

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

巻頭言：大切なプロセス 一廃止措置とその安全
技術報告：クリアランスのためのウェットブラスト除染性能確認試験
原子力発電所やその他の関連施設のための新しいレーザー除染装置の開発
技術概況：デコミッショニングにおける表面汚染密度測定
国内に分散している非原子力用途を含むウラン、トリウムの集約、及びその放射性廃棄物処分に関する政策提言

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

No. 45 2012

RANDEC

RANDECは、原子力施設のデコミッションング(廃止措置)技術の確立をめざした活動及び研究施設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

デコミッションングに関する試験研究・調査を行います。



デコミッションングに関する技術・情報を提供します。



デコミッションングに関する人材を養成します。



研究施設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。



デコミッションング及び研究施設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45号 (2012年3月)

目次

巻頭言

大切なプロセス — 廃止措置とその安全	1
	山口 彰

技術報告

クリアランスのためのウエットブラスト除染性能確認試験	2
	浜田宣幸、渡邊純二、東浦則和、志免優紀

技術報告

原子力発電所やその他の関連施設のための新しいレーザー除染装置の開発	10
	峰原英介

技術概況

デコミッショニングにおける表面汚染密度測定	19
	石黒秀治

技術概況

国内に分散している非原子力用途を含むウラン、トリウムの集約、及び その放射性廃棄物処分に関する政策提言	31
	川上文明

Journal of the RANDEC

No.45 Mar. 2012

CONTENTS

Technical Report

Performance Verification Test on Wet-Blast Type Decontamination for the Clearance	2
Nobuyuki HAMADA, Junji WATANABE, Norikazu HIGASHIURA, Masanori SHIME	
A New Laser Cleaner Development for Decontamination of the Nuclear Power Plants and Other Related Facilities	10
Eisuke J. MINEHARA	
Surface Contamination Technology in Decommissioning of Nuclear Fuel Cycle	19
Hideharu ISHIGURO	

Exposition

The policy proposal about the collection of uranium and thorium, and the final disposal of the contaminated material with them resulted from a non-nuclear-energy use, which are stored in many places in Japan.	31
Fumiaki KAWAKAMI	

Performance Verification Test on Wet-Blast Type Decontamination for the Clearance

Nobuyuki HAMADA, Junji WATANABE,
Norikazu HIGASHIURA, Masanori SHIME
J.RANDEC, No.45 (Mar.2012) page2~9, 11 Figures,
4 Tables

The decontamination test was carried out to verify its performance of the wet blast decontamination device which is placed in Fugen Decommissioning Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency and to determine the optimal conditions for decontamination using test specimens gathered from pipes of facilities which are going to be applied for the clearance.

According to the test result, the contamination on inner surface of the pipes can be removed easily by more than 100 of decontamination factor with rust and its coating and can be decontaminated in less than clearance level in relatively short period of blasting process.

Besides, it was proved that the optimal condition for decontamination is 0.4MPa in blast pressure and 100mm in blast distance, which is the basic specification of the device.

A New Laser Cleaner Development for Decontamination of the Nuclear Power Plants and Other Related Facilities

Eisuke J. MINEHARA
J.RANDEC, No.45 (Mar.2012) page10~18, 12
Figures, 2 Tables

A new laser decontamination device has been developed to evaporate instantly with almost no temperature rise and to clean up the radioisotope (RI) contaminated stainless steel components, devices and major structural objects of nuclear power station, nuclear fuel reprocessing plants, accelerator facilities and the related ones. The laser decontamination device delivers the tightly focused laser light of GW/cm^2 just on the surface to clean up RI contained rust mold on and inside the stress corrosion cracks and

corrosion pitting in the stainless steel-made components, devices and objects. The decontamination device is newly designed to measure 3-dimensional surface map very quickly, and successfully to peel the 3-dimensional irregular surface according to the measured map using the 3 dimensional fast scanner, displacement meter and laser system. In the cold tests, the device performed to peel off the surface of cans and multi-stepped plates very precisely, very uniformly and very quickly. A prototype of the new laser cleaner for the nuclear decontamination has firstly been developed to demonstrate the high decontamination capability.

Surface Contamination Technology in decommissioning of Nuclear Fuel Cycle

Hideharu ISHIGURO
J.RANDEC, No.45 (Mar.2012) page19~30, 11
Figures, 3 Tables

Surface contamination measurement is the most basic technology in radiation control of the nuclear and radiation facilities. Loose surface contamination causes internal exposure through airborne contamination.

Surface contamination measurement is recently more important in the waste management such as confirmation of decontamination factor, contamination survey of carried-out materials from radioactive control area, and application of clearance level.

This report describes the base of surface contamination standards, meaning of contamination in decommissioning, relationship between clearance level and surface contamination, and current technology of surface contamination measurement.

The policy proposal about the collection of uranium and thorium, and the final disposal of the contaminated material with them resulted from a non-nuclear-energy use, which are stored in many places in Japan.

Fumiaki KAWAKAMI

Uranium and thorium exist in Japan used not for nuclear-energy use, but for the non-nuclear-energy use which is applied their atomic characteristics. In these cases, the quantity of uranium and thorium used in one facility is smaller than around several hundred grams, but the total number of facilities in Japan would be more than thousand. In some cases of these facilities, the original purpose had already achieved, but there is no alternative to store uranium, thorium and the contaminated material with them because there is no other party to receive them. In such a case, the

continuation of the safe storage is a financial burden and difficult. To solve this problem, the committee was set up in the Research Laboratory for Nuclear Reactor of Tokyo Institute of Technology and the situation was examined and the solution was discussed. As a result, the policy proposal was made, which suggested, 1) to found a new public organization to collect uranium and thorium and to carry out interim storage, 2) to dispose the material contaminated with uranium and thorium of nuclear source material or international controlled material to the repository operated by the Japan atomic energy agency. In this paper, its summary is reported.

大切なプロセス — 廃止措置とその安全規制



大阪大学大学院 工学研究科
教授 山口 彰

福島原子力発電所の事故はきわめて厳しい過酷なものであり、今なお多くの方々が避難生活でご苦労されている。一日も早い除染とご帰宅を願わずにはいられない。私は、この事故を正面から受けとめてなお、将来にわたるエネルギーの安定供給と当面の日本再生の牽引的役割として原子力発電に替わるものはないと思う。安全確保をしっかりとしたものとし、リスクを管理しつつ原子力エネルギーの恩恵を受けられるよう最大限の力を尽くしたい。

これから、著しく損傷した福島第一原子力発電所の原子炉の処理をしなければならない。また、より安全な原子力発電のために旧式の原子炉を最新の原子炉に置き換えることになるかもしれない。運転を停止した原子炉の管理と廃止措置、そのプロセスにおける安全確保は必須である。放射性廃棄物の処理・処分ならびに廃止措置は重要な技術である。海外の原子力新興国からのニーズも高く、日本の技術に対する期待は大きい。

生産活動には、“ゴミ”の発生が伴う。その管理・始末をしなければならない。誰でも“ゴミ”は嫌である。その問題から目を背けたい。だからこそ責任ある組織がその技術開発と事業を遂行しなければならない。そして、その事業が安全かつ着実に、そして効率的になされるには、安全規制の果たす役割はきわめて大切である。

原子力安全規制の目的は、公衆の健康と安全を十分に守り、環境を保護することである。そこで有害な放射性物質の生活環境への放出を防ぐために必要な施策がとられる。安全規制はどのようにあるべきなのか、原子力の利用に伴う安全性についての規制機関である米国原子力規制委員会は自らの使命を達成するにあたり、良い規制の5原則を示している。それは、独立性 (Independence)、公開性 (Openness)、効率性 (Efficiency)、明瞭性 (Clarity)、信頼感 (Reliability) である。

安全規制は、高い倫理感と専門性のみで拠るべきであるが、決して規制が孤立するようであってはならない (独立性)。公共サービスである安全規制は公開のもとで行われ、関係者の自由なコミュニケーションが維持されなければならない (公開性)。規制活動は納税者に支えられているので、現実的な規制がなされ、リスク低減効果と整合させつつ投入資源を最小化する必要がある (効率性)。規制は首尾一貫して論理的で实际的であること、機関の目標や目的と整合することが求められる (明瞭性)。研究と運転経験についての最新知見に基づくこと、規制判断を安易に不当に覆すことのないこと、文書化した手順により迅速、公平かつ断固たる態度で運営されること、これにより原子力利用の実施と計画が安定的になされるべきである (信頼感)。良い規制の条件をまとめれば、最新で適切な知見に基づく首尾一貫してぶれない判断により、原子力の利用が安定になされるよう効率的かつ現実的な規制であることである。そして関係者で良質のコミュニケーションがなされることが大切である。

これからの時代は、放射性廃棄物の処理・処分や廃止措置が定常的に行われるであろう。設計段階、運転段階、廃止措置段階の原子炉が共存するであろうとき、これらの事業を円滑に進めるために、安全規制の原則を共有しておく必要がある。廃止措置や廃棄物の処理事業は邪魔なゴミを捨てる行為ではなく、長きにわたり私たちの豊かな生活の実現に貢献してくれた技術の最終手続きである。その意義と目的を関係者が理解し、見失わないようにしたい。さもなければ、“ゴミは嫌”が繰り返されるのではないか。福島事故の処理も安全にかつ安定的に実施されることを切に望むものである。

クリアランスのためのウエットブラスト除染性能確認試験

浜田 宣幸*、渡邊 純二*、東浦 則和*、志免 優紀*

Performance Verification Test on Wet-Blast Type Decontamination for the Clearance

Nobuyuki HAMADA *, Junji WATANABE *, Norikazu HIGASHIURA *, Masanori SHIME *

平成22年度に独立行政法人日本原子力研究開発機構原子炉廃止措置研究開発センターに設置したウエットブラスト除染装置（以下、「除染装置」という。）の除染性能を確認し、より最適な除染条件の設定に資することを目的として、クリアランス制度の適用を予定している施設、設備の配管から採取した試験片を使用した除染試験を実施した。

試験の結果、配管内表面の汚染を比較的短時間（炭素鋼約3秒、ステンレス鋼約15秒）で除染係数100以上で錆と共に容易に除去でき、クリアランスレベル以下まで除染できる性能を有していることを確認した。

また、除染条件として、装置の基本仕様条件である噴射圧力0.4MPa、投射距離100mmが適切であることがわかった。

The decontamination test was carried out to verify its performance of the wet blast decontamination device which is placed in Fugen Decommissioning Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency and to determine the optimal conditions for decontamination using test specimens gathered from pipes of facilities which are going to be applied for the clearance.

According to the test result, the contamination on inner surface of the pipes can be removed easily by more than 100 of decontamination factor with rust and its coating and can be decontaminated in less than clearance level in relatively short period of blasting process.

Besides, it was proved that the optimal condition for decontamination is 0.4MPa in blast pressure and 100mm in blast distance, which is the basic specification of the device.

1. はじめに

独立行政法人日本原子力研究開発機構は、平成20年2月12日に新型転換炉ふげん発電所の新型転換炉原型炉施設に係る廃止措置計画の認可を受けた。

これに伴い、新型転換炉ふげん発電所を原子炉廃止措置研究開発センター（以下「ふげん」という。）に改組し、施設の解体撤去作業に着手するとともに、自らの廃止措置に必要な技術開発を進めている。

「ふげん」では、廃止措置期間中に発生する解体

*：独立行政法人日本原子力研究開発機構 敦賀本部原子炉廃止措置研究開発センター
(Japan Atomic Energy Agency, Fugen Decommissioning Engineering Center)

撤去物等を再利用できるよう、クリアランス制度を適用していく計画であり、制度運用に必要な諸準備を進めている。^{1)~3)}

クリアランス制度の適用にあたっては、クリアランスのための測定の前処理として、解体撤去物等の除染や機器表面の塗装、錆の除去を必要に応じて実施する予定である。

このため、除染装置の導入にあたり、各種の除染方式について比較検討した結果、除染に伴って発生する粉塵を抑制しながら相応の除染性能を有し、かつ施設の大幅な改造を伴わずに液体廃棄物等の二次廃棄物の処理が可能な「ウェットブラスト方式」による除染装置を選定し、導入した。

この除染装置は、クリアランス制度の適用に向けた準備や運用の初期段階において、各種のデータを取得するために試験的に導入したものであり、解体撤去物等の一時保管、除染、クリアランスモニタによる測定等の物流を考慮して、現在、解体撤去作業を進めているタービン建屋地下1階の給水加熱器を撤去した跡地に設置した。

その後、クリアランス制度を適用する予定の解体撤去物に対する除染性能及び最適な除染条件等

を確認するために、「ふげん」の施設、設備から採取した試験片を用いた性能確認試験を行い、各種のデータを取得するとともに、二次廃棄物の処理を含めて適用性を確認した。⁴⁾

以下では、これらの試験結果について述べる。

2. 除染装置の構成と操作の概要

除染装置の構成をFig.1に、主要仕様をTable 1に、装置の全体写真をFig.2に示す。

除染装置は、除染ブース、ブラスト材回収器、排水処理装置、排気装置、空気圧縮機から構成されている。

除染対象物(50cm×50cm以内)は、除染装置の専用架台に載せてグローブボックス型の除染ブース内に搬入される。ここで除染作業員がブラストガンを手動で操作し、除染対象物にスラリー状のブラスト材を投射して除染を行う。除染の進捗状況は、作業員が除染ブースに設けられた窓から除染対象物の表面状態を目視により確認することにより行う。

除染に使用するブラスト材は、破碎しにくく、

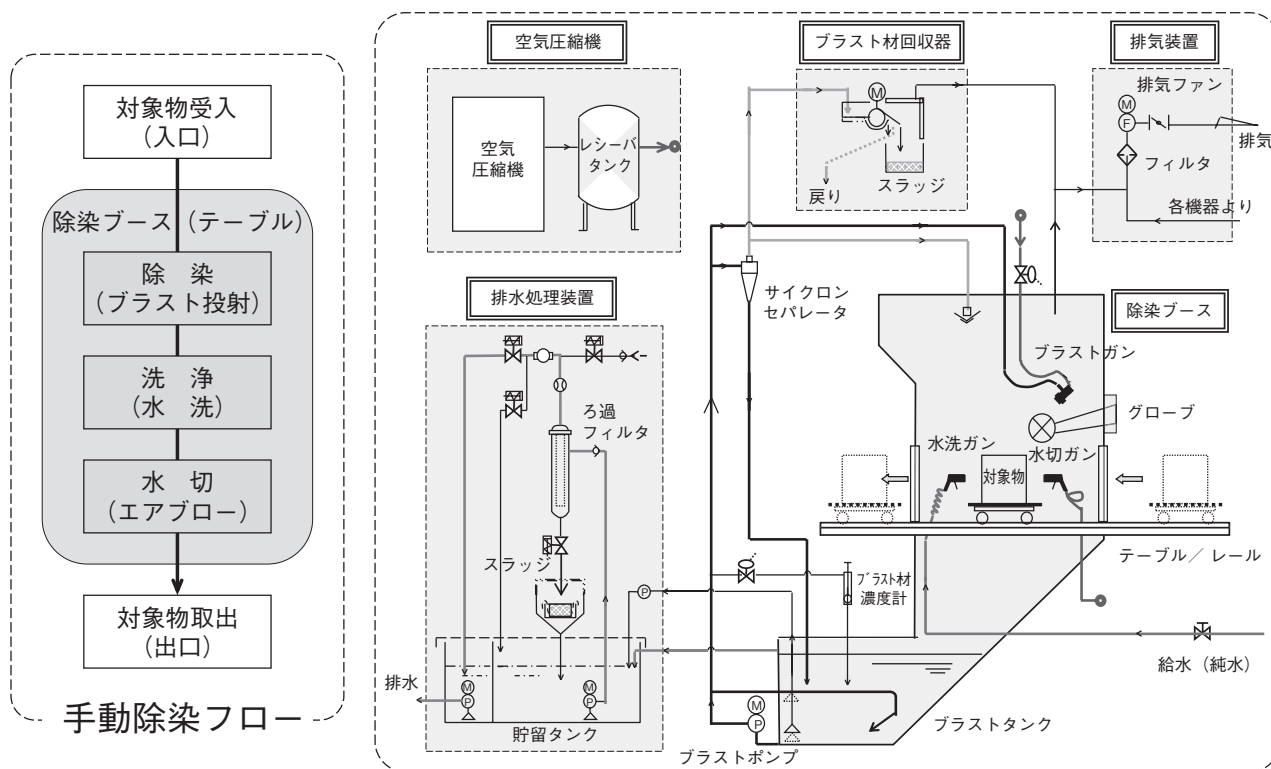


Fig.1 Composition of the decontamination device

Table 1 Specification of the decontamination device

項目	仕様
対象物寸法	50cm×50cm以内
対象物重量	70kg以下
対象材質	炭素鋼、ステンレス鋼
装置概略寸法	約 4×4×2.6 (H) m
処理量	～0.5トン/日
ブラストガン	丸ノズル (Φ11mm)
ブラスト材	高硬度ステンレスグリッド



Fig.2 Aspect of the decontamination device

研削力が大きい高硬度のステンレスグリッドを使用しており、ブラスト材濃度は最適な研削力が得られる濃度である10～15vol%となるようにしている。

投射後のブラスト材は除染ブース内のブラストタンクに集められ、ポンプにより再度ブラストガンから投射される。このうち、ブラスト材の一部はサイクロンセパレータに導かれ、ここで再使用可能なものとそうでないものとに分離され、再使用できないブラスト材はブラスト材回収器で回収される。また、汚染物等のスラッジについても同様に分離、回収される。

