

# デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

巻頭言：廃止措置の3つのハードル  
技術概説：国際機関及び海外諸国におけるウラン廃棄物の  
規制解除のための安全基準等の調査  
技術報告：製錬転換施設における廃止措置の状況  
加速器施設の廃止 - 高エネルギー加速器研究機  
構田無分室における廃止事例  
技術概説：低レベル放射性廃棄物が残してくれた恩恵

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. 39 2009

# 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。

# デコミッションング技報

第39号 (2009年3月)

## 目次

巻頭言	
廃止措置の3つのハードル .....	1
	佐藤忠道
技術概説	
国際機関及び海外諸国におけるウラン廃棄物の規制解除のための安全基準等の調査 .....	2
	榎戸裕二、宮坂靖彦
技術報告	
製錬転換施設における廃止措置の状況 .....	18
	池上宗平、綱嶋康倫、村田雅人、杉杖典岳
加速器施設の廃止 - 高エネルギー加速器研究機構田無分室における廃止事例 .....	30
	榎本和義
技術概説	
低レベル放射性廃棄物が残してくれた恩恵 .....	44
	柳澤和章、久米民和、幕内恵三、井上登美夫、菰田文男、前田 充

# Journal of the RANDEC

No.39 Mar. 2009

## CONTENTS

### Exposition

- The Survey of the Safety Provisions of Uranium Radioactive Waste for Release from Regulatory Control  
in International Organizations and Oversea Countries ..... 2  
Yuji ENOKIDO, Yasuhiko MIYASAKA

### Technical Report

- The Current Status of Decommissioning on the JAEA' s Uranium Conversion Facilities at Ningyo-toge  
Center ..... 18  
Sohei IKEGAMI, Yasumichi TSUNASHIMA, Masato MURATA, Noritake SUGITSUE
- Decommissioning of Accelerator Facility - Example of the Tanashi Branch, High Energy Accelerator  
Research Organization ..... 30  
Kazuyoshi MASUMOTO

### Exposition

- Inheritance from Low-level Radioactive Waste ..... 44  
Kazuaki YANAGISAWA, Tamikazu KUME, Keizo MAKUUCHI, Tomio INOUE,  
Fumio KOMODA, Mitsuru MAEDA



### **The Survey of the Safety Provisions of Uranium Radioactive Waste for Release from Regulatory Control in International Organizations and Oversea Countries**

Yuji ENOKIDO, Yasuhiko MIYASAKA  
J.RANDEC, No39 (Mar.2009) page2~17, 4 Figures, 6 Tables

The guides of international organizations on the release of regulatory control of radioactive waste contaminated with uranium and trans-uranic materials and clearance systems and provision in overseas have been surveyed, in order to contribute to the deliberation on these items in Nuclear Safety Committee.

A basic safety criterion is proposed as 1Bq/g for clearance of uranium waste in International Atomic Energy Agency and other organization. This is not based on the basic safety concept of "Deminimis" (trivial risks are not regulated), but on the concept of Exclusion of sources as natural occurring radioactive materials. Clearance levels adopted in each country are more or less different depending on the situations of individual country. As some cleared materials would be traded in Europe and US, it is suggested that the general, integral and reasonable safety criteria should be set up to international extent.

### **The Current Status of Decommissioning on the JAEA's Uranium Conversion Facilities at Ningyotoge Center**

Sohei IKEGAMI, Yasumichi TSUNASHIMA,  
Masato MURATA, Noritake SUGITSUE  
J.RANDEC, No39 (Mar.2009) page18~29, 5 Photos, 9 Figures, 8 Tables

The refining and conversion facilities at the Ningyotoge site of JAEA (Japan Atomic Energy Agency), was started in the uranium conversion operation with both yellow cake as natural uranium and uranium trioxide as reprocessed uranium in 1983. These facilities produced about 385 tU of natural uranium hexafluoride (NUF6) and about 350 tU of reprocessed uranium

hexafluoride (ReUF6) until December 1999. The decommissioning of the facilities started according to the regulatory procedure.

In this paper, we describe the outline of the results on dismantling of the natural uranium facilities, the project and progress on the reprocessed uranium conversion facilities.

### **Decommissioning of Accelerator Facility - Example of the Tanashi Branch, High Energy Accelerator Research Organization**

Kazuyoshi MASUMOTO  
J.RANDEC, No39 (Mar.2009) page30~43, 15 Figures, 1 Table

The decommissioning of the Tanashi Branch was the first example of the decommissioning of a large accelerator complex including electron, charged particle and heavy ion accelerators in Japan. In order to perform the decommissioning work safely and properly, various radiation and radioactivity measurements were performed. Several methods of decontamination were also planned and tried. Careful evaluation of residual radioactivity in various materials was very important for reducing the radioactive waste. Many kinds of accelerator components and shielding materials were transferred and reused at the various accelerator facilities of universities and research institutes. All accelerators were decommissioned perfectly within a year. After removal of all buildings, vacant land was changed to the park. The decommissioning of electron synchrotron and cyclotron facilities is introduced in this report.

### **Inheritance from Low-level Radioactive Waste**

Kazuaki YANAGISAWA, Tamikazu KUME,  
Keizo MAKUUCHI, Tomio INOUE,  
Fumio KOMODA, Mitsuru MAEDA  
J.RANDEC, No39 (Mar.2009) page44~61, 2 Figures, 4 Tables

A benefit born as an inheritance from low-level

radioactive waste is considered. In the present study, a direct economic scale of application of radiation in Japanese industry, agriculture and medicine is taken as parameter for quantifying the size of benefit. In 2006, the economic scale is about 21 billion dollars (b\$) for industry, 2.5b\$ for agriculture and 14b\$ for medicine. Economic scale covered the all fields is totaled 37b\$. Due to those benefit, one can drive a car and play an

internet, pleasure the dinning food. Diagnosis and treatment by nuclear medicine can possible to survive the millions of lives and resulting in improving the quality of life, decreasing pain and suffering. However, most Japanese (80% >) may not aware those benefits to date. This report is prepared for aiming at disseminating those benefits to our peoples.

## 廃止措置の3つのハードル



日本原子力発電株式会社  
取締役 佐藤 忠道

日本で最初の商業用原子力発電所である東海発電所の廃止措置プロジェクトが8年目を迎えた。まだまだ道半ばであるが、今まで進めてきた経験と海外のプロジェクトとの情報交換を通して、日本だけではなく世界共通の認識として廃止措置を進めるに当たっては3つのハードルがあることが見えてきた。

1つ目は、撤去物の最終的な行き先を確保すること。世界中のプロジェクトを見ても廃止措置で発生する全ての撤去物の最終的な行き先が決まっているのは極めて稀な状況にある。行き先が定まらなければ撤去工程が遅延するし廃止措置シナリオにも大きな影響を与える。なかには発生する放射性撤去物を全量貯蔵できるほどの中間貯蔵施設を敷地内に造って撤去工事をどんどん進め跡地を一般産業用地に転用するプロジェクトもある。日本だけではなく世界中の多くのプロジェクトで撤去物の行き先の確定が廃止措置のスケジュールやシナリオを支配している。各国とも克服しなければならない大きな課題である。

2つ目は、運転段階からの思考・発想の転換の必要性である。運転中は施設を高い安全水準で維持し続けることが最優先である。廃止措置段階であっても安全第一は言うまでもないが、施設を段階的に撤去していく行為であり、運転中のようにスタティックな状態の維持管理とは異なりダイナミックな状態のプロジェクト管理が必要である。廃止措置に携わる組織や人員は運転段階と異なる思考・発想を持つ必要があり、プロジェクト管理能力、当該施設に関する知見、廃止措置の技術スキルの3つの要素の組合せによる実施体制が理想であるが、現実的にはそうスムーズに移行できるものではない。運転中のルールや考え方に拘ることが廃止措置を上手くやる発想を阻害することが多々ある。また、運転中はそのミッションが明確であるが、廃止措置段階でも、跡地の利用計画、リプレース計画、あるいは廃止措置技術の実証のようなインセンティブがあればプロジェクトが活性化されていく。

3つ目は、資金確保である。運転中であれば原子力発電所では電気という商品が生産されるが、廃止措置段階は長期にわたり多額の費用が支出される一方である。だからこそ確実な資金確保が極めて重要になる。資金が不足してしまうとプロジェクトの遅延や先延ばしの事態にもなってしまう。しかかったら出来るだけ早くやってしまうことがプロジェクト管理の鉄則である。そのためのリソース管理の要が費用・資金管理である。

世界中で大規模な廃止措置プロジェクトが進められてはいるが未だ創生期。廃止措置にかかる課題は、これら3つのハードル以外にもいくつもある。関係者は知恵を絞ってハードルを越えてゴールに向かっていく努力が必要である。何とか前に進んで実績を積み重ねていくことが課題解決に繋がって行くと確信している。

国際機関及び海外諸国におけるウラン廃棄物の規制解除のための安全基準等の調査

榎戸裕二\*、宮坂靖彦\*

*The Survey of the Safety Provisions of Uranium Radioactive Waste for Release from Regulatory Control in International Organizations and Oversea Countries*

Yuji ENOKIDO\* and Yasuhiko MIYASAKA\*

我が国のウラン廃棄物のクリアランスレベルの検討に資するため、国際機関やクリアランス制度を有する海外諸国におけるウラン廃棄物のクリアランスに係る指針や規制制度（法令、基準等）及び海外の施設におけるクリアランスの実績について調査を行った。

IAEA等の国際機関では、ウラン廃棄物をクリアランスする場合の基本的な安全基準値として1 Bq/gを提唱している。これはクリアランスの基本概念である「デミニミス」(些細なリスクに関しては規制しない)との原則に基づくものではなく、いわゆる「規制除外」の概念に基づくものである。また、海外諸国で適用されている安全基準値には各国の事情が反映されていることから相異が見られる。現在、欧米諸国ではクリアランスされた物資が取引されている。今後、これらのクリアランスされた物資が安全に我が国も含め国際間で流通できるように統一かつ合理的な安全基準値の設定が必要である。

The guides of international organizations on the release of regulatory control of radioactive waste contaminated with uranium and trans-uranic materials and clearance systems and provision in overseas have been surveyed, in order to contribute to the deliberation on these items in Nuclear Safety Committee.

A basic safety criterion is proposed as 1Bq/g for clearance of uranium waste in International Atomic Energy Agency and other organization. This is not based on the basic safety concept of "Deminimis" (trivial risks are not regulated), but on the concept of Exclusion of sources as natural occurring radioactive materials. Clearance levels adopted in each country are more or less different depending on the situations of individual country. As some cleared materials would be traded in Europe and US, it is suggested that the general, integral and reasonable safety criteria should be set up to international extent.

1. はじめに

我が国のウラン廃棄物（本稿では、ウランで汚

染された廃棄物を称す）は、主に独立行政法人日本原子力研究開発機構（JAEA）、新金属協会核燃料加工部会のウラン燃料加工施設並びに日本原燃

\*：(財)原子力研究バックエンド推進センター 東海事務所 (Radioactive Waste Management and Nuclear Facility Decommissioning technology Center (RANDEC) Tokai Office)

本論文は平成19年度内閣府原子力安全委員会事務局からの受託事業「原子力施設の廃止措置等に関する安全基準等の調査」の成果及び当センター調査資料のうちウラン廃棄物の規制管理からの解除に係る内容を合わせて報告するものである。

株式会社 (JNFL) のウラン燃料取扱施設から発生する。その他に、使用済燃料再処理施設や大学・民間等の核燃料研究施設がウラン廃棄物を排出している、現在、これらのウラン廃棄物は各取扱施設内にすべて保管・貯蔵されている。ウラン取扱施設の平成62年度までの運転及び施設解体に伴い発生するもの(「放射性廃棄物でない廃棄物」は除く)の総量は約10万トンと試算されている。また、その大部分の放射能濃度は1 Bq/g以下と推定されている。クリアランスレベルを仮に1 Bq/gと設定した場合、クリアランス対象となる放射能濃度の廃棄物の約90%は金属であるとされる。1 Bq/g以下と想定される金属の発生年度展開試算をFig.1に示す。平成19年度末までの保管量は約4,000ton、平成31~35年度までにクリアランスされると想定される金属の総量は約20,000トンが試算されている<sup>1)</sup>。

これらの金属廃棄物を低レベル廃棄物処分場で処分する場合の処理費、輸送費、処分費用を勘案すると、クリアランスは資源の有効利用に伴う環境上の利点も含め総合的に大きな利点がある。このため、わが国でもウラン廃棄物のクリアランスの安全基準の整備が強く望まれており、原子力安全委員会はウランのクリアランス、特に金属に対するウランのクリアランスレベルに係わる基準の整備に向けて、平成20年10月に原子力安全委員会放射性廃棄物・廃止措置専門部会の中にウラン廃棄物埋設検討小委員会を設置し、審議を開始した。本調査は今後の同小委員会における審議に先立ち、先行する諸外国の規制制度や安全基準、国

際機関の安全指針を調査し、わが国に適する安全基準及び諸外国との整合性を有する規制体制の確立に資することを目的としたものである。

## 2. 国際機関の規制、基準に係る調査

### 2.1 IAEA (国際原子力機関) における規制免除、クリアランス等に関する検討

#### 2.1.1 検討の経緯

IAEAは、1978年「一般認可による海洋投棄に適した放射性廃棄物のデミニミス量に関する諮問グループ会議」を開催し、法律は些細なことにこだわらないと言う「デミニミス」の概念が検討された。その後、1985年頃から「Exemption」(規制免除)、1990年頃から「Clearance」(クリアランス)の用語が用いられるようになった。この間、安全シリーズS.S No. 89「Principles of Exemption of Radiation Sources and Practices from Regulatory Control」(放射線源及び行為の規制上の管理からの免除(OECD/NEA共同))が1988年に作成された。

さらに、IAEAは1996年に安全シリーズS.S No. 115「放射線からの防護及び放射線源の安全のための国際基本安全基準」(以降、「IAEA BSS No. 115」と略す。)において、「規制除外: Exclusion」、「規制免除: Exemption」及び「クリアランス」概念の用語を定義すると共に、規制免除及びクリアランス設定の原則及び全ての放射性核種の規制免除レベル(以降、「免除レベル」と略す。)を提示した<sup>2)</sup>。規制除外、規制免除及びクリアランスに関する放射線の区分概念をFig.2に示す。

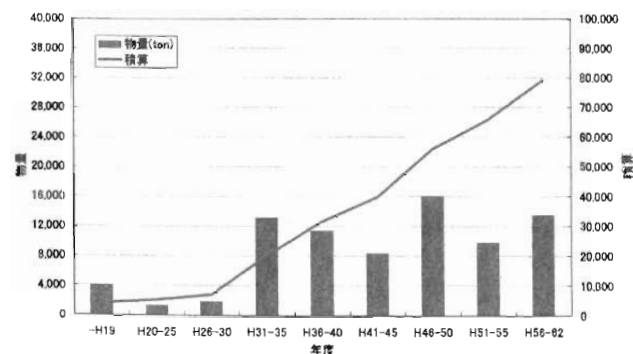


Fig.1 Perspective of Annual Yield of Uranium Waste in Japan (below 1Bq/g)<sup>1)</sup>

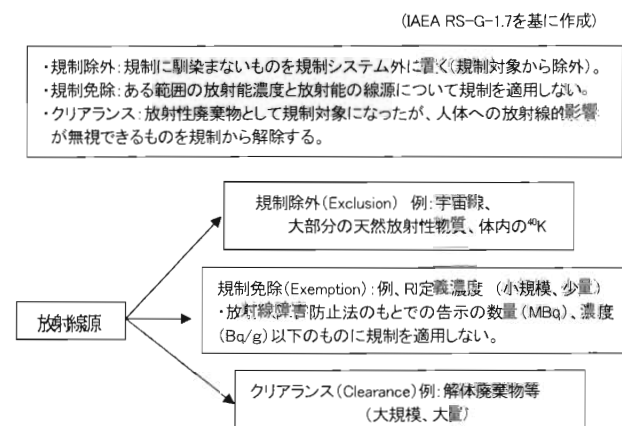


Fig.2 The Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance

一方、クリアランスに関しては、IAEA BSS No. 115の概念と一致し、補完するものとして2004年に安全指針IAEA No. 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」(以降、「IAEA RS-G-1.7」と略す。)を制定した。この指針が今日、各国の考え方の基準となっている<sup>3)</sup>。

### 2.1.2 IAEA BSS No. 115の要点

本基本安全基準の適用は人への被ばくの防止に限定したもので、全ての許認可行為、許認可された全ての放射線源及び介入行為に対して適用される(この適用を免除することが規制免除)。第2章「許認可行為に対する要件」の「行政上の要件」の中で、「届出」、「許可：登録及び許可」、「資格者：登録者及び許可使用者」に関する要件とともに、「規制免除」及び「クリアランス」の要件が決められている。

#### (1) 「規制免除」について

許認可行為及び許認可行為に関わる放射線源は、下記の項目に該当する場合は規制から免除してよい(対象とする量はModerateとされる1トン程度)

(a) 付則I「規制免除」に定める規制免除に関する要件、又は

(b) 付則I「規制免除」に定める規制免除基準に基づいて規制当局が定めた免除レベル。

ただし、「正当化されない」と考えられる行為に対しては、規制当局は規制免除を認めてはならない。

**Table 1**に付則I「規制免除」のTable I-Iに記載される核種の放射能濃度及び放射能のうちウラン・TRU核種の部分を抜粋して示す。規制免除の原則と条件は、以下の要件を満たす必要がある。

(i) 規制免除された行為及び線源による公衆への被ばくが年間 $10\mu\text{Sv}$ のオーダー以下、

(ii) 集団実効線量が1人・Sv以下であるか、また、防護の最適化評価から規制免除が適切なものであること。

#### (2) 「クリアランス」について

行為における物質、材料及び物品を含む線源は、規制当局が承認したクリアランスレベルに従っている場合には本基準の要件から解放してもよい。クリアランスについては、付則IのTable

I-Iの免除レベル及びその注釈から、被ばくの要件が満たされれば、上記の免除レベル以下の放射能濃度を有する大量の物資の規制免除は可能、との概念が示され、これが実質的にクリアランスの判断基準を示している。

### (3) ウラン、トリウム及びTRU核種の免除レベル

付則IのTable I-IにおいてはTh系列、U系列の天然放射性核種及び人工放射性核種の免除レベルが記載されている。U-nat(永続平衡状態にあるウラン)及びU-238の免除レベルは放射能濃度(放射能)で1 Bq/g ( $10^3\text{Bq}$ )及び10Bq/g ( $10^4\text{Bq}$ )である。Th-nat(永続平衡状態にあるトリウム)の免除レベルは1 Bq/g ( $10^3\text{Bq}$ )である。また、TRU核種では、Pu-239及びAm-241の免除レベルとして、いずれも、1 Bq/g ( $10^4\text{Bq}$ )のレベルが提示されている。

### 2.1.3 IAEA RS-G-1.7について

本指針は規制当局を含む国の当局に、IAEA BSS No. 115で確立された規制除外、規制免除及びクリアランスの概念の適用指針を示すものである。規制除外の概念を使用して算出された天然起源の放射性核種のための放射能濃度を**Table 2**(IAEA RS-G-1.7のTable 1)に示す。全ウラン核種に対して1 Bq/gである。

本指針では、クリアランスレベルは、IAEA BSS No. 115によると「付則Iの免除レベルより大きくなるべきでない」こと、及び「規制当局は、大量の物質の規制免除を決定することに際して使用する目的で設定された放射能濃度をクリアランスのための根拠として使用してよい」としていることが重要である。大量の物質の規制免除とクリアランスに関する放射能濃度を設定するための放射線学的な基準は $10\mu\text{Sv/y}$ オーダー以下とし、1 mSv/yを超えるべきでない。本指針の要点を以下に示す。

#### (1) 天然起源の放射性核種

天然起源の放射性核種のための規制免除できる放射能濃度を**Table 2**に示す。この濃度は、世界規模での土壌、岩石、砂及び鉱石中からの天然起源の放射性核種の放射能濃度測定結果の上限値に基づき設定された<sup>4)</sup>。これらの値は、永続平衡状態にある天然崩壊連鎖、すなわち、U-238、U-235及びTh-232を先頭とする崩壊連鎖に対して、崩

Table 1 Exemption Levels: Exempt Activity Concentrations and Exempt Activities of Radionuclides(Round) provided by IAEA BSS No.115 Table 1 - 1 (excerpt)

Nuclide	Activity concentration (Bq/g)	Activity (Bq)	Nuclide	Activity concentration (Bq/g)	Activity (Bq)
Th-226 <sup>a</sup>	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$	Np-237 <sup>a</sup>	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$
Th-227	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$	Np-239	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Th-228 <sup>a</sup>	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$	Np-240	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Th-229 <sup>a</sup>	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$	Pu-234	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Th-230	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$	Pu-235	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Th-231	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$	Pu-236	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Th-nat	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$	Pu-237	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
(incl. Th-232)			Pu-238	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$
Th-234 <sup>a</sup>	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^5$	Pu-239	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$
Pa-230	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$	Pu-240	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$
Pa-231	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$	Pu-241	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Pa-233	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$	Pu-242	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$
U-230 <sup>a</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$	Pu-243	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
U-231	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$	Pu-244	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$
U-232 <sup>a</sup>	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$	Am-241	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$
U-233	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$	Am-242	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
U-234	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$	Am-242m <sup>a</sup>	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$
U-235 <sup>a</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$	Am-243 <sup>a</sup>	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$
U-236	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$	Cm-242	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
U-237	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$	Cm-243	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$
U-238 <sup>a</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$	Cm-244	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
U-nat	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$	Cm-245	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$
U-239	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$	Cm-246	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$
U-240	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$	Cm-247	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$
U-240 <sup>a</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$	Cm-248	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$

= < Parent nuclides and their progeny included in secular equilibrium > =

Th-226	Ra-222, Rn-218, Po-214
Th-228	Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208 (0.36), Po-212 (0.64)
Th-229	Ra-225, Ac-225, Fr-221, At-217, Bi-213, Po-213, Pb-209
Th-nat	Ra-228, Ac-228, Th-228, Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208 (0.36), Po-212 (0.64)
Th-234	Pa-234m
U-230	Th-226, Ra-222, Rn-218, Po-214
U-232	Th-228, Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208 (0.36), Po-212 (0.64)
U-235	Th-231
U-238	Th-234, Pa-234m
U-nat	Th-234, Pa-234m, U-234, Th-230, Ra-226, Rn-222, Po-218, Pb-214, Bi-214, Po-214, Pb-210, Bi-210, Po-210
U-240	Np-240m



Table 2 Activity Concentration for Nuclides of Natural Origin (Table 1 of IAEA RS-G-1.7)

放射性核種	放射能濃度 (Bq/g)
K-40	10
上記以外の天然に存在する放射性核種	1

壊連鎖の親核種に適用されるように与えられた値で適用可能である。

(2) 人工起源の放射性核種

人工起源の放射性核種を含む大量の物質のクリアランスレベルが、IAEA RS-G-1.7中のTable 2に示されている。それによれば、ウラン及びTRU核種を含むすべての核種においてクリアランスレベルはTable 1に示す規制免除レベルと同じか又はその10分の1であり、規制免除レベル以下であり、「付則Iの免除レベルより大きくなるべきでない」ことと、符合している。

(3) 取引への適用

IAEA RS-G-1.7中のTable 1及びTable 2に記載される放射能濃度以下の物品の国内及び国際間取引は規制上の管理を受けない。

(4) 段階的 (Graded) アプローチ

対象物質中の放射能濃度がIAEA RS-G-1.7中のTable 1及びTable 2を超える場合、以下の運用が可能である。

- ◎放射能濃度を数倍 (例えば、10倍まで) 超える場合、国内の規制の枠組みによっては、規制機関は規制要件を適用しないことを決定できる。
- ◎規制を行うことを決定した場合、規制の程度 (届出、許可等) は、そのリスクに比例する。

天然ウランの放射能特性及びIAEA BSS No. 115及びRS-G-1.7に記載されるウランの規制免除及びクリアランスのレベルを纏めてTable 3に示す。

2.2 欧州委員会 (EC) における規制免除、クリアランス等に関する検討

2.2.1 検討の経緯

欧州連合 (EU) は、1996年にECが作成した「電離放射線の危険から一般公衆と作業員の健康

Table 3 Activities Concentration of Uranium Nuclides and Levels for Exemption and Clearance of Uranium (a): IAEA BSS No.115, b): IAEA RS-G-1.7

	U-234	U-235	U-238	全体
半減期 (年) × 10 <sup>6</sup>	0.2445	703.8	4,468	
原子重量組成 (At. %)	0.0054	0.72	99.275	100
重量組成 (Wt. %)	0.0053	0.711	99.284	100
同位体の比放射能 (Bq/g) × 10 <sup>6</sup>	231.3	80,011	12,445	
放射能割合 (%)	48.9	2.2	48.9	100
天然ウランの比放射能 (Bq/g)	12,356	568	12,356	25,280
規制免除レベル <sup>b)</sup> (Bq/g)	10	10	10	
* : Unat (U-238永続平衡)				1*
クリアランスレベル <sup>b)</sup> (Bq/g)	1	1	1	

を防護するための基本安全基準: Council Directive 96/29/ Euratom (以下、「Euratom 理事会指令 96/29」、又は「Euratom BSS」という)) を加盟国共通の放射線原則とした<sup>5)</sup>。これを受け、ECにおいても規制の免除により再利用される物品が域内を流通すると考えられることから、規制免除の具体的基準が検討された。その結果、1998年に Radiation Protection 89 (以下、RP89という) 「原子力施設の解体金属の再利用のための推奨する放射線学的防護基準」が作成され<sup>6)</sup>、2000年には Radiation Protection 113 (以下、RP113という) 「原子力施設の建屋と建屋解体コンクリート破片のクリアランスのための推奨する放射線学的防護規準」も作成されている<sup>7)</sup>。また、規制された行為から発生した物を対象とした一般クリアランスレベルに関する指針 Radiation Protection 112 Part I (以下、RP122 Part I という) 「クリアランス及び規制免除の概念の実的な適用 第I部」が2000年に出されている<sup>8)</sup>。RP89及びRP113のクリアランスレベルは、物質の種類を限定した基準であるのに対し、RP122 Part I は、物の材質や行き先に関係なく適用可能な基準であり、加速器又は研究施設から発生する物質やサイト解放のための土壌にも適

用される。この一般クリアランスの他に、特別なクリアランスレベル又は特定の管理方法を規定することを認めている。ECの放射線防護指針の体系をFig.3に示す。Table 4にRP89、RP113及びRP122-Part Iに示される各指針のクリアランスレベルを主要な核種について比較した。上記文書の要点を以下にまとめる。

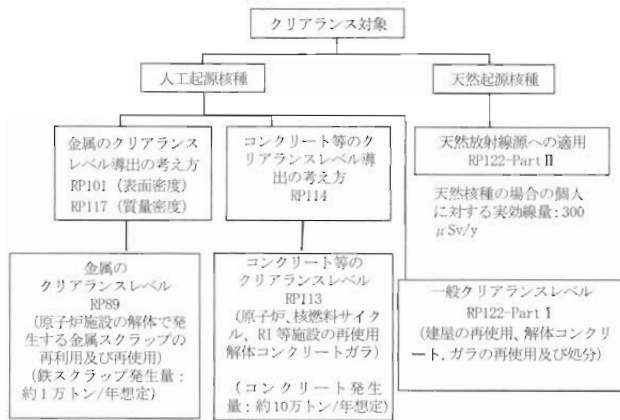


Fig.3 Diagram of EC Guidance for Radiation Protection

2.2.2 Euratom理事会指令96/29タイトルIIIの要点  
本Euratom理事会指令96/29タイトルIII (許認可行為の報告と承認)におけるウラン廃棄物関連条項と内容を以下に抜粋する。

第3条：報告

2. 以下に含まれるものは行為に対して報告する必要がない：

- (a) 別添 I の Table A 第 2 欄の規制免除の放射能 (Bq) を超えない量又は各加盟国の特例により別添 I で設定された基本的な安全基準を満足する認可された放射能；
- (b) 放射能濃度 (Bq/g) が別添 I の Table A の第 3 欄の数値又は各加盟国の特例により別添 I で設定された基本的な安全基準を満足する認可された放射能濃度；

第5条：処分、再利用、再使用の認可とクリアランス

1. 報告又は認可の必要となる行為から生じる放射性物質又は放射性物質を含む部材の処分、

Table 4 Comparison of Clearance Levels provided by EC Guidances RP89, RP113 and RP122(Excerpt of Representative Nuclides)

核種	RP89 (特定クリアランス)			RP113 (特定クリアランス)			RP122-Part I (一般クリアランス)
	再利用 (Bq/g)	再利用 (Bq/cm <sup>2</sup> )	再使用 (Bq/cm <sup>2</sup> )	建物(用途は 制限なし) (Bq/cm <sup>2</sup> )	建物 (解体) (Bq/cm <sup>2</sup> )	コンクリ ート破砕 (Bq/g)	(Bq/g)
H-3	1,000	100,000	10,000	10,000	10,000	100	100
C-14	100	1,000	1,000	1,000	10,000	10	10
Cl-36	10	100	100	100	100	1	1
Mn-54	1	10	10	1	10	0.1	0.1
Fe-55	10,000	10,000	1,000	10,000	10,000	1,000	100
Co-60	1	10	1	1	1	0.1	0.1
Ni-59	10,000	10,000	10,000	100,000	100,000	1,000	100
Ni-63	10,000	10,000	1,000	10,000	100,000	1,000	100
Zn-65	1	100	10	1	10	1	1
Sr-90	10	10	10	100	100	1	1
Nb-94	1	10	1	1	10	0.1	0.1
Tc-99	100	1,000	1,000	100	100	1	1
I-129	1	10	10	10	10	0.1	0.1
Cs-134	1	10	1	1	10	0.1	0.1
Cs-137	1	100	10	1	10	1	1
Eu-152	1	10	1	1	10	0.1	0.1
Eu-154	1	10	1	1	10	0.1	0.1
U-234	1	1	1	1	10	1	1
U-235	1	1	1	1	10	1	1
U-238	1	1	1	1	10	1	1
Pu-239	1	0.1	0.1	0.1	1	0.1	0.1
Am-241	1	0.1	0.1	1	1	0.1	0.1

