

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

巻頭言：千年の文明のために
技術概説：廃止措置の規制に係わる民間基準の検討
会議報告：フランスにおける α 廃棄物の浅地処分及びクリアランスの考え方と現状
研究報告：スイスの地下研究所における国際共同研究の紹介
一歩みと現状一
技術報告：武蔵工大炉廃止措置の計画と実績
燃料研究棟におけるグローブボックスの解体撤去作業
「自然起源の放射性物質を含む物の利用時の被ばく線量測定及び措置に関するガイドライン」の紹介

財団法人 原子力研究バックエンド推進センター

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility
Decommissioning Technology Center

RANDEC

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

事業の内容

デコミッションングに関する試験研究・調査を行います。

◆

デコミッションングに関する技術・情報を提供します。

◆

デコミッションングに関する人材を養成します。

◆

RI・研究所等廃棄物の処分地の立地等処理処分事業に関する調査等を行います。

◆

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

デコミッショニング技報

第36号 (2007年10月)

目次

巻頭言

千年の文明のために	1
	堀池 寛

技術概説

廃止措置の規制に係わる民間基準の検討	2
	岡本孝司、加藤和之、山内豊明

会議報告

フランスにおける α 廃棄物の浅地処分及びクリアランスの考え方と現状	11
	Jean-Marie Lavie

研究報告

スイスの地下研究所における国際共同研究の紹介 一歩みと現状一	21
	Stratis Vomvoris、Ingo Blechschmidt、Kenichi Kaku、 河村秀紀、山本修一、丹生屋純夫

技術報告

武蔵工大炉廃止措置の計画と実績	42
	丹沢富雄、松本哲男、内山孝文、小林佳代子、高瀬幹子、堀内則量、 加藤裕明、本間 均、中井 優、津久井一茂、信岡慶重
燃料研究棟におけるグローブボックスの解体撤去作業	54
	岩井 孝、菊地啓修、荒井康夫

「自然起源の放射性物質を含む物の利用時の被ばく線量測定及び措置に関するガイドライン」の紹介 ..	64
	桜井直行、石黒秀治

Journal of the RANDEC

No.36 Oct. 2007

CONTENTS

Exposition

- The Standard for the Decommissioning Regulation 2
Koji OKAMOTO, Kazuyuki KATO, Toyoaki YAMAUCHI

Meeting Report

- Perspectives and Status of Shallow Land Disposal of Alpha Waste and Clearance System in France 11
Jean-Marie Lavie

Research Report

- International Collaboration in Swiss Underground Research Facilities —History and Current Activities— ... 21
Stratis VOMVORIS, Ingo BLECHSCHMIDT, Kenichi KAKU,
Hideki KAWAMURA, Shuichi YAMAMOTO, Sumio NIUNOYA

Technical Report

- Decommissioning Plan of the Musashi Institute of Technology Research Reactor and Its Progress 42
Tomio TANZAWA, Tetsuo MATSUMOTO, Takafumi UCHIYAMA, Kayoko KOBAYASHI,
Mikiko TAKASE, Norikazu HORIUCHI, Hiroaki KATO, Hitoshi HONMA,
Masaru NAKAI, Kazushige TSUKUI, Yoshishige NOBUOKA
- Scrapping Work of Gloveboxes in Plutonium Fuel Research Facility 54
Takashi IWAI, Hironobu KIKUCHI, Yasuo ARAI
- Commentary on guidelines for radiation measurement and treatment of substances including naturally occurring radioactive materials 64
Naoyuki SAKURAI, Hideharu ISHIGURO

The Standard for the Decommissioning Regulation

Koji OKAMOTO, Kazuyuki KATO,
Toyoaki YAMAUCHI

J.RANDEC, No36 (Oct.2007) page2~10, 9 Figures

In 2005, the "Law concerning Regulation of Nuclear Materials, Nuclear Fuels, and Reactors" was amended, wherein the Planning of Decommissioning should be licensed by the government. Since many Nuclear Facilities will face the decommissioning stage, near future, the Atomic Energy Society of Japan (AESJ) published the Safety Standards and Guideline "Planning and Practice of the Nuclear Facilities Decommissioning: 2006". In this issue, the background and the objectives of the AESJ Standards and Guideline will be discussed. Also, the experiences of the decommissioning licensing and the future topics will be overviewed.

Perspectives and Status of Shallow Land Disposal of Alpha Waste and Clearance System in France

Jean-Marie Lavie

J.RANDEC, No36 (Oct.2007) page11~20, 1 Figure, 8 Tables

There are three disposal facilities for radioactive waste in France. ANDRA (Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs) is responsible for all operations involved in long-term management of radioactive waste and waste acceptance criteria for disposal have been established for these facilities. This paper presents development in establishing the criteria, design basis, scenarios of dose evaluation and so on focused on alpha waste. In addition, it reports introduction of zoning instead of the clearance system.

International Collaboration in Swiss Underground Research Facilities

—History and Current Activities—

Stratis VOMVORIS, Ingo BLECHSCHMIDT,
Kenichi KAKU, Hideki KAWAMURA,

Shuichi YAMAMOTO, Sumio NIUNOYA
J.RANDEC, No36 (Oct.2007) page21~41, 28 Figures,
8 Tables

Radioactive waste disposal project requires integrated programme of advanced science technologies and sophisticated knowledge as well as socio economical aspects. Especially, long term safety assessment requests multi lines evidence with technologies of obtaining, evaluating and interpreting them. Here, we introduce international collaboration studies and results in Swiss underground research laboratories (URLs), Grimsel and Mont Terri and also current activities both URLs in 2007.

Decommissioning Plan of the Musashi Institute of Technology Research Reactor and Its Progress

Tomio TANZAWA, Tetsuo MATSUMOTO,
Takafumi UCHIYAMA, Kayoko KOBAYASHI,
Mikiko TAKASE, Norikazu HORIUCHI,
Hiroaki KATO, Hitoshi HONMA,
Masaru NAKAI, Kazushige TSUKUI,
Yoshishige NOBUOKA

J.RANDEC, No36 (Oct.2007) page42~53, 11 Figures,
2 Tables, 9 Photos

The Musashi Institute of Technology Research Reactor is a TRIGA-II, tank-type research reactor. The reactor had been operated for education, training and research at maximum thermal power level of 100kW since first critical in January 1963. The reactor was shut down due to small leakage of water from the reactor tank in December 1989. After long-term shutdown, decommissioning was decided in May 2003. The initial plan of decommissioning was submitted to the competent authority in January 2004. Decommissioning works are carried out in three phases. The first phase of decommissioning activities was started with permanent shutdown of the reactor in April 2004. Following preparation work for transportation of the spent nuclear fuel, all the fuels were returned to the Idaho National Laboratory of USDOE, in October 2006. From completion of the fuel

transportation, the reactor facility is characterized as the facility without reactor core and with the storage utility of low level radioactive materials as the second phase. The third phase, in future, will be started with dismantling the concrete shielding. Shipping the radioactive waste to the waste disposal facility will be done in one continuous activity following the dismantling.

Scrapping Work of Gloveboxes in Plutonium Fuel Research Facility

Takashi IWAI, Hironobu KIKUCHI,
Yasuo ARAI

J.RANDEC, No36 (Oct.2007) page54~63, 6 Figures,
3 Photos

Both gloveboxes No.121-D and No.122-D used for metallography were installed about thirty years ago in the room No.101 of Plutonium Fuel Research Facility in Oarai Research Establishment of former Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI). It was planned to scrap the old gloveboxes and build new ones for starting new research on advanced fuel. This report summarizes the scrapping work of the gloveboxes from the technical viewpoints.

Commentary on guidelines for radiation measurement and treatment of substances including naturally occurring radioactive materials

Naoyuki SAKURAI, Hideharu ISHIGURO
J.RANDEC, No36 (Oct.2007) page64~72, 5 Figures,
2 Tables

Study group on safety regulation on research reactors in Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology (MEXT) reported the guidelines of "Guidelines on radiation measurement and treatment of naturally occurring radioactive materials (NORM)" on 6, Feb., 2006.

RANDEC center made the website contents of "Study on use and safety of the substances including uranium or thorium", based on the contact with MEXT to make theirs contents.

This paper described the outline of the website in MEXT homepage, background and contents of NORM guidelines in order to understand easily and visually the NORM guidelines, adding in some flowcharts and figures.

千年の文明のために



大阪大学 大学院工学研究科
教授 堀池 寛

浮世の俗事に疲れたとき、各地の仏閣に参詣して、心を癒されている方も多いと思う。何気なく眺めている古刹は、古色蒼然として侘び寂びの代名詞にもなるものだが、建設された頃には、その時代の最新の工芸技術の粋が投入された先端文明の象徴であり、華やかな彩色が施されたものが多かったらしい。天平文化の最盛期、製作されたばかりの南都六大寺の仏閣や仏像工芸品には金箔が施され、装飾品は赤青緑などきらびやかな色彩に埋め尽くされていたということだ。例えば東大寺三月堂内陣の天井には西洋起源を窺わせる花形模様の天蓋が取り付けられ、欄間には極彩色の絵画片が残っている。寺院を囲う塀は朱や緑などの原色に塗られるなど、その織り成す光景は、何者をも圧巻する仏教世界ではなかっただろうか。しかも東大寺の大仏やそれを安置する建造物、七重の塔などは超大型構造物であり、その壮大さは人々に畏怖の念を与えたであろうことは想像に難くない。

日本人の文化は、最新鋭の技術を投入して、きらびやかな仏教世界を具現化することによって、振興され成長させられてきたと言えるのではないだろうか。東大寺は奈良時代に国の総力をあげて、金銀銅を採取して精錬し、国内外最高の工芸技術を以って製作建設された。その後、鎌倉、戦国と2度の戦乱で焼失したが、国民的な努力によって再建されてきた。奈良時代では「国銅を尽くして象を鎔し」いくたびの技術的な危機を克服して建造が成功に導かれた。また像の完成の頃、陸奥国で金鉞が発見され「天地の開闢よりこのかた黄金」は我が国では産出しないと信じられていた関係者に異常なまでの感動を与えたことが記録されている。鎌倉の修理では、半ば溶解した大仏像の修理は「此事、人力の及ぶ所に非ず」と言われ我国伝来の技術では困難とされたが、新技術に長じた宋人鑄物師によって克服され完成された。

これら大型構造物や工芸品を長年に渡り、工作し建造してきた組織を、造東大寺司と称するが、それに属する多くの工芸技術者や官僚が寺の周辺に居住してきた。東大寺周辺の現在の地名は雑司町と言うが、この界限は、明治初期には奈良市とは言われず添上郡雑司村と言う地名であった。雑司はゾウシと読み、その語源は造司であり、更にその起源は造東大寺司と考えられる。その様な地名が現代まで伝えられているのは、奈良、鎌倉、江戸と苦難の道を経つつも近隣国も含めた国民を挙げての新鋭の大型プロジェクトが成し遂げられてきたことと無縁ではない。

現代に目を向けるとさしずめ原子力や核融合などの巨大エネルギー科学が、及ばずながらもこの大型プロジェクトに比せられるであろう。どちらも新しい先端文化の開拓を先導しつつ、国民の平和と安寧を期するという大きな目的を有している。

しかし、いつの時代でも新たな文化には反感や排斥がつきもので、神仏習合というような融和の思想があっても、江戸時代に下ってなお外来の異文化として徳川光圀の大日本史では、仏教は神道に反するものとして尊皇攘夷論の中で排斥され、その後の廃仏毀釈運動に繋がっていった。

現代の巨大科学は百年に満たず解体撤去される上に、歴史的な背景もまだ浅い。その中で千年の文化を先導するという大きな目標を掲げるのだから、一筋縄でいく訳がない。近隣諸国も含めた民の意識が国民的プロジェクトとして集約されていくことが最も重要であることは、過去の歴史から明らかである。

化石エネルギーから核エネルギーへの変革は、文明的発展であり必然的な進化であるという信念を持ちつつも、原子力発電の秀逸性を深くアナウンスし、人類の進化という長い目で開発を捉える努力を重ねていかねばならない。しかしそれだけで千年の供に耐えうる原子力エネルギーを人類の幸福の源として残していくことができるのかどうか。大仏殿の大屋根を仰ぎつつ、千年の重みを考えてしまう昨今である。

廃止措置の規制に係わる民間基準の検討

岡本孝司*、加藤和之**、山内豊明***

The Standard for the Decommissioning Regulation

Koji O_{KAMOTO}*, Kazuyuki K_{ATO}** , Toyoaki Y_{AMAUCHI}***

原子力施設の廃止措置に関する、2005年の原子炉等規制法改正により、従来の解体届の提出から廃止措置計画書の認可が必要になった。これから数多くの原子力施設が廃止措置のフェーズに入ることも予想され、廃止措置の民間基準を策定する事が必要となった。日本原子力学会では2006年に「原子力施設の廃止措置の計画と実施：2006」を制定したが、その背景や概要について紹介を行う。あわせて、すでに廃止措置計画書の認可を受けた経験や、今後の課題などについて紹介する。

In 2005, the “Law concerning Regulation of Nuclear Materials, Nuclear Fuels, and Reactors” was amended, wherein the Planning of Decommissioning should be licensed by the government. Since many Nuclear Facilities will face the decommissioning stage, near future, the Atomic Energy Society of Japan (AESJ) published the Safety Standards and Guideline “Planning and Practice of the Nuclear Facilities Decommissioning: 2006”. In this issue, the background and the objectives of the AESJ Standards and Guideline will be discussed. Also, the experiences of the decommissioning licensing and the future topics will be overviewed.

1. はじめに

わが国の原子力施設は1950年代後半から設置され、稼働年数が40年を超えるものも存在し、多くの原子力施設が遠くない将来に廃止措置を行う必要がある。JPDRをはじめ、一部の原子力施設はすでに解体が終了している。また、現在、東海発電所など、いくつかの原子力施設が解体中である。

特に、研究用原子力施設では、立教大学炉など

多くの施設が廃止措置のフェーズに入っている。このような状況から、2003年に試験研究用原子炉施設を対象として「研究用原子炉の廃止措置に関する基本的考え方：2003」を(社)日本原子力学会が制定した。これは、当時、研究用原子炉を安全に廃止措置を行うためのガイドラインが存在しなかったため、民間基準としてのガイドラインを示すことを目的として制定されたものである。

一方、研究用原子炉と比較すると多量の放射性物質を保持している東海発電所や新型転換炉ふげ

* : 東京大学 人間環境学専攻 (Dept. Human & Engineered Environmental Studies, The University of Tokyo)

** : 東京電力(株)原子燃料サイクル部 処分技術グループ (Radioactive Waste Management, Nuclear Fuel Cycle Department, TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY)

*** : 日本原子力発電(株)廃止措置プロジェクト推進室: プロジェクト管理グループ (Project Management Group Decommissioning Project Department, The Japan Atomic Power Company)

んなどの大規模な原子力発電施設や、サイクル関連施設の廃止措置も現実になってきていた。さらに、2005年には、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、「原子炉等規制法」という。）が改正され原子力施設の廃止措置に係る安全規制制度が見直された。原子炉等規制法の最も大きな見直しは、従来の解体届けの届出から、廃止措置計画書の認可が必要となったことで、合わせて、保安規定などの位置づけも明確化された。このため、改正された原子炉等規制法に基づく省令のカウンターパートとなるべき民間規格の整備を行う必要が生じた。法律や省令の基準は機能性化し、満足すべき機能を規定している。これに対して、実際の運用に用いる技術的な基準を民間規格で規定し、安全で合理的な廃止措置が実施される事が必要である。

この事から、日本原子力学会では、既標準「研究用原子炉の廃止措置に関する基本的考え方：2003」を発展的に見直すとともに、その適用範囲を、原子炉等規制法に基づく製錬施設、加工施設、原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、廃棄物管理施設、廃棄物埋設地の附属施設、使用施設（以下、「原子力施設」という。）を対象を拡大し、廃止措置の技術的な基準を策定することとした。

日本原子力学会が、技術的な基準を策定する意義は、以下の2点に集約される。

- ①中立的な立場で技術的な検討評価を行う事ができる。
 - ②硬直化せず、最新の技術的知見を取り入れ、より安全で合理的な基準を策定できる。
- この様なことから、標準策定は公開の場で行う

とともに、パブリックコメントを反映して策定された。標準策定のための分科会は研究炉専門部会のもとに設置され、1年半の短期間に13回開催された。さらに、新標準は、適用範囲が全ての原子力施設を対象とするので、日本原子力学会標準委員会に設置されている、研究炉専門部会、発電炉専門部会、サイクル専門部会の全てのヒアリングとコメントを受け、充実した標準とすることを目的とした。(Fig.1, Fig2参照)

また、現状では、廃止措置に関するガイドラインがほとんど無いことを考え、本標準は以下の2点をカバーすることとした。

- ①廃止措置計画書に記載すべき具体的内容について、技術的に検討する。(4章)
- ②具体的な廃止措置中の作業について技術的なガイドラインを明確化する。(5章)

なお、①については、廃止措置計画書の審査において利用できることを念頭に置いて策定を行っている。将来的には、規制行政庁よりエンドースしてもらうことを想定している。一方、②については、ある意味、①の裏返しになるが、具体的な作業について規定することで、実際の廃止措置の

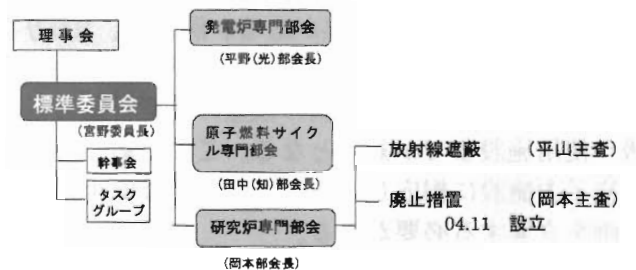


Fig.1 Organization of the Standard Committee, Atomic Energy Society of Japan

		平成16年度		平成17年度		平成18年度
		上期	下期	上期	下期	上期
分科会	原案作成					
専門部会	審議・承認	△適用範囲, 等		△骨子報告 △ 中間報告	本報告(12/20)△	
標準委員会	審議・承認	△適用範囲, 等		△骨子報告 △	△	
公衆審査				中間報告	本報告(2/1)	△ 制定(7/14)

Fig.2 Schedule of the Subcommittee on Decommissioning

安全を確保することを目的とした。

なお、各放射性廃棄物の特性に応じた具体的な処理及び処分方法、クリアランスの判断方法、並びにサイト解放に係わる事項についてはこの標準の範囲外である。

以上のような経緯を経て、2006年7月に日本原子力学会標準AESJ-SC-R0033：2006「原子力施設の廃止措置の計画と実施：2006」が制定された。

Fig.3に表紙を示す。なお、この標準を策定する時点では、まだ、新しい原子炉等規制法に基づく廃止措置計画書についての審査は実施されていなかったが、現時点では既にいくつかのプラントに対して、廃止措置計画書が認可されている。3章に東海発電所での経験を記載しているが、これらの審査の視点や、新しい技術的な知見などを反映し、標準の改訂を行う事を検討している。

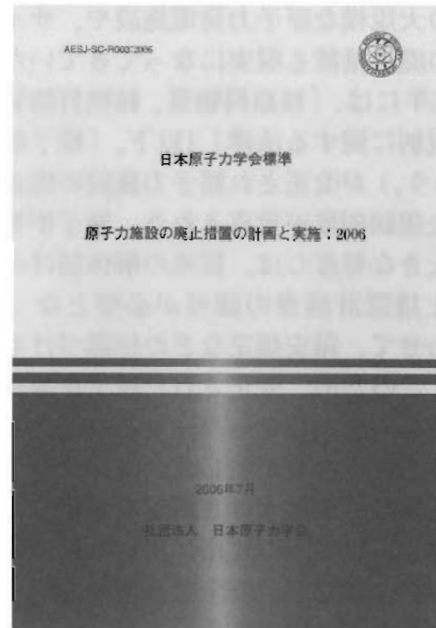


Fig.3 Cover of the Standard

2. 廃止措置の計画の要点

原子炉等規制法の下で事業許可等を受けたものは、その事業許可等の単位で廃止措置を行う事になる。廃止措置を行うためには、廃止措置計画書を提出し、認可を受ける必要がある。

この対象となる施設は、事業・使用形態も様々であり、仕様・規模にも幅がある。例えば、100万kWの発電用原子炉施設から、原子炉等規制法施行規則41条に定める量未満の微量の核燃料物質を扱う使用施設までが対象となる。このため、各々の原子力施設に相応しい安全で合理的な廃止措置計画を立案する必要がある。

廃止措置計画書は省令で記載事項が規定されている。本標準は、省令に規定される記載事項に対応して、具体的な技術的事項に関して標準に記載している。

但し、上述のように、本標準の適用範囲は非常に広い。このため、必ず記載すべき事項の他に、施設によっては評価する必要の無い事項も存在する。これらを一律に規定することはできないため、原子炉施設（実用発電用原子炉施設、研究開発段階発電用原子炉施設、試験研究用原子炉施設）、核燃料施設（製錬施設、加工施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、廃棄物管理施設、廃棄物埋設地の附属施設）、使用施設（41条該当、41条

非該当）の11施設に分け、それぞれについて記載事項との対応付けをとっている。Fig.4に適用表の一例を示す。

また、実際に使いやすい標準にしたいということから、実用発電用原子炉施設、試験研究用原子炉施設、核燃料サイクル施設の3施設を例にとり、廃止措置計画書の具体的な例を附属書（参考）に掲載している。これらの具体的な計画書例を参考にすることで、実際の計画書申請に役立てることができる。

なお、廃止措置が進めば、リスク源としての残存放射量は減少していくため、安全確保のために必要な機能は放射線被ばくのリスクに応じて段階的に縮小することが合理的である。このため、廃止措置の進捗に伴い不要と判断された機能は管理対象から除くことができる。この時、廃止措置の各段階における放射線被ばくのリスクに応じて、安全確保のために必要な機能を明確にする。例えば、建物・構築物、換気設備等が有する閉じ込め機能及び建物・構築物等が有する放射線遮へい機能を、必要な期間有効に活用する。なお、当初の計画時点において具体的に計画できない場合については基本的な考え方のみを提示することとし、廃止措置の進展及び具体的な方法の検討状況に応じて、計画を順次変更し具体化する。また、

附属書1表1 廃止措置計画の施設別項目一覧表

○：該当，△：条件付該当，×：非該当，▲：非該当ではあるが作成が望ましいもの

廃止措置計画の項目	原子炉施設 ^{*1}			核燃料サイクル施設						使用施設	
	実用発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉施設	試験研究用原子炉施設	製錬施設	加工施設	使用済燃料貯蔵施設	再処理施設	廃棄物管理施設	廃棄物処理施設の附属施設 ^{*2}	41条該当 ^{*3}	41条非該当 ^{*4}
4.1 廃止措置対象施設及びその敷地											
4.1.1 廃止措置対象施設及びその敷地の範囲	○ ^{*5}	○ ^{*5}	○ ^{*5}	○ ^{*5}	○ ^{*5}	○ ^{*5}	○ ^{*5}	○ ^{*5}	○ ^{*5}	△ ^{*5}	△ ^{*5}
4.1.2 廃止措置対象施設及びその敷地の状況	○ ^{*5}	○ ^{*5}	○ ^{*5}	○ ^{*5}	○ ^{*5}	○ ^{*5}	○ ^{*5}	○ ^{*5}	○ ^{*5}	△ ^{*5}	△ ^{*5}

(*1~6については標準を参照ください)

Fig.4 Example of the Item List for 11 Categories

安全確保対策等、廃止措置の進捗に応じて具体的な内容が変わるものについては、廃止措置計画を変更することにより合理的な廃止措置を行う。

具体的な中身の詳細は標準を参照いただきたいが、例えばまず記載しなくてはならない廃止措置対象施設及びその敷地については、下記のような点を留意する必要がある。

①廃止措置対象施設及びその敷地の範囲

原子炉等規制法の下での事業許可等に対応した廃止措置対象施設及びその敷地の範囲を特定し、対象となる建物及び設備を明示する。廃止措置とは、事業の許可の失効であり、許可ごとに廃止措置の認可の申請を行う。一事業所内に複数の原子炉を設置している場合は、廃止措置の対象とする特定の原子炉とする。その他においては、許可の一部のみを廃止することはできない。

②廃止措置対象施設及びその敷地の状況

a) 施設の運転履歴

一運転実績概要、施設用途変更履歴、事故の概要と汚染の程度

b) 施設及びその敷地の現況

一施設の放射線管理区域と汚染状況
 一計画申請時点における残存放射性物質の評価

その他の項目については標準を参照されたい。
 (岡本)

3. 廃止措置計画立案・審査での活用と課題

廃止措置計画立案・審査の初適用となった日本原子力発電(株)の東海発電所での活用事例を中心に記述する。

3.1 東海発電所の状況

東海発電所は、わが国初の商業用原子力発電所(炭酸ガス冷却炉：定格電気出力16.6万kW)で、1966年7月に営業運転を開始して、31年8ヶ月の運転期間の後、1998年3月末に運転を停止した。(Fig.5参照)

運転停止後、3年3ヶ月かけて発電所から使用済み燃料の搬出を行い、当時の原子炉等規制法に基づき、原子炉解体届の提出をもって、2001年12月から廃止措置段階に入った。

廃止措置段階の施設として、原子炉本体等の原

1. 東海発電所の概要

- 日本初の商業用原子炉
- 電気出力：16万6,000kW
- 原子炉型式：黒鉛減速・炭酸ガス冷却型(GCR)
- 場所：茨城県那珂郡東海村

2. 東海発電所の主要経緯

- 昭和35年 1月16日 建設工事着工
- 昭和41年 7月25日 営業運転開始
- 平成10年 3月31日 営業運転停止
- 平成13年 6月21日 発電所内全燃料搬出完了
- 平成13年 10月4日 原子炉等規制法に基づく「解体届」を経済産業省に提出
- 平成13年 12月4日 解体工事に着手
- 平成18年3月31日 第1期工事終了
- 平成18年6月30日 原子炉等規制法の改正に伴う、廃止措置計画認可(3月10日申請)
- 平成18年8月17日 熱交換器搬去等工事着手



Fig.5 General Description of TOKAI-1

子炉領域は、接続する配管、系統の弁など、すべてを閉止した状態で安全貯蔵を行い、放射能減衰を待つ状態としている。原子炉領域以外の周辺施設は、使用済み燃料冷却プールの洗浄・排水、タービン建屋内機器撤去、燃料取扱い建屋内機器や燃料取替機などの撤去を、原子炉解体届に基づき、順次廃止措置工事を実施してきた。

2005年12月改正原子炉等規制法の施行に伴い、2006年3月に同法に基づく初めての廃止措置計画の認可申請を行い、規制行政庁の審査を経て同年6月認可証の交付を受け、同年8月から廃止措置工事を再開した。今後5~6年程度をかけて大型機器である熱交換器の撤去工事を行う計画である。さらに、2011年から約7年かけて原子炉本体及び生体遮へい体を撤去し、各建屋を解体する計画である。(Fig.6、7参照)

3.2 東海発電所における廃止措置計画審査

旧法に基づく東海発電所原子炉解体届では、廃止措置期間を通した全体計画概要を示したうえで、当面数年分の工事について工事件名毎に詳細な工事計画を記載する構成となっていた。工事件名毎の詳細な工事計画については、廃止措置現場

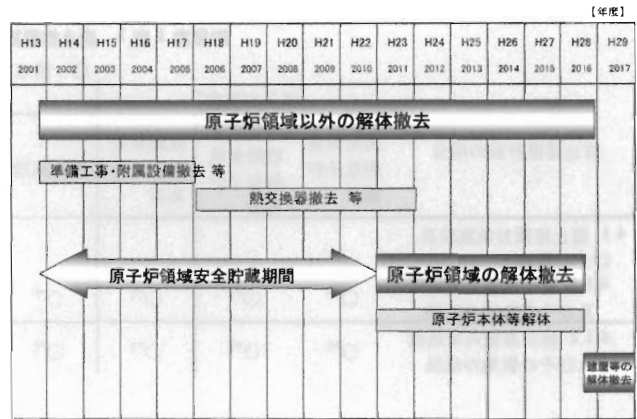


Fig.7 TOKAI-1 Decommissioning Project Schedule

における状況等に応じて当初計画の修正を加えていく必要が生じるなどのため、旧法下における5年間の廃止措置期間中に計10回原子炉解体届変更手続きを行うこととなった。

改正法に基づく廃止措置計画では、廃止措置計画書の記載事項及び同計画に係る技術基準が省令で定められ、審査項目と基準が明確にされている。さらに、本標準の4章において、省令の申請書記載事項及び審査基準に基づき、安全確保を前

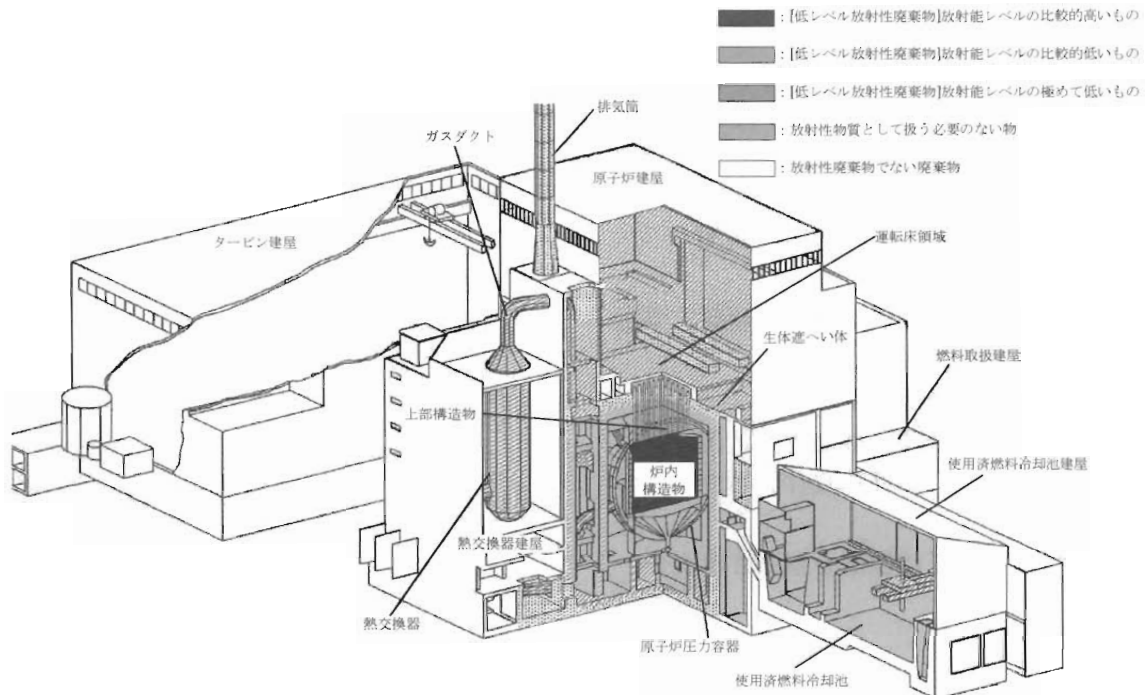


Fig.6 TOKAI-1 Birdview and Distribution of Radioactive Contamination

提として技術的事項を整理した計画の記載方法がまとめられていることから、東海発電所の廃止措置計画認可申請書を策定するに当たっては、旧原子炉解体届ではなく、本標準の4章に基づき具体的東海発電所の計画を記載した。なお、東海発電所の廃止措置計画作成時点では、標準発行前であったが、公衆審査版標準案を参照して策定した。

