

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

巻頭言：「ふげん」の廃止措置の取り組み

—軽水炉等の廃止措置に向けて—

研究報告：原子力船「むつ」原子炉容器の一括撤去工法の検討

物流システムの設備検討

技術報告：東芝グループの廃止措置関連技術について

ウラン燃料の再転換・成型加工施設におけるクリア
ランスについて

ホットラボの廃止措置と将来計画(Ⅱ)

技術概説：ウランクリアランスレベル検認測定装置の開発の現状

財団法人 原子力研究バックエンド推進センター

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility
Decommissioning Technology Center

No. 42 2010

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します。

デコミッショニング技報

第42号 (2010年9月)

一目 次一

卷頭言

「ふげん」の廃止措置の取り組み—軽水炉等の廃止措置に向けて—	1
	西村 弘

研究報告

原子力船「むつ」原子炉容器の一括撤去工法の検討	2
	長根 智、北原勝美、吉川静次 宮坂靖彦、福村信男、西沢市玉
物流システムの設備検討	11
	清水隆文

技術報告

東芝グループの廃止措置関連技術について	20
	酒井仁志、福島 正、中根優美、小畠政道、吉村幸雄 大柿信人、平沢 肇、栗原賢二、黒澤正彦、加藤貴来 丸木慎一郎、ジュセフブロー

ウラン燃料の再転換・成型加工施設におけるクリアランスについて	32
	荒井真司

ホットラボの廃止措置と将来計画（II）	41
	高野利夫、野沢幸男、花田也寸志、小野勝人 金沢浩之、二瓶康夫、大和田功

技術概説

ウランクリアランスレベル検認測定装置の開発の現状	49
	石黒秀治

Journal of the RANDEC

No.42 Sept. 2010

CONTENTS

Research Report

Case Study for One-piece Removal Method of Reactor Vessel of Nuclear Ship "Mutsu"	2
Satoru NAGANE, Katsumi KITAHARA, Seiji YOSHIKAWA	
Yasuhiko MIYASAKA, Nobuo FUKUMURA, Ichio NISIZAWA	

Feasibility Study on Equipment of LLW Management Business System	11
Takafumi SHIMIZU	

Technical Report

Decommissioning Techniques of Toshiba Group	20
Hitoshi SAKAI, Tadashi FUKUSHIMA, Yuimi NAKANE, Masamichi OBATA	
Yukio YOSHIMURA, Nobuto OGAKI, Hajime HIRASAWA, Kenji KURIHARA	
Masahiko KUROSAWA, Takaki KATO, Shinichiro MARUKI, Joseph BOUCAU	

Clearance of Materials from Uranium Fuel Re-conversion and Fabrication Facilities	32
Shinji ARAI	

Decommissioning Program and Future Plan for Research Hot Laboratory (II)	41
Toshio KOYA, Yukio NOZAWA, Yasushi HANADA, Katsuto ONO	
Hiroyuki KANAZAWA, Yasuo NIHEI, Isao OWADA	

Exposition

Review of Development of Clearance Inspection Technology for Uranium Waste	49
Hideharu I\$HIGURO	

Case Study for One-piece Removal Method of Reactor Vessel of Nuclear Ship "Mutsu"

Satoru NAGANE, Katsumi KITAHARA,
Seiji YOSHIKAWA, Yasuhiko MIYASAKA,

Nobuo FUKUMURA, Ichio NISIZAWA

J.RANDEC, No.42 (Sept.2010) page2~10, 6 Figures, 5 Tables

A reactor installed at the center part of the nuclear ship "Mutsu" has been stored safely and exhibited in a reactor room building since 1996. The reactor vessel and its internals are key components because of main radioactive wastes for the reasonable decommissioning plan in the future.

This report describes the one-piece removal method as the one package of the reactor vessel with its internals intact with a shipping container or additional shields. The reactor vessel package (Max.100ton) will be classified acceptable for burial at the low level radioactive waste(LLW),which will be buried at a LLW pit facility under waste disposal regulations. And also, the package will be classified as an IP-2-equivalent package according to the requirement for Shipments and Packagings.

Feasibility Study on Equipment of LLW Management Business System

Takafumi SHIMIZU

J.RANDEC, No.42 (Sept.2010) page11~19, 9 Figures, 8 Tables

LLW from university and private company has been kept in their own nuclear facilities in Japan. RANDEC has been studying business system for the treatment and conditioning of LLW before disposal. Reference to proven waste treatment process used in Nuclear Power Plant, it was studied that the appropriate treatment process for the LLW from university and private company. The waste will be collected from the university and private company to a central treatment facility. After operations such as unpacking, classification, compression, incineration and others, the waste will be treated to waste form. Most

equipment are adopted by the process technology used in Nuclear Power Plant. But some equipment such as measurement of radio activity and solidification of powder need to be studied for the treatment of LLW from university and private company.

Decommissioning Techniques of Toshiba Group

Hitoshi SAKAI, Tadashi FUKUSHIMA,
Yumi NAKANE, Masamichi OBATA,
Yukio YOSHIMURA, Nobuto OGAKI,
Hajime HIRASAWA, Kenji KURIHARA,
Masahiko KUROSAWA, Takaki KATOUE,
Shinichiro MARUKI, Joseph BOUCAU

J.RANDEC, No.42 (Sept.2010) page20~31, 24 Figures

Development of Decommissioning Techniques by Toshiba was started in 1980th based on Techniques of Engineering, Construction and Maintenance of Nuclear Power Plant. During this term, Toshiba was introduced Decommissioning Techniques to "Journal of RANDEC" three times and this is fourth time. The past three times, mainly under development Techniques were introduced. This time, mainly applicable Techniques to Decommissioning Plant such as Tokai, Fugen and Hamaoka unit 1 & 2 will introduce. Westinghouse Electric Company was joined Toshiba Group in 2006. They have many experience of Decommissioning in the foreign countries. We introduce their Techniques which were applicable in Japan.

Toshiba will make a contribution to Decommissioning Planning and Application based on introduce Techniques.

Clearance of Materials from Uranium Fuel Reconversion and Fabrication Facilities

Shinji ARAI

J.RANDEC, No.42 (Sept.2010) page32~40, 4 Figures, 6 Tables

The equipment in uranium fuel re-conversion and fabrication facilities have been renewed and repaired

in order to correspond to fuel design change, obsolescence of equipment and cost reduction since start of operation in 1970's. Removed equipment and parts contain certain amount of metals. It is desirable to recycle those metals as useful resource and to reduce amount of radioactive waste to be disposed of. In the IAEA document, clearance is defined as the removal of radioactive materials or radioactive objects within authorized practices from any further regulatory control by the regulatory body, and is entrance to metal recycle.

Clearance at uranium fuel re-conversion and fabrication facilities is addressed here, based on on-going practices of clearance at nuclear reactor facilities, and on works by Nuclear Safety Commission and regulatory bodies concerning clearance at uranium facilities.

Decommissioning Program and Future Plan for Research Hot Laboratory (II)

Toshio KOYA, Yukio NOZAWA, Yasushi HANADA,
Katsuto ONO, Hiroyuki KANAZAWA,
Yasuo NIHEI, Isao OWADA

J.RANDEC, No.42 (Sept.2010) page41～48, 2 Figures,
4 Tables, 3 Photos

The Research Hot Laboratory (RHL) in Japan Atomic Energy Agency (JAEA) was constructed in 1961, as the first one in JAPAN, to perform the examinations of irradiated fuels and materials. RHL consists of 10 heavy concrete cells and 38 lead cells, which had been contributed to research and development program in or out of JAEA for the investigation of irradiation behavior for fuels and nuclear materials. However, RHL is the one of target as the rationalization program for decrepit facilities in former Tokai institute. Therefore the decommissioning works of RHL have been started on April 2003.

The decommissioning work will be progressing, dismantling the lead cells and decontamination of concrete caves then release in the regulation of controlled area. The 18 lead cells (including semi-hot cell and junior-cell) had been dismantled. Removal of the applause from the cells, survey of the contamination level in the lead cells and prediction of radioactive waste have been finished as the preparing work for dismantling of the remained 20 lead cells. The future plan of decommissioning work has been prepared to incarnate the basic vision and dismantling procedure.

Review of Development of Clearance Inspection Technology for Uranium Waste

Hideharu ISHIGURO

J.RANDEC, No.42 (Sept.2010) page49～62, 17 Figures,
6 Tables

The Nuclear Safety Commission of Japan issued the report "Clearance level of uranium handling facilities" in October 2009. Practical application of uranium clearance measurement will be executed after a while. However, clearance of uranium is very important issue because many operators have stored the uranium waste in their radioactive waste storage facilities.

Measurement technologies of low radioactivity levels in waste from nuclear power plants are now established because of γ nuclides in waste. However the clearance of uranium waste including α nuclides is now developing in constitutional system and technical aspect.

Taking into account the above situation, present status and future development of uranium clearance inspection technology are briefly discussed by studying the past reports about the uranium measurement technology in the low radioactivity level.

「ふげん」の廃止措置の取り組み —軽水炉等の廃止措置に向けて—



独立行政法人 日本原子力研究開発機構
敦賀本部 原子炉廃止措置研究開発センター
所長 西村 弘

近年、エネルギーの安定供給、地球温暖化防止のため、世界的に原子力発電所の建設計画の機運が高まっており、一方で原子力発電所はその運転期間が長期化しつつある。当地（福井県）においては、日本原子力発電（株）敦賀発電所1号機の運転期間を延長して平成28年とする計画や、関西電力（株）美浜発電所1号機の今後の運転期間を最長で平成22年以降10年程度とする運転方針と後継機設置の可能性について検討を始めていることなどが公表されている。この様な状況下、原子力開発にとって長期間を要する廃止措置を合理的に実現していくことは、今後の重要な課題である。

当原子炉廃止措置研究開発センター（以下「ふげん」という。）では、平成20年2月に新型転換炉原型炉施設の廃止措置計画の認可を受け、国内の商業用軽水炉に先駆けて、大型水炉（重水減速沸騰軽水冷却圧力管型炉）の廃止措置に精力的に取り組んでいるところである。現在は、原子炉で減速材として使用した重水の海外搬出、使用済燃料の国内搬出を実施するとともに、タービン設備の一部である給水加熱器、主蒸気系配管等の解体撤去や重水冷却設備等のトリチウム除去の他、原子炉本体の解体工法等の研究開発もあわせて実施している。研究開発の成果はもとより、施設の解体撤去等で得られる経験や知見などを、これから増加していく軽水炉の廃止措置にも活用していただけるように、「ふげん」の廃止措置業務を進めていくことが重要と認識しているところである。

「ふげん」の廃止措置に当たっては、運転中より、学識者・有識者のご意見を踏まえて進めていくことが重要と考え、平成11年12月に、大学や電力会社等の専門家からなる委員会（「ふげん廃止措置技術専門委員会」）を設置し、廃止措置の取組みや研究開発の方向性についてご意見をいただきながら、業務を進めてきた。さらに、先般（平成22年4月）、浜岡原子力発電所1, 2号機の廃止措置を平成21年11月から開始した中部電力㈱と廃止措置に関する技術協力協定を締結し、軽水炉の廃止措置におけるニーズ等を把握することも含め、相互の情報交換を行っている。

一方、先行する海外の廃止措置経験を把握し、それらを「ふげん」に反映して合理的に廃止措置業務を進めていくため、平成12年から継続してOECD／NEAの廃止措置プロジェクトに関する協力計画に参画するとともに、英国、仏国、韓国等との相互協力協定のもと技術情報交換などを適宜行っており、特に、平成21年からは、英国の原子力廃止措置機関（NDA）が施設の解体撤去等を進めている蒸気発生重水炉（SGHWR：電気出力100MW、1991年から廃止措置開始）に技術者を派遣し、「ふげん」と同じ圧力管型重水炉の原子炉本体の遠隔解体撤去技術等に関する調査を行っている。また、廃止措置関連分野での国際協力として、中国はじめアジア諸国から廃止措置や廃棄物管理等の技術に関連した研究者の「ふげん」への受け入れを積極的に実施しているところである。

また、本年1月には、日本原子力学会標準「原子力施設の廃止措置の計画：2009」が「ふげん」の廃止措置計画等の実績を踏まえて改訂、発刊されているが、「ふげん」もこの民間規格の策定に協力してきている。現在、この学会標準を国の認可基準の詳細規定として活用するための技術評価作業等が進められているところである。

今後とも、軽水炉等の廃止措置時代の到来を見据えて、専門家のご意見、国際協力等を踏まえて、地元の方々や関係機関の皆様からの一層のご指導、ご鞭撻をいただきながら、引き続き、安全で安心できる合理的な廃止措置を目指していきたい。

原子力船「むつ」原子炉容器の一括撤去工法の検討

長根 悟^{*1}、北原勝美^{*1}、吉川静次^{*1}、
宮坂靖彦^{*2}、福村信男^{*2}、西沢市王^{*2}

Case Study for One-piece Removal Method of Reactor Vessel of Nuclear Ship “Mutsu”

Satoru NAGANE^{*1}, Katsumi KITAHARA^{*1}, Seiji YOSHIKAWA^{*1},
Yasuhiko MIYASAKA^{*2}, Nobuo FUKUMURA^{*2}, Ichio NISIZAWA^{*2}

原子力船「むつ」（以下「むつ」という。）の中央部分に搭載された原子炉室は、附帯陸上施設の原子炉室保管棟に1996年から安全に保管、展示されている。主要な放射性廃棄物である原子炉容器及び炉内構造物等は、将来の合理的な廃止措置計画を考える上で特に重要な機器であると位置づけている。

本報告では、原子炉容器と炉内構造物を収納容器又は追加遮へいにより廃棄体化し、撤去する一括撤去工法について述べる。原子炉容器の一括廃棄体（最大100トン）は、放射能濃度上限値からピット処分に区分され、また、容器密封処置を含む輸送上の要求に基づきIP-2型容器相当の輸送物に該当する。

A reactor installed at the center part of the nuclear ship “Mutsu” has been stored safely and exhibited in a reactor room building since 1996. The reactor vessel and its internals are key components because of main radioactive wastes for the reasonable decommissioning plan in the future.

This report describes the one-piece removal method as the one package of the reactor vessel with its internals intact with a shipping container or additional shields. The reactor vessel package (Max.100ton) will be classified acceptable for burial at the low level radioactive waste(LLW),which will be buried at a LLW pit facility under waste disposal regulations. And also, the package will be classified as an IP-2-equivalent package according to the requirement for Shipments and Packagings.

1. はじめに

「むつ」は、最高熱出力36MWの低濃縮ウラン軽水減速軽水冷却型原子炉1基を搭載した日本最初

の原子力船である。「むつ」は、約1年間の実験航海の後に解役に着手し、原子炉室は原子炉室保管棟に一括廃棄物として1996年から原子炉室ごと保管、展示されている^①。今後の課題は、展示終了

*1：(独)日本原子力研究開発機構 青森研究開発センターむつ事務所

(Japan Atomic Energy Research and Development Agency(JAEA), Aomori Research and Development Center, Mutsu Office.)

*2：(財)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).)

後にいかに合理的に廃止措置計画を実施するかである。現在の廃止措置計画では、主要な放射性廃棄物である原子炉容器及び炉内構造物等を細く切断する解体方法を採用しており、残存する放射能強度を考慮すると、遠隔解体装置が必要である。また、廃棄物処理施設も必要となり、コスト等の負担が大きいと推定される。

これに対し、現位置で原子炉容器内にコンクリートモルタル（以下「モルタル」という。）を充填して炉内構造物と一緒に固形化し、まるごと撤去する方法は合理的な工法として検討に値する。原子炉容器等を一括撤去・処分する方法は、米国では、すでに110万kWe級の加圧水型軽水炉であるトロージャン炉^{2), 3)}から「むつ」程度の小型実証炉（サクストン炉⁴⁾：23.5MWt）等の合計9基に採用され、安全性及びコスト低減、廃棄物の低減の観点から評価されている。

この事例研究では、「むつ」に適用する一括廃棄体化の概念として、原子炉容器等をまるごと収納容器に入れ廃棄体化する方法（以下「容器収納型」という。）及び原子炉容器の外部に遮へい板を取付ける方法（以下「遮へい板取付型」という。）を選択し、一括廃棄体化の手順、保管建屋外までの撤去工法を検討した。また、原子炉容器等の一括廃棄体の製作に係る規制上の技術要件、最新の関係省令・告示に基づき関係法令上の問題点を検討し、今後の課題を抽出した。

2. 「むつ」原子炉の保管状況等⁵⁾

「むつ」船体から切り離された原子炉室は、原子炉容器を含む一次冷却系統機器類を含む原子炉格納容器等の構築物を収納した姿で、予め陸上に建設された原子炉室保管棟内に「安全貯蔵」（密閉管理）の状態で約14年間保管されている。原子炉内から燃料・中性子源・冷却水は抜き取り済みである。原子炉室保管棟（断面図）をFig.1に示す。原子炉格納容器には、原子炉容器及びその上部機器等を見学ができるように鉛ガラス付遮へいブロックが取り付けられている。

一括撤去対象となる円筒縦型の原子炉容器（胴部外径1,948mm×肉厚98mm）は、下部一次遮蔽タンク上面に設置されている4箇所の原子炉容器

取り付け座に8本のボルトを介して固定されている。一括廃棄体にする範囲の総重量は、約58トンである。その内訳は、原子炉容器本体35トン、原子炉容器の蓋12トン、炉内構造物10トン、制御棒0.9トン（12本分）等である。

原子炉容器内の全ての放射能が炉心部位にあるものと仮定して、放射能濃度を算出した。また、埋設基準⁶⁾のピット処分値と比較するとTable 1に示すようにピット処分の上限値以下である。炉内線量率の最大値は、1997年10月21日の測定によると25Sv/hである。その後の放射能の減衰を考慮すると2020年末には3 Sv/h程度と推定される。原子炉容器の蓋の放射化による放射能レベルは、減衰計算を行うとクリアランスレベル⁶⁾の1/10以下であった。

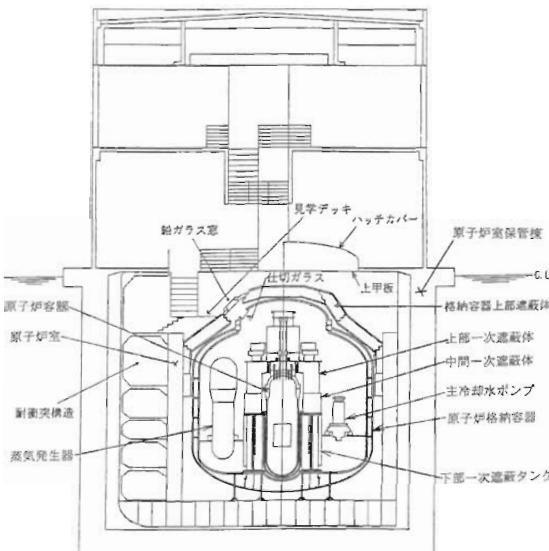


Fig.1 Reactor Safe Storage of the Nuclear Ship "Mutsu" in the reactor room Building

Table 1 Comparison of Radioactive Concentration Levels between Limits of Pit Disposal Facility and Radioactive Level of Reactor Vessel with Internals of "Mutsu"

核種	濃度上限値 ^{*1} (Bq/ton)	「むつ」原子炉本体 (PV, RI) ^{*2} (Bq/ton)
C-14	1 E +11	8.2E +07
Co-60	1 E +15	1.0E +12
Ni-63	1 E +13	4.6E +11
Sr-90	1 E +13	—
Tc-99	1 E +09	—
Cs-137	1 E +14	—
α核種*	1 E +10	—

* 1 「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」の別表第一（第一条2項四号関係）。

* 2 全ての放射能が炉心部位にあるものと仮定する。

3. 基本的な考え方

「むつ」原子炉容器の一括撤去工法の採用にあたっては工事の簡易化、コストの低減化、工期の短縮化、廃棄物の低減化などの合理化及び安全性を十分に考慮することを前提としている。一括廃棄体化には、輸送、埋設要件を考慮するとともに形状の最小化及び重量の軽減化を図るなど、低レベル埋設基準及び輸送基準を考慮しなければならない。一括廃棄体は重量物になるがそのハンドリングについては、既存の装置、既存の技術を適切に組み合わせたものを選択する。撤去時期については、研究施設等廃棄物処分場が当所の廃棄体を受入可能となる時期以降とする。また、主蒸気発生器、加圧器、一次冷却水ポンプ、タンク類等の撤去は、原子炉容器一括撤去後とする。

4. 原子炉容器の一括廃棄体化の概念

推奨できる一括廃棄体化については、原子炉室の構造、モルタル充填、追加遮へいによる遮へい効果、撤去工法等の検討に基づいて選択した。また、原子炉容器の外表面にある厚さ98mmのステンレス製の保温材(ミラーインシュレーション)は、放射化しているので撤去作業時に放射性ダストの発生が伴い工程的に負担になるので、これを含め廃棄体化する。

原子炉容器等を容器に入れ一体化する容器収納型のA案と2分割の半円筒の鉄板を遮へい板として直接取り付ける遮へい板取付型のB案の廃棄体

の概念を比較してTable 2に示す。ケースA-1案の廃棄体の概念をFig.2に示す。また、原子炉容器蓋の放射能レベルがクリアランスレベル以下であることから、廃棄体の軽量化を考慮して、原子炉容器蓋を除く廃棄体の概念として、収納容器型のケースA-2案をFig.3に、遮へい板取付型の

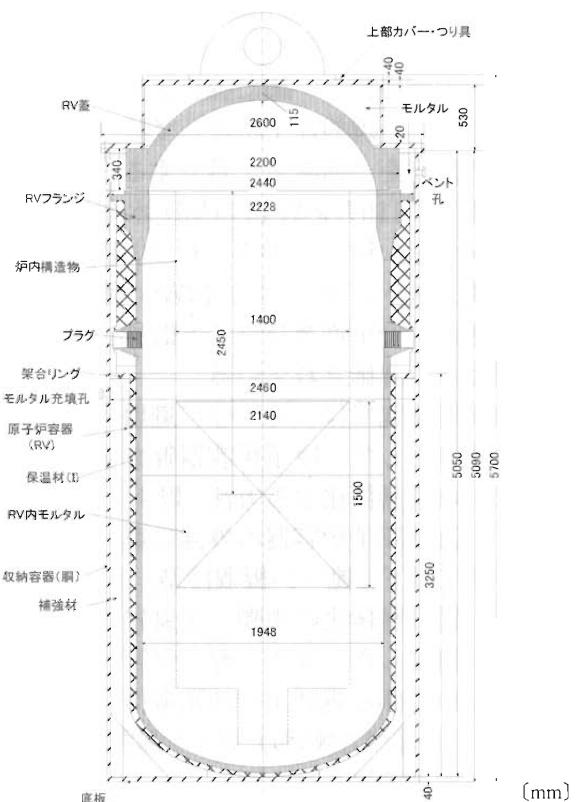
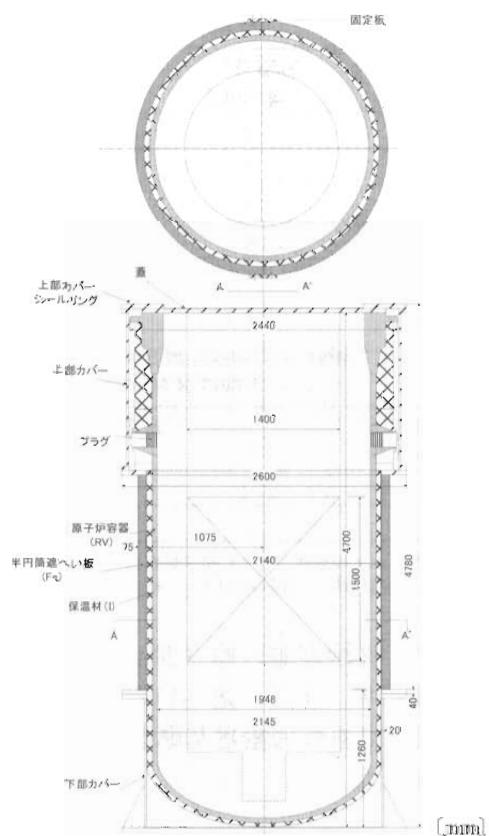
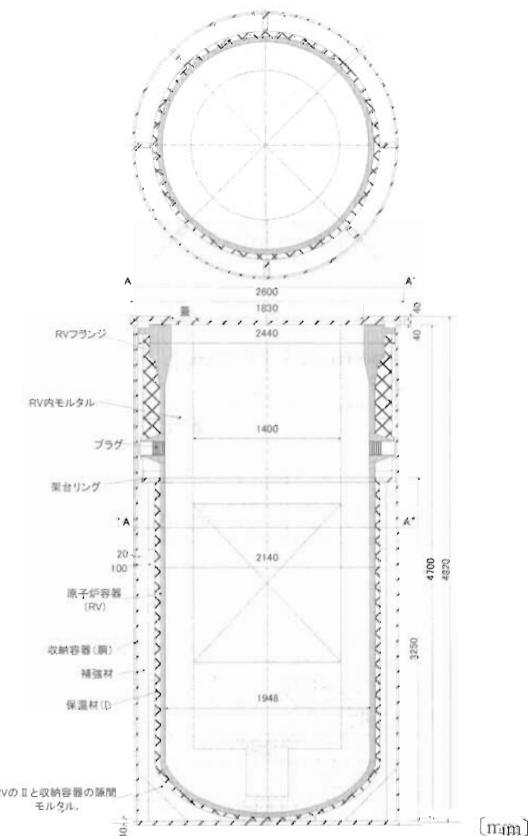


Fig.2 Concept of Reactor Vessel Package (Case:A-1)
(Including Vessel Head)

Table 2 Cases of One Package Concept for Reactor Vessel

大分類	容器収納型 (A)		遮へい板取付型 (B)
検討ケース	A-1案	A-2案	B案
収納容器又は遮へい板	収納容器	収納容器	2分割円筒型 遮へい板(Fe)等
一体化範囲	RV+RV蓋+CR+RI+I	RV+CR+RI+I (RV蓋除く)	RV+CR+RI+I (RV蓋除く)
RV等外寸法、中心部(直径×高さ)	φ2.5m×5.70m	φ2.5m×4.82m	φ2.3m×4.82m
一括廃棄体の最大外寸法	φ2.6m×5.70m	φ2.6m×4.82m	φ2.6m×4.82m
RV内充填物のモルタル密度	2 g/cm ³	2 g/cm ³	2 g/cm ³
RVとVの間隙充填物モルタル密度	2 g/cm ³	2 g/cm ³	—
原子炉容器等の重量	58ton	46ton	46ton
RV内充填物のモルタル重量	14ton	12ton	12ton
RVとVの間隙充填物モルタル重量	19ton	16ton	5 ton
収納容器又は遮へい板の重量	10ton	9 ton	8 ton
廃棄体の総重量*	101ton	83ton	71ton

注) V: 収納容器、RV: 原子炉容器、CR: 制御棒、RI: 炉内構造物、I: ミラーインシュレーション、* 総重量に吊り具、固縛装置等は含まれない。



ケースB案をFig.4に示す。原子炉容器等への充填に用いるモルタルの密度を遮へい計算に基づき 2 g/cm^3 と仮定し、総重量はA-1案が最大で約100トン、A-2案が約80トン、B案が約70トンである。

5. 一括廃棄体の遮へい評価

一括廃棄体のモルタル、収納容器、取付遮へい板等による遮へい効果は、QAD-CGGP2Rコードによる遮へい計算に基づいて評価した。計算は、原子炉容器を模擬した円筒体系とし、線源を制御棒、炉心隔板、炉心槽、熱遮へい体、原子炉容器

本体胴部及びミラーインシュレーション胴部の6部位とし、2020年1月（炉停止後約30年）におけるそれぞれの強度を与えて行った。原子炉容器（RV）内のモルタル充填による遮へい効果をTable 3に示す。原子炉容器表面から3mの位置での線量当量率は、モルタル密度をパラメータとした 1 g/cm^3 及び 2 g/cm^3 に対し、それぞれ 0.78 mSv/h 及び 0.30 mSv/h であり、IP-2型の基準値⁶⁾ 10 mSv/h 未満より十分に低い。容器収納型及び遮へい板取付型の一括廃棄体の遮へい計算結果を、それぞれTable 4及びTable 5に示す。最大線量当量率を示す胴部表面では、容器内外に充填するモルタル密度

Table 3 Results of Shielding Calculations of Reactor Vessel with filling the concrete mortar
(Effect of Mortar at Dec. 2020)

原子炉容器内 * 1 (g/cm^3)	原子炉容器表面 (mSv/h)	原子炉容器表面から 1 m (mSv/h)	原子炉容器表面から 3 m * 2 (mSv/h)
空	39	11	$2.6 < 10$
1	11.8	3.3	$0.78 < 10$
2	5.0	1.3	$0.30 < 10$

* 1 原子炉容器内モルタル密度、* 2 線量当量率 (IP収載物基準: 10 mSv/h 以下)

Table 4 Results of Shielding Calculations of Reactor Vessel Package used Steel Vessel
(Effect of Mortar and Steel Vessel at Dec. 2020)