ブラストタンク内に流入した廃液の一部は、排水処理装置に導かれ、フィルタにてろ過した後、「ふげん」の液体廃棄物処理系において処理される。

排気装置は、除染作業中の除染ブース及びブラスト材回収器内を負圧に維持するために設置しており、排気は既設のタービン建屋換気系へ排出される。

空気圧縮機は、既設の圧縮空気設備への負担を無くするために設置しており、ブラスト材の投射に用いる圧縮空気を供給する。

除染対象物の除染が終了した後は、純水を用いた水洗用のガンで除染対象物表面の水洗を行う。水洗終了後、圧縮空気を用いた水切り用のガンで除染対象物に付着している純水の水切り（エアブロー）を行う。

エアブロー後、除染対象物を手で除染ブースの外に移動し除染作業が終了する。

3. 除染性能確認試験

3.1 試験の内容

本試験では、クリアランスのための除染装置の本格運用に先立ち、装置の性能や適用性を確認するために、装置が所定の研削力を有していることを確認する試験並びに主要なクリアランス対象金属である炭素鋼及びステンレス鋼に対して最適な除染条件を把握するための除染性能確認試験とした。

また、試験に併せて、除染作業後の装置の線量当量率の変化、除染後のブラスト材を繰り返し使用する場合の再汚染の有無を確認した。

除染性能確認試験に用いた試験片は、「ふげん」の施設内で採取した汚染の検出されていない試験片と汚染のある試験片である。

試験片の種類をTable 2に、試験片の写真をFig.3に示す。

3.2 試験結果

i) 除染装置の研削力の確認

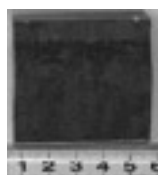
除染装置の研削力の確認は、実機のタービン系設備に用いられていた汚染の検出されていない炭素鋼材（50×50cm以下、平板、半割配管等）を用いて、Table 3に示すブラスト材の基本投射条件下においてFig.4に示すブラスト材により除染対

Table 2 Specimen used in the test

試験片	採取箇所		材質 (サイズ)	放射能濃度 (Bq/g)
汚染のない 試験片	タービン系 設備	給水配管(半割) 給水加熱器(胴等)	炭素鋼 (50×50cm以下)	無
汚染のある 試験片	タービン系 設備	主蒸気管 湿分分離器ドレン管 復水器構造物	炭素鋼 (約20cm ²)	0.4～5
	原子炉冷却系 設備	炉浄化系配管	ステンレス鋼 (約20cm ²)	5～70



汚染の検出されていない試験片
50×50cm以下（半割配管）



汚染のある試験片
約5×5cm（約20cm²）

Fig.3 Specimen used in the test

象物内面の錆及び外面の塗装が除去され、梨地の地肌となることを目視で確認することにより行った。

ブラスト処理前後の配管表面の外観観察結果をFig.5に示す。

試験の結果、配管外表面に施されていた錆止め塗装（赤褐色）は、ブラスト材の投射により容易に除去することができ、数秒程度の短時間で梨地となった。また、試験片の内面には赤褐色または黒色の錆があったが、外面（塗装面）と同様に除去され梨地となった。

これらのことから、除染装置は除染対象物表面に比較的強固に付着した物質に対しても相応の研削力を有することを確認した。

Table 3 Basic condition for wet blasting

項目	条件	
噴射圧力	約0.4MPa	
投射距離	約100mm	
投射角度	約90度	
ブラスト材	材質	高硬度ステンレスグリッド
	粒子径	50~200 μm
	濃度	10~15vol %（水に対する）
処理単位 ※汚染のある試験片 （約5×5cm）	ブラストノズル投射面積Φ約2cm、とブラストガン操作速度を約5cm/秒として、試験片の片面を直線上に3回投射（一辺×3回）することにより、約5×5cmの試験片を1回処理する時間として3秒を設定	

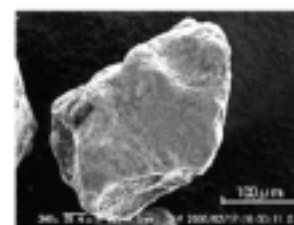


Fig.4 Blast material (High hardness stainless steel grain)





		炭素鋼 半割配管（第3給水加熱器出口給水管）		
		外面	内面	
処理前		錆止め塗装の状態		赤錆が発生している状態
		錆止め塗装が除去され梨地となる		赤錆が除去され梨地となる

Fig.5 Outer surface of specimens before/after the blasting

ii) 除染性能の確認

除染装置の除染性能の確認は、実機のタービン系設備及び原子炉冷却系設備に用いられていた汚染のある炭素鋼及びステンレス鋼（汚染面積約20cm²）を用い、前記のブラスト材基本投射条件のもとで1回あたりの処理時間を約3秒として、処理毎に試験片の放射能濃度を測定し、検出限界値になるまでの放射能濃度の変化及び除染係数（DF）を確認することにより行った。

①炭素鋼の除染性能

炭素鋼に対する除染性能確認試験の結果をFig.6に、試験前後の試験片の処理面の比較をFig.7に示す。

試験に用いたいずれの試験片も、処理時間3秒（1回目）でクリアランスレベル以下となり、12秒程度で検出限界値（約10⁻³Bq/g）以下となった。

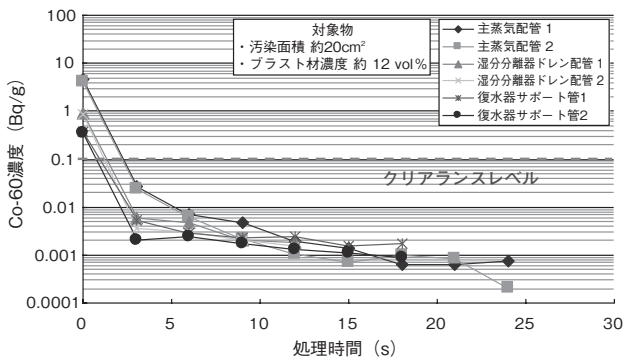


Fig.6 Decontamination performance (carbon steel)

クリアランスレベル以下とするための所要時間は、単位汚染面積あたりで約0.4h/m²、単位重量あたりでは約4h/tであった。

なお、炭素鋼の場合は、除染後に時間と共に対象物の表面に錆が発生するため、エアガンによる水分の除去が必要であるが、完全乾燥した場合と水切りのみとした場合とでは錆の発生状況に大差はなかった。このことから、作業管理上は水切り（水滴が垂れない）程度でも十分に効果的であることがわかった。

②ステンレス鋼の除染性能

ステンレス鋼に対する除染性能確認試験の結果をFig.8に、試験前後の試験片の処理面の比較をFig.9に、また、炭素鋼とステンレス鋼の除染係数（DF）の比較結果をFig.10に示す。

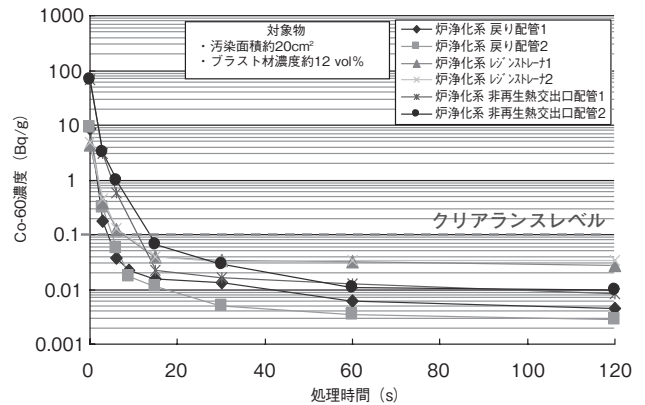


Fig.8 Decontamination performance (stainless steel)

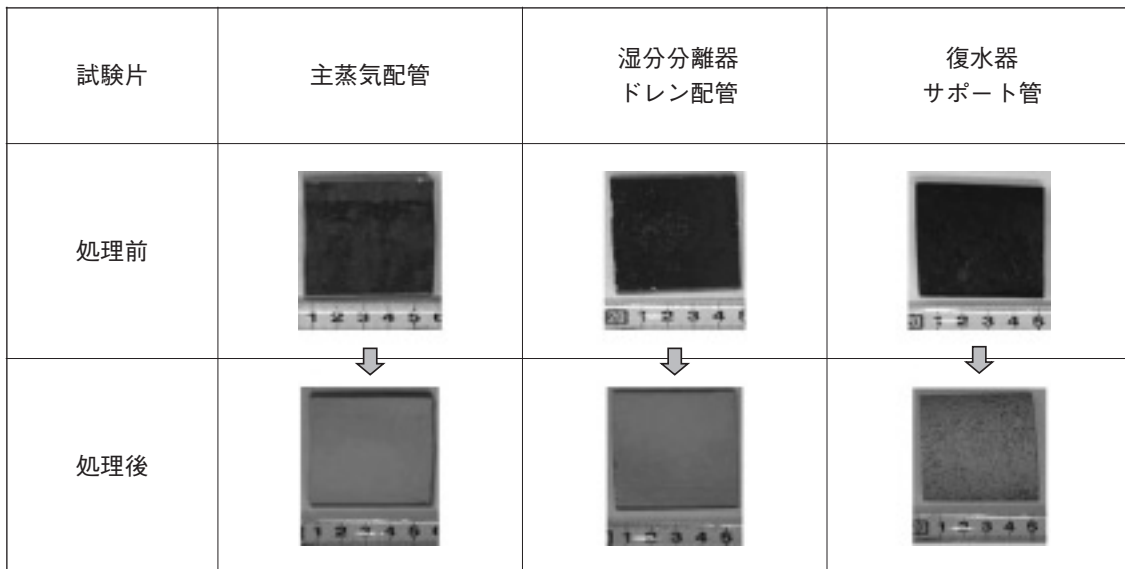


Fig.7 Surface specimens before and after decontamination (carbon steel)

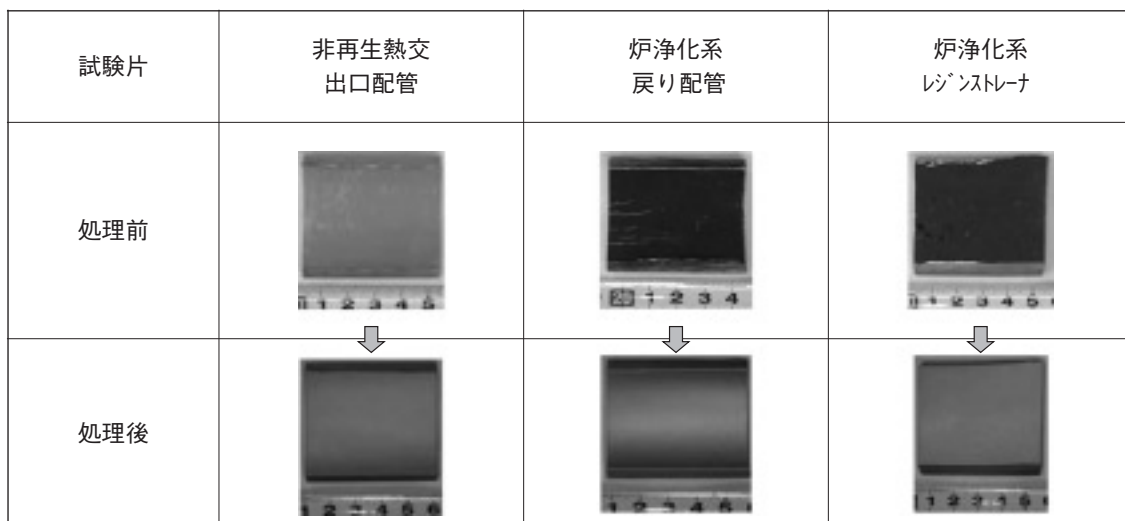


Fig.9 Surface specimens before and after decontamination (stainless steel)

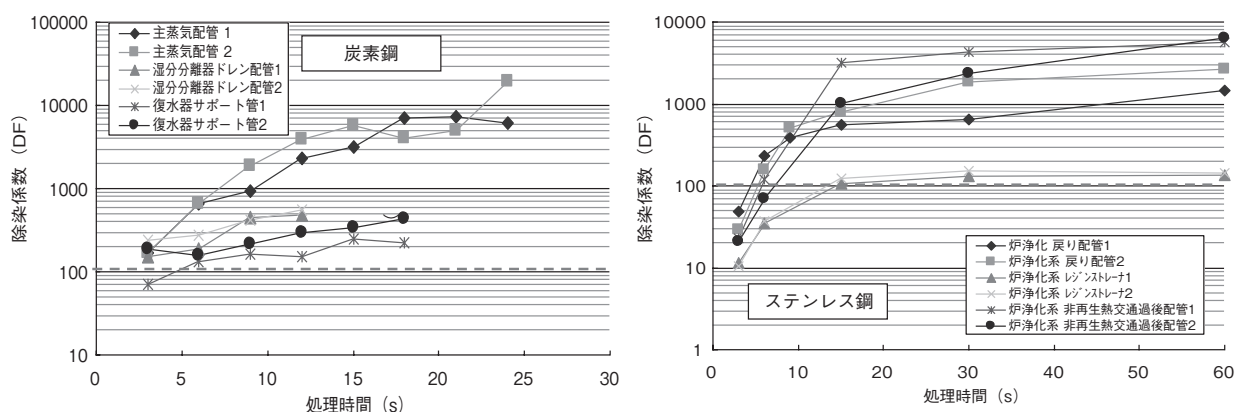


Fig.10 Relation between treatment time and DF

試験に用いたいずれの試験片も、処理時間15秒程度でクリアランスレベル以下となった。なお、検出限界値 (ND) 以下にはならなかったものの、約60秒までには検出限界値付近 (約 10^{-3} Bq/g) にまで除染できた。

ステンレス鋼の場合の処理速度は、単位汚染面積あたりの処理速度は約 $1 \sim 2$ h/m²、単位重量あたりでは約15~30h/tであった。また、除染係数は炭素鋼ならびにステンレス鋼ともにDF100以上であった。

iii) 除染条件の違いが除染性能に及ぼす影響の確認

除染条件の違いが除染性能に及ぼす影響を確認するため、除染性能の確認に用いたものと同じ試験片を用い、ブラスト材の噴射圧力と対象物まで

の投射距離を変更し、処理時間約3秒毎に試験片の放射能濃度を測定して、検出限界値になるまでの変化及び除染係数 (DF) を確認した。これらの試験結果を Fig.11 に示す。

① 噴射圧力の違い

クリアランスレベル以下に達するまでの時間は、基本投射条件である噴射圧力0.4MPaでは5回目の15秒に対し、噴射圧力0.3Paでは10回目の30秒であった。また、噴射圧力を0.4MPaから0.3MPaに低下させた場合、除染性能としては1/2程度低くなった。一方、噴射圧力を0.5MPaまで増加させた場合でも、基本投射条件である0.4MPaとの除染性能の差はほとんど無かった。

② 投射距離の違い

基本投射条件である投射距離100mmに対し、同距離を50及び200mmに変更した場合でも、除染性

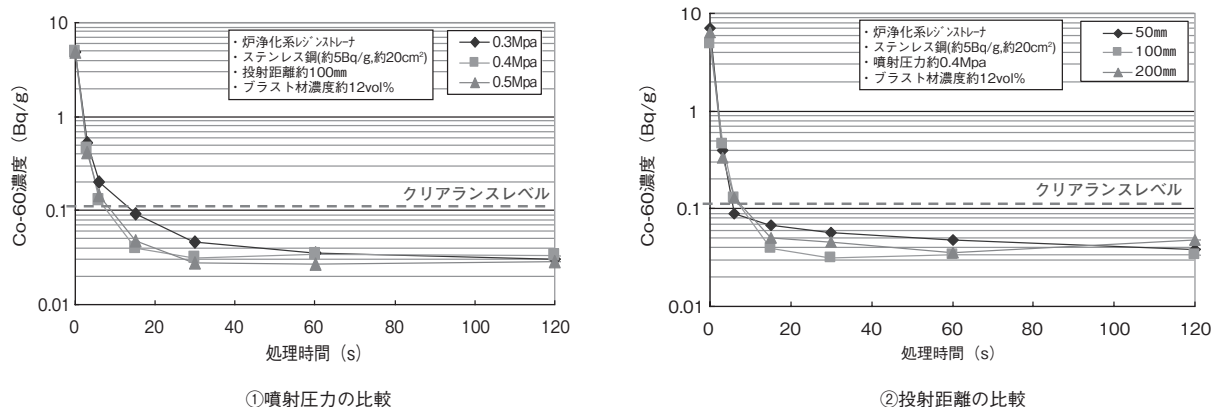


Fig.11 Dependence on the pressure and distance for blasting

能及びクリアランスレベル以下に達するまでの処理時間はほぼ同じであり、除染性能に顕著な差は見られなかった。

iv) 除染装置の線量当量率等の確認

除染作業中の装置の汚染状況や線量当量率変化を確認するため、除染ブース、ブラスト材回収器等の線量当量率の上昇が予想される箇所について、除染試験前と試験後の線量をγ線用線量当量率サーベイメータにより、また、表面密度について汚染サーベイメータを用いて、測定した。装置主要部における線量当量率の測定結果をTable 4に示す。

