説明会」が開催され、文科省から処分に向けた取組の現状、また、原子力機構からは処分事業の基本的考え方が説明された。この説明会には当該廃棄物発生者が多数出席し、原子力機構が廃棄物処分の実施の責任を負うことの明確化、廃棄物発生者は費用負担とともに実施主体に委託することにより発生者責任を果たすことが求められること等の説明に熱心に耳を傾けた。増加する廃棄物の保管等の問題が生じており、原子力やRIに関係する研究開発を今後とも円滑に進めるために、1日も早い処分の枠組みの制度化が望まれる。しかし廃棄物の最終処分以外にも、廃棄物の収集システムの構築、保管、中間処理、廃棄体作成等今後解決しなければならない課題が山積しており、問題の解決にはもうしばらく時間がかかりそうである。

「研究施設等廃棄物」は原子炉廃棄物やRI廃棄物等にそれぞれの発生源を規制する法律によりに分類されており、廃棄物の中には同時に2つ以上の法律により規制されるものもあるが、廃棄物を安全に処理・処分するという観点から廃棄物の性状に応じて安全性を確保することを目的とする一元的な規制の方が合理的であるように思う。現在RI廃棄物等は(社)日本アイソトープ協会による集荷が行われており、発生者側から見れば廃棄物の問題は一見解決しているかのように見える。集荷された廃棄物が保管管理されている現状では問題の場所を移しただけでも考えられるが、多数の小規模発生者が独自に保管する状況よりは廃棄物から派生する危険性は少ないように思われる。廃棄物の中小発生者の中には廃業する事業者も考えられるので、処分事業の開始までに長期間を要する場合はRI廃棄物以外の研究施設等廃棄物についてもRI廃棄物と同様の集荷、保管事業が必要になるかもしれない。

平成12年に制定された循環型社会形成推進基本法は、「大量生産・大量消費・大量廃棄」型の経済社会から脱却し、環境への負荷が少ない「循環型社会」を形成することを目標としている。地球温暖化対策等としての省エネ対策をも目標の一環として一般廃棄物の減量についてリデュース、リユース、リサイクルの3Rが進められ、充分とはいえないがそれなりに成果を上げている。放射性廃棄物はこの基本法の法体系には含まれないかもしれないが、精神的には3R等の同じ目標を追求すべきである。従来、放射性という特性が強調され減量への取組が弱かったように感じるが、安全性を確保しつつ減量対策に取り組む必要がある。実験廃棄物の場合は手順、方法、器具を十分吟味して廃棄物の低減を図ること、新たな施設の建設にあたっては、廃止措置をも視野に入れて、解体時の廃棄物発生量を最小にすることが必要である。

放射性廃棄物の地中埋設処分のうち最もレベルが低い廃棄物の処分に適用されるトレンチ処分は、産業廃棄物の安定型や管理型処分と似た処分と説明されるように土による遮蔽・隔離能を利用して廃棄物を処分するもので、対象が放射性物質かどうかに関わらず同じような処分が行われる。必要に応じて地層処分等の方法で安全性を確保する必要があるが、放射性という特性を強調しすぎることなくその危険性に対処し、廃棄物量を抑制した上で発生した廃棄物を適切に処分することが循環型社会形成の目標と一致すると信じている。

電離イオン式計測法を用いた α 放射能測定装置の開発

前川立行*

Development of Alpha Radioactivity Monitor using Ionized Air Transport Technology

Tatsuyuki MAEKAWA *

ウラン及びTRU廃棄物に対する α 放射能クリアランスレベルの制定に備え、電離イオン式計測法を用いた新たな α 放射能測定装置の開発を進めてきた。従来からの放射線計測技術に加え、空気イオンの特性把握や流体解析技術を組み合わせることで、本方式の特長を最大限に活かした実用的なモニタ装置を実現した。これにより、従来の α 線計測の常識とも言える密着・走査測定が、遠隔・一括測定へとパラダイムシフトし、測定作業の効率が著しく向上する。今後この装置技術が、 α クリアランス計測を進める上での現実的な解として、広く受け入れられるようになることを期待する。

A novel alpha radioactivity monitor using ionized air transport technology has been developed for future constitution of "Clearance Level" for uranium and TRU radioactive waste. We carried out optimum design and realized two kinds of practical alpha activity monitor, combining with radiation detector technology, ionized air physics and computational fluid dynamics. The results will bring paradigm shift on the alpha-ray measurement such as converting "closely contacting and scanning measurement" to "remotely measurement in the block", and drastically improve the efficiency of measurement operation. We hope that this technology will be widely endorsed as the practical method for the alpha clearance measurement in future.

1. はじめに

現在、核燃料サイクル・バックエンド関連施設で発生するウラン・TRU廃棄物は、それぞれの事業所内で保管されており、今後機器や施設の解体なども考慮すると相当な物量になっていくものと予想される。このため、原子炉施設等を対象に既に制度化されている β ・ γ 放射能に関するクリアラ

ンスレベルと同様、ウラン・TRU廃棄物に対応する α 放射能のクリアランスレベルの制定と、それに基づく分別の実施が強く望まれている。

しかしながら、実際に様々な廃棄物に対する α 放射能の測定を現実的な効率で実施することを考えると、 β ・ γ 放射能測定の場合とは全く異なる新たな課題に突き当たる。

この一番の要因は、 α 線の透過力・飛程にある。

* : (株)東芝 電力・社会システム技術開発センター 計測・検査技術開発部 (Toshiba Corporation, Power and Industrial Systems Research and Development Center)

α 線の透過力は極めて小さく、ウラン・TRU核種から放出される数MeV程度のエネルギーを持つ α 線の飛程は、たかだか空気中で数cm、鉄中では μm オーダーである。

この α 線測定について、放射線管理の現場で最も一般的に用いられてきた手法は、ZnS (Ag) シンチレータを用いた α 線サーベイメータである。

サーベイメータでは、測定対象物表面から放出された α 線 (α 粒子) が受感面に入射してエネルギーを失うことで検出・計数をする。このため受感面は、常に測定対象物表面に対して飛程以内の距離で、しかも可能なかぎり密着させておく必要がある。

実際の測定においてはほとんどの場合、人手や測定治具を併用した全表面の走査測定が必要となるため、大型・多量の廃棄物の測定をする場合には、必然的に多くの時間が必要となる。さらに狭隘部分や複雑な形状物に対しては、走査が困難であるばかりでなく、放出された α 線そのものが受感面まで到達し得ないような条件の場合には、測定自体が困難となる場合も想定される。

従って、大量の測定対象を前提とするクリアランスレベル測定を行うに当たっては、従来のサーベイメータに加え、より効率的かつ現実的な測定手法の実用化が切望されている。

当社では、こういった背景とニーズに対する解の一つとして、 α 線が空気を電離して生成する多数のイオンに着目し、測定対象物の周囲に発生したイオンを空気流で一括して輸送・収集・計測する電離イオン式計測手法の実用化開発を進めてきた。

本稿では、原理や技術開発の変遷、最新の開発成果について紹介することで、この電離イオン式計測が来るべき α 放射能クリアランスのための実用的測定手段となり得ることを示す。

2. 原理と課題

2.1 基本原理と特長

電離イオン式計測法とは、 α 粒子が空気中を飛行する際に、飛跡に沿って残す空気の電離イオンに着目し、空気流を使ってこれらを α 線の飛程の数十倍もの長距離輸送し、電場をかけた領域でイ

オン電流として計測するものである (Fig.1)。従来のサーベイメータが直接 α 粒子を測定する事と比較すると、本方式はいわば間接測定ともいえる。

一般に「間接測定」というと、情報量として直接測定よりも劣るという印象を受けやすいが、この場合には必ずしもあてはまらない。これについて、検出する対象の数とその時空間の観点から説明する。

先ず「数」の観点から見ると、一次情報である α 粒子数は一崩壊に対して1個しか発生しないが、付随して生成する空気イオンの数は、極めて多い。たとえば、天然に最も多く存在するウラン238から放出される α 線の場合、平均エネルギーは4.194MeV、空気のW値は35.08eVであるため、1個の α 線が空気中でエネルギーを失うことにより12万個弱もの空気イオン対が生成されることになる。

次に「時空間」の観点から見ると、 α 線粒子は放出され、空気中を数cm飛行して瞬時にエネルギーを失い消滅する。一方、電離した空気イオンはその姿を変えつつ衝突や再結合で消滅するまでの時間(寿命)は、空気流の流路を適切に設計した場合、実に20秒程度もあり、その間空気流で輸送・収集することができる。

従って、検出・測定対象として α 粒子と電離イオンを比較した場合、桁違いに数が多く、運動の方向の変更も含めた輸送というフレキシビリティを備え、しかも時間的に長く存在することのできる電離イオンのほうがはるかに有利であることが容

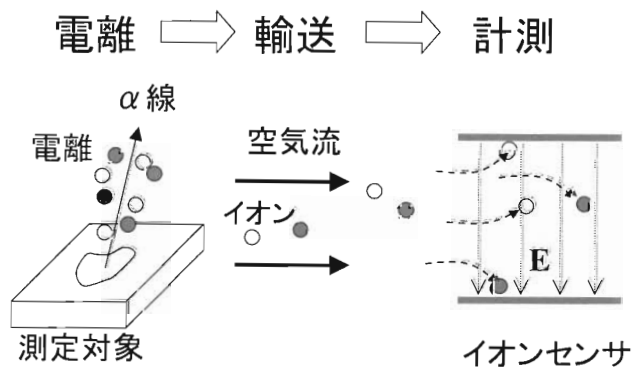


Fig.1 Principle of Alpha-ray Measurement using Ionized Air Transport Technology

易に推察できる。

このため電離イオン式計測法では、測定対象物への密着や位置決めに制約を受けることなく、遠隔に置いた検出部に、空気流で一括・迅速に電離イオンを輸送し、そこで電離イオンを効率的に測定するという測定システムを構築することができる。

空気流を最適化することで、表面のみならず裏面や複雑・狭隘部などの表面汚染も測定対象とすることができるため、人手による丹念な測定作業に替わる自動化システムを容易に構築できるなど、従来のサーベイメータ測定に関わる根本的課題が一挙に解決される。

我々はここに着目し、この電離イオン式計測法を来るべきウラン・TRU廃棄物の α 放射能計測、 α クリアランス測定に適用すべく開発を進めてきた。

2.2 技術開発の変遷

本節では、技術の起源から現在に至るまでの開発の変遷を簡単に紹介する。電離イオン式計測法の特長は、 α 粒子そのものではなく、空気が電離したイオンに着目するところにあるという事は前節でも述べた。このイオン計測に関する基本概念は既に1991年頃、米国のロスアラモス国立研究所において提唱されたものである^{1,2)}。

この技術は初め、LRAD (Long Range Alpha Detector) と命名され、 α 粒子の飛程以上の“Long Range”での測定が可能ということが訴求された。

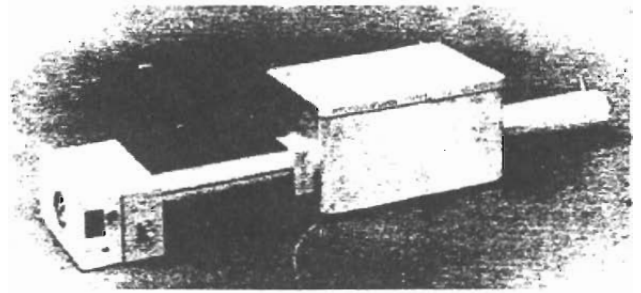


Fig.2 Prototype of LRAD¹⁾

実際にFig.2に示すような小さなデモンストレーション測定器で成立性が示された。

この成果を受けて、エバーライン社により製品化されたものがFig.3のグリッドイオンチェンバ³⁾である。測定空間は330mm×420mm×560mmと小型であり、あくまで小型物品の測定を対象としたものである。ブローによる空気流でイオンを移動させ、大型の平板・網状電極の流れに垂直に挿入し、ここでイオン電流を測定し、空気は外部に排気するというものである。最良の条件下では3 Bq程度の検出下限値が得られている。

これにより、従来からの懸案であった表面汚染の一括測定は実現できたが、必ずしも本方式の持つ真の“Long Range”性を有効に活用したものはなかった。これに対する解ともいべき拡張版の研究が進められ、BIL社からIonSens^(R) 208⁴⁾が発表された (Fig.4)。

測定空間は1 m×1 m×0.8mであり、大型物品の測定に対応できるように構成されている。大

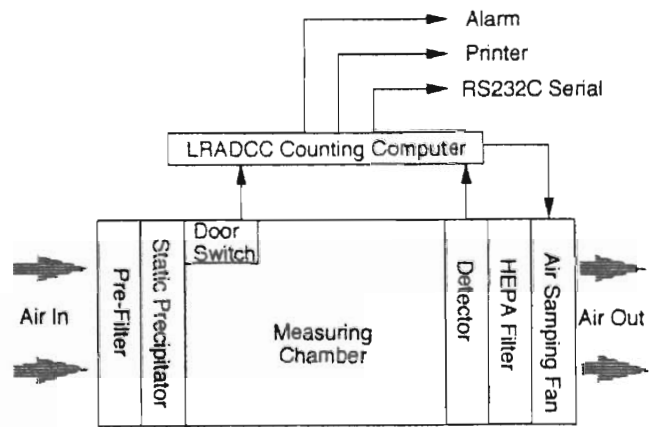
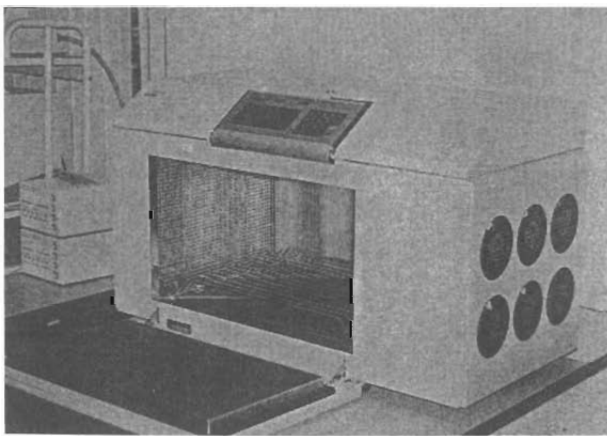


Fig.3 Grid Ion Chamber (LRAD-1)³⁾



Fig.4 IonSens(R)208 2)

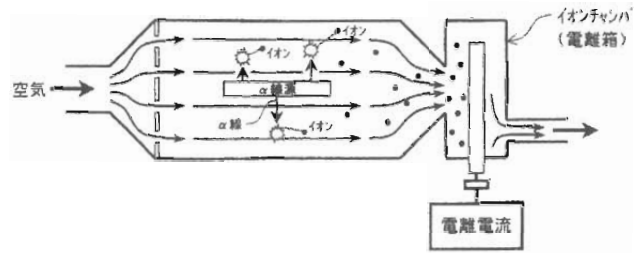
きな測定空間に空気流を通すために、それなりに高流量であるものと予想される。測定対象物に対して一直線に流路を設け、その終端でイオン電流を測定する構造になっている。大型の物品測定には対応できるようになったが、検出下限値については100秒で10Bq強であり、前述のLRAD-1よりも明らかに高くなっていた。

このように、電離イオン式計測の原型として、小型物品を測定する装置から始まり、次に測定室サイズと風量をあげて大型化への拡張がなされた。

しかしながら、いずれの場合にもイオン輸送のための媒体としては外気を吸引し、廃棄物を通過した空気は測定が終わりそのまま排気されるというワンスルー型が採用されていた。また、イオンの検出部は、いずれも流れを乱さないように配慮されつつも、流路全体をカバーすべく大型の電極が用いられていたようである。このため、結果的に絶縁や微小振動の影響による漏洩電流が増大してしまい、検出下限値としてはあまり下がらなかった。また、ワンスルー型では、どうしても空気中のラドン・トロンの変動を受けやすいため、吸引する大気中のイオンによるバックグラウンド増大も免れなかったものと思われる。

こういった先行事例を踏まえ、国内でも新たな観点を取り入れた方式での開発が進められた⁵⁾。その例をFig.5に示す。

この開発事例では、これまでワンスルーであっ

Fig.5 An Example of Improved Apparatus using Air Circulation⁵⁾

た空気を高流量で密閉循環させるようにした点がこれまでの装置と大きく異なる点である。これにより、空気中のラドン・トロンの変動影響を抑制することができるようになる。イオンの検出部には、Fig.5に示したように、流れに垂直に立った電極を持った一般的な空気電離箱を用い、測定室を通った空気流の一部を分岐して空気電離箱に導く構造になっている。測定室は330mm×330mm×440mmと小型であり前述のLRAD-1と同程度ではあるが、より大型化の可能性も含んだ構造になっている。また、複雑形状物などにも対応できるように、対象物に対して分岐流を側面から噴き付けるような流路構成も考慮されており、複雑形状への対策も考えられている。しかしながら、イオン測定部の形状の制約や、空気流の一部を分岐して測定しているために、検出下限には限度があり、比較的高いα放射能レベルの測定を想定した構造になっていた。

2.3 クリアランス測定に向けた課題と取り組み

これまでの技術開発の変遷を見ると、Fig.3のグリッドイオンチェンバを起点に、対象物の大きさの大型化・複雑化対応や吸引空気のバックグラウンド低減・安定化対策などが取り組まれてきたが、その結果得られた性能（検出下限）は必ずしも満足 of いくものではなかった。

しかしながら、電離イオン式計測の持つ“long range”性は冒頭に述べたようにクリアランス測定の課題に対して極めて大きな可能性を持つものである。このため我々はこの可能性を現実のものとするべく、大型物品に対応可能でかつ必要十分な検出下限で測定することのできる装置技術の開発に取り組んできた。開発当初、あらためて技術分析に

より課題抽出をしたが、結局のところ以下の3つに要約された。

- (1) 大型物品の周囲近傍に発生したイオンを無駄なく剥ぎ取り、空気流にのせて、イオン計測部まで低損失まで輸送すること
- (2) 輸送されてきたイオンを高効率で計測すること
- (3) 種々の形状に対して、安定した測定ができること

(1) に関しては、大型物品の測定のために測定室を大きくすると、必然的に測定室内の気流の不均一性増大やイオン計測部まで空気流を導く流路での滞留や偏流など、空気流の挙動に大きく影響を受けるようになるため、流体力学的観点からの検討が新たに必要となる。さらに、イオンについては、空気流とは独立した事象として生成し、それが空気流に合流し輸送され、最後は消滅するにいたるという一連の過程について、空気流の挙動と関連付けて把握する必要がある。

(2) に関しては、流量・流速が必然的に大きくなるために、イオン計測部においては電極近傍の流力振動によるノイズ発生の抑制や、電荷と運動エネルギーを持って移動するイオンに対しての収集効率の確保などが重要になってくる。

更に(3)に関しては、大空間の測定室に導く空气中に元から含まれるイオンや、ラドン・トロン由来の α 線によるバックグラウンド、小さな測定室では寄与が小さかった宇宙線や周囲の γ 線による影響などの低減やその評価などが重要になってくる。また、測定対象物の形状や流路の相互作用による局所的な空気流の滞留や偏流などの定量的把握も重要になってくる。

こういった課題の解決にあたり我々は、従来からの空気電離箱技術の延長線上ではなく、新たな開発のアプローチをしてきた。イオンについては発生から輸送・消滅までのマイクロな現象と特性把握を行うと共に、そこで得られた知見とマクロな流体解析技術等を組み合わせることで、測定装置の最適化設計技術の構築と装置のラインアップ拡大を進めてきた。次節以降に最新の開発成果を述べる。

3. 開発成果

3.1 据置型モニタ

3.1.1 装置概要

α クリアランスのための最も基本的かつ必須の据置き型モニタの開発成果について述べる。当初この据置き型モニタは当社単独で開発に着手し、まず1m角の測定室を備えたプロトタイプシステムを試作した。これを用いて数Bq程度の放射能測定が可能であることを検証⁶⁾すると共に、前節に示したような実用化に向けた課題抽出をした。

その後、平成15年度～17年度の3年間、経済産業省の革新的実用原子力技術開発費補助事業において、(独)日本原子力研究開発機構(JAEA) 殿によるプロジェクト統括のもと、当社と東北大・東大・名工大を含めた5グループで「電離放射線のイオン流体移送型計測に関する技術開発」を進めた⁷⁾。

1) 目標仕様

装置の開発にあたっては、Table 1に示すような目標仕様を設定した。測定対象には廃棄物だけではなく、管理区域内に持ち込み・使用した機材の持ち出し測定についても想定した。

測定室として1m角の空間を確保し、大型の測定物に対して人手によるサーベイよりも確実に迅速に測定できるようにするために、10分未満の測定時間を設定した。

検出下限については管理区域からの搬出基準やクリアランスレベル予想値などを考慮した上で4Bqに設定した。プロジェクト着手当時には全 α のクリアランスレベルを0.1Bq/gと予想していた

Table 1 Target Specification of Stationary Monitor

項目	仕様
測定対象	α 核種 (U, TRU) で汚染可能性のある廃棄物 (金属)
測定室寸法	1.0m × 1.0m × 1.0m
測定時間	10分以下で測定できること
検出下限	4Bq (標準線源を用いた測定装置単体での検出下限) - 160cm ² に対して搬出基準 (0.4Bq/cm ²) の1/10 - 1kgに対してクリアランスレベル予想値の1/10～1/100以下 (α クリアランスレベル予想値: 核種別に0.1～1Bq/g)
感度の 一様性	測定室内の位置に対する依存性±50%

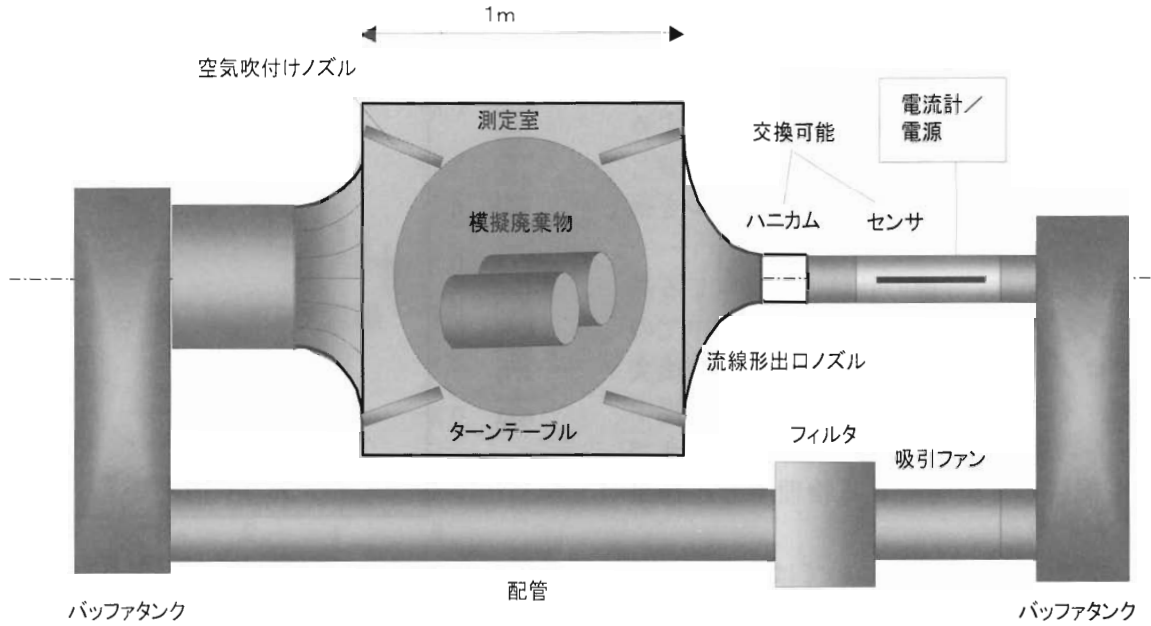


Fig.6 Configuration of Stationary Monitor⁶⁾

が、最新の情報（第13回原子力安全委員会放射性廃棄物・廃止措置専門部会資料）によれば、主な成分である天然核種（U-234、238）については1 Bq/g、その他の人工核種の中では例えばU-232については0.1Bq/gといった値が議論されている。

このため目標設定した4 Bqという値は、測定対象物の重量を1 kgと仮定した場合、クリアランスレベルに対して1/10~1/100オーダの安全係数を見込んだ値となる。

また、感度の一様性という観点では、1 m角という大きな測定室の中での標準線源に対する検出感度の位置依存性が±50%以内に収まるように目標設定した。

2) 装置の基本構造

Fig.6にモニタ装置の基本構造を、Fig.7には外観写真を示す。

1 m角の測定室の前後には、空気流の乱れを抑制するためのバッファタンクを配備し、これら全体を配管でループ状に接続し、フィルタを介在させて空気中のエアロゾルを除去しながら空気を循環させた。測定室の出入り口と配管の接続部は流線形のノズルで接続した。測定室の中には回転テーブルを置き、その上に測定対象物をおいて回転させながら測定することができる。さらに、測

定室の中には4本の圧縮空気噴き付け用のフレキシブルパイプを備えており、狭隘部分を有する対象物には必要に応じて局所的な空気噴き付けによる空気流・イオンの追い出しができるようになっている。

測定対象物の周囲に発生したイオンは、ノズルを介して送り込まれた空気流で剥ぎ取られ、かき混ぜられ、再び出口側の細い配管に送り込まれる。この配管そのものがイオンセンサになっており、配管の中心軸相当部分に埋め込まれた長尺電

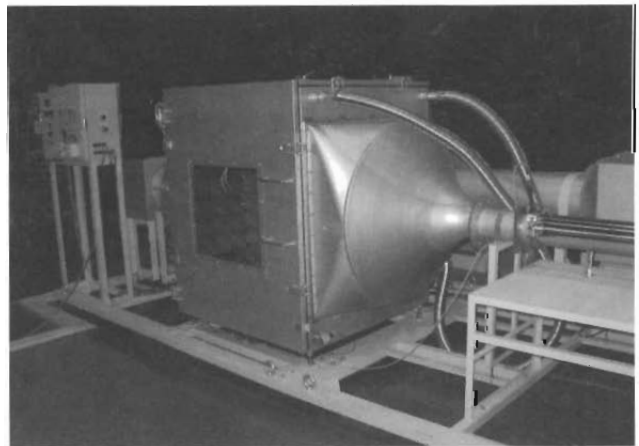


Fig.7 Photograph of Stationary Monitor

極と管壁との間に電場をかけることで、流路を流れるイオンによる誘起電流を測定する。

3) 開発のポイント

Fig.6に示したような最終的な構造を決定する前段階として、イオンの挙動に関する基礎実験と評価を行い、イオン挙動に関する物理モデルを検討した。

Fig.8に示すように、α線の軌跡近傍に生じる高密度のイオンとそれらの再結合、空気流の中での拡散やエアロゾルへの付着、再結合や壁との衝突による消滅、イオン計測部に到達した際の電場中の動きなどを考慮し、イオンの発生から測定までの全過程を網羅して説明できる物理モデル構築し、検証した⁸⁻¹¹⁾。

さらに、空気の流れ全体については実験とあわせて流体解析を行い、滞留や圧損の少ない形状や構造を決めた。また、得られた流れの場の中のイオン挙動を前述の物理モデルで考慮しながら、流速・流量の最適化やイオン計測部分の構造の最適化設計等を進めた¹²⁻¹³⁾。

Fig.9は一例として、模擬測定対象に標準線源を装着し、一連の物理モデルと流体解析により算

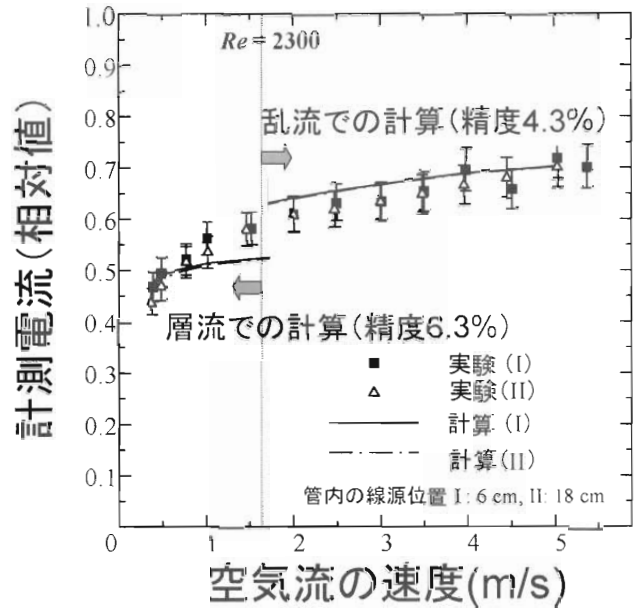


Fig.9 Sample Calculation of Ion Current based on Physical Model of Ion Behavior⁹⁾

出したイオン電流の予測値と、実際に測定で得られた値との比較を示す。

空気流の流速を変えて、イオンの輸送・寿命・

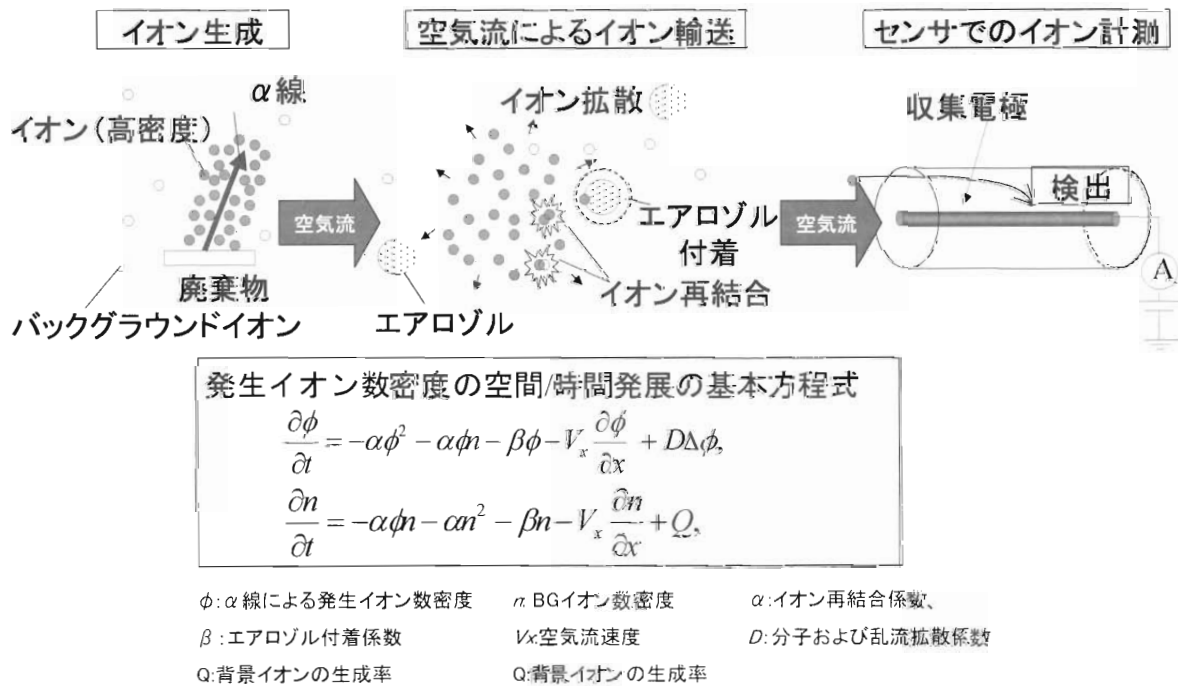


Fig.8 Physical Model of Ion Behavior

イオンセンサでの応答などを含めて解析評価したものである。レイノルズ数 (Re) 2300を境に流れの全成分が層流から乱流に切り替わると近似して計算したため、2 m/s近傍の遷移領域では計算評価値に段差が出ているが、それを考慮すると計算予測値と実験値は良くあっており、物理モデル自体の妥当性を確認することができた。

従来、実は理論的には曖昧であったとも言えるこの電離イオン式計測法に対して、このような物理モデルを構築して流体解析を適用することで、現象そのものの定量的な理解・把握が進み、理論と根拠のはっきりした最適化設計ができるようになった。

3.1.2 性能評価結果

1) 装置単体での基本性能検証結果

まず初めに、測定対象物に依存しない測定装置単体としての基本性能評価を行った。1 m角の大きな測定室の中での空気の流れとイオン収集の程度は完全に一様とは言えない。このため、測定室中の様々な位置に点線源をおいて、そのとき得られる感度の位置依存性を、イオン収集率相対値として得た。測定位置としては、1 m角の体積中心点と、そこから水平面4方向に20cmずらした点に着目した。Fig.10には得られた平均電流値の全データ平均値を1として算出した相対値を示した。

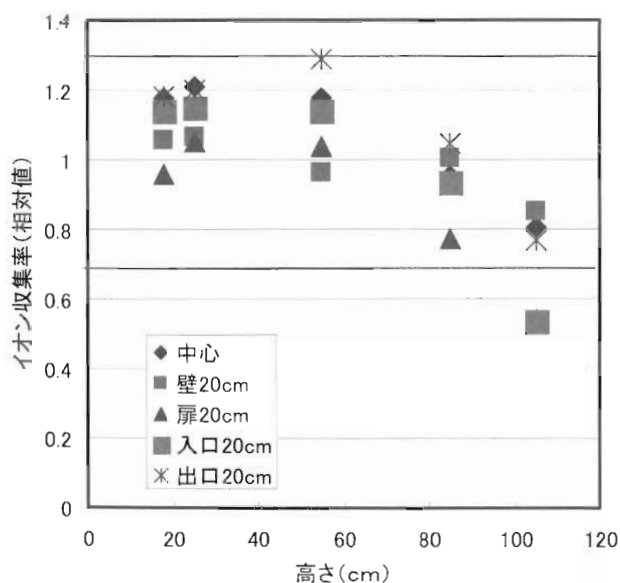


Fig.10 Position Dependence of Ion Collection Efficiency ⁷⁾

測定室内で大きな滞留・偏流はなく、高さ約90cmまでの範囲で、位置依存性は±30%以内であり、先のTable 1で示した目標仕様を満たすことを確認した。

この位置依存性を確認した上で、代表ポイントとしての測定室中央における検出下限値を評価した。検出下限はイオン電流をいかに効率良く検出し、かつ空気中のイオンやイオン電流計測系の漏洩電流などに起因するバックグラウンド電流を低く安定に抑えるかにかかっている。

測定室に測定対象物を何もいれずに空気を循環させながら測定して得られるバックグラウンド電流の値は、設置する地域や場所、換気空調の条件などにより異なるが、実験室で測定した一例ではおよそ700フェムトアンペア程度であった。

100秒間の区間平均電流値として数回繰り返し測定したところ、標準偏差0.5%程度という安定した値が得られた。もちろん、一日を通して見るとラドン・トロンや換気空調系の運転等の影響を受けるが、一回の測定に要する時間スパンにおいては十分に安定した値と言える。

