

デコミッショニング技報

Journal of the **RANDEC**

No. **48**
2013

巻頭言

東海発電所の廃止措置を進めて

技術概況

韓国の原子力発電所の廃止措置と放射性廃棄物の処理処分の現状

技術報告

JT-60トカマク解体の完遂

人形峠環境技術センター「製錬転換施設」廃止措置の進捗状況

研究報告

プラスチックシンチレーションファイバー (PSF) を用いた自走式放射線2次元分析測定システムの開発

高濃度の放射性物質に汚染された原子炉一次冷却水系ステンレス鋼のレーザー除染

ウラン廃棄物の計測技術開発—その1

RANDEC

RANDECは、原子力バックエンドの確立に向けた技術の調査・研究及び普及・啓蒙活動等の下記の公益目的事業を行っています。

国内の研究施設等廃棄物の集荷・保管処理事業の確立

デコミッショニング及び放射性廃棄物処理処分に係わる調査・研究

福島県及び関東一円の環境回復に関する技術開発

原子力バックエンドに係わる研究成果の普及

これらの事業を通し、わが国の科学技術及びエネルギー事業の振興に寄与しています。



デコミッショニング技報

第48号 (2013年9月)

目次

巻頭言

東海発電所の廃止措置を進めて	1
	菊込 敏

技術概況

韓国の原子力発電所の廃止措置と放射性廃棄物の処理処分の現状	2
	金 慶敏

技術報告

JT-60 トカマク解体の完遂	10
	岡野文範、池田佳隆、逆井 章、花田磨砂也、JT-60 チーム

人形峠環境技術センター「製錬転換施設」廃止措置の進捗状況	24
	高橋信雄、森本靖之、徳安隆志、田中祥雄、杉杖典岳

研究報告

プラスチックシンチレーションファイバー (PSF) を用いた 自走式放射線 2次元分析測定システムの開発	40
	松村修治、北原成郎、山西晃郎、野瀬裕之、千坂 修

高濃度の放射性物質に汚染された原子炉一次冷却水系 ステンレス鋼のレーザー除染	47
	峰原英介、田村浩司

ウラン廃棄物の計測技術開発—その1	56
	室井正行、鈴木康夫

Journal of the RANDEC

No.48 Sep. 2013

CONTENTS

Technical Review

- The present status of decommissioning of nuclear power plants and their radioactive waste management in Korea 2
Kyung Min KIM

Technical Report

- Disassembly of JT-60 tokamak device 10
Fuminori OKANO, Yoshitaka IKEDA, Akira SAKASAI, Masaya HANADA, JT-60Team
- The current state of uranium refining and conversion facility decommissioning project 24
Nobuo TAKAHASHI, Yasuyuki MORIMOTO, Takashi TOKUYASU, Yoshio TANAKA
Noritake SUGITSUE

Research Report

- Development of self-propelled measuring system for 2-dimensional distribution of radiation beam using plastic scintillation fibers 40
Shuji MATSUMURA, Sigeo KITAHARA, Akio YAMANISHI, Hiroyuki NOSE, Osamu TISAKA
- Laser cleaning trials for the heavily radioisotope-contaminated stainless-steel samples in the primary cooling loop of the nuclear reactor 47
Eisuke J. MINEHARA and Kouji TAMURA
- Development of passive gamma assay for U-238 in waste drums 56
Masayuki MUROI, Yasuo SUZUKI

The present status of decommissioning of nuclear power plants and their radioactive waste management in Korea

Kyung Min KIM

J. RANDEC, No.48 (Sep. 2013), page2~9

In this paper, we will introduce the main issues on decommissioning and radioactive wastes management in Korea.

The revision of the agreement for Civil Uses of Atomic Energy between Governments of Korea and the United States has been postponed for 2 years, which would be arranged in beginning of 2016. The most important issue in it is the reprocessing of the nuclear spent fuels. The reality is, it will be difficult to gain approval by the US. However, the Korean government are trying to get the right to use nuclear spent fuel through pyroprocessing technology. The big problem in Korea is that the fuel storage pool will get full from 2016. In 2012, Task Force Team on spent nuclear fuels organized in Korea made suggestions to construct nuclear interim storage facility by 2025. Based on these suggestions, the Korean government will organize the committee for nuclear interim storage facility by September, 2013.

Disassembly of JT-60 tokamak device

Fuminori OKANO, Yoshitaka IKEDA

Akira SAKASAI, Masaya HANADA, JT-60Team
J. RANDEC, No. 48 (Sep. 2013), page10 ~ 23, 22
Figures

JT-60 tokamak device, as a largest nuclear fusion device in the world, started the experiments in 1985 and had accomplished the research and development of plasma performance toward the DEMO. The project has successfully completed its operation in August 2008 with many fruitful results such as accomplishment of break-even plasma condition in 1996. The device disassembly was required for new JT-60SA project, which is the Satellite Tokamak project under Japan-EU international corroboration to modify the JT-60 to the superconducting tokamak. This work was the first experience of disassembling a large radioactive fusion device under Radiation Hazard Prevention Act in Japan.

This report presents the outline of disassembly of JT-60 tokamak device.

The current state of uranium refining and conversion facility decommissioning project

Nobuo TAKAHASHI, Yasuyuki MORIMOTO

Takashi TOKUYASU, Yoshio TANAKA

Noritake SUGITSUE

J. RANDEC, No.48 (Sep. 2013), page24~39, 11
Figures, 4 Tables, 17 Photos

Dismantling of the uranium refining and conversion facility had been started since April, 2008, and dismantling of the main equipment in the controlled area have been finished on September, 2011. During this period, dismantling of the main equipments of about 480 tons was carried out, and the dismantling work took 12,000 man-days in total. Then, dismantling and removal of the "underground tanks of a used fluoridation media" which is one of the incidental facilities were carried out. These tanks were installed in the underground and these circumferences were filled up with mortar. At first, we carried out decontamination to a background level, because of preventing contamination risk of surrounding mortar and soil by dismantling the tanks. After we examined blast and acid cleaning as the decontamination technique, we chose the method of gel decontamination. This technique has little secondary waste which can be incinerated. We have done decontamination to a target level with this technique.

Development of self-propelled measuring system for 2-dimensional distribution of radiation beam using plastic scintillation fibers

Shuji MATSUMURA, Sigeo KITAHARA

Akio YAMANISHI, Hiroyuki NOSE

Osamu TISAKA

J. RANDEC, No. 48 (Sep. 2013), page40~46, 13
Figures

Conventional 2-dimensional distribution of radiation beam is usually estimated from dose rates on a lot of dispersed spots, which has two problems. One is that it takes much time to measure distribution in a large

area, and another problem is it is difficult to detect a localized hot spot from dispersed measurement results. To solve these problems we have developed a self-propelled measuring system adopting plastic scintillation fibers (PSF) as a detector. Estimating dose distribution in PSF and scanning PSF with self-propelled system give a 2-dimensional distribution of radiation beam in shorter measuring time and better spatial resolution than usual. A global positioning system was also installed to our system to know the absolute position of interest. With this system we have verified that we can estimate the 2-dimensional distribution in area of 2,000m² in an hour. This report describes the overview of our newly developed system.

Laser cleaning trials for the heavily radioisotope-contaminated stainless-steel samples in the primary cooling loop of the nuclear reactor

Eisuke J. MINEHARA and Kouji TAMURA
J. RANDEC, No. 48 (Sep. 2013), page47 ~ 55, 16
Figures, 1 Tables

A new laser decontamination device has been developed to evaporate instantly with almost no temperature rise and to clean up the radioisotope(RI) contaminated stainless-steel, iron, concrete and other material components, devices and major structural objects of nuclear reactors and the related ones. The decontamination trials have been successfully performed using the RI contaminated stainless-steel samples and the decontamination device. The decontamination device delivers the tightly focused laser light of GW/ cm² energy density just on the surface to clean up RI contained rust mold on and inside the stress corrosion cracks and corrosion pits in the stainless-steel components and devices. The

decontamination device is newly designed to measure 3-dimensional surface map very quickly, and successfully to peel off the 3-dimensional irregular surface according to the map using the 3 dimensional fast scanner, displacement meter and laser system. The laser cleaning trials were performed to decontaminate the ⁶⁰Co and others of RI contaminated heavily and rectangular stainless-steel samples in the primary cooling loop of the nuclear power reactor. The low RI contaminated stainless-steel samples cut from the piping were successfully demonstrated to clean up using the decontamination device to be less than several tens of Bq/kg. The heavily RI contaminated stainless-steel ones of 1MBq/kg were performed to clean up using the device, and finally and successfully reached to be not detected.

Development of passive gamma assay for U-238 in waste drums

Masayuki MUROI, Yasuo SUZUKI
J. RANDEC, No. 48 (Sep. 2013), page56 ~ 60, 11
Figures, 4 Photos

Uranium contaminated wastes make up a large volume of the wastes to be treated by RANDEC in the near future. Although the characterization of the waste, especially on uranium quantity, is crucial for the rational designing of the treatment facility, the sufficient data is not prepared. One of the reason is the lack of the appropriate assay method for uranium quantification. The applicability of a new assay concept originated with Ningyo-toge Environmental Engineering Center, JAEA has been examined as a candidate. This paper describes the development target, the assay concept and the experiment on the model wastes.

東海発電所の廃止措置を進めて



日本原子力発電株式会社 廃止措置プロジェクト推進室長
菊込 敏

東海発電所は我が国初の商業用原子力発電所の廃止措置として、2001年に着手した。以来、今日まで作業を継続しており、現在、熱交換器の解体撤去を実施している。

先般、米国のクライブ廃棄物埋設施設やサイオン発電所の廃止措置を見せて頂く機会があった。サイオン発電所は更地にするまでの廃止措置工事一式を委託で進めており、受託者はNRCの認可を得て、地元対応も含めて廃止措置を実施している。恐らくこのような形態をとりうる最大の要因のひとつは、制度のほか、受託者が放射性廃棄物埋設施設を所有しており、廃棄物の埋設処分が円滑にできる事であろう。廃止措置で発生する廃棄物は、放射能濃度が高い一部の放射性廃棄物（いわゆるGTCC）を除き、クライブ処分場で埋設できる。また、この間の輸送は鉄道輸送が主体で発電所の原子炉建屋のそばまで引込み線を設置し、解体撤去したあと、貨車に積み込み、搬出できるインフラが整っている。このため、廃止措置工程も出来るだけ短期間になるよう計画が立てられる。翻って、わが国の状況を見てみると、残念ながら廃止措置に伴い発生する放射性廃棄物の搬出先が決まっていない。関係者の努力にもかかわらず、やはりいわゆる「廃棄物」問題の解決には時間がかからざるを得ない典型になっている。東海発電所では、解体撤去は進むものの少しずつ解体撤去物の保管量が増加している。放射性廃棄物に限らず、クリアランス対象物や放射性廃棄物でない廃棄物搬出も滞り気味で、特に後者はフォールアウトの影響評価がネックとなっている。福島における状況も同様と聞くが、このような廃棄物の処分に道筋をつけないことには、廃止措置そのものが行き詰ることとなるので、今後一層解決に向け努力していきたい。

一方、サイオン発電所で所長さんから聞いた話の中に、何故、彼らは合理的に廃止措置が進められるのかについて、「電気事業者以外の原子力発電所の運転をしてこなかった者による廃止措置であること」という説明があった。運転経験者は、運転中の経験をそのまま廃止措置にも持ち込もうとし、廃止措置段階でも必要な維持管理設備に過剰なケアをするというのである。わが国においては、米国のような体制は取れないとしても、昨今の電力を取り巻く状況を踏まえ、廃止措置段階の合理化に取り組もうとしているところである。既に、競争入札の拡大などを導入してきたが、今後一層の合理化に取り組んでいくことが、必要であると考えている。時代に逆行するつもりは無いが、廃止措置段階における安全確保の考え方を、今一度整理できればと考えている。

また、先般はデコミッションング研究会の一員として、石川迪夫先生やRANDEC澁谷専務理事にお供して、台湾に出かけ廃止措置セミナーに参加させていただいた。台湾では福島第一の事故の影響もあり廃止措置が現実的になりつつあるようで、わが国の経験が大いに活かそう。これは韓国についても同様であろう。これからはこれらの方々にもお役に立てることがあれば大いに貢献させて頂きたいと考えている。

廃止措置は当事者のみならず各方面の方々のご協力を得ないと進められず、福島第一も含め総力の結集に向けた貢献が出来れば幸いである。

韓国の原子力発電所の廃止措置と放射性廃棄物の処理処分の現状

金 慶敏 (キム・ギョンミン)*

The present status of decommissioning of nuclear power plants and their radioactive waste management in Korea

Kyung Min KIM

本論文は、韓国の廃止措置及び放射性廃棄物管理の問題を紹介する。民間の原子力利用に関する韓国とアメリカ政府間の原子力協定の改定作業は2年遅れ2016年初めになる見込みである。最大の問題は、使用済燃料の再処理である。現実的にこれに関してアメリカの承認を得ることは困難である。しかし、韓国政府は使用済燃料にパイロプロセッシング技術を使用する権利を得たいと考えている。韓国にとっての大問題は、使用済燃料貯蔵プールが2016年に満杯になることである。2012年には、本件に関してタスクフォースができ、2025年までに使用済燃料の中間貯蔵施設を建設する提言を行った。この提言に基づいて、韓国政府は2013年9月に中間貯蔵施設の委員会を設ける予定である。

In this paper, we will introduce the main issues on decommissioning and radioactive wastes management in Korea.

The revision of the agreement for Civil Uses of Atomic Energy between Governments of Korea and the United States has been postponed for 2 years, which would be arranged in beginning of 2016. The most important issue in it is the reprocessing of the nuclear spent fuels. The reality is, it will be difficult to gain approval by the US. However, the Korean government are trying to get the right to use nuclear spent fuel through pyroprocessing technology. The big problem in Korea is that the fuel storage pool will get full from 2016. In 2012, Task Force Team on spent nuclear fuels organized in Korea made suggestions to construct nuclear interim storage facility by 2025. Based on these suggestions, the Korean government will organize the committee for nuclear interim storage facility by September, 2013.

1. 廃炉の国際的動向

廃炉とは原子力発電施設とその敷地を放射線安全性の側面でのその施設が入る前の状態に戻すことを意味する。廃炉方式には即時解体、遅延解体、遮蔽隔離の3方式がある。即時解体方式は、15年

ほどの期間が必要であり、敷地再利用及び社会的受容性が良いという長所がある。一方、解体の中で作業員の放射線被曝量が多いという短所がある。これに比べて、遅延解体と遮蔽隔離方式は解体期間が長くて、敷地再利用及び社会的受容性が良くないが、放射線被曝量は即時解体方式に比べ

*：韓国漢陽大学政治外交学科 教授、政治学博士 (Professor, Dept. of Political Science, Hanyang University, Chairman, Center for National Space Development Strategy, Republic of Korea)

RANDEC補足：金教授は、韓国の原子力政策、宇宙開発政策提言を行う有識者で、韓国の中・低レベル放射性廃棄物処分施設の立地選定委員の一人である。

本論文は、金教授のハンゲル語原稿を韓垠娥 (ハン・ウンア) 氏 (漢陽大学政治外交学科、政治学博士) が翻訳したものである。

て少ない。最近、廃炉を遂行中の国々は短い解体期間と社会的受容性のため即時解体方式を選んでいる。

2012年までに廃炉が完了または進行中の世界の原子力発電所は合計141基であり、この内17基が完了し、124基が進行中である。廃炉の理由としては寿命満了が大部分であり、一部政策的決定及び故障または事故による廃炉が存在する¹⁾。

廃炉技術は地域、炉型、方式に従って適用技術が多様であり、これによる費用の差が大きくなる。また、多くの企業が廃炉事業に参加しているにもかかわらず、除染、撤去及び解体などの核心技术はアメリカ、日本、フランスなど一部の国だけが特許を保有している。代表的な廃炉事業の企業の一つAREVAは即時解体方式の先頭企業で、除染及び使用済燃料処理事業分野に重点を置いている。WHは廃炉装置を供給すると同時に原子炉解体及び廃棄物輸送に力を注いでいる。イギリス企業であるONETはガス冷却炉解体に多くの経験を保有しており、特に除染分野で頭角を見せている。

廃炉市場は、初期商業化原子力発電所の老朽化によって、今後大きく増加することが見込まれる。グローバルデータの分析資料によると、2012年から2030年の間に廃炉が予想される原子力発電所は約220基で、市場規模は総額1,100億ドルと見込まれる。国別で詳しく見れば、フランスに最大の廃炉市場が形成されると思われる。フランスは今後約49基の廃炉を計画中であり、これは215億ドル規模に当たる。続いて、イギリス、日本、ロシア、ドイツの順序で廃炉市場が形成されるものと見込まれる。韓国は同じ期間中に廃炉対象原子力発電所は8基であり、約33億ドル規模になると予想される。年度別廃炉市場は2016～2020年に77基、2021～2025年には68基の規模になると見込まれる²⁾。

2. 韓国の廃炉政策の現況

韓国は、最近の原子力発電所運営現況、経済、金融環境変化及び技術発展などを考慮して廃炉費用を含んだ事後処理費用の適正性検討を推進し、2012年末に放射性廃棄物管理基金運営審議会にお

いて原子力発電所事後処理費用を大幅に現実的にした。原子力発電所事後処理費用は、使用済燃料管理負担金、中・低レベル放射性廃棄物管理費用、原子力発電所解体費用である原子力発電所解体充当金で構成されている。

原子力発電所事後処理費用の再算定結果を要約すると、使用済燃料を取り出す時にかかる費用である使用済燃料管理負担金の総事業費は28兆ウォンから53兆ウォンで、約1.9倍増加する。放射性廃棄物処分場で放射性廃棄物搬入時の管理費用である中・低レベル放射性廃棄物管理費用はドラム缶当たり736万ウォンから1,193万ウォンで、約1.6倍に増加する。

原子力発電所解体費用である原子力発電所解体充当金は号機当たり、3,989億ウォンから6,033億ウォンで、約1.5倍に増加する。しかし、事後処理費用上昇にもかかわらず、原子力発電所の経済性は相変わらず維持される³⁾。今度事後処理費用の引き上げによって2012年1月から10月まで購入単価を基準として原子力購入単価は4.1ウォン/kWhが増加されて46ウォン/kWhと算定され、有煙炭70ウォン/kWh、LNG173ウォン/kWhに比べて相変わらず低いレベルを維持する。しかし、原子力事後処理費用の現実化及び最近の持続的な安全性強化による原子力発電費用の上昇は購入電力費増加をもたらして、これは電気料金引き上げ要因に影響する見込みである。

初期商業化原子力発電所の老朽化で‘廃炉’が原子力発電所分野の新事業で浮上している。また韓国も2017年以後、コリ（古里）1号機を皮切りに本格的な廃炉市場が形成される。しかし、いまだに国内の廃炉技術と経験不足によって短期間に事業参加は難しい見通しで、今後の海外企業との協力を通じた技術確保後安定的な国内外廃炉事業推進が必要である⁴⁾。

3. 韓国の使用済燃料管理政策

2016年から飽和が予想される使用済燃料の問題は、一時貯蔵に関する公論化さえ円滑には行かない現状は、韓国政府に深い政策的悩みを抱かせている。すでに時間的な圧迫が大きい状況なので2013年8月から‘使用済燃料公論化推進委員会’

を発足して1年余りの間活動を通じて導出された結果を土台として立地選定手続きを進行することで期限を決めて推進している⁵⁾。韓国は使用済燃料に対して永久処分やリサイクルなどに対する政策方向が確定されなかった状況なので、日本が推進している中間貯蔵方式よりは‘一時貯蔵’の方式で政策方向を取っている。

韓米原子力協定で使用済燃料の不拡散性技術である‘パイロプロセッシング’技術の共同研究を行うかどうかの交渉が進行中である。現在、韓米原子力協定改訂交渉が2年延長された状況で、2015年始めには決断が下ろされるものと予想される。しかし、アメリカは相変わらずパイロプロセッシング技術が核不拡散性技術なのかに対して疑問を申し立てて引き継ぐ状況なので結果に対する肯定的な予測は難しいのが現実である。このような状況で韓国の使用済燃料問題は国内的に多様な難しさに直面している。

韓国は世界第5位の原子力発電国家であるのみならず大規模な原子力発電所輸出国として浮上している。韓国政府のエネルギー計画によれば、これから韓国は炭素排出増加のない経済成長のために今後の原子力依存度を高める。韓国は原子力分野の活性化によって開発と経済面で大きい成果を取めたが、30年間の使用済燃料の累積という否定的な結果ももたらした。

現在、韓国が保有している多くの原子炉の高レベル放射性廃棄物貯蔵水槽が2020年前に飽和状態になるが、韓国政府は原子炉寿命延長に必要な追加施設を指定していないのが現状である。指定してこなかった理由は、過去これに対する国民の反発が大きく、また、韓国の政治家たちが政治的にも外交的にも危ない決定を控えてきたからである。また、韓国の人口密度が高いことも要因の一つになっている。一時貯蔵施設の永久化の可能性による地域住民たちの憂慮と反発のため、永久貯蔵施設の指定・建設がその他の原子力発電所国に比べて難しい状況である。

韓国政府は使用済燃料問題の解決のために再処理方式に目を向けている。現在、韓国が考慮中のオプションはパイロプロセッシングである。パイロプロセッシングというのは、使用燃料を処理してストロンチウムとセシウムのような比較的短寿

命高放射能物質をとり除いて未使用長寿命物質であるプルトニウム、アメリカシウムのような超ウラン成分を貯蔵することである。この工程はまだ開発されていない高速増殖炉で成り立ち、結果的に永久貯蔵が必要な廃棄物と発生する熱量を減らすことができるようになる。現在の韓米原子力協定は韓国の使用済燃料再処理を禁止している。協定は2014年に終了するので、現在両国は今後の40年のための改訂を交渉中である。韓国はパイロプロセッシングの経済的、技術的可能性を研究する施設建設に対するアメリカの承認を得て今後商業化させようとする意志を持っているが、アメリカの関係者は承認を控えている⁶⁾。

フランスと日本の場合、再処理方式を利用して使用済燃料の最終処理を延ばすことができた。また、再処理施設を原子炉敷地外暫定貯蔵所 (AFR: away-from-reactor) で効率的に利用している。韓国の多くの原子力専門家は、韓国が同様な方向を採択しなければならないと主張している。韓国では、使用済燃料をパイロプロセッシング施設に移して該当の施設で派生する労働力を地域住民たちに供給することで使用済燃料処理施設の建設を容認してもらえるようにすることである。

しかし、このような構想は実現可能性が低いかもしれない。日本の場合、青森県六ヶ所村の再処理施設がそれほど必要ではないという事実が分かっているにもかかわらず、建設計画を推進し、その結果、不必要な数tの分離プルトニウムができ、日本の周辺国とアメリカを含めた多くの国々からこれに対する憂慮をもたらした。国際社会の他の国々も再処理によって核原料が原子力発電所に追加供給されるが、核兵器製造に必要な核分裂物質が生産されるために憂慮している⁷⁾。韓国は、アメリカの実験室で考案されたパイロプロセッシングは既存再処理と違い、使用済燃料から純粋プルトニウム抽出が不可能なので再処理方式の一つと見なさないと主張する。それだけでなくパイロプロセッシングは核兵器製造に必要な物質を作り上げることはないので、伝統的な再処理方式以上の規制を加えるのは正しくないと主張している。アメリカ側は、パイロプロセッシングを再処理方式の一つと規定しており、不拡散の努力にとって障害物となるためにこれに反対している。

ここで注目しなければならない点は、韓米両国とも開発段階でのパイロプロセッシングに注目しているが、果してこの方式を通じて韓国の使用済燃料の量をどの程度減らすことができるのかは、もっと多くの研究を要する。韓国の使用済燃料問題の解決案は、現在韓米原子力協定の改訂交渉で論議されている。2010年に合意され、2011年に公式に始まった韓米共同研究は、安全で包括的な使用済燃料処理案に対して研究中であるパイロプロセッシングも考慮されている。基本的に使用済燃料処理に対する多様な案を研究するために始まった共同研究プロジェクトは、現在パイロプロセッシングの経済的、技術的可能性を含めて不拡散の議題との適合性研究などに相当な重きを置いている。しかし、技術的な共有合意が改訂交渉の進展に相当重要な部分を占めており、最も楽観的な状況を仮定してもパイロプロセッシングとその他関連高速炉を利用した大規模な使用済燃料処理は、今後の数十年間論議されないと考えられる。韓国として最も急ぐべき事案は、永久化の案につながり得る使用済燃料の中短期的管理方法を捜すことである。そうしてこそ、パイロプロセッシング後に生ずる使用済燃料や高レベル廃棄物を適切に管理することができる⁸⁾。

1) 中短期的管理方法

パイロプロセッシング承認の可否にかかわらず、韓国はどんな形態にしる原子炉敷地内または外に追加の使用済燃料貯蔵施設を必要とする。韓国の原子力当局は現在使用中の使用済燃料貯蔵プールの容量を増やすための多くの技術を取り入れた。原子炉内の燃料消費を増やして使用済燃料がプールに貯蔵される前に原子炉内にもっと長い時間とどまるようにするとか、既存ラック (rack) を稠密貯蔵タックに入れ替えてプール貯蔵容量を増やす技術などを導入した。また、韓国原子力学会の勧告によって、原子力発電所内の老朽化した貯蔵プールで貯蔵容量が残っている原子炉で使用済燃料一部を移したりした。ウォルソン (月城) 原子力発電所の場合、CANDU炉の運転の後に燃料を貯蔵するため乾式貯蔵キャスク方式を採択した⁵⁾。

従来まで知られたことよりもっと長い期間、乾

式貯蔵キャスク方式を利用して使用済燃料を貯蔵できることが分かり、韓国の貯蔵施設もこの技術を使った寿命延長の可能性が大きくなった。乾式貯蔵キャスク方式は、既存予想より使用済燃料をずっと長い期間安全に保管できることが分かり、これは世界の多くの原子力発電所で使用されている検証された技術である。1980年代にアメリカ原子力規制委員会は原子炉の寿命が終えてから後にも、少なくとも30年間は安全に核燃料を貯蔵できることを推定した。1990年、この年数はもっと長くなって40年ライセンス終了後、30年間安全に保管できる。その後、追加30年間のライセンスが更新でき、少なくとも100年の間は安全な貯蔵が可能であると分かった。

基本的に、追加貯蔵空間確保の障害は、技術的になく、政治的な問題であるので、韓国の政策立案者たちが政治的問題を解決しようとしたら乗り越えることができる。昨年、韓国原子力委員会は韓国の軽水型原子炉で発生する使用済燃料は乾式貯蔵キャスク方式に貯蔵されて該当の敷地内または中央敷地外貯蔵所に60年以上も貯蔵できると主張した。現在の状況では、コリ (古里) 原子力発電所施設に近接した位置にあるシンコリ (新古里) 原子力発電所に原子炉燃料を運ぶことさえ政治的な不安要素によって行政区域が違うという理由から不可能である。

韓国の政治家と技術専門家が原子力に対する正しい情報を伝えて国民と疎通しない以上、政治的な障害物を飛び越えることは難しい。特に、乾式貯蔵キャスク方式の安全性と恩恵に対する理解が必要である。過去、国民の支持を受けようとする努力は後ろ向きで国民参加が不足しており、恩恵や他の危険要素に関する説明も不足であった。パイロプロセッシングは検証されていない研究プログラムではあるが、十分な可能性がある方式であることを知らせなければならない。既存の方法を固守して政治的問題に対する技術的解決案としてパイロプロセッシングを主張しないと未来においても成功の可能性は少ない⁸⁾。

一歩進んで、使用済燃料を管理する韓国の多くの別個の場所が燃料消費、原子炉貯蔵、一時貯蔵、長期解決案などをすべて含んだ包括的接近方式を中心として統合された説得力ある未来方向を提

示して、韓国の政治家たちと国民が最適の決定をするように支援しなければならない⁹⁾。しかし、現在までの韓国の政策は官僚主義的内部葛藤で進展がなかったし、政策決定は浅く非常に狭かった。

2) 長期貯蔵方法

上記のように、韓国は使用済燃料管理方案としての再処理、特にパイロプロセッシングに関心を持っている。パイロプロセッシングを開発させようとするれば、パイロプロセッシング工程で生産される燃料を燃焼させることのできる原子炉も一緒に開発しなければならない。現在、韓国はアメリカの一体型高速炉 (Integrated Fast Reactor: IFR) の開発経験を土台にしている。しかし、多くの国々では、数十年間開発中の高速炉はまだ商用化に成功していない。韓国は原子力の自立とエネルギー自給力を確保するため再処理施設を保有しようとしている。しかし、韓国が再処理施設を保有することは経済的に不可能である。技術を保証することのできる段階までは研究が成り立たなかった。したがって、商用化された再処理施設を待ちながら解決案を捜すことは、韓国に多くの選択の余地のみならずその他の技術開発に必要な時間、そのシステム稼働の時間に必要な準備をする手助けになる。

また、他の方案は韓国原子力委員会、アメリカ原子力規制委員会を含めた他の国防省直轄部隊及び機関が主張すること以上に貯蔵期間を延長させることである。多くの国で使用済燃料や高レベル放射性廃棄物の最終処分が引き延ばしになることによって、1世紀以上貯蔵期間を延ばす方案に関心が集まっている。貯蔵期間を延長とか無期限に設定することは、他の長期的解決案に比べて多くの問題を抱えている¹⁰⁾。確かな安全のためには管理も無期限で成り立たなければならないのに対して、これは事実上不可能だからである。しかし、貯蔵期間の延長は多くの恩恵も持っている。長期間貯蔵を保障して再処理施設や廃棄施設開発に必要な経費を節約することができれば、廃棄施設指定で発生する政治的な問題も阻むこともあり得る。後で再処理施設やその他の選択をする機会も提供できる。貯蔵期間の延長に必要な技術研究