汚染のある試験片(汚染面積20cm²:放射エネルギー0.4~70Bq/g)を除染(総放射エネルギー:約70kBq)した後のブラスト材回収器(正面側)の線量当量率は約0.13μSv/h、排水処理装置については約0.09~0.16μSv/hとなった。また、除染ブースについ

ては、線量当量率の上昇はほとんど認められなかった。

v) 試験片の再汚染の確認

本除染装置では、ブラスト材と水を再利用する計画であることから、汚染のある試験片を除染した後に汚染の検出されていない試験片にこれらを投射し、試験片の表面密度を測定することにより、再汚染の状況を確認した。

除染性能確認試験に用いたブラスト水(スラリー)中の放射能濃度が約10⁻²Bq/ccであるブラスト材を、汚染の検出されていない試験片(炭素鋼、ステンレス鋼)に対して投射した結果、いずれの試験片についても再汚染は検出されなかった。

しかしながら、本試験で扱った放射エネルギーは比較的小さいため、長期の除染作業によりスラリーの放射能濃度が高くなった場合には、ブラスト材の再使用による除染対象物の再汚染につながる可能

Table 4 Specification of the decontamination device

(1) 除染ブース		(単位: μSv/h)		
部位	ブラストタンク下部	グローブ部(正面)	入口架台面	出口架台面
表面線量当量率	0.09	0.07	0.07	0.07
(2) ブラスト回収器				
部位	回収器正面	回収器背面		
表面線量当量率	0.13	0.09		
(3) 排水処理装置・排気装置				
部位	ろ過フィルタ正面	脱水袋上面	ダーティタンク側面下部	排気フィルタ正面
表面線量当量率	0.09	0.16	0.10	0.08

※NaIシンチレーション式サーベイメータによる測定

性がある。

このため、今後の除染装置の運用においても定期的にスラリーの放射能濃度を確認するとともに、スラリーの放射能濃度が約 10^{-2} Bq/ccを超えた際の再汚染の有無を確認し、ブラスト材の入れ替えを判断する基準を定める等の運用管理方法の検討に反映していく。

4. まとめ

「ふげん」の廃止措置に伴って発生する解体撤去物等にクリアランス制度を適用し再利用していくために、ウェットブラスト除染方式の装置を選定し、その性能や適用性を試験によって確認した。

この結果、除染装置は、除染対象物内面の錆や外面の塗装を容易に除去でき、さらに表面が梨地となる研削能力を有していることを確認した。また、除染性能は、炭素鋼に比べて除染に時間を要するステンレス鋼の場合であっても10数秒程度で処理を完了でき、所定の性能を有していることを

確認した。

今後は、本装置の使用実績を蓄積、評価し、除染作業の運用管理や今後の装置の大型化、自動化の検討に反映していく計画である。

参考文献

- 1) 林 他、“ふげんのクリアランスに係る測定方法及び評価－(1)汚染状況の調査結果による適用性検討”、D23、日本原子力学会2011秋の大会
- 2) 水井 他、“ふげんのクリアランスに係る測定方法及び評価－(2)評価対象核種選定のための推定放射エネルギー等の検討”、D24、日本原子力学会2011秋の大会
- 3) 川越 他、“ふげんのクリアランスに係る測定方法及び評価－(3)クリアランスモニタの性能評価”、D25、日本原子力学会2011秋の大会
- 4) 浜田 他、“ふげんのクリアランスに係る測定方法及び評価－(4)手動式除染装置の除染性能試験”、D26、日本原子力学会2011秋の大会

原子力発電所やその他の関連施設のための新しいレーザー除染装置の開発

峰原 英介*

A New Laser Cleaner Development for Decontamination of the Nuclear Power Plants and Other Related Facilities

Eisuke J. MINEHARA *

原子力発電所、再処理工場、加速器施設及びそれらの関連施設の放射性同位元素で汚染されたステンレス鋼製の要素部品及び主要構成要素をほとんど温度上昇なしに瞬間的に蒸発昇華させる新しい動作原理に基づくレーザー除染機を開発した。このレーザー除染機は、ステンレス鋼製の部品、装置、主要要素の表面や内層の孔食や応力腐食割れの中にある放射性同位元素を含む錆や水垢をきれいに取り除くために正確に表面にエネルギー面密度 GW/cm^2 の光の焦点を結ばせ、照射する。この除染装置は高速で3次元の表面地図を計測し、3次元の光高速走査スキャナーと距離計とレーザー装置を用いて、この測定された3次元地図に従って、3次元的に不規則な表面を上手に剥ぎ取ように全く新規に設計開発された。放射性同位元素を用いない試験では、このレーザー除染機は、アルミ缶や多段の板の表面を極めて精密に極めて一様に極めて迅速に剥ぎ取ることができた。新しい小型レーザー除染装置の試作機を開発した。

A new laser decontamination device has been developed to evaporate instantly with almost no temperature rise and to clean up the radioisotope (RI) contaminated stainless steel components, devices and major structural objects of nuclear power station, nuclear fuel reprocessing plants, accelerator facilities and the related ones. The laser decontamination device delivers the tightly focused laser light of GW/cm^2 just on the surface to clean up RI contained rust mold on and inside the stress corrosion cracks and corrosion pitting in the stainless steel-made components, devices and objects. The decontamination device is newly designed to measure 3-dimensional surface map very quickly, and successfully to peel the 3-dimensional irregular surface according to the measured map using the 3 dimensional fast scanner, displacement meter and laser system. In the cold tests, the device performed to peel off the surface of cans and multi-stepped plates very precisely, very uniformly and very quickly. A prototype of the new laser cleaner for the nuclear decontamination has firstly been developed to demonstrate the high decontamination capability.

1. はじめに

若狭湾エネルギー研究センターでは、原子力発電所、再処理工場、加速器施設及びそれらの関連

施設において放射性同位元素に汚染された装置部品などを効率的に徹底して除染するために、現在新しい原理に基づくレーザー除染機の開発研究を行っている。最初の部分のここで、レーザー装置

* : (財)若狭湾エネルギー研究センター (The Wakasa Wan Energy Research Center)

の目的と、どこまで放射性同位元素の汚染濃度を低くするかと、どのようなものが除染を行う対象物となるかを紹介する。

レーザー除染機とは、レーザーを用いて放射性同位元素 (RI) に汚染された原子炉、再処理工場、加速器などの部品や装置や構造物をきれいにする (除染する) 装置である。RIの濃度或いはRIからの放射線の濃度は、クリアランスレベル (通常、単位時間単位質量あたりの崩壊数、単位はベクレル/kg) という濃度の数値が決められていて、この値以下では、実質的に汚染されていないと考えて差し支えないことになっている。除染はどの方法も、RI汚染物をきれいに除去してこの値以下にすることが目的である。

このRIは、原子炉、再処理施設、加速器、RI取扱施設等で中性子などの放射線が強く、これにより核反応が起こっている場所で、主に生成される。原子炉等の多くの場合、RIが生成される場所から離れた場所が原子炉の1次冷却水の循環によって移送され、RI生成場所と同様に汚染される。RIが作られる場所、例えば核燃料集合体周辺などでは、そこにある部品や装置や構造物はその内部奥深くまでRIが生成され、表面あるいは表面に近い内部ばかりではなく、部品や装置や構造物全体がRIを持つようになる。これをこれらの部品や装置や構造物が放射化したと言い、全体を溶かして同位体分離でもしない限り、RIを完全に除去できない。このような全体にRIが生成分布した、つまり放射化したものはレーザー除染機も含めて除染の対象ではない。放射化物が除染の対象でないということは、表面および表面に近い内面に付着したRIを完全に除去してもさらに内部に生成したRI濃度がクリアランスレベル以上であれば、表面から表面に近い内面をいくらきれいに除去してもクリアランスレベル以上のRIが内部に残っているため、クリアランスレベルのRI濃度以下に除染することできない。これは除染の対象ではなく、除染は、放射化物でなく、表面から表面に近い内面が外から運ばれてきたRIで汚れた部品や装置や構造物などが対象となる。従ってレーザー除染機も含めて、除染の対象はRI汚染物である。放射化物は除染対象でなく、通常は除染をしても効果がない或いは効果が少ない。

2. 除染に必要な能力

原子炉では、通常Co60が主要な汚染のRIでこれが原子炉の冷却水1次系などに高温水に溶けて原子炉圧力容器内のRI生成場所から離れた場所まで広がって、黒錆赤錆など鉄の錆と一緒に沈着している。表面からこの鉄錆に取り込まれたCo60が内面の応力腐食割れの亀裂や孔食内部まで侵入して取り難くなっている¹⁻⁵⁾。この平均の亀裂や孔食深さは、汚染が進んだ古いもので大体30 μm といわれている⁶⁾。ステンレス鋼応力腐食割れ試験 (JIS G 0578ステンレス鋼の塩化第二鉄腐食試験方法) を行うと、通常1 cm^2 あたり微小な亀裂の個数は10万個以上見つけることができる。この亀裂の中に侵入したCo60は、表面から奥深くに入っているため取れにくい。機械的にサンダーやディスクグラインダーで削り取るにしても応力腐食割れの亀裂平均深さ30 μm より深く、例えば40 μm 以上場合によっては100 μm 以上深く削り取る必要がある。

原子炉材料は高温水にさらされるために、基本的に錆の発生を抑えるためにステンレス鋼などの防錆鋼を使用している。弱いレーザー光を当ててもステンレス鋼の表面にある薄い錆もその下の母材の金属光沢のあるステンレス鋼に反射して表面を削ることができない。強く集光してエネルギー面密度を非常に高くして、光沢のあるステンレス鋼でも蒸散/昇華するようにして亀裂中のRIも母材ごと除去できるようにする必要がある。RI生成、放射化物、RI汚染物について簡単にTable 1にまとめた。

3. 既存の除染方法

既に広く原子炉や再処理工場などの原子炉関連施設で使用されている既存の除染方法¹⁻⁶⁾をTable 2にまとめた。今まで使用されてきた除染方法は、機械除染、化学除染、電解研磨除染、超音波除染、水ジェット除染、湿式及び乾式ブラスト除染などがある。機械除染は、ブラシ、サンダー、グラインダーなどで汚染された表面を削り取る方法である。化学除染は、原子炉の定期点検の時に行われる系統除染のように酸化剤・還元剤を用いて表面から内面を腐食して溶液中に溶かし

Table 1 Radioisotope production, Radio-activated products and RI-contaminated materials.

項目	どこでどのように生成されるか	施設、装置、生成場所.
RIの生成	原子炉の内部で、或いは加速器施設などで中性子や他の放射線の放射線束が大変高いところでRIは生成される	原子炉、核燃料、再処理工場加速器、RI取扱施設
放射化物	高い濃度でRIを物体の内部に含むもの、中性子やその他の放射線束が高い場所で生成される。	核燃料、核燃料集合体、加速器標的、加速器ビームライン
RI汚染物	RIと鉄酸化物が核燃料集合体の周辺で高温水に溶けて、原子炉1次冷却水系を回遊し、移動して原子炉部品やその他の構成要素に沈着して汚染する。内部を含む全体が放射化した放射化物とは異なる。RIが他の物体に付着、或いは侵入し、汚染したものの。	原子炉の1次2次冷却水系、冷却水が漏洩した場所、核事故が発生して汚染物をまき散らした場所。加速器などが生成したRIが他の物体に付着、或いは侵入し、汚染したものの。

Table 2 Decontamination Methods, and their Figures of Merit and Demerit.

除染方法	メリット	デメリット
化学除染	除染効果大。 除染液が接液していれば複雑形状でも効果有。	大量の除染液の処理・処分に手間がかかる。 スポット的な除染に不適。
電解研磨除染	焼く付きや擦り込まれた汚染に対しても除染効果が大きい。	大規模な装置となる。 液体廃棄物が発生する。
超音波除染	複雑形状、狭隘部、ピンホールに対しても効果有。 遠隔操作に適用可。	強く固着した汚染に不適。 複雑形状のものには効果が低い。 騒音大。
水ジェット除染	二次廃棄物少。 スポット的な除染に適用可。	強く固着した汚染に不適。 複雑形状のものには効果が低い。 騒音大。
湿式ブラスト除染	除染効果大。 スポット的な除染に適用可。	廃液処理が必要。 ブラスト材が二次廃棄物となる。
乾式ブラスト除染	除染効果大。 スポット的な除染に適用可。	ダストによる作業環境悪。 ブラスト材が大量の二次廃棄物となる。
新型レーザー法	除染効果大。 深浅対応、二次廃棄物の発生量が少。 遠隔操作も可能。 スポット除染に適用可。 大面積も可能	古いレーザー除染機は除染効果小。 新しいものは除染効果大。 複雑形状のものに不適。 新しい除染機は3次元スキャナーとファイバーで対応可能

込んで除染する方法である。電解研磨除染は電解溶液に浸して電蝕させて溶液中の汚染物表面から内面を腐食させ、RIを溶液中に取り込んで除染する方法である。超音波除染は作業環境や条件で大きく効果が異なるが、超音波で表面の汚染物を剥離し、除染する方法である。水ジェット除染は高圧の水ジェットで表面を剥離して除染する方法である。ブラスト除染は、硬い粒子を高圧で投射して表面を剥離する。同時に水など溶液を用いるものを湿式乾いた環境で行うものを乾式と呼んでい

る。あまり高い効果が出ない水ジェットは強力な除去能力がないこともあって再汚染や2次汚染はほとんどない。他の方法は、高い除染能力を持っているが、再汚染や2次汚染が避けられず、また大量の2次廃棄物を生成する。

これら以外にレーザー除染があるが、今までほとんど使用されてこなかった。レーザー除染研究開発者と原子炉運転特に除染を担当している保守関連の人たちとの意見交換は十分でなかったようで、汚染が表面だけで無く、かなりの程度の深さ

の内面まで及んでいることは今までのレーザー除染機の開発に生かされてこなかった。このため外国でも国内でも炭素鋼などの表面に着いた汚れを母材を傷付けないように表面ゴミや塗装を剥ぎ取る程度のレーザー強度のQスイッチYAGレーザーを用いた除染機が開発されたが、ステンレス鋼の亀裂内部のRI汚染物を除去できるような母材まで削り取る能力のあるものは開発されなかった^{7, 8)}。これは美術品の汚れを除去し、塗装薄膜や金型の油汚れを取るレーザークリーナーと同様のものでも原子炉冷却水1次系の除染方法としては、非力で利用できない性能の製品であった。そこでこれを解決するために新しい除去方法を採用し、レーザー光を集光してエネルギー面密度を桁違いに高くして表面のみならず内面まで除去できるようなものを開発した。これらの除染方法の特徴を表の最下段にまとめた。新しいレーザー除染は次の章で説明する。

4. 新しいレーザー除染

今までのレーザー法は、パルスレーザーを平行か弱集光してRI汚染物の比較的大きな面積に照射してレーザー光の吸収の大きな汚染物や表面の異物を蒸発させていた。これに対して新しいレーザー除染は、①極めて小さな面積にCWレーザー

を集光する。これによって表面が金属光沢のステンレス鋼表面であっても簡単に蒸散/昇華できる。しかしながらスキャン速度が低速では熱が集中して非熱的に剥離できず、切断されたり溶けたりするので、②高速でスキャンする必要がある。また③表面近傍に常に焦点を保持して、高いエネルギー密度を保持するためには、予め表面を剥離する表面の3次元地図を製作し、それにしたがって焦点を合わせる必要がある。また実時間3次元距離計測を行ってこの計測データに従って常に焦点を表面に合わせることで表面近傍にレーザー焦点を保持することが可能である。

Fig.1は新しいレーザー除去方法の説明である。特に高エネルギー密度のレーザー光がステンレス鋼の表面と亀裂内部に分布するRI汚染物を周りの母材もろとも蒸散昇華する様子を模式的に示している。

次のFig.2はこの新しいレーザー除染方法を実現する具体的機構と動作を説明したものである。レーザー光は安価なCWレーザー装置で発生させる。XY軸のガルバノスキャナーで、高速走査を行い、3次元距離計で、焦点を合わせる表面までの距離を計測する。レーザーヘッドからの光を石英光ファイバーで伝送する。Z軸の焦点距離は、ボイスコイルで駆動される可動レンズで、表面に焦点を常に保持する様に調節する。Z軸制御装置

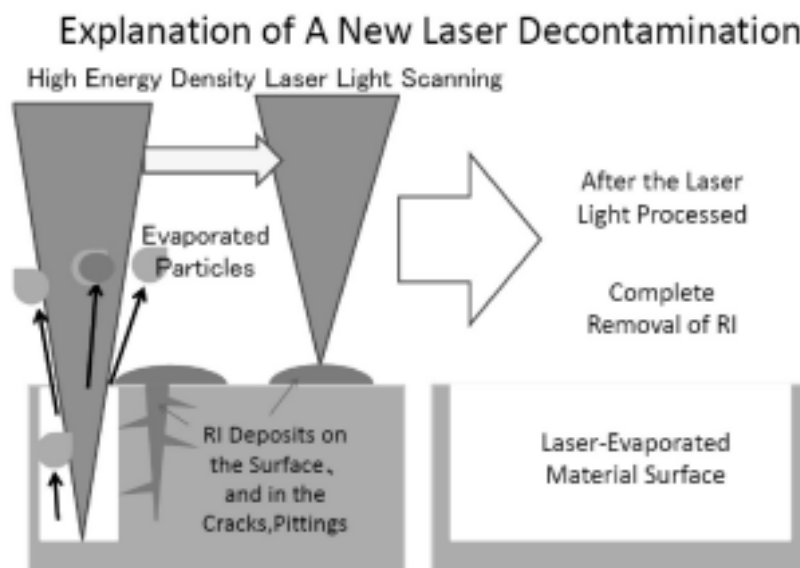


Fig.1 Performance of the new laser decontamination device.