この値と、電流と放射能の換算係数から評価した放射能の検出下限値は約4 Bqであった。なお、単位時間当たりの α 放出数 (個/s) から放射能への換算に必要な線源効率としては安全側評価を行うために、サーベイメータのJIS規格 (JIS Z4504) に記載されている値0.25を使用した。以上の測定・評価により、開発した装置が、先のTable 1で示した目標仕様を満たすものであることを検証した¹⁴⁾。

2) ウラン付着物に対する放射能定量評価結果

測定装置単体での性能検証に引き続き、Fig.11に示すような種々のウラン付着部品に対してサーベイメータと電離イオン式の両方の計測を行うと共に、ICP-MSによる破壊分析値から求めた放射能評価値との比較を実施した^{15, 16)}。測定結果をFig.12に示す。

単位時間当たりの α 線発生数から放射能濃度への換算係数に含まれる線源効率は、幾何学効率と α 線の表面からの発現率の積で表され、サーベイメータのJIS4504では0.25 (幾何学効率0.5×発現率0.5) とされている。しかしながら、この図の縦軸の定量値算出にあたっては、発現率は仮に1と

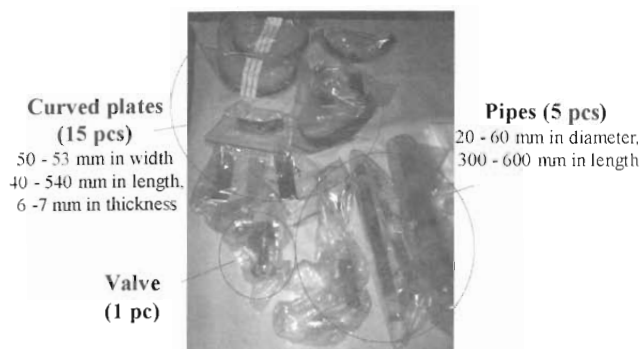


Fig.11 Measurement Samples 7, 15)

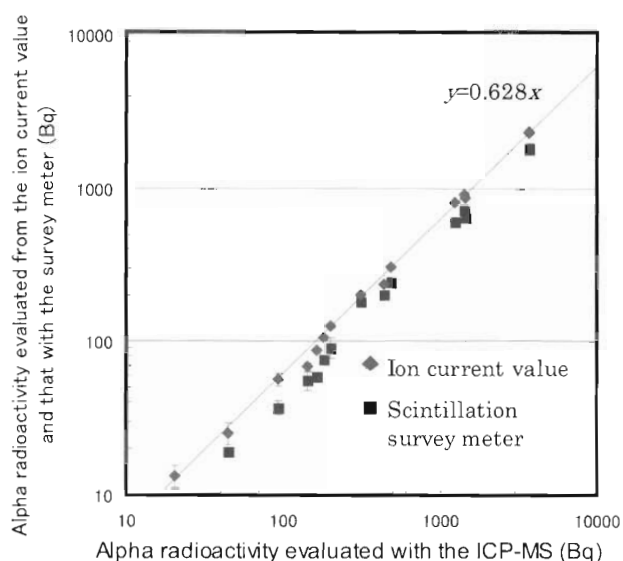


Fig.12 Comparison of Quantitative Analysis 15)

において幾何学効率分だけに相当する0.5を用いている。

また、横軸のICP-MSの分析値から求めた定量値にはU-234の寄与分を推定して含めている。U-234は質量組成比が小さいためICP-MSの検出下限未満であるが、放射能の観点からの寄与は極めて大きく無視し得ない。このため、U-234についてはU-235の質量評価値から天然存在比に基づき存在することを仮定し、これより全放射能値を評価した。

図から判るように、まず電離イオン式計測、サーベイメータともにICP-MS評価値と比例性があることを確認した。これらのデータから改めて発現率も含めた線源効率を推定してみると、サー

ベイメータではJIS4504と同等の0.25 (発現率0.5)、電離イオン式では0.3 (発現率0.6) が得られ、これらを放射能換算係数に考慮した場合は、絶対値についても破壊分析評価値とほぼ一致することを確認した。

サーベイメータに関しては、校正時には線源に対して密着測定することで換算係数を得ているが、湾曲したような実際の試料に対しては若干の空気ギャップを介した測定が行われており、見かけ上機器効率が低下する。一方、電離イオン式計測においては、校正時と実際の試料測定はいずれも周囲の空気を同様に吸引して行うため、機器効率の変化はほとんどないと言える。

従って、電離イオン式計測について得られた0.6という値は発現率そのものに相当し、サーベイメータで得られた値は発現率0.6に実質的な機器効率の低下ファクタ分を乗じたみかけ上の値に相当すると考えられる。

以上より、電離イオン式計測においてもJIS Z 4504で示されている線源効率0.25を適用しておけば、安全側かつ妥当な濃度評価ができると言える。電離イオン式計測は、試料表面から出現はするもののサーベイメータ受感面までには到達しないようなα線成分に対しても、空気電離イオンを収集することで検出対象にできる。このことから、電離イオン式計測は、サーベイメータと同等の運用が可能であると共に、測定に対して原理的にロバスト性の高い手法と言える。

3) 形状依存性の測定評価結果

実際の測定においては、様々な形状・大きさのものが想定される。このため、これら形状依存性について測定した結果をFig.13に示す⁷⁾。

図中には測定したサンプルの種類・形状に関する注釈も示した。測定室の中心に置いた標準線源に対して得られた正味電流を1とし、各サンプルの代表位置に標準線源を装着し、そのとき得られた正味電流値を相対値としてプロットした。この縦軸の値はイオンの収率にも読み替えられる。

φ 4 cm以下の細い配管内側やドラム缶内側充填物の測定においては、圧縮空気吹き付けによる狭隘空間からのイオンの追い出し対策をしても測定される電流は低めであった。これはもともと配管内面の空間がα線の飛程よりも短いために、電離

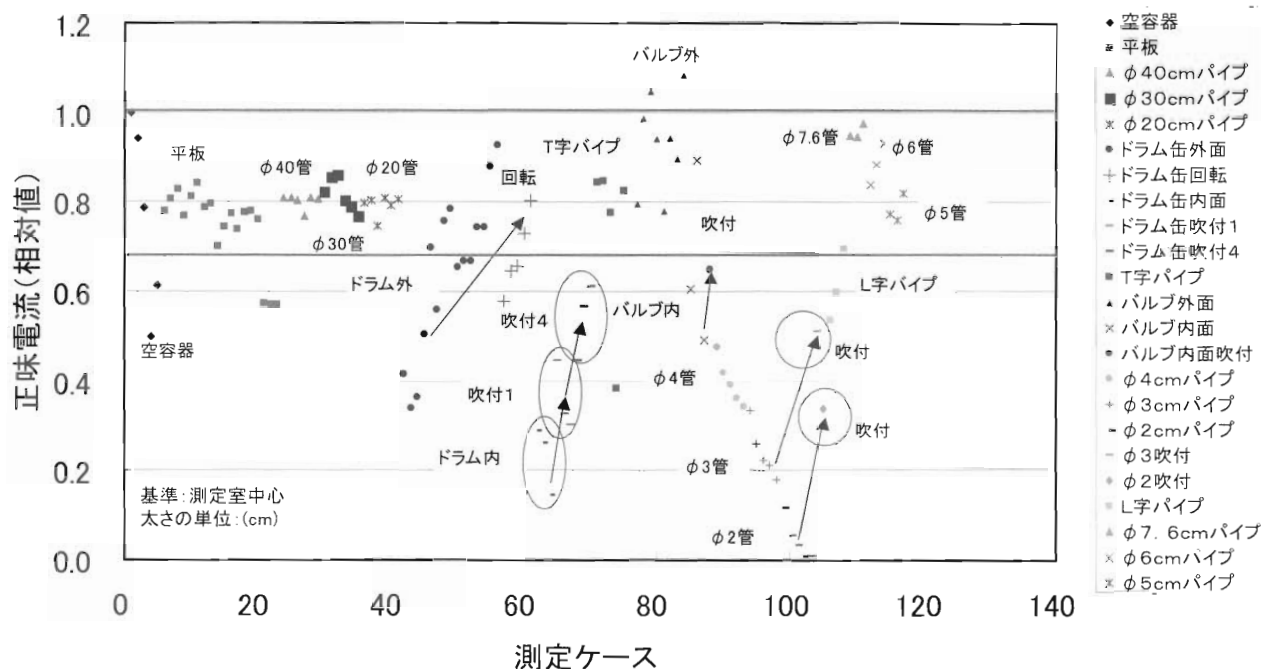


Fig.13 Geometrical Dependence of Sample Variation 7)

イオンの発生量自体が極めて少なくなり、計測電流が小さくなった寄与も考えられる。それ以外の各種形状についての計測電流（相対値）はおおよそ0.6程度までに収まっている。

同程度の計測電流、即ちイオン収率を持つサンプルについては、一つの放射能換算係数でグルーピングすることでまとめて測定することができる。明らかにイオン収集効率の異なるものについては、個別に換算係数を求めれば良い。

複雑な形状の場合には、同一形状であっても汚染部位の違いによる換算係数の変動分を考慮すべき場合もある。こういった場合には、この開発の中で構築したイオン挙動の物理モデルを組み合わせた流体解析技術が有効である。

Fig.14には解析の一例を示す。測定室の中に置いたL字パイプの内部1箇所を汚染箇所（イオン源）があることを仮定し、空気流による輸送されたイオンの空間濃度分布を解析したものである。図には、汚染部位（イオン源）3箇所についてそれぞれ計算したなかの一例を示す。

今後、この技術をベースに解析モデル化技術の簡素化やイオン挙動解析と流体解析の連携・融合を進め、 γ 線検出効率評価等で認知されている

モンテカル計算コードと同様の使い方のできる解析技術として構築していく。

4) まとめ

以上述べてきたように、電離イオン式計測法の原理的特長を最大限に活かし、大型物品に対応可能でかつ、必要十分な検出下限で測定することのできる装置技術の実現に向けた開発に取り組んできた。

根本的な課題を解決して最適設計解を得る手段として、空気電離箱関連技術・微小電流測定技術などの放射線計測技術に加え、イオンやエアロゾルの粒子挙動や流体力学の知見・解析技術を取り入れた多面的なアプローチにより、測定対象・事象で生じている物理現象の把握とそれに基づく最適設計を確立した。

さらに、ウラン付着物の測定と破壊分析との比較を行うことで、サーベイメータと同等以上の測定を行えることを検証した。

本稿で示した電離イオン式計測法に基づく据置型モニタの実現により、従来のサーベイメータの常識とも言える密着・走査測定が、遠隔・一括測定へとパラダイムシフトし、測定作業の効率が著しく向上する。また、測定の効率が向上するのみ

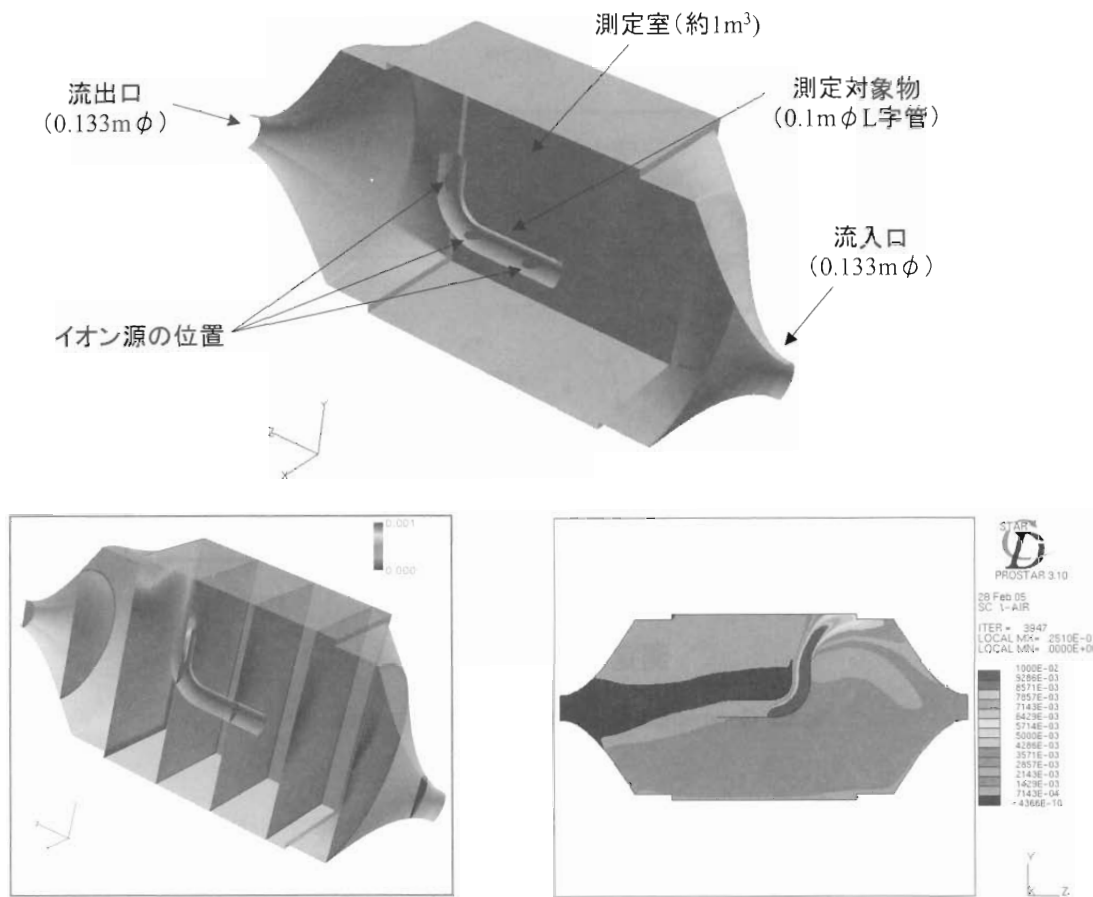


Fig.14 Sample of Numerical Analysis for Geometrical Dependence ¹²⁾

ならず、対象物の表面や形状に対してのロバスト性の向上も見込まれる。

3.2 可搬型モニタ

3.2.1 装置概要

前節までに述べてきた据置型モニタの開発については、小物から1 m角という大型物品までを対象としたクリアランス測定用の装置技術として完成させた。

ところが、様々な測定対象物についての検討を進める中で、ウラン・TRU取扱施設には、1 m角の測定室に入らない、あるいは容易に場所を移動できない物品・構造物があることが判ってきた。

最終的にクリアランス測定を行う場合には、当然こういったものに対する測定手段も用意しておく必要があるが、電離イオン式計測が据置型のみでしか使えない場合には、従来のサーベイメータ

による走査測定に再び頼らざるを得ない場面が出てくる。

これに対する解決手段として、電離イオン式計測の特質を損なうことなく、しかも対象物のところに測定装置側を持って行って測定することができる可搬型モニタの開発を、あらためて当社独自で進めた¹³⁾。

1) 目標仕様

可搬型モニタの開発にあたっては、Table 2に示すような目標仕様を設定した。測定対象としては主に金属を中心に、長さ1 mを超える平板やパイプ、移動できない重量物等とした。

測定時間についての要求は測定対象により異なるが、一般的な100cm²程度の大面積αサーベイメータに対して差異化した性能である必要がある。サーベイメータでは少なくとも一点の測定に関しては、時定数の2～3倍の時間をかけて指示

Table 2 Target Specification of Portable Monitor

項目	仕様
測定対象	α核種 (U, TRU) で汚染可能性のある廃棄物 (金属)
測定物の寸法、種類	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1 m を超える部分があるもの (平板、パイプ、大型機器類など) ・ 移動できないもの、重量物など (ヘッド交換で種々形状・サイズに対応)
測定時間	1 点 9 0 秒以内 (200cm ² 測定ヘッド装着)
検出下限	4 Bq (標準線源を用いた測定装置単体での検出下限)

値を読み取ることが必要である。これらを考慮して、検出部面積は一般的な大面積サーベイメータの2倍の200cm²とすると共に、測定時間については90秒以内 (時定数30秒×3倍=90秒) という目標設定をした。これにより実質的には2倍の測定作業の効率向上がはかれる。

また、測定下限値については据置型と同じ考え方を採用して4 Bqと設定した。

2) 装置の基本構造

Fig.15にモニタ装置の基本構造を、Fig.16には外観写真¹⁷⁾を示す。

据置型モニタと違い、この可搬型モニタでは測定形態の都合上、空気の循環ができない。このため、掃除機に類似したワンスルー型の測定システムを構築した。

測定用のヘッドは取り外し・交換可能な構造とした上で、標準ヘッドのサイズは10cm×20cm (200cm²) とした。これに接続する4 cmφの長い柄の部分 (1 m) の内側でイオンセンサを構成した。配管等の内面を計測する場合には、イオンセンサを直接配管に接続するアタッチメント用いる。

計測部・吸引機は一体化 (概寸: 34cm×50cm×43cm、重量: 約10kg) しており、イオンセンサ (柄) とはフレキシブルホースで接続して使用する。

3) 開発のポイント

可搬型モニタは前述の通り、本来は性能上不利な空気を循環させないワンスルー型とせざるを得ないため、周囲の大気イオン吸入による影響¹⁸⁾低減が必須であった。この対策として、化学繊維との摩擦で帯電させたテフロン板をヘッドの周囲部分に装着した (Fig.17)。

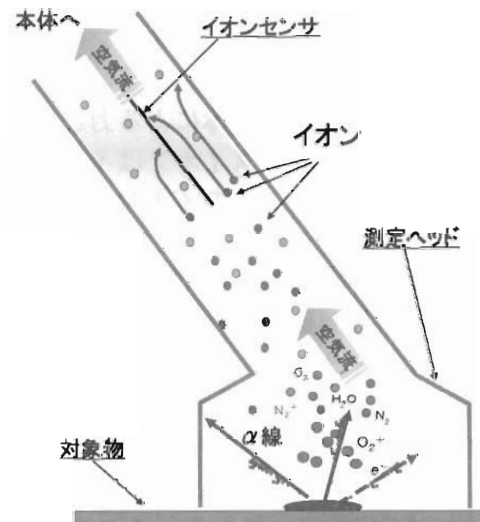


Fig.15 Structure of Portable Monitor

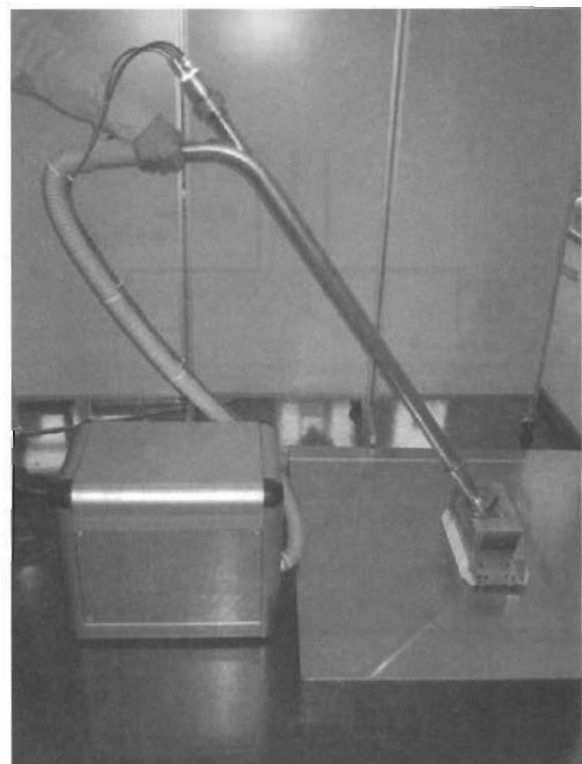


Fig.16 Photograph of Portable Monitor¹⁷⁾

このときテフロン板は摩擦帯電により負の表面電位を持つ。摩擦帯電の条件、周囲環境にも依存するが、その表面電位は3 kVオーダの高電位となっていることが予想される¹⁹⁾。

マイナス帯電したテフロン板により、測定ヘッド内の開口部周囲にあるプラスイオンは引力を受けるが、マイナスイオンは斥力を受ける。吸引部からの空気吸引により、流体による力と静電場による斥力を受けたマイナスイオンはイオンセンサ内に加速して流れ込む。このイオンセンサ内の電極には正電位がかけられており、1 mの長さを移動する途中でイオン電流として測定される。

また、ヘッドの外側に存在するマイナスイオン成分に対してはイオンセンサへの侵入を阻止する方向の斥力が働くため、結果的に周囲大気中のバックグラウンドの影響を抑制することができる。

Fig.18にはBG電流について、テフロン板装着の効果測定した例を示す。図の例では、テフロンなしの時の $1.4 \times 10^{-13} \text{A}$ から、テフロン装着により半分以下の $6 \times 10^{-14} \text{A}$ に抑制されていることがわかる。

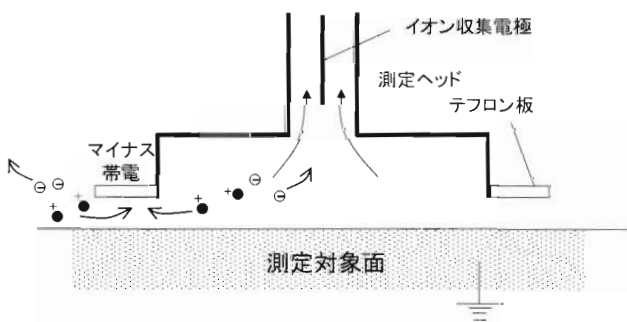


Fig.17 Suppression of Background Current by Electrical-charged Teflon Plate

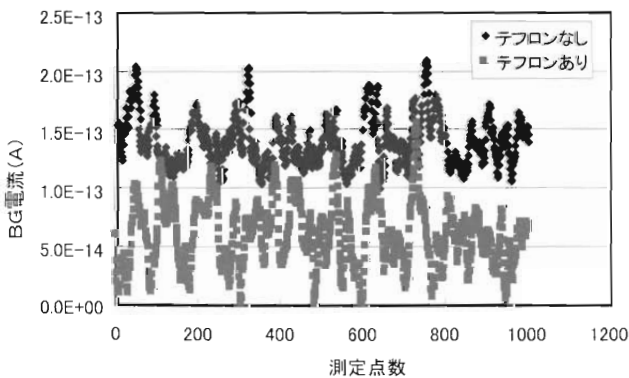


Fig.18 Sample Data of Background Suppression by Electrical-Charged Teflon

3.2.2 性能評価結果

1) 感度分布評価結果

標準ヘッドの開口部内に点線源を置き、位置を変えて二次元の感度分布を調べた結果を Fig.19 に示す。 α 線が壁面に当たってしまう端部を除き、ほぼ平坦な特性が得られていることを確認した。端部についての感度補正については、 α 線のブラッグ曲線を考慮した幾何学的な補正も有効である。

2) 線形性と検出下限

Fig.20には、線源の強度と得られる正味電流についての関係を示す。図から明らかなように、良い比例性が得られていることがわかる。

これらのデータを用いて、先の据置型と同様に検出下限値を評価したところ、目標仕様を満たす 4 Bq という値を得た。

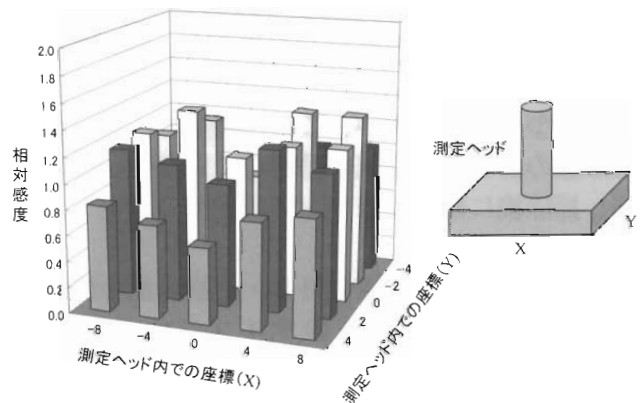


Fig.19 Sensitivity Distribution of Measurement Head

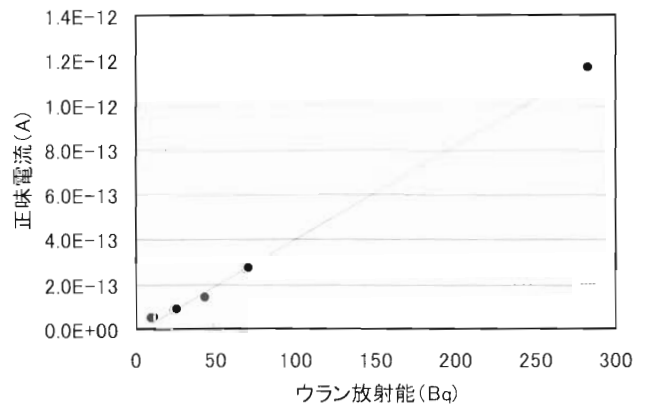


Fig.20 Linearity of Ion Current vs. Radioactivity (uranium)

3) まとめ

可搬性に優れかつ必要十分な検出下限で測定することのできるモニタ装置を実現した。測定対象とする面積は小さいものの、バックグラウンドが必然的に高くなってしまいうんすルー型という制約条件に対し、摩擦帯電したテフロン製の静電場を利用した測定ヘッドを用いることで、目標とする現実的な検出下限を達成した。また、重量も10kgで掃除機と類似した構造にすることで、機動性にも優れ、あらゆるところに移動して“その場測定”ができるようになる。

4. おわりに

本稿では、電離イオン式計測に関する技術開発の変遷を辿ると共に、当社が取り組み、あるいは参画してきた開発プロジェクトに関する最新成果の概要を紹介した。

電離イオン式計測の原理自体は、従来のサーベイメータによる α 線測定が課題としていた項目をほぼ一挙に解決することのできる原理的にも大きな可能性を秘めた技術であった。

しかしながら、我々が開発に着手した当初はまだ、物理現象そのものに対する知見が不足しており、それゆえに装置設計技術としても体系化されておらず、潜在能力を十分に活かしきれていなかったのが実情であった。

そこで我々は、従来からの放射線計測技術のみならず、イオンやエアロゾルの粒子挙動や流体力学の知見・解析技術を取り入れた多面的なアプローチにより、基礎技術に一度立ち返って物理モデルの構築を行い、それを土台とした上で測定装置の設計・解析評価技術の構築を進めてきた。それらの技術を総合して、最終的に据置型モニタや可搬型モニタという実用的な装置技術として結実させた。

据置型モニタ・可搬型モニタは使用形態が異なるものの、いずれも同程度の検出下限値を持つ装置としてラインナップ化したことで、 α クリアランス測定をはじめとする様々な場面・種々の測定対象物に対して、効率的かつ高精度・高感度な α 放射能計測が可能となった。この装置の実現により、従来の α 線計測の常識とも言える密着・走査測

定が、遠隔・一括測定へとパラダイムシフトし、測定作業の効率が著しく向上する。

既に、本技術を用いた実際のウラン・TRU廃棄物をはじめとする試験測定も始まりつつあるが、今後は測定・装置技術のみならず、これら実測定により得られた結果・知見を蓄積し、広く公開していくことも重要と思われる。

こういった活動を通じ、これまでに開発してきた電離イオン式計測手法やこれらモニタ装置が、 α クリアランス計測の課題を解決する現実的な解として広く受け入れられるようになることを期待する。

参考文献

- 1) D.W.MacArthur et al., IEEE Trans. Nucl. Science, 39, 4, P952 (1992).
- 2) D.W.MacArthur et al., Health Physics, 63, 3, p324 (1992).
- 3) 片山、Journal of the RANDEC, No.12, P59 (1995).
- 4) BIL Product datasheet: <http://www.bilsolutions.co.uk/pdf/datasheets/IonSens%208%20Large%20Items%20Monitor.pdf>
- 5) 坂下、他、Journal of the RANDEC, No.23, p17 (2001).
- 6) 佐野、他、日本原子力学会2003年春の年会予稿集、D17 (2003).
- 7) JAEA、東芝、東北大、東大、名工大、革新的実用原子力技術開発費補助事業平成17年度成果報告書概要「電離放射線のイオン流体移送型計測に関する技術開発」(2006).
- 8) 内藤、他、日本原子力学会和文論文、Vol.4, No.1, p.7 (2005).
- 9) S.Naito et al., Proceedings of 2005 IEEE Nuclear Science Symposium Conference Record, PuertoRico, USA (2005).
- 10) K.Nanbu et al., Rarefied Gas Dynamics: 24th International Symposium, American Institute of Physics, ISBN0-7354-0247-7/05, p1177 (2005).
- 11) L.Tong et al., Proceedings of 6th International Conference on Reactive Plasmas and 23rd Symposium on Plasma Processing (ICRP-6/SPP-23) (2006).

- 12) JAEA、東芝、東北大、東大、名工大、革新的
实用原子力技術開発費補助事業平成16年度成果
報告書概要「電離放射線のイオン流体移送型計
測に関する技術開発」(2005).
- 13) N.Sakai et al., Proceedings of GLOBAL2005,
No.445 (2005).
- 14) Y.Miyamoto et al., Proceedings of GLOBAL
2005, No.484 (2005).
- 15) S.Naito, et al., Proceedings of ICONE15,
ICONE15-10412 (2007).
- 16) Y.Hirata, et al., Proceedings of ICONE15,
ICONE15-10426 (2007).
- 17) 佐野、他、日本原子力学会2007年秋の大会予
稿集、B13 (2007).
- 18) 吉山、J.Aerosol Res., 19 (4), p.274-280 (2004).

高速中性子直接問かけ法を用いたウラン廃棄物の クリアランス検認技術

春山満夫*、高瀬 操*、高峰 潤*

Clearance Inspection Technology of Uranium Waste by Fast Neutron Direct Interrogation Method

MITSUO HARUYAMA*, MISAO TAKASE*, JUN TAKAMINE*

近年ウラン廃棄物のクリアランスレベルが具体化しつつあり、これを低コストで精度良く確実に検認する技術が必要とされている。そこで、日本原子力研究開発機構（以下JAEA）が開発した高速中性子直接問かけ法のウラン廃棄物に対する適用性評価を行い、これに適した測定体系を開発した。その結果、最適化された測定体系を用いることによって、クリアランスレベルを大きく下回る測定ができることが確認された。本報告では、この手法のウラン廃棄物への適用性評価、及び原理や装置の改善点を紹介する。

In recently year, clearance level of the uranium waste is concretized, and then the inspection technology with low cost and high precision is required. Therefore, we performed applicability evaluation for the uranium waste of fast neutron direct interrogation method and developed a suitable measurement system for the waste. As a result, it was confirmed that the measurement to be lower than clearance level greatly was possible by using the optimized measurement system. In this report, we introduce applicability evaluation to the uranium waste of this technique and a principle and the refinement of the device.