廃止措置計画の審査段階においては、規制行政庁の担当官による審査だけでなく、専門家による意見聴取も行われた。審査及び意見聴取において、東海発電所廃止措置計画書が本標準に則り安全上重要な観点を中心にまとめられていることから、廃止措置中の潜在的リスクを踏まえて迅速な審査が行われ、申請から3ヶ月程度で認可証が交付された。

3.3 他原子力施設の廃止措置手続きの状況

東海発電所と同様に旧原子炉解体届の提出をもって廃止措置を実施していた研究炉施設を含め、他の原子力施設の適用状況を以下にまとめる。

日本原子力研究開発機構の「原子力第一船原子炉（原子力船「むつ」）」、「重水臨界実験装置（DCA）」、「試験研究用原子炉（JRR-2）」及び「高温ガス炉臨界実験装置（VHTRC）」については、東海発電所同様に本標準4章を参考に廃止措置計画の認可申請を行い、「むつ」は2006年3月に、DCAは同年5月に、JRR-2及びVHTRCは同年11月にそれぞれ計画が認可され、同計画に従って現在廃止措置が進められている。立教大学の「RUR（TRIGA-II型熱出力、100kW）」、東芝の「TTR-1（スイミングプール型炉、100kW）」及び武蔵工業大学の「研究用原子炉（TRIGA-II型、100kW）」についても、本標準4章を参考に廃止措置計画の認可申請を行い、いずれも2007年5月に認可されている。

また、日本原子力研究開発機構の新型転換炉「ふげん」（ATR：重水減速沸騰軽水冷却炉：16.5万kW）は、2006年11月に廃止措置計画を申請、2007年7月現在、審査が続けられている状況にある。

3.4 今後の課題

本標準「4章 廃止措置の計画」にかかる今後

の課題としては、上述した各施設における廃止措置計画の策定及び審査におけるこれらの適用実績を踏まえて、記載の深さを具体化するなどの記載の充実等を行った上で、廃止措置安全規制体系の中で本標準の位置づけを明確化していくことが重要と考えられる。（山内）

4. 廃止措置の実施の要点

4.1 5章の概要

本標準は、適用範囲で述べているように「廃止措置の計画立案から実施・終了に至るまでの基本的考え方、廃止措置を計画立案するための技術的要求事項及び実施するための手引きを定める」ものであり、5章はそのうち「実施するための手引き」に相当するものである。各廃止措置事業者は、認可された廃止措置計画について、施設の状況を踏まえ、安全確保を前提に合理的かつ具体的な実施計画を策定し、実施することになる。実施にあたって、安全確保、核燃料物質の管理、汚染の除去、放射線管理、放出管理、及び放射性物質の管理について具体的に施策する必要があるが、その方法は、供用期間中と類似したものである。しかし、廃止措置に特有な点もあるため、廃止措置の確実な実施において必要な事項を本標準においてとりまとめた。施設の規模や状況に応じて具体的施策を柔軟に実施する際の手引きとしての有用性を高めるため、詳細については附属書（参考）を充実させることとした。

廃止措置の施設別実施項目は附属書2（規定）に示す一覧表によるが、廃止措置計画書の申請項目と関係しているため、附属書1（規定）での注記も参照していただきたい。附属書2（規定）は推奨としての手引きであるため柔軟性を持たせており、適用に際しては、安全確保を前提として個々の事業者の実情に合わせて合理的な判断を加えてもよいこととしている。

規制体系上、廃止措置は原子炉等規制法の下で進められるが、そこで規制される放射線安全に加えて、高所作業対策、防火対策、感電防止対策といった安全への配慮も廃止措置においては重要である。個々の安全についての詳細は別法や他分野の手引きで定められているものの、廃止措置では

これらの一般的安全についての相対的重要性が高いため、分科会での議論を経てこれらについても注意を喚起するために記載することとした。具体的には、附属書 5-1 (参考) に廃止措置工事における作業員の安全と関係法令をまとめ、主要な実施方法について説明するとともに、附属書 5-2 (参考) に廃止措置時に適用される原子炉等規制法以外の法律をまとめ、その概要について記載した。

以下、重要な施策について要点を述べることにする。

4.2 安全確保

廃止措置を安全に実施する上で必要な設備の機能を維持・管理すること、及びそのために必要な保守と定期的な巡視を行うことが必要である。なお、維持・管理する設備の機能は、廃止措置の進捗に伴う放射能の減衰、高汚染機器の撤去等に応じて見直すとともに、事後保全も含めた保守・点検を行うことができる。

4.3 核燃料物質の管理

核燃料物質は、原子炉施設の炉心から取り出され、あるいは使用施設の設備から回収・処理され、必要に応じて保管された後、搬出されることになる。これら一連の管理に関しては供用中の当該施設の管理を参考に、廃止措置の段階に見合った管理の下に実施する。これら以外の廃止措置に係る作業(施設の解体撤去等)を並行して行う場合は、核燃料物質の管理に係る設備の安全確保上の機能及び性能や作業の安全性に影響を及ぼさないよう留意する必要がある。

4.4 汚染の除去

解体撤去作業時の被ばく低減を目的として、解体撤去前に放射能の減衰及び/又は除染を行った後に、放射化あるいは放射性物質によって汚染された施設、設備、機器及び系統配管を解体し、撤去することで汚染の除去を行う。解体撤去後も、放射性廃棄物の汚染レベルを下げることににより、全放射性廃棄物量の低減を図る。以上は廃止措置計画書に記載された方法によるが、実施にあたっては、対象物や汚染形態の調査や現場調査を行い、工事要領を明確にし、それに基づき実施する

ことが重要である。なお、金属及びコンクリート構造物の解体撤去方法や除染の方法等各種技術を附属書に広く例示しているが、実際に解体工法技術を選定する際には、実施例、適用箇所例、性能等について、その時点における最新の情報を参照することが望ましい。

4.5 放射線管理

廃止措置工事の実施においては、合理的に達成し得る限り放射線業務従事者の被ばく線量を低く抑えることを目的として、放射線作業計画の策定及び放射線管理を行う。放射線管理の計画は、計画段階においても推定されるが、実際の作業場所の空間線量率や作業工数を必ずしも正確に設定できないため、廃止措置計画書における被ばく線量を、工事段階における計画線量することは適切でない。

廃止措置工事の実施及び管理に際しては、被ばく低減の観点で作業実施要領を策定するが、工事方法や作業工数が具体的に計画されるため、これらの情報と実測や工事实績又は評価による確度の高い作業場所の空間線量率を用いて、被ばく線量を評価し、工事の計画線量を設定するべきである。また、工事の進捗に応じて放射線管理を必要とする範囲及び管理のレベルを変更する。

4.6 放出管理

放出管理の方法については供用期間中と同じであるが、廃止措置工事においては、工事の進捗に応じて放出管理を必要とする範囲及び管理のレベルを変更する。周辺公衆の放射線被ばくを管理するために、気体廃棄物発生源の近傍、気体及び液体廃棄物の環境放出箇所、及び環境放射線のモニタリング箇所において、放射線及び放射性物質に対する監視を行う。監視箇所における測定対象及び測定頻度の例、放出管理及び監視の方法の詳細を附属書に例示してある。

4.7 放射性物質の管理

廃止措置工事に伴い、様々な放射性廃棄物が発生するため、処理が必要となる。放射性固体廃棄物については適切に分別を行い、さらには合理的に可能な範囲で除染を行ってクリアランス物とす

ることで放射性固体廃棄物発生量の低減に努める。放射性廃棄物の処理については、廃止措置計画書に基づき立案された計画に従って実施する。気体廃棄物は放出管理を行いながら放出し、液体廃棄物は立案された計画に従った処理（前処理によって不溶物の除去及び液性状調整後、廃液処理及び希釈処理する等）を行った後、放出管理を行いながら放出する、あるいは固型化処理を行う。固体廃棄物は、性状や放射能レベルに応じ、搬出先の処分場又は保管廃棄施設の受け入れ基準を踏まえ、減容処理、固型化処理、容器封入等の措置を施す。

廃止措置工事の開始にあたっては、発生する放射性廃棄物の最終処分計画が具体化されていることが望ましいが、廃止措置開始時点において廃棄物の種類によっては具体化されていないものがある。しかし、そうであっても廃止措置を推進した方が合理的である場合には、発生した放射性廃棄物を一時的に保管する施設を、必要な手続きを実施した上で廃止措置対象施設内もしくは事業所の外部に設定することにより廃止措置を推進する。

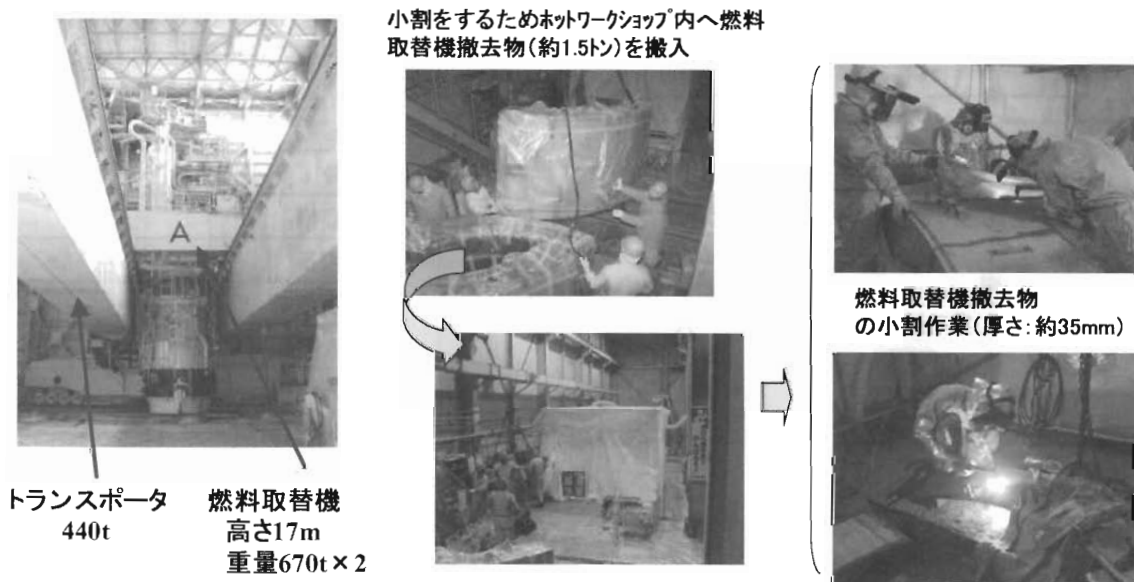
(加藤)

5. 廃止措置現場での活用と課題

5.1 東海発電所廃止措置現場での活用例

主な原子力施設においては、廃止措置段階であっても、法律の規定に基づき施設の安全確保上のルールを保安規定に定め、規制行政庁の認可を受ける必要がある。廃止措置中の保安規定には、原子力施設の運転中と同様、施設の区域管理、放射線管理、汚染物管理等の品質保証上の手続きや遵守すべき諸制限値などが規定されている。廃止措置の現場においては、この保安規定のルールを遵守しつつ、廃止措置計画書に記載された計画に則った工事等を安全着実に進めている。

この安全確保のルールを定めた保安規定に対して、本学会標準5章は、前述したように安全確保のためのガイドラインをまとめたものであり、原子力安全以外の作業安全や環境安全にまで言及したものとなっている。廃止措置現場において個別工事の実施計画を策定し、現場の作業管理を行う実務において、注意すべき点を具体的にまとめたガイドとして適宜活用している。(Fig.8参照)



〔管理区域内における低汚染、重量物の撤去工事〕

- 燃料取替機及びトランスポータの小割、容器収納作業

Fig.8 Decommissioning Work at TOKAI-1 (ex: Dismantling of Fuel Charge Machine)

5.2 今後の課題

本標準「5章 廃止措置の実施」にかかる今後の課題としては、廃止措置現場における実務経験を踏まえて、必要に応じて内容の充実を行っていくことが重要と考えられる。

例えば、本標準5章においては、放射性廃棄物の放射能レベルに応じた分別管理の重要性が記載されている。しかし、廃止措置が後戻りできない作業であることから、解体対象物の汚染履歴データについて、解体撤去後もトレーサビリティを確保しておくことが、後段の放射性廃棄物処分を安全かつ合理的に進めていく上で極めて重要であることが東海発電所の廃止措置実務経験から分かってきている。(Fig.9参照)

従って、本標準において、上述の例のような記載の充実を図っていくことなどが今後の廃止措置を安全かつ合理的に進める点から重要と考えられ

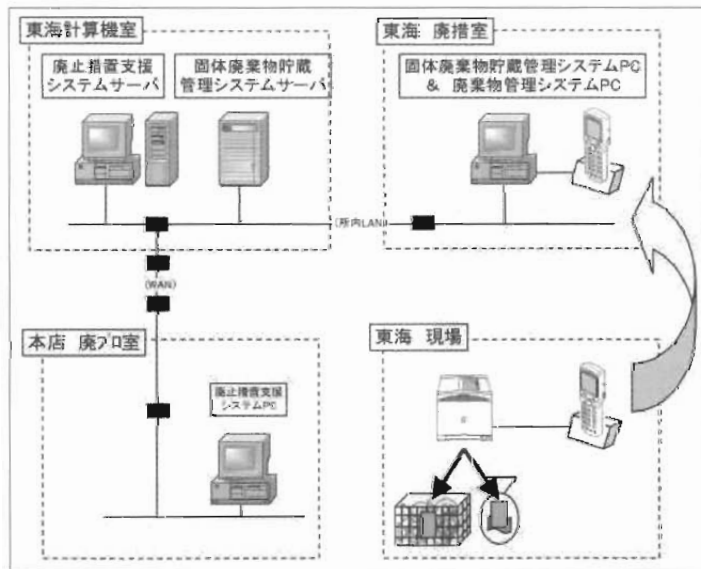
る。

(山内)

6. おわりに

民間規格としての標準の重要性は、今後さらに高まっていくと考えている。本稿では、廃止措置に対する日本原子力学会の取り組みを中心に、実際の現場での廃止措置の現状までをレビューした。単なるペーパーワークでは無く、安全規制体系の中で、法律、学会標準、現場が有機的に機能しあっていくことが廃止措置における安全の鍵であると考えている。標準改定を含め、常に計画・実施・点検・処置 (PDCA) サイクルをまわし続けることにより、より安全な廃止措置への一助となることを期待している。

以上



廃棄物管理基本情報	
工事件名	
出力日	
内容物番号	
表面線量当量率(mSv/h)	
表面汚染密度(Bq/cm ²)	
重量(Kg)	
有害物	
区分	
内容物	
梱包日	
発生場所	
封入記録・受取日	
封入記録・物品番号	
封入記録・封入年月日	
合計(袋)	
合計(重量)	
合計(容器数)	

Fig.9 TOKAI-1 Radioactive Waste Management System

フランスにおける α 廃棄物の浅地処分及び クリアランスの考え方と現状

Jean-Marie Lavie *

Perspectives and Status of Shallow Land Disposal of Alpha Waste and Clearance System in France

Jean-Marie Lavie *

フランスには3ヶ所の放射性廃棄物処分場がある。これらの処分場の管理は、ANDRAが実施しており、処分場に受け入れる廃棄物の基準が設定されている。特に α 廃棄物に注目して、これらが設定された経緯、被ばくシナリオ等の根拠などのほか、クリアランスの代わりにフランスが採用しているゾーニング導入の経緯を報告する。

There are three disposal facilities for radioactive waste in France. ANDRA (Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs) is responsible for all operations involved in long-term management of radioactive waste and waste acceptance criteria for disposal have been established for these facilities. This paper presents development in establishing the criteria, design basis, scenarios of dose evaluation and so on focused on alpha waste. In addition, it reports introduction of zoning instead of the clearance system.

1. 概 要

現在、フランスには、3ヶ所の処分場（フランスでは貯蔵センターという）があります。最初に操業した処分場は、ラ・アグ再処理施設に隣接するラ・マンシュ（la Manche）の低中レベル廃棄物の貯蔵センター（CS-FMA）です。この処分場は、既に53万 m^3 の廃棄物が処分され、1994年に操業を終了しており、2003年から300年の監視段階に入っています。

ANDRAが創立され、ラ・マンシュの処分場を引

き継いだ当時、ラ・マンシュとは別の廃棄物貯蔵センターを作る計画が原子力関係者の間で議論されていました。その処分場の候補としては、ウラン採掘を行っていた鉱山跡地です。すなわち、Forez山にあるSaint Priestウラン鉱山を原子力サイトとして利用しようという計画がありました。この鉱山は、約20年前から採掘を終了していました。ラ・マンシュの後継地として低中レベル廃棄物の貯蔵センターをこの鉱山跡地に作ろうとしました。1981年の大統領選挙の前にANDRAは、新センター設立に必要な手続きを成功裡に終えていま

原子力研究バックエンド推進センターが招へいた講演会（平成19年5月18日）での講演・資料に基づいて、野原道広（フランス語通訳者）の翻訳を介して、当センターがまとめたものである。

*：フランス放射性廃棄物管理機構（ANDRA）の元理事長（在任1978-1984）

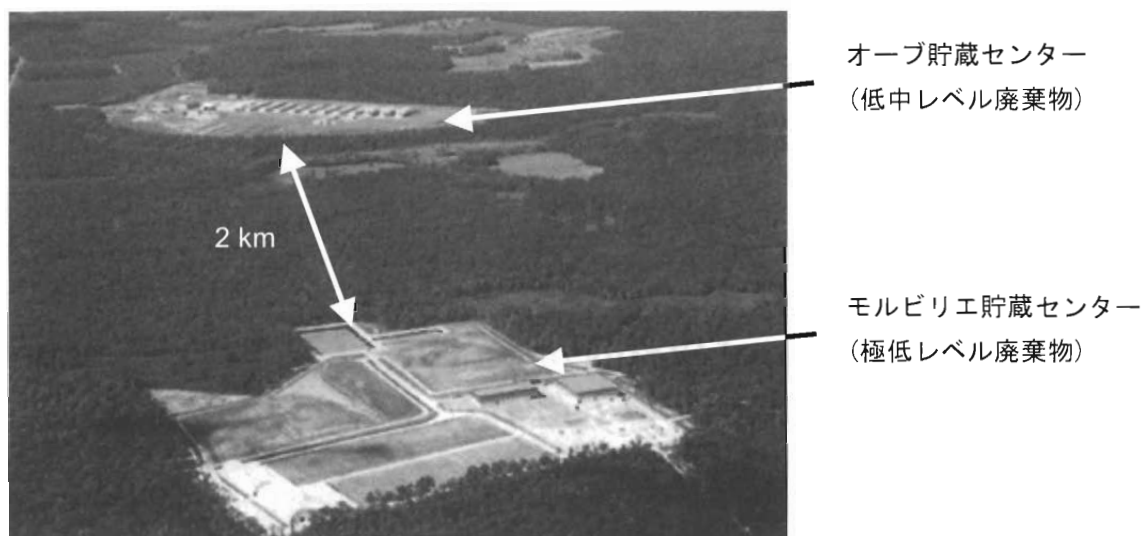


Fig.1 Aube and Morvilliers Centers

した。しかし、当時当選した新大統領は、「私が当選したらこの処分場は開かない」との選挙公約のため、このセンターの設置を白紙に戻さざるを得なくなりました。そこで、原子力関係に好意的な責任者がいるところを探しました。

それがオーブ (Aube) で、この地域の知事及びオーブの近くの市長は私と同じ学校の同窓生でした。その後、この地域の地質学上の調査を行い設置したのが現在の低中レベル廃棄物処分用のオーブ貯蔵センターで、1992年から操業しています。また、オーブの処分場から2 km離れた場所に極低レベル廃棄物処分用にモルビリエ (Morvilliers) の貯蔵センターが2003年から操業しています (Fig.1)。

さて、日本においてウランを含む低レベル廃棄物の最終処分として浅地中処分場を使用するという検討に役立てるために、フランスのこれまでの実践と経験を知りたいとの要望がありました。もっと具体的には、次のことについてです。

- (1) オーブあるいはラ・マンシュの低中レベル廃棄物の貯蔵センター (CS-FMA) に α 廃棄物を受け入れる時の許容値の科学的根拠。
- (2) モルビリエの極低レベル廃棄物貯蔵センター (CS-TFA) についても同じ質問。
- (3) フランスが他国とは違い規制免除 (exemption) あるいはクリアランス閾値 (libération)

の採用を見送った動機。

これらの質問に回答をするため、私は自分の知識を最新化しようとフランス放射性廃棄物管理機構 (ANDRA) の責任者と会い、これら2つのセンターの安全に関する報告書の閲覧を許されました。また、ANDRAの国際関係部長、安全・品質・環境部長、産業部長、(フランス) 原子力安全当局 (ASN: Autorité de Sûreté Nucléaire) の部長補佐、国立評価委員会 (Commission Nationale d'Evaluation) の事務局長と会い、話しを聞きました。ここに、その会見などで得た情報をまとめました。

2. 処分場の受入れ基準

2.1 安全の基本規則

フランスにおける放射性廃棄物については、安全の基本規則 (RFS) のRFS n°1.2 (発行日:1982年11月8日、改訂日:1984年6月19日、追加RFS 1.2 e発行日1986年10月31日) に従って処分されます。これは、ANDRAの既存及び将来建設される貯蔵センターに適用される基本規則です。この基本規則の策定には責任者であった私も積極的に参加しましたが、同規則は、ラ・マンシュの貯蔵センターをANDRAが1979年に引き取る際にANDRAと安全当局の経験をフィードバックしてまとめられたものです。ラ・マンシュの貯蔵セン

ターは試験モデルとして使用されました。その後、この基本規則は、達成目標と監視期間を定め、同センターに適用するとともにオーブ及びモルビリエの貯蔵センターの設計、操業に適用されました。

皆さんは関心のある閾値を抜粋しておられますので、おそらく同規則の文書をお持ちだと思います。皆さんは、その閾値の評価の科学的根拠を知りたいと要望しています。基本規則は、起りうるシナリオ (Table 1) について詳しい影響評価を求めています。とりわけα廃棄物など閾値の評価についてはほとんど記述がありません。同規則の解説として、フランス原子力庁 (CEA) / 旧原子力安全防護研究所 (IPSN) の研究：表題『α線を放射する廃棄物の浅地中貯蔵がもたらす放射線の影響の研究』(出版準備中) が今後出版されます。

皆さんの質問であるオーブあるいはラ・マンシュの低中レベル廃棄物におけるα廃棄物、半減期の長い低中レベル廃棄物の許容できる仕様の科学的根拠について、2つの重要な情報をお伝えできます。

2.2 低中レベル廃棄物 (FMA) の受入れ基準の設定

最初に、ANDRAのセンターについてα廃棄物の受入れ基準の設定とその根拠に関する合理的な説明について、旧同僚、旧原子力安全防護研究所で現放射線防護・原子力安全研究所 (IRSN) の協力を得て、1981年3月11日付けのCEA-IPSNの研究結果を見つけることができました。この研究が安全の基本規則が推奨している数値のベースになっています。その方法は、下流側で合理的に許容できる線量をベースにして受け入れ時に許容できる

閾値を決めるというものです。このやり方では、起りうるシナリオを想定し、安全の基本規則の閾値を決めています。この研究は、公表されなかったようです。

しかし、私は安全の基本規則RFS n° 1.2の基となったIPSNの資料を入手しました。原子力安全当局とANDRAは、それを資料室に所蔵していなかったため、私はその写しを彼らに提供しました。もちろん、この一番の基礎となった文書を皆さんにお見せできます。通常状態あるいは条件が劣化した状態での浅地中貯蔵施設から水あるいは空気を介して起る放射性物質の移行が与える放射線学的な影響を考察しています。IPSNは、将来あるいは既存の浅地中貯蔵センターについてα廃棄物の受入れ制限値を提案しています。(Table 2)

2番目の情報は、これらオーブとモルビリエの貯蔵センターに関し、最初からα廃棄物の受け入れ閾値を評価できる合理的な証明モデルをANDRAから入手できると考えていた人にとっては、がっかりさせるものです。ANDRAは、これらの閾値の再計算を全くしていません。安全の基本規則の閾値を踏襲しました。あるひとつの廃棄体について、全ての受け入れ閾値に達したことは一度もなかったという経験のフィードバックを基にANDRAは、違うアプローチ、すなわちIPSNとは正反対の方法を採用しました。計算の入力点は、これ以降、線量の拘束条件にはしない。センターで貯蔵している廃棄体の放射能レベル及びその累計値が、環境に与える影響上、許容基準を満たしているかどうかを確認する、としました。

ANDRAは、起りうるシナリオとして全ての状況と同定したクリテカルグループ (作業者、公衆、子供) について貯蔵の放射線的、化学的影響が許容できる範囲のものであることを注意深く確認し、証明しました。さらに、ANDRAは、独自の判断で放射線的制限 (公衆は0.25mSv/年、事業所

Table 1 Basic Scenarios Considered

<ul style="list-style-type: none"> ・核種移動の経路 (水、空気) ・施設の段階 <ul style="list-style-type: none"> — 50年操業 — 300年に閉鎖後の制度的管理 — 管理なし監視期間後 (300年以上) ・対象グループ (作業者、公衆、子供) ・操業中のシナリオ (通常の操業、事故) ・監視期間終了後のシナリオ (道路建設、住宅使用、居住者の子供)

Table 2 Waste Requirements for Shallow Land Disposal (Alpha Waste)

α廃棄物	バッチ当たり	廃棄体当たり
バックなしまたは被覆なし 廃棄物	0.02 Ci/t (740 Bq/g)	0.05 Ci/t (1850 Bq/g)
バックされた廃棄物	0.04 Ci/t (1480 Bq/g)	0.1 Ci/t (3700 Bq/g)

の作業者は 5mSv/年) を採用しています。化学的制約はもっと厳しいものとししました。ANDRA は、網羅的な検討結果の結論を2004年の安全報告書の要として、『受入れ閾値の再計算をする必要はない』と述べています。数値あるいは現在適用されているLMA (最大許容限界: Limite Maximale Admissible) を保持することを決めました。

この検討から得られた他の教訓として、次のことを引用したいと思います。『もしANDRAがα線を常に低減させたいと望み、受け入れ時に個別に放射線測定をすることで関係する放射性核種のインベントリをとり続けるとしても、300年間について全放射能の受入れ容量を規定するだけで技術的規定は十分であろう、と考えられる。』

今回の発表では、影響を検討した色々な研究結果を詳しく述べることはできないと考えます。ここでは、採用された多重障壁という設計思想の場合、それぞれの人的カテゴリー、各シナリオにおいて放射線的及び化学的な影響が許容できるものであることを証明することが大切であることを喚起するだけに留めたいと思います。しかし、それは意識的に厳しい仮定条件を設定した計算でも確認されています。

皆さんの関心項目である定量評価のいくつかの結果を紹介します。まず、Table 3は、ウラン関係(U-232からU-238)についてオープの全インベントリと監視期間終了後に10歳の子供が実効線量を受ける場合を表しています。また、比較のためにプルトニウムについても示してありますが、ウランの実効線量は非常に少ないことが分ります。Table 4は、オープの貯蔵廃棄物インベントリが与える放射線的影响及び化学的毒性の影響を示しています。監視期間終了後に侵入に伴う吸入リスクが最も高い放射性核種は、α線放出核種であり、特にこのシナリオで想定する浮遊状態で被ばくされる期間は短いとされるが、道路建設現場のリスクが高いと考えられます。これら3つのシナリオ(道路工事、住居、住居+子供の遊び) 全てを検討したところ放射線的影响に関する問題は出てきませんでした。

浅地中貯蔵に関する受入れ基準の科学的根拠の研究についての結論は、α線放出核種については、核種毎の吸着係数、等価線量係数 (facteurs de

Table 3 Doses from Scenarios in Aube Center

核種	全インベントリ [TBq]	子供の実効線量 (50年) [mSv] (年齢 10 歳、 廃棄物量 85mg の吸入)
U-232	3.96 E-02	8.41 E-07
U-233	1.71 E-01	3.17 E-05
U-234	4.82 E+00	8.91 E-04
U-235	7.04 E-01	1.85 E-05
U-236	1.76 E-01	3.00 E-05
U-238	1.35 E+00	2.04 E-04

比較のため:

Pu-239	2.41 E+02	3.20 E-01
Pu-240	1.77 E+02	2.07 E-02
Pu-241	2.84 E+02	6.34 E-01

遊戯中の住居の子供のシナリオからの線量:

吸入 1.22mSv、直接被ばく 0.92mSv、合計 2.14mSv

Table 4 Aube Center: Radiological and Toxicological Impacts

・被ばく量

シナリオ	公衆線量	作業員線量	主要影響核種
操業中の事故	0.68mSv -0.81mSv	0.81mSv -0.96mSv	
道路建設	10 μSv		
水	7.4 μSv/y		Cl-36, Pu-239
井戸	10 μSv/y		Cl-36, U-234, Pu-242, Pu-244

・関連する毒物成分 (監視後): ヒ素

- 牧草地 (d'Amance 湿地): 0.01 μg/L
- 自然界レベル: 3 μg/L
- 規制値: 10 μg/L

dose équivalents) を持っているので、それぞれのインベントリの合計である総容量だけを考慮すれば十分であるとししました。ちなみに、このように定義した限界値は、多めに出る特性を持っています。というのは、U-238など影響の計算結果から重要でない判断された放射性核種にも適用されるからです。この容量は、監視期間開始日の容量で示されます。よって、受け入れ時において廃棄物の経過日数 (年齢) とは独立した形で貯蔵量を管理することができます。