は韓国においては肯定的である。

一方、貯蔵期間延長にならないとしても、韓国は数十年の間使用済燃料貯蔵問題を抱えることになる。その理由は、どんな処理であっても使用済燃料が冷却された後にこそ可能であり、パイロプロセッシングと同様な高度技術が必要な場合、今後近い将来には大規模使用が不可能だからである。万が一、使用済燃料を長期間貯蔵する場合、貯蔵量を減らすのに必要なさまざまな方法がある。また、長期貯蔵時に生じる可能性のある燃料自体または燃料ラックの損傷を阻むことにも多くの方法がある。最近、最も多くの関心を集めているのは長期乾式貯蔵である⁵⁾。

また、長期廃棄の他の方式は、核種分離と消滅処理 (P&T: Partitioning and Transmutation) である。P & T方式は費用が高い一つの方法であるが、地層処分のような長期廃棄方案の代案として適用できる。P & T方式は燃料量を減らして廃棄物の特徴を変えて施設に貯蔵することになる。

地層処分は連続的な管理なしに安全に廃棄物を貯蔵することのできる唯一の長期方案として認識されている。韓国が使用済燃料を直接廃棄する戦略を選択しても再処理を選択しても、韓国は長年のプログラム移行を通じて結局埋め立てなければならない課題を抱えている⁸⁾。しかし、多くの国で見えたように地層処分は原子力に対する自国民の反発を招く方案である。

地層処分関連で一番広範囲な課題は、採掘型地層廃棄 (mined geological repository) を選択するか、それとも埋め立て型廃棄 (deep borehole disposal: DBD) を選択するかである。採掘型方式は安全な地帯を選んで地下に貯蔵をする方式として岩石、塩、泥のような自然物、または工学設計された遮断装置を伴う。DBDの場合、地下何kmかの深い地層に廃棄物包装物を置いて、また地下を覆って封鎖する。採掘型方式の利点は関連技術が高度に発達したということで、世界の多くの国々が既に数十年の間研究をして来ていることである。

韓国も結局は類似の処分形式を採択しようとしている。通常採掘型方式と比べた時、DBD方式は放射性物質の漏出する確率が低い。最近の研究によれば、封鎖が非常に悪い場合であっても

DBD方式で埋め立てた場合、10,000年後の放射能漏出の程度が地面の自然放射能漏出より10,000倍低いといわれている。そのため、放射性核種の漏出程度が非常に低く、それによりDBD方式は採掘型よりよい方式と見なすことができる。しかし、現時点でDBDは費用が高く、削岩技術を含めた廃棄物設置 (emplacement) 技術が発展しない以上、費用が低くなることはない。また、関連する韓国の政策立案者たちの憂慮は回収可能な処理施設が必要であることである。DBDの場合、廃棄物回収が不可能であるが採掘型では可能である。

地層廃棄に関連する争点の課題は、システム選択がうまくでき、適切な敷地を探すことである。一般的に地層廃棄施設 (Geological Disposal Facility: GDF) の建設において、敷地選定が一番難しい課題である。設計時に、柔軟な接近方法を通じて敷地や地理的環境をよく考慮しなければ国民との疎通を通じてこのような施設物の必要性を早く最大限に説得しなければならない。

3) 使用済燃料問題の中短期的解決方法

- ・原子力発電所周辺の地域社会教育を通じて乾式貯蔵キャスク方式の安全性の理解活動を行う。一時貯蔵所と永久封鎖を連結させた理解活動を通じて、原子力発電所廃棄の時‘処置困難な燃料’が発生しないことを確信してもらう。
- ・使用済燃料を老朽するプールから新しいプールに移す多くの方案を探索する。この中には該当の原子力発電所が属している行政区域外に移動させる方案も含まれるが、これを通じて数十年程度貯蔵期間を延ばすことができる。
- ・10年計画‘バックエンド’研究をアメリカと一緒に推進して使用済燃料の廃棄方案を論議する。パイロプロセッシングを除くその他の新しい方案には高速炉研究開発を始め、DBDと貯蔵期間延長のような廃棄及び貯蔵方案、また、国外に他の施設利用可能性が含まれる。今後の20~30年間の貯蔵義務事項などを検討して、確かな貯蔵空間を公式的に確保するようにする。また、公共キャンペーンと政治系との疎通を通じて自発的な敷地提案を導き出す⁸⁾。
- ・中央一時貯蔵施設 (CISF) 建設を検討して、乾

式または湿式の貯蔵方式の中で、より一時貯蔵施設に相応しい選択をする。地域社会のCSIF受容に対する意志と今後原子力発電所建設の落札方式を連結することも考慮することができ、少なくとも他の原子力発電所からの使用済燃料の受け入れに対する拒否感をなくす。

- ・長期廃棄のために今後の開発が可能な地層廃棄敷地を選定する。
- ・最終処分施設は韓国において、その時期はまだ決定していないし、技術的にも完成していないと判断されるので、将来に備えた政策の策定と研究を続ける。
- ・地域社会との積極的な交流は、貯蔵所建設に最も重要な要素として認識される。地域社会の住民に乾式貯蔵キャスク方式及びその他の貯蔵方式の利点に対して説得する。韓国で最も難しい使用済燃料問題は国民の支持を得る必要があるのですべての過程に透明性を期する¹⁰⁾。

4) 使用済燃料の長期的解決方法

- ・韓国は国家次元または外国サービス利用を通じて、長期的に使用済燃料の管理方案を捜すためさまざまな選択事項などを考慮しなければならない。
- ・国家次元の戦略とロードマップを早く設定し、広報されなければならない。もし代案が出なかった場合、これは結局韓国が自国内に処分施設を用意することにつながる。もちろん韓国の願う方向はパイロプロセッシングであるが、これと同じく最終廃棄のためには地層廃棄施設を要するという念頭に留めおかなければならない。
- ・無期限貯蔵、または100年以上貯蔵の可能な施設は窮極的な目標になることがないし、敷地選定イニシアチブは一時貯蔵所に限るということを明示しなければならない。何故ならば、使用済燃料の廃棄を含む他の処理方法が開発されることがあり得るからである。韓国は他の国々との協力を通じてDBDを含めた実質的な埋め立て型方式試験、廃棄物包装体の管理方法と必要な技術、埋め立て地建設と封鎖方式、今後の可能な状況に対するシナリオ開発、DBDプログラムに必要な技術的必要条件充足に対する研

究をしなければならない。

- ・GDF地理的環境と施設物設計も開発されなければならない。しかし、時間的な余裕が多いほど望む選択事項にだけ集中することを避けるべきである。韓国の地理に対する包括的研究が成り立ったら最終廃棄が韓国で技術的に可能であるという事実を国民に説得させることができる。

4. 韓国の使用済燃料公論化の現況

公論化とは、特定の公共政策事案がもたらす、あるいはもたらす社会的葛藤に対する解決策を模索する過程において、利害関係者と専門家の多様な意見を民主的に取り集めることで、政策決定に対する社会的受容性を確保しようとする一連の手続きを言う。

使用済燃料公論化は、中・低レベル放射性廃棄物処分場敷地選定過程の間違いを繰り返さないために、使用済燃料管理政策を策定する段階から、一般大衆、利害関係者、専門家などの多様な集団と組織の意見を民主的に取り集めて反映して社会的受容性を確保しようとする主旨で導入された。

政府は 2004年12月に第253次原子力委員会では“中・低レベル放射性廃棄物処分場と使用済燃料中間貯蔵施設敷地は分離して推進するが使用済燃料は国家政策方向及び国内外の技術開発の成り行きなどを勘案して中長期的に検討して国民的共感の下で推進する”ことを議決した³⁾。

これによって、政府は2007年4月に大統領を委員長とする国家エネルギー委員会の傘下に葛藤管理専門委員会と使用済燃料公論化タスクフォースを設置して使用済燃料の社会的公論化に対する検討と論議を進めた。

使用済燃料公論化タスクフォースは約1年にわたって使用済燃料の特性及び国内外管理政策、海外公論化推進事例などを土台に、韓国の特性を考慮した公論化のビジョンと原則、公論化の対象と方法論、日程などに関する論議結果を整理して、2008年4月政府に‘公論化勧告報告として’を提出した。

公論化勧告報告では、使用済燃料公論化の施行原則で専門性と特殊性そして韓国の社会文化及び

政治・外交的状况を考慮して、民主性、責任性、道徳性、真正性、独立性、熟考性、回帰性、透明性を基準に公論化が推進されなければならないと勧告した。

また、最終管理方法を決めてそれを履行するまでは相当な時間が必要なので、最善の検証された最終管理方案を用意するまで中間貯蔵管理方案をまず公論化の対象とするのが実用であると勧告した。

政府はこの勧告報告書を土台として2009年度下半期から本格的な使用済燃料公論化を推進する計画であったが、公論化に先立って公論化の法的土台を用意して専門家グループ中心の使用済燃料管理代案に対する深層検討が先行されなければならないという意見が多く、政府が公論化推進方針を変更した。

2009年12月、放射性廃棄物管理法を改正して公論化推進の根拠を用意し、2009年12月から約21ヶ月間、原子力及び放射性廃棄物分野専門家が参加し、検討を行った。この検討を通じて原子力発電所の一時貯蔵施設の飽和時点の検証、国内外管理政策及び技術開発現況などを科学・技術的に分析して専門家たちの意見を取り集め、原子力発電所の一時貯蔵施設の飽和時点の延長方案など使用済燃料の短期、中期、長期管理の代案を用意した。

また、政府は2011年11月から公論化準備段階で専門家が用意した使用済燃料管理代案に対する検証と公論化推進方案に対する意見集約のために、原子力発電所地域代表、人文社会系、科学技術系、市民社会団体などの利害関係者が参加する使用済燃料政策フォーラムを運営し、朴槿恵（パク・クンヘ）現政府は国政課題中の一つで使用済燃料管理のために、‘公論化委員会’を発足して（2013年4月）、論議結果を土台に任期内の中間貯蔵施設立地選定と着工を推進することを明らかにした。原子力発電所内にスペースを拡張し、貯蔵量を増やす法案もあるが、当地域の住民の反対でこの選択は不可能であろうと判断される。

なお、韓国にとっての大問題は使用済燃料が2016年に貯蔵プールが満杯となることである。2012年には、本件に関してタスクフォースができ、2025年までに使用済燃料の中間貯蔵施設を建設する提言を行った。この提言に基づいて、韓国

政府は2013年9月に中間貯蔵施設の委員会を設ける予定である。

参考文献

- 1) 産業通常資源委員会、「2013年放射性廃棄物管理基金の運用計画変更案」、韓国政府政策資料集、2013年。
- 2) 電気新聞、「産業通常資源部、原子力使用済み処理費用の現実化」、2013年12月28日。
- 3) 최태현 (チェテヒョン)、「最適なエネルギーミックス、原子力にかかっている」、国家エネルギー政策の未来と原子力の役割に関する討論会発表資料集、2013年。
- 4) 産業通常資源部、「創造経済生態系基盤造成とグローバル専門企業育成」、産業通常資源部業務報告、2013年。
- 5) 中央日報、「核ゴミ、2024年完全飽和—答えを探さないと原子力発電所はストップ」、2013年4月16日。
- 6) 中央日報、「米韓原子力協定、特集」、2013年6月3日。
- 7) 金慶敏、『北朝鮮の核・日本の核について語る』、ソウル：ガナブックス、2013年。
- 8) 原子力安全委員会、「安全が最優先、国民が信頼する安全な原子力」、原子力安全委員会業務計画案、2013年。
- 9) Issue Report、「新政府国政課題の強調点と示唆点」、ハナ金融グループ、Strategy Research、2013年2月。
- 10) 金慶敏、「日本の使用済み核燃料中間貯蔵施設確保経験に関する研究—青森県むつ市の事例」、韓国放射性廃棄物学会誌、5巻4号、2007年。

JT-60 トカマク解体の完遂

岡野 文範*、池田 佳隆*、逆井 章*、花田磨砂也*、JT-60 チーム*

Disassembly of JT-60 tokamak device

Fuminori OKANO, Yoshitaka IKEDA, Akira SAKASAI, Masaya HANADA, JT-60Team

臨界プラズマ試験装置 (JT-60) は、世界最大級のトカマク型核融合実験装置として1985年から実験を開始し、将来の原型炉を目指したプラズマ研究開発を遂行した。1996年に臨界プラズマ条件を達成した他、輝かしい実績を残し2008年8月に実験運転を完遂した。その後、ITERを支援・補完する超伝導核融合実験装置 (JT-60SA) への改修工事を行うため、放射線障害防止法の下でJT-60の解体を実施した。本報告では、JT-60トカマク解体の概要を紹介する。

JT-60 tokamak device, as a largest nuclear fusion device in the world, started the experiments in 1985 and had accomplished the research and development of plasma performance toward the DEMO. The project has successfully completed its operation in August 2008 with many fruitful results such as accomplishment of break-even plasma condition in 1996. The device disassembly was required for new JT-60SA project, which is the Satellite Tokamak project under Japan-EU international corroboration to modify the JT-60 to the superconducting tokamak. This work was the first experience of disassembling a large radioactive fusion device under Radiation Hazard Prevention Act in Japan. This report presents the outline of disassembly of JT-60 tokamak device.

1. はじめに

臨界プラズマ試験装置 (JT-60) のトカマク本体及び周辺設備の解体 (総重量として約5,400t) は、平成21年度から着手し、平成24年度 (平成24年10月) に完遂した。JT-60は、日欧共同で進めるサテライト・トカマク計画として、長パルス化と高圧力プラズマを目指した超伝導核融合実験装置JT-60SAに改修するため、JT-60トカマクを解体・撤去する必要があった。

JT-60は、放射線障害防止法に基づく国内唯一のプラズマ発生装置であり、平成3年から平成20年の18年間の重水素実験で発生した中性子により

本体室の機器は放射化している。そのため、解体作業は放射線障害防止法に基づいて実施し、解体品の切粉や切断片等の放射化物の飛散防止を図るとともに、作業毎に作業員や解体品の放射線測定を実施した。さらに、解体した機器等は将来のクリアランス処理を考慮して放射線測定データだけでなく材料、重量等のデータも管理記録し、管理区域内に保管した。

一方、JT-60本体は強力な電磁力に耐えるように主要構造物 (例えばトロイダル磁場コイル構造物) は超硬材である高マンガン鋼からなり、更にそれらの構造物は本体中心部の狭隘部で溶接補強を行っていることから、超硬材の狭隘部での切断

* : 日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門
(Fusion Research and Development Directorate, Japan Atomic Energy Agency)

が課題であった。このため、解体にあたっては、単に組立手順の逆を行うのではなく、作業時の被ばく管理や解体品の保管場所までの流れを考慮しつつ解体手順を構築するとともに、その解体手順を実現するための適切な切断方法を見出す必要があった。加えて、本体室においては多くの解体作業を同時に行う必要があることから、これらの安全作業体制を構築し、作業の安全実施に注力した。

JT-60本体解体においては、トロイダル磁場コイル（TFコイル）の補強溶接部の切断と真空容器の2分割を如何にして行うかが以下に述べるように工程的、技術的に大きな課題であった。TFコイルは、電磁力や転倒力により掛かる力を抑えるために2個1組で上下2箇所の狭隘部を補強溶接している。TFコイルの解体にはこの補強溶接部を切断する必要があり、この狭隘な場所で難削材の高マンガン鋼を切断するため、小型で且つ分解して持込んだ後狭隘部での再組立てが可能な専用のフライス加工機を開発し、この課題を解決した。TFコイルを撤去した真空容器は、高マンガン鋼材で固定されたポロイダル磁場コイル（PFコイル）が一体構造となっている。一方、建屋クレーンの定格荷重は250tであり、この制限を超えないように、一体構造を2分割する必要があった。真空容器の材質は、難削材のインコネル、PFコイルは無酸素銅、高マンガン鋼であり、2分割のためには、異種金属を同時に切断する必要があった。

R & Dを実施した結果、冷却水を用いない乾式ダイヤモンドワイヤーソーにより、一括切断が可能であることを見出し、この2分割を実現した。なお、このダイヤモンドワイヤーソーは、直径約10mmのワイヤーを通すことができれば、遠隔操作で切断可能であり、安全性も高い工法である。これらの解体工法を用いて解体作業を進め、TFコイルの吊り出し、真空容器の吊り出し等の主要作業を進め完了することができた。本報告書は、JT-60本体装置を中心に解体全般についてまとめたものである。

2. JT-60解体の作業内容

2.1 JT-60の概要

JT-60は、本体装置などの主要部で直径約15m、高さ13m、重量約5,000tを超える国内最大のトカマク型核融合実験装置である（Fig. 1）。

本体装置は、核融合反応を起こすために必要な高温プラズマ条件を実現するため、内部に高純度の水素或いは重水素を充填する真空容器、強磁場によりプラズマの閉じ込めや位置制御を行うTFコイルやPFコイルの大型コイル、コイルによる電磁力や地震で発生する応力に対して真空容器やコイル自身を支持する架台等から構成される（Fig. 2）。本体装置の主な材質は、TFコイルケースは高マンガン鋼、PFコイルは無酸素銅、真空容器はインコネル材、星形トラスビームや支持柱等の支持構造物は高マンガン鋼である。また、本体装置は、電磁力等に対して耐えうように装置の各部位は、溶接により補強対策が施されている。そのため、前章で触れたように本体装置の解体では、通常の解体作業に先立ち、これらの補強対策箇所の加工を行う必要がある。

また、本体装置の周辺には、真空容器内を超高真空に排気する真空排気設備などの本体付帯設備、プラズマの温度を上げるための加熱装置として中性粒子入射加熱装置（NBI）と高周波加熱装置（RF）、プラズマの温度等の性能や挙動を計測する計測装置など、種々の周辺設備が本体装置を取り囲むように配置されている。

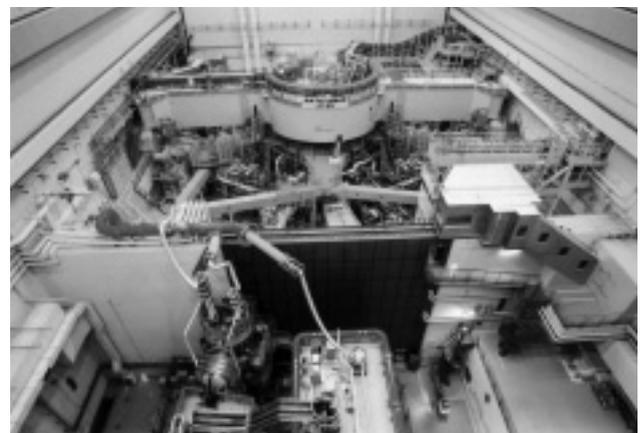


Fig. 1 Panorama of JT-60 tokamak device

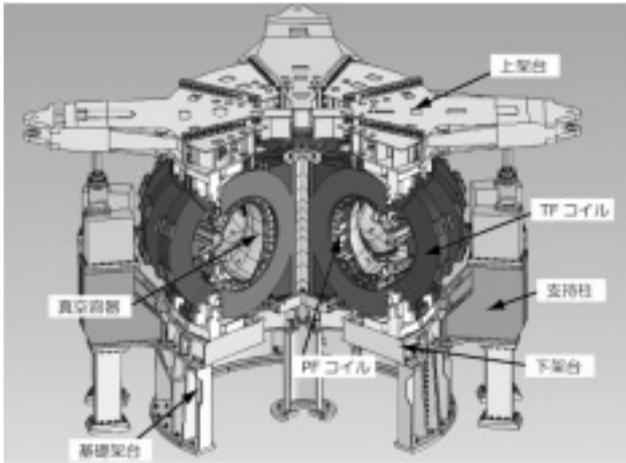


Fig. 2 Illustration of JT-60 tokamak device

このため、本体装置の解体に当たっては、先ずこれら周辺設備から解体・撤去する必要がある。なお解体においては、これらの機器が放射化されているほか、真空排気ライン配管など内表面には、重水素同士の核融合反応により発生したトリチウムが付着している可能性を踏まえて放射線管理を行いながら作業を行う必要があった。

2.2 解体のための切断作業

JT-60本体解体においては、電磁力等に対して機械的な強度を補強するために溶接されていた補強部の切断が大きな課題であった。すなわち殆どの溶接箇所は、高マンガン鋼の支持構造体同士をはめ合いで固定する所であり、結果的にその切断は狭隘部で実施する必要があった。

TFコイルの解体にあたっては、この狭隘部で補強溶接された2個1組のTFコイルを1体のままで廻し込みながら吊り出すことは技術的に困難であると判断されたため、TFコイルを1個ずつ切り離してから吊り出すことを解体の前提とした。このため、すべての溶接部を予め切断する必要があった。次に、1個ずつ分離したTFコイルをドーナツ状の真空容器から抜き取るためには、真空容器(+PFコイル)の20度セクター分を切り取り、TFコイルを抜き出すためのスペースを作っておく必要がある。真空容器は外側にTFコイルがあるため、切り取り部は真空容器内側から分割して切断し(真空容器自身はより裕度を取って40度セクター分を切断)、真空容器内部

に引き込む必要があった。この真空容器の外側表面には保温材があり、保温材が飛散しないような切断手法が必要であった。

その次に、PFコイルの切断に移行した。PFコイルは5種類、計45断面ブロックからなり、真空容器の外側を取り巻くように取り付けられている。TFコイルを吊り出すためには、20度分のPFコイルを切断・搬出する必要があるが、ブロック数が多いことから、その切断作業の短縮化が求められていた。加えて真空容器のポートについては、TFコイルを回し込む際に干渉するため、事前に真空容器から切断しておく必要があった。

一方、TFコイル撤去後には、切り取った20度セクター部以外の残った真空容器(約40t)+PFコイル(約280t)の吊り出しが必要となる。建屋クレーンの性能から吊り上げる総重量が250t以下になるように2分割する必要があった。さらに45ブロックのPFコイルは、高マンガン鋼の支持構造体を介して真空容器の外側に取り付けられており、この真空容器とPFコイルの一体構造物を2分割するには、インコネル、銅+絶縁材、高マンガン鋼の複合材の切断手法を見出す必要があった。

(1) TFコイル補強溶接部の切断

TFコイル(約70t/個、全部で18個)は、2個1組で上下2箇所のトカマク中心側狭隘部を幅60mm×深さ50mm×長さ1000mmに亘って補強溶接していることから、TFコイルの解体にはこの補強溶接部を先に切断する必要があった。特に、TFコイルの構造体は、強力な電磁力に耐えうるため超硬度材(難削材)である高マンガン鋼であり、狭隘部でこの高マンガン鋼を切断することが求められた(Fig. 3)。狭隘部では、火気を用いた切断方法で溶融金属を吹き飛ばすことができないことから、機械的なフライス切断を行うこととした。ただし狭隘部であるため汎用のフライス加工機をそのまま取り付けることはできず、分解して持込んだ後狭隘部で再組立てが可能な専用の小型フライス加工機を開発する必要があった(Fig. 4)。

フライス切断においては、加工時の振動を抑える十分な剛性を持たせるとともに、作業員が直接、切断箇所を見ることができない狭隘部での切断に対して、TVモニターを付帯させる等の工夫を

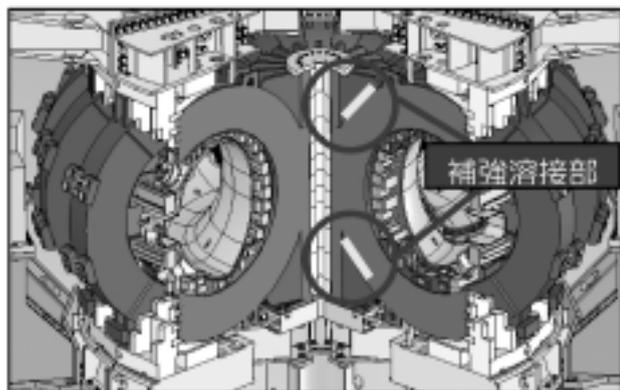


Fig. 3 Welding parts of TF-Coil

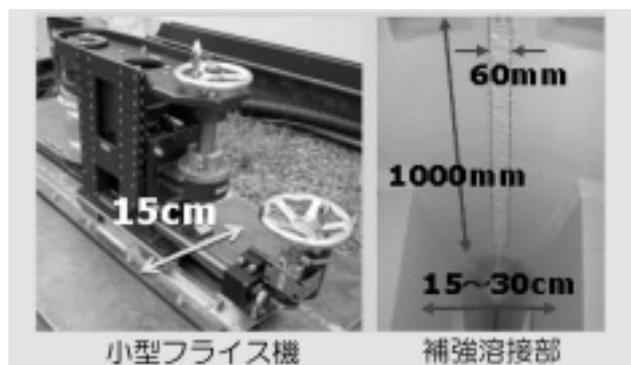


Fig. 4 Small milling machine for TF-Coil

行った。更にフライスの刃については、切れ味と損耗を実際のTFコイル切断で確認しながら、入手可能な種類のなかで最適化を図った (Fig. 4)。具体的には超硬エンドミルが最も高マンガン鋼の切断には有効であった。この結果、1箇所切断時間は約9日間 (上側平均：7日間、下側平均：11日間) で実施できた。

(2) 真空容器40度セクター分の切り取り

真空容器は、難削材であるインコネル625で6mm厚の板材を2枚用いた二重構造であり、外側にはTFコイルがあるため切断は内側から行い、切断片は真空容器の内部に引き込む必要があった。火気手法は、真空容器外側のコイルの絶縁材 (エポキシ+ガラス繊維) 等に引火する危険性があり採用できないため、機械的な切断手法を用いた。この際、真空容器外側表面にはセラミック系の保温材が装着しており、保温材まで切断するとセラミック粉末が飛散し、TFコイルに囲まれた狭隘部では洗浄が困難となることから、保温材を

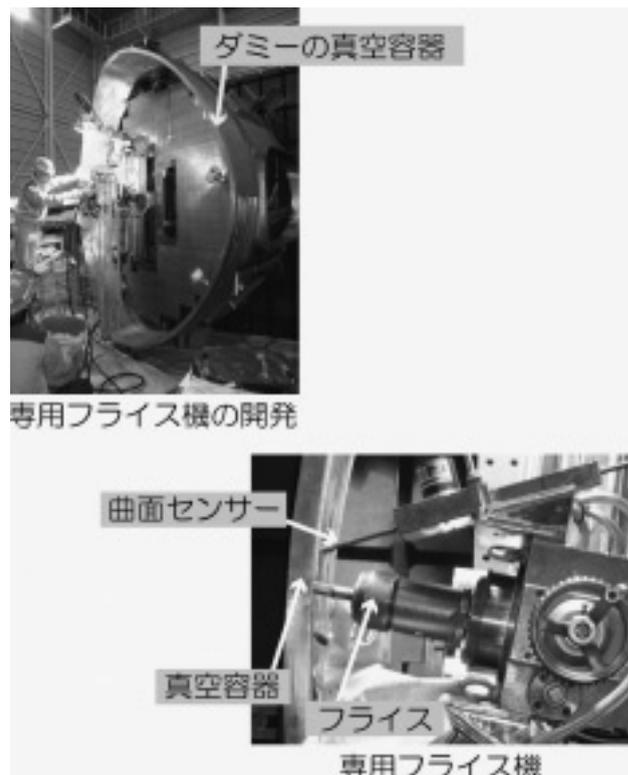


Fig. 5 Milling machine for vacuum vessel

切断しないで真空容器のみを切断することが求められた。このため、位置検出センサーを有し曲面形状に沿って切断深さを精密に管理できる専用のフライス機を導入することでこの課題を解決し、真空容器40度セクターを4分割して、真空容器内部に引き込むことを実現した (Fig. 5)。

(3) 真空容器ポート切断

TFコイルを真空容器から吊り出すためには、真空容器に溶接されているポートを先に切断する必要がある。この切断においてもポートの外側にはセラミック系の保温材が装着していることから、真空容器内側からポート筒のみを切断することとし、真空容器切断と同様に切断厚みを制御しながら切断してセラミック粉末の飛散防止を図った。

(4) ポロイダル磁場コイルの切断

真空容器40度セクター分を切り取った後は、PFコイル20度分を真空容器外側から切断し取除いた。PFコイルは銅バーに絶縁材を巻いた多層

構造で、総数45ブロックが真空容器を取り囲むように配置されている。最も太いPFコイルの断面は約35cm×約45cmであり、通常のセーバーソーでは切断長さが足りず、切断長さが50cmのギロチンソーという特殊な鋸機構を用いて切断を試みた。しかしながら1つのコイルの切断に1週間程度もかかり、作業期間の短縮が大きな課題となった。

これに対して、冷却水を全く使用しない乾式ダイヤモンドワイヤーソーを導入し、PFコイルの一括切断を試みたところ、極めて短期間（約5日間：切断のみの正味時間）でPFコイルブロックの切断（2線切）に成功した。ダイヤモンドワイヤーソーは、切断物の大きさや形状に依存することなく使用が可能で、ワイヤーと各種プーリー、駆動モーターから構成され、プーリーのセッティングにより任意の部位からの切断ができる。乾式ダイヤモンドワイヤーソーのコイル切断（銅バー+絶縁材）の実績が無かったので、先に試験体を用いて切断能力の確認をし、最終的に実機切断を回転速度20m/sで実施して実現した。切断が進むにつれ張力が変化するが、常時モーターの電流値にてフィードバック制御を行い、調整用プーリーがワイヤーを張る方向に移動し、常に一定張力を維持しながら切断を行う（Fig. 6）。冷却水を使用しないので、切断の切粉については放射化物を含む排水処理の必要がなくビニール養生

と掃除機で切断後の清掃が可能であり、作業時間の短縮、合理化ができる。更には作業員が切断箇所に居る必要もないことから怪我、被ばくの可能性も低く、極めて有効な切断手法であることが明らかとなった。