1. はじめに

近年、原子炉施設及び核燃料使用施設の廃止措置が本格化されるに伴い、ウラン廃棄物のクリアランスレベルが具体的に議論され、これを確実に下回ることを検認する技術が必要とされている。クリアランスレベルを低コストで精度良く確実に検認する技術が無ければ、クリアランス処分の合理性を失う可能性がある。現在国内において処分時の放射能確認のためにパッシブ γ 法が使用され

ているが、 γ 線は金属等の高密度物質では減衰が大きく、測定対象物中の位置が特定できない場合、位置感度差が生じ、安全側に見積もることによって定量精度に大きな影響を与えるので、 γ 線を測ることによるクリアランス検認は非常に困難であると考えられる。一方、中性子線は金属等の高密度な測定対象物に対しても比較的透過率が高いという特性があるが、ウランからは中性子放出が極めて少ないためパッシブ中性子法による測定は困難である。そこで、外部中性子源を用いて強

*：日本原子力研究開発機構 原子力基盤連携センター 超高感度U・Pu非破壊検出法開発特別グループ (Special Group for Development of Hypersensitized Nondestructive Detection method for U・Pu, Center for Nuclear Power Energy Base, Japan Atomic Energy Agency)

制的に核分裂を誘発させ、その核分裂中性子を測定するアクティブ中性子法が有望になる。しかしながら、従来のアクティブ中性子法では、例えばセメント固化廃棄体のような大きな中性子減速・吸収能を持つものに対して、その表面部と中心部で、100倍以上の位置感度差が生じるという問題が明らかとなった。ちなみに、諸外国の研究者の間でも同じ問題を抱えていた。この問題を解決するために、JAEAでは、高速中性子直接問かけ法を開発し、この問題を大きく改善した。また、モンテカルロシミュレーション及び実験によって多様な廃棄物に対する本手法の適用性評価を行った結果、クリアランス検認が可能であることが確認された。更に、モンテカルロシミュレーションを用いて最適な検出体系を開発した。この新検出体系を用いた場合、従来の体系に比べ1/100~1/1000の検出限界値が得られる見通しが得られた。本報告では、この手法の原理や装置の改善点を説明すると共に、ウラン廃棄物への適用性評価について紹介する。

2. 従来のアクティブ中性子法

アクティブ中性子法とは、中性子線源または中性子発生用加速器等から放出する中性子を照射(問い掛け)することによって、廃棄物等の内部に存在する標的核種を検出する手法である。ここで言う従来のアクティブ中性子法とは、中性子発生用加速器からのD-T中性子を照射中性子源として用いた検出法である。この方法は1980年代にロスアラモス研究所により提案¹⁾され、その後、フランス、イギリス等の原子力先進国では盛んに研究が進められた検出法²⁾であり、JAEA (旧JAERI)でもTRU廃棄物中の核分裂性核種を測定する方法として、平成6年半ばに完成したNUCEFに設置した従来アクティブ非破壊検出装置にて、平成7年度から本格的な研究開発に着手し、実験的・理論的に中性子検出解析を行い現在に至っている。この従来アクティブ非破壊検出装置による測定結果には位置感度差が極めて大きいことであった。諸外国では、未だこの手法³⁾が主流であり、また、この問題を解決出来ず実用化の道を諦めた国外研究機関も見受けられた。しかしながら、

JAEAでは研究開発を継続し、位置感度差の問題を実験的・理論的に解決するに至った。

例えば、この従来アクティブ非破壊検出装置によるコンクリート固化廃棄体に対する測定では、**Fig.1-a**及び**Fig.1-b**に示すような従来のアクティブ中性子法による測定データが取得できる。**Fig.1-a**はドラム缶中心部に核分裂性物質を置いたとき、**Fig.1-b**はドラム缶径方向の中心部から25cmの部分に核物質を置いたときの時間スペクトル測定データである。この時間スペクトル測定データから、従来アクティブ中性子法で反応した核分裂中性子計数成分は**Fig.1-a**及び**Fig.1-b**

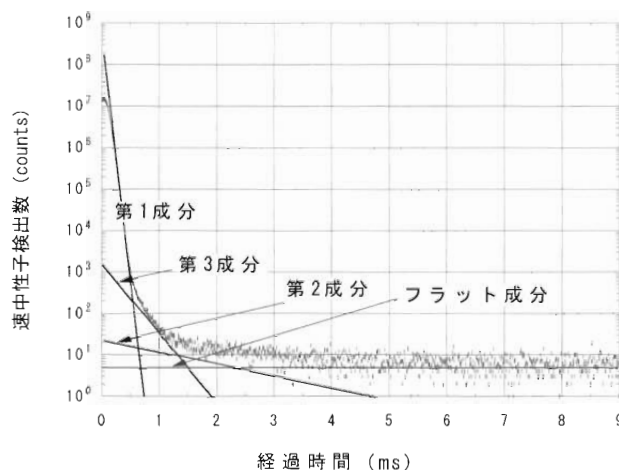


Fig.1-a Measurement Result of the Fissile Material Placed in a Center of the Drum

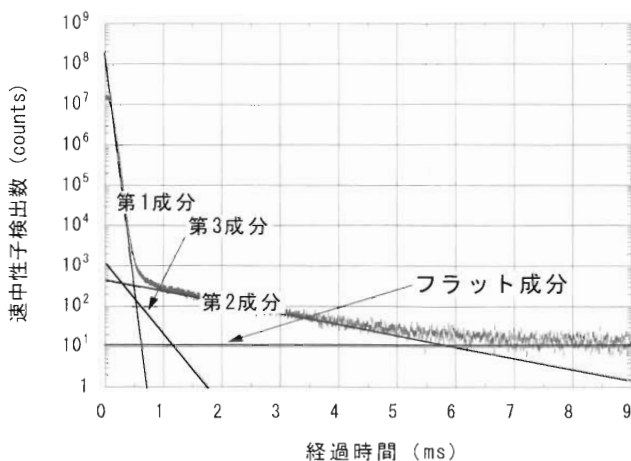


Fig.1-b Measurement Result of the Fissile Material Placed at the Radial Distance of 25cm from the Center of the Drum

の第2成分の計数成分(指数関数)として現れる。この第2成分は、中心部と外周部(中心部から25cmの位置)とでは、大きく変化する。Fig.4①に示すように、コンクリート固化廃棄体に対する従来法の位置感度差は、中心部に近いほど検出感度は減少し、結果的に中心部の検出核分裂中性子数は外周部の1/100ほどに減少する。何故このような大きな位置感度差が発生するのかを考察すると、Fig.2-aの原理図に示すように、中性子源から放出された高速中性子は、体系外周にある減速材中において減速され、熱化した後、測定対象物に入射させることになるので、水素数密度が高いコンクリート廃棄物等では熱中性子が中心に到達す

るまでの吸収が大きく、中心部における核分裂発生確率が最小となる。この熱中性子は体系内で拡散し、吸収や漏れによって指数関数的に減衰する。Fig.1-a、b中の第2成分はこの拡散熱中性子によって誘発された核分裂中性子である。また、発生した核分裂中性子は高速中性子検出器で検出することになるが、中心部で発生した核分裂中性子は検出器に到達するまで廃棄物マトリックスによって減速・吸収を表面部より大きく受けるので、検出効率も最小となり、これらの相乗効果によって、100倍以上の非常に大きな感度差が生じてしまうのである。

このことは、核分裂性核種の存在位置あるいはその濃度分布が分からない限り精度良い定量が不可能になることを意味している。

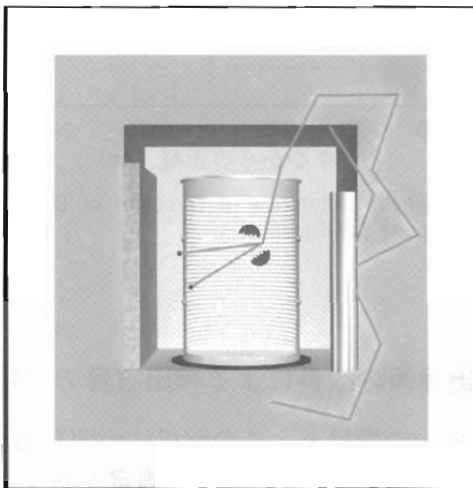


Fig.2-a Principle Schematic of Conventional Detection Method

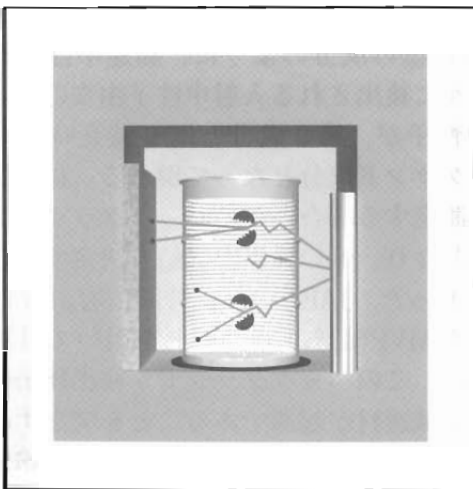


Fig.2-b Principle Schematic of Fast Neutron Direct Interrogation Method

3. 高速中性子直接問かけ法

JAEAで当時行っていたアクティブ中性子法の開発過程においても同様に大きな位置感度差が生じることが確認され、この問題の解決法を模索していた。解決法の一手法として、TCT及びECTにより内部マトリックスの構造及び線源強度分布を調べ、その情報を用いた中性子輸送計算を行い、得た補正計数から従来アクティブ中性子法の測定値を補正する方法も検討した。しかし、内部存在量がECTで検出できないほど少ない場合は適用できないこともあり、完全に内部情報を反映した補正は容易でなく、また、実用化を考えた場合、CT測定システムの製作コスト及びCTの測定時間が加わり現実的な測定システムとしては考えにくかった。

そのような時、測定データを良く観察すると、Fig.1-a、b中の第1成分と第2成分に隠れているが、確かに存在する第3成分に着目し、この計数成分の出現根拠の解明に取り組んだ。まず、核分裂物質の位置を径方向に5cm毎に変えて測定実験を行った結果、どの位置でも、第3成分の計数値は殆ど変わらないことが解った。次に、この計数成分が核分裂中性子か否か検証するため、中心部において、核分裂物質(Pu)量を50mg~1000mg変化させてみたところ、Fig.3に示すように、その存在量と計数値とがリニアリティをもつ

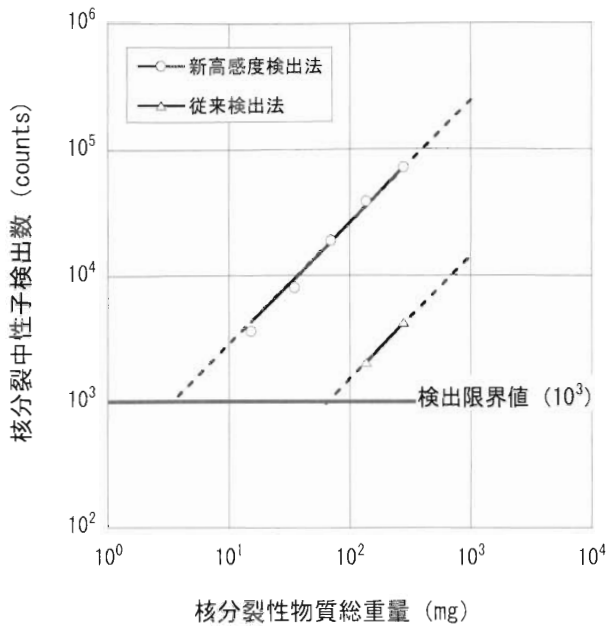


Fig.3 Characteristic of Detection Response to Pu Weight. (Installed Pu Position is Center of Concrete Solidification Waste)

ことが明確になった。この2つの結果から、第3計数成分を評価することによって懸案であった問題が解決でき、位置感度差がほとんど無い測定が実現できることを確信した。

第3成分の検出過程は、Fig.2-bに示すように測定対象物自体のマトリックスによって減速した間い掛け中性子が拡散し消滅するまでに引き起こされた核分裂による核分裂中性子が検出されたものであり、測定対象物の中心近傍になればなるほど中性子の減速が進み核分裂発生確率が最大となる。一方、中心部近傍で発生した核分裂中性子の検出確率は従来法と同様に最小となる。核分裂発生確率と検出確率は互いに相殺され、その結果、Fig.4の②に示すように位置感度差の問題がほとんど無くなるものと推論した。

この検出手法⁴⁾によって、中心部ほど感度は改善され、従来法に比べ中心部は200倍以上の感度向上を実現することが解った。何年か後になって、整備された「連続エネルギーモンテカルロ中性子輸送計算コード⁵⁾ (MVP)」による数値計算によって、当時、推論でしかなかった本検出法は推論どおりであることを理論的に証明できた。

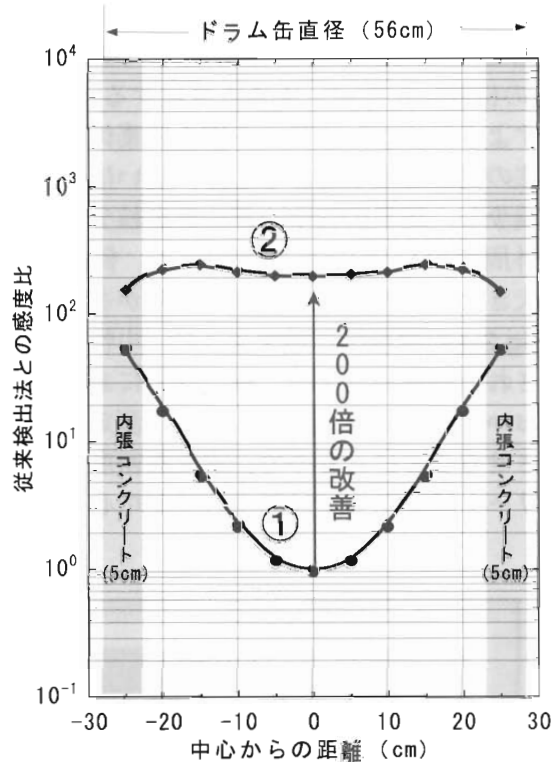


Fig.4 Sensitivity Difference of Direction of Diameter in Concrete Solidification

4. 検出体系の改良による検出限界の大幅改善

第3成分の発見と、その解析法の開発研究により、高感度で定量精度が高い測定が可能となった。しかし、Fig.1-bのように第3成分の計数領域が第2成分の領域の多くと重なってしまっている場合、成分分離精度に悪影響を及ぼす。また、Fig.5中の②の成分のように、高速中性子検出器にわずかに検出される入射中性子由来の低エネルギー中性子が、第2成分と同じ減衰時間を持つバックグラウンド成分となって現れる。極微量の核物質を測定する場合、このバックグラウンド成分が障害となり、低い検出限界値を決定することに限界があった。JAEAでは、時間依存計算が可能となったMVP輸送計算コードを用いて計算機実験を行い、このバックグラウンドが検出体系のグラフィット減速材が起源であることを突き止め、それに替えて有望と思われる物質の中から検出体系に最適な材料について探求した。

その結果、体系周囲の減速材を、鉄又はステン

レス反射体に変更することによって、第2成分の発生を完全に抑えることができると共に、Fig.5中の②のバックグラウンド成分は、Fig.6に示すようにほぼ完全に消去できる見通しを得た。更には、この変更により高速中性子の反射効率が向上し、第3成分の計数率が1.5倍程度増加する効果も確認できた。これらの相乗効果により、検出限界値が1/100~1/1000以下となることが予想されている。

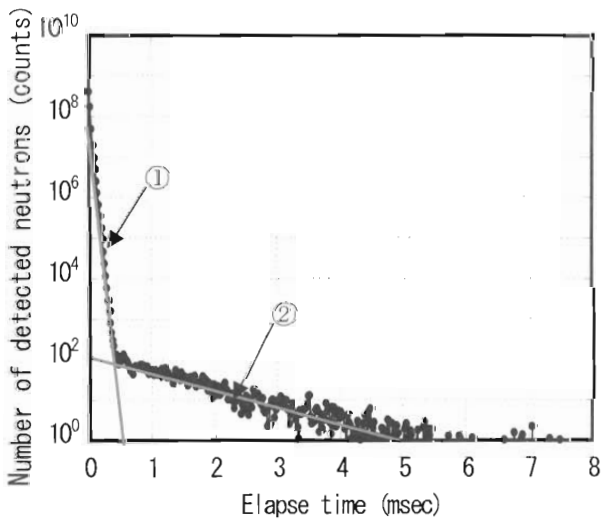


Fig.5 Simulation Results of the Graphite Detection System without Fissile Material

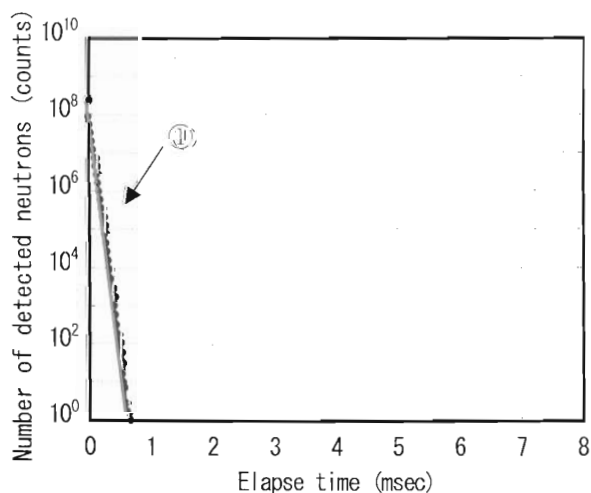


Fig.6 Simulation Results of the SUS Detection System without Fissile Material

5. クリアランスレベルのウラン廃棄物への適用

高速中性子直接問かけ法は、従来のアクティブ中性子法よりもコンクリート廃棄物やセメント混練固化体等の水素数密度が高い廃棄物又は廃棄体に対し、格段に高い精度で測定できることがこれまでの実験及び理論的数値計算で証明されてきた。しかし、核燃料施設からは、ステンレスのような水素をほとんど含まない廃棄物が多く排出されるものと予想される。このような測定対象物に対しては、マトリックスによる自己減速効果が期待できず、高速中性子直接問かけ法の特徴を活かせないことが容易に推測される。また、従来のアクティブ法（第2成分を測定する手法）では、ステンレス等の鉄を多く含むものは熱中性子吸収能が高いため、中心部における熱中性子束が非常に低くなり、有効な測定は困難である。

これに対しJAEAでは、金属廃棄物内部においても、熱中性子が十分に拡散するポリエチレン付加モデレータを設置した測定体系を考案⁶⁾した。Fig.7はポリエチレン付加モデレータを装着していない場合の核分裂中性子発生数(a)及び検出中性子数(b)のシミュレーション結果の例である。核分裂中性子発生数(a)が少なすぎて、検出中性子数(b)のグラフにおいて、核分裂発生中性子の減衰は、入射中性子の成分に隠れてしまい、完

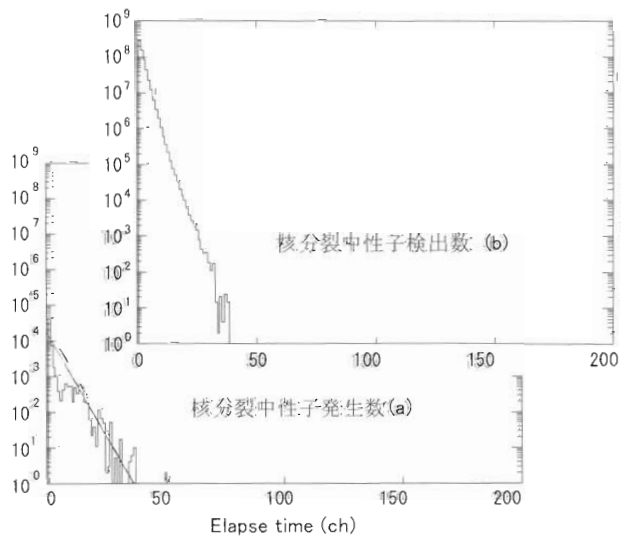


Fig.7 Simulation Results without Polyethylene Additional Moderator

全に検出不可能となっている。Fig.8はポリエチレン付加モデレータ20mmを装着した場合の核分裂中性子発生数 (a) 及び検出中性子数 (b) のシミュレーション結果の例である。核分裂中性子発生数 (a) が十分に大きいので、検出中性子数 (b) のグラフにおいて、核分裂中性子成分が入射中性子成分よりも大きく張り出しており、検出可能となる。

金属廃棄物構造モデルを Fig.9 に示す。模擬廃棄物は、ドラム缶中にステンレスのパイプを敷き詰めた。また、ポリエチレン付加モデレータを設置した検出体系図を Fig.10 に示す。

以前の体系に比べドラム缶周りのプレモデレータ (ポリエチレン) が付加された。このプレモデレータの厚さは、薄すぎれば減速が不十分であり、厚すぎれば吸収が多くなり、廃棄体中心部における熱中性子束が少なくなる。計算機実験によって最適な厚さを検討した結果、20~30mm が最適であることがわかった。また、Fig.9 の体系において、Pu-239 1g を中心から径方向に 5 cm 毎に移動させ、計 5 箇所 の位置で計算及び実験を行った。計算結果と実験結果の比較を Fig.11 に示す。計算結果と実験値は良く一致しており、位置感度差を 20% 程度に抑えることができることが解った。

更に、充填密度が 0.2~0.4g/cm³ のウエス系ウ

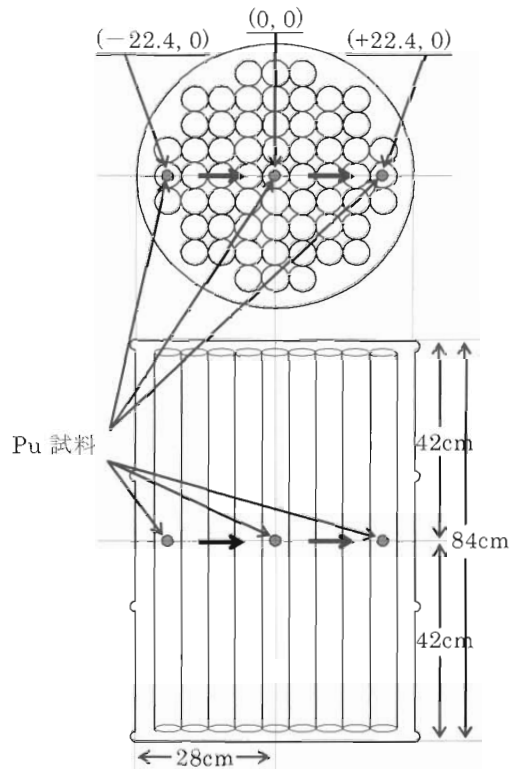


Fig.9 Structure Model of Metallic Waste

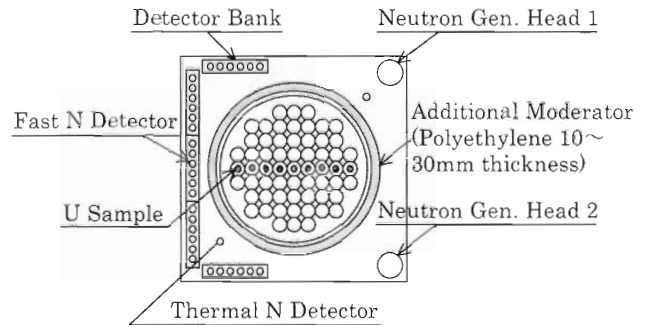


Fig.10 Simulation Calculation Model of Detection System for Metallic Waste

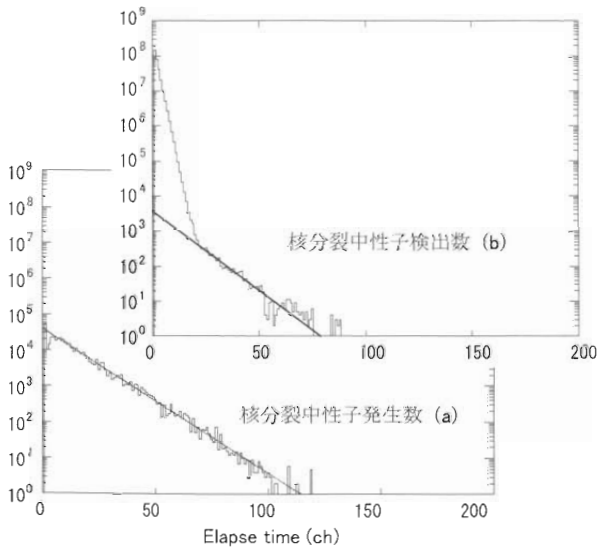


Fig.8 Simulation Results with Polyethylene Additional Moderator of 20mm thickness

ラン廃棄物のみでの200リットル廃棄物ドラムにおける位置感度差とその解消法及びウラン廃棄物検出限界濃度等について報告⁷⁾している。

現在の実験体系 (グラファイト反射体) で測定した場合のコンクリート系、金属系、ウエス系の各種ウラン廃棄物に対する検出限界濃度を Table 1 に示す。いずれも IAEA 安全指針 RS-G-1.7 の値 (1Bq/g) を大きく下回り、ウラン廃棄物のクリアランス検認に十分有効な検出装置である。した

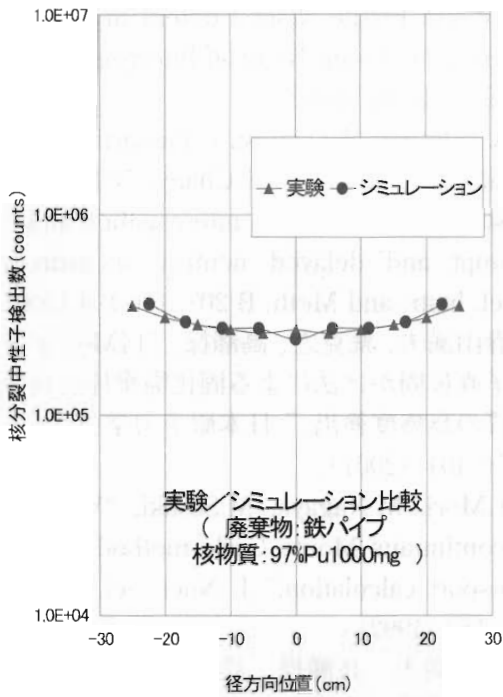


Fig.11 Comparison between Experiment and Simulation

がって、国内のクリアランスレベルが、IAEA安全指針RS-G-1.7より低くても、余裕のあるクリアランス測定が可能であると考えられる。

6. クリアランス検認における必要な検出システム性能及び測定時間

反射体をグラファイトからステンレスに変更することによって、Table 2に示すように、Table 1に示した検出限界値の更に1/100~1/1000以下となることが予想される。これらの結果から考察すれば、各種ウラン廃棄物のクリアランス測定に対して、IAEA安全指針RS-G-1.7の1/10程度にクリアランス値を設定したとしても、これほどの検出限界濃度を有する測定システムを用いる必要性はない。したがって、実用装置として考える場合には大幅な装置製作コストの削減が可能となり、または、測定時間の大幅な短縮が可能となる。

Table 2に示す検出限界濃度を引き出す測定システムは、ステンレス反射体の測定空間内に30本のHe-3検出器と14MeV中性子発生管が2本装備

Table 1 Detection Limit Values for Wastes (Cementation, Metallic and Cellulose) with Graphite Reflector Detection System

天然ウラン/4.5%濃縮ウラン (U-235 + U-238 + U-234)				
廃棄物の種類	位置感度差(%)	検出限界濃度(Bq/g)		備考
		天然ウラン	4.5%濃縮ウラン	
コンクリート系	±9.64	0.0174	0.0077	重量: 480Kg (密度 2.3g/cm ³)
ウエス系	±4.58	0.0996	0.0441	重量: 85Kg (密度 0.3g/cm ³)
金属系	±19.24	0.0768	0.0340	重量: 215Kg (鉄パイプ 61本)

Table 2 Estimated Detection Limit Values for Wastes (Cementation, Metallic and Cellulose) with SUS-304 Reflector Detection System

廃棄物の種類	天然ウラン		濃縮ウラン(4.5%)		備考
	検出限界濃度 (mg)	検出限界濃度(Bq/g)	検出限界濃度 (mg)	検出限界濃度(Bq/g)	
コンクリート系	2.3132	1.22E-04	0.2704	8.80E-05	重量: 480Kg (密度 2.3g/cm ³)
ウエス系	1.5086	4.50E-04	0.2415	3.24E-04	重量: 85Kg (密度 0.3g/cm ³)
金属系	5.9623	7.02E-04	0.9546	5.05E-04	重量: 215Kg (鉄パイプ 61本)

されている。単にクリアランス測定を実施するだけであれば、14MeV中性子発生管が1本とHe-3検出器の使用本数を1/10の3本とし、測定時間を1/10の1分としてもクリアランスレベルを検認することが十分可能と考えられる。

7. おわりに

位置感度差の問題、多種多様な廃棄物に対する適用性等、アクティブ中性子法には様々な課題が存在したが、高速中性子直接問かけ法の開発及び高度化によって着実にクリアされてきた。更に、現在考案されている最新の体系を用いれば、IAEA安全指針RS-G-1.7のウラン廃棄物のクリアランスレベルより4桁以上下回る検出限界が達成できることがわかっているので、実用化にあたっては測定対象廃棄物に合わせた性能の測定システムでよいことになり、既存する測定システムと比べると大幅な低コスト化が期待できる。

最近になって、核燃料サイクル施設から排出される、TRU廃棄物(ウランとプルトニウムの同位体が混入している)に対する応用が要望され、適

用性評価を行った。その中で特に高密度金属圧縮廃棄体 ($4\text{g}/\text{cm}^3$ 程度) に対してだけは、最新の検出体系をもってしても測定困難であることがわかった。しかし当グループでは、計算機実験によって検出体系の更なる改良を検討し、これを解決できる見通しを得ている。また、本測定技術の応用によりMOX燃料施設から発生する廃棄物中のウランとプルトニウムの存在比を決定できる手法を考案し、存在比決定が精度良くできることを実験的に確認している。

更に、本技術は廃棄物の分野だけではなく、テロ分野においても輸送貨物中の隠蔽核物質探知システムへの応用が期待され、研究開発が現在進行中である。

このようにJAEAでは、高速中性子直接問かけ法を発展させ、それぞれの測定対象物の特徴に最も適した検出体系や検出手法の開発を進めている。

参考文献

- 1) W.E.Kunz, J.D.Atencio, J.T.Caldwell, "Sensitivity Transuranic Waste Assay System using Pulsed Neutron Interrogation," *Nucl. Mater. Manage.* INMM Proceeding. 9. 133 (1980).
- 2) J.ROMEYER Dherebey, G.Lacruche, R. Berne, J.Auge, et al, "Determination of Alpha Activity and Fissile Mass Content in Solid Waste by Systems Using Neutron Interrogation," EUR-12890, 327, 97 (1990).
- 3) A.-C.Raoux, A.Lyoussi, C.Passard, C.Denis, J. Loridon, J.Misraki, P.Chany, "Transuranic waste assay by neutron interrogation and online prompt and delayed neutron measurement," *Nucl. Instr. and Meth. B* 207, 186-194 (2003).
- 4) 春山満夫、荒克之、高瀬操、"14MeV加速器中性子直接問かけ法による固化廃棄体中核分裂性物質の高感度検出、" *日本原子力学会誌*、43 [4] 397-404 (2001).
- 5) T.Mori, M.Nagaya, M.Sasaki, "Vectorization of continuous Monte Carlo method for neutron transport calculation," *J. Nucl. Sci.Technol.*, 29 [4], 183 (1992).
- 6) 春山満夫、高瀬操、飛田浩、他、"14MeV中性子直接問かけ法による高感度検出 (I); 金属系ウラン廃棄物"、*日本原子力学会和文論文誌*、3 [2] 185-192 (2004).
- 7) 春山満夫、飛田浩、高瀬操、他、"14MeV中性子直接問かけ法による高感度検出 (II); ウェス系ウラン廃棄物"、*日本原子力学会和文論文誌*、6 [1] 65-72 (2007).

高レベル放射性物質研究施設「CPF」セル改造工事の実績

大内晋一*、宮地茂彦*、市毛良明*、篠崎忠宏*、野村和則*、小笠原甲士*、
北嶋卓史*、青瀬晋一*、鍋本豊伸**、片平不二雄**、酒谷忠嗣**

Experience of Hot Cell Renovation Work in CPF (Chemical Processing Facility)

Shinichi OHUCHI*, Shigehiko MIYACHI*, Yoshiaki ICHIGE*, Tadahiro SHINOZAKI*,
Kazunori NOMURA*, Kouji OGASAWARA*, Takafumi KITAJIMA*, Shinichi AOSE*,
Toyonobu NABEMOTO**, Fujio KATAHIRA**, Tadatsugu SAKAYA**

独立行政法人 日本原子力研究開発機構（以下JAEAという）東海研究開発センター 核燃料サイクル工学研究所の高レベル放射性物質研究施設（Chemical Processing Facility 以下CPFという）は、高速炉燃料の再処理技術開発と高レベル放射性廃液の処理、処分技術開発を行う基礎試験施設であり、ホットセル、グローブボックス、フード等の設備が設置されている。高速炉燃料の再処理技術開発では、昭和57年の高速実験炉「常陽」の照射済燃料のせん断を皮切りに、高速炉燃料の再処理試験を開始した。平成7年度までに、せん断、溶解、清澄、抽出、精製、及び、転換試験が行われ、従来プロセスによる高速炉再処理の基礎データを取得してきた。

その後、新たな再処理プロセスの試験を実施するために、平成7年度より平成13年度にかけてセル等の改造を実施した。高線量 α 汚染セル内の改造工事は国内においてあまり類を見ないものであり、作業員の内部被ばくの防止、外部被ばくの低減には細心の注意が払われた。遠隔操作による解体、撤去、除染作業を徹底して行った後に、セル内に直接入域して行う解体、撤去、除染作業に移る工程の採用、新設機器類のユニット化等の対策により、作業員の被ばく量を計画より大幅に下げることが成功した。

CPF (Chemical Processing Facility) was constructed at Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories of Tokai Research and Development Center of JAEA (Japan Atomic Energy Agency) in 1982 as a basic research field where spent fuel pins from fast reactor (FR) and high level liquid waste from Tokai Reprocessing Plant can be dealt with. Through 15 years of various experimental researches using the FR spent fuel, the essential applicability of the conventional reprocessing process technologies, such as fuel dissolution, solvent extraction, etc., to the FR spent fuel reprocessing process had been demonstrated.

The renovation of the CPF was carried out in order to contribute to research and development on an advanced fast reactor fuel cycle system. It was remodeling of the CA-3 cell and repairing of maintenance components in the CA-5 cell which had been out of order. Old equipments in the CA-3 cell including vessels

* : 日本原子力研究開発機構 サイクル工学試験部 (Japan Atomic Energy Agency)

** : 株式会社 IHI 原子力事業部 (Nuclear Power Div., IHI Corporation)

and pipes were removed after successful decontamination, and new equipments were installed conformably to the new design. For the purpose of easy installation and rearranging the experimental equipments, equipments were basically connected by flexible pipes. The in-cell crane in CA-5 was renovated to increase driving efficiency. At the renovation for the in-cell crane, full scale mockup test and 3D simulation test had been executed in advance. With respect to the cell renovation work and crane repair work, a method that gave full consideration to safety was employed and the work was performed without accidents or trouble. Moreover, through improvement of the construction method, a drastic reduction of radioactive exposure of the workers was successfully achieved.