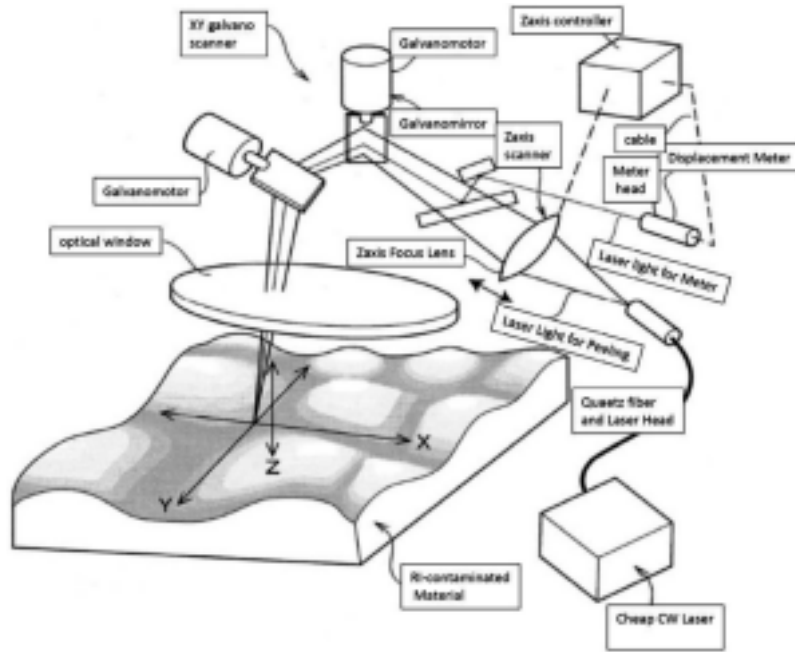


Fig.2 A New Laser Decontamination Device and Operational Design. Here, the device uses the tightly focused laser light from the cheap CW laser system, and realizes the instant evaporation in the RI-contaminated material with a quasi-non thermal process and almost no temperature rise.

は、3次元地図或いは実時間距離計測値にしたがって焦点を高速で制御する。レーザー剥離される物体の表面は、通常不規則な面を持つRIで汚染された物体である。このような新しいレーザー除染装置は、物体表面の微小点に強く収束したレーザー光を安価なCWレーザー本体から得て、ほぼ非熱的な、瞬間的な蒸散/昇華をRIで汚染された物体の表面で実現するために高速の2次元走査とz軸の焦点調整を行っている。

Fig.3は、この新しい除染機の最初の試作機の写真である。この試作機は、Fig.4以下の模擬的なレーザー除染試験で用いたブレッドボード上のレーザー剥ぎ取り試験用の装置をホット試験が可能なように筐体に入れ、保護窓を持ったコーン状のレーザー照射部を追加して、ガスの噴出とデブリを含むガスを吸引して集塵できるものである。これでホット試験可能な試作機が実際の原子炉配管などの実汚染物を用いる実用化試験に利用できるようになった。

Fig.4は、この駆動機構を用いたレーザー除染機とその動作をステップ毎に説明している。実験では通常、最大出力300Wと2kWのCWファイバーレーザーのどちらかを使用した。スポット径は20ミクロン程度で表面の段差や傾斜など実施条



Fig.3 A Prototype of the New Laser Cleaner for the Nuclear Decontamination.

新しいレーザー除染機とそのサービスの動作説明

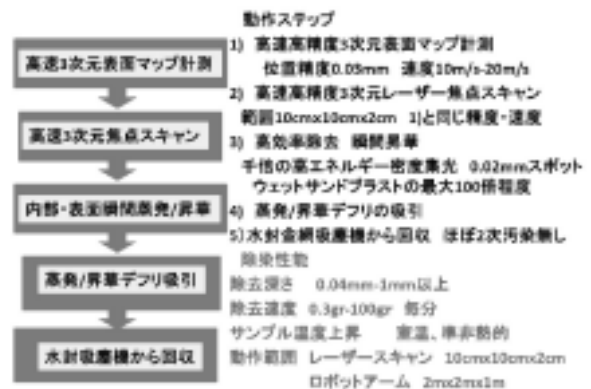


Fig.4 Explanation for the function and performance of the new laser decontamination device and its service.

件によって変動する。ここでの除染サンプルはステンレス鋼316L、304L、430、および黒染めされた炭素鋼を使用した。ステンレス鋼3種では除染量（剥離量）に大きな変化はなかった。走査速度はXY軸が10m毎秒からZ軸が5m毎秒、250W出力に調節したファイバーレーザーを使用して、剥離深さが約 $40\mu\text{m}$ で剥離面積が約 0.2m^2 毎時、剥離深さが約 $2\mu\text{m}$ で剥離面積が約 4m^2 毎時である。最初に①高速で3次元表面マップを計測するが、これを用いても、あるいはリアルタイムで計測を続けて、それにしたがって、②表面剥離用レーザーの焦点を高速3次元スキャンして表面剥離を行っても同等の結果が得られる。これによって③表面および内部の瞬間蒸散・昇華が起こる。湿式サンドブラストと比較して3倍程度の1グラム毎分の剥離が実測され、10倍程度の装置出力の増加と数倍のエネルギー密度の増大でこの100倍程度に相当する30グラム毎分程度の剥離量が得られた。④この蒸散/昇華デブリは噴出ガスと水封集塵機で吸引される。⑤蒸散/昇華した粉塵は、比較的粒径が大きく、ガスと共に吸引されて、水槽底部に導びかれ、水中の金網に捕集されるように設計した水封集塵機に捕集され、回収される。

Fig.5は、10mm以下の段差1段に対して行った試験で、炭素鋼の板上側と下側双方ともに同様の深さに削れていることを確認できた。現在市販されているレーザー塗装剥離機或いはこれと同等な性能のレーザー除染機は、長焦点或いは平行光でパルスレーザーを用いており、ステンレスでは材料内部の保護のために母材に損傷を与えない様に、また剥離できない様に $100\text{kW}/\text{cm}^2$ から $1\text{MW}/\text{cm}^2$ 程度にエネルギー密度を低くしてある。新しいレーザー除染機は、これより3桁エネルギー密度が高く、安価なCWレーザーを用いて3次元高速焦点調整し、焦点域内で強く剥離を行う設計である。もともと手で支えて使用するハンディ型レーザー除染機を考えていたので、それほど安定でない両手保持や先端に小車輪の付いた簡易ガイド枠による支持を模擬したものでもレーザー除染機の駆動範囲内であれば安定した剥離ができた。

Fig.6は、同じレーザーを250Wに調整して、剥離重量計測のしやすい2次元のスキャナーを用いて行った。このサンプルは金属光沢のある平たい

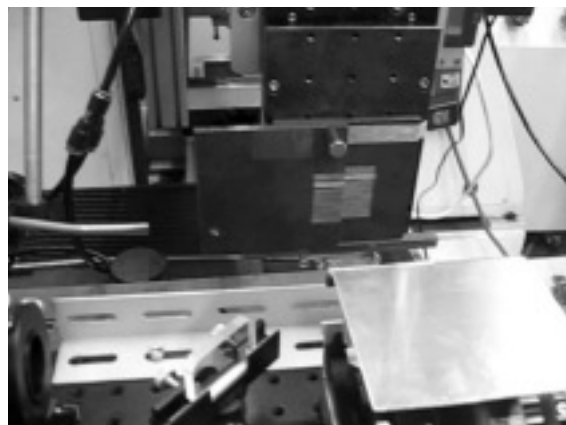


Fig.5 Automatic Surface Peeling of the 2 Carbon Steel plates being fixed like steps. The upper and lower plates were simultaneously peeled off equally. Height difference between two plates is fixed around several mm.



Fig.6 Laser Peeling Tests for a Flat and Shiny Stainless Steel Plate.

ステンレス鋼で1g毎分の除去量で10m毎秒の高速でレーザーを走査して剥離している様子である。3次元スキャナーでも同じ条件で同じ除去量が得られている。Fig.7は、Fig.6と同じレーザーを用いて、はるかに低い出力で行ったコーヒー缶の表面剥離のセットアップの様子で、表面の赤い線は距離計の高速スキャンされているレーザー光の残像である。Fig.8は、剥離後の表面の様子で、右側と左側の不様性は端部と中心のレーザースポットの照射面積の差から来ており、焦点のずれではない。距離計測データから焦点は概略表面に一致している。Fig.9は、20mm弱の3段階の段差を1走査で移動して各段で焦点をその表面に合わせてレーザー剥離を行った例である。レーザーが届かない角度のついた垂直面はレーザー光が届かないので削れてないが、光が届く範囲は垂直面で

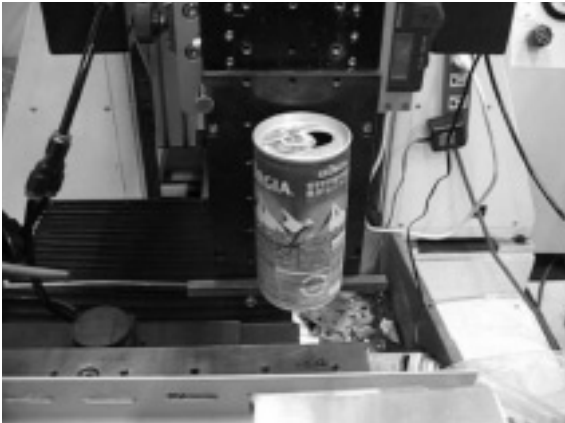


Fig.7 Laser Surface Peeling of a Coffee Can.



Fig.8 Expanded View after the Laser Peeling, as Focused just on the Surface of the Can. As the Laser Spot Area in the Left side of the peeled is larger than the Right one, the removed layer thickness of the left side is smaller than the thickness of the right side.



Fig.9 Automatic Surface Peeling of the 3 Stepped Carbon-Steel Block.

も削れている。完全に不規則な凸凹の表面はまだ行っていないが、コーヒー缶表面の剥離のムラでわかるように斜面でのエネルギー密度の差によるムラは避けられないが、焦点は合っているので別の対策を考えて行う予定である。

Fig.10は、ロボットアームとレーザー除染機の各々の3次元駆動範囲を図示している。レーザー除染機の3次元位置精度は約 $50\mu\text{m}$ で、比較的高いので3次元駆動範囲はそれに対応して比較的小さい。除染したい対象物は通常数十cm立方から1m立方程度と比較的大きい。この範囲以上をカバーするためにロボットアームにレーザー除染機を載せることによって10cm x 10cm x 2cm程度のレーザー除染機の除染範囲を2m x 2m x 1m程

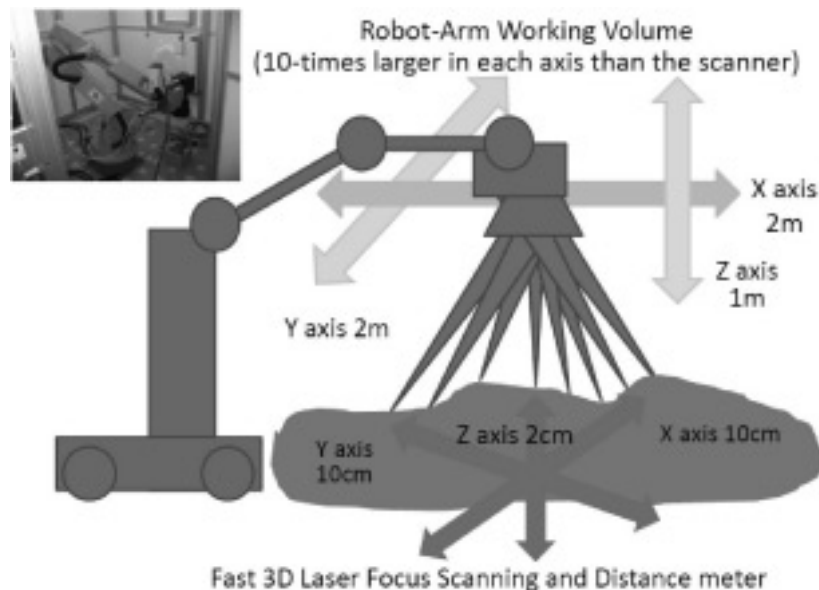
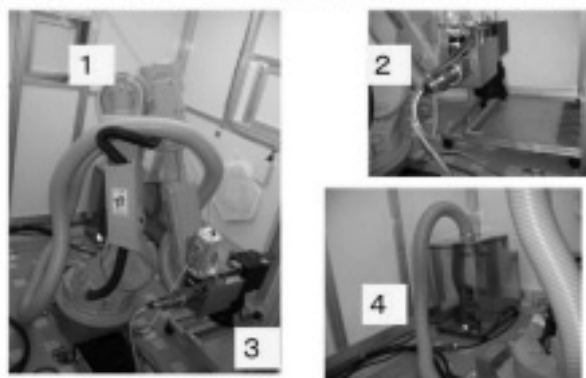


Fig.10 A new laser decontamination device combined with a movable robot.

度に拡張して試験できた。またFig.11はその具体的な例である。

Fig.12は、レーザー除染機をロボットに載せて、自立的に移動して遠隔まで移動して除染してRIを含む塵埃を水封金網集塵機で吸引するところまで模式的に説明したものである。この図全体はまだ完成してないがレーザー除染機とロボットアームの部分と水封金網吸塵機までは、製作し、試験を開始している。

Laser Decontamination Device on the Robot-Arm



In Preparation(1)Robot-Arm,(2)Laser Head,(3)Fast 3D Distance Meter and Focus Scanner,(4)Water-sealed Vacuum Cleaner

Fig.11 A robot arm and a laser decontamination device fixed on the base.

5. まとめ

原子炉冷却水1次系のステンレス鋼などに典型的に見られる応力腐食割れ亀裂や孔食に侵入しているRI汚染物を完全に除去するために、今までのレーザー除染機とは異なり、表面のみでなく表面から表面に近い内面まで研削し、除去可能なように、焦点のエネルギー面密度を3桁程度あげたレーザー除染機を開発した。更に、この対象物の表面が広く深く溶けて、再汚染が起こらない様に10m毎秒以上の高速で表面を2次元走査して準非熱的に蒸散・昇華が起こるように機能を追加した。又、このレーザー除染機を対象物の形状によらず、また手振れのある手動でも固定でも自在に使いこなすために、自動で焦点距離を3次元で計測して不規則な表面を持つ対象物であっても、レーザー光が届かないところでなければ、常に焦点を表面に保持して表面を高速高効率で剥離して、除染できる機能を追加した。この結果、不安定な手や強度不足の支持台で大きな振動があってもレーザー除染機の駆動範囲内であれば安定した剥離能力が確保できて、大きな除染能力を得ることができた。

今後、原子炉等の実汚染物を用いてこの新しいレーザー除染機の除染試験を行い、より実用的なものを開発したい。図中にある走行装置は検討中

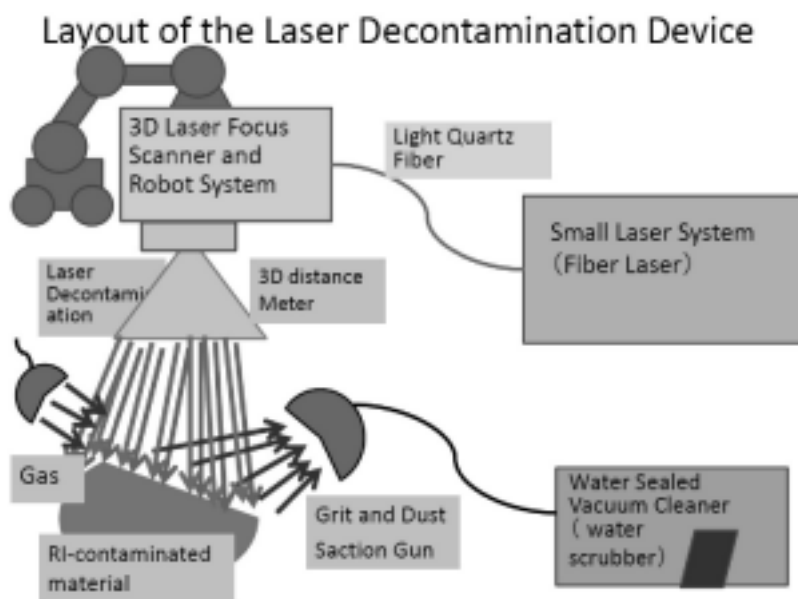


Fig.12 The function and performance of the new laser decontamination device.