再利用、再使用には事前の認可が必要である。

2. 各国の規制当局が制定するクリアランスレベルと矛盾しない場合はそのような物質や部材の処分、再利用又は再使用は、本指令の要件から外される。これらのクリアランスレベルは別添 I の基本的基準に従うと同時に地域社会から規定される他の多くの技術指針を勘案しなければならない。

タイトル III 別添 I の Table 1 の規制免除レベルは基本的に IAEA BSS No. 115 の免除レベル (Table 1 参照) と同じである。

第 3 条 2 (a) 及び (b) では、下記のように Table A の規制免除値を超える場合でも、基本的な安全基準を満たした場合には規制を免除してもよい、としている。

- ・ 1 年間の大衆のメンバーへの実効線量が  $10 \mu\text{Sv}$  以下の場合
- ・ 1 年での集団実効線量がおよそ  $1 \text{人} \cdot \text{Sv}$  未満であること、あるいは規制免除が最適の選択肢であることを示されること。
- ・ 2 核種以上の混合された場合には、もし各核種の存在量を規制免除値で割った比の総和が

1 以下であるなら、報告の要件は放棄される。

IAEA BSS No. 115、Euratom 理事会 96/29 指令 タイトル III 及びドイツの放射線防護規則 (SSV) に示される各ウラン核種の定義 (符号の差異) と含まれる子孫核種の一覧を Table 5 に示す。

### 2.2.3 指針 RP89

RP89 は、RP43 を確認、拡張し、最新版へ見直したもので、金属などの基準、金属リサイクルに必要な表面汚染の基準、また対象範囲を原子炉以外のウラン濃縮、燃料製造、再処理施設など核燃料サイクルまで拡大している。クリアランスレベルの導出では、放射線防護基準を  $10 \mu\text{Sv/y}$  かつ集団実効線量  $1 \text{人} \cdot \text{Sv/y}$  に加えて皮膚線量  $50\text{mSv/y}$  を用いている。その金属スクラップリサイクル及び直接再使用の核種毎のクリアランスレベルを、それぞれ Table 4 中に示す。RP89 によれば、原子力産業内で再利用することは経済的にも、公共的な観点からもより望ましいとし、導出クリアランスレベルはリサイクルすることを目的とするものである。

本指針ではクリアランスの実施には以下の条件

Table 5 Comparison of Notations of Uranium Nuclides and Exemption Levels by Organizations [Bq/g (Bq)]

核種名	SSV (ドイツ)		EU Directive 96/29		IAEA BSS No. 115	
	免除レベル	考慮される子孫核種	免除レベル	考慮される子孫核種	免除レベル	考慮される子孫核種
U-232+ (96/29) U-232 <sup>a</sup> (BSS) U-232+ (SSV)	$1(10^{-3})$	Th-228, Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208, Po-212.	$1(10^{-3})$	Th-228, Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208, Po-212.	$1(10^{-3})$	Th-228, Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208, Po-212.
U-234	$10(10^4)$	—	$10(10^4)$	—	$10(10^4)$	—
U-235+ (96/29) U-235 <sup>a</sup> (BSS) U-235+ (SSV)	$10(10^4)$	Th-231	$10(10^4)$	Th-231	$10(10^4)$	Th-231
U-238+ (96/29) U-238 <sup>a</sup> (BSS) U-238+ (SSV)	$10(10^4)$	Th-234, Pa-234m, Pa-234	$10(10^4)$	Th-234, Pa-234m	$10(10^4)$	Th-234, Pa-234m
U-238 <sup>sec</sup> (96/29) Unat (BSS) U-238 <sup>sec</sup> (SSV)	$1(10^{-3})$	Th-234, Pa-234m, U-234, Th-230, Ra-226, Rn-222, Po-218, Pb-214, Bi-214, Th-210, Bi-210, Po-210, Po-214	$1(10^{-3})$	Th-234, Pa-234m, U-234, Th-230, Ra-226, Rn-222, Po-218, Pb-214, Bi-214, Pb-210, Bi-210, Po-210, Po-214	$1(10^{-3})$	Th-234, Pa-234m, U-234, Th-230, Ra-226, Rn-222, Po-218, Pb-214, Bi-214, Pb-210, Bi-210, Po-210, Po-214

が求められる。

- ・質量基準のクリアランスレベル (mass specific clearance level) 評価では、適量(数百kg)の金属の平均化した全放射能濃度を適用する。
- ・表面積基準のクリアランスレベル (surface specific clearance level) 評価では、適当な面積(数百cm<sup>2</sup>から1m<sup>2</sup>)を取って平均化した全表面放射能濃度に適用する。
- ・表面クリアランスレベル (Bq/cm<sup>2</sup>) と質量クリアランスレベル (Bq/g) は整合して評価していなければならない。
- ・クリアランスレベルに対する各核種の濃度比の合計が1を超えない場合、総和が使われる。

RP89を用いたクリアランスの適用、実績・検証として、ドイツのGundremingen発電所、Niederachbach発電所等の原子力発電所、英国のCapenhurstウラン濃縮施設、ベルギーのEurochemic再処理プラントなどEU加盟各国の廃止措置プロジェクトがある。

#### 2.2.4 指針RP113

RP113は原子力発電所を念頭にしたのではあるが、RI使用施設等の原子力施設に対しても適用できるとし、特定クリアランスレベルを定めている。浸透汚染がある場合は、浸透汚染についても表面汚染として、その値を表面汚染(固着性及び非固着性汚染の合計)に合算し、基準を満足しているかどうかを判断する。なお、加速器施設には適用は困難であるとしている。

建屋再利用又は解体に適用する表面クリアランスレベルさらに建屋コンクリート破砕物に適用する質量クリアランスレベルをTable 4中に示す。解体物に対する基準は、原子力発電所(10万トン)を念頭において算出されたことから、1サイトからの発生量が1年間に100トンを超えない場合には、規制当局は、この基準を緩和することが可能であるとしている。このような場合には、RP113に定める質量クリアランスレベルの10倍まで放射線学的に問題がないとしている。

#### 2.2.5 指針 RP122-Part I

RP122-Part I 「一般クリアランスレベル」は、規制行為から発生した物を対象にクリアランス対

象物の種類及び発生源に関係なく適用可能である。一般クリアランスレベルは、固体状の物質ならばその種類を問わずに適用可能であるが、液体及び気体に対しては適用されない。また、加速器又は研究施設の解体から発生する物質にも適用するもので、このため広範囲の核種について、短半減期核種を含め考慮されている。又サイト無制限解放のための土壌にも適用される。

一般クリアランスレベルは、半減期1日以上のものでTable 4に示す。また、このレベル導出には、個人線量が正確に10 $\mu$  Sv/yではなく3~30 $\mu$  Sv/yである。

一般クリアランスレベルの導出に使用するシナリオは、他の物質と有意に混合されることが想定される期間までのみ意味を持つので、親核種に含める子孫核種の範囲を特定するプロセスは、100年間に限定されている。このため、ウラン親核種の計算結果に含められる短半減期の子孫核種はTh-234、Pa-234m、Pa-234の3核種となっている。RP122-Part Iで提示されている代表的なウラン核種のクリアランスレベルの計算値結果は以下の通りである。

U-234 : 計算結果の最大値0.67Bq/g、丸めた値1 Bq/g

U-235+ : 計算結果の最大値0.71Bq/g、丸めた値1 Bq/g

U-238+ : 計算結果の最大値0.69Bq/g、丸めた値1 Bq/g

なお、RP122 Part IIにおいては鉱石を採掘又は処理する産業から生じる物質あるいは天然起源の放射性物質の存在が懸念される他の物質に対して規制免除とクリアランスレベルが提案されている(Fig.3参照)。

#### 2.3 国際放射線防護委員会(ICRP)の各勧告におけるリスク評価、拘束値の考え方

放射性物質等の規制除外、免除及びクリアランスに係る安全評価の背景となる公衆の被ばくリスクに関してICRPは再三にわたり勧告を出している。以下にウラン廃棄物の安全管理に係る放射線障害のリスクについて要点を纏める。

##### (1) ICRP Pub.60【1990年】<sup>9)</sup>

ICRPは90年勧告において致死ガンリスクにつ

いては0.05/Sv(一般公衆)、また0.04/Sv(職業人)として示している。既に、ICRPはPub.26(1977年)の勧告において、容認できないリスク範囲の境界は、最大に被ばくした個人に対して約 $10^{-3}$ という職業上の年死亡確率であると提案されている(化学薬品の毒性に関するリスク、その他の英国での調査結果)。Fig.4に示すように公衆の構成員に対し追加的に課せられた年線量限度1 mSvに対応する年死亡確率は約 $10^{-5}$ となる。

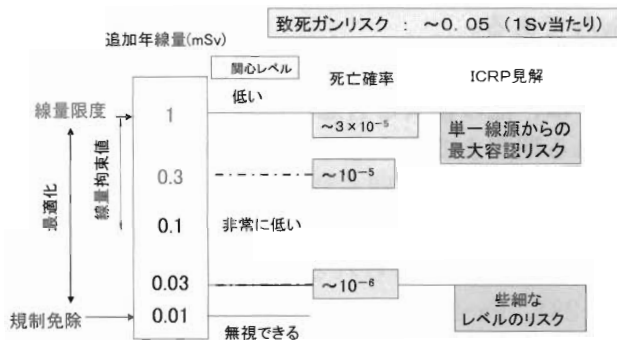


Fig.4 Risks Acceptance Criterion and Radiation Dose Levels derived from Radioactive Waste (summarized using ICRP recommendations such as Pub.60)

(2) ICRP Pub. 77 【1997年】<sup>10)</sup>

ICRP Pub. 60勧告を踏まえて放射性廃棄物の処分に関する全般的な放射線防護方策が示された。廃棄物処分からの公衆被ばくの管理は、拘束値を組み込んだ防護の最適化を用いることにより行われるべきである。複数の線源による被ばくを見込んでおくため単一線源についての防護の最適化に用いられる拘束値の最大値は、年あたり1 mSv以下とすべきである。年あたり約0.3mSvを超えない値が適切であろう、としている。

(3) ICRP Pub. 81 【1999年】<sup>11)</sup>

自然過程から生じる線量またはリスクの算定値は、年あたり約0.3mSvを超えない拘束値、或いはそれに相当する年あたり $10^{-5}$ 程度のリスクと比較されるべきである(日常生活で一般公衆の許容できるリスクレベルとして1年当り $10^{-5}$ から $10^{-6}$ の範囲を勧告)。廃棄物処分活動からの公衆構成員に対する線量拘束値について1年につき約0.3mSvを超えない値を勧告する。

(4) ICRP Pub. 82 【1999年】<sup>12)</sup>

放射線による長期被ばくへの委員会の放射線防護体系の適用に関する指針を提供している。

多様な放射線源に対する被ばくを見込んで、単一の放射線源についての放射線防護を最適化する際に使用する線量拘束値の最大値は1 mSv/年以下であること、及び約0.3mSvを超えない数値が適当であろうことを、引き続き勧告する。もし特定の状況において、適合のそのような検証が実行可能でないならば、その線源からの個人線量の長期成分を、その線源の運転寿命の間いかなる年においても0.1mSvのオーダーの線量拘束値で制限するのが賢明であろう。行為に対する免除レベルは追加年線量~0.01mSvとして表される。

(5) ICRP Pub. 103 【2007年】

ICRPは、Pub. 60勧告以後、多くの追加指針を提供し、これらを一貫性のある体系にまとめ、放射線防護体系に関する新しい基本勧告(Pub. 103)を2007年12月に公表した。ただし、上述に関しては、この新勧告でも変更していない。

3. 海外諸国のウラン廃棄物のクリアランスに係わる制度、基準及びクリアランス実績の概要

3.1 米国

米国では、原子力委員会(現;原子力規制委員会;NRC)が制定した規制指針RG 1.86「原子炉施設の運転免許の終了」<sup>13)</sup>に沿って、規制当局の判断により運用されている。この指針には、原子炉施設の解体廃棄物等の解放のための基準が定められているが、明確にクリアランスを規定したものではない。この基準は許容表面汚染密度のみで示され、天然U、U-235、U-238及び崩壊生成物に対する表面汚染密度は、最大15,000dpm/cm<sup>2</sup>(2.5Bq/cm<sup>2</sup>相当)である。DOEの基準では除染可能な場合は、1,000dpm/cm<sup>2</sup>(0.2Bq/cm<sup>2</sup>相当)が定められている<sup>14)</sup>。

原子炉の運転以外から発生する放射性固体物質のクリアランスについては、10 CFR Part 20第202条に基づきケースバイケースで判断され、廃棄物所有者からの申請に基づいて手続きの承認がなされる。

クリアランスを線量評価シナリオから体系的に検討したものには「原子力施設からの物質のクリアランスのための放射線学的評価」(NUREG-1640, 2003年6月公表)がある。また、クリアランス検認の体系的な提案には「固体状物質の規制解除のための放射線サーベイ」(NUREG-1761, 2002年7月に公表)がある。

更に、2005年3月には、IAEA RS-G-1.7等を取り入れたNRC委員会スタッフ案「固体物質の処分の管理のための放射線防護基準」(10CFR Part 20 RIN3150 AH18)がまとめられNRC委員会に提出されたが、同年6月に関連した重要な案件がでたことにより見送られた。

#### クリアランスの実績<sup>15), 16)</sup>

ウラン廃棄物については、DOEの原子力施設内(Paducahサイト)のC-746-U廃棄物処分施設で524m<sup>3</sup>の低レベル廃棄物及びバックグラウンドレベル(U-238濃度で0.54Bq/g)の廃棄物約300トン(2000年までに処分している)。また、Pinewood処分場では化学廃棄物処分放射能250pCi/g(U-238濃度4.5Bq/g)、産業廃棄物で30pCi/g(0.548Bq/g)の上限値を定めており、廃棄の都度、州の許可を取得することとしている。

金属スクラップの市場放出については、5,000dpm/100cm<sup>2</sup>(0.8Bq/cm<sup>2</sup>)の表面汚染密度を目標に解放を行い、現在までにOak Ridge濃縮工場からの金属約10,000トンを売却した。

### 3.2 フランス

規制除外とクリアランスの概念は法令No. 2001-270、公衆健康コード(法令L1333-20と一緒にL1333-11)、公正労働基準法令(法令L231-7-1)によって導入されている。規制免除に関するEuratom委員会指令96/29を施行する新しい法律は、2002年4月4日の命令No. 2002-460に定められている。規制管理からの行為の免除は、命令のR43-22条で扱われている<sup>17)</sup>。

フランスでは、現状では、クリアランス制度を専断上放棄している。しかし、極低レベル廃棄物を対象にして制限付再利用(金属廃棄物の溶融による廃棄容器への利用等)及び処分施設の建設・操業を開始している。また、ゾーニング手法によって非放射性廃棄物と放射性廃棄物を厳格に区

分、管理している。ゾーニング方法は、3つの防護ラインを実施することで実質的にクリアランスと同じレベル確認を行うことになる<sup>18), 19)</sup>。

第一の防護ラインは、施設や設備の過去の操作・使用実績(通常及び事故時)調査により放射性廃棄物と非放射性廃棄物を有するエリアを区分することで、人、物の移動、換気経路を含む区域を指定する。確認可能な場合にはその区分境界をコンクリートの壁中に設定することも可能である。第二の防護ラインは、確認のための放射能測定である。第三の防護ラインは、非放射性廃棄物エリア入り口に放射線モニターを設けることである<sup>20)</sup>。

以上のようにフランスは、EU内のドイツ、イギリスなどで進めているクリアランスレベル基準の制定に基づく管理と違う方策がとられている。

#### クリアランス実績及び極低レベル廃棄物の処分実績

クリアランス制度がないため、実績は原子力施設内での再利用に限られている。トレーサビリティを確保しつつコンクリートの再利用は一部実施された。極低レベル放射性廃棄物(100Bq/g以下)専用のMorvillier処分場は、2003年から操業を開始し、2006年までの処分実績約65,000m<sup>3</sup>である<sup>21)</sup>。

### 3.3 ドイツ

ドイツでは、これまでの放射線防護委員会の勧告値に基づく実績、並びにECの各種指針に基づき、2001年放射線防護令(StrlSchV)を改正した。クリアランスレベルは、無条件クリアランスと条件付クリアランスレベルに区分して定められている<sup>22)</sup>。ウラン(U-238+)の場合、無条件再利用0.6Bq/gに対し、溶融処理することを前提とした条件付再利用の場合2Bq/gである。金属スクラップの再利用については、無条件クリアランスによる再利用、溶融処理を条件とする条件付クリアランスによる再利用及び放射線防護令の7条に基づき認可された施設からの再利用がある。Siempelkamp社の金属溶融処理施設は、7条認可施設の例であり、生産されたインゴットが無条件クリアランスのレベル以下の場合には解放が可能である。また、条件付きクリアランスレベル以下の場合、第2次溶融後に原子力業界で再利用することを前提に、遮へい体、廃棄容器等を製造して



いる。

コンクリート等の産業廃棄物処分場への埋設には、条件付クリアランスレベルが適用される。汚染ウラン (U-238+) では10Bq/gである。

#### クリアランスの実績<sup>23)</sup>

Siempelkamp社の処理実績は、2006年9月現在までに約20,000トンに達する。その内、12,000トンを原子力産業界で、7,000トンをそれ以外で再利用している。ウランで汚染した廃棄物についても、SiemensやNUKEM燃料製造工場、Urencoのウラン濃縮プラント (Almelo)、WAK再処理プラントの解体物等4,455トンを受入れ、商業ベースで溶融処理されている。今後、Gronauにある濃縮プラントからの解体物についても溶融処理される計画である。

Hanauの核燃料製造工場の解体は、1999年から2006年にかけて行われた。この工場の廃止措置対象の物量は、96,800トンである。その内、サイト内で無条件クリアランスされた主なものは、プラスト除染による鋼材約2,200トン、回収土壌の28,000トン、建屋コンクリート等、合計82,000トンである。また、鋼材約2,000トンをSiempelkamp社で溶融処理し、インゴットは、無条件クリアランスレベル以下と確認後に売却された。

条件付クリアランスに該当するHanauの廃棄物は、土壌又はコンクリート等であり、13.8Bq/g以下のものが規制当局から認められ、約10,000トンが有害廃棄物処分施設に搬出し、処分された。また、上記の回収土壌は、同処分施設の埋め戻し材として使用された。

### 3.4 英国

英国では、クリアランスに相当する関係法令として放射性物質免除令 (SoLA) [1986年/1992年改定] を適用している。固体廃棄物 (密封線源を除く) で0.4Bq/gを超えない場合には規制免除される。またウランに対する免除レベルは、11.1Bq/g以下となっている<sup>24)</sup>。

英国では放射性廃棄物の処分は1993年放射性物質法 (RSA93) の下で行われ、規制されている。クリアランスレベルは英国の法律で明確に示されていないが、RSA93の一覧Table 1と低い放射エネルギーの物質への免除命令では、適切な機関との合意上で

多くの物の無条件のクリアランスのために使用されるかもしれないレベルを含んでいる。現在、クリアランスのための法律上の判定規準は平均の放射エネルギー濃度で400kBq/トン以下である。このような物はRSA93に放射性廃棄物として定義されていない<sup>25)</sup>。

#### クリアランスの実績

Capenhurstウラン濃縮工場の解体から発生したアルミニウム、鋼材などの金属約7,500トンが自由放出された。その内訳は、除染後のスクラップ (アルミニウム:5,500トン、鋼材:1,500トン)、溶融装置によるインゴット生産 (アルミニウム:550トン、鋼材:60トン) である<sup>26)</sup>。

建屋コンクリート廃棄物等がクリアランスされ、サイト内での再利用又は埋設されている。また、再利用できないインゴット、焼却灰を自治体の廃棄物処分場に約750m<sup>3</sup>埋設している<sup>27)</sup>。

### 3.5 スウェーデン

スウェーデンでは、原子力エネルギー施設から発生する可燃物を含む全ての固体廃棄物の管理規則 (SSI FS 1996: 2) を定めている。この規則で無条件クリアランスが規定されている。また条件付クリアランスは、規制当局への申請に基づき汚染した金属の溶融処理やウラン汚染廃棄物の産業廃棄物処理施設への処分について認められている<sup>17)</sup>。

このSSI FS 1996: 2は、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廃棄物の管理に関する研究に基づいて作成されている。本規則の改定作業は、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のコメントを受け、2008年内に改定する予定であったがまだ公表されていない。改定案は、ECの考え方、指針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0.1Bq/g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RS-G-1.7と同じレベルである1Bq/gとなり、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。条件付クリア



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<sup>23)</sup>。

#### クリアランスの実績

クリアランスの実績としては、1987年から2006年までに認可された専業の金属溶融工場 (Studs-vik Radwaste) で既に16,000トン以上の金属廃棄物を溶融処理してインゴットを作製し、約90%を一般市場に放出している<sup>28)</sup>。そのうちウランで汚染された金属廃棄物に対しては、2004年までの実績で、625トンのうち622トンを溶融処理後に放出している。ウラン廃棄物のクリアランスレベルは、以前100Bq/kgであったが、現在はECの指針RP89基準を適用するため1,000Bq/kgである<sup>29)</sup>。

ウラン廃棄物処理工程からのウラン汚染物は、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) で埋設された。Risangenには、1991年から2000年までに約870トン (CaF<sub>2</sub>)、非有害産業廃棄物施設のGrytaには1990年から2005年までに約6,500トンの廃棄物が埋設された。Westinghouse Electric Sweden社は、ウラン廃棄物についてGryta及びSAKAB施設に埋設できる新しい許可を2007年に取得している。その許可基準は、条件付きクリアランスを適用し10kBq/kgである。今後の処分は、新放射線防護令が制定後に再開される予定である<sup>30)</sup>。

#### 3.6 スペイン

経済省は、原子力安全理事会 (CSN) による義務的で拘束力のある報告に従い、クリアランスに対する認可を含めた全ての認可証を公表する。スペインでは、一般クリアランスと制限付クリアランスができるが、一般クリアランスは、条件が厳しく、制限付クリアランスが容易であるとしている。規制免除レベルに関してRD 1836/1999の添付1には、少量の放射性物質 (放射能の小規模の使用) を対象にしたもので核種毎の放射能 (Bq) と免除レベル (kBq/kg) が定められている。また、固体廃棄物で第2及び第3カテゴリ (医療、教育、非原子力研究、工業) 施設から発生するものでは、大臣令1449/2003の添付に記載された核種の濃度が10kBq/kgから1kBq/kgの範囲で示され、放射性廃棄物として考慮しなくてよい。また、放射能濃度0.002mCi/g (74Bq/g) 以下の物質は、

145/1989により放射性物質として考慮されない<sup>17)</sup>。

#### クリアランスの実績

一般産業界での再利用と通常廃棄物として処分できるものには、免除レベル等が適用されている。また、金属の再利用、金属の構成部品の再利用、建屋瓦礫に対する特定クリアランスレベルは、ECの具体的な指針 (RP89とRP113) を考慮してスペインに導入された。

#### 3.7 ベルギー

ベルギーは、「電離放射線の危険性に対する一般公衆、労働者及び環境の保護についての一般規則に関する政令」(2001:ARBIS) に基づきクリアランスを実施しており、ECの指針RP122-Part I に示された核種のクリアランスレベルのうち半減期6ヶ月以上の核種について無条件クリアランスを規定している。結論としてRP112-Part I の指針は、ARBISの付録IBの確立のために使用された<sup>17)</sup>。

#### クリアランスの実績

Eurochemic再処理施設は、解体中であるが、2008年3月までの実績では、発生した金属1,500トンのうち1,050トン、コンクリート2,460トンのうち1,400トンなど、合計約3,000トンを無制限放出している<sup>30)</sup>。

#### 3.8 ロシア

放射性廃棄物の規制に関する文書の最上位に位置するのは以下のものである<sup>31)</sup>。

- 1999.3.30のNo.3連邦法「公衆の放射線安全に関して」
- 1999.3.30のNo.52連邦法「公衆の衛生・免疫に関わる利益に関して」
- 1995.11.21のNo.170連邦法「原子力エネルギーの利用に関して」

これらの法律に基づき放射性廃棄物の全面的な法的規制が行われる。

衛生法令の体系が規制の第二の上位レベルを形成する。即ち、NRB-99 (放射線防護基準) 及びOSPORB-99 (基本的放射線衛生規則) が基本法令として準備された<sup>32)</sup>。これらの文書が主要な放射線被ばくの限度並びに許容レベル (年間摂取限度、年間平均許容放射能濃度から主要被ばく限度の導出) を規制するとともに、従事者と放射線発

生サイトに隣接する地域に住む公衆の被ばく要因を監督するレベル(被ばく線量、レベル、放射能、流量密度等)を規制する。また、放射性廃棄物を含む電離放射線源の規制を行うため衛生規則が作られ、特に放射性廃棄物管理に関する衛生指針(SPORO-2002)において各核種の液体及び放射性廃棄物の規制免除を決めている<sup>33)</sup>。

OSPORB-99文書においては、レベルの低い放射能濃度の物質や製品は経済活動において使用することが許されている。その基準は年間の個人の有効被ばく線量で決められ、使用する場合は10 $\mu$ Svを超えないことである。また、集団の総被ばく線量が1人・Sv以下となっている。OSPORB-99文書では、使用できる廃棄物には以下の3グループがある。

第一グループ：人工起源の核種を含む工業分野の廃棄物では0.3kBq/kg以下のもので、追加的放射線防護を必要とせず、経済活動に無制限解放できる。ただ、構成要素の一般的な危険性(毒性)によって解放を規制する命令(Order)がある。欧米及びわが国におけるクリアランスレベルに対応する放射能濃度としてこのグループを選ぶことができる。

第二グループ：

以下の放射能を有する人工起源の核種を含む廃棄物で経済活動は制限付で許可される。

- 0.3~100kBq/kgの $\beta$ 線比放射能を含むもの、又は
- 0.3~10kBq/kgの $\alpha$ 線比放射能を含むもの、又は
- 0.3~1kBq/kgのTRU核種の比放射能を含むもので、下記の条件下で経済活動に使用できるかもしれないもの；

- ①特定の使用に対し州の衛生免疫監督機関から承認されたもの、及び
- ②モニタリングの結果浮遊汚染がないもの。

第三グループ：

使用することが不可能又は得策ではなく、放射性廃棄物と考えるべき廃棄物であり、製造者や消費者からの廃棄物用に特別に作られた埋設場で処分するもの。

### 3.9 海外諸国のウラン廃棄物のクリアランスに係わる制度、基準及びクリアランス実績の比較

Euratom理事会指令96/29に基づく規制免除の概念適用について、EU加盟国の実施状況調査が行われた結果がRP134としてまとめられた<sup>34)</sup>。この報告書によれば、ほとんどの加盟国はEuratom委員会指令96/29に対応する新しい法律を導入している。規制免除に関しては、大多数の加盟国でEuratom理事会指令96/29にある規定に沿った方法で実施されている。最も大きく異なる点は、クリアランスレベルの導入に関連するものである。

RP134によれば、EU諸国と米国及び英国のクリアランス制度化の現状は、以下に大別される。

- ・クリアランスを制度化していない国：フランス
- ・独自の考え方でクリアランスを行っている国：英国及び米国
- ・クリアランスを制度化し、Euratom理事会指令96/29を取入れている国：ドイツ、スウェーデン、スペイン、ベルギー
- ・クリアランス制度を有し、IAEA BSS No. 115及びIAEA RS-G-1.7に基づきレベルを設定している国：ロシア

大きな原子力産業を持つ米国と英国は、Euratom理事会指令96/29に先行したクリアランスへの取組みを行っている。フランスと英国の取組みは、ECのクリアランスへの取組みと異なっている。

Table 6に米国、英国、ロシア及びEU諸国におけるウランのクリアランスに係る制度整備と実績状況の主な項目についてまとめる。

今後は、無条件再利用を行う金属のように国際間の流通が行われる特定の物質に対しては、クリアランスレベルの整合性を図る必要である。

## 4. まとめ

- (1) ウラン及びTRU核種で汚染された放射性廃棄物の規制からの解除に関して、多くの国でICRPの被ばく防護の考えを取り入れたIAEA、ECの指針に基づき自国の安全規制制度を構築していることが分かった。規制免除された単一の放射性物質からの個人の実効線量は10 $\mu$

Table 6 Clearance Systems in Oversea Countries:  
Overviews of Legislation Systems and Performances (1/2)

項目	ドイツ	イギリス	ベルギー	スウェーデン
規制法令、クリアランスレベル等	放射線防護令(2001改正) 無条件クリアランス U-234(固体) 0.5Bq/g U-235+(固体) 0.5Bq/g U-238+(固体) 0.6Bq/g 条件付クリアランス (金属スクラップ) U-234 2Bq/g U-235+ 0.8Bq/g U-238+ 2Bq/g	放射性物質(低放射能) 免除令(1992年改定)・ ・全人工核種:0.4Bq/g (天然核種BGを除く) ・天然核種:U:11.1Bq/g	電離放射線の危険性に対する公衆、労働者及び環境の保護に関する政令(2001) ・濃度基準 U-234 1 Bq/g U-235+ 1 Bq/g U-238+ 1 Bq/g ・表面汚染密度基準 0.04Bq/cm <sup>2</sup> ( $\alpha$ 核種)	放射線防護令(2001年) 放射線防護機関規則 (SSI FS1996:2)  $\alpha$ 核種:0.1Bq/g, 0.4Bq/cm <sup>2</sup> $\beta$ $\gamma$ 核種:0.5Bq/g, 4 Bq/cm <sup>2</sup>  ・2008年2月上記防護令改定案の検討中
クリアランス導出方法	線量基準: 10 $\mu$ Sv/y 無条件クリアランス: RP122 Part I に基本的な一致 条件付クリアランス: 溶融処理、建物について基準を有す	放射性物質の定義及び放射性物質免除令により規定。10 $\mu$ Sv/y を満足するとしている。	線量基準: 10 $\mu$ Sv/y 無条件クリアランス: RP122 Part I に準拠 条件付クリアランス: 10 $\mu$ /yを前提にケースバイケース	線量基準: 10 $\mu$ Sv/y 無条件クリアランス(案) U: 1 Bq/g
クリアランス制度を適用したプロジェクトと再利用内容	・ハナウのウラン燃料製造工場 ・Siempelkamp社の金属溶融施設  溶融実績: 2万トン、うちウラン汚染廃棄物は4,500トン 製品としてMOSAIKキャスク、遮蔽体等を製造	・Capenhurstガス拡散法ウラン濃縮工場 ・溶融施設  溶融実績: アルミ5,500トン、鋼材1,500トン、コンクリート等	・ユーロケミック再処理工場  溶融実績: 鋼材1,300トン溶融後、67.5%を無制限放出 コンクリートの一般処分: 1,900トン	・Studsвик研究所溶融施設  溶融実績: ウラン汚染金属廃棄物約625トン (0.1Bq/g及びRP89の1Bq/gのクリアランスレベルを適用し、622トンの無制限解放)