1. はじめに

CPFは高速炉燃料の再処理技術開発と高レベル放射性廃液の処理、処分技術開発を行う基礎試験施設であり、これまで実際の高速炉燃料を用いた抽出分離等の試験が多数行われてきた。CPFの外観をFig.1に示す。先進的な高速炉燃料再処理プロセスの確立に向けた研究開発においてCPFをより積極的に活用するため、技術の高度化及び多様化に対応させることを目的に改造工事を実施した。CPFには、Fig.2に示す再処理試験用のA系列

ホットセルとガラス固化試験用のB系列ホットセルがあり、A系列にはCA-1からCA-5まで5つのセル設備がある。CA-3セルは、高速炉使用済燃料の溶解から抽出までの試験を実施する試験研究の中心的なセルである。CA-3セルでは平成7年度までに従来プロセスによる高速炉再処理の基礎データを取得したことから、新たな再処理プロセス開発を目的とした多用な試験研究のニーズに応える試験フィールドとして、ほとんど全ての試験設備やユーティリティー設備の撤去・更新・改造を行った。また、分析用のセルであるCA-5セルの天

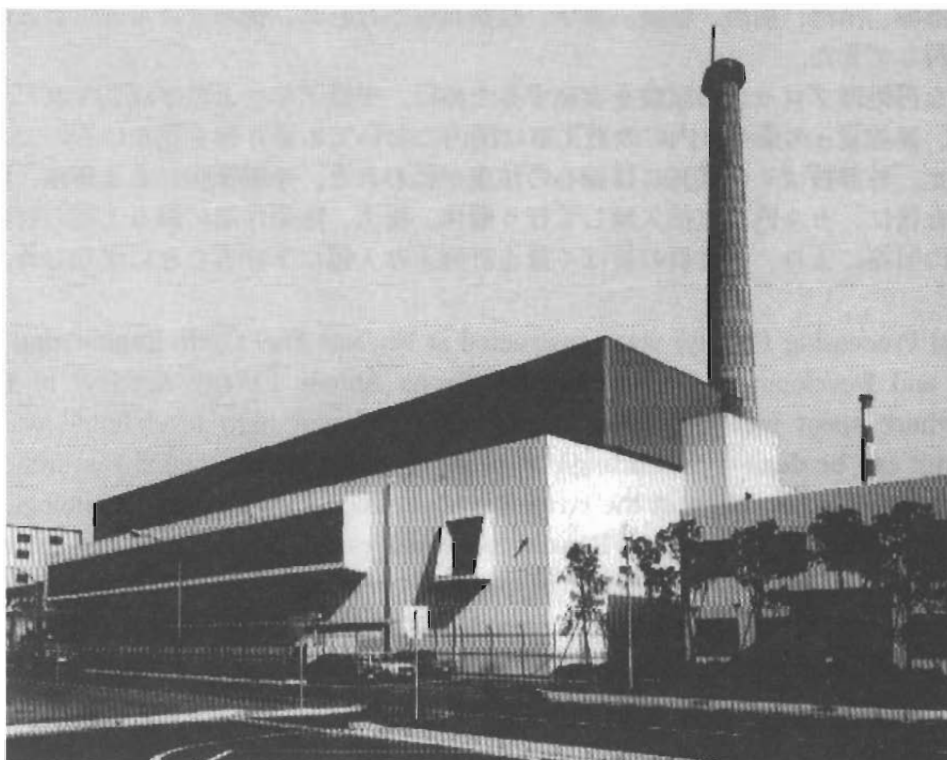


Fig.1 CPF (Chemical Processing Facility)

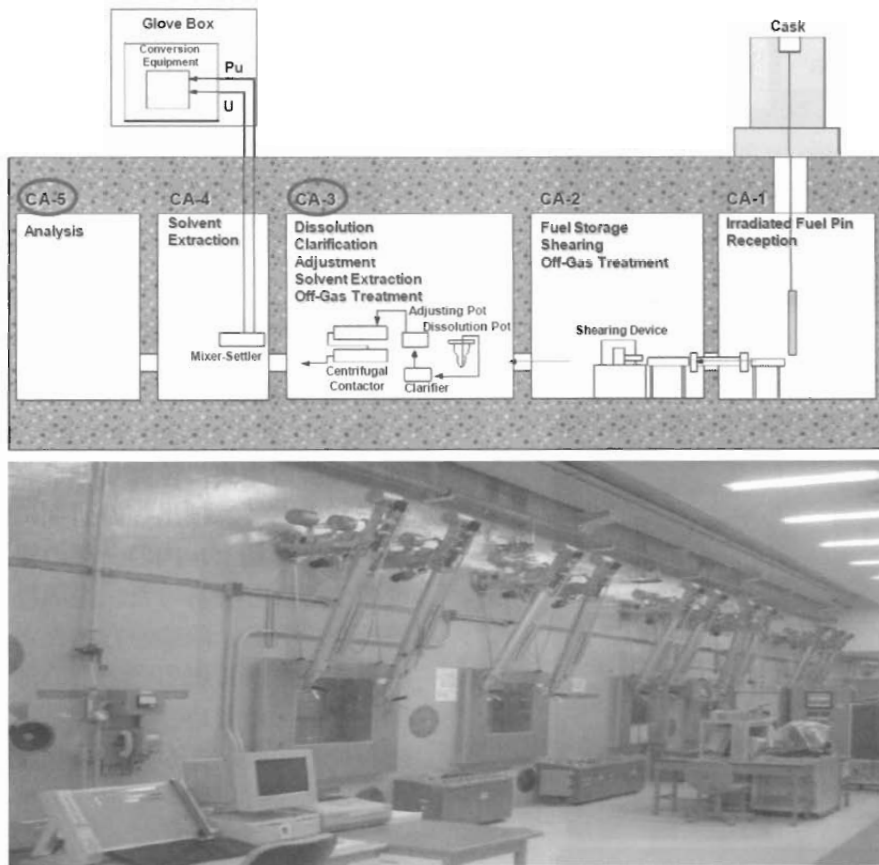


Fig.2 A-line Hot Cell

井ポート、インセルクレーン等の補修も実施した。これらホットセルの改造の他、グローブボックスの新設及び更新、各種分析装置の設置等を実施した。ここで報告するCA-3セル及びCA-5セルを中心とした改造工事は平成14年3月に終了した。工事スケジュールをTable 1に示す。

2. 安全対策の基本方針

本工事は高線量α汚染セル内での作業が主となるため、特に汚染トラブル防止、被ばく管理には

細心の注意を払う必要があった。作業員の被ばく量低減には、作業量・作業時間をできるだけ少なくする事及び、セル内空間線量率をできる限り下げることが有効な対策である。安全対策の基本方針を以下に示すと共に、本工事の流れをFig.3に示す。また、主として被ばく量低減を目的として実施した種々の取組をTable 2に整理する。

<設計段階>

予測される被ばく要因を事前に発見し、設計の段階で対策をたてた。機器の設計と共に作業性の検討にバーチャルプロトタイプングを含む3DCADを多用した。

上記検討を具体的な工法の選択、機器設計及び作業計画立案に反映した。

<工事準備段階>

機器設置、廃棄物処理等、セル内やグリーンハウス(GH)内での複雑な作業を安全かつ迅速に行うことを目的として、コールドモックアップを実施した。この過程で、作業員と共に設計者が検査

Table 1 Schedule of Work

Work	95	96	97	98	99	00	01	02
CA-3		Design & Decontamination				Equipment Installation		
		Dismantling & Decontamination						
CA-5		Design & Decontamination						
		In-Cell Crane Maintenance						

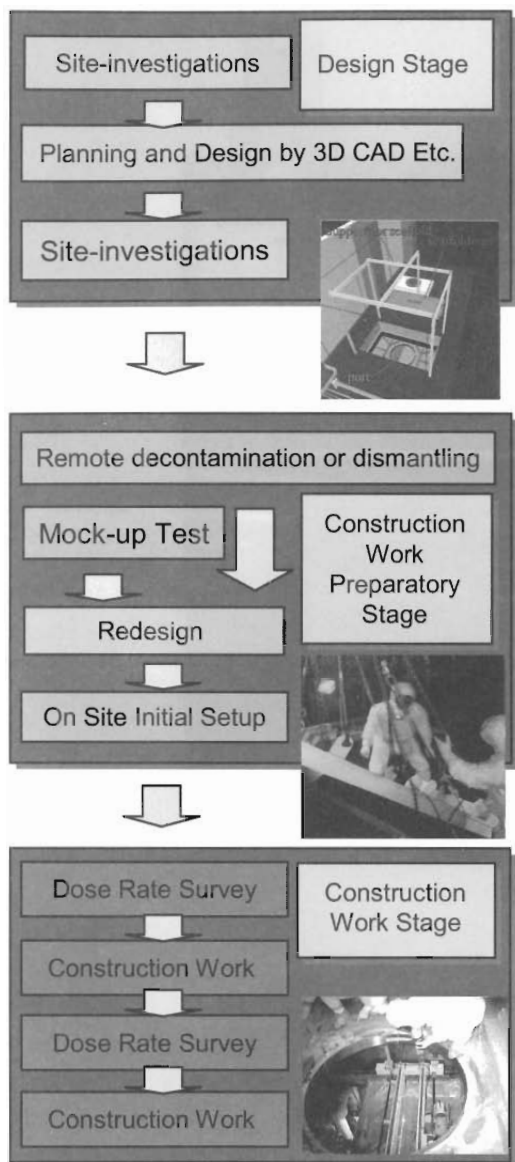


Fig.3 Flow Chart of Engineering

性・作業性の確認、作業工程の確認を行い、設計、作業工程、作業手順を再検討した。また、新設機器据付段階では、セル内1/10模型を用いて、セル内作業を行う直前の作業者に対し、入域ルートと直前のセル内状況の確認を行った。

<工事段階>

セル内の空間線量率を下げることを目的として、セル内の除染を遠隔除染と直接除染を合理的に組み合わせて実施した。また、移動搬出可能な機器類は、セル内から搬出・移動した。

汚染トラブル防止策としてGHの区域細分化、日々作業前後のスミヤ採取・測定の実施、GHの負

圧コントロールの徹底を実施した。

被ばく管理として作業現場の空間線量率が上昇した場合、鉛遮へい体を追加設置すると共に、廃棄物取扱時事前に表面線量率を測定し、高線量物に関しては時間管理を行うと共に鉛エプロン・手袋を着用した。

3. CA-3セルの改造

3.1 工事概要

Fig.4に示すCA3セルはCPF研究棟1階のA系列セル群の中央に位置し、これまでに高速炉使用済燃料の溶解、抽出等の研究に使用してきた。改造内容は当初セル内の一部の機器・配管の配置を変更することであった。遠隔操作で可能な限り機器等を撤去し、除染を行ったが、残留機器類の高線量率とそれら機器類の陰の部分に除染不可能な部位があったため、鉛板等を多量に敷設しないと新設機器設置作業が困難と判断するに至り、セル内機器を全て更新するよう工事半ばで方針変更を

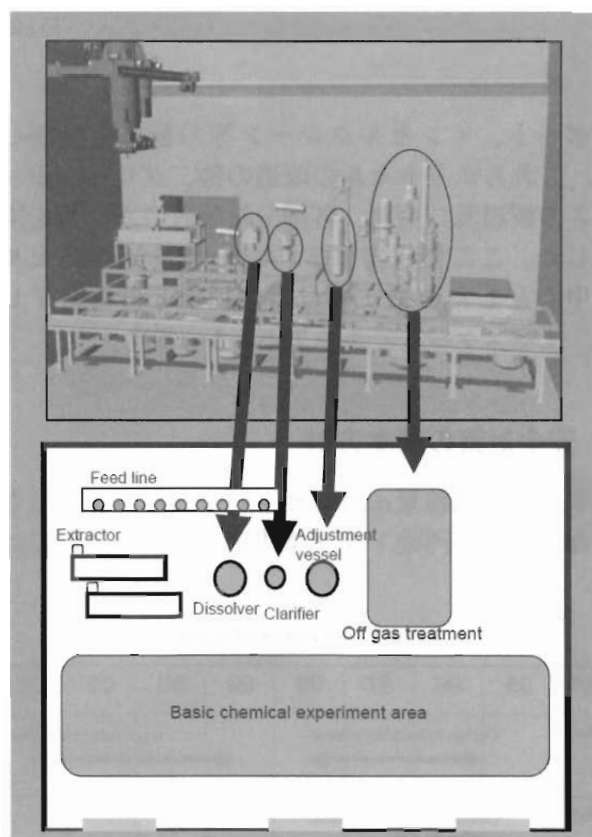


Fig.4 Renovation of CA-3 Cell

Table 2 Challenges and Solutions of DD&R

Basic Requirements	Challenges	Solutions	Applied to
Maximize Workable Time for Direct Work	Should be maximized remote decontamination prior to worker intrusion inside cell (From 3 digits order to 1 digit in mSv/h)	"Vacuum Cleaner" + "Electrolytic Polishing Device" + "Remote Wiping" We selected steady decontamination method instead of "Dry Ice Blasting", "Water Jet" and "Steam" in order to avoid extra waste generation, additional cleaning work and fluctuation of negative pressure in cell.	CA-3 CA-5
	High radiation from floor even after decontamination	Aerial direct work without touching with floor for workers. Workers entered from ceiling hatch and worked on the tailored scaffolds.	CA-5
		Putting down lead plate	CA-5
Minimize Actual (Direct) Work Time	Difficulty of direct access work using 1.3m diameter ceiling port to install 3m-1.7m scaffolds and saddles	Adoption of 3D Simulation. 3D Motion Simulator IGRIP Structural Analysis NASTRAN	CA-5
		Full scale mock up with real equipment to be installed to confirm accessibility and workability.	CA-5
To Keep Project Schedule	Repeated MSM (Master Slave Manipulator) failure	Operator training in order to avoid MSM failure. Preparing spare MSM in order to minimize outage time of remote work.	CA-3
	No fatal error during work is permitted	Planning by 3D Simulation	CA-3 CA-5
		Full scale mock up with real equipment to be installed to confirm accessibility and workability.	CA-3 CA-5
Minimize Waste Volume	Excess waste generation than estimated	Volume reduction by "Pla-Melt" method. Volume reduction by using friction heat for thermoplastic material such as vinyl acetate suit and shoe cover.	CA-3 CA-5

行った。機器の全面撤去と除染により目標の線量率を達成したため、CA-3セル天井ハッチより新設機器・配管類を搬入した。また、作業員の入域はセル背面扉より汚染拡大防止を目的として4段としたGHを介して行った。

3.2 各工程における被ばく量低減のための取組

CA-3セル改造工事は大きく分けて次の3つの作業に区分できる。

- ・遠隔操作による解体、撤去、除染作業
- ・セルに直接入域して解体、撤去、除染作業
- ・セルに直接入域して新設機器据付作業

1) CA-3セル遠隔解体・撤去・除染

遠隔操作による旧設備の解体、撤去、除染作業

は、セル内に設置されているマニプレーター等の遠隔操作用具を用い、セル内機器及び配管等を解体、撤去し、次の作業ステップである作業員の直接入域に支障のないレベルまでセル内の空間線量率を低減するための作業である。当初、作業員のセル入域のための遠隔による除染の目標値を1 mSv/hに設定して作業を開始したが、最終的にはこれを大きく下回る0.4 mSv/hのレベルまで除染することができた。以下の作業を遮へい窓及びカメラを介してモニタリングしながら実施した。

①セル内機器を切断、撤去し、作業によって発生した切粉・粉塵を回収した。遠隔解体、撤去の様子をFig.5に示す。

②床面、壁面、既設の配管周りについて除染治

具を用いた。

③解体・除染作業の進捗に合わせ、表面線量測定、空間線量測定を行い除染の効果を随時確認した。空間線量率測定例をFig.6に示す。測定結果はホットスポットの有無の確認と共に、遠隔除染から直接解体ステージへの移行の見極めに用いた。ホットスポットが見つかった場合はそのエリアを念入りに除染する

と共に直接解体に備えマニプレーターで鉛板を被せるなどの処置をした。測定に際しては遮へい付線量計をパワーマニプレーターに取り付けることで、位置を変化させて空間線量率分布を得た。マップ作成の頻度は当初は3ヶ月に1回程度であったが、工事の進捗と共に徐々に頻度を上げていき、最終的には週1回程度とした。



Fig.5 Remote Dismantling

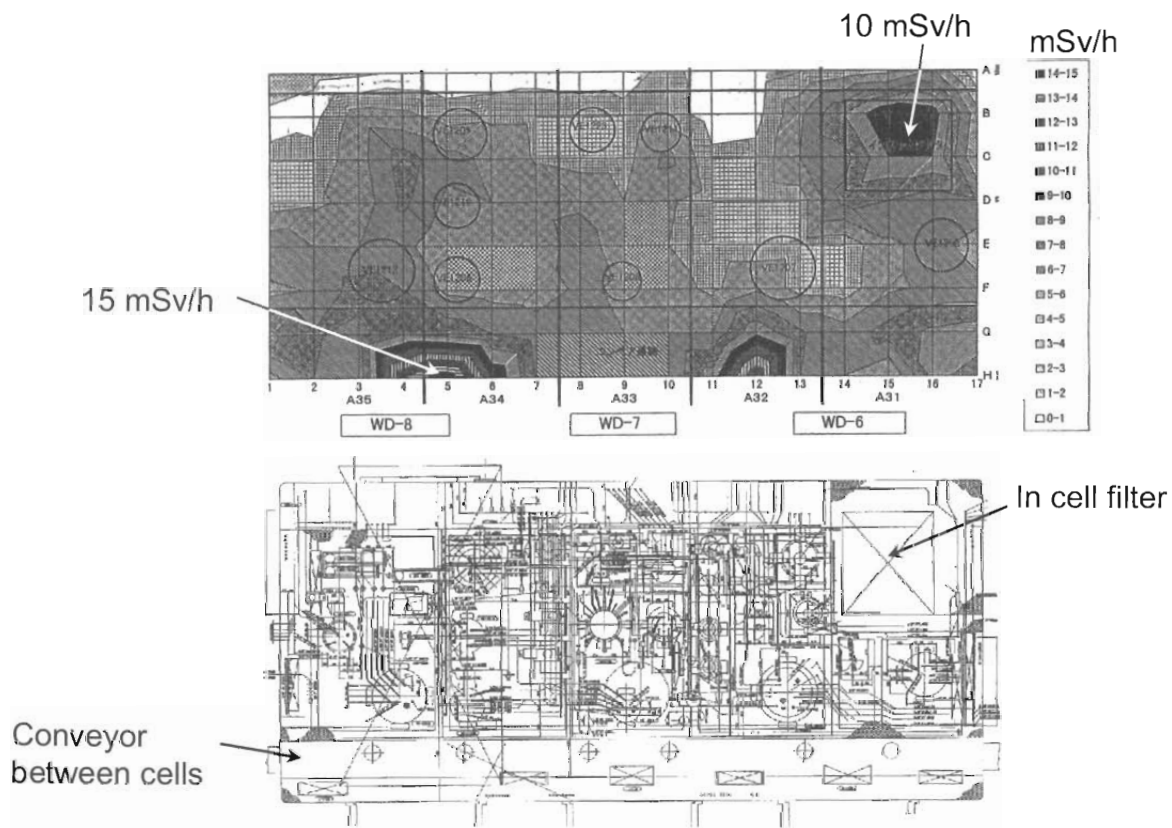


Fig.6 Dose Mapping (In the Process of Decontamination)

- ④撤去物は細断し、除染液等により可能な限り除染し、廃棄物缶に収納した。
- ⑤遠隔除染にて除染しきれなかった部位には、鉛遮へい体を敷設した。

2) CA-3セル直接解体・撤去・除染

遠隔操作による除染作業後、作業員が直接セル内に入域し、遠隔では撤去できなかった残架台等の設備の撤去及び除染を行った。作業にあたっては作業員のセル入域時の汚染管理及び被ばく管理を徹底した。また、廃棄物搬出作業においても汚染拡大防止に対し細心の注意を払った。

セル内の線量は直接除染作業開始時には一人当たりの作業可能時間で見積もって30分レベルであったものが、除染作業の進展に伴い、60分レベルまで下げることができた。最終的には0.05 mSv/hとなった。これはセル内作業での線量率としては十分に低い値である。CA-3セル内の空間線量率の推移をFig.7に示す。直接解体、撤去の様子をFig.8及びFig.9に示す。

3) CA-3セル新設機器据付

引き続き行った新設機器の据付作業及び検査では、作業効率の向上、作業安全確保及び品質管理の確保として、以下の点に配慮した。

- ・新設機器配置の区分けによるユニット化と組み上げたユニット毎でのセル内への搬入、据付
- ・溶接及び配管施工等の作業における専用作業防護具の使用

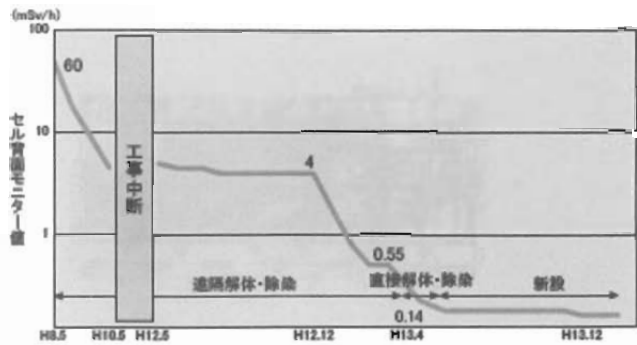


Fig.7 Dose Rate of CA-3 Cell

- ・作業監視システムの充実とセル内作業員との連絡手段の多重確保

また、現地の作業に入る前に実スケールのコールドモックアップを行い、現地作業へ手順、検査方法、入域方法などのフィードバックをかけることができた。ユニット化した新設機器をFig.10に、設置後のセル内の様子をFig.11に示す。

3.3 安全対策の成果

CA-3セル新設機器・配管類のユニット化を行い、コールドモックアップを実施した結果、狭隘部が多く重装備（エアラインマスク、タイベックスーツ、ゴム手5重）など作業条件が悪いセル内での作業量・作業時間を減少させることができ、大幅な被ばく量低減、工程短縮が実現した。(当初計画7カ月→5ヶ月)

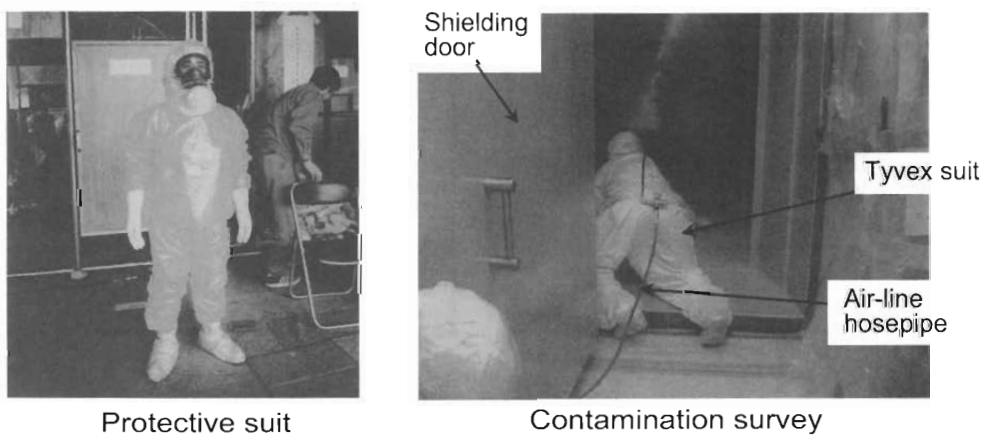


Fig.8 Direct Dismantling

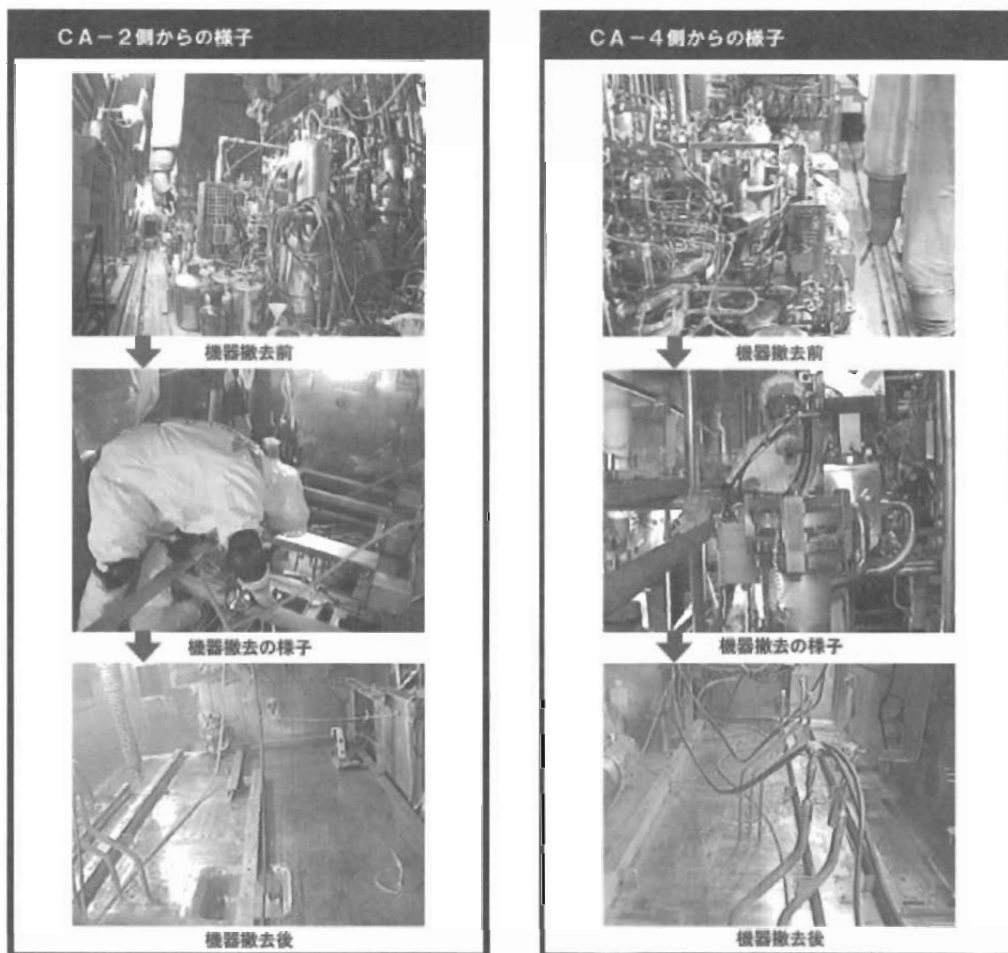
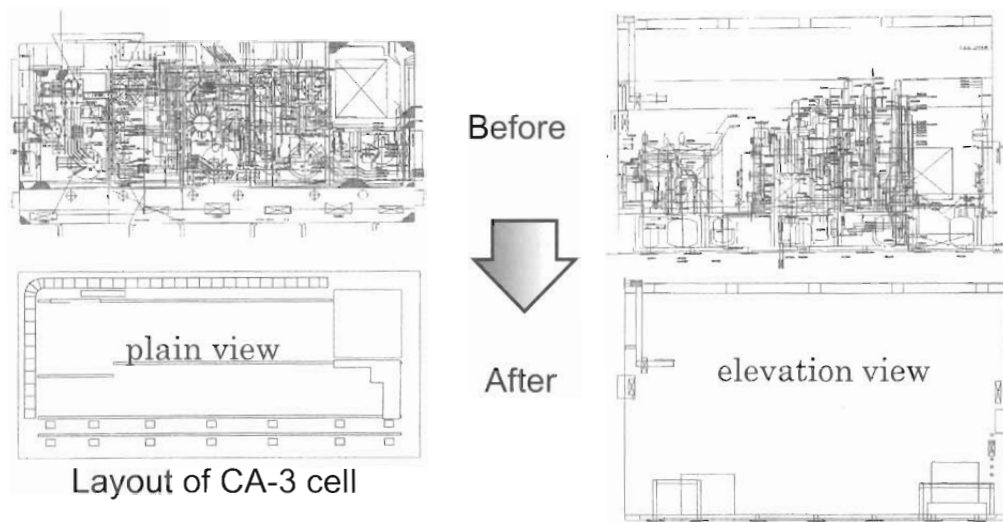


Fig.9 Renovation of CA-3 Cell

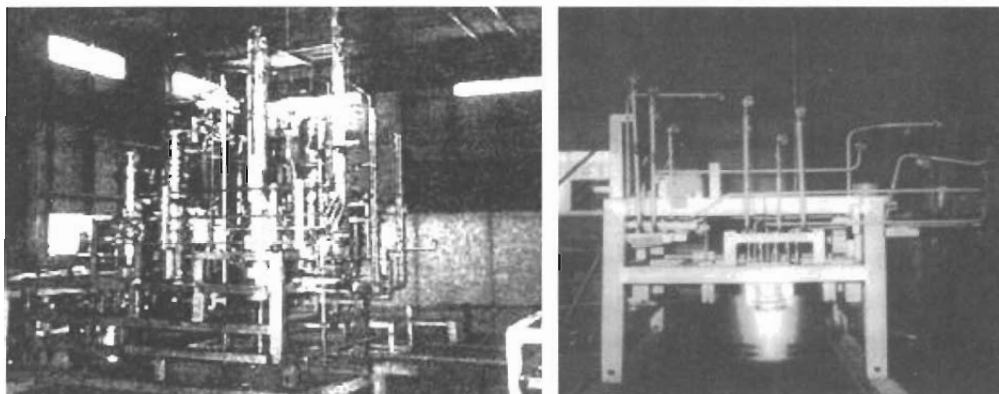


Fig.10 Adoption of Highly-modularized Unit

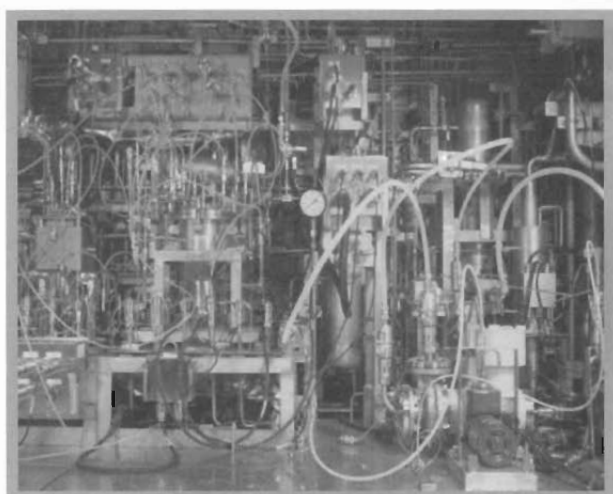


Fig.11 CA-3 cell after Renovation

下に直接設けることとし、作業足場もハッチポートから搬入することとした (Fig.13)。

4.2 各工程における被ばく量低減のための取組

1) CA-5セル除染

セル内において除染、残留物品の移設、鉛遮へいを敷設し、インセルクレーン位置での空間線量率を下げたことでインセルクレーン設置場所において作業員1人1日あたり60分程度のセル内作業が可能となった。

2) 作業足場設計及び作業計画立案

作業性を考慮すると作業足場はある程度大きいものが必要であるが、通常、作業防護衣を着用した作業員が狭いハッチポートから安全に作業足場を出し入れすることは決して容易なことではな

4. CA-5セルのインセルクレーン補修

4.1 工事概要

本改造工事ではFig.12に示すCA-5セルの天井ポートの補修、インセルクレーンの走行装置及び横行装置の車輪交換を行った。分析用のセルであるCA-5セルの床面には線量の高い機器類が設置されているため、セル壁面のハッチを利用して出入りする場合、作業員が必要以上に被ばくする恐れがあった。そこで、被ばく量をできる限り低減するため、CA-5セル天井壁に設けられているハッチポート（直径1300mm）を利用して作業員の出入域及び機器類の搬入出を行うこととした。同時に、作業に必要な足場をセルの床面から順に組み上げるのではなく、インセルクレーン用レールの

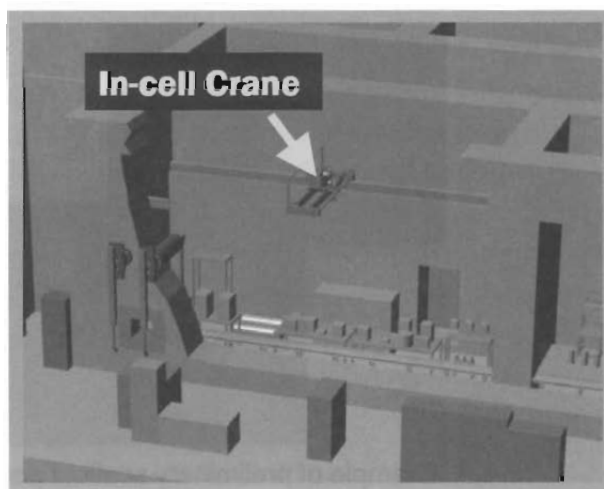


Fig.12 Repair of In-cell Crane in CA-5 Cell

い。このため作業足場の形状も含めて検討を行う必要があった。

- ①床に人が接近しない工法を採用した。さらに鋼製の作業足場をある程度厚くすることで、遮へい能力を持たせた。
- ②作業性と作業員の被ばく量低減を両立させる作業スケジュールの立案、作業足場のセル内への搬入性（セル壁面やクレーンレールとの干渉性を含む）、剛性等の検討にバーチャルプロトタイピングを適用した。さらに、作業の安全管理のために設置する遠隔監視用カメラの配置検討にも同様の手法を適用した。

の配置検討にも同様の手法を適用した。

Fig.14に作業足場の3D simulatorの例を示す。作業性及び搬入性を共に満足するために、何種類もの足場モデルを作成して比較検討を行った。

3) 工事のコールドモックアップ

設計結果に基づき実スケールのコールドモックアップを行い設計の妥当性を確認すると共に、作業員に操作手順を徹底した。また最終の検討結果を基にCGアニメーションを作成し、作業者の教育訓練に供した。Fig.15にモックアップ試験の様

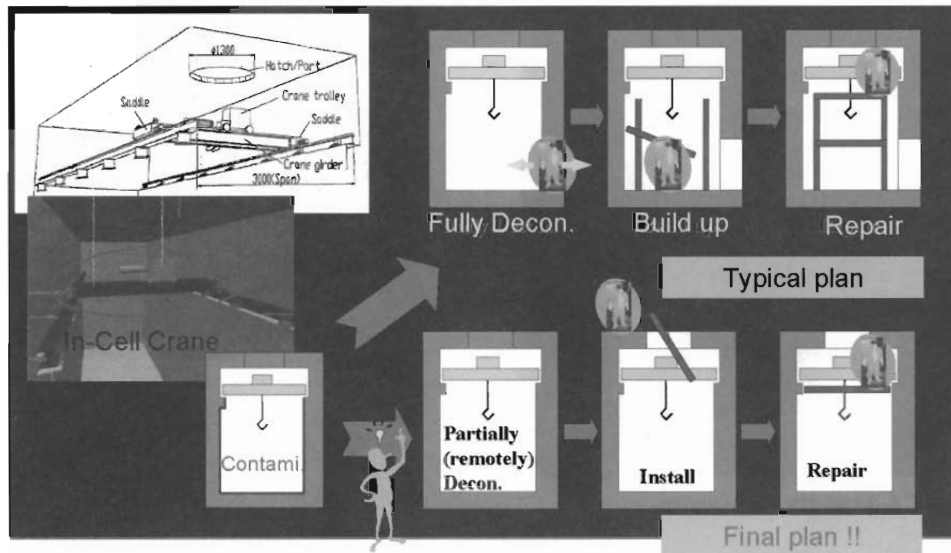
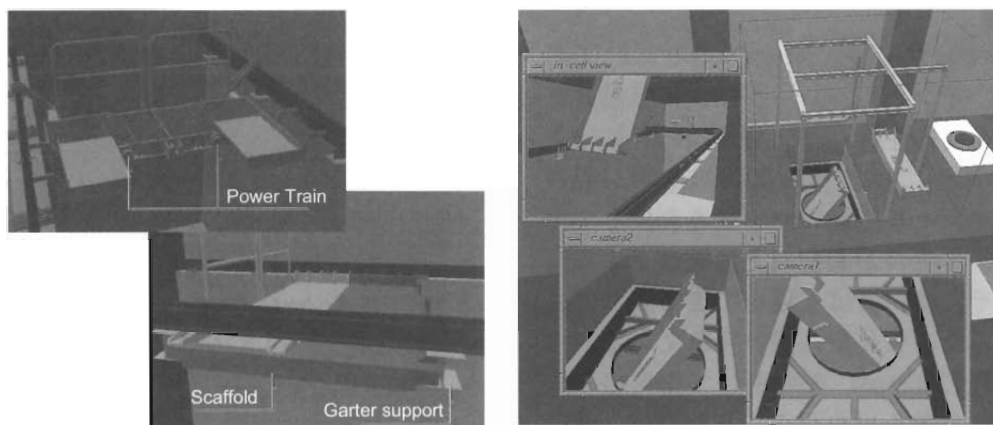


Fig.13 Examination of Basic Strategy



Example of preliminary scaffold design Optimization design of process flow

Fig.14 3D Simulator of Scaffold Installation for Crane Maintenance Work

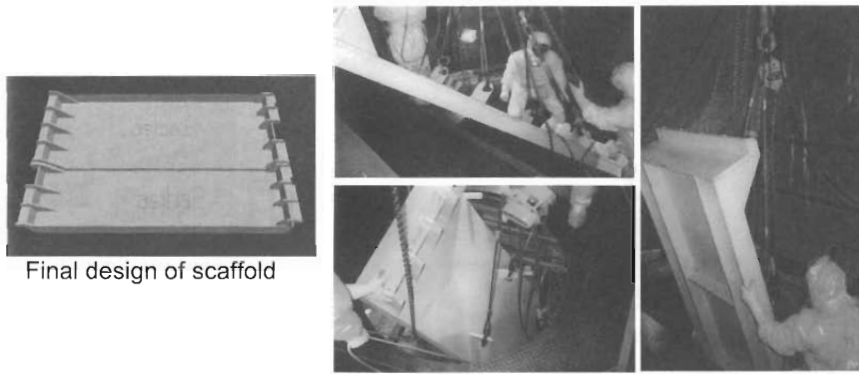


Fig.15 Full Scale Mockup for Crane Maintenance Work

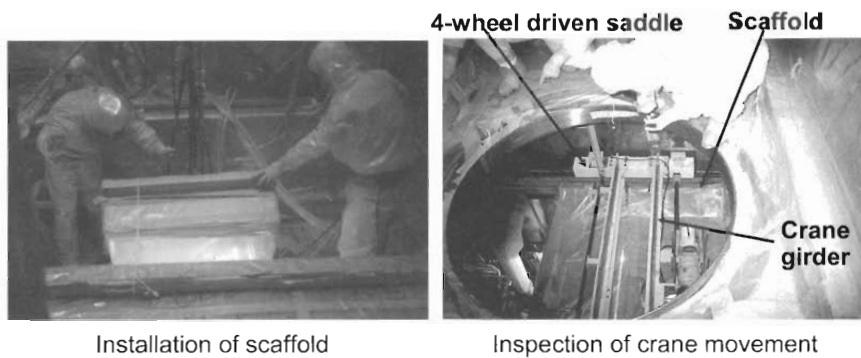


Fig.16 Direct Maintenance for Crane Maintenance Work

子を、Fig.16に実際の工事の様子を示す。

4.3 安全対策の成果

設計段階で作業の容易化と単純化を図り、作業員の総被ばく量を低減できた。訓練を目的としたモックアップ試験において本検討結果が作業員への教育に役立ち、効果的な訓練ができた。結果的に工事費を大幅に削減できた (Fig.17)。