(5) 「真空容器+PFコイル」の2分割

TFコイル解体後の真空容器+PFコイルの解体に当たっては、JT-60製作時と逆手順の方法で真空容器とPFコイルを分離する案も考えたが、この場合、TFコイルを抜き取るための20度セクター部の切り取りと同様に、真空容器の切断と45ブロックのPFコイルの切断に加えて、36箇所のPFコイルの支持構造体や真空容器のポート等の追加切断が必要となり作業期間の長期化が懸念された。このため、銅製PFコイルの効果的な切断を実証した乾式ダイヤモンドワイヤーソーで、さらにインコネル（真空容器）、高マンガン鋼（PFコイル支持構造体）等の材料も切断可能であれば、「真空容器+PFコイル」の一括切断が可能と考えた（Fig. 6）。

このため、試験体で切断性能を確かめたところ、高マンガン鋼の切断時間は銅に比べ2倍程度遅くなるものの、技術的に適用できることを確認し、実機で「真空容器+PFコイル」の一括切断（1線切）を試みた。この結果、ダイヤモンドワイヤーソーの損耗は、PFコイル単体の切断に比べ3倍程度となり、途中3回交換する必要があったものの、約7日間（切断のみの正味時間）で一括切断を実現した。この値は、真空容器の40度セクターを内側からフライスで切断した時に要した時間の約1/4であり、極めて効率の良い有効な切断手法であることを示した。

2.3 放射線管理

JT-60は、18年間の重水素実験で発生した中性子（積算 1.5×10^{20} 個）により放射化している。本解体は、核融合実験装置が放射線障害防止法の下で行う最初のケースである。解体作業は、放射線障害防止法及び予防規定に基づいて実施し、大きなポイントは、切断作業に伴う切粉等の飛散を防止し作業員の内部被ばくを防ぐとともに、解体品を適切に保管管理することであった。さらに、作

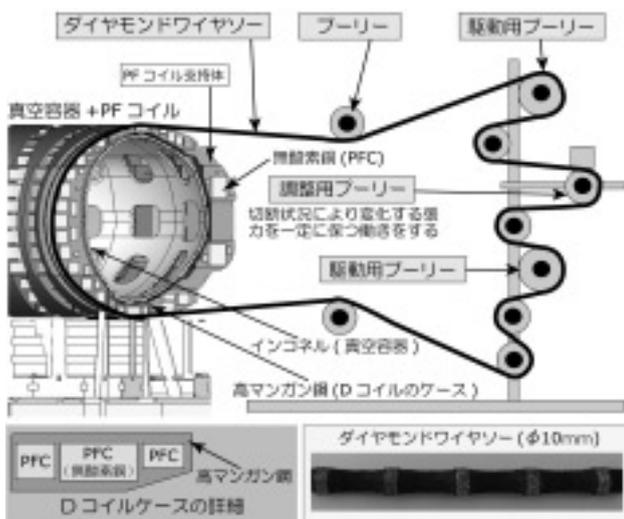


Fig. 6 Diamond wiresaw system

業に当たり、本体室内の領域区分（JT-60トカマク中心からⅠ～Ⅳの4領域）を行い、放射化レベルが最も高い真空容器近傍の領域Ⅰでは、作業員の滞在時間を極力短くするとともに、領域ⅠのSUS材（ ^{60}Co が支配的）に関しては保管容器に入れた上で保管専用の建屋に保管、それ以外の領域（Ⅱ～Ⅳ）から出た解体品は保管容器に入れ保管専用の用地に保管するなど、領域に対応して保管管理を行った。

（1）作業時の管理

機器の切断が必須となる解体作業においては、切断時に発生する放射化した切粉や切断片等の飛散防止に努めるとともに作業員等に対する内部被ばく等の防止が重要である。そのため、作業員には作業内容に応じた適切な防護具を装着させるとともに、作業の種類毎に作業エリアを明確に区分した。

加工が伴う作業（切断、溶断等）と加工が伴わない作業（スパナ等）は、養生方法や防護具が異なるために混在させない。また、加工が伴う作業は空気汚染が伴うもの（熱による加工の溶断、プラズマ切断）、伴わないもの（鋸等による機械切断）があり、養生方法が大きく異なる。鋸等による機械切断は、切粉の管理が全てであり、養生した作業エリア外に飛散させない管理を行う。熱による加工は、グリーンハウスまたはそれに準ずる養生にて、局所排気装置を設け負圧管理の下で作業を行う。実際の作業において、作業場所が狭隘で確実な養生ができない場合は、可能な限りシート等で養生を行い、さらにその周辺部まで養生を拡大し、そこで完全に切粉を押さえ込むことにした。さらに、作業員が切断の作業エリア外に出る場合は、原子力機構の放射線管理担当員等が作業員の身体サーベイを行い汚染がないことを確認する等の方法を取った。

（2）解体品の収納保管

JT-60トカマクの解体品は、管理区域からの解体となるため全ての解体品は、放射線測定を行った上で、那珂核融合研究所内にある管理区域内に原則、放射化物として保管する。この解体品は、JT-60SAで再据付するもの（約600t、約1,000点）

と、再据付する可能性が低いもの（約4,800t、約12,000点）がある。再据付する可能性が低い解体品は、大きいものから小さいものまで多種多様であり、効率良く収納するため、専用の保管容器と密閉容器を用いた。

保管容器は市販の海上コンテナ（20ft、40ft）を用い、密閉容器はトリチウム汚染の可能性のある真空配管等を収納するためのもので、保管容器（20ft）を密閉構造に改造したものである。

保管用地は、放射化した解体品を入れた保管容器専用の保管場所で約950tが保管されている。JT-60機器収納棟は、本体装置等の大型機器を中心に約3,850tが保管されている。一方、JT-60SAで再据付けする解体品は、JT-60発電機棟MG室他にて主にNBI加熱装置等約600t（約1,000点）が保管されている（Fig. 7, Fig. 8）。



Fig. 7 Storage containers in storage site



Fig. 8 NBI tanks in motor generator building

(3) 解体品の保管管理方法

解体品の保管は、放射化物としての厳重な管理は言うまでもなく、将来のクリアランスも考慮した情報管理も重要である。特に、JT-60SAで再据付けする可能性が低い多くの解体品は、使用履歴の異なる機器を大量に保管容器または密閉容器に収納し、一定期間保管することになる。そのため、将来においても放射化物の情報が容易に照合できるシステム（保管管理システム）を構築し、その情報を確実に保管する必要がある。JT-60解体では、1つの機器でも切断分解された機器毎に一つの単位として管理した。また、同じ種類の再使用品同士を固縛したり、ドラム缶等の容器に格納した場合は、その纏まりごとにタグ番号を発行し管理した。そのため、そのタグ番号により保管管理システムのデータベースから個々の情報が確認できる¹⁾。

(4) 保管管理システム

再据付けする可能性が低い解体品に関しては、全ての情報を計算機で管理するために保管管理システムを開発した。保管管理システムは、保管管理システムサーバー内に解体品情報をデータベース化し、そのデータベースの閲覧や保管管理台帳を作成したり、解体品のタグ番号又はバーコードスキャナーを用いて、そのものの情報を抽出する機能を有する。解体品情報の登録や閲覧、出力は、ローカルエリアネットワーク（LAN）に接続されたクライアントPCからWebブラウザ（Internet Explorer等）にてアクセスできるようにした（Fig. 9）¹⁾。

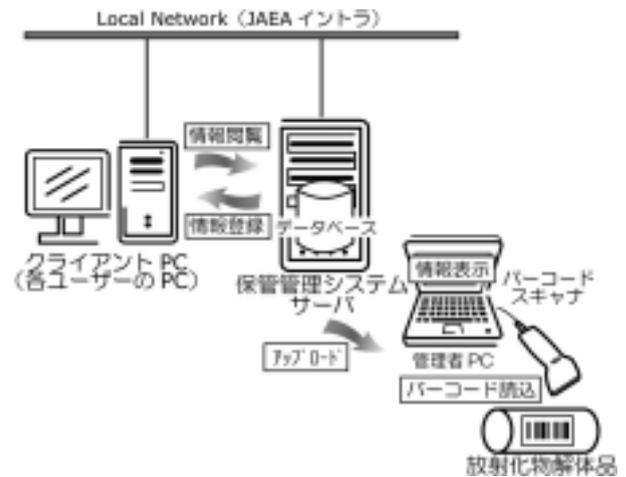


Fig. 9 Disassembled components management system

に、1つ目の大きなマイルストーンは、TFコイルの吊出し・撤去（H23年度内）であり、TFコイルを撤去するために、各設備の解体を逐次進めて干渉機器がなくなった状態でTFコイルを撤去した。2つ目のマイルストーンは、真空容器を軽量化（2分割）した後の吊り出し・撤去（H24年7月）であった。以下に各年度毎の作業内容を詳しく述べる。

3.2 2009年（平成21年度）の解体作業

2009年は、解体準備作業として、解体を効率的に進めるための前処理を行った。目的は、解体機器を搬出するための空間確保として、本体室と組立室を仕切っている遮へい壁と負イオン中性粒子入射加熱装置（N-NBI）高電位テーブルの分解、移動であり、その他に、周辺機器（本体付帯設備、計測装置、RF加熱装置）で解体に干渉する機器の一部を分解し移動させた。さらに、自営解体として、原子力機構職員により真空容器内の第1壁タイルの取り外しと各装置の電源・制御ケーブル、冷却水配管、圧縮空気配管等のユーティリティーを切り離すアイソレーション作業等を実施した。

特に、第1壁タイルの取外しは、真空容器の切断に先立って行う必要があるが、作業には真空容器内タイル位置、取り付け状況、取扱方法等を熟知していることが求められる。そのため、外部業者に依頼せず自営で、真空容器内全面に張られている総数12,000枚の保護タイル取り外しを約70日

3. JT-60解体作業の進捗

3.1 解体スケジュール

2012年（平成24年度）の下旬に欧州（スペイン）から新たに組立が始まる超伝導核融合実験装置JT-60SAの基礎部となるクライオスタットベースが搬入される予定であったため、同年の中旬までに本体室中心部を更地化した。解体作業は、単年度契約であり作業の継続を考慮しながら実施する必要があった。Fig. 10にJT-60解体工程を示す。本体装置の解体の流れ（Fig. 11）に示すよう

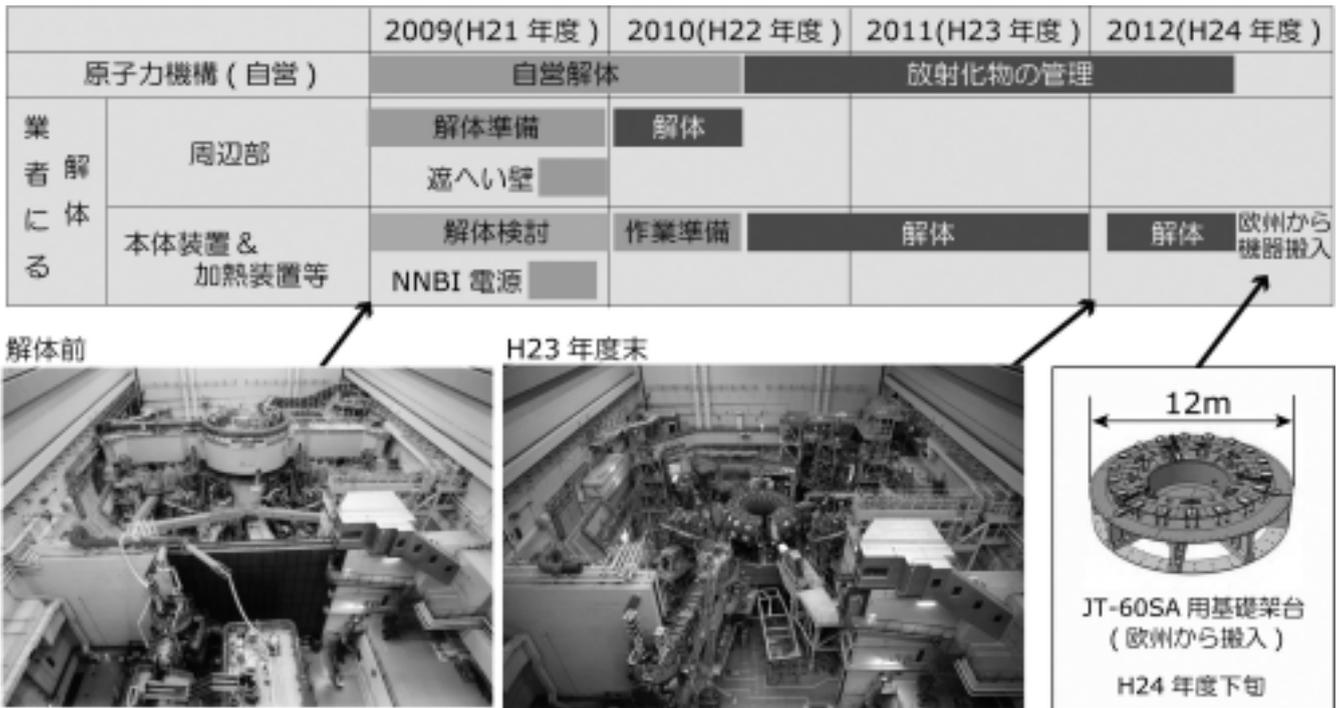


Fig. 10 Schedule of disassembly

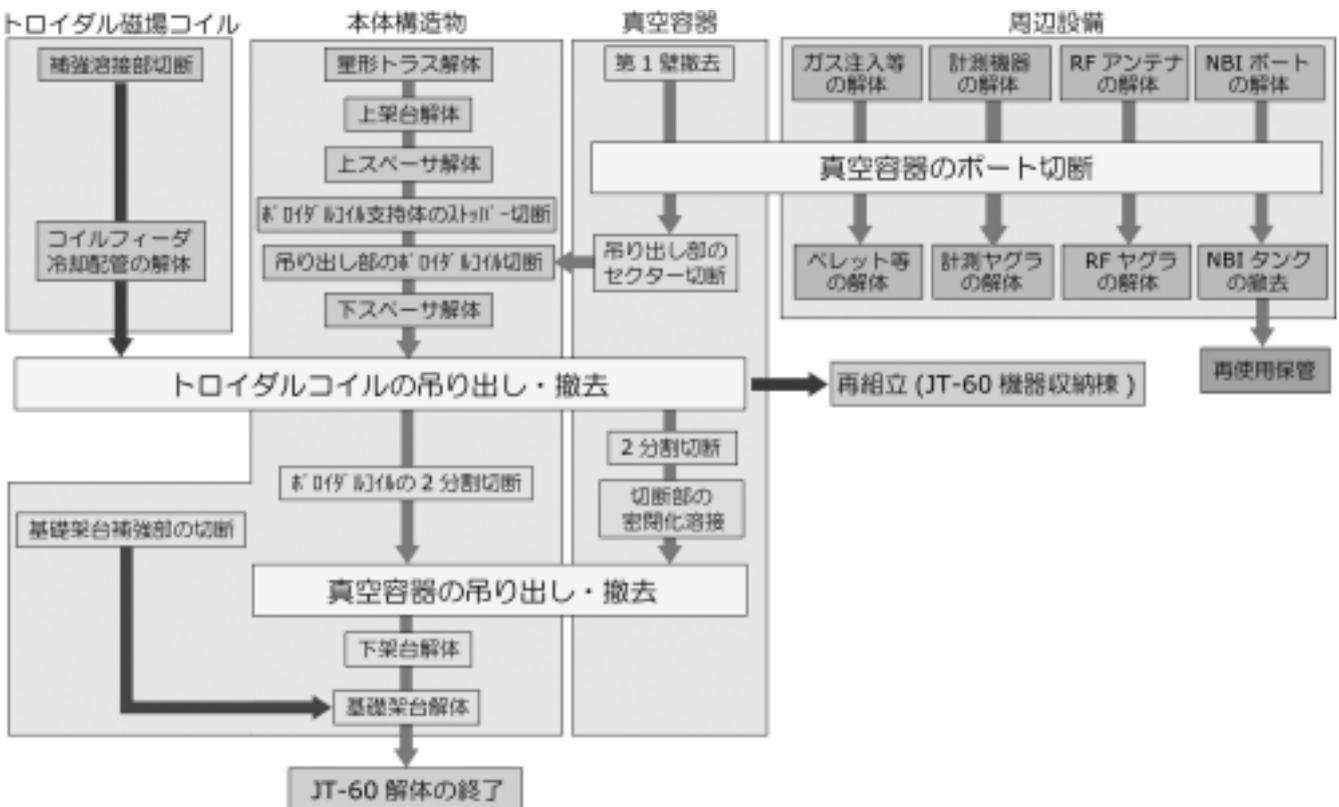


Fig. 11 Disassembly flow of JT-60 tokamak device

間(総人工数約700人日)かけて実施した。第1壁
 タイル部は、JT-60装置の中でも放射化レベルの
 高いエリアであり、作業に当たり日々の被ばく管
 理が重要であった。そのため、綿密な作業計画と
 管理にて、作業を効率良く行い、作業者の被ばく
 が局所的に集中することなく平均化するように配
 慮した²⁾。

3.3 2010年(平成22年度)の解体作業

2010年前半は、本体装置の解体が控えており、
 本体装置の解体へスムーズに移行するため、本体
 装置を取り巻いている周辺機器を中心に解体を
 行った。上部の大型機器である計測架台を移動
 し、ペレット入射装置やガス循環系配管等の本体
 付帯設備、RF加熱装置(LHRFランチャー)、NBI
 加熱装置架台(配管ヤグラ、5Fステージ)等周辺
 部の大型機器を解体した。後半は、本体装置、
 NBI加熱装置の本格的解体と残った周辺機器の一
 部の解体を行った。

本体装置は、TFコイル補強溶接部と真空容器
 ポート部の切断を開始した。また、本体装置の転
 倒力を吸収していた装置上部の支持構造物である
 星型トラスビームの解体も行った。TFコイル補強
 溶接部と真空容器ポート部の切断は、2章で詳し
 く述べたように専用のフライス機を開発し、実機
 での動作等の検証試験も兼ねて行った。特に下側
 のTFコイル補強溶接部は、上部よりもさらに狭
 隘なスペースに小型で機械剛性のある回転切削機
 を設置する必要があったが、一体での取付けが困
 難であるため、一度分解して溶接部に持ち込みそ
 こで再度で組立ながら切断を行う等の工夫をした。

3.4 2011年(平成23年度)の解体作業

2011年が解体のメインの年であり、特にTFコ
 イルの解体を完了させることが大きな目標であっ
 た。前半はTFコイルの解体に干渉する機器の切
 断作業を確実に進めた。2010年からのTFコイル
 補強溶接部と真空容器ポート切断を継続しつつ、

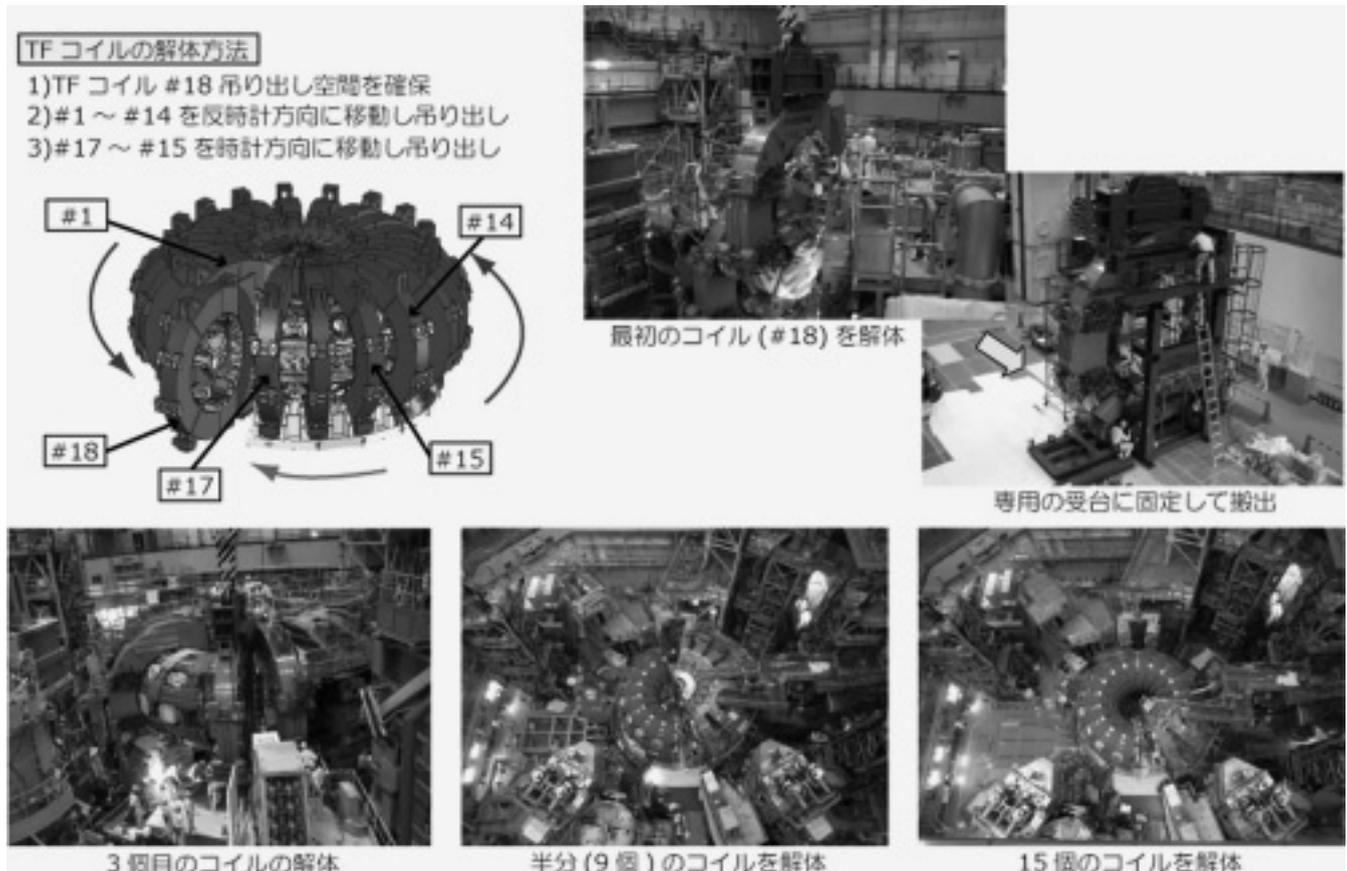


Fig. 12 Disassembly of TF-Coil

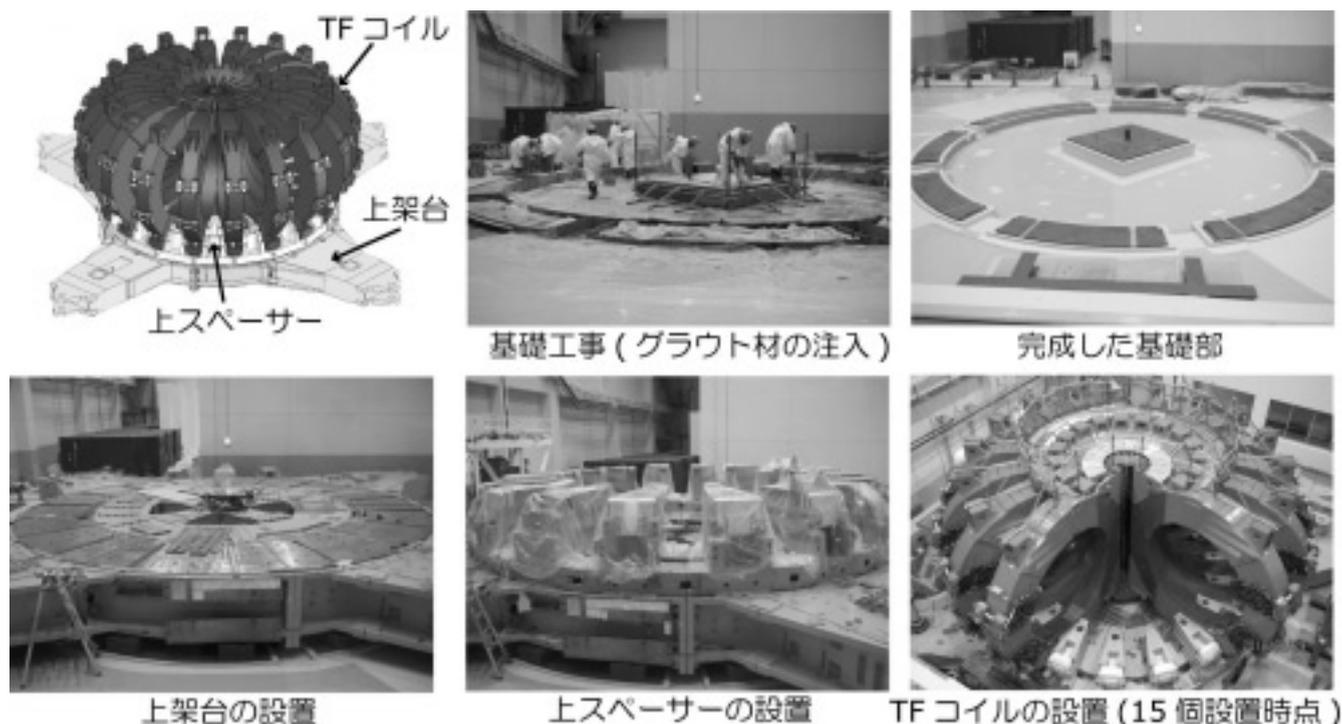


Fig. 13 Assembly of TF-Coil in storage building

上架台、上スペーサーの解体を適宜進めた。更に、TFコイルを廻し込むために干渉するPFコイル支持体ストッパーの切断を実施した。PFコイル支持体ストッパーは、PFコイルが外側に動かないように上スペーサー面に当てて固定するもので、材質が高マンガン鋼でTFコイルを挟み込むように設置されている。これらの切断は、中ぐり盤とダイヤモンドワイヤソーを併用して行った。

TFコイルを吊り出す空間(20度セクター分)は、2章で紹介したように、真空容器とPFコイルを切断して作り出した。真空容器の切断には、作業性と外部保温材の飛散防止を考慮し、真空容器の内部から曲面形状に沿って切断可能な専用のフライス機を開発して行った(Fig. 5)。PFコイルの切断は、真空容器切断後、乾式ダイヤモンドワイヤソーにて45ブロックに及ぶPFコイルを一括で切断した(Fig. 6)。TFコイルの吊り出しは、真空容器ポート部及びPFコイルとの干渉を確認しながら慎重にクレーンにて1台ずつ吊り出しを行った(Fig. 12)。吊り出したTFコイルは組立室で専用の運搬治具に固定し、JT-60機器収納棟に輸送した。

JT-60機器収納棟は、解体品の主要部品の再組立を行い保管できるように設計建設されたものであるが、今回の再組立てに合わせて再度基礎工事を行った。再組立は、ベースとなる基礎の架台を従来の下架台ではなく、上架台を天地して下架台として用いた。これは、解体手順により上架台から解体が始まり、下架台が解体されるのが終盤であったため解体工程上、先に解体された上架台を基礎に用いて作業の合理化を図ったものである(Fig. 13)。

3.5 2012年(平成24年度)の解体作業

解体の最終年度にあたる2012年には、TFコイル解体完了後の状態から本体室中心部を更地化して完遂までを行った。平成24年度のメイン作業は、TFコイルを撤去した真空容器とPFコイルの一体構造を2分割することである(Fig. 14)。建屋クレーンの定格荷重(250t)を越えないように、真空容器とPFCを一体で切断し軽量化する必要がある。真空容器とPFコイルは、TFコイルが解体撤去されたことにより専用の受台上に置かれている状態であり、地震対策でワイヤロープにて

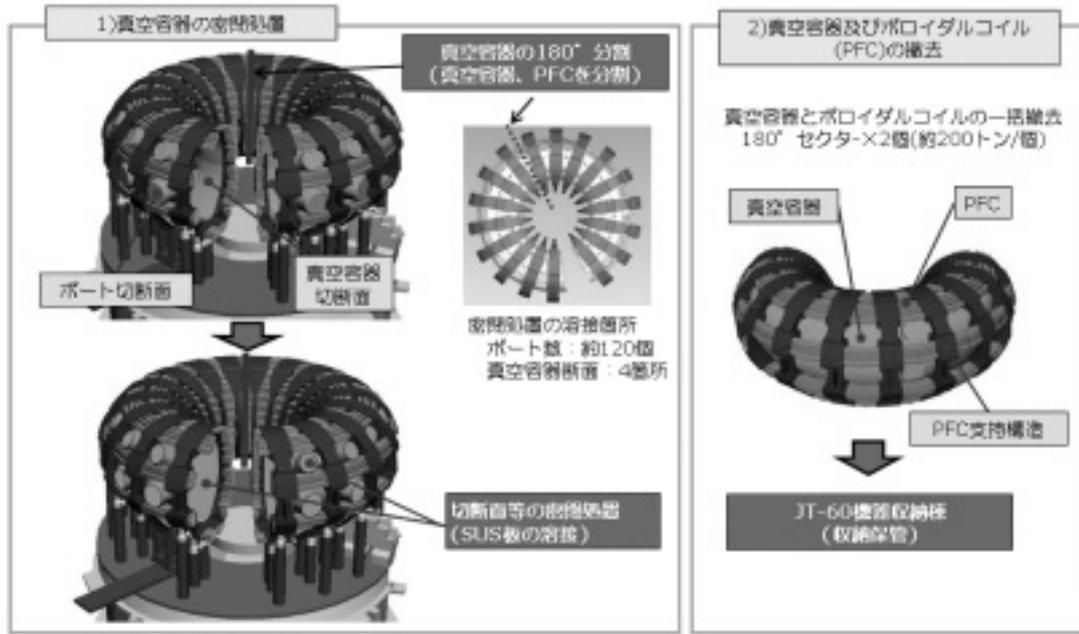


Fig. 14 Outline of disassembly in 2012

固定はしてあるが、ボルト等で確実に固定している状態ではない。そのため、強い外的な衝撃を与えることなく作業を進める必要があった。切断時の保温材の飛散に対しては、TFコイルが撤去済みであり十分な作業空間を確保できることから、切断箇所に養生ハウスを設置し飛散防止を図った。この一括切断は、極めて良好であり、約1週間で真空容器等の2分割を実現し、専用のフライス機に比べて約1/4に期間を短縮することを可能とした(2章参照)。切断により重心位置が変化した真空容器は、専用吊り治具(吊り天秤、スリング)にて一方の真空容器に触れることなくバランスを保持しながら吊り出し、組立室に仮置きした(Fig. 15)。