Table 6 continued(2/2)

項目	スペイン	米国	フランス	ロシア
規制法令、クリアランスレベル等	免除レベル; 王立法令 Realn Decreto 1836 /1999  10Bq/g (U-235、U-238) 1Bq/g (Usec) RP89、RP113に基づく	NRC規制ガイドRG1.86 (1974)(表面密度基準)  天然ウラン、U-235、U-238 (平均: 0.8Bq/cm <sup>2</sup> )	・規制免除に関するEU指令を施行する新しい法律; 命令No. 2002-460 (2002年4月4日) ・規制管理からの行為の免除; 令43-22条  ・無制限クリアランス制度; なし、「ゾーン区分」制度を導入。	・NRB-99「放射線防護基準」 ・OSPORB-99「基本的放射線衛生規則」、 ・SPORO-2002「放射性廃棄物取扱い衛生規則」にて放射性廃棄物の免除レベルを規定  第1 Gr (クリアランスレベル); 0.3kBq/kg以下 第2 Gr (制限付解放): 0.3~10kBq/kg ( $\alpha$ 核種) 0.3~1 kBq/kg (TRU核種)
クリアランス導出方法	線量基準: 10 $\mu$ Sv/y	利用可能な測定器検出能力に基づき決定	各種のウラン燃料製造施設の廃止措置プロジェクトに「ゾーン区分」適用	線量基準: 10 $\mu$ Sv/y
クリアランス制度を適用したプロジェクトと再利用内容	CIEMAT研究所のPIMIC施設の廃止措置では、U-230、U-233、U-234、U-236及びU-238で1 Bq/gを基準としている。	・オークリッジガス拡散法ウラン濃縮工場  処理実績: 1万トンの金属スクラップの売却し、Duratec社(現、Energy Solution Bear Creek社)が高エネルギー加速器に使用する遮蔽体等製作	・極低レベルの金属廃棄物を溶融し、廃棄容器製作に再利用した例はある。	再利用に関しては0.3kBq/kg以下の場合、全ての経済活動において拘束はない。発電所、核燃料サイクル、研究施設等全てに適用される。

Sv/yオーダーであり、集団実効線量は1人 $\mu$ Sv/y (10万人 $\times$ 10 $\mu$ Sv/y)である。米国や英国は自国の実績を有する規制制度に基づいて設定した安全基準値を持つ。

(2) 運転中及び廃止措置施設におけるウラン廃棄物のクリアランスでは、そのクリアランスレベルはIAEA RS-G-1.7で推奨されている1 Bq/g (世界の土壤中ウラン濃度上限値)が妥当とされている。また、TRU核種では0.1Bq/gが提示されている。天然ウラン核種に対するクリアランスレベル1 Bq/gは「規制除外」の概念で適用される基準であり、上記(1)の「規制免除」の考え方(10 $\mu$ Sv/yオーダー)に基づくものではないこと、及び個人の年間の実効線量を例にすれば線量限度1 mSv/yの概念が適用されていることに注意する必要がある。

(3) 天然起源の核燃料・原料物質であるウランとトリウムに関する規制免除または規制除外に関しては、埋設処分に対する基準値とクリアランスに対する基準値は安全の考え方に基本的な相異がある。前者はウラン尾鉱やNORM廃棄物などの大量の廃棄物処分にも係るものであるが、自然のバックグラウンドレベル以下の基準値で規制することは実質的に意味をなさないことが国際機関から示されているのに対し、後者は例えば一定量の金属の再利用のように利用時の被ばくに対する防護レベルが確保される必要がある。

(4) 米国、英国、ドイツ、スウェーデン、ベルギーにおいてはクリアランスされた物資は国際間を移動している。今後、これらのクリアランスされた物資の国際間の流通を円滑に行うためには統一かつ合理的な安全基準値の設定がわが国にも求められる。

#### 参考文献

- 1) 日本原子力研究開発機構他2社、“各事業者のクリアランス計画,”原子力安全委員会放射性廃棄物・廃止措置専門部会ウラン廃棄物埋設小委員会(第一回)報告、平成20年10月2日。
- 2) International Atomic Energy Agency: International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of

- Radiation Sources, Safety Series No.115, (1996).
- 3) International Atomic Energy Agency: Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Guide No. RS-G-1.7 (2004).
- 4) “Sources and Effects of Ionizing Radiation,” UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly with scientific annexes. (2000).
- 5) European Commission, Council Directive 96/29/Euratom of 13 May 1996, laying down basic safety standards for protection of workers and the general public against the dangers arising from ionization radiation.
- 6) European Commission, Radiation Protection 89. Recommended radiological protection criteria for the recycling of materials from the dismantling of nuclear installations. Luxembourg 1998.
- 7) European Commission, Radiation Protection 113. Recommended radiological protection criteria for the clearance of building and building rubble from dismantling of nuclear installations. 2000.
- 8) European Commission, Radiation Protection 122 Part I. Practical Use of Concepts of Clearance and Exemption, Guidance on General Clearance Levels for Practices. Luxembourg 2001.
- 9) ICRP, 1991. ICRP60
- 10) ICRP, 1998. ICRP77
- 11) ICRP, 2000. ICRP81
- 12) ICRP, 2000. ICRP82
- 13) Termination of operating licenses for nuclear reactor, USAEC Regulatory Guide 1.86 (June 1974).
- 14) DOE, Radiation Protection of the Public and the Environment, DOE 5400.5 (1990).
- 15) DOE, Paducah Site Annual Site Environmental Report for 1999, BJC/PAD-206, (2000).
- 16) DOE, Paducah Site Annual Site Environmental Report for Calendar Year 2001, BJC/PAD-219, (2002).
- 17) MY Gerchikov, ZK Hillis, E.I.M. Meijne, W Oatway, S Mobbs<sup>3</sup>, A van Weers<sup>2</sup> 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).
- 18) C.Doutreluigne et. al., "Final Decontamination Methodology for Decommissioning of CEA Nuclear Facilities," 4<sup>th</sup> International Symposium1 - Release of Radioactive Material from Regulatory Control, Hamburg 20-22 March 2006.
- 19) 「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。
- 20) 「原子力施設に対する廃棄物研究 (Waste Study) に関する指針」、フランス原子力安全・放射線防護局 (DGSNR) 通達SD 3-D-01、2001年9月。
- 21) 「2007年 欧州放射性廃棄物処理処分場技術調査団」報告書 日本原子力情報センター。
- 22) Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung-StrlSchV).
- 23) 宮坂靖彦、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、デコミッショニング技報 p61-73、第37号 (2008年3月)。
- 24) 1986 No.1002, Atomic Energy and Radioactive Substances (Substances of Low Activity: SoLA) Exemption Order 1986 (Coming into Operation: 1986).
- 25) Radioactive Substances Act 1993. ISBN 0 10541293 7.
- 26) E A Christopher, "Materials recycling and free release by BNFL," ImechE 1998 C539/007.
- 27) 「European Decommissioning and Site Release Case Studies」、RANDEC調査報告書2007年2月。
- 28) J.Lorezen, G.Krause, New Possibilities for Free-Release of in Studsvik treated LLW-Material, 4<sup>th</sup> International Symposium, (March 2006).
- 29) 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、p624-628Vol. 46, No. 9(2004)。
- 30) Robert Walthery, etc., Progress and Experiences from the Decommissioning of the Eurochem Reprocessing Plant, WM' 08.
- 31) Kochetkov O.A., Sajapin N.P., et.al., "Regulatory provision for radioactive waste management activities in Russhi and their practical allocation in the area of radiation protection at Sev RAO enterprise," SRC-IBPh, Barchukoveng, Russia.
- 32) S.V. Stepanov, A.V. Simakov, et.al., "Methodological Problems of the Personnel Protection Supply in case of Operations with Natural Radio-nuclide Materials," p-6a-286, State Research Center of Russian Federation-Institute of Biophysics, Moscow.
- 33) SPORO-2002 (ロシア連邦 放射性廃棄物取扱い衛生規則), 2002.
- 34) European Commission, 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. 2003.

## 製錬転換施設における廃止措置の状況

池上宗平\*、綱嶋康倫\*、村田雅人\*、杉杖典岳\*

### *The Current Status of Decommissioning on the JAEA's Uranium Conversion Facilities at Ningyo-toge Center*

Sohei I<sub>KEGAMI</sub>\*, Yasumichi T<sub>SUNASHIMA</sub>\*, Masato M<sub>MURATA</sub>\*, Noritake S<sub>SUGITSUE</sub>\*

独立行政法人 日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）人形峠環境技術センター製錬転換施設は国内唯一のウラン転換施設として、昭和57年に3月に天然ウラン及び回収ウランの転換技術開発に着手した。天然ウラン転換は、PNC山元一貫製錬法の実証プラントとして平成3年までに六フッ化ウラン（UF<sub>6</sub>）約385tUを生産、回収ウラン転換も平成11年12月までに約340tUの六フッ化ウラン（UF<sub>6</sub>）約385tUを生産し、全てのウラン転換技術開発の目的を終了し、平成12年4月から当施設の廃止措置を実施している。

原子炉等規制法の使用施設である製錬転換施設では、使用許可変更申請の手続きをとって廃止措置業務を進めている。

ここでは、天然ウラン転換施設の解体実績及び回収ウラン転換設備の解体計画と経過について、その概要を紹介する。

The refining and conversion facilities at the Ningyo-toge site of JAEA (Japan Atomic Energy Agency), was started in the uranium conversion operation with both yellow cake as natural uranium and uranium trioxide as reprocessed uranium in 1983. These facilities produced about 385 tU of natural uranium hexafluoride (NUF<sub>6</sub>) and about 350 tU of reprocessed uranium hexafluoride (ReUF<sub>6</sub>) until December 1999. The decommissioning of the facilities started according to the regulatory procedure.

In this paper, we describe the outline of the results on dismantling of the natural uranium facilities, the project and progress on the reprocessed uranium conversion facilities.

#### 1. 製錬転換施設の概要

原子炉の燃料である金属ウランを生産するために、ウラン鉱石からイエローケーキを経ることなく金属ウランを作るウラン製錬方法（PNC法）の開発が始まり、この技術を基に山元一貫製錬法の

実証施設として、昭和39年に人形峠製錬所が建設され、鉱石から四フッ化ウラン（UF<sub>4</sub>）までの生産技術が実証された。しかし、わが国の原子炉の主流が軽水炉であり、六フッ化ウラン（UF<sub>6</sub>）が必要であったため、四フッ化ウランから六フッ化ウランに転換する技術開発を昭和51年に開始し、

\*：独立行政法人 日本原子力研究開発機構 人形峠環境技術センター (Japan Atomic Energy Agency, Ningyo-toge Environmental Engineering Center)



この技術開発成果を基に、昭和54年製錬転換パイロットプラントの建設に着手し、昭和57年運転を開始し、平成3年に天然ウラン転換技術開発を終了した。

再処理工場から発生する回収ウランの利用については、①プルトニウムと混合し、混合酸化物燃料(MOX)とする案の他、②六フッ化ウランに転換して再濃縮し、軽水炉燃料、③高濃縮ウランと混合した軽水炉燃料、④当量酸化ウラン(UO<sub>2</sub>)の備蓄等の案が検討された。製錬転換パイロットプラントに併設されたウラン転換試験設備(CTF: Conversion Test Facilities)に回収ウラン転換小規模試験設備を設置し、利用量が多く見込まれる六フッ化ウランに転換する技術開発を行うこととして、昭和54年に建設着工、昭和57年3月より運転開始した。その後、国内の電力会社の協力を得て、東海事業所の再処理回収ウランを人形峠まで輸送するとともに、天然ウラン転換技術開発で使用した設備等を転用し、回収ウラン転換技術開発を実施し、平成11年12月に最後の製品UF<sub>6</sub>をウラン濃縮原型プラントに引き渡して、ウラン転換技術開発の使命を終了した。Photo 1に製錬転換施設の全景を、Fig.1に天然ウラン転換プロセスと

回収ウラン転換プロセスを示す。

また、平成元年から平成9年まで、電力会社等との共同研究により、ウランだけを利用した「マイクロ波混合転換脱硝技術開発」の試験を実施した。

平成12年度以降、製錬転換施設の業務は主に廃止措置業務となり、平成12年から2年間で天然ウラン転換設備を解体、平成14年から15年に回収ウラン転換小規模試験設備を解体した。製錬パイロットプラントでは平成14年から平成18年まで天然ウラン転換で六フッ化ウランに転換できなかったHFを含有する四フッ化ウラン(未反応UF<sub>4</sub>)のロータリキルンによる洗浄・乾燥処理を、平成15年から平成19年までは、硝酸廃液を窒素ガスに還元して廃棄する硝酸廃液処理試験を実施した。ウラン転換試験設備ではウラン濃縮で行っている滞留ウラン除去試験に使用する七フッ化ヨウ素(IF<sub>7</sub>)ガスの製造技術開発などを行った。これらの業務が達成された平成20年から製錬転換施設の解体に本格的に着手している。

製錬転換施設は、製錬転換パイロットプラントとウラン転換試験設備から構成される。Fig.2に製錬転換施設の経緯を示す。

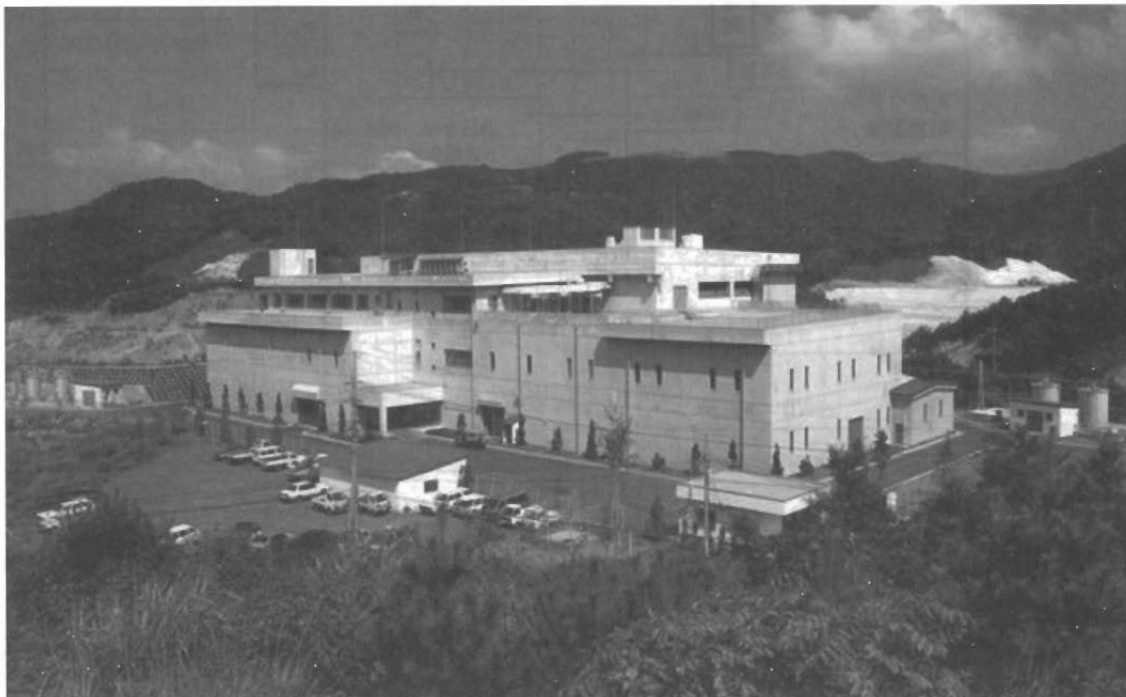


Photo 1 Overview of the Refining and Conversion Facilities at Ningyo-toge Site



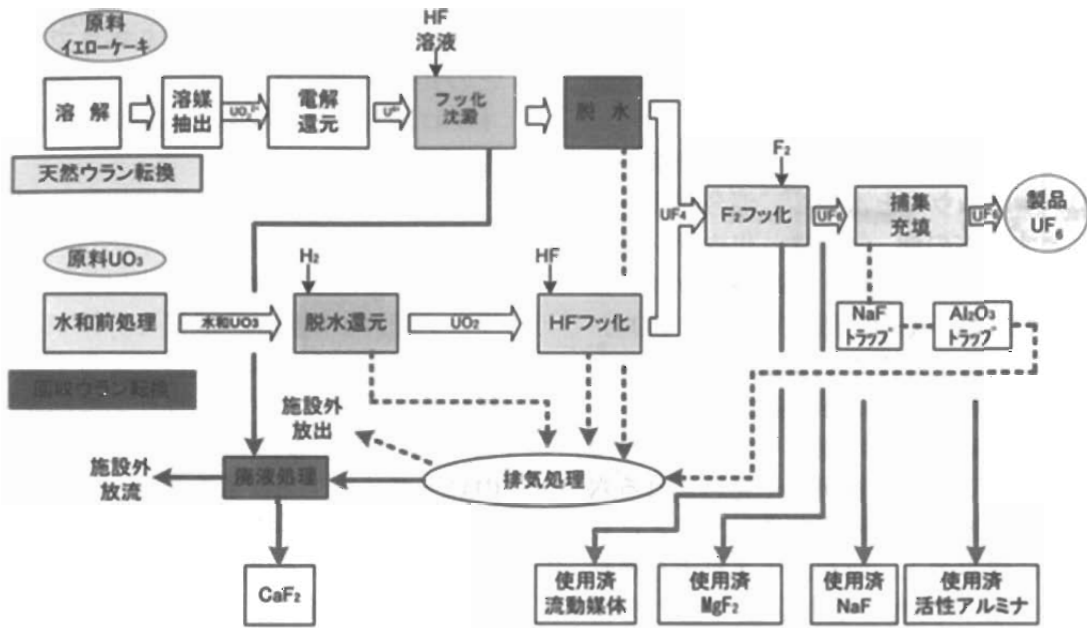


Fig.1 JAEA's Uranium Conversion Processes

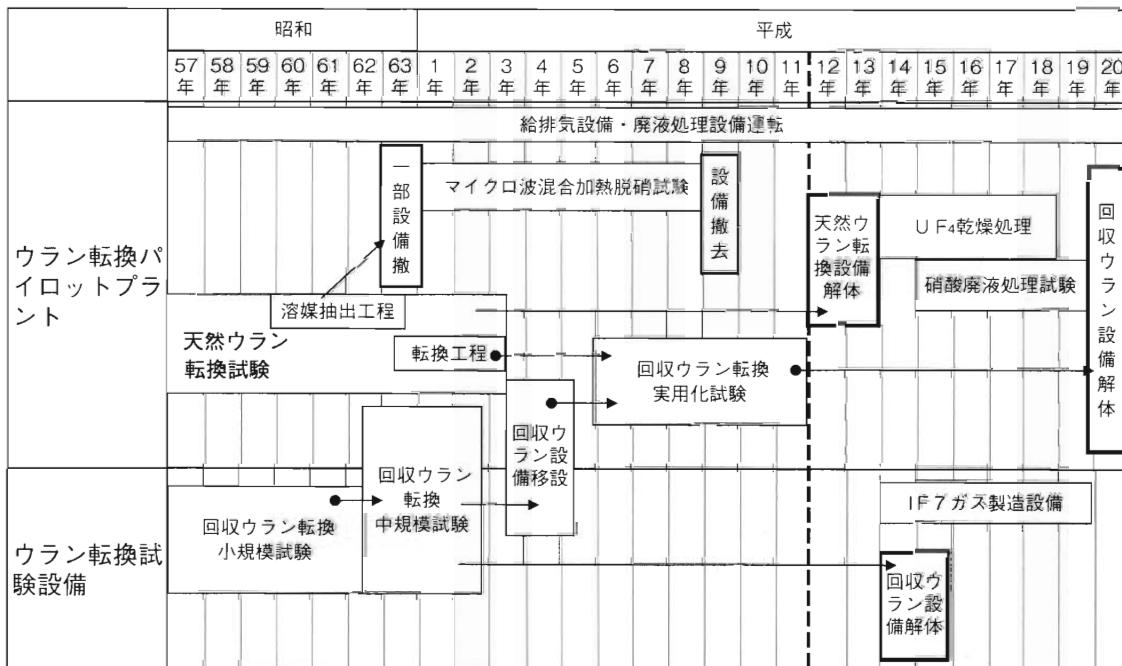


Fig.2 Operational History at the Refined and Conversion Facilities

## 2. 建設・設計

製錬転換パイロットプラントは、昭和52年及び53年に詳細設計を実施、昭和53年5月に土地造成工事(約9000m<sup>2</sup>)、昭和54年9月から建屋建設に着

手し、昭和56年10月に竣工、昭和57年2月に管理区域設定を実施し、イエローケーキの搬入を開始した。建設費の総額は60億円で、その内訳をFig.3に示す。

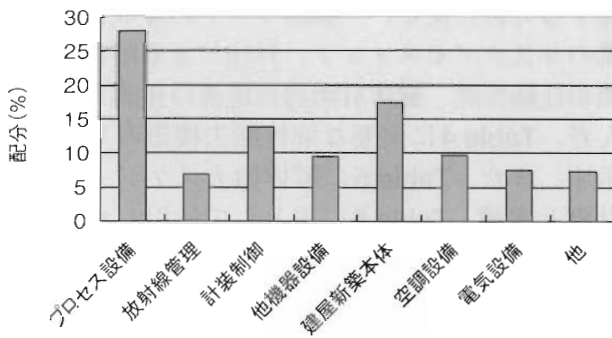


Fig.3 Breakdown of the Construction-cost for the Plant

### 3. 運転実績

#### 3.1 天然ウラン転換

PNC山元一貫製錬法では、ウラン資源の採取場所によりイエローケーキの性状が異なるため、Table 1に示すように様々な国からイエローケーキを調達して、六フッ化ウラン製造技術を開発した。原料として約465tUのイエローケーキを供給して、製品六フッ化ウランを約385tU生産した。運転終了後には、約25tUの未反応四フッ化ウラン(製品化できなかったUF<sub>4</sub>)及びTable 2に示す操業廃棄物が残った。

Table 1 Yellow Cakes to feed in the PNC Process

	化学形態	U含有率(%)	不純物量	性状
日本	UO <sub>2</sub> (SO <sub>4</sub> ) <sub>2</sub> (NH <sub>4</sub> ) <sub>2</sub> U <sub>2</sub> O <sub>7</sub>			
ニジェール	MgU <sub>2</sub> O <sub>7</sub>	7.0~7.5	多い(Mo)	微粉、易溶解、黄色
西ドイツ	(NH <sub>4</sub> ) <sub>2</sub> U <sub>2</sub> O <sub>7</sub>	7.4~7.6	中程度(NH <sub>4</sub> )	大粒径、易溶解、黄色
オーストラリア	U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>	8.0~8.3	中程度(SiO <sub>2</sub> )	高比重、中溶解、黒色
カナダ	U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>	8.0~8.2	中程度(As)	高比重、難溶解、黒色
中国	U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>	8.4~8.5	少ない	高比重、難溶解、黒色

#### 3.2 回収ウラン転換

東海再処理工場の製品である回収ウランUO<sub>3</sub>(三酸化ウラン)を原料とする、120tU/年規模の回収ウラン転換技術開発を行い、約350tUの原料UO<sub>3</sub>を供給し、製品である回収ウランUF<sub>6</sub>を約340tU生産して、当プロセスの成立を実証した。Table 3に回収ウラン転換実用化試験における回収ウランUO<sub>3</sub>の仕様を示す。

回収ウラン転換プロセスでは、Fig.1に示すように、発生する廃棄物の種類は天然ウラン転換プロセスとほとんど変わらない。ただし、回収ウラン転換実用化試験では、天然ウラン転換において廃棄物が多量に発生した経験を踏まえ、運転条件を確立して廃棄物発生低減化に取り組み、製品六フッ化ウラン1tUの生産あたり約1/4まで低減した。

Table 3 Specification of the Reprocessed Uranium UO<sub>3</sub> For the Feed Material

濃縮度	U-235 1.3%以下		
化学形態	UO <sub>3</sub> 粉体		
核分裂生成物	Zr95	37.0	Bq/gU以下
	Nb95	37.0	Bq/gU以下
	Ru106	194	Bq/gU以下
	Sb125	37.0	Bq/gU以下
	Cs137	37.0	Bq/gU以下
	Ce144	37.0	Bq/gU以下
超ウラン元素	Np(α)	66.7	Bq/gU以下
	Pu(α)	5.61	Bq/gU以下
	Am(α)	33.3	Bq/gU以下
	Cm(α)	33.3	Bq/gU以下
U-232	1.8	ppb/U以下 (UO <sub>3</sub> 貯蔵容器)	

Table 2 Residual Materials after Finishing Conversion Operation of Natural Uranium

項目	発生原因	ドラム缶本数	平均ウラン濃度
2級品四フッ化ウラン	UF <sub>6</sub> に転換できなかったグレードの悪いUF <sub>4</sub>	約160本	約86%
中和濃物(CaF <sub>2</sub> )	ウラン化合物を含むフッ素ガス等の中和処理で発生	約5800本	約 3%
フッ化ナトリウム	UF <sub>6</sub> を含むオフガスの吸着材	約470本	約 20%
フッ化マグネシウム	フッ化ナトリウムの代用品として使用	約6本	約 3%
活性アルミナ	フッ化ナトリウムの後段にF <sub>2</sub> ガス吸着材として使用	約200本	約 1%
流動媒体	流動床炉でUF <sub>4</sub> をUF <sub>6</sub> に転換する際に使用した流動媒体	約184本	約 20%

4. 廃止措置の状況

4.1 設備解体

廃止措置の費用を見積る方法としては工事費積算法(個別積算法)、物量一次近似法及び建設費比率法がある。

解体エンジニアリングシステムでは、物量一次近似法により廃止措置費用を推定することとしており、回収ウラン設備の解体を通して得られるデータをシステム構築データとして利用する。

4.1.1 天然ウラン転換設備の解体の計画と実績

(1) 計画

天然ウラン転換設備の解体撤去作業は、安全第一及びコストパフォーマンスの観点から転換施設を熟知し、ウランの取扱経験が豊富な従事者で実

施する方針に従がい、機器リストの作成、解体作業のリスクアセスメント、外注による解体撤去作業の仕様作成、解体計画書作成等の作業に取り組んだ。Table 4に主要な解体撤去機器のリストを示す。また、Table 5に解体撤去スケジュールの計画と実績、Table 6に主として使用した切断設備を示す。計画策定にあたり留意した点は以下のとおりである。

- ①廃止措置を進めるために、解体エンジニアリングシステムを導入する。
- ②建屋は解体撤去物の保管施設として利用する。
- ③工程内の機器及び配管等に付着しているウランをふき取って回収する。また、溶液の入っていたタンクは水洗浄する。機器を解体して

Table 4 List of Dismantling Equipment on the PNC Process

工程	名称	材質	サイズ (mm)
溶解	イロ-ケーキホッパー	SUS 304	1,300 φ × 1,500H
	溶解槽A	FRP製	2,400 φ × 3,300H
	溶解槽A 蒸気吹込管	テフロン	101.5φ × 2500H
	溶解槽攪拌機A	SS+フロンライニング	1200 φ × 3300H
	ブリコート材溶解槽	FRP製	1,000 φ × 1,200H
	ろ液槽	SS+RL	400 φ × 1,150H
	イロ-ケーケトル回転機	SS400	1,800L × 1,300W × 1,900 H
	イロ-ケーケ粉砕機A	SUS 304	240 φ × 1,000L
	イロ-ケーケコンベア	SUS 304	10,700 L
	ドラム洗浄装置	SUS 304	1,800L × 1,300W × 2,200 H
	ドラム缶取扱装置	SUS 304 その他	3,700L × 1,500W × 5,100 H
	ブリコート剤溶解槽	FRP製	1360 φ × 1,950H
電解還元	電解槽	複極式	790L × 1,300W × 2,200 H
	精製液受槽	SS41+硬質ゴムライニング	2,200 φ × 3,000H
	陰極液槽	SS41+硬質ゴムライニング	1,800 φ × 2,200H
	陽極液槽	SS41+ふっ化ビニル樹脂ライニング	1,800 φ × 2,200H
	希釈槽	SS41+硬質ゴムライニング	2,200 φ × 3,000H
	希釈槽	SS41+硬質ゴムライニング	2,200 φ × 3,000H
沈殿・乾燥	ふっ化沈殿槽	FRP + PTFE	2,400 φ × 1,800H
	UF4ホッパー	SUS 316	1,200 φ × 1,400H
	UF4貯槽	SUS 316	2,400 φ × 2,700H
	ふっ化母液槽	FRP	2,400 φ × 2,500H
	フィーダ溢液槽	SS400+ゴムライニング	550L × 550W × 700H
	無水ふっ化酸希釈槽	SS+PVDFライニング	1,200 φ × 2,500H
	含水UF4ろ過機	FRP + フロン樹脂	620L × 4,900W × 1,700H
	含水UF4ろ過機-コンベア	ろ布*リフト	936.5L × 190W × 475H
	ふっ化廃液シフト	SS400+フロンライニング	2,400 φ × 2,300H
	洗浄廃液槽ろ過機	SS400+ゴムライニング	800 φ × 1,500H
	含水UF4乾燥機	SS400+フロンライニング	2,400L × 1,000W × 2,200H
	UF4コンベア	主要部SUS316	400L × 354W × 17,400H

Table 5 Schedule and Performances

解体区分		平成12年度				平成13年度			
		4~6月	7~9月	10~12月	1~3月	4~6月	7~9月	10~12月	1~3月
電気・計装	電解還元室	←→							
	フッ化沈殿室 (1, 2, 3階)	←→	←→						
ユーティリティ配管	電解還元室	←→							
	フッ化沈殿室 (1, 2, 3階)	←→	←→						
ウラン系配管・小形機器	電解還元室		←→	←→	←→	←→	←→	←→	←→
	フッ化沈殿室 3階		←→	←→	←→	←→	←→	←→	←→
大型機器・槽類	電解還元室				←→				
	フッ化沈殿室 3階				←→				
大型機器・基礎	フッ化沈殿室					←→	←→	←→	←→
	(1, 2, 3階)					←→	←→	←→	←→
基礎	電解還元室			←→	←→	←→	←→	←→	←→
YC溶解設備	YC溶解室						←→	←→	←→
ドラム缶取扱室	ドラム缶取扱室						←→	←→	←→
YC溶解調整設備	YC溶解調整室						←→	←→	←→