容器内 ^① (g/cm ³)	容器外 ^② (g/cm ³)	鉄容器厚さ (mm)	表面上 ^③ (mSv/h)	表面から1m ^④ (mSv/h)	備 考
1	2	20	0.68<2	0.23>0.1	容器胴部
2	2	20	0.3<2	0.1=0.1	容器胴部
2	2	20	3.24E-12<2	2.48E-12<0.1	容器上部
2	2	20	1.12E-07<2	3.15E-08<0.1	容器下部

* 1) 原子炉容器内モルタル密度、* 2) 原子炉容器と鉄製収納容器間のモルタル密度、

* 3) 線量当量率（輸送基準：2 mSv/h以下）、* 4) 線量当量率（輸送基準：0.1mSv/h以下）。

Table 5 Results of Shielding Calculations of Reactor Vessel Package used Steel Shield
(Effect of Mortar and Thickness of Steel Plate at Dec. 2020)

容器内 ^① (g/cm ³)	鉄遮へい厚さ ^② (mm)	表面上 ^③ (mSv/h)	表面から1m ^④ (mSv/h)
1	75	0.58<2	0.20>0.1
2	75	0.23<2	0.08<0.1

* 1) 原子炉容器内モルタル密度、* 2) 原子炉容器外側に取り付ける遮へい鉄厚さ、

* 3) 線量当量率（輸送基準：2 mSv/h以下）、* 4) 線量当量率（輸送基準：0.1mSv/h以下）。

が2 g/cm³で、収納容器の厚さ20mmでほぼ輸送容器基準を満たす。また、遮へい用の鉄板の厚みが、75mm以上であれば輸送基準を満足することが明らかになった。

6. 撤去工法及び工期の検討

一括廃棄体工法のA-1案を例に手順概略フローをFig.5に示す。一括撤去工事は、準備作業後に、換気設備を整備し、上部の機器撤去、原子炉容器内へのモルタル充填作業、一括廃棄体化作業、原子炉室からの搬出作業を行う。

6.1 準備作業

準備作業として、まず、原子炉室と原子炉展示室等を分離し、また原子炉室上部に直接入室できる作業者の出入り口及び機器搬入口を設ける。機器搬入口は、一括廃棄体の搬出に使用するため大きな開口部（約3 m × 3 m）となる。原子炉室上部の空間確保のため原子炉容器等の一括廃棄体を吊り上げ、反転作業ができるように空調機械置場、見学者用の展示架台、2階フロアーの一部等を撤去する。次に、鉄骨構造のフレーム架台を設置し、作業用クレーン（10トン級）、原子炉容器吊り上げ用に2基の約50tonのセンターホールジャッキ（以下「ジャッキ」という）⁷⁾等を据え付ける。フレーム内はホット作業ができるように

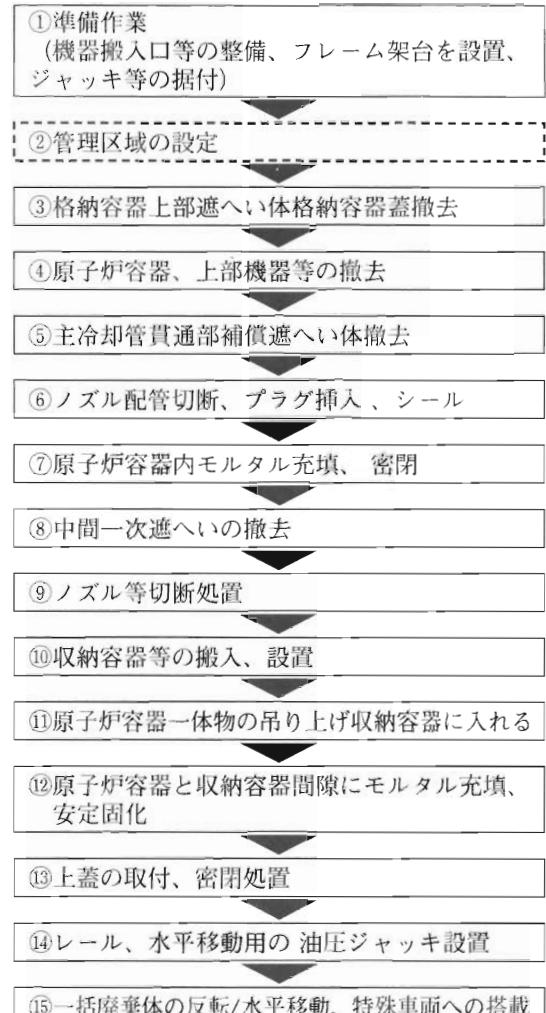


Fig.5 Process Flow of One Piece Removal Method of Reactor Vessel (Case:A-1)

防火シート等による仕切り壁を設け、機器搬入口等のエリアを含め管理区域に設定する。

6.2 容器収納型の一括撤去工法

原子炉容器内へのモルタル充填の前作業として、まず、原子炉容器の蓋に付随する制御棒案内管等を撤去する。次に線量当量率があまり高くなないことから原子炉容器のノズル配管を切断する。ノズル配管は、主冷却管貫通部補償遮へい体の撤去後に直管部の外側で切除し、内部にプラグを挿入、シールする。この状態で原子炉容器内部にモルタルを充填する。最後にノズル配管を短く切断し、モルタル充填部、ベント管等を密閉処置する。次の一括廃棄体化の作業は、収納容器の設置用のガイドを一次遮蔽体の上に取付け、収納容器を原子炉室上部エリアに作業用クレーンで持ち込み、次にジャッキにより原子炉容器一体物（ここでの一体物とは、「原子炉容器に炉内構造物をモルタルで固化し、さらに保温材含む」ものをいう。）を収納容器設置用のガイドの高さ以上に吊り上げた状態で、収納容器を一次遮蔽タンクの中央に設置し、原子炉容器一体物を収納容器の中に吊り下げる。最後に原子炉容器一体物と収納容器の間隙にモルタルを充填し、Fig.2に示したように一括廃棄体を完成させる。

容器収納型の一括廃棄体の原子炉室から原子炉室保管建屋の機器搬入口までの搬出方法・特殊車両積載方法を作業の流れにそって、ケースA-1の例をFig.6に示す。一括廃棄体をジャッキにより吊り上げ、次に一括廃棄体を反転する。シッピングポート炉で用いられた方法と同様にジャッキと反転装置を組み合わせた方法とする⁸⁾。一括廃棄体の水平移動による保管建屋外への搬出には、スライディングシャー又はレールによる方法とする。この水平移動の駆動には、床フレームに設置したレールに油圧ジャッキ⁹⁾を据付け、反力を与えて行う。特殊車両への積載は、油圧ジャッキ式のヘビーリフター¹⁰⁾を用いる。特殊車両に固縛、緩衝材を取付けて輸送準備が完了する。

6.3 遮へい板取付型の一括撤去工法

遮へい板は、炉心の高さ約1mであることから、炉内構造物の放射化レベルが比較的に高い領

域を覆うように2分割の半円筒遮へい板（高さ2m、厚さ75mm）を原子炉容器外側の保温材の上に取付ける。一次遮へいタンクの上に設け、原子炉容器一体物をジャッキで吊上げ、2分割の半円筒遮へい板を取付ける。この作業には、放射線被ばくを軽減するため遠隔操作を必要とする。次に、下部カバー及び上部カバーを取付けFig.3に示したように一括廃棄体にする。原子炉室からの搬出方法等は、容器収納型の場合と同様である。

6.4 工期の検討

原子炉容器の一括撤去工事(廃棄体化及び撤去)の工期は、準備作業から一括廃棄体の建屋からの搬出準備までとし、下記のことを考慮する。

- ①フレーム架台の取付、ジャッキの取付、換気設備等の諸設備の準備を行い、また管理区域を設定する。
- ②撤去設備、フレーム等は、蒸気発生器、加圧器、ポンプ、タンク類等の撤去に引き続き使用することから、これらの工事設備の回収及び建屋の復元工事を含めない。
- ③モルタル充填作業は、準備を含め1週間程度とする。また、モルタルの硬化養生期間は4週間とする。

工期は、基本的に準備作業2ヶ月、管理区域設定から原子炉容器上部の機器撤去まで1.5ヶ月及び一括廃棄体化・撤去工事を2.5ヶ月と見積もり合計約6ヶ月である。

7. 一括廃棄体の埋設、輸送に係る規制上の最新の関係省令・告示⁶⁾に基づく検討

原子炉容器を廃棄容器に活用する一括廃棄体は、「廃棄体」と「輸送容器」を兼ねることから、一括廃棄体の製作に係る技術要件は、「埋設事業規則の廃棄体に係る技術上の基準」及び輸送基準を満たす必要がある。

(1) 「廃棄体」処分について

- ①一括廃棄体は、放射能濃度から第二種埋設区分のピット処分に該当する。
- ②埋設規則、第六条の3項に特例の場合の規定で、埋設ピットに一体的に固型化する方法を「その表面とその内部に固型化される放射性

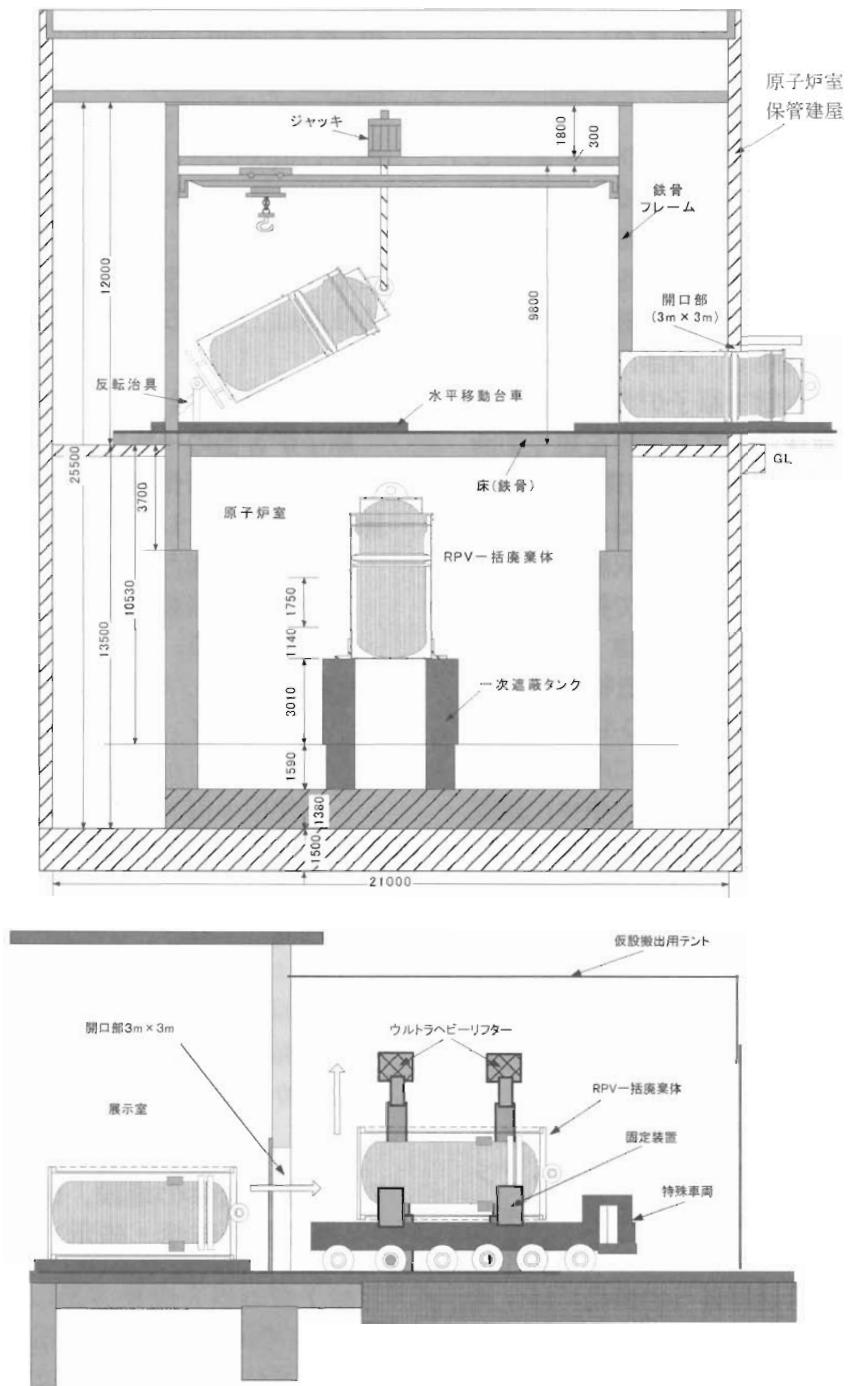


Fig.6 Schematic Flow of Removal Method of Reactor Vessel Package from Reactor Room to Outside of Storage Building

物質との間のコンクリート厚さは少なくとも25cm以上」とし、「体積はおおむね500m³を超えないようにすること。」と定めている。一括廃棄体は、約30m³あり、これらの技術基準に対応することができる。

③廃棄体等に関する技術要件は、埋設規則の第八条2項二号に定め、廃棄体の技術上の基準を参考に対応する必要がある。ピット処分の場合、埋設告示第四条（封入の方法及び固型化の方法）の第三項の2号及び3号に定めら

れている。一括廃棄体は、原子炉容器及び収納容器にモルタル充填し固化するので「容器に固型化の方法」に該当する。

(2) 「輸送物」について

①一括廃棄体は、放射能の量の限度による輸送物区分では低比放射性物質（LSA）の性能基準と比較し LSA-II に該当する。判断基準は外運搬告示第 5 条 1 項 2 号口により、LSA-II は核燃料物質等以外のもので「平均放射能濃度が一グラム当たり A_2 値の一万分の一を超えないこと。」である。「むつ」の平成 18 年の廃止措置計画認可申請書⁵⁾ の原子炉本体の構成部位ごとの核種別放射能評価によると、原子炉停止 19 年後の原子炉容器等の放射性核種の放射能の合計は、19 核種で、 4.7×10^{13} Bq である。構造物ごとの放射能に基づき、それぞれの核種の基準濃度 (A_2 値との比較) による平均放射能濃度の割合(コバルト 60 : 2.5 $\times 10^{-2}$ 、銀 108m : 1.35 $\times 10^{-3}$ 、ニッケル 63 : 1.5 $\times 10^{-4}$ 等) の合計は、 2.7×10^{-2} で制限値 1 を超えない。この評価では、放射能領域について余裕をみて炉心部位の重量約 25 トンとした。

②IP 型輸送物の区分としては、性能基準の比較から IP-2 型である。即ち、収納容器等の遮へい効果を無視した状態での線量率は、廃棄物である原子炉容器の表面から 3 m 位置で 10 mSv/h 未満である。また、輸送基準として表面で 2 mSv/h 以下、表面から 1 m で 0.1 mSv/h 以下であることが要求される。先に述べたように一括廃棄体の遮へい性能は、モルタル充填等により、これらの基準を満たすことができる。

③また、IP-2 型輸送物に一般の試験条件下での「放射性物質の漏洩がないこと。」、自由落下 (15 トン以上 0.3m) 等の事項が要求されている。「ただし、主務大臣が認める条件の下に置く場合は、この限りでない。」とある。これに対し一括廃棄体では原子炉容器内にモルタル等を注入するので、容易に漏洩しないよう密封性を維持することができる。また、0.3m の自由落下に対しても原子炉容器等により十分な強度が有するので特段問題ではない。

いと推定される。ただし、上記のように「但し書き」があることから、一括廃棄体の輸送に関しては、廃棄体と輸送容器基準を兼ねた一回の使用であり、諸外国の例のように適切な解析等により認められる特別審査による承認を得る方策を準備する必要がある。

(3) 規制上の原子炉容器一括廃棄体の製作に係る技術的要件

今後、一括廃棄体の収納容器等の材料、構造、製作方法については、具体的に決める必要がある。下記の主な仕様要件等に要約される。

- ・原子炉容器 (RV) の密封方法 (フランジボルト締め付け、シール材)、モルタル充填方法と充填材の仕様
- ・収納容器等の材料選定、収納容器 (V) との間隙へのモルタル充填方法と充填材の仕様と収納容器の密封方法 (フランジボルト締め付け、シール材)
- ・構造強度計算、吊り構造の検討
- ・輸送時条件を満たす詳細遮へい計算、落下事故解析

8. まとめ

「むつ」原子炉容器の一括撤去工事は、準備工事を含め 6 カ月程度と比較的短期間で実施できるものと考えられる。一括廃棄体の案としては、2020 年末以降に廃棄体化、撤去及び輸送すると仮定し、収納容器型の A-1 案 (約 100 トン)、A-2 案 (約 80 トン) 及び遮へい取付型の B 案 (約 70 トン) を検討した。A-1 案では、原子炉容器蓋を一体で廃棄体にするメリットはあるが、特に輸送上、100 トンを超えると負担が大きい。A-2 案及び B 案ではクリアランスレベル以下である原子炉容器の蓋の解体撤去工事を伴う。一括廃棄体化の容易性及び輸送を考慮して、A-2 案を推奨する。

一括撤去工法の工事手順については、作業者の被ばく軽減、重量軽減等の観点から検討した。一括廃棄体の吊り上げ、反転／水平移動方法及び特殊車両への搭載方法は、既存の大型ジャッキ及び水平移動装置を用いて技術的に可能である。

一括廃棄体は、ピット処分、低比放射性物質の要件の LSA-II に区分され、IP-2 型輸送物相当に

該当し、処分上の廃棄体及び処分場への輸送に関する規制上、基本的に問題はない。ただし、今後、計画の具体化に向けて設計から検査に至る手続き等を準備しておく必要がある。また、輸送ルート及び輸送に伴う路盤・橋梁の強度、周辺構築物等の障害の有無等の調査をする必要がある。

原子炉容器を細断せずに炉内構造物を含め一括廃棄体にして撤去し、埋設処分する方式は、解体作業に伴う被ばく低減化、工期短縮、廃棄物発生量の低減化、コスト低減化等の効果が期待され、廃止措置においては有効な工法と考える。

参考文献

- 1) 足立 守、渡部晃三、“原子力船「むつ」の解体”、デコミッショニング技報、第13号、2-12 (1995).
- 2) 宮坂靖彦、“トロージャン原子力発電所のデコミッショニングの現状” デコミッショニング技報、第19号、62-68 (1995).
- 3) Rolling up the river：“Trojan's last voyage”, NUCLEAR NEWS, 60-63, October 1999.
- 4) J.E.Hildebrand, “Shipping Saxton's Large Components” Radwaste Magazine, 63-65; September/October 1999.
- 5) 原子力第1船原子炉施設に係る廃止措置認可申請書（平成18年10月）、「むつ」関係主要図面集等.
- 6) 原子力規制関係法令集2008、原子力規制関係法令研究会.
- 7) 「太平ジャッキシステム」（太平電業提供パンフレット）.
- 8) FINAL PROJECT REPORT, “SHIPPINGPORT STATION DECOMMISSIONING PROJECT” DOE/SSDP-0081, December 22, 1989.
- 9) 「重量物連続移動用油圧ジャッキ(ダブルツイン油圧ジャッキ)」(オックスジャッキコンサルタント株式会社提供資料).
- 10) 「ウルトラヘビーリフター」(太平電業提供資料).

物流システムの設備検討

清水 隆文*

Feasibility Study on Equipment of LLW Management Business System

Takafumi SHIMIZU*

日本各地に存在する大学・民間等施設において低レベル放射性固体廃棄物の保管が続けられている。RANDECは、これらの大学・民間等の研究施設等から発生する低レベル放射性廃棄物について、埋設処分に必要な前処理を実施する物流システム事業について検討している。原子力発電所において既に実証されている廃棄物処理プロセスを参考に、大学・民間等廃棄物の特徴に適した処理プロセスを検討した。大学・民間等の研究施設等で保管中の廃棄物を処理施設に集荷し、開梱・分別などの処理を行ってから廃棄体化を行うプロセスである。処理設備の多くは原子力発電所で採用されている技術と基本的に同じシステムを採用できる。しかし、放射能濃度測定、粉粒体固化設備等については、大学・民間等廃棄物に適した設備を検討する必要がある。

LLW from university and private company has been kept in their own nuclear facilities in Japan. RANDEC has been studying business system for the treatment and conditioning of LLW before disposal. Reference to proven waste treatment process used in Nuclear Power Plant, it was studied that the appropriate treatment process for the LLW from university and private company. The waste will be collected from the university and private company to a central treatment facility. After operations such as unpacking, classification, compression, incineration and others, the waste will be treated to waste form. Most equipment are adopted by the process technology used in Nuclear Power Plant. But some equipment such as measurement of radio activity and solidification of powder need to be studied for the treatment of LLW from university and private company.

1. はじめに

大学・民間の研究施設等低レベル放射性廃棄物は、原子力産業黎明期の1950年代から多くの大学・民間研究施設等において、保管管理が続けら

れている。大学・民間等の廃棄物保管事業所は都心部を含め日本全国に点在し、すでに研究等を終了し、廃棄物管理のみを管理者の世代を重ねながら行っている事業所が多くなっている。廃棄物の行先の決まらないことに不安を抱いている関係者

* : 財團法人原子力研究バックエンド推進センター 物流システム事業化準備室
(Radioactive Waste Management and Nuclear Facility Decommissioning Technology Center)

も多いことから、大学・民間等の廃棄物を着実に処理・処分する事業を進めることが重要と考えている。これによって、原子力研究、原子力事業に対する国民理解を広げることができると考えている。

GANDECでは、主要廃棄物発生事業者の支援を受けて、平成20年度から平成22年度までの3年間で、物流システム事業化について検討中である。日本国内の研究施設等では多種多様の廃棄物が発生しているため、これらの廃棄物を安全で合理的に処理・処分できるシステムを検討する必要がある。

2. 物流システム対象廃棄物

物流システム事業の処理プロセスの検討に当たって、まず、物流システム事業対象廃棄物の処分方法の調査、および事業対象となる廃棄物の種類・量別の集計を行った。

2.1 放射能濃度区分と処分方法

放射性廃棄物は、放射能濃度に基づいて、放射能濃度の高い方から、地層処分、余裕深度処分、ピット処分、トレンチ処分の各処分場で埋設処分される。さらに低放射能濃度で人への影響が無視できる廃棄物はクリアランス物に、放射性廃棄物によって汚染されていない廃棄物はNRに区分され、産業廃棄物と同様に取り扱われることが可能となっている。(Fig.1)

原子力機構では、国の基本方針に基づいて、ピット処分およびトレンチ処分の埋設処分施設の建設を計画中である。このため、GANDECでは、大学・民間等のピット処分およびトレンチ相当の低レベル放射性廃棄物を物流システム事業対象と

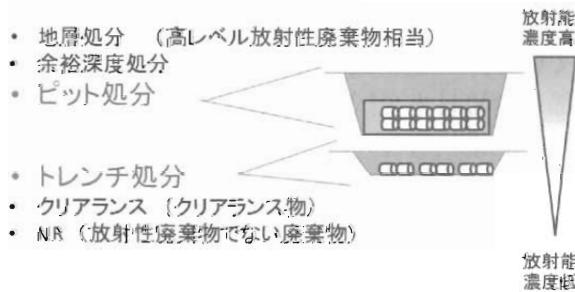


Fig.1 The disposal methods classified by activity level of LLW

した。(Fig.2)

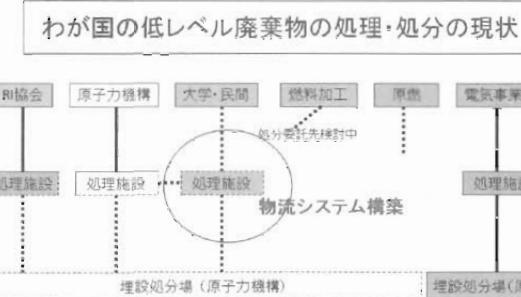


Fig.2 Treatment and Disposal of LLW in Japan

2.2 物流システム事業対象廃棄物の核種区分・発生量

日本国内では、核燃料物質を取り扱う大学・民間等の「使用許可事業者」「研究炉」などの廃棄物を発生させる事業者の中で、80事業所程度が廃棄物の処分依頼の意思を示している。

平成18年度のGANDECによるアンケート調査から、将来発生予想を含めた廃棄物の発生量を集計した。大学・民間等事業者のピットおよびトレンチ処分相当の物流システム事業対象の廃棄物は、平成60年度までに総計約6万7千本と予想されている。物流システム事業対象廃棄物の発生量を放射能区分別に比較すると、トレンチ処分相当の廃棄物が大部分を占める。(Fig.3)

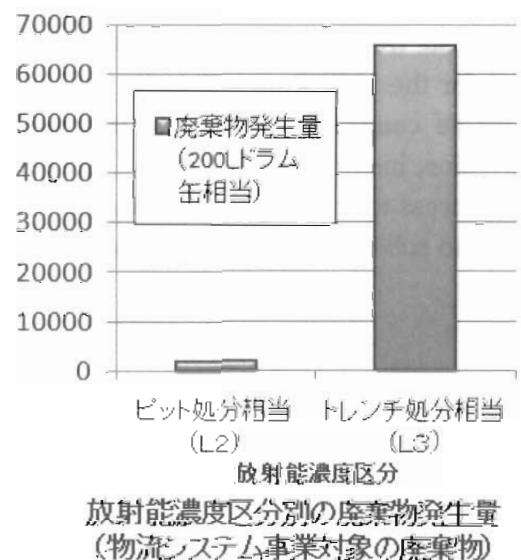


Fig.3 Volume of Waste about pit and trench disposal

また、トレンチ処分相当の廃棄物の中では、ウラン廃棄物が全体の70%程度である。その他に研

究炉等から β γ 廃棄物等が発生する。(Fig.4)

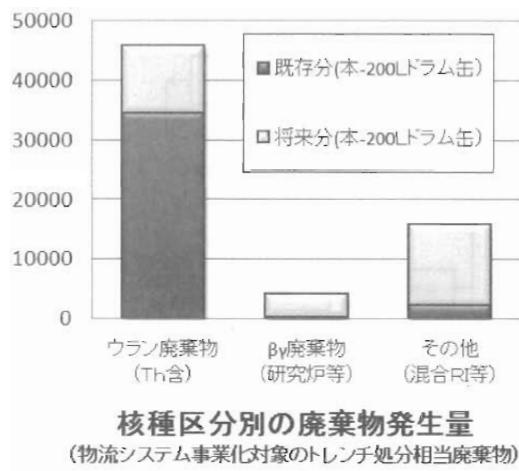


Fig.4 Volume of Waste respected nuclides groups

2.3 ウラン廃棄物の種類別・発生量

物流システム事業化検討対象の全体の70%程度を占めるウラン廃棄物の種類別発生量を示す。ウラン廃棄物の中では施設の廃止措置等によって発生した金属・コンクリート類（土砂含む）が70%程度を占めている。(Fig.5)

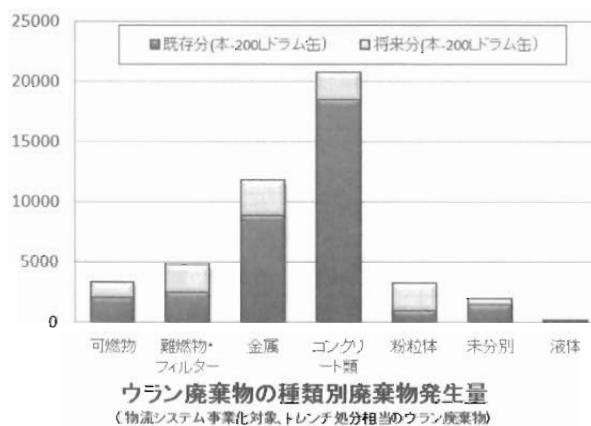


Fig.5 Volume of Waste properties in Uranium Waste

2.4 集中処理施設の必要性

大学・民間等の各事業所で発生する廃棄物量は、原子力発電所等の大規模発生事業者に比べて少なく、既に廃止措置等を行って廃棄物の保管管理のみを行っている事業所も多いため、事業所個別に処理設備を作つて処理を進めることは非合理的である。

このため、RANDECは、日本国内において集中的に保管・処理する施設が建設されることが望ま

しいと考えて、大学・民間分の廃棄物を処理する物流システム拠点の検討を進めた。この物流システム拠点は、輸送の合理的実施等を考慮すると埋設処分場に隣接して建設することが望ましい。

3. 処理方法および設備の調査検討状況

3.1 処理の目的

廃棄物の処理を実施することの目的としては、
 ○開梱・分別等の前処理を実施することによって、高品質の廃棄体を製造すること
 ○廃棄物発生事業者、埋設処分事業者との連携を含めた廃棄物データの一元的な管理
 ○合理性の高い前処理、廃棄体化処理、放射能濃度確認の実施等が挙げられる。

3.2 物流システムプロセスフロー案

物流システム事業で実施する必要のある、処理のプロセスフローを検討した。まず、大学・民間等の各事業所において保管されている廃棄物について、放射能種類・量を確認してから、処理施設へ輸送する。そして、処理施設において、廃棄物の受け入れ確認を行つてから保管し、分別、圧縮、焼却等の前処理、放射能濃度確認等を行つて、埋設に適した廃棄体を製造し、埋設処分事業者の原子力機構に引き渡す。廃棄体の品質保証の観点から、多くの廃棄物について開梱・分別が必要になると考えている。(Fig.6)