Fig. 15 Lifting of vacuum vessel

その後、真空容器内部は、トリチウム汚染の可能性があるので、ポートを含む切断面の全てをステンレス板材で溶接閉止により密閉状態とし、大型トレーラー(スーパーキャリア)にて保管場所のJT-60機器収納棟に運んだ(Fig. 16)。JT-60機器収納棟においては、建屋クレーンの定格荷重(100t)を越えるので、組立式の油圧で駆動する門型クレーン(スーパーリフト)にて大型トレーラーから吊り上げ設置した(Fig. 17)。その他、真空容器解体後に構造物である支持柱類、下架台、基礎



Fig. 16 Transport of half of vacuum vessel



Fig. 17 Setting of vacuum vessel in storage building

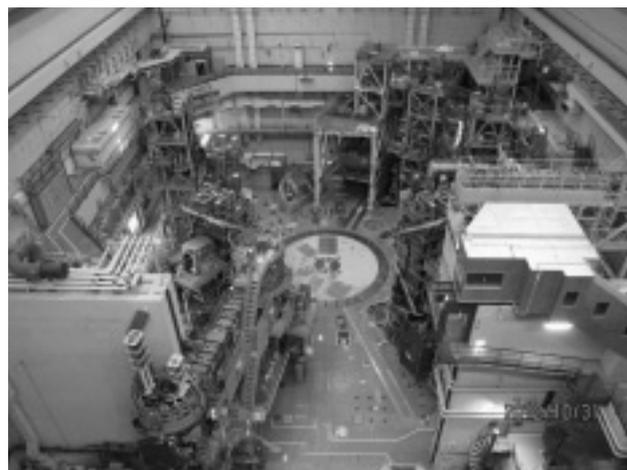


Fig. 19 Tokamak hall after disassembly



Fig. 18 Disassembly of base frame



Fig. 20 Panorama of storage building

架台を解体した (Fig. 18)。また、並行して周辺設備で残っていた基礎架台内のPFコイルフィーダや計測とRF加熱装置架台の解体も行った。

以上の解体を経て、平成24年10月までに本体室中心部は更地となり、また、JT-60機器収納棟にも解体機器が保管され、長年に亘るJT-60解体は完遂した。(Fig. 19, Fig. 20)。

5. 解体作業における作業分析

JT-60解体は、日欧共同の国際協力であるJT-60SA計画に基づく工程が予め確定しており、限られた期間と予算内で進める必要があった。特に本体装置の解体に不可欠な切断作業は、放射線障害防止法の下に切粉の飛散と作業者の内部被ばく

防止を図りながら安全でかつ効率良く作業を進めることが重要となった。更に、JT-60解体は、メーカーに発注する契約形態が単年度契約（一般競争契約）であったため、長期に亘る作業を分割して発注する必要がある。このため作業開始前には、JT-60の過去の作業経験や今回の各R&Dの結果を充分検討し、本体装置は無論、周辺の機器に至るまで詳細な解体工程表を検討して、年度毎の契約を行った。このような作業により、受注メーカーに対して効率的な解体作業を指示し、限られた期間で解体を完遂することができた。

実際の解体作業においては実績工程からも分かるとおり切断作業が工程を決めた (Fig. 21)。更に本体装置の解体作業量としても切断作業は、全体の約4割を占め、この作業を効率良く実施する

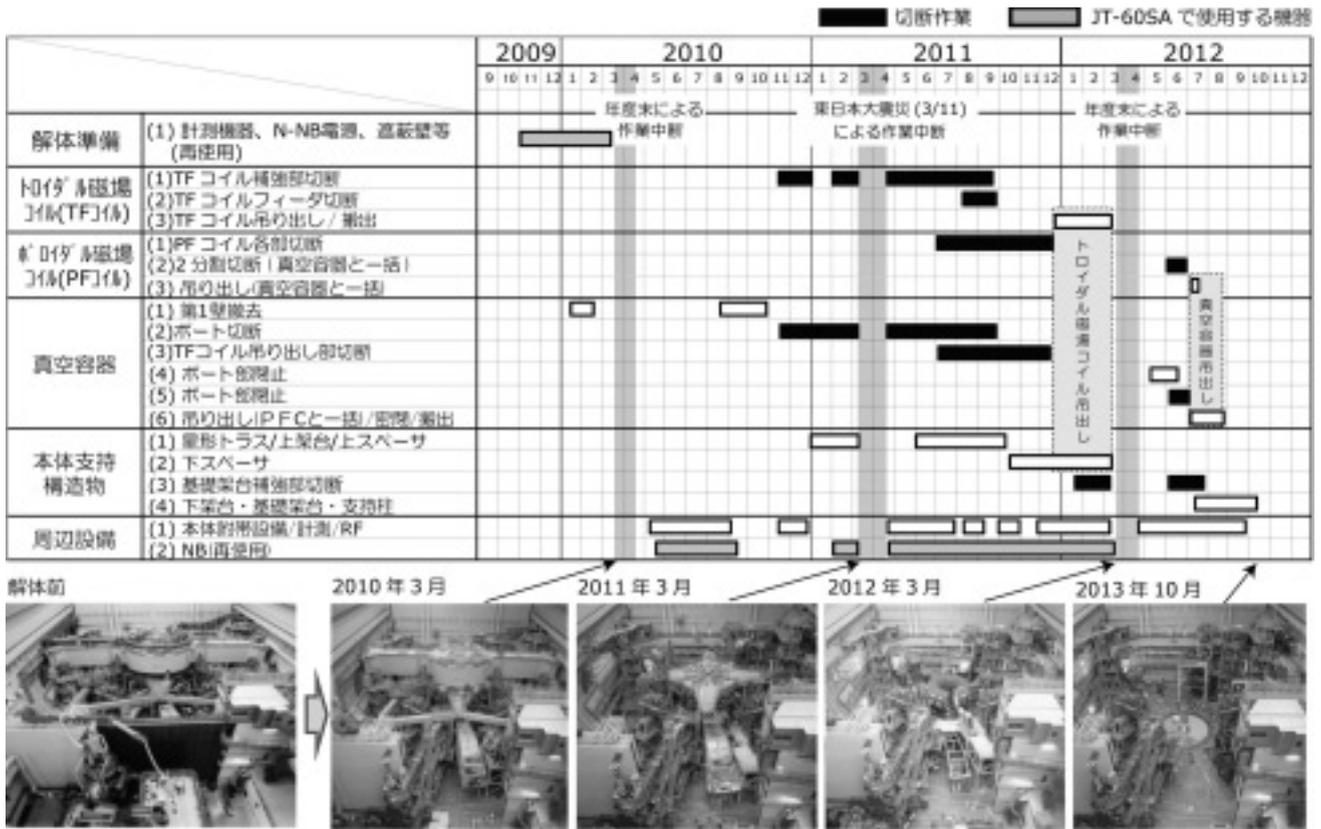


Fig. 21 Detailed disassembly schedule

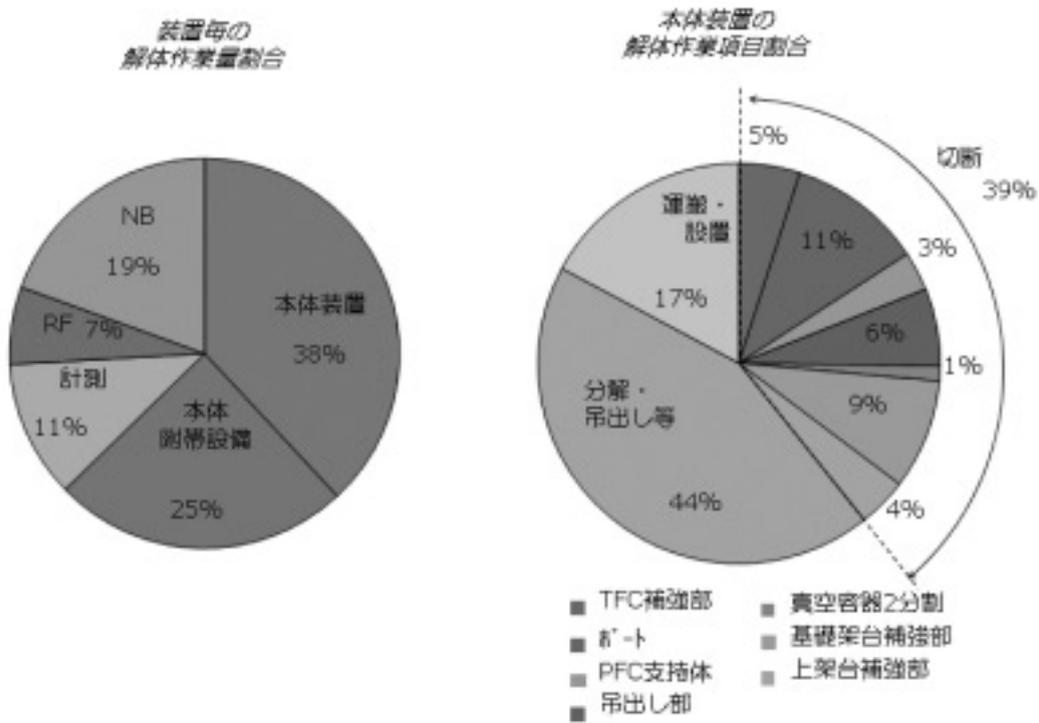


Fig. 22 Percentage of disassembly works

ことが、JT-60解体の鍵であった (Fig. 22)。すなわち狭隘空間で重量物を切断する場合、目視確認の困難さ、切断直後の応力開放による切断物の急な移動等、危険が伴うため、そのリスクを下げる手法が求められる。さらに真空容器近傍では、作業員の被ばくを軽減するためには、作業員の真空容器近傍での滞在時間を短くすることが求められる。

このため今回の解体では、対象機器に応じて、分解・組立が容易で狭隘部に取付可能な小型フライス加工機や切断深さを管理できる専用フライス加工機等を投入した。これにより、切断時の切粉の飛散を抑えながら高マンガン鋼やインコネル等の難削材の切断を実現した。TFコイルを撤去した解体後半では、切断箇所には養生ハウスを設置し、乾式ダイヤモンドワイヤーソーにより真空容器とPFコイルの一括切断を実現した。特にこのダイヤモンドワイヤーソーは、10mmのワイヤーが通る空間を確保すれば、機器の大きさ・形状に依存せず難削材の一括切断が可能であり、工程短縮(専用フライスと比べ約1/4)と安全確保(作業員は切断箇所に近づかなくても可能であり、巻き込まれ、被ばく等の危険が無い)に大変有効であることを実証した。今後、こうした解体の経験や実績は、核融合分野以外の複雑な機器・設備の切断作業においても適用が期待できる。

6. まとめ

JT-60SA建設に向けたJT-60本体の解体作業

は、平成21年度の自営による真空容器内の約12,000枚の第一壁タイルの撤去等の解体準備に始まり、平成22年度前半の周辺機器解体、平成22年度後半の本体装置・NBI加熱装置解体、平成23年度の本体装置の主要機器である上架台(約250t)、トロイダル磁場コイル(TFコイル:約80t/個、全18個)の解体作業を終了し、各々をJT-60機器収納棟に保管した。最終年度のH24年度には、真空容器(約40t) +トロイダル磁場コイル(PFコイル:約280t、支持体込み)を一括で2分割に切断、吊り出し後、JT-60機器収納棟に保管するとともに、下架台(約200t)、基礎架台(約170t)の解体、保管を行い、3年に亘って行ってきた解体総重量約5,400tに達するJT-60トカマク本体及び周辺設備の解体作業を完了した。

JT-60の解体作業は、放射線障害防止法の下での最初の核融合実験装置の解体であったが、適切な切断手法や放射線管理手法を導入することで、長期に亘る解体作業を無事故・無災害で終えることができた。

参考文献

- 1) 西山友和 他, “JT-60解体に伴う放射化物解体品の保管管理,” 平成22年度熊本大学総合技術研究会報告集 (CD-ROM), 11P-240, 2011.
- 2) 柳生純一 他, “JT-60解体に伴う内部タイルの取外し報告,” 平成22年度熊本大学総合技術研究会報告集 (CD-ROM), 11P-241, 2011.

人形峠環境技術センター「製錬転換施設」廃止措置の進捗状況

高橋 信雄*、森本 靖之*、徳安 隆志*、田中 祥雄*、杉杖 典岳*

The current state of uranium refining and conversion facility decommissioning project

Nobuo TAKAHASHI, Yasuyuki MORIMOTO, Takashi TOKUYASU, Yoshio TANAKA, Noritake SUGITSUE

製錬転換施設では、2008年4月から廃止措置を開始しており、2011年9月に管理区域内主要設備等の解体を終了した。この間、約480tonの解体を実施した。また、これに要した総人工は12,000人日であった。その後、付帯設備の一つである「使用済み流動媒体の地下貯槽」の解体・撤去を実施した。この貯槽は、製錬転換施設床下の地中に設置されており、周囲をモルタル充填している。このため、予めバックグラウンドレベルまでの除染を実施し、解体時に周囲のモルタルや土壌が汚染するリスクを回避した。除染手法としては、ブラストや酸洗浄等も検討したが、二次廃棄物発生量が少なく焼却可能な剥離塗膜の一種であるジェル (DECONGEL[®]) を使用した。この結果、目標レベルまでの除染ができています。

Dismantling of the uranium refining and conversion facility had been started since April, 2008, and dismantling of the main equipment in the controlled area have been finished on September, 2011. During this period, dismantling of the main equipments of about 480 tons was carried out, and the dismantling work took 12,000 man-days in total. Then, dismantling and removal of the "underground tanks of a used fluoridation media" which is one of the incidental facilities were carried out. These tanks were installed in the underground and these circumferences were filled up with mortar. At first, we carried out decontamination to a background level, because of preventing contamination risk of surrounding mortar and soil by dismantling the tanks. After we examined blast and acid cleaning as the decontamination technique, we chose the method of gel decontamination. This technique has little a secondary waste which can be incinerated. We have done decontamination to a target level with this technique.

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構と略す）人形峠環境技術センターでは、2008年度から製錬転換施設の廃止措置の一環として、乾式転換設備を中心とした管理区域内の主要設備及び機器の解体・撤去を実施しており、2011年9月に給排気設備等の付帯設備の解体を除いてすべての解

体作業を終了した。引き続き、使用済み流動媒体を保管している地下貯槽の解体・撤去及び「ウラン転換試験設備 (CTF- II : Conversion Test Facility- II)」が設置されていた附属棟の給排気設備解体作業を行った。これら、一連の廃止措置は2013年度上期で一旦終了し、解体物の材質や化学組成などのインベントリ調査のためのサンプリングを実施する計画としている。

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

Table 1 Target of decommissioning of refining and conversion facility

製錬転換施設廃止措置の目標
将来コストを含めた廃止措置コストの最適化を図る。 二次廃棄物を含めた放射性廃棄物量の最少化 廃止措置期間の最短化
金属のクリアランスと再利用。
技術情報の体系的取りまとめと汎用化。
立地地域との共生による廃止措置の着実な実施。 廃止措置技術・情報の継承（地元企業との連携） 研究フィールドとしての活用（大学等との連携）

製錬転換施設の廃止措置は、国内で行われる「大型核燃料サイクル施設廃止措置」の初めてのケースである。このため、製錬転換施設廃止措置の経験が、今後実施される核燃料サイクル施設廃止措置の合理化に寄与できるよう、Table 1に示した技術や体制等の目標を設定して実施している。例えば、技術情報を体系的に取りまとめるために、解体・撤去作業に要する人工等の作業効率を評価するための情報や、解体・撤去作業に必要な業務、手順等を解体・撤去作業WBS（WBS: Work Breakdown Structure）として体系化するための情報収集等を行っている。また、放射性物質で汚染したすべての解体物をドラム缶等に密閉し

て保管できる状態にするためには、少なくとも5年以上を要することや、これらを最終処分するまでには、さらに長期間を要することが想定されることから、この間、解体物の管理や情報の継承を確実に行うことができるよう、解体・撤去作業のなかで材質による分類や内容物の詳細データベース化等を行っている。

本報告では、2011年9月に終了した管理区域内主要設備解体・撤去作業の実施状況及び実績について概説し、使用済み流動媒体地下貯槽の解体・撤去の状況について解体前の除染作業を中心に紹介する。

2. 製錬転換施設の概要

製錬転換工程とは、ウラン鉱石からイエローケーキ (U_3O_8)、ウラニル (UO_2) を経て四フッ化ウラン (UF_4) にする工程（製錬工程）と UF_4 とフッ素ガス (F_2) とを反応させてウラン濃縮用原料である六フッ化ウラン (UF_6) を製造する工程（転換工程）のことを言う。人形峠環境技術センターの製錬転換施設は、湿式一貫製錬法の研究開発及び湿式法による UF_6 転換技術実証に使用した設備（湿式転換設備）と、東海再処理工場で回収された三酸化ウラン (UO_3) の UF_6 転換技術開発に使用した設備（乾式転換設備）を有する施設で、

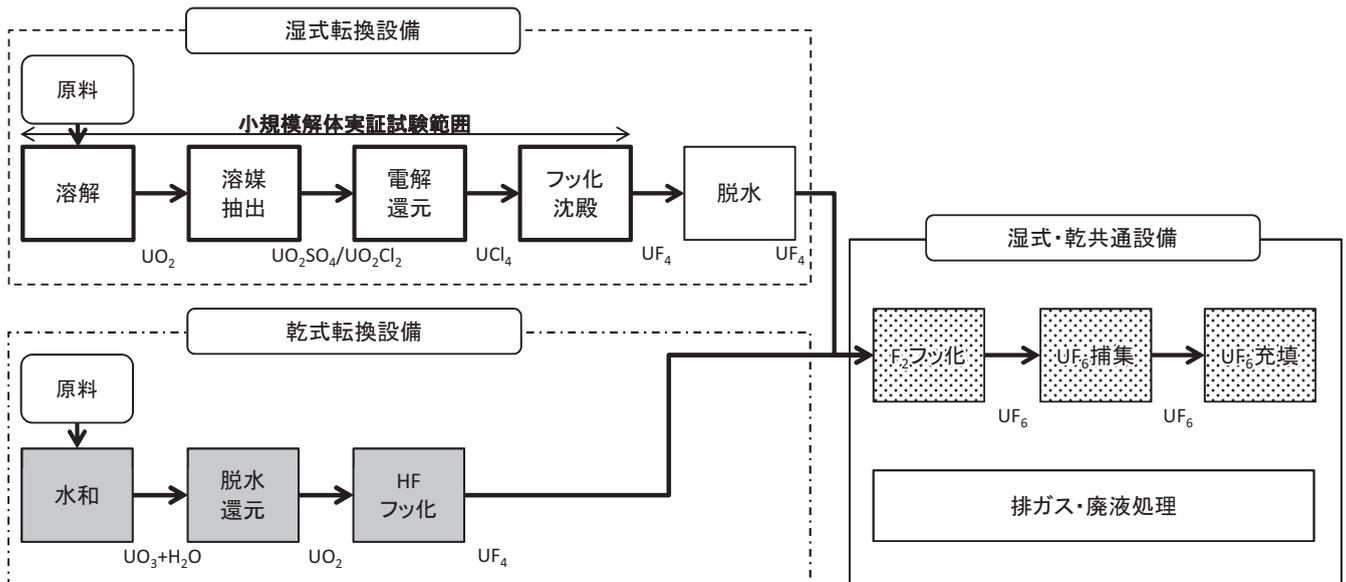


Fig. 1 The process flow of the refining and conversion facility



Photo 1 Outside of refining conversion facility

1979年4月から建設を開始、1981年10月に完成した。Fig. 1に製錬転換施設の工程図を示す。工程は、湿式転換設備、乾式転換設備、湿式・乾式共通設備及び排ガス・廃液処理設備に大別できる。また、この施設は、Fig. 1に示した湿式及び乾式転換設備等が設置されていた3階構造の「製錬転換パイロットプラント規模施設 (PP: Pilot Plant)」と、主に、乾式転換設備設置に向けた回収ウラン転換技術の基礎研究等に使用していた1階（一部、2階）構造のCTF- IIに分けることができる。Photo 1に製錬転換施設の外観を示す。施設全体の総床面積は約11,400m²で、管理区域は37の部屋に区分されている。管理区域の総床面積は約7,300m²で、このうちCTF- IIの管理区域床面積は約950m²である。

3. 廃止措置状況

3.1 解体作業の状況

製錬転換施設の解体は、2008年4月から管理区域内に設置されている設備及び機器の解体・撤去

作業に着手し、現時点で、PP施設の給排気設備および廃液処理設備を残して、すべての解体作業を終了している^{1)~7)}。ここでは、各年度に実施した代表的な解体・撤去作業の状況について以下に述べる。

(1) 2008年度

2008年度は、請負契約により原位置解体工法⁸⁾で解体・撤去作業を行った。主に、大型機器やフッ化水素 (HF) 等のガスが発生する可能性があり、取り扱いが難しい設備・機器を優先して解体した。代表的な解体対象はコールドトラップ室に設置されている設備・機器とUF₆処理室に設置されている設備・機器である。

(a) コールドトラップ室

コールドトラップ室は、UF₆を捕集する大型2器、小型2器のコールドトラップ槽が主な解体対象である。コールドトラップ槽の解体では、事前の調査により、内部にUF₆等の中間フッ化物やUF₆が残留していることが分かっていた。この状態で解体を行った場合、空気中の水分とコールドトラップ槽に残留しているUF₆等が反応しHFを生じることが予想されたため、解体前にコールドトラップ槽内部の水洗浄を実施し、予めUF₆等と水分の反応を促すことで解体時のHF発生抑制対策を行った。主な切断工具はプラズマカッターである。また、解体・撤去作業に要した期間は約5カ月である。Photo 2に解体状況を示す。この写真は、断熱材を撤去し、非汚染機材を解体・撤



Photo 2 Cold trap room before dismantling

Photo 3 UF₄ dry room during dismantling

去する前の状況を示している。写真の両端にある筒状の機器が大型コールドトラップで、中央の2器が小型コールドトラップである。

(b) UF₄処理室

UF₄処理室は、この施設の最終製品であるUF₆にならなかったUF₄を粉碎・洗浄・乾燥するためのUF₄乾燥設備（ロータリーキルン）が主な解体対象である。ロータリーキルンの内部にはUF₄が滞留していることが事前の調査から分かっていたが、UF₄は化学的に安定であることから、事前の回収等は行っていない。主な切断工具はプラズマカッターである。ヒューム対策として放射能拡散防止のための簡易フード（GH）内部は局所給排気装置で換気を行った。解体・撤去作業に要した期間は約6カ月である。Photo 3にロータリーキルンの解体作業状況を示す。

(2) 2009年度

2009年度は、解体チーム（10名）により移動解体工法⁸⁾で解体・撤去作業を行った。解体チームによる作業の初年度であることから、相対的に作業が容易な非汚染物及び小型機器の解体・撤去を主体に実施した。代表的な解体対象は水和転換室に設置されている設備・機器である。

水和転換室は、原料となるUO₃の反応性をあげ

るための水和処理からUO₂を経てUF₄まで転換するために用いた水和機、脱水還元塔、フッ化搭が主な解体対象である。いずれの機器も設備から切り離れた後、専用の解体フードに搬入して細断を行った。このように、2009年度からは一部の部屋については、原位置解体手法から移動解体手法に変更している。このことにより、解体箇所を覆うGHの体積を小さくすることが可能となり、その結果GHに用いたビニール等の残材を中心に、二次廃棄物が約15%削減された。また、これらの機器は粉体を取り扱う機器であるため、内部にウランが滞留していることが予測されていたが、解体前にウラン回収を行うことは、密閉構造であることから困難であり、解体・細断段階で回収を行った。なお、原料として受け入れたUO₃粉体は、多数の分子が凝集してクラスターを形成している。このため水を噴霧しUO₃粉体の体積膨張を促すことでクラスターにクラックを生じさせ、粒径を小さくし、比表面積を大きくすることで反応性を高めるための装置が水和機である。Photo 4に水和機の切断及びウラン回収状況を示す。

(3) 2010年度

2010年度は、前年度に引き続き解体チームにより移動解体工法で解体・撤去作業を行った。前年度の経験・実績から、解体技術・技能の向上が見



Photo 4 Dismantling work in hydration and conversion room

込まれたため、フッ化炉などの大型汚染機器の解体にも十分対応可能であると判断した。また、解体チームを10名体制から20名体制に強化した。代表的な解体対象は脱水転換室に設置されている設備・機器である。

脱水転換室は、UF₄から最終製品であるUF₆までフッ化するために用いた3機の反応炉が主な解体対象である。これらはいずれも縦型長尺で、HFフッ化塔（6 m）、第1 F₂フッ化炉（5 m）、第2 F₂フッ化炉（4 m）である。小型GH内を用いてフランジ接続部分で設備から切り離し、開口部を閉止して細断は専用フードに移動して実施した。脱水転換室では、設備・機器が稠密に配置されており、これらの作業は、限られた作業空間で実施しなければならないため、設備・機器間の干渉等に関する事前評価が不可欠であった。Photo 5にHFフッ化塔の設備からの切り離し及び移動状況を示す。この写真の上、中段に示したように、切断フードまでの移動では、切り離し部分を閉止フランジにより密閉することにより、タイベックスーツやマスク等は着用しない状態で作業を行っている。また、解体チームを10名から20名に増員したことにより、新たに1班5名の4班体制とし、準備作業、機器切り離し作業（2班）、細断作業（2班）の分業体制で解体・撤去作業を行った。

(4) 2011年度

2011年度は、引き続き解体チームにより原位置解体工法で解体・撤去作業を行った。大型汚染機

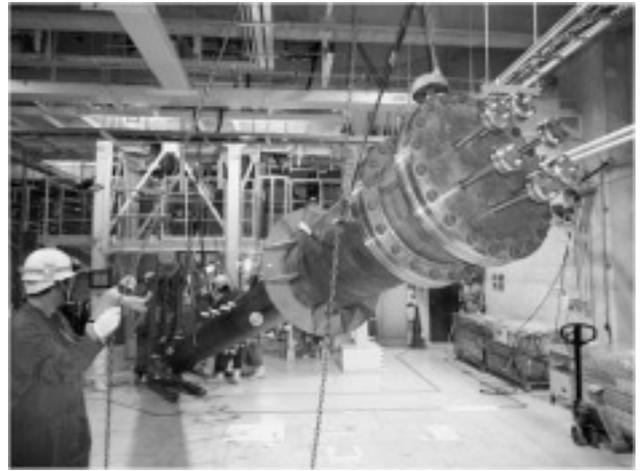


Photo 5 Dismantling work in dewatering conversion room

器の解体は前年度で終了しており、強化プラスチック（FRP）製タンク解体や製錬転換施設全体の後処理を主体に実施した。代表的な解体対象はイエローケーキ溶解調整室に設置されている設備・機器である。

(a) イエローケーキ溶解調整室

イエローケーキ溶解調整室は、2000年度に試験解体を実施した湿式転換設備の一部で、FRP製の大型タンクが主な解体対象である。

(b) その他

その他、製錬転換施設管理区域全域を対象として、残っている架台や基礎等の解体・撤去を行い、付帯設備を除いて、管理区域にあった汚染機器はすべて解体・撤去して保管容器に密閉状態で収納した。

(5) 2012年度

2012年度は、管理区域内に設置されている主要設備・機器の解体・撤去作業終了を受けて、主に、流動媒体地下貯槽の解体作業を実施した。この作業の詳細については4.章に示す。また、この施設では、転換技術に関連する様々な研究開発を実施しており、この過程で発生した液体廃棄物等の分析や処理方法の検討を行っている。

3.2 解体作業の実績

ここでは2008年4月から2011年9月までの廃止措置の実績として、主に、解体・撤去作業に要した人工と解体物の特徴について示す。

(1) 解体物量と人工

解体物量の評価には付带的に発生する二次廃棄物は含めない。また、人工は直接作業に従事した人員を対象として評価した。製錬転換施設の解体・撤去作業では全体で約480ton（解体物重量）の解体を行い、これに要した人工は約12,000人日である。Table 2に人工の推移を示す。また、Fig. 2に各年度の解体物量の推移と解体効率（1ton当たりの解体に要した人工＝人日/ton）を示す。この結果から、年度間の解体効率には1.5倍程度の差異がみられた。これは、年度間の解体対象設備及び機器の大きさ、材質等の相違を反映したものと推定しており、多様な機器を有する施設では、作業効率にこの程度の差異を生ずる可能性があることが示唆された。なお、製錬転換施設の解体では、年度単位で作業体制や手順を変えて実施している。このことが解体効率に影響を及ぼし