←→ 計画      ◀▶ 実績

Table 6 List of Cutting Equipment

切断工法	切断方法	適用した材質
機械式切断法	電動カッター	FRP、炭素鋼、金属、硬質ゴム等ライニング材
	バンドソー	
	セイバーソー	
	塩ビカッター	塩ビ配管
	ケーブルカッター	電線
	研削砥石	金属
熱式切断法	プラズマアーク切断	SUS316、炭素鋼
	アセチレンガス切断	炭素鋼、SUS316

反応四フッ化ウランの乾燥設備をフッ化沈殿室2階と3階に設置する等を考慮した解体撤去スケジュールを策定した。Photo 2電解還元室の大型ウラン溶液貯槽、Photo 3にフッ化沈殿室の含水UF<sub>4</sub>濾過機の写真を示す。



Photo 2 Large Tanks before Dismantling

ドラム缶に封入後の表面線量率のデータを残す。

- ④ドラム缶内の内容物のトレーサビリティができる仕組みを作る。このために今回はバーコードを導入し、解体エンジニアリングに組み入れる。
- ⑤解体撤去作業は従事者が行ない、大型設備の移動等経験のない作業は外注する（解体技術の継承と予算低減）。
- ⑥管理区域内の火災発生予防のため、可能な限り機械切断を用いる。

天然ウラン転換設備の解体撤去期間を2年間とし、最初に大型貯槽等の切断場所を確保するために電解還元室の解体を行ない、平成13年10月に未



Photo 3 UF<sub>4</sub> Vacuum Filter Equipment before Dismantling

(2) 解体作業

解体作業を通じ、以下のことが貴重な体験となった。

- ①20年以上経過した塩ビ配管を塩ビカッターで切断したが、経年劣化で塩ビ固有の粘りがなく、脆くなって割れやすい状態であった。
- ②天然ウラン転換設備の材質は、Table 4で示したように多岐に渡り、化学薬品でもあるウ

ラン溶液を扱っているために槽には内面に種々のゴムライニングが張ってある。Table 5の切断工具で切断速度、回転数等を調整しながらライニングを切断する必要があった。

Fig 4に部屋毎で発生したドラム缶の本数の分布、Fig 5には解体撤去した材質毎の比率を示す。ウランと接触のあった解体撤去物 (SUM及びSU表示) が全解体物1392本中の78%であった (SUM: 金属、SU: 非金属 SKM: 管理区域内の金属、SK: 管理区域内の非金属)。また、ドラム缶の表面の放射線量率の測定を全てに行い、この結果はバー

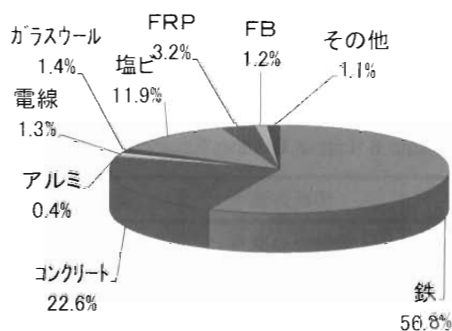


Fig.5 Drum Structure after Dismantling the Facilities

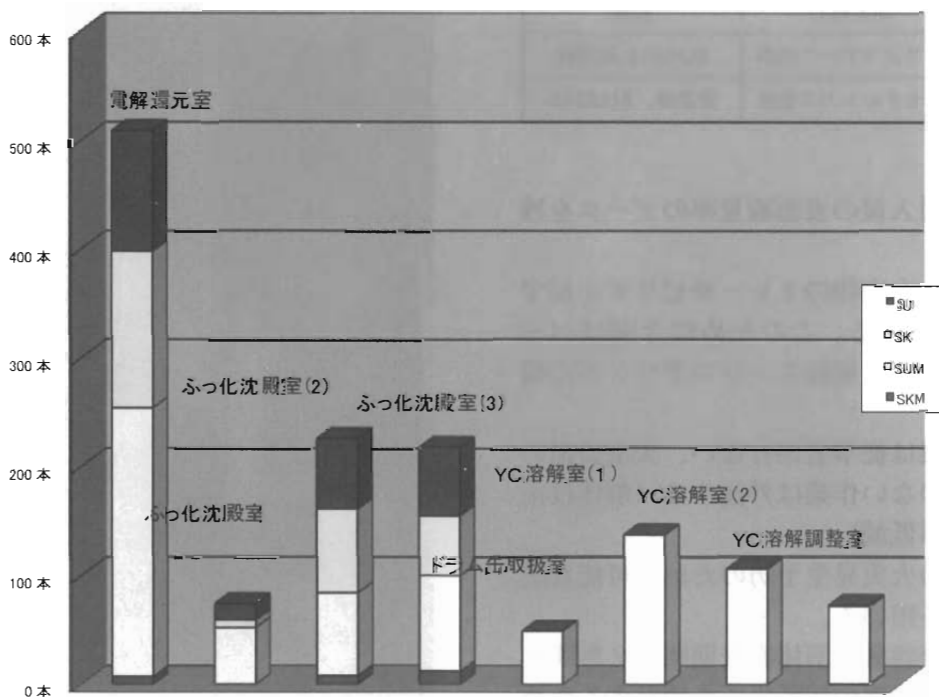


Fig.4 Result of Generated Waste Drums in Each Rooms

コードデータとして管理している。Photo 4に貯蔵しているドラム缶の状況を示す。

#### 4.1.2 解体エンジニアリングシステム

人形峠環境技術センターにおける廃止措置の効率化を図るために、独自の解体エンジニアリングシステムを構築することとし、天然ウラン転換設備の解体撤去から本システムの導入に取り組んだ。Fig.6に解体エンジニアリングシステムの構造を示す。

Fig.6で示した解体エンジニアリングシステムを用いるにあたり、解体計画図・収納計画図・物流管理・作業管理の機能を付加した3D-CADモデルを利用して、解体物をドラム缶へ効率良く収納できるシステム構築を行い、今回適用をした。即ち、開発する3D-CADモデルに求められる技術的な要求事項、実際の作業に即した任意の切断線での切断、切断片の材質・重量・形状の計画段階



Photo 4 Drums attached barcode in the interim storage

での把握、解体物の情報（インベントリ、汚染状況、履歴）を切断片へ取り込む等を整備し、CAD機能にこれらの情報を取り込む「切断コマンド」、「重量コマンド」を開発した。今回は、解体物のトレーサビリティをバーコードで管理できるシステムと連結し、Fig.7に示すシステムとして作り上げた。

この技術は、天然ウラン転換プロセスの解体で利用可能であることがわかり、さらに、回収ウラン転換設備の解体時には、手法の有効性、切断片の重量等の事前評価の精度の検証を行うこととしている。

Fig.8、天然ウラン転換設備の解体評価式を示す。

#### 4.1.3 回収ウラン転換設備

回収ウラン転換設備の除染については、気体及び液体による系統除染は使用する流体が配管フラ



Fig.7 Outline of the Dismantling Engineering System applied to the Natural Uranium Conversion Facilities

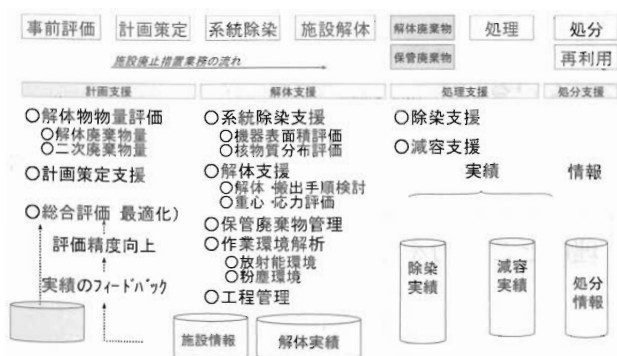


Fig.6 Management Flow of the Dismantling Engineering System at Ningyo-toge Site

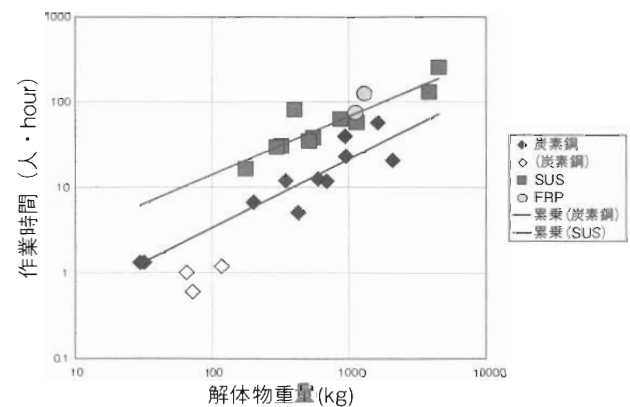


Fig.8 Result of the Correlation between Packing Weight and Man-power hour

ンジ等から漏れ出る恐れが高いので実施しないこととした。回収ウラン転換設備のプロセス配管は、 $UO_3$ から $UF_6$ 製造までは粉体の反応であり、粉体を気流輸送していることから、金属配管表面の凹凸を利用して摩耗した粉体が付着している。さらに、 $UF_6$ 系統では、液体 $UF_6$ が機器配管に付着している。これらウランの付着状態及び機器の構造がシンプルである等を考慮し、天然ウラン転換プロセスの解体で得たウランの回収の経験を活かし、回収ウラン転換設備の解体でも、ウラン回収することとした。

解体作業は、機械切断による方法を主体とした。また、解体作業の効率を考慮してできる限り部屋全体をグリーンハウスにした。作業管理上全面マスクによる作業時間は最大2時間/回とした。

Table 7に回収ウラン転換設備の工程毎の解体機器の重量内訳を示す。解体総重量は300tを上回る量と評価している。Table 8には、解体スケジュールを示す。原計画では3年間で回収ウラン転換設備の解体撤去を終了する予定である。Fig.9に回収ウラン転換設備に関わる解体計画の手続きを示す。

本設備の解体撤去では、発生するドラム缶の数量を削減するために、Fig.9に示すようにプロセス設備とユーティリティ設備に分けてドラム缶の分別を行うことを考えている。Photo 5に解体中のコールドトラップ室の写真を示す。今回の解体では、解体写真も映像データとして定時データとして取り込み、廃止措置エンジニアリングシステムの構築と展開を図っている。

## 5. 核燃料物質及び廃棄物の検討

天然ウラン転換で発生した未反応 $UF_4$ の乾燥処理は終了したが、これらの核燃料物質の譲渡先がないのが現実である。

一方、転換設備の運転によりフッ素の中和澱物及び $UF_6$ のオフガスを吸着したフッ化ナトリウム(NaF)等の運転廃棄物も多種多量に発生している。これらは、国内で廃棄物を処理・処分する手順が国で決まりつつあるが、これらの運転廃棄物からウランを回収し、廃棄物中のウランレベルを低くして処分することが大切になってくる。この

場合、回収されたウラン(Recovered Uranium)の、計量管理上の検討及び前述の核燃料物質としての譲渡先を考えなくてはならない。

人形峠環境技術センターでは、放射性廃棄物の処理・処分について国の動向等を踏まえながら的確に廃棄物の処理・処分ができるように検討を進めているが、核燃料取扱施設の廃止措置計画を進める上で、核燃料物質の譲渡ができない状況であると理解している。濃縮施設で保管している劣化ウランを含め、廃止措置計画で核燃料物質の譲渡先或いは消費先が重要な課題と認識している。

## 6. おわりに

製錬転換施設の設備の解体撤去は、国内で最初の大型核燃料取扱施設の廃止措置であり、安全第一に作業を行う一方、核燃料施設の解体作業に関する技術蓄積及び技術者育成を図る。また、廃止措置エンジニアリングシステムにフィードデータを提供することにより、システムの強化が図られている。これにより他の核燃料施設の解体支援にも役立てることができると考えている。

回収ウラン転換設備の解体は始まったばかりであるが、解体作業の安全の実績を積み上げることがミッションである。例えば、熱変化の大きな設備機器は熱により膨張・収縮を繰り返しているため、フランジ部などの継ぎ手部で取り壊すのではなく、最初から積極的に切断して短時間で作業を終了することを考えなくてはならない。作業環境の整備と効果的な作業方法の選択が、作業者の安全・安心の確保の上で重要である。

解体技術が確実に次世代に継承されていくために、廃止措置エンジニアリングシステムの役割は重要であり、今後もデータを整備・構築することとしている。

これまで製錬転換施設の解体撤去を支援していただいた関係各位に感謝するとともに、今後も継続する人形峠環境技術センターの廃止措置業務にご理解とご協力をお願いします。



Table 7 Breakdown of Dismantling Equipment on the Reprocessed Uranium Conversion Process

工程分類	機器類		配管類		配管保温材類		配管ラック類		配管ホールド類		バルブ類		計装類		架台・フード類		基礎類		電源座類		ケーブル類		設備合計			
	汚染物 (kg)	管理物 (kg)	汚染物 (kg)	管理物 (kg)	汚染物 (kg)	管理物 (kg)	汚染物 (kg)	管理物 (kg)	汚染物 (kg)	管理物 (kg)	汚染物 (kg)	管理物 (kg)	汚染物 (kg)	管理物 (kg)	汚染物 (kg)	管理物 (kg)	汚染物 (kg)	管理物 (kg)	汚染物 (kg)	管理物 (kg)	汚染物 (kg)	管理物 (kg)	汚染物 (kg)	管理物 (kg)	汚染物 (kg)	管理物 (kg)
1 UF6シリンダ処理装置	0	38,765	0	0	43	0	0	75	0	715	54	194	17	0	0	0	0	0	0	0	560	0	65	71	40,417	40,488
2 原料供給設備	2,619	96	0	0	0	0	0	34	164	131	0	39	0	5,021	1,230	7,975	568	0	825	0	158	16,427	2,475	18,902		
3 水和前処理工程	3,462	950	703	499	15	55	96	274	1,758	1,019	350	79	20	14,614	5,049	3,523	247	0	1,530	0	461	23,961	10,768	34,729		
4 脱水還元工程	3,640	613	350	603	0	29	0	56	38	1,381	996	69	40	0	4,159	7,399	518	0	2,064	0	444	13,010	9,636	22,646		
5 No.1HFふっ化工程	2,320	398	786	953	0	127	0	231	0	1,578	827	449	0	0	4,361	1,677	117	0	215	0	469	5,797	9,341	15,138		
6 No.2HFふっ化工程	4,222	1,566	1,740	839	0	137	0	259	0	2,189	1,075	490	69	40	0	4,394	4,047	283	0	1,580	0	440	11,436	11,934	23,370	
7 No.1F2ふっ化工程	7,071	2,166	920	255	0	81	0	153	0	1,396	1,824	296	84	20	0	10,040	10,754	763	0	280	0	461	21,206	15,148	36,354	
8 No.2F2ふっ化工程	4,371	1,448	713	462	0	64	0	125	0	1,268	983	656	65	30	0	288	9,429	660	0	1,080	0	427	16,221	5,828	22,049	
9 捕集充填工程	19,578	0	3,029	2,186	0	416	0	718	38	4,385	3,099	1,075	145	1,050	0	18,977	18,306	1,281	0	2,135	0	418	45,476	31,300	76,836	
10 UF6吸脱着試験装置	930	870	0	0	0	62	0	111	0	634	429	44	10	10	0	2,150	1,001	70	0	230	0	166	2,456	4,387	6,743	
11 共通設備	1,583	576	0	0	0	0	0	0	0	69	0	64	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1,583	709	2,292	
合計	49,796	47,450	8,241	5,797	15	1,014	25	1,824	384	15,537	10,287	3,845	653	1,230	19,635	51,188	64,111	4,487	0	10,499	0	3,529	157,634	141,913	299,547	
	97,246	14,038	1,029	1,849	15,921	14,132	1,883	70,823	68,598	10,499	3,529	299,547														



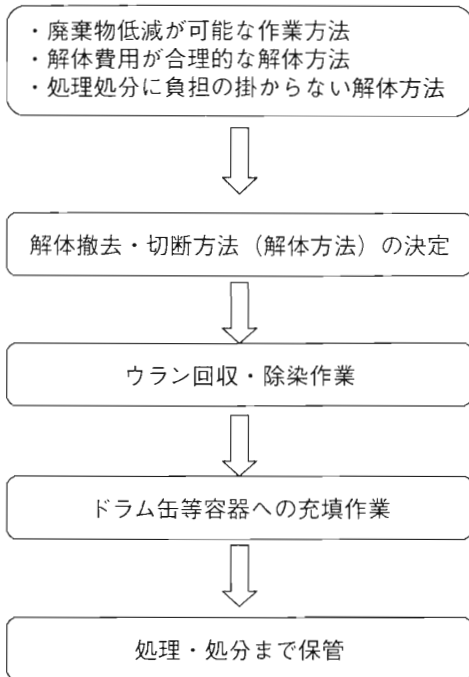


Fig.9 Decommissioning Project Flow

参考文献

- 1) 動燃20年史.
- 2) 杉杖、池上他 日本原子力学会 (春の年会、秋の大会)  
(2001年3月、2001年9月、2002年9月、2003年3月、2003年9月、2004年9月).
- 3) 平成12年度研究開発課題評価 (事後評価) 報告書.

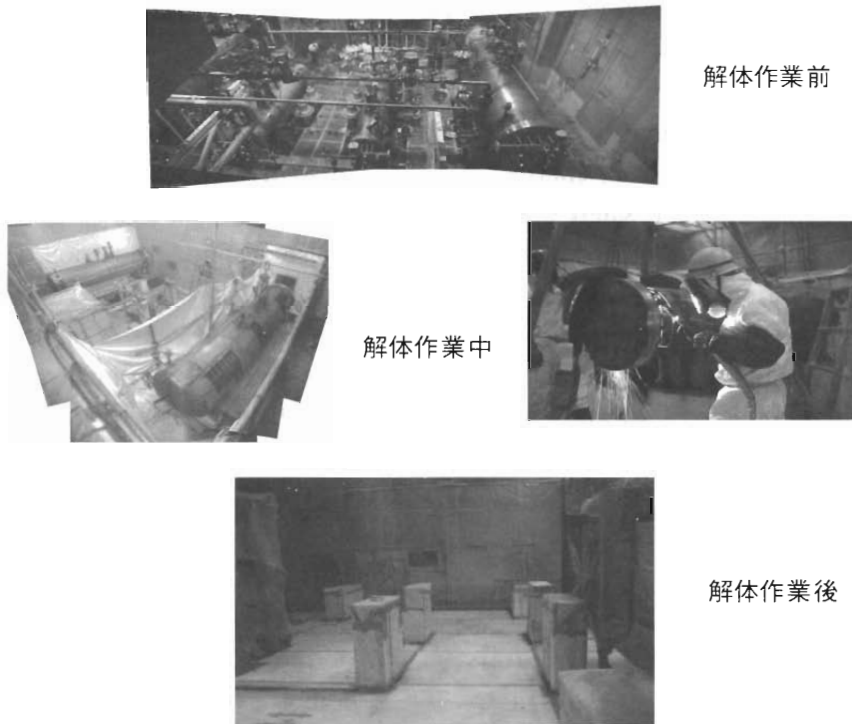


Photo 5 Dismantling Progress at the Cold-trap Room

## 加速器施設の廃止 - 高エネルギー加速器研究機構田無分室における廃止事例

梶本和義\*

### *Decommissioning of Accelerator Facility - Example of the Tanashi Branch, High Energy Accelerator Research Organization*

Kazuyoshi MASUMOTO\*

高エネルギー加速器研究機構田無分室では、核物理学研究を推進してきた様々なタイプの加速器施設が一度に廃止され、更地化が行われた。このような大型加速器施設の廃止は我が国では最初の例といえる。加速器施設の廃止に当たっては、施設内の放射化状況の詳細な評価をもとに除染工法が検討された結果、廃棄物発生量を極力抑えることができた。また、貴重な多くの設備、機器等が大学等の研究機関に譲渡された。加速器施設は約1年で除染が完了した。RI施設も含めた、最終汚染検査で汚染の無いことを確認後、更地化され、現在は西東京市の公園として利用されている。ここでは、電子シンクロトロン及びサイクロトロン施設の廃止事例を紹介する。

The decommissioning of the Tanashi Branch was the first example of the decommissioning of a large accelerator complex including electron, charged particle and heavy ion accelerators in Japan. In order to perform the decommissioning work safely and properly, various radiation and radioactivity measurements were performed. Several methods of decontamination were also planned and tried. Careful evaluation of residual radioactivity in various materials was very important for reducing the radioactive waste. Many kinds of accelerator components and shielding materials were transferred and reused at the various accelerator facilities of universities and research institutes. All accelerators were decommissioned perfectly within a year. After removal of all buildings, vacant land was changed to the park. The decommissioning of electron synchrotron and cyclotron facilities is introduced in this report.

#### 1. はじめに

高エネルギー加速器施設では、加速粒子が直接ターゲット等に照射されるとそこに放射化が生じるだけでなく、照射によって二次的に発生した中性子等が加速器室内に拡がり、周辺機器や建屋を

放射化することになる。これらの放射化物の放射能濃度は低いが、放射化の範囲は広いという特徴がある。そこで、長年使用されてきた加速器施設を廃止するにあたっては、事前に放射化量を評価し、安全かつ適切に放射化物を除去する必要がある。既に、原子力関連施設においては、クリアラ

\*：高エネルギー加速器研究機構 (High Energy Accelerator Research Organization)

ンス制度が運用されてきているが、放射線障害防止法の下ではクリアランスが定められておらず、放射性廃棄物の取扱いに関連して加速器の放射化についての検討がなされているところである。ここでは、加速器施設の廃止事例として、高エネルギー加速器研究機構田無分室の廃止措置のなかで、電子シンクロトロンとSFサイクロトロンを例に取りながら、施設廃止の際に検討された事柄、測定結果、工事の工法なども紹介する。

## 2. 経緯

東京都西東京市（旧田無市）に東京大学原子核研究所が発足したのは昭和29年であった。以来、サイクロトロン及び電子シンクロトロンなどが建設され、原子核及び素粒子物理学研究のための全国共同利用施設として利用されてきた。その後、大強度陽子加速器の建設のために、平成9年4月に茨城県つくば市にある高エネルギー物理学研究所、東京大学理学部附属中間子科学研究センターとともに高エネルギー加速器研究機構（以下KEKという）に統合されたが、田無キャンパスには高

エネルギー加速器研究機構田無分室（以下田無分室という）の所有する1.3GeV電子シンクロトロン、RIビーム加速用の直線加速装置、重イオンシンクロトロン（TARN II）、東京大学物性研究所附属軌道放射研究施設のSOR-RING、東京大学大学院理学研究科附属原子核科学研究センター（CNS）の所有するSFサイクロトロン、直線加速装置（TALL）があった。Fig.1に田無キャンパスの敷地図を示す。平成11年9月から田無キャンパスの放射線施設の廃止作業が開始され、平成13年3月に廃止を完了した。本報告では、電子シンクロトロン及びSFサイクロトロン施設の廃止事例について紹介することにする。

電子シンクロトロンは我が国最初の高エネルギー加速器として昭和31年に建設が始まり、昭和36年に電子加速エネルギー750MeVが達成され、その後昭和41年に1.3GeVに増強された。昭和46年には世界最初の放射光専用リングSOR-RINGが設置された。電子シンクロトロン施設内の設備、装置の配置図をFig.2に示した。電子シンクロトロンは、入射電子リニアック（15MeV）、シンクロトロン（1.3GeV、0.4mA）、放射光リング

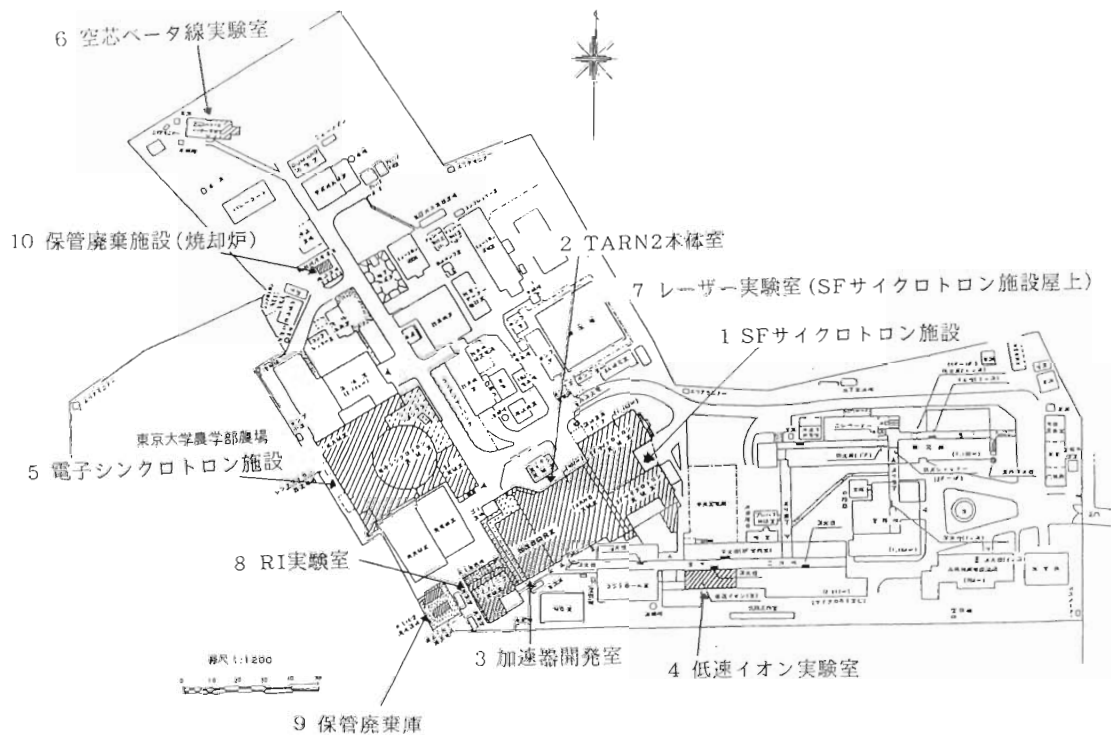


Fig.1 Layout of the Buildings of Tanashi Campus, KEK.

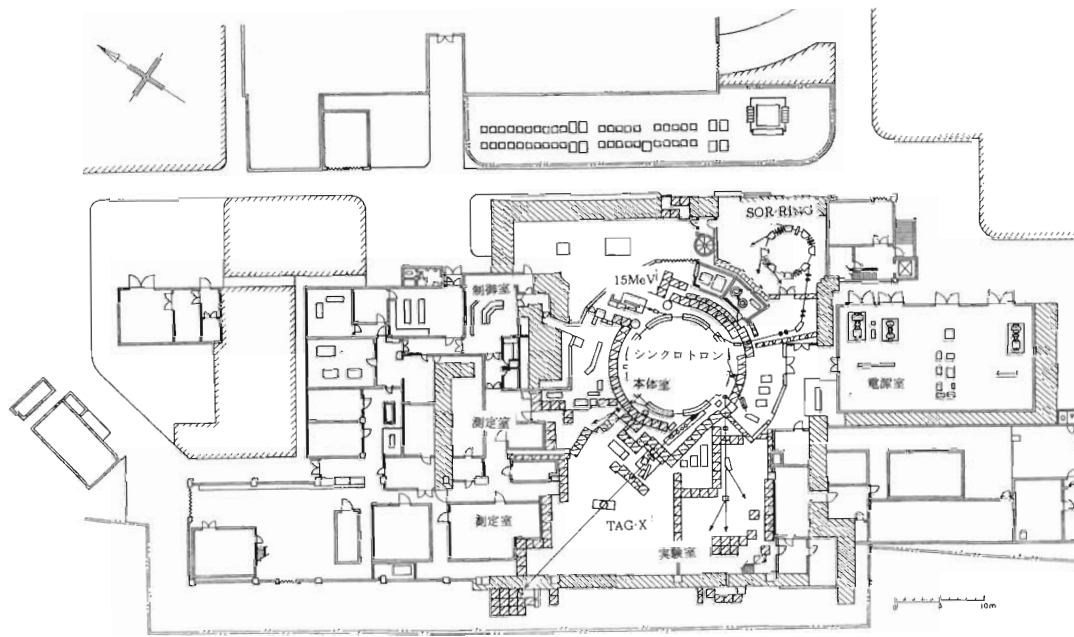


Fig.2 Plane view of the Electron Synchrotron Facility.