3. 極低レベル廃棄物 (TFA) の貯蔵

3.1 モルビリエ貯蔵センター

ANDRAと3つの主要な放射性廃棄物発生者であるフランス電力会社 (EDF)、CEA、アレバ社 (AREVA) によって構成される計画された原子力施設の解体についての作業グループは、化学的毒性物質を含む極低レベルの予測インベントリ (Table 5) を今から2030年までの期間について作成しました。この予想されるインベントリは、100個以上の放射性核種をサイトが受け入れるという想定、すなわち、その他の発生者と不確定要素を考慮して作成されており、極低レベル廃棄物の量は約80万トンと見積っています。よって貯蔵容量は、65万m³必要になります。80万トンのうち放射性核種の質量は、118トンと見積もっています。その内訳は、ウランが115.4t、トリウムが2.8t、プルトニウムが65g、その他の放射性核種は数gです。天然の放射性核種 (U238、U234、Th232 など) は、廃棄物受け入れ時には極低レベル貯蔵場の放射能の22%以上を占め、短半減期の放射性核種が減少した監視期間終了時には53%になります。これらの核種は半減期が長いので子孫化による寄与が一般的に超長期になると大きくなりますが、早くても1万年以上経たないと大きくなりません。

オーブの低中レベル廃棄物貯蔵センターの廃棄物受け入れ能力 (容量) は、十分でないことが明白であったので、ANDRAにより、この低中レベル廃棄物センターの近傍にあるモルビリエに貯蔵セ

ンターが開発されました。このセンターは、2003年夏以来操業しています。連続した3期分の貯蔵場建設工事が予定されていて、ひとつ1万m³の容量を持った空洞 (alvéole) を24個、20個、21個を充てる予定です。空洞1個で6ヶ月の受け入れが可能で、その大きさは、長さ80m、幅25m、深さ6mです。

3.2 極低レベル廃棄物 (TFA) の受け入れ基準と設定

これら極低レベル廃棄物の放射線上の危険性は極めて低い。これに対し、いくつかの廃棄物は化学的危険性が高いものがあります。よってこの貯蔵センターでは、危険廃棄物である分類1に対応した技術設計基準としています。したがって、貯蔵方式は粘土質層に空洞を掘削する浅地中方式です。このセンターで貯蔵する全放射能が原子力施設に対し規定されている上限より低いいため、当センターは規制面では『環境保護の指定設備』 (ICPE) になるため、当施設は環境法に準拠しています。

このモルビリエのTFA貯蔵センターの安全に関する手続きは、オーブのFMA貯蔵センターの安全に関する手続きと同一で整合性があります。ANDRAは閾値の再計算は全く行っていません。安全の基本規則の閾値を踏襲しました。あるひとつの廃棄体について、全ての受け入れ閾値に達したことは一度もなかったという経験のフィードバックを基にANDRAは、当センターがその運用にあたり、劣化した状況という厳しいシナリオにおける作業員及び公衆の被ばくがIAEA、ICRPなど国際機関及び国内規制の目標を遵守することを3つの期間について確認しました。3つの期間とは、操業 (30年)、監視 (300年)、監視終了後を指します。より詳しく言いますと、ANDRAは、オーブと同じ操業中の通常状態では公衆に対し0.25 mSv/y、作業員に対しては5 mSv/yという法規制より更に厳しい最大値を目標として設定しました。

また、当センターの廃棄物の受け入れについて2つのアプローチが採用されました。1番目のアプローチは、オーブの貯蔵センターと同じように、起り得ると想定される全てのシナリオで予想

Table 5 Morvilliers Center: Intended Inventory

廃棄物全量	800 000 t	
- ウラン	115.4 t	天然核種は初期インベントリの22% 監視期間終了時は53%
- U-234	1.43 - 3.71 E+12 Bq	
- U-238	1.42 - 3.70 E+12 Bq	
-トリウム	2.8 t	
-プルトニウム	65 g	
-他の核種	Several g	

鉄	230 000 t	クロム	20 000 t	アルミニウム	16 000 t
銅	16 000 t	鉛	15 000 t	ニッケル	11 000 t
スズ	4 000 t	アンチモニ	500 t	ホウ素	300 t
カドミウム	20 t	ヒ素	8 t	水銀	4 t
シアン化物	4 t				

インベントリが公衆にも作業者にも許容できるものであることを確認するというものです。ANDRAは、そのためオープの貯蔵センターと同じ手続きをひとつひとつ実行し、このセンターに貯蔵する廃棄物の予想インベントリの水及び空気を介して移行する放射線及び毒性の影響を注意深く評価しました。その評価は、操業期間中（事故による火災、廃棄体の落下）だけでなく、長期（道路建設工事、サイト上に住宅地の建設、子供の遊び）についても評価しました。この影響評価の結果は、検討したインベントリの受け入れ性を実証しただけでなく、逆に当センターの放射能容量を25の放射性核種について定めることができました（Table 6）。

2番目のアプローチとして、同じ影響調査と各放射性核種の固有のLMA（最大許容限界）は、あるひとつの廃棄体について全ての閾値に達したことは一度もなかったという経験のフィードバックを基にANDRAは、貯蔵における放射線受入れ指数（IRAS）と命名した放射性廃棄物の受入れ基準を開発しました。

$$IRAS = \sum A_{mi}/10^{\text{クラス}i}$$

ここで、 A_{mi} は放射性核種*i*に関する廃棄物1ロットの平均放射能濃度、クラス*i*はこの放射性核種*i*の放射能のクラスを表し、主要な核種に対するクラスは、以下の通りである。

クラス1：Co-60、Cs-137、Pu-236、Pu-244、Am-241

クラス2：U-232、U-238

クラス3：H-3、C-14

この指数は、放射性核種の固有の放射能濃度と

放射能毒性を加重することにより、公衆及び作業者の許容できる放射能被ばくレベルを守り、人間の侵入という仮定のシナリオにおける影響さえも少なくすることができます。この基準は、『廃棄物が、ある数の廃棄体で構成されるロット』という概念を作り出します。つまり、廃棄物が入っている廃棄体のひとまとまりがあり、その廃棄物の特性、起源がわかっているので受け入れに際し、単一の書類で正確な記述ができるものです。IRAS指数は、廃棄物バッチ当たりに対して1を超えてはならない。また、パッケージ当たりの廃棄体は10までの変動は許容されるというものです。

したがって、各廃棄物発生者は、自らの責任で廃棄体に入っている放射性核種の同定とその放射能レベルの評価を行い、その情報をANDRAに伝えなければなりません。それを受けてANDRAは、受け入れできる放射能レベルの最大値を守っているかどうかの確認、及び、モルビリエ貯蔵センターに貯蔵している放射能レベルのインベントリを最新化できます。

事故のシナリオについては、検討対象経路の中で一番被害が大きい廃棄物のカテゴリーである吸入を考慮するのが適切です。各廃棄物発生者は、業務内容及び燃料サイクルの相対的位置から固有の典型的な核種濃度スペクトルをもつ廃棄物を出しています。一番被害が大きいスペクトルは、サイクルの下流側の特徴である『COGEMA 2』と呼ばれるスペクトルです。このスペクトルを持つ廃棄物ロットの受け入れは、放射能濃度がバッチ当たりの平均が92Bq/g以下、廃棄体当たり920Bq/g以下でなければセンターでは許可されません。

モルビリエ貯蔵センターの予想インベントリ及び特性をベースに、ANDRAは、METIS、MODFLOW、PORFLOWという計算コードを使い、放射能及び化学的影響の計算を行いました。

こうして得られた結果のいくつかは、もし、日本で予定しているサイトの水文地質学的特性が近い場合、現在のコンセプトのフィジビリティ・スタディに役に立つかも知れません。なお、検討したシナリオ全体について化学的影響の問題はありませんでした。

Table 6 Morvilliers Center: Normal Capacity

Cl-36	64 GBq	Sr-90	37 TBq	Sn-126	100 GBq
I-129	31 GBq	C-14	1.9 TBq	Pu-239	1.2 TBq
Cs-135	1.8 TBq	Ag-108m	3.8 GBq	Ra-226	1.4 TBq
Tc-99	130 GBq	Se-70	740 GBq	Th-232	11.6GBq

クラス	バッチ当たりの最大放射能 [Bq/g]	パッケージ当たりの最大放射能 (単一核種) [Bq/g]
0	1	10
1	10	100
2	100	1 000
3	1 000	10 000

クラス1：Co-60、Cs-137、Pu-236、Pu-244、Am-241
 クラス2：U-232、U-238
 クラス3：H-3、C-14、Ni-63、Sr-90
 ウラン核種の参考濃度：100Bq/g

3.3 結論

モルビリエのTFA貯蔵センターの廃棄物の受け入れ条件検討の結論として言えるのは、オーブの低中レベル廃棄物貯蔵センターに対する問題の回答と同じになります。これらの条件は科学的根拠には基づいていません。しかし、経験とある一定の経験主義に基づいています。センターの受け入れ全体の容量は、とりわけ環境というサイトの特性によって決定され、廃棄物あるいは廃棄物ロットの放射能特性がキーパラメータになっています。これらの仕様を定める目的は、廃棄物発生者が廃棄物の特性を把握しなければならないという責任を約束させることに加え、センターに貯蔵される放射性核種のインベントリを日々最新化できるようにすることです。なお、実行した計算によれば、特に危険性のあるグループ（公衆など人的グループ）は出ていません。

4. 規制免除あるいはクリアランス閾値

4.1 経緯

規制免除あるいはクリアランスの閾値という概念は、放射性核種の発生者、安全機関、使用者の間で、ここ30年間フランスで数多くかつ反復した議論の対象になりました。反対意見はあるかも知れませんが、1992年の『科学・技術的選択の国民議会委員会』（Office Parlementaire des Choix Scientifiques et Technologiques）で報告者、Yves le Déaut（イヴ・ル・デオ）が述べているように、フランスの規制の中に規制免除閾値は既に存在していたことを認めるべきです（Table 7）。

それは、1966年6月20日の（20/06/66）の政令（デクレ）によってすそ切り放射能濃度は100Bq/gと決められ、この値は1991年2月19日（19/02/91）に『原子力の安全と情報上級評議会』（Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaire）によって確認されています。この値以下の廃棄物は、任意の行き先に排出しても良い。さらに、1970年6月6日に放射性核種の使用者に対し、放射性核種の毒性グループに応じ規制免除（exemption）と規制除外（exclusion）の概念が勧告として導入されています。放射能濃度が74Bq/gを超えるものは、放射性廃棄物と見なさ

Table 7 Historic French Clearance Values

・政令（20/06/66）	100 Bq/g
・原子力の安全と情報上級評議会（12/02/91）	100 Bq/g
・放射性核種の使用に関する命令（06/06/70）	74 Bq/g
全放射能量により右表のグループ分けする。	
3.7 Bq	Group 1
37 Bq	Group 2
370 Bq	Group 3
3 700 Bq	Group 4
・鉱業法典（n°90 221）の改訂（09/03/90）	0.03 % (α 放射能 30 Bq/g)
・コンセイユ・デタ（行政裁判所）（11/12/91）	放射能濃度に基づく基準
・Pierre Desgraupes 委員会（1991年7月）	
規制免除の閾値	α 放射能 1 Bq/g β/γ 放射能 10 Bq/g
環境保護の指定設備（ICPE）及び	α 放射能 10 Bq/g
基本原子力施設（INB）の規制免除	β/γ 放射能 100 Bq/g

れ、全放射能によってグループ1から4に分けられます。一方、鉱業法典の改訂（1990年3月9日付けの政令n°90 221）があり、放射能含有量が0.03%以上、つまりα線が約30Bq/g以上の固体生産物については鉱業から発生する物質について管理計画を作成することが義務化されています。

基本原子力施設（INB）の場合、全放射能あるいは放射能濃度を適用するが、鉱業物貯蔵の扱いに関する規則の適用をめぐる論争があり、1991年12月11日コンセイユ・デタ（Conseil d'Etat：行政裁判所）が審議を依頼され、2番目の放射能濃度の適用を確認しました。規制免除閾値の決定は、放射性物質の放射能濃度のみを基準として行うことが確認されました。コンセイユ・デタは、さらに、Euratomの指令を国内法に書き換えた政令の付属文書を根拠として『行政はシードと呼ばれる核壊変の系列上位2つの核種の放射能のみを考慮し、それらの子孫核種の放射能の考慮しないものとする。』という立場を示した。

1991年7月、Pierre Desgraupes（ピエール・デグロープ）は、産業大臣、環境大臣、健康大臣から放射性物質の貯蔵について諮問された委員会（放射性物質の貯蔵についての検討委員会）の委員長ですが、同大臣宛の報告書の中で閾値の概念と限界値の概念を定義づけています。2つの概念は、はっきり区別する必要があります。これら規制免除閾値と限界値は、ある種の業務あるいは使

用に関係して使われます。よって、放射能が極低レベルの廃棄物は、非放射性であると見なすことができ、食料品に対して決められている上限値を上回っていたとしても埋設場に廃棄処分することができます。

委員会の結論は、放射性物質について全ての使用に適用できるような閾値を設定することは不可能である。委員会は、「規制免除閾値」と「ICPEとINBの規制を適用する閾値」の2種類の閾値を採用することを提案しています。委員会の何人かの委員は自分たちの提案の根拠（正当性）を説明し、Table 7に示すような閾値を採用することを提案しています。

提案している規制免除値は、IPSNが1990年の『極低レベル放射能廃棄物の排出方法について』という報告書の中で提案している値以下です。これらの限界値を決めるに当たりIPSNは、『ないに等しい』（insignifiants）と考えられるレベルの線量を基準にし、現在検討中のEUの指令案よりもはるかに下のレベルを基準にしています。

さらに、IPSNは、これまで施設が経験した最も厳しい被ばく条件のシナリオと物質の再使用というシナリオに関心を示しました。例えばU-232、U-234、U-235、U-236、U-238について（政令n°861103では、U-232とU-234はクラス1、U-236はクラス2、U-235とU-238はクラス4とする毒性のグループを定めている）例をTable 8に示します。

委員会は規制の限界値は、施設あるいは施設カテゴリごとに、その特性と事業者の対策を考慮して決めなければならない、と述べています。委員会は、またα線放出核種の吸引が一番支配的な

被害経路であると認識しています。

原子力施設の解体計画が増えてくること、とりわけ解体作業に伴い発生する極低レベルの廃棄物の量が多いこと、また、その量が多いことにより管理・排出を専門に行う事業者が必要であることから、論議が起り、活発になっています。この必要性に対し欧州のいくつかの国では、放射能濃度（Bq/g）あるいは放射能表面密度（Bq/cm²）で表したクリアランス閾値を設定しました。これらの閾値は、物質が使用される大部分の状況を考慮できるような非常に数多くのシナリオをモデル化して決定されています。その値は、一番被ばくの大きい公衆の場合で、影響が無視できると見なすことができる0.01mSv/y未満とし、いずれにしても1mSv/yを超えてはならない、としています。

これら上記のアプローチにかかわらず、フランスの原子力安全当局（ASN）は、原子力業務で使用された資材は汚染あるいは照射で放射化された可能性があるため、少なくとも極低レベル廃棄物であると見なされなければならない、という考え方を選択しました。極低レベル廃棄物の定義は、放射能の測定値ではなく、発生起源によって行われます。フランスの安全当局が他国とは違う措置をとった動機を次に挙げます。

閾値アプローチの見かけの利点：

- たとえ区別するクリアランス閾値が食品や飲料について特別に設定されるとしても、放射性物質と一般物質とを明確に区別することで規則の簡略化が図れる。
- 放射能を扱う際、許可されるか、されないにかかわらず、どんな人間の活動に対しても均一な適用ができる。
- 国を超えた移動について管理しやすい。

このアプローチに対する批判：

- 検討したシナリオの網羅性あるいは実際に被害を及ぼすことを証明することが不可能である。
- これらのシナリオは、解体からでてきた鋼鉄など、しばしば希釈係数を使用している。また、これらの係数は変動しうるので比較が出来ない。
- さらに、放射線防護の目標を達成するために、クリアランス閾値は極めて低い値に設定

Table 8 Exemption Limits (TFA <-> Conventional Waste)

U-232, U-234, U-235, U-236, U-238 に関して :		IPSN December 1990	
	放射線の影響	放射能濃度 規制免除限界 Bq/g	放射能表面密度 規制免除限界 Bq/cm ²
固体廃棄物	10 または 50 μSv/y	10	1
監視を伴うクラス1の産業廃棄物	作業員 1 mSv/y 公衆 10 μSv/y	1 000	5 000
監視を伴わないクラス1またはクラス2に都市・産業廃棄物	作業員 50 μSv/y 公衆 10 μSv/y	1 000	1 000
銅産業	10 または 50 μSv/y	50 (U-234, 235, 238)	
輸送	作業員 1mSv/y	500	1000

される。その結果、管理をするプロトコールや機器は洗練かつ高精度のものが要求される。また、このアプローチは、解体作業が産業的規模で実行され、そこから発生する大量の極低レベル廃棄物が発生すると、それを分別するという行為に対応しにくい。

最後に、これらの科学的及び技術的批判に加えて、パブリック・アクセプタンスは、つまり最終的には政治判断になって出てくるのですが、極低レベル廃棄物をクリアランスすることで人工放射性物質が環境に分散することに対して、線量が極めて低いので損害が実際は無視できるものであっても、受容されているとは言い難く、一般世論でも議論になっています。

4.2 ゾーニングの設定

上記のメリットとデメリットを比較し、1990年初頭に起きた一定数の出来事を考慮し、原子力安全当局は、1990年代半ばに次のことを決定しました。

- クリアランス閾値を設けるといふ道はとらない。
- INBから発生する廃棄物については、専用の極低レベル廃棄物管理を行うという道を採用する。

その結果、1999年12月31日の省庁間令が出され、原子力施設の廃棄物についてゾーニング(zonage)が義務化されました。このゾーニングは、原子力安全当局の承認が必要ですが、施設の運用に伴い汚染あるいは放射化された可能性のある原子力廃棄物のゾーンと一般廃棄物のゾーンを分離しなければなりません。ゾーニングは慎重に行わなければなりません。まず、施設の詳細な機能分析と使用履歴に基づいて行わなければなりません。放射能の測定は、確認のためだけに行われるべきです。そこから、ゾーンを移動する機材のトレーサビリティが必要になります。このアプローチは、INBで実行されていますが、それ以外の原子力業務への適用を検討中です。このフランスの決定は、将来、普遍的なクリアランス閾値を採用しているその他欧州国との整合性の問題を引き起こす可能性があります。したがって、フランスではゾーニングの概念が、閾値の概念にとって

かわりました。

フランス原子力安全当局は、これに関し最近2つの通達を出しました。

- 通達SD3 D01：INBの解体に関する規制手続き

き
廃棄物の一般検討の中で廃棄物のゾーン及びその管理方法を策定する手続きを詳しく記述している。

- 通達SD3-DEM-02：許容できるまでの完全な除染方法

フランスの原子力廃棄物の管理は、ゾーニング方式をベースとして行われる。原子力廃棄物ゾーンから出た全ての廃棄物は、最初から原子力廃棄物と見なされる。

結論として、『規制面において原子力安全当局は、極低レベル廃棄物管理について固有の方法を導入した。このカテゴリーの廃棄物を規制免除あるいはクリアランス閾値を基準に一般廃棄物にしてはならない。逆にこれらの廃棄物に対し注意を払い、適応させた系列(filières)において最も適切な方法で処理されるべきである。この決定を受け、ANDRAは極低レベル廃棄物の管理体系を作り上げる公式かつ公的な機関として指定された。』極低レベル廃棄物は、ANDRAが2003年に開設したモルビエリのTFA貯蔵センターなどにおいて極低レベル廃棄物として長期にわたり管理されます。

クリアランス閾値の使用はフランスでは禁止されていますが、公衆衛生法典では、特例として長い手続きの後、放射性核種を消費財あるいは建設材に添加することを許可しています。ただし、食料品は除きます。

最後に極低レベル廃棄物のリサイクルは、原子力産業では原材料の節約を理由に伸びる傾向にあります。そうなれば、リサイクル後の資材のトレーサビリティと管理が更に容易になります。

おわりに

この度、RANDEC(原子力研究バックエンド推進センター)から招へいされ、こうして皆さんと一緒にいられることを大変光栄に思います。また、1981年の日本原子力産業会議での会議のた

め、私が初めて日本に来て以来、再び日本に来られたことを大変うれしく思います。その際、フランス核燃料会社 (COGEMA) の創立者・社長であり私の友人でもあるGeorges Besse (ジョルジュ・ベッセ) も一緒でした。皆さんのうち何人かは、おそらく覚えておられるのではないかと思います。そして、今回の件は、私にとって若返り療法

でした。というのは、私は1979年に創立、新設したANDRAの理事長を20年以上前に退いているからです。今回の訪日に関して、ANDRAをはじめ、原子力安全当局、国立評価委員会等の関係者と会見し、報告する資料をまとめることができ、感謝する次第です。

スイスの地下研究所における国際共同研究の紹介 —歩みと現状—

Stratis Vomvoris*, Ingo Blechschmidt*, Kenichi Kaku*
河村秀紀**, 山本修一**, 丹生屋純夫**

International Collaboration in Swiss Underground Research Facilities —History and Current Activities—

Stratis VOMVORIS*, Ingo BLECHSCHMIDT*, Kenichi KAKU*,
Hideki KAWAMURA**, Shuichi YAMAMOTO**, Sumio NIUNOYA**

放射性廃棄物の処分プロジェクトは、高度な科学・技術分野のみならず、社会・経済的な側面を含めて総合的な取り組みを必要としている。特に長期の安全性の評価では、多岐にわたるエビデンス (Multiple lines evidence) の準備とともに、それらを取得・評価・解釈する技術と知見が不可欠である。本報告では、これらの目標を掲げスイスのグリムゼルとモン・テリの地下研究施設で展開されてきた国際共同研究を中心として、これまで実施されてきた研究開発の概要と得られた知見、及び現在実施中のプロジェクトを紹介する。

Radioactive waste disposal project requires integrated programme of advanced science technologies and sophisticated knowledge as well as socio economical aspects. Especially, long term safety assessment requests multi lines evidence with technologies of obtaining, evaluating and interpreting them. This paper describes history and current activities in Swiss underground research laboratories (URLs), Grimsel and Mont Terri and also current activities both URLs in 2007.

1. はじめに

スイスには、2005年に設立20周年を迎えたグリムゼル試験場、2006年に10周年を迎えたモン・テリ岩盤研究所がある。長い歴史の中で、基礎的な知見と技術の集積とともに、調査・評価の技術の開発、セーフティケース構築に向けての各種試験が、単独の機関により、また国際共同研究として

展開されている。グリムゼルとモン・テリには、処分に関連する人だけでなく、これまで延べ3000人以上の日本人が訪問し、地下研究施設が処分の実現に向けて果たす役割を体感するとともに、国際共同研究に参画することで共通の知見を取得し、専門家間の幅広いネットワークが構築されてきている。本報告では、国際的な放射性廃棄物処分の歩みとともに進められてきた2つの地下研究

* : NAGRA (National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste)

** : (株)大林組東京本社土木本部土木技術本部原子力環境技術部 (Obayashi Corporation)

施設の歴史、及び現在展開されている試験の概要を紹介する。

2. グリムゼル試験場

2.1 グリムゼル試験場の概要

グリムゼル試験場 (GTS, Grimsel Test Site) はスイスにおける高レベル放射性廃棄物処分場建設の候補母岩の一つとして検討されている花崗岩中に建設された地下研究施設である。Fig.1にグリムゼル試験場位置図を示す。グリムゼル試験場はスイス南部に広がるスイスアルプスのほぼ中央 (イタリア国境まで約30km) に位置しており、地元の電力会社 Kraftwerke Oberhasli AG (以下 KWO) が所有する揚水式水力発電所へのアクセストンネルから分岐して建設されている。試験場は海拔1730mに位置しており、冬期は雪に覆われるが、KWOが発電所を運転するために人や資材を運搬するためのロープウエー等を利用することにより、1年を通してアクセスすることが可能である。

Fig.2にはグリムゼル試験場がある地域の航空写真を示す。試験場は図中の位置の地表面から約450m下に位置している。写真中の左側が上ダム、右側が下ダムで、揚水式水力発電施設としてKWOにより運営されている。

グリムゼル試験場のレイアウトをFig.3に示す。KWOのアクセストンネル坑口から約1~1.5kmの位置に本坑から分岐する形で建設されている。試験場として掘削されたトンネルは延長約1km、直径3.5mで、主坑道はトンネルボーリングマシン (TBM) により掘削されている (Fig.4参照) が、一部発破により掘削された部分もある。3.5mというトンネル径はグリムゼル試験場が建設された1983年当時のHLW処分コンセプトに基づいており、グリムゼル試験場の掘削は、HLW処分坑道掘削技術のデモンストレーションを兼ねて実施された。TBMによる坑道掘削には1983年から1984年にかけて約6ヶ月の期間を要した。

スイス放射性廃棄物管理共同組合 (NAGRA) ではグリムゼル試験場をジェネリックな研究施設として建設当初から運営されてきており、地元からもその活動は好意的に受け入れられている。1990

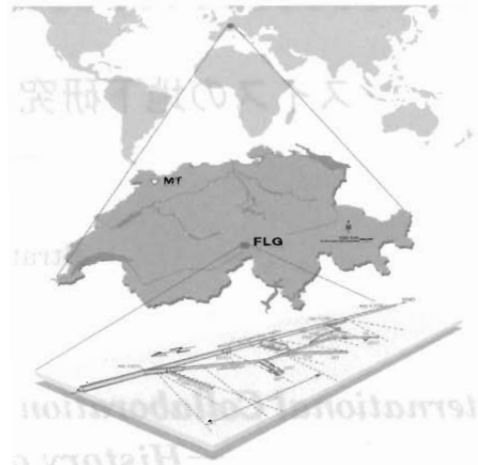


Fig.1 Location of Grimsel Test Site (GTS, FLG in figure)



Fig.2 Aerial photograph around GTS

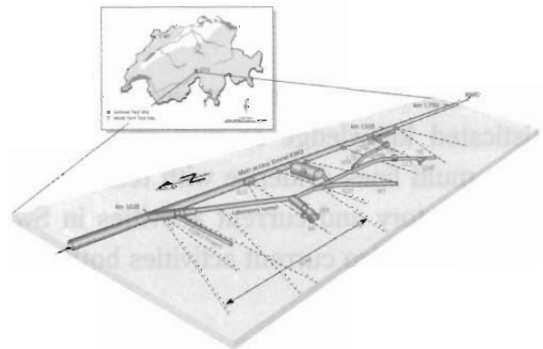


Fig.3 Schematic View of GTS

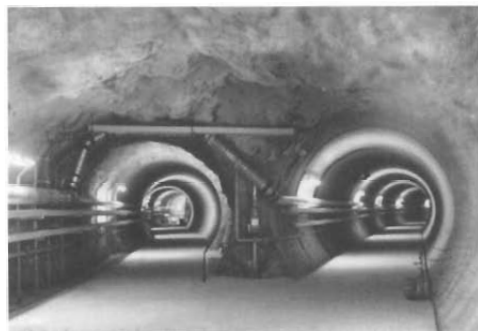


Fig.4 In Grimsel Test Site

年代の初めには、試験場の一部を放射線管理区域 (IAEAのタイプB) として、岩盤中に放射性核種を注入する試験を開始したが、今日に至るまで地元から大きな反対運動等は起きていない。

グリムゼル地下試験場において実施されている試験の目的を以下に示す。

- ・科学的、工学的現位置試験の実施と評価及びそれに関連するノウハウの蓄積
- ・岩盤特性調査手法の開発、岩盤深部における各種試験計測技術の開発および関連する経験の蓄積
- ・処分の安全確保に必要な物理化学的現象の理解と評価
- ・国際協力の推進とそれによる高い技術、安全な処分技術の開発
- ・放射性廃棄物処分プロジェクトに対する国民の理解 (一般見学、PR)

Fig.5に示すようにNAGRAでは地下研究施設 (URL) における活動を処分研究 (Lab) の中心的な位置づけとしつつも、室内試験 (Field Test)、ナチュラルアナログ (NA)、原位置調査と連携して、放射性廃棄物処分プロジェクトの実現へ向けた研究開発を進めている。

2.2 グリムゼル試験場の地質環境の特徴

Fig.6の地質断面図に示すとおり、グリムゼル試験場はアーレ・マッシフの花崗岩体内に位置している。当該地域の花崗岩は、約3億年前、地球内部のマグマが深度約10~13kmの位置で冷却・固化することで形成された。冷却過程で岩体の体積減少が起こり、多くの収縮亀裂が発生し、それらの亀裂内に余剰マグマが浸入したため、この地域では多くの貫入岩が見られる。この地域の岩盤は形成後、約2億年間に渡って安定した環境下におかれていたが、約4000万年前に始まったアルプス造山運動によって著しい変形を受けた。現在はアーレ・マッシフの上にアルパインナップが覆い被った状態にある。岩盤が最も深い場所 (地下

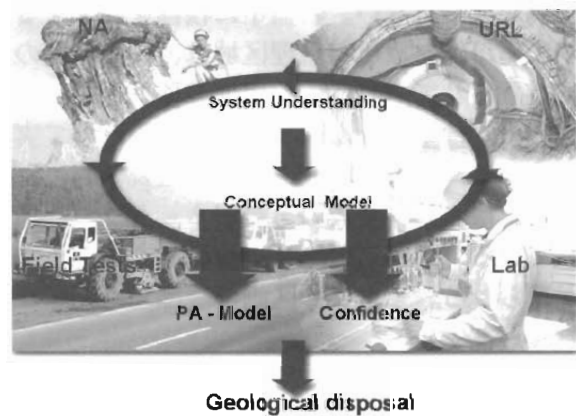


Fig.5 Integrated R&D in Radioactive Waste Disposal Project

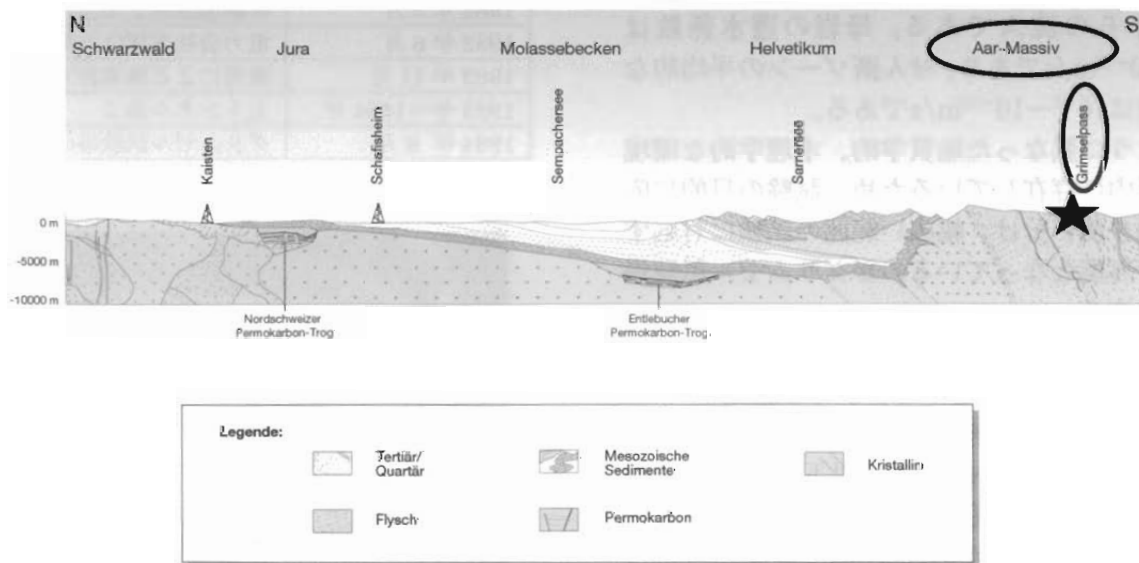


Fig.6 Geological Section in Switzerland

12km) にあった時期、岩体は最も高い温度 (約 450°C) と圧力 (約 300MPa) を経験した。この時期に、多くの片理や亀裂が発生したと考えられている。この地域の隆起現象は現在も続いており、平均で年 0.5~0.8mm の上昇が見られる。これにより約 1600 万年前に亀裂が発生し、一部の亀裂では水晶の沈殿が起こった。KWO のアクセストンネルの一部には見事な水晶空洞がモニュメントとして保存されているが、この水晶空洞もこの時期に形成されたものである。