3.3 現状の低レベル放射性廃棄物処理技術

現状処理技術の中から、主に国内原子力発電所の廃棄物処理において共通的に用いられている合理的に選定された技術を参考にして、物流システムに適した処理技術を選定して調査検討を進めることとした。(Table 1)

3.4 物流システム選定予定の処理技術

受入認方法としては、原子力発電所では目視による方法が行われている。しかし、物流システム拠点では、別の許認可を受けている事業所からの廃棄物も受入れるため、受入廃棄物が物流システム拠点の許認可上受け可能な核種組成・放射

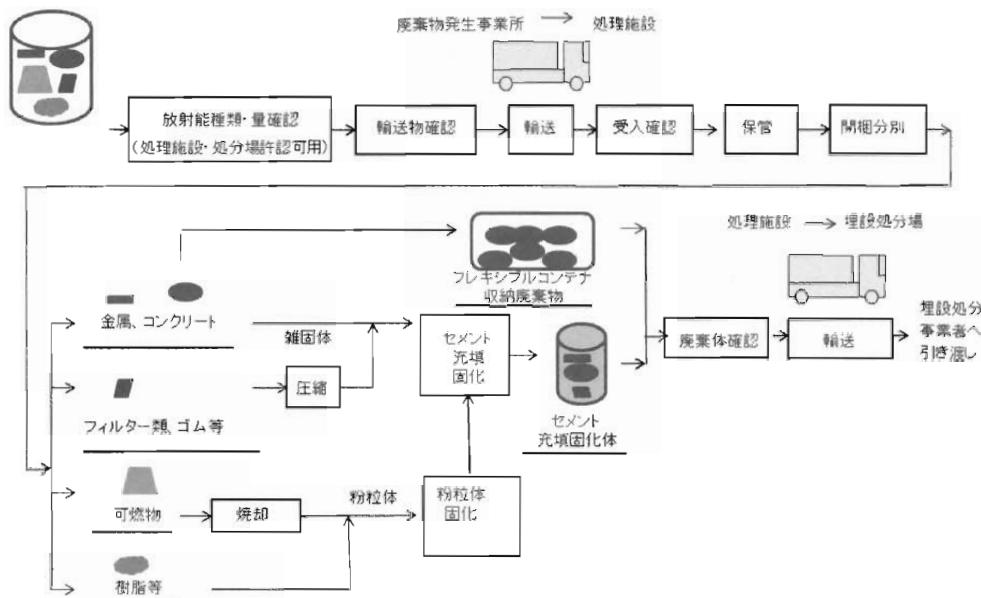


Fig.6 Process Flow about Treatment Process

Table 1 Proven Technologies of Treatment Process

工 程	国内原子力発電所の廃棄物処理において共通的に用いられている技術	その他技術
(1)受入確認	廃棄物発生場所にて分別	γ 線波高バルク測定
(2)開梱	保管容器内容物確認：目視検査 廃棄物取り出し：転倒装置、手作業取り出し	X線透過、X線CTスキャン
(3)分別	分別方法：手選 廃棄物移動：固定台 ターンテーブル ベルトコンベア 環境管理：グリーンハウス（マスク作業）、フード	風選 磁選 浮選 グローブボックス
(4)放射能濃度確認	廃棄体バルク測定（スケーリングファクタ法） 平均放射能濃度法、理論計算法	サンプリング放射能分析
(5)切断	低速カッター（バンドソー、ジクソー、チップソー） ガス溶断、プラズマ溶断、高速カッター	ワイヤーソー切斷 水ジェット切斷
(6)除染	拭き取り	ブラシ研磨、酸洗浄、電解、溶融
(7)減容	30 t程度の圧縮機（ゴム、プラスチック類の減容）	高圧圧縮機（2000 t）、溶融
(8)焼却	焼却能力100kg/hrの焼却炉	小型焼却炉
(9)廃棄体化	セメント充填固化　セメント均質・均一固化	プラスチック固化、アスファルト固化、圧縮固化体、フレキシブルコンテナ充填、高健全性容器、大型廃棄物、型枠セメント固化

能濃度であることを測定することも必要になるとを考えている。この測定方法として、容器表面の γ 線波高バルク測定によって、廃棄物中の核種組成・放射能濃度を測定する方法を考えている。

分別については原子力発電所の場合と同様に、グリーンハウス内の分別台上において手選で分別する方法での処理を考えている。

放射能濃度測定については、原子力発電所廃棄

物と異なって多様な核種組成の廃棄物が少量ずつ存在することから、使用履歴からの算出に加えて γ 線波高測定を用いる方法等について検討を進めている。

切断、除染、減容については、原子力発電所と同様に通常の工具で行える程度のものを考えている。

焼却については、大学・民間等での可燃物を全て集めても発生量が少なく、原子力発電所で用い

られている容量の焼却施設を持つと、建設コストの負担が高くなるため、小型焼却処理設備の設置を考えている。

廃棄体化については、トレンチ処分が主要となることから、原子力発電所の廃棄物処理で用いられているセメント充填固化に加えて、フレキシブルコンテナ充填、大型廃棄物を廃棄体とする方法なども追加する方向で、検討を進めている。(Table 2)

3.5 開梱・分別施設イメージ

開梱・分別施設では、廃棄物を倉庫より受け入れ、開梱・内容物確認を行い、分別、放射能濃度測定を行う。必要に応じて切断・圧縮などの処理を行う。そして、廃棄体化処理設備へ送って廃棄体を製造して、廃棄体確認を行って倉庫へ払い出す。(Fig.7)

3.6 放射能濃度確認方法の調査検討状況

処理方法の中で、特に重要な課題である放射能濃度確認方法について検討を進めている。

(1) 測定方法の測定対象別比較

放射能濃度測定方法を測定対象別に比較すると、バルク測定、廃棄物表面測定、サンプル測定

に分けられる。バルク測定は、廃棄物を入れた容器の放射線測定を行うことによって、容器内廃棄物の放射能濃度を求める測定方法で、容器内容物による遮蔽の影響が大きい。廃棄物表面測定は、廃棄物表面の放射線測定を行うことによって、核廃棄物の放射能濃度を求める。廃棄物を保管容器から一旦取り出す必要がある。サンプル測定は、保管容器から取り出した廃棄物から、代表サンプルを取り出し、サンプル測定装置に入れて放射能濃度を測定する。物流システム事業対象物の多くを占める金属・コンクリート等の雑固体では、代

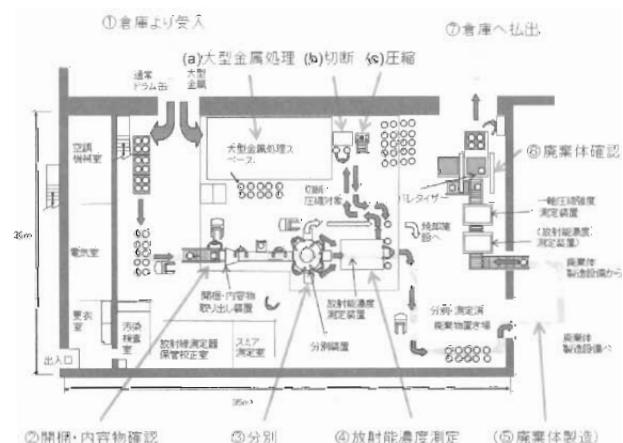


Fig.7 Image of segregation facility

Table 2 Selection Technologies of Treatment Process

工 程	作業内容：採用設備	
(1)受入確認	容器健全性確認 放射能濃度測定	：容器外面の目視確認 ：バルクγ線波高測定
(2)開梱	保管容器内容物確認 廃棄物取り出し	：自視検査 ：ドラム缶内廃棄物 大型保管容器内廃棄物
(3)分別	分別方法 廃棄物移動 環境管理	：手選 ：ターンテーブル ：グリーンハウス（作業者はマスク着用）
(4)放射能濃度確認	放射能濃度確認	：使用履歴等からの算出に加えて、バルクγ線波高測定、開梱分別時の廃棄物表面γ線波高測定等について検討
(5)切断	低速カッター（バンドソー、ジクソー、チップソー）、溶断器	
(6)除染	手選（ホットスポット除去） 物理除染 ブラシ研磨	：サーベイメータ ：ペーパータオル等 ：金属ブラシ等
(7)減容	圧縮	：30t程度の圧縮機（ゴム、プラスチック類、ドラム缶の減容）
(8)焼却	小型焼却処理設備の設置等	について検討
(9)廃棄体化	セメント充填固化体 粉粒体固化 フレキシブルコンテナ充填固化体 大型廃棄物 型枠セメント固化	：セメント充填固化設備 ：グリーンハウス内粉粒体固化設備 ：グリーンハウス内においてマスク着用作業 ：セメント充填固化設備 ：セメント充填固化設備

表サンプリングは困難でありサンプル測定は高コストとなる。(Table 3)

Table 3 Measurement method on sample type properties of Radioactive Waste

	測定イメージ	測定方法	測定装置例	測定精度	合理性
バルク測定	放射線 抽出器 廃棄物入りドラム缶	廃棄物を入れた容器表面の放射線測定を行うことによって、容器内廃棄物の放射能濃度を求める。容器内容物による自己遮蔽のため、廃棄物種類、分別状態、偏析による影響が大きい。	γ線波高測定装置	×	○
廃棄物表面測定	抽出器 放射線 廃棄物	廃棄物表面の放射線測定を行うことによって、各廃棄物の放射能濃度を求める。廃棄物を保管容器から一旦取り出す必要。	αサーベイメータ βγサーベイメータ プラスチックシンレータ GIC法 スマ法	△	△
サンプル測定	抽出器 放射線 サンプル	保管容器から取出した廃棄物から、代表サンプルを取り出し、サンプル測定装置に入れて放射能濃度を測定する。 難固体では、サンプル調整の作業負荷が大きく高コスト。	放射能試料測定装置 ICP ICP-Mass	○	×

(2) 放射能濃度確認方法の実例

原子力発電所の低レベル廃棄物では、サンプル測定で核種濃度比を求めた後、強いガンマ線を発する代表核種の γ 線波高バルク測定で廃棄体中の核種濃度を求めるS F法や、平均放射能濃度法、理論計算法等を用いて核種別の放射能濃度を求める方法が適用されている。また、放射能濃度測定法としては、原子力発電所の低レベル廃棄物のクリアランス測定で用いられている全 γ 線測定で放射能濃度確認を行う方法、ウラン廃棄物の計量管理測定で行われる γ 線波高バルク測定を用いる方法などがある。

(3) 廃棄体放射能濃度確認方法の検討

大学・民間等の廃棄物については、多様な核種組成の廃棄物が少量ずつ存在するため、原子力発電所と同様な放射能濃度確認方法の適用は困難と考えられる。

このため、まず最も合理的な廃棄物発生事業所のデータを利用する方法が考えられる。例えば、核燃料物質の使用量が記録されている事業所の廃棄物については、その核燃料物質の使用記録から、廃棄物への移行量を算出して廃棄物の放射能濃度を算出する方法の適用が考えられる。

事業所のデータのみでは対応できない廃棄物の放射能濃度確認の法の開発手順としては、大学・民間等の廃棄物の中で、最も発生量が多くて核種組成も明らかな、ウラン廃棄物のコンクリート等

の雑固体から検討を進めている。ウラン廃棄物のコンクリート等の雑固体へ適用する放射能濃度測定法としては、バルク測定または廃棄物表面測定で γ 線波高測定を行う方法が有利と考えている。

その他の核種を含む廃棄物の放射能濃度測定については、廃棄物発生事業者における廃棄物の核種調査の結果をもとに優先順位を付けて開発を進める予定である。(Fig.8)

また、放射能濃度測定方法の検討を進めるためにも、ウラン廃棄物については、埋設の濃度上限が早期に設定されることが望まれる。

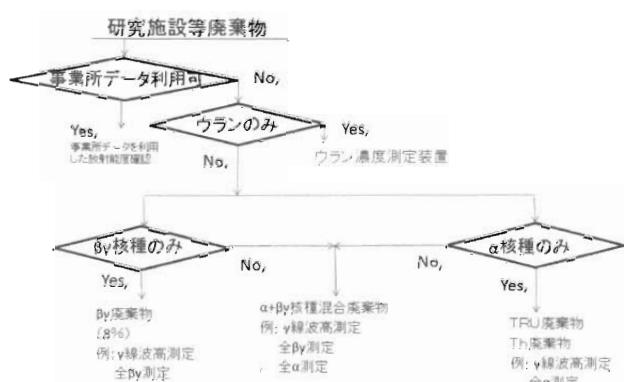


Fig.8 Flow to Establish Confirm method of Radioactive concentration

3.7 廃棄体検討

表に製造候補としている廃棄体の種類を示す。トレンチ処分に適した廃棄体の製造、現在保管容器として用いられているドラム缶の有効利用、などを考慮して、廃棄体種類を多種類にすることを検討している。(Table 4)

3.8 廃棄体の技術基準

表にトレンチ処分およびピット処分の廃棄体基準を示す。作製する廃棄体は、処分形態に合わせて、この廃棄体の技術基準を満たしていることを確認する必要がある。(Table 5)

3.9 廃棄物輸送方法の検討

従来から実施されている廃棄物輸送方法としては、R I廃棄物の集荷では、トラック輸送、原子力発電所低レベル廃棄物の輸送としては、専用輸送船による海上輸送が実施されている。

大部分の大学・民間等の廃棄物はトレンチ処分

Table 4 Applied Waste Forms of LLW

廃棄物種類	廃棄体	イメージ図	処理方法	特徴
コンクリート アルミ	フレキシブルコンテナ充填		廃棄物をフレキシブルコンテナに入れてトレーニング場に埋設	廃棄物製造コストが合理的
金属 コンクリート 溶融固化物等	セメント充填+密充填		密充填した廃棄物にセメント充填	廃棄物の密充填によって廃棄量を増やすことが出来る。廃棄物容器有効利用
コンクリート 金属	型枠セメント固化		型枠に廃棄物を置き、セメントを差し込む。	フレキシブルコンテナの様に破れる恐れが無く、固化後の取り扱いが容易
大型廃棄物	大型廃棄体		大型廃棄物の隙間を充填材で埋めてから埋設。	大型廃棄物の解体コストを低減。放射能濃度測定方法課題

Table 6 Type of Hazard Material

有害物種類	問題点	処理方法	物質例
危険物	廃棄体の事故・異常	安定化処理 焼却・分解	金属ナトリウム アルコール(拭き取り除染用)
毒物・劇物 特定化学物質 公害物質	浸出による地下水汚染	除去 不溶化 分解	6価クロム 鉛 カドミウム 硝酸性窒素
廃水 可溶性塩	浸出による地下水汚染	排水処理 不溶化 分解	硝酸塩 アンモニウム塩 塩化物塩
有機廃液	浸出による地下水汚染	焼却・分解	ポンプ油 TBP

Table 5 Technology Standard of Waste Form

区分	トレーニング処分 (原子力発電所 L3廃棄物)	ビット処分(原子力発電所 L2廃棄物)	
		セメント充填固化体	セメント均質・均一固化体
放射能基準	最大放射能濃度を超えないこと	最大放射能濃度を超えないこと	最大放射能濃度を超えないこと
	表面線量が基準値を超えないこと	表面線量当量率が10mSv/hを超えないこと	表面線量当量率が10mSv/hを超えないこと
	表面密度が基準値を超えないこと	表面汚染密度を超えないこと	表面密度限度を超えないこと
廃棄体製造基準	同型化材料(セメントの品質)	同型化材料(セメントの品質)	
	容器(ドラム缶の健全性)	容器(ドラム缶の健全性)	
	同型化材料等の練り混ぜ	練り混ぜ混合	
	廃棄物発生後の期間が6ヶ月以上経過していること	固型化後の期間が6ヶ月以上経過していること	
	一体となるような充填	-	配合比
	-	-	-
廃棄体健全性	飛散防止の措置をとっていること	-	-
	-	有害な空隙が残っていないこと	有害な空隙が残っていないこと
	-	着火・破損がないこと	着火・破損がないこと
	-	-	一軸圧縮強度が1470kPa以上
有害物等	爆発性物質を含まないこと	健全性を損なう恐れのある物質が含まれていないこと	健全性を損なう恐れのある物質が含まれていないこと
	重量	申請書に記載された事項と照合できるよう措置が講じられていること。整理番号の表示	放射性廃棄物を示す標識、整理番号の表示
埋設地への影響	埋設地に空隙が残らないようにすること。	-	-
	-	埋設時耐埋設荷重	埋設時耐埋設荷重

相当で、L型輸送可能と考えられる。さらに多くの施設に少量ずつ保管されていることから、小口輸送が可能なトラック輸送が有利である。

3.10 有害物の処理方法の検討

処理・処分時に問題となる有害物としては、危険物、毒物、劇物、特定化学物質、公害物質、廃水、可溶性塩、有機廃液等が相当する。これらの廃棄物については、廃棄物発生事業所において化学的に安定化無害化された後に受け入れることが原則となる。有害物を含む低レベル廃棄物の処分場への受入対応については、現在、規制省庁連絡会において検討が開始されている。(Table 6)

4. 規制法令

4.1 廃棄物処理施設の規制法令

核燃料物質や放射化生成物を含む廃棄物を処理する施設は、「炉規法」の「廃棄物管理施設」となる。一方R Iを含む廃棄物を処理する施設は、「R I法」の「許可廃棄業者」となる。(Table 7)

「核燃料」と「R I」の混合使用によって発生した廃棄物は、「炉規法」と「R I法」の両方の規制を受ける。この混合廃棄物を処理する施設は、現状では、廃棄物管理事業（炉規法）に加えて、廃棄の業（R I法）の両方の許可を受ける必要がある。

Table 7 Regulation on LLW

廃棄物種類	廃棄物中の放射性物質の種類	廃棄物を受入れて処理する施設の法的位置付け	廃棄物の発生源
ウラン廃棄物	核燃料物質	廃棄物管理施設(炉規法)	ウランの使用施設等
TRU廃棄物	核燃料物質	廃棄物管理施設(炉規法)	Pu等の使用施設
By廃棄物	放射化生成物	廃棄物管理施設(炉規法)	研究用原子炉等
混合RI廃棄物	核燃料物質 放射化生成物 RI	廃棄物管理施設(炉規法) 許可廃棄業者(RI法)	(核燃料とRIの混合使用 ・RIへの照射)

4.2 廃棄物管理事業開始までの手続き

廃棄物管理事業(炉規法)の許可を受けるには、経済産業省からの許可を受ける。廃棄物発生事業者の多くが保有している核燃料物質の「使用施設」に比べて、技術的能力および経済的基礎等について、より厳しい要件を満たす必要がある。(Fig.9)

4.3 保障措置の適用

研究施設等廃棄物中のウラン廃棄物等の国際規制物資を含む廃棄物を取り扱う場合には、計量管理等の保障措置が適用される。

保障措置適用の廃棄物を集荷して処理する施設の検討は国内初めてであるため、廃棄物処理事業に適した保障措置(計量管理、査察)の適用方法について、日本の規制当局(文部科学省保障措置室)との調整が必要となる。保障措置は日本国政

府とIAEAとの取り決めで行われるため、早期の検討開始が望まれる。(Table 8)

5. 処理方法および設備調査検討に係わる課題

最後に、物流システム事業の処理方法および設備調査検討に係わる課題を示す。

○処理事業許可申請に必要となる廃棄物発生事業者における核種組成、性状、重量の調査

○廃棄体確認方法(放射能濃度測定方法含む)の確立のための検討

○廃棄物管理事業に適した保障措置

また、現在検討を進めている物流システム事業の枠組みだけでは対応が困難であるが、大学・民間等の廃棄物発生事業者はピット処分を超える高濃度の廃棄物、および核燃料そのものの管理の問題も抱えている。

Table 8 Safety Guard on LLW

廃棄物種類	廃棄物に含まれる主な放射性物質の種類	保障措置の適用	保障措置に関する対応
ウラン廃棄物 トリウム廃棄物 TRU廃棄物(核燃料含) 混合RI廃棄物(核燃料含)	核燃料物質	計量管理 IAEA査察等	保障措置の適用範囲・方法について、規制当局との調整が必要。
By廃棄物 TRU廃棄物(核燃料無) 混合RI廃棄物(核燃料無)	放射化生成物 RI	無	保障措置適用外

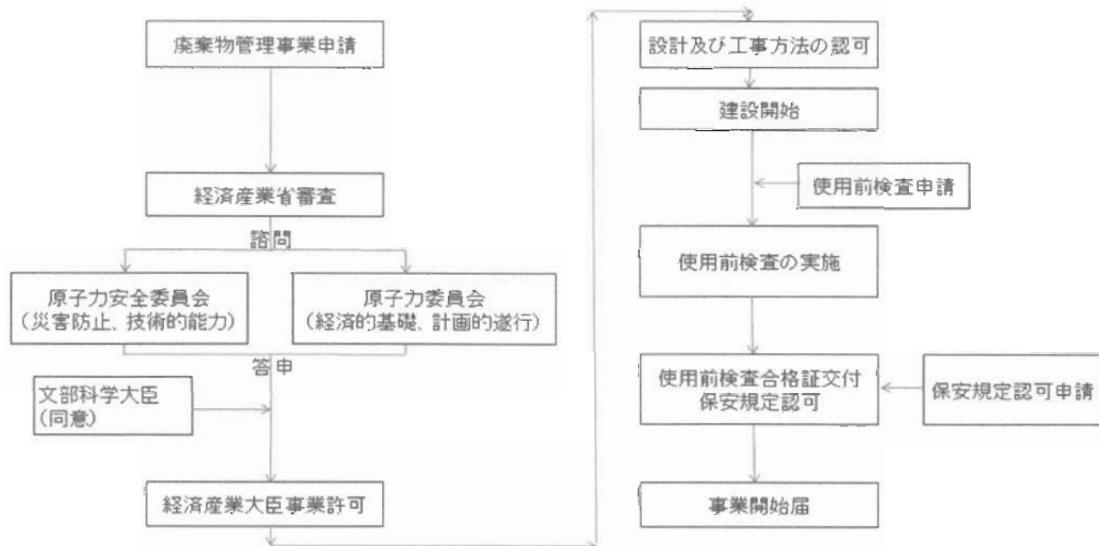


Fig.9 Flow from Business License Application to Start of Business

参考文献

- 1) 「大学・民間等施設から発生する放射性廃棄物の集荷保管事業化に向けた取組みについて」石黒秀治、林勝、千田正樹 デコミショニング技報 第37号 (2008年3月)
- 2) JENSS-SSレポート「均質・均一固化体及び充填固化体の廃棄のための確認方法について(一部改正)」2008年4月
- 3) 学会発表済「大学・民間等の低レベル放射性廃棄物に係る物流システム事業化調査検討
— (1) 調査検討の計画概要—」
森他 4名、原子力学会2009秋
- 4) 学会発表済「大学・民間等の低レベル放射性廃棄物に係る物流システム事業化調査検討
— (2) 処理方法及び処理設備の調査結果—」
清水他 4名、原子力学会2009秋

東芝グループの廃止措置関連技術について

酒井仁志^{*1}、福島 正^{*1}、中根優美^{*1}、小畠政道^{*1}、
吉村幸雄^{*1}、大柿信人^{*1}、平沢 肇^{*1}、栗原賢二^{*2}、
黒澤正彦^{*3}、加藤貴来^{*4}、丸木慎一郎^{*5}、ジュセフブロー^{*6}

Decommissioning Techniques of Toshiba Group

Hitoshi SAKAI^{*1}, Tadashi FUKUSHIMA^{*1}, Yuumi NAKANE^{*1}, Masamichi OBATA^{*1},
Yukio YOSHIMURA^{*1}, Nobuto OGAKI^{*1}, Hajime HIRASAWA^{*1}, Kenji KURIHARA^{*2},
Masahiko KUROSAWA^{*3}, Takaki KATOU^{*4}, Shinichiro MARUKI^{*5}, Joseph BOUCAU^{*6}

東芝（以下当社）の廃止措置関連技術の開発は、原子力発電所の設計、建設、保守を通して培ってきた技術をベースに、1980年代から廃止措置に応用する形で実用化してきている。この間、本技報にも3度紹介し、今回が4回目である。これまでの紹介においては、開発技術を中心としてきたが、今回は東海発電所、新型転換炉ふげん発電所、浜岡原子力発電所1, 2号機が廃止措置を実施している段階において、より実機適用が期待できる技術を中心にまとめた。また、2006年より東芝グループとなったウェスチングハウス社（以下WH社）は、海外における廃止措置実績があり、その中でも日本への適用が期待できる技術をあわせて紹介する。

当社は、ここで紹介した技術を中心に、廃止措置の効率的な計画、実施に貢献していく所存である。

Development of Decommissioning Techniques by Toshiba was started in 1980th based on Techniques of Engineering, Construction and Maintenance of Nuclear Power Plant. During this term, Toshiba was introduced Decommissioning Techniques to "Journal of RANDEC" three times and this is fourth time. The past three times, mainly under development Techniques were introduced. This time, mainly applicable Techniques to Decommissioning Plant such as Tokai, Fugen and Hamaoka unit 1 & 2 will introduce. Westinghouse Electric Company was joined Toshiba Group in 2006. They have many experience of Decommissioning in the foreign countries. We introduce their Techniques which were applicable in Japan.

Toshiba will make a contribution to Decommissioning Planning and Application based on introduce Techniques.