酸溶液に浸漬した。この浸漬除去法により、解体した高レベルの金属廃棄物の約90%を低レベル廃棄物として区分することができた。また、セル内に入域するために使用した作業防護衣（酢酸ビニル製スーツ、シューカバー等）等の可燃性廃棄物について当初想定した量を超える廃棄物が発生したが、専用の装置を設置して減容した。この減容

5. 廃棄物処理

セル改造工事及びクレーン補修工事で発生した廃棄物はPu系、 $\beta\gamma$ 系毎に、可燃、難燃、不燃に仕分け処理した。また、廃棄物低減のため、セル内で多目的に使用できる作業架台の製作を行った。一連の改造作業を通して、セル内で多量の高レベル固体廃棄物が発生したが、このうちステンレス材等の不燃性廃棄物については表面や隙間に付着した放射性物質を除去するために加熱した硝

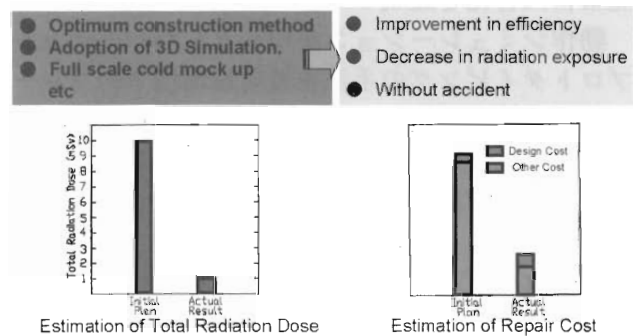


Fig.17 Estimation of Maintenance: CA-5 Cell

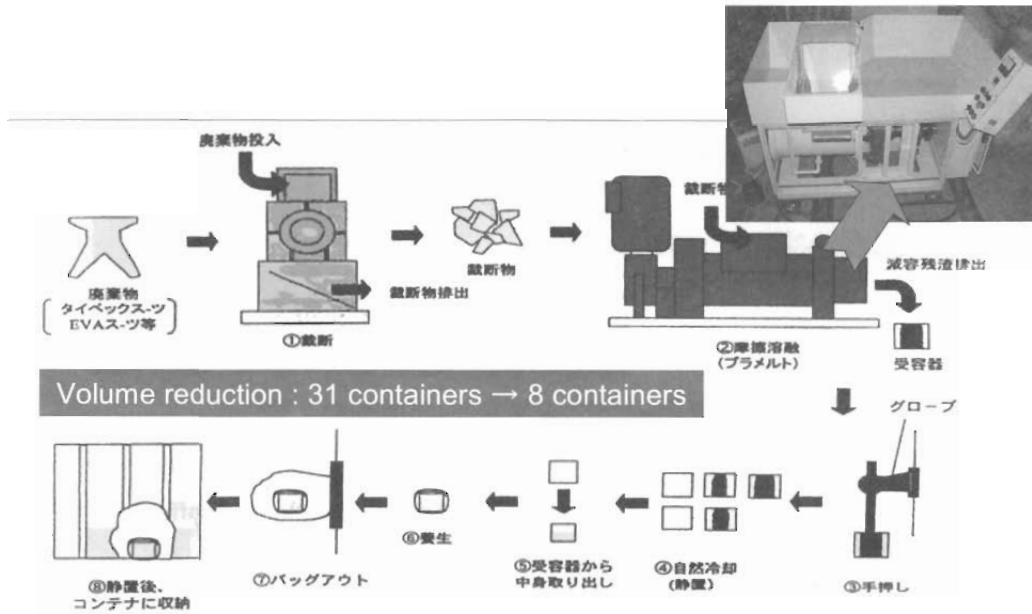


Fig.18 Radioactive Waste Treatment

処理装置は摩擦熱を利用するもので、コンパクトであるうえに、比較的低温で作動し、高い減容率が得られるという特徴を有している。この処理方法の考案及び実施により、放射性廃棄物を大幅に減容化することができた。作業防護衣の減容手順を Fig.18 に示す。

6. まとめ

セル改造工事及びクレーン補修工事に対し、安全性を十分確保した工法を採用し、無事故、無災害で工事を完遂した。また、工法改善により作業員の被ばく低減化を達成し、工事で発生した放射性廃棄物処理では減容処理装置を考案し、大幅な廃棄物減容化を達成した。

動作シミュレーションを中心としたバーチャルプロトタイピングの手法を放射線環境下のクレーン補修工事に適用し、本手法が作業の安全性向上や被ばく低減に有効であることを実証した。本工事のように環境条件等の厳しい制約が付き、かつ現場でのトラブルゼロにするためには、十分なフロントローディングが必須で、具体的にはこうした設計ツールとコールドモックアップ等の組み合わせが必要となると考えられる。従来の設計・工

事準備に比べて若干の作業増加を伴うが、今まで現場で対処していた問題が設計・工事準備に移行したことに他ならないと考えられる。

今回の工事では除染、解体撤去に関し多くの大変貴重なデータが得られた。今後、同様な研究施設等のホットセルの更新、改造に際してはこれらの知見を生かし、安全で合理的な工事を実現していくことが望まれている。

また、改造を無事終えた CPF では現在、先進湿式法再処理に関する技術開発等を実施している。

参考資料

- 1) 核燃料サイクル開発機構：“CPF20年の歩みーCPF20年の成果と将来の展望ー、” (2005.2).
- 2) 宮地、他：“高レベル放射性物質研究施設の改造 (I)ーセル内設備の改造ー、” 日本原子力学会 春の大会 (2002.3).
- 3) 青嶋、他：“RENOVATION OF CHEMICAL PROCESSING FACILITY FOR DEVELOPMENT OF ADVANCED FAST REACTOR FUEL CYCLE SYSTEM IN JNC,” ASME ICONE 11 (2002.4).
- 4) 青瀬、他：“Renovation of CPF (Chemical Processing Facility) for Development of Ad-

- vanced Fast Reactor Fuel Cycle System,” ANS DD&R 2007 (2007.9).
- 5) 大村、他：“ロボットシミュレータを用いたクレーン補修計画のバーチャルプロトタイピング,” 日本機械学会 第7回設計工学・システム部門講演会講演集 (1997.11).
- 6) 石川島播磨重工業：“シミュレーションを設備補修に生かす,” 日経デジタルエンジニアリング 5月号 (1998.5).
- 7) 鍋本、他：“Experience of Hot Cell Renovation Work in CPF (Chemical Processing Facility),” ANS DD&R 2007 (2007.9).

原子力施設の廃止措置におけるサイト解放の安全基準等の調査

榎戸裕二*、宮坂靖彦*、石川広範*

A Study on Safety Concept and Criteria of Site Release of Nuclear Installation Proposed by International Organizations and Adopted in Decommissioning Practices

Yuji ENOKIDO*, Yasuhiko MIYASAKA*, Hironori ISHIKAWA*

我が国の原子力施設の廃止措置におけるサイト解放に係わる規則、指針、基準等の整備に資するため、IAEA等の国際機関や欧米諸国のサイト解放のための指針や規制、安全基準及びこれまでに実施された国内外のサイト解放事例を調査するとともに、我が国のサイト解放のための規制や基準等への適用性について検討した。安全基準に関しては、国際機関の勧告や指針に基づき諸外国ではサイト解放によって受ける個人の被ばく線量を年間 $10\mu\text{Sv}$ から $300\mu\text{Sv}$ の範囲で最適化している。サイト解放においては無拘束解放が目標であるが、各国は制限付解放、部分解放などもこの安全基準内で規制し、事業者の選択に柔軟な対応が可能な法制度化を図っている。

Regulatory systems and safety criteria of site release of nuclear installation proposed by international organizations such as IAEA and applied in decommissioning in domestic and foreign countries have been studied, in order to avail them to deliberate the relevant domestic regulation and guides. In addition, the applicability of the proposal and practices to domestic legislation have been discussed. Regarding the national safety criteria, the annual individual dose constraint is optimized between $10\mu\text{Sv}$ and $300\mu\text{Sv}$ after recommendation and/or guides of IAEA etc.. Unconditional release should be achieved, but the conditional and/or partial site release are possible under the same safety criteria to make the selection flexible for licensees.

1. はじめに

廃止措置活動の最終到達点である原子力施設のサイト解放では、サイトにおいて放射能が除去されるか、又は、人と環境に対して安全なレベルに維持される等、その後いかなる規制も行うことな

く、一般安全を含めた安全が確保される必要がある。世界の原子力発電所では、これまでに約120基が運転停止されたが、そのうち15基程度のプラントにおいてサイト解放が行われている。研究炉ではそれ以上のサイト解放の実績を有する。EU (欧州連合)の報告¹⁾によれば、EU内で廃止措置さ

本調査は内閣府原子力安全委員会事務局の平成18年度の受託事業の成果の一部を利用し取りまとめ報告するものである。

*：財団法人原子力研究バックエンド推進センター (Radioactive Waste Management and Nuclear Facility Decommissioning Technology Center)

れた研究炉116基のうち80基(約70%)、核燃料施設108施設のうち38施設(約35%)が既に規制解除されている。

種々の理由から、廃止措置及びサイト解放が多くの国で実施されることが予想されるため、IAEA(国際原子力機関)はICRP(国際放射線防護委員会)の勧告に基づき、放射線防護に係る幾つかの関連する安全指針をこれまでに提示している。各国はこれらの勧告や安全指針と整合性を有する国内の安全基準の整備を図っている。具体的には、ICRPは長期放射線被ばくにおける公衆の放射線防護の考え方、その線量限度及び線量拘束値の上限を勧告している^{2),3)}。IAEAでは、ICRP勧告に基づきサイト解放の安全基準等について、安全指針WS-G-5.1(2006年11月)「行為の終了に際しての規制管理からのサイトの解放」⁴⁾において基本的な考え方を示している。又、安全報告書シリーズ「サイト修復基準適合モニタリング」(ドラフト4.0)⁵⁾において、適合基準値の確認に関する放射能のモニタリング方法を提唱している。指針ではないが、OECD/NEA(経済協力開発機構/原子力局)はその報告書「原子力施設のサイト解放」(2006年9月)⁶⁾において各国のサイト解放の安全基準と特徴及び経験を取りまとめた。

本調査では、IAEA等の国際機関のサイト解放の基本的な考え方、勧告や指針、安全基準、測定方法、規制者や事業関係者の責任等について、また主要国のクリアランス制度を含むサイト解放の規制制度、安全基準及びサイト解放事例について最新情報を収集評価するとともに、我が国の現行の関連規制及びJPDR等における規制解除の経験を参考にして、我が国の規制制度を含む原子力施設のサイト解放のあり方について検討を行った。

2. サイト解放に係る線量拘束値の概念と安全基準値

2.1 ICRP勧告の経緯

ICRPは、Pub.26勧告(1977年)等において公衆の個々の構成員に対する線量当量限度を1 mSv/yとして以来、Pub.60勧告(1990年)「防護の最適化のため」の単一線源からの決定グループに対する平均線量に適用する「線量拘束値」という概念

の提唱に至るまで、一貫して線量限度の値を1 mSv/yとしている。

その後、Pub.77勧告(1997年)「放射性廃棄物の処分に対する放射線防護の方策」において、廃棄物処分からの公衆被ばくの管理は、線量拘束値を考慮した放射線防護を最適化し線量拘束値の最大値を1 mSv/yとして、同時に約0.3mSv/yを超えない値が適切であるとしている。また、Pub.81勧告(1999年)「長寿命放射性固体廃棄物の処分に適用する放射線防護」においては、線量拘束値を0.3mSv/yとし、それは $10^{-5}/y$ のオーダーの死亡リスクに相当する拘束値としている。その背景は、単一の線源からの線量拘束値の最大値を0.3 mSv/yとすれば、複数の線源による被ばくを考慮しても個人の年間の線量限度を1 mSv/y未満にできる。一方、勧告された線量拘束値の下限は、リスクレベル 10^{-6} に相当する0.03mSv/y程度である。さらに、Pub.82勧告(1999年)「長期放射線被ばく状況における公衆の放射線防護」においても同様な見解がまとめられている。

2007年1月のICRP新勧告(最終ドラフト)においては、放射線防護の基準は、Pub.60やPub.82のものと同じであるが、長寿命核種を計画的に放出する環境ではビルドアップを考慮することとし、このビルドアップ等の確認検討ができない場合や条件が不確定すぎる場合には、0.1mSv/yという線量拘束値を設定するのが常識的といえる、としている。

2.2 IAEA安全指針WS-G-5.1⁴⁾

IAEA安全指針WS-G-5.1における放射線防護の基準は、従来のICRP勧告に従ったものである。線量限度1 mSv/yは、「行為」による被ばくの可能性のある全組合せによって引起こされる実効線量の総和の上限である。

放射線防護の最適化においては、Clean-Up(清浄化と訳す)活動中の作業員やサイト解放後の残存汚染による公衆の長期的な被ばくが評価される。この評価では、規制当局が決定した線量拘束値300 μ Sv/yを超えないものとされる。一方、線量基準が10 μ Sv/yのオーダー(死亡リスク 10^{-6})では、線量基準をさらに低減させる理由がない、とされる。

サイトが無拘束解放される場合は、決定グループの構成員（最大の被ばくを受けるグループ）の実効線量が300 μ Sv/y未満で最適化されるようにする。他方、制限付解放の場合は、制限遵守の活動が将来不具合を起こしても、線量限度 1 mSv/yを超えないこととする。安全指針WS-G-5.1が提示するサイトの無拘束解放及び制限付解放に対する線量拘束値と線量限度の適用範囲についてFig.1に示す。

一方、安全指針によれば、サイト解放とクリアランスとで異なる線量拘束値を適用するのが適切である。クリアランスされた物質は広範囲で利用される可能性があり、10 μ Sv/y程度の些細な放射能レベルに従うべきであるが、土地の解放基準は最適化すべきである。その理由は、土地はその場所に留まるものなので、土地を利用する確かさはクリアランスされた物質を利用する確かさよりも大きく、サイト解放の場合、線量拘束値300 μ Sv/yを安全基準として採用することは合理的である。

2.3 OECD/NEA報告書⁶⁾

OECD/NEAはIAEAが定義するクリアランス及びサイト解放の概念^{7), 8)}を踏襲し、サイト解放は物質のクリアランスとは放射線学的概念が異なりとし、非常に低いレベルの被ばく線量を定義して

いるクリアランスに対して、サイト解放では、それよりも高い被ばく線量を適用してもよいとしている。クリアランス物質による個人被ばく線量(10 μ Sv/yオーダ)よりもサイト解放における個人被ばく線量(100 μ Sv/y～数100 μ Sv/yの間)の方をより高い制限値とするのは合理的である。

サイト解放のあり方としては無拘束解放が望ましい。しかし、サイト清浄化後にもサイトが解放基準に適合していない場合は、制限付解放を行うこともできる。しかし、その場合は、制限付利用の制度的対応と監視・監督が必要となる。

3. サイト解放の進め方

3.1 概要

サイト解放には、安全基準を満たすべくサイトの放射能汚染を除去又は低減させる。清浄化では、サイトの不確定要素や将来の利用制限等を勘案し、清浄化目標と「最終点」(無拘束解放、制限付解放又は部分解放)を決める必要があり、これらを記載したサイト解放及び最終サーベイ計画書等を作成する。最終サーベイの計画書の作成においては、運転の履歴や汚染の可能性などが考慮される。MARSSIM (Multi-Agency Radiation Survey and Site Inspection Manual) のように汚染レベルによってサイトを分類し、適切なサーベイ法を適用することも重要である⁹⁾。Table 1にMARSSIMにて規定されている3つの汚染レベルエリアに関する測定割合及びサンプルの採取数を示す。

3.2 サイト解放の手順

IAEA安全指針WS-G-5.1において、解放に向けた清浄化活動のプロセスが提示されている(Fig.2)。サイト特性調査後の解放基準の設定では、規制当局が事業者に通用的(GENERIC)基準を提示する場合と、事業者が最適化手法によりサイト固有(Site SPECIFIC)基準を導出し、承認を得た基準値を用いる場合がある。清浄化計画では、活動は廃止措置計画の一部として文書化され、規制当局の承認が必要である。Table 2に記載する項目を考慮した清浄化計画が策定される。その後は、「最終点」に向けて清浄化を実施するとともに、サイトのモニターを行い活動の効果と効

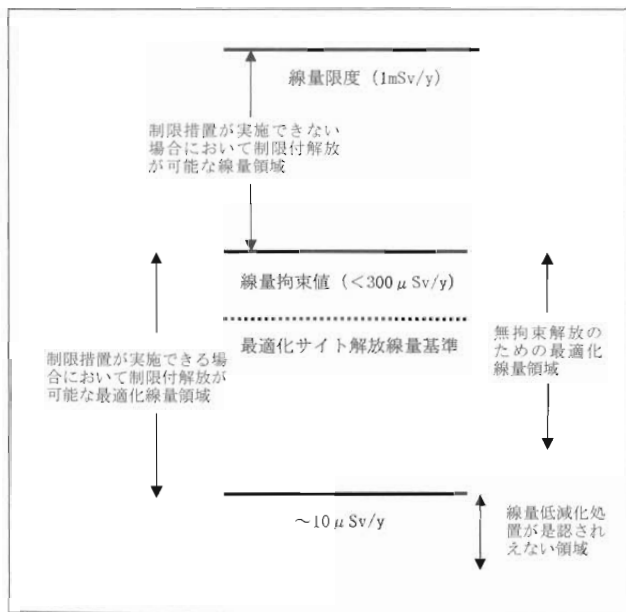


Fig.1 Optimization of Site Release Criteria (IAEA WS-G-5.1)

Table 1 Recommended Measurement Method of Site Release (Excerpt from MARSSIM Recommendations)

エリア区分	表面スキャン	土壌サンプル
クラス 1 (解放基準を超える汚染が予想されるエリア及び解放基準を超える汚染があるエリア)	100%	統計評価を基にサンプル数を決定 放射能濃度の高い小さなエリアについて追加測定が必要になる
クラス 2 (解放基準を超える汚染は無いが、汚染が予想されるか汚染があるエリア)	10~100% 体系的又は判断	統計評価を基にサンプル数を決定
クラス 3 (残存放射能がないか、サイト解放基準よりかなり少量しか残存放射能が存在しないエリア)	判断	統計評価を基にサンプル数を決定

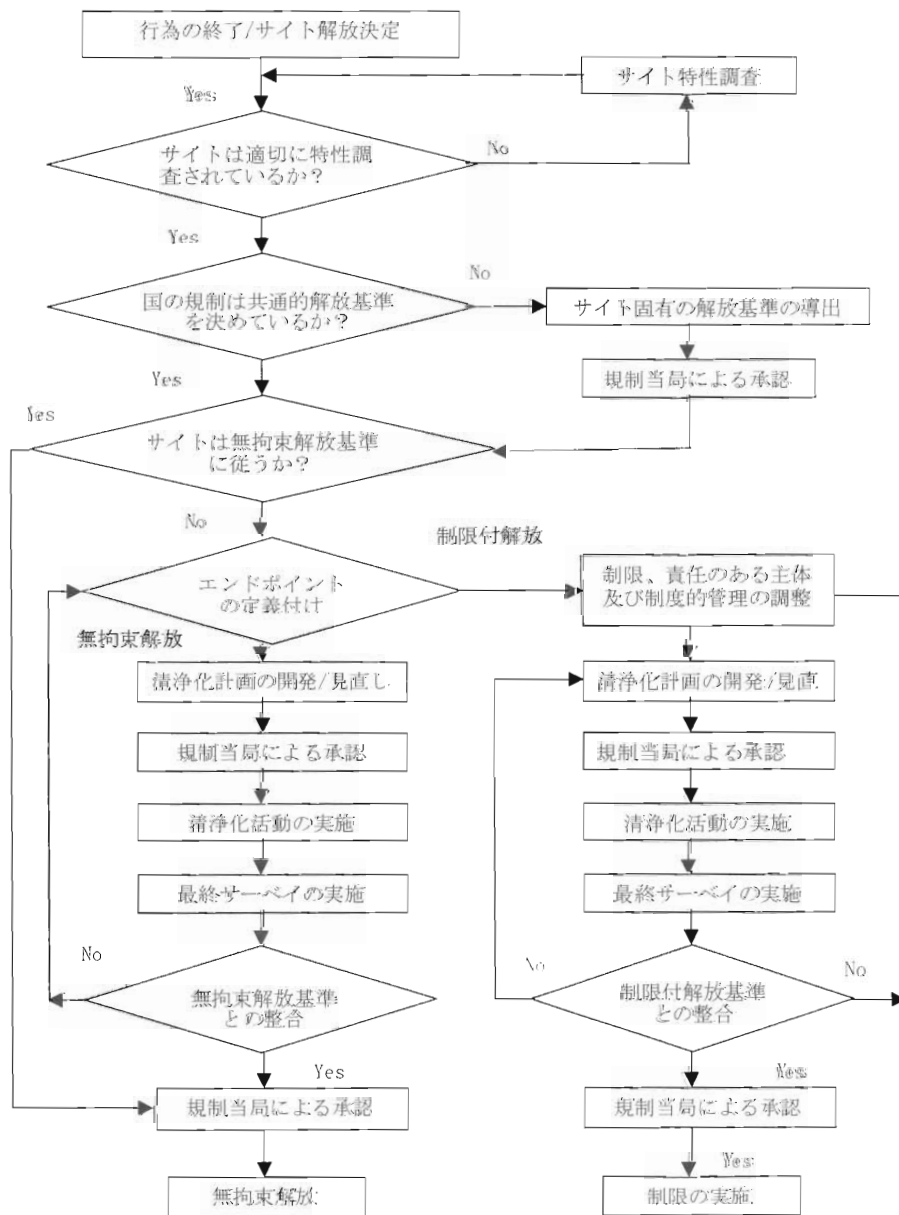


Fig.2 Activity Flow of Site Clean-Up (IAEA WS-G-5.1)

Table 2 Subjects included in Site Clean-Up Plan (Excerpt from IAEA WS-G-5.1)

	項目
1	サイトの特性調査結果 (合意したサイト境界含む)
2	清浄化と規制解除の目的、最終状態、安全原則及び安全基準
3	清浄化活動、使用機器、資源及び工程
4	作業員及び公衆の放射線被ばく防護策
5	共通基準又は特定基準適用の理由に関する情報、清浄化活動及びサイト解放後の最終状態における安全評価と環境影響評価
6	解放基準に適合する放射線測定手法
7	放射性廃棄物管理活動
8	品質管理システム
9	特定の清浄化活動の費用推定
10	緊急時準備と対応
11	清浄化中及び清浄化後のモニタリング規定

率を評価し、また、サイトの最終状態に適合するかを確認する。解放基準との適合確認において事業者は、活動終了後に最終サーベイ報告書を規制当局に提出し審査を受ける。サイト解放の決定は、規制当局によって事業者、他の規制当局及び利害関係者に公式に通告される。制限付解放を決定した場合は、通告により制限付解放に関する対応及び時間枠、活動の実施、モニタリング及び無拘束使用に向けたサイトの解放の規制管理責任を規定する。

4. 安全規制及び法的枠組み

4.1 政府の責任

安全指針WS-G-5.1では、清浄化計画の立案から最終的なサイト解放に至るまでのすべての廃止措置段階は国の法的枠組みの中で規制する必要がある。この枠組みの中でサイトの規制からの解除の目標、原則及び安全に関わる事項が規定される。国は、事業者が作成した清浄化計画を審査し、承認するための法的規定を定める。

4.2 規制当局の責任

規制当局は、清浄化活動の立案、承認及び実施、その過程から生ずる汚染物質の管理、土地や建家及び構造物の規制管理からの解放に関する安全要件及び指針を確立すべきである。Table 3に安全指針WS-G-5.1が要求する規制当局の責任事項をまとめる。

5. サイト解放の安全基準適合評価

5.1 サイト解放基準等の国際的整合性

適用する解放基準は国際的に統一され整合性があれば、公衆の信頼を得る上では大きな利点がある。しかし、サイト解放にあたっては統一的な基準は重要ではない。金属や建家の廃材は国際間で取引される可能性があるが、原子炉等のサイトはそのようには取引されない。サイト解放の安全基準等の承認を得ることに関しては、EU参加国のために、「国際的に推奨する金属スクラップ、建家、建家廃材等のクリアランス」に関する報告書があり、EU参加国の一部の国は、この推奨基準を国の法律と置換え、又、他の国はこれを基に比較検討を行っている。

5.2 サイト測定技術の適用とデータの評価^{4), 5)}

(1) 直接測定

サイトの放射能濃度測定では、対象に応じた適切な方法が提案されている。現場でのγ線スペクトロメトリーではγ線エネルギーのスペクトルを識別することにより、表面や浅い地中に存在する核種を確定する。現場での全体γ線測定では、高感度検出器を使用し表面をスキャンする。汚染モニターは、γ線源、β線源及びα線源にも感度良く対応できる。この方法は表面が滑らかで、乾燥している表面に適用できる。

(2) サンプリングによる測定技術

サンプルを採取し実験室で分析する。α核種やβ核種が存在する場合に適用される。

(3) 平均化評価面積単位

γ線スペクトロメーターを使用した場合は、1

Table 3 Responsibility of Competent Body during Site Release (Excerpt from IAEA WS-G-5.1)

規制当局の責任事項(WS-G-5.1)	
1	サイト清浄化/解放を含む廃止措置活動のための基準及び指針の整備
2	規制解除のための清浄化プログラム、サイト解放計画書の審査と承認(提案された清浄化プログラム、清浄化及びサイト解放の審査を含む)
3	清浄化測定に対する評価方法及び基準の開発
4	廃止措置計画の認可、修正、停止又は取消
5	清浄化後の規制上の検査・確認(独立の測定等): 認可の安全要求及び条件が満たされていること、清浄化後のサイト承認済みの解放基準を満たしていることを確認のために、規制上の検査を実施する。
6	最終放射線サーベイ報告書の審査
7	規制上の適切な処置 (認可の安全条件を満たしていない場合)
8	解放基準を満たしていない場合の再サイト清浄化計画あるいは制度的管理方策の評価、承認
9	計画外の発生事項及び事象に関する評価報告書
10	関連規制当局との調整 (サイト清浄化と解放に関する非放射線学的危険や輸送等に対する問題)
11	規制当局の明確な権限と基盤等(上記 1~10 の責任事項、清浄化プログラムの審査、承認) ・規制当局の予算/人員確保 ・専門技術の確保(判断、検査能力、情報の提供) ・他関連機関との協力、事業者等の相互理解等
12	制限付解放方策の規定整備 (許認可取得事業者が十分に責任を果たせない場合)
13	記録システムの確立 ・事業者の作成、保管期間、維持等の義務 ・規制当局側の記録保管組織の指定

m²のエリア測定が実施できる。広いエリアの平均的な放射能濃度については、平均化する評価面積の単位として100m²~10,000m²が考えられている。評価面積はドイツ等の数カ国では国の法律として示され、適用されている。

サイト解放のために全表面測定を実施する必要はない。測定技術、汚染の程度、要求される信頼性のレベル等、種々の因子に依存するが統計上の基準により測定点数が決まる。Fig.3に測定の一例を示す。1区分内で測定個所をランダムに選択し6回(1回の測定面積は1 m²)の測定を行う。この例での測定密度は6%になる。

6. 各国のサイト解放に係る規制制度及びサイト解放実績

6.1 米国

6.1.1 サイト解放に係わる法制度、法令及び規定
米国のサイト解放については、連邦規則10 CFR Part 20 Subpart Eの要求事項が10 CFR Part 20, 1402、同20.1403及び同20.1404にある¹⁰⁾。Table 4にサイト解放に係る米国の法規制の概要を示す。原子力発電所の廃止措置活動規則(10 CFR Part 50.2)は廃止措置手順を理解しやすくするた

めに、廃止措置活動をフェーズⅠ；初期活動、フェーズⅡ；主要な措置及び安全貯蔵、フェーズⅢ；認可終了活動の3段階に分けられた。設置者は認可終了に当たっては、ライセンス終了予定日の2年前に認可終了計画書(LTP: License Termi-

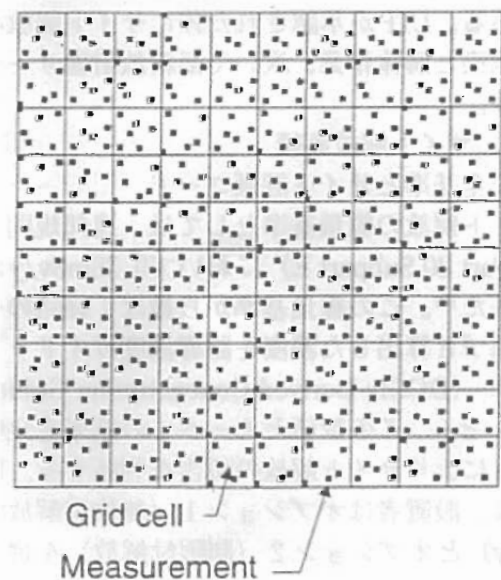


Fig.3 Example of Release Measurement of Nuclear Site (Measuring Area: 1m², Grid Cell Area: 100m², Entire Area: 10,000m²)

Table 4 Outline of legislative Frame of Site Release in the United States

	原子炉施設 (発電炉及び研究炉)	核燃料サイクル施設等
サイト解放基準	10 CFR Part 20 Subpart E の要求事項 Part 20.1402 (無条件)、20.1403 (制限付き) 及び 20.1404 (代替基準) 本規則の適用範囲; Part 30、40、50、60、61、70、72、ただし、ウラン及びトリウム採掘施設及びウラン溶液回収施設に適合しない。	
廃止措置関連規則	<ul style="list-style-type: none"> 10 CFR Part 2 10 CFR Part 50 	<ul style="list-style-type: none"> 10 CFR Part 2 10 CFR Part 30 10 CFR Part 40 10 CFR Part 70 10 CFR Part 72
規制指針等	<ul style="list-style-type: none"> RG1.184 (2000.06) DG-4006 (1998.08) RG1.86 (1974.06) 	統合 MMS 廃止措置ガイダンス (NUREG-1757 Rev.1) (2003.09)
検査マニュアル		NRC、検査手順書 83890 「完了検査とサーベイ」
参考サイト解放基準	<ul style="list-style-type: none"> RG1.86 (1974.06) 許容表面汚染レベル (Table 1)	
スクリーニング値	EPA 基準	
	<ul style="list-style-type: none"> 建家の表面汚染に対する共通の β/γ 線放出放射性核種用参考表 (63FR64132, 1998年11月18日) 土壌表面汚染に対する共通の β/γ 線放出放射性核種用参考表 (64FR63895, 1998年12月7日) 	
調査/分析マニュアル	<ul style="list-style-type: none"> 多省庁間共通放射線測定・サイト調査マニュアル (MARSSIM: NUREG-1575 Rev.1) 多省庁間共通放射線研究分析プロトコル・マニュアル (MARLAP: NUREG 1576) 	
評価コード	DandD、RESRAD	
規制解除実績例	<ul style="list-style-type: none"> 研究炉 GTRR: RG1.86 発電炉の例 (トロージャン等): 10 CFR Part 20 Subpart E 	

nation Plan) を NRC に提出しなければならない。LTP には、最終サイト特性、線量評価、サイト修復活動及び最終放射線サーベイ等の計画が記載される。LTP は、最終安全解析書 (FSAR: Final Safety Analysis Report) の補遺として提出する必要がある。LTP が承認された後にサイト解放のための除染と解体作業、次いで最終放射線サーベイを行う。

6.1.2 サイト解放実績

(1) 安全基準とサイト評価コード

サイト解放の線量基準としては、連邦規則 (10 CFR Part 20 Subpart E) において 0.25 mSv/y が規定された¹⁰⁾。この線量基準から被ばく経路のモデルに基づき算出した濃度を誘導濃度ガイドラインレベル (DCGL: Derived Concentration Guideline Level) とし、この数値とサーベイの結果を比較することによりサイト解放の可否を判断する。同規則では、設置者はオプション 1 (無拘束解放 0.25 mSv/y) とオプション 2 (制限付解放) を選択できる。

米国には、サイト評価コード RESRAD (RESidual RADioactivity code)¹¹⁾ 及び DandD (Decon-

tamination and Decommissioning) コード¹²⁾ がある。設置者には、LTP において解析書の提出が義務付けられ、解析書作成にはこのコードが利用されている。RESRAD は、環境中での放射性核種の移行モデルに基づき線量を計算する。サイト固有の DCGLs は、規制当局が承認する RESRAD パラメータにより、計算から求めることができる¹³⁾。

Table 5 に、廃止措置中の燃料製造施設サイトの固有の DCGLs を示す。この例では、濃縮ウラン等の使用サイトの表面土壌の DCGLs として NRC により承認されもので、DCGLs は 0.19 mSv/y に対して全ウランで 20.6 Bq/g、Co-60 で 0.18 Bq/g となっている。

(2) サイト解放の事例

米国では、既に 10 基以上の商用発電所でサイト解放を含む規制解除を実施した。Table 6 に米国商業炉のサイト解放実績の詳細を記す。最近サイト解放を行ったサクストン発電所の事例を以下に紹介する^{14)、15)}。

Saxton 炉は PWR 型 (熱出力 23.5 MWt) の研究・訓練施設として 1962 年から 1972 まで運転された。原子炉は石炭火力発電所の西側に建設され、原子

Table 5 Results of Dose Evaluated by RESRAD Code (Fuel Fab. Facility)

被ばくシナリオ	0.19mSv/y 等価の土壌中の平均残留放射能濃度 (導出濃度レベル DCGLs)	
	全ウラン (Bq/g)	Co-60 (Bq/g)
従事者作業	117.2	0.64
建設作業	170.9	0.88
レクリエーション使用者/訪問者	710.9	3.64
農業者のトラック作業	199.4	1.49
郊外居住	37.7	0.22
居住農民	20.6	0.18