(500MeV、500mA) からなる複合加速器である。当初より、国内外からの研究者を迎えて電子線、 $\gamma$ 線(制動放射線)、放射光をプローブとする研究が進められてきたが、全国共同利用は平成11年6月に終了した。

SFシンクロトロンはFM/FFシンクロサイクロトロンの後継機として昭和44年から設計が始まり、昭和46年に本体主要部が完成した。我が国初のAVFシンクロトロンである。その後、実験室の増築を行って、昭和49年9月5日に使用承認を得た。当初のビーム出力は陽子50MeV、平均電流10 $\mu$ Aであり、平成8年11月6日にビーム出力を陽子40MeV、平均電流10 $\mu$ Aに変更した。全国共同利用は昭和52年に開始され、平成11年3月に終了した。引き続き、平成11年10月まで東京大学大学院理学研究科附属原子核科学研究センターの研究のために運転は続けられた。シンクロトロンのビーム利用は、シンクロトロン棟内の各室にビームを輸送して原子核物理学の研究を行うだけでなく、隣接のTARN(昭和53年設置)、TARN II(昭和59年設置)へのイオンビームの供給や直線加速器(平成4年設置)のRIビームの供給も行ってきた。SFシンクロトロン、TARN II及び直線加速器施設の配置図をFig.3に示した。直線加速器施設

はFM/FFシンクロサイクロトロン本体室、また、TARN II施設はFM/FFシンクロサイクロトロンからのビームを使う実験室があった場所に建設されたものである。

### 3. 放射線安全管理の方針

#### 3.1 基本方針

運転中においてもできるだけデータ収集に努め、放射化量の推定を行うことにした。また、設備や備品について、なるべく有効利用を図ることを考え、放射化物、非放射化物にかかわらず再利用するか、廃棄するかの検討を進めておくことにした。全ての搬出物品の管理を行うために、各施設で管理台帳を作成することにした。放射化物については、管理基準を定めるとともに、判定のフローを作成した。放射化物の収納場所の確保を図ることにした。さらに、除染工法の検討を進めた。

安全の配慮においては、様々な施設の廃止作業が並行して行われることから、作業者の安全教育につとめることにした。また、周辺が住宅地であり、小学校が隣接することから、作業時間、騒音対策、輸送時の交通安全等に配慮するとともに、市当局や周辺住民、小学校PTAへの説明を適宜行

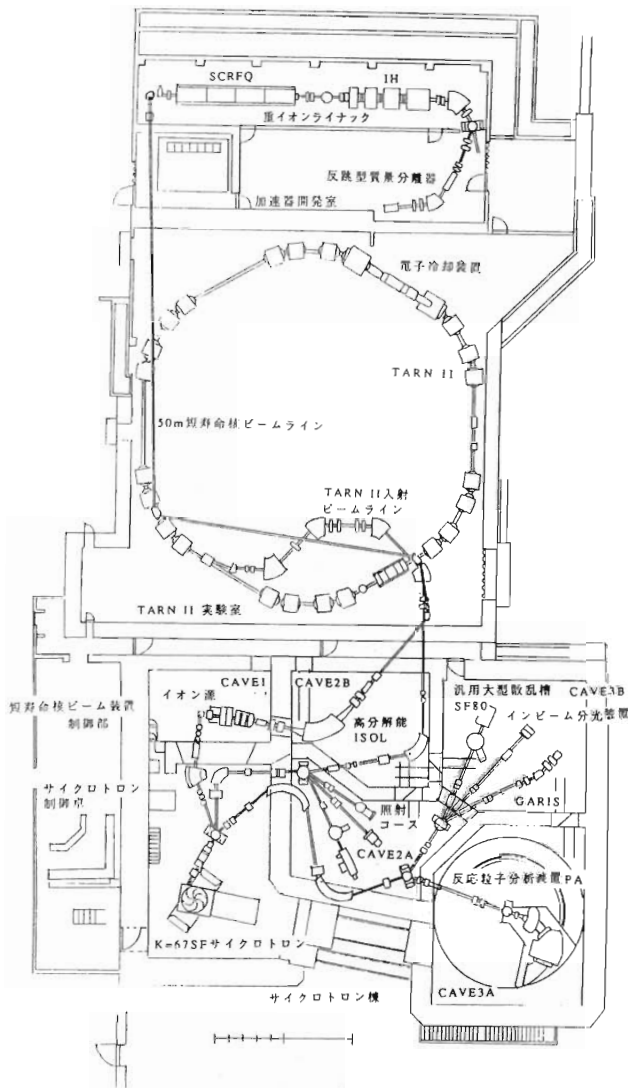


Fig.3 Layout of the SF-cyclotron, TARN II and Linear Accelerator Facilities.

- c) 放射化物の再利用物と廃棄物の分別と搬出
- d) 室内の床、壁、天井における放射線量の測定と放射化の有無の調査
- e) 放射化箇所の除染
- f) 除染後の放射線測定と汚染測定により、全ての箇所ですべて自然放射線レベルであり、拭き取り調査による汚染のないことを確認
- g) 除染で生じた廃棄物の日本アイソトープ協会へ引渡

また、撤去作業の際には、各施設毎に以下の記録をとった。

- i) 所持または廃止に伴って発生した放射性廃棄物の措置 (放射化物を含む)  
搬出物品毎の汚染検査、表面線量測定記録
- ii) 所持している放射性同位元素の措置
- iii) 施設の汚染検査 (放射化の評価を含む)
- iv) 工事内容の記録
- v) 工事作業者の教育訓練、立入記録、健康診断記録、被曝線量測定記録

### 3.2 管理区域からの搬出物品の管理

管理区域から搬出されるものについては全てサーベイを行った。特に、加速器施設では表面汚染はないが放射化しているという場合があるため、放射化の認定が重要であり、まずNaI (TI) シンチレーションサーベイメータによる表面線量測定で放射化を評価し、次にGMサーベイメータによる測定で汚染を評価するという二段構えで行った。ここで、非放射化と放射化の区分は自然放射線レベルを越えないものと越えるものということで判定した (バックグラウンド (BG) 計数の標準偏差の3倍をもって有意とする)。遮蔽用コンクリートブロックなどについてはボーリング調査も実施した。

まず、BGレベルを定めるため、NaI (TI) シンチレーションサーベイメータを用いて田無地区の敷地境界、建屋外周、構内道路上を測定した。測定結果のヒストグラムをFig.4に示した。サーベイメータの記録は0.03から0.09  $\mu$  Sv/hであった。用いたサーベイメータの時定数10秒とした時、0.06  $\mu$  Sv/hが得られた場合の計数の標準偏差の3  $\sigma$  が0.04  $\mu$  Sv/hとなることとも矛盾しない。このことから0.10  $\mu$  Sv/hを超えるものを放射化

うことにした。

放射化物の取扱いについては、平成10年10月30日に出された放射線安全課長通達をもとに、内規を作り、放射化物の定義、使用、保管、輸送について定め、測定マニュアル及び検査フローチャートにしたがって、搬出物品を区分することにした。建屋、構造物については、放射性廃棄物でない廃棄物の判定条件を定め、それによって検査を行うことにした。

一般的な作業手順としては以下のようにした。

- a) 装置、部品毎の汚染、放射化量の評価
- b) 非放射化物の廃棄物および有価物の分別

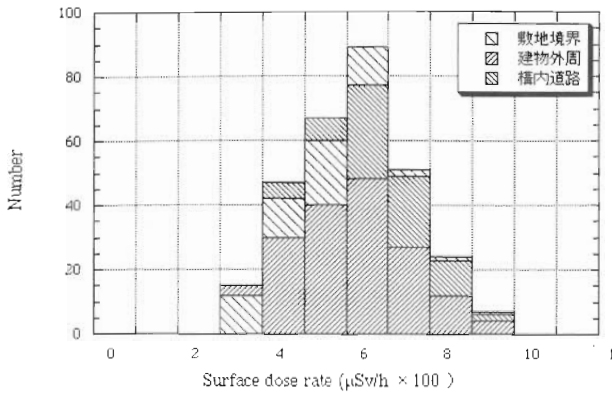


Fig.4 Distribution of Natural Background Radiation at the Tanashi Campus, KEK.

物と見做すことにした。ただし、陶器、レンガ、石材によっては一般に比べて高い濃度のウラン、トリウム、K-40を含むものがあるため、あきらかに放射化が想定できない場所の物品についてはGe検出器で人工核種の有無を確かめることにした。非常に多量のボルト、ナット、ケーブルなどの物品管理においては個々の線量評価ではBGレベルであっても、まとまるとBGレベルを越える場合にしばしば遭遇する。このため、このような物品の搬出管理には高エネルギー加速器研究機構が設計した物品搬出モニターを使用することにした。物品搬出モニターは上下左右4面をプラスチックシンチレータで囲んであり、その中に入れた物品を測定し、それぞれの検出器のいずれかでBGレベルの標準偏差の3倍を越えた場合に警報を出すことにより放射化や汚染の有無を判定するものである。検出面が広いため、検出感度はサーベイメータに比べて高い。

次に、多数の試料の放射化検査によって、放射化していないとみなされたものの汚染検査については広窓タイプのGMサーベイメータを用い時定数10秒で行うことにした。この場合の検出限界を計算すると0.35Bq/cm<sup>2</sup>となり、法令の持ち出し基準の1/10を担保している。また、放射化が認められたものについてはふき取り検査を実施した。

以上により、本作業での放射化物、汚染物の区分フローをFig.5のように定めた。搬出時の検査は物品毎に行った。一般物品は「搬出届」によって管理し、放射化物は、相手先事業所の主任者の承認のある「放射化物搬出願書」を受け取り、事

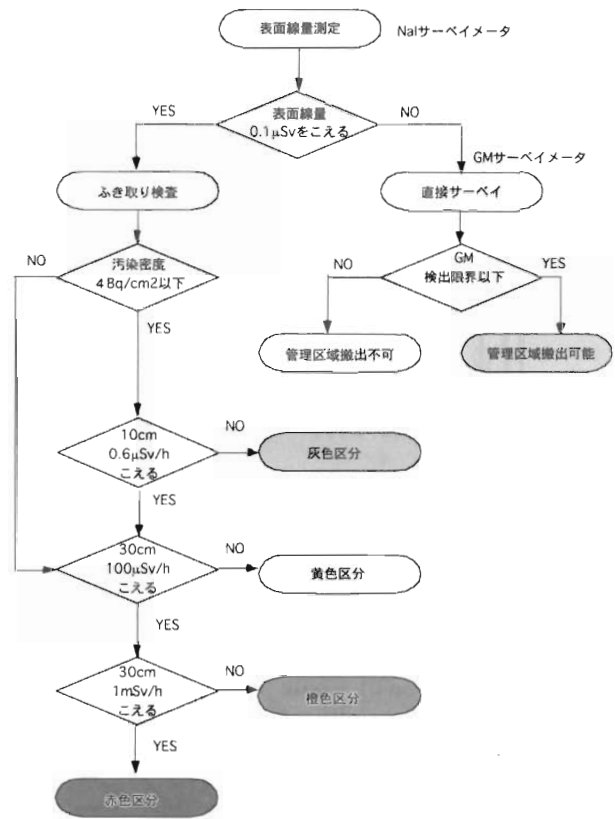


Fig.5 Flowchart for the Classification of Activated and Contaminated Materials.

業所の主任者間で「譲渡、譲受書」を交わすことにした。放射化物輸送の際には収納容器（コンテナなど）毎に管理し、コンテナ毎に、収納物品の一覧表、容器表面線量、汚染の有無、重量などの記録をとった。輸送物品のうち放射化物のほとんどは74Bq/g以下のものが多数を占めた。輸送物の容器表面線量が5 μSv/hを越えるものはなく、全てL型輸送物として取り扱うことができた。放射性廃棄物は日本アイソトープ協会による分類に従ってドラム缶に収納し、ドラム缶毎に引き渡し日、収納物、表面線量、廃棄RIの数量等を記入した台帳を作成した。作業の際には、作業者の出入口と物品の搬出口を区別した。

### 3.3 施設建屋の除染

ここでは原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会報告の「低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分安全規制に関する基準値について（第2次中間報告）」に示される「放射性廃棄物でない



廃棄物」の考え方を参考に放射化物の判定を行うことにした。

コンクリート中には天然の放射性核種のうちK-40及びU、Th系列核種が見出されている。そこで、サイクロトロン施設内の床(20点)、壁(23点)、天井(22点)から採取したコンクリート試料中のK-40、U及びThの比放射能を測定した結果をTable 1に示した。表面線量の計算は1インチのNaI(Tl)シンチレーションサーベイメータでコンクリート表面に密着で測定した場合とした。ここでは直径1インチ、厚さ1cmのディスク状のコンクリート試料の中心、深さ0.5cmの位置にコンクリートの全放射能があるものと仮定して計算した。線量当量率定数は計算により求めた。UおよびTh系列は娘核種まで放射平衡になっているものとして線量当量率を計算するとTable 1右欄のようになる。「関西電力(株)美浜発電所等の蒸気発生器取替に伴い発生するコンクリート廃棄物の取扱いについて(平成5年8月、資源エネルギー庁)」の資料において、計算により求められた放射化放射能濃度と天然放射能の変動幅の比較が報告されているので、ここでも同様の評価を行った。天然放射能は $0.47 \pm 0.24 \text{ Bq/g}$ と見積ることができる。3 $\sigma$ 値の $0.24 \text{ Bq/g}$ は美浜2号機、高浜2号機、玄海1号機でそれぞれ求められた $0.261$ 、 $0.300$ 、 $0.219 \text{ Bq/g}$ に近い値を示していることができる。室内での放射線レベルは壁全体からの影響を受けるため、実測値はTable 1の右欄の値より高い値となる。このような結果をもとに、放射化物の判定ではFig.6のようなフローチャートを定めて行うことにした。

サイクロトロンのような比較的加速エネルギーの低い加速器施設では、主に中性子による放射化が建物内部に生じている。発生装置使用施設で

Table 1 Activity of K-40, U and Th in Concrete Samples Obtained from Floor, Wall and Ceiling of SF-cyclotron Facility and Calculated Dose Rate.

Nuclide	Activity (Bq/g)	RSD (%)	(3 $\sigma$ ) (Bq/g)	Surface dose ( $\mu\text{Sv/h}$ )	(3 $\sigma$ ) ( $\mu\text{Sv/h}$ )
K-40	0.428	17	0.217	0.018	0.009
U-series	0.015	17	0.008	0.006	0.003
Th-series	0.022	18	0.012	0.022	0.012
sum	0.465		0.238	0.046	0.015

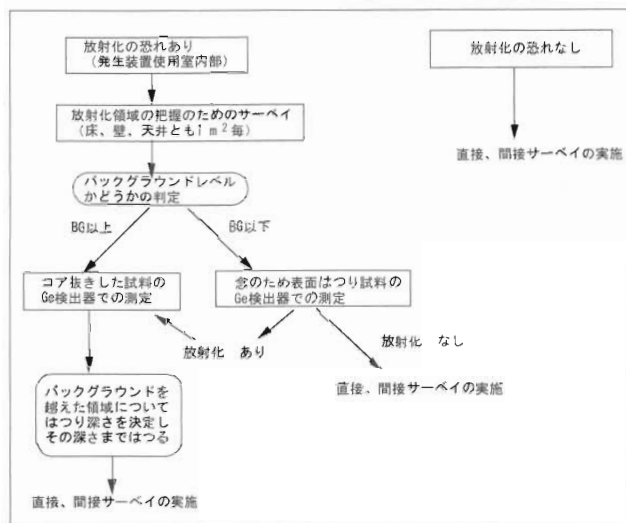


Fig.6 Definition Scheme for the Classification of Nonactivated Waste.

は、物品の搬出管理の場合と同様に表面線量の3 $\sigma$ 値から決定した $0.1 \mu\text{Sv/h}$ を越える部分を放射化有り判定することにした。また、コンクリート内での放射化の状況を知るために、放射化の可能性が認められた部分についてはコアを採取し、放射能の深度分布を測定することによって各放射化領域の除染範囲を決定することにした。

### 3.4 施設の汚染検査の方法

除染後の施設の検査については以下のように行った。

#### 1) 直接法

直接法では建屋内の床面 $1 \text{ m}^2$ 、壁面 $2 \text{ m}^2$ 、天井面 $4 \text{ m}^2$ 毎にまとめることとし、サーベイメータで全面をくまなく測り、もっとも高い値を記録した。

1) NaIシンチレーションサーベイメータ (Aloka TCS-161)

汚染の判定; 時定数10秒、自然計数率の標準偏差の3倍を越えるものを放射化有りとした。

2) GMサーベイメータ (Aloka TGS-133) も同時に測定する。

汚染の判定; 時定数10秒、自然計数率の標準偏差の3倍を越えるものを汚染有りとした。

#### 2) 間接法

スマヤろ紙を用い、対象物品の表面の汚れを採取し、NaIシンチレーションカウンタ (Aloka ARC-2000)、液体シンチレーションカウンタ (Packard TRI-

CARB 2550TR) により測定を行った。建屋では床面 1 m<sup>2</sup>、壁面 2 m<sup>2</sup>、天井面 4 m<sup>2</sup>毎にまとめることとし、全面からスミヤロ紙で広くふきとることにした。

#### 4. 電子シンクロトロン施設の廃止作業

##### 4.1 概要

放射化はシンクロトロン本体室内のみにおいて認められた。このため、平成11年度4月から本体の放射化状況の調査、本体を囲むコンクリート遮蔽ブロックの放射化量の評価を行った。調査結果をもとに、解体撤去手順を決め、順次実行した。建屋の放射化部の撤去と最終汚染検査は平成12年8月に終了した。

##### 4.2 事前調査結果

###### 4.2.1 空間線量

シンクロトロン本体室内のみが有意な線量を示し、遮蔽コンクリートブロックの外側では、実験室も含めてBGレベルであった。本体室内外のブロックの表面28箇所から採取した試料を放射能測定した結果、本体室内でCo-60、Mn-54、Na-22がそれぞれ最大0.033、0.027、0.076Bq/g検出されたが、実験室側では天然核種以外検出されず、サーベイメータによる測定結果を反映していた。

###### 4.2.2 加速器の放射化

シンクロトロン本体では、電磁石において、最大110  $\mu$ Sv/hであった。検出された主要核種はMn-54およびCo-60であり、表面線量率の80%程度を占めていた。この他、Na-22、Zn-65、Co-56、Co-57およびCo-58なども検出された。

加速器本体室内の、電磁石、入射器、遮蔽体支持架台などに使われている鉄材からドリリングによって13試料を採取し、放射能測定した。加速器本体部品の多くの試料でMn-54 (最大5.1Bq/g)、Co-60 (最大2.2Bq/g) が検出された。また、本体室中央の実験台やライナック側の天井の梁に使われているH鋼には放射能は検出されなかった。以上より、本体室内部の物品は放射化物として管理することにした。また、SOR-RING本体には放射化は認められなかった。

##### 4.2.3 解体手順

上記の結果を踏まえ、解体手順を以下のように決定した。

- (i) 制御室など非管理区域の撤去
- (ii) 実験室など管理区域の機器類および加速器室内の小型機器の撤去
- (iii) コンクリートブロックの撤去
- (iv) 加速器本体の撤去
- (v) 建屋の除染
- (vi) 最終汚染検査

##### 4.3 機器類及びシールドブロックの撤去

機器の有効利用を図るために、SOR-RINGは世界初の放射光専用シンクロトロンであることからSPring-8に展示用として譲渡した。SFサイクロトロンモデルマグネットを使用した大型のTAG-Xスペクトロメーター他、放射化が認められなかった検出器、電磁石、電源、遮蔽用鉛ブロックなどを大学等に譲渡した。

シールドブロックは1 m<sup>3</sup>のものが約1000個(約2000ton)あった。これらのサーベイ結果をまとめたものが、Fig.7である。表面線量の測定結果は0.07  $\mu$ Sv/hのところピークがあり、0.11~0.12  $\mu$ Sv/hにも小さなピークが見られた。3.2で述べたように、0.1  $\mu$ Sv/hを越える部分を放射化有りとしたが、この判定の妥当性を示しているといえる。天井の遮蔽に用いられた扇形のコンク

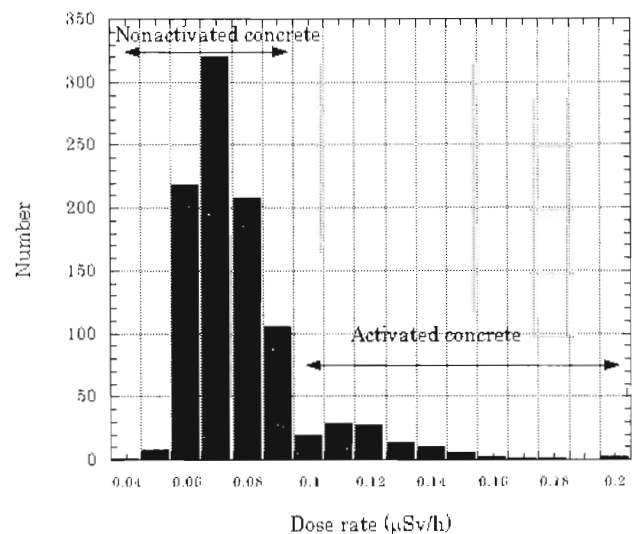


Fig.7 Distribution of Surface Dose Rate of Shield Concrete Blocks from the Electron Synchrotron Facility.

リートおよび本体室や実験室の区画に用いられたコンクリートブロックの半数はつくばの加速器施設の遮蔽体として再使用することになり、残りのブロックを一般廃棄物とした。

ブロック搬出後は、実験室、本体室の区画を残すために、フェンスで囲い、出入りを制限した。各種ケーブルや配管、ビームダクト、補助遮蔽用の鉛ブロックなどを取り外し、コンテナへの収納を行った後、シンクロtron電磁石8台(各12ton)の取り外しを行った。搬出物品数は2038点あり、うち放射化物は428点であった。小型の放射化物は1 m<sup>3</sup>コンテナ16台に収納、入射用電子リニアック、シンクロtron電磁石など大型の放射化物は養生後、つくばの放射化物使用棟に輸送した。

#### 4.4 建屋の汚染検査及び除染工事

全ての設備、機器が搬出され、床面が露出したところで、電子シンクロtron本体室内の表層コンクリートをシンクロtronリングの直径方向を横切るように28ヶ所採取し、分析した。採取箇所の断面図をFig.8に示した。電磁石ベース上には電磁石が設置され、遮蔽ブロックベース上には遮蔽ブロックが積まれていた。また、側溝にはケーブルや配管が通っていた。Co-60の放射能濃度を表面線量の測定結果とともにFig.9に示した。表面線量の結果はCo-60の放射能濃度の結果と良く相関していることが分かる。東側の電磁石ベースコンクリートと遮蔽ブロックを設置していた箇所の電磁石側に放射化が認められた。こちらは加速電子を各実験室に振り分けていた部分であり、そこでビームロスが生じていたことを示している。

次に、放射化の可能性のある本体室中央部の床

2ヶ所を深さ30cm、東西の電磁石ベースコンクリート2ヶ所を深さ60cmコア抜きして、核種分析を行った。その結果をFig.10に示す。線量の高かった東側の電磁石ベースコンクリートでは深さ30cmまで放射化が認められ、主な核種はCo-60とEu-152であり、Na-22、Mn-54、Cs-134も検出された。西側の電磁石ベースおよび中央部の床のコンクリートでは放射化核種の合計は0.05Bq/gを超えることはなかった。また、中央部の鉄製支柱の一部で0.14Bq/gのMn-54が検出されたが、天井遮蔽体外側のクレーン、レールや支柱に放射化は認められなかった。

上記の結果から、本体部分の支柱、電磁石ベース(深さ50cm)、床コンクリート(深さ25cm)は全てブロック状に切除し、遮蔽ブロックとして利用することとし、つくばの放射化物使用施設に搬出することにした。ブロック切り出しは、ワイヤーソーによる切断工法を採用した。ブロック総

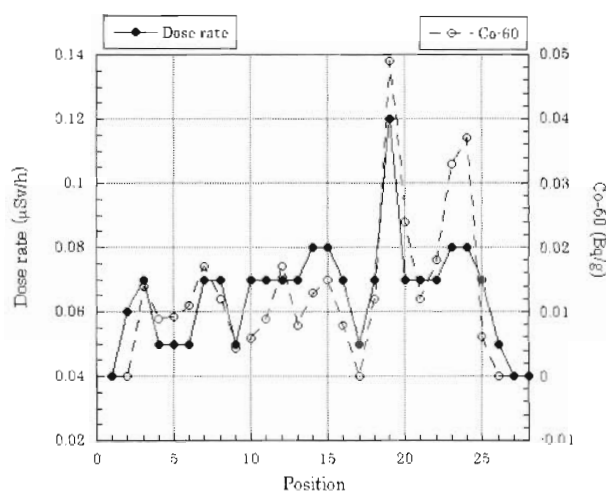


Fig.9 Surface Dose Rate and Activity of Co-60 of the Crosscut of the Synchrotron Room.



Fig.8 Measurement Points of Surface Dose Rate and Activity of Co-60 of the Crosscut of the Synchrotron Room.

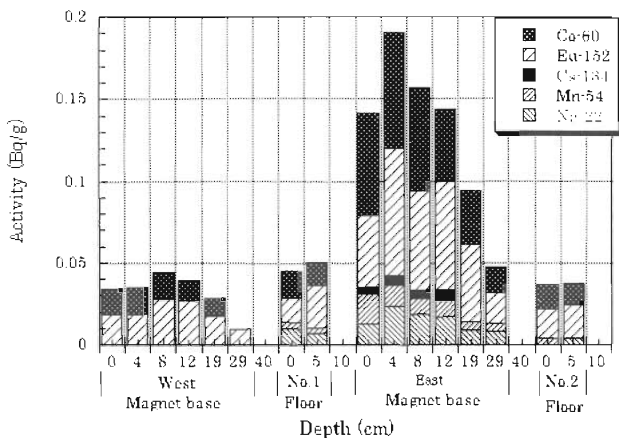


Fig.10 Depth Profile of Radioactivity Observed in the Center Floor and Magnet Base Concrete Obtained from the Synchrotron Room.

重量は137tonと見込まれた。切削水を貯留し、循環使用するため 2 m<sup>3</sup>鉄製コンテナを準備した。また、切断箇所周辺を区画するため、ビニールハウスを設営した。管理区域内の除染工事にワイヤーソーを用いたのは初めてであると思われる。59個のコンクリートブロックとして搬出した。切断面は滑面であり、ブロックとしての再利用の可能性を示すことができた。上記の作業で、放射性廃棄物としては、200 l ドラム缶11本にとどめる

ことができた。

加速器本体が全てコンクリートブロックで囲われていたことから、放射化の発生がブロックでとどめられ、建屋全体に拡がらなかったことと、ワイヤーソーによる主要構造部分の切除を行い、ブロック化したことが放射性廃棄物の発生量を少なくすることができた大きな要因である。

#### 4.5 最終汚染検査

電子シンクロトロン施設の最終汚染検査は、床面 4 m<sup>2</sup>毎、壁面10m<sup>2</sup>毎、天井20m<sup>2</sup>毎とし、直接測定および拭き取り検査を実施した。測定ポイントは1080箇所であった。床面で 2 箇所検出下限値をわずかに超えたため、その 2 箇所のまわりをそれぞれ 5 箇所測定した結果、全て検出下限以下であった。

#### 5. SFサイクロトロン施設の廃止作業

##### 5.1 概要

Fig.3に示した配置図のうち、SFサイクロトロン施設部分の平面図を Fig.11に示した。サイクロトロンの加速イオンのうち、陽子、重陽子、α粒子は地下のイオン源室から、その他の重イオンは

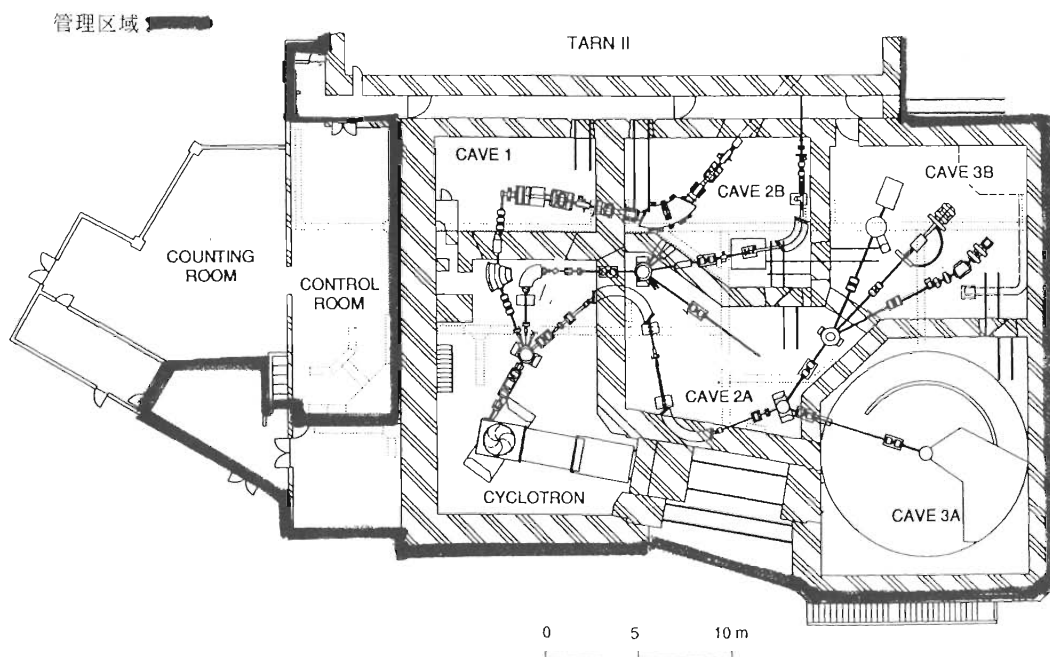


Fig.11 Plane Figure of the SF-cyclotron Facility.