* 1 : 株式会社東芝原子力化学システム設計部 (Toshiba Corporation)

* 2 : 株式会社東芝原子力機器設計部 (Toshiba Corporation)

* 3 : 株式会社東芝原子力システム設計部 (Toshiba Corporation)

* 4 : 株式会社東芝原子力フィールド技術部 (Toshiba Corporation)

* 5 : 株式会社東芝原子力運転プラント技術部 (Toshiba Corporation)

* 6 : Decommissioning & Dismantling, Westinghouse Electric Company

1. はじめに

我が国の商業用原子力発電所は1960年代から建設され、現在、東海発電所（日本原子力発電（株））が平成13年12月に、新型転換炉の原型炉「ふげん」（（独）日本原子力研究開発機構）が平成20年2月に、そして浜岡原子力発電所1, 2号機（中部電力（株））が平成21年11月に、それぞれ廃止措置を開始している。今後更に数多くの原子力発電所の廃止措置が具体化し、進められていくと考えられる。

当社では、1980年代から廃止措置関連技術の開発に取組み、実用化してきている。また、グループ会社であるWH社においても、米国、欧州で廃止措置の実績がある。本報告では、廃止措置に関する東芝グループの取組みについて紹介する。

原子力発電所の廃止措置では、Fig.1に示すように、広範囲な要素技術が必要である。

これらの必要技術に対して、当社及びWH社が

開発、実用化してきた技術を2項で紹介する。

- ・残存放射能インベントリ評価技術
- ・解体前除染技術
- ・切断・解体・遠隔操作技術
- ・建屋残存放射能評価技術
- ・廃棄物処理技術
- ・システムエンジニアリング技術

2. 廃止措置関連技術

2.1 残存放射能インベントリ評価技術

プラントの残存放射能評価結果は、廃止措置の計画段階、実施段階においてベースとなるデータであるため、ある程度の精度が要求される重要な技術である。インベントリ評価項目とインベントリ評価の適用先をFig.2に示す。Fig.2に示すようにインベントリ評価は放射化評価、汚染評価、物量評価の3項目から成っている。

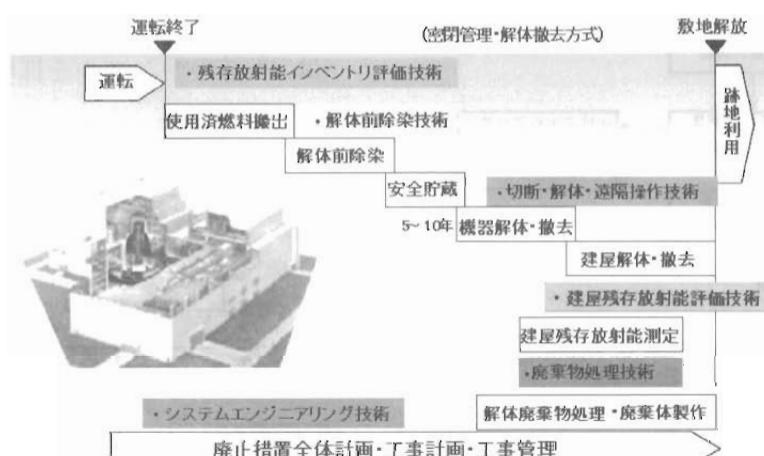


Fig.1 Standard Schedule and Necessary Techniques of Decommissioning

インベントリ評価項目	インベントリ評価の整理項目	適用データ	適用先
放射化評価	各機器毎の ①重量 ②接液面積 ③放射化放射能量 (核種別) ④汚染放射能量 (核種別) ⑤機器設置エリア	放射能レベル別解体 廃棄物量	廃棄物処分費用算定 廃棄物処理計画
汚染評価		機器毎の汚染放射能量 / 放射化放射能量	解体・廃棄物除染計画 解体エリアの露囲気線量 率の推定 解体計画 / 機器解体時 の環境影響評価
物量評価		機器毎の核種組成比	廃棄物処分のための核種 別放射能量評価 クリアランス適用のための 核種別放射能濃度評価

Fig.2 Items of Inventory Estimation and Application of Inventory Estimation Result

(1) 放射化評価

放射化評価の概略検討フローを Fig.3 に示す。

放射化評価にあたっては、まず放射化評価モデル(原子炉を含む原子炉格納容器(以下RC)内のモデル)を作成し、評価点の設定を行う。次に、燃料の3次元燃焼度分布に基づき、実績のある汎用計算コード(ここではDORT)を用いて中性子束の計算を行う。中性子束の計算結果の例を Fig.4 に示す。評価の精度を上げるために、ここで中性子束計算結果の検証を行う。検証にあたっては、プラント運転中にRC内に設置した金属箔の放射化データやRC内の機器、配管やコンクリートを採取して放射化量を分析した結果を用いる。検証結果に基づき、必要により再計算あるいは補正を行う。

最後に、中性子束計算結果に基づき、実績のある汎用計算コード(ここではORIGEN-S)を

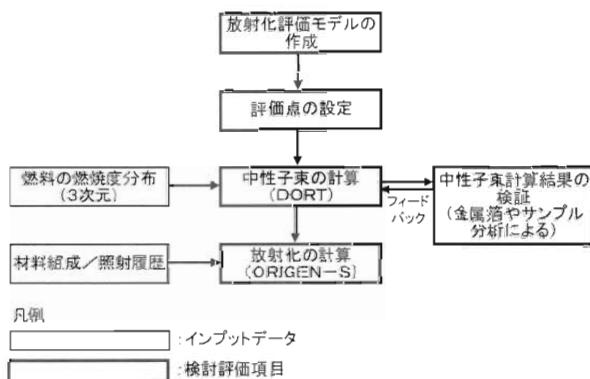


Fig.3 Rough Consideration Flow of Activated Radioactivity Inventory Estimation

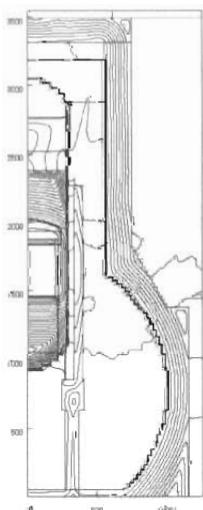


Fig.4 Example of Neutron Flux Distribution Estimation Result

用いて放射化計算を行う。計算にあたっては、評価対象部位の材料組成と照射履歴を用いる。

(2) 汚染評価

汚染評価の概略検討フローを Fig.5 に示す。

給水金属持込量、炉内腐食量から、炉心付着金属量を、オフガス放出率から炉心付着 UO_2 量を評価する。次に、実績のある汎用計算コード(ここではORIGEN-2)により、炉心での腐食生成物(以下CP)生成計算、核分裂生成物(以下FP)生成計算を行う。続いて炉水データにより、CP、FPの一次冷却材への溶出評価を行う。さらに沈着・剥離モデルを用いて一次系内面汚染密度評価を行う。この際、原子炉再循環系(以下PLR)配管の γ スキャンのデータがあれば、参照する。また、一次系に接続する系統(BWRではRHR、CUW等)の内面汚染密度評価にあたっては、一次系からのキャリーオーバー率や浄化系の除染係数(以下DF)を用いて評価する。内面汚染密度評価結果の検証にあたっては、当該のサンプルを採取し、分析により行う。

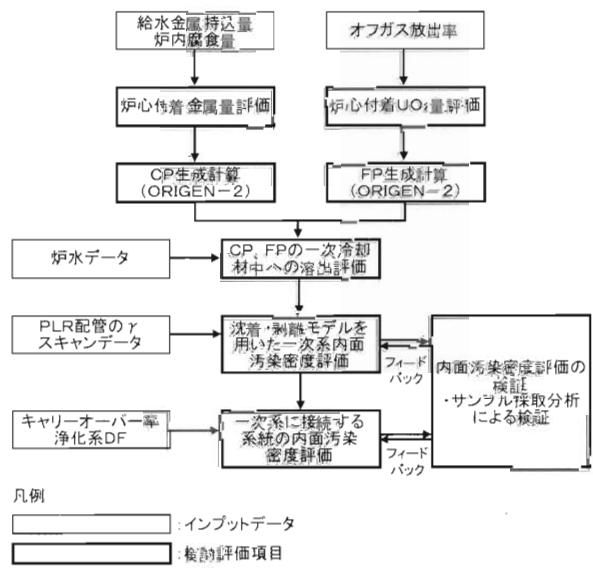


Fig.5 Rough Consideration Flow of Contaminated Radioactivity Inventory Estimation

(3) 物量評価とインベントリ評価の整理

物量評価においては、各機器の外形構造図等から、重量、接液面積等を評価し、前記放射化評価、汚染評価の結果を併せて整理する。また、解体計画に利用するために、機器設置エリ

アも併せて整理する。

(4) インベントリ評価結果の適用先

前記で評価したインベントリ評価結果は廃止措置の種々の検討に有効利用できる。放射能レベル別解体廃棄物量は廃棄物処分費用算定や廃棄物処理計画に適用できる。次に機器毎の汚染放射能量、放射化放射能量は解体廃棄物除染計画、解体エリアの雰囲気線量率の推定及び機器解体時の環境影響評価等に適用できる。さらに、機器毎の核種組成比は、廃棄物処分のための核種別放射能量評価及びクリアランス適用のための核種別放射能濃度評価に適用できる。

2.2 解体前除染技術^{1), 2), 3)}

廃止措置時における除染技術は、解体作業従事者の被ばく低減のための雰囲気線量率低減、廃棄物処分費用低減のための放射性廃棄物汚染レベルの低減等の目的で行われる重要な技術である。除染技術の適用では、その目的や除染対象物の材質、形状、汚染形態に応じた適切な除染方法を選定していくことが重要である。当社は、運転中の原子力発電所での除染実績を基に廃止措置時に適用できる除染技術を選択し実用化することに注力しており、本項では、被ばく低減を目的とした解体前除染技術として系統化学除染技術について紹介する。

現在当社が適用を進めている系統化学除染法として、供用中系統化学除染で開発、実績を積んできた、希薄液酸化還元マルチステップ法のCORD法、T-OZON法及び廃止措置向けのDFD法について、除染法の概要と実施例を示す。

(1) CORD法

CORD (Chemical Oxidation Reduction Decontamination)法は、(独)シーメンス社(現アレバ社)で開発された希薄液酸化還元マルチステップ除染法であり、酸化剤として過マンガン酸(HMnO₄)を、還元剤としてジカルボン酸(通常はシュウ酸)を用いて酸化工程と還元工程を繰り返す方法である。除染剤は、相互に反応して、その大部分が炭酸ガスと水に分解される。除染剤に溶解した金属イオンと除染剤に含まれるMn²⁺イオンはイオン交換樹脂で除去される。二次廃棄物量が非常

に少ない優れたプロセスである。一般的なCORD法系統化学除染の実施概略図をFig.6に示す。

当社は、アレバ社と共同してCORD法の国内BWRへの供用中系統化学除染適用を進めてきており、これまでに多くの実績を有している。同法は、廃止措置時の系統化学除染実績についても国外で既に多くの実績がある。廃止措置時の適用では、金属母材の溶解を制御するCORD/D法を適用している。

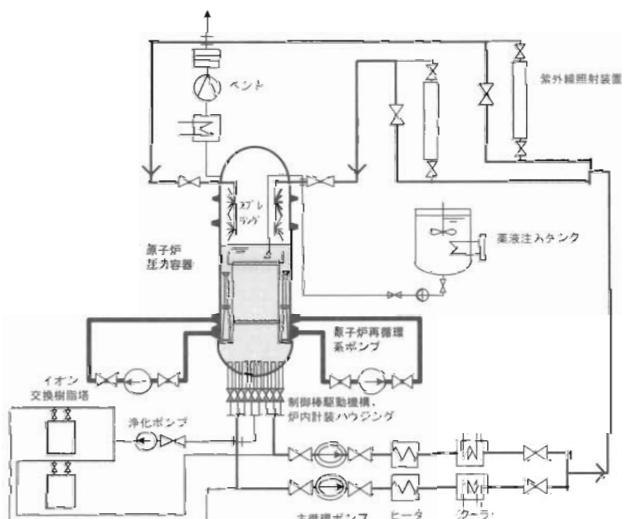


Fig.6 Rough Flow Path of Chemical Decontamination by CORD Process

(2) T-OZON法

T-OZON (Toshiba Ozone Oxidizing Decontamination for Nuclear Power Plants)法は、当社で開発したもので、CORD法と同じく希薄液酸化還元マルチステップ除染法である。

還元剤としてシュウ酸、酸化剤としてオゾンガスを溶解させたオゾン水を用いる。オゾンは使用後酸素に分解することから、除染剤に起因する二次廃棄物量を大幅に低減することができる特長を持っている。T-OZON法は2000年に再循環ポンプ回転体、2001年に再循環系の系統化学除染に適用を開始し、その後系統除染、タンク浸漬除染で約70例の適用実績がある。Fig.7にT-OZON法の再循環ポンプ回転体化学除染適用例を示す。

国内での廃止措置解体前系統化学除染への適用も進めており、国内発電所の廃止措置時の初期工事である系統除染にT-OZON法を適用し、

大幅な雰囲気線量率低減を達成した。今後開始する本格調査時の作業従事者の被ばく低減に貢献できる見込みである。

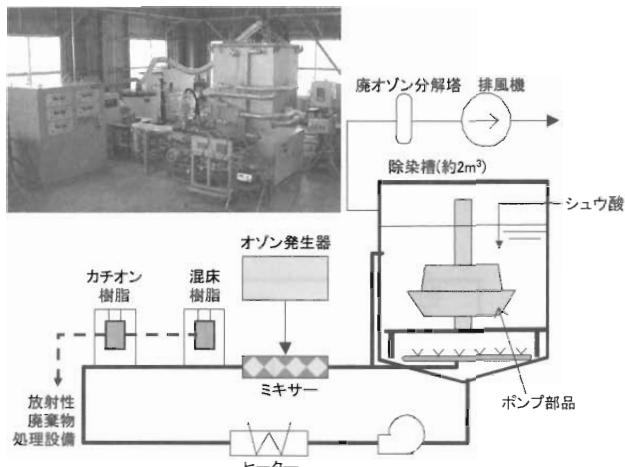


Fig.7 Application of T-OZON Process for PLR internals

(3) DFD法

DFD(Decontamination for Decommissioning)法は、EPRI (Electric Power Research Institute)により廃止措置向けに開発された酸溶解・酸化溶解マルチステップ法である。酸としてフルオロボリック酸、酸化剤として過マンガン酸カリウム、分解剤としてシュウ酸を使用している。除染サイクル数や温度により目的や状況に応じた制御を行っている。除染にともない発生する二次廃棄物のイオン交換樹脂量はCORD法やT-OZON法と比較すると、酸化被膜のみならず母材を一部溶解している分だけ若干増加することとなる。DFD法は未だ国内での除染実績はないが、国外ではWH社により2006年のスペインのホセカブレラ(通称ゾリタ)発電所での全系統除染をはじめ、BWR/PWRの廃止措置プラントで5件の除染実績がある。Fig.8にDFD法の蒸気発生器への適用例を示す。国内では放射化していない部位(蒸気発生器や熱交換器等の大型機器等)のクリアランスのための除染にDFD法を適用することを検討している。

2.3 切断・解体・遠隔操作技術

(1) 東芝の炉内構造物切断技術

原子炉圧力容器や炉内構造物など、プラント運転中に放射化した構造物は、遮へいのため水

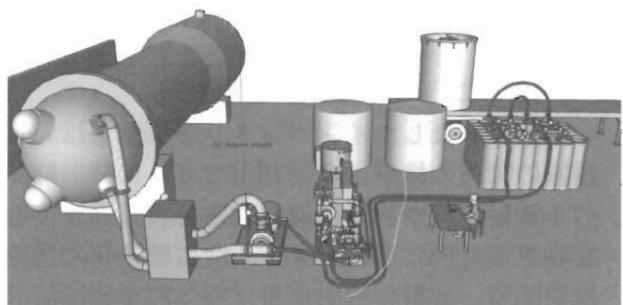


Fig.8 Application of DFD Process for Steam Generator

中環境下における遠隔操作にて切断・解体することが求められる。また、切断技術としては、レーザーや放電加工を用いた熱的切断、研磨材を混入させた高圧水やバンドソーを用いた機械的切断などが挙げられる。

当社は、炉内構造物であるシュラウドの解体に対して、工具により材料除去を行う切断ディスクカッターを用い、

- ①切りくずの回収が確実に実施でき、水の濁りによる作業環境の悪化を抑え、工程遅延リスクを削減できる。
 - ②放射性微粒子の大気中放出による環境汚染リスクを軽減できる。
 - ③砥粒などの二次廃棄物を削減できる。
- など、水と空気の汚れを抑制できる機械式切断装置を開発した。ディスクカッターの試験状況をFig.9に、ディスクカッターを用いたシュラウドの切断イメージをFig.10に示す。

(2) WH社の炉内構造物切断技術^{4), 5)}

WH社は、20年以上に亘って、プラズマアーク切断、アプレシブウォータージェット切断、金属崩壊切断(MDM)や機械式切断技術を開



Fig.9 Test Condition of Disk Cutter

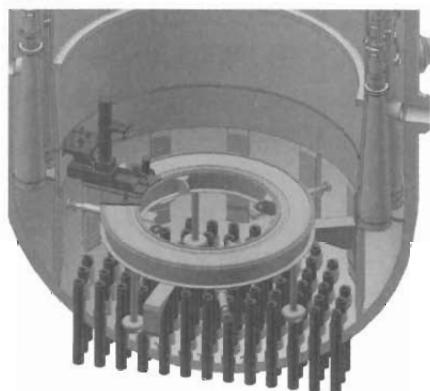


Fig.10 Image of Core Shroud Cutting by using Disk Cutter

発してきた。最近は、後述する利点から機械式切断を選定してきている。以下にWH社が開発してきた機械式切断技術を紹介する。

WH社は、1999年より、炉内構造物の機械式切断技術・ツールの開発を開始した。開発した技術・ツールは、バンドソー、ディスクソー、せん断ツール、チューブ切断ツール等である。

当初は、フォルスマルク、オスカーシャム(スウェーデン)、オルキルオト(フィンランド)の各BWRの炉内構造物補修工事に適用することを目的として開発した。これまでにWH社が、BWRの炉内構造物の切断に適用してきた機械式切断技術をFig.11に示す。機械切断技術には、他の切断に比べて次のような利点がある。

- ・二次廃棄物が少ない
- ・微粒子の発生が少なく、水中の視認性が良い
- ・切断屑は底部に落下し、容易に収集できる
- ・空気汚染の原因となる放射性ガス発生がない
- ・安全性と信頼性が高い
- ・全ての炉内構造物の切断に対応できる

PWR炉内構造物の材料や放射能レベルはBWR炉内構造物と同様であるため、BWRで培った技術、手順、装置は、そのままPWR炉内構造物の解体に適用できる。このため、フランスのショーア、スペインのゾリタの解体プロジェクトでは、これらの技術を適用する予定である。ショーアでは、RPVの解体、上部および下部の炉内構造物の解体、運転中廃棄物の切断を行う計画である。Fig.12に、ショーアのコアバレルをバンドソーで切断する概念図を示す。

2.4 建屋残存放射能評価技術^{1), 6), 7)}

廃止措置における建屋残存放射能測定は、以下の手順で実施する。機器撤去後に建屋内表面の汚染分布測定を行い、汚染箇所を特定し、汚染箇所については表面ハツリ等により汚染部分を除去した後、再度確認測定を実施する。原子力発電所の建屋表面積は十数万m²と膨大であることから、効率良く測定できる技術が要求される。

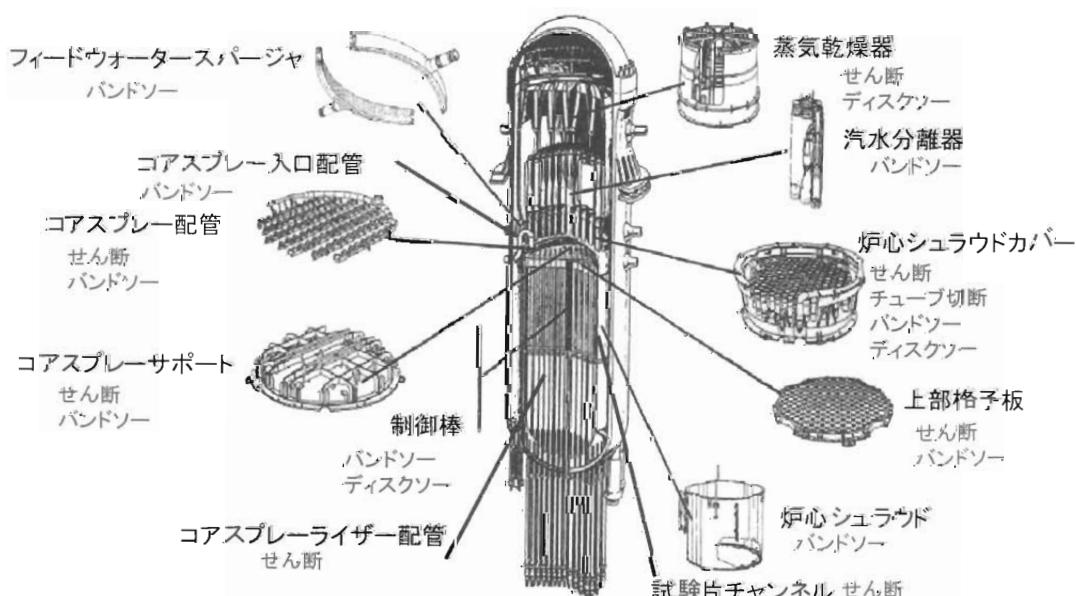


Fig.11 BWR internals segmented by Westinghouse

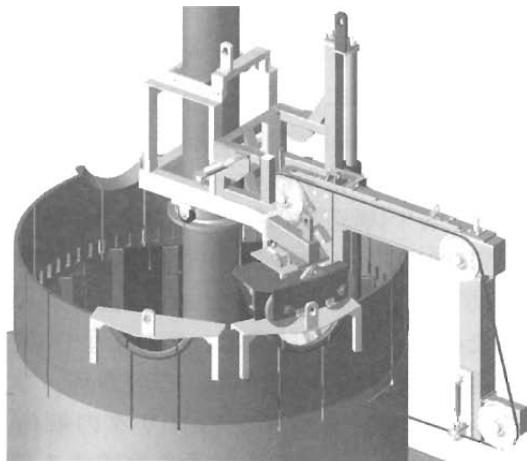
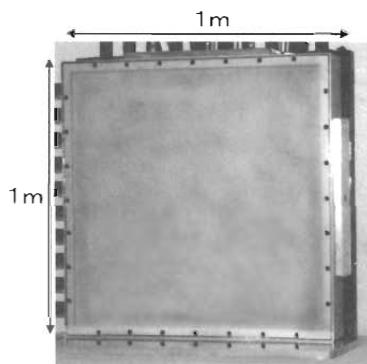


Fig.12 Core Barrel Cutting at Chooz A Power plant

(1) 2層・アレイ構造 β / γ 検出器

2層・アレイ構造 β / γ 検出器は、大型の2層式マルチアレイ型プラスチックシンチレーション検出器を使用し、 β 線と γ 線を同時測定し、 γ 線測定結果からコンクリート中に含まれる ^{40}K などの天然放射性核種濃度の変動及び周辺雰囲気線量の変動による β 線測定への影響を自動補償する機能を持つ。大面積の検出面で効率よく測定するだけでなく、10cm×10cm単位の汚染分布測定も行うことができる。また、10cm×10cm単位で任意の大きさの検出器を製作でき、最大1m×1mの測定面を持つ測定器で性能評価試験を行った。2層・アレイ構造 β / γ 検出器をFig.13に示す。

Fig.13 Double Layer Array Type β / γ Detector

(2) 建屋壁面測定の効率化

前記2層・アレイ構造 β / γ 検出器を用いて、建屋壁面を効率的に測定するためには、検出器をいかに早く移動し、次の測定のためのセッ

ティングができるかにかかっている。

このような大型の測定器のハンドリングを容易にするため、2個のプーリーにより壁面を移動できるワイヤー駆動式の測定補助装置（高所用）とバランサーで簡単にセットできるタイプの測定補助装置（低所用）を開発した。また、レーザマーカによる測定位置指示装置を開発した。これらの測定補助装置を用いた測定作業のイメージをFig.14に示す。

2.5 廃棄物処理技術

廃止措置では多種多様の廃棄物が比較的短期間に大量に発生するため、発生量の低減と合理的な処理処分技術が望まれる。当社は従来の廃棄物処理要素技術の経験を生かし、Fig.15に示すよう、各レベルに合わせた廃棄物処理方法、処分方策の検討を行い、廃止措置全体における設備の概念検討を実施している。本項では、これらのうち、余裕深度処分対象廃棄物（以下L1廃棄物）処理技術、解体廃棄物除染技術、クリアランス測定技術について紹介する。

(1) L1廃棄物処理技術

廃止措置時には、原子炉炉内構造物の一部（使用済制御棒（以下CR）、チャンネルボックス（以下CB）、シュラウド等）、一次系の浄化樹脂等がL1廃棄物になると考えられる。

L1廃棄物の埋設処分の際の廃棄体に要求される要件については、日本原子力学会の標準検討委員会等で検討が進められており、当社は、その検討状況を踏まえて、BWR発電所で発生

Fig.14 Image of Wall Measurement using Double Layer Array Type β / γ Detector and Support Equipments

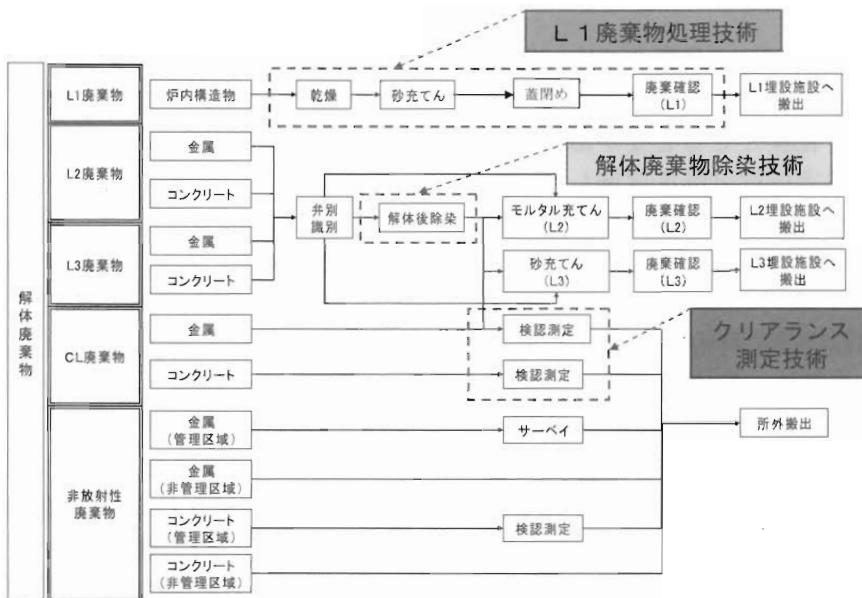


Fig.15 Waste Processing Flow for Decommissioning

するL1廃棄物の処理技術の開発を進めており、実規模実証をほぼ完了した。Fig.16に、当社のL1廃棄体処理技術の開発状況を示す。

1) 切断技術

L1廃棄体の寸法は学会標準では $1.6m \times 1.6m \times 1.6m$ （あるいは $1.2m$ ）で検討が進めら

れている。一方L1対象となるCRやCBは $4m$ を超える長尺物であることから、通常運転中廃棄物の減容貯蔵として実施されている縦切断以外に横切断が必要であり、当社は切削粉の回収が確実で、水と空気の二次汚染の少ない機械式切断方式にて装置構成を構築した。

工程	切断	乾燥	砂充填	検査
L1廃棄体に要求される要件	廃棄体寸法: $1.6m \times 1.6m \times 1.6m$ ($1.2m$) (日本原子力学会標準) CR, CB等の長尺物の横切断が必要	真空度: 100Pa以下 (日本原子力学会標準)	有害な空隙がないこと (埋設告示第4種第1号) 上部空隙30%以下 (L2廃棄確認方法: JNES-SS-08-01準用)	表面密度限度の $1/10$ (埋設規則第2種第3号) 表面密度限度: $\beta \cdot \gamma: 40\text{Bq}/\text{cm}^2$ $\alpha: 4\text{Bq}/\text{cm}^2$ (錆量当量告示)
東芝の取組	機械式切断装置を用いた横切断の検討	熱風乾燥・真空吸引装置を用いた乾燥の検討	配合砂と振動充填装置を用いた空隙低減の検討	スミヤロボットを用いた 力制御フィードバックによる 一定圧力ふき取りの検討
東芝取組方式のメリット	確実な切削粉の回収による 水と空気の二次汚染防止	乾燥時間の短縮	砂充填率の向上	安定したふき取り効率 不定形曲面のスミヤ可能
参考図	二次切断装置(例) 	乾燥装置(例) 	充填装置(例) 	検査装置(例)
備考	海外での炉内構造物切断実績の適用	実規模試験(模擬廃棄物)にて、概ね6時間以内で100Pa以下を達成	実規模試験(模擬廃棄物)にて、上部空隙2%、容器内部空隙25%を達成	実規模試験にて、性能確認

Fig.16 Development States of Level1 Waste Processing by Toshiba

2) 乾燥技術

前記水中で切断したCR、CB等を水中で容器収納した後、容器内に残留する水分は水素発生の要因となるため、乾燥させる必要がある。当社は熱風乾燥による実規模試験を実施し、CR、CBの種々の収納状態において概ね6時間以内で乾燥できることを確認した。

3) 砂充填技術

L1廃棄体は、容器内部に有害な空隙がないことが求められている。当社は、充填材（砂）の配合と加振充填の方法を検討して実規模試験を実施し、L2埋設処分で運用されている上部空隙30%以下に対して、上部空隙が2%、砂と砂の空隙を含めた容器内部空隙25%を達成した。

4) 検査技術

L1廃棄体は廃棄体表面が高線量率であることから、遠隔での表面汚染密度測定が要求される。当社は、遠隔での安定した汚染密度測定を実現するためにスマヤロボットを開発した。力制御フィードバックにより、不定形曲面においても一定圧力で安定した表面汚染密度測定ができるこことを確認した。

(2) 解体廃棄物除染技術^{1), 2), 8)}

廃止措置において発生する放射性廃棄物は膨大であり、その処分にかかる費用は、廃止措置費用の大きな部分を占めており、処分費用の低減が望まれている。処分費用の低減対策の一つとして、解体廃棄物を除染して廃棄物処分区画を低減する方法がある。BWRの大規模プラントでは、除染によりL3レベルをクリアランス以下に低減できる金属廃棄物が10000トン以上あると見込まれている。

当社は、高い除染性能、二次廃棄物量低減の観点から様々な除染技術を開発しており、本報では、廃止措置時に主としてクリアランスの対象となる炭素鋼の除染に有効な技術として、機械的除染であるジルコニアプラスチック除染技術と、化学的除染であるギ酸化学除染技術について紹介する。

1) ジルコニアプラスチック除染技術

プラスチック除染は、空気等を媒体として研磨材を高速噴射し、汚染面を研削する技術である。一般に研削速度が速く操作も簡便であり、大面積・大量の廃棄物の除染に適する。原子力施設

では、蒸気タービンの除染などで既に適用実績があり、研磨材としては不定形のアルミナなどが用いられている。しかし、従来の研磨材は割れ易く、繰り返し使用が困難なため、多量の研磨材が二次廃棄物となっていた。

ジルコニアプラスチック除染技術は、球状のジルコニア粒子（以下ジルコニア）を用いることで、研磨材の繰り返し再使用を可能とした。アルミナは10回程度の使用で研削速度が低下しているのに対し、表面を硬化処理したジルコニアは900回以上（表面を硬化処理しないジルコニアでも300回以上）の使用まで研削速度を維持できることを確認した。ジルコニアプラスチック除染装置をFig.17に示す。

2) ギ酸化学除染技術

弁、ポンプなどの複雑形状の廃棄物に対しては、薬液に浸漬する方式の化学除染法が適する。従来、無機酸（塩酸、硫酸など）を除染剤として用いる技術が多く開発されてきたが、無機酸は廃液処理により発生する多量の中和塩が二次廃棄物となる。ギ酸化学除染は、分解可能な有機酸の一種であるギ酸を除染剤として用いることが特長である。本除染方法は、ギ酸により金属母材の表面を溶解し、母材上から酸化皮膜を除去する方法である。

酸化皮膜の除去は、超音波洗浄を併用することでより効率的となる。除染廃液中のギ酸は過酸化水素の添加により容易に二酸化炭素と水に分解するため、除染剤に起因した二次廃棄物が発生しない。Fig.18には、実機汚染金属のギ酸化学除染試験結果を示す。除染により表面の酸化皮膜は除去され、クリアランスレベルまで汚染が除去されていることが分かる。