Table 6 Results of Site Release of Power Plant in the United States

項目	ヤンキーロー	トロージャン	メインヤンキー	ビックロック ポイント	コネテック トヤンキー	サクストン
型、出力(万 kW)	PWR, (18.5)	PWR, (117.8)	PWR, (90.0)	BWR, (7.5)	PWR, (60.0)	PWR(2.35 万 kW)
原子炉停止	1991 年	1992 年	1996 年	1997 年	1996 年	1972 年
DP 又は PSDAR	1994 年	1996 年	1997 年	1997 年	1997 年	1998 年
LTP 申請、承認	2003 年、2005 年	1999 年、2001 年	2002 年、2003 年	2003 年、2005 年	00 年、2002 年	2002 年
規制解除	2007 年	2005 年	2005 年	2007 年	2007 年	2005 年
解放のための 基準線量	10CFRPart20 Sub. E (0.25mSv/年+ALARA)	同左	同左 (ただし、メイン州法適用： 0.1mSv/y+0.04mSv/y(地 下水シナリオ)	同左	10CFRPart20 Sub. E NRC/EPA の MOU (覚 書) に基づく検討基 準	10CFRPart20 Sub. E (0.25mSv/年)
解放の基準を満足 する条件	導出濃度ガイドラインレ ベル (DCGL) (DCGL は、RESRAD コードで算 出。)	同左	同左+残存コンクリートの 残存放射能汚レベル： 5,000dpm/100cm ² 以下	導出濃度ガイドラ インレベル (DCGL) (DCGL は、RESRAD コードで算出。)	同左	同左
解放のためのサー ベイ計画	MARSSIM 適用	同左	同左	同左	同左	同左 (HAS: サイト 履歴評価含む)
跡地の利用計画	地元の町、ISFI 撤去後、レ クリエーション区域の使用を要 望。	PGE 社の工業用地に使用 予定。 発電用建屋：2019-19 年 解体予定。	自然に戻す。	自然に戻す。	自然に戻す。	自然に戻す。

炉の蒸気は火力発電所の発電用タービンに供給された。1972年に許認可が「所有、しかし運転は不可」に修正された。1972年の運転停止後、「安全貯蔵」状態に置かれ、燃料はDOE Savanna Riverの施設に送られ、原子炉建家等の一部は1972年から1974年にかけて除染された。

原子炉支援建家の最終解放サーベイ結果は1990年4月、NRCに提出された。NRCは確認の放射線サーベイを実施した。NRCによる建家取壊しの承認は最初の報告書提出から2年以上を経た1992年5月に行われ、取壊し作業は同年5月から10月の間で実施された。

原子炉のLTPは1999年2月にNRCに提出され、4月にLTPの受領審査が終了したが、MARSSIMに従ったHSA (Historical Site Assessment: サイト履歴評価) を行う必要がある、とされ、直ちに、HSA作成に取掛かり、6月に予備的報告書を提出した。しかし、原子炉周辺地域への影響が懸念され、実際にNRC基準以上の汚染箇所があった。

2004年の特性調査では、建家とその周辺約14ha

で影響があること分かり、そのうち5.7haで修復作業を実施した。2005年11月にはFSSP (Final Status Survey Plan: 最終状態サーベイ計画書) の要件が満たされ、サイトはNRC規制から解除された。サクストン発電所のサイト解放前後の様子をFig.4に示す。

6.2 英国

6.2.1 サイト解放に係わる法制度、法令及び規定

英国には、廃止措置について規定した法令はなく、建設及び運転に適用される法令、例えばThe Health and Safety at Work etc Act 1974【1974年労働保健安全法: HSW法】、The Nuclear Installation Act 1965「as amended」【1965年原子力施設法—修正: NIA法】、The Ionization Radiation Regulations 1985【1985電離放射線規制: IRR規則】等が廃止措置を規制するために適用される。規制の実施は保健安全執行部 (HSE) が行ない、原子力施設の許可権限を有する。又、原子力施設検査局 (NII) が施設の設置許可や検査を担当する。原子力サイ



During Operation(1962)



After Site Clean-Up and Release (2005)

Fig.4 Photo of Saxton Nuclear Reactor before and after Decommissioning (ANS News Letter Spring 2006)

トの規制に係る具体的条件は、「原子力施設規制」ガイドに示され、サイト解放はこのガイドの付録1「原子力サイトの許認可解除」の項で規定されている。

許認可の解除には、サイトには有害な電離放射線が発生する危険性がない、とHSEが宣言する必要がある、これにより原子力施設法、放射性物質法 (RSA93)、電離放射線規制 (IRR99) の規制管理から解除される。

HSEは、原子力サイト規制解除基準として、「危険なし (no danger)」とするためのリスク度を定めている。「危険なし」とは、「サイトに残存するバックグラウンドを超える放射能が、サイトを使用する個人の受ける年間の死亡リスクが100万人に1人以下に相当すること」である。リスクの「年間100

万人に1人」は一般社会に広く受け入れられており、他の法規や国際的な勧告とも一致している。

6.2.2 サイト解放実績

(1) 経緯及び安全基準

NIIは、1962年から1999年の間に12のサイト、又はサイトの一部について規制解除を認めたが、その判断基準は、ケースバイケースであった。解除の条件は「電離放射線の危険性の完全な消滅」であり、その定義は、免除基準以下にあること、サイトの清浄化により原子力施設が運転を開始前のサイト環境及び周辺隣接エリアの放射能レベルと同程度であること、としている。英国では、大規模な施設をサイト解放させる場合、多くの場所で土壌汚染レベルが、上記の原則によって許認可解除の妨げとなっている。このため、HSEは更なる合理的な安全基準を作成中である。例えば、クリアランスレベルの採用、地下水、飲料水の基準の設定には、世界保健機構及びEC指令の適用、個人の死亡リスク 10^{-5} に相当する線量拘束値 0.3 mSv/y を超えないこと、逆に、死亡リスクを 10^{-6} 未満に抑えることの非正当性など、が考慮されている。

HSEは2005年8月16日付けで政策声明 (policy statement) を原子力施設法1965 (NIA法) に基づき、原子力サイトの規制解除に関する部分解放又は全面解放基準を公表した。HSEは、許認可取得者に「危険なし」を証明するように、サイト残存放射能が「有意なリスク」をもたらさないレベル (10^{-6}) であることの証明を要求している。

(2) サイト解放の事例

Capenhurstガス拡散法ウラン燃料濃縮プラントのサイト解放を事例として紹介する¹⁶⁾。

この施設は1982年に恒久運転停止され直ちに廃止措置が始められ1996年中ごろに完了した。濃縮ステージは4800段、最大直径550mmを含む総延長が1800kmのプロセス・ガス配管等から成る。プラント解体に伴う廃棄物は、表面汚染の疑いのある金属、コンクリート及び有害廃棄物である。汚染核種は、ウラン及びその娘核種、再利用ウランの再濃縮で発生するテクネチウム及びネプツニウムである。

施設のサイト解放の測定は、①核種ベクトルを調べるためにサンプリング及び分析測定、②全γ

測定（核種ベクトルの決定）、③壁、天井、床等のエリア区分毎の γ 線スペクトル測定、④直接接近できない表面の拭取りによる α 線スペクトル測定の順序で実施した。解体廃棄物は、クリアランスに相当する放射性物質免除法（Radioactive Substances Exemption Order（1992年改定））を適用して、下記の基準値以下のものを無拘束放出した。また、建家の壁・床を除染、確認測定し、建家を解放している。

1) 解体廃棄物に適用した基準：

- ・全人工核種：0.4Bq/g（Uと娘核種を除く、また天然核種BGを除く。）
- ・天然核種

2) 壁及び床に適用した基準（表面密度）：

壁の測定単位：平均1,000cm²、床の測定単位：平均300cm²

α 核種 ≤ 0.4 Bq/cm²、 $\beta\gamma$ 核種 ≤ 4 Bq/cm²、³H、¹⁴C、³⁵S ≤ 40 Bq/cm²

6.3 フランス

6.3.1 サイト解放に係わる法制度、法令及び規定^{17)、18)、19)、20)}

フランスのBNI施設（基本的原子力施設）の安全規制は、デクレ（63-1228）に定められている。廃止措置に係わる要件は、第6条の3（1990年1月19日のデクレ（90-78）第5条により追加）に記載されている。又、BNI施設の解体に関する規制手続きは、デクレ（63-1228）に基づきDGSNR通達（指針）SD3-DEM-01従い行なわれる。フランスのサイト解放とは、施設の指定解除であり以下のように分類される。

① BNIの指定解除

- i) 解体後、施設内には一般廃棄物ゾーンだけが存在する（全面指定解除）
- ii) 解体後、BNIの境界領域に原子力廃棄物を有するゾーンが存在する。
 - A) 施設内で原子力廃棄物ゾーンを最小限とするために、施設の境界の変更を要請してもよい（部分指定解除）。
 - B) ICPE（環境保護施設）への指定変更を行う。

② BNIの一部の指定解除

施設の部分的な運転を続けつつ、一部を廃止措

置する場合。この場合、施設の改造手続きが必要である。

6.3.2 サイト解放実績

(1) 経緯及び安全基準

現在、フランスでは、原子力サイトを解放し非原子力用途に用いる構想はない。実際に非原子力用に解放するか否かを問わず廃棄物ゾーンが一般廃棄物ゾーン（通常廃棄物ゾーンとも言う）になれば施設の指定解除ができることになるが、基本的にフランスの「解放基準」は、「いかなる人工的な放射能も存在しないこと」であり、これは実質的にはバックグラウンド放射能濃度の2倍と解釈されている。指定解除に係わる規則には決まった数値は見当たらないが、核種と施設の特性によって決められる機器の検出限界より僅かに上の数値が用いられているようである。このように、原子力施設の廃棄物ゾーンを「除染」して、一般廃棄物ゾーンとすることによって、例えば、BNI施設の指定解除を行うことが実質的なサイト解放である。ただ、ケースバイケース的に現実的な数値が用いられている。廃棄物ゾーンを除染して一般廃棄物ゾーンにする放射能レベルは後述のように核燃料施設の場合では、0.4Bq/g又は0.4Bq/cm²が目標である点は注目することである。この理由と根拠は示されていない。

(2) サイト解放の事例

サイト解放の事例としてPierrelatteウラン燃料製造施設の事例を紹介する²¹⁾。

このサイトには、ウラン転換施設、製錬施設、濃縮施設等の多くの原子力施設がある。ウラン燃料製造施設はFBFC（Franc-Belge de Combustibles Nucleaire）社によって1983年から運転開始されたが、効率の良くない同施設は1998年に永久運転停止された。同施設は、軽水炉用の燃料（濃縮度5%）を製造し、その製造能力は500tHM/y（ton Heavy Metal/year）であった。

施設の廃止措置は2000年5月に開始され、解体は2002年まで実施され、2003年にASN（原子力安全局）の検査を受けて解体終了した。同施設の壁、床及び天井を除染するために、約23ヶ月が必要であった。

適用されたサイト解放の線量基準は、CEA（フランス原子力庁）は300 μ Sv/y以下としていたが、

この施設では独自に種々のシナリオ中の最悪ケースに対しても $10\mu\text{Sv}/\text{y}$ にすべきであるとし、解放基準値として α 線の表面密度で $0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ 未満、又、比放射能濃度で $1\text{Bq}/\text{g}$ 未満を適用した。

ウラン燃料製造施設の解体完了時の確認測定では、サイトの α 核種の表面密度は $0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ 未満、比放射能は $1\text{Bq}/\text{g}$ 未満でありこの既定値以下であった。現場測定は主にコリメータ付き及びコリメータ無しの γ 線スペクトロメーターが使用された。なお、このサイトは工業用地として再利用する予定である。又、サイト内施設の一部分は、燃料集合体の部品の製造施設としてさらに使用される。

6.4 ドイツ

6.4.1 サイト解放に係わる法制度、法令及び規定

サイト解放については、AtG (原子力法) において独立した許可を必要とする「廃止措置許認可」の終了局面として適用され、具体的な基準等はクリアランス制度の枠組みの中で規定されている。

サイト解放に関する特定の政令はないが、関連ある政令として、StrlSchV (放射線防護令、英訳: Radiation Protection Ordinance (RPO 法)) 及び「原子力許認可手続令」がある。放射線防護令は、土地及び建家の規制解除を含めて網羅的なクリアランス制度及び放射線防護全般を規定する政令であり、原子力許認可手続令は、原子力法第7条で許可が必要な原子力施設の許認可手続きの詳細を規定し、サイト解放を含む廃止措置の許認可についても適用される。サイト解放の指針としては、「原子力法第7条において定義される施設の廃止措置ガイド」が1996年に告示されている。この廃止措置ガイドでは、サイト解放を含めた廃止措置全般について、法令による規定や要件が整理されており、法令には規定されていない項目も含めて具体的な考え方が示されている。DIN (Deutsche Industrie Norm: ドイツ工業規格) の中に、主にクリアランスの検認に係る放射線の測定技術及び測定手順、並びにサイト解放に関する規格が制定されている。特にサイト解放に関連するDINとしては、以下が挙げられる。

* DIN 25457 (2000年10月: 放射性廃棄物及び原子力施設構成要素の解放のための放射能測定法—第6部「建物及び瓦礫」)

* DIN 25457 (1999年10月: 放射性廃棄物及び原子力施設構成要素の解放のための放射能測定法—第7部: 「地面」)

6.4.2 サイト解放実績

(1) 経緯、安全基準及び確認方法

サイト解放のための線量基準は、公衆に対して $10\mu\text{Sv}/\text{y}$ であり、各同位体の放射能濃度はこの値から導出する。年間の集積線量限度は $1\text{人}\cdot\text{Sv}$ であり、ドイツ国内の全クリアランス経路に対するもので、環境省が全クリアランス対象物に対し審査する。

サイト解放に適用する基準値はRPO法第29条の添付Ⅲの表1の第7欄及び第8欄が基本となっている。実際の活動では、DINで定める確率論的方法により施設の汚染状態を代表できる測定点数を設定し測定するものである。被ばくシナリオは外部被ばく、ダストの吸引及び経口摂取の3種類を想定し、表面汚染濃度の導出においては米国DOEのRESRADコードに類似する評価手法を用いている。解放基準値との適合性はサイト特有の基準が利用されている。RPO法の第29条で規定されているクリアランス基準では約300核種を対象にしているが、クリアランス、サイト解放ともに、個々の同位体の線量寄与が分数和($\Sigma D/C$)で 0.1 (10%) 以下の場合はその核種を対象から除外すること(所謂10%ルール)ができ、対象核種は現実的に測定可能な少数の核種だけとなる。

(2) サイト解放の事例

ドイツで運転停止した原子力施設の内訳をTable 7に、また、商用の原子力施設のうちサイト解放を含む許認可解除が行われたプラントをTable 8に示す。以下にサイト解放の事例をFRF-2研究炉²¹⁾について紹介する。

FRF-2 (Forschungsreaktor Frankfurt-2) 研究炉は、FRF-1炉として1958年に運転を開始した原子炉で、硫酸ウラニール燃料と黒鉛反射体水均質炉型の原子炉である。最初の廃止措置の許可は1982年で、解体の認可は2004年に発行された。解体作業は2005年1月から2006年6月に実施された。その後、サイト解放の放射能測定は6月から10月まで実施された。

解放のための放射能測定においては、建家は躯体を残すまで解体撤去し、可能な限り「In-Situ γ

Table 7 German Installations completed the Dismantling or under Dismantling

原子力施設のタイプ	解体中の原子力施設の 基数	解体完了又は規制解除された 原子力施設の基数
発電用原子炉 (原型炉含む)	17	3 (VAK 含む)
研究用原子炉 (1 MWt 以上)	8	0
研究用原子炉 (1 MWt 以下)	4	21
核燃料サイクル施設	6	5

Table 8 Commercial Nuclear Installation achieved Site Release in Germany until 2006

施設名	種類	操業開始年	解放年	跡地の利用法
VAK	原型炉発電炉	1960	2007	グリーンフィールド
Siemens-Hanau	燃料加工(ウラン)	1969	2006	ブラウンフィールド
HDR	原型炉発電炉	1969	1998	グリーンフィールド
HOBEG-球状燃料	燃料加工	1973	1995	一般利用
KKN	原型炉発電炉	1972	1995	グリーンフィールド
SBWK*	燃料加工	1966	1993	一般利用

(解放予定のサイトは Siemens-Hanau-MOX 施設、NUKEM-A 研究炉用燃料製造施設、KRB-A 発電炉。*Siemens Karlstein Facility (Gd/U 燃料製造))

線スペクトロメトリー」を行うが、建家に穴とか割れ目等がある場合には直接サンプリングやふき取り採取を行う。測定は部屋ごとに順番に完了させる、解放した部屋の再汚染を防止のために部屋をシールする、とした。

測定結果は入念に文書化され、TUV (ドイツ技術検査協会) により審査され、TUV が測定した。規制当局用には 6 ホルダー分の報告書抜粋を作成し、規制当局は抜粋と TUV の報告書をクロスチェックし、最終的に当局は行政上の証書により構内の解放を行った。残存建家、構造体及びサイトは 2006 年 10 月に無拘束解放された。

6.5 日本

6.5.1 サイト解放に係わる法制度、法令及び規定

我が国では、平成 17 年に廃止措置及びクリアランスに関し、原子炉等規制法の改正が行なわれ、原子力施設の廃止措置に対する認可・確認等の規制制度及び物質のクリアランス基準や制度の整備が図られた。しかしながら、廃止措置の最終段階である原子力施設のサイト解放に関する事項に関しては、その検討過程で明確な規制を課すまでの検討が行われなかったこと、当面の適用までに時間的猶予があると考えられたので、今後の検討事項として残された。従って、現在、サイト解放に関する直接的な法規制、規則、指針はないが、基本的に、原子炉等規制法とクリアランス制度及び日本原子力学会で作成された廃止措置標準等が整

備されており基本事項は存在する。

6.5.2 JPDR の廃止措置の経緯及び規制解除の安全基準^{22)、23)}

平成 17 年の原子炉等規制法の改正以前に我が国では JPDR (Japan Power Demonstration Reactor: 動力試験炉) において当時の規制法に基づき廃止措置が行われ、施設の解体撤去後に原子力施設としての規制の解除が行われた。JPDR は、試験研究を主目的として、我が国が初めて導入した熱出力 45 MW の小型の沸騰水型発電用原子炉であり、昭和 38 年 10 月初めて核分裂によるエネルギーで発電に成功した。その後、種々の発電炉の特性試験や国産の材料、燃料の研究開発等に貢献してきた。しかしながら、所期の目的を達成したため昭和 51 年に運転を終了したもので、解体実地試験が昭和 56 年から平成 8 年まで行われた。

(1) 管理区域解除の判断基準

「解体届け」では、管理区域の解除の基準 (安全基準) として、「線量当量率等に定める数量等が管理区域設定のしきい値以下であることが確認された管理区域は、解体状況を考慮し、その設定を解除する」こととしていた。最終的な管理区域解除の判断基準を次のように定めた。

- ・対象区域から埋設配管等を含む放射性廃棄物が全て撤去されていること。
- ・対象区域において確認測定で汚染が確認されないこと。

「確認測定」では、 α 線を放出しない放射性物質

に対して放射能濃度を $0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ 以下とする。

(2) 確認測定の目的と管理区域解除

管理区域解除の確認は、建家コンクリートの除染作業を終了した後、管理区域内の全表面について表面汚染計を用いて直接サーベイする方法とともに、採取した試料をGe半導体検出器で測定する試料採取法の両方で行った。

測定結果は最終的に規制当局が確認した。書類確認を行った後、施設内部の現場確認を行った。作成した書類の確認では、使用履歴に関する書類、汚染測定に関する書類、除染に関する書類及び確認測定に関する書類について確認を行った。また、現場確認では、目視による確認及び測定による確認（直接サーベイ及び試料採取法）を行った。最後に、管理区域の変更を行った後、建家を解体し、埋め戻しを行い整地した。

7. サイト解放に関わる規制制度への適用性

サイト解放の基本的あり方として、国際機関や諸外国では、サイト解放はサイトの無拘束解放に向けてサイト清浄化を図り、原子力施設としての規制から全面的に解除すべきである、としている。同時に、それが達成できない場合、制限付解放を行うこともできる（IAEA安全指針WS-G-5.1、IAEA SRS「サイト修復基準適合」ドラフト4.0）。

欧米諸国では、多くの施設で建物やサイトの解放が実施され、無拘束解放も制限付解放も選択でき、無拘束解放の場合はサイトを緑地化（グリーンフィールド）したり、建家を非原子力施設として再利用している例もある。又、制限付利用の場合には、一部原子力施設として引続き利用するような部分解放を行うこともあれば、放射能レベルの低減に伴い、より安全規制の緩やかな許認可の施設として利用することもできるように、かなり、柔軟に対応している。

サイト解放の安全基準に関しては、物質のクリアランスの場合と同様に国際的な整合性を図ることは、公衆の信頼を得る上では利点はあるが、諸外国の安全基準値の現状をみると、米国では $250\mu\text{Sv}/\text{y}$ 、スウェーデン等では $100\mu\text{Sv}/\text{y}$ 、英国では $30\mu\text{Sv}/\text{y}$ 、ドイツでは $10\mu\text{Sv}/\text{y}$ が採用されているように大きく異なる⁶⁾。各国は線量拘束値をIAEAの

指針等に基づき $10\mu\text{Sv}/\text{y}\sim 300\mu\text{Sv}/\text{y}$ の範囲で選択しており、必ずしも、その基準値の整合性は図られていない。つまり、ICRP勧告の個人の線量限度 $1\text{mSv}/\text{y}$ 以下を大前提にして、自国の事情やサイトの特性を勘案するとともに、規制管理の継続性（制限付解放等）も考慮しながら最適化を図る対応が定着しつつある。

本調査で取りまとめたサイト解放の安全基準の国際的な現状をもとに、我が国の規制制度の検討に役立つと考えられる項目を以下に記す。

- ① サイト解放に至るまでの活動をカバーする規制の整備を行う。
- ② サイト解放における安全基準は、国際的なリスク評価に基づく線量基準を指標とする（線量拘束値：数 $10\mu\text{Sv}/\text{y}\sim 300\mu\text{Sv}/\text{y}$ 及び線量限度を $1\text{mSv}/\text{y}$ ）。
- ③ サイト解放は無拘束解放を第一目標とするが、事業者のサイト利用の選択肢として制限付解放も考慮する。サイトの利用計画は、サイトの全面解放、部分的解放、施設の原子力施設への転用等を想定する。
- ④ 原子力施設は、施設ごとに種類（発電所、再処理、使用施設等）や規模あるいは汚染状況が異なるので、許認可条件や安全規制を画一的に規定せず、適正化を図る。
- ⑤ サイト解放の認可、確認及び解放決定においては、国内外のクリアランス制度や手法との整合を図ることが望ましい。
- ⑥ サイト固有の課題、例えば、PCB、アスベスト等の有害廃棄物の措置等については、環境関連法規等を遵守し、その内容にも十分配慮する必要がある。

8. まとめ

本調査から以下のことが明らかとなった。

- (1) 廃止措置の法規則において「サイト解放」を特別に規制する法規則は、各国とも特に準備していないが、廃止措置の最終段階として物質や建物のクリアランス制度等と同等な位置づけにより、安全基準並びにサイト確認方法を指針、規格等で実質的に制度化している。
- (2) サイト解放の安全基準は、ICRPの廃棄物処

分場における線量拘束の概念が適用され、 0.3mSv/y (リスク確率 10^{-5}) 以下で最適化するのが妥当とされる。一方、リスク確率が 10^{-6} 以下では最適化する必要はない。

- (3) サイト解放では、無拘束解放を第一に選択すべきであるが、制限付解放やサイトの部分解放にも柔軟に対応できる規制制度を有することが期待される。
- (4) 我が国は、国際機関や諸外国の法制度、規則、指針及び事例等を参考に、また、現行の原子炉等規制法における廃止措置及びクリアランス制度との整合性をはかりつつ、サイト解放に関わる国の関与を明確した法制度をつくり、柔軟な適用が可能な安全基準を含むサイト解放規則、指針を整備することが望まれる。

参考文献

- 1) A.Schlosser, N.Molitor and A.Bockermann, "Außerbetriebnahme und Rückbau nuklearer Anlagen in der EU (Decommissioning and dismantling within the EU)", Plejades社 2006. (私信)
- 2) International Commission on Radiological Protection (1997) "Publication 77: Radiological Protection Policy for the Disposal of Radioactive Waste."
- 3) International Commission on Radiological Protection (1999) "Publication 82: Protection of the Public in Situation on Prolonged Radiation Exposure."
- 4) IAEA Safety Guide WS-G-5.1 "Release of Site from Regulatory Control on Termination of Practices", Vienna, Nov. 2006.
- 5) IAEA SR Series "Monitoring for Compliance of Site with Remediation Criteria" (Draft 4.0), Vienna Sept. 2006.
- 6) OECD/NEA Status Report, "Releasing the Sites of Nuclear Installations", Radioactive Waste Management, Sept. 2006.
- 7) IAEA BSS No.115 "International Basic Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources", 1996.
- 8) IAEA BSS RS-G-1.7 "Application of the Concept of Exclusion, Exemption and Clearance", 2004.
- 9) Consolidated Decommissioning Guidance, NUREG-1757 Vol.2, Rev.1, Sept. 2006.
- 10) 連邦規則10CFR Part 20 Subpart E.
- 11) RESRAD Connection for Facilitating MARSIM Analysis: An Illustration of Applying the Open Link Concept, ANL/EAD/TM-02-04, Oct. 2002.
- 12) Draft NUREG/CR-5512, Volume 2 "Residual Radioactive Contamination from Decommissioning: User's Manual DandD Version 2", NRC: Washington DC. April 2001.
- 13) H.T.Downey, J.W.Lively, N.Water, "Challenges and Rewards of Deriving Site-Specific Derived Concentration Guideline Levels (DCGLs)", WM '05, March 2005.
- 14) J.J.Byrne, "Lesson Learned from the decommissioning of the Saxton nuclear experimental corporation facility", IAEA-CN-143/21, Athen Greece Dec. 2006.
- 15) ANS Newsletter, "Saxton Decommissioning Update.", May, 2006.
- 16) E A Christopher, I J Mason, L A Hudson, "Materials recycling and free release by BNFL", IMechE, 1998 C539/007.
- 17) Decret No.63-1228 du 11 December 1963/relative aux installation nucleaires.
- 18) Act No.2006-686 on Transparency and Security in the Nuclear Field, 2006年6月13日.
- 19) 原子力ポケットブック2005年版等.
- 20) 「基本原子力施設 (NBI) の解体に関する規制手続き」、フランス原子力安全・放射線防護局 (DGSNR) 通達SD-DEM-01、2003年2月.
- 21) "European Decommissioning and Site Release Case Study", Plejades社、2007年、(私信)
- 22) 原子炉解体技術開発成果報告書－JPDRの解体と技術開発一、JAERI-memo、日本原子力研究所 バックエンド技術部、1997年3月.
- 23) PROGRESS OF JPDR DECOMMISSIONING PROGRAM, (FOUR TEENTH REPORT, APRIL 1994 -MARCH 1995).

大学・民間等施設から発生する放射性廃棄物の 集荷保管事業化に向けた取組みについて

石黒秀治*、林 勝*、千田正樹*

Feasibility Study on the Business of Collection and Storage of Waste from Small Producer of Radioactive Waste.

Hideharu ISHIGURO*, Masaru HAYASHI*, Masaki SENDA*

(財)原子力研究バックエンド推進センターでは、大学・民間等施設から発生する低レベル放射性廃棄物の集荷保管に関する事業のフィジビリティスタディーとして、この事業に関する経済性評価や施設設計等を実施している。この結果の概要を本論で述べる。

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility Decommissioning Technology Center (RANDEC) has investigated the feasibility study on the business of collection and storage of many kinds of low level radioactive waste in radioactive facilities.

This works include the total volume of waste, conceptual design of storage facility and cost estimation of construction and operation of this business. This paper describes the some points of the results of this study.

1. 取組み経緯

RI・研究所等廃棄物の内、大学・民間等の施設で発生する研究所等廃棄物については、現在、廃棄物発生事業所で保管貯蔵しており、全国レベルでの集荷及び集中保管は実施されていないのが現状である。これらの施設としては、大学・民間等の研究炉施設及び核燃料使用施設等で原子炉等規制法の許認可対象施設である、商業用原子力発電所及び原子力機構以外の事業所約170事業所が対象であり、このうち約120事業所において現在廃棄物が保管されており、廃棄物をどこかに集中保管して、廃棄物保管の負担を軽減したいとの要望

があるのが現状である。

当センターは、平成17年10月に核燃料サイクル開発機構及び日本原子力研究所が統合し、新たに「独立行政法人日本原子力研究開発機構」(以下、「原子力機構」という。)が発足したのを契機に、原子力機構等から発生する放射性廃棄物以外の大学・民間企業及び公益法人から発生する廃棄物の動向等を注視し、今後必要となるこれら廃棄物の集荷保管事業化に向けた検討を開始した。検討に当たっては、関係者の意見や考え方も取込むことが極めて重要と認識し、試験研究炉の廃止検討や廃棄物を多く所有し保管している主要な大学、民間企業及び公益法人から構成される「中小施設廃

*：財団法人 原子力研究バックエンド推進センター (Radioactive Waste Management and Nuclear Facility Decommissioning Technology Center)

棄物発生者連絡会議)* (以下、「連絡会議」という。)を平成17年11月から当センターに設置している。

当センターでは、平成17年12月に文部科学省が設置した「RI・研究所等廃棄物作業部会」に委員として参画し、RI・研究所等廃棄物の処分の実現に向けた検討・意見具申を行うとともに、平成18年10月までに集荷保管事業化に向けた技術的検討等(第1報)を行い、平成18年10月に開催した「第18回報告と講演の会」で説明を行ってきた。

その後さらに技術的な検討等を踏まえ、平成19年3月末には、「大学・民間等施設から発生する廃棄物集荷保管事業化検討報告書(第2報)」(以下、「検討報告書第2報」という。)を取りまとめ、これまでに、国、原子力機構等だけでなく、連絡会議や廃棄物を発生している大学、民間企業などにも勉強会を開催し逐次説明を実施するとともに、当センターの定期広報誌「RANDECニュース」や平成19年11月に開催した「第19回報告と講演の会」などにおいて、積極的な普及啓発に努め、関係者の理解・協力を得るなど本事業化の具体化に向けて努力を傾注してきている。

今回の報告は、検討報告書第2報を基に、特に技術的な側面から集荷保管事業化に向けた検討状況を報告するものである。

*平成20年1月1日現在の連絡会議メンバーは次のとおりである。

- 試験研究炉：京都大学、近畿大学、立教大学、武蔵工業大学、東京大学、東芝、日立製作所、
- 燃材施設：日本核燃料開発、ニュークリア・デベロップメント、東北大学
- 法人：(独)放射線医学総合研究所、(財)日本分析センター、(独)理化学研究所、(財)核物質管理センター、三菱マテリアル、旭化成、住友金属鉱山
- オブザーバー：(独)日本原子力研究開発機構、(社)日本電機工業会、(社)新金属協会
- 事務局：RANDEC

2. 集荷保管事業化の対象となる廃棄物量

集荷保管事業の対象となる廃棄物は、コンクリートピット埋設処分(レベルⅢ)及びトレンチ埋設処分(レベルⅣ)相当の廃棄物であり、総称して「浅地中埋設処分」相当の廃棄物という。

当センターは、大学・民間等施設から発生する廃棄物量等の現状把握等を図るべく、文部科学省からの請負で、平成18年度文部科学省「研究施設等から発生する低レベル放射性廃棄物の詳細調査」(以下、「平成18年度調査」)を実施しており、浅地中埋設処分対象となる廃棄物(レベルⅢ及びレベルⅣ相当合計値)は次のとおりであり、平成18年度末保管量予測合計で約43,000本、平成19-60年度末発生予測量として約53,000本(合計値として約96,000本)存在することになる。浅地中処分対象廃棄物区分表をTable 1に示す。

なお、レベルⅤに相当するクリアランスレベル相当の廃棄物量は、平成18年度末保管量予測合計として約21,000本、平成19-60年度末発生予測量として約44,000本(合計値として約65,000本)存在することになっており、現在国が策定を進めているウラン廃棄物放射能濃度区分によっては、当然浅地中処分対象廃棄物量に影響が出ることになる。

これらの廃棄物は、大学・民間の試験研究炉、原子力発電所で照射した燃料及び原子炉構造材料等の各種試験を行う核燃料・材料試験施設(ホットラボ)そしてそれ以外の核燃料物質使用事業所から発生するものから構成されており、放射性廃棄物は、減容・安定化処理(焼却・固形化等)がなされていない状態で、200ℓドラム缶に封入後、各事業所の放射性廃棄物貯蔵施設に安全に保管されている。大学・民間等である中小事業者の主な利用における核燃料物質等の用途の現状(代表例)をFig.1に示す。

これらの廃棄物は、核種、形状等が多種・多様であるため、明確な受入れ基準の下、大学・民間等事業者が発生する研究所等廃棄物を当センターが集中的に集荷・保管を行うことで、「廃棄物データの一元的な集約管理」を実施するとともに、「集荷した廃棄物の開梱分別」を実施し、その内容物の目視管理を正確に行うことで、廃棄物自体に係

Table 1 Volume of Waste for Surface Disposal

浅地中処分対象廃棄物区分表 (単位: 本で200ℓドラム缶相当)

	事業所				合計
	研究炉	使用施設			
		政令第41条該当施設		政令第41条非該当施設	
		核燃料・材料試験施設	核燃料・材料試験施設以外の使用施設		
平成17年度末保管量 (廃棄体換算)	561 (267)	2,411 (347)	3,559 (1,251)	35,558 (24,748)	42,089 (26,613)
平成18年度内保管量 予測量(廃棄体換算)	3 (1)	248 (30)	178 (33)	574 (431)	1,003 (495)
平成18年度末保管量 予測合計 (廃棄体換算)	564 (268)	2,659 (377)	3,737 (1,284)	36,132 (25,179)	43,092 (27,108)
平成19-60年度発生 量予測量 (廃棄体換算)	4,560 (4,954)	13,192 (477)	7,545 (1,270)	27,124 (12,244)	52,421 (18,945)

(注)日本原子力研究開発機構に処理・保管を委託している RI 廃棄物量を除く
 本表は放射能レベル I・II・V および有害廃棄物を含む放射性廃棄物を除く
 * 文部科学省平成 18 年度「研究施設等から発生する低レベル放射性廃棄物の詳細調査」
 (平成 19 年 2 月) から引用



Fig.1 Producers of Radioactive Low Level Wastes

わる品質保証の信頼性を高め、次の工程である廃棄体処理・埋設処分計画の円滑かつ効率的な搬出に繋げていく事が重要であると考えている。

3. 廃棄物のデータ（情報）管理について

廃棄物固有の情報を的確に把握し、かつその情報をデータとして一元的に管理保管していくことが、廃棄物そのものの品質保証を向上させるだけではなく、延いては次の工程である処理・処分事業に責任を持って送り届けることが可能となる。廃棄物のデータは、その廃棄物が発生した時点から埋設処分されるまでのトレーサビリティを確保することが極めて重要なことである。このため、廃棄物の種類、重量及び核種組成のほか、