で、ロボットアームは、現在試験開始した状態だがロボットアームでこのレーザー除染機の作業容積は100mm x 100mm x 20mmの各辺20倍以上を確保できる。更に慣性航法やGPS計測などで自立自走が可能な走行装置にロボットアームとレーザー除染機1式と水封吸塵機などを積載すれば広範な汚染場所を自律的に除染する事が可能となると考えている。

参考文献

- (1) 安中 秀雄、岩崎 行雄：原子炉の解体に関する除染技術、デコミッショニング技報1989, No. 1, pp.36-45.
- (2) 谷本 健一、照沼 誠一：核燃料サイクル施設のデコミッショニング技術に関する研究開発—動燃大洗工学センターの開発技術—デコミッショニング技報1994, No.11, pp.37-47.
- (3) 小栗 第一郎、鳥居 和敬、塚原 裕一：汚染コンクリート除染技術の開発、デコミッショニング技報2004, No.30, pp.42-52.
- (4) 村上 督、川太 徳夫、東浦 則和：試験研究炉等廃止措置における除染技術実証試験、デコミッショニング技報2009, No.40, pp.11-22.
- (5) 宮坂 靖彦：原子炉の廃止措置に用いる系統除染及び解体後の機器除染技術、デコミッショニング技報2009, No.40, pp.23-35.
- (6) Lawrence E. Boing, Manila, Philippines, October 2006, International Atomic Energy Agency, "Decommissioning of Nuclear Facilities Decontamination Technologies", and Related IAEA TRS #348, #373, #395, #439, #440.
- (7) 増原宏監修：レーザープロセッシング便覧((有)エヌジーティー、2006) pp.477-485.
- (8) 峰原英介：レーザー除染装置の開発、デコミッショニング技報2010, No.41, pp.22-30.
- (9) 関連取得特許、出願特許、発表報告
 - 1) 特願2009-109062 平成21年 除染装置及び

除染方法、発明者：峰原英介、実施権、日本原子力研究開発機構。

- 2) 特願2006-147918号平成18年、「放射性同位元素に汚染された表面近傍部位を非熱的レーザー剥離を用いて再拡散無く、且つ再汚染無く除染する方法とその装置」、発明者：峰原英介、実施権、日本原子力研究開発機構。
- 3) 特願2006-147930号平成18年、「放射性同位元素に汚染された表面を水噴流導光レーザー剥離を用いて低温にて再汚染少無く除染する方法とその装置」、発明者：峰原英介、実施権、日本原子力研究開発機構。
- 4) 除染特許 フランス 2008.8, No. PCT/JP2007/060872 (フランス)「放射性同位元素に汚染された表面近傍部位を非熱的レーザー剥離を用いて再溶解なく、再拡散無く且つ再汚染無く除染する方法とその装置」。
- 5) 学会発表済、「ふげん」廃止措置へのレーザー除染の適用性評価試験」林、峰原他5名、原子力学会2007秋。
- 6) 学会発表済、「水噴流導光レーザーによる放射性汚染物の除染技術の開発」峰原、他4名、原子力学会2009春。
- 7) 学会発表済、「FELやその他のレーザーを用いた原子炉構造材と周辺機器の除染」峰原、原子力学会2009秋。

謝辞

この仕事を行うに当たり、除染作業の実施などに種々協力して下さった以下の方々に感謝の意を表します。(株)西日本クリエイト 下野俊和、若狭技研工業(株)矢野秀夫、(株)アトックス 加藤正平、(株)日本原子力研究開発機構 清田史功、中島準作、鈴木庸氏(敬称略)。

デコミッショニングにおける表面汚染密度測定

石黒 秀治*

Surface Contamination Technology in Decommissioning of Nuclear Fuel Cycle

Hideharu ISHIGURO*

表面汚染測定は原子力・放射線施設の放射線管理の基本的な放射線測定技術であり、広く適用されている。浮遊性の表面汚染は、空気汚染を引き起こし、人の内部被ばくの原因となりうるので、重要な放射線管理の測定項目である。さらに今後増大するであろう施設解体に伴う廃棄物管理とりわけ、デコミッショニングにおける除染効果確認、管理区域からの物品搬出、クリアランス判定等、表面汚染測定は重要な位置づけを有している。

本報告では表面汚染密度の規制値の根拠となっている論文の概要、原子力施設のデコミッショニングにおける表面汚染測定の位置づけ、クリアランスレベルと表面汚染密度との関係、表面汚染測定技術の現状について概説する。

Surface contamination measurement is the most basic technology in radiation control of the nuclear and radiation facilities. Loose surface contamination causes internal exposure through airborne contamination.

Surface contamination measurement is recently more important in the waste management such as confirmation of decontamination factor, contamination survey of carried-out materials from radioactive control area, and application of clearance level.

This report describes the base of surface contamination standards, meaning of contamination in decommissioning, relationship between clearance level and surface contamination, and current technology of surface contamination measurement.

1. はじめに

表面汚染測定は原子力・放射線施設の運転管理、放射線管理分野のみならず、施設のデコミッショニング及び放射性廃棄物の処理処分において重要な役割を担っている。さらに表面汚染測定は、放射線管理区域から物品の搬出時やクリアランス測定時及び輸送容器での輸送時等、一般社会との接点

でのチェック測定という重要な意味合いも持っている。

表面汚染測定は、放射線の取り扱いの初期より実施されており測定技術及び安全規制においても最も基本的項目となっている。最近では、廃棄物の処理処分のプロセスの中で、施設解体に伴い大量に発生が予定される放射性廃棄物の減量化を目指した除染効果の判定基準やクリアランスレベル

*：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)

の判定基準さらには処分時の廃棄体仕様としての表面汚染密度等その適用範囲は広範囲に渡っている。

本報では、現行の表面汚染の安全規制基準の根拠、デコミッションングにおける表面汚染測定的位置づけ、表面汚染を用いたクリアランスの判定方法及び測定技術の現状について報告する。

2. 現行の表面密度限度の基準設定の根拠

表面汚染密度限度の基準設定の歴史は古くUK Harwell 研究所の Dunster が1962年に Health Physics Vol.8に発表した論文(Surface contamination measurements as an index of control of radioactive materials) が最初といわれている。

ほぼ同じ時期に、同じUKのA.FairbairnがIAEAの安全文書(Safety Series No.7 “Notes on Certain Aspects of Regulations”)の中で技術添付資料として(The Derivation of Maximum Permissible Level of Radioactive Surface Contamination of Transport and Vehicles)を公表している。以下にその論文の概要を記述する。

2.1 Dunster論文¹⁾

再浮遊係数(resuspension factor) $K (cm^{-1})$ を空气中放射能濃度 $C (\frac{\mu Ci}{cm^3})$ と表面汚染密度 $S (\frac{\mu Ci}{cm^2})$ との比と定義すると再浮遊係数(resuspension factor) $K (cm^{-1})$ は次式で表される。

$$K (cm^{-1}) = \frac{C (\frac{\mu Ci}{cm^3})}{S (\frac{\mu Ci}{cm^2})}$$

すなわち再浮遊係数 K を用いて表面汚染密度は次式で与えられる。

$$S (\frac{\mu Ci}{cm^2}) = \frac{C (\frac{\mu Ci}{cm^3})}{K (cm^{-1})}$$

したがって、適当な再浮遊係数 $K (cm^{-1})$ が与えられれば、ある特定核種に対する最大許容表面汚染密度はその核種の空气中の最大許容濃度(MPCa)より誘導できる。

Dunsterは、再浮遊係数の算出条件として

- ①換気がない。
- ②汚染は全て遊離性の汚染(loose contamination)と考える。
- ③汚染面は十分広く、かつ汚染は均一に分布して

いるものと想定し、具体的値として再浮遊係数 $K (cm^{-1})$ について、

$$\text{再浮遊係数 } K (cm^{-1}) = 2 \times 10^{-8} (cm^{-1})$$

を採用した。また最大許容空气中濃度(MPCa)の具体的値として国際放射線防護委員会 ICRP Pub.2 (1958)の値を採用した。

$$\alpha \text{ 核種として } Pu-239 \text{ MPCa} = 2 \times 10^{-12} (\mu Ci/cm^3)$$

$$\beta \text{ 核種として } Pb-210 \text{ MPCa} = 3 \times 10^{-11} (\mu Ci/cm^3)$$

この最大許容空气中濃度に対応する α 核種、 β 核種についての表面汚染密度を S_α 、 S_β とすると

$$S_\alpha = \frac{C (\frac{\mu Ci}{cm^3})}{K (cm^{-1})} = 2 \times 10^{-12} (\mu Ci/cm^3) / 2 \times 10^{-8} (cm^{-1}) = 1 \times 10^{-4} \mu Ci/cm^2 (= 4 Bq/cm^2)$$

$$S_\beta = \frac{C (\frac{\mu Ci}{cm^3})}{K (cm^{-1})} = 3 \times 10^{-11} (\mu Ci/cm^3) / 2 \times 10^{-8} (cm^{-1}) = 1.5 \times 10^{-3} \mu Ci/cm^2 (= 40 Bq/cm^2)$$

当時放射線防護の基本的考え方として放射線業務従事者と一般公衆の規制について、一般公衆の線量は従事者の10分の1とする考え方を採用しており表面汚染密度についても管理区域の規制値の10分の1とした。したがって管理区域からの搬出基準及び公衆と接触する可能性のある輸送物表面の表面汚染密度について。下記と値とした。

$$\alpha \text{ 核種に対して } 1 \times 10^{-5} \mu Ci/cm^2 (= 0.4 Bq/cm^2)$$

$$\beta \text{ 核種に対して } 1 \times 10^{-4} \mu Ci/cm^2 (= 4 Bq/cm^2)$$

2.2 A.Fairbairn論文²⁾

「輸送容器及び車両の放射性表面汚染の最大許容レベルの導出」

(1) 放射性物質輸送容器に関する表面汚染の最大許容レベルを定義する場合、考慮を要するのは次の2要素である。

- (i) 表面からの汚染の飛散
- (ii) 手の照射及び摂取につながる手への汚染の付着

表面汚染の最大許容レベルを定義する前に、まず、(i)及び(ii)に基づく表面汚染レベルを導出する必要がある。測定により輸送容器表面の放射線レベルを輸送規則に規定されたレベル以下にすることで包絡されることから、汚染された表面からの一般的な外部放射線の問題は、本筋では重要事項とは考えない。

本節の目的は、現在英国原子力局で用いられて

いるような輸送容器に関する表面汚染の最大許容レベルの導出について概説することにある。

(2) 最大許容レベルの導出

①全ての放射性核種について、最大許容レベルを導出するのは現実的でなく、以下の導出においてはよく用いられるもっとも危険性の高い放射性核種に基づいて評価を行う：

(iii) α 放射核種としてプルトニウムとラジウム

(iv) β 放射核種としてストロンチウム90

関連するであろうが、表面のばらつきは考慮しない。

②表面からの汚染の飛散

汚染された表面が取扱い、擦れ合い、または風によってかく乱されれば、必ず汚染のいくらかは空中に飛散し、結果として吸入されるであろう。それにより生じる空気汚染レベルは、汚染が持ち去られる速度と、その近傍における空気流量の両方に依存する。汚染された表面の放射エネルギーとかく乱を受けた表面のすぐ近傍の空気中放射エネルギーの関係を見積もるために、UKAEAによっていくつかの実験が行われた。非常に埃っぽい雰囲気模擬するように設定された閉鎖空間において、1平方メートル当たり1単位の放射能は、空気1立方メートル当たり 4×10^{-5} 単位の昇上をもたらした。解放雰囲気で行われた類似の実験では、埃っぽい雰囲気閉鎖空間における値に比べてレベルは1/20程度に減少した。非常に埃っぽい雰囲気に基づくものであり、輸送容器表面の汚染レベルが低い場合に適用した場合には十分に安全係数を有することが明らかであることから、最初の値を用いることを提案する。

③空気中汚染の最大許容レベル

50年間にわたって週40時間、年間50週の職業被ばくに関する空気中汚染の最大許容レベルは、よく知られている中で最も危険性の高い α 及び β 放射核種に関するICRP (1958年) 勧告によれば、次のとおりである：

(i) Pu-239 (α 放射核種) について、

$$2 \times 10^{-12} \mu \text{Ci/cc} \quad (2 \times 10^{-6} \mu \text{Ci/cm}^3)$$

(ii) Sr-90 (β 放射核種) について

$$3 \times 10^{-10} \mu \text{Ci/cc} \quad (3 \times 10^{-4} \mu \text{Ci/cm}^3)$$

輸送作業者の被ばくは大抵の場合間欠的であることから、上記の職業上の値を用いることを提案

する。ここで、上記の値を表面からの汚染の飛散による空気に適用すると、表面汚染のレベルは、

(i) α 放射能について

$$2 \times 10^{-6} / 4 \times 10^{-5} = 0.5 \times 10^{-1} \mu \text{Ci/m}^2 \\ = 5 \times 10^{-6} \mu \text{Ci/cm}^2$$

(ii) β 放射能について

$$3 \times 10^{-4} / 4 \times 10^{-5} = 0.75 \times 10 \mu \text{Ci/m}^2 \\ = 7.5 \times 10^{-4} \mu \text{Ci/cm}^2$$

④手への汚染の移転

手の汚染に関する英国健康保険病院の実行規範の勧告値は、 α 及び β 放射核種についてそれぞれ $10^{-5} \mu \text{Ci/cm}^2$ 及び $10^{-4} \mu \text{Ci/cm}^2$ であり、主に皮膚の基層への照射のリスクに基づいた値であって、体への吸入に基づいて導出される値より厳しいものとされている。放射線化学研究所及び他の類似の職業分野において、手に関する最大許容レベルの10倍まで汚染されても不活性表面とするのに十分とみられている。管理区域よりも汚染の発生率は十分に低いので、この係数は他の分野にも適用できると考えられる。よって、上記に基づく表面汚染の最大許容レベルは

(i) α 放射核種について $10^{-4} \mu \text{Ci/cm}^2$

(ii) β 放射核種について $10^{-3} \mu \text{Ci/cm}^2$

⑤輸送容器に関する最大許容汚染レベル

より毒性の強い α 放射核種については、表面から飛散する汚染吸入に基づき、規制レベルは $5 \times 10^{-6} \mu \text{Ci/cm}^2$ とする。これは、皮膚の照射に基づき導出されたレベルである $10^{-4} \mu \text{Ci/cm}^2$ より厳しい。算出において保守的な仮定をしていることから、この値を $10^{-5} \mu \text{Ci/cm}^2$ に丸めることを提案する。

したがって： α について $10^{-5} \mu \text{Ci/cm}^2$ 。

β 核種については、皮膚の基層への照射に基づくレベル $10^{-3} \mu \text{Ci/cm}^2$ は、汚染の飛散に基づくレベル $7.5 \times 10^{-4} \mu \text{Ci/cm}^2$ よりわずかに大きい。しかし、手の β 照射に関する値に熟慮された安全係数が含まれていないこと、及びこれらの計算の精度は桁の程度であってより詳細な数字を正当化するものでないことから $10^{-4} \mu \text{Ci/cm}^2$ という値を用いることを提案する。

したがって： β について $10^{-4} \mu \text{Ci/cm}^2$ 。

(3) 結論

α のレベルはプルトニウム、ラジウム等の最も

危険性の高い放射性核種に基づいており、低毒性の放出核種についてこのレベルを10倍緩和することは合理的と考えられる。よって、次の表面汚染の最大許容レベルが得られる。

- (i) プルトニウム、ラジウム、アクチニウム、ポロニウムについて
 $10^{-5} \mu \text{Ci/cm}^2 (= 0.4 \text{Bq/cm}^2)$
- (ii) 他の α 放出核種について
 $10^{-4} \mu \text{Ci/cm}^2 (= 4 \text{Bq/cm}^2)$
- (iii) 他のすべての β 放出核種について
 $10^{-4} \mu \text{Ci/cm}^2 (= 4 \text{Bq/cm}^2)$

実用上の目的から、上記のレベルは300cm²の面積（平均的な手の全面積）について、平均した場合に許容されると考えられる。

Table 1にDunster論文とFairbairn論文の要約を示す。Dunster論文及びFairbairn論文とも基本的には同様の手法を採用しており両者の間には使用するパラメーターや注目核種に若干の違いはあるものの、同じ結論となっている。

3. デコミッショニングにおける表面汚染測定の位置づけ

原子炉を含む核燃料サイクル施設のデコミッショニング及び施設解体に伴う解体廃棄物の処理・処分過程で物の表面汚染測定は適時実施される。また必要に応じて放射性物質の除染も実施される。

以下、施設の停止以降の流れに沿ってデコミッショニング及び施設解体に伴う解体廃棄物に関する工程のなかでの表面汚染測定の意味合いについて、その概要を記述する。

(1) 設備内系統除染

施設の停止に伴い廃止措置の最初のステップは装置の設置状態での系統除染より開始されるが、これも系内部の表面汚染除去を施し、空間線量率の低減を目的に実施される。除染効果は機器内面の表面付着の放射性物質の除去であり、その効果は汚染密度単位ではなく、機器表面線量率で判断することになる。系統除染は化学的除染が一般的であり、原子炉の廃止措置の具体的スタートとし