Fig.17 Zirconia Blast Decontamination Equipment

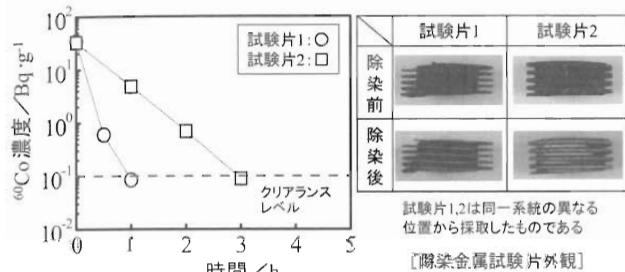


Fig.18 Hot Test Result of Formic Acid

(3) クリアランス測定技術^{1), 2), 7)}

解体廃棄物のクリアランス測定装置は、測定対象物の形状に合わせて種々の装置をラインナップしている。

1) バスケット型 (Fig.19)

大量に発生する廃棄物を大型廃棄物容器（またはバスケット）に収納したまま測定できる装置を開発した。このタイプの装置をバスケット型と呼び、1トン程度の金属廃棄物を一度にクリアランス測定することが可能である。本装置は、1m角容器（廃棄物重量1トン充填）についてクリアランスレベルの1/10以下の放射能濃度(⁶⁰Coで0.01Bq/g以下)を約20秒で測定する性能を有する。

2) トレイ型 (Fig.20)

単品レベルで廃棄物の汚染の検知、及び表面汚染密度の測定を可能とするものとして、トレイ型装置がある。このタイプは、100kg程度の物量を対象とした装置であり、トレイ上に廃棄物を並べて配置し、 γ 線検出器と β 線検出器を併用することで、放射能濃度と表面汚染密度を一度に測定することが可能である。25秒でクリアランスレベルの1/10の放射能濃度0.01Bq/gと同時に、表面汚染密度0.4Bq/cm²を測定する性能を有する。

3) 可搬型 (Fig.21)



Fig.19 Basket Type Clearance Level Monitor



Fig.20 Tray Type Clearance Level Monitor

給水加熱器胴部、タービンのケーシング等の大型で比較的広い表面を持つ解体物を効率良く測定する目的で、建屋残存放射能測定で紹介した2層アレイ構造 β /γ線検出器を基に、可搬型のクリアランス測定装置を開発した。検出器と表示・計測部を分離して、検出器の重量は2kgと軽量化を図った。肉厚4cmまでの金属廃棄物に対して外部からの測定でも0.1Bq/g以下の検出限界を有する。また表面汚染については⁶⁰Coで0.8Bq/cm²の性能を有している。

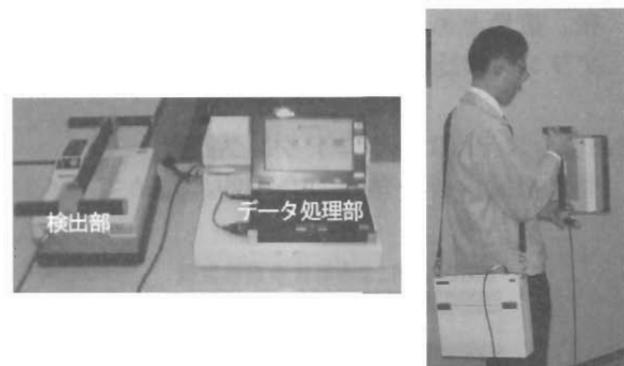


Fig.21 Portable Type Clearance Level Monitor

4) 狹隘部測定装置 (Fig.22)

廃止措置における解体廃棄物の中には、前記のバスケット型、トレイ型、可搬型や一般的のサーベイメータで測定が困難な狭隘部があるものもあり、この課題を解決するために、狭隘測定装置としてタービンのノズルダイヤフラムの①ノズル翼間②ボルト穴側面③ボルト穴底面を直接測定できる形状の3種類の検出器を開発した。狭隘部測定装置の適用により、測定のための切断を必要最小限にすることができるようになった。検出器はライトガイドにプラスチックシンチレーション検出器を貼り付けた装置であり、検出限界は⁶⁰Coで0.8Bq/cm²の性能を有し

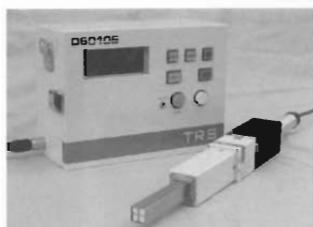


Fig.22 Narrow Area Monitor

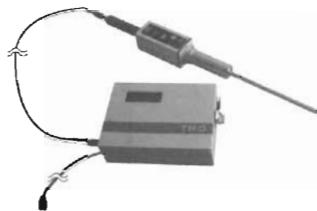


Fig.23 Piping Monitor

ている。

5) 配管内面測定装置 (Fig.23)

給水加熱器の伝熱管の搬出測定用に開発した検出器である。測定対象の伝熱管内径が13.3mmと極めて細いことから、検出部の外径を11mmに抑えている。配管内面の汚染測定にも使用できることから、配管内面検出器と称している。装置の構成や検出限界は、前記狭隘部測定装置と同様である。狭隘部測定装置、配管内面検出器とも β 線を検出し、表面汚染密度を測定する装置であるが、測定対象物の汚染面積、重量とあわせて評価することにより、クリアランス検認に適用可能である。

2.6 システムエンジニアリング技術

廃止措置計画を策定し合理的に進めていくに

は、作業工数、費用、廃棄物量、被ばくの観点から計画の最適化を図り、解体シナリオや解体装置、処理装置、エリアの共用化、作業の平準化等を考慮するためのシステムエンジニアリング技術が非常に重要となってくる。

当社は、3 DCADに工事物量、工程計画、人員計画の3要素を加えた6 DCAD™システムを、建設プラントの工事計画用に開発した。

この6 DCAD™システムに、廃棄物発生量、解体工数等のデータを加えた解体手順検討のモデルを作成した。

Fig.24に実プラントのCADデータを用いて、6 DCAD™システムによる解体手順の検討モデルを作成した例を示す。Fig.24に示すように、3 DCADで示した解体手順の画像と工程表で示す工程、工数山積、廃棄物山積等が連動して表示され

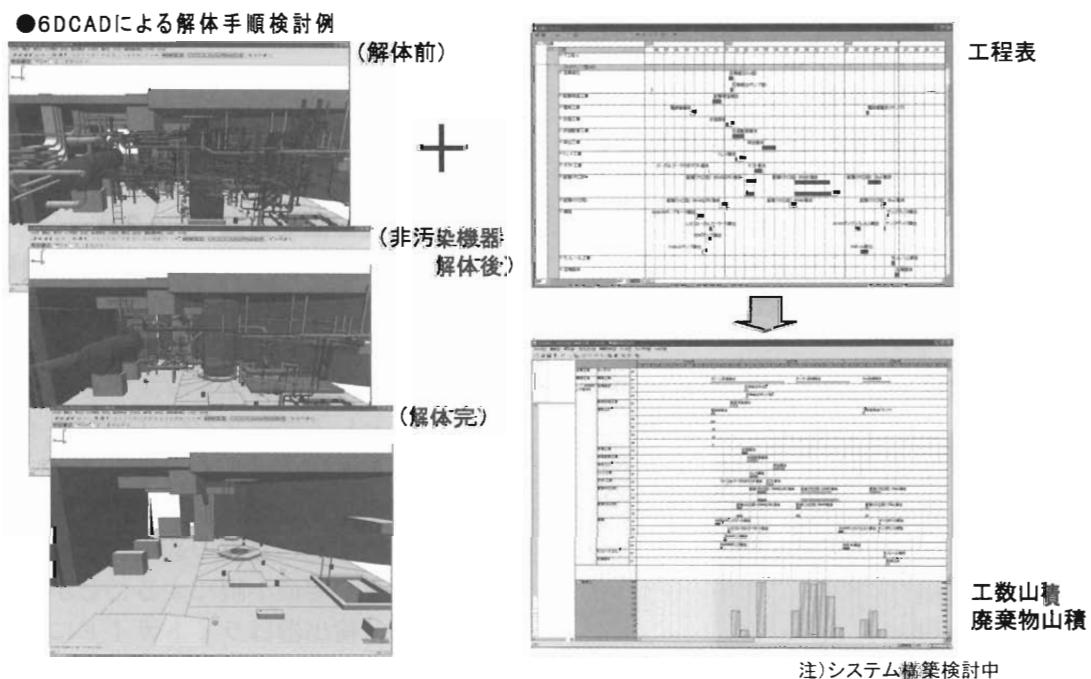


Fig.24 Consideration Sample of Dismantlement Schedule by 6DCAD System

ることから、廃止措置の計画最適化検討に有効利用できる。

今後は、雰囲気線量率データを取り込んで解体作業員の被ばく量山積みも連動して表示することを検討中である。雰囲気線量率データの取り込みにあたっては、 γ カメラによる遠隔測定の適用を検討中である。

6 DCAD™システムは、機器解体状況や廃棄物保管状況を画像として表示できることから、計画ツールとしてだけでなく、廃止措置の管理ツールとしても有効利用できると考えられる。

3.まとめ

本格的な廃止実施の段階を迎えて、当社はプラント建設メーカーとしての総合力とこれまでに蓄積してきた技術により、廃止措置の効率的な計画、実施に貢献していく所存である。

参考文献

1) (財)原子力発電技術機構 廃止措置総合調査

- 委員会編 廃止措置技術ハンドブック 除染・解体・再利用編／平成19年5月
2) 日本原子力学会誌 2010年1月 連載講座：21世紀の原子力発電所廃止措置の技術動向 第5回 廃止措置技術－除染技術の動向
3) 原子力eye 2010年8月 除染技術 東芝の系統化学除染技術
4) 原子力eye 2010年8月 切断解体技術 ウェスティングハウスの炉内構造物機械式切断の適用経験
5) Per Segerud, "Experience from reactor Vessel Internals Segmentation - Mechanical Cutting," Decommissioning Challenges : an Industrial Reality?, Avignon, Sep. 28-Oct. 2 (2008).
6) 日本原子力学会誌 2009年11月 連載講座：21世紀の原子力発電所廃止措置の技術動向 第4回 廃止措置技術－放射線計測の技術動向
7) 原子力eye 2010年8月 放射能測定技術 東芝の放射線計測技術
8) 原子力eye 2010年8月 除染技術 東芝の解体廃棄物除染技術

ウラン燃料の再転換・成型加工施設におけるクリアランスについて

荒井真司*

Clearance of Materials from Uranium Fuel Re-conversion and Fabrication Facilities

Shinji ARAI *

ウラン燃料の再転換・成型加工施設では、1970年代の生産開始以来、燃料設計の変更や設備の老朽化に対応し、またコスト低減のために加工設備の更新や補修を行ってきた。撤去された設備や部品には金属部材が多く使用されており、埋設処分する放射性廃棄物の物量を低減し、有用な資源として再利用することが望ましい。IAEAの文書で、クリアランスは、認可された行為内にある放射性の物質又は物を規制当局による更なる管理から解除することと定義されており、このような方策の入り口にあたるものである。

原子炉施設におけるクリアランスの実施状況、並びに原子力安全委員会及び行政庁におけるウランのクリアランスレベルについての検討を踏まえ、再転換・成型加工施設の立場でクリアランスについて述べる。

The equipment in uranium fuel re-conversion and fabrication facilities have been renewed and repaired in order to correspond to fuel design change, obsolescence of equipment and cost reduction since start of operation in 1970's. Removed equipment and parts contain certain amount of metals. It is desirable to recycle those metals as useful resource and to reduce amount of radioactive waste to be disposed of. In the IAEA document, clearance is defined as the removal of radioactive materials or radioactive objects within authorized practices from any further regulatory control by the regulatory body, and is entrance to metal recycle.

Clearance at uranium fuel re-conversion and fabrication facilities is addressed here, based on on-going practices of clearance at nuclear reactor facilities, and on works by Nuclear Safety Commission and regulatory bodies concerning clearance at uranium facilities.

1. はじめに

原子力事業者等が工場等で用いた資材その他の物のうち、それらに含まれる放射性物質の放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないことの確認を受けるための規定が整っ

ている（原子炉等規制法第61条の2、放射能濃度の確認等）。

クリアランスは、IAEAの文書¹⁾で「認可された行為内にある放射性の物質又は物を規制当局による更なる管理から解除すること」と定義されている。

法制化に先立つ原子力安全委員会の審議範囲を

*：株式会社グローバル・ニュークリア・フェュエル・ジャパン (Global Nuclear Fuel - Japan Co. Ltd.)

反映して、経済産業省令（平成17年11月）は原子炉を設置した工場等、文部科学省令（同）は原子炉施設及び使用施設（照射済燃料及び材料の使用施設に限る）が対象である。

これらの法令に基づいて、日本原子力発電株式会社東海発電所の廃止措置で発生した金属（第1回確認：平成19年5月）²⁾と独立行政法人日本原子力研究開発機構東海研究開発センター原子力科学研究所旧JRR-3の改造工事に伴って発生したコンクリート（第1回確認：平成22年5月）³⁾が確認を受けている。

その後、原子力安全委員会は、ウラン取扱施設におけるクリアランスについて検討を行い、平成21年10月に報告書⁴⁾を発行した。

現在、経済産業省令及び文部科学省令にウラン取扱施設におけるクリアランスについての規定を取り込むための検討が行われているところである。

本報告は、ウラン取扱施設のうち、ウラン燃料再転換・成型加工施設のクリアランス対応を考慮した現在の知見について述べる。

2. 再転換・成型加工の工程

商業用原子力発電用ウラン燃料の再転換・成型

加工工程の例をFig.1に示す。工程は、大きく再転換工程と、成型加工工程に分けられる。

再転換工程は、濃縮六フッ化ウラン(UF_6)を受け入れ、二酸化ウラン粉末(UO_2 粉末)に転換する。

現在、国内の再転換事業者は、三菱原子燃料株式会社(MNF)1社である。株式会社ジェー・シー・オー(JCO)は過去、再転換事業者であった。MNFは再転換と成型加工を一貫して行う事業者である。

再転換工程を持たない、株式会社グローバル・ニュークリア・フェュエル・ジャパン(GNF-J)及び原子燃料工業株式会社(NFI)は、原料となる UO_2 粉末をMNF及び海外再転換業者から受入れる。

成型加工工程は、 UO_2 粉末を加圧成型し、還元性雰囲気中で焼結し、研削して外径を揃えて UO_2 ペレットとし、これをジルコニウムをベースとする燃料被覆管に挿入・溶接して燃料棒とし、燃料棒を金属部材で組み立てて燃料集合体とし、原子力発電所に納入する。

3. クリアランス対象

ウラン燃料の再転換・成型加工施設では、加工設備の更新や補修などにより、すでに撤去、解体

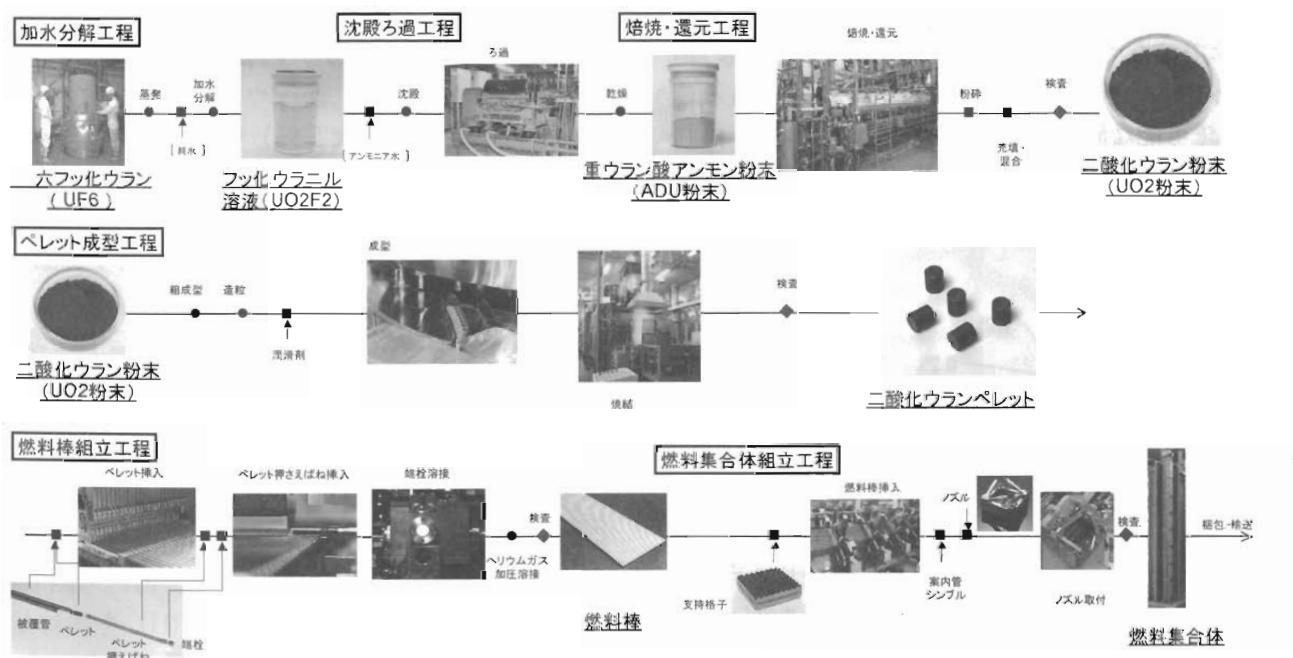


Fig.1 Example of Re-conversion and Fuel Fabrication Process⁵⁾

された金属類が保管されているほか、今後も継続して発生することが見込まれる。平成21年3月末現在、再転換・成型加工を実施しているGNF-J、MNF及びNFI並びに旧再転換事業者JCOの4社5事業所で保管している金属類は、200リットルドラム缶換算で約13,200本である。これを材質別にドラム缶数で仕分けした結果がFig.2である。各種設備や付属機器の主要素材である炭素鋼、ステンレス鋼の割合が高い。

成型加工施設に特徴的な金属として、モリブデンとジルコニウム合金がある。モリブデンは、加圧成型したUO₂粉末（グリーンペレット）を還元性雰囲気中で焼結する際、グリーンペレットを収納する容器として使用されており、使用基準に適合しなくなったものが保管されている。ジルコニウムは、ジルカロイ-2又はジルカロイ-4の名称で呼ばれる合金として燃料被覆管に用いられており、余剰燃料棒からペレットを取り出したものが保管されている。

金属以外では、コンクリートもクリアランスの対象になると考えられるが、現時点では有意な量を保管しておらず、また、平成21年10月の原子力安全委員会報告書⁴⁾で検討対象となっていない。

以上から、再転換・成型加工施設でクリアランスの検討対象となるのは、金属類と考える。ただし、約13,200本がすべてクリアランスの対象となるわけではなく、前処理と後述する測定方法の組み合わせによりクリアランスレベル以下であることを確認可能な形状・寸法であるもので、且つ、再利用のルート（金属の加工、製品の需要）に適する材質のものを当面のクリアランス対象と考えている。

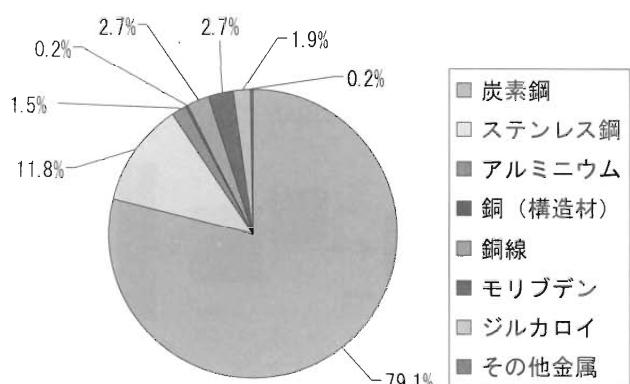


Fig.2 Constituent of Metal⁵⁾ (As of March 2009)

4. 汚染源

4.1 ウランの化学形態

再転換・成型加工施設でクリアランス対象の汚染源は、商業用原子力発電用燃料の原料として受け入れるウランである。再転換を行う施設では、ウランの化学形態はUF₆（受入れ時）、ふっ化ウラニル（UO₂F₂）など（中間製品）を経てUO₂粉末へと変化する。成型加工を行う施設では、ウランはUO₂粉末（受入れ時）からUO₂ペレット（製品中のウラン）へと変化する。（Fig.1参照）

4.2 ウランの受入仕様上の区分

再転換・成型加工施設で取扱うウランは、その基本となる核種の構成は天然に存在するウランと同様にU-238、U-235及びU-234であるが、以下のようないずれかの相違点もある。

- ① 天然に存在するウランには、トリウムから始まり、鉛に至る崩壊系列に属する子孫核種が付随しているが、再転換・成型加工施設で取扱うウランは化学的に精製したウランである（ここでは「精製天然ウラン（NU）」と呼ぶ）。精製後に短半減期の子孫核種はビルドアップするが、長半減期の子孫核種はビルドアップしていない。
- ② 天然に存在するウランのU-235含有割合は0.711%であるが、再転換・成型加工施設で取扱うウランは、濃縮ウラン（EU）（現状で許可条件では最大5%）や劣化ウラン（DU）もある。
- ③ 再転換・成型加工施設では、不純物人工核種含有量の観点から見て（Table 1参照）、3種類のウランを使用している。

精製された天然ウラン（NU）及びこれを濃縮した濃縮ウラン（EU）は人工核種を含まない。使用済燃料から回収した再処理回収ウラン（RU）及びこれを濃縮した濃縮回収ウラン（ERU）は、ウランの人工核種のうちU-232及びU-236のほか、不純物として、核分裂生成物及び超ウラン元素について受入仕様が設定されている。再処理回収ウラン（RU）と濃縮回収ウラン（ERU）を総称して、広義で「再処理回収ウラン」と呼ぶことがある。ASTM規格に準拠した海外から輸入するウラン

Table 1 Classification of Uranium from the View of Radioactive Impurities

濃縮による区分	再処理回収ウランを含まないもの	再処理回収ウランの混入を許容するもの	再処理回収ウラン
未濃縮	精製天然ウラン (NU)	商業用天然ウラン (CNU)	再処理回収ウラン (RU) 【再生ウラン*】
濃縮後	濃縮ウラン (EU)	濃縮商業グレードウラン (ECGU)	濃縮回収ウラン (ERU) 【再生濃縮ウラン*】
テール	劣化ウラン (DU)		

*加工事業変更許可申請書上の呼称

は、商業用天然ウラン (CNU) 及び濃縮商業グレードウラン (ECGU) と呼ばれている。CNU、ECGU は、不純物レベルの「再処理回収ウラン」の混入を許容しているものである。

再転換・成型加工施設で取り扱うウランは、商業用原子力発電用燃料として必要な仕様に加え、濃縮度や放射性不純物の上限が受入仕様として設定され、核燃料物質の加工事業の許可条件にもなっている (Table 2、Table 3 参照)。

4.3 核種別の放射能割合

再転換・成型加工施設では、受け入れる U-235 濃度は一定でないこと、また、NU、EU、ECGU、ERU など不純物の仕様が異なるウランを使用す

ることから、核種別の放射能割合には幅がある。

再転換・成型加工施設では、再処理回収ウランを少量使用した実績並びに、今後の少量の利用計画はあるものの、再処理回収ウランで汚染されたクリアランス対象金属は、当面発生しない見込みである。

Fig.3 に、再転換・成型加工施設で受け入れる主なウランについて、ウラン同位体並びに不純物の組成または規格に基づき⁶⁾、各核種の比放射能を乗じて求められる核種別の放射能割合を示す。

U-235 濃度が約 0.7% の NU、CNU では、U-234 と U-238 の放射能割合がほぼ同等であるが、これより U-235 濃度が低い DU では U-238 の放射能割合が支配的となり、U-235 濃度が高い EU、ECGU

Table 2 Uranium Acceptance Specifications for DU, NU, EU, CNU and ECGU⁶⁾

核種	含有量	
ウラン同位体	U-232	0.1ppb 以下 (Uベース)
	U (α)	1.44×10^5 Bq/gU 以下
核分裂生成物	Tc-99	10ppb 以下 (Uベース)

Table 3 Uranium Acceptance Specifications for RU and ERU⁶⁾

核種	含有量 (仕様 1*)	含有量 (仕様 2*)
ウラン同位体	U-232	10ppb 以下 (Uベース)
	U (α)	3.6×10^5 Bq/gU 以下
超ウラン元素	Np-237	$1 \times 10 - 1$ Bq/gU 以下
	Pu (α)	$1 \times 10 - 1$ Bq/gU 以下
	Pu (β)	9 Bq/gU 以下
核分裂生成物	Tc-99	1 Bq/gU 以下
	Ru-106	20 Bq/gU 以下
	Sb-125	2 Bq/gU 以下

* 事業所別に、仕様 1 又は仕様 2 のいずれかを受入仕様値としている。

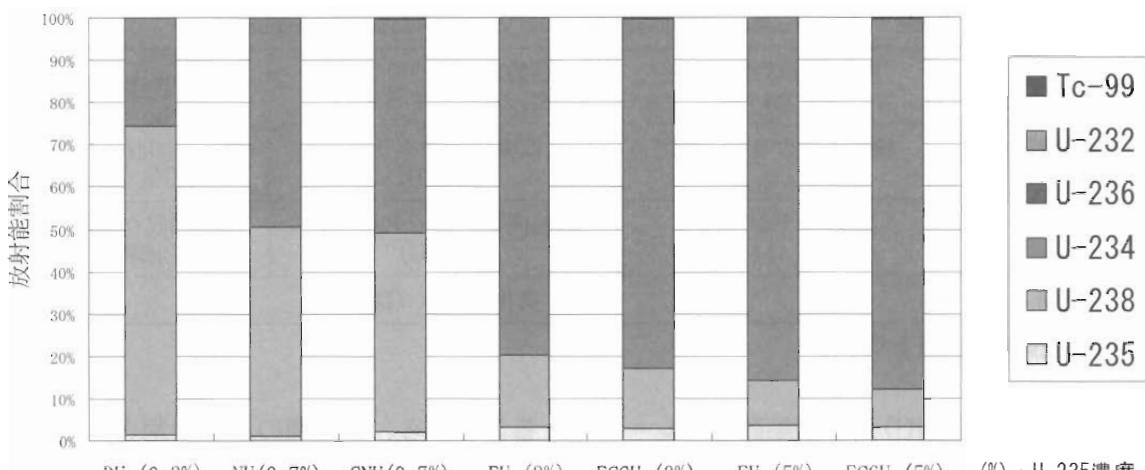


Fig. 3 Example for percentage of radioactivity

ではU-234の放射能割合が支配的となる。また、CNU、ECGUにはFig.3では認識できない程微量であるがU-236、U-232、Tc-99が含まれる。

4.4 主要核種から放出される放射線

再転換・成型加工施設で取り扱うウランを構成する主要な核種は、Fig.3に示したとおり、U234、U-238、U-235であり、CNU、ECGUでは、これに微量ながらU-236とU-232が加わる。

これらの核種はいずれもアルファ崩壊を起こすが、崩壊系列中にはベータ崩壊を起こすものもある(Fig.4参照)。ウラン同位体及び短半減期の子孫核種から放出される放射線のエネルギーと放出率をTable 4に示す。

アルファ線は、全てのウラン同位体から放出され、そのエネルギーの範囲は4.15～5.32MeVである。各同位体のアルファ線放出率はほぼ100%であり、クリアランス対象物の放射能測定に用いる

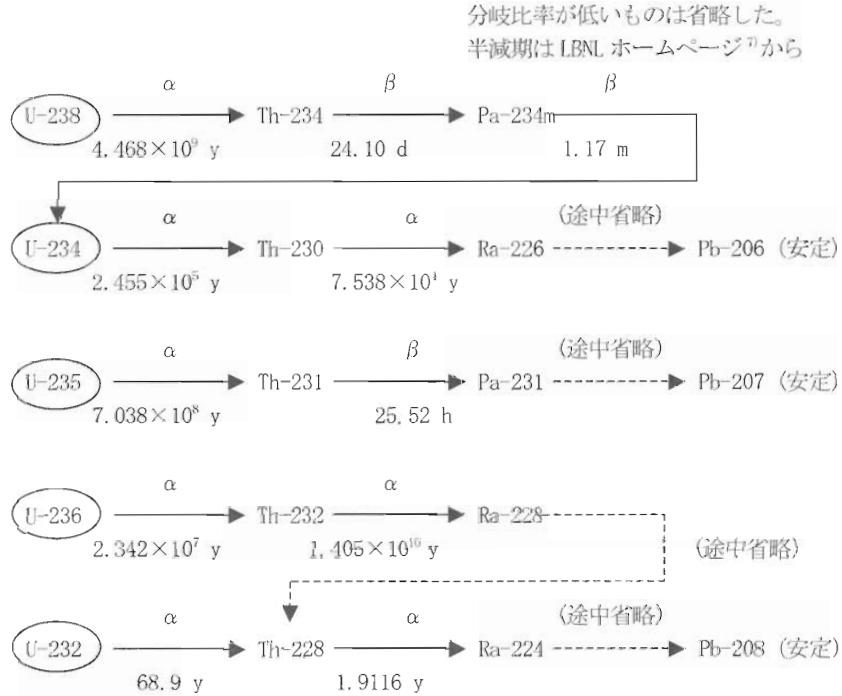


Fig. 4 Decay Series of Uranium

Table 4 Primary Radiation Emitted from Uranium

核種	壊変方式	エネルギー及び放出率*		
		アルファ線	ベータ線	ガンマ線
U-232	α	5.26MeV(32%) 5.32MeV(68%)		0.058MeV(0.20%) 0.129MeV(0.068%)
U-234	α	4.72MeV(28%) 4.77MeV(71%)		0.053MeV(0.12%) 0.121MeV(0.034%)
U-235	α	4.37MeV(17%) 4.40MeV(55%)		0.186MeV(57%)
U-236	α	4.45MeV(26%) 4.49MeV(73%)		0.049MeV(0.078%) 0.113MeV(0.019%)
U-238	α	4.15MeV(21%) 4.20MeV(79%)		0.050MeV(0.064%) 0.114MeV(0.010%)
Pa-234m **	β		1.22MeV(1%) 2.27MeV(98%)	1.001MeV(0.84%)