- ・集荷先での受渡し情報(ドラム缶の情報確認、表面線量率、汚染密度など)
- ・輸送単位ごとの放射性物質輸送情報(輸送容器および運搬車両の表面線量率など)
- ・開梱分別作業場所での変更情報(放射能測定値、分別容器の線量率及び汚染密度など)

・保管管理施設での保管管理情報
 について、物流という側面からも体系的に情報を蓄積・構成していくことにある。従って、廃棄物情報の伝達の正確性並びに情報管理の信頼性を確保するため特段の注意が必要である。廃棄物と廃棄物情報の流れ図は、Fig.2に示すとおりである。

4. 集荷した廃棄物の保管管理

当センターが検討を重ねてきた「保管管理施設」鳥瞰図はFig.3のとおりであり、集荷保管する廃棄物を一定期間収容する保管庫の3棟を棟続きとしてあり、図右端に設置してある「開梱分別室」に保管庫内でフォークリフトが機動的に廃棄物を効率的に配送・設置できるよう通路でつなげてある。この施設の概要は次のとおりである。

- ・第1棟は9,000本、第2棟及び第3棟は各10,000本の保管能力を持ち、段階的に建設する(構造：鉄骨造り)
- ・第1棟建設時には「開梱分別室」及び事務管理棟(構造：軽量鉄鋼造り平屋建て)

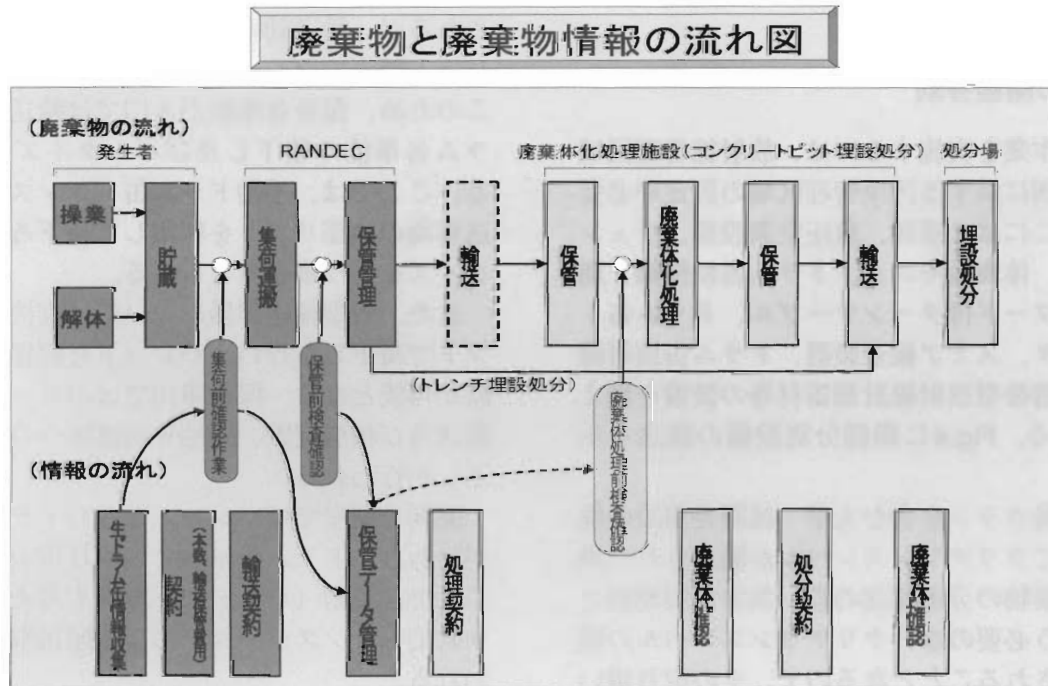


Fig.2 Flow of Radioactive Low Level Wastes and Related Informations

集荷保管管理施設鳥瞰図



Copyright© 2007 RANDEC

Fig.3 General View of Storage Facility

- ・ 保管管理施設1棟ごとに内部に除湿機を設置する。
- ・ 200ℓドラム缶は4段積みとし、積載・搬出等にフォークリフト1台を使用する。
- ・ 外構工事の一環として物的防御のためフェンスは2重構造としている。

5. 廃棄物の開梱分別

開梱分別作業を実施するには、放射線管理区域及び開梱分別に供する汚染管理区域の設定が必要となり、そこには2重扉、負圧空調設備、チェンジスペース、体表面モニタ、ドラム缶転倒機、開口ドラフトフード付ターンテーブル、ドラム缶トランスポート、スミア検査装置、ドラム缶放射線計測設備、携帯型放射線計測器材等の装備を備える必要がある。Fig.4に開梱分別設備の概念を示す。

また、今後ウランを含む大学・民間等施設の廃棄物に関してクリアランスレベルが制定された場合、集荷廃棄物の分別確認の際、放射性廃棄物として取り扱う必要のないクリアランスレベルの廃棄物が分別されることとなるので、その取り扱いを別途検討する必要がある。

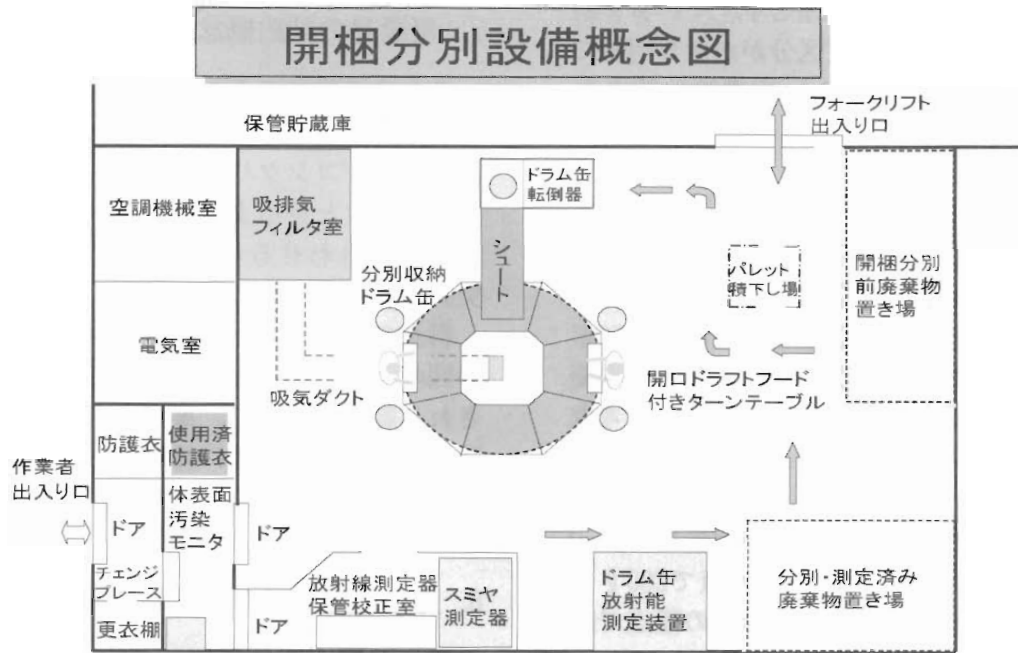
なお、集荷廃棄物のうち多量の汚染土壌の取り扱いについては、現在までにその処分経験がないため、飛散防止を考慮した埋設処分法の見通しを勘案しつつ保管管理のあり方を検討する必要がある。

集荷、輸送物は主として200ℓドラム缶と想定されるが、輸送効率を考えると、輸送車両へはパレット積みでなく、高密度積載が一般的である。このため、保管倉庫搬出入口では輸送車両からドラム缶単位の積下し及びパレタイズが必要である。ここでは、手動ドラム缶トランスポートと輸送車両の後部リフトを利用して荷下ろし及びパレタイズを行う事が考えられる。

また、大型輸送容器については直接フォークリフトで荷下しを行い、パレットと同様の搬送、定置が可能となる。保管庫内ではパレット単位の搬送及び積層定置、開梱分別建屋への搬送及び積下しが行われる。

開梱分別室ではパレットからのドラム缶積下しが行われ、ドラム缶単体での取り扱いとなるが、ここでは手動（バッテリー駆動も考えられる）ドラム缶トランスポートによる搬送取り扱いが行われる。

保管倉庫内での主な搬送設備となるフォークリ



Copyright© 2007 RANDEC

Fig.4 Layout of Waste Preparation Area

フトは、パレット搬送及び大型輸送容器搬送に対応出来るものとし、最大積載荷重4t、フォークの上昇高さはドラム缶4段積みに対応できるリフトアームを持ち、低重心、安定性のある設計とする他、パレット積層レーンに対し、旋回せず並行的に前後進出来るよう双方向の運転操作性を考慮する必要がある。

6. トレンチ埋設処分について

(1) 処分施設の形態

人工構造物による外周仕切設備等を必要としない処分方式である「トレンチ埋設処分」方式については、原子力委員会・原子力バックエンド対策専門部会は「RI・研究所等廃棄物処理処分の考え方について」(平成10年5月20日)で、“容器に固形化しないコンクリート等廃棄物については、廃棄物自体が安定で汚水等を発生しないことから、廃棄体中の放射能濃度が埋設に係る技術基準に適合して安全であることを確認した上で、「素掘処分」により処分することが適当であるが、焼却灰や金属廃棄物を固形化したものは、放射能の観点以外にも廃棄物からの汚水の発生や重金属溶出を

考慮した対策が必要であり、分別管理、無害化処理を行った後、「管理型処分場」の構造基準を踏まえた処分施設への処分が必要である”としている。これを踏まえると、コンクリート等廃棄物以外はフランスANDRAのモルビリエ処分場のように、全ての廃棄物を管理型処分施設で処分することが必要になるものと考えられる。

(2) 廃棄物の収納・処分方法

埋設処分に際しては、所定の単位ごとに埋設申請書記載事項に対応する管理データが照合出来る標識を付与することが必要となる。このため、容器に固形化しない廃棄体であっても物理的に照合可能な区画方法で埋設する必要がある。実施例としては旧日本原子力研究所の試験的埋設処分として、コンクリート廃棄物(破砕片)を合成繊維製フレキシブルコンテナに収納し、素掘処分した例がある。埋設に際しては、輸送、取り扱いの利便性、廃棄物データ管理の観点からも、単位物量として何らかの定義が必要と考えられる。

また、廃棄体としての単位物量を考慮した場合、実績のある容器収納方式又はそれ以外の次のような方式が考えられる。

① フレキシブルコンテナ

コンクリート廃棄物を処理せず、そのまま収納して処分できるが、濃度区分がかなり明確であり、固化化する必要がない廃棄物に限られる。

②200ℓドラム缶

既に廃棄物の保管用として多用されている200ℓドラム缶は、内面汚染によりそれ自体が廃棄物となるため処分容器として利用せざるを得ないが、その耐食性の観点から、埋設後50年間程度の管理期間中に腐食破壊により収納廃棄物が散逸するおそれがあるため、固化化を考慮しておく必要がある。

③角形金属容器

既に実用化されている角形金属容器は、1 m³程度の容積で廃棄物の収納効率の点で200ℓドラム缶に比べ有利であるが、耐食性の観点では200ℓドラム缶と同様な考え方ができる。

④型枠で固化したセメント固化ブロック (型枠は再利用)

今後新たに検討すべき廃棄体形態としては、容器を用いない方法として、対象となる固体状廃棄物を所定の型枠に収納後モルタル充填により一体的に固型化したセメント固化ブロック (型枠は再利用) が考えられる。まだ実績がないので、その製作条件、強度、耐久性等技術要件を確認したうえで適用することが望ましい。なお、取り扱い単位としては、汎用の輸送、取り扱いシステムの適用性を考慮して、重量範囲は1～3 t程度が適切と考えられ、廃棄体の体積は1 m³程度で角形とすることが容積効率の点から有利である。

⑤廃棄物のバラ積み

廃棄物をバラ積みで取り扱い、埋設処分することは、バルク単位の定義や処分後の埋設境界の明確性、標識の付与などの点からも管理上問題が多く、適用にはトレンチ内の区画方法等を新たに検討しなければならない。

⑥大型・不定形廃棄物 (塔槽類等)

大型・不定形廃棄物については、廃棄物自体が容器と見なせることから内部空隙の充填材注入、開口部の密閉、表面除染の処置をしたうえで処分することを考慮する。

7. 廃棄物の契約概念

これまで述べてきた通り、研究所等廃棄物の処分形態としては、一部の廃棄物を除きトレンチ埋設処分及びコンクリートピット埋設処分 (浅地中処分) 対象と見込まれており、集荷保管工程と処理工程と合わせると、Fig.5に示すような3つの契約形態が考えられる。

料金の徴収範囲と付随する廃棄物の流れは、次の図のように考えられるが、これらの契約は掌握される範囲に応じて、事業を実施する箇所と廃棄物発生事業者との間に締結する私契約に基づいて依頼・実施されることになるものと考えられる。

8. ウラン廃棄物の集荷保管基準検討

ウラン廃棄物の処理処分について原子力委員会、原子力バックエンド対策専門部会が平成12年12月14日付けで公表された「ウラン廃棄物処理処分に基本的考え方について」のなかで「素掘りトレンチ処分」及び「コンクリートピット処分」の可能性について言及している。ウラン核種の半減期、子孫核種の生成、累積などを踏まえて、放射線防護の観点から適切な安全評価シナリオを検討して設定される線量目標値に基づいて廃棄物中のウラン濃度を制限すること (ウランの濃度上限値の設定) が可能であるとしている。検討事例としてICRPが勧告している0.3mSv/yを線量目標とすれば、ウラン廃棄物について素掘りトレンチ処分も想定できるとしている。

さらに原子力安全委員会は同委員会放射性廃棄物・廃止措置専門部会報告書「研究所等から発生する放射性固体廃棄物の浅地中処分の安全規制に冠する基本的考え方」を平成18年4月20日公表した。その中で「ウラン、プルトニウム等の核燃料物質が主たる核種である検討対象廃棄物についても、放射能濃度が低く、管理期間終了後の線量評価の結果が線量目標値以下であれば、原子炉廃棄物と同様の浅地中処分を行うことが可能であると考えられる。今後は、本検討されるそれぞれの処分方策に準じて埋設処分を行うことが必要である。」としている。

一方、大学・民間等事業者から発生する廃棄物

契約形態の概念図

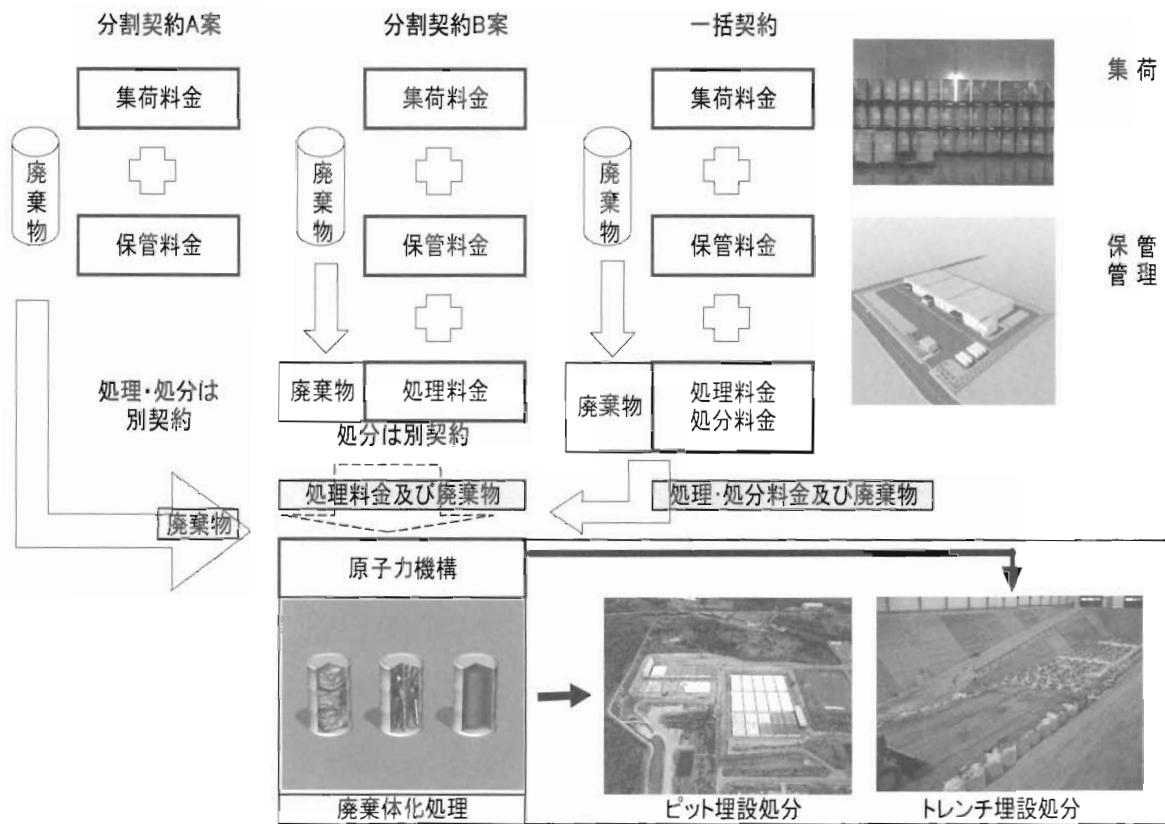


Fig.5 Contract Types of Cost for Waste Storage, Treatment and Disposal

の9割はウラン廃棄物であり、これらウラン廃棄物の集荷保管に係わる基準を検討する際、廃棄体化への処理工程におけるウラン濃度の濃縮を考慮する必要がある。集荷保管する対象廃棄物は最終的にピット埋設処分かトレンチ埋設処分により廃棄体中の濃度が異なることになる。

さらにウラン廃棄物がピット埋設かトレンチ埋設かにより埋設する際の廃棄体形態が異なるものと予想される。トレンチ埋設では、集荷時点で廃棄物の分別確認がされている場合は、集荷したドラム缶はそのまま、あるいは簡易な梱包で埋設可能と予想され、そのため集荷する際の受け入れ基準がそのまま埋設基準を満足する必要が生じる。

今後具体的な集荷・保管受け入れ基準を策定するに当たり、考慮すべき項目として

- ①廃棄物の種類：可燃物、不燃物（金属、コン

クリートなど）

- ②放射能濃度：クリアランスレベル、濃度上限値、処理工程での濃縮などを考慮
- ③重量：輸送及び集荷後の保管形態を考慮
- ④輸送容器：ドラム缶及び輸送専用容器
- ⑤その他：特に昭和40年代に使用された劣化ウランにより汚染された大型機器類の取り扱い等が想定されるが、今後国の安全規制の整備状況を見ながら具体的検討を実施する予定である。

9. 今後の検討方針

大学・民間等廃棄物の集荷保管事業は、全国の廃棄物の処分事業を円滑に推進する上でも重要な

位置付けにあり、その具体化に向けた検討を担う当センターの役割は極めて重要であると認識しており、引き続き技術的内容を中心に検討を進めていく考えである。特に、廃棄物の種類・放射能濃度・輸送及び保管形態、輸送容器や汚染されている大型機器の取り扱いなど「廃棄物を集荷保管す

る場合の具体的な受入れ基準」や処分事業を行う実施主体が今後策定する事業計画に資するため、機構以外の廃棄体形態等を想定した廃棄物の受入要件に関する調査を実施しており、「第3報」として取りまとめの上、報告する予定である。

スウェーデン及びドイツにおけるウラン廃棄物の 処理処分の現状

宮坂靖彦*

Present Status of Treatment and Disposal of Uranium Bearing Waste in Sweden and Germany

Yasuhiko MIYASAKA*

本報告は、スウェーデン及びドイツにおけるウラン廃棄物の処理処分の基本的な考え方、廃棄物処理方法、原子力規制に基づきクリアランス検認を受け放射性廃棄物でないと認められ産業廃棄物処分施設に埋設している現状等についてまとめたものである。

特に、スウェーデンのWestinghouse Electric Sweden社のウラン燃料加工工程から発生するわずかにウランが含まれる廃棄物の処理処分及びドイツのハナウにあったシーメンスのウラン燃料加工工場の廃止措置に伴い発生した廃棄物の処理処分の概況を含めて報告する。

This report describes the philosophy and the present status of treatment and disposal of uranium bearing wastes in Sweden and Germany, focusing on the slightly contaminated uranium waste generated in nuclear fuel manufacturing process of Westinghouse Electric Sweden AB, and on the waste generated from decommissioning of Siemens' former Hanau (previously RBU GmbH) nuclear fuel fabrication plant.

The report also describes the disposal in Sweden of the wastes released from nuclear regulation after clearance measurements, which are disposed in municipal facilities for non-nuclear industrial waste.

1. まえがき

ウラン廃棄物は、製錬、転換、濃縮、再転換、成型加工の各工程の運転及び解体に伴って発生する。

我が国においては、ウラン廃棄物が、主に燃料加工事業者、日本原子力研究開発機構 (JAEA)、日本原燃 (JNFL) の三者から発生する。これら事業者による調査によると、2005年時点で既にドラム缶換算で約9万本程度が蓄積している。今後、

JNFLのウラン濃縮施設の運転が進むとともに、JAEAのウラン取扱施設の解体が予定され、2050年頃までの操業終了を想定するとドラム缶換算で約50万本になると予想されている。これらのウラン廃棄物の約80%は、放射能濃度1 Bq/gを下回ると推定されている。各事業所とも貯蔵庫の増設を簡単には期待できない実情があり、貯蔵庫の不足は、燃料加工事業への将来的な圧迫に繋がる懸念され、また、ウラン廃棄物の処分方策が定まらないうちは濃縮施設など老朽化施設の廃

*：財団法人原子力研究バックエンド推進センター (Radioactive Waste Management and Nuclear Facility Decommissioning Technology Center)

止・解体を行うことができないことから、ウラン廃棄物の処理処分に関する検討が急がれている。¹⁾

このため、ウラン廃棄物等のクリアランス制度への組み入れや処分に関する安全上の基準について、今後、規制を整備することがまず必要となっている。

スウェーデン及びドイツでは、ウラン廃棄物からのウラン回収処理、ウラン汚染金属の溶融除染処理等について多くの経験があり、また、クリアランス制度適用による産業廃棄物処分施設への埋設も実施されている。これらに関連する規制、処理及び産業廃棄物処分の実態を調査することは、参考になる点が多い。このような観点から、本報告書は、両国におけるウラン廃棄物の処理処分の現状について、参考文献、2008年2月の両国への訪問調査等に基づき、まとめたものである。

2. スウェーデンにおけるウラン廃棄物の処理処分

2.1 概況²⁾

スウェーデンでは、4箇所の原子力発電所で、計12基の軽水炉を建設したが、そのうちバーセベック発電所の1号及び2号を1986年のチェルノブイリ事故の後、1987年決定の脱原子力政策に基づき、それぞれ1999年、2005年に閉鎖した。

しかし、現在でも、3箇所の原子力発電所の計10基により高稼働率の運転実績を残し、総電力の約50% (約9.2GWe) を賄っている。これらの発電炉に供給する軽水炉燃料は、Westinghouse Electric Sweden社 (旧Westinghouse Atom社) (以下、「WES社」という。) で製造されている。また、WES社は、EU内の顧客にも軽水炉燃料を供給している。低中レベル及び極低レベル放射性廃棄物処分施設が設置されており、使用済燃料を直接処分する地層処分施設の決定も最終段階にある。スウェーデンは、このように発電、燃料製造、廃棄物処理処分の観点から見ると原子力開発・利用の先進国である。

WES社は、バステロス (Västerås) 市 (ストックホルムの西約100km) にあり、1966年から軽水炉燃料の製造を開始した。燃料製造は、UF₆再転

換—ペレット加工—集合体組立までを一貫して行っている。製造能力は、UF₆からUO₂への再転換が600t/年、PWRとBWRで使用するUO₂燃料製造が約400t/年である。

WES社のオーナーは、現在、東芝である。Westinghouse Electric Corporation本社は米国にあり、世界15カ国で活動している。燃料製造工場は、スウェーデン、英国及び米国 (2工場) にある。

Studsvik RadWaste社 (以下、「RadWaste社」という。) は、国内外の顧客を対象に汚染金属廃棄物の溶融、可燃物の焼却等の処理事業を活発に展開している。また、ランドスタットミネラル社 (Ranstad Mineral AB: 以下、「RMA社」という。) は、WES社等のウラン燃料加工工程から発生するウラン廃棄物の処理によるウラン回収事業を行っていた。しかし、2006年以降に中止された。このためWES社は、現在、このウラン回収事業をRadWaste社に依頼することを検討している。

スウェーデンにおいては、ウラン汚染廃棄物は潜在的資源物質であるとして極低レベル以上のものは全てリサイクルするため徹底した回収除染処理を行っており、“いわゆるウラン廃棄物は発生していない”としている。この回収除染工程から生じる最終残渣は、クリアランス制度に基づき、クリアランス検認後に非有害又は有害産業廃棄物として埋設されている。

2.2 基本的な考え方

スウェーデンにおけるウラン廃棄物の管理に係る基本的な考え方を整理すると、次のとおりである。

- ①ウラン廃棄物をできるだけ少なくする。焼却処理等による減容、金属廃棄物のプラスト除染、溶融除染によりリサイクルする。
- ②ウラン汚染廃棄物から徹底してウランを回収する。
- ③ウラン汚染廃棄物の処理等に伴い発生する最終残渣は、クリアランス検認後に有害産業廃棄物埋設施設に処分する。
- ④ウラン廃棄物については、低中レベル及び極低レベル放射性廃棄物処分施設に埋設しない。

これまでStudsvikサイト等から発生したウラン廃棄物は低中レベル放射性廃棄物処分施設 (SFR1) 及び極低レベル放射性廃棄物処分施設には、ウラン廃棄物は埋設されていない。

2.3 クリアランス制度とクリアランスレベル改定動向について

原子力施設から発生する廃棄物の管理は、原子力活動法 (1984:3)、放射線防護法 (1988:220) 等の一連の法令により規制されている。この規制には、スウェーデンの原子力発電検査局 (SKI) 及び放射線防護局 (SSI) が担当している²⁾。なお、両者は2008年7月に統合して放射線安全局となる予定である。

スウェーデン政府は、免除の原則を放射線防護令 (1988:293) で実施してきたが、免除レベルを取り込み、SCS 2001:618を含め2001年9月に施行された。また、クリアランスについては、原子力施設からの物品や油のクリアランスに関する規制 (SSI FS 1996:2) に定め、現在も適用されている。(Table 1 参照)。

このSSI FS 1996:2は、IAEAの安全指針RS-G-1.7「規制除外、規制免除及びクリアランス概念の適用」(2004) 発行前に、RS-G-1.7のドラフトに該当するIAEA-TECDOC-855 (1996) とスウェーデンでの従来の廃棄物の管理に関する研究に基づいて作成されている。

これまでのクリアランス規制は、放射線防護に関する法令4条に従い、多くの場合、条件付きクリアランスが用いられ、SSIのケースバイケースの判断により行われてきたのが実態である。この判断においては、EC委員会のガイドラインRP89、RP113、RP122 Part I (第5章 特定クリアランスに関するガイダンス) が参考にされてきた。²⁾

Table 1 Clearance Level for Material from Nuclear Installations (SSI FS 1996: 2)

	放射能濃度		原子力施設—サイト当たりの年間全放射能
	$\beta \cdot \gamma$	α	
無条件使用	40 kBq/m ²	4 kBq/m ²	限度なし
	0.5 kBq/kg	0.1 kBq/kg	限度なし
処分	5 kBq/kg	0.5 kBq/kg	1 GBq/年
油の焼却	5 kBq/kg	0.1 kBq/kg	0.5 GBq/年

条件付きクリアランスを適用する場合、例えば、クリアランス物を産業廃棄物処分場に埋設するには、実施者は事前に規制当局の埋設許可が必要である。また、実際の埋設完了までの提出・保管書類は、①クリアランス検認書、②輸送許可書、③埋設確認書の3つである。

クリアランスレベル等に関する改定作業は、2005年頃から開始され、2008年2月現在ドラフト案が関係者によるレビュー中であり、EUのEC委員会のコメントを受け、本年内に改定する予定である。改定案は、EC委員会の考え方、ガイダンスを基本に議論されている。無条件クリアランスレベルはIAEAのRS-G-1.7及びEC委員会のRP122 Part Iの低い値で統一する。現行のウランの無条件クリアランスレベルは0.1kBq/kgと厳しく、測定誤差を考慮すると事実上クリアランス検認が困難であった。改正案では1kBq/kgとゆるくなり、測定が容易になる。しかしながら、一方では原子炉施設等での主要核種のレベルが厳しくなるため、異論が出されている。条件付きクリアランスは、RP89、RP113を参考にし、そのレベルは、無条件クリアランスレベルの10倍の値を採用する。また、検認測定ガイドラインも検討中である。

2.4 WES社におけるウラン汚染廃棄物の処理処分とクリアランス測定^{1), 3), 4), 5), 6)}

WES社のウラン燃料加工工場 (UF₆再転換を含む) で発生するウラン汚染物の処理の流れをFig.1に示す。RadWaste社とRMA社といった社外処理施設の他に、特別に許可された地方自治体の産業廃棄物埋設施設 (Gryta, Risangen, SAKAB) の機能が適切に組み込まれ、総合的なリサイクル・処分システムが構築されていた。このシステムでは、ドイツ等国外からのフローも含まれる。回収・除染に伴うCaF₂、スラッジ等は、クリアランス物質として図示した非有害又は有害産業廃棄物施設で埋設されている。

Risangenには、1991年から2000年までに約870トンの廃棄物をPH調整のため同量の石灰と混合して埋設された。なお、この処分場は、2004年に閉鎖されている。Grytaの非有害産業廃棄物施設へは、1990年から2005年までに約6,500トンの廃棄物が埋設されたが、EUの産業廃棄物埋設基準

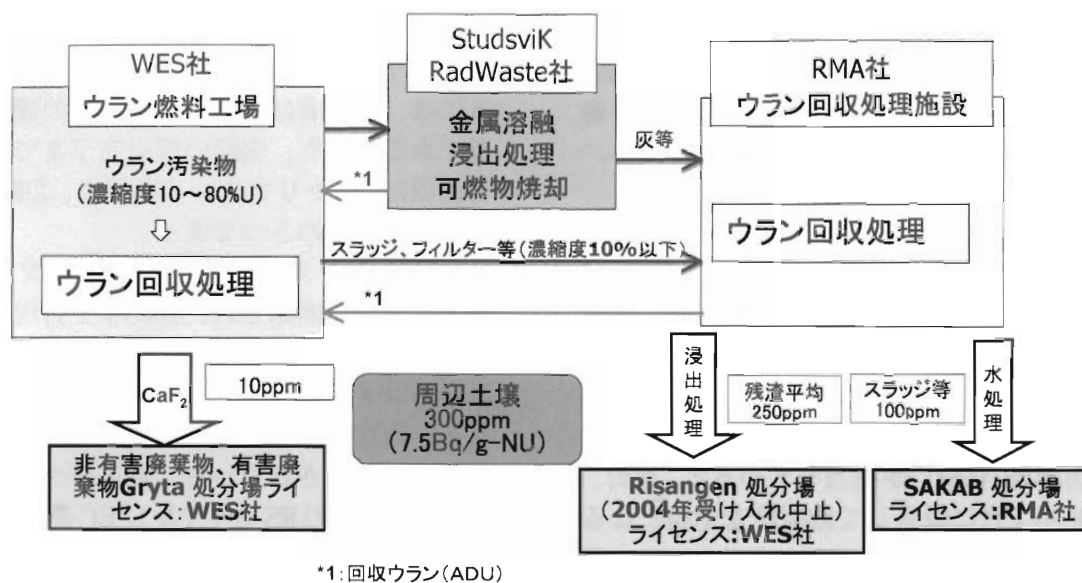


Fig.1 Flow of Uranium Recovery from Uranium Bearing Waste and Municipal Disposal in Sweden

に合致しないため2006年以降中止された。

また、RMA社は、フィルター、スラッジ、焼却灰、可燃性廃棄物等を浸出処理する方法で150t/年、ウラン回収700~800kg/年(1998年から2000年)の実績を持っていたが、2006年以降に処理及び処分事業を停止した。

しかし、WES社の2007年申請に基づき、ウラン廃棄物処理工程からの最終残渣は、今後、Gryta及びSAKAB施設(有害廃棄物施設)への処分が可能となった。その認可には、条件付きクリアランスレベルが適用された(Table 2参照)。なお、今後の処分は、新放射線防護令が制定後に再開する予定である。

クリアランス検認は、WES社の説明によると原則、 α 測定、 $\beta\gamma$ 測定及びICP-MS分析で行っている。しかし、経験を重ねると測定数及び分析件数を減らすことが可能である。

2.5 RadWaste社における処理

スウェーデンのRadWaste社は可燃性廃棄物の焼却及び溶融する金属スクラップのような低レベル放射性廃棄物の取り扱いに関して長年実施した経験がある。RadWaste社の低レベル廃棄物の出入りフローをFig.2に示す⁶⁾。

(1) 可燃性廃棄物の前処理-焼却処理による減容とウラン回収⁶⁾

Table 2 New Licence of WES in 2007 for Gryta/SAKAB

場所	Västerås/ Kumla
廃棄物発生プロセス及び廃棄物特性	<ul style="list-style-type: none"> 燃料製造プロセスから発生したCaF₂ 廃棄物 RMA社の水浄化プロセスから発生した水酸化カリウム廃棄物
適用規制	放射線防護令第4条*
基準	U-238 10 kBq/kg U-236 10 kBq/kg U-235 10 kBq/kg U-234 10 kBq/kg U-232 1 kBq/kg Th-234 1000 kBq/kg Th-230 1 kBq/kg Th-228 1 kBq/kg Ra-226 10 kBq/kg Pa-231 1 kBq/kg Ac-227 1 kBq/kg Pu-239 1 kBq/kg Pu-240 1 kBq/kg Sum (activity of nuclide i/criteria nuclide i) ≤ 1

*根拠の提示(ケースバイケース判断)