Table 2 Man-hour for dismantling work

	FY2008	FY2009	FY2010	FY2011
作業人工数 (人日)	6037	2242	2472	1246

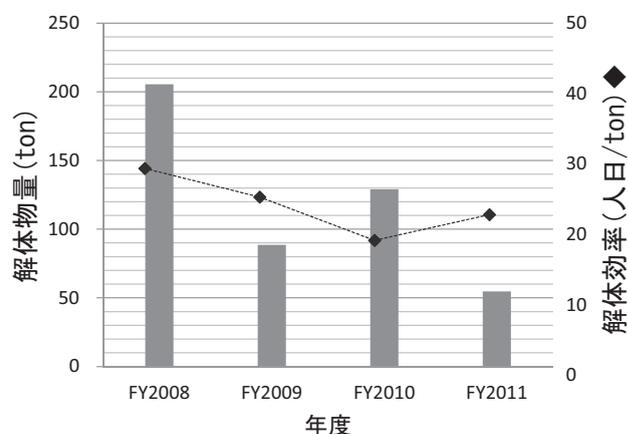


Fig. 2 Annual disassembled weight and man-hour per weight

ている可能性が考えられるが、現時点では十分な解析ができていない。今後詳細解析をすべき重要課題の一つである。

(2) 保管容器の発生量

製錬転換施設の解体・撤去作業では、解体物の保管容器としてメッシュコンテナ（管理機材用で収納重量は最大1,000kg）と200ℓドラム缶（汚染機材用で収納重量は最大180kg）を使用した。なお、管理機材とは、履歴等により放射性物質との接触の可能性を否定できないが、ダイレクトサーベイ及びスミヤサーベイにより汚染が認められなかった機材のことを言う。また、解体物とは別に、解体・撤去作業に付帯して可燃物を中心とした二次廃棄物が発生しており、これらはカートンボックスに収納した。Table 3に年度単位での保管容器ごとの発生量を示す。

保管容器の発生量は、解体物の保管スペース確保や解体・撤去作業手順に影響を与える重要な因子である。特に、保管容器にドラム缶を使用する場合、機器や配管等の切断片の形状によっては、目標とする重量まで収納できないケースが生ずる。Fig. 3に金属系の解体物の収納重量のヒストグラムを示す。計画段階では、金属系解体物の収

Table 3 Amount of generation from a dismantling equipment (storage container, drum and carton box)

	FY2008	FY2009	FY2010	FY2011
メッシュコンテナ (基)	139	52	72	23
ドラム缶 (本)	908	456	464	209
カートンボックス (個)	3281	1705	1728	470

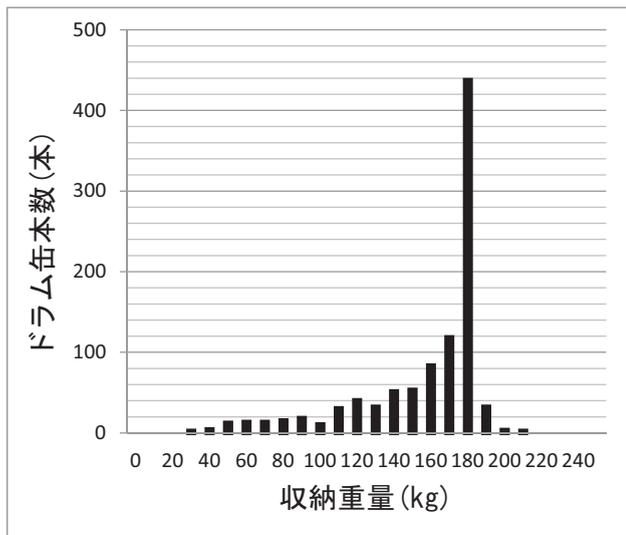


Fig. 3 Distribution of the storage weight per drum (metal)

納重量は160kgから180kgとしていた。Table 3及びFig. 3に示したとおり、計画重量まで収納できないドラム缶が30%程度存在している。

(3) 解体対象の種類の特徴

解体・撤去作業では、使用する切断工具の選択は、切断対象機器の構造的な特徴や材質及び厚さ等に合わせて行っている。この点から、解体・撤去作業の対象となる機器の種類ごとの構成比率を予め評価しておくことは、解体計画・作業を合理的に実施する上で重要な作業である。Fig. 4及びPhoto 6に解体対象の種類ごとの重量構成比率を示した。この結果から、化学プラントに属する製錬転換のような構成の施設では、サポート類と機器が重量構成比率で全体の約70%を占めている。続いて、コンクリート基礎、配管の順となっている。ここで、配管のような中空構造物は、同じ重

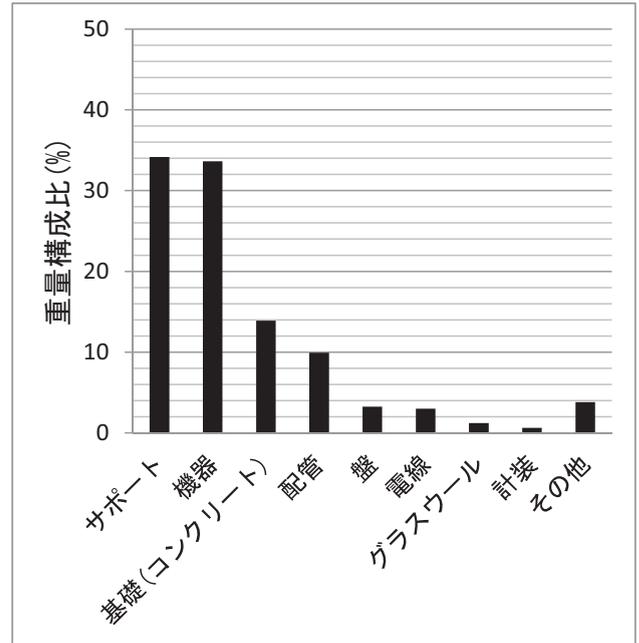


Fig. 4 Weight percentages of parts for dismantling



Photo 6 Typical parts of the equipment for dismantling

量のサポートや機器と比較して、保管容器に所定の重量を収納するために必要な切断作業時間（切断長さ）は格段に多くなる。特に、比重の小さな

アルミニウム配管ではこの傾向が顕著にみられる。解体計画策定に当たってはこの点を考慮することが重要である。

(4) 解体対象の材質の特徴

解体対象の種類と同様に、切断対象の材質も使用する切断工具の選択では重要な情報である。Fig. 5及びPhoto 7に解体対象の材質ごとの構成比率を示した。この結果から、切断対象の約70%以上が金属であることが分かる。金属以外では、コンクリートが約13%を占める。解体対象の種類と合わせた特徴を踏まえると、金属製のサポート及び機器を効率よく切断するための工具の選択や作業手順の設定が、製錬転換施設のような構造的特徴を持つ施設を合理的に解体するための重要な要素になっていることが分かる。ただし、切断工具の選択にあたっては、切断効率とあわせて、ヒュームや切削粉の発生量など、作業環境や被ばくに影響を与える因子についても考慮することが必要である。特に、ヒュームについては汚染拡大や内部被ばくの潜在的な危険因子となることから、局所給排気装置を設置し、適切な給排気量の確保、気流の流れ方向やフィルター性能等について、予め十分な検討を実施する必要がある。



Photo 7 Typical material for dismantling

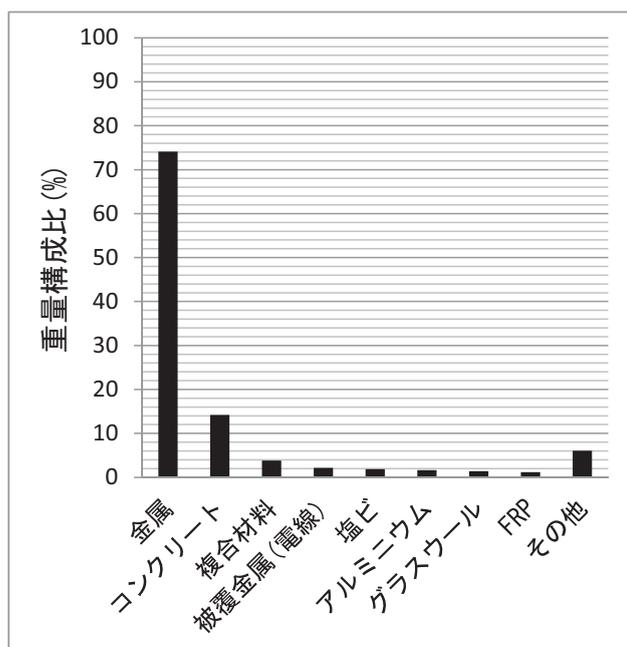


Fig. 5 Weight percentages of materials for dismantling

Table 4 Amount of the incidental waste

		FY2008	FY2009	FY2010	FY2011
可燃 (紙、布、木片)	kg	1737	760	759	246
難燃 1 (ゴム類)	kg	515	191	260	79
難燃 2 (ポリシート、ビニール、他)	kg	6082	3172	3824	1104
解体物量	ton	206	89	129	55

(5) 二次廃棄物の発生量

解体・撤去作業に付帯して発生する二次廃棄物は、切断工具の消耗品等を除くと、ほとんどは、放射線防護服とGHの残材、除染に用いたウェス等であり、焼却等の減容処理設備への適用性から、可燃物、難燃物 1 (ゴム類)、難燃物 2 (プラスチック、布類) に分類している。Table 4に二次廃棄物の種類単位で、年度ごとの発生量とその年度に実施した解体物量を示した。

4. 流動媒体貯槽の除染・解体

製錬転換施設では、中間フッ化物 (UF_4) とフッ素 (F_2) の反応により UF_6 を製造する工程に、流動床型の反応炉 (塔) を用いており、流動媒体として焼結アルミナ (γ アルミナ) 微粉を使用している。この流動媒体は反応炉の内部で対流しており、表面の摩耗や中間フッ化物等の付着により、炉内での流動性が悪くなった時点で交換を行っている。この使用済み流動媒体を一時的に保管するのが流動媒体地下貯槽である。なお、製錬転換施設では、回収ウランを使用していることから、わずかではあるが核分裂生成物 (FP) や超ウラン元素 (TRU) が含まれており、この工程で、相対的に比放射能が高い FP・TRU が流動媒体に同伴した場合でも、作業環境の空間線量に影響を与えないよう、地中埋設型の貯槽構造としている。Fig. 6 に示すように、使用済み流動媒体地下貯槽は4槽あり (V601からV604)、体積は各 $2.5m^3$ 、材質はステンレス鋼で、溶接部を除いた表面粗度は $Ra=1.0$ 程度と推定される。それぞれ、流動媒体として使用している γ アルミナ微粉中に約 15wt% の回収ウラン (UO_2F_2 と推定される) を含む約 3 ton の使用済み流動媒体を保管している。

(1) 事前調査

流動媒体地下貯槽の除染・解体では、一連の作業の計画検討のため、先ずファイバースコープを使って貯槽内部の観察を行った。その結果、流動媒体は乾燥しており、気流移送 (負圧による吸い上げ方式) で拔出し可能であることが確認された。また、ハッチを開放した状態での、貯槽上部の空間線量率は最大 $40 \mu Sv/hr$ ⁹⁾ であった。Photo 8 に内部観察作業の状況を示す。なお、流動媒体に含まれる UO_2F_2 等のウラン化合物中の FP・TRU

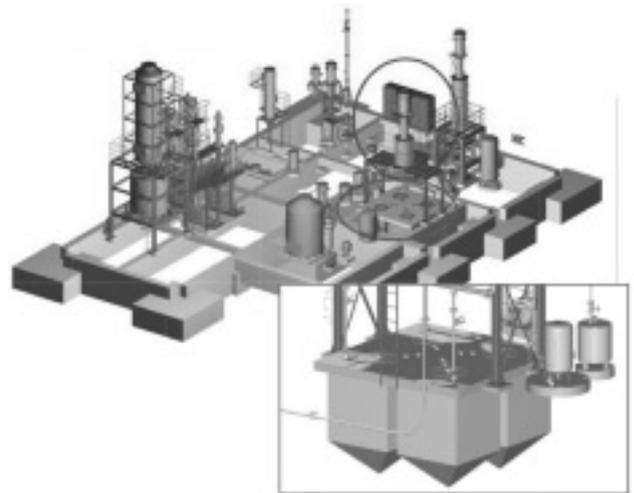


Fig. 6 Outline of the fluidization media storage tanks

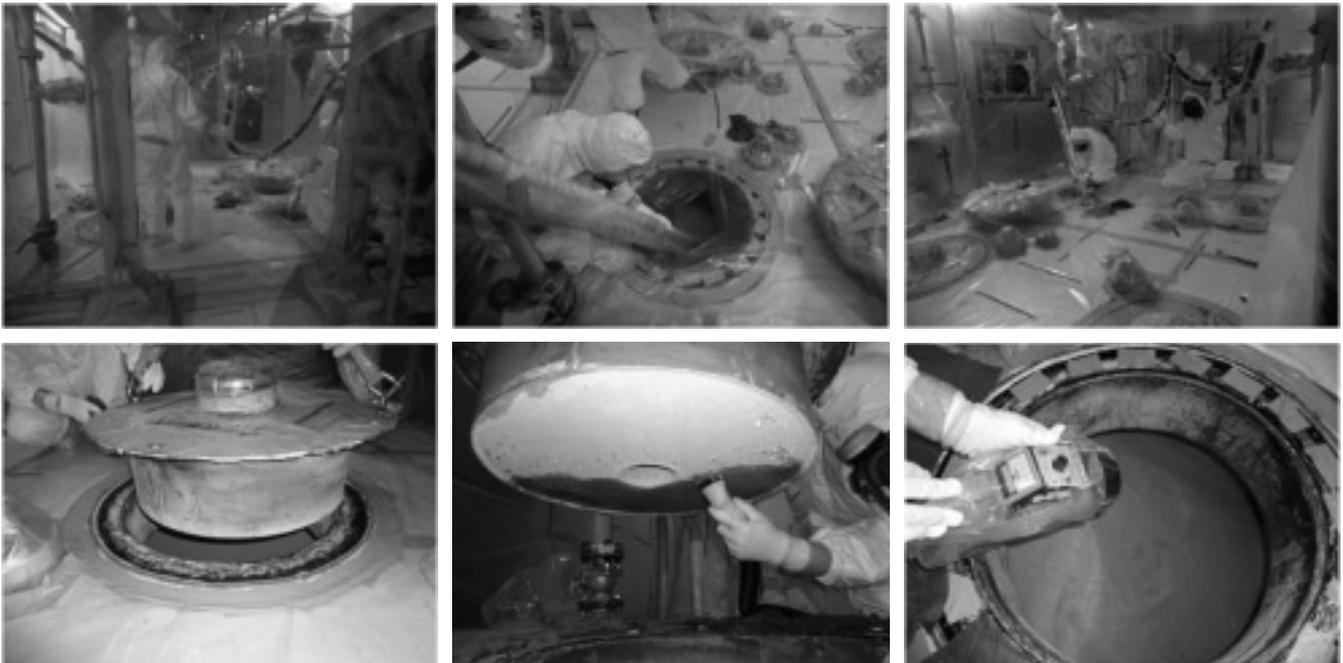


Photo 8 Observation work of inside of fluidization media storage

濃度等の詳細な分析は今後実施して行く。

(2) 流動媒体抜き出し

内部観察結果を受け、サイクロン装置を用いた気流移送により、約12tonの使用済み流動媒体をドラム缶に回収した。なお、流動媒体は数ミクロンの γ アルミナの微粉である。このような金属微粉を気流移送する場合、移送用の配管と流動媒体の摩擦により生じる配管の減肉現象や配管の閉塞現象に対する対策が必要であることから、サイクロンの風量を段階的に調整し、気流移送用配管の健全性を確認したうえで取り出しを行った。Photo 9に流動媒体気流移送状況を示す。また、流動媒体取り出し前後の貯槽の表面状態をPhoto 10に示す。写真左側は気流移送段階を示している。また、右側は気流移送終了状態を示している。写真からわかるように気流移送終了時点では、流動媒体微粉はまだ貯槽壁面に付着した状

態であり、定性的な評価ではあるが、流動媒体を除去することができないことを示している。

(3) 除染

使用済み流動媒体を抽出した後の貯槽内面の平均表面密度は α 線ダイレクトサーベイの結果15Bq/cm²であった。流動媒体貯槽を解体するにあたっては、貯槽と接しているモルタル層及び外側の土壤に汚染が拡大しないよう、すべての表面について、ダイレクトサーベイ及びスミヤサーベイで汚染が検出されない状態（バックグランドレベル）まで除染を行うことを目標として設定した。除染手法については、バックグランドレベルまで除染する必要があることから、貯槽表面をある程度切削することができる、ブラスト法や酸洗浄法等について検討を行ったが、二次廃棄物の発生量や処理方法、作業時間や経済性の面で課題があり、代替手法について調査・検討を行った。その

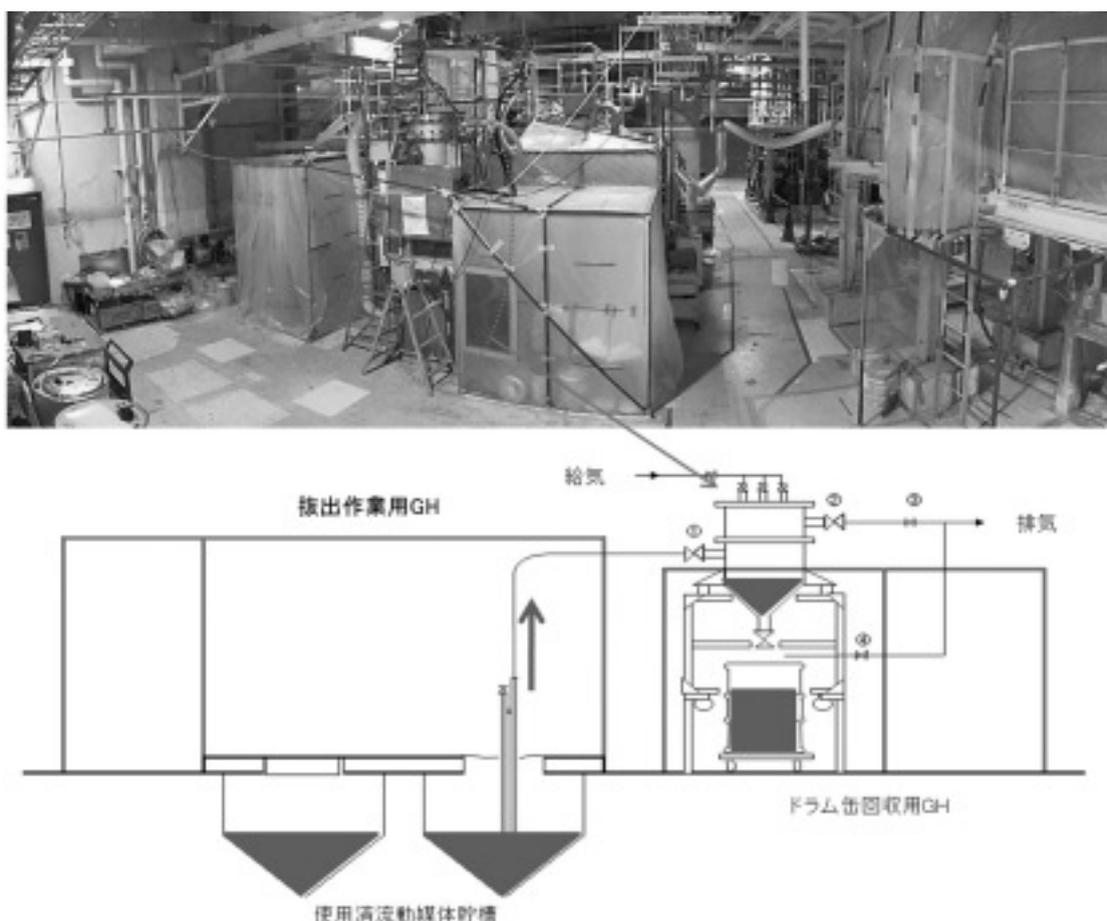


Photo 9 Sucking up work of fluidization media storage tanks



Photo 10 Inside surface of fluidization media storage tanks (Left : during work, Right : after work)

結果、貯槽内面に腐食等は認められず、表面粗度も施工時の状態が保たれていることが確認されたことから、残留しているウラン (UO_2F_2 等) は付着性であると判断し、除染には二次廃棄物発生量が少なく、焼却が可能な中性の剥離塗膜を使用する判断を行った。なお、使用する剥離塗膜の選択

にあたっては、簡易な性能評価試験を行い、2種類の塗膜 (DECONGEL[®]、Alaradecon[®]) を使用することとした。Fig. 7に除染作業手順を示す。また、Photo 11にDECONGEL[®]塗布からAlaradecon[®]剥離までの作業状況を示す。なお、2種類の剥離塗膜を使用しているのは除染性能の問題ではなく、乾燥時間等の作業上の制約条件に依存した対応であり、一般的な方法とは言えない。

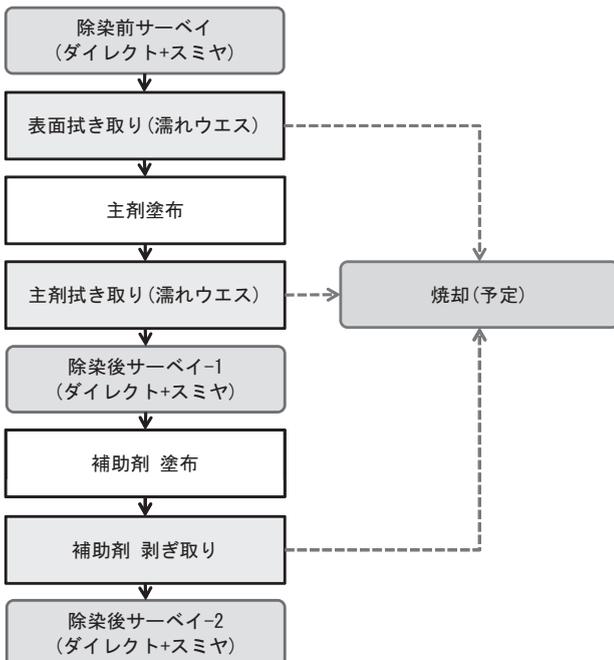


Fig. 7 The procedure of the decontamination using gel

(4) 除染結果

Fig. 8からFig. 11に除染結果の代表例として各貯槽の除染結果を示す。またPhoto 12に除染後の貯槽内面の状態を示す。この結果から、Alaradecon[®]剥ぎ取り後の「除染後サーベイ-2」では、貯槽上面の一部でダイレクトサーベイにより有意な汚染が検出されたが、その他については、全て、サーベイメータの検出下限値 (検出下限はバックグラウンドの変動により変わるため、ここでは、バックグラウンドレベルのことを検出下限と呼ぶ。また、バックグラウンドの平均的な値は $0.04Bq/cm^2$ である) 以下まで除染できた。なお、有意な汚染が検出された部位は溶接部分である。この部位については、切断箇所ではないことから、アルミニウムテープで覆い、解体時の汚染拡大防止措置を講じた。なお、流動媒体地下貯槽の



Photo 11 Decontamination process in fluidization media storage tanks

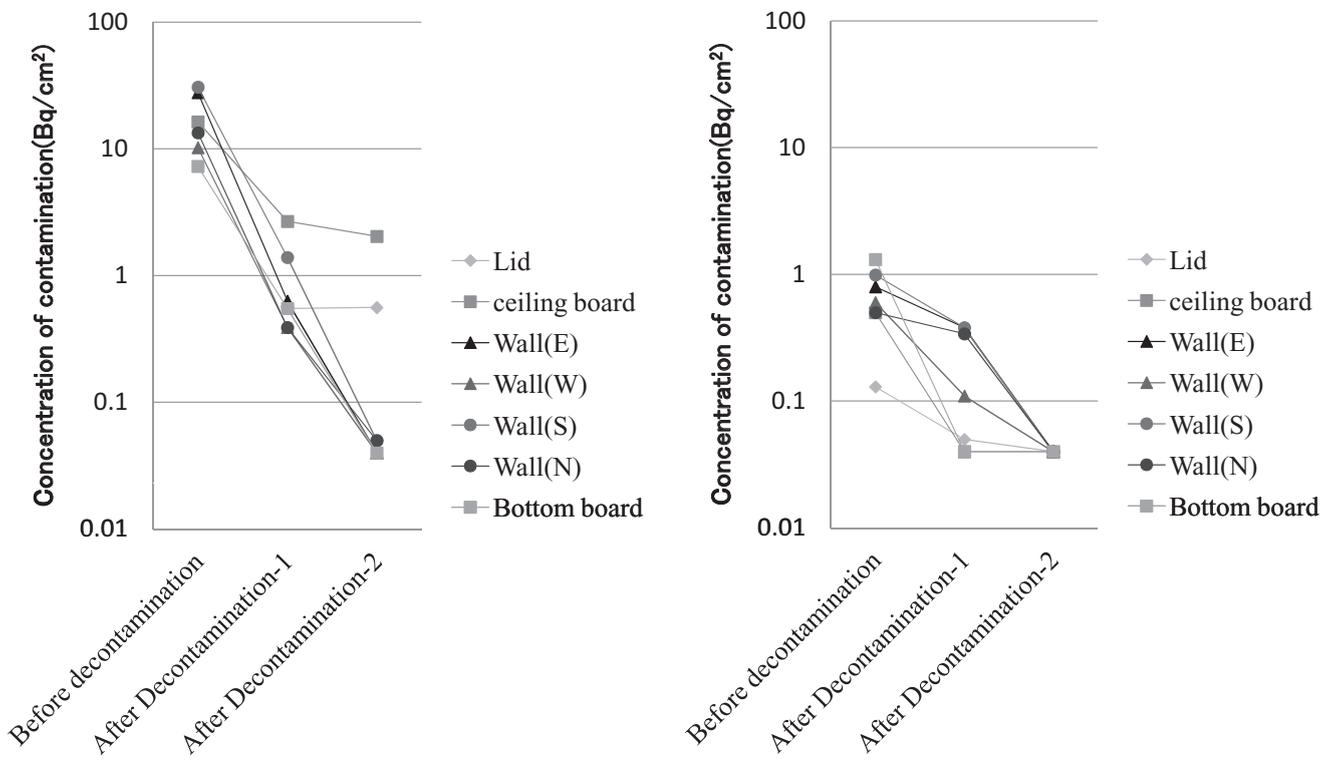


Fig. 8 Results of decontamination (V601)

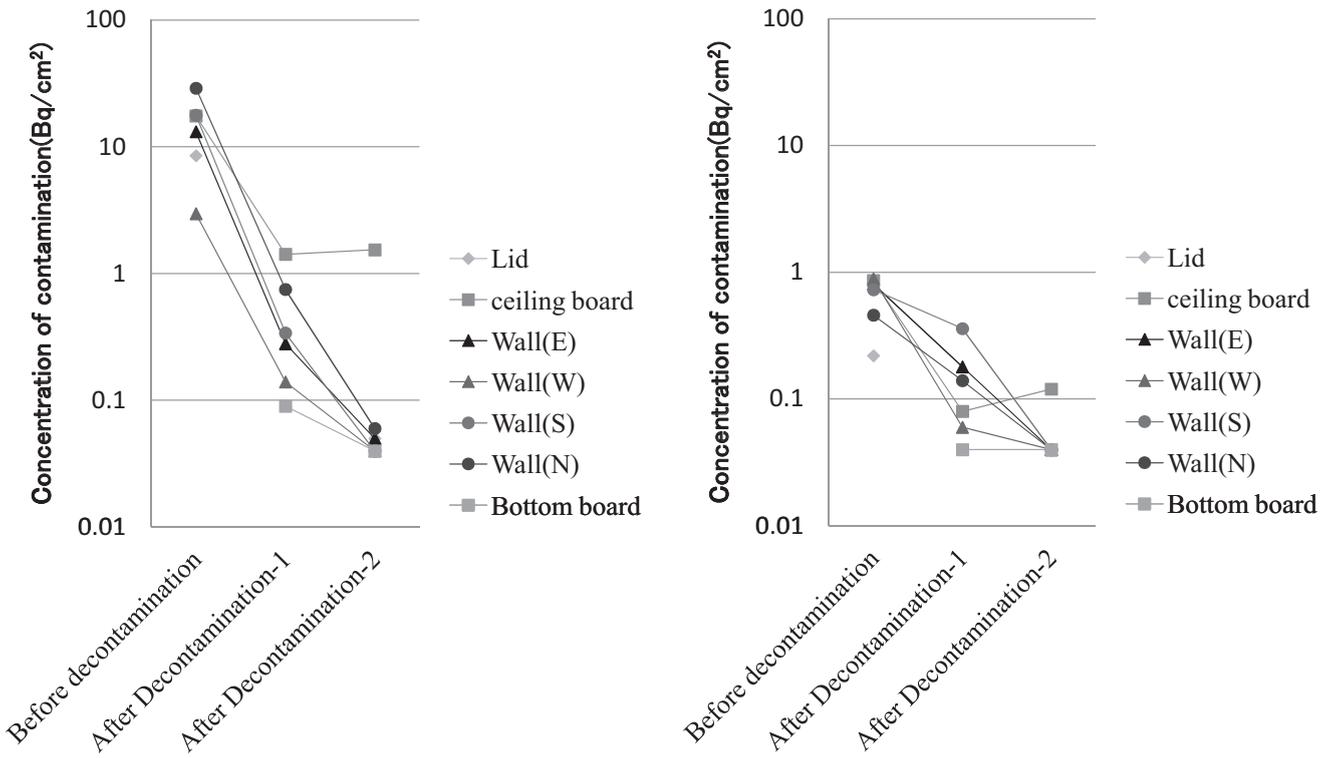


Fig. 9 Results of decontamination (V602)