* エネルギー及び放出率は LBNL ホームページ⁷⁾ から

** U-238 の 2 代目の子孫核種 (Fig.4 参照)

候補となる。

U-238 の 2 代後の子孫核種である Pa-234m から 1.001MeV のガンマ線 (0.84%)、U-235 から 0.186eV の γ 線 (放出率 57%) が放出される。ガンマ線測定を行う場合には、これらを利用する。

また、Pa-234m からは 2.27MeV のベータ線 (放出率 98%) が放出される。アルファ線に比べてベータ線の飛程は長いので表面汚染測定に利用できる可能性がある。

5. クリアランス対象物の放射線測定方法

クリアランス対象物の放射線測定方法は、核種別の放射能割合、主要核種から放出される放射線と対象物の性状（形状、表面状態）を考慮して選定する必要がある。また、再転換・成型加工施設で発生するクリアランス対象物は、表面又はその近傍だけが汚染されている可能性が高いことにも留意する必要がある。以下、測定法のいくつかについて概要を述べるが、現在、(社) 日本原子力学会標準委員会 原子燃料サイクル専門部会 ウラン・T R U 取扱施設クリアランスレベル検認分科会 (F13SC) にて、学会標準の制定手続き中⁸⁾ であり、今後、公刊される学会標準にて、詳細は確

認いただきたい。

5.1 アルファ線測定法

アルファ線を測定する代表的な測定器は、ZnS (Ag) 検出器や比例計数管を用いたサーベイメータであり、ウラン同位体の全アルファ線を測定することとなる。

これらの測定器は、放射線管理の現場で広く使用されていて手軽であるが、アルファ線の空気中の飛程が数 cm と短いために適用対象が平板や曲率の大きな円筒などに限られる。また、市販のサーベイメータは、検出部の寸法がたとえば 5 cm × 14 cm 程度であり、手作業で大量のクリアランス対象を測定するには手間がかかる。

同一形状の対象物が大量に発生する施設では対象物の形状に合わせた専用の測定器を準備することが考えられる。

5.2 電離イオン測定法

電離イオン測定法は、アルファ線そのものではなく、アルファ線により空気中に生成した電離イオンを空気流によって電場をかけた領域まで輸送し、イオン電流として測定する方法である⁹⁾。

この測定法は、アルファ線測定法では検出器が

入らないような小口径の配管も測定可能であること、まとまった量を一括して測定可能であること、表裏を同時に測定可能であるという利点がある。その一方で、正味電流値から放射能への換算計数を、電離イオンが電極まで届く割合に応じて適切に設定することが必要である。

5.3 パッシブガンマ線測定法

パッシブガンマ線測定法では、測定対象物を容器に入れ、容器の外からガンマ線を測定する。この場合には、U-235の0.186MeV、又はU-238の孫核種であるPa-234mの1.001MeVのガンマ線を測定することとなる。前者は、ウランの全放射能に占めるU-235の放射能の寄与が小さく（Fig.3参照）、ガンマ線のエネルギーが低い。後者は、放出割合が低い（Table 4参照）ことに留意する必要がある。

この方法は、測定対象物を一括して測定可能であるという利点を有する。その一方で、形状や厚みが異なるものを一括して測定する場合には、測定対象物の汚染分布の状態と測定対象物によるガンマ線の遮へい効果を適切に評価した放射能への換算計数を設定する必要がある。

5.4 抜取試料のガンマ線スペクトル分析法

金属を溶融して均質化する場合には、均質化後に試料を採取し、これをGe半導体検出器でガンマ線スペクトル分析を行うことが考えられる。この測定法では、代表性のある試料を採取することが重要である。

6. クリアランス判断と核種別放射能の評価

原子力・安全保安院並びに文部科学省では、ウランのクリアランス制度化のため、省令改正手続き中である。両者の技術WGの審議における状況では、「クリアランスレベルは核種ごとに設定」し、クリアランス判断の基準は、「クリアランスレベルに対する放射能濃度の割合の和（分数和）が1以下であること」とする報告書案^{10), 11)}を取り纏めているところである。

6.1 核種別放射能の必要性

現在、取り纏め中の報告書案の内容が、そのまま省令化されると想定した場合、クリアランス判断のためには、評価すべき核種としてウラン同位体の全てを選択し、核種毎の平均放射能濃度（D）を評価し、クリアランスレベル（C）に対する放射能濃度の割合（D/C）の和、分数和（Σ D/C）が1以下であることを示す必要がある。

6.2 核種別の放射能割合が既知の場合

測定対象物の核種別の放射能割合が事前調査により分っている場合には、各事業所で選定した測定方法に基づく放射能測定結果（Bq）、重量データ（g）と放射能割合から各核種の放射能濃度（Bq/g）を評価する。

全アルファ放射能が測定により求まる場合、各核種の放射能は式（1）により計算できる。

$$a_i = A \times f_i \quad \dots \dots \dots \quad (1)$$

ここで、 a_i ：核種*i*の放射能（Bq）

A ：全アルファ放射能（Bq）

f_i ：核種*i*の放射能割合

U-235から放出されるガンマ線を測定する場合には、予めU-235の放射能割合と他ウラン同位体毎の放射能割合の比（核種組成比とも言う）を求めておくことにより、U-235の放射能が測定できれば、他ウラン同位体の放射能も評価できる。尚、U-238の子孫核種から放出されるガンマ線を測定する場合にも同様である。

6.3 核種別の放射能割合が既知でない場合

再転換・成型加工施設で発生するクリアランス対象物の場合、必ずしも核種別の放射能割合が特定できないことがある。

その理由の一つは、原子燃料として使用するウランの濃縮度が複数あり、一つの設備で時期によって異なる濃縮度のウランを加工するためである。また、NU、EU、ECGUなど不純物の仕様が異なるウランを使用することから、U-236及びU-232の有無がもう一つの原因である。

そこで、再転換・成型加工施設で受け入れたウランの組成に基づいて、クリアランス判断が安全側となるように、全アルファ放射能から各核種の放射能を計算するための換算係数を設定すること

を考えている。この換算係数をここでは「配分係数」と呼ぶこととする。(式(2)参照)

$$\alpha_i = A \times F_i \quad \dots \dots \dots \quad (2)$$

ここで、 F_i ：核種*i*の配分係数

「クリアランス判断が安全側になる」という考え方から、全アルファ放射能測定値よりも評価した各核種の放射能の合計値を大きく評価するため、配分係数の和は1を超えた設定とする。

再転換・成型加工事業者は、濃縮施設又は海外再転換施設で重量組成を分析した結果と、各核種の比放射能から放射能割合を計算できる。

再転換・成型加工事業者が施設に受け入れたウラン(DU、NU、CNU、EU、ECGU)の各核種の放射能割合を調査した結果は、Fig.3と同様の傾向を示し、U-235含有量が多くなるほどU-234の寄与が大きくなる。U-234の放射能割合は濃縮されたウラン(EU、ECGU)で最大0.88となった。U-238の放射能割合は劣化ウラン(DU)で最大0.83、U-235の放射能割合は濃縮度による大きな変化ではなく最大0.05であった。また、ECGUにおいて、U-232及びU-236の放射能割合の最大値はそれぞれ0.0006と0.005であった。⁸⁾ (Table 5)

クリアランス判断時、各核種の放射能を評価するために、Table 5の値を配分係数とすることが考えられる。このような方法では、Table 5の値は、劣化ウランから濃縮度約5%の濃縮ウランまでを一括りにしているため、U-234とU-238の割合の和を過大に評価することになる。すなわち、U-234とU-238の配分係数の合計は1.71となる。

この過大評価している点をより現実的な評価を行う方法として、主要な核種であるU-234、U-235及びU-238の放射能割合の合計は必ず1以下であることと、これら3核種のクリアランスレベ

Table 5 Maximum Activity Fraction

核種	核種毎の放射能割合の最大値
U-232	0.0006
U-234	0.88
U-235	0.05
U-236	0.005
U-238	0.83
合計(参考)	1.77

ルが全て1Bq/gであることに着目し、これら3核種の放射能割合の合計を1と見做して、配分係数を設定とする方法も考えられる。⁸⁾ (Table 6)。

7. クリアランスの実現に向けた道筋

クリアランスを実現するためには、いくつかの段階があり、順を追って、あるいは一部並行して検討を進める必要がある。

- (1) 平成17年経済産業省令第112号及び同年文部科学省令第49号では、放射能濃度の測定及び評価の方法について大臣の認可を受けること、認可を受けた方法に基づいて測定及び評価した放射能濃度について大臣の確認を受けることが規定されているが、現在は、ウランのクリアランスレベルなどを省令に制定する手続きが進められている。
- (2) 事業者が行う測定及び評価の方法については、日本原子力学会標準¹²⁾が制定されているが、これは原子炉で発生した物質に焦点が当たられている。このため、現在、社団法人日本原子力学会標準委員会でウラン取扱施設の特徴を踏まえた学会標準制定の検討が進められている。
- (3) 各事業所において、事前調査の結果を踏まえ、及び日本原子力学会標準に従って、確認を受けようとする物の材質・量・汚染状況、測定評価単位、測定評価対象放射性物質の種類、放射能濃度を決定する方法、放射線測定装置の種類・測定条件などを取り纏めることとなる。この成果を、測定及び評価の方法についての認可申請書に反映し、申請手続きが必要となる。

Table 6 Alternative Activity Fraction

核種	核種毎の放射能割合の最大値
U-234	
U-235	1 *
U-238	
U-232	0.0006
U-236	0.005
合計(参考)	1.01

*: 3核種の配分係数は、施設毎の代表となるウラン組成を決定し、その放射能割合を求めて合計が1となるように補正し、各核種の配分係数と設定することが考えられる。

- (4) 測定及び評価の方法が認可されると、測定・評価の実務が開始できる。
- (5) クリアランスレベル以下と判断されたものは、大臣の確認を受けて事業所から搬出されるまでの間、放射能濃度確認対象物として管理する。
- (6) 大臣の確認を受けた後、クリアランスされた金属は、クリアランス制度の定着に向けた制度運用上の留意事項¹³⁾に留意した再利用を行う。先行事例では、クリアランスした金属を遙へい体、ベンチ等に加工して再利用している^{2), 14)}。
- (7) 炭素鋼を中心とする金属の再利用に当たっては、金属を加工する協力業者を探すこと、地元の了解を得ること、加工した製品を利用する事が必須であり、検討を始めたところである。

8. おわりに

クリアランスを通じて、埋設処分する放射性廃棄物の物量を低減し、有用な資源として再利用することは望ましい方策である。しかしながら、社会の理解を得ながら運用を進めることや、適切なコストでの運用方法を確立することなど、今後さらに一層、幅広い検討が必要である。

参考文献

- 1) IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.7, “Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance,” Vienna, (2004)
- 2) 日本原子力発電株式会社ホームページ、東海発電所の廃止措置／クリアランス金属の再生加工／再利用実績（2010年7月閲覧）
- 3) 独立行政法人日本原子力研究開発機構ホームページ、プレス発表（2010年7月閲覧）
- 4) 原子力安全委員会 報告書「ウラン取扱施設におけるクリアランスレベルについて」、2009（平成21）年10月5日
- 5) 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会ウランクリアランス検討ワーキンググループ（第1回）配布資料5－2 原子燃料加工工場におけるクリアランス計画について（2010）
- 6) ウラン廃棄物の処分及びクリアランスに関する検討書、日本原燃株式会社、独立行政法人日本原子力研究開発機構、株式会社グローバル・ニュークリア・フェュエル・ジャパン、三菱原子燃料株式会社、原子燃料工業株式会社、株式会社ジェー・シー・オー（2006）
- 7) Lawrence Berkeley National Laboratory ホームページ、WWW Table of Radioactive Isotopes Version 2.1
- 8) 社団法人日本原子力学会 標準委員会 第43回原子燃料サイクル専門部会（FTC）配布資料 FTC43-7-1 【本報告】ウラン・T R U取扱施設におけるクリアランスの判断方法（案）（2010）
- 9) 前川立行、山口大美、日本原子力学会和文論文誌、8 [3], 264-278 (2009)
- 10) 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会ウランクリアランス検討ワーキンググループ（第4回）配布資料3 ウラン取扱施設におけるクリアランス制度の整備について（案）（2010）
- 11) 研究炉等安全規制検討会 第11回技術ワーキンググループ 配布資料11-2 ウラン取扱施設におけるクリアランスレベルの確認について（案）（2010）
- 12) 日本原子力学会標準 クリアランスの判断方法：2005、AESJ-SC-F005：2005、日本原子力学会（2005）
- 13) 原子力施設におけるクリアランス制度の整備について、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会（2004、同年改訂）
- 14) 松澤俊春、吉田武史、青木裕、“発電所から発生する運転中廃棄物の処理処分の現状について”、デコミッショニング技報、41、13-21（2010）

ホットラボの廃止措置と将来計画(Ⅱ)

高野利夫*、野沢幸男*、花田也寸志*、小野勝人*、
金沢浩之*、二瓶康夫*、大和田功*

Decommissioning Program and Future Plan for Research Hot Laboratory (II)

Toshio KOYA*, Yukio NOZAWA*, Yasushi HANADA*, Katsuto ONO*,
Hiroyuki KANAZAWA*, Yasuo NIHEI*, Isao OWADA*

日本原子力研究開発機構（以下、機構という。）東海研究開発センター原子力科学研究所のホットラボは、日本初の照射後試験施設として、昭和36年（1961年）に建設された。施設は、コンクリートケーブ10基、鉛セル38基を備え、機構内外における核燃料物質及び原子力材料の照射挙動の研究・開発に貢献してきたが、旧原研東海研究所において策定された「東海研究所の中期廃止措置計画」により、平成15年（2003年）4月から廃止措置を開始した。

廃止措置は、鉛セルの解体・撤去、コンクリートケーブの汚染除去、管理区域の解除の順に行う。これまでに、セミホットセル及びジュニアセルの計18基の解体・撤去作業が完了し、残り20基の鉛セルの解体・撤去作業として、セル内装機器の解体・撤去、汚染状況調査及びセル解体により発生する放射性廃棄物量の評価を行った。さらに、コンクリートケーブの汚染除去、建家の管理区域解除までを行う廃止措置全体計画に関する、基本的な考え方に基づいて作業手順を具体化するため、基本シナリオの策定を行った。

The Research Hot Laboratory (RHL) in Japan Atomic Energy Agency (JAEA) was constructed in 1961, as the first one in JAPAN, to perform the examinations of irradiated fuels and materials. RHL consists of 10 heavy concrete cells and 38 lead cells, which had been contributed to research and development program in or out of JAEA for the investigation of irradiation behavior for fuels and nuclear materials. However, RHL is the one of target as the rationalization program for decrepit facilities in former Tokai institute. Therefore the decommissioning works of RHL have been started on April 2003.

The decommissioning work will be progressing, dismantling the lead cells and decontamination of concrete caves then release in the regulation of controlled area. The 18 lead cells (including semi-hot cell and junior-cell) had been dismantled. Removal of the applause from the cells, survey of the contamination revel in the lead cells and prediction of radio active waste have been finished as the preparing work for dismantling of the remained 20 lead cells. The future plan of decommissioning work has been prepared to incarnate the basic vision and dismantling procedure.

*：日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター 原子力科学研究所 ホット試験施設管理部
(Japan Atomic Energy Agency, Tokai Research and Development Center, Nuclear Science Research Institute, Department of Hot Laboratories and Facilities)

1. はじめに

ホットラボの廃止措置は、旧原研東海研究所において策定された「東海研究所の中期廃止措置計画」に基づき、所内の使用目的を終了した未照射核燃料物質の一括管理及び大強度陽子加速器施設（J-PARC）の運転によって発生する放射化機器の一時保管施設として、鉛セル撤去後のスペース及びコンクリートケーブを含む建家の再利用により、施設の有効利用を図ることを基本的な考え方としている。なお、一括管理施設は、平成19年（2007年）3月に運用を開始している。

具体的な業務としては、不用品の解体・撤去、38基の鉛セル（セミホットセル4基、ジュニアセル14基、ウランマグノックス用鉛セル12基、その他スチール用鉛セル等8基からなる。）の解体・撤去、コンクリートケーブ、サービスルーム、操作室等の汚染除去、不用な給・排気設備の解体・撤去、放射性廃棄物の処理・搬出等を段階的に実施し、使用施設の縮小を計画的に進める。Fig.1に平成15年度以降のホットラボ廃止措置に係る全体計画を示す。

本施設は、約40年間にわたり各種の照射済燃料・材料の照射後試験に供されてきたため、特にコンクリートケーブの内部は、空間線量当量率及び表面密度が著しく高いレベルであることから、汚染除去作業を安全に実施するために、作業者の被ばく量の低減、汚染の拡大防止、放射性廃棄物の低減が課題である。ホットラボは核燃料物質の

使用施設であり原子炉や加速器とは異なり、構造物の放射化による放射性廃棄物の発生はない。しかし、建家の管理区域は広く、セル設備に関連した多くの構造物で成り立っており、それらを出来る限り放射性廃棄物としないために、原子力安全・保安院からの指示書「原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物の取扱いについて」（指示）」を参照し、放射性廃棄物量の低減化を図ることとした。

鉛セルの解体・撤去については、「内装機器の解体・撤去」、「セル内の汚染除去」等の作業後、「汚染状況及び構造調査」の結果に基づいて、鉛セル本体の解体工事、給・排気設備の撤去を行う。一方、コンクリートケーブについては、「内装機器の解体・撤去」、「ケーブ内の汚染除去」等の作業後、「汚染状況調査」の結果に基づいて、ケーブ内の排気・排水管の撤去、管理区域解除のための最終的な汚染除去を行う。全ての工事を完了させケーブ・セルの核燃料使用施設としての管理区域の解除を行う。ただし、未照射核燃料の一括管理設備が設置された管理区域については、給・排気設備を更新し、利用を継続する。これら一連の作業を完遂し、ケーブ・セルを有する照射後試験施設の廃止措置を完了させる。

前回の報告（デコミッショニング技報 第32号 2005/9）では、全体計画に基づき実施した小型で比較的汚染レベルの低い鉛セル（セミホットセル及びジュニアセル）の解体・撤去作業について

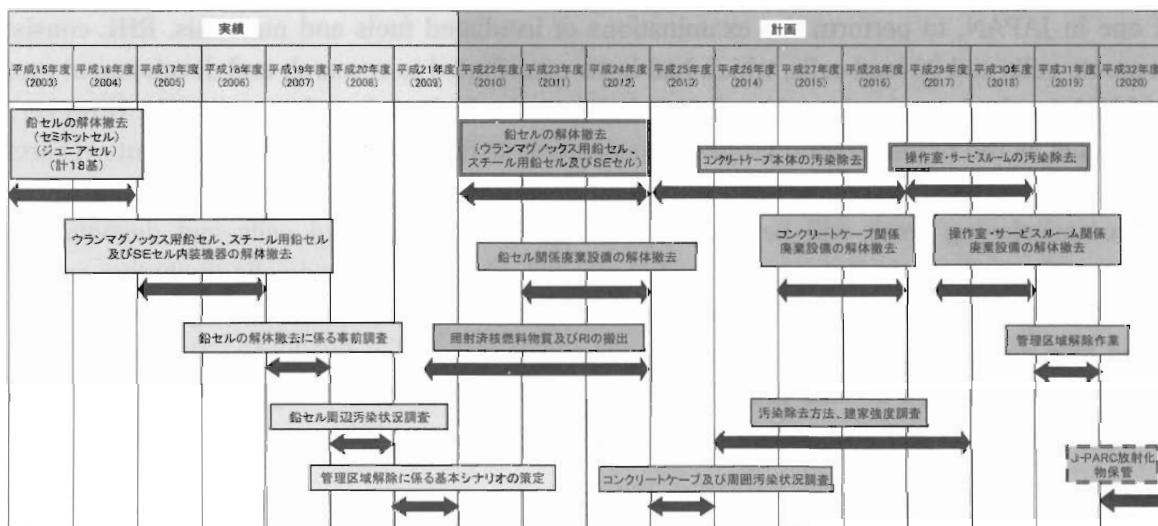


Fig.1 Provide an Overview of Dismantlement Plan for the Research Hot Laboratory

報告した。本報では、残りの鉛セルの解体・撤去の進捗状況として、平成17年度から平成20年度に実施した内装機器撤去作業、鉛セル解体のための汚染状況及び構造調査について報告する。また、平成21年度に実施したコンクリートケーブ、サービスルーム、操作室の管理区域解除のための基本シナリオ（以下、基本シナリオという。）の策定結果と抽出された課題について述べる。

2. ホットラボの概要

ホットラボは、研究炉の燃料・材料の照射後試験を実施するために、日本で初めての照射後試験施設として昭和36年に建設され、共同利用施設として所内外の利用に対応した各種の燃料・材料に関する照射後試験を実施し、原子力燃料・材料の研究開発に資する有用な照射後試験データを提供してきた。施設は地上2階、地下1階の鉄筋コンクリート造りであり、主要設備としてコンクリートケーブ10基、鉛セル38基を有する大型照射後試験施設である。

3. 鉛セルの解体・撤去作業

鉛セルの解体・撤去作業としては、セミホットセル及びジュニアセルに引き続き、平成22年度より実施されるウランマグノックス用鉛セル、スチール用鉛セル、SEセルの解体・撤去の一環であるセル内装機器の解体・撤去作業、並びにセル解体・撤去に関する事前調査を行った。解体・撤去を予定しているセルは使用履歴や立入除染結果から、セミホットセル及びジュニアセルと比較すると、セル内部の汚染レベル及び線量当量率が高く、その構造も建家の壁がセルの一部となっている等の相違がある。セルの解体・撤去作業を安全かつ効率的に進めるためには、予め作業工程、人工数、廃棄物発生量、解体・撤去手順及び被ばく線量について検討し、作業計画を立案する必要がある。このため、セル内に設置されている内装機器等を解体・撤去した後に、セル内の汚染状況調査、解体・撤去方法の検討及び放射性廃棄物の発生量の評価を実施した。

(1) 鉛セルの概要

鉛セル全38基のうち、セミホットセル4基及びジュニアセル14基は、平成15年度から16年度に解体を終了した。今後解体を予定している鉛セルの概要は以下のとおりである。鉛セルの外観写真をPhoto 1に示す。

1) ウランマグノックス用鉛セル

ウランマグノックス用鉛セルは、12基設置されており、各基の内寸法は、巾1.5m、奥行き1.1m、高さ1.5mである。セルは鉛ブロック組立式構造であり、主に日本原子力発電株式会社東海発電所（コールダーホール型 以下原電東海発電所という。）の燃料及び高温工学試験研究炉（HTTR）の研究・開発のための被覆燃料粒子の照射後試験（金相試験・硬度試験・密度測定試験等）に使用された。

2) スチール用鉛セル

スチール用鉛セルは、ウランマグノックス用鉛セルに連立して6基設置されており、各基の内寸法は、巾1.5m、奥行き1.3m、高さ2.3mである。セルは鉛ブロック組立式構造であり、主に原電東海発電所のサーベイランス材機械強度試験（シャルピー衝撃試験・引張/圧縮/曲げ試験・試料の焼鈍試験）等に使用された。

3) SEセル

SE (Special Equipment) セルは、1基設置されており、内寸法は、巾2.1m、奥行き1.3m、高さ1.2mの鉛ブロック組立式構造であり、主に照射済燃料・材料の表面分析試験（EPMA試験）に使用された。



Photo 1 Overview of Lead Cells

(2) 内装機器の解体・撤去作業

鉛セル解体・撤去手順の策定に際し、セル内部の構造、汚染状況を調査するためには内装機器が障害となるため、はじめに内装機器の解体・撤去を実施した。本作業における作業日数、及び人工数、セル内の空間線量当量率及び作業者の被ばく実効線量をTable 1に示す。また本作業において搬出された物品は、放射性廃棄物、または放射性廃棄物でない廃棄物（以下、NR物という。）として搬出を計画する建家内保管物品に分別した。物品の内訳をTable 2に示す。

セルに設置された内装機器類は、セル内でできる限り分解及び汚染除去を行った後、移動用台車により背面扉から搬出した。スチール用鉛セルからの電気炉及びシャルピー試験機の搬出の様子をPhoto 2及び、Photo 3示す。

(3) 鉛セル本体解体・撤去に係る調査

鉛セル本体の解体・撤去に係る調査として、汚染箇所とその表面密度の把握及び効果的な汚染除去方法等を検討するための汚染状況を調査した。また、解体・撤去作業を安全、かつ確実に実施する方法を検討するため、セル内構造物等を調査した。さらにその結果から、放射性廃棄物の発生量の評価を行った。

1) 汚染状況調査

鉛セル内部についてスミヤ法による表面密度測定と、GMサーベイメータによる空間線量当量率測定を行った。調査の結果、最大表面密度 $32.5\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、最大空間線量当量率 $10\mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、いずれもウランマグノックス用鉛セルである。なお、他のセルはバックグランドレベルであった。

2) 解体・撤去方法の検討

各鉛セルの解体・撤去方法の検討は、作業の

Table 1 Man-hour and collective effective Dose of the Dismantlement Work and Air Dose Rate of the Lead Cell

	作業人工数 (人)	セル内空間線量当量率 ($\mu\text{Sv}/\text{h}$)	作業者の総被ばく実効線量 (μSv)
ウランマグノックス用鉛セル	147	55.0	197.0
スチール用鉛セル	251	2.0	210.0
SEセル	67	1.0	0.0

Table 2 The Volume of generated Waste and stored Material
(Apparatus in the SE cell, Lead cell for U/M and Steel Sample)

セル名	解体区分	部材名／収納容器	数量	重量(kg)
SEセル	放射性廃棄物	1 m ³ 収納容器	2基	685
		200リットルドラム缶	1本	47
ウランマグノック用鉛セル	建家内保管物品	鉛ブロック	1,003個	29,657
		遮へい窓部	14基	6,300
		ボールソケット梓部	28基	6,020
		MHマニプレーテ部 (穴付大型鉛ブロック)	5個	1,075
	放射性廃棄物	カートンボックス	可燃200個 不燃 16個	216個
スチール用鉛セル	建家内保管物品	鉛ブロック	97個	1,030
		SINQ照射試料引張試験機	1機	50
		遠隔操作型引張試験機	1機	1,000
		試験治具保管容器	1基	300
	放射性廃棄物	1 m ³ 収納容器	4基	2,440
		200リットルドラム缶	8本	459
		カートンボックス*	可燃206個 不燃 0個	—

* : カートンボックスについては、重量測定を実施していない。(重量制限は、10kgである。)



Photo 2 Dismantlement Work for Sample Annealing Furnace

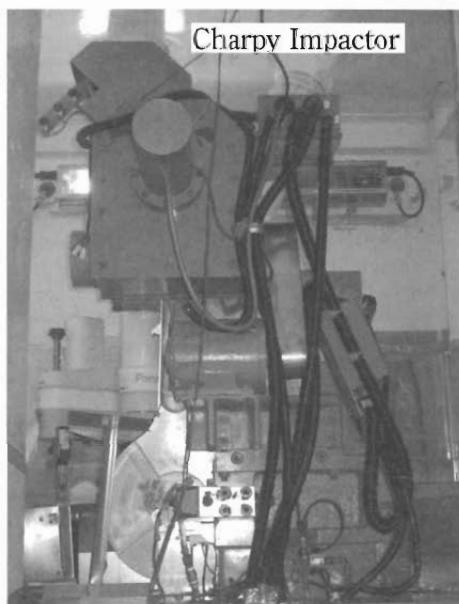


Photo 3 Dismantlement Work for Instrumentation Charpy Impactor

効率や汚染拡大防止等を考慮して行った。鉛セルの解体・撤去作業における検討結果の一例として、ウランマグノックス用鉛セルの作業手順のフローをFig.2に示す。また同セルは、これまでに解体実績のあるセミホットセルやジュニアセルに比べて汚染レベルが高いため、解体前にセル内の汚染除去を繰り返し実施し、構造材の隙間等、汚染除去が困難な部位について、塗料等により固着処置を行い、汚染の飛散を防止

して解体作業を行う。

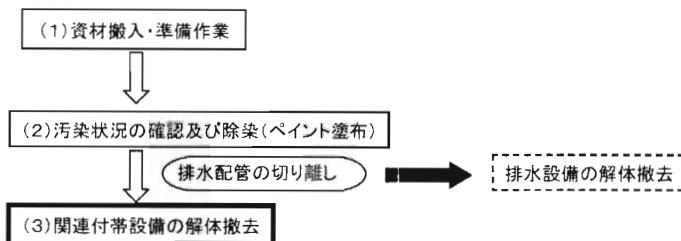
3) 放射性廃棄物の発生量評価

鉛セルの解体・撤去作業に伴い発生する放射性廃棄物の評価は、汚染状況調査に基づき評価した。評価結果をTable 3に示す。表中の物品は放射性廃棄物容器への封入が可能で、容器に換算すると200トスドラム缶77本相当となる。