RadWaste社は、1961年から1990年までに年間60~80トンの国内と海外からのウランで汚染された可燃性廃棄物を焼却処理していた経験がある。

その後、米国のRadWaste社のイオン交換樹脂を熱分解処理できる施設(THOR)の運転経験に

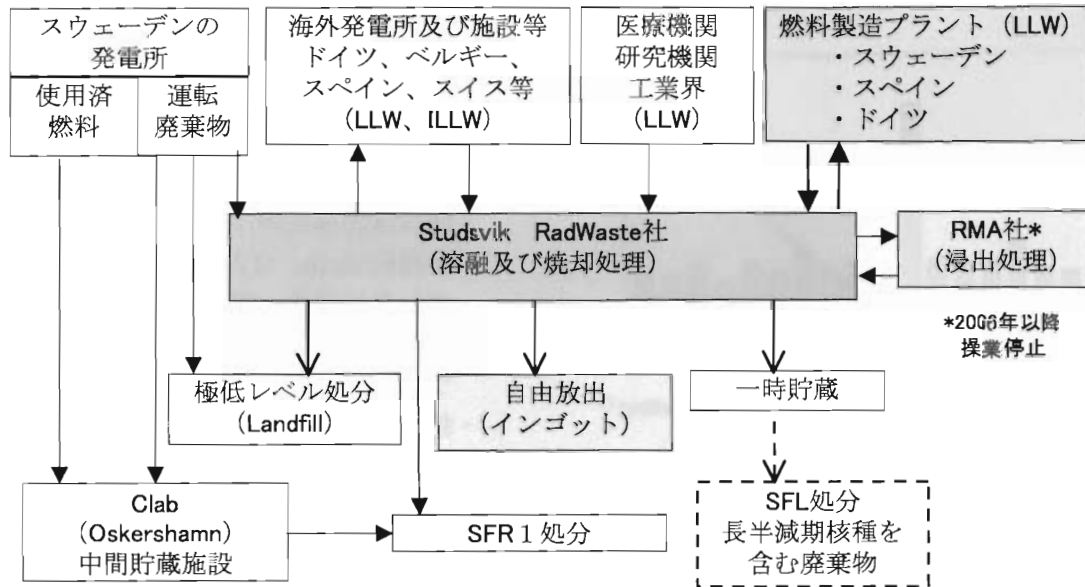


Fig.2 Flow of Low Level Waste to/from Studsvik RadWaste ⁶⁾

に基づき、2001年頃からウラン汚染除去と焼却炉と併用する処理設備が設置された。このうち、焼却設備 (Fig.3参照) は、焼却能力が600t/年、バッチ (約5 t) 毎に区切り管理し、またバッチ当たりのU-235を900g以下に制限している。この炉はイオン交換樹脂の熱分解処理にも用いている。可燃物の場合、RadWaste社において焼却前にシュレッターにかけた物質から浸出処理により95%のウランが除去される。なお、焼却灰からの最終のウラン回収 (約5%) は、当初、濾過浸出処理によりRMA社で行われていたが、現在、中止され

ている。

(2) ウラン汚染物の溶融除染効果と処理実績

汚染金属の溶融処理の実績は、1987年から2006年までに16,000トンを超え、鉄、ステンレス、アルミ、鉛、銅のリサイクルが行われている。

ウラン汚染金属を溶融過程で繰返し除染する独特の方法を開発している。溶融除染効果を Fig.4 に示す。2004年までに約625トンのウラン汚染金属廃棄物を溶融し、約622トンが無制限解放した。その際に発生したウランを含んだ2次廃棄物約2.5トンは、所有者に返却された。なお、現行の

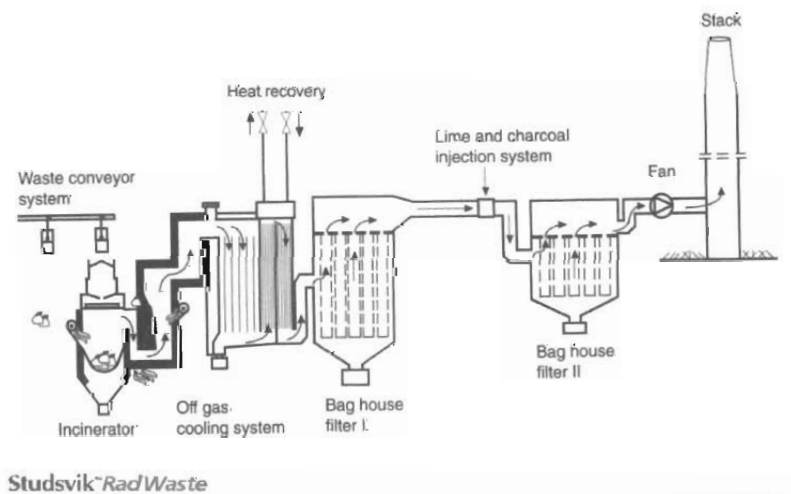


Fig.3 Schematics of the Incinerator ⁶⁾

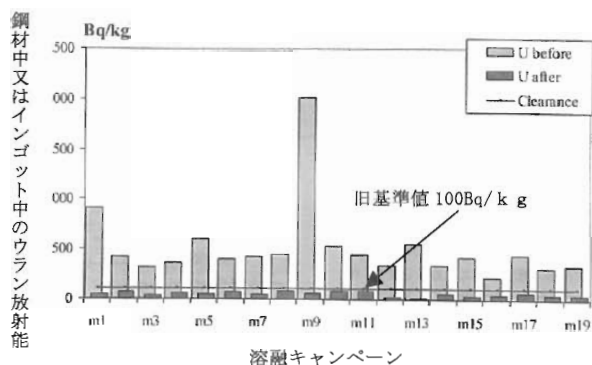


Fig.4 U-activity in Steel, before and after Repetitive Melting⁷⁾

RP89のクリアランスレベルは1,000Bq/kgであるが、RP89適用以前のスウェーデンのレベル基準は、100Bq/kgであった。⁷⁾

2.6 クリアランス検認済みスラッジ等の産業廃棄物処分場への埋設

2008年2月グリタ産業廃棄物処分施設を見学した際の現地説明の要点を以下に紹介する。

(1) グリタ処分場の概要

グリタ (Gryta) 処分場は、地方自治体の廃棄物処分施設である。この処分場は、90km四方にある9つの市の30万人のゴミを処分している。処分場には埋設施設6ヶ所、リサイクルセンター18ヶ所があり、約170名が従事している。ISO14000を取得して、税金ではなく取扱い手数料を徴収して運営しており、年商額は3000万ユーロ (約50億円) である。主な受け入れ廃棄物は、非有害廃棄物、有害廃棄物、汚染土壌等である。

(2) グリタ処分場が受け入れるWES社の廃棄物の処分について

グリタにおけるWES社からの主な埋設対象廃棄物 (クリアランスレベル以下と検認されたもので放射性廃棄物でない) は、CaF₂、スラッジ、フィルター、焼却灰等である。これまでは、非有害廃棄物及び有害廃棄物処分施設に区分して埋設し、非有害廃棄物処分施設には、石炭灰とWES社の廃棄物を混合して埋設する方法が採用されていた。しかし、非有害廃棄物処分施設への埋設は、EUの埋設指令 (European Landfill Directive (1999/31/EC)) に合致しないため、2006年以降、この方法では実施されていない。

今後のWES社のCaF₂廃棄物等の処分に関することを以下に示す。

- ・受け入れ基準：放射線防護局 (SSI) が認可した条件付きクリアランスレベル以下で、クラス1、重金属汚染廃棄物に該当すること。
- ・埋設施設構造等：2重構造 (ベントナイト含有層約50cm、ゴムライニング) とし、排水はポンドに導き、覆土を重ね、圧密度1 t/m²以上に固める。排水を考慮して傾斜2度に保つ。
- ・埋設の方法として、他の廃棄物 (石炭焼却灰等) との混合はしない。これは、問題があった場合に確認できるよう配慮してのことである。
- ・条件付きクリアランス規制は、処分施設側とWES社との立会に基づく埋設確認書を規制当局に提出することで完了する。
- ・地下水管理：処分施設側は、有害金属等を含む汚染土壌の測定技術を十分に有する。
- ・放射能規制：SSIの監督権限下にある。放射能モニタリングは実施していない。ただし、念のため第三者機関の協力によるサーベイを時々実施している。
- ・従業員の理解：WES社の協力により教育しており、特に問題は発生していない。
- ・公衆の理解：20年前からSSIが説明しており、クリアランス基準が守られていれば問題ないと理解されており、専門家を信頼しているとのことである。
- ・処分費用：他の有害廃棄物と基本的に同じであるが、設備・時間等の制限がある分だけ割高となる。

3. ドイツにおけるウラン廃棄物の処理処分

3.1 概況

ドイツの原子力発電は、2005年12月現在、軽水炉PWR型11基及びBWR型6基、合計17基運転され、平均稼働率約90%を達成し、総発電量の約35%を占めている。一方、2002年の脱原子力政策に基づき、商業用発電炉シュターデ及びオプブリハイムは、それぞれ2003年、2005年に閉鎖された。商業用発電炉への燃料供給は、シーメンス社のハ

ナウ燃料加工工場及びアレバ社のリンゲン工場から行われていた。しかし、ハナウ燃料加工工場は、規制上のバックフィット及び需要予測の観点から1995年に閉鎖され、2006年すでに廃止措置を完了している。一方、リンゲン工場は、製造能力を300t/年から650t/年に増加して、現在、操業している。⁸⁾

ドイツの多くの原子力施設は、必ずしも放射性廃棄物処理施設を持っていない。このため合理化を図る観点から、低中レベル放射性廃棄物を集中処理する民間会社が数社あり、GNS社 (Gesellschaft für Nuklear-Service mbH) はその1社である。GNS社は、固体廃棄物処理事業として、高圧縮、真空蒸発、細断等を行っている。また、ジンプルカンプ社 (Siempelkamp Nukleartechnik GmbH) は、再利用可能性のある金属廃棄物の溶解処理事業を展開している。可燃性廃棄物については、GNS社との協力関係にあるスウェーデンの前記したRadWaste社等に送り、焼却されている。⁹⁾

放射線防護令が2001年に改定され、クリアランス制度が定着し、これらの仕組みが運転廃棄物、廃止措置に伴い発生する放射性廃棄物の低減化、再利用等に寄与している。

ドイツの低中レベル廃棄物については、地層処分の方針に基づきコンラッド (Konrad) の鉄鉱石採掘の廃坑 (深さ: 800m~1,300m) を利用する計画が進められ、許認可手続きも完了していた。しかしながら、異議申し立ての訴訟のため当分、開設される見込みがなかったが、異議申し立ては、2007年3月、ニーダーザクセン州行政裁判所が棄却し、上訴も認めなかった。このことから、ニーダーザクセン州の鉱山当局は、2008年1月に最終認可を発行したので、2013年から放射性廃棄物の搬入を開始できるようになった。¹⁰⁾

3.2 基本的な考え方

ドイツにおけるウラン廃棄物の管理に係る基本的な考え方を整理すると、次のとおりである。④を除き基本的にスウェーデンと同じである。

- ①ウラン廃棄物をできるだけ少なくする。
- ②ウラン汚染廃棄物からできるだけウランを回収する。

③ウラン汚染廃棄物処理等に伴い発生したコンクリート、土壌等の廃棄物のうち、クリアランスされたものは産業廃棄物として処分する。

④全ての種類の放射性廃棄物を地層処分する方針である。ウラン汚染廃棄物は、コンラッド標準コンテナに収納し、将来、処分できるように中間貯蔵されている。

3.3 クリアランス規制等

1) 現行の基準

原子力法に基づいて制定された政令である放射線防護令「電離放射線の危険の防護に関する政令」(StrlSchV)¹¹⁾は2001年7月改正され、特に、第29条(規制解除)に物質の放出、土地や建家の解放も含めたクリアランスの規定を定めている。この規定は、1996年のEURATOM理事会指令及びEC委員会ガイドラインを基本に、また放射線防護委員会(SSK)勧告を参考にして策定されている。

クリアランスレベルは、個人に対する実効線量10 μ Sv/年に基づいて定められ、StrlSchVの付属文書III Table1に示されている。このTable1には、放射性核種毎の無条件クリアランスレベルが第5欄~第8欄に、条件付きクリアランスレベルが第9欄~第10a欄に区分して示されている。

U-238+ (放射線学的に平衡にある娘核種を含む) の例では、無制限クリアランスレベル0.6 Bq/gに対し、条件付きクリアランスで産業廃棄物処分場に埋設する場合は10Bq/g、また、溶解を前提とするスクラップをリサイクルする場合のそれは2 Bq/gである。

また、StrlSchVの付属文書IVには、AからGまでの7つのパートから成る規制解除の確認の説明がある。このように防護令自身がガイダンスの役割を果たしている。

2) 改定の検討状況

最近の情報によると、ICRP2007勧告を放射線防護令に取り入れることを検討している。また、付属文書III Table1の第9欄(処分に関する条件付きクリアランス)を処分(9a:100t/年以下、9b:1000t/年以下)と焼却(9c:100t/年以下、9d:1000t/年以下)に区分し、整理することを検討している。³⁾

3.4 ハナウのウラン燃料加工工場の解体廃棄物の処理処分^{3)、12)、13)}

(1) 廃止措置概要

ドイツのシーメンス社のハナウ燃料加工工場は、1969年に操業を開始し、1995年に運転を停止した。この間に、低濃縮ウラン（濃縮度5%以下）13,000トン（UO₂）を用いた約500万本の燃料棒の製造実績がある。この工場の廃止措置は、1999年6月から開始し、施設及び建家の解体撤去を行い、放射線サーベイを実施した。その結果、ヘッセン州の環境局により2006年5月2日付けでサイト解放が認められた。

この間に発生したウラン汚染廃棄物からのウラン回収は、ドイツ国内に処理施設がないため、スウェーデンのRadWaste社及びRMA社に送り、行われた。解体に伴い発生したウラン汚染廃棄物は、クリアランス制度が適用され無条件放出、あるいは条件付きクリアランスによる産業廃棄物として処分された。また、放射性廃棄物に該当する廃棄物は、将来、コンラッド施設に処分する予定で、コンラッド標準コンテナに収納し、ハナウ中間貯蔵施設に保管されている。

(2) 汚染核種ベクトルと適用クリアランスレベル

ハナウ燃料加工工場では、主に3%濃縮ウランを使用していた。放射性核種ベクトルをTable 3に示す。全ウランの放射能濃度は9.63E+07 Bq/kgである。無条件及び条件付きのクリアラン

Table 3 Nuclide Vector of Hanau Uranium Plant (3%U-235)

核種	放射能濃度 (Bq/kgU)	割合 (%)
U-234	5.50E+07	57.1
U-235	2.40E+06	2.5
U-235 娘核種	2.40E+06	2.5
U-238	1.20E+07	12.5
U-238 娘核種	2.40E+07	25
全放射能	9.63E+07	100
全α	6.99E+07	72.6
全β	2.64E+07	27.4

スレレベルを、それぞれTable 4及びTable 5に示す。ウラン汚染核種のベクトル及び測定等を保守的に評価して、固体の無条件クリアランスレベルは0.7Bq/g以下、コンクリート、土壌に対する条件付きクリアランスレベルは13.8Bq/g以下である。

サイト解放の土壌の判断基準は、全ウラン放射能0.5Bq/g以下であり、溶融成分は平均で0.0025 Bq/g以下である。これに対し、実際には全ウランの放射能は平均で0.1Bq/g以下、溶融成分は平均で0.0015Bq/g以下で、サイト解放は、成功裡に完了した。

(3) 施設解体から発生した廃棄物等の処理処分の流れ

ハナウ核燃料施設施設の廃止措置対象の物量は、

Table 4 Values for General Clearance

	固体、流体物質	建造物のコンクリート、掘削土 >1,000 t/年	土壌表面	再利用建屋の表面密度
クリアランスレベル	<0.7Bq/g	<0.55Bq/g	<0.5Bq/g <2.5mBq/g (溶解性)	<1.52Bq/cm ²
量的な制限		>1000t		

Table 5 Values for Conditional Clearance

	固体、流体物質	一般処分するコンクリート、土壌等	金属溶融リサイクル	解体する建屋表面密度
クリアランスレベル	<11.2Bq/g	<13.8Bq/g	<2.64Bq/g	<13.8Bq/cm ²
量的な制限	<1000t/年	<41GBq		

75,300トンと評価されたが、実績では回収土壌分(無条件クリアランス)28,000トンを含め96,800トンである。この廃止措置に伴い放出された廃棄物等の内訳をTable 6に示す。また、廃棄物等の処理処分の流れをFig.5に示す。

(4) 金属廃棄物のプラスト除染方法とクリアランス検認及び再利用実績
 ペレット圧縮機、ペレットグラインダー、焼結炉、ペレットスタック装置、燃料集合体組立装置及び実験装置のような大型の機器は、清浄化、解

Table 6 Decommissioning Residues at Hanau Uranium Plant

放出の方法	計画値 02/1998 (t)	実績 04/2004 (t)	備考
放射性廃棄物	1,100	2,600	ドラム缶 12,000 本 (コンテナ約 1,200 個)
他の原子力施設による再利用	2,200	2,200	他の核燃料施設への転用
制限付き放出	22,500	10,000	除染作業が進んだため無制限放出が多くなった。
無制限放出	15,300	75,000	無制限放出が多くなった理由 ・除染効果により制限付きから無制限条件に移行 ・一般建屋の解体による増加 ・回収土壌 28,000 t 分の追加
一般建屋利用	34,200	7,000	一般建屋の解体 (無制限放出) への変更 (新放射線防護令、無制限放出基準の適用)
合計	75,300	96,800	

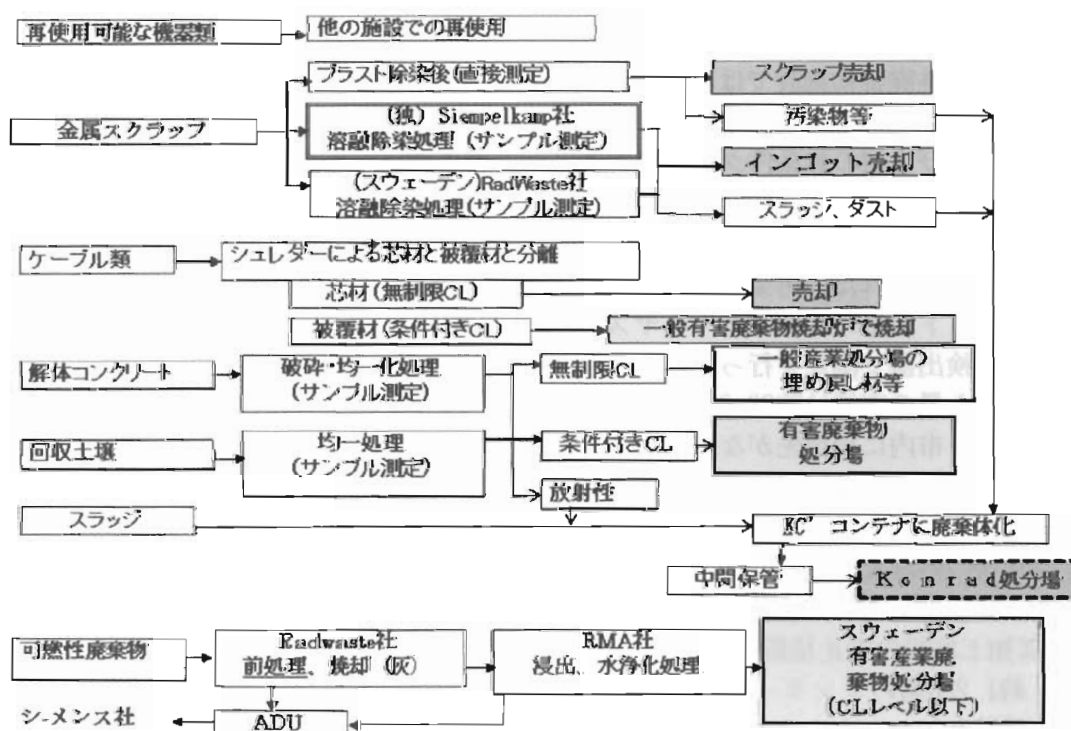


Fig.5 Flow of Treatment and Disposal of Decommissioning Residues of Hanau Uranium Fuel Plant

体され、他の核燃料施設へ搬出された。

多くのプロセス装置は、浄化、解体され、200ℓドラム缶に収納され、汚染レベルに応じて処理された。無条件放出されたものとしては、プラスト除染後のクリアランス検認された金属鋼材約2,000トン、また、ジンペルキャンプ社へ搬出して溶融除染後にクリアランス検認された約2,000トンである。溶融処理のスラグ等の約200トンの放射性廃棄物は、ハナウに返却された。

また、ケーブル類は、サイト内に被覆（絶縁材）剥離装置を設置し、芯材との分離処理をした。銅製の芯材は、無条件クリアランス基準に基づき検認後に一般市場にて売却された。また、被覆材は、ポリ塩化ビニール（PVC）を含むため、条件付きクリアランス基準に基づき検認後に市営の有害物焼却炉で焼却された。

(5) 産業廃棄物処分施設への埋設

条件付きクリアランスレベル以下と判定された廃棄物、コンクリート解体物、土壌等は、当初、リスクの大きさから地表処分施設に処分する予定であった。しかし、この計画は、地元の理解が得られなかった。その結果、以前岩塩坑であった地下に設けられた処分施設に約10,000トンの上記の廃棄物が埋設された。なお、この施設は、Heilbronn市（ハイルブロン、ネッカー湖畔の都市）の近くにあり、放射性廃棄物施設ではなく有害廃棄物処分施設（Grobkochenm）である。

(6) 非金属無機物及び土壌の無条件クリアランスの実績

非金属無機物（岩石やコンクリート）約23,000tが無条件クリアランスされた。汚染している可能性のある土壌は、1トン毎にサンプル・キヤスクに詰めてGe (Li) 検出器で測定を行った。無条件クリアランスされた量の実績は約28,000tである。これらの廃棄物は、市内に利用先がなく、大部分を有害廃棄物処分施設（Grobkochenm）の埋め戻し材として使用された。

(7) 放射性廃棄物の処理及び中間貯蔵

2005年末までに発生した放射性廃棄物の量は、隣接するMOX加工施設の廃止措置分を含め2,600トンであり、約1,250個のコンラッド型コンテナ（KC型Ⅳ）に収納され、ハナウの中間貯蔵施設で長期に保管されている。

放射性廃棄物の処理において考慮すべき事項は、中間貯蔵、輸送及び処分に関する3つの要件である。KC型標準コンテナは、特に中間貯蔵コスト低減のため廃棄物の最小化と、長期間の貯蔵性を考慮して最大総重量を20トンに制限した直方体の炭素鋼製であり、処分場への輸送用のIP-2型パッケージとなっている。また、放射線防護令の7章の規定により、ウラン廃棄物100kgあたり核分裂物質量は15g以内に制限されている。

3.5 ジンペルキャンプ社におけるウラン汚染金属廃棄物の溶融除染^{14)、15)}

ジンペルキャンプ社は1883年に設立され、100年以上の歴史を持つ世界的な鋳造メーカーの一つである。この会社の溶融処理するカーラ（CARLA: Central Plant for the Recycling of Low-Level Radioactive Waste）施設は、ドイツ中西部のデュッセルドルフ市の北西約20kmにあるクレフェルト市にあり、放射性金属廃棄物からインゴット製造している。操業は1989年に開始し、放射線防護条令7章の認可を受け、溶融炉等を管理区域に設置している。ウラン汚染廃棄物の受入基準は、他の金属スクラップと変わりなく全比放射能が最大200 Bq/gであるが、U-235の最大濃度を15g/100kgに制限している。金属廃棄物の溶融処理から再利用品製造までのフローをFig.6に示す。

溶融処理実績は、2006年9月現在、原子力発電所の汚染した鋼材等の約20,000トンである。多くの場合、引き続き、非管理区域に設置された溶融炉において二次溶融を行う。さらに二次溶融後の機械加工した円筒型放射性廃棄物コンテナ（MOSAİK）、重コンクリート容器、遮へい体などを製造し、原子力界で限定再利用している。

ウラン汚染金属に関する溶融実績は、2006年9月現在、4,455トンである。この中に、ハナウの燃料加工工場の廃止措置に伴う解体廃棄物の約2,000トンが含まれる。

遠心濃縮機器の溶融処理も試験的に行われ、今後、機微情報の消滅を兼ね商業ベースでの溶融処理が進む予定である。

溶解処理によるα核種の金属中残留比率は、U (235, 238)、Th (232, 234) に対し、わずかに約1%である。大部分は、スラグへ移行し、ダスト分を

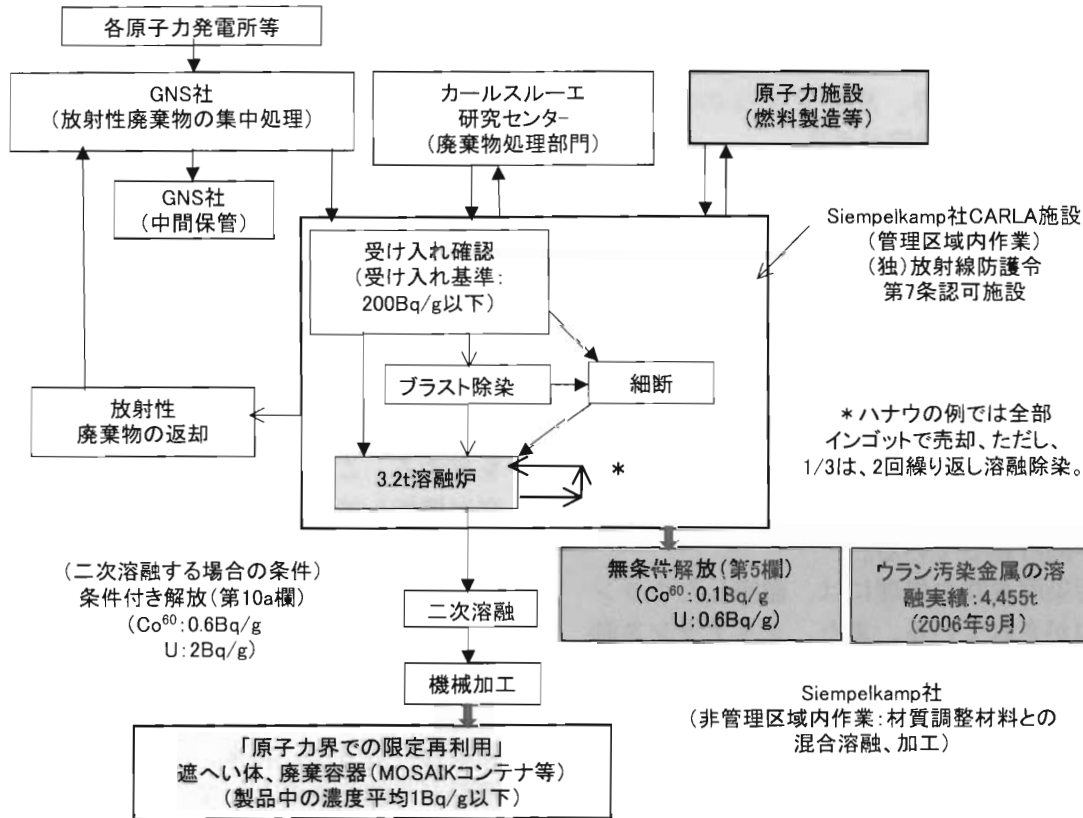


Fig.6 Radioactive Metric Waste Flow of Melting for Recycling in Germany

含めると金属以外に約99%が移行する。このことは、溶融除染効果が高いことを示す。¹⁶⁾

4. 考察

スウェーデン及びドイツのウラン廃棄物の処理処分に関する共通点及び相違点をまとめると以下のとおりである。

【共通点】

- ①放射性廃棄物を減容、低減化するため、可燃物の焼却処理及び金属の再使用又は再利用等を行っている。
- ②ウラン汚染金属は、プラスト除染、溶融除染等によりリサイクルする。ウラン核種の溶融除染効果は、特に高いため無条件クリアランスでの検認後にインゴットで売却されている。
- ③可燃物等の廃棄物から徹底してウランを回収している。
- ④クリアランス等の規制整備は、EC委員会の

指令に基づくEC委員会のガイドラインRP 89、RP113、RP122 Part Iを基本にしている。ドイツでは2001年に放射線防護令を整備済みである。また、スウェーデンでは、現在、EC委員会のガイドラインに加えてIAEAのRS-G-1.7を取り込み、放射線防護令の改定作業中である。これには、無条件クリアランス及び条件付きクリアランスを採用している。ウランの場合、産業廃棄物処分を前提とする条件付きクリアランスレベルは、無条件クリアランスレベルの約10倍（約10Bq/g）である。

- ⑤クリアランスレベル以下のウラン汚染廃棄物処理等に伴う最終残渣等は、産業廃棄物として処分している。規制当局により無条件又は条件付きクリアランスレベル以下と認められた廃棄物は、放射性廃棄物に該当しないが、条件付きクリアランス検認を受けた廃棄物を産業廃棄物として処分する場合には、規制当局への事前の許可、埋設終了の確認を義務付けられている。

⑥処理施設をEU内で国を超えて活用している。スウェーデンのRadWaste社の溶融施設及び可燃物処理施設等、及びドイツのSiempelkamp社の溶融施設等がある。

【相違点】

①スウェーデンでは、ウラン廃棄物を低中レベル及び極低レベル放射性廃棄物処分施設に埋設しない。このため、特に、スラッジ等を含め徹底してウランを回収実施する。

②ドイツでは、ウラン廃棄物を、将来、コンラッド施設に地層処分する計画である。ハナウ燃料加工工場の廃止措置から発生した廃棄物は、コンラッド型標準コンテナに収納し、中間貯蔵している。

ウラン汚染廃棄物の処理には、徹底したウラン回収の努力がされている。また、クリアランス制度を活用して回収残渣等を産業廃棄物として処分することを可能にしている。EU諸国では、クリアランス規制をEC委員会の基準を基本にして、規制を統一する方向にある。我が国のウラン等のクリアランスレベルにも、条件付きクリアランス基準を導入するなど柔軟性のある方策も必要でないか、検討に値すると考える。

原子力の関連情報が世界にすぐに広がる今日、安全基準等を国際機関の指針等に基づき整合を図ることは、極めて重要である。また、このことは、クリアランス、処分基準についても、一般公衆の理解や説得に一定の役割を果たすだろう。

ウラン等で汚染している廃棄物の処分方策は、ウランが長寿命核種であり、かつ、一般環境にも存在することを考慮すると、上記のようなクリアランス基準との整合を図る考え方が、浅地中処分の場合、特に、重要ではないかと考えられる。

EU内では、少量の放射性廃棄物の処理について、サイト内処理にこだわらず協力企業による合理的な処理事業の展開が図られている。我が国でも集中処理・リサイクルセンターによる効率的な対応も検討に値する。

5. まとめ

スウェーデン及びドイツにおけるウラン廃棄物の処理は、廃棄物の減容、金属廃棄物の溶融除染

による再利用するなど、基本的に同じ考え方に基づいて行われている。

スウェーデンでは、ウラン燃料加工工場の製造プロセスで発生したウラン汚染廃棄物から徹底してウランを回収する技術を長年にわたり開発し、実績を積み重ねてきた。またEU内のウラン廃棄物を受け入れ、処理できる体制にある。ウラン回収プロセスの最終残渣の処分を産業廃棄物処分施設へ埋設する道も早くから開かれ、経験を積み、さらに埋設方法の改善整備が進んでいる。

ドイツでも産業廃棄物処分施設へ埋設した経験を有する。このことは、両国ともクリアランス制度が機能して実施できていることに、注目すべきである。

一方、ウラン廃棄物の放射性廃棄物としての処分は、スウェーデンでは、低中レベル及び極低レベルの処分施設はあるが、実施されていないし、実施する計画もない。この点、ドイツは、ウラン廃棄物の処分に、将来、コンラッド処分施設への埋設が可能であるとして、現在、中間貯蔵中である。

以上のように、スウェーデン及びドイツでは、クリアランスに関する規制の整備も進んでおり、また処理及び産業廃棄物処分の実績から学ぶ点が多いと考える。

今後、我が国のウラン廃棄物のクリアランス制度への組み入れや処分に関する安全上の基準の検討が早期に進むことを期待する。

参考文献

- 1) 日本原燃(株)、(独)日本原子力研究開発機構、(株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン、三菱原子燃料(株)、原子燃料工業(株)、(株)ジェー・シー・オー、「ウラン廃棄物の処分及びクリアランスに関する検討書」、(平成18年3月)。
- 2) Sweden's second national report under the Joint Convention on the safety of spent fuel management and on the safety of radioactive waste management, Swedish implementation of the obligation, Ministry of Sustainable Development Sweden, (2005). (使用済燃料管理の安全性及び放射性廃棄物管理の安全性に関する合同条約下

- でのスウェーデンの第2回報告書 (04/2003))
- 3) Plejades Independent Experts "Answers to Questionnaire regarding clearance, recycle and disposal of uranium bearing wastes in Germany and Sweden", February 2008, (Private Report).
 - 4) "The management of uranium bearing waste in Sweden and the remediation of the uranium mining area at Ranstad", STUDSVIK/ES-99/34 (private report).
 - 5) Radiation Protection 134, "Evaluation of the Application of the Concepts of Exemption and Clearance for Practices According to Title III of Council Directive 96/29/EURATOM of 13 May 1996 in EU Member States, Volume 2: Appendices", 2003.
 - 6) J.L.Lorenzen, M.Lindberg and J.Lovstrand, "Handling and Treatment of Uranium contaminated Combustible Radioactive Low Level Waste (LLW)", WM02, Febr.24-28, 2002, Tucson, AZ.
 - 7) J. ローレンツェン、「欧州における放射性金属廃棄物のフリーリリース、スウェーデン・スタズビック社での17年間のフリーリリース経験」、日本原子力学会誌、p624-628 Vol.46、No.9 (2004)。
 - 8) 日本原子力産業会議 (編)、「原子力施設の廃止措置」、原子力ポケットブック2007年版、原子力産業会議 (2007年7月)。
 - 9) GNS (Gesellschaft für Nuklear-Service mbH) 社の提供資料 (2006年9月)。
 - 10) 「(独)コンラッド処分に最終認可」、ニュークレオニクス・ウィーク日本語版, (2008.1.24)。
 - 11) Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) (Juli 2001).
 - 12) Practical Example: Siemens former facility for the fabrication of uranium fuel assemblies in Hanau, Germany July 2006 (PLEJADES/SAT), (Private Report).
 - 13) Faber, "Decommissioning of the Uranium-Fuel Plant at Hanau", 2007, (Private Report).
 - 14) Questionnaire of Mission members of JAEA and RANDEC to Siempelkamp Nukleartechnik GmbH (September 2006), (Private Report).
 - 15) Ulrich Quade, Thomas Kluth, "Recycling of Ferrous Metal Scrap from Nuclear Facilities by Melting", ICEM' 05-1011 (2005).
 - 16) Siempelkamp, "Production and Services for Nuclear Power Plant", (2006年9月入手パンフレット).

RANDEC's Capability

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility Decommissioning Technology Center (RANDEC) has contributed to the establishment of decommissioning technology, and promoted the investigation on radwaste treatment and disposal business including selection of disposal places for radwaste from RI facilities, institutes etc.

The capability and service of RANDEC are ;

to implement decommissioning research, development and investigation.



to provide technical information on decommissioning.



to train for decommissioning.



to investigate radwaste treatment and disposal business including site selection of disposal place for radwaste from RI facilities, institutes etc.



to inform and enlighten the public about decommissioning and radwaste treatment and disposal business.

© デコミッションング技報 第37号

発行日 : 平成20年3月28日

編集・発行者 : 財団法人 原子力研究バックエンド
推進センター

〒319-1107 茨城県那珂郡東海村豊白一丁目3-37
Tel. 029-283-3010
Fax. 029-287-0022

ホームページ : <http://www.randec.or.jp>

E-mail : decomi@randec.or.jp