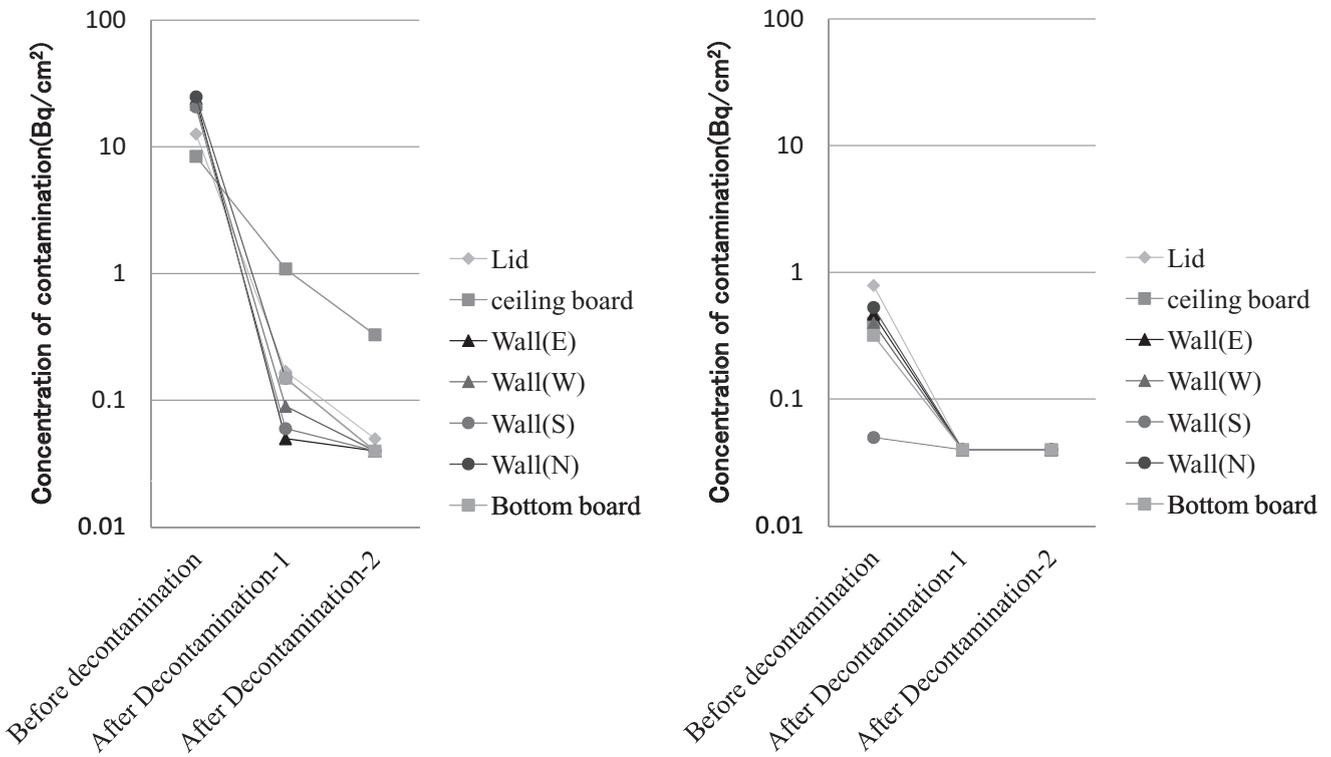


Fig. 10 Results of decontamination (V603)

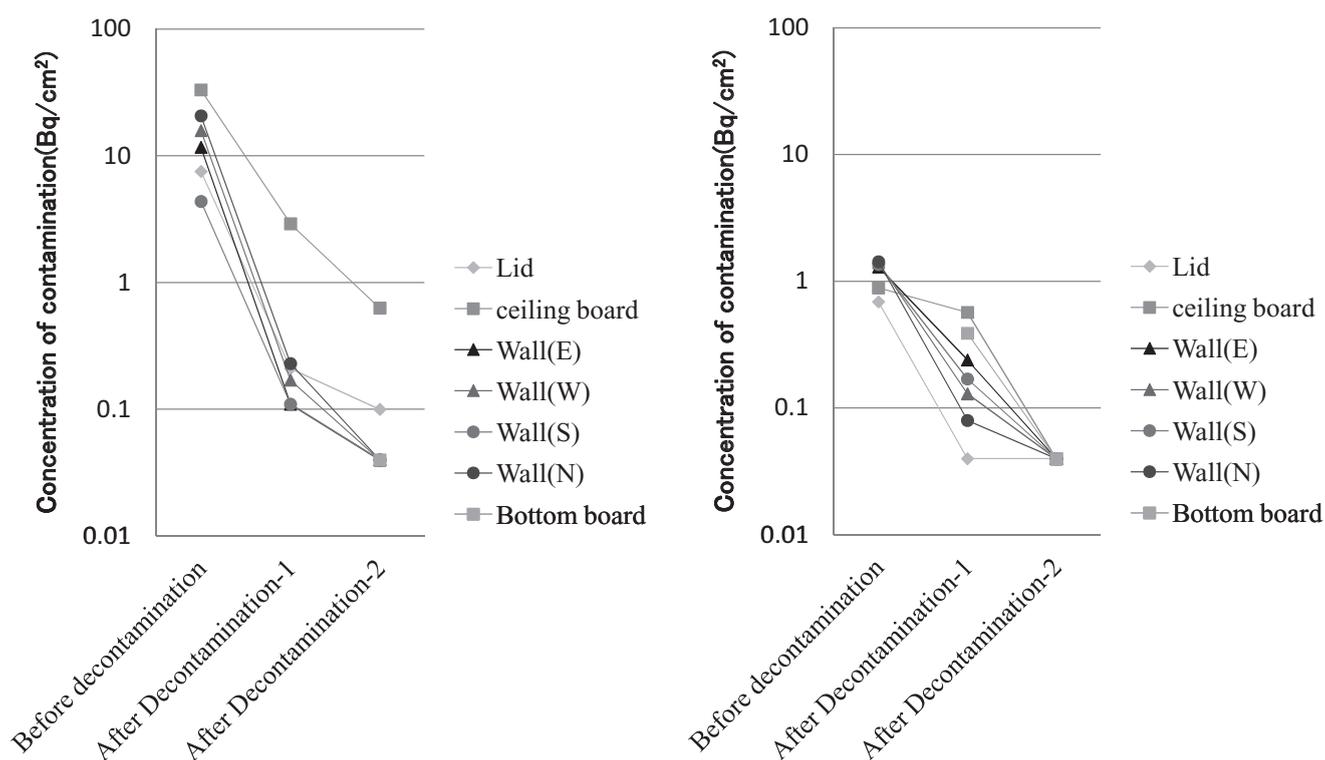


Fig. 11 Results of decontamination (V604)

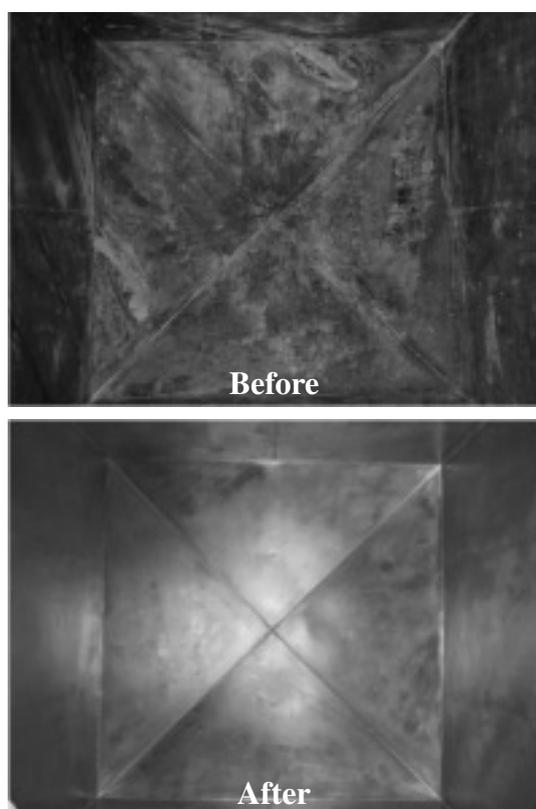


Photo 12 Results of decontamination in fluidization media storage tanks

除染に要した人工は158人・日（準備作業、後片づけを含む）、二次廃棄物発生量は271kgで、このうち濡れウエスが148kg発生している。

(5) 解体

Photo 13に解体前の状況を示す。解体作業では、先ず、上部のモルタルを削り、貯槽を解体するための準備を行った。貯槽が露出した状態をPhoto 14に示す。その後、対角にある2槽を対象として貯槽上板を切断・撤去し、内部から貯槽の切断・撤去を行った。この作業状況をPhoto 15に示す。この段階で内部から貯槽を切断・撤去する方法では作業効率が悪いとの判断から、残り2槽については、周囲のモルタルを撤去し、貯槽ごと撤去を行った。この作業状況をPhoto 16に示す。貯槽撤去後は壁面等をモルタルで補修しPhoto 17に示した状態まで仕上げを行っている。これら一連の作業に要した期間は約43日で人工は243人日であった。また、この作業においては金属2,564kg（200ℓドラム缶15本）、モルタル11、232kg（200ℓドラム缶65本）が発生した。

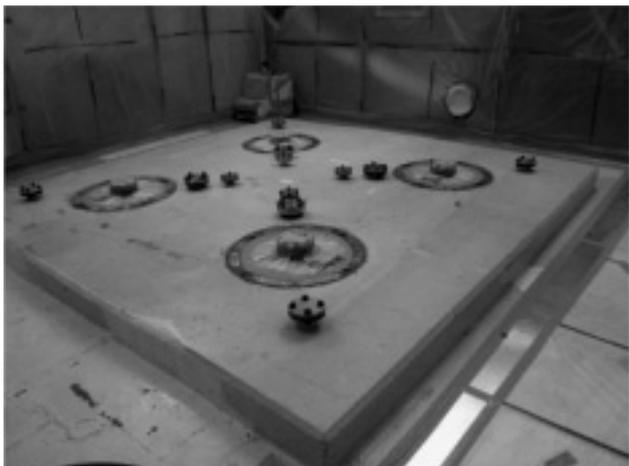


Photo 13 Top of fluidization media storage tanks
(Before removal of mortar)



Photo 16 The state of demolition work at fluidization media storage tanks



Photo 14 Top of fluidization media storage tanks
(After removal of mortar)

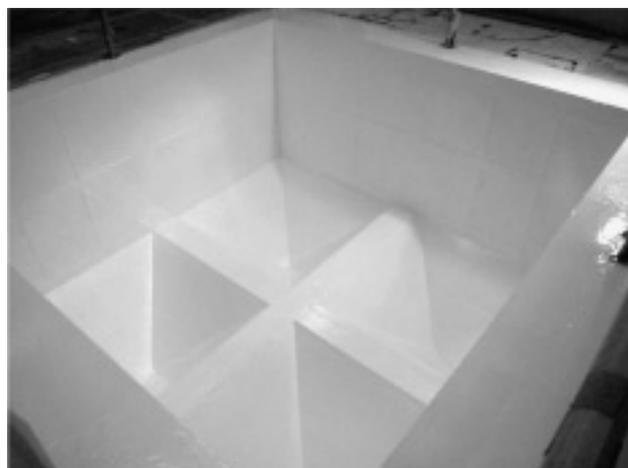


Photo 17 The state of demolition work at fluidization media storage tanks



Photo 15 Demolition work in fluidization media underground tanks

(6) 評価

流動媒体地下貯槽の内面のような表面腐食を伴わない汚染箇所については、今回の除染作業に使用した、DECONGEL[®] (Alaradecon[®]) のようなジェル状の剥離塗膜手法が、作業性や二次廃棄物の発生量、後処理等の面から有効な手法であると言える。

5. おわりに

本報告では、製錬転換施設廃止措置プロジェクトの一環として実施してきた乾式転換工程を中心とした管理区域内の主要設備及び機器の解体・撤去及び流動媒体地下貯槽の除染・解体状況について

て示した。2011年9月に、管理区域内の主要設備の解体・撤去及び保管容器への収納がすべて終了し、この段階で、汚染機材はすべてドラム缶に密封状態で安定保管できる状態となった。これにより、施設内の放射能インベントリは変わらないものの、施設の経年劣化等による汚染等が発生するリスクは格段に低下し、廃止措置の最初のステップをクリアした。また、地下埋設という特殊な設置方法であることから、周囲の土壌等を汚染することなく解体を行うことが難しいと考えられていた流動媒体地下貯槽について、予め、貯槽内面を、バックグラウンドレベルまで除染することで、周囲を汚染することなく、かつ、二次廃棄物を含めた放射性廃棄物発生量を極力少なくすることができた。

一方で、ウラン系廃棄物の管理方法に関する方針が未確定であり、施設内に一時的に保管している解体物及びUF₄等の核燃料物質の払出等の最終的な扱いが決まっていなかったことや、製錬転換施設廃止措置終了時の状態が未設定であることなど、引き続き廃止措置を着実に進めるうえで、早急に結論を得る必要がある課題も多く残っている。

また、製錬転換施設の解体・撤去作業では、作業実績データ、解体物データ及びエンジニアリングノウハウの収集・データベース化や解体・撤去作業体制、解体・撤去作業手順等の変更を行っており、これらの蓄積された情報の解析を行うことで、製錬転換施設廃止措置の次の段階への反映、他のウラン取扱施設、核燃料サイクル施設の廃止措置の合理化に寄与することが求められている。

引用文献

- 1) Editorial Committee of Refining and Conversion Facility Decommissioning Results, "Present Status of Refining and Conversion Facility Dismantling — Progress in 2008 1st half," JAEA-Technology 2009-024 (2009).
- 2) Editorial Committee of Refining and Conversion Facility Decommissioning Results, "Present Status of Refining and Conversion Facility Dismantling — Progress in 2008 2nd half," JAEA-Technology 2009-061 (2010).
- 3) Editorial Committee of Refining and Conversion Facility Decommissioning Results, "Present Status of Refining and Conversion Facility Dismantling — Progress in 2009 1st half," JAEA-Technology 2010-002 (2010).
- 4) Editorial Committee of Refining and Conversion Facility Decommissioning Results, "Present Status of Refining and Conversion Facility Dismantling — Progress in 2009 2nd half," JAEA-Technology 2010-32 (2010).
- 5) Editorial Committee of Refining and Conversion Facility Decommissioning Results, "Present Status of Refining and Conversion Facility Dismantling — Progress in 2010 1st half," JAEA-Technology 2011-17 (2011).
- 6) Editorial Committee of Refining and Conversion Facility Decommissioning Results, "Present Status of Refining and Conversion Facility Dismantling — Progress in 2010 2nd half," JAEA-Technology 2011-24 (2011).
- 7) Editorial Committee of Refining and Conversion Facility Decommissioning Results, "Present Status of Refining and Conversion Facility Dismantling — Progress in 2011 1st half," JAEA-Technology 2012-05 (2012).
- 8) 杉杖典岳、森本靖之、徳安隆志、田中祥雄、"製錬転換施設廃止措置プロジェクトの進捗状況"、日本原子力学会和文論文誌、Vol.12 No. 3 (2013).
- 9) N. Takahashi, K. Yokoyama, S. Ikegami, M. Shimaike, N. Sugitsue, "Influence Evaluation of Spent Bed material in the Conversion facilities," JAEA-Technology 2009-002 (2009).

プラスチックシンチレーションファイバー (PSF) を用いた 自走式放射線 2次元分布測定システムの開発

松村 修治*、北原 成郎*、山西 晃郎**、野瀬 裕之**、千坂 修***

Development of self-propelled measuring system for 2-dimensional distribution of radiation beam using plastic scintillation fibers

Shuji MATSUMURA*, Sigeo KITAHARA*, Akio YAMANISHI**, Hiroyuki NOSE**, Osamu TISAKA***

従来の放射線計測システムでは、人力で放射線を格子点で測定するため、大面積の測定に多大な時間を要していた。また、格子点測定であるため格子点間にある局所的なホットスポットを検出することは困難であった。本システムはこの課題に対し、放射線検出部にプラスチックシンチレーションファイバー (PSF) を用いた計測システムを採用し、全地球航法衛星システムとともに建設機械に搭載して自走させることにより、1時間で2,000m²という早さで正確に放射線を面的に測定するシステムを開発した。本報告は、開発した測定システムの概要について紹介する。

Conventional 2-dimensional distribution of radiation beam is usually estimated from dose rates on a lot of dispersed spots, which has two problems. One is that it takes much time to measure distribution in a large area, and another problem is it is difficult to detect a localized hot spot from dispersed measurement results. To solve these problems we have developed a self-propelled measuring system adopting plastic scintillation fibers (PSF) as a detector. Estimating dose distribution in PSF and scanning PSF with self-propelled system give a 2-dimensional distribution of radiation beam in shorter measuring time and better spatial resolution than usual. A global positioning system was also installed to our system to know the absolute position of interest. With this system we have verified that we can estimate the 2-dimensional distribution in area of 2,000m² in an hour. This report describes the overview of our newly developed system.

1. はじめに

放射線の計測結果は、除染作業計画の策定ならびに除染効果の評価等に使用されるため、放射線の計測は除染工事において非常に重要な業務である。しかし、従来の放射線計測は、人力で放射線を格子点で測定するため、大面積の測定には多大な時間・手間を要していた。また、格子点測定で

あるために、格子点間にある局所的なホットスポットに関し、その検出は困難であった。このように除染工事にとって重要な業務であるにもかかわらず、課題が多々あった。

これらの課題を解決すべく、筆者らは大面積を早く、正確に放射線を測定することが可能なシステムの開発に取り組んだ。以下にプラスチックシンチレーションファイバー (PSF) を用いた自走

* : (株)熊谷組 (KUMAGAI GUMI, Co., Ltd.)

** : (株)IHI (IHI Corporation)

*** : IHI建機(株) (IHI Construction Machinery Limited)

式放射線2次元分布測定システムについて述べる。

2. PSF計測システムの概要

2.1 PSFによる検出の原理

PSFによる放射線の検出原理をFig. 1に示す。これは、放射線がPSFに入射したときに発生する光（シンチレーション光）が両端の光電子増倍管で検出された時間差から放射線の入射位置を特定し、放射線の分布を評価するものである¹⁾。詳細な原理は以下のとおりである。

- 1) 放射線が、PSFに入射するとシンチレーション光が発生する。
- 2) 光は等方的に発生するため、ファイバーの両端へ向かって、ファイバーの界面で反射しながら進んでいく。
- 3) 光電子増倍管で光を検出し、電気信号に変換し、かつ増幅する。
- 4) プリアンプで、更に電気信号を増幅する。
- 5) ディスクリミネータで、ノイズを除去する。
- 6) シンチレーション光の検出時間差を求めめるため、片方の電気信号に、時間 t_0 の遅延を加える。

ここに、ファイバーの長さ L 、ファイバー中で光の進む速度を c とすると

$$t_0 = \frac{L}{c} \quad (1)$$

である。

- 7) 遅延を加えない方の信号をstart信号、遅延を加えた方の信号をstop信号として、時間差波高変換器に入力する。

時間差波高変換器とは、start信号とstop信号の時間差を電圧振幅の大きさに変換して電気信号として出力する装置である。

- 8) 時間差波高変換器の出力をマルチチャンネルアナライザでヒストグラム化する。

マルチチャンネルアナライザとは、入力信号の大きさごとに複数のチャンネルに分けて保存する装置である。

- 9) マルチチャンネルアナライザでは、時間差に対するカウント値を求めているが、時間差は放射線が入射した位置に置き換えることが

できるので、放射線の位置依存性を示すことになる。

マルチチャンネルアナライザで、時間差 t の信号が検出された場合、以下の式から放射線の入射位置 x に変換できる。

$$t = \left(\frac{L-x}{c} + \frac{L}{c} \right) - \frac{x}{c} \quad (2)$$

ここで、

$$x = L - \frac{ct}{2} \quad (3)$$

このように、本計測器は放射線の発光位置と発光回数をカウントするものであり、放射線の比較的高い領域と低い領域を識別することは可能で、広域計測に適している。さらに、今回の東京電力福島第一原子力発電所の事故に関する除染工事のように、対象とする核種が限られている場合には、本システムの計数率と線量率とは高い相関関係を持つことが期待できる。

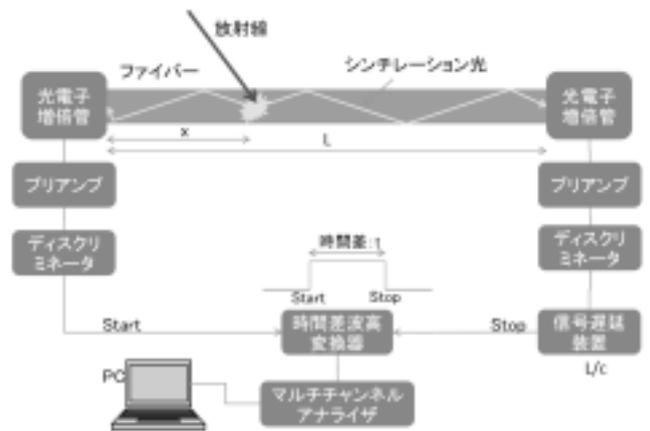


Fig. 1 Diagram of detecting method of radiation beam position with PSF

2.2 PSF測定システムの構成

PSF計測システムをコンパクトトラックローダ (CL45: IHI建機製) に搭載した写真をFig. 2に示す。PSF計測システムは、放射線検出部 (PSF)、計測モジュール、発電機、全地球航法衛星システム部 (GNSS) から構成されている。なお、屋外で使用するために、PSF、計測モジュールおよび電気ケーブルはケースに収納してある。

また、計測器は振動を与えると性能が安定しないため、モジュールのケースは防振台の上に設置するようにした。



Fig. 2 Photo of radiation beam measurement system with PSF on compact track loader (CL45)

(1) 放射線検出部

本システムにおけるPSFは、 $\phi 2\text{ mm}$ の光ファイバーを80本束ねたものとした。一般にファイバーの断面積が大きいほど、放射線の検出感度が高くなり、したがって、短い時間で広範囲の放射線の計測が可能となる。しかし、その一方で、大きな断面積を持つPSFで高線量率の放射線を計測しようとする場合、信号の重なりが起これ正確な計測ができなくなる（偶発同時計数の）可能性があり、注意が必要である。

PSFの長さは4 mとした。建設機械への搭載しやすさを考えてR1700mmで湾曲させ、幅が約3.3mになるようにした。両端には光検出器として光電子増倍管が搭載されている。

また、PSFの防護およびPSF周囲（上方向、水平方向）の放射線遮蔽のため、格納ケースを試作した。PSF格納ケースは、PSF計測ユニットおよび供給電源用発電機が搭載でき、かつトラックローダにオペレータが搭乗したまま装着、脱着できる構造とした。格納ケースの材質はステンレス鋼とし、PSFの仕様上、PSF格納ケースの内部温度が45℃を越えないように温度上昇防止対策を実施した。

温度上昇防止対策として別途室内試験を行い、その試験結果から熱交換塗料塗布+PSF格納

ケース内部に発泡スチロール板を充填する方法を選定した (Fig. 3)。



Fig. 3 Methods to prevent PSF from heating (Left: anti-thermal painting, centre, Right: heat insulator inside the PSF casing)

さらに、PSF計測ユニット内部の温度上昇防止対策として、トラックローダ用クーラーの送風を別途取り付けたダクトホースにてPSF計測ユニット内に供給することとした (Fig. 4)。



Fig. 4 Methods to prevent modular electronic instruments from heating

(2) 信号処理部

本システムの信号処理系は、Fig. 5に示すように各機能毎にモジュール化し、構成した。高压電源は光電子増倍管に高電圧を供給するものである。Table 1に使用した計測モジュールの一覧を示す。

また、計測時におけるディスクリミネータの閾値や信号遅延装置のディレイ値は今回の計測条件に対して最適化したものを使用した。したがって、例えば対象とする核種が変わればディスクリミネータの閾値も変えるべきであるし、また、ファイバーの長さが変わればディレイ値も変えるべきである。ちなみに、高压電源からの供給電圧は、光電子増倍管の型式によって決まる。

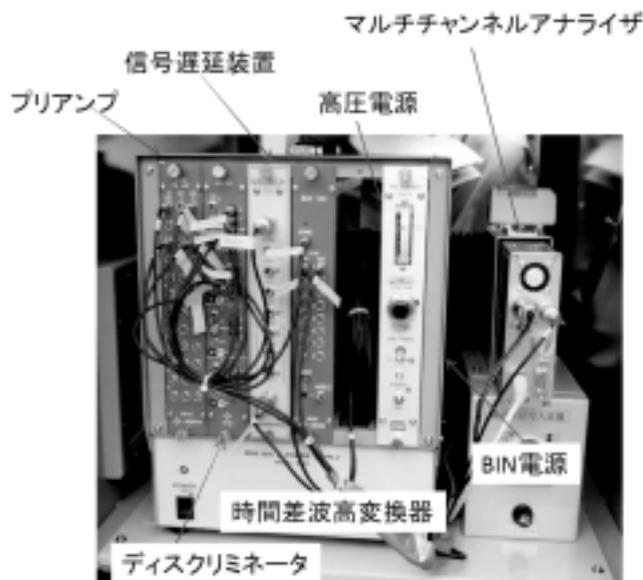


Fig. 5 Photo of modular electronic instruments

Table 1 Specification of modular electronic instruments

装置名	仕様
プリアンプ	入力インピーダンス：50Ω 出力インピーダンス：50Ω GAIN：10倍
ディスクリミネータ	出力信号幅：30ns～300ns
信号遅延装置	最大入力パルス：±600V 遅延時間：0.5～32ns 使用温度：0～50℃
時間差波高変換機	入力信号：20ns以上 出力信号：0～2V (50Ω)、 0～2V (1MΩ)
高压電源	出力電圧：0～1500V 出力電流：0～0.5mA リップル：10mV以内 使用温度：0～40℃
マルチチャンネルアナライザ	入力信号：0～10ユニポーラパルス パルス幅：最少1μs 入力インピーダンス：1kΩ チャンネルサイズ：4000ch カウント容量：32bit/ch
BIN電源	出力電圧：±24V (1A) ±12V (1.5A) ±6V (5A) リップルノイズ：6mV以下 使用温度：0～40℃

(3) 全地球航法衛星システム (GNSS)

全地球航法衛星システム (GNSS) は、複数の航法衛星による電波送信を受信し、自己の位置を特定するシステムである。本システムは、航法衛星およびそれらを管制する幾つかの地上局から構成されている。Table 2に使用したGNSS装置一覧を示す。

Table 2 Specification of devices for global navigation satellite system

装置名	形式	仕様
GIS	GeoExplorer 6000シリーズ	・測位精度：GeoXHーリアルタイム・後処理10cm ・220チャンネル、GLONASS対応 ・高速OMAP3503プロセッサ、2GB内蔵メモリ搭載
GPSアンテナ	Tornado アンテナ	・GPS L1/L2アンテナ ・GLONASS L1/L2、OmniSTAR (Lバンド) ・SBAS (WAAS/EGNOS/MSAS) 対応

2.3 PSF測定システムの検出特性

本章では、PSF測定システムの特性について述べる。具体的には、マルチチャンネルアナライザのチャンネルと実空間での長さ、チャンネルごと

の計数率特性およびPSF測定システムの計数率と線量率との関係について述べる。

(1) マルチチャンネルアナライザのチャンネル位置校正

マルチチャンネルアナライザから得られる情報は、ファイバーの両端の検出器からくる信号の時間差に対応したチャンネルに対する計数値であり、チャンネル自体は実空間における座標情報を持たない。したがって、放射線分布図を作成するためには、これを実空間座標に変換する必要がある。

そこで、Fig. 6に示す各々の位置に¹³⁷Csの密封線源を設置し、設置場所とピークチャンネルとの関係を調べ、光ファイバーの位置とチャンネルとの関係について最小2乗法を用いて最適化を行った。

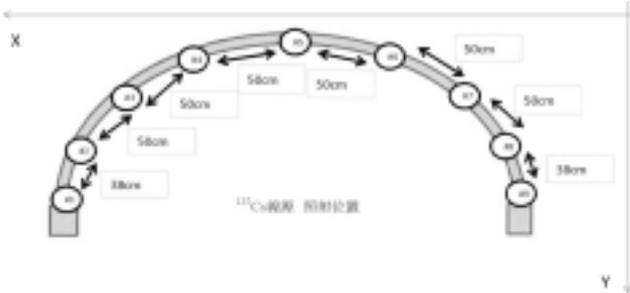


Fig. 6 Map of position calibration points on PSF

(2) 計測チャンネルの感度補正

同じ線量率のエリアで計測を行った場合でも、ファイバーの位置ごとに検出感度は異なると考えられる。この理由として、ファイバーの中心部と端部では光検出器へ到達するまでの伝播距離が異なるため、端部近傍で発生した光が他方の検出器に到達するまでには減衰が大きくなり、ディスクリミネータでカットされる確率が大きくなるため、検出率が下がることが考えられる。そこで、線量率が一定の領域で計測した結果が、チャンネルに対してフラットになるように校正をかけることとした。

(3) PSF計測システムの計数率と線量率との関係

本節では、PSF計測システムの計数率とサーベイメータで計測した線量率との相関について述べ

る。同じ核種であれば、計数率と線量率は比例するので、その校正係数を求めておくことで、線量率を評価することができる。

サーベイメータでの計測は、地表付近以外の放射能の影響を軽減するためにコリメータを使用して地表面線量率を測定した。使用したサーベイメータはTCS-172B（日立アロカ製）である。また、PSFは地表10cmの高さに設置して計測を行った。結果をFig. 7に示す。地表面線量率とは高い相関関係が得られている。

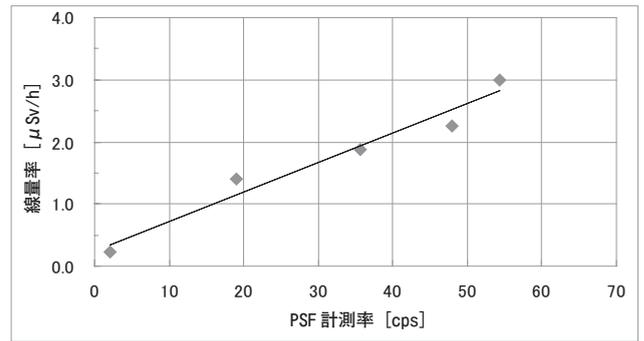


Fig. 7 Dependency of dose rate on counting rate of PSF measuring system

3. PSF計測システムの性能確認試験

PSF計測システムの性能を確認するために、高線量率地区（福島県大熊町）と低線量率地区（福島県相馬市）の2ヶ所で実施した300~500m²程度の放射能汚染土剥ぎ取り試験において試験前後の地表面線量率（地表から10cmの高さ）をPSF計測システムで測定した。

(1) 性能確認試験場所

高線量率地区の試験は、福島県双葉郡大熊町下野上清水の農地で実施した。事前調査の結果、地上1mの空間線量率は4~6 μSv/hであった。Fig. 8に現地の写真を示す。