Table 1 Summary of the Basic Reports on Criteria of Surface Contamination

	Dunster論文	Fairbairn論文
論文タイトル	Surface contamination measurements of an index of control radioactive materials	The Derivation of Maximum Permissible Level Radioactive Surface Contamination of Transport and Vehicles
被ばくルート	表面からの汚染の飛散	表面からの汚染の飛散 手の照射及び摂取につながる手への汚染の付着
再浮遊係数	$2 \times 10^{-8} \text{ cm}^{-1}$	$4 \times 10^{-5} \text{ Ci/m}^3/\text{Ci/m}^2$ (UK実験値)
着目核種	α : Pu-239 β : Pb-210	α : Pu-239 β : Sr-90
MPCa (ICRP Pub. 2 1958)	α : MPCa : $2 \times 10^{-12} \text{ Ci/cm}^3$ β : MPCa : $3 \times 10^{-11} \text{ Ci/cm}^3$	Pu-239 : MPCa = $2 \times 10^{-12} \mu \text{ Ci/cm}^3$ Sr-90 : MPCa = $3 \times 10^{-12} \mu \text{ Ci/cm}^3$
MPCaに対応する表面汚染密度	$S \alpha = 1 \times 10^{-4} \mu \text{ Ci/cm}^2$ $S \beta = 1.5 \times 10^{-3} \mu \text{ Ci/cm}^2$	Pu-239 (α) $5 \times 10^{-6} \mu \text{ Ci/cm}^2$ Sr-90 (β) $7.5 \times 10^{-4} \mu \text{ Ci/cm}^2$
手への汚染の移転		英国健康保険病院の実行規範勧告値 α 放出核種 : $10^{-5} \mu \text{ Ci/cm}^2 \rightarrow$ (保守性により1桁緩和) $10^{-4} \mu \text{ Ci/cm}^2$ β 放出核種 : $10^{-4} \mu \text{ Ci/cm}^2 \rightarrow$ (保守性により1桁緩和) $10^{-3} \mu \text{ Ci/cm}^2$
搬出基準及び輸送容器表面基準	管理区域の10分の1 α $1 \times 10^{-5} \mu \text{ Ci/cm}^2 (= 0.4 \text{Bq/cm}^2)$ β $1 \times 10^{-4} \mu \text{ Ci/cm}^2 (= 4 \text{Bq/cm}^2)$	Pu, Ra, Ac, Po : $10^{-5} \mu \text{ Ci/cm}^2 (= 0.4 \text{Bq/cm}^2)$ 他の α : $10^{-4} \mu \text{ Ci/cm}^2 (= 4 \text{Bq/cm}^2)$ β : $10^{-4} \mu \text{ Ci/cm}^2 (= 4 \text{Bq/cm}^2)$

ての系統除染として、還元反応を利用したCAN-DECON法、LOMI法、CITROX法などがあり、また酸化還元反応を利用したCORD法、DED法などが実際に適用されている。

(2) 施設解体後の機器除染

施設解体後の機器設備の除染技術は、廃棄物の低減化及びクリアランスされた有用廃棄物のリサイクル利用の観点で重要技術といえる。その中で具体的技術として物理的、化学的及び電気化学的の様々な技術が実用化されておりまた研究開発されている。

いずれも機器設備の表面に付着した放射性物質、すなわち表面汚染の低減化を目的とした技術であるが、2次廃棄物の低減化も除染方法を選択する際の重要な要因である。機器除染により、残存放射能がクリアランスレベル以下となれば、スクラップ材として再利用が可能となり、クリアランスレベルまで除染できなくとも、その後の工程において廃棄物の処理・処分に大きな影響を与えることになる。

(3) 管理区域からの物の搬出

機器設備の解体物の管理区域からの搬出については搬出対象物品に表面汚染の値が法令に定める表面密度限度以下であることを確認する放射線測定が必須である。

放射線管理区域からの物品の搬出においては、施設運転時に必要な工具などの小型機材や、ドラム缶詰めされた放射性廃棄物などの運転廃棄物のほか、解体廃棄物として解体撤去された設備機器など比較的大型の廃棄物などがある。これらの管理区域からの搬出に当たり、測定対象物の形状に応じて簡便なサーベイメータや、専用の搬出モニタなどで、表面汚染状況がチェックされる。

(4) 管理区域からの退出

上記の(3)管理区域からの物の搬出と同様に、管理区域から退出しようとする人、主に放射線業務従事者の衣服表面、手足、頭部などの表面汚染状況が管理区域出入り口でチェックされる。これも施設の規模、対象人数により簡単なサーベイメータによる方法から、複数人数が同時測定可能な大型設備の退出管理用ゲートモニタによる方法等、施設の規模や対象人数により適切な機器が選択される。いずれも、短時間の測定で法令に定める基

準値がクリアされるよう管理されている。

(5) クリアランス対象物の放射能測定

クリアランスの判定基準は、適当な容量単位に対して放射性物質濃度 (Bq/g) として規定されている。表面汚染密度が直接規準として規定されているわけではないが、放射化放射能などが存在せず、表面汚染のみが存在している例えばウラン廃棄物などは、表面汚染測定結果をもって、クリアランスの可否の判定をするのが、可能である場合もある。

クリアランス可否判定の前提として、物品搬出基準がクリアされなければならない。特にウラン廃棄物のように α 放出核種を含む汚染物ではほとんどが物品の表面に付着する汚染物であり物品の搬出基準とクリアランスレベルの両者をクリアする必要がある。

(6) 埋設処分対象は廃棄体の表面汚染測定

低レベル放射性廃棄物の埋設処分において、埋設処分される廃棄体の表面汚染密度測定が法令に基づき実施される。

4. 表面汚染測定を用いたクリアランスの判断方法

4.1 クリアランス測定と表面汚染測定

クリアランス制度の国内法令導入に伴い原子炉等規制法の放射能濃度確認規則第6条第3号のクリアランスレベルの判定の際の放射能濃度の決定に際しての規則の規定を受けて、規制行政庁である経済産業省原子力安全・保安院の内規(平成18年1月制定)として、表面汚染測定に基づく放射能濃度の決定方法について具体的に以下のように規定している。

「対象物の汚染が表面汚染のみの場合には、放射能濃度確認規則第6条第3号にいう放射能濃度を決定する場合の適切な方法としては、対象物の放射能量(測定により求められる当該対象物の表面汚染密度に当該評価単位ごとの汚染面の表面積を乗じて得られる放射能量をいう。)を当該対象物の重量で除することによって放射能濃度を決定する方法も認められる。

ただし、建屋コンクリートのように部材が厚い場合には、決定される放射能濃度が過小評価にな

らないように、適切な厚さ（5 cm程度）に応じた当該対象物の重量をもとに放射能濃度が決定されていることを確認すること。」

すなわち要約すると

$$\cdot \text{放射能濃度} = \frac{\text{表面汚染密度} \times \text{汚染面の表面積}}{\text{対象物重量}}$$

の方法も可

・建屋コンクリートのように部材が厚い場合には、放射能濃度が過小評価にならない適切な厚さ（5 cm程度）で対象物重量を評価すること。

・放射能濃度と対象物との厚さとの関係式

$$\begin{aligned} & \text{放射能濃度 (Bq/g)} \\ &= \frac{\text{表面汚染密度 (Bq/cm}^2\text{)} \times \text{汚染面の表面積 (cm}^2\text{)}}{\text{対象物の重量 (g)}} \\ &= \frac{\text{表面汚染密度 (Bq/cm}^2\text{)}}{\text{対象物の厚さ (cm)} \times \text{対象物の密度 (g/cm}^3\text{)}} \end{aligned}$$

4.2 ウランのクリアランスレベルと表面汚染密度の関係

クリアランスレベルは放射能濃度 (Bq/g) で規定されており、いわゆる表面汚染密度 (Bq/cm²) 単位の表現とは異なる。ウランに係わるクリアランス測定対象物は、対象物の表面に付着したウランの表面汚染が主体であり測定対象物が比較的単純な形状の場合には簡便なα専用サーベイメータで測定し、得られた表面汚染密度から放射能濃度に換算し、クリアランスレベル (Bq/g) 単位と比較することになる。

U-234、U-235、U-238を含むウランのクリアランスレベル以下であることの判断基準値として、以下の条件を満足することが求められる。

$$\sum_{j=1}^n \frac{D_j}{C_j} \leq 1$$

D_j : ウラン核種 j の平均放射能濃度

C_j : ウラン核種 j の基準濃度

n : ウラン核種の評価核種の数

そこでウランのクリアランスレベルを 1 Bq/g とし、表面汚染密度の搬出基準を 0.4Bq/cm² とした場合の両者の関係を検討した。

表面汚染密度 (Bq/cm²) 及び放射能濃度 (Bq/g) の基本算出式を示す。

$$\begin{aligned} & \text{表面汚染密度 (Bq/cm}^2\text{)} \\ &= \frac{\text{放射能濃度 (Bq/g)} \times \text{比重 (g/cm}^3\text{)} \times \text{体積 (cm}^3\text{)}}{\text{汚染面積 (cm}^2\text{)}} \end{aligned}$$

放射能濃度 (Bq/g)

$$= \frac{\text{表面汚染密度 (Bq/cm}^2\text{)} \times \text{汚染面積 (cm}^2\text{)}}{\text{比重 (g/cm}^3\text{)} \times \text{体積 (cm}^3\text{)}}$$

Table 2 に、放射能濃度が 1 Bq/g の測定対象物の表面汚染密度の試算例として、対象物のサイズ、厚さ、材料、汚染面積を変化させた時の表面汚染密度を示す。また逆に Table 3 に、管理区域からの物品の基準である 0.4Bq/cm² に対応する放射能濃度 (Bq/g) の同一条件での試算例を示す。以下の条件にて試算した。

測定対象物の材質：鉄、アルミニウム

サイズ : 10cm×10cm、10cm×100cm

Table 2 Calculation on Surface Contamination of Materials with Radioactive Density 1Bq/g

厚さ (cm)	対象物の表面汚染密度 (Bq/cm ²)							
	対象物のサイズ 1 (10cm × 10cm)				対象物のサイズ 2 (10cm × 100cm)			
	材質：鉄		材質：アルミニウム		材質：鉄		材質：アルミニウム	
	片面汚染 100cm ²	両面汚染 200cm ²	片面汚染 100cm ²	両面汚染 200cm ²	片面汚染 1000cm ²	両面汚染 2000cm ²	片面汚染 1000cm ²	両面汚染 2000cm ²
0.05	0.39	0.19	0.135	0.067	0.39	0.195	0.135	0.067
0.1	0.78	0.39	0.27	0.135	0.78	0.39	0.27	0.135
0.5	3.90	1.95	1.35	0.675	3.90	1.95	1.35	0.675
1.0	7.80	3.90	2.70	1.35	7.80	3.90	2.70	1.35
5.0	39.0	19.5	13.5	6.75	39.0	19.5	13.5	6.75
10.0	78.0	39.0	27.0	13.5	78.0	39.0	27.0	13.5

比重：鉄7.8、アルミニウム2.7

Table 3 Calculation on Radioactive Density of Materials with Surface Contamination 0.4Bq/cm²

厚さ (cm)	対象物の放射能濃度 (Bq/g)							
	対象物のサイズ 1 (10cm × 10cm)				対象物のサイズ 2 (10cm × 100cm)			
	材質：鉄		材質：アルミニウム		材質：鉄		材質：アルミニウム	
	片面汚染 100cm ²	両面汚染 200cm ²	片面汚染 100cm ²	両面汚染 200cm ²	片面汚染 1000cm ²	両面汚染 2000cm ²	片面汚染 1000cm ²	両面汚染 2000cm ²
0.05	1.025	2.051	2.96	5.29	1.025	2.051	2.96	5.29
0.1	0.512	1.025	1.481	2.96	0.512	1.025	1.481	2.96
0.5	0.102	0.205	0.296	0.592	0.102	0.205	0.296	0.592
1.0	0.051	0.102	0.148	0.296	0.051	0.102	0.148	0.296
5.0	0.010	0.020	0.029	0.059	0.010	0.020	0.029	0.059
10.0	0.005	0.010	0.014	0.029	0.005	0.010	0.014	0.029

比重：鉄7.8、アルミニウム2.7

厚さ : 0.05~10cm

汚染面積：片面汚染、両面汚染

Tableより放射能濃度と表面汚染密度との関係において以下の傾向があることが判明した。

- (1) ウランによる金属の片面汚染では、物品の搬出基準 (0.4Bq/cm²) と放射能濃度 (1 Bq/g) とが同等となる測定対象物の厚さは0.05cm程度である。
- (2) 放射能濃度としてクリアランスレベルをクリアできていても対象物の厚さ即ち重量が重くなると表面汚染密度の搬出基準をオーバーする傾向がある。この傾向は対象物の材質の比重が大きくなるほど顕著である。
- (3) 対象物の表面汚染面積が広がっても材質が同一であり、放射能濃度が均一であれば表面汚染面積即ち対象物のサイズによらず、表面汚染密度は一定である。
- (4) 表面汚染密度の搬出基準をクリアしても、対象物の厚さ即ち重量が軽くなると放射能濃度がクリアランスレベルをオーバーする傾向にある。この傾向は対象物の材質の比重が軽くなるほど顕著である。
- (5) 対象物の表面汚染面積が広がっても材質が同一であり、表面汚染密度が均一であれば表面汚染面積即ち対象物のサイズによらず、放射能濃度は一定である。

ウランによる表面汚染測定によるクリアランス測定及び判定の実務では測定単位或いは評価単位

が重要な意味合いを持っている。表面汚染の測定評価範囲について法規制上は明記されていないものの100cm²の平均値であるとの運用基準が一般的であるのに対し、クリアランスレベルの評価単位については、原子炉等規制法放射能濃度確認規則第6条第2号の運用に関する経済産業省の内規「放射能濃度の測定及び評価の認可について」では以下のように規定されている。

「1回の測定で取り扱うことのできる重量については測定装置の種類等により異なるものの、当分の間、評価単位については、原則1トンを上限とし、認可申請に当たっては、評価単位が1トン以下であることを確認すること」。

このように異なる概念を結びつけるに当たり、表面汚染が主体のウランのクリアランス測定において、クリアランス対象物の評価単位をクリアランスレベルの判定において合理的にどう設定するか、ウラン廃棄物の円滑なクリアランス制度適用において重要である。

4.3 サーベイメータによる放射能測定

サーベイメータのJIS規格「JIS Z4504：2008、サーベイメータによる放射性表面汚染の測定方法」によれば、ZnS (Ag) シンチレーション型サーベイメータ測定値より表面汚染密度の算出式は以下の式で与えられる。

$$As = \frac{N - Nb}{\epsilon_i \cdot W \cdot \epsilon_s}$$

ここで

- As : 表面汚染密度 (Bq/cm²)
 - N : 総計数率 (cps)
 - Nb : バックグラウンド計数率 (cps)
 - ε_i : α 粒子に対する機器効率
 - W : 放射線測定器の有効窓面積 (cm²)
 - ε_s : 放射性表面汚染の線源効率
- 上記式を用いて、サーベイメータによる検出限界表面汚染密度 (CDL) は次式より求まる

$$C_{DL} = \frac{N_{DL}}{\epsilon_i \cdot W \cdot \epsilon_s}$$

ここで

- C_{DL} : 検出限界表面汚染密度 (Bq/cm²)
 - N_{DL} : 検出限界計数率 (S⁻¹)
- 上記式より通常の測定条件、環境条件での検出限界表面汚染密度は0.01~0.1Bq/cm²程度である。
- 一方、クリアランスレベルの判定に用いる測定対象物の放射能濃度検出限界の算出式は以下の式で与えられる。

$$C_{DL} = CF \times \frac{\frac{k^2}{2\tau_1} \pm \sqrt{\left(\frac{k^2}{2\tau_1}\right)^2 + 4 \times k^2 \times [nb \times \left(\frac{1}{2\tau_1} \times \frac{1}{2\tau_2}\right)]}}{2 \times M}$$

ここで

- C_{DL} : 検出限界 (Bq/g)
- M : 対象物の重量 (g) 密度×検出器窓面積×厚さ)
- CF : 換算係数 (Bq/S⁻¹)
- k = 定数 (3)
- nb : BG計数率
- τ₁ : 測定時のサーベイメータの時定数 (s)
- τ₂ : BG測定時の時定数 (s) = τ₁

サーベイメータによる表面汚染密度の評価に当たり重要な因子に線源効率の取り扱いがある。JIS規格「JISZ4504:2008 サーベイメータに放射性表面汚染の測定方法」では、α線に対する線源効率を0.25と規定しているが、これは測定対象表面から4πに放出されるα線のうち、検出面(2π)への放出の半分を見込んでいる。その理由として測定対称面が校正用線源のように平滑なものとは限らず、錆びや塵埃などにより放出されたα線が吸収され検出面で計数されないことを考慮したものである。

さらに一般的なα線測定の留意事項として測定面との距離を一定に保つこと及び測定対象面を均

一にサーベイし、スポット汚染を見逃さないように注意深くサーベイするなどの注意が必要である。

測定可能なウラン放射能濃度の検出下限値の具体的値を以下試算する。

片面がウランにより表面汚染された厚さ0.1cmの鉄平板を想定し、以下の条件を仮定し下記式により試算する。

- k = 3
- τ₁ = τ₂ = 10
- ε_s : 放射性表面汚染の線源効率
- M = 7.8 (鉄の密度) × 61.5 (検出器有効面積) × 0.1 (平板の厚さ)

$$nb = 0.01$$

$$CF = 1 / (\epsilon_{ix} \epsilon_s) = 1 / 0.36 \times 0.25 = 11.11$$

$$C_{DL} = 11.11 \times \frac{\frac{3^2}{2 \times 10} \pm \sqrt{\left(\frac{3^2}{2 \times 10}\right)^2 + 4 \times 3^2 \left[0.01 \times \left(\frac{1}{2 \times 10} \times \frac{1}{2 \times 10}\right)\right]}}{2 \times 7.8 \times 61.5 \times 0.1}$$

$$= 0.1082 \text{ (Bq/g)}$$

すなわちウランのクリアランスレベルをクリアできるレベルが測定可能である。しかし注意すべきはこの値は様々な仮定がなされていることに注意する必要がある。

平板の厚さが1mmと仮定していること、平板の片面の汚染状態が検出器の有効窓面積内で均一分布しており、低バックグラウンド状態で、測定面と検出器表面が5mmと理想状態であること、バックグラウンド測定時とクリアランス測定時の時定数が10秒と同一条件での測定であること、検出器有効窓面積を静止状態での一回測定であること等様々な実際の測定条件とは異なることに十分注意する必要がある。