4) 今後の課題

鉛セルの解体・撤去作業においては、セルの

1. 鉛セル解体撤去前準備作業



2. 鉛セル解体撤去

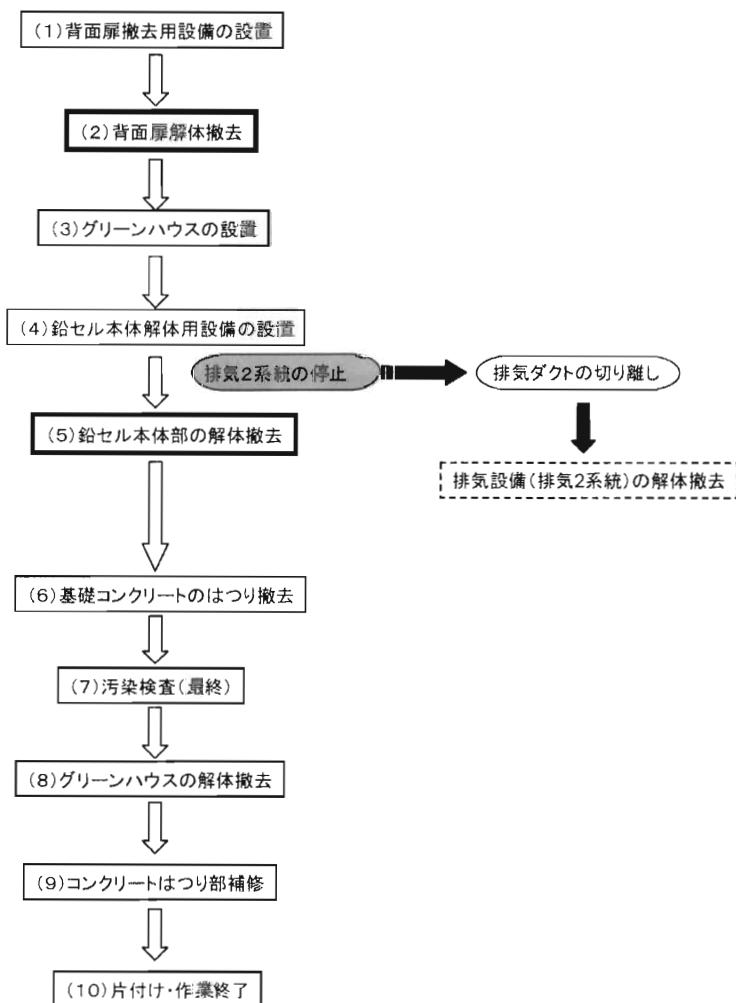


Fig.2 Flow Diagram of Dismantlement Work for Lead Cells

主構成材である鉛の他に、材質の異なる廃棄物が大量に発生する。当機構の廃棄物処理にかかる負担を可能な限り軽減する措置として、NR物としての措置を検討し、放射性廃棄物量の低減化を行う。

4. 基本シナリオの策定

ホットラボの廃止措置については、平成24年度までに鉛セルの解体・撤去を完了し、引き続きコンクリートケーブ等の汚染除去を行い、最終的に建家の管理区域解除を行う計画である。このため、管理区域を解除するための事前調査を実施し、コンクリートケーブを含めた管理区域全体の

Table 3 Scope of generating Waste for Dismantlement Works
(SE cell, Lead cell for U/M and Steel Sample)

品名	重量／体積
コンベア本体、レール、間仕切シャッター等	3,820kg/12 (リットル)
試料出入用シャッター	76kg
セルフレーム部	1570kg
セル基礎コンクリート部	1,972kg (0.86 m ³)
セル内モルタル部	150kg
セル内床板	1,386kg
背面アクリル板	165kg
給気フィルター、排気系配管	1,788 (リットル)
マニプレーター部品類	180 (リットル)
セル内備品類 (モニタ、照明装置など)	194 (リットル)
給排水・圧空配管	370 (リットル)
フード	940 (リットル)
その他	197kg

汚染除去の考え方や手順等を検討し、その結果を基本シナリオとして策定した。以下に管理区域解除に係る基本シナリオを策定するために行った調査方法、及び放射性廃棄物物量評価結果、策定した基本シナリオについて述べる。

(1) 調査対象エリア

調査の対象エリアは、コンクリートケーブ、ケーブ操作室、サービスルーム、気体廃棄施設、液体廃棄施設、汚染除去室等の建家管理区域とした。

コンクリートケーブは、内寸法が巾2.4m～12.6m、奥行2.0m～2.6m、高さ3.8m～4.4mであり、重コンクリート（比重：3.7）、一部に普通コンクリート（比重：2.3）のしゃへい壁をしている。本ケーブは10基設置されており、照射済燃料・材料の照射後試験を実施してきた。

(2) 調査の方法

調査は、建家及び管理区域内の設備の構造や大きさを把握するため、主に建家竣工図等に基づく建家及び設備の詳細構造の確認を行った。解体対象とする構造物の分類及びその物量評価において、寸法又は構造が不明瞭な物については現場にて調査を行った。また、管理区域を解除するための汚染除去作業について検討し、課題の抽出を行った。

(3) 主な調査結果

1) 放射性廃棄物の物量評価結果

放射性廃棄物の物量評価における評価対象物の汚染レベルは、以下の条件とした。

①コンクリートケーブ内については立入汚染除去時によって得られた表面密度、空間線量当量率とする。

②コンクリートケーブ外については施設の運転管理において実施されている定期的な管理区域内の表面密度の測定結果よりバックグラウンドレベルとする。

物量評価結果をTable 4に示す。なお、表中のNR物の発生量の算出にあたっては、原子力安全・保安院から経済産業省関連施設に出された「原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物の取扱いについて」(指示)」を参照した。

Table 4 Scope of generating Waste for Dismantlement Works
(Concrete Caves, Equipment in Service Room and Utilities)

発生場所	廃棄物発生量 (t)	
	放射性廃棄物	NR物
コンクリートケーブ	25	790
サービスルーム等	17	80
排気・排水設備等	76	67
合計	118	937

2) 管理区域解除に係る基本シナリオの策定結果

コンクリートケーブの汚染除去から管理区域解除までの基本シナリオを策定した。基本シナリオ策定においては、コンクリートケーブの汚染除去とサービスルーム、操作室等の汚染除去に大別して検討した。その結果管理区域解除までの手順としては、コンクリートケーブ内、及びサービスルーム、操作室等のケーブ外の汚染状況調査を実施し、その結果に基づいて化学ケーブ、冶金ケーブ、モニタリングケーブの順序で汚染除去を行う。また順次不用となる給排気設備の解体・撤去を行う。引き続きサービスルーム、操作室等、及び特定施設等不用設備を解体・撤去し、最後に管理区域解除確認作業を行う。

3) 調査結果より得た主な課題

廃止措置を進めて行く上での主な課題として、以下の項目が上げられた。

- ①コンクリートケーブ内における汚染の浸透状況を調査した上で、汚染除去方法の検討、放射性廃棄物の物量評価を行う必要がある。
- ②コンクリートケーブ遮へい扉の摺動部等の汚染除去をするための工法の調査・検討が必要である。

③ホットラボ建家を再利用するため、コンクリートケーブ、サービスルームにおける汚染された埋設配管の撤去については、ケーブ基礎や建家駆体の強度に影響を与えない工事方法の立案、又は、撤去後の補強工事方法の検討が必要である。

5. 今後の予定

今後は、「ウランマグノックス用鉛セル12基」、「スチール用鉛セル6基」及び「SEセル1基」の解体・撤去作業を平成22年から24年にかけて行う予定である。また、ホットラボ建家の一部の再利用に向けて、本報で報告した管理区域解除までの基本シナリオを基に、平成25年から29年にかけて建家全体に対する汚染状況調査、汚染除去方法、建家強度調査等の詳細な調査・検討をさらに進めしていく。

6. 謝辞

廃止措置計画策定及び事前調査を含めた鉛セルの解体・撤去作業の検討に際し、バックエンド推進部門及びバックエンド技術部による適切な助言、指導を頂きましたことを感謝致します。

ウランクリアランスレベル検認測定装置の開発の現状

石黒秀治*

Review of Development of Clearance Inspection Technology for Uranium Waste

Hideharu ISHIGURO *

原子力安全委員会のウランのクリアランスレベルに関する報告書が平成21年10月に公表された。ウランを含む放射性廃棄物が実際にクリアランス測定される状況は、いましばらく後になるものと想定されるが、ウラン廃棄物が多数の事業者により貯蔵保管されている実情を考えると喫緊のテーマの一つと言える。

原子力発電所からの低レベル放射性廃棄物は、ベータ・ガンマ核種が主要核種であり測定技術もほぼ確立されているが、アルファ放出核種の代表核種であるウランのクリアランス制度の具体的導入に当たっては、制度面及び技術面共に開発途上であり今後早急に整備する必要がある。

以上の状況を踏まえ、本報告ではウランのクリアランスレベルを想定した低レベル放射能測定技術についての文献調査を実施し現状把握に努めるとともに、将来の開発の方向性についても若干の考察を行った。

The Nuclear Safety Commission of Japan issued the report "Clearance level of uranium handling facilities" in October 2009. Practical application of uranium clearance measurement will be executed after a while. However, clearance of uranium is very important issue because many operators have stored the uranium waste in their radioactive waste storage facilities.

Measurement technologies of low radioactivity levels in waste from nuclear power plants are now established because of γ nuclides in waste. However the clearance of uranium waste including α nuclides is now developing in constitutional system and technical aspect.

Taking into account the above situation, present status and future development of uranium clearance inspection technology are briefly discussed by studying the past reports about the uranium measurement technology in the low radioactivity level.

1. ウランのクリアランスレベル

原子力安全委員会放射性廃棄物・廃止措置専門部会は平成21年10月に「ウラン取扱施設における

クリアランスレベルについて」¹⁾（以下、ウランクリアランス報告書という）を公表した。この報告書はウラン廃棄物の中で金属廃棄物について、クリアランスレベルを提言した。自然起源の放射

* : 財團法人 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)

性核種のクリアランスレベルについて、原子力安全委員会が原子炉施設のクリアランスレベルの算出に対して行った手法を基本として、線量のめやす値を $10\mu\text{Sv}/\text{年}$ とした場合のクリアランスレベルを算出し、IAEAの技術基準RS-G-1.7（以下、「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」²⁾と比較評価を行うことにより、ウランのクリアランスレベルを提言している。

一方、使用済燃料の再処理によって回収された回収ウランを取扱う施設では、自然起源の放射性核種に加え、U-232及びU-236の人工起源の放射性核種についても評価した。Table1-1に原子力安全委員会報告書のクリアランスレベルの算出結果と評価結果をIAEA RS-G-1.7の結果とまとめ示す。

2. クリアランスレベル適用の実際

2.1 測定より得られる情報

クリアランス対象物の放射線（能）測定より得られる測定値では、直接ウラン各同位体のクリアランスレベルの合否の判定が可能な情報は得られる訳ではない。クリアランスレベルの検認測定装置で得られる情報は全放射能濃度あるいはウラン同位体の一核種の放射能濃度であり各同位体すべての放射能濃度ではない。従ってクリアランスレベルの判定にはウランの同位体組成比の情報が必要である。放射能濃度の測定からクリアランス判定までのステップの概要を以下に示す。

①測定結果

測定器の測定結果は全放射能又は一核種放射能である場合が多い。GIC法(Grid Ion Cham-

ber) やZnS (Ag) シンチレータ法での測定値は全 α 放射能であり、NaI (Tl) あるいはGe半導体検出器の場合は γ 線放出核種に限定される。これらの測定結果は、模擬標準線源により適切に校正され、さらにクリアランスレベルの判定可能な検出限界値を有する測定装置により得られる。

②測定対象核種の放射能濃度

測定結果（放射能量）を用いてBq/g単位での放射能濃度を算出する。その際クリアランスレベル測定の測定単位と評価単位に注意を払い判定基準との整合性が図られている必要がある。

③ウラン同位体組成比

ウランの同位体組成比のデータは通常クリアランス測定とは別にサンプル測定により求められるケースが多いと思われる。ウラン加工施設においては、ウラン濃縮度の品質保証は最重要項目の一つでありウラン濃縮度データは質量分析器により測定される。

ウラン濃縮工程及び燃料加工工程でのウラン濃縮度及びウラン同位体組成比は厳密に管理されるが、廃棄物特に施設解体に伴う解体廃棄物については様々な時点およびプロセスでのウランが含まれており一義的なウラン濃縮度に特定出来ないと思われる。そこで想定される範囲内での保守的な仮定でウラン濃縮度および同位体組成比を想定するのが現実的な手法になるものと予想される。

④ウラン各同位体の放射能濃度

評価されたウラン各同位体の放射能及びウランの各同位体組成比を考慮して、ウランの各同位体毎の放射能濃度(Bq/g)が算出される。

⑤クリアランスレベルの合否判定

Table1-1 Clearance Levels in NSC report and IAEA report¹⁾

放射性核種	原子力安全委員会報告書		IAEA RS-G-1.7 (SRS No.44)	
	算出結果 (Bq/g)	評価結果 (Bq/g)	算出結果 (Bq/g)	評価結果 (Bq/g)
U-232	0.2	0.1	0.053	0.1
U-234	1.5	1	—	1
U-235	1.4	1	—	1
U-236	1.7	1	3.4	10
U-238	1.8	1	—	1

上記④の結果を踏まえてウラン各同位体の放射能濃度の基準濃度との比の総和を求め次式の判定基準と比較する。この判定基準を満足する測定対象物がクリアランスレベルを満たす廃棄物として再利用または処分の対象となる。

原子力安全委員会のクリアランス報告書及び「RS-G-1.7」の基準を満足しているかどうかの評価法を要約して式で表現すると以下のとおりである。

- 自然起源の核種のみ: $\frac{D_i}{C_i} \leq 1$

- 自然起源の核種+人工起源の核種:

$$\frac{D_i}{C_i} \leq 1 \quad \text{かつ} \quad \sum_{j=1}^n \frac{D_j}{C_j} \leq 1$$

D_i : 自然起源の核種の平均放射能濃度

C_i : 自然起源の核種の基準濃度

D_j : 人工起源の核種の平均放射能濃度

C_j : 人工起源の核種の基準濃度

n : 人工起源の核種の評価核種の数

原子力安全委員会のウランクリアランス報告書を受けて、現在規制行政庁において、関係省令の改訂作業が進められている。自然起源の放射性核種の意味合いを原子力安全委員会の定義と異なる解釈を想定している。放射平衡にある天然ウランのように子孫核種を含む親核種としてのU-234, U-235, U-238と天然ウランを製錬し、子孫核種を切り離したウランに含まれるU-234、U-235、U-

238を定義として分離し、前者のみを自然起源の放射性核種と定義し、後者については人工起源の放射性物質に相当する核種と見なし、人工起源の放射性核種と同等の取扱いをするものと想定している。

即ち、「U-234、U-235、U-238を含めウランのクリアランスレベル以下であることの判断基準値として、以下の条件を満足すること」とした。

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

D_j : ウラン核種 j の平均放射能濃度

C_j : ウラン核種 j の基準濃度

n : ウラン核種の評価核種の数

原子力安全委員会の判断基準と省令に想定している判断基準を比較すると、省令に定める判断基準がより厳しい基準となっている。

2.2 全 α 放射能のクリアランスレベル適用の実際

ウランの α 放射能測定で得られる放射能はU-234, U-235, U-238のそれぞれの核種から放出される 4 MeVから 5 MeVの全 α 放射能である。全 α 放射能の核種別の分配率を試算する。

ウランから放出される全 α 放射能が 1 Bqとした場合のウラン同位体U-234, U-235, U-238の放射能量をTable2-1に示す。核種毎の放射能比は天然ウランではU-234とU-238は放射平衡となっており、その放射能は両核種とも0.49BqまたU-235は0.02Bqである。一方濃縮ウランでは、濃縮度5%のU-234の放射能が0.86Bqが最大値となり、劣化ウランでは濃縮度0.3%のU-238の放射

Table2-1 Radioactivity of Uranium Radioactive Nuclides on 1 Bq Gross α Activity ¹⁾

放射能 濃縮度(%)	核種毎の放射能 (Bq)			ウランの 総放射能(Bq)
	U-234	U-235	U-238	
0.3	0.26	0.01	0.73	1.00
0.45	0.36	0.02	0.62	1.00
0.711	0.49	0.02	0.49	1.00
1	0.58	0.03	0.40	1.00
2	0.73	0.03	0.24	1.00
3	0.80	0.03	0.17	1.00
4	0.84	0.03	0.13	1.00
4.5	0.85	0.04	0.12	1.00
5	0.86	0.04	0.11	1.00

能が0.73Bqが最大値となる。

明らかに天然ウランのみが含まれるウラン廃棄物については、全 α 放射能は上記の放射能比に分配されるが、一般的なウラン加工事業所では、通常、劣化ウランから濃縮ウラン（5%以下）までの各濃縮度のウランを使用しているため、ウラン廃棄物に付着しているウランの濃縮度は不明或は種々の濃縮度のウランの混合物である。

この場合「ウランクリアランス報告書」及び「RS-G-1.7」の提案するクリアランスの判定基準である各ウラン同位体それぞれについて1Bq/gを適用すると、全 α 放射能の測定結果に対して、各ウラン同位体のそれぞれの濃度が1Bq/g未満であることを確認するには、U-234、U-235、U-238のいずれかの放射能が最大となる濃縮度を選択し、全 α 放射能の測定結果から各核種の放射能濃度を評価すればよいと考えられる。

2.3 パッシブ γ 線測定結果の評価

ウランから放出されるパッシブ γ 線については測定対象としてU-235からの186KeVの γ 線及びU-238の子孫核種であるPa-234mの1.001MeVの γ 線が考えられる。U-235及びU-238の放射能をそれぞれ1Bq/gとした場合のウラン各同位体の放射能を濃縮度に応じてTable2-2及びTable2-3に示す。

U-235からの186kevの γ 線によりU-235が定量されU-235の放射能が1Bqの場合には、例えばウラン濃縮度3%ではU-234が23.8BqまたU-238が5Bq含まれることになる。一方、U-238からの1MeV γ 線で定量された放射能が1Bqの場合には、同じくウラン濃縮度が3%ではU-234が4.74BqまたU-235が0.199Bqが含まれる。このように濃縮度が判明すれば核種毎の放射能が1核種の放射能より推定可能である。実際のウランの廃棄物のクリアランス評価においてはウラン濃縮度を一義的に決めるのが一般的には困難であるため、濃縮

Table2-2 Radioactivity of Uranium Radioactive Nuclides on 1 Bq U-235 Activity¹⁾

放射能 濃縮度(%)	核種毎の放射能 (Bq)			ウランの 総放射能(Bq)
	U-234	U-235	U-238	
0.3	18.0	1.00	51.8	70.5
0.45	20.2	1.00	34.3	55.7
0.711	21.8	1.00	21.8	44.4
1	22.5	1.00	15.4	39.0
2	23.5	1.00	7.6	32.0
3	23.8	1.00	5.0	29.9
4	24.0	1.00	3.7	28.8
4.5	24.1	1.00	3.3	28.3
5	24.1	1.00	3.0	28.2

Table2-3 Radioactivity of Uranium Radioactive Nuclides on 1 Bq U-238 Activity¹⁾

放射能 濃縮度(%)	核種毎の放射能 (Bq)			ウランの 総放射能(Bq)
	U-234	U-235	U-238	
0.3	0.350	0.0194	1.00	1.37
	0.588	0.0291	1.00	1.62
0.711	1.00	0.0460	1.00	2.05
1	1.46	0.0648	1.00	2.53
2	3.07	0.139	1.00	4.21
3	4.74	0.199	1.00	5.94
4	6.43	0.268	1.00	7.70
4.5	7.24	0.301	1.00	8.54
5	8.06	0.334	1.00	9.39

度の適用については保守的な仮定により、濃縮度を固定する方法が現実的と言える。

3. 放射線測定

3.1 測定対象放射線

ウランの低レベル放射能測定技術は放射線検出の面より以下のように大別される。

- ①ウランの各同位体から放出されるガンマ線を検出する方法
- ②ウランから放出されるアルファ線を直接検出する方法
- ③ウランのアルファ線により電離されたイオン量を測定する方法
- ④中性子線によりU-235を核分裂させ発生する中性子線を測定し、間接的にウラン量を定量測定する方法等

が開発されまた開発されつつある。

測定対象放射線情報について、ウランの各同位体から放出される放射線の一覧をTable3-1に示す。Tableより明らかなように各同位体とも4～5 MeVの α 線を放出すると共に γ 線も放出する。 γ 線としてはアクチニウム系列からU-235の143keV及び186keV、ウラン系列からはU-238よりTh-234(24.1日)を通して放射平衡になっているPa-234mの766keV及び1001keVが γ 線測定の際の対象として考えられる。

U-235からの γ 放射線について、186keVは放出率では有利だがU-235自体の含有率が小さいこと

及び自己遮へい効果が無視できないため、定量化のための機器校正及び検出効率の算出に困難さが伴うこと、またPa-234mについてはエネルギーとしては有利であるが放出率が極めて小さいなどそれぞれ特徴がある。放出される放射線からみると α 線測定が有利であるが α 線なるがゆえの測定の難しさもある。

一方 γ 線測定についても発生率が小さく、必要な精度でのデータ取得に時間を要する等のデメリットも考慮しなければならない。

3.2 $\beta \cdot \gamma$ 線測定法(パッシブ γ 線測定)

$\beta \cdot \gamma$ 線放出核種を測定対象とする原子炉施設で発生する放射性廃棄物を対象としたクリアランスモニタは既に実用化の段階に達しており、原子力施設の解体経験の先行諸外国及び国内原子炉施設においてその技術は確立されている。比較的大型(1 m³程度)の対象物を測定するため大面積のプラスチックシンチレータを複数組み合わせて検出器系を構成する方式が主流である。測定対象核種が $\beta \cdot \gamma$ 放出核種であることから既存技術の組み合わせによりシステム構成が可能である。

パッシブ γ 法による測定でPa-234mの1001keVの γ 線の測定においては、子孫核種の分離後100日以上経過していることが必要であるが測定対象エネルギーが適当であり、ウランのクリアランスモニタとして実用機の可能性を秘めている。

Fig.3-1に代表的測定器の例としてドイツハウク核燃料施設の解体工事時に使用したクリアラン

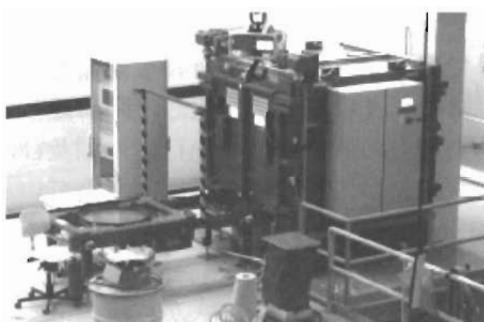
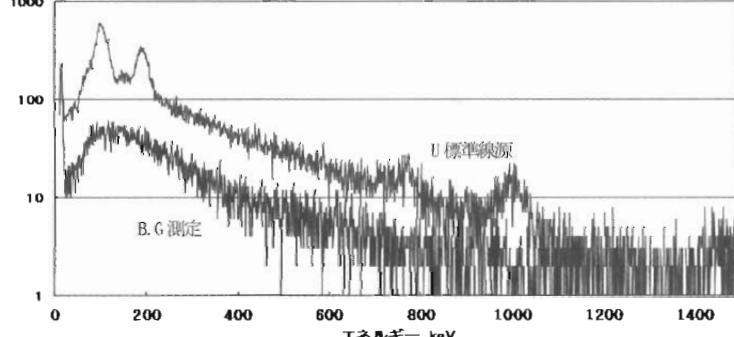
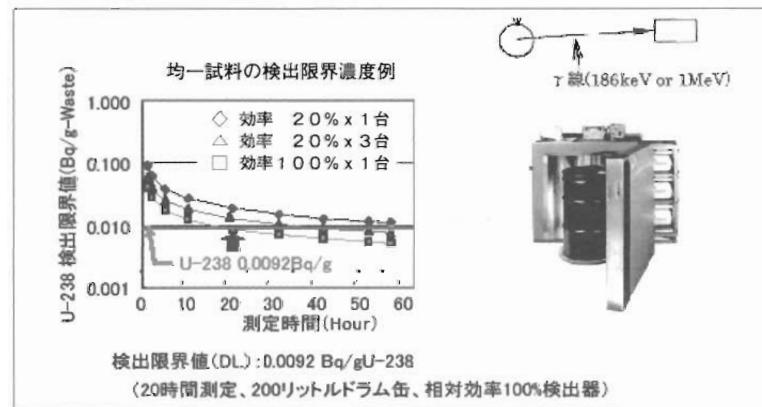
Table3-1 Radiation from Uranium Radioactive Nuclides

核種	壊変	アルファ線	ベータ線	ガンマ線
U-232	α	5.26MeV(32%) 5.32MeV(68%)	—	0.058MeV(0.20%) 0.129MeV(0.068%)
U-234	α	4.72MeV(28%) 4.77MeV(71%)	—	0.053MeV(0.12%) 0.121MeV(0.034%)
U-235	α	4.37MeV(17%) 4.40MeV(55%)	—	0.143MeV(0.11%) 0.186MeV(57%)
U-236	α	4.45MeV(26%) 4.49MeV(74%)	—	0.049MeV(0.078%) 0.113MeV(0.019%)
U-238	α	4.15MeV(21%) 4.20MeV(79%)	—	0.050MeV(0.064%) 0.114MeV(0.010%)
Pa-234	β	—	1.22MeV(1%) 2.27MeV(98%)	1.001MeV(0.84%) 0.766MeV(0.29%)

注:U-238→Th234(半減期24.1日)→Pa-234m(1.17分)

ス検認測定装置の外観を示す。またFig.3-2にウランの標準線源のNaI(Tl)検出器による代表的 γ 線スペクトル例を示す。U-235の186KeVまたはPa-234の766KeV及び1001KeVのピークが見られる。いずれも放射線の放出割合が小さいためクリアランスレベルの低レベル放射能測定には測定時間が長くなる等の課題が残されている。

わが国での開発事例として、Ge半導体検出器を用いた測定例をFig.3-3に示す。やはり十分な検出限界を得るために、時間オーダーの測定時間を要している。

Fig.3-1 Clearance Monitor at Hanau Nuclear Facility in Germany³⁾Fig.3-2 Example of γ -energy-spectrum of Uranium Standard SourceFig.3-3 Passive γ ray Measurement Method⁴⁾

3.3 全 α 線シンチレーション測定法

(1) ZnS (Ag) シンチレーション検出器 α 線サーベイメータ

サーベイメータタイプとして、ZnS (Ag) の薄膜状のシンチレーション検出器を用いた α 専用サーベイメータタイプ(Fig.3-4参照)と α 線用のZnS (Ag) 検出器と β ・ γ 線用検出器としてプラスチックシンチレータ又はガスフロー比例計数管と組み合わせたホスフィッチ型検出器を備えた α ・ β ・ γ 線用サーベイメータタイプ(Fig.3-5参照)がある。

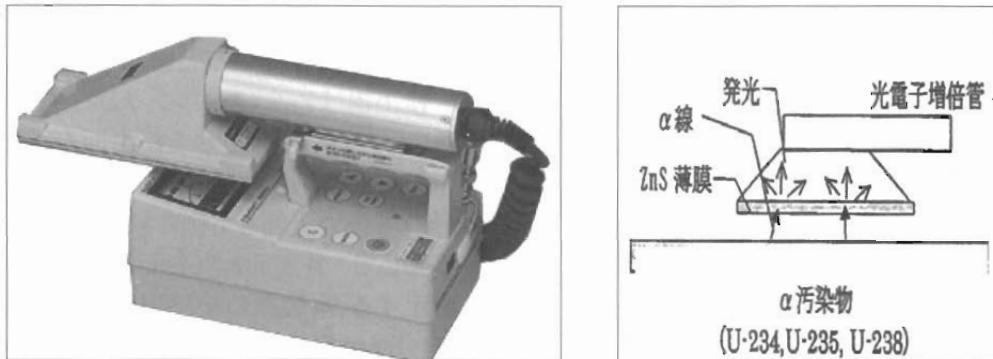


Fig.3-4 Photograph and Structure of α ray Survey-meter



Fig.3-5 Photograph of $\alpha \cdot \beta \gamma$ Survey-meter

簡便なサーベイメータによる測定で、測定対象はウランの各同位体より放出される全 α 放射能であり、同位体の組成比に関する情報は入手できない。従って最終的なクリアランスの判定には別に同位体組成比に関する情報を入手する必要がある。

測定対象物表面に付着したウランからの α 線測定のため測定対象物表面に密着させて測定する必要があり、さらに α 線の透過力は小さく（空気中で3～4 cm程度）、極薄い物質によって遮へいされるため、クリアランスの測定対象物表面に鏽が付着し又は塗装が施されている場合にはこれを取り除くことが必要となる。