低線量率地区の試験は、福島県相馬市大野台1丁目にあるIHI相馬工場内の芝地で実施した。事前調査の結果、地上1mの空間線量率は0.3~0.4 μSv/hであった。Fig. 9に現地の写真を示す。



Fig. 8 Photo of testing site in Okuma (area A)



Fig. 9 Photo of testing site in Souma

(2) 試験方法および試験結果

1) 高線量率地区 (大熊町)

Aエリア内にFig. 10に示すような範囲を設定して性能確認試験を実施した。PSF計測システムによる測定結果をFig. 11に示す。試験結果の左側は剥ぎ取り領域全体の剥ぎ取り前と剥ぎ取り後の放射線分布図である。単位は $\mu\text{Sv/h}$ である。剥ぎ取り前で $2.5\sim 3.0\mu\text{Sv/h}$ 、剥ぎ取り後で $0.5\sim 1.0\mu\text{Sv/h}$ の範囲に分布している。測定結果をサーベイメータによる測定結果と比較するために中心線上でデータをプロットした結果を併せて示す。両者とも測定結果は概ね一致している。また、中心線上のPSFによる測定結果からの減少率は74%であり、サーベイメータによる測定結果からの減少率は68%と両者とも近い数値となっている。

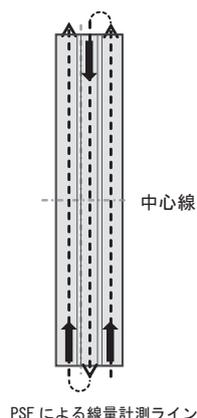


Fig. 10 Schematic of area where decontamination trials were executed (Okuma)

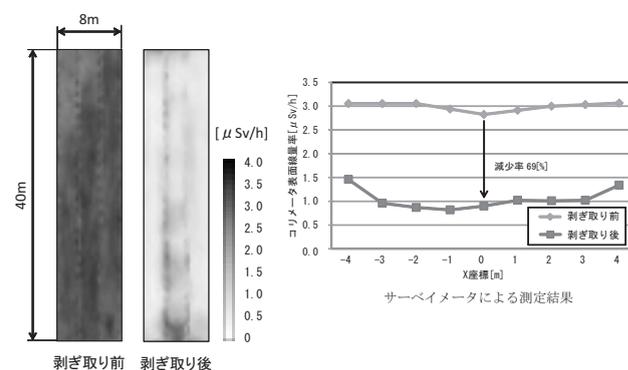


Fig. 11 Dose rate distribution measured by the survey meter (before and after the decontamination trials)

2) 低線量率地区 (相馬市)

Fig. 12に示すような範囲を設定して性能確認試験を実施した。

PSF計測システムによる測定結果をFig. 13に示す。上2つは剥ぎ取り領域全体の剥ぎ取り前と剥ぎ取り後の放射線分布図である。単位は $\mu\text{Sv/h}$ である。剥ぎ取り前で $0.25\sim 0.3\mu\text{Sv/h}$ 、剥ぎ取り後で $0.1\sim 0.15\mu\text{Sv/h}$ の範囲に分布している。測定結果をサーベイメータによる測定結果と比較するために中心線上でデータをプロットした結果を併せて示す。両者とも測定結果は概ね一致している。また、中心線上のPSFによる測定結果からの減少率は71%であり、サーベイメータによる測定結果からの減少率は75%と両者とも近い数値となっている。

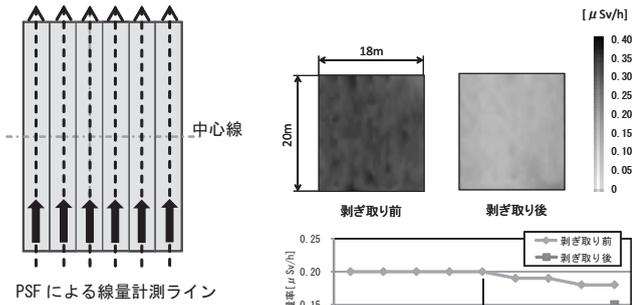


Fig. 12
Schematic of area
where decontamination
trials were executed
(Souma)

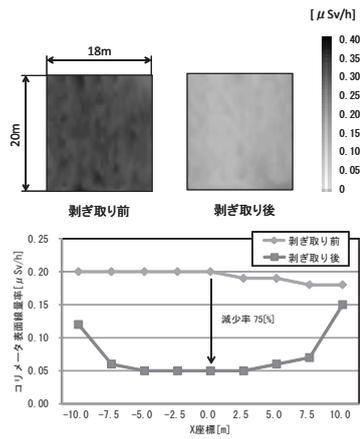


Fig. 13
Dose rate distribution
measured by the survey
meter (before and
after the decontamination
trials)

4. まとめ

除染工事等における放射線の計測業務の効率化を図るために、プラスチックシンチレーションファイバー (PSF) を用いた自走式放射線2次元分布測定システムを開発し、その性能や適用性を試験によって確認した。

その結果、従来の測定システムと比べ、1時間に2,000m²という早さで放射線の2次元分布を測定でき、かつ測定精度も従来の測定システムと同等であることを確認した。

今後は、本計測システムの使用実績を蓄積、評価し、遠隔操作システムの開発に取り組んでいく考えである。

謝 辞

ここに紹介したPSF計測システムは、日本原子力研究開発機構 福島技術本部 福島環境安全センターが開発した2次元放射線分布測定システムを参考に開発したものであり、同センターの中山真一副センター長、鳥居建男研究主席のご指導を頂きました、ここに深く感謝致します。

参考文献

- 1) 江本、鳥居、野崎、安藤、“シンチレーション光ファイバーによる放射線空間分布測定”、放射線、Vol. 21、49-58 (1995)。

高濃度の放射性物質に汚染された原子炉一次冷却水系 ステンレス鋼のレーザー除染

峰原 英介*、田村 浩司*

Laser cleaning trials for the heavily radioisotope-contaminated stainless-steel samples in the primary cooling loop of the nuclear reactor

Eisuke J. MINEHARA *, Kouji TAMURA *

原子力発電所などの原子力施設の放射性物質で汚染されたステンレス鋼、炭素鋼、コンクリート、その他の材料から作られる装置部品及び主要構成要素をほとんど温度上昇なしに瞬間的に蒸発昇華させ、除染する新しい動作原理に基づくレーザー除染機を開発し、ステンレス鋼製実汚染試料の除染試験を行った。レーザー除染機は、ステンレス鋼製の装置部品の孔食や応力腐食割れの中にある放射性物質を含む錆や水垢を取り除くために対象表面にGW/cm²のエネルギー面密度に強く集光したレーザー光を照射する。このレーザー除染機は高速3次元光走査スキャナーによる光距離計測とレーザー剥離加工を用いて、この測定された3次元地図に従って、3次的に不規則な表面を上手に剥ぎ取る仕組みで全く新規に設計開発された。このレーザー除染機を用いて高濃度の⁶⁰Co等の放射性物質に汚染された原子炉一次冷却水系の四角いステンレス鋼片の除染を試みた。低濃度汚染材料では、数十Bq/kg以下まで除去し、1 MBq/kgの高濃度汚染材料を用いたレーザー除染試験では、検出限界以下まで除去できた。

A new laser decontamination device has been developed to evaporate instantly with almost no temperature rise and to clean up the radioisotope(RI) contaminated stainless-steel, iron, concrete and other material components, devices and major structural objects of nuclear reactors and the related ones. The decontamination trials have been successfully performed using the RI contaminated stainless-steel samples and the decontamination device. The decontamination device delivers the tightly focused laser light of GW/cm² energy density just on the surface to clean up RI contained rust mold on and inside the stress corrosion cracks and corrosion pits in the stainless-steel components and devices. The decontamination device is newly designed to measure 3-dimensional surface map very quickly, and successfully to peel off the 3-dimensional irregular surface according to the map using the 3 dimensional fast scanner, displacement meter and laser system. The laser cleaning trials were performed to decontaminate the ⁶⁰Co and others of RI contaminated heavily and rectangular stainless-steel samples in the primary cooling loop of the nuclear power reactor. The low RI contaminated stainless-steel samples cut from the piping were successfully demonstrated to clean up using the decontamination device to be less than several tens of Bq/kg. The heavily RI contaminated stainless-steel ones of 1MBq/kg were performed to clean up using the device, and finally and successfully reached to be not detected.

* : 若狭湾エネルギー研究センター 研究開発部 (R & D Department, The Wakasa Wan Energy Research Center)

1. はじめに

若狭湾エネルギー研究センターでは、現在原子力発電所、再処理工場、加速器施設及びそれらの関連施設において放射性物質に汚染された装置部品などを短い時間で完全に除染するために、新しい動作原理に基づくレーザー除染機の開発研究を行っている。このレーザー除染装置の目的、除染対象物、動作の説明、更に放射性物質汚染を検出限界以下に除去出来た実験結果を紹介する。

レーザー除染機とは、レーザーを用いて放射性物質に汚染された原子炉、再処理工場、加速器などの部品や装置や構造物から放射性物質汚染物を除去して、きれいにする(除染する)装置である。放射性物質の濃度或いは放射性物質からの放射線の濃度は、クリアランスレベル(通常、単位時間単位質量あたりの崩壊数、単位はBq/kg)と言う濃度の数値が決められていて、この値以下では、実質的に汚染されていないと考えて差し支えないことになっている。除染はどの方法も、放射性物質汚染物から放射性物質が局在している表面や亀裂や内面をきれいに除去してこの値以下にすることが目的である。

この放射性物質は、原子炉、加速器等で中性子などの放射線が強く、これにより核反応が起こっている場所で、主に生成される。原子炉等の多くの場合、放射性物質は生成される場所から離れた場所まで原子炉の一次冷却水の循環などによって

移送され、付着する。放射性物質が作られる場所、例えば核燃料集合体周辺などでは、そこにある部品や装置や構造物はその内部奥深くまで放射性物質が生成され、表面あるいは表面に近い内部ばかりではなく、部品や装置や構造物内部を含む全体が放射性物質を持つようになる。これをこれらの部品や装置や構造物が放射化したと言い、全体を溶かして元素分離あるいは同位体分離を行い、放射性物質を完全に分離除去するか、放射性物質を含む汚染物を保管しやすい容積に減少あるいは増加させて保管する。このような全体に放射性物質が生成分布した、つまり放射化したものはレーザー除染機も含めて除染の対象ではない。すなわち、除染は放射化物でなく、表面から表面に近い内面が外から運ばれてきた放射性物質で汚れた部品や装置や構造物などが対象となる。Fig. 1は、このような放射化と汚染と除染を概念的に説明している。

2. 除染に必要な能力と既存の除染方法

通常原子炉では、⁶⁰Coが主要な汚染核種でこれが原子炉の冷却水1次系などに高温水に溶けて原子炉压力容器内の放射性物質生成場所から離れた場所まで移送されて、黒錆及び赤錆など鉄の錆と一緒に沈着している。表面からこの鉄錆に取り込まれた⁶⁰Coが内面の応力腐食割れの亀裂や孔食内部まで侵入して除去しにくくなってい

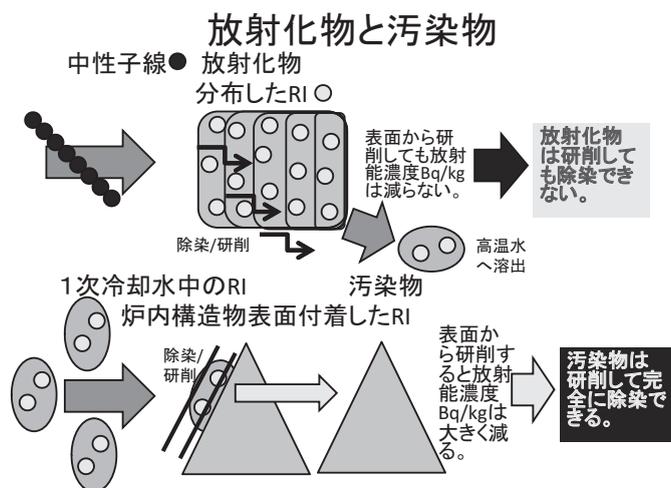


Fig. 1 An upper half of the figure explains an activation by neutron irradiation. The lower half explains radioisotope migration, contamination, and decontamination

る¹⁻⁵⁾。この平均の亀裂や孔食の深さは、大体30 μm といわれている⁶⁾。ステンレス鋼応力腐食割れ試験 (JIS G 0578ステンレス鋼の塩化第二鉄腐食試験方法) を行うと、通常1 cm^2 あたり微小な亀裂の個数は10万個以上見つけることができる。この亀裂の中に侵入した⁶⁰Coは、表面から奥深くに入っているため取れにくい。機械的にサンダーやディスクグラインダーで削り取るにしても応力腐食割れの亀裂平均深さ30 μm より深く、例えば40 μm 以上場合によっては数百 μm 以上深く削り取る必要がある。

原子炉材料は強い電離放射線と高温水にさらされ、腐食環境にあるので、錆の発生を抑えるためにステンレス鋼などの防錆鋼を使用している。弱いレーザー光を当ててもステンレス鋼の表面にある薄い錆もその下の母材の金属光沢のあるステンレス鋼に反射して表面を削ることができない。強く集光してエネルギー面密度を非常に高くして、光沢のあるステンレス鋼でも蒸散/昇華するようにして亀裂中の放射性物質も母材ごと蒸散させ、除去できるようにする必要がある。

原子力関連施設で使用可能な除染方法¹⁻⁶⁾をTable 1にまとめる。使用実績のない方法としてドライアイスブラスト除染とレーザー除染がある。ドライアイスブラストは研削する力が弱く、柔らかなもの以外は剥離できない。レーザーは機械的除染方法、湿式乾式ブラスト除染法、水ジェット除染法、研磨除染法、ドライアイス熱衝撃除染法などの代替として期待されている。外国でも国内でも炭素鋼などの表面に着いた汚れを母材を傷付けないように表面ゴミや塗装を剥ぎ取る程度のレーザー強度のQスイッチYAGレーザーを用いた除染機が開発されたが、ステンレス鋼の亀裂内部の放射性物質汚染物を除去できるような母材まで削り取る能力のあるものは開発されなかった^{7,8)}。これは美術品の汚れを除去し、塗装薄膜や金型の油汚れを取るレーザークリーナーと同様のもので原子炉冷却水一次系の除染方法としては、非力で利用できない性能の製品であった。そこでこれを解決するために新しい動作原理の除去方法を採用し、レーザー光を集光してエネルギー面密度を桁違いに高くして表面のみならず内面まで除去できるようなものを開発した。これら

の除染方法の特徴をTable 1にまとめた。新しいレーザー除染は次の章で詳細に説明する。

Table 1 Decontamination Methods, and their Figures of Merit and Demerit

*1 優位性の指標：①2次汚染物が少ない、或いは無いこと、②装置が軽量で、容積が少ないこと、③費用が安いこと、④形状依存性が少ない、或いは無いこと、⑤深々度汚染除染能力および大面積除染能力が大きいこと、⑥除染実績があること。

	概 要	特徴 (優位性) *1					
		①	②	③	④	⑤	⑥
機械的除染法	機械的な研削剥離研磨などで除去	×	○	○	△	○	◎
湿式乾式ブラスト除染法	種々の粒子投射で研削剥離除去	×	○	○	△	△	◎
水ジェット除染法	超高压水噴流で剥離除去	×	△	○	○	△	○
研磨除染法	機械的研磨機で研削研磨して除去	×	◎	○	△	○	◎
化学的除染法	酸などの化学溶液で溶融除去	×	×	×	◎	×	◎
電解研磨除染法	溶液中で電解研磨して除去	×	×	×	◎	△	◎
超音波除染法	超音波振動で剥離除去	×	×	×	○	△	◎
ドライアイス熱衝撃除染法	ドライアイス熱衝撃で剥離除去	◎	○	?	○	×	×
レーザー除染法	レーザーで昇華剥離除去	◎	△	?	○	◎	×

* 化学的除染法、電解研磨除染法、超音波除染法は大規模な除染装置で原子炉の設備構成物である。

* レーザー除染法は、その使用方法や対象が機械的除染法であるブラスト除染法、水ジェット除染法、研磨除染法、ドライアイス熱衝撃除染法と同等であり、それらの置き換えが考えられる。

3. 新しいレーザー除染

3.1 原理

従来のレーザー法は、パルスレーザーを平行か弱集光して放射性物質汚染物の比較的大きな面積に照射するもので、錆びた炭素鋼は除染できても、ステンレス鋼表面の汚染物は全く除去することができなかった。これに対して新しいレーザー除染は、①直径10 μm 程度の極めて小さな面積に連続波 (Continuous Wave: CW) レーザーを集光する。これによって表面が金属光沢のステンレス鋼表面であっても深いところまでレーザー光がGW/ cm^2 程度の高エネルギー密度で集光されて簡単に蒸散/昇華できる。しかしながらスキャン速度が低速では熱が集中して溶融し、溶融池面積が

大きくなって実効的なエネルギー面密度が小さくなり、効率が大きく低下するので、効率的に剥離できず、且つ切断されたり溶けたりするので、②高速で走査する必要がある。また③表面近傍に常に焦点を保持して、高いエネルギー密度を保持するためには、同時に或いは予め表面を剥離する表面の3次元地図を製作し、それにしたがって焦点を合わせる必要がある。また実時間3次元距離計測を行ってこの計測データに従って常に焦点を表面に合わせることで表面近傍にレーザー焦点を保持することが可能である。

次のFig. 2はこの新しいレーザー除染方法を実現する具体的機構と動作を説明したものである。レーザー光は安価な高輝度のCWシングルモードファイバーレーザー装置(1)で発生させる。XY軸のガルバノスキャナー(21)で高速走査を行い、3次元距離計(3)で焦点を合わせる表面までの距離を計測する。レーザーヘッドからの光を石英ファイバーで伝送する。Z軸の焦点距離は、ボイ

スコイルモーターで駆動される可動レンズ(22a)で、表面に焦点を常に保持する様に調節する。Z軸制御装置(24)は、3次元地図或いは実時間距離計測値にしたがって焦点を高速で制御する。レーザー剥離される物体の表面は、通常不規則な面を持つ放射性物質で汚染された物体(T)である。このような新しいレーザー除染装置は、物体表面の微小点に強く収束したレーザー光を安価なCWレーザー本体(1)から得て、ほぼ非熱的な、瞬間的な蒸散/昇華を放射性物質で汚染された物体(T)の表面で実現するために高速の2次元走査とz軸の焦点調整を行っている。

レーザー除染機は、最大出力300WのシングルモードCWファイバーレーザーを用いて試験を行った。スポット径は10 μ m程度で表面の段差や傾斜など実施条件によって変動する。ここでの除染サンプルは、アルミニウム、ステンレス鋼316L、304L、430、および黒染めされた炭素鋼を使用した。ステンレス鋼3種では除染量(剥離量)

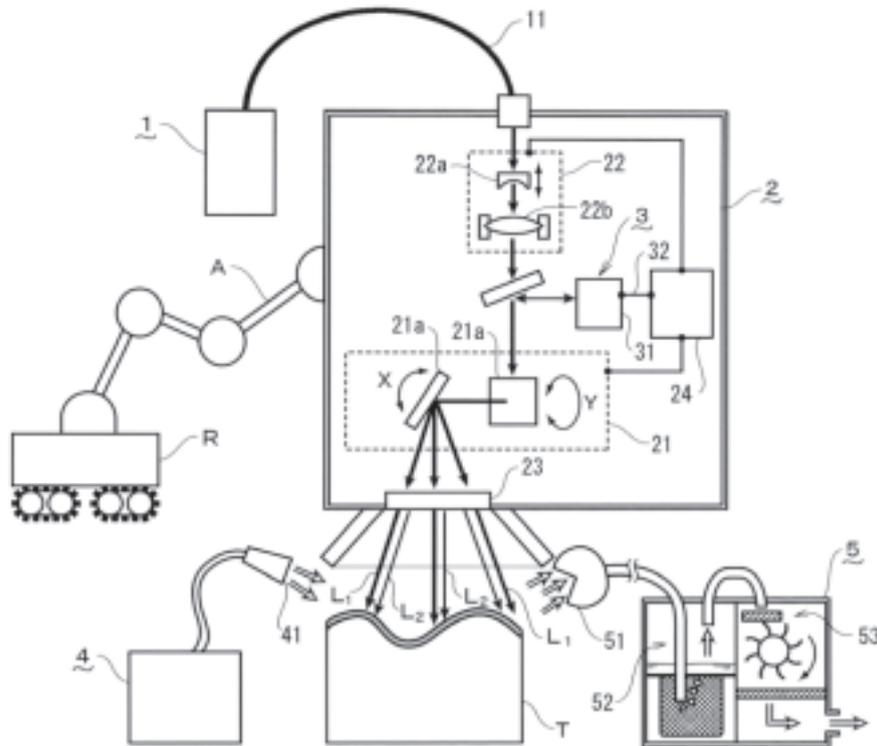


Fig. 2 A new laser decontamination device and operational design

- 1: CW laser, 2: XY Galvano scanner, 3: Distance meter, 4: Compressed gas, 5: Vacuum cleaner, 11: 40m fiber cable, 21: Galvano mirror, 21a: Galvano motor, 22: Z variable focus lens, 22a: Z movable lens, 22b: Z main lens, 24: Focus control, 23: Dichroic window, 31: Laser distance meter, 32: Control cable, 41: High pressure gas nozzle, 51: Gas hose, 52: Water-tank, 53: Absorber & filter, L1: Peeling laser, L2: Distance metering Laser, T: RI-contaminated target, A: Robot arm, R: Moving vehicle.

に大きな変化はなかった。走査速度はXY軸が10m毎秒以上からZ軸が5m毎秒以上、250W出力に調節したファイバーレーザーを使用して、剥離深さが約40 μm で剥離面積が約0.1~0.2 m^2 毎時、剥離深さが約2 μm で剥離面積が約2~4 m^2 毎時である。最初に①高速で3次元表面マップを計測するが、計測後にこれを用いても、あるいはリアルタイムで計測を続けて、計測中に各時点での計測値に従って、②表面剥離用レーザーの焦点を高速3次元スキャンして表面剥離を行っても同等の結果が得られる。これによって③表面および内部の瞬間蒸散・昇華が起こる。湿式サンドブラストと比較して3倍程度の1g毎分の剥離が実測され、2kW程度の装置出力の増加と数倍のエネルギー密度の増大で、さらに、30倍程度に相当する数g毎分から10g毎分程度の剥離量が得られた。④この蒸散/昇華デブリは噴出ガスと水封集塵機で吸引される。⑤蒸散/昇華した粉塵は、比較的粒径が大きく、ガスと共に吸引されて、水槽底部に導かれ、水中の金網に捕集されるように設計した水封集塵機に捕集され、回収される。

3.2 試作機

Fig. 3はレーザー除染機の試作機の写真で、4角錐のコーンの根元にAR（非反射）コーティングした窓が見える。この試作機は、Fig. 4以下の模擬的なレーザー除染試験で用いたブレッドボード上のレーザー剥ぎ取り試験用の装置をホット試験が可能のように筐体に入れ、保護窓を持ったコーン状のレーザー照射部を追加して、ガスの噴

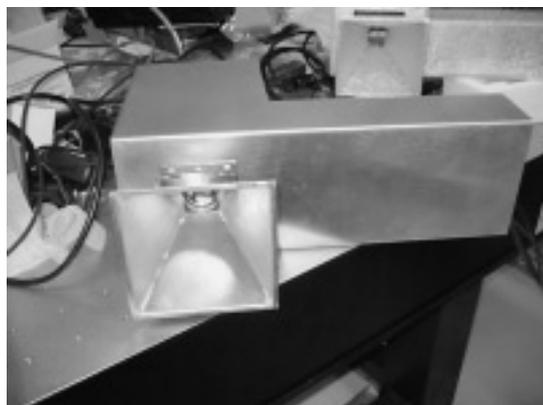


Fig. 3 Prototype of the new laser cleaner for the nuclear decontamination

出と粉じんを含むガスを吸引して集塵できるものである。これでホット試験可能な試作機が実際の原子炉配管などの実汚染物を用いる実用化試験に利用できることになった。これを用いて実汚染試験に対してレーザー除染試験を行った。

Fig. 4は、10mm弱の厚みの炭素鋼板を2枚重ねてレーザー剥離している写真である。10mm程度の段差1段に対して行った試験で、炭素鋼の板左側と右側双方ともに同様の深さに削れていることを確認できた。現在市販されているレーザー塗装剥離機或いはこれと同等な性能のレーザー除染機は、長焦点或いは平行光でパルスレーザーを用いており、ステンレス鋼では材料内部の保護のために母材に損傷を与えない様に、また剥離できない様に100kW/cm²からMW/cm²程度にエネルギー密度を低くしてある。新しいレーザー除染機は、これより3桁エネルギー密度が高く、安価なCWレーザーを用いて3次元高速焦点調整し、焦点域内で強く剥離を行う設計である。もともと手で支えて使用するハンディ型レーザー除染機を考えていたので、それほど安定でない両手保持や先端に小車輪の付いた簡易ガイド枠による支持を模擬したものでレーザー除染機の駆動範囲内であれば安定した剥離ができた。

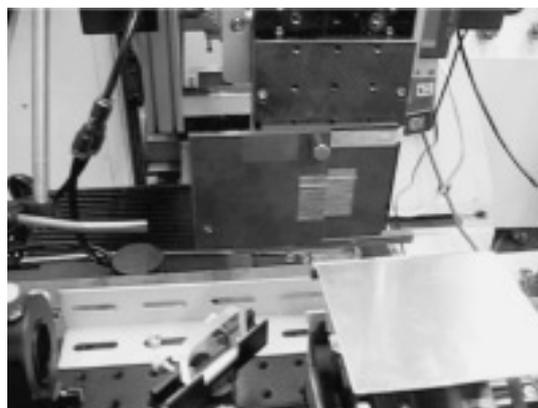


Fig. 4 Automatic surface peeling of the 2 carbon steel plates being fixed like steps

Fig. 5は、同じレーザーを250Wに調整して、剥離重量計測のしやすい2次元のスキャナーを用いて行った。このサンプルは金属光沢のある平たいステンレス鋼で1g毎分の除去量で10m毎秒の走

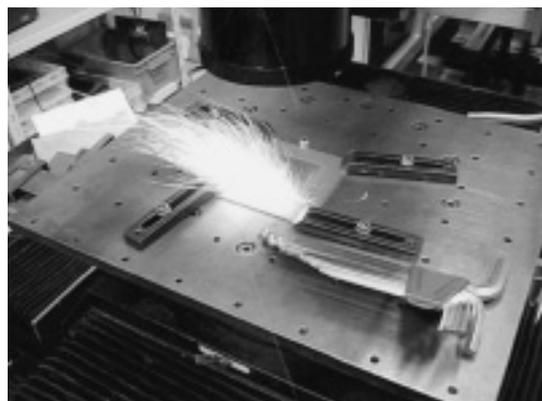


Fig. 5 Laser peeling tests for a flat and shiny stainless steel plate

査速度でレーザーを走査して剥離している様子である。3次元スキャナーでも同じ条件で同じ除去量が得られている。Fig. 6は、Fig. 7と同じレーザーを用いて、はるかに低い出力で行ったコーヒー缶の表面剥離のセットアップの様子で、表面の明るい線は距離計が高速スキャンしているレーザー光の残像である。Fig. 7は、剥離後の表面の



Fig. 6 Laser surface peeling of a coffee aluminum can



Fig. 7 Expanded view after the laser peeling, as focused just on the surface of the aluminum can

様子で、右側と左側の剥離深さの不一樣性は端部と中心のレーザースポットの照射面積の差、エネルギー面密度の差から来ており、焦点のずれではない。距離計測データから焦点は表面に一致している。

Fig. 8は、20mm弱の3段階の段差を1走査で移動して各段で焦点をその表面に合わせてレーザー剥離を行った例である。レーザーが届かない角度のついた垂直面はレーザー光が届かないので削れてないが、光が届く範囲は垂直面でも削れている。コーヒー缶表面の剥離のムラでわかるように斜面でのエネルギー密度の差によるムラは避けられないが、焦点は合っているので照射角度をロボットアームで変えて一様な剥離が実現できる。Fig. 9は、完全に不規則な凸凹の曲面のレーザー剥離例である。現在の装置で±20mmの範囲内であれば3次的に不規則な曲面でもレーザーの焦点深度内で焦点位置を表面近傍に保持して、最適に表面を剥離できる。ここでは茶のアルミ缶をつぶして不規則曲面を作成して、これをレーザー除

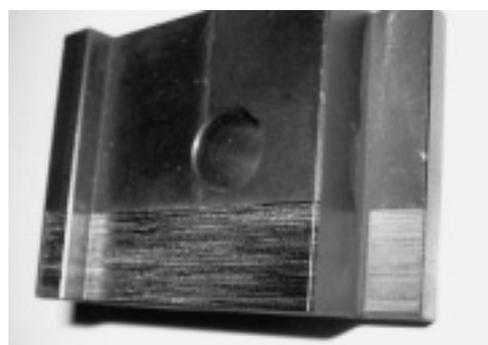


Fig. 8 Automatic surface peeling of the 3 stepped carbon-steel block



Fig. 9 Automatic surface peeling of the irregularly-deformed green tea aluminum can

染機で穴が開かないように5%程度の微弱なレーザーパワーで剥離した。

4. 除染試験

4.1 除染試験装置と周辺環境

Fig. 10は、実汚染物を用いた除染試験を行った2重のビニールハウス内の試験装置と実験補助者の写真である。中央がレーザー除染機本体とその固定具、また集塵機のフィルター保持部と150mm直径のカナアルミダクトが見える。

Fig. 11は、中央部の4角錐コーンの根元内側に光学窓があり、この窓から高速走査されたレーザー光が射出されて、コーンの開口出口にある実汚染試料とこの試料を保持するホルダーにレーザーが当たって蒸散した汚染物等が飛散する様子が見える。左上はレーザー除染機本体をビニール