しかしながら、注意深くサーベイし、評価にあたり、適切な安全係数を考慮すれば、サーベイメータによるウランのクリアランス測定は、比較的均一汚染で平板対象物であれば、適用可能であると思われる。当然、実際のクリアランスレベルの判定に当たってはウランの核種組成が別途入手されていることが前提である。

5. 表面汚染の測定技術

測定対象が形状的にも、材質的にも、測定時期など、非常に多種多様、種々雑多であるために目的に合わせた測定法が開発され、実用化されてき

た。大別すれば、表面汚染測定法には汚染の形態に合わせて、直接測定法と間接測定法に分類される。以下各測定法の概要を示す。

(1) スミヤ法

表面汚染密度の測定法として広く採用されている手法で、簡便かつ基本的な手法である。間接測定法として、測定対象物の表面を一定面積（通常100cm²）をろ紙でふき取り、ろ紙上に付着した放射能を放射線計測することにより、間接的に表面に付着した遊離性汚染の程度を評価する方法（スミヤ法）である。スミヤろ紙の例をFig.1に示す。ろ紙試料の測定には、測定対象放射線に対応して、GM計数管式、ガスフロー式、シンチレーション式計数管等の計測装置を用いる。Fig.2にスミヤろ紙の放射能測定装置の例を示す。この方式は人がろ紙のふき取りを行うため、局所的なスポット汚染を見落とす可能性があり、ふき取り効率が材質により大きく変化するため、汚染密度の定量

評価にあたっては、特に注意が必要である。

ふき取り効率については非浸透性の材料については50%、浸透性の材料については5%、両者の区分を設けないときは10%が用いられている。

(2) サーベイメータ法

直接測定法であるサーベイメータによる表面汚染測定は、測定対象物表面を表面汚染検査用サーベイメータで走査しながら、表面に付着した遊離性と固着性汚染の和が放射エネルギーが測定対象となる。使用するサーベイメータは測定対象線種、測定対象物の形状等を考慮して選択される。サーベイメータによる表面汚染測定にあたっては、測定対象核種が α 線を放出する場合には検出器としてZnS (Ag) シンチレータを用いた α 線用ZnSシンチレーションサーベイメータ (Fig.3) が、 $\beta \cdot \gamma$ 線を放出する場合にはGM管式サーベイメータ (Fig.4) が広く利用されている。このほか α 線用として、空気やガスを利用した比例計数管式サー

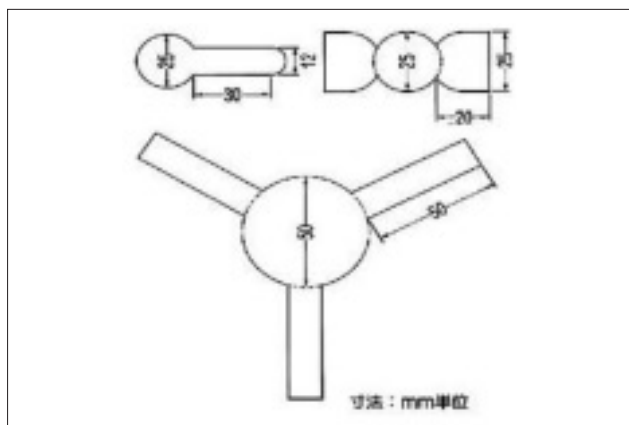


Fig.1 Smear Filter Paper



Fig.3 α Ray Scintillation Survey Meter³⁾

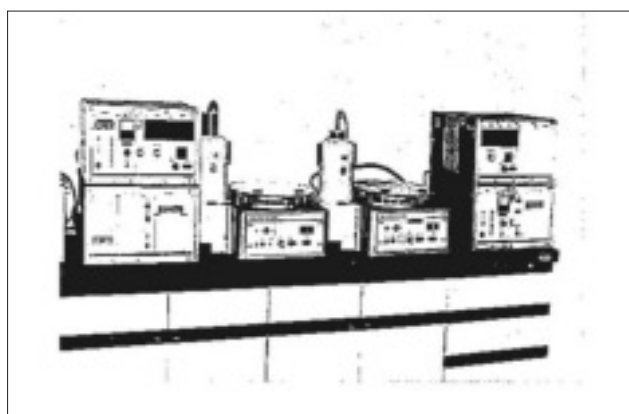


Fig.2 Example of Smear Measurement Device



Fig.4 GM Survey Meter³⁾

ベイメータや、 $\beta \cdot \gamma$ 線用としてプラスチックシンチレータを利用したサーベイメータ等がある。

(3) ハンドフットクロスモニタ

ハンドフットクロスモニタは、放射線管理区域からの人の退出時に衣服表面、手表面、作業靴底の表面汚染の有無をチェックする目的で放射線管理区域の出入り口に通常設置される。 $\beta \cdot \gamma$ 線用としてGM計数管を用いたものが一般的である。必要に応じてZnSシンチレーション式やプラスチックシンチレータを用いたものがある。検出性能として人の管理区域からの退出基準 (α : $0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、 $\beta \cdot \gamma$: $4\text{Bq}/\text{cm}^2$) をクリアできることが求められる。外観写真例をFig.5に示す。

(4) 体表面モニタ

放射線管理区域からの退出時、作業者の体表面汚染の有無を確認し、万一汚染がある場合には除

染後退出しなければならない。原子力発電所のように、多数の作業者が出入りするようなところでは、迅速に検査する必要からゲート機能を備えたゲートモニタと呼ばれる体表面モニタが設置されている。検出器には、体表面の広い範囲をカバーできるように大面積プラスチックシンチレーション検出器、ガスフロー検出器が用いられている。Fig.6及びFig.7に体表面モニタの外観写真を示す。

(5) 物品搬出モニター

原子力発電所等大型原子力施設において、管理区域から物品を搬出する場合、物品表面の放射性汚染レベルが法令で規制されている。従来はサーベイメータにより汚染検査を行っていたが省力化のため自動汚染検査装置として物品搬出モニタが導入された。検出器にはプラスチックシンチレー



Fig.5 Examples of Hand Foot Cloth Monitor³⁾



Fig.6 Single Type Contamination Monitor⁴⁾



Fig.7 Gate Type Contamination Monitor for Workers⁴⁾

ション検出器、NaI(Tl)シンチレーション検出器、ガスフロー検出器が使用されている。測定対象物の形状に応じて、規模も大型、中型、小型モニタと多種多様な仕様のものが実用化されている。小型物品搬出モニタの例を Fig.8 に、中型物品搬出モニタの例を Fig.9 に示す。

(6) クリアランスモニタ⁵⁾

クリアランス制度の環境整備が進み、原子力発電所での廃棄物のクリアランス測定が実用化の段階に入った。実際にクリアランスされた解体廃棄物の再利用も今後広がるものと期待されている。

γ 放出核種が主体の原子力発電所の解体廃棄物についてのクリアランス測定技術も、大型プラスチックシンチレータを組み合わせたクリアランスモニタが実用化の段階であり、応用事例も報告されている。

今後に残された問題としては、ウランなどの α

放出核種のクリアランスレベルの測定技術は今後実用化のに向けた開発が待たれる。特にウランが機器表面に付着したウラン廃棄物のような α 線放出核種の測定に、電離イオン方式 (GIC) のクリアランスモニタが開発されている。検出器が近づけられない複雑形状な廃棄物の放射能が定量できる利点がある。Fig.10 に電離イオン式計測法の測定原理図を、Fig.11 に実用化された原子力発電所のクリアランスモニタの外観写真を示す。

6. 終わりに

以上デコミッションを中心とした表面汚染測定との関係について若干の考察をした。

一改めて感じるのは放射性物質の表面汚染密度及び表面汚染測定は単純な概念であり、かつ測定法も比較的簡便ではあるが、その適用範囲が広



Fig.8 Small Contamination Monitor⁴⁾

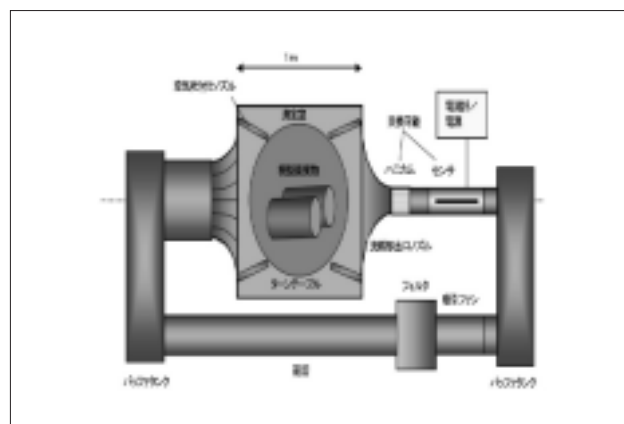


Fig.10 Configuration of GIC Stationary Monitor⁶⁾



Fig.9 Medium Contamination Monitor⁴⁾



Fig.11 Practical Clearance Monitor⁷⁾

くまたその評価においても奥行の深い分野である点である。

- 現行の表面汚染の基準の背景となるUKのDunsterとFairbairn論文の概要を紹介した。ともに1960年代初期の論文であるが前提条件に若干の違いはあるものの結論は同じである。今日まで約半世紀にわたり基準が基本的には変わらず規制基準として生き続けるのは驚きであり、先人の洞察の鋭さに驚かされる。
- ウラン汚染物のクリアランスの前提として物品持ち出し基準 ($0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$) とクリアランスレベルとの関係について考察した。クリアランスレベルの判定にあたり、測定単位、評価単位の取り扱いが判定に重要な意味合いを持つことが確認された。
- また簡便なサーベイメータを用いたクリアランス測定の可能性について検討した。ウラン汚染のZnSシンチレーション式サーベイメータによる表面汚染測定は、前提条件を踏まえれば、クリアランス測定に適用可能であることが確認された

参考文献

- 1) Dunster, “Surface contamination measurements as an index of control of radioactive materials”, Health Physics, Vol.8 (1962).
- 2) Fairbairn, “The Derivation of Maximum Permissible Level of Radioactive Surface Contamination of Transport and Vehicles”, IAEA Safety Series No.7, “Notes on Certain Aspects of Regulations.”
- 3) アロカKKカタログより <http://www.hitachi-aloka.co.jp>
- 4) 富士電機KKカタログより <http://www.fujielectric.co.jp>
- 5) 石黒秀治：“ウランクリアランスレベル検認測定装置の開発の現状” デコミッションング技報No.42 (2010)
- 6) 前川立行：“電離イオン式計測法を用いた α 放射能測定装置の開発”、デコミッションング技報No.37 (2008)
- 7) 日本原子力発電株式会社プレス文「東海電所「クリアランス制度」対象物に係る放射能濃度の確認証の受領について」平成20年5月27日 <http://www.japc.co.jp>

国内に分散している非原子力用途を含むウラン、トリウムの集約、
及びその放射性廃棄物処分に関する政策提言

川上 文明*

The policy proposal about the collection of uranium and thorium, and the final disposal of the contaminated material with them resulted from a non-nuclear-energy use, which are stored in many places in Japan.

Fumiaki KAWAKAMI *

日本国内には、原子力用途ではなく、元素としての特性の活用を目的に使用されたウランやトリウムが各所に存在する。これらのウランやトリウムの多くは、国際規制物資としての許可を取得しており、一つの事業所では数10g～数100g程度の少量であるが、日本全体では1000ヶ所以上の相当数の事業所に分散して使用、及び保管されている。これら事業者には、所期の目的での使用を終了したにもかかわらず、譲渡先がないためにウランやトリウム、並びにそれらを含む放射性廃棄物の保管を続けている場合が含まれており、保管の継続が負担となり、また安全な保管に支障のなる場合も生じている。この課題に関して、東京工業大学原子炉工学研究所に委員会を設置し、その対応策の検討を行った。その結果、これらの日本国内に分散して保管されているウランやトリウムを集約して一時保管する新たな公的機関を設立すること、及び国際規制物質並びに核原料物質に由来する放射性廃棄物を原子力研究開発機構が推進中の廃棄事業（埋設処分）の対象に含めることを骨子とする政策提案を作成した。本稿においては、その概要を報告する。

Uranium and thorium exist in Japan used not for nuclear-energy use, but for the non-nuclear-energy use which is applied their atomic characteristics. In these cases, the quantity of uranium and thorium used in one facility is smaller than around several hundred grams, but the total number of facilities in Japan would be more than thousand. In some cases of these facilities, the original purpose had already achieved, but there is no alternative to store uranium, thorium and the contaminated material with them because there is no other party to receive them. In such a case, the continuation of the safe storage is a financial burden and difficult. To solve this problem, the committee was set up in the Research Laboratory for Nuclear Reactor of Tokyo Institute of Technology and the situation was examined and the solution was discussed. As a result, the policy proposal was made, which suggested, 1) to found a new public organization to collect uranium and thorium and to carry out interim storage, 2) to dispose the material contaminated with uranium and thorium of nuclear source material or international controlled material to the repository operated by the Japan atomic energy agency. In this paper, its summary is reported.

*：東京工業大学 原子炉工学研究所 (Research Laboratory for Nuclear Reactor Tokyo Institute of Technology)

1. はじめに

原子力発電や核燃料サイクルの技術向上による安全の確保とともに、放射性廃棄物の処理・処分は重要な課題¹⁾として種々の検討が進められている。一方、国内の各種産業やそれらの研究開発等の中には、ウランやトリウムを直接的な原子力、すなわち原子核変換の過程で放出されるエネルギーを利用するための用途ではなく、それらの元素としての特性を活用する「非原子力用途」も種々存在している。

これらの非原子力用途の例を **Table 1** に示す。例えば、ウランに関しては、化学反应用の触媒、生物由来の試料等を透過型電子顕微鏡で観察する際に染色剤として使用される酢酸ウラニル溶液、その他の化学研究用の種々の試薬、さらにその密度が大きいという特性を利用した各種の錘や放射線の遮蔽材等に使われている。また、トリウムに関しては、それを含有する高屈折率ガラスや合金を用いた電極等が知られている。さらにある種の

化学工業では、その原料鉱石中に含まれる放射性物質が、製造過程において分離、濃縮される例も知られている。これらのウラン、トリウム、及びそれらの放射性廃棄物を安全に保管し、適切に処理・処分することは、一般公衆に対する安全性の確保や国際的な保障措置、核セキュリティの観点からも重要なことと考えている。

また、ウランやトリウムを使用、又は保管している事業者の中には、ウランやトリウムの使用を開始した後の国際的な規制の強化等によって、法規制の対象になった場合や、現在は使用を終了し、単に保管管理のみを継続している場合も含まれている。さらには、研究組織や企業体の変化し、また消滅した場合や事業所の立地変更等のために、ウランやトリウムを移動又は移管する要請があるにもかかわらず、移動や移管ができないために、そのままの状態を保管を継続している場合もある。それらの事業者の中には、保管管理自体が負担となっている場合や従事者の世代交代等による技術や情報の継承に不安を感じる場合も生じている。

Table 1 The uses of uranium and thorium for non-nuclear-energy use including only for storage

用途		原子炉等規制法における取扱い	国内のウラン、又はトリウムの保管量(推定)	現時点での使用状況
化学反应用の触媒	劣化ウランを主たる成分とする化合物で、主として、昭和40年代までに石油化学分野の化学プラントで使用されたものが中心	核燃料物質(法52条)	約200 t 程度	多くは、今後は使用する予定がないが、保管を継続している。
電子顕微鏡用の染色剤	酢酸ウラニル等の劣化ウラン化合物	国際規制物資(法61条の3) 同上	約1000か所程度。合計では、数10kgと推定される。	使用されている場合もあるが、多くは今後の使用予定がなく保管のみを継続している。
化学試薬	ウランやトリウムの試薬類			
その他の材料	錘や放射線の遮蔽材	核燃料物質、核原料物質、又は国際規制物資	詳細は不明である。	詳細は不明である。
トリウム含有ガラス	昭和40年代まで使用された高屈折率の光学ガラス	核燃料物質、又は核原料物質	詳細は不明である	現在は使用されておらず、その原料、製品、及び廃棄物が保管されている。
トリウムを含む電極材料等	タンゲステン等との合金として、電極材料等に使用されている。	核燃料物質、又は核原料物質	詳細は不明である。	使用が継続されている。詳細は不明であるが、保管のみを行っている場合も含まれているものと推測される。
鉱石やその処理物等	ウランやトリウムを含有する鉱石の処理に伴う放射性物質	詳細不明	詳細は不明である。	詳細は不明である。

これらの問題意識に対して、東京工業大学原子炉工学研究所（以下、「東工大原子炉研」という。）では、「国内に分散しているウラン、トリウムの集約・再使用・安全保管に関する検討委員会」（略称：分散核燃委員会、委員長：有富正憲所長）を設置し、民間企業を中心にその実情を調査し、検討した結果から、国の政策の実効をさらに高めるための新たな施策の立案を行った。本稿ではその概要を報告する。