2階のECRイオン源室から供給された。実験室は5室有った。CAVE 1は当初RI製造なども行われたが、その後反超核分離装置が置かれ、生成した短寿命のRIを直線加速器に送るために用いられた。CAVE 2 AはRI製造が行われるとともに、CAVE 3 A, 3BおよびTARN IIへのビーム輸送が行われた。CAVE 2 Bはビーム輸送ラインが設置されていた。原子核実験は大型のスペクトロメーターのあるCAVE 3 Aおよび真空散乱槽が設置されている3 Bで行われた。実験室内の機器の放射化はCAVE 1とCAVE 2 Aで認められた。

設備の撤去作業は平成11年11月から開始された。最初に、ビーム輸送系の解体を順次行い、平成12年4月から6月にかけてサイクロトロン本体の解体が行われ、8月にはつくばの放射化物使用棟への搬入を完了した。

建屋の放射化の程度を評価するため、平成11年7月、平成12年1月、3月と3回にわたって建屋コンクリート試料の採取を行った。放射化は本体室、Cave 2 Aにおいて認められた。さらに、平成12年6月から建屋の表面線量のサーベイを行い、放射化状況のマップを作成した。以上の調査結果をもとに建屋内の放射化コンクリートのはつり工事を実施した。200ℓドラム缶で540本を日本アイソトープ協会に引き渡した。建屋内の汚染検査は平成12年8月に終了した。

## 5.2 廃止手順

電子シンクロトロン施設と異なり、加速器本体室および全ての実験室は全てコンクリート壁で区画されている。また、隣接するTARN IIや短寿命核加速用の直線加速器の解体も並行して行われることになるため、作業者の出入り口及び搬出口の確保、サーベイ及び一時保管場所の確保が必要となる。また、多くの装置を再使用するため、慎重に分解作業を行い、梱包や養生する必要があった。サイクロトロン本体は重量物であること、デフレクタ等の放射線レベルが高い場所があること、汚染拡大を防ぐ措置が必要であることなどの検討項目があるとともに、設置後、下がり壁を作って搬入口の間口を狭くしていた。また、サイクロトロン本体下にはイオン源室があり、搬出時の床の耐荷重が問題になるなど、搬出方法の検討

が必要であった。

建屋の放射化はビームロスによって発生した中性子によるものであり、その放射線レベルは非常に低い。このため、そのもののサーベイは放射化した機器の撤去後でなければ、行うことができない。しかし、廃棄物発生量の予想を立て、作業計画を作るには、事前調査が不可欠となる。このため、運転中の中性子発生量を金箔による放射化法で測定するとともに、ポーリング調査を並行して進めることにした。

解体は以下のような手順で行った。

- (i) 制御室など非管理区域の撤去
- (ii) 実験室など管理区域の機器類および加速器室内の小型機器の撤去
- (iii) 加速器本体の撤去
- (iv) 建屋の汚染検査と除染
- (v) 最終汚染検査

## 5.3 設備の解体、撤去、輸送

### 5.3.1 CAVE 1、2B

実験室CAVE 1、2Bには加速器開発室の直線加速器にRIビームを供給するための反跳核分離装置があり、CAVE 2 Bには陽子ストレージリング(TARN II)へSFサイクロトロンからのビームを供給するためのビーム輸送ラインがあった。反跳核分離装置へのビーム入射部のみ放射化が認められたが、これらの機器は基本的には放射化物として取り扱うことにし、再組立のため主要機器はつくばの放射化物使用棟へ輸送した。その後、反跳核分離装置は直線加速器とともに、日本原子力研究開発機構(東海)のタンデム加速器棟に移送され、実験に使用されている。また、TARN II加速器の部品のうち電磁石などは理化学研究所の加速器施設に移設された。

ケーブルラック、架台などの非放射化物で再使用しないもの156点は一般廃棄物とした。放射化物で再使用しないボルト、真空チェンバーなどは、廃棄物として日本アイソトープ協会に引き渡した。

### 5.3.2 CAVE 2A,3A,3B及び本体ビーム輸送系

最初に、冷却管内の冷却水、真空ポンプ内のオイルを抜き取る作業を行った。作業に先立ち、水および、オイルの一部を採取し、 $\gamma$ 核種、ベータ

核種の分析を実施した結果、汚染は認められなかった。

CAVE 2Aは放射化物として取り扱う物品が多かったが、CAVE 3A、3B室では放射化の認められないものが多かった。

つぎに、本体室、CAVE 2A、3Bと搬出口との間に設置されているシールドドア、シールドブロックを、大型機器の搬出口確保のため撤去した。

ケーブルラック、架台、棚、ケーブルなどの非放射化物で再使用しないもの339点は一般廃棄物とした。放射化物で再使用しないダクト、バルブなどは、廃棄物として日本アイソトープ協会に引き渡した。電磁石、真空ポンプなどは、放射化(119点)、非放射化(54点)に分類したうえで、つくばの放射化物使用棟および理化学研究所に譲渡した。

### 5.3.3 ECRイオン源

サイクロトロン解体に先立ち、サイクロトン本体室2階電源室に設置されているECRイオン源の撤去を行った。イオン源から1階のサイクロトン本体への垂直入射部において放射化が認められたが、その他の部品に放射化はなかった。放射化が認められなかったイオン源及び各種電源は、それぞれ理研及び大阪大学等4大学に譲渡した。

### 5.3.4 SFサイクロトン本体

最初に、共軸空洞の解体、搬出を行い、本体室搬入口側の空間確保を行った。先端のディーの部分は鉛板で遮蔽したうえで、鉄製のさやで囲った。本体は組み立てたものを搬入したのであるが、その後搬入口の天井側コンクリート壁を増設したため、そのままでは搬出が困難であった。このため、本体鉄ヨークを上下に2分割して搬出することにした。上ヨークを2階のECRイオン源室からクレーンで吊り上げ、下側を先に搬出した。その際、デフレクタは、汚染防止ペイントで塗装した後、製作した内側に鉛ブロックを敷き詰めた鉄製コンテナに収納した。その後、35インチ油拡散ポンプ等の附帯設備、機器の撤去を行った。

## 5.4 建屋除染工事

### 5.4.1 サイクロトン本体室、実験室内放射化調査

放射化核種の建物構造物中の表面および深度分布を評価するために、コンクリートと鉄材について試料採取を行い、 $\gamma$ 線核種分析をした。室内の床、壁、天井部から表層試料は79箇所(各5cm角、厚さ2cm)、コア試料は43箇所(各5cm $\phi$ 、深さ30~50cm) サンプリングした。

デフレクタから約2mの壁面のコア試料の分析結果をFig.12に示した。主要各種はEu-152、Co-60であり、主に熱中性子によって放射化されていることが分かった。また、表層20cmまでに速中性子による放射化核種であるMn-54、Na-22が検出された。放射能は深さ12cmで最大となり、熱中性子のビルドアップが観測された。

表面はつり試料の分析の結果得られたCo-60の濃度分布をFig.13に示した。本体室では全体に放射化が認められ、ビームラインに添って、0.04Bq/gを超えるところがあった。実験室ではCAVE 2Aのビームライン下部に0.04Bq/gを超えるところがあった。他の実験室ではCAVE 1、2Bでは0.01Bq/gのところがあり、CAVE 3A、3Bでは検出されなかった。これらの結果は、運転中に金箔放射化法によって測定した中性子束の空間分布から求めた放射化計算結果と良く一致していた。

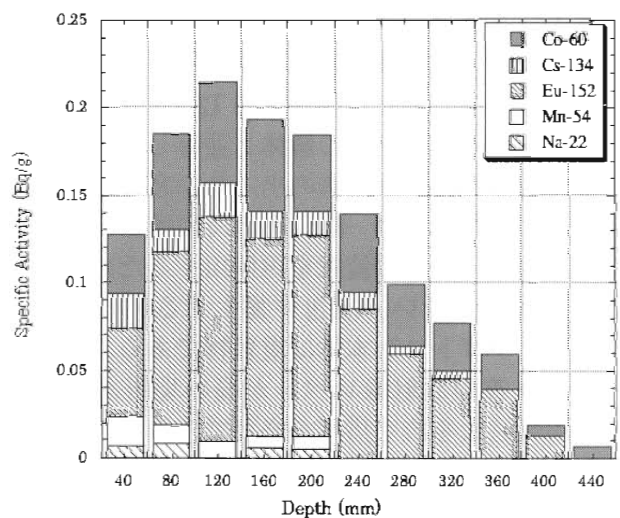


Fig.12 Depth Profile of Radioactivity Observed in Wall Concrete at the Side of the Deflector of SF-cyclotron.

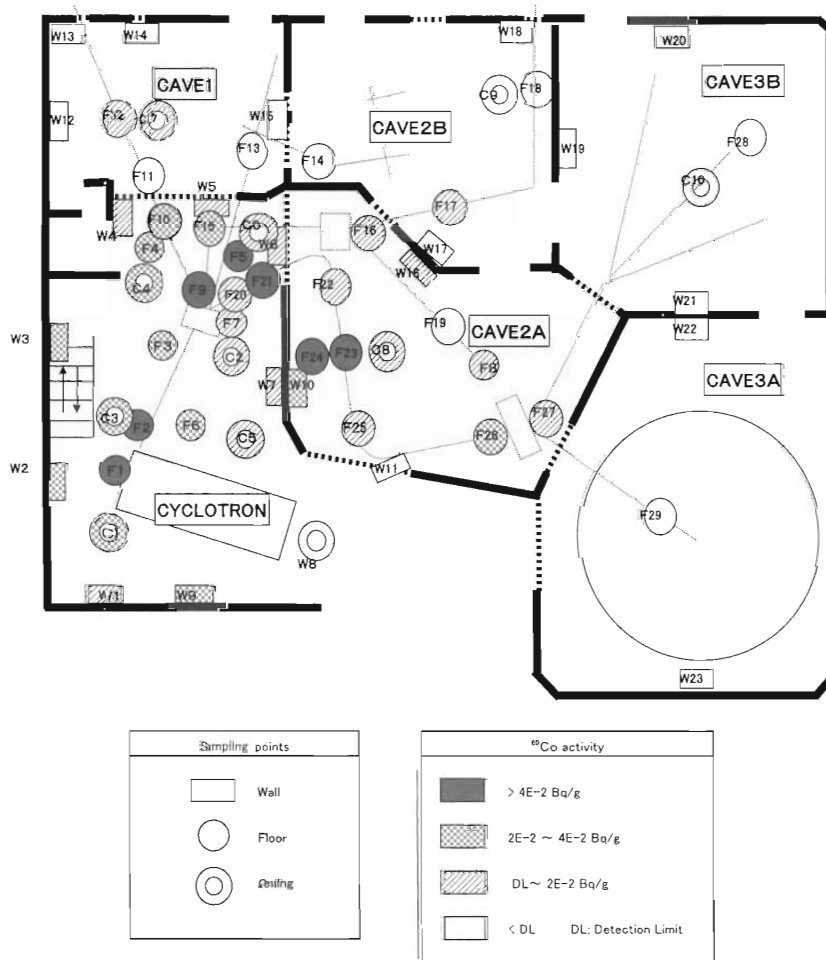


Fig.13 Map of Co-60 Activity of Surface Concrete in the SF-cyclotron facility.

#### 5.4.2 除染作業

作業に先立ち、室内全域について1 mメッシュに線引きし、1 m<sup>2</sup>毎に表面線量を測定した。管理基準である0.1 μSv/hを越えるところは全てはつりとることとし、1 m<sup>2</sup>毎にはつり深さをペイントした。本体室壁面において最大0.2 μSv/hであった。はつり深さは事前のボーリング調査をもとに決定したもので、本体室では最大で40cmをはつりことにした。表面線量とCo-60の放射能の関係をFig.14に示した。電子シンクロトロン施設の例と同様、表面線量とCo-60の放射能は良い相関を示しており、0.1 μSv/hに相当するCo-60の放射能は0.02Bq/gに対応しているといえる。

放射化した部品で再使用可能なもの等の一部は理化学研究所、その他は、鉄製コンテナに収納しつくばの放射化物使用棟に移送した。コンクリー

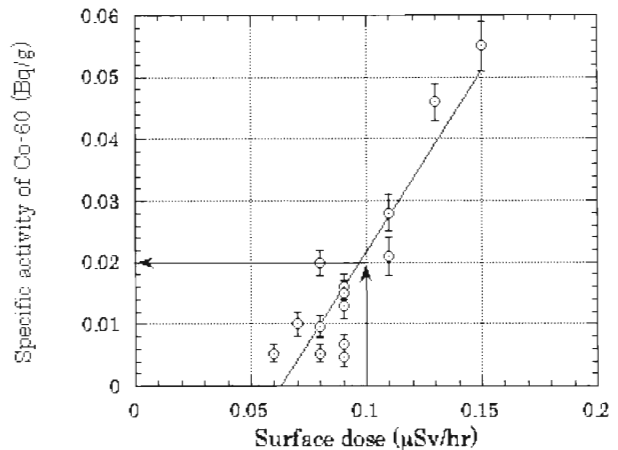


Fig.14 Relationship of Surface Dose Rate and Activity of Co-60 in the SF-cyclotron Facility.

ト廃棄物は200 l ドラム缶で540本となり、当初の試算2000本程度に対して4分の1となった。ま



た、不燃、難燃などの放射性廃棄物は50ℓドラム缶に15本、フィルタ廃棄物は13箱発生し、すべて日本アイソトープ協会に引渡した。

### 5.4.3 汚染検査

汚染検査方法は直接測定および拭き取り検査とし、床、壁、天井ともに、1 m<sup>2</sup>毎に行うことにした。本体室の壁201点、床93点、天井130点はじめ、実験室など壁2089点、床1070点、天井395点の測定を行った。この他、排水系統(流し、排水管、貯留槽)、排気系統(排気ダクト、フィルタユニット)などの汚染検査を行った。また、室内の電源操作盤、パッケージエアコン等の各種備品などの汚染検査を実施し、汚染の無いことを確認した。

## 6. 最終汚染検査

SFサイクロトロン施設、低速イオン実験室、電子シンクロトロン施設、TARN II本体室、加速器開発室、レーザー実験室、保管廃棄施設(焼却炉)、保管廃棄庫の汚染検査は平成12年8月に完了した。

RI使用室ではRI実験室および貯留槽の除染、汚染検査を行った。除染の結果、室内の汚染がないことを確認した後、さらに実験室下部コンクリート、土壌および周辺土壌でCs-137およびトリチウムの有意の放射能が認められた箇所の回収を行い、除染を完了した。最後に、除染工事でドラム缶の仮置き等に使用した、電子シンクロトロン施設、TARN II本体室、加速器開発室、保管廃棄庫も平成13年3月に再度汚染検査を実施し、汚染のないことを確認した。本施設では、除染作業を実施したのち、管理区域解除を行った。さらに、敷地が自治体に売却され公園となることが決定していたことから、全ての建屋の撤去工事が完了し、更地となったところで、敷地全面の最終サーベイを実施した。また、結果比較のため、自治体によっても同様の測定が実施された。

最終サーベイでは、敷地内を測量し、10mメッシュの交点を測定点とした。NaI (TI) サーベイメータによる地上1 mにおける線量測定は454箇所であった。GM管式サーベイメータによる土壌表面の汚染測定も同様に454箇所で行った。NaI

(TI) シンチレーションサーベイメータの測定結果をFig.15に示した。Fig.4に示した敷地境界、建屋外周、構内道路上の測定結果と比較して、全般に線量が下がっていることが分かる。また、敷地境界のコンクリート建築物がある方が高く、中央部に行くにつれて低下する傾向が見られた。敷地内にコンクリートの構造物が無くなり、関東ローム層の土壌が露出したためと思われる。また、結果比較のため、自治体によっても同様の測定が実施されたが、いずれも汚染はないことが確認された。

RI使用履歴のあった箇所は20mメッシュ、その他は50mメッシュで深さ4 mまでボーリング調査を実施した。各コア試料から、0-30、100-130、200-230、300-330cmの試料のGe検出器および液体シンチレーションカウンタによる放射能測定を行った。測定試料数は148であり、検出限界計数値を超えるものはなかった。

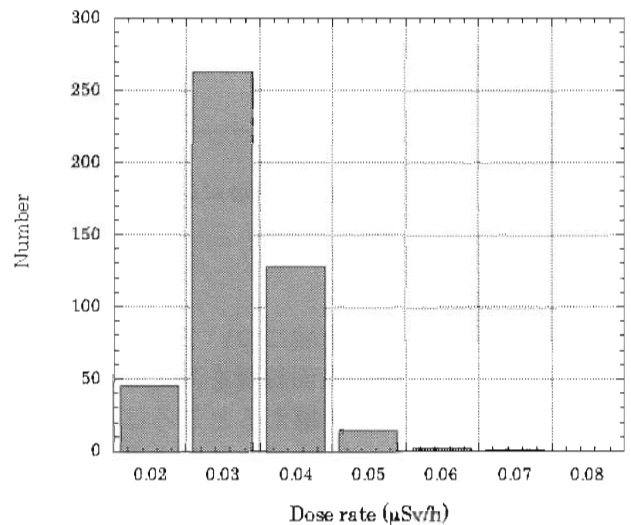


Fig.15 Distribution of Natural Background Radiation at the Tanashi Campus, KEK after Removing All Buildings.

## 7. まとめ

これまで加速器施設の廃止の例としてまとまった報告がなかったことから、高エネルギー加速器研究機構田無分室の電子シンクロトロンおよびサイクロトロンの2種の異なる加速器施設について紹介した。

基本方針として、高価な加速器部品類はできるだけ再使用を念頭に、施設毎に譲渡先との交渉を進めた結果、数多くの大学、研究機関に設備、備品類が譲渡された。また、一般廃棄物であっても、有価物の分別に心掛けた。廃止以前に廃棄物などの発生量を見込むため、運転中から各種測定を進めるとともに、放射化物の収納のための放射化物使用棟（800m<sup>2</sup>）を建設した。また、東京大学と高エネルギー加速器研究機構との協議の場を設け、2機関合意のもと、工程や予算、広報活動などを分担して行った。

最も大量の放射性廃棄物はコンクリートとなった。再利用対策のひとつとして、はつりコンクリートのブロック化の技術的検討も進め、十分実用可能であることを確認したが、規制室の了解を得ることができなかった。シンクロトロン<sup>1</sup>の遮蔽は全てブロックであったために、現在でもつくばの加速器施設で再使用されている。半数の非放射

化コンクリートブロックは産業廃棄物として処理したが、その後の利用希望は多く、そのままつくばへ運搬すれば良かったと考えている。サイクロトロン室ははつり工法によった。2 m程度のコンクリート壁の内側を最大40cm程度はつりとることになったが、壁厚を1.5mにした上で、内壁をコンクリートブロックで積み上げた構造にしていれば、廃止作業は工期も短く、廃棄物発生も抑えることができたといえる。しかし、ボーリング調査などをもとに、綿密な除染計画を立てたことから、サイクロトロン施設で200ℓドラム缶540本に留めることができた。

最後に、廃止に当たって東京大学と高エネルギー加速器研究機構の様々な部局の協力を得ることができたことに感謝するとともに、自治体や周辺住民はじめ関係諸機関のご理解のもとに進めることができたことを感謝する次第である。

## 低レベル放射性廃棄物が残してくれた恩恵

柳澤和章\*<sup>1</sup>、久米民和\*<sup>2</sup>、幕内恵三\*<sup>3</sup>、井上登美夫\*<sup>4</sup>、菰田文男\*<sup>5</sup>、前田 充\*<sup>6</sup>

### *Inheritance from Low-level Radioactive Waste*

Kazuaki YANAGISAWA \*<sup>1</sup>, Tamikazu KUME \*<sup>2</sup>, Keizo MAKUUCHI \*<sup>3</sup>, Tomio INOUE \*<sup>4</sup>,  
Fumio KOMODA \*<sup>5</sup>, Mitsuru MAEDA \*<sup>6</sup>

低レベル廃棄物となった放射性物質が私たちに残してくれた恩恵について考えた。今回は、わが国の工業、農業及び医学・医療における放射線利用の直接経済規模という切り口で、その恩恵の定量化を行った。その結果2006年時点で、工業分野で約2兆円、農業分野で約0.3兆円、医学・医療分野で約1.5兆円となり、放射線利用全体では約4兆円となっていた。放射線利用による恩恵により、私たちはドライブやインターネットを楽しみ、食を楽しめる。核医学による診断や治療で何百万というヒトの命が延命され、生活の質が改善され、痛みや苦痛が和らげられている。放射線利用の恩恵を理解している国民は現状ではそう多くない (<20%) と思われるが、本報告書が理解の一助となれば幸いである。

A benefit born as an inheritance from low-level radioactive waste is considered. In the present study, a direct economic scale of application of radiation in Japanese industry, agriculture and medicine is taken as parameter for quantifying the size of benefit. In 2006, the economic scale is about 21 billion dollars (b\$) for industry, 2.5b\$ for agriculture and 14b\$ for medicine. Economic scale covered the all fields is totaled 37b\$. Due to those benefit, one can drive a car and play an internet, pleasure the dinning food. Diagnosis and treatment by nuclear medicine can possible to survive the millions of lives and resulting in improving the quality of life, decreasing pain and suffering. However, most Japanese (80% >) may not aware those benefits to date. This report is prepared for aiming at disseminating those benefits to our peoples.

#### 1. はじめに

私達日本人の約20%の人は、放射性物質 (Radioactive materials) とそこから得られた放射線が国内で

幅広く使われ、それによって数多くの恩恵 (benefit) が生まれていることを知っている<sup>1)</sup>。例えば、  
・医学・医療分野では放射線 (X線や中性子線等) を使うことで様々な病気からヒトの命が救わ

\* 1 : 日本原子力研究開発機構 (Japan Atomic Energy Agency)

\* 2 : 日本原子力研究開発機構 RANDEC (Japan Atomic Energy Agency, Serve concurrently as RANDEC)

\* 3 : (株) イービーシステム (EB System Corporation)

\* 4 : 横浜市立大学大学院医学研究科 (School of Medicine, Yokohama City University)

\* 5 : 埼玉大学経済学部 (Faculty of Economics, Saitama University)

\* 6 : 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)

れ、外科手術では放射線（ガンマ線やベータ線）で消毒された清潔な医療器具のお陰で病原菌による二次感染が防がれているといった事

- ・工業利用分野では、例えば均質な厚みを持ち肌触りの良い衛生トイレットペーパーは製紙工場では放射線（ベータ線）による湿分や厚みの管理が夜昼を徹して実施されている事
- ・農業利用分野では放射線（ $\gamma$ 線等）を使った突然変異によって、害虫にやられず風水害や病気に強いイネ等が放射線育種場等で作られ、私たちの食卓を守ってきた事。

放射性物質（と放射線）は、工業、農業、医学・医療、環境分野において、非常に迅速に、容易に、精度良く、しかも単純に要求された仕事をこなす能力を保有しており、時には非放射性物質が代替出来ない特殊な能力も兼ね備えている。

さて、とても本質的で誤解されたくない事柄がある。それは、放射線利用（Radiation Application）では、放射線を部分利用することで生み出された製品（例えば工業利用における半導体）と生み出した線源等（電子線、 $\gamma$ 線、X線の発生装置やRI等の放射性物質）は、その後別々の路を歩むという事である。前者は放射線利用で生み出されたいわゆる恵（めぐみ）であって私たちの生活の便に供され、最後は一般廃棄物となって終焉する。後者においては恵を生み出した後、時の経過と共に崩壊し、その結果兼ね備えていた放射線の力が減衰する。そうなる生産現場等から回収され、低レベル放射性廃棄物（Low-level radioactive waste）として廃棄される。後者は恵を生み出す役割を担った親であるため、例え少量（RI研究所廃棄物に占める低レベル放射性廃棄物の量（体積）は数パーセント以下）であっても放射線利用の議論では必ず顔を出す。本報でも工業利用の放射線発生装置等、農業利用のラジオアイソトープ利用、医学・医療のラジオアイソトープを使った検査等でその存在が紹介される。

大多数の日本人（80%）は放射性物質と放射線による恩恵をあまねく享受しているにも拘わらず、その事実をまだ良く認識していない。この大勢の人たちが低レベル廃棄物処分施設を快く思わないと、民主主義による多数決の原理に基づいて、放射性物質（と放射線）の利用が時には滞る

事態に陥る。その結果、低レベル放射性廃棄物の処分が不可能になったり極端なコスト高に見舞われたりすると、低レベル放射性廃棄物の量を圧縮したりまたは廃棄の計画を見直したりする羽目になる。これは簡単に言えば、放射性物質から得られる恩恵を拒否する方向に吹く風である。このような逆風が多く国民にとって良い事なのか悪い事なのか、その恩恵に浴している国民自身がよくよく考えてみなければならない事であろう。

線源等が廃棄物となる前に生み出してくれた沢山の恩恵を知っている筈なのに、私たち専門家はその事実を多くの国民に余り語ってこなかった。この点は大いに反省すべきである。大勢の人々に放射性物質と放射線がもたらす様々な恩恵を、今からでも遅くないから正確に伝えていく必要があるのではないか。

本報は低レベル放射性廃棄物そのものの議論をしようとするものではない。それが生み出した恩恵を国民の皆様に広く知って戴きたいのである。すなわち、筆者らは放射線利用の経済規模（Economic Scale of Radiation Application）という切り口で、様々な放射性物質（と放射線）が国内の工業、農業、医学・医療分野で生み出して来た恩恵を、「お金（Money）」や「雇用（Employment）」という尺度で定量化したので、その結果を知って戴きたいと思う。

報告書の元となった放射線利用の経済規模調査は2007年度（平成19年度）に実施したが、得られたデータは2007年度のものではない。この種の統計データが公開され閲覧可能となるためには普通どんなに早くとも2年位は必要とされる。筆者らはその常識に逆らって、2006年度（平成18年度）データで測ろうと試みた。部分的にはうまくいったが、一部でやはり無理が出た。そこで、基本的には2006年データで経済規模を論じることとしたが、データが得られなかった部分についてはその前年2005年に内閣府が実施した調査結果<sup>2)</sup>を参考とした。

## II. 調査の目的と方法

### (1) 目的

電子線、 $\gamma$ 線等の在来放射線を利用した工業や農業分野における工場（農場）からの放射線利用製品の出荷額並びに医学・医療利用における診療

といった医療行為に対する病院の収入等を、放射性物質（と放射線）が生み出した恩恵（経済規模）と考え、主として2006年度におけるその大きさを定量化すること。

## (2) 方法

在来放射線を利用している主要3分野（工業、農業及び医学・医療分野）について、各分野を代表する専門家が統計データ、関連市場資料、専門家ヒアリング・アンケート調査等を駆使して、各分野における放射線利用の製品・診療の種類・内容等を定量化する。

## III. 調査結果

### 1. 工業利用

#### 1.1 放射線業務従事者数

昔から放射線工業利用は一部の大企業を除き殆どが中小企業（従業員<300人）で進められてきた。中小企業は浮き沈みがあるため統計データが公開されにくく、特に放射線業務従事者数についてはこれまで分からない点が多かった。

放射線利用統計<sup>3)</sup>によれば、放射線障害防止法に基づき許可を受けたか又は届出をしたわが国における放射線利用事業所（医療機関、教育機関、研究機関、民間機関及びその他の機関）の総数は2006年度で約2,350事業所と推定した（民間事業所数は約2,000）。内閣府調査（2005年）からも情報が得られた。その内容は以下である。①非破壊検査、②放射線加工、③RI・放射線応用計測機器、④放射線防護用設備機器、⑤放射線発生機器の業務に携わる民間299社にアンケートを実施し、全従業員数と放射線業務従事者数を尋ねたところ、前者が57,340人、後者が2,825人（放射線業務従事率は約5%）というのである。非破壊検査のように放射線業務従事率が33%と高い分野もあれば、放射線加工のように放射線業務従事率が約1%という分野もあり、全般的に放射線従事率は数%程度である。民間299社で放射線業務従事者数が2,825人という内閣府アンケート結果を知ったので、この比率が民間事業所全体にも直線的に及ぶと仮定すると、2,000社×2,825人/299社、すなわち約19,000人の方々が民間で放射線業務に従事し

ていると推定される（原発では約5万人が働いていると推定されている）。

#### 1.2 放射線利用生産品が生み出す恩恵とその経済規模

放射線工業利用は、1)放射線発生装置、放射性同位元素装備機器及び放射線測定器の製造、2)放射線による非破壊検査、3)放射線滅菌、4)ポリマー放射線加工及び、5)半導体製造の5分野にここでは分類した。

##### 1.2.1 放射線発生装置、放射性同位元素装備機器及び放射線測定器の製造

###### 1.2.1.1 放射線発生装置

放射線発生装置としては、イオン加速器、電子加速器およびX線装置が代表格である。前2者の生産高は286億円（輸出38億円を含む）<sup>4)</sup>、X線装置の生産高は2,171億円である。X線装置の機器数は26,296台であり、この殆どが医学・医療用に使われ、診断や治療、検査等で、がん等難病患者等の延命に絶えず貢献する。

###### 1.2.1.2 放射性同位元素装備機器および放射線測定器

これらの生産高は経済産業省が毎年出している機械統計から分かる<sup>5)</sup>。放射性同位元素装備機器の生産高は2,172億円、放射線測定器の生産高は87億円である。ところで、放射性同位元素装備機器及び放射線測定器とは一体どのようなものを指しているのか読者はお分かりであろうか。放射性同位元素装備機器及び放射線測定器は、実際のところ最も私たちの身の回りにあって、恩恵が深い。その代わり役割を終えると低レベル放射性廃棄物として廃棄を必要とする機器類が大多数である。これらについてもう少し詳しく論じよう<sup>6)</sup>。

Fig.1は放射性同位元素装備機器と放射線測定器を用途に応じて専門家が区分したものである。説明の都合上、その台数と経済規模は少し古いデータ（1999年当時）を使った。その都合というのは、この当時放射性物質は法規制を受けるものと受けないものが、線源強度3.7MBqではっきりと区分されていた、という事実である。

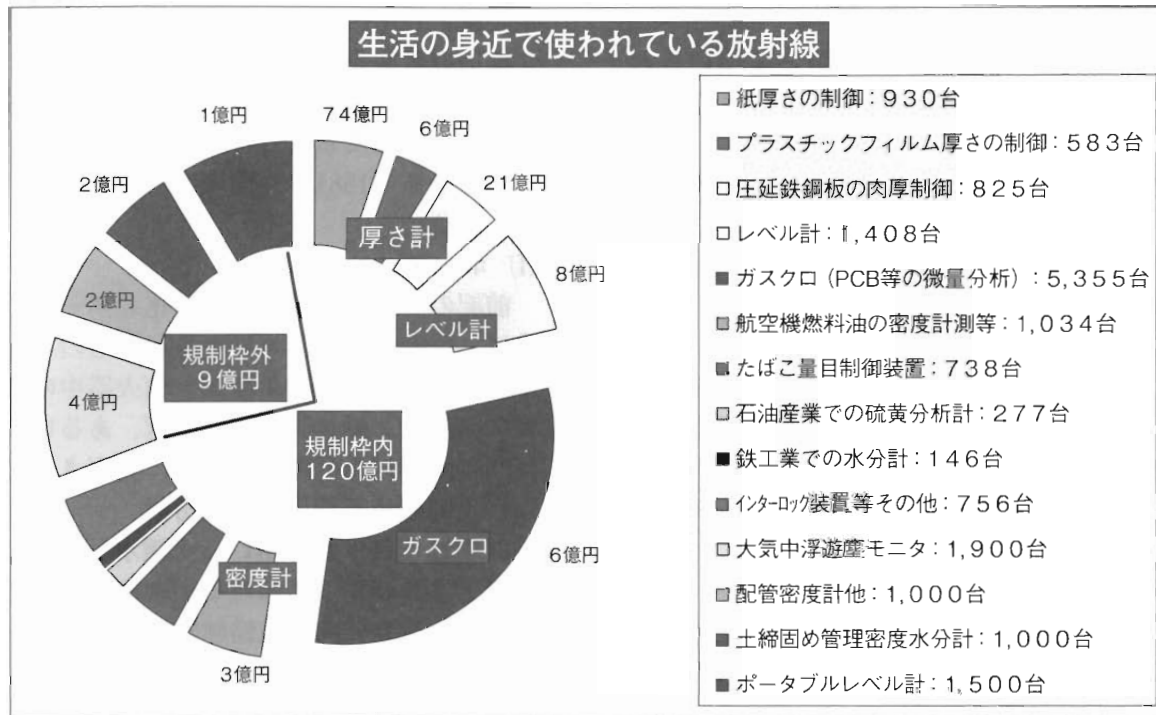


Fig.1 Apparatus with Radioisotopes and Radiation Measuring Devices(as of year 1999)