で包んだもの、右上は集塵用フィルターとその保持枠である。この実汚染サンプルは表面が柔らかく、15秒程度で80 μ m程度剥離して、RI濃度99%の除染が終了した。

Fig. 12は、実汚染試料を切り出した材料で厚さ10mm直径1m程度の穴あきの円板でこれを35mm四角に切り出してレーザー除染試験に用いた。この材料は⁶⁰Co濃度が1~2 MBq/kgであった。バンドソーでサンプルの切り出しを行った。

Fig. 13は、約35mm x 35mm x 10mmのレーザー除染前のステンレス鋼実汚染試料。長時間の原子炉の運転によりこの厚い高濃度の放射性物質を含む黒褐色の錆や水垢が厚く付着したもので比較的表面は粗い。このステンレス鋼実汚染試料は裏と表の2面が汚染された表面で、他の4面はバンドソーによる切断面で切断時に巻き込まれた放射性物質以外は汚染物はない。

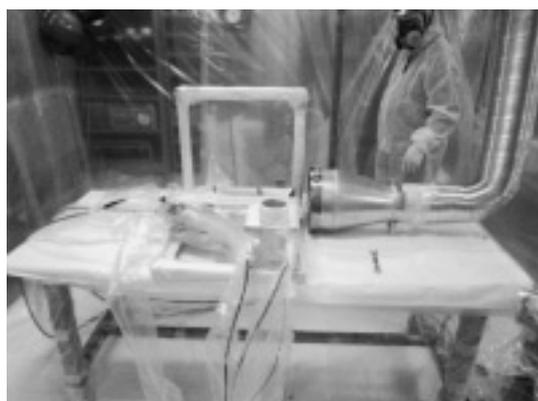


Fig. 10 Double thick-plastic green house dedicated for the laser decontamination trial

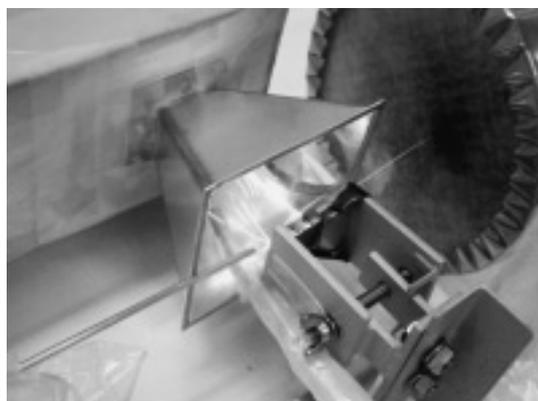


Fig. 11 The second laser decontamination trial picture for the heavily ⁶⁰Co contaminated sample being performed at March, 2012



Fig.12 A large stainless-steel disk with many holes was used to make about 35mmx35mmx10mm rectangular and heavily RI-contaminated block samples for the 2013 March laser decontamination trial



Fig.13 About 35mm x 35mm x 10mm rectangular and heavily RI-contaminated block samples before the laser irradiation

Fig. 14は、除染試験試料の表面へのレーザー除染機によるレーザー除染の実行の様子である。10m毎秒以上の速度で高速走査される高輝度高エネルギーのレーザー光によって蒸散する汚染物を含むステンレス鋼の粒子は赤熱された状態で蒸散し、飛散する。高圧ガスがレーザー光の窓周辺を高速で流れて、汚損を防いでいる。写真では飛散する高温の粒子が高圧ガスで進路が曲げられながら押し戻されている様子が火線として目視できる。



Fig. 14 High power laser lights irradiated surface of heavily-contaminated stainless-steel sample, and hot stainless-steel particles were evaporated from the high speed scanned spots during the 2013 March trial

Fig. 15は、レーザー剥離されたため金属光沢に変わったステンレス鋼実汚染試料である。最初の15秒程度で80 μ m除去後のステンレス鋼片である。除染前の少しざらついた感じの黒褐色の表面は、レーザー照射開始直後に光り輝く、少し金色の金属光沢の面に化する。



Fig.15 Shining surface of the stainless-steel sample (about 35mm x 35mm x 10mm) just after the laser decontamination

Fig. 16は、その左端のものが今回試作して試験した集塵機で、設置直後の動作試験中の写真である。出口は100mm直径のカナアルミダクト、入り口は除染機の入口径に合わせた75mmのカナアルミダクトを用いた。このダクトは軽量のアルミを蒸着したプラスチックフィルムで細い垂鉛メッキ鉄線螺旋を裏と表から張り合わせたもので空調用のダクトとして開発された、比較的ありふれた工業製品である。比較検討した工業用ダクトの中では最も軽量で、且つ100℃まで耐える耐熱性もあり、安価で、強度もあり、破損した場合や使用後に汚染した場合は放射性物質専用の焼却炉等により減容廃棄も容易である。



Fig. 16 Dedicated vacuum cleaner in collecting the contaminated particles from the laser decontamination device

4.2 レーザー除染試験の成果

このレーザー除染機を用いて高濃度の⁶⁰Co等の放射性物質に汚染された原子炉一次冷却水系の構成要素である40cm程度の直径のステンレス鋼配管を5cm四角に切り出したものと1cm厚みのステンレス鋼製円板を35mm程度の四角に切り出したものに対して、この2種類のステンレス鋼片の除染を3回に渡り試みた。レーザーはシングルモードのCWファイバーレーザーで250W程度で3次元手動制御により表面の除染剥離を行った。2010年3月に最初に行った50mm四角に切り出したステンレス鋼片の配管内面のレーザー除染は、可能性調査試験として行った原理検証であった。既に配管内面は化学除染されてクリアランスレベルを数倍超える比較的低濃度の数百Bq/kgの放射性物質汚染が残っていた。この汚染された内曲面

を持つ50mm四角切片のステンレス鋼配管切断片をレーザー除染したところ、除去率が90%、除染係数 (DF = (除染前汚染濃度) / (除染後汚染濃度)) が10程度でクリアランスレベルの数分の一である数十Bq/kgまで除染できた。これにより新しい動作原理の除染機の原理検証ができたと考えて、2010～11年度に現システムの開発を行い、2012年3月にレーザー除染試験を行った。これは高濃度1 MBq/kgの35mm四角で厚み10mmのステンレス鋼片をレーザー除染したもので、裏と表の2面の除染を行ったが切断時に側面に巻き込まれた放射性物質が残留したために99%程度の除染率でDFが100であった。2013年3月に同様に高濃度1 MBq/kgの35mm四角で厚み10mmのステンレス鋼片を再度準備してレーザー除染試験を行い、除染試験途中で前回問題となった側面の切断時の放射性物質の巻き込みを除去した後レーザーで除染したところ、⁶⁰Coのガンマ線は検出限界以下となった。これは後日改めて高感度ゲルマニウムγ線検出器で長時間再計測したところ99.97%以上の除染率でDF=3300程度以上であった。

5. まとめ

原子炉一次冷却水系のステンレス鋼などに典型的に見られる応力腐食割れ亀裂や孔食に侵入している放射性物質汚染物を完全に除去するために、今までのレーザー除染機とは異なり、表面のみでなく表面に近い内面まで研削し、除去可能なように、焦点のエネルギー面密度を3桁程度あげ、高速で表面を3次元走査し、自動で表面までの距離を3次元で計測制御することにより常に焦点を表面に保持するレーザー除染機を開発した。この新しい動作原理に基づくレーザー除染機を用いて、原子炉一次冷却水系のステンレス鋼製の大型配管及び穴付き円板から切り出した低濃度及び高濃度の実汚染試料を除去した。その結果、この除染試験では、今までより大きな除染能力を確認できた。特に低濃度汚染物試料については、クリアランスレベル以下の濃度まで除染できた。高濃度実

汚染物試料については検出限界以下まで短時間で完全に除染することができた。

参考文献

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

謝辞

本研究の遂行においては下記の方々のご協力を頂いたことを付記し、感謝申し上げます。

- ・(株)西日本クリエイト：下野俊和
- ・若狭技研工業(株)：矢野秀夫
- ・(株)アトックス：加藤正平
- ・(独)日本原子力研究開発機構：清田史功、中島準作、鈴木庸氏、中村俊久 (敬称略)

ウラン廃棄物の計測技術開発—その1

室井 正行*、鈴木 康夫*

Development of passive gamma assay for U-238 in waste drums

Masayuki Muroi*, Yasuo Suzuki*

RANDECは大学・民間等で発生する研究施設等廃棄物の合理的処理に向けて活動を行ってきた。RANDECが処理対象とする廃棄物の大部分はウランで汚染された廃棄物(ウラン廃棄物)である。処理施設設計のためには廃棄物容器毎のウラン量についての情報が必要であるが、現在まで十分な把握は行われてはいない。これは、ウラン廃棄物の予想される処分区分濃度レベルで適切な評価手法が確立されていないことが原因のひとつとなっている。このため、RANDECでは、200Lドラム缶に収納された廃棄物のウラン量評価について(独)原子力研究開発機構 人形峠環境技術センターで考案された“等価モデル”手法の適用性を検討してきた。ここでは、開発目標、等価モデル、適用性試験の結果について報告する。

Uranium contaminated wastes make up a large volume of the wastes to be treated by RANDEC in the near future. Although the characterization of the waste, especially on uranium quantity, is crucial for the rational designing of the treatment facility, the sufficient data is not prepared. One of the reason is the lack of the appropriate assay method for uranium quantification. The applicability of a new assay concept originated with Ningyo-toge Environmental Engineering Center, JAEA has been examined as a candidate. This paper describes the development target, the assay concept and the experiment on the model wastes.

1. はじめに

ウラン廃棄物については、埋設の処分区分値は今後定められる状況にあるため、ここでは天然ウラン組成で10Bq/gを仮の基準とし、このレベルの濃度判定が合理的に行えるようにすることを目指して開発を行った。合わせて、以下の要件を満たすことを開発目標とした。

- ・測定作業の合理化の観点から保管されているウラン廃棄物を容器のまま測定できること。容器としては最も数量が多い200Lドラム缶を想定する。
- ・可燃、難燃、不燃の様々な形状の廃棄物(内容物)に適用できること。

- ・装置が簡易で測定が簡便であること。
- ・ドラム缶1本の測定時間は数時間程度であること。

これらの要件を勘案し、本開発ではパッシブ γ 法を選定した。パッシブ γ 法では、線源であるウラン分布及び遮蔽効果をもたらす廃棄物マトリックスの密度分布が測定精度に影響を与えるため、種々の手法が考案されている。例えば、線源位置をある仮定を基に推定し測定を行う方法、容器を回転させながら測定を行うことで疑似的な均一化を図る方法、或いは廃棄物マトリックスを詳細にモデル化する方法などがあるが、精度不足、誤差評価のあいまいさ、測定時間に問題があるなど、本開発の要件を満足するものはない。そこで、人

*：物流システム事業準備室 技術部 (Radwaste and Decommissioning Center)

形峠環境技術センターで考案された“等価モデル”に着目し、その適用性を検討した。

2. “等価モデル”の概要

従来のパッシブ γ 法ではひとつのエネルギーの γ 線の計数率を用いてウラン量を評価しているため、評価結果のばらつき低減には限界があった。“等価モデル”は、遮蔽効果を考慮した軸(X_{geometry})を導入し、計数率と X_{geometry} の相関関係を用いることにより、より精度の高い評価を可能にするものである。

U-238は半減期約24日のTh-234を経て比較的短時間でPa-234mと平衡になる。Pa-234mから放出される1001keVと766keVの γ 線の計数率比は、線源から検出器までの γ 線透過経路の遮蔽の程度を示す指標となりうる。合わせて、ドラム缶の周囲を一定の角度ピッチで測定を行い、計数率の幾何平均をとることで、 γ 線透過経路における廃棄物の密度分布や線源の偏在を平均化することができる。遮蔽の程度と1001keVの計数率幾何平均との間の相関関係を用いることで、ひとつの計数率データを基にした評価よりも評価誤差を抑制することが可能となる。このように、 γ 線計数率の幾何平均と遮蔽の程度の2次元座標系でウラン量評価を行うことが等価モデルの特徴である。

Fig. 1のようにドラム缶の周方向に一定角度で測定を行うときの評価座標は以下のように記述される。1001KeVと766KeVの γ 線計数率を次式で表わすとき、

$$n^a(i) = I_0^a \times \frac{\varepsilon \exp(-\mu_a x_i)}{4\pi x_i^2} \quad n^b(i) = I_0^b \times \frac{\varepsilon \exp(-\mu_b x_i)}{4\pi x_i^2}$$

(a :1001keV, b :766keV)

- I_0 : ウラン量に対応する γ 線放出率
- μ : γ 線の減衰係数
- x : 線源から検出器までの距離
- i : 角度ピッチ番号

2次元評価座標の縦軸、横軸を次式で定義する。

$$\text{縦軸} \equiv \left(\prod_{i=1}^N n^a(i) \right)^{\frac{1}{N}} \quad (1001\text{keV計数率の幾何平均})$$

$$\text{横軸} \equiv \frac{1}{\left(\ln \left[k / \left(\prod_{i=1}^N \frac{n^a(i)}{n^b(i)} \right)^{\frac{1}{N}} \right] \right)^2}$$

(1001keVと766keVの計数率比の関数であり、 X_{geometry} と表記する)

k : 1001keVと766keVの放出率の比

Pa-234mの量(U-238の量)が一定の場合、線源分布や廃棄物密度の不均一性によらず評価座標が一本の線となるので、ウランの定量は以下の手順で行うことができる。

- ①一定量のウラン線源を用いて X_{geometry} を変えた測定を行い、検量線を作成する。例えば、同心円状にウラン線源を配置し、その半径を変えることで X_{geometry} を変化させることができる。
- ②測定対象物の計測結果を評価座標に変換し、検量線との比較を行う。測定点と検量線との縦軸方向の差異からU-238の定量を行う。評価の手順をFig. 2に示した。

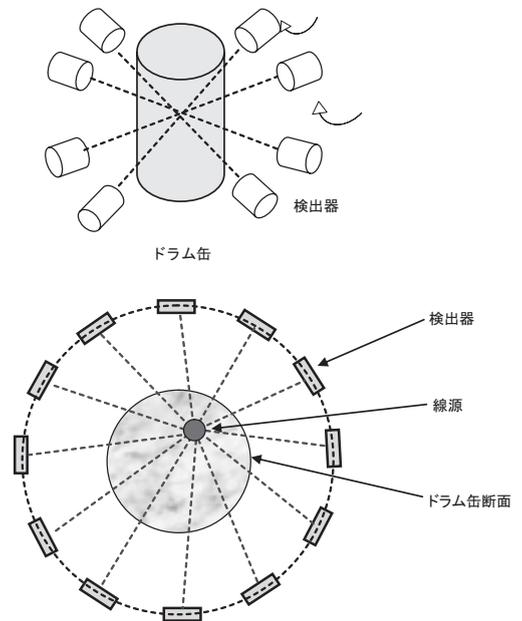


Fig. 1 Stepwise measurement of 1001keV and 766keV γ rays around waste container

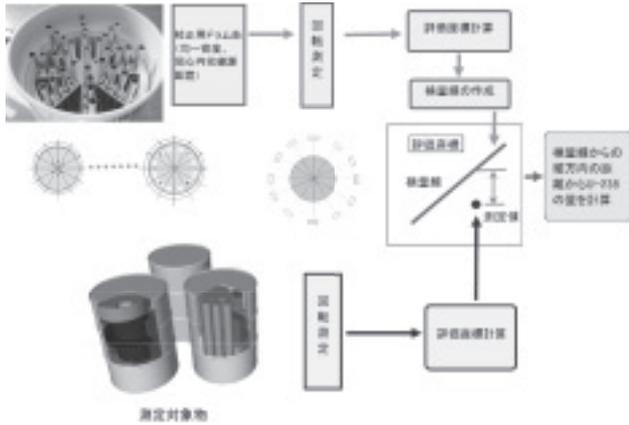


Fig. 2 Preparation of a calibration line and determination of U-238 quantity in waste container

3. “等価モデル”の適用性試験

200Lドラム缶に模擬廃棄物を収納し、総量一定のウラン線源の配置を変化させて、評価座標を求めた。模擬廃棄物には鉄系材料の均一媒体（ラシヒリング充填）、小口径配管、大口径配管の3種類で廃棄物密度の不均一性を変化させた。また、これらと材料が異なるコンクリートブロックの模擬廃棄物も用意した。内容物の重量は150kg程度に揃えている。これらの写真をPhoto 1～4に示す。これらの模擬廃棄物に棒状線源をFig. 3～4のように配置した。図では黒点で線源を示している。均一媒体(A01～07)、小口径配管(B01～B10)及びコンクリートブロック(D01～D03)の線源配置はXgeometryがある程度の幅を持つように設定した。大口径配管(C01～C03)では線源の局在をパラメータとした。線源には天然ウランを使用し、全ての試験ケースで総ウラン量は192gとした。Ge半導体検出器の相対効率は66%、角度ピッチ毎の測定時間は20分、角度ピッチは30度である。

Fig. 7に試験結果をまとめた。各試験ケースの評価座標は、線源配置及び廃棄物密度分布が異なってもほぼひとつの直線上に分布している。図中の直線はA01からA04を仮の検量線として引いたものである。

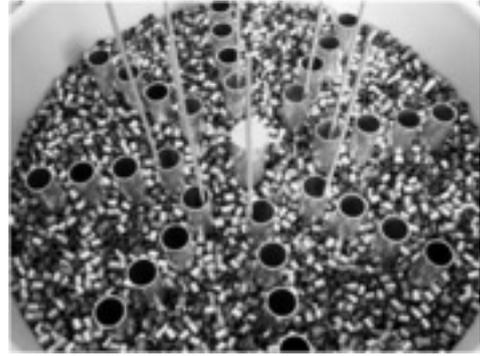


Photo 1 Uniform density model waste filled with raschig rings



Photo 2 Small size pipes stored with minor uniformity

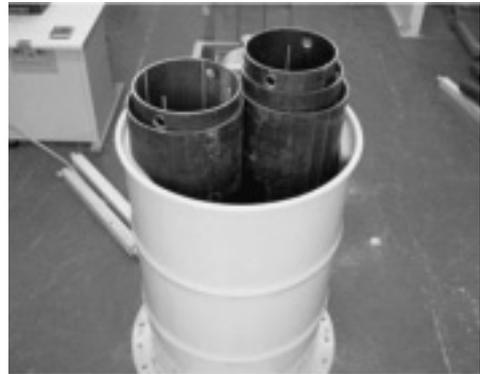


Photo 3 Large size pipes stored with gross uniformity

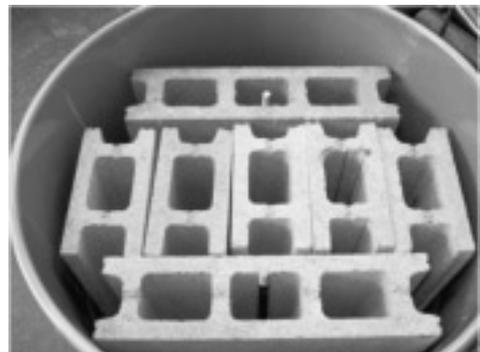


Photo 4 Concrete blocks piled up in container

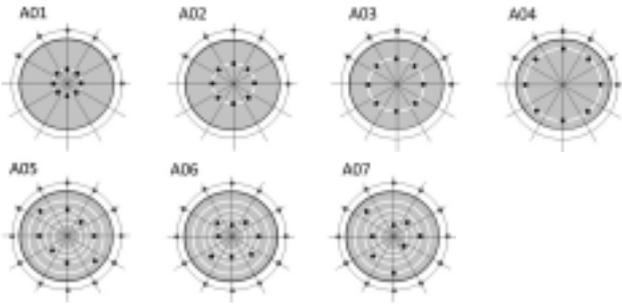


Fig. 3 Uranium distribution in uniform medium

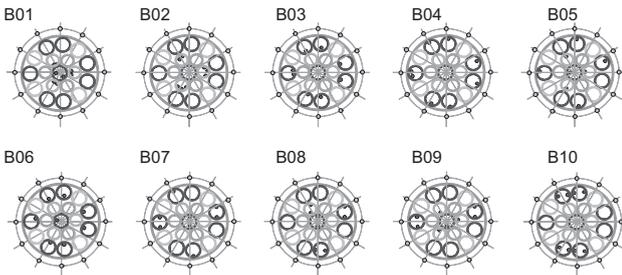


Fig. 4 Uranium distribution in small size pipes

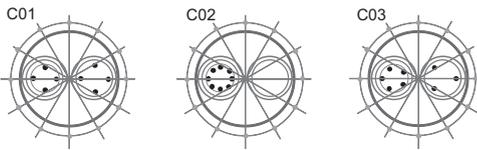


Fig. 5 Uranium distribution in large size pipes

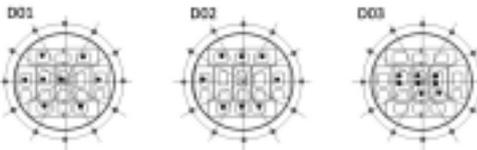


Fig. 6 Uranium distribution in concrete blocks

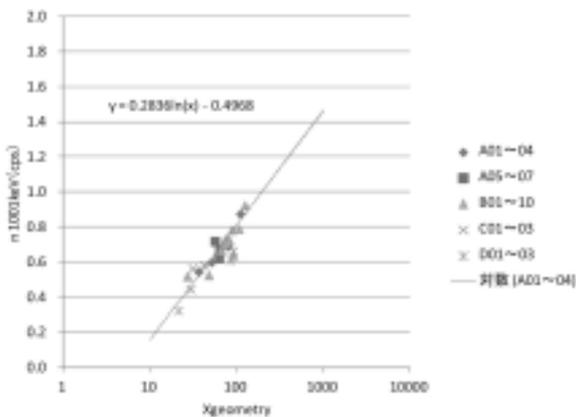


Fig. 7 Plotting of measured values converted into 2-dimensional coordinate system

4. 相対誤差の評価

“等価モデル”では、ウラン量は角度ピッチ毎の1001keV計数率の幾何平均を基に計算される。角度ピッチ毎に測定された計数率には統計誤差が含まれており、この誤差が幾何平均に伝搬している。幾何平均の標準誤差 σ_g は、角度ピッチ毎の個々の1001keV計数率の σ_i から次式のように計算することができる。

$$\sigma_g = \frac{\langle n_i^a \rangle}{N} \times \sqrt{\sum_{i=1}^N (\sigma_i / n_i^a)^2}$$

$\langle n_i^a \rangle$: 1001keV計数率の幾何平均

また、 n^a と σ とは測定からFig. 8に示す関係にある。これらを用いてFig. 7に示した各点の相対誤差を計算した結果をFig. 9に示す。図には、角度ピッチ毎の計数率 $\pm\sigma$ の場合の相対誤差も付記した。ウラン量評価の相対誤差は20%程度以内となっている。

試験で使用したウラン量と廃棄物重量からウラン濃度は32Bq/gとなる。開発目標である10Bq/gでの標準誤差の見積もりを同様に行った結果をFig. 10に示す。相対誤差は32Bq/gの場合から大きく増加することはなく20%程度以内となった。

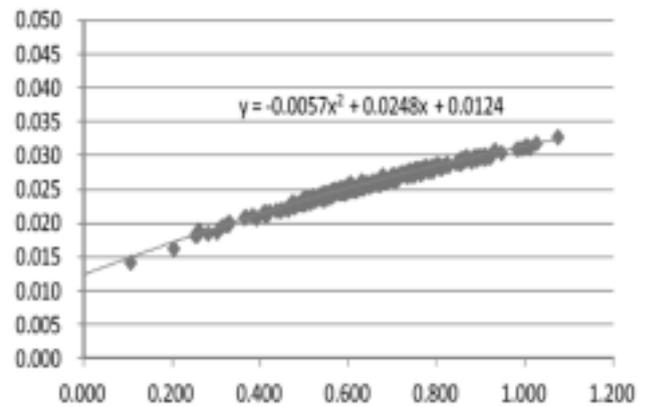


Fig. 8 Relation between 1001keV count rate and σ

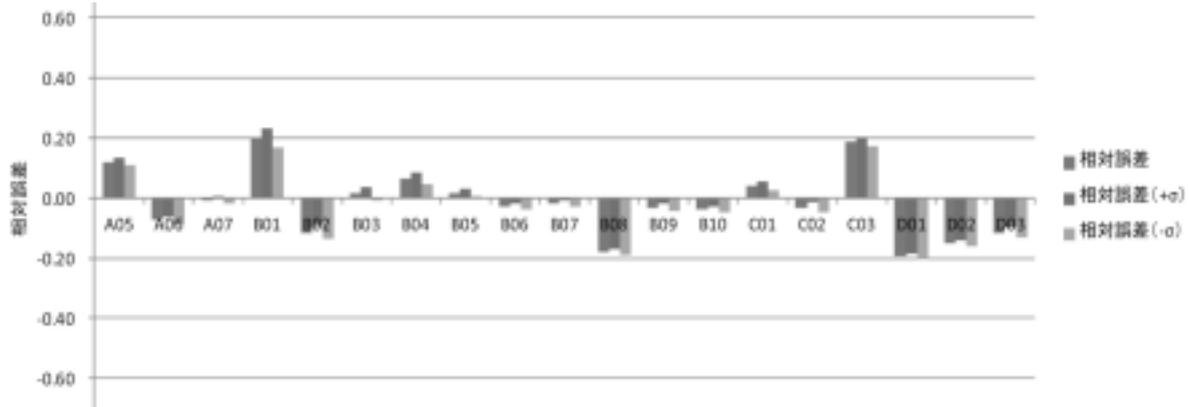


Fig. 9 Relative error of evaluated uranium quantity in model wastes

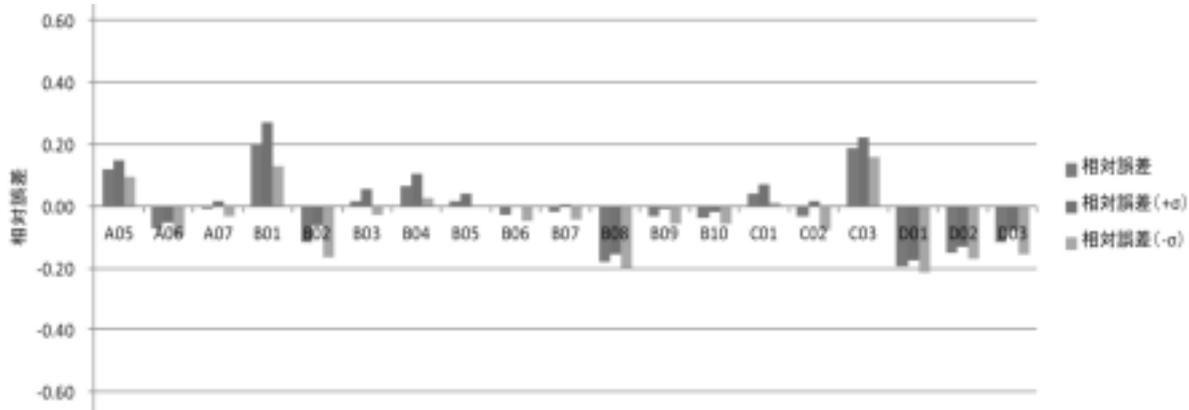


Fig. 10 Estimated σ at 10 Bq/g uranium concentration

5. 検出下限の評価

Currie法により検出下限の評価を行った。まず、ウラン線源が無いときのドラム缶測定を行い、コベル法で1001keVの計数率を算出した。結果の頻度分布をFig. 11に示す。これから求めたブランクでの1001keV計数率の平均は0.0034cps、標準偏差は0.0058cpsとなった。このブランクで

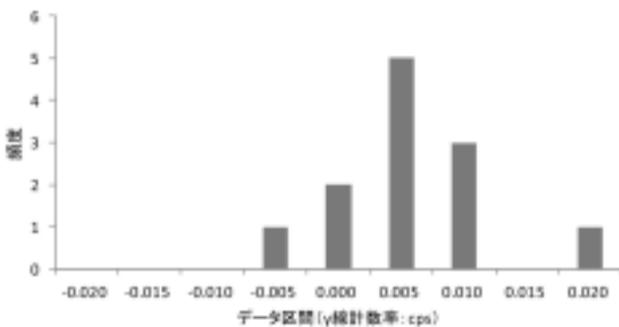


Fig. 11 Frequency distribution of 1001KeV count rate of blank container

の計数率分布の裾と5%の重なりを持つ1001keV計数率幾何平均値を、前述の誤差伝搬の式及びFig. 8を基に計算した。この結果、試験を行ったときの測定条件での検出限界濃度は天然ウラン換算で1.2Bq/gとなった。

6. まとめ

“等価モデル”手法によりウラン廃棄物中のウラン量を簡便かつ精度よく評価できる見通しが得られた。今後は、容器内高さ方向での線源分布の影響について検討を行い、実用化の観点から合理的な測定方法を確立するとともに、最大誤差評価を行う予定である。

謝辞

本適用性検討は、(独)日本原子力研究開発機構人形峠環境技術センターのご協力を得て実施したものである。関係者の方々に深く感謝申し上げます。

RANDEC

Radwaste and Decommissioning Center

RANDEC contributes to establishment of generic nuclear energy backend technology in Japan. The following works are currently intensively involved:

The establishment of business work of consignment, store and process of radwaste from domestic research, industrial facilities etc. for disposal.

The research and development of nuclear facility decommissioning technology and radwaste treatment as well as disposal.

The study on decontamination and environmental restoration of ground in Fukushima and Kanto area.

The dissemination and enlightenment of backend research and development results, and training.

RANDEC works for advancement of science and technology, and sustainable environmental cleanliness.

©デコミッションング技報 第48号

発行日 : 平成25年9月30日

編集・発行者 : 公益財団法人
原子力バックエンド推進センター

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

URL : <http://www.randec.or.jp>

E-mail : decomi@randec.or.jp