2. ウラン、トリウムの使用に伴う放射性廃棄物の処理、処分に関する国の施策

2-1 ウランやトリウムの「使用」に関する法規制

我が国におけるウランやトリウムの使用に関する規制は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下、「炉規法」という。）により行われている。核燃料物質とは、濃縮、天然、及び減損の各組成のウラン及びその化合物、トリウム及びその化合物、さらにこれらを含む物質のうち原子炉において燃料として使用できるものとされている。（定義政令第1条）また、核原料物質とは、核燃料物質の原料となる物質で、ウラン若しくはトリウム又はその化合物を含む核燃料物質以外の物質（定義政令第2条）とされている。すなわち、核原料物質とは、原子炉の燃料として使用することができないウランやトリウム、及びその化合物を含む物質とされている。

また、「炉規法」における核燃料物質の「使用」とは、「製錬」「加工」「原子炉設置」「使用済燃料貯蔵」「再処理」「廃棄」の各事業以外での使用（炉

規法52条）であり、**Table 2**に示したようにウラン300g又はトリウム900gを超える場合には「核燃料物質の使用の許可」を得ることが必要となる。また、核原料物質の「使用」に関しては、「製錬」の事業以外での使用では、同様に**Table 2**に示した量を超える場合には「核原料物質の使用の届け出」が必要とされている。これらの許可や届け出を必要としない量のウランやトリウムを使用する場合には、輸出国、もしくは経由国が2国間の原子力協定（米、英、加、豪、仏、中、及び欧州原子力共同体）に基づく計量管理を要請しているために、「国規物使用の許可」を得る必要がある。（炉規法61条の3）

以上から、非原子力の用途で使用されているウランやトリウムは炉規法により、「核燃料物質使用の許可」「核原料物質使用の届出」及び「核燃料物質、核原料物質の国規物使用の許可」の3種の規制を受けていることになる。これ以外に上記の規制から外れているいわゆる「NORM」（Natural Occurring Radioactive Material）が存在すると思われるが、著者らは一部を除いてその詳細に関する情報を入手していない。

2-1 ウランやトリウム、及びそれらを含む放射性廃棄物の処分に関する施策の状況

我が国における核燃料物質、及びそれらに由来する放射性廃棄物の処分に関する政策及びその実施状況を**Table 3**に示す。この**Table 3**に示したように、実用発電用原子炉、及びその関連施設等から生じた放射性廃棄物の処分（埋設）は、使用済

Table 2 The legal classification of the “Use” of Uranium and Thorium

法的な規制		主たる対象
核燃料物質 使用の許可	法52条 同法施行令39条	1、濃縮ウラン 2、300g以下の天然ウラン、又は劣化ウラン、及びその化合物 3、900g以下のトリウム、又はその化合物、及びこれらの混合物
核原料物質 使用の届出	法57条の8 同法施行令44条	1、300g以下の天然ウラン、又は劣化ウラン、及びその化合物等 2、900g以下のトリウム、又はその化合物等
国際規制物質 使用の許可	法61条の3 国規物告示	国際的に規制*を受ける核燃料物質、及び核原料物質のうち、 1、300g以下の天然ウラン、又は劣化ウラン、及びその化合物等 2、900g以下のトリウム、又はその化合物等

*国際的に受ける規制とは、米、英、カナダ、豪、仏、中、欧州原子力共同体との2国間協定に基づく規制である。

核燃料の再処理から生じる第1種廃棄物であるガラス固化体、及び超ウラン元素 (TRU) は、地層処分することとなっており、現在、NUMO (認可法人原子力発電環境整備機構) が中心となって、その技術開発及び実施に向けての検討が進められている。また、比較的放射能が低く、かつ半減期が短い第2種廃棄物は、その特性によってL1, L2及びL3の3種に分けられている。このうち、L1レベルの放射性廃棄物は、余裕深度処分による方法が日本原燃(株)により検討されている。また、L2及びL3レベルの放射性廃棄物は、日本原燃(株)による最終処分が実施されている。

これに対して、発電事業以外の「核燃料物質の使用」から生じた放射性廃棄物の処分に関しては、「RI・研究所等廃棄物処理処分の基本的考え方について」(平成10年5月28日、原子力委員会 原子力バックエンド対策専門委員会)において、独立行政法人原子力研究開発機構(以下、「原子力機構」という。)において、原子力機構、及び大学、民間企業等における試験研究炉や核燃料の使用により発生した放射性廃棄物の処分を現世代の責務とし、後世代に負担を残さないように処理処分を行

うという方針が示された。

ウランの「製錬、転換、濃縮、再転換、成型加工」等の各施設から生じる放射性廃棄物(ウラン廃棄物)、及び原子力機構、大学、民間企業での核燃料物質(ウラン)の使用により生じる放射性廃棄物の処理処分に関しては、「ウラン廃棄物処理処分の基本的考え方」(平成12年12月14日、原子力委員会 原子力バックエンド対策専門委員会)が公表され、ウラン廃棄物の処理処分の線量濃度上限やその進め方等に関する基本的な考え方が示された。

その後、原子力機構、及び約200か所の大学、民間企業²⁾が保管している核燃料物質の使用から生じた放射性廃棄物に関して、平成20年6月の「原子力機構法」の改正により、原子力機構を含め、全国各地の研究機関、大学、民間企業、医療機関等で発生する多種多様な低レベル放射性廃棄物(以下「研究施設等廃棄物」という。)の埋設処分の実施主体に原子力機構が位置付けられ、埋設処分の実施に向けての検討が進められている。さらに、原子力機構による埋設処分事業の進め方に関しては、原子力機構法第18条に基づき、文部科学

Table 3 Summary of the final disposal on burial method of radioactive wastes in Japan

発生源	廃棄物の種類		処分方法	処分の計画、及び実施状況
実用発電用原子炉、及びその関連施設等	第一種廃棄物		地層処分	NUMO ^{*1} が実施主体となり、最終処分(地層処分)を検討中である。
	第二種廃棄物	超ウラン元素等の超半減期種	地層処分	上記と同様に地層処分する予定である。
		放射能レベルが比較的高いもの(L1相当)	余裕深度処分	日本原燃(株)にて、試験中である。
		放射能レベルが比較的低いもの(L2相当)	ピット処分	日本原燃(株)が実施中である。
		放射能レベルが極めて低いもの(L3相当)	トレンチ処分	日本原燃(株)が実施中である。
上記以外	余裕深度処分での対応が必要なもの		余裕深度処分	「原子力利用の進捗を踏まえつつ、その取扱いの検討を進めること」となっている。
	ピット処分での対応できるもの		ピット処分	JAEA ^{*2} による廃棄事業の計画が進行中である。
	トレンチ処分での対応できるもの		トレンチ処分	JAEAによる廃棄事業の計画が進行中である。

※1 NUMO：認可法人原子力発電環境整備機構

※2 JAEA：独立行政法人原子力研究開発機構

大臣、及び経済産業大臣による「研究所等廃棄物の埋設処分業務の実施に関する基本方針について」(平成21年1月、文部科学省研究開発局)が公表されており、原子力機構による埋設事業の実施に向けた検討が進められている。この基本方針の中では、この埋設事業を行なうために、大学や民間企業が保管している放射性廃棄物の集荷、保管及び廃棄物化への処理の方策も併せて言及されている。しかし、この基本方針では、当面の最初の事業としての処分事業(第一期事業)は、いわゆる浅地中処分、すなわちピット処分、及びトレンチ処分による埋設処分のみを対象とするとされている。ウランやトリウム、及びそれらの化合物が該当すると考えられる放射能レベルが比較的高いL1相当の埋設処分を行うための余裕深度処分は、「今後の原子力利用の進捗等を踏まえつつ、その取扱いについて検討を進める」とされており、その実施は将来の課題となっている。

また、この原子力機構による埋設処分は、核燃料物質及びそれらを含む放射性廃棄物を対象としていることから、日本の各所に分散して保管されている国際規制物資、及びその使用に伴って生じる放射性廃棄物や核原料物質、およびその使用に伴って生じた放射性廃棄物はその埋設処分の対象とはならないという問題があると考えられる。

3. 民間企業、大学等におけるウランやトリウム、及びその廃棄物の使用、保管に関する現状とその課題

本「分散核燃委員会」では、国内のウランやトリウムの使用の状況について、広く一般に情報提供の要請³⁾を行うとともに、ウランやトリウムを使用又は保管していると想定される各種の業界団体、関連する学会及び個別の各社に呼びかけることで、化学産業を中心とする各社より、その保管状況並びに要望事項等の提供を受けた。その結果に本「分散核燃委員会」が調査、及び推定した国内全体の状況も加えてTable 1に示した。

このTable 1に示したように、非原子力の用途の事業者から下記の情報が寄せられた。

- 1) 工業的に使用した化学反作用のウラン触媒(劣化ウラン)を使用終了後に保管している。

- (炉規法第52条の核燃料物質の使用許可に該当)
- 2) 電子顕微鏡観察用の染色剤に用いる酢酸ウランやウランやトリウムの各種の試薬を今後の使用予定はないが、保管している。(炉規法第61条の3の該当する国際規制物資の使用に該当)
- 3) 放射線遮蔽体や錘として使用していたウランを今後の使用予定はないが、保管している。(上記の許可に該当する)
- 4) 核原料物質として取り扱っているトリウムを含有する光学ガラスや電極の原料、製品並びにそれらを含む放射性廃棄物を保管している。(炉規法第57条の8の届出に該当)
- 5) ある種の化学物質の製造時にその原料となる鉱石から分離・濃縮された放射性物質を含む放射性廃棄物を保管している。(炉規法の規制ではなく、所管省庁の指導により対応している。)

さらに、原子力関連の研究に使用した約2トンのウランスクラップ、及びそれらを含む放射性廃棄物を保管している等の情報が寄せられた。

これらの民間企業の多くは、今後の使用予定のないウランやトリウム、及びそれらの放射性廃棄物等を保管しており、適切な譲渡先がないために、その保管管理に伴う人的、経済的な負担があり、さらに、ある種の化学製造プラントでは、その国内立地を継続することへの障害となりかねない場合や世代交代等により将来の管理の継続に対する不安があるとの状況が寄せられている。また、これらの処理・処分に要する費用を出来るだけ安価に抑えることも要望されている。

4. これらの課題を解決するための新たな政策の提言

前記の課題への対応方法を本「分散核燃委員会」において検討した結果、下記の政策を提言する。本提言と炉規法における規制の関係をTable 4に、また本提言を含む処理・処分のスキームをFig.1に示す。

- 提言1) 国際規制物資に該当する少量のウラン、トリウムのうち、事業者自身に使用予定がなく保管のみを継続している場合等で、その事業者が移管を希望している場合でも、最終処分の具

Table 4 Summary the political proposal in this paper

炉規法の基準			計量管理	本政策提言の趣旨	
				ウラン、トリウム及びその化合物、並びにそれらを高濃度で含む物質	放射能レベルの低い放射性廃棄物
核燃料物質	使用許可 (法52条)	U300g超 又は Th900g超 等の使用	あり	保管しているのは少数の事業者で、かつ国規物に比べて大量であるため、「個別対応」とする。	下記の提言(3)を含む
	国規物使用許可 (法61条の3)	上記に達しない国規物のU, Thの使用	あり	提言(1) 国等に移管できること。 (新しい施策)	提言(2) JAEAによる廃棄事業の処分対象とすること。 (法令改正) 提言(3) そのU, Thの処分基準を早期に定めること。 (施策促進の要望)
核原料物質	使用の届出 (法57条の8、3項)	370Bq/g超 又は U300g超 かつ Th900g超 の使用	あり	保管しているのは、少数の事業者で、かつ国規物に比べて大量であるため、「個別対応」とする。	提言(2)を含む JAEAによる廃棄事業の対象とすること (法令改正)
	国規物使用許可 (法61条の3)	上記に達しない国規物のU, Thの使用	あり	提言(1)と同様	提言(2)と同様

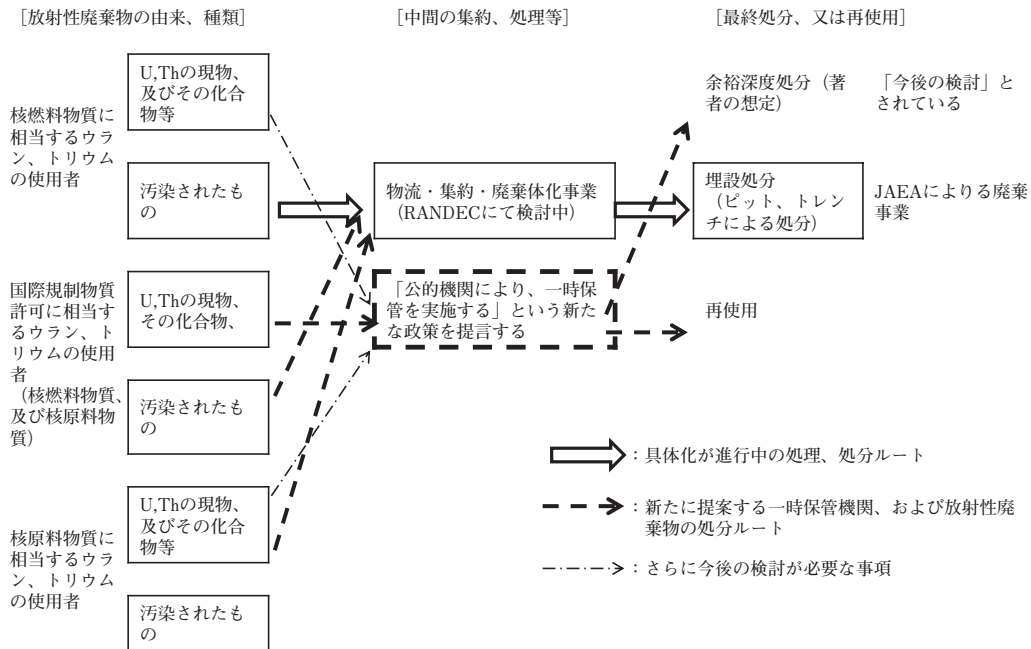


Fig.1 The proposed scheme for the collection of U and Th, and the final disposal of the contaminated material with them stored in many places in Japan

体的な方法がないことから、それらを受け入れることができる事業者は事実上存在していない。そのため、これらの少量のウランやトリウムに関して、

- (1) 希望する事業者への再譲渡、又は余裕深度処分による最終処分を行うまでの間、これらを集約して、安全に一時保管するための公的な機関の設立、又は、既存の公的な機関にその任を負わせることで、希望する事業者から移管を受けること。
- (2) この一時保管のために安定な化合物への転換し、精製する方法、及びその保管方法等に関して必要な技術の開発を大学、又は公的な研究機関に実施させること。

の新たな施策を立案し、実践すること。

提言2) 「国際規制物資」(核燃料物質、及び核原料物質)、及び核原料物質、及びそれらに汚染されたもの(「放射性廃棄物」)の処理・処分を「研究施設等廃棄物」と同様に取り扱うことにより原子力機構による埋設処分事業の対象とすることの法令改正を行うこと。

提言3) 原子力機構により検討が進められている埋設処分事業を速やかに実現させるとともに、その処分を行なうための集荷、保管及び廃棄体化への処理の事業化への支援を行なうことにより、これらの事業の早期の実現を図ること。

併せて、これらの処理・処分におけるウランやトリウムの線量濃度や不純物組成の基準を早期に明確化すること。

5. まとめ

原子力産業の健全な発展にとって、廃棄物問題を後世代に先送りせず、現世代で解決することは重要なテーマであるが、政府の方針も明確になり、徐々に進んできている。しかし、本稿で述べた「非原子力」の用途におけるウランやトリウム、及びその放射性廃棄物の課題は、非原子力業界からの情報提供も少なく、また原子力業界からの関心も低いものであったと思う。また、一つの事業所における保管量は少量であるが、その事業所の数が多く、また原子力業界、原子力行政から

の情報が届きにくいという特徴もある。

本稿では、日本各地に少量ずつ分散し存在する国際規制物資、及び核原料物質の使用から生じる放射性廃棄物に対する政策提言を中心に述べたが、

- 1) 核燃料物質、又は核原料物質の使用の中には、国際規制物資の使用と同様にウラン、トリウム及びその化合物を公的な機関に移管することを希望している場合があること。
- 2) ウラン、トリウム及びその他の放射性物質の取り扱いに関して、現時点では状況の分析ができていない課題をもつ業種があり、今後、その課題を明らかにすることで、必要な対応方法の検討を行うこと

等の課題があり、今後も継続して検討することとしたい。

6. 「分散核燃委員会」について

本稿は、下記の東京工業大原子炉工学研究所内「分散核燃委員会」での検討状況を著者がまとめたものである。

名称：「国内に分散しているウラン、トリウムの集約・再使用・安全保管に関する検討委員会」(略称：分散核燃委員会)

委員長：原子炉工学研究所 有富正憲所長

委員：(財)原子力研究バックエンド推進センター 森久起専務理事、(株)NuSAC 常磐井守泰社長、(財)核物質管理センター 小林功部長、原子炉工学研究所 池田泰久教授、竹下健二教授、鈴木達也准教授、及び川上文明客員教授

設置：2011年2月17日

以上

引用文献

- 1) 原子力政策大綱、原子力委員会(平成17年10月11日)
- 2) 文部科学省ホームページ；
http://www.mext.go.jp/a_menu/anzenkakuho/news/genshiro_anzenkisei/1282388.htm
- 3) 東工大原子炉研ホームページ
<http://www.nr.titech.ac.jp/Japanese/Events/D-ata/2011/haiki.html>

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 site selection of disposal places for radwaste from nuclear fuel facilities, research reactors 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 nuclear fuel facilities, research reactors 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45号

発行日 : 平成24年3月26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