(1) 法規制の対象 (>3.7MBq) となって取り扱われる放射性物質

(a) 厚さ計

厚さ計はβ線透過型とγ線透過型に分かれる。

1) β線透過型

原理的・技術的に、単一物質（紙、フィルム、鋼板など）の質量厚さを主として放射線の透過減衰により計測する質量厚さ計（中に一部、γ線後方散乱を利用するものもある）と、メッキや塗装膜など複数の層からなる物質の特定被覆層を対象とする被覆厚さ計とに分けられる。経済規模は前者が格段に大きい。そのなかでも、製紙工業にお

ける紙の秤量（1 m<sup>2</sup>当り質量g数）の計測制御は、高品質製品を大量かつ安定に供給する現代の生産工程において不可欠のものとして組み込まれている（パルプ・紙業界だけの厚さ計保有台数は930台）<sup>♣1</sup>。ちなみに、紙の生産量、消費量ともに米国に次いで世界第二位（生産量は世界の11%）といわれるわが国では、ことさら放射線の恩恵に浴している事が分かる。同種の技術がさらに簡単に利用されているものとして、化学工業等でのプラスチックフィルム厚さ計がある（化学と繊維の両種類の合計台数は583台）。

♣1：ここでいう紙とは上質紙、新聞紙、ティッシュおよび衛生紙、塗工及び非塗工、板紙及びダンボール紙、紙袋を指す。紙パルプ製造システムで重要なのは抄紙機ローラー系における最初の入り口部、ヘッドボックスに付属する吐出口（リップと称す）において、練状紙パルプをどの位の秤量でローラー系（ワイヤパート）に押し出すかということである。標的の秤量の連続測定に放射線を利用した計測機器である秤量センサが使われる。センサの基本構造として、ベータエミッターであるKr-85（半減期10.7年）、Pm-147（半減期2.6年）及びSr-90（半減期28.6年）が使われる。ベータ線の透過率を検出器で測定し秤量値に換算する方式である。ガス状の放射線ソースであるKr-85の半減期約11年が施設の稼働年限である約15年に適合して使いやすいという。Kr-85は概略秤量として200グラム（精度的には2σで0.1%）が使われる。紙の場合、比較的厚いものを秤量測定するので、現時点および近い将来には赤外線などの他の代替技術は無く、放射線以外の秤量測定に適した技術は存在しない。現在最も早い製造ラインは分速1500メートルの速度であるが、この速度の達成は放射線を用いた高速の秤量測定なしには考えられない。この意味において、放射線技術は紙製造工程にとってコア技術の一つであると評価される。本報は経済規模として厚さ計そのものの生産高を取り扱った。例えば、この厚さ計が製紙工業で使われ、生産品である紙の値段も放射線利用した製品という立場から考慮するとどの程度の経済規模になるのだろうか。推定では抄紙機による紙等の経済規模は（厚さ計の出荷額10億+紙出荷額2兆9,684億円）×放射線利用率33%=9,799億円となる。つまり、間接的に見れば、約1兆円の紙の出荷は放射線の恩恵無くしては実現していないという事が分かる。



2)  $\gamma$ 線透過型

$\gamma$ 線透過型は殆どが鉄鋼業において用いられる。鑄造された鋼鉄ブロックを圧延により約1mm厚まで薄くする工程の途中何箇所かで、用途に応じた所定の厚さになるよう自動計測制御がおこなわれる。10~100mmの厚板に対してはCs-137 $\gamma$ 線、1~10mmの薄板に対してはAm-241の低エネルギー $\gamma$ 線(X線装置の場合もある)が使用される。鉄鋼以外を含む民間企業全体で、前者は94台、後者は731台である。なお、鉄鋼業においてはこの圧延工程に代表される放射線応用計測機器の積極的な活用が、今日、世界でも最高の品質レベルを誇るわが国の鉄鋼製品の量産を支える大きな一因となっている。

(b) レベル計

プラント内の高温・高圧物体に接触すること無く外部から内容物の上面高さレベルを計測する対象は、化学工業をはじめ種々の産業に亘っている。実際、化学、鉄鋼、繊維、石油石炭、紙パルプといった多くの分野にほぼ一様に普及し、使用総数はこの20年程殆ど変わっていない。また、線源は、大多数がCs-137とCo-60の $\gamma$ 線源であり、その用途・対象は大きい。海外では、缶詰や瓶詰などの工程でAm-241の低エネルギー $\gamma$ 線も使用されている。

(c) ガスクロマトグラフ

民間企業の生産現場以外の分析試験室等でより多く使用されている放射線測定器(分析機器)である。電子親和性の強いハロゲン化合物などに極めて鋭敏に感応するので、塩素系残留農薬、PCB、有機水銀、水道水中のトリハロメタンなど、近年問題となったいくつかの環境汚染物質の微量分析に、他の追従を許さない強力な測定手段となっている。

(d) 密度計

密度計は放射線以外に種々の競合機器があるため、全体的には多種の産業で少量ずつ使用される。米国製航空機の輸入使用に伴って、その機内燃料油の密度計としてAm-241を装備したものが使われる。Am-241使用のものが642台、他方Cs-137使用のものが258台、その他57台ある<sup>7)</sup>。

(2) 法規制の対象外 (<3.7MBq) として取り扱われる放射性物質

(e) 大気中浮遊塵モニタ

大気中浮遊塵(浮遊粒子状物質)の連続自動測

定装置として、ろ紙上に捕集された粒子状物質の $\beta$ 線透過吸収を利用したものが1970年代に開発され、種々の改善を経て、最近では、全国各地の環境大気測定局における日常監視に約1900台が用いられている(1981年の環境庁告示による指示に基づく措置)。

(f) ポータブルレベル計

前記のレベル計を小型軽量化しサーベイメータ式に、手動走査により検査を行うもので、ボンベ中の液化ガスのレベル検知、消火器中の液化炭酸ガス、ハロンガス等の残量確認、あるいは、バルブ開閉度探知など種々の用途に利用されている。

(g) 土締固め管理用密度水分計

RI中性子と $\gamma$ 線を用いる土壌水分・密度計は、土質工学会の長年にわたる調査検討を経て、1985年に日本道路公団が道路建設現場での盛土の締固め度測定法として採用を決め、以来、業界に広く普及した。高速道路盛土工事の品質管理の場合、岩石状盛土を除く通常の盛土ではほぼこの計器が使用されている。線源の種類としては、Co-60(2.6MBq以下、半減期5.27yの密度計用ガンマ線)とCf-252(1.1MBq以下、半減期2.64y、水分計用中性子線)が用いられている。計器の使用期限は32ヶ月で、期限切れの計器はメーカーに戻して、線源交換及び整備点検を実施して再校正することが義務づけられている。

(h) 煙感知器

煙感知器には二つの方法がある。一つは「光電式」で煙による光の透過度の変化を利用したもの、ほかの一つは「イオン化式」で、放射線の電離作用を利用して煙による電離電流の変化を感知するものである。後者の方が、煙の色や種類に左右されず感度や精度が高いことから、現在世界では家庭用および工業用を含め約88%と圧倒的にイオン化式の方が多く使われていた。使用線源はAm-214:約18.4kBq(最新型)、アルファ線、半減期432.2年であり、現在、放射能をBSS規制免除レベル\*1(10kBq)以下に減らすよう開発がなされてきた。

(i) ランプなどの放電特性向上に用いられている RI応用製品

RI密封電極である。蛍光灯の点灯管、ネオングローランプ、水銀ランプなどの放電性能を向上さ



せるのに使われてきた。使用線源はPm-147、及びNi-63である。Pm-147は約2 kBqのベータ線(最大225keV)でその半減期は2.6年である。Ni-63は約10kBqのベータ線(最大66keV)でその半減期は100年である。生産量:1975年から1998年までの累計で点灯管28億本、その他を含めると47億本となっていた。ただし、最近では、蛍光灯については技術革新およびRI廃棄物をなるべく出さない観点からインバータ方式などに移行しつつあった。

### (3) 最近の動向

放射性同位元素を使用する消費物資に関しては、生産量が減少している。具体例としては、イオン化式煙感知器や蛍光灯点灯用グローランプがある。これは、規制法規の変更によるためである。平成17年6月1日施行の「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律(放射線障害防止法)」の改正によって、国際免除レベル(BSS:Basic Safety Standard「国際基本安全基準」)が取り入れられた。従来は密封線源に関しては、核種にかかわらず数量規制で一律3.7MBqと定められていた。しかし、改正後は、核種ごとに規制値が定められ、例えば、Am-241の免除レベルは10kBqに変更された。この結果、従来のイオン化式煙感知器は、放射性同位元素装備機器に該当することになった。不用になったイオン化式煙感知器を適正に廃棄しない場合は、50万円以下の罰金が課せられる事になった。イオン化式煙感知器は市場を失い、全煙感知器の0.1%以下の生産規模となってしまった。(社)日本火災報知機工業会によると、イオン化式スポット型生産件数は6,120件であったが、光電式スポット型の1,483,355件に比べ生産規模が大きく後退している。

Pm-147(2~5 kBq)もしくはKr-85(3 kBq)を封入した蛍光灯点灯用グローランプは、アイソトープが免除レベル以下の量であり、規制外にある。同様に、ネオンランプ表示管やメタルハライドランプも規制外にある。しかし、平成13年4月から施行されたグリーン購入法(国等による環境物品等の調達に関する法律)は、国等の機関にグリーン購入を義務づけるとともに、地方

公共団体や事業者・国民にもグリーン購入に努めることを求めている。グリーン購入を促進するために、平成8年に設立されたグリーン購入ネットワーク(GPN)の「照明」購入ガイドラインGPN-GL8では、蛍光灯器具の点灯装置は、インバータ方式、特にハフニウム(Hf)インバータ方式であることと明記されており、アイソトープを用いた点灯用グローランプは除外されてしまっている。

### 1.2.2 放射線による非破壊検査

#### (1) どのような分野で恩恵が生まれているのか

非破壊検査の製造機器等への貢献の1つは、製造時の検査に使用されるもので、おもに設計時に要求される手法等が設計通り実施されているかを確認し、また、その結果に基づいて必要な手直し等を行う事にある。別の1つは、製造機器等が使用中に経年劣化等を起こした場合、設計時に要求されていた諸要件を満足しているかどうかを確認するといった保守・メンテナンスへの利用である。複雑な形状をした産業構造物を製造するためには、加工技術、溶接技術、鋳込み技術、組立技術を駆使して作り出されている。これらの技術を確認するために、破壊試験と非破壊試験の両面で実施されている。破壊試験は、サンプルを使用したシミュレーション試験であり、試験によってサンプルは破壊されることとなる。したがって、製品の検査には使用できない。そこで、実際にその加工が施されたものを、壊さずに設計仕様を満足していることを確認でき、尚かつ製品に何ら影響を与えない検査手法が必要となり、これらの要件を満足させるために、非破壊検査が利用される。

非破壊検査の手法は、あらゆる物理現象を利用することにより、構造物の表面及び内部状態を把握することである。放射線を利用した非破壊検査は、放射線が物を透過する能力と、写真作用を利用した放射線透過試験である<sup>❖2</sup>。この放射線透過試験では、検査物の大きさに応じて線源のエネルギーを選択し、検査物をX線あるいはγ線の線源とX線フィルムの間配置し撮影することによってフィルム上に、検査物内部の情報を写し出

❖2:透過試験装置として用いられる非破壊検査装置にはCo-60ガンマ線透過試験装置(約1.85TB、年間販売台数は約4~5台)、Ir-192ガンマ線透過試験装置(約740GBq、年間販売台数約10台)、X線装置(年間販売台数約100台)がある。これら全部で約4億円程度の出荷額がある。

し、内部の状態を把握することができる。しかも、何ら検査物には、影響を与えないことが特徴であり、以下に述べるように①造船、②原子力、③橋梁、④プラント等の溶接部の検査に用いられる。

- ①造船技術では、ブロック構造の組立方式となっているため、溶接箇所が持つ強度が不足すると船体が壊れるという結果になるため、溶接品質の確認が不可欠となる。
- ②原子力では、複雑な構造であり温度及び圧力変化が大きくなる環境であっても、流体物の漏れが無いように製作されている。さらに、運転時及び炉停止時であっても放射線環境下に設置されるため交換メンテナンス自体が容易でなく、溶接箇所の施工管理が重要となる。
- ③橋梁では、建設時の溶接検査に利用されている。ここでは、電源が自由に取れないのでX線装置に代わって、主に $\gamma$ 線装置が使用されることが少なくない。
- ④石油プラントでは、原料、製品の移動及び、反応過程において、圧力容器やパイプライン等に多数用いられている。圧力容器は、板材の成形加工品を継ぎ合わせた構造となるため溶接技術を用いないで作ることは不可能であり、溶接構造にあっては溶接時に熱の影響を多く受け割れ等が発生する可能性がある。この事が強度低下につながり、引いては事故につながることもある。また、圧力容器や、反応容器を結ぶパイプラインについても、その中を可燃性の液体等が流れるため製造上ある一定の長さを超えると継ぎ手が必要となる。継ぎ手としてのフランジ構造はもっぱら、後にこのパイプの一部を取り外す必要があるか、または、バルブなどの開閉器具を取り付けるかまたは、取り替えることを考慮に入れ設置されている。しかしながら通常のパイプの継ぎ手は溶接構造となる。石油精製、化学プラント工場等の製造ラインで新規プラントの建設時には、配管パイプ、圧力容器等における溶接施工の健全性の確認に使用される。一方、保守・メンテナンスでは製造時からの経年劣化による欠陥を発見し、補修することができるので、部品等の交換時期の確認に利用される。つまり、定期的に保守として交換する手法も一つの方法であるが、経済性を考慮すると非

破壊検査と組み合わせて使用することにより効率的に部品交換ができる。また、近年、非接触で内部の観察ができ、また製品に何ら影響を与えない方法が採れるので、製品の良否判定やテロ防止等の内容物確認等の手法にも利用される。

非破壊検査では製造時撮影されたフィルムは、原画として将来保守点検等で撮影作業をした時のそれとの比較ために分類され保管される。この様に用いられるX線フィルムは、線状欠陥の検出には難点があるものの再現性が良く、保管性も良い記録媒体である。さらには製造時に撮影したフィルムと保守時に撮影したものを比較することにより、経年変化を調査することもできることから、プラントの寿命診断技術の一つとしても用いられる。

以上のように、検査適用箇所は、構造物としての強度が要求される箇所が多い。それが破壊すると、プラント等自身の社会資本の損失とプラント等から製造される生産物の減産または停止による国民生活への影響、周辺への被害等が拡大することによる損失等が生じ、かなりの費用がかかることになる。放射線による非破壊検査を適用することによりそれらの防止と、保守メンテナンスによる効率的な補修が可能となる。

鋳込みでは、バルブ、タービンケーシング、タービンブレード等の複雑な形状のものを簡単に製造できるため、良く利用される技術である。しかし、鋳込みは、砂かみ、ひけす等強度不足となる傷を作り出すことが多く、その検査は不可欠なものとなっている。タービンブレード等は、高温・高負荷の環境下で使用される部品であり、この部品の破損は、装置全体の破損につながりかねない。それらに対しては、放射線透過検査が主であり、フィルムに撮影してその像の観察を行っている。保守においては、一部X線装置と、イメージインテンシファイア (I・I) 等を利用したリアルタイム透視装置で、保温材下配管の減肉状態の検査に適用する。また、小型のCo-60線源とイメージングプレート (IP) フィルムを組み合わせて、バルブ状態や配管内のスラッジ計測等に利用されている。また、母材及び溶接材料の確認等が求められる高反応性を有する製品を製造するプラント等では、加工後の製品、部品そのものの材質確認を、従来のミルシートによる材料照合に代わ

るものとして非破壊的に行うための、Fe-55、Cd-109の小線源を使用した可搬型の蛍光X線金属分析計が利用されている。材料の違いは、その部分のみが極端に強度不足になるか、または、腐食が進むこととなりプラントの一部にあるいはプラント全体が破壊に至ることもあり得る。

製品の良否判定等に利用されるX線透視装置については、空港等のセキュリティーチェックで多用される<sup>♣3</sup>。一方、壊さずに中を見るという観点から、半導体分野にも利用されている。近年、パソコンを核として半導体や、その半導体を結線する基板の高集積化、高密度化が進み、半導体を収納しているプラスチックパッケージ内部のボンディングワイヤーの接続状況であるとか、積層基板の結線状況、スルーホールはんだ部の確認、基板パターンの損傷等の確認をすることが必要となってきた。1つには、これまで目視で確認できた物が高集積化により、基板内部に積層基板が普及するにつれ透視する必要がでてきたこと、また、低価格化するために、不良品の排除が必須条件となっていることによるものである。このことから、半導体業界つまりは、電子部品業界では、非常に多くのX線透視装置が利用されている。

また、報道機関へ悪質な郵便物爆弾等を送りつけるというケースにも、これらの郵便物の内部を透視するためのX線透視装置が報道機関、宅配業者に多く利用されている。また、警察活動にも、携帯型のパルスX線装置と、ポラロイドフィルムの組み合わせで爆弾の検出や、登録番号の改竄に対する発見等に広く用いられるシステムが導入されている。

阪神・淡路大震災等の大地震において、コンクリート建造物の崩壊が多く発生しているほか、ト

ネル内の壁の崩壊や、老朽化ビルの廊下の崩壊事故が相次いで発生している。そのため、コンクリート建造物の健全性の検査に使用されている。検査は、鉄筋等の内容物位置確認のために、放射線透過試験、コンクリート内部への水の進入の有無調査で、中性子水分計の適用等が行われている。多くのコンクリート構造が、社会環境にはあることから、その健全性の調査の必要性がますます大きくなってきている。

## (2) 非破壊検査の経済規模

非破壊検査工業会（以下、NDT工業会）が加盟会員に対して実施している「非破壊検査業界の経営実態アンケート調査」集計報告書をまず参考にしてみる。平成17年度時点において、上記NDT工業会に所属する会員数は122社、従業員総数は7,392人であった。122社中アンケートに回答したのは120社であり（回答率98%）、そこから得られた売上高は1,374億1,500万円、経常利益は23億6,700万円である。アンケート先の産業分類は以下のとおりである。

鉄鋼・製鉄・鋳造（8.4%）、造船・重機（9%）、重電機械（3.6%）、原子力関連（8.2%）、電力関連（13.5%）、石油化学関連（21.2%）、ガス・水道関連（11.1%）、土木・建築関連（7.4%）、建築関連（12%）、医薬・食料関連（0.1%）、その他（5.5%）

また、検査種別で分類すると、放射線検査（RT；22.9%）、超音波検査（UT；27.1%）、磁粉探傷検査（MT；10.6%）、浸透探傷検査（PT；10.9%）、渦電流探傷検査（ET；4.2%）、耐圧リーク検査（LT；0.6%）、歪計測（SM；2.1%）、材料試験（1.4%）、分析（0.8%）、その他（19.4%）となる。

これから、国内の非破壊検査における放射線検

♣3：X線透視装置は、主に空港等の保安設備に使用されている。この透視装置を操作する人件費はどの程度であろうか。直接経済効果に相当するものとして、平均年収を500万円とし、日本国内の空港数と設置台数を仮定して算出してみる。

第1種空港：4箇所、X線透視装置の設置台数を20台/1空港と仮定　第2種空港：25箇所、X線透視装置の設置台数を5台/1空港と仮定  
第3種空港：112箇所、X線透視装置の設置台数を2台/1空港と仮定　その他空港：26箇所、X線透視装置の設置台数を2台/1空港と仮定  
各X線透視装置に最低でも1名の要員がいるとすると、その人件費は約24億円となる。

一注：空港の分類—

空港は、空港整備法により第1～第3種に分類される。「第1種空港」は国際線に必要な空港で、国が設置管理する。そのうち新東京国際空港（成田）は新東京国際空港公団、関西空港は関西空港株式会社が設置管理する。「第2種空港」は、国内線に必要な空港で、国が設置管理または国が設置、自治体が管理する。「第3種空港」は、地方の航空輸送に必要な空港で、自治体が設置管理する。しかし、第2、第3種空港の国際線乗り入れなど、実体は種別による違いがなくなっており、種別による分類の見直しが求められている。「共用空港」（防衛庁または米軍設置管理で民間航空と共用）、「他の共用空港」（第3種空港以外で自治体が設置管理）は、空港整備法上の用語ではなく、航空法などの「飛行場」にあたるが、本文ではこれらを「その他空港」と称した。

査（主にエックス線透過検査装置とガンマ線透過検査装置を使用）の割合は全体の約23%である事が分かる。

内閣府が実施したアンケート調査の結果も参考にしたい。内閣府では、NDT工業会の会員をベースとした60社の他に社団法人日本溶接協会が認定している溶接構造物非破壊検査事業者の会員も加えて、171社にアンケートし、58社（回答率34%）から回答を得ている。回答中、出荷額について言及したのは37社、言及しなかったのは14社、無効（廃業、非放射線利用）は7社である。37社から得た1社平均出荷額は約7億円である。平成17年度放射線を利用した非破壊検査出荷額は以下のように算出した。対象企業数 $=171 \times (1 - 7 / (37 + 14 + 7)) = 150$ 社、37は経済規模回答社数、14は無回答数、7は無効（非放射線利用）数。1社平均売上げ $=271 / 37 = 7.3$ 億円として全体の合計は $150 \times 7.3$ 億円 $=1,100$ 億円。すなわち内閣府調査では非破壊検査に係わる経済規模は1,100億円と推定している。アンケートでは会社の従業員総数、その中で放射線業務に従事している従業員数を聞いている。これから得た非破壊検査に係わる放射線業務従事率は33%である。非破壊検査ではCo-60ガンマ線透過試験装置やIr-192ガンマ線透過試験装置で使用済みとなった放射性物質が放射性廃棄物として廃棄される。

### 1.2.3 放射線滅菌

使い捨て医療用具に係わる放射線滅菌として、 $^{60}\text{Co}$ -線源からの $\gamma$ 線滅菌と電子加速器を用いての電子線滅菌がある。いずれの場合にも、線源を含む放射線発生機器は適当な使用年月の後で低レベルの放射性廃棄物となるが、以下に述べるような生産品は使い捨て医療用具として医療現場で使われた後一般廃棄物として廃棄される。

#### (1) 使い捨て医療用具の滅菌とは

この分野についてはあまりご存じない方が多いと思われるので、簡単に、歴史と技術に関する説明を行いたい。

##### 1) 歴史

放射線滅菌は、第二次世界大戦後に生まれた滅菌技術である。1956年に、米国エチコン社が腸線縫合糸の滅菌に電子加速器を用いたのが世界最初

であった。この時、放射線発生装置として電子加速器を用いたのは、コバルト-60-ガンマ ( $^{60}\text{Co}-\gamma$ ) 線照射施設の安全管理面の経験不足が問題になったからである。しかし、すぐに電子加速器から $^{60}\text{Co}-\gamma$ 線照射装置に切り替わり、1962年～1964年にかけてエチコン社が英国や北米に計4基の $^{60}\text{Co}-\gamma$ 線滅菌施設を建設し、医療機器の $\gamma$ 線滅菌をスタートさせた。一方、わが国では、米国に遅れること13年後の1969年に、わが国初の $^{60}\text{Co}-\gamma$ 線滅菌施設が栃木県に建設され、放射線滅菌の実用化がスタートした。そして翌年には、ディスポーザブル（使い捨て）注射針やディスポーザブル注射筒の放射線滅菌の製造承認が下り、放射線滅菌された医療機器が市場に出荷された。その後、年を追う毎に、手術用ゴム手袋（1972年）、翼付注入針（1973年）、静脈カテーテル（1973年）、ホローファイバー型人工腎臓透析器（1977年）などの医療機器が放射線で滅菌されるようになり、その品目数や生産量は伸びていった。これに合わせて、 $^{60}\text{Co}-\gamma$ 線滅菌施設や電子線滅菌施設が建設され、わが国の滅菌産業に放射線滅菌が不動のものとなっていった。現在、 $\gamma$ 線滅菌施設では7施設11基、電子線滅菌施設では8施設13基が稼動中である。

#### 2) 放射線滅菌とは

放射線滅菌とは、「電離放射線の照射によって微生物を直接的に殺滅する方法である」と日本薬局方で定義されている。この放射線滅菌に用いられる放射線には、 $\gamma$ 線、電子線、X（エックス）線があり、この線質によって、 $\gamma$ 線滅菌、電子線滅菌、X線滅菌と呼ばれている。現在、実用化されているのは、 $^{60}\text{Co}$ 線源からの $\gamma$ 線滅菌と電子加速器を用いての電子線滅菌である。

#### 3) 放射線滅菌の利点と欠点

医療の合理化や能率化のもとに生まれたディスポーザブル（使い捨て）医療機器を滅菌するために、医療機器メーカーが放射線滅菌を受け入れるようになったのは、放射線滅菌の利点に負うところが大きい。そこで、放射線滅菌の利点を述べてみる。

利点：放射線滅菌は、滅菌の確実性と信頼性が高いことが大きな特徴である。また、ディスポーザブル医療機器の素材の多くはプラス

チック製であるため、冷滅菌である放射線滅菌が適している。透過力の強い放射線で滅菌するため、最終包装のまま、連続的に滅菌できることも産業用滅菌として重要な利点となっている。この利点が、真空採血管の滅菌に活かされた。また、酸化エチレンガス滅菌のような化学薬剤を用いない滅菌方法であるため、滅菌後の化学薬剤の残留問題もないことが、安全面からの利点としてあげられる。放射線滅菌には次のような欠点もある。

欠点：放射線による材質劣化が一番の欠点である。このことが、薬剤で表面加工したカテーテルやガイドワイヤーに $\gamma$ 線滅菌が採用されていない理由としてあげられる。また、放射線滅菌施設の建設費が高く、ランニングコストも高い。さらには、放射線に対する一般社会の拒絶反応があるため、放射線滅菌施設の建設は容易ではない。このような欠点があるため、すべての医療機器に放射線滅菌が利用されるとは限らない。

## (2) 使い捨て医療用具の経済規模

### 1) 放射線滅菌の採用率

産業滅菌法には、 $\gamma$ 線滅菌、電子線滅菌、酸化エチレンガス滅菌、高圧蒸気滅菌がある。これらの滅菌法が滅菌される医療機器の材質、構造、特性に合わせて選択されている。企業が採用している滅菌方法は、酸化エチレンガス滅菌が圧倒的に多く、9割を超えている。次いで、 $\gamma$ 線滅菌が4割、高圧蒸気が3割、電子線滅菌が1.5割の採用率となっている。年次変化は、電子線滅菌が1993年と比べると2007年では2倍の伸びを示しているが、他の滅菌法では顕著な年次別変化は認められず、ほぼ一定の採用率を維持している。

### 2) 放射線滅菌の占有率

滅菌医療機器に占める各滅菌法の割合を占有率と称す。この割合を、滅菌医療機器の売上高上位12社における滅菌法の割合と売上高をもとにして求めた。2005年における滅菌医療機器の占有率は、酸化エチレンガス滅菌が47.2%、 $\gamma$ 線滅菌が37.4%、電子線滅菌が7.9%、高圧蒸気滅菌が7.5%である。 $\gamma$ 線滅菌と電子線滅菌の合計である放射線滅菌の割合は、45.3%ととなり、酸化エチレンガスとほぼ互角の割合を示している。続い

て、わが国で放射線滅菌された医療機器の経済規模を求めることを目的として、薬事工業生産動態統計年報と医療機器・用品年鑑(市場分析編)などを用い、放射線滅菌された医療機器毎の金額を求めた。

### 3) 放射線滅菌の出荷高

わが国における放射線滅菌された医療機器の出荷金額の合計を放射線滅菌の経済規模として算出してみる。まず、12社の放射線滅菌の経済規模は、1,703億円である。また、12社以外で生産され、放射線滅菌されている医療機器の経済規模は、156億円と推定する。この両者の合計、すなわち1,859億円が、わが国における放射線滅菌の経済規模として推定された。さらに、海外で放射線滅菌された医療機器の輸入品の経済規模は663億円と推定された。

最近は

- ・医療機器全体の償還価格の下げ
  - ・大手医療機器メーカーによる製造品目の転換戦略、すなわち、注射筒や注射針のような汎用製品(主に放射線滅菌が採用されている)から高付加価値カテーテルのようなスペシャルグッズ(主に酸化エチレンガス滅菌が採用されている)への転換
  - ・生産コストの低い海外への工場移転
- などがあり、経済規模は減少気味である。

### 4) 最近の動向

放射線滅菌は、医療機器の製造者自身による自社滅菌と外部の照射企業による委託滅菌とがある。放射線滅菌の経済規模の尺度としては、自社滅菌における諸経費と委託滅菌の照射料金の総額が適当であるが、いずれも公開情報が皆無である。放射線滅菌には、ガンマ線と電子線が使用されており、ガンマ線滅菌が減少し、電子線滅菌が増加する傾向にある。これは、ガンマ線の線源である $^{60}\text{Co}$ -の価格上昇にあると思われる。 $^{60}\text{Co}$ -線源は、主にカナダからの輸入に依存しているが、カナダドル高が続き、2000年の1カナダドルは70円程度であったが、2007年後半には120円となっている。これに伴ってCo線源の値段が上昇した。一方、電子加速器はロドトロン(Rhodotron)に代表される高エネルギー電子加速器の実用化が急激に進展した。今後は、高エネルギー電子加速器



による滅菌が増加するものと思われる。

#### 1.2.4 ポリマー放射線加工

この分野で得られる工業製品は非放射性の日常品であり、低レベル放射性廃棄物として廃棄するものは殆ど無い。従ってここでは、それらが生み出している恩恵を中心に記述し、できるものについては経済規模も記述する。

##### (1) 放射線架橋

放射線照射で高分子鎖上に生じたラジカルなどの反応活性種が出会うと化学的に結合する(再結合反応)。この反応が分子鎖間で一回起こると分子量が倍になり、それが多数起こると、あたかも分子鎖間に橋が架かった様な三次元の橋かけ構造(架橋構造)ができる。架橋密度が低いと融解した状態での粘度(溶融粘度)を上げることができるので、これを利用して発泡材料の製造に用いられる。また、高い密度の架橋構造が導入されると、融解温度を超えても分子鎖は勝手に流動することはできず、形状とある程度の機械的強度を保つので、実使用温度を高めることができる。放射線架橋は放射線利用の中でもっとも実用化が進んでいる分野である。