グリムゼル試験場は延長約 1 km のトンネルにより構成されているが、北側の区画と南側の区画では地質学的に異なった特徴を有している。南側の区域では多数の平行亀裂面から成る単一のせん断ゾーンが存在し、せん断ゾーン以外ではほとんど亀裂が見られない。岩盤中に核種を注入する試験が実施可能な放射線管理区域は、この南側の区画に設置されており、岩盤中の核種移行を調べる試験の多くはこのせん断ゾーンを対象として実施されている。一方、北側の区画は地質学的に乱された状況にあり、多数の亀裂がネットワーク形成されている。これらの亀裂からは多くの地下水流入が見られる。またこの区画の一部では明瞭な貫入岩も存在する。

ボーリング孔による初期の計測では、試験場内の地下水水圧は最大 4 MPa で、現在観測される水圧は最大 1.5MPa である。試験場内での地下水の総流入量は毎分 2 リットル程度であり、その 25% は亀裂からの流入である。母岩の透水係数は $10^{-11} \sim 10^{-12} \text{m/s}$ であり、せん断ゾーンの平均的な透水係数は $10^{-9} \sim 10^{-10} \text{m/s}$ である。

このように異なった地質学的、水理学的な環境が試験場内に存在しているため、試験の目的に応じて区画を使い分け、幅広い範囲の試験に対応することが可能となっているのがグリムゼル試験場の特徴である。

2.3 グリムゼル試験場のこれまでの歴史

1980 年代半ばに NAGRA がまとめた実証プロジェクト (Project Gewaer 85、以下 PG85) では放射性廃棄物処分場を花崗岩中に建設することが仮定されていた。そのため NAGRA では花崗岩中に地下研究施設を建設し、処分事業のために必要と

なる科学的知見を拡充することを決定した。PG 85 で対象としていた北部スイスの花崗岩は上部に厚い堆積岩が存在しており、この地域で花崗岩中に地下研究施設を建設することは、工程的にもコストの面から論外であった。そのため、代替サイトの調査を実施し、アルプス山中の花崗岩中に建設済みであったグリムゼル発電所のアクセス坑道に着目した。1979 年~1980 年にかけて実施された入念な現場調査結果に基づき、NAGRA はグリムゼルに地下研究所を建設することを決定した¹⁾。

Table 1 には、調査から掘削までの経緯を示す。

グリムゼル試験場は当初から開かれた研究開発の場として国際協力を推進してきているが、Fig. 7 に示すように国際協力のあり方は時間と共に変化してきている。運営開始当時はドイツ、スウェーデンと共同で主として岩盤特性調査に関する試験を実施していたが、1980 年台後半には日本、アメリカを初めとしてより多くの国際パートナーが試験に参加するようになり、1990 年代には世界中の多くの国から実施主体や研究機関が集まって共同研究を実施する場へと発展した。1990 年代初頭の大きな出来事として、岩盤中において

Table 1 Progress of Site Investigation to Construction and Operation

時期	実施内容
1979 年	岩盤表面調査
1980 年	水平ボーリング調査
1982 年 2 月	試験場建設を決定
1982 年 6 月	電力会社 KWO と契約
1982 年 11 月	政府による操業許可
1983 年~1984 年	主トンネル施工
1984 年 6 月	グリムゼル試験場の運営開始

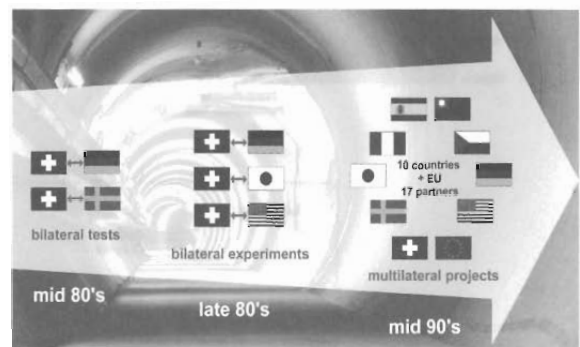


Fig.7 Development of International Collaboration in GTS

実際の核種を注入する核種移行試験を開始したことが挙げられる。この試験はMigration Testと呼ばれ、日本の動力炉・燃料開発事業団（現、原子力開発機構JAEA）との共同研究として立ち上げられた。

グリムゼル試験場の運営は、一定期間毎のフェーズに分けて実施されてきており、現在は

フェーズ6を実施中である。Table 2にフェーズ1から5で実施されてきた試験の一覧²⁾を示し、以下に各フェーズの特徴^{3), 4)}を整理する。

(1) フェーズ1および2（1983～1990年）

フェーズ1および2における重要課題はサイトの地質学的、水理学的な詳細調査と、調査手法の開発であった。フェーズ1および2において16の

Table 2 List of Experiments through Grimsel Phase-1 to Phase-5²⁾

略称	試験名称	実施機関
フェーズ1および2（1983-1990）		
AU	Excavation effects	Nagra
BK	Fracture flow test	BGR
EM	Electromagnetic high frequency measurements	BGR
FRI	Fracture zone investigation	Nagra/USDoE
GS	Rock stress measurements	BGR
HPA	Hydraulic potential	Nagra
MI	Migration experiment	Nagra/PNC
MOD	Hydrodynamic modelling	Nagra
NFH	Near-field hydraulics	Nagra
NM	Tiltmeters	GSF
SVP	Prediction ahead of the tunnel face	Nagra
US	Underground seismic test	Nagra
UR	Underground radar	Nagra
VE	Ventilation test	GSF
WT	Heater test	GSF
フェーズ3（1990-1993）		
BK	Fracture flow test	BGR/Nagra
MI	Migration test	PNC/Nagra
MOD	Hydrodynamic modelling	Nagra
ZU	Unsaturated zone	Nagra
VE	Ventilation test	GSF/Nagra
フェーズ4（1994-1996）		
BOS	Borehole sealing	Nagra
EDZ	Excavation disturbed zone	Nagra
EP	Excavation of the MI shear zone	PNC/Nagra
TOM	Further development of seismic tomography	Nagra
TPF	Two phase flow	Nagra
CP	Connected porosities	Nagra/PNC
ZPK	Two phase flow in fracture network of the tunnel near-field	BGR
ZPM	Two phase flow in the matrix of crystalline rocks	GSF
フェーズ5（1996-2004）		
CRR	Colloid and Radionuclide Retardation Experiment	Andra, Enresa, FZK, JNC, Sandia, Nagra
AFP	Effective Field Parameters	BGR
FEBEX	Full-scale High Level Waste Engineered Barriers Experiment	Lead by Enresa
FOM	Fiber Optic Monitoring	DBE EEIG Nagra
GAM	Gas migration in shear zones	Andra, Enresa, CSIC, UPC, Sandia, ETH
GMT	Gas Migration Test in EBS and Geosphere	RWMC, Nagra/Obayashi
HPF	Hyperalkaline Plume in Fractured Rocks	Andra, Enresa, SKB, JNC, Sandia

試験が実施され、モデリング、室内試験、原位置試験の連携に関する知見が取得された。フェーズ1、2で実施された試験のうち、物理探査手法の開発 (US、UR)、掘削影響領域の力学的特性調査 (AU)、ヒーター試験 (VE)、岩盤応力測定試験 (GS) はフェーズ2で終了し、これら以外の試験はフェーズ3の中で継続実施された。

(2) フェーズ3 (1990~1993年)

フェーズ1および2で得られたサイト情報に基づいて、フェーズ3における課題は、岩盤中における水理学的、地化学的な物質輸送現象の調査に設定された。フェーズ3で実施された主な試験として亀裂媒体中における地下水流動試験 (BK)、ベンチレーション試験 (VE)、核種移行試験 (MI) が挙げられる。またフェーズ3においては、モデリングの重要性が認識された。モデリングを既に得られた結果の解釈のみではなく、現象の予測に適用し、原位置で計測されたデータと比較するという試みがなされた。

(3) フェーズ4 (1994~1996年)

フェーズ4における焦点は安全評価のニーズに対応した試験であった。例えば、試験場で得られたデータが実際の処分場においてどの程度適用できるのか、実施する試験の成功確率をどのように予測できるかといった検討がなされた。フェーズ4で実施した主要な試験には、ボーリング孔の閉塞試験 (BOS)、物理探査技術の高度化 (TOM)、トンネル近傍の評価手法 (EDZ他) がある。

(4) フェーズ5 (1996~2004年)

フェーズ5では、天然バリア中の物質輸送現象の調査 (CRR、HPF)、処分概念のデモンストレーション (FEBEX、GMT)、サイト調査手法の開発 (CTN他) 等が実施された。また、フェーズ5ではガス移行試験 (GMT) を実施するために新たな空洞が発破により掘削された。

2.4 現状展開されているフェーズ6で実施している試験の紹介

グリムゼル試験場では現在フェーズ6 (2003年~) の試験が展開されている。Table 3にフェーズ6で実施されている試験の一覧を示す。

(1) ガス移行試験 (GMT) 5), 6)

ガス移行試験 (1997~2006年) はグリムゼル試

Table 3 List of Experiments in Grimsel Phase-6

フェーズ6 (2003~)		
GMT	Gas Migration Test in EBS and Geosphere	RWMC, Nagra/Obayashi
CFM	Colloid Formation and Migration	Nagra, JAEA, Andra, BMWi, AIST, SKB, CRIEPI
LTD	Long Term Diffusion Experiment	Nagra, AIST, HYRL, NRI, JAEA
LCS	Long term Cement Studies	Nagra, JAEA, Posiva
PSG	Pore Space Geometry	Nagra, HYRL, STUK, HYDRASA
TEM	Test and Evaluation of Monitoring Techniques	Nagra, ANDRA, Solexpert, NDA
NF-PRO	FEBEX/NF-PRO	Lead by ENRESA
ESDRED plug	Low-pH Shotcrete Plug (ESDRED Module IV)	Lead by ENRESA
C-FRS	CRIEPI's Fractured Rock Study	CRIEPI
GTT	Geophysical Tool Development and Testing	RWMC

験場のフェーズ5から継続して実施されてきた試験である。原位置試験は2004年に終了している。GMTの主な目的は、人工バリアや周辺岩盤中におけるガス移行現象の解明と、人工バリア中のガス透過現象がバリア性能に及ぼす影響の評価である。また、実際の処分場と類似する環境下 (空洞内) での人工バリアの設計、施工技術の実現性の確認も目的の1つとされた。室内試験、原位置試験の結果で構成されるデータセットを整備することで、解析コードの確証や高度化に活用されることも期待される。

Fig.8にはGMTの原位置試験概念図を示す。

グリムゼル試験場の一画に試験空洞を掘削し、

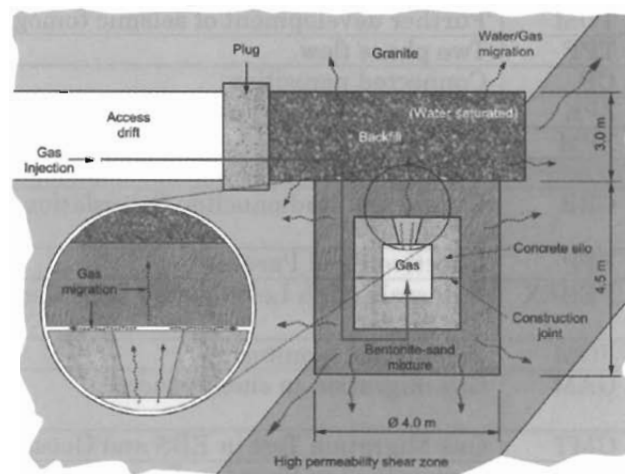


Fig.8 Gas Migration Test (GMT)

直径2.5mのコンクリートサイロを構築し、その周辺にベントナイトと砂の混合土よりなる緩衝材を設置した。緩衝材用のベントナイトには日本から輸送したクニゲルV1を用い、砂は現地で調達した材料を用いた。混合重量比はベントナイト20%に対して砂80%であり、原位置締め固めによって定置した (Fig.9参照)。コンクリートサイロと緩衝材を設置した後は、上部空洞を碎石により埋め戻し、コンクリートプラグを構築した。

試験設備の構築完了後、緩衝材中に配置した通水パイプや上部空洞に水を供給することにより、緩衝材の人工飽和を開始した。緩衝材を人工的に飽和させるために約1年半を費やし、2003年に本試験を実施した。試験は、コンクリートサイロへの水注入試験 (水理試験) により、ガス透過前の緩衝材の透水性を慎重に評価した後、ガス注入試験を行い、ガスの透過を確認した後、再度水注入試験を実施し、ガス透過による緩衝材のバリア性能 (難透水性) の変化を評価した。その結果、ガスの透過による緩衝材の透水性増加は見られず、バリア性能が維持されていることが確認できた。

GMTの一環として、多くの室内試験、モデリングが実施され、原位置試験の計画や結果の解釈に活用された。特にモデリングでは、サブタスクモデリングチームという国際的なチームを構成し、モデリングに関する知見の共有や、解析コードの比較、課題の洗い出し等を行い、大きな成果をあげた。

(2) コロイド発生・移行試験 (CFM)

CFMは、人工バリア構成材として使用されるベントナイトから発生するコロイドの発生現象と、亀裂媒体中における移流による核種移行へのコロイドの影響について解明することを目的として実施されている。この試験では、放射性核種を用いた試験を実施するため、試験設備は放射線管

理区域内に設置されている。

CFMの特徴として、地下水の移流速度がこれまでに実施してきた核種移行試験に比べて、より処分場での速度に近く設定されていることが挙げられる。原位置試験は、室内試験とモデリングにより基礎的な情報を得た上で実施することになっている。

室内試験では、バッチ試験やコラム試験を実施し、現象の理解とモデリングのための基礎情報を取得している。モデリングでは、地下水流動解析とコロイド発生・移行解析を行っており、サイト調査、原位置試験計画に活用している。核種の化学種に依存したアクチノイド・コロイドの相互作用といった地化学的な問題についても室内試験および原位置試験により検討を行う予定である。

原位置試験の概念図を Fig.10 に示す。

原位置試験の基本的な手順は以下のようなになる。まずトンネル表面に Fig.11 に示すトンネルメガパッカー (長さ6 m、直径3.5m) を設置して、岩盤からトンネルへ向かう動水勾配を人工的に調整できるようにする。その上で、複数のボーリング孔をせん断ゾーンと呼ばれる透水性の高い亀裂

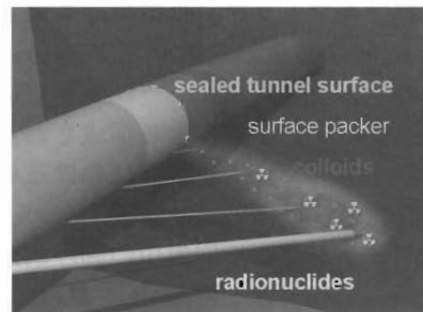


Fig.10 Colloid Formation and Migration Experiment (CFM)



Fig.11 Mega-Packer System



Fig.9 Emplacement of Buffer Material 'Left: Bottom, Right: Side)

面に向かってボーリング孔を掘削し、パッカーを設置して、トンネル壁面から一番遠いボーリング孔にコロイドと放射性核種を注入する。注入されたコロイドと放射性核種はトンネルへ向かう動水勾配によってせん断ゾーン中を移行する。注入用のボーリング孔とトンネル壁面の間には、観測用のボーリング孔を設置して、移行現象をモニタリングする。

これまで予備的なトレーサ試験を実施してきており、本試験を実施する場所の選定を進めている。本試験の計画では、移流による物質移行速度、トレーサの回収量等に留意する必要がある。今後は、ベントナイト・トレーサ・核種の定置に関する詳細な検討を2008年から始まる試験フェーズ2において実施する予定である⁷⁾。

(3) 長期拡散試験 (LTD)

マトリクス拡散現象は亀裂中を流れている地下水に溶けている放射性核種が岩盤中に拡散により浸入する現象である。マトリクス拡散は、核種移行の遅延効果の重要な要素である。特に、亀裂表面における吸着効果があまり期待できないI-129やC-14のような核種ではマトリクス拡散による遅延効果は特に重要である。LTDプロジェクトは、原位置におけるマトリクス拡散現象を定量的に把握することを目的とした試験である。LTDプロジェクトのフェーズ1 (2005~2008年) は以下の4つのワークパッケージにより構成される。

ワークパッケージ1: 原位置における単孔を用いた放射性核種の拡散試験

ワークパッケージ2: 岩盤中の間隙構造の検討

ワークパッケージ3: 岩盤中における天然トレーサ (例えば²H、¹⁸O) の調査

ワークパッケージ4: 以前実施した試験で注入したトレーサを用いた亀裂媒体中における地下水流動とマトリクス拡散の調査

原位置において、吸着性の低い核種および吸着されない核種のカクテルの単孔のパッカー区間における循環を2007年6月に開始した。これは2008年6月まで継続する予定である。循環している水のサンプルは現在1ヶ月に2回の割合 (最初の2ヶ月はもう少し頻りにサンプリング) で実施しており、サンプルを室内試験室で分析することにより吸着・拡散量の推定を行っている。

Fig.12に上記のワークパッケージ1で実施している原位置試験の試験概念図を示す⁷⁾。

原位置試験のうち、ワークパッケージ1以外の作業は完了しており、現在ボーリングコア中のC-14や、NHC-9 レジンの室内試験による分析が進められている。

これらにより、マトリクスの間隙構造の理解や、予測モデルにおけるパラメータの更新を行う予定である。

試験フェーズ2 (2009年より開始予定) では、せん断ゾーン中で安全評価上重要な放射性核種を用いた孔間試験を実施する予定である⁵⁾。

(4) モニタリング技術確証試験 (TEM)

TEMでは人工バリアのモニタリング技術の適用性を確認することを目的として実施している。模擬人工バリアはヨーロッパ共同研究として実施されているESDRED (Engineering Studies and Demonstration of Repository Designs) のモジュールIVの一環として施工された。模擬人工バリアはベントナイトと低pHセメントを用いた吹き付けコンクリートプラグにより構成されている (Fig.13参照)。

TEMで適用されるモニタリング技術には、非破壊試験によるコンクリートプラグとベントナイト飽和度測定、ワイヤレスデータ伝送システム、通常のケーブルを用いたデータ伝送システムがある。試験施設の構築は2007年1~2月に実施され、同年3月よりベントナイトの人工飽和を行っている。本試験を実施することにより、異なったモニタリング技術の相互比較を行うことができる。TEMでは特に、下記の点に着目して試験を実施している⁷⁾。

- ・ワイヤレスデータ伝送システム (Magneto-inductive (MI) transmission technique) の適用性調査
- ・非破壊試験としての地震波探査技術 (non-intrusive monitoring technique) の適用性確認
- ・低pHセメントを用いた吹き付けコンクリートで構築したプラグの性能評価

Fig.14にTEMの試験概念図を示す。測定パラメータは、全応力、間隙水圧、飽和度、プラグの変位である。これらを様々なモニタリング技術により測定を行い詳細な比較検討を行う予定である。

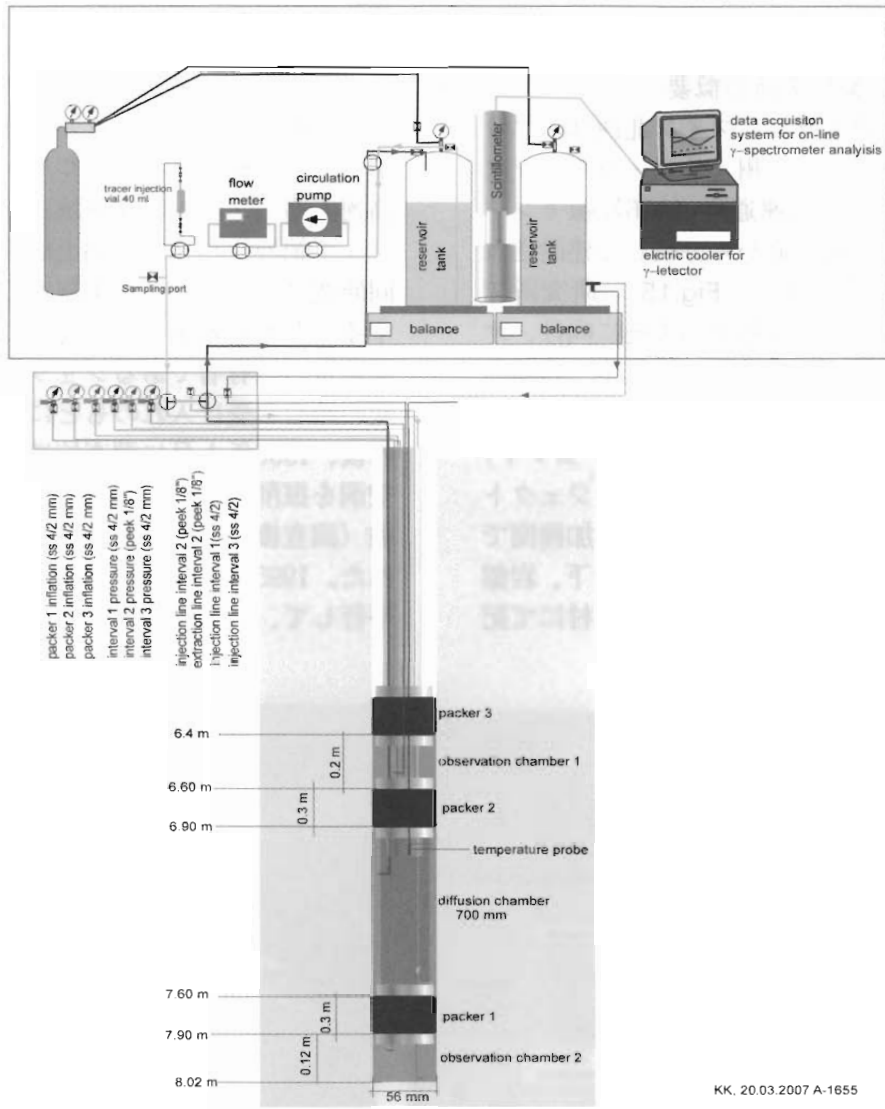


Fig.12 Long Term Diffusion Experiment (Interval of packer is 6.9m-7.6m)

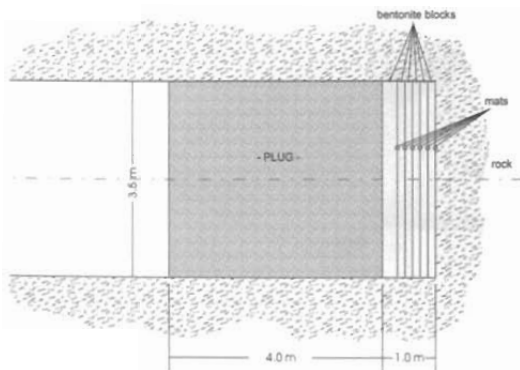


Fig.13 Bentonite and Concrete Plug in ESTRED Module-6

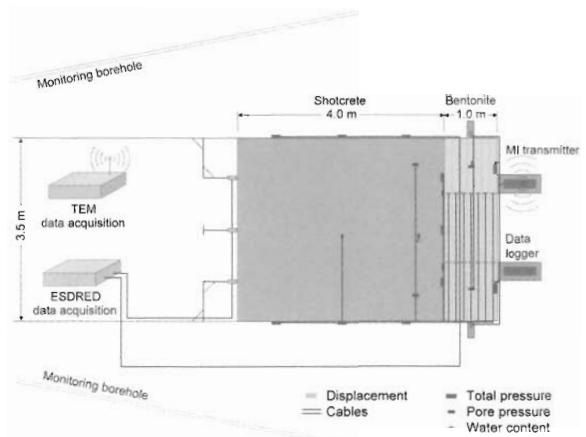


Fig.14 Test and Evaluation of Monitoring System

3. モン・テリ岩盤研究所^{8), 9)}

3.1 モン・テリ岩盤研究所の概要

モン・テリ岩盤研究所は、スイス北西部のフランスとの国境付近（ジュラ州 サン・ウルザンヌ村）に位置しており、高速道路（A16号線モン・テリトンネル）の避難坑道から分岐して建設された地下岩盤研究施設である（Fig.15）。研究所では、放射性廃棄物の安全な処分の実施に向け、オパリナス粘土の地質、水理地質、地化学、岩盤力学特性の把握、および処分技術の実証を目的とした種々の国際共同研究（モン・テリプロジェクト）が実施されている。昨年（2006年）、プロジェクト開始から10周年を迎え、スイス国内の参加機関であるSWISSTOPO、HSK、NAGRA共催の下、岩盤試験場の所在地であるサン・ウルザンヌ村にて記

念式典が盛況に開催された。

(1) 研究所の歴史

このプロジェクトは、堆積岩を処分の候補岩盤として検討している国々が、1995年にスイス北西部（ジュラ州 サン・ウルザンヌ）のモン・テリ高速道路トンネルの調査坑道内において、中生代ジュラ紀のオパリナス粘土層を対象とした国際共同研究プロジェクトを実施することを合意・決定することから始まっている。この計画は、道路トンネルの所有者であるジュラ州の支援を受け、地元の熱心な受け入れのもとに開始されている。その後、1996年1月に調査坑道内に小規模な試験用空洞を掘削し、約50のボーリング孔を用いて15試験（調査機器の適用性を確認する試験）が開始された。1995年当時は、道路トンネルの建設工事と平行して、調査坑道内空間を利用して研究が進め

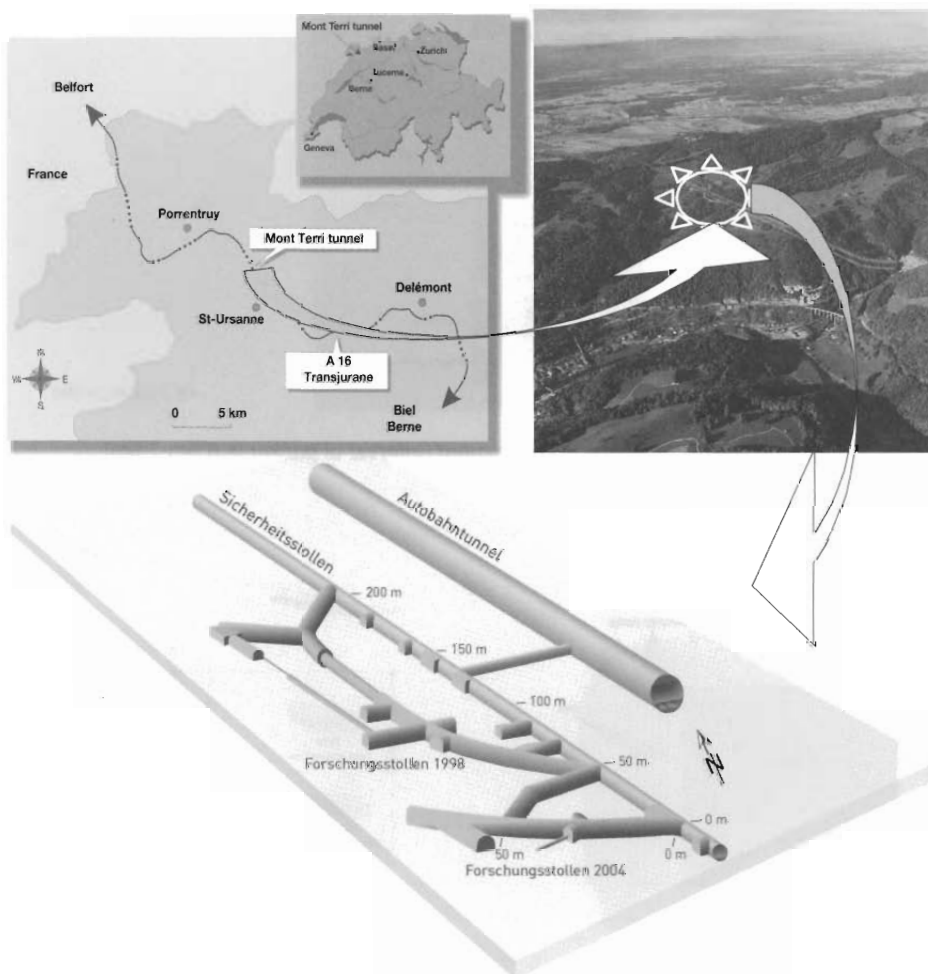


Fig.15 Location and Layout of Mont Terri Rock Laboratory

られていたが、その後、1997～1998年に研究用の試験坑道 (Gallery98、幅3.5m×高さ4m) が建設された (Fig.15参照)。また、2003年度には各種の長期挙動特性の把握に重点を置いた長期試験計画が策定され、この実施に向けて2004年度より試験空洞の拡張工事が行われた (Gallery04)。現在、主要な試験はGallery98全域、Gallery04の一部で実施されている。今後、さらなる試験坑道の拡張を目指して新規坑道 (Gallery08) の掘削が2007年度より開始される予定である。

(2) 研究プロジェクトの目的









国際共同研究プロジェクトの目的は、泥質堆積岩層が有する水理学的、地化学的、岩盤力学的な特性を把握すること、地下トンネルの掘削に伴うそれらの特性の変化を評価すること、そして一連の調査研究を通じて適切な調査・評価技術を開発・確立することにある。