ZnS (Ag) シンチレーションサーベイメータを用いてウラン汚染された対象物の表面汚染密度測定する際の全 α 放射能濃度及び表面汚染密度は下式より算出される。

$$\text{全}\alpha\text{ 放射能濃度(Bq/g)} = \frac{\text{表面汚染密度} \times \text{測定面積}}{\text{体積} \times \text{密度}}$$

表面汚染密度の算出式

$$As = \frac{N - Nb}{\varepsilon_i \cdot W \cdot \varepsilon_s}$$

ここで

As : 表面汚染密度 (Bq/cm^2)

N : 総計数率 (cps)

Nb : バックグラウンド計数率 (cps)

ε_i : α 粒子に対する機器効率

W : 放射線測定器の有効窓面積 (cm^2)

ε_s : 放射性表面汚染の線源効率

サーベイメータによる測定による評価において重要な因子に線源効率の取扱いがある。 α 線サーベイメータのJIS規格「JIS Z4504:2008」（サーベイメータによる放射性表面汚染の測定方法）では α 線に対して線源効率を0.25と定めている。これは測定対象表面から 4π に放出される α 線のうち、検出面(2π)への放出の半分を見込んでいる。その理由として測定対称面が校正用線源のように平滑なものとは限らず、塵埃などにより放出された α 線が吸収され検出面で計数されないことを考慮したものである。しかし対象物の測定対象面が校正用線源と同様に平滑であれば線源効率を0.5とすることも可能であると考えられる。

(2) $\alpha \cdot \beta \gamma$ サーベイメータ

α 線用検出器と $\beta \cdot \gamma$ 線用検出器を組合せた携帯型サーベイメータも実用化され広く利用されている。 α 線用のZnS (Ag) 検出器と $\beta \cdot \gamma$ 線用としてプラスチックシンチレータ或はガス比例計数管を組合せて同時計測が可能としたサーベイメータである。Fig.3-5に $\alpha \cdot \beta \gamma$ サーベイメータ

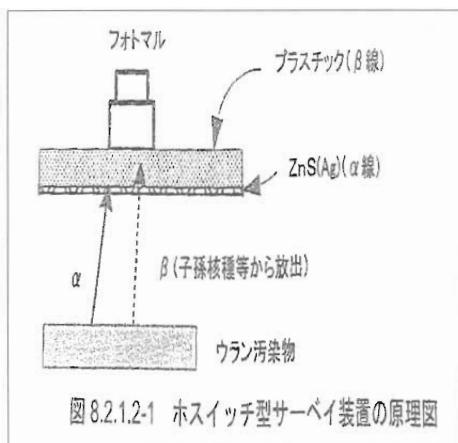


Fig.3-6 Configuration of phoswich detectors

の外観写真を、Fig.3-6にホスイッチ型検出器の構造図を示す。

クリアランスの測定への応用としては、全 α と全 β 放射能が簡便な測定で同時に入手できる特徴がある。ウランの各同位体から放出される放射能が測定可能であるが、上記（1）の α 専用サーベイメータと同様核種情報は入手出来ない。

ウランの汚染状況の定量評価と言うよりは、汚染分布状況の確認測定に適していると思われる。

(3) 曲面 α 線用検出装置⁴⁾

ウラン濃縮用の遠心分離器の円筒形の回転胴やケーシングのようにウランの汚染部分が曲面である対象物専用として開発された。本装置はいわゆるクリアランスモニタとして開発されたものでは

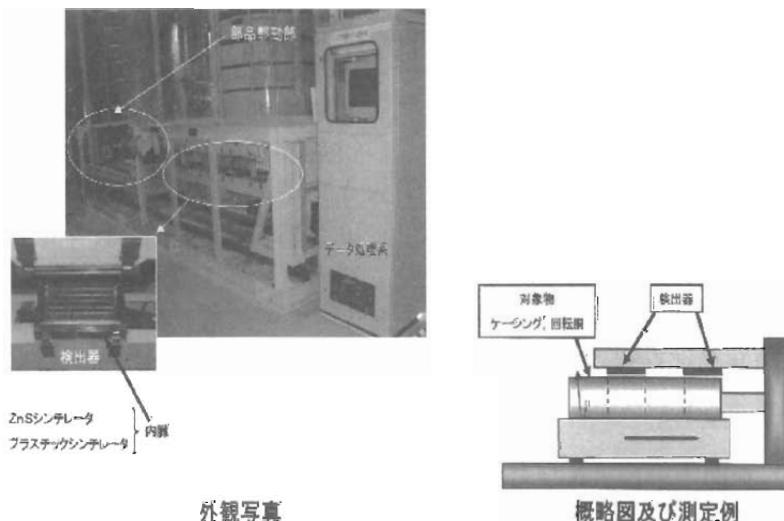
ないが、実質的にはクリアランスモニタとしての機能を具備していると言える。(Fig.3-7参照)

検出器はZnS(Ag)シンチレータとプラスチックシンチレータを組み合わせた検出面が上側と下側に向かいあわせで取り付けられている。測定対象物が円筒形の場合、上側と下側の検出面の間を回転しながら移動して、外表面と内表面の α 線と β (γ)線を同時測定する。本装置の検出限界表面密度は、移動速度が1.5mm/sの場合 α 線で0.03Bq/cm²以下、 β (γ)線で0.1Bq/cm²以下と報告している。

3.4 α 線スペクトルスコピー

α 線のエネルギー分析が可能な半導体検出器を用いたスペクトルスコピー技術も確立されており、ウランの各同位体の組成比及び放射能比の測定への応用が考えられる。大手の原子力施設ではICP-MSによりウランの濃縮度測定を実施しており、ウランの放射能比が測定可能であるが、装置が高価であり専門の測定技術を必要とする。より簡便な方法として幸いにウランの各同位体からエネルギーの異なる α 線が放出されており α 線スペクトルスコピーにより各同位体の放射能比を算出することが可能である。表面障壁型シリコン半導体検出器による天然ウランと濃縮ウランの α 線スペクトルの模式的な例をFig.3-8に示す。

天然ウランではU-234とU-238が放射平衡となっておりそれぞれのピークの高さは同レベルで

Fig.3-7 Measurement Apparatus of α ray surface contamination⁴⁾

あるが、濃縮ウランにおいては、U-235の濃縮度に応じて、U-234、U-235、U-238のピークの高さ即ち放射能が異なることを示している。

本測定法は廃棄物を直接測定する測定器ではないが、廃棄物の一部試料を採取し前処理後電着試料としてスペクトル測定する方法である。比較的簡便な測定法で小規模な事業所での適用については、検討の余地があるといえる。

3.5 電離イオン測定方式⁵⁾

α 線による空気のイオン化を応用する方法で、 α 粒子が空气中を飛行する際に飛跡に沿って残す空気の電離イオンに着目し、空気流を使ってこれらを α 線の飛程の数十倍もの長距離輸送し、電場をかけた領域でイオン電流として計測し、イオン電流から間接的に放射能を求める方法である。電流値として計測可能なイオン対が、1個の α 粒子が空气中に放出された場合、付随して生成される

空気イオン対の数は α 線のエネルギーがU-234からの4.77MeVとすると空気のW値は35.08eVであるため約13万個に達し、これを電離電流として計測し、放射能量に換算可能となる。

この方式の特徴として α 線による空気イオンによる間接的測定ではあるが大型廃棄物全体の空気中に発生したイオンを空気流でまとめて検出器で測定可能であるため、検出器近づけられない複雑形状の廃棄物の測定ができる利点がある。Fig.3-9に電離イオン式計測法の測定原理図を示す。またFig.3-10に本測定原理に基づくGIC（グリッドイオンチェンバー）試験装置の全体構成図と外観を示す。

本試験装置を用いたICP-MS法によるウラン定量値とGIC法により求めたウラン量と関係図をFig.3-11に示す。両者は良好な一致と直線性を示している。また本装置の測定室の中心に置いた標

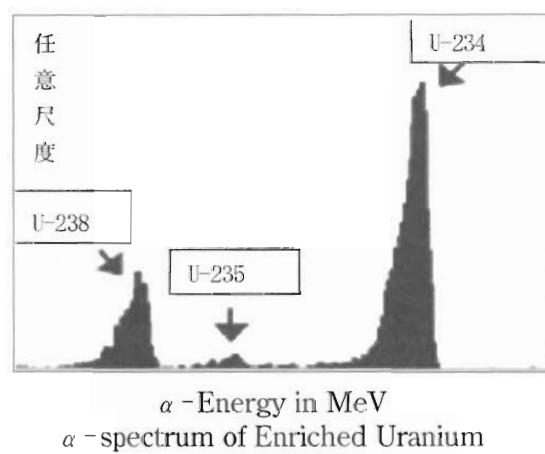
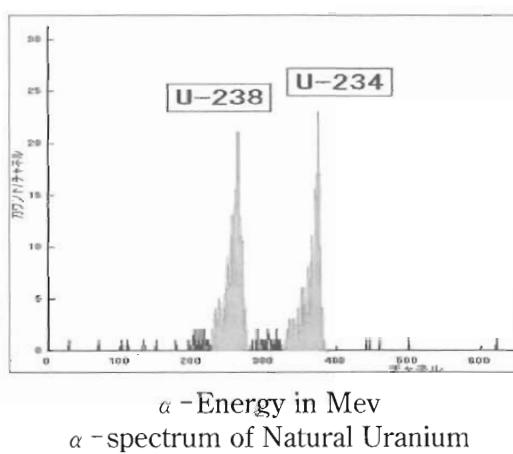


Fig.3-8 Example of α -spectrum Using Silicon Solid State Detector

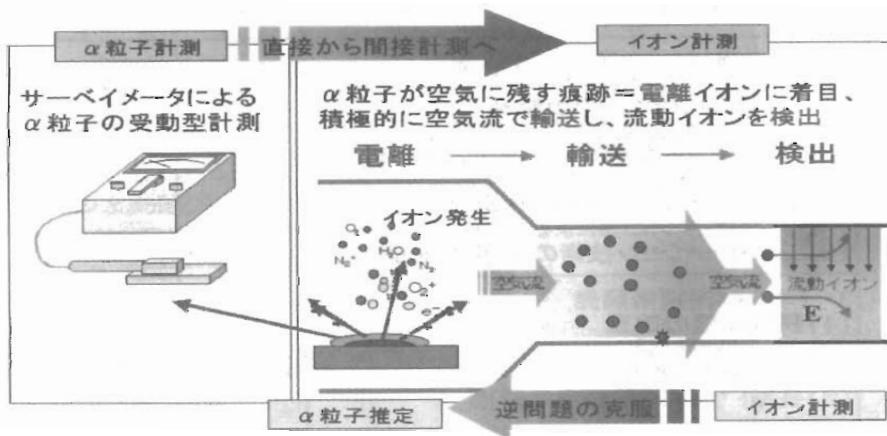


Fig.3-9 Principle of Alpha-ray Measurement Using Ionized Air Transport Technology⁵⁾

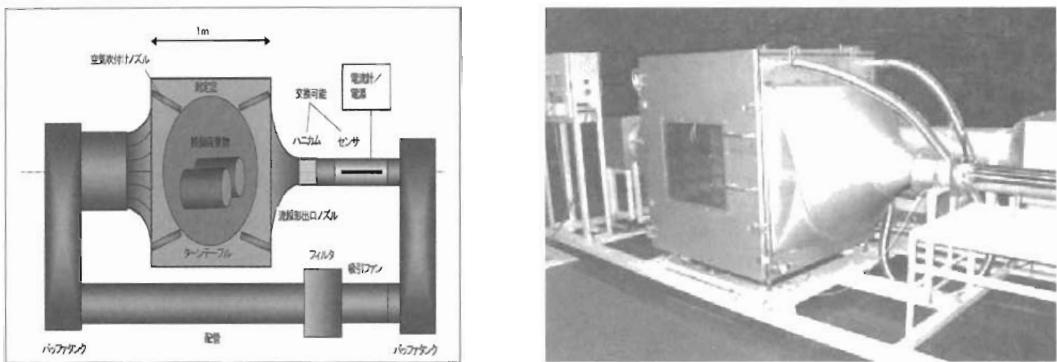


Fig.3-10 Configuration and Photograph of GIC Stationary Monitor⁵⁾

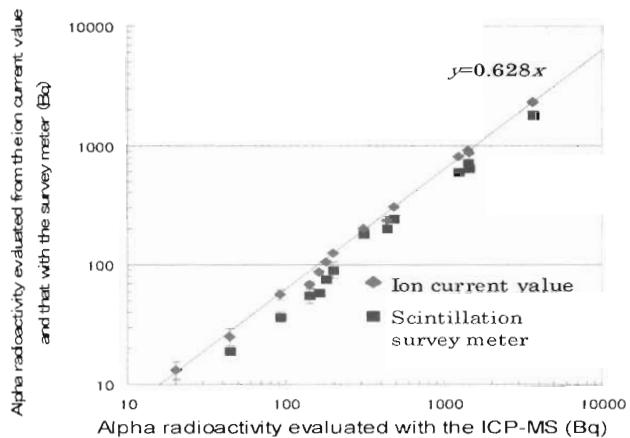


Fig.3-11 Result of Comparison of Quantitative Analysis⁵⁾

準線源に対して得られた正味電流を1に規格化し、各サンプリングの代表位置に標準線源を装着し、そのとき得られた正味電流を相対値プロットしたのをFig.3-12に示す。サンプル形状として、平板、パイプ状、ドラム缶、バルブ等を対象とした。サンプルの形状依存性はかなり大きいもので

あり、形状が平板、直徑5cm以上のパイプ、T字パイプ等は、感度が±30%以内であり特別な補正なしで評価可能であるが、φ4cm以下の細い配管内側やドラム缶内側充填物の測定においては圧縮空気の吹きつけによる狭隘空間からのイオンの追い出し対策を実施しても電流は低めであった。

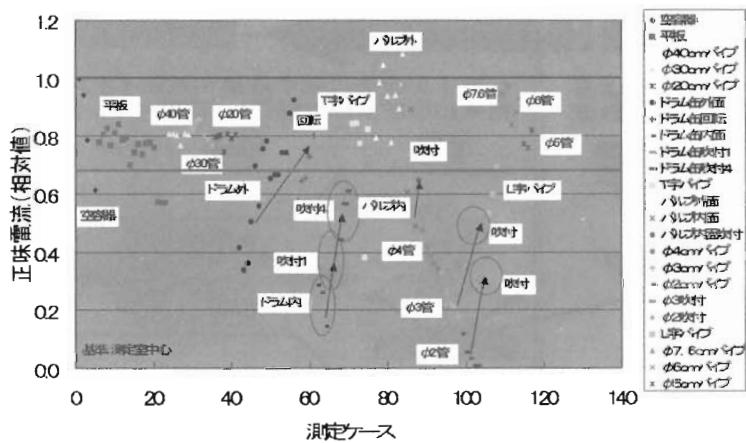


Fig.3-12 Geometrical Dependence of Sample Variation⁵⁾

これはウランの α 線の飛程が数cm程度であり配管内部での電離イオンの発生量自体が少なくなり、従って計測されるイオン電流が小さくなつたものと推定される。それ以外の試料形状についての計測電流相対値はおよそ0.6程度までに収まっている。本測定法で同程度の計測電流、即ちイオン収率を持つサンプルについては、一つの放射能換算係数でグルーピングすることで、まとめて測定することが可能と思われる。

美田等⁶⁾は本測定装置を用いて検出可能な放射能レベルは約16Bqが得られ、さらに電離イオン測定器とICP-MSによる α 放射能評価で良い一致との結果を得ている。これらの結果からウランのクリアランスレベル1 Bq/gに対して十分な実用性を有していると報告している。

適切な校正技術が、付着量の定量の際に重要な因子なり、ウラン定量の際に慎重に配慮する必要があることを示唆している。

3.6 中性子測定方式^{7), 8)}

中性子を測定しウラン量を定量評価する測定法としてパッシブ法とアクティブ法の2法が考えられるが、ウランからの中性子放出が極めて少ないとためパッシブ法による測定は実質的に困難である。ここではアクティブ法による中性子計測法についてその概要を紹介する。

アクティブ中性子計測法は、中性子線源または中性子発生用加速器から放送出する中性子を照射することによって、廃棄物の内部に存在する標的核種（核分裂性核種）を検出する手法である。

春山等^{7), 8)}は14MeVの中性子加速器とHe-3検出器を使用したシステム開発を行い、ウラン及びプルトニウムの微量測定の評価を報告している。開発されたシステムの基本構成、検出原理の概略図をFig.3-13に示す。

開発されたシステムの基本仕様

検出器：He-3検出器 1 inch ϕ

有感長 100cm

検出体系：グラファイト、ポリエチレン

電子系：プリアンプ、メインアンプ、HV系

中性子発生用加速器：14MeV核融合中性子

制御コンピュータ：PC一式

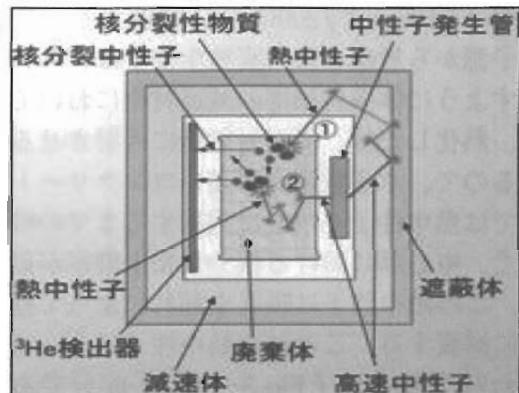


Fig.3-13 Detection Principle of Fissile Neutron and Structure of System⁷⁾

本システムを用いて得られた測定データ例をFig.3-14に示す。従来のアクティブ非破壊検出装置によるコンクリート固化廃棄体の測定で、ドラム缶中心部に核分裂性物質を置いた場合とドラム缶径方向の中心部から25cmの部分に核物質を置いたときの時間スペクトルデータを比較して同一グラフに示している。この時間スペクトルデータから、従来アクティブ中性子法では反応した核分裂中性子成分は図中①成分として現れる。この成分は中心部と外周部とでは大きく変化する。

その理由について春山等は以下のように考察している。線源の位置の違いによる感度依存差について、このコンクリート固化廃棄体に対する位置依存差は、中心部に近いほど検出感度が減少し、結果的に中心部の検出される核分裂中性子数は外

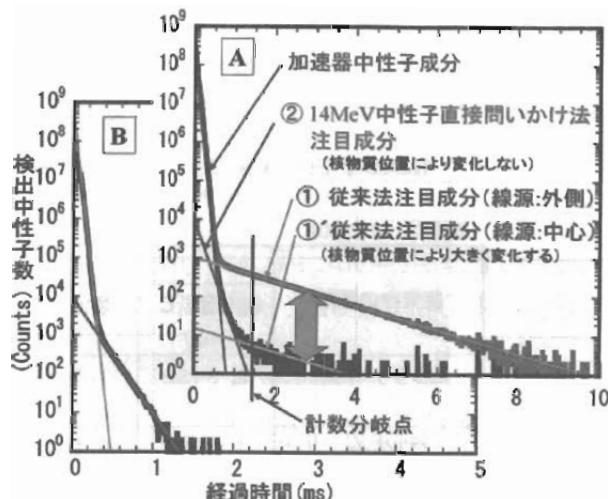


Fig.3-14 Example of Measurement Result of the Fissile Material Placed in the Drum⁷⁾

周部の $1/100$ ~ $1/200$ ほどに減少する。これは中性子源から放出された高速中性子は、Fig.3-13に示すように体系外周部の減速材中において減速され、熱化した後、測定対象物に入射されることになるので、水素数密度が高いコンクリート廃棄物等では熱中性子が中心に到達するまでの吸収が大きく、中心部における核分裂発生確率が最小となる。この熱中性子は吸収や漏れによって指数関数的に減衰する。この拡散熱中性子によって誘発された核分裂中性子Fig.3-14の①成分である。このように①成分に着目した解析では、核分裂性核種の存在位置あるいはその濃度分布が分からぬ限り精度良い定量は不可能になると論じている。

春山等はFig.3-14の②に相当する部分14MeV中性子直接問い合わせ法の注目部分に着目し、この部分の計数成分は核物質の存在位置によってほとんど変わらないことに注目し、Fig.3-14のB図の部分のみを計数することにより核物質の位置依存性の大幅な改善を図れるとしている。これら成分の違いによる計数率の様子をFig.3-15に示す。

この部分の中性子の検出過程は、測定対象物自身のマトリックスにより減速した問い合わせ中性子が拡散し消滅するまでに引き起こされた核分裂による核分裂中性子が検出されてものであり、測定対象物の中心近傍になればなるほど中性子の減速が進み核分裂発生確率が最大となる。一方、中心部近傍で発生した核分裂中性子の検出確率は従来法と同様に最小となる。核分裂発生確率と検出効率は互いに相殺され、その結果、位置感度差の問題がほとんど無くなると推論している。

さらに本装置の検出性能は検出体系反射体をグラファイトからステンレスに変更するこ

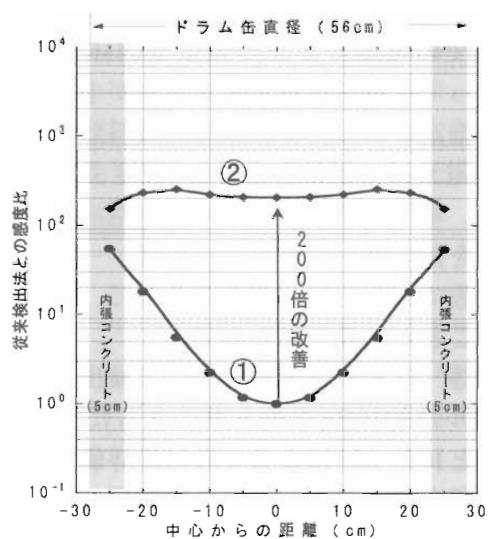


Fig.3-15 Sensitivity Difference of Direction of Diameter in Concrete Solidification⁸⁾

とによって、バックグラウンドが5,000countsから0.5countsと $1/10,000$ と大幅に低減し、大幅に検出限界値を向上可能と報告している。Table 3-2に高速中性子直接問い合わせ法によるウランの検出限界値の試算例を示す。

春山等⁸⁾は論文の中で「ウラン廃棄物のクリアランス測定を実施するだけであれば、実用的には中性子発生管が1本とHe-3検出器の使用本数を $1/10$ の3本程度の装置にするとか、大幅な測定時間の短縮が可能となる。」と論じている。

以上アクティブ法による中性子計測法についての概要を紹介したが、論文筆者が述べているように本装置はそのままウランのクリアランスの検認測定用のシステム開発されたものではないが、手法としては、オーソドックスな手法であり、ウランの微量放射能測定が抱える測定上の困難さを解

Table3-2 Estimated Detection Limit Values for Waste (Cementation, Metallic and Cellulose) with SUS-304 Reflector Detection System⁸⁾

反射体: SUS-304

廃棄物の種類	天然ウラン		濃縮ウラン(4.5%)		備考
	検出限界量 (mg)	検出限界濃度 (Bq/g)	検出限界量 (mg)	検出限界濃度 (Bq/g)	
コンクリート系	2.3132	1.22E-04	0.3704	8.80E-05	重量:480kg (密度2.3g/cm ³)
ウエス系	1.5086	4.50E-04	0.2415	3.24E-04	重量:85kg (密度0.3g/cm ³)
金属系	5.9623	7.02E-04	0.9545	5.05E-04	重量:215kg 鉄管:61本

決できる可能性を秘めているといえる。

3.7 ICP-MS法(高周波誘導結合プラズマ質量分析装置:ICP-MS)

本分析法は分析試料を酸による溶解やイオン交換法や抽出による分離作業などの前処理を行い、分析測定対象試料の形態を水溶液の形態にし、ネブライザーで霧化した試料が高周波とアルゴンガスにより発生したプラズマ中で溶存元素がイオン化される。イオン化された元素はレンズへ導入され、質量分析しやすい形状の長方形に成形されて、質量分析部へ送られる。マグネットにより着目元素を質量分析し、通過したイオンは検出器の二次電子増倍管で質量数ごとの信号として測定される。Fig.3-16にICP-MSの基本構造と原理の概略図を示す。

ウラン元素に対するICP-MSの検出限界は非常に微量のpptレベルの超高感度分析が可能であり、試料溶解による希釈率等を考慮しても 1×10^{-3} Bq/gから 1×10^{-4} Bq/g程度が検出可能でありウランのクリアランスレベルは十分測定可能であると思われる。

実際のウラン試料のクリアランス検認測定においては、試験試料を質量分析で計測するため、可溶性試料であれば放射性核種の測定で、U-234、U-235、U-238について同時測定できる特徴を有している。ICP-MSによるウラン試料測定データ例をFig.3-17に示す。

実際のクリアランス測定におけるICP-MSの使用目的としてクリアランス対象物の直接測定ではなく、対象物のウラン付着部分の一部を採取し、前処理してICP-MS測定によりウラン各同位体の

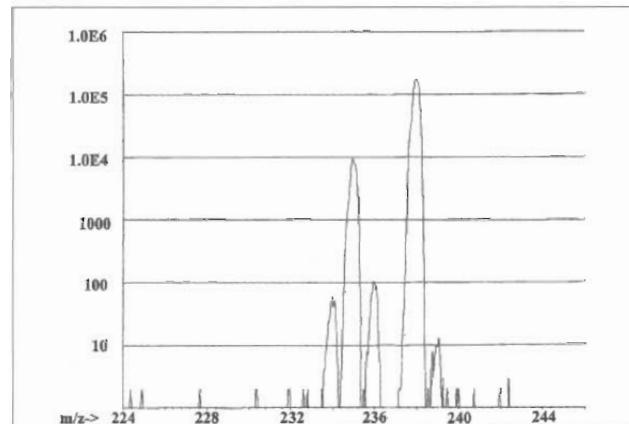


Fig.3-17 Measurement Result of Uranium Standard Sample Using ICP-MS¹⁰⁾

放射能比及びウラン濃縮度の推定に有用と思われる。

4. まとめと今後の展望

以上、ウランのクリアランスレベルをめぐる状況、特にウランクリアランスレベル測定技術の開発の現状について概説した。ウランのクリアランスに関する法整備も整えられつつあり、実用的なウランのクリアランスモニタの開発が望まれる。

関連する文献調査の結果、実務的なウランの放射性廃棄物の放射能測定技術として想定される技術は、 α 線測定法、 γ 線測定法、中性子線測定法いずれの計測方法を採用するにしても、それぞれの計測法の長所短所はあるものの、既存の計測技術を生かしてクリアランスモニタの実用化は可能と思われる。特に、位置依存性と検出効率の校正を適切に実施出来る技術が確立されれば十分実用に耐え得るものと思われる。

今後は、測定技術そのものの開発と併せて、クリアランスレベルの具体的な判定方法の確立が望まれる。特にウラン廃棄物は一般的にはウラン濃縮度及びウラン同位体組成比は一義的に特定出来ない状況が想定されるため、回収ウランに含まれる人工起源のウラン同位体の評価法も含めて、ウラン同位体組成比を考慮した実用に向けたクリアランスレベルの判定方法が整備される必要がある。

参考文献

- 1) 原子力安全委員会: ウラン取扱施設における

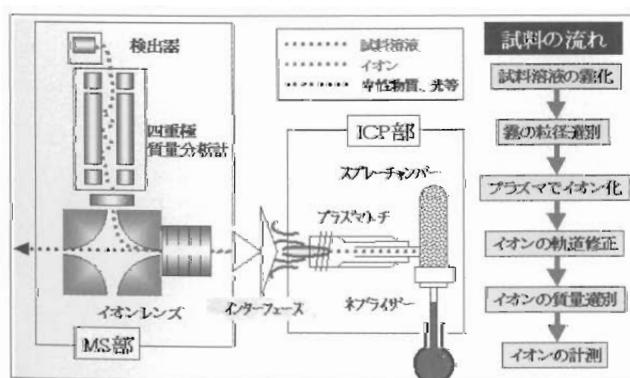


Fig.3-16 Basic Principle and Structure of ICP-MS⁹⁾

- クリアランスレベルについて”, 平成21年10月
5日
- 2) IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.7,
“Application of the Concepts of Exclusion, Ex-
emption and Clearance,”, Vienna, (2004).
- 3) 原子力安全委員会ウラン廃棄物埋設小委員会
試料ウラン核種の放射線計測方法ウ検 第1－
6号 (平成20年10月)
- 4) 原子力安全委員会ウラン廃棄物埋設小委員会
試料ウラン核種の放射線計測方法ウ検 第8－
1号 (平成21年6月)
- 5) 前川立行：“電離イオン式計測法を用いた α 放
射能測定装置の開発”, デコミッショニング技

報第37号 (2008)

- 6) 美田豊他: “電離イオン式測定器による α 線計
測技術開発—(2)除染済み機材の計測試験—”,
日本原子力学会2008年春の年会P142
- 7) 春山満夫: “ウラン・プルトニウム廃棄物等
のクリアランスのための高感度測定技術”, 第
21回デコミッショニング技術講座テキスト,
RANDEC (2008)
- 8) 春山満夫他: 高速中性子直接問かけ法を用い
たウラン廃棄物のクリアランス検認技術、デコ
ミッショニング技報第37号 (2008)
- 9) ニッテクリサーチ社WEBページ
- 10) アジレント・テクノロジー社WEBページ

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.

© デコミッショニング技報 第42号

発行日 : 平成22年9月30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農園一丁目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