##### (a) 電線・ケーブル

三次元架橋構造を導入して使用耐熱温度を上げた高分子被覆電線が(株)クラベ、(株)フジクラ、古河電気工業(株)、三菱電線工業(株)、住友電気工業(株)、住友電装(株)、昭和電線電纜(株)、大昌電気工業(株)、東京特殊電線(株)、日立電線(株)、平河ヒューテック(株)、矢崎電線(株)などのほとんどの電線メーカーにおいて電子線架橋を用いて生産されている。用途としては家電・電子機器用電線、自動車用電線、宇宙航空機用電線、屋外用ポリエチレン電線、低電圧ケーブルであるが、家電・電子機器用電線及び自動車用電線が大半を占める。これは、コンピュータをはじめとする電子機器類の小型化、自動車の軽量化に対応するため、耐熱性、耐熱変形性、耐油・耐環境性、及び高い機械的特性の要求が高い分野での使用に適しているためである。

詳細は省略するが放射線架橋を利用した製品の出荷額は219億円と推定される。

##### (b) ラジアルタイヤ・ゴム

ゴム(エラストマー)の使用量のうち圧倒的に多い用途はタイヤである。Fig.2はラジアルタイヤの断面を示したものである。

①は路面に接触する部分でトレッドと呼ばれ、②はタイヤの円周方向の補強帯で、ベルトと呼ばれ、スチールコードで補強されたゴムである。③はスチールワイヤを束ねタイヤとホイールを嵌合する機能を果たすビードと呼ばれる部材であり、トレッドとビード間の④はサイドウォールと呼ばれるタイヤ側面部材である。⑤のカーカスプライはタイヤの骨格であり、ナイロン、ポリエステル繊維やスチールコードで補強されている。⑥はインナーライナーと呼ばれる空気漏れを防ぐ部材である。

これら多くの部材を組み合わせてタイヤの形状に組み上げて、加硫釜と呼ばれる容器の中で硫黄加硫を行い製品となる。硫黄加硫する前のゴム材料は所謂“生ゴム”であり、少しの応力で変形してしまったりべとついたりして取り扱いが難しく、タイヤの形状に組み上げる時点での寸法安定性に悪影響を及ぼすうえに、材料の無駄使いの原因にもなっていた。組み立てる前に、⑤および⑥を電子線照射により予備架橋すると寸法安定性の向上、使用ゴム材料の低減化(十数%減)と工程の時間短縮につながり、ラジアルタイヤの性能アップと軽量化が図られる。現在では、ラジアルタイヤ製造工程に電子線照射は不可欠なものになっている。放射線架橋と加硫の利点をうまく活かした優れた方法である。

ラジアルタイヤは日本ミシュラン(株)を除く

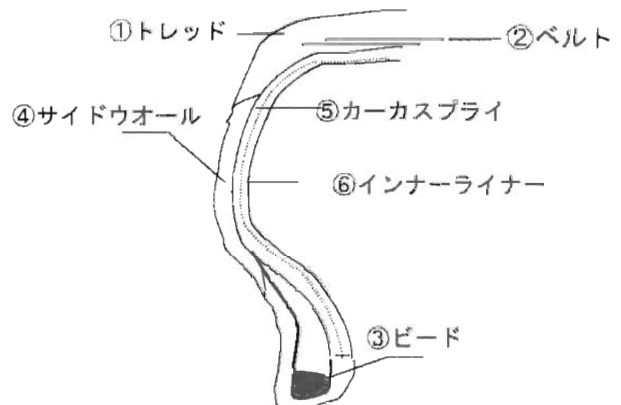


Fig.2 Schematic Cross Section of Radial Tire

4社((株)ブリヂストン、住友ゴム工業(株)、横浜ゴム(株)、東洋ゴム工業(株))が電子線を利用しており、電子線利用ラジアルタイヤの生産高は9,481億円であった。照射されている部材(ポディープライ及びインナーライナー)のゴム重量比17.7%を放射線寄与率とすると、生産高は1,678億円となる。

#### (c) 発泡プラスチック

熱分解で気体が発生する発泡剤を高分子に練り込み、加熱・溶融させ発泡させると発泡プラスチックが得られる。これらは、断熱材、包装資材として不可欠で、2005年度には、92万トン強・6,362億円出荷されている。

ポリウレタンやポリスチレンなどの溶融物は比較的広い温度域で溶融粘度を持っているので、発泡剤を混合した高分子を加熱・溶融すると容易に発泡体を得られる。これに対してポリエチレン(PE)やポリプロピレン(PP)などのポリオレフィンでは、その溶融物の溶融粘度は極めて低いので、発泡剤を混ぜて加熱しても分解ガスが系内にとどまらず外部に出てしまい独立で細かく均一な発泡ができなかった。そこで、ポリオレフィンを放射線照射し均一発泡に好都合な溶融粘度になるように軽く架橋させると、細かく均一な発泡体を得られる。この技術は日本で開発されたものである。現在ではポリオレフィンの高発泡体は放射線法で製造したものが多い。

PE発泡体は断熱・防音材、バス・流しマット、各種パッキン、粘着テープ基材などに使用され、PP発泡体はその80%が自動車の天井材、インストルメントパネル、ドア内装材などに使用され軽量化・省エネルギー化に貢献している。

東レ(株)、積水化学(株)、古川電気工業(株)、三和化工(株)などで生産されている。2005年実績では、放射線架橋低密度PEシートが9,700トン・107億円、PP高発泡体が3,700トン・66億円、その他の高発泡体が1,500トン・1.2億円の計174.2億円であった。その他ポリ塩化ビニルの発泡シートなどが2億円程度と推測される。したがって2005実績は176.2億円となった。

#### (d) 熱収縮チューブ・フィルム

高分子化合物は、極めて分子量が高いため形状を記憶する性質(形状記憶効果)を本来有してい

るが、架橋構造を導入すると形状記憶効果をさらに高めることができる。具体的には、架橋構造を導入し、融点以上に加熱してチューブ状(シート状)に引き伸ばし、冷却すると固まってその形状を保つ。被覆したい物体に被せ、再加熱すると元の形状に戻り被覆ができる。

放射線架橋で得られる材料は形状記憶効果が高く、機械的強度も高いという特徴がある。放射線架橋熱収縮チューブやフィルム・シートが、住友電工ファインポリマー(株)、古川電気化学工業(株)、(株)フジクラ、西日本電線(株)などで生産されている。収縮前内径1mm~10mm程度の細物は被覆電線接合後の被覆材として、90mm以上の大口径品は電力ケーブルの接合部の防水・絶縁保護、ガスや石油パイプライン鋼管の保護材として使用される。2005年度の生産額は約150億円程度であった。

チューブのほかガス管等の保護用に熱収縮シートが、食肉ブロック冷凍保存用に熱収縮フィルムが製造されている。国内生産と輸入をあわせて1,500トン、約15億円が出荷されている。2005年度の熱収縮チューブ・フィルムの総出荷額は165億円である。

#### (e) 超耐熱性SiC繊維

ポリカルボシラン(PCS)という有機繊維を高温で焼成するとセラミック化され1,500℃でも使用可能な炭化ケイ素繊維(SiC繊維)が得られる。しかしながら、分子量の高いPCSを得ることができず、焼成する温度まで昇温する過程で融着してしまい繊維形状を保つことができない。そのため空気中で予備焼成を行い熱による酸化架橋させてから焼成していた。酸化されているため、高温焼成過程で酸化物が気化し均質なSiC繊維が得られず高強度の製品が得られなかった。熱酸化架橋の代わりに放射線架橋してその後、焼成させると酸化物が生成していないので、均質で高強度のSiC繊維を製造する国産技術が開発された。この方法で生産された2005年度のSiC繊維の出荷額は8,624万円であったが、ガスタービンブレードや宇宙用往還機機体外板など超高温下で使用されるセラミック系複合材料や金属基複合材料の強化繊維として需要増が見込まれ今後生産量の拡大が期待される。



## (f) ハイドロゲル

高度に架橋した三次元構造を有する水溶性高分子は極めて多量の水を取り込んでハイドロゲルと呼ばれる状態になる。ポリビニルアルコール (PVA) などの水溶液は容易に放射線架橋しハイドロゲルになる。放射線架橋で作られたハイドロゲルは触媒などの反応残渣がなく高純度で生体に対して安全性が高い。このハイドロゲルを用いてやけどなどの傷口を被覆し湿潤状態にしておくことで治癒が早く治癒後の皮膚も綺麗に保てる。すでにポーランドでハイドロゲルを用いた創傷被覆材が実用化されていた。国内では、ゲルの機械的強度が高いPVAを主成分とした創傷被覆・保護材が開発されて、臨床試験を経て2004年に販売が開始された。2005年度の販売実績は4,584万円である。

セルロースは放射線を照射すると分解するが、その誘導体は水と混合しペースト状で放射線照射すると架橋してハイドロゲルになる。これをチューブに入れマット状に組み上げたものは体圧を上手く分散させるので、マットとして長時間使用しても床ずれを防ぐことが出来る。外科手術用、車椅子用のマットとして実用化された。2005年度の販売実績は702万円であった。2005年度の放射線架橋ハイドロゲルの出荷額は計5,286万円である。

ハイドロゲルを乾燥させると生分解性の水吸収剤になるので家畜糞尿からの水分の吸収剤としての検討も行われている。低コストで乾燥させる技術の完成が待たれる。

## (g) その他材料の架橋-PTFE、天然ゴムラテックス

ポリテトラフルオロエチレン (PTFE、テフロン) は放射線崩壊型 (切断型) の典型であるが、その融点より少し高い温度で放射線照射すると架橋することが近年見出された。架橋してもPTFEが持つ優れた耐熱性、耐薬品性、電気特性や耐摩耗性はそのままであり、透明性が増すことや耐放射線性が高くなることなど優れた性能が付加される。そのため原子力用のシール材や電線被覆材料、その他燃料電池隔膜の基材などの用途開発がなされている。2005年度の出荷額は3,000万円程度であるが、今後はさらに成長する分野と思われる。

天然ゴムラテックスを照射してゴム分子を架橋させる方法は、発ガン性のニトロソアミンを副生

せず、焼却しても亜硫酸ガスの発生量を極めて低く抑えられるという特徴がある。また、放射線法はラテックスアレルギーのおそれが少ないなどの特徴を持っており、手術用手袋として需要を見込めるが、現在のところ国内生産はない。

## (2) 放射線分解

放射線架橋の対極として放射線分解がある。高分子は分子量が大きいことが高分子らしさを具現しているため、分子鎖切断による低分子量化は高分子らしさを損なう結果となるので工業化例は少ない。分子鎖切断が必要なケースとして、分子量が大きすぎて使いにくい天然高分子の低分子量化が考えられる。生物由来の超高分子量の天然多糖類を分解して水溶化して抗菌剤や生物の成長促進剤に使用する研究開発が行われている。

この中であって、唯一の工業化例はPTFEの放射線分解である。耐熱性、耐薬品性、耐摩耗性に優れているうえ摩擦抵抗が極めて低いPTFEは、通常の高分子のように溶融成形ができず、特殊な方法でロッド状に成形した後、高温で焼結して製品にしている。したがって、ギヤ等の部品を作るためには金属同様に切削加工が必要になる。この切削屑や使用後の製品は再成型できないため廃棄物となる。

PTFEは放射線分解形で比較的低い線量で主鎖切断がおき、機械粉碎しやすくなるという性質を利用して微粉末化して、固体潤滑剤やインクジェットインク添加剤として利用されている。公表された出荷データは見つからなかったが、2005年の生産量は500~600トン、5億円程度と推定される。

## (3) 放射線グラフト重合

既存の高分子に放射線照射を行い、高分子鎖に反応活性種 (通常はラジカル) を生成させこれにモノマーを枝接ぎ状に重合させる方法が放射線グラフト重合である。この方法でフィルムや繊維に種々の機能性を付与することができる。

工業的には電池の隔膜の製造が早期に実現した。電池材料の製造に二社が携わっており、酸化銀ボタン電池の隔膜、密閉型ニッケル・カドミウム電池の保液材が生産されている。日本製のボタン電池そのものは2005年に9億個・約100億円生産され、その大半に放射線グラフトフィルムが使用されている。

ポリオレフィン不織布にスルホン基やアミンを放射線グラフトし、ダスト除去と同時に空気中の微量な酸や塩基性の物質を吸着させる空気清浄・脱臭作用を有するフィルターや水浄化用イオン交換膜の製造が行われている。これは半導体製造クリーンルームの空気清浄機用フィルターに使用されている。放射線を利用した電池材料やフィルター類の出荷額は見あたらないが、聞き取り調査により、水処理・電池膜用として約10億円、半導体クリーンルーム用フィルターが約9億円、抗菌、消臭、衣料品他が6億円程度出荷されている。したがって、放射線グラフト製品の出荷額は25億円である。

ここ数年河川や海の極微量の汚染重金属をグラフト繊維や不織布で除去する研究開発が大学、企業で活発化している。

#### (4) 放射線硬化

塗膜の硬化（キュアリング）には溶剤を用いた熱法が主流であるが、溶剤を使わずに塗装や印刷時に、紫外線（UV）や電子線照射（EB）を利用する方法も行われている。これらは反応性溶剤に樹脂を溶かしUVやEBを照射するので乾燥過程を省くことができる。大気汚染の恐れが少なく、処理時間が短いという特徴を持っている。

UV法は光開始剤が必要で、顔料による光吸収のため反応が阻害されることがある。これに対してEB法は開始剤が不要で如何なる着色も可能であるという利点を持っていると言われて久しいが、UV法の優勢が現在も続いている。この原因は安価なランプを用いその数の増減で小物から大物まで対応ができるのに対して、EB法は低エネルギーとは言え高額な電子加速器が必要で設備投資が多額であり、不活性ガス雰囲気が必要である。そのため国内での放射線法の普及率はUV法の5%程度と言われている。

放射線法ならではの優れた表面硬度を活かした高級磁気テープやプレコート塗装、建築資材の表面コート、さらには照射量により剥がれやすさがコントロールできるシリコン系剥離紙などが製造されている。50台内外の電子加速器が設置されているが、1 MV以下の低エネルギー加速器は放射線発生装置としてカウントされないため稼働台数は不明である。この分野も公表された出荷

データはないが、出荷額は30億円程度と見込まれている。

#### 1.2.5 半導体製造

本報でいう半導体製品とは、半導体素子（semiconductor devices）および集積回路（integrated circuits、以下ICsと略記する）を指す。前者はシリコンダイオード、整流素子（>100mA）、トランジスタ、サーミスタ等の半導体素子からなる。後者は、半導体集積回路（Monolithic integrated circuits）と混成集積回路（Hybrid ICs）よりなる。半導体集積回路はさらに線形回路（linear ICs）と計数回路（digital ICs）に分けられるが、製造工程において放射線が部分利用されるのは後者である。この計数回路は大別すると（1）バイポーラ型（bipolar ICs）と（2）モス型（metal oxide semiconductor ICs）から構成され、後者には（2）-1 マイクロコンピュータ（micro computers）、（2）-2 ロジック（logic ICs）、（2）-3 メモリ（memory ICs）、（2）-4 その他のモス型（miscellaneous MOS ICs）などの微細加工された製品が含まれる。本報における議論では、ブラウン管で代表される電子管（electronic tubes）、液晶素子（liquid crystal devices）、及び太陽電池モジュール（photovoltaic module）は半導体製品に含まない。

半導体の販売高は4兆7,667億円で工業利用の中では一番大きい。しかし、半導体製造装置の一部（電子線照射装置等）をのぞけば、製品はパソコン等に組み込まれ、それが低レベル放射性廃棄物として廃棄されるケースは無い。

## 2. 農業利用

農業利用分野における放射線利用には、①食品照射、不妊虫放飼法による害虫駆除、無菌動物用飼料や食品包装材の滅菌など直接放射線の照射を利用した分野、②突然変異育種、③ラジオアイソトープ利用・放射能分析が含まれる。以下では、①を代表して食品照射、②を代表してイネの突然変異育種を記述したい。また、③については内閣府が実施した2005年調査結果を引用する。

## 2.1 照射利用及び突然変異育種の恩恵とその経済規模

食品照射は、わが国では馬鈴薯の発芽防止だけが認められているだけであり、処理量8,000トン、経済規模は9億円前後で推移してきた。しかし、2006年度は、表示の問題で年間処理量3,339トン、出荷価格88.2円、経済規模は2億9,440万円と前年に比べ激減した。食品照射は、殺菌や殺虫を効果的に行うことのできる技術であり、食料損失防止や食中毒防止による莫大な直接経済規模が見込まれる。

農業分野の放射線利用経済規模は、突然変異育種特にイネの突然変異育種が農業利用全体の約90% (平成9年度:94%) を占めている。イネの経済規模は、突然変異品種の栽培面積に、10a当たりの粗収益を乗じた総粗収入額として求められる。しかし、毎年農林水産省で集計されていたイネ品種別栽培面積の統計が2005年度で中止されたため、農林水産省のホームページの統計にある水稻上位15位までの栽培面積を用いて、2005年度と2006年度のデータを比較することにより経済規模を推定した。2005年度は上位15位内に突然変異品種は7品種入っており、その合計栽培面積が173,581ha、経済規模は2,020億円であった。2006年度は栽培面積が約2万ha増加し、経済規模は2,170億円と求められた。一方、2005年度は99品種のトータルの経済規模が2,453億円と求められており、2006年度も上位品種の占める割合が同じであると仮定してイネ全体での経済規模を求めると、 $2,170 \text{億円} \times 2,453 / 2,020 = 2,635 \text{億円}$ と推定された。

イオンビーム育種も既に実用化が開始されており、カーネーションは、国内5.3億円、海外(欧州市場)4.8億円となっている。無側枝キクの新品種「新神」は、国内市場規模13億円と算出され、まだ経済規模は小さいが、イオンビーム育種は着実な伸びを示している。

## 2.2 ラジオアイソトープ利用・放射能分析の恩恵とその経済規模

ラジオアイソトープそのものの利用として、農

生物分野におけるラジオアイソトープを用いた研究、および放射線・放射能分析に関する依頼事業に分けて調査した。

### (1) ラジオアイソトープ利用の恩恵と経済規模<sup>♣4</sup>

ラジオアイソトープ利用としては、日本アイソトープ協会のラジオアイソトープの頒布金額及び使用後のRI廃棄物の集荷金額を調査した。農生物分野の区分は前回と同様、大学農学部、農生物系研究所等ライフサイエンス分野における事業所における利用を調査した。農生物分野の非密封ラジオアイソトープについて、平成17年度のRI頒布金額をTable 1に示した。ラジオアイソトープの頒布金額は約2.7億円で、前回の調査に比べると40%の減額であった。P-32の代替としてわずかに増加したP-33以外、全ての核種で減少している。前回の調査で、遺伝子工学の急速な発展に伴い、遺伝子の標識に用いられるため約2億円と最も多かったP-32の頒布金額が遺伝子工学の終焉と代替測定技術の発展のため約50%減少し、約1億円となった。農生物分野における主要核種であるH-3、C-14も約30、40%の減少であり、代替技術に比べて許認可手続きの煩雑さ、RI廃棄物を含めた取扱経費が高額となる等の理由により、ラジオアイソトープ利用は今後とも数年間は減少傾向が続くものと予想される。

農生物分野のRI廃棄物集荷金額について、平成17年度の集荷料金内訳 (Table 2) を調べた。17年度のRI廃棄物集荷金額は1.52億円であった。ラ

Table 1 Retail Sale of Non-sealed RI (agriculture)

核種	購入額 (百万円)
H-3	50
C-14	48
P-32	104
P-33	10
S-35	15
Cr-51	3
Mn-54	1
I-125	34
その他	5
合計	270

♣4：ここでは平成9年データを前回調査と称し、平成15年データを今回調査と称す。

Table 2 Cost for RI Deposition (Agriculture)

R I 廃棄物		集荷料金 (百万円)
固 体		74
(内訳)	可 燃 物	14
	難 燃 物	38
	不 燃 物	21
	乾 燥 動 物	1
液 体		23
フィルタ		49
非圧縮性不燃物		7
合 計		152

ジオアイソトープ製品の頒布金額が大きく減少したとと比較すると、前回調査からそれほど減少していなかった。その理由としては、利用から廃棄物の発生までタイムラグがあること、及びクリアランスが実施されていないため使用数量が減少したとしても、使用した器具を全てRI廃棄物として取り扱わざるを得ないためと予想される。

## (2) 放射能分析の恩恵とその経済規模

放射能分析に関しては、RI事業を、分析事業、測定事業、RI施設保守事業に分けて調査した。分析事業のうち、日本分析センターへの依頼事業は原子力発電等の核燃事業に関するものであるとの指摘もあったが、前回の調査との継続性から公表されている資料を基に調査した。日本分析センターの依頼事業費は約22億円(平成18年度)であった。前回の調査では対象となっていなかったが、測定事業及びRI施設保守事業についても調査した。これらの事業は、大学等が独立行政法人となったため作業環境測定士による作業環境の測定が義務付けられた、また、RIセンターのような共同利用施設の統廃合により人員が縮小される等の社会構造の変化により増加したものである。これらの事業は民間企業が諸々の事業を複合して受注しているため、単独の経費を正確に算出することは困難ではあるが、各企業への聞き取り調査をもとに概算金額を予想した。

測定事業では、放射線作業従事者数に依存する個人被ばく測定サービス事業は50億円であり、各年における大きな変動はないものと予想される。作業環境測定事業は平成16年度の国立大学の法人化に伴い、増加したものと予想され、22億円で

あった。また、人員の縮小に伴い増加したものと予想される測定・記帳等のRI管理業務を含めたRI施設の保守・点検及びRI施設の廃止に伴う廃止工事等を外部に委託するRI施設保守事業は45億円であった。これらの依頼事業の総額は140億円であった( Table 3) その他、加速器等を用いた放射化分析、放射能分析・測定依頼業務も行われているが、詳細に調査はできなかった。また、それらの依頼金額は少ないものと予想される。

## (3) C-14年代測定の恩恵とその経済規模

C-14は、天然に存在する放射性物質であり、その放射線を計るのに放射線測定機器を用いることから放射線利用と考えた。C-14年代測定は、考古学や地質調査において重要な年代を推定する上で貴重な測定法となっており、アンケート調査を行った。C-14年代測定法は、炭素の同位体を測定することで年代を推定する測定法である。大気中には常に一定量のC-14が二酸化炭素として存在しており、生物が活着している間はC-14を常に補給している。生物が死ぬと体内のC-14は補給されずに減少していく(半減期5730年)ので、試料中のC-14の存在比を測定することにより年代を推定することができる。しかし、C-14の存在比は10<sup>-15</sup>と非常に少ないので、高感度の測定が必要である。C-14の測定法としては、従来から用いられてきたベータ線計測法と、AMS (Accelerator Mass Spectrometry; 加速器質量分析法)がある。最近では、感度が格段に優れているAMS法が主流となっている。今回の調査結果でも、高感度の機器を備えた民間企業の分析費が圧倒的であり、総額1億3千万円と求められた( Table 4)。

Table 3 Commissioned RI Business

RI依頼事業		
分類	区分	推定金額
分析事業	放射能分析(原発関係を含む)	22億円
	放射線・放射能分析	1億円
測定事業	測定サービス	50億円
	作業環境測定	22億円
RI施設保守事業	保守・点検	45億円
推定合計額		140億円

Table 4 Chronological Measurement by C-14

	件数	費用 (円/件)	経済規模(百万円)
大学	506	30,000~70,000	17
民間企業	1,250	80,000	100
九州環境管理協会	200	70,000	14
合計			131

日本原子力研究開発機構むつ事業所、東濃地科学センターでは、平成18年度より施設共用制度を開始。

(4) ラジオアイソトープへの考察

ラジオアイソトープを用いた研究の経済規模を求めるには、その研究の成果からの経済規模を評価することが必要と考えられる。しかし、そのための有効な評価手段が見つからなかったため、今回も使用されるラジオアイソトープの頒布金額及びその使用によって生ずるRI廃棄物の集荷金額で評価した。研究分野におけるラジオアイソトープは主に基礎研究で使用されており、例えばその基礎研究の成果として医薬品が開発されていると考えると、その経済規模は計り知れないものとなる。何らかの有効な評価手段の開発が求められる。また、ラジオアイソトープの製造・販売者、ラジオアイソトープを用いる研究者、学生を含めた教育関係者を含めると、ラジオアイソトープに関係する従事者からもたらされる潜在的経済規模は非常に大きなものとなる。

ラジオアイソトープを利用した研究が開始されてから数十年に達し、老朽化した施設の解体撤去が必要となっている。また、法令改正に応じた作業環境等の依頼分析等も新たな業務として発生している。これらの外部業者への依頼業務は今後とも増加するものと予想される。

C-14年代測定のアムス法は、特殊な装置と、専門的な技術と知識が必要である。今後、C-14年代測定の需要はますます増大すると予想されており、大学や国公立の研究所も独法化に伴い有料の分析を開始している。専門的な知識を有する技術者の養成が欠かせない要素となるであろう。

3. 医学・医療利用

医学・医療分野の放射線利用には、検査、画像診断、放射線治療の3つがある。いずれも対象は

ヒトでありRIを使った検査を除けば低レベル放射性廃棄物は殆ど廃棄されない。RIを用いた諸検査については1992 (H14) 年では4億円あったが、2005年は0.5億円、そして2006では0億円となっている。

医学・医療がヒトに与える恩恵は明らかであり、それは延命である。しかし、延命は計量化しにくいので、延命の対価として患者が病院に支払った診療報酬代金を経済規模として調べた。

厚生労働省大臣官房統計情報部が編集する「社会医療診療行為別調査」及び自由診療について、経済規模を求めた。社会医療診療行為別調査がこれまで対象としてきた保険は「政府管掌保険と国民保険」であったが、平成11年度から組合管掌健保も対象に加わった。さらに、平成15年4月から「診断群分離による包括評価：DPC, Diagnosis Procedure Combination」が導入されており、これらの係数を考慮した経済規模も求めた。

健保及びDPCを考慮しない社会医療診療行為別調査（診療報酬）に基づく経済規模は、医科で約1兆4,500億円、歯科で1,200億円、その合計は1兆5,700億円となった。健保及びDPCを考慮した場合の経済規模は約1兆6,150億円であった。また、自由診療では、粒子線がん治療が32億円である。したがって、自由診療を含めた医学・医療分野における2006年度の経済規模は、約1兆6,200億円となった。なお、自由診療には、粒子線治療以外にもFDG-PET、CT肺がん検診、マンモグラフィによる乳がん検診などがあるが、2006年度のデータは得られていない。2005年度のFDG-PETは82億円、CTがん検診9億円、乳がん検診200億円であったが、これらの金額は急増しているものと考えられる。

新量子ビームの利用として、ホウ素中性子捕捉



療法 (BNCT) が進められている。髄膜腫や皮膚がん、肺肉腫等の照射が原研JRR-4や京大炉KURで実施されているが、2006年度はKURが停止したため回数的には48回となっている。1回の治療に対して治療費は200万円 (前回調査値と同様) と見積もられるが、治験なのでBNCTの2006年度経済規模はゼロとなっている。

#### IV. おわりに

低レベル放射性廃棄物が生み出した恩恵というテーマの下、わが国の工業、農業及び医学・医療における放射線利用の直接経済規模について調査結果を報告した。得られた経済規模は工業分野で約2兆円、農業分野で約0.3兆円、医学・医療分野で約1.5兆円となり、放射線利用全体では毎年約4兆円となっている。放射線利用の恩恵はあまねく広範で、生活を楽しむためのグッズ (ラジアルタイヤや半導体チップ等) の生産、食の保存に向けた農産物 (イネ等) の生産、がん等の難病に対する延命治療 (核医学診断等) という形で私達に与えられている。このことを出来る限り多くの国民の方々に知って欲しいと願う。低レベル放射性廃棄物の40-50%を占め、5兆円の経済規模と5万人以上の雇用を抱えるエネルギー利用 (原子力発電利用) が私達の生活基盤に与える様々の恩恵については今回の調査では対象外であったので触れなかった。これについては別の機会に触れたい。

#### 謝辞

本報告書は、財団法人新技術振興渡辺記念会の平成18年度「科学技術調査研究助成 (下期)」 (交付番号18-126) の支援の下に、財団法人原子力研究バックエンド推進センターが行った調査研究結果を土台として作成したものです。報告書の転載、引用につきましては新技術振興渡辺記念会殿及び原子力研究バックエンド推進センター殿の承認を賜りました。ここにお礼申し上げます。

また、内閣府実施による2005年経済規模調査の

調査結果を一部本文中に引用させて頂きましたが、引用にあたっては内閣府殿から許可を賜りました。お礼申し上げます。

引用においては、東京都立産業技術センター細淵和成氏 (使い捨て医療用具の滅菌)、放射線利用振興協会貴家恒男氏 (高分子加工)、アイソトープ協会二ツ川章二氏 (ラジオアイソトープ利用・放射能分析) のご教示・ご協力を賜りました。また、科学技術庁1999年調査結果からも一部引用させて頂きましたが、これについては (有) 応用量子計測研究所代表取締役富永洋氏 (放射性同位元素装備機器および放射線測定器) 及び (社) 日本溶接協会参与大岡紀一氏 (放射線による非破壊検査) のご教示・ご協力を賜りました。紙に関する放射線利用技術についてはハネウエルジャパン株式会社紙パルプ営業部堀野輝男部長及び小島卓郎次長に技術的な提言を賜りました。ここにお礼申し上げます。

#### 参考文献

- 1) ウイメンズ・エナジー・ネットワーク (WEN): 2001年度第2回暮らしと放射線アンケート結果の概要 <http://www.ne.jp/asahi/wen/net/>
- 2) 内閣府: 平成19年度放射線利用の経済規模に関する調査 (H19.12).
- 3) (社) 日本アイソトープ協会: 放射線利用統計 2007.
- 4) (社) 日本電機工業会加速器専門委員会 (<http://www.jema-net.or.jp/>)、原子力、12. 加速器関係情報、加速器自主統計.
- 5) 経済産業省: 平成17年工業統計、機械、生産・出荷・在庫統計.
- 6) 日本原子力研究所: 平成11年度放射線利用の国民生活に与える影響に関する研究報告書 (科学技術庁委託事業) (H11.3) 第3章工業利用.
- 7) (社) 日本アイソトープ協会: 放射線利用統計 1998.

# **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39号

発行日 : 平成21年3月31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](mailto:decomi@randec.or.jp)