上記のとおりモン・テリプロジェクトで実施している試験はいずれも、放射性廃棄物処分場の建設、操業、モニタリングおよび性能評価に必須の

科学技術の開発・応用を目的としており、処分事業からの科学技術的要求事項に対応するものである。

現在、モン・テリプロジェクトはスイス連邦地形測量庁 (SWISSTOPO) の責任の下、モン・テリ道路トンネルの所有・管理者であるジュラ州の認可に基づいて、6カ国12機関が参加して実施されている (Table 4)。試験の計画、承認、実施は1年を単位とする「フェーズ」で区分して行われており、参加機関による試験提案と出資に基づいて実施されている。なお、EC試験プロジェクト (欧州委員会が共同出資する試験) の一部をモン・テリ試験として実施している試験もある。現在、フェーズ12 (2006年7月～2007年6月) が終了し、次節のフェーズ13 (～2008年6月) が始まったところである。フェーズ12では合計31試験 (継続22、新規9試験) が実施され、フェーズ13では全部で30試験 (継続27、新規3試験) が実施されている。近年は、人工バリア (ベントナイト) を含んだ複合型、特に地化学的要素に着目した試験が提案・

Table 4 Partners of International Collaboration in 2007

国名	機関略称	機関名称	機関名称(日本語)	
 ジュラ州		République et Canton du Jura, Département de l'Environnement et de l'Équipement; responsible for Mont Terri highway tunnel; authorization	ジュラ州 (モン・テリ道路トンネル所有管理者)	
 スイス	SWISS TOPO	SwissTOPO	Federal Office of Topography; project direction	スイス連邦地形測量庁 (旧 FOWG)
	nagra	NAGRA	Nat'l Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle	スイス放射性廃棄物処分管理組合
	HSK	HSK	Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen	スイス連邦原子力安全局
 フランス	ANDRA	ANDRA	Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs	フランス放射性廃棄物管理組合
	IRSN	IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire	フランス原子力防護安全研究所
 ドイツ	BGR	BGR	Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe	ドイツ連邦地質・資源研究所
	GRS	GRS	Gesellschaft für Reaktorsicherheit und Strahlenschutz mbH	ドイツ原子炉研究安全会社
 スペイン	enresa	ENRESA	Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A.	スペイン放射性廃棄物管理公社
 ベルギー	SCK-CBR	SCK-CEN	Studiecentrum voor Kernenergie (Mol)	ベルギー王立原子力研究センター
 日本	JAEA	JAEA	Japan Atomic Energy Agency	(独)日本原子力研究開発機構
	OBAYASHI	OBAYASHI	Obayashi Corporation	(株)大林組
	IR	CRIEPI	Central Research Institute of Electric Power Industry	(財)電力中央研究所
 EU	EU(EC)	Europäische Union	欧州連合	

実施されるようになってきていることが特徴的である。

(3) プロジェクトの運営

プロジェクトの全体計画は複数年で立案されるが、詳細な実施計画および予算組みは単年度毎に行われ、1年単位の試験フェーズ (2007年9月現在フェーズ13が進行中) により実施される。各参画機関はフェーズ毎に既存試験の継続および新規試験の計画を提案し、それぞれ参加する試験を選択することができる。各試験の運営と出資は参画機関の責任と合意のもとに行われる。プロジェクト全体の運営は、各プロジェクト参画機関「パートナー」の代表者により構成される運営委員会での調整、決定により実施される (Fig.16)。

プロジェクトの運営費用は、運営方法上、各年度で異なるが2006年度 (フェーズ12) で約3 million CHF (約3億円) であった (Fig.17)。また、プロジェクト開始の1996年から2006年度までの10年間の運営費用総計のうち、約30%をスイス国内の機関が負担し、残り約70%を欧州および日本の関係機関で負担している。運営費用には、試験の実施費用のほか、一般管理費 (プロジェクトの管理費、試験場の設備費、維持管理費など) が含まれるが、参画機関のプロジェクト運営にかかる人件費などは含まれていない。

3.2 モン・テリ地質環境の特徴

研究所周辺の地質は、中生代ジュラ紀 (約1.8億

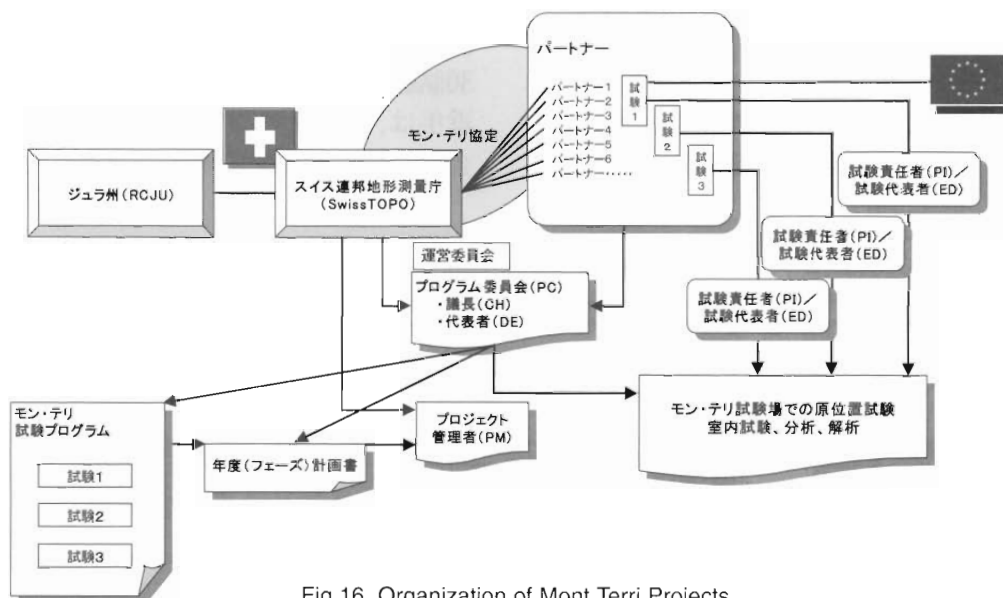


Fig.16 Organization of Mont Terri Projects

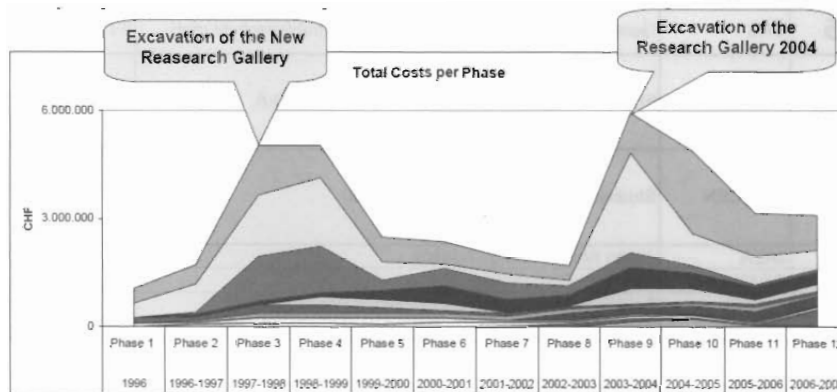


Fig.17 Transition of Budgeted of Mot Terri Project

年前)に、微細粘土粒子の海底への堆積により形成されたオパリナス粘土層(比較的固結度の低いシルト層および砂質頁岩からなる中生代泥岩)を主体としている(Fig.18)。研究所地点のオパリナス粘土層の全層厚は約160mで、その土被りはおおよそ230~320mである。層構成は、100~200万年前のジュラ山脈の褶曲に伴い形成されたもので、岩盤研究所地点では南東に傾斜し、いくつかの小断層帯が分布している(Fig.18)。

オパリナス粘土の鉱物組成は、約65%の粘土鉱物(非膨潤性55%、膨潤性10%)の他、石英(約20%)、方解石(約10%)、および菱鉄鉱(約5%)

である。岩盤強度は一軸圧縮強度が10~16MPa、ヤング率が約6MPa(等方を仮定)で、透水係数は 10^{-13} m/sのオーダーである(Table 5)。

3.3 研究プログラムの歴史

(1) 研究目的と課題

岩盤研究所での試験・研究プログラムは、地下研究所で実施される一連の試験と、原位置にて採取された岩石・水試料を用いた試験から構成され、それぞれの試験プログラムは前フェーズの結果により修正され、また各フェーズでは新規試験の導入も検討される。

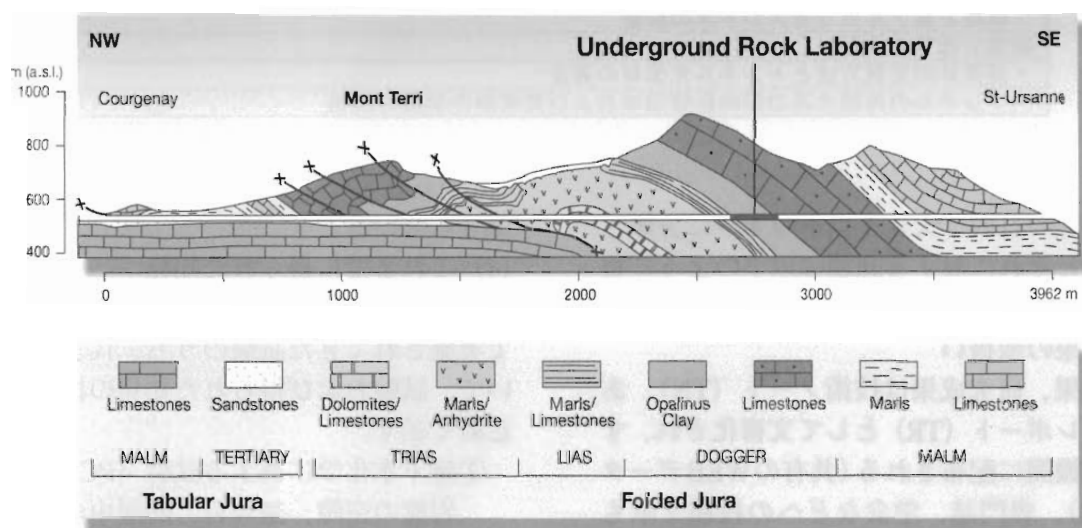


Fig.18 Geology at Mont Terri Laboratory

Table 5 Properties of Opalinus Clay

《代表的な物理特性》		《鉱物組成と特性(頁岩質層)》		
密度/乾燥密度(g/cm ³)	2.45±0.03/2.34±0.06	組成	非膨潤粘土鉱物: イライト, 緑泥石, カオリナイト	55 wt.%
土粒子密度 (g/cm ³)	2.71±0.03		膨潤粘土鉱物: イライト/スメクタイト(混合層)	10 wt.%
含水比 (%)	6.1±1.9		石英	20 wt.%
飽和度 (%)	100		方解石(主に細い貝殻片)	10 wt.%
ヤング率 (GPa)(等方性を仮定)	6		長石, シデライト, ドロマイト, アンケライト, 黄鉄鉱	5 wt.%
ポアソン比	0.27		有機質炭素	0.2wt.%
一軸圧縮強度 (MPa)	堆積面に垂直: 16 堆積面に水平: 10		全間隙率(105°Cでの水分蒸発量)	12-18 vol.%
一軸引張強度 (MPa)	堆積面に垂直: 1 堆積面に水平: 2		間隙率(アクセス可能な間隙)	5-10 vol.%
粘着力 c' (MPa)	1~5 (異方性)		最小間隙直径(水銀圧入間隙率測定)	4nm
内部摩擦角 φ' (度)	23~25 (異方性)		弾性波速度(Vp)	2,100-3,700 m/s
透水係数 (m/sec)	$8 \times 10^{-14} \sim 2 \times 10^{-13}$ (異方性)	層理に垂直な膨潤	7-9%	
		層理に平行な膨潤	0.5-1%	
		間隙水の塩濃度(溶解した固相の合計)	5-20 g/l	
		地下水タイプ	Na-Cl-SO ₄	

Table 6 Objectives and Targets in Monte Terri Project

■調査技術の検証と開発
・トンネル掘削の安全を確保する方法の開発
・安定なボーリング掘削方法および良好なコア取得方法の開発
・間隙水圧、岩盤応力、透水性の測定に必要な機器および調査手法の開発
■オパリナス粘土の特性把握
・オパリナス粘土の鉱物組成とその力学特性の把握
・断層と割れ目、間隙水の化学組成の調査
・オパリナス粘土の透水特性、透気特性の調査と把握
・断層、割れ目と間隙水の移行の調査
・溶液の移流・拡散メカニズムの解明と核種移行に重要なパラメータの把握
・浸透プロセスの水圧測定への影響の有無
■処分場の建設に伴う地質環境の変化
・トンネル掘削が周辺環境に与える影響(掘削影響領域の進展等)の調査
・トンネルの換気に伴う周辺不飽和領域の変化
・開口割れ目への注水に伴う掘削影響領域のセルフシーリング効果の有無
・セルフシーリングのメカニズム(粘土鉱物のスウェリング、岩盤クリープ)の解明
・岩盤の熱特性および加熱による影響調査
・岩盤と高アルカリセメント水の影響
■処分技術の実証
・廃棄体の定置方法とトンネル充填材の選定
・トンネルの再冠水時の掘削影響領域および充填部の挙動の解明

試験・研究の目的は大きく以下の4つに分類され、各目的とそれに対する課題は以下のように整理される (Table 6)。

(2) 研究成果の取扱い

試験の結果、研究成果は技術ノート (TN)、あるいは技術レポート (TR) として文書化され、すべての参画機関に配布される (共有のWEBデータベース経由)。専門誌、学会などへの投稿文献も含め、全ての刊行物はスイス連邦地形測量庁の地質情報センターに保存され、重要なデータについてはスイス地形測量庁から公刊されている。

(3) 主要な試験

Table 7 (1)、Table 7 (2) は、それぞれフェーズ1~10、11~13までに実施された、あるいは継続中の主要な試験項目とその目的、参画機関の概要について整理したものである。これらの試験は、しばしば工学技術的な目的 (試験と調査技術の開発) と科学的な目的 (岩盤特性に関する研究) の両方を共有している。試験の計画、実施、評価は各参画機関の科学者、エンジニアによって共同で実施される。また、各試験は参画機関の主導の下、5つの欧州諸国と日本の合計40を越える大学や研究所、および70を超える専門会社の専門家やエンジニアとの協力、議論により支援され、これらの相乗効果により、非常に高い科学的水準を確

保されている。

(4) これまでに得られた知見

モン・テリプロジェクトにおいて、これまでにて実施されてきた試験のうち、代表的なものについて、試験および得られた知見の概要を以下にまとめて示す。

①地下水化学に関する試験 (PC)¹⁰⁾

岩盤の空隙、割れ目、断層中の化学組成は、放射性核種の溶解と移行に影響するため、水の化学組成と同位体組成からは岩盤中の水の循環と放射性核種の移行プロセスに関する重要な情報を得ることが出来る。

モン・テリ岩盤研究所では、水の化学組成と同位体組成の特徴付けを目的として、ボーリング孔からの採水・分析を主体とした8種類の試験が実施された。Fig.19は地下水化学分析の結果の一例として、調査坑沿いに測定した地下水の塩分濃度 (Clイオン濃度) の分布を示したものである。採取試料の詳細な分析や試験の結果、オパリナス粘土は極めて低い透水性を有し、循環水のないことなどが確認された。また、間隙水は停滞しており、溶質の移行は主として拡散によって生じると推定されている。

②拡散に関する試験 (DI-A, B)^{11), 12)}

放射性物質が岩盤の空隙や割れ目中の水に到

Table 7(1) List of Experiments and Participants (Phase 1 (1996) to 10 (2004))

実験	実験の目的				1996-7	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	05
					フェーズ								
	U	O	V	D	1+2	3	4	5	6	7	8	9	10
水循環(4実験)	X	X			AENJS	AENJS	AENJS	AENJS	AEJS	AESW			
採水と分析		X			AENJS	AEINJS	AN	AN					
間隙水抽出と分析(7実験)	X	X			ANJS	AEINJS	AEIN			ABENS			
透水性, 透気性(3実験)	X	X			ANS	ANS	ANS	ANS		BN			
間隙水圧	X	X			A	A							
ボーリング技術(3実験)	X				AN	A	AN						
岩盤応力(4実験)	X	X			AN	A	A	B	B	B			
EDZの構造(6実験)			X		ABENO	ABENO	ABENO	ABEN	BEN	B			
EDZのセルフヒーリング(2実験)	X		X			ANS	ANS	ANS	NS	N			
浸透	X	X			ANS	AINS	AINS	AINS		INS			
セメント水	X		X		AENO	AENO	ANO	ANO	NO	NO			
ガスフラックスのセルフヒーリング	X	X				N	N	N	N	N	N	N	N
放射性核種拡散(4つの実験)	X	X				AEIJS	AEIJS	AEIJS	AEIJS	EIJN	AEIN	AEIN	AEIN
加熱実験(3実験)	X		X			AE	AE	AEG	AEGN	ABEGN	ABEGN		
特別なトンネル掘削方法	X						AE		AE				
岩盤レーダー	X	X	X				A						
地化学モデリングと総合化		X					AEIN	ABEIJN	ABEIJN	ABEIJN	ABEJNS	ABCJNS	ABCJNS
岩盤力学のモデリングと総合化		X	X					ABINO	BINO	ABINO	BHNO	BNO	BNO
水理地質モデリングと総合化		X	X					ABINO	BINO	BINO	BINO	BINO	BINO
定置技術デモンストレーション	X		X	X					BEN	BEN	BEN	BEN	BEN
ベンチレーション実験			X							EGIN	EGIN	EGIN	EGIN
EDZの評価			X	X								ABHN	ABHN
熱・水・力学・化学連成挙動		X										AGNO	AGNO
	U	O	V	D									

調査目的: U=調査テクニック, O=オパリナスクレイの特性/性状, V=誘発された変化, D=デモンストレーション実験

パートナー:

A=Andra, B=BGR, C=Criepi, E=Enresa, G=GRS, I=IRSN, J=JNC, N=Nagra, O=Obayashi, S=SCK.CEN, W=FOWG

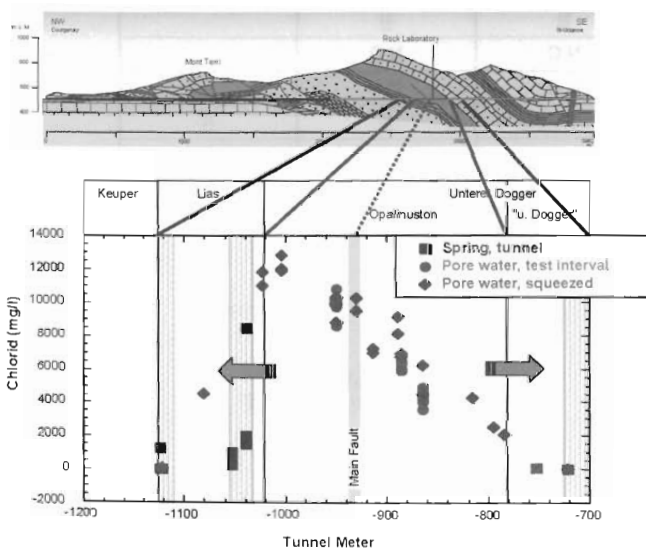


Fig.19 Measured Salt Density along the Tunnel

達した場合、それらは循環水とともに移行する。しかし、水が循環しておらず岩盤間隙中で停滞している場合、物質は水中を拡散で移行する。この場合、移行の原動力は濃度勾配であり、物質はより濃度の高い場所から、低い場所へ移行する。

モン・テリ岩盤研究所では、ボーリング孔内に設置したパッカーにより隔離された試験区間にトリチウムとヨウ素を含む水を循環させ、岩盤中の拡散挙動を観測した (Fig.20)。試験後のオーバーコアリングによる分析の結果、トリチウムは岩盤中に約20cmの深度まで拡散しており、これより計算された拡散係数は、試験室において求められた岩石供試体の値と良く一致

Table 7(2) List of Experiments and Participants (Phase 11 (2005) to 13 (2007))

略称	試験名称*	カテゴリー	2005	2006	2007	2008
			Phase 11	Phase 12	Phase 13	
AS	異方性と岩盤応力	③	<u>C</u>	<u>C</u>	<u>C</u>	
BN	アスファルトと粘土の相互作用	①		<u>A C N S</u>	<u>A C N S</u>	
CD	周期的変状	②		<u>H N T</u>	<u>H N T</u>	
BE	水理地質学的境界条件の影響	②	<u>A N</u>			
CI	セメント-粘土間の相互作用	①	<u>N</u>	<u>N</u>	<u>N</u>	
DI-A	長期拡散	②	<u>A E N</u>	<u>A E N</u>	<u>A E N</u>	
DI-B	長期拡散	②	<u>E N</u>			
DR	核種拡散と残留	②	<u>A G I N</u>	<u>A G I N</u>	<u>A G I N</u>	
DS	応力の決定	③		<u>N</u>	<u>N</u>	
EB	人工バリア	③	<u>B E N</u>	<u>A B E N</u>	<u>A B E N</u>	
EZ-A	掘削影響領域の遮断	③	<u>A B N</u>			
EZ-B	掘削影響領域内の割れ目発生	③	<u>H B</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	
EZ-G	掘削影響領域の地質学的物性	③	<u>A</u>	<u>A</u>	<u>A</u>	
FM-D	蒸気検層	②		<u>I</u>	<u>I</u>	
GD	地化学データの解析	④		<u>A E N S</u>	<u>A E N S</u>	
GM-A*	地質学的物理特性の監視	③		<u>N</u>	<u>N</u>	
HA	水理地質学的解析	④	<u>B I N O</u>	<u>B I N O</u>	<u>B I N O</u>	
HE-D	母岩中における熱-水-応力連成挙動	⑤	<u>A G</u>	<u>A</u>		
HG-A	母岩、シール中のガス経路	②	<u>A B N</u>	<u>A B N</u>	<u>A B N</u>	
HG-B	原位置ガス浸透性	②	<u>A B</u>	<u>A B</u>	<u>A B</u>	
HG-C	長期ガス移行	②		<u>G N</u>	<u>G N</u>	
IC	オパリナス粘土中の鉄分腐食	①			<u>A N</u>	
LP	空隙圧の長期監視	②		<u>A N T</u>	<u>A N T</u>	
LT	室内温度試験	⑤	<u>B</u>	<u>B N</u>	<u>B N</u>	
MA	微生物活動	①	<u>A B C I N</u>	<u>A B N</u>	<u>A B N</u>	
MB	坑道掘削	③			<u>A B G N O</u>	
MF	モン・テリ モデル化作業	④		<u>N</u>	<u>N</u>	
NT	モン・ルセリンの自然トレーサー分析	①	<u>N</u>	<u>N</u>		
PC	間隙水の地化学特性	①	<u>A B C E J N S</u>	<u>A B C J N S</u>	<u>A B C J N S</u>	
PC-C	ガスと間隙水の均衡	①	<u>A B N S</u>	<u>A B N</u>	<u>A B N S</u>	
RA	岩盤力学の解析	④	<u>B N O</u>	<u>B N O</u>	<u>B N O</u>	
SF	断層の自己シーリング特性	①	<u>N</u>	<u>N</u>		
TH-A	微視的な熱-水-応力-化学連成	⑤	<u>N O</u>	<u>N O</u>		
SB*	粘土と砂の混合による自己シーリングバリア	③	<u>B G</u>	<u>G N</u>	<u>G</u>	
SE-H*	自己シーリングの熱特性	③		<u>N</u>	<u>N</u>	
VE	ベンチレーションテスト	②	<u>B E G I N</u>	<u>B E G I N</u>	<u>B E G I N</u>	
3M	モン・テリにおける3次元モデル	②			<u>I</u>	

カテゴリー①: 地化学&微生物
 カテゴリー②: 水理地質学、拡散
 カテゴリー③: 岩盤力学、人工バリア、掘削影響領域(EDZ)
 カテゴリー④: 可視化&解釈
 カテゴリー⑤: 浸透性&熱-水-応力(-化学)連成挙動

A: ANDRA
 B: BGR
 C: CRIEPI
 E: ENRESA
 G: GRS
 H: HSK
 I: IRSN
 J: JAEA
 N: NAGRA
 O: OBAYASHI
 S: SCK-CEN
 T: SissTOPO
 *: EC共同出資による試験
 下線: 各プロジェクトのリーダー機関

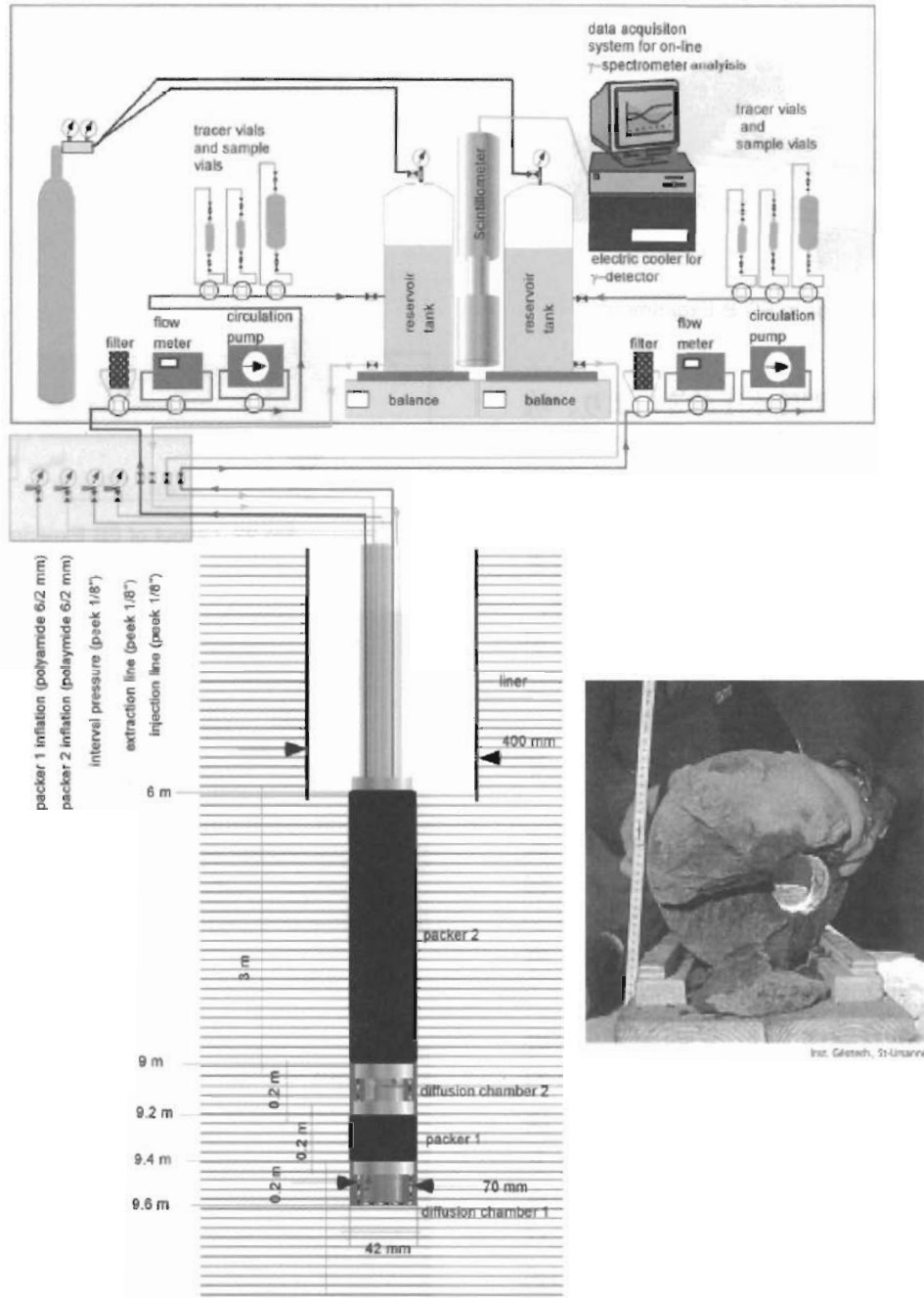


Fig.20 Layout of Diffusion Experiment and Result of Over-coring

した。

③掘削影響に関する試験 (ED-B)¹³⁾

坑道の掘削時には、壁面近傍の岩盤は掘削された岩盤が受けていた荷重を負担することになり、この時点の周辺岩盤の応力・力学特性によって、岩盤は坑道内側に変位し、坑道内空形状は変形する。このような掘削に伴い岩盤は乱

され、坑道周辺には掘削影響領域 (EDZ) が形成される。モン・テリ岩盤試験場の坑道掘削時における内空変位は数cmであり、掘削影響領域が形成されたと推定される。

掘削影響領域の評価のために、試験坑道 (Gallery98) 掘削時に、既存調査坑の壁面より水平ボーリングを実施し、ボーリング孔内に設置

Test boreholes
experiment ED-B

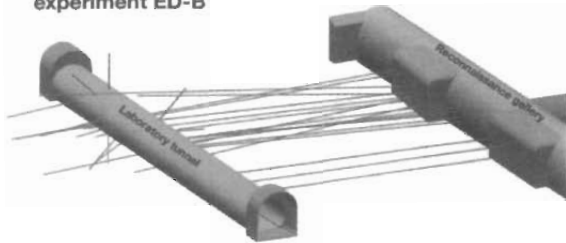


Fig.21 Layout of Borings in ED-B Experiment

した傾斜計、伸縮計、間隙水圧計等により、坑道掘削時の周辺岩盤の挙動が計測された (ED-B 試験 Fig.21)。

データの分析の結果、Gallery98周辺の岩盤は掘削に伴い追加荷重を受け、部分的に圧縮され、空隙率が減少したと考えられた。この際、岩盤の低透水性により水が迅速に抜けることができないことに起因する、間隙水圧の一時的な上昇が観測された。

④実規模定置技術のデモンストレーション (EB) ¹⁴⁾

廃棄体 (容器に封入されたガラス固化体や使用済み燃料) は、スチール容器に入れられ、約 2.5mの坑道に定置し、ベントナイト (圧縮ベントナイトおよび粒状ベントナイト) で慎重に埋め戻すことが、数カ国で計画されている。

モン・テリ岩盤試験場では、このような定置概念の技術的実現可能性を証明することを目的に、EB試験が実施されている。試験は直径 2.9mの坑道の中心に、廃棄体 (模型) をベントナイトブロックで支持する形で定置し、周辺を粒状ベントナイトで埋め戻すことにより人工バリア (EBS) を構築し、その後、注水によるEBSの人工飽和を行うものである (Fig.22、Fig.23)。

現在、EBSは飽和を継続しており、試験期間中の一連の計測データを取得中であるが、得られたデータは、対象概念の水理-力学モデル構築のための基礎的データとなる。

⑤ガス経路に関する試験 (HG-A) ¹⁵⁾

埋戻され、シールされたトンネル坑道から母岩中へのガス移行挙動を再現するために、HG-A試験が実施されている (Fig.24、Fig.25)。この試験を通して、ガス経路として見た場合の

EDZの影響を検証する。

試験は、直径1.0mのボーリング孔を削孔し、埋戻あるいはシーリング材の飽和後、ガスの充填、充填前後の水理試験を実施し、母岩において段階的に変化する応力条件下でのガス移行を

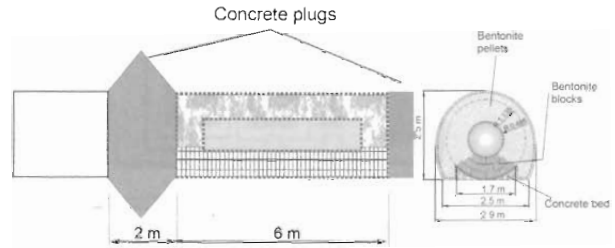


Fig.22 Layout of EB Experiment



Fig.23 Emplacement of Waste Package

Phase 1: トンネル埋戻とセンサー類の設置	
Phase 2: パッカー設置・膨張と埋戻材の飽和	
Phase 3: 水理試験 (第1回実施)	
Phase 4: ガス充填試験	
Phase 5: 水理試験 (第2回実施)	

Fig.24 Demonstration Experiment of Gas Migration Path



Fig.25 HG-A Experiment

る¹⁷⁾。本試験はオパリナス粘土の微視的構造(変化)観察とMD/HA手法により、複雑な不飽和～飽和堆積岩の熱-水-応力-化学(THMC)連成挙動を理解することを目標としている。

例えば、Fig.26はオパリナス粘土の主要粘土鉱物であるカオリナイトへの水の微視的な吸着状態や相互作用力、微視的物性の変化を評価するために行ったMD計算の例を示している。このようにMD計算により種々の状態(温度、水分量、応力・圧力など)の微視的作用力や物性を評価し、HAにより、例えば空洞掘削時の不飽和領域の発達と力学特性変化が連成する岩盤挙動のような巨視的な現象の理解を進めている。

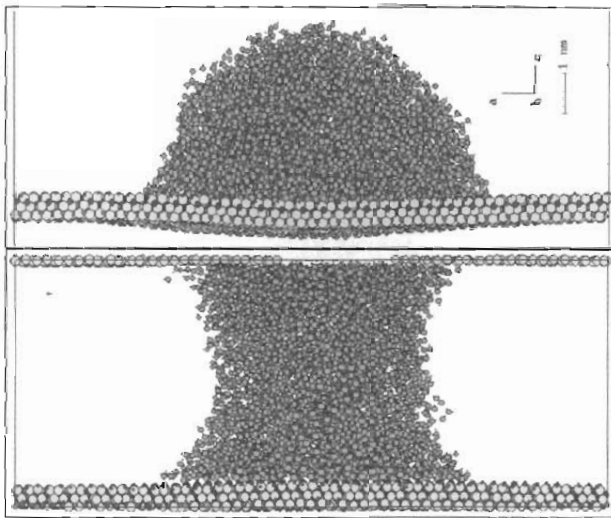


Fig.26 MD Analysis of Water Adsorption on Kaolin (Above: Water Adsorption on Al-OH face, Below: Water Adsorption between Al-OH and Si-O faces)

評価する。

⑥微視的な熱-水-応力-化学連成試験 (TH-A)¹⁶⁾

オパリナス粘土のような堆積岩は微視的には、粘土鉱物等の微細粒子、水、空隙等から構成されるミクロ非均質材料であり、その複雑な挙動の本質を理解するためには分子レベルのミクロな現象から理解する必要がある。分子または鉱物レベルの微視的な状態や挙動を解明し、それを巨視的な挙動へ展開していく計算手法として、分子動力学(MD)計算と均質化解析(HA)を結合させたMD/HA手法が提案されてい

3.4 現状展開されている試験の概要

これまでGallery98、Gallery04空間を駆使して各種試験を効率良く実施してきたが、新たな試験を実施できるスペースがもはや無い状態となっている。そこで、新規研究プログラムが実施可能な箇所を得るために、Gallery04から延長坑道を掘削する計画が進められており (Gallery08 Fig.27中斜線にて示した坑道部分)、本年度中に掘削が開始されることとなっている。

Table 7 (2) のフェーズ11~13 (2005~2007年度) 研究プログラムにも示した通り、新規Gallery08内を活用した新規研究プログラムがすでにいくつか計画されている。

その中のMB(Mine-by)試験は、坑道掘削によって発生する周辺の掘削影響領域を、異方性を考慮した岩盤力学的な観点から3次元的に評価することを目的としている。MB試験では、Gallery08の掘削に伴う、変状や割れ目の進展に関する長期計測や掘削影響に関する事前解析手法(モデリング)の検討を行う計画となっている (Fig.28)。

この研究プログラムでは、岩盤力学的なカテゴリーに属するが、水理的や地化学的な観点も含めての総合的な評価を行うことも将来的にあり得る。

4. 今後に向けて

スイスのグリムゼル試験場及びモン・テリ岩盤

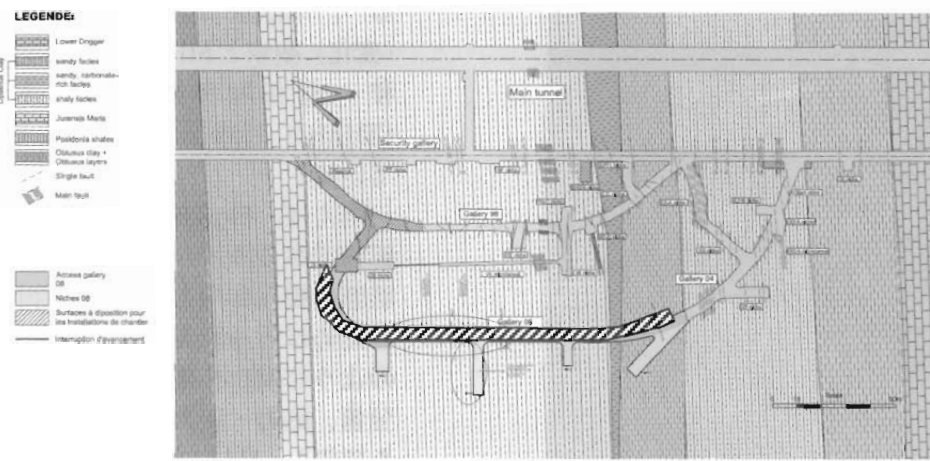


Fig.27 Layout of MA Experiment in Gallery08

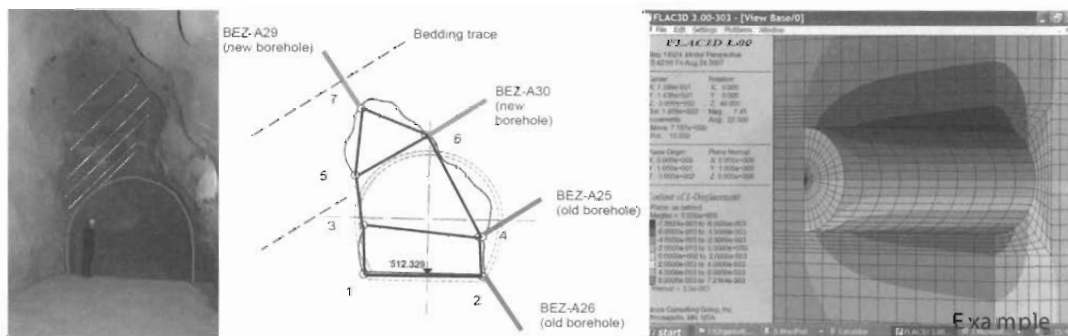


Fig.28 MB Experiment (Left: Collapse in the tunnel, Middle: Observation, Right: Analysis)

研究所では、処分の候補岩体と類似した岩盤を対象に、様々な地質環境特性を調査・評価する技術開発、固有の処分概念を対象とした処分技術の開発と実証試験などが展開されている。これらの地下研究所では、長い歴史の中で、事業者単独の試験、2国間の共同研究から複数の機関が参画する国際共同プロジェクトの形で各種の試験が計画され、実施されてきた。

グリムゼルやモン・テリ地下研究所は、ジェネリックな研究所として位置付けられ、ここで得られた知見や経験は、処分候補サイトに建設される地下調査施設での調査や実証試験に反映されることになる。一方、近年、段階的なセーフティケースの準備が要求されつつあり、類似の地質環境で取得された様々なエビデンスと室内試験やシミュレーション解析を統合した現象の理解は、セーフティケースの中で重要な役割を果たすと考えられている。その中で、今後着目される試験として

は、安全評価上重要となるプロセスの理解のみならず、人工バリアの定置を含めた操業段階での品質と安全確保技術のための試験や、人間の管理に依存しない処分形態を考えた場合に必須となる、長期の状態変化に着目した長期試験への比重が高くなって行くと考えられる。

5. おわりに

地下研究施設は、2つの研究所のほかに、花崗岩では、スウェーデンのHRLとカナダのURL、堆積岩ではベルギーのMOL、フランスのBUREが存在し、それぞれ異なる処分プロジェクト段階における試験が実施されている。日本においても、岐阜県瑞浪市での花崗岩を対象とした超深地層研究施設、北海道幌延町での堆積岩を対象とした深地層研究施設の建設が進められており、処分のサイト調査手順を考慮した段階的な調査・試験などが

展開されている。地下研究施設では、それぞれの場の特徴があり、着目する現象そのものや、現象の程度に差はあるものの、現象理解へのアプローチ、結果の解釈など地質環境条件に係わらず、共通する知見も多く存在する。また、例えば共同研究に参画することによる次世代の人材の育成とノウハウの蓄積は、今後段階的に進められる処分事業のセーフティケースの準備ために貴重な機会を提供することができる。

参考文献

- 1) Lieb, R.W.: "The Grimsel Test Site from 1983 to 1990 - An overview," NAGRA bulletin Special Edition 1988.
- 2) <http://www.grimsel.com>
- 3) NAGRA: "Research at the Grimsel Test Site (GTS) - Grimsel Test Site: past and future," 10 years GTS, Oct., 1994.
- 4) Kickmaier, W.: "Grimsel Test Site Phase V," NAGRA Bulletin 34, Rock laboratories (2002).
- 5) 山本、安藤他：グリムゼル地下岩盤試験場における人工バリア・周辺岩盤のガス移行評価試験、原子力学会バックエンド夏期セミナー (2003)。
- 6) Shimura, T, Vomvoris, S et al.: "Gas migration through bentonite/sand: Lessons learned from the GMT in-situ test," Proc. 3rd International Meeting on Clays in Natural & Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement, Lille, France (2007).
- 7) Bleschmidt, I., Vomvoris, S., et al.: "Grimsel Test Site - Phase VI: Review of accomplishments and next generation of in-situ experiments under repository relevant boundary conditions," MRS 2007 Scientific Basis for Nuclear Waste Management XXXI, Sheffield, UK 16th-21st September 2007.
- 8) <http://www.mont-terri.ch/>
- 9) Bossart, P., Thury, M.: Research in the Mont Terri Rock laboratory: Quo vadis?, Physics and Chemistry of the Earth 32 (2007) 19 - 31. Elsevier (2007).
- 10) Wersin, P., De Cannière, P., et al.: Results from an in-situ porewater chemistry experiment in Opalinus Clay: Evidence of microbially-mediated anaerobic redox processes, Proc. 2nd International Meeting on Clays in Natural & Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement, Tours, France (2005).
- 11) Palut, J.M., Montarnal, Ph., et al.: Characterisation of HTO diffusion properties by an in-situ tracer experiment in Opalinus Clay at Mont Terri, J. Contam. Hydrol. 61/1-4, 203-218. (2003).
- 12) Yllera, A., Hernández, A., et al.: DI-B experiment: Planning, design and performance of an in-situ diffusion experiment in the Opalinus Clay formation, Appl. Clay Sci. 26/1-4, 181-196.(2003).
- 13) Martin, C.D., Lanyon, G.W., et al.: The excavation disturbed zone around a test tunnel in Opalinus Clay., Proc. 5th North American Rock Mechanics Symposium, July 7-10, 2002, Toronto, Canada.
- 14) Mayor, J. C., García-Siñeriz, J.L. et al.: Engineered barrier emplacement experiment in Opalinus Clay for the disposal of radioactive waste in underground repositories, Publ. téc. 05-2005, Enresa, Madrid (also: Rep. Swiss Geol. Surv. 1), (2005a).
- 15) Lanyon, G.W., Marchall, P. et al.: Discrete fracture network modelling of the Hg-a experiment at the Mont Terri rock Laboratory, Proc. 3rd International Meeting on Clays in Natural & Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement, Lille, France (2007).
- 16) 武内、山本他：オパリナス粘土の不飽和特性に関する分子動力学と均質化法によるモデル化研究、土木学会第61回学術講演会講演概要集、共通セッション (2006)。
- 17) 市川、河村他：分子シミュレーション法と均質化法の結合解析：高レベル放射性廃棄物の地層処分における緩衝材挙動への適用、日本原子力学会誌、Vol. 41、No. 2、pp 88-97 (1999)。

武蔵工大炉廃止措置の計画と実績

丹沢富雄*、松本哲男*、内山孝文*、小林佳代子*、高瀬幹子*、堀内則量*
加藤裕明**、本間 均**、中井 優**、津久井一茂**、信岡慶重***

Decommissioning Plan of the Musashi Institute of Technology Research Reactor and Its Progress

Tomio TANZAWA*, Tetsuo MATSUMOTO*, Takafumi UCHIYAMA*, Kayoko KOBAYASHI*,
Mikiko TAKASE*, Norikazu HORIUCHI*, Hiroaki KATO**, Hitoshi HONMA**,
Masaru NAKAI**, Kazushige TSUKUI**, Yoshishige NOBUOKA***

武蔵工業大学研究用原子炉（武蔵工大炉：濃縮ウラン水素化—ジルコニウム減速軽水冷却固体均質型（TRIGA-II型））は、1963年1月に初臨界を達成して以来、1989年12月に原子炉の運転を停止するまで原子力教育を軸に広く研究者・技術者に利用された。その後の長期停止を経て、2003年5月原子炉施設を廃止することが決定された。

武蔵工大炉の廃止措置は、2004年1月に原子炉等規制法に基づき文部科学省に「解体届」を提出した。廃止措置は、完了まで第1段階から第3段階まで三つの段階に分けて進める計画とした。そのうち、第1段階の工事は、同年4月より開始し、9月に終了した。引続き燃料搬出準備に入り、2006年8月に積出港に向け輸送を行い、英国を経由して米国の港に着き燃料の引渡し先である米国エネルギー省アイダホ国立研究所に10月到着した。これをもって燃料の全てを米国に返還した。

ここでは、廃止措置計画の概要と実際に行った各種許認可手続き、第1段階工事及び燃料輸送作業の概要を紹介する。

The Musashi Institute of Technology Research Reactor is a TRIGA-II, tank-type research reactor. The reactor had been operated for education, training and research at maximum thermal power level of 100kW since first critical in January 1963. The reactor was shut down due to small leakage of water from the reactor tank in December 1989. After long-term shutdown, decommissioning was decided in May 2003. The initial plan of decommissioning was submitted to the competent authority in January 2004. Decommissioning works are carried out in three phases. The first phase of decommissioning activities was started with permanent shutdown of the reactor in April 2004. Following preparation work for transportation of the spent nuclear fuel, all the fuels were returned to the Idaho National Laboratory of USDOE, in October 2006. From completion of the fuel transportation, the reactor facility is characterized as the facility without reactor core

* : 武蔵工業大学 原子力研究所 (Musashi Institute of Technology, Atomic Energy Research Laboratory)

** : 東芝電力放射線テクノサービス株式会社 (TOSHIBA POWER SYSTEMS RADIATION TECHNO-SERVICE CO., LTD)

*** : 東芝プラントシステム株式会社 (TOSHIBA PLANT SYSTEMS & SERVICES CORPORATION)

and with the storage utility of low level radioactive materials as the second phase. The third phase, in future, will be started with dismantling the concrete shielding. Shipping the radioactive waste to the waste disposal facility will be done in one continuous activity following the dismantling.

1. 原子炉施設の概要

武蔵工業大学原子力研究所 (Photo 1) は、1960年 (昭和35年) 多摩丘陵の一郭 (川崎市麻生区王禅寺地区) に開設され、教育訓練、放射性同位元素の生産を目的として、濃縮ウラン水素化ジルコニウム減速軽水冷却固体均質型 (TRIGA-II型) の研究用原子炉が設置された。

原子炉は、1963年1月の初回臨界の達成以来、原子力教育の利用を軸に全国大学の共同研究施設として、広く研究者・技術者に利用された。特に脳腫瘍・皮膚癌の治療研究、放射化分析による物



Photo 1 Atomic Energy Research Laboratory, Musashi Institute of Technology

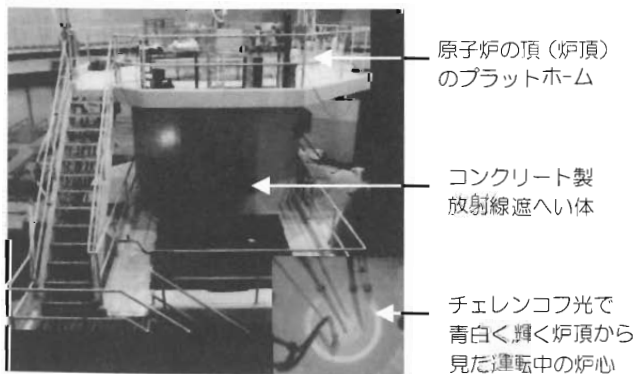


Photo 2 The Musashi Reactor

質・環境中の微量元素の解析等で国際的な研究の成果をあげた。

原子炉の運転は、1989年12月に停止し、2003年5月に原子炉廃止の方針決定を受けて、廃止措置計画を国に提出した。廃止措置として、第1段階である永久機能停止措置を行い、2006年には燃料を全て米国に返還した。

1.1 原子炉施設の概要

原子炉全景をPhoto 2に原子炉本体及び水系統をFig.1、Fig.2に示す。

炉心は、直径約2m、深さ約6.5mの水槽の底に設置されている。水槽に満たされている純水は、冷却材であると同時に、遮へい材も兼ねている。また、水槽の周囲は、厚さ1mを越える特殊コンクリートで作られ、十分な放射線の遮へいと強度を保っている。

燃料は、20%濃縮ウランと減速材としての水素化ジルコニウムとの合金で、ステンレスで被覆されており、突発的な核分裂反応の急増を効果的に抑制する性質を有している。

原子炉の主な仕様をTable 1に示す。

Table 1 Major Specifications of the Musashi Reactor

型式	TRIGA-II型
最高熱出力	100 [kW]
冷却の方法	軽水の自然対流
熱中性子束 (100 kW)	中央実験管 $4 \times 10^{12} [n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1}]$
	発送管 $1 \times 10^{12} [n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1}]$
	照射溝 $4 \times 10^{11} [n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1}]$
	照射室 $1.3 \times 10^9 [n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1}]$
燃料装荷量	^{235}U 約 3.1 [kg]
燃料要素	直径: 3.75 [cm]
	長さ: 75.4 [cm]
	材料: ウランと水素化ジルコニウムの均質合金 U: 8.4wt%, Zr: 90.0wt%, H: 1.6wt%
ウランの濃縮度	20% ^{235}U
被覆材	ステンレススチール
炉心	円柱型で有効直径、高さとも35.6 [cm] (直径約 2 [m] 深さ約 6.5 [m] の軽水を満たしたアルミニウム製タンク底部に設置)
反射体	グラファイト
制御棒	炭化ホウ素棒3本
放射線遮へい体	普通コンクリート及び一部重コンクリートと水

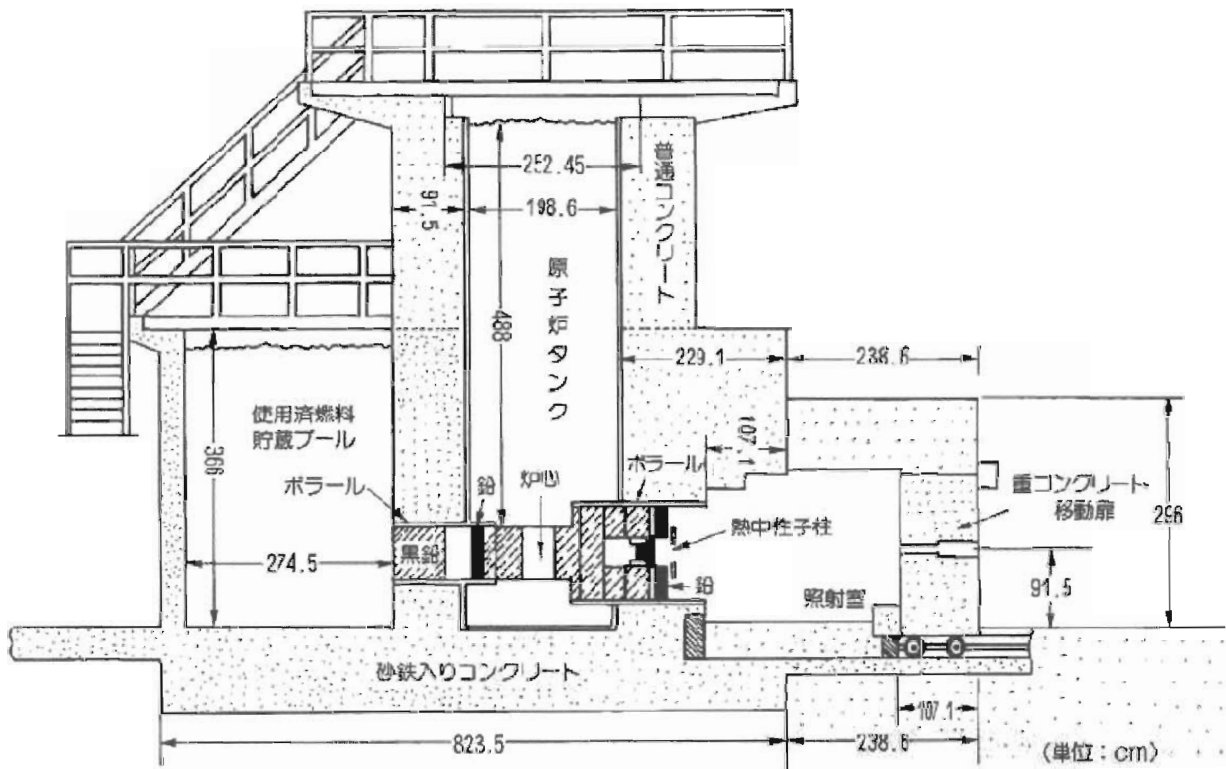


Fig.1 Vertical Cross Section of the Musashi Reactor

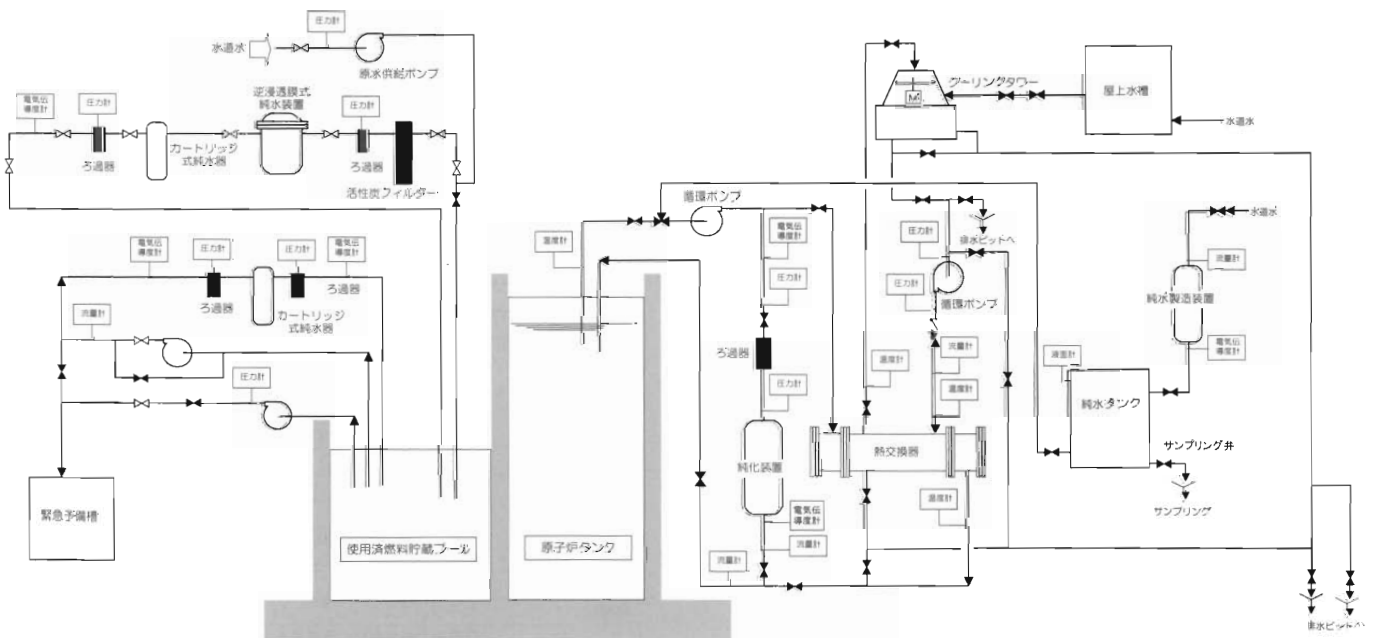


Fig.2 Water Cooling System of the Musashi Reactor

1.2 原子炉の運転実績と成果

(1) 原子炉の運転実績

原子炉は、1日平均5時間、週5日間定常運転され、年間約1千時間の運転が行われ、原子炉が停止するまで、アルミニウム被覆燃料の炉心で16,905時間、積算出力1,107,450kWh、ステンレス被覆燃料に取り替えた炉心で4,272時間、積算出力375,773kWhの原子炉運転が行われた。Fig.3に運転実績を示す。また、所内利用者の他に延べ人数で約400名を超える所外利用者が原子炉を利用した。

(2) がん治療に関する研究実績

武蔵工大炉では、全国の原子炉工学、医学の専門家の協力を得て、原子炉治療に必要な中性子照射設備と原子炉に隣接して医療に必要な治療室を設け、ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) による脳腫瘍及び皮膚癌治療を実施し、Table 2に示すような実績をあげた。

(3) 中性子放射化分析法の広域にわたる利用開発

物質中の微量元素を検出する手段として原子炉を利用した放射化分析法を一層活用するため、コンピュータを用いたオンラインシステム (GAMAシステム) を開発し、数多くの分野における元素分析に資した。

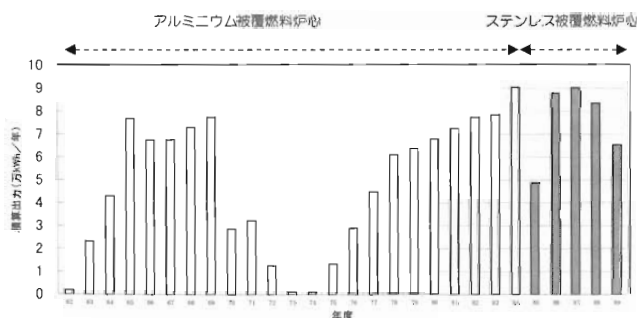


Fig.3 Operational History of the Musashi Reactor

2. 廃止措置の計画と進捗状況の概要

2.1 廃止措置計画

廃止措置は、次に示すように三つの段階に分けて進める計画とした。

第1段階は、原子炉の運転機能の永久停止措置及び各種系統・設備の機能停止から全ての燃料要素を事業所外へ搬出するまでである。武蔵工大炉は、1989年の運転停止後の原子炉タンクからの水漏れ調査のために、炉内構造物等は撤去 (管理区域内に保管) し、かつ原子炉タンク水も排水した。廃止措置は、この状態から開始する。

第2段階は、現在計画中で燃料体搬出後から解体の前までである。管理区域に設置した機器は、機能を停止した設備・機器を廃止措置前の据付状態のまま、ないしは据付場所から撤去して必要に応じて被ばく低減の措置を施した状態で原子炉室等に保管する。非管理区域の機器については一般産業廃棄物として処分する。

第3段階は、解体撤去の段階である。ここで、解体撤去とは、「放射化あるいは放射性物質で汚染された施設、設備、機器及び系統配管を解体し、事業所外へ運び出すこと」をいう。本段階は、放射性廃棄物の外部処分場への搬出の見通しが得られた後に開始し、原子炉タンク及び放射線遮へいコンクリート等の解体撤去を行う。廃止措置全期間を通して解体に伴い発生した放射性廃棄物を外部処分場に搬出する。搬出後、管理区域の汚染の状況等を確認した上で原子炉施設としての管理区域及び周辺監視区域を解除して、廃止措置を完了する。

現在、第1段階を終了し、第2段階にある。これまでの廃止措置の進捗状況をFig.4に示す。

2.2 解体届と廃止措置計画認可

原子炉は、1989年12月に運転を停止し、その後の長期停止を経て、2003年5月に原子炉施設を廃止することを決定した。これを受け、廃止措置計

Table 2 Operational Results of BNCT

年度	'76	'77	'78	'79	'80	'81	'82	'83	'84	'85	'86	'87	'88	'89	合計
脳腫瘍	2	12	12	7	5	5	7	13	9	1	5	9	7	5	99
皮膚癌												2	2	5	9

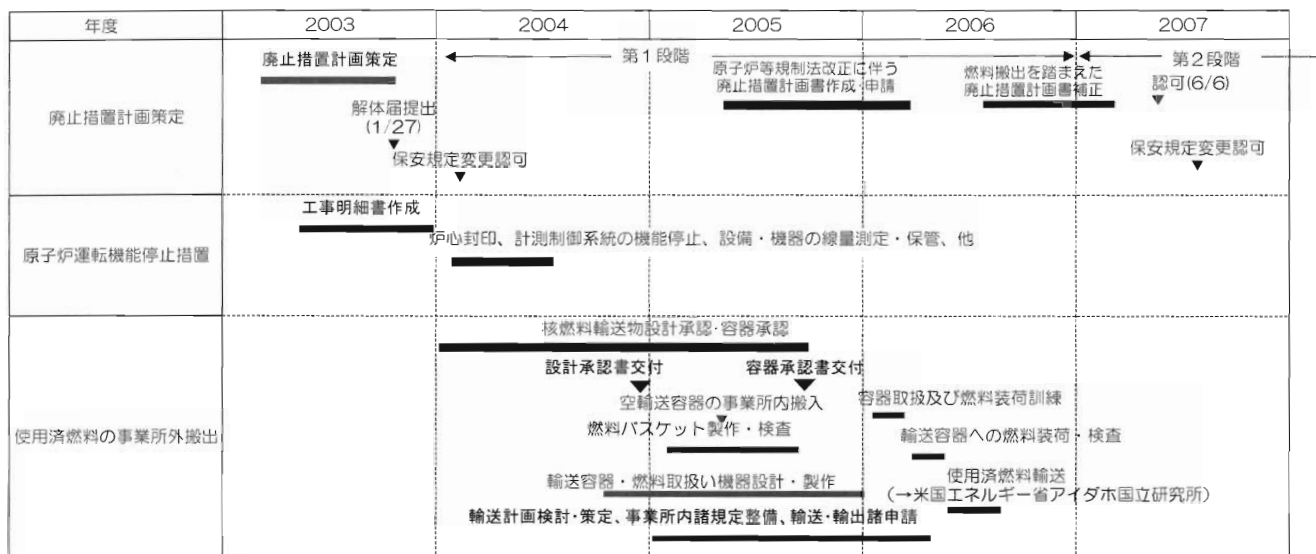


Fig.4 Progress of the Musashi Reactor Decommissioning

画を策定し、2005年1月27日に原子炉等規制法第38条第1項に基づき文部科学省に「解体届」を提出した。

廃止措置は、

- ・全ての燃料要素が使用済燃料貯蔵容器内に貯蔵。
- ・炉内構造物は原子炉タンクから撤去されて原子炉室内に保管。
- ・原子炉タンク内の水は排水。

との現状を踏まえて、同年4月より第1段階が開始された。

また、廃止措置の開始に先立ち、解体届と整合性ある保安規定に変更した。

廃止措置の第1段階は、原子炉タンク内に燃料要素及び制御棒駆動装置がないこと、使用済燃料貯蔵容器に全ての燃料要素が貯蔵されていることを確認した後、原子炉タンクの上面にカバーを取り付けて原子炉の運転機能の永久停止措置を行った他、計測制御系統施設、原子炉冷却系統施設等の機能停止工事を行い、同年9月に終了した。本工事の詳細は第3章で述べる。その後、使用済燃料の事業所外搬出のための準備作業を進め、2006年秋に使用済燃料の輸送を完了した。

この間、廃止措置の制度整備が進められ、改正原子炉等規制法が2005年5月20日に公布され、同年12月1日より施行された。これに伴い、既に改

正前の法律に基づき解体の届出をしたものにおいては、2006年5月31日までに廃止措置計画書を作成し、認可を受けるべく申請することが定められた。

武蔵工大炉では、2006年5月に廃止措置計画の認可申請、2007年5月に、廃止措置の進捗を踏まえた補正申請を行い、2007年6月に認可された。

2.3 使用済燃料の事業所外搬出

燃料の処分については、米国エネルギー省 (USDOE) の「海外試験研究炉燃料の引き取り政策」に基づき、全ての燃料をUSDOEに引き渡すこととした。

使用済燃料輸送は、初めての経験であり、燃料輸送実施のための条件作りから始め、実輸送のために必要な諸準備作業を行う必要があった。特に次の3点が輸送計画遂行の前提条件であった。

- ・引渡し先であるUSDOEの燃料受取りの確認と引渡し・受取り計画遂行の相互協力の合意
- ・海外輸送を伴うことから燃料積み出し港の決定
- ・輸送実施に関係する諸機関とのネットワーク構築

これらの条件を整えるとともに、次のような業務を進めた。

- ①燃料引渡しに係るUSDOEとの契約締結及び

燃料技術仕様文書の作成

本業務は、2005年度の早い時期から進めたが、USDOEの組織変更により「海外試験研究炉燃料引き取り政策」推進担当部署の変更があり、武蔵工大炉燃料の引き取りサイトについてもUSDOEでは改めて検討し、当該サイトをアイダホ国立研究所とすることを最終的に決定したのが2005年9月となり、この時点からUSDOEとの契約書締結作業を再スタートし、2006年2月に契約締結、燃料の技術仕様文書は、同年6月に承認された。

②輸送容器の手配と法的手続き

輸送容器本体は、他機関から2基借用し、燃料を収納する内容器（燃料バスケット）は、新たに製作した。「設計承認書」は、2005年3月に交付を受け、バスケットの製作が10月に完成し、11月に容器本体と合わせて検査を受けて、「容器承認書」が12月に交付された。

また、輸送経路にあたる米国及び英国の容器使用承認の申請を2005年6月に申請し、翌2月に米国、7月に英国の許可を取得した。

③使用済燃料の検査及び輸送容器への収納方法の検討

使用済燃料の検査及び輸送容器への収納に必要な機器類の設計・製作、輸送容器取扱エリアの確保、事業所内道路の養生、容器本体（空輸送容器）の事業所内への受入れ等は、2005年度中に作業が終了した。

④輸送・輸出の法的手続きと輸送計画の策定

輸送保安要領など事業所内諸規定の作成、輸送に係る諸申請書作成準備は、2006年5月までに済ませた。輸出手続については、その前提条件となる日米原子力協定に基づく「核燃料物質移転手続き」を2005年10月に始め、翌年5月に完了した。輸送船舶、輸送時期、輸送経路等々については、関係機関と相談・調整をしつつ、輸送計画を策定した。

上記の準備作業の後、2006年度に実輸送を実施した。主な経緯は次のとおりである。

①使用済燃料の検査及び輸送容器への装荷

使用済燃料は、2006年6月上旬から7月上旬にかけて一本ずつ検査しつつ輸送容器に装荷した。装荷後、輸送物の検査を行い、法令で定め

られた技術基準に適合していることを確認した。本業務の詳細については、第4章で詳述する。

②輸送・輸出の法的手続き

核燃料物質輸出・承認申請（経済産業省）、核燃料物質等運搬物確認申請（文部科学省／原子力安全基盤機構）、核燃料輸送物運搬確認申請（国土交通省）等々、種々の許認可、届出等の手続きは、2006年5月から7月にかけて行った。

③実輸送

実輸送は、詳細な輸送実施計画を作成し、輸送訓練を行った後、2006年8月4日に燃料を事業所から搬出し、積み出し港に向けて陸上輸送を行った。海上輸送は、放射性物質輸送の専用船舶で、英国を経由して2006年10月18日に米国の港に着き、10月21日に目的地であるUSDOEアイダホ国立研究所に到着した。

3. 原子炉運転機能停止措置の実施内容

本章では、原子炉運転機能停止措置の実施内容を述べる。

3.1 原子炉の運転機能停止措置

(1) 原子炉運転機能の停止措置

機能の停止措置は、全ての燃料要素が燃料貯蔵容器に収納され、全ての制御棒駆動装置が取外され、仮置きされていることを確認した後、燃料要素の再装荷ができないように原子炉タンク上面にカバーを取付け、施錠できるようにした。

(2) 計測制御系統施設の機能停止

制御棒及び中性子計測用検出器が原子炉タンクから取外され、その機能が停止していることを確認し、原子炉室内に仮置き保管をした。水放射能モニタ、電気伝導度計、一次冷却水原子炉出入口温度計及び地震計も機能停止を行い、原子炉室内に仮置き保管した。また、これら計装のケーブルはセンサー直近のコネクタにおいて開放を行った。なお、制御盤も機能を停止したが、現状のまま保管した。

(3) 原子炉本体・炉内構造物の機能停止

グリット板、制御棒導管及び反射体が原子炉タンクから取外され（Photo 3）その機能が停止し



Photo 3 Inner Appearance of Reactor Tank

ていることを確認し、原子炉室内に仮置き保管をした。

(4) 原子炉本体・実験設備の機能停止

中央実験管及び気送管が原子炉タンクから取外され、その機能が停止していることを確認し、原子炉室内に仮置き保管した。また、熱中性子柱を構成していたグラファイトも取外されている状態の確認と機能停止を行い、原子炉室にて仮置き保管した。

(5) 核燃料取扱施設及び貯蔵施設の機能停止

燃料移動装置及び燃料貯蔵棚が取外され、その機能が停止していることを確認し、原子炉室内に仮置き保管した。また、燃料貯蔵プールは、現状のまま保管した。純水製造装置は、電源ケーブルを開放し、機能停止を行った。なお、燃料貯蔵設備は、燃料搬出まで性能を維持管理した。

(6) 原子炉冷却系統設備・一次冷却設備の機能停止

原子炉タンク入口及び出口の閉止弁の閉を確認し、入口及び出口を閉止板 (Photo 4) にて系統を隔離した。

また、電源ケーブルを開放し、その機能が停止していることを確認した。

(7) 原子炉冷却系統設備・二次冷却設備の機能停止

熱交換器及びクーリングタワーの入口及び出口の閉止弁が閉になっていることを確認し、電源ケーブルを開放し、その機能が停止していることを確認した。

(8) 放射線管理施設の一部機能停止

放射線管理施設のうち原子炉の運転に係るエリ



Photo 4 Isolation of Water Cooling System



Photo 5 Radiological Survey of Installations

アモニタ及び風向・風速計の機能を停止した。

(9) その他原子炉の附属施設・非常用電源設備の機能停止

非常用電源設備の電力供給ケーブルを開放し、その機能が停止していることを確認した。

3.2 原子炉室内の整備

(1) 設備等の放射線線量率の測定

全ての設備・機器について放射線線量率を測定 (Photo 5) した。

測定結果は、保管場所等と併せて記録を確実にを行い、今後の解体工事計画立案の基礎データとした。

また、保管に当っては、放射線線量率がバックグラウンド程度のものとやや高いものと区分して、後者は集中してコンクリートによる放射線遮へいを施したエリアに保管した。

(2) 原子炉室内の整備

本作業は、輸送容器搬入を容易とするため、屋外及び搬入口周辺整備と炉室内搬入経路付近の整備を行うもので、併せて保管品の確認を行い炉室外搬出物品と炉室内管理物品の整理を行った。

Fig.5に作業管理の流れを示す。

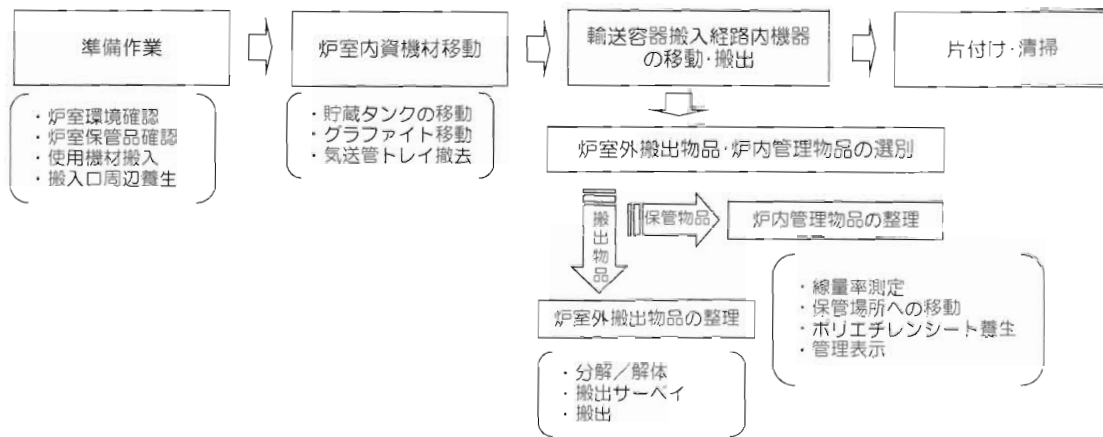


Fig.5 Work Flow of Reactor Room Arrangement

3.3 工事管理及び被ばく管理

(1) 工事管理

廃止措置の第1段階における原子炉運転機能の永久停止措置工事、炉室内整備及び燃料輸送作業にあたっては、放射線管理及び現場管理を行う管理責任者を置き、同様な廃止措置工事の経験を踏まえ、あらかじめ事故の誘因となる事象に留意して作業計画を立案し、労働災害に対する防止対策を講じた。さらに輸送容器等の取扱では、必要に応じて作業員の教育・訓練等を行うなど、安全対策等工事管理を徹底した結果、トラブルも無く、計画通り工事が完了した。

(2) 被ばく管理

被ばくの管理にあたっては、ALARAの考え方に基づき放射線業務従事者の被ばくの低減に努めた。また、作業前に環境放射線モニタリングの実施と被ばく防護を前提とした作業方法、作業手順を考慮し、工事従事者の被ばくを十分低く抑えることができた。

4. 使用済燃料の輸送

Fig.6に空の輸送容器の事業所への受入れから燃料の輸送までの作業の流れを示す。また、これらの一連の作業のうち、使用済燃料（収納物）を輸送容器に装荷し、輸送物（輸送容器に収納物を納めたもの）を作成する作業の流れをFig.7に示す。以下、本章では輸送物作成作業とその作業安全性について述べる。

4.1 輸送容器の取扱

(1) 輸送容器の仕様

燃料輸送には、JMS-87Y-18.5T型輸送容器を使用した。輸送容器本体は、他機関から2基借用し、燃料を収納する内容器（バスケット）を新たに製作した。

Photo 6に輸送容器の外観を示す。輸送容器の主な仕様は、次のとおりである。

- ・型式：JMS-87Y-18.5T（乾式輸送方式）
- ・収納燃料要素体数：80体
- ・本体仕様：
 - 外径寸法：約1,900mm
 - 高さ：約2,000mm
 - 重量：約18.5トン
- ・主要材料及び構造：

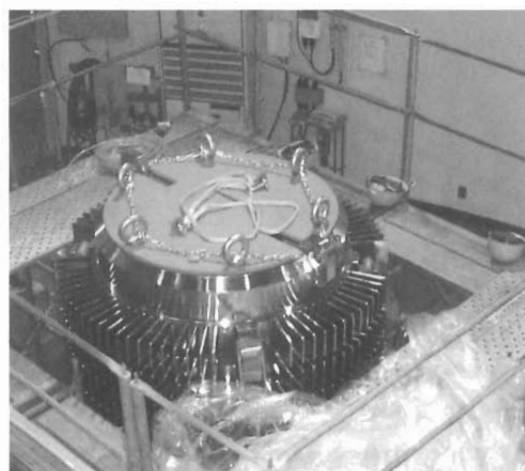


Photo 6 Appearance of Transportation Cask

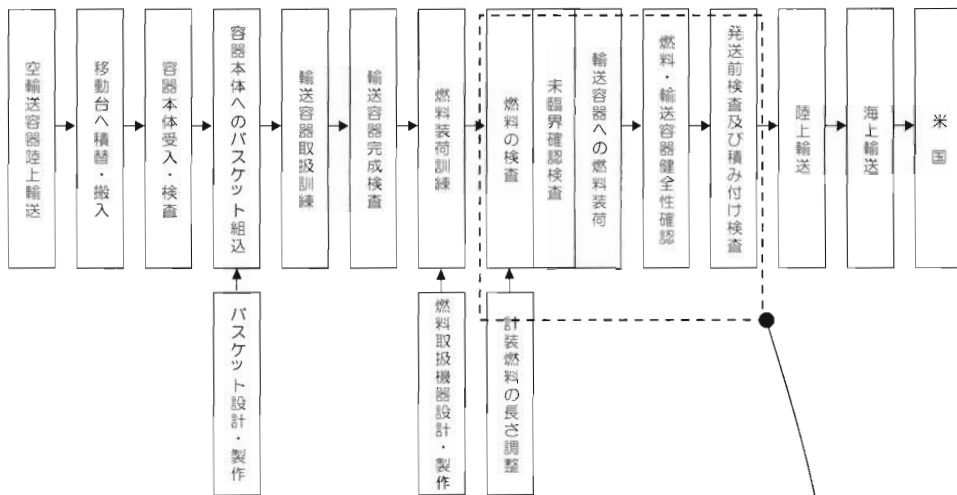


Fig.6 Work Flow from Empty Cask Transportation to Spent Nuclear Fuel Delivery

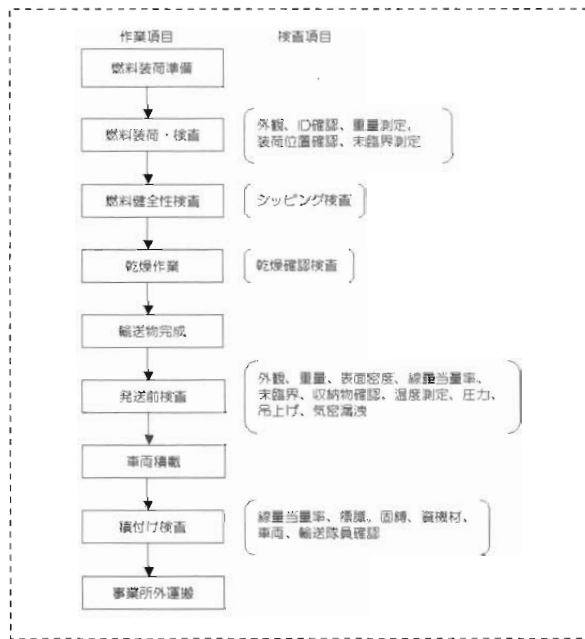


Fig.7 Work Flow of Transportation Package Preparation

容器本体及びバスケット：ステンレス
表面：冷却フィン付き

(2) 輸送容器搬送作業の安全性確認

輸送容器の原子炉室への搬出入、原子炉室内の移動及び燃料の検査・装荷作業に必要な、次の準備作業を行った。

①原子炉室内作業スペース確保のため、輸送容器移動経路上の実験設備等の撤去及び移動

②輸送容器の原子炉室への搬出入・移動に使用する輸送容器用移動台、運搬台、緩衝体移動用の仮置き台車の製作及び原子炉室搬入口の外側にプラットホーム、移動用レールの設置、ならびに床の養生を行った。輸送容器搬送作業の安全性確認のため、テストウェイトを用いた移動台走行訓練を実施した後、輸送容器本体を受入れた。

4.2 燃料取扱作業及び作業安全性の検討

(1) 燃料取扱装置の設計・製作

燃料取扱装置は、使用済燃料貯蔵容器（2基）内に密閉された状態で保管されている燃料（合計145本）を一本ずつ取り出し、検査後、輸送容器に気中搬送・装荷する仕様で設計・製作した。取扱装置は、Fig.8に示すようにX、Y、Z及びθ軸が動作し、被ばくの低減のため、TVモニターで監視しながらの遠隔で操作する。ただし、燃料取扱作業時は、貯蔵容器内と輸送容器内には水張りを前提とした。

(2) 燃料取扱作業の安全性の確認

作業の安全性の確認は、使用済燃料貯蔵容器か

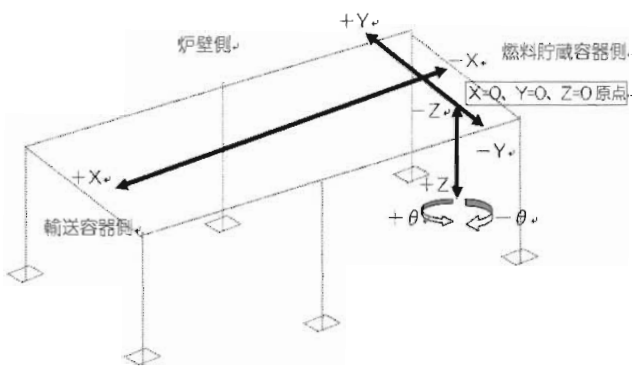


Fig.8 Image of Function for Fuel Handling Equipment

らの燃料の取出し、燃料の検査、輸送容器への装荷について、燃料の落下に係る事象について評価し、燃料の落下防止対策として設計による対応及び運用による対応を検討した。

評価事例をFig.9に示す。

4.3 輸送物作成作業

(1) 燃料装荷作業

燃料の取出し、検査、装荷までの一連の作業は、高感度カメラを通してTVモニター画面上で監視しつつ進めた。また、燃料装荷作業を行う前に、模擬燃料を使用して一連の動作確認及び作業員訓練も実施した。作業の様子をPhoto 7及びPhoto 8に示す。作業手順は、次のとおり。

- ①貯蔵容器内燃料取出し位置確認
- ②燃料取出し
- ③掴み状態の確認
- ④燃料要素型番号確認
- ⑤外観検査（傷・割れなど）
- ⑥重量計測
- ⑦燃料移動
- ⑧輸送容器装荷位置確認
- ⑨燃料装荷
- ⑩燃料離し状態の確認

(2) 燃料装荷中の検査

- ①外観検査、重量測定、燃料番号の確認

起因事象	異常事象	設計による対応	運用による対応
内部事象	装荷装置の機械系及び電気系不良	脱輪部の脱輪	脱輪防止対策
		異常動作	インターロックの設置
	燃料掴み具の不具合	燃料の開放（落下）	爪の開閉機構（スプリングによる常時閉）
		開信号投入	スイッチボックスの設置
運転操作ミス	異常着床・衝突	インターロックの設置	
外部事象	外部電源、コンプレッサーエア一断	燃料掴み状態でフェイルセーフ設計（掴み状態の現状保持）	作業前装置の点検
	地震	装置の転倒	強度評価
	火災	火災による延焼	インターロックの設置
			床のアンカーボルト
			消火活動

Fig.9 Postulated Anomaly and Its Measures during Fuel Handling

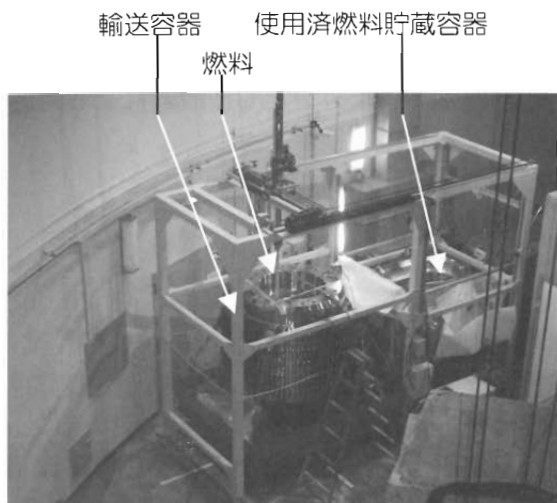


Photo 7 Fuel Loading and Inspection



Photo 8 Monitoring of Fuel Handling on TV Display



Photo 9 Appearance of Fuel Upper Part

外観検査、重量測定、燃料番号の確認は、アルミニウム被覆燃料要素65本、ステンレス被覆燃料要素80本、合計145本全てについて、高感度カメラを通してTVモニタ画面上で行った。

燃料の外観写真の例をPhoto 9に示す。一部燃料の被覆管表面の変色、小さな傷が認められたが健全性上問題なかった。燃料の重量は、重量計で測定したが受入時の値とほぼ同一であった。

②未臨界確認測定

輸送容器装荷時の未臨界性については、輸送容器のバスケットの寸法検査により確認できているが、輸送物作成作業の一環として未臨界測定を行った。

燃料装荷作業前には、モンテカルロ計算コード (MCNP) より臨界解析を行い未臨界性を確認し、同コードを用いた燃料装荷シミュレーションを行い、その結果を基に燃料装荷手順を作成した。Fig.10に輸送容器内の中性子源 (^{252}Cf) 及び中性子検出器 (^3He) の配置を示す。

中性子源に近い位置と遠い位置の2ヶ所に検出器を配して燃料要素1本を装荷する毎に中性子測定を行った。得られた逆増倍率 ($1/M$) と燃料装荷本数との関係 (Fig.11) から未臨界であることを確認した。

③ SHIPPING 検査

燃料全数を輸送容器へ装荷後、燃料健全性を確認するために、SHIPPING 検査を行った。

SHIPPING 検査は、輸送容器内を純水で満た

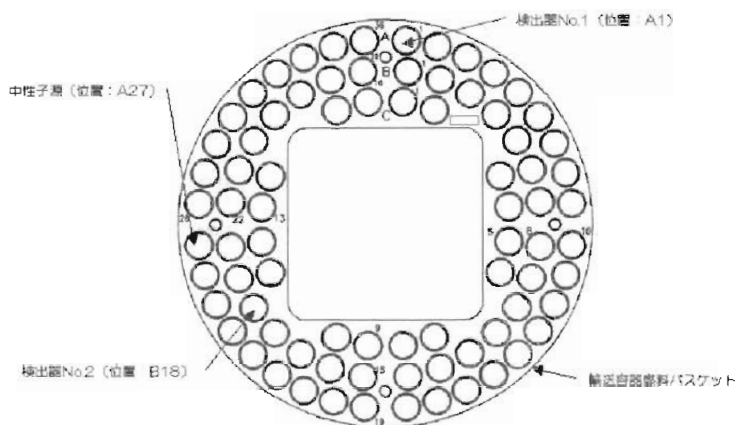


Fig.10 Locations of Neutron Source and Neutron Detectors

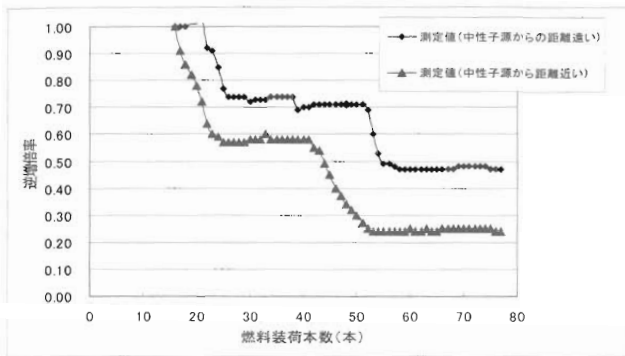


Fig.11 Results of Inverse Multiplication Measurements

し、蓋を閉め、密封状態にして4時間おきに容器内の純水を500cm³採水し、Ge検出器により採水試料の核種分析及び放射能濃度(Bq/cm³)測定を行った。測定結果は、採水試料中に核分裂生成物が認められないこと、また、放射能濃度は、検出限界未満であることを示し、燃料の健全性を確認することが出来た。

(3) 燃料装荷後の検査

上記 SHIPPING 検査の後には、輸送容器から排水し、真空乾燥装置を用いて輸送容器内の真空乾燥を行った。乾燥時間には1基あたり約30時間を要した。ここまです輸送物が完成し、法令に基づく「運搬するもの」に対する「核燃料物質等運搬物確認」検査(発送前検査)が終了した。

次に以下の「運搬する方法」に対する「核燃料輸送物運搬確認」検査(積付検査)を行った。

① 発送前検査

発送前検査は、収納物(使用済燃料)の確認、放射線線量率の測定、輸送物の気密漏洩検査、等々である。自主検査の後、国の検査機関である原子力安全基盤機構による立会検査を受けて、合格証が交付された。

② 積付検査

運搬車両に輸送物を積載した後に、運搬方法の検査(積付検査)を行った。検査内容は、輸送物積載時における車両周りの線量当量率の測定、車両自身の動作確認、運搬における携行品の確認、等々である。自主検査の後、国土交通省による立会検査を受けて、合格証が交付された。

5. あとがき

放射性廃棄物の大半を占める原子炉タンク及び放射線遮へい体等の解体撤去は、放射性廃棄物の外部処分場への搬出の見通しが得られた後に開始する(第3段階)こととし、まずは原子炉運転機能を停止して、早期に使用済燃料の事業所からの搬出を行う(第1段階)。その後、上記の解体撤去を始めるまでの間、「原子炉のない原子炉施設」の維持管理を続ける(第2段階)。これが、武蔵工大炉の廃止措置計画の基本シナリオである。

本報では、上記の第1段階の廃止措置をトラブルもなく初期の計画どおり完了したことを報告できた。原子炉設置者、廃止措置及び燃料輸送の経験を有する業者、放射線作業に精通した現場の担当者各々が各自の役割を確実に、かつ相互に協力して進めてきたことが大きな要因であり、また、燃料輸送にあたっては、関係諸機関の理解、協力と指導が不可欠であった。

武蔵工大炉は、しばらくの間、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設及び原子炉室の性能を維持しつつ、原子炉施設としての保安管理を続ける。第3段階を開始する条件が整うよう関係各位の努力を本紙面を借りてお願いし、結びとする。

参考文献

- 1) 丹沢富雄、他;「武蔵工大炉の廃止措置計画」、平成15年度弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」発表要旨集(2005年3月)。
- 2) 内山孝文、他;「武蔵工大炉廃止措置計画の進捗状況(1)」、2005年度弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」発表要旨集(2006年3月)。
- 3) 丹沢富雄、他;「武蔵工大炉廃止措置計画の進捗状況(2)」、2006年度弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」発表要旨集(2007年3月)。
- 4) The U.S. Department of Energy, "Record of Decision for a Nuclear Weapons Nonproliferation Policy Concerning Foreign Research Reactor Spent Fuel," May 13, 1996, Revised on December 1, 2004.

燃料研究棟におけるグローブボックスの解体撤去作業

岩井 孝*、菊地啓修*、荒井康夫*

Scrapping Work of Gloveboxes in Plutonium Fuel Research Facility

Takashi Iwai*, Hironobu Kikuchi*, Yasuo Arai*

日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター（旧 日本原子力研究所大洗研究所）の燃料研究棟101号室（調製室）に設置されていた金相観察用のグローブボックス121-D及び122-Dの2台は、設置後約30年近く使用してきた。新しい研究テーマに着手するに当たり、同スペースに新たな研究設備を装備したグローブボックスの設置を計画し、当グローブボックスを解体撤去することとした。本報告は、グローブボックス解体撤去作業における、技術的知見、評価及び作業内容をまとめたものである。

Both gloveboxes No.121-D and No.122-D used for metallography were installed about thirty years ago in the room No.101 of Plutonium Fuel Research Facility in Oarai Research Establishment of former Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI). It was planned to scrap the old gloveboxes and build new ones for starting new research on advanced fuel. This report summarizes the scrapping work of the gloveboxes from the technical viewpoints.

1. はじめに

日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター燃料研究棟は、高速炉用新型燃料の研究開発のために建設され、1974年に竣工した。順次整備されてきたプルトニウム取扱い用グローブボックスの多くは、30年近く使用されてきた。各実験室とも、新たにグローブボックスを設置するためのスペースはほとんど残されていない。今回は、新たな研究課題のために必要なグローブボックス及び設備の設置に必要なスペースを確保するため、既設のグローブボックス2台を解体撤去することにした。

燃料研究棟においては、グローブボックスの解体・撤去作業を過去にすでに3回行ってきている。

今回の解体・撤去作業の内容及び方法においても、過去の3回と変わるものではないが、両側を他のグローブボックスで挟まれているという狭いスペースしか確保できない条件での解体撤去作業であることが特徴である。安全を確保しながら、狭いスペースと限られた期間で作業を実施した。

2. グローブボックスの概要及び解体撤去日程

2.1 グローブボックスの概要

解体撤去の対象となるグローブボックスは、101号室（調製室）に設置されたグローブボックス121-D（金相試料の埋め込み、研磨用）及び122-D（顕微鏡観察用）の2台である。これら2台のグローブボックスは、連結ポート（トランスファー

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

ポート)で連結されている。グローブボックス121-D及び122-Dの概略構造と仕様を、それぞれFig.1及びFig.2に示す。グローブボックスの構造としては、Fig.1に示す121-Dは箱型の単純な構造であるのに対して、Fig.2に示す122-Dは、中央に隔壁を有する特殊な構造となっている。

当該のグローブボックスの両側には、3台あるいは2台の連結されたグローブボックス群が設置されており、また、通路側の壁までの距離も3m程度であり、解体作業に使用できるスペースは非常に限られている。

2.2 解体撤去日程

グローブボックスの解体撤去日程は、新たなグローブボックスの据付日程を考慮して設定した。解体撤去作業に先立ち、グローブボックス内部の内装機器の撤去及び除染(3.項参照)については、職員等により予め実施した。

解体撤去作業に要する全工程日数は、27日と見込んだが、実際には作業は安全を確保した上で順調に進展し、22日間で終了した。その内訳は以下のとおりである。括弧内が、実際に要した日数で

ある。

- 1) 教育訓練及び準備作業等
3日間(2日間)
- 2) グローブボックスの独立及びグリーンハウスの設置
11日間(8日間)
- 3) グローブボックスの解体撤去
6日間(6日間)
- 4) グリーンハウスの解体撤去
5日間(4日間)
- 5) 廃棄物搬出及び整理作業等
2日間(2日間)

3. グローブボックスの除染

グローブボックス本体の解体撤去作業に先立ち、グローブボックス内にある埋め込み機、研磨機、顕微鏡等を撤去し、グローブボックス内の除染を実施した。その流れをFig.3に示す。以下に、除染作業の手順を示す。

(1) 表面のルーズ汚染の除去

- ① グローブボックス内表面のルーズ汚染の除去
 に対しては、これまでの経験に基づき剥離塗

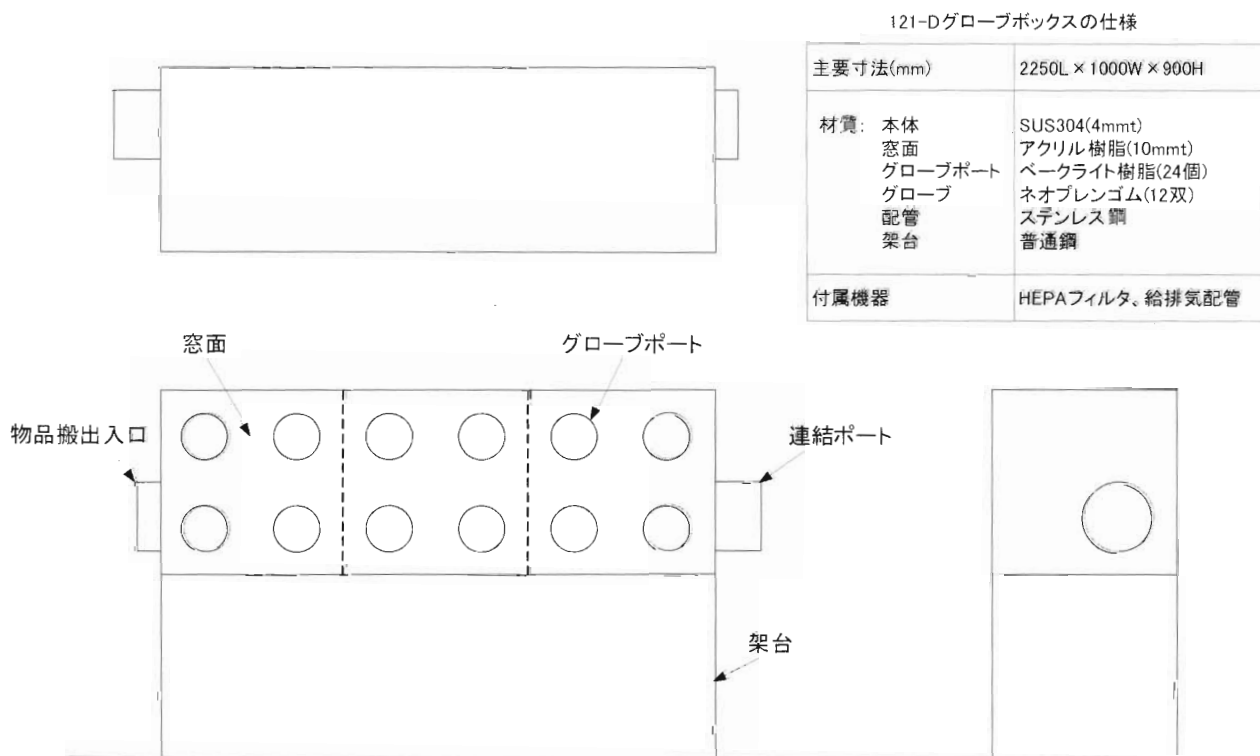


Fig.1 Outline of Glovebox No.121-D

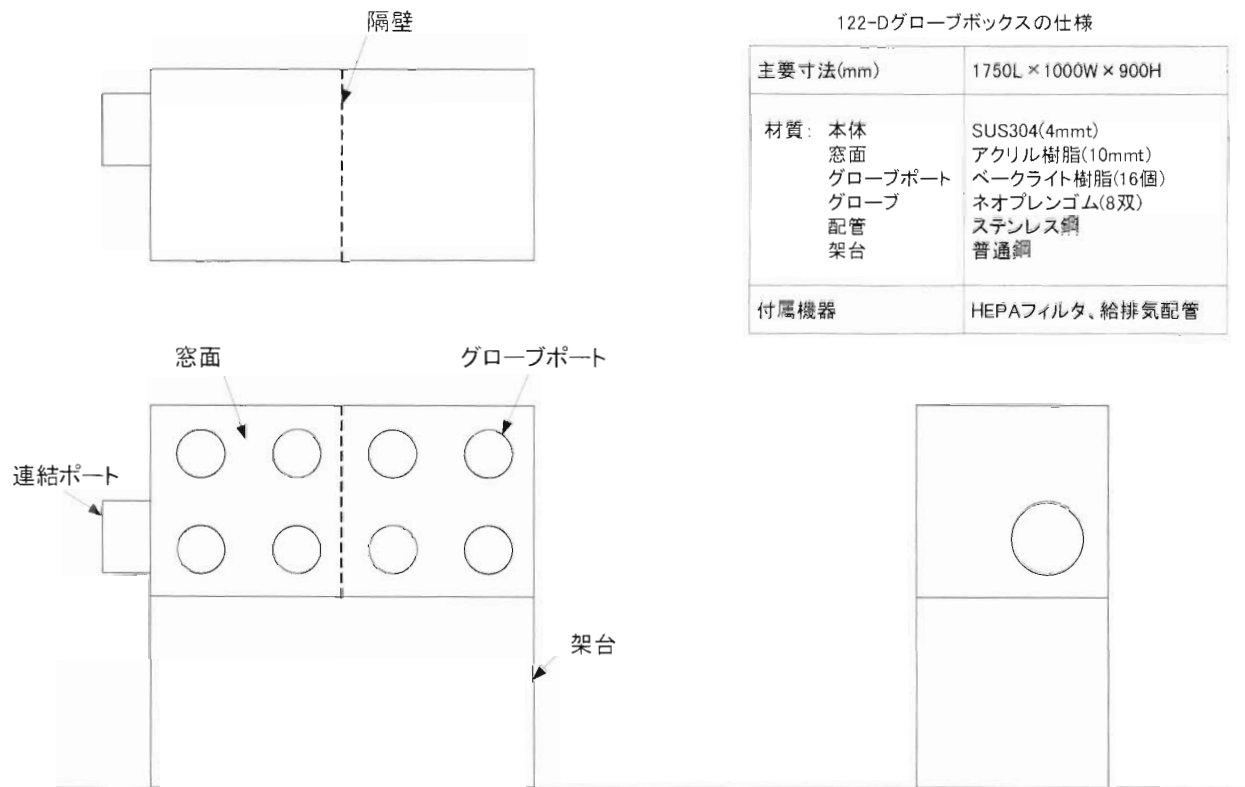


Fig.2 Outline of Glovebox No.122-D

料型化学除染剤（商品名：レムパック〔日本特殊塗料(株)製〕及びアララデコン〔日本環境調査研究所(株)製〕）を用いた。以前はぬれウエスによる拭き取り後に使用していたが、手間がかかる上に不慮な汚染拡大を避けるためである。

②グローブを全て交換し剥離塗料型化学除染剤を剥がした後、中性洗剤（商品名：DKクリーン〔アトックス(株)製〕及びクレンザー）を染み込ませたブラシ及びウエス（商品名：DK-1〔アトックス(株)製〕）により除染を行った。

③除染作業後にはスミア法により汚染の測定を行い、その結果により上記①及び②の作業を繰り返し行った。特に、グローブポート、床面及び作業のしにくい箇所である隅の部分は汚染レベルが高く、重点的に除染を行った。その結果、比較的汚染レベルの高かった床面も含めて、すべての面の表面密度は、目標とした40Bq/cm²以下となった。

(2) 汚染固定

①(1)の作業によっても落とすきれない汚染に

ついては、スプレー式水性ペイントによる汚染固定を行った。これは、解体撤去作業時の汚染の飛散を出来る限り抑えるためであるが、なにより汚染箇所が目視できるので解体撤去作業に便利である。

②ペイント固化後、直接サーベイ法により汚染測定を行った。汚染固定後の表面密度は、2 Bq/cm²以下となり、十分な除染結果が得られた。

4. 解体撤去作業に伴う安全評価

グローブボックスの解体撤去作業を安全かつ円滑に進めるために、事前の安全評価を実施した。

4.1 放射能閉じ込め機能の確保

グローブボックス本体の解体はグリーンハウスを設置し、その中で行うため、解体撤去作業により飛散する放射性物質の閉じ込めに係るグリーンハウスの機能、構造及び排気の方法について、述べる。設置するグリーンハウスは3室構造とし、

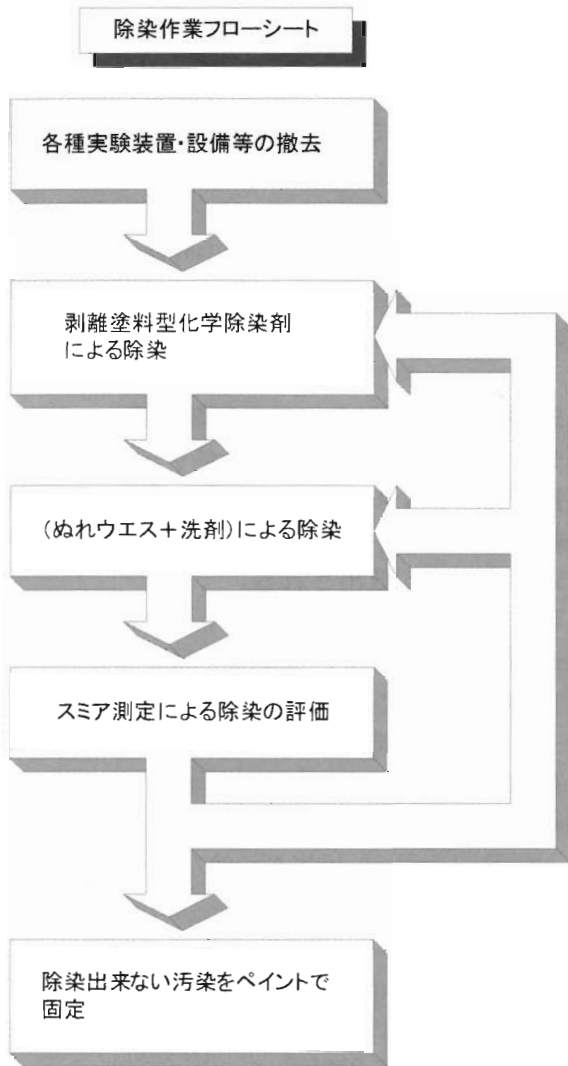


Fig.3 Flow of Decontamination

汚染レベルの高い順から順次、GH-1（解体作業を行う室）、GH-2（汚染をチェックする室）、GH-3（作業者が入退出する室）と呼称する。

(1) グリーンハウス内の換気回数の確保及び負圧維持

グリーンハウスの換気は、近隣に既設の排気第3系統（実験室の排気に用いられている）のグリルに接続して行う。GH-3のプレフィルタから実験室内の空気を取り込み、GH-2を経由して、GH-1からプレフィルタ（610mm×610mm×50mm厚さ）及びHEPAフィルタ（610mm×610mm×290mm厚さ）を介して排気第3系統で排気する。解体作業時には、グリーンハウス内の換気回数を1時間あたり10回以上確保するとともに、負圧を維

持することとした。また、排気系の予備として、GH-1から200角HEPAフィルタを介して排気第1系統（グローブボックスの排気に用いられている）にも接続し、通常はバルブ止めをしておいた。

(2) 作業者の退出時の汚染管理

GH-1における解体作業者が退出する場合には、GH-1で作業装備の表面を除染し、サーベイメータによる汚染測定を行ってから、GH-2で装備を脱着し身体の汚染測定を行い、最後はグリーンハウス外に出る前にGH-3で身体の汚染測定を行い、汚染のないことを確認して退出する。このように、グリーンハウスを3室構造にし、二重三重の汚染チェックを行うことにより、実験室への汚染拡大を防止する。

(3) グリーンハウス障壁の多重化と強度維持

グリーンハウスの障壁を多重化することにより、グリーンハウスの気密性を高めて汚染の漏洩を防止する。特に汚染レベルが高くなることが予想されるGH-1は、多重化が不可欠である。また、負圧を維持するためには、その負圧に耐えられる強度を有する材料を障壁に使用するとともに、適切な構造となるように考慮しなければならない。

4.2 作業者の被ばく評価

(1) 作業者の外部被ばく評価

解体撤去作業を行う段階でのグローブボックスの表面線量当量率は1 μ Sv/h以下である。解体撤去作業は20日を予定しており、1日の作業時間は5時間であることからこれを累積すると0.1mSvとなる。これは放射線業務従事者の実効線量限度（50mSv/年）を十分下まわることから作業者の外部被ばく上の問題はない。

(2) 作業者の内部被ばく評価

除染後の表面密度の測定結果から、残存するプルトニウムの量及びグローブボックスの表面密度を算出する。算出された値を用いてグリーンハウス内の空気中の放射能濃度及び作業者の内部被ばくを評価する。なお、 α 放射能は、全てがPu-239として評価する。

1) グリーンハウス（GH-1）内の空気中放射能濃度

グリーンハウス内の空気中放射能濃度(C)を(1)式により求める。

$$C(\text{Bq}/\text{cm}^3) = (S \times a \times q) / (V \times N \times T) \quad (1)$$

ここで、

S : 除染後のグローブボックスの表面密度 (Bq/cm^2) = 40 (最大値を採用)

a : 1日当たりの切断面積 (cm^2)
= 7.2×10^4

q : 切断時の飛散率
= 10^{-2} [参考資料 1]

V : GH-1 の容積 (cm^3)
= 3.7×10^7

N : GH-1 の換気回数 (回/時間)
= 10

T : 1日の平均作業時間 (時間)
= 5

注) 1日当たりの切断面積は、2台のグローブボックスの切断作業に5日間かかるものとする。グローブボックスの寸法 (cm) は、121-Dが幅225×高さ90×奥行き100で、122-Dが幅175×高さ90×奥行き100 (中に仕切り板あり) である。切断片の大きさを約15×50 (cm) とし、切断巾を1 cmとする。また、安全裕度を2として計算すると次のようになる。

[121-Dの切り落とし面積]

$$\{(225 \times 100 \times 2) + (225 \times 90 \times 2) + (100 \times 90 \times 2)\} / (15 \times 50) \times \{(15 + 50) \times 1\} \times 2 = 17940 \text{ (cm}^2\text{)}$$

[122-Dの切り落とし面積]

$$\{(175 \times 100 \times 2) + (175 \times 90 \times 2) + (100 \times 90 \times 4)\} / (15 \times 50) \times \{(15 + 50) \times 1\} \times 2 = 17770 \text{ (cm}^2\text{)}$$

合計 $(17940 + 17770) = 3.57 \times 10^4 \text{ (cm}^2\text{)}$

1日当たり $(3.57 \times 10^4) / 5 = 7.2 \times 10^3 \text{ (cm}^2\text{)}$

従って、グリーンハウス内の空気中放射能濃度は、

$$C(\text{Bq}/\text{cm}^3) = (40 \times 7.2 \times 10^3 \times 10^{-2}) / (3.7 \times 10^7 \times 10 \times 5) = 1.6 \times 10^{-6}$$

グリーンハウス内の空気中放射能濃度は、 $1.6 \times 10^{-6} \text{ Bq}/\text{cm}^3$ となり、法令で定める放射線業務従事者に係るPu-239の空気中濃度限度 ($7 \times 10^{-7} \text{ Bq}/\text{cm}^3$) を超えると推定される。このため、GH-1内における解体作業中の呼吸保護具は、安全性及び作業性を考慮してエアライン全

面マスク (防護係数 10^3) とする。

2) 作業者の内部被ばく

前項の条件下で、グリーンハウス内の空気中放射能濃度が法令で定める放射線業務従事者に係るPu-239の空気中濃度限度を超えると推定されるが、防護係数 10^3 を有するエアライン全面マスクを着用することにより作業者の呼吸する空気中の濃度は濃度限度を下回ることから、作業者の内部被ばく上の問題はない。

4.3 排気筒出口における放射能濃度

グリーンハウスの空気は、グリーンハウス排気系HEPAフィルタ1段で過後、既設の排気第3系統のHEPAフィルタ (2段) を経由して、スタックから大気中に放出される。

ここでは、3段のHEPAフィルタによって放射能が捕集 (フィルタの捕集効率を安全側として3段で99.99%とする) されるものとして、グローブボックス解体作業による1日 (作業時間5時間) の排気筒出口における放射能濃度 (C) を (2) 式から以下の条件で評価する。

$$C(\text{Bq}/\text{cm}^3) = \{(S \times A \times q) / (V \times t)\} \times \eta \quad (2)$$

ここで、

S : グローブボックスの表面密度 (Bq/cm^2) = 40 (最大値を採用)

A : 1日当たりの切断面積 (cm^2)
= 7.2×10^3

q : 切断時の飛散率 = 10^{-2}

V : スタック排気風量 (cm^3 /時間)
= 1.9×10^{10}

t : 排風機運転時間 (時間) = 5

η : フィルタの捕集効率
= 99.99% (HEPAフィルタ3段)

従って、

$$C(\text{Bq}/\text{cm}^3) = \{(40 \times 7.2 \times 10^3 \times 10^{-2}) / (1.9 \times 10^{10} \times 5)\} \times \{1 - (99.99/100)\} = 3.1 \times 10^{-12}$$

評価の結果、排気筒出口における放射能濃度は、法令で定める周辺監視区域外におけるPu-239の空気中の3カ月間の平均濃度限度 ($3 \times 10^{-9} \text{ Bq}/\text{cm}^3$) と比較しても、放出時において十分低い値であり、環境に与える影響は無視できる。

4.4 作業安全管理

(1) 人身災害の防止

高所における作業、重量物運搬作業、機械工具を用いた切断作業については、安定した足場の確保、適切な保護具の着用等の措置を講じ、作業者の安全を図る。

(2) 火災の防止

GH-1 内では防火加工したシートを使用し、切断には火花、切断片の飛散の少ない工具を使用するとともに、被切断物の周囲に可燃物を置かない。また、必要に応じて防護壁を設け、消火器を用意する。

(3) エアライン全面マスク用供給エアの確保

GH-1 内の作業者はエアライン全面マスクを着用して解体作業を実施する。エアライン全面マスクは全面マスクに空気供給ラインを接続したものであるが、空気供給系に異常が発生した場合には自力で呼吸できる構造となっている。

(4) 作業者に対する保安教育訓練

1) 放射線業務従事者教育訓練

役務作業者に対しては、作業開始前に放射線従事者手帳の教育歴の項を確認するとともに、当該作業に関する保安教育を実施する。

- ①燃料研究棟への出入り管理
- ②グローブボックス等の解体作業における注意事項
- ③放射線管理上の注意事項
- ④放射線防護具の着脱訓練
- ⑤緊急時の処置要領
- ⑥発生する可燃性廃棄物の安全対策

2) 作業手順の確認

毎日の作業開始前に、請負作業者を含む作業関係者が、その日の作業内容及び作業手順を確認する。

5. 解体撤去作業

解体撤去するグローブボックスの外観写真を **Photo 1** に示す。また、グローブボックスの除染を含めた本解体撤去作業の手順を **Fig.4** に示す。

以下に、解体撤去に係る一連の作業内容、廃棄物管理及び放射線管理について記述する。

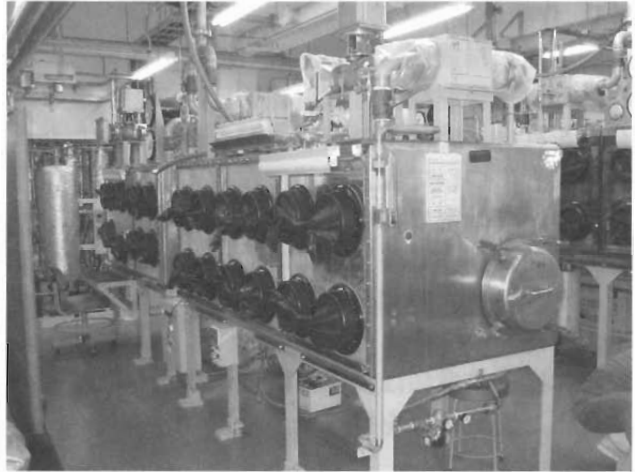


Photo 1 Gloveboxes before Scrapping

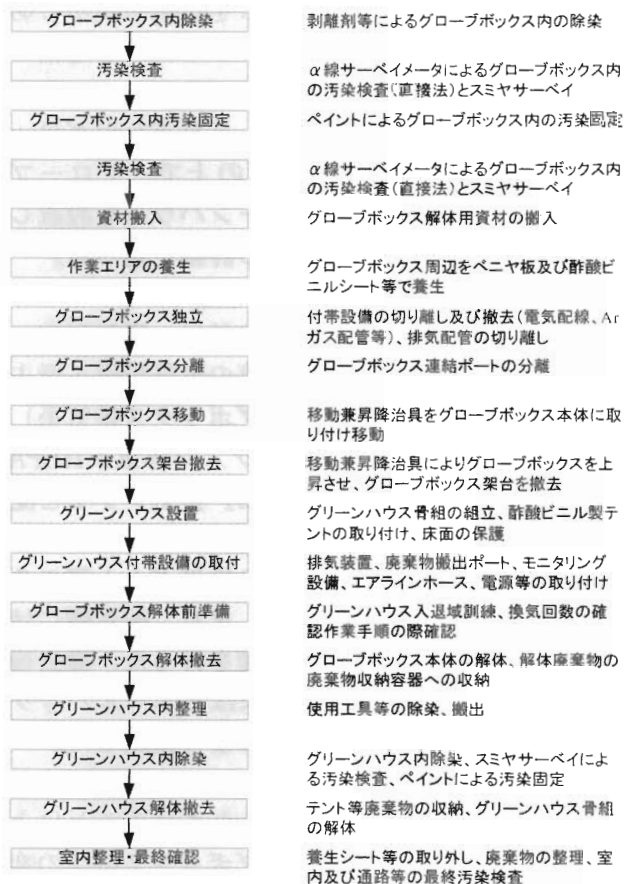


Fig.4 Flow of Scrapping Work

5.1 作業体制

解体撤去作業は、特定施設（給排気運転管理）及び放射線管理施設（放射線管理）の担当者と打合せを行い、助言及び指導を得ながら実施した。請負業者については、事前に作業手順、安全対策等について綿密に打合せを実施するとともに、作業開始前及び作業終了時には必ずミーティングを行った。また、週間作業予定表及び作業日報を提出させた。

解体撤去作業には、常に職員が立合い、情報の共有化と安全確保を行った。

5.2 グローブボックスの切り離し及びグリーンハウスの設置

2台のグローブボックス本体の除染及び汚染固定作業が完了したのち、作業エリアを養生した。グローブボックスの附帯設備（照明器具等）を取り外した後、グローブボックスを排気系統から切り離した。次に2台のグローブボックスを連結しているポートのフランジ部を、ビニルバッグで囲ったクローズド法で外して、それぞれのグローブボックスを独立させた。その上で、グローブボックスを取り囲む形でグリーンハウスを設置した。以下に、それぞれの作業の詳細を述べる。

5.2.1 グローブボックスの切り離し

グローブボックスを切り離す前に、電気配線、アルゴンガス配管、照明器具等の附帯設備を撤去した。排気第1系統（グローブボックス排気系）の排気ダクトとグローブボックスの排気系HEPAフィルタまでの配管を撤去した。排気ダクトと配管の切り離しは接続フランジ部においてクローズド法により行い、切り離し後の排気ダクト側フランジには閉止板を取り付けた。また、配管側にはビニルバックによる溶封処理を行った。撤去後の排気系HEPAフィルタの末端はビニルバックの溶封処理と閉止バルブ操作により密閉した。

切り離されたグローブボックスは給気系のHEPAフィルタを介して息つきをさせることにより、温度変化等によるグローブボックス内圧の変化に対応させた。

グローブボックスの側壁にアングルを溶接して昇降装置を取付け、グローブボックスを移動が可能な状態にした。2台のグローブボックスをつな

ぎ合わせているフランジ部をクローズド法により切り離した。昇降装置を操作して、グローブボックスの下の架台を取り去り、グローブボックス本体を床面に降ろした。(Photo 2参照)

5.2.2 グリーンハウスの設置

グリーンハウスはGH-1、GH-2及びGH-3の3室構造とし、101号室に設置した。グリーンハウスの概念図をFig.5に示す。

1) グリーンハウス骨組みの組み立て

鋼管及びジョイントを用いてグリーンハウスの骨組みを組み立てた。

2) シートの取付け

GH-1 からGH-3 まで順番に、骨組みにシートをロープで取り付けた。

GH-1 は0.2mm厚の酢酸ビニール製シートの2重張りとした。

GH-2 は0.2mm厚の酢酸ビニール製シート1重張りとした。

GH-3 は0.2mm厚の酢酸ビニール製シート1重張りとした。

3) グリーンハウス床面の養生

グリーンハウス床面全体に酢酸ビニール製シートを敷き、グリーンハウスの裾をテープで固定した。さらに、GH-1 内の床にはベニヤ板及び0.3mm厚のターポリンシートを敷いた。

4) パネル類の取付け

GH-1 に解体物搬出ポート、廃棄物搬出ポート及び監視窓を取り付けた。(Photo 3参照)



Photo 2 Separation of Gloveboxes from the Base

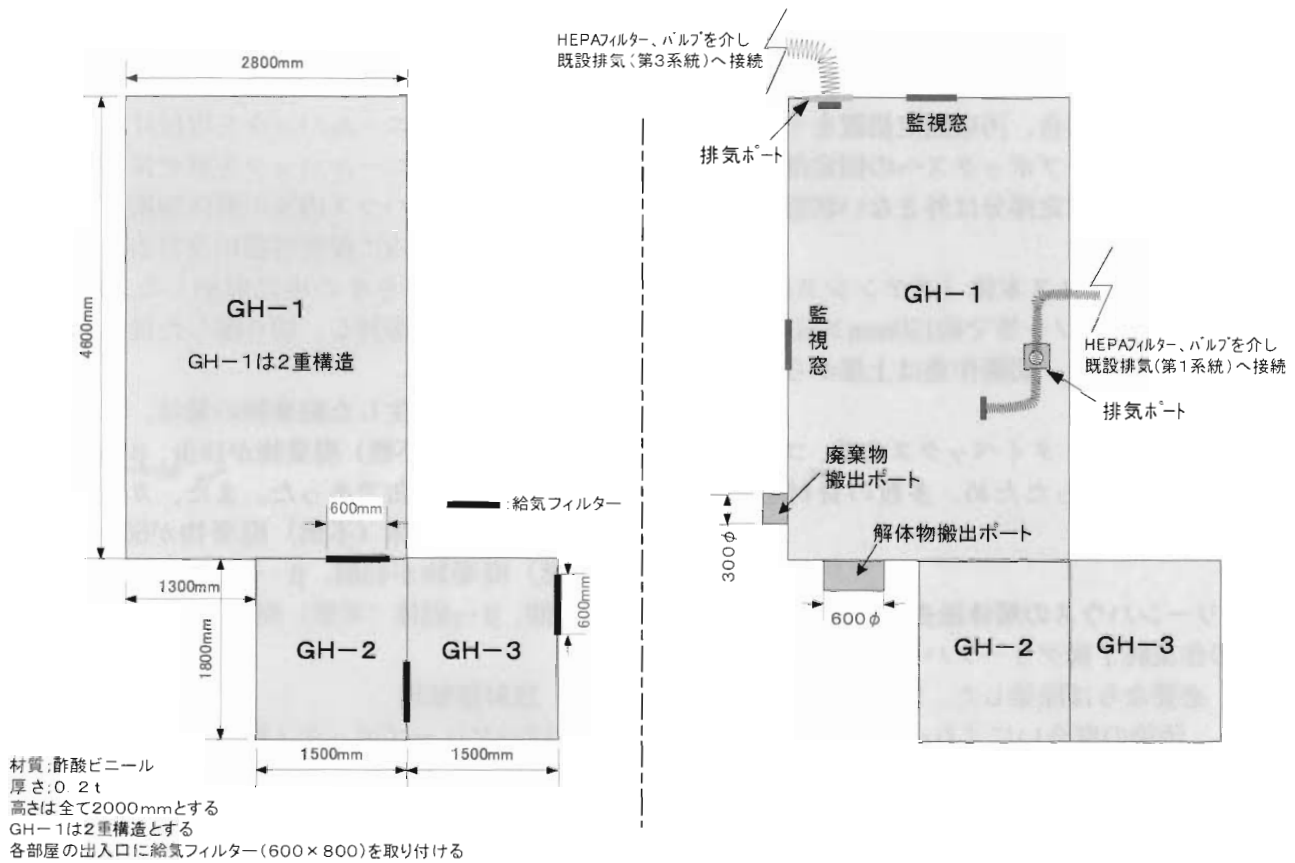


Fig.5 Structure of the Greenhouse

5) モニタリング機器の取付け

GH-1の2カ所に、GH-2内、GH-3内及びグリーンハウス外の各1カ所にダストサンプリング吸引端を設置し、空気汚染をチェックすることとした。



Photo 3 Observation panel at the greenhouse

6) 排気系の取付け

グリーンハウス内を換気するために、プレフィルタ(610mm×610mm×50mm)1段、HEPAフィルタ(610mm×610mm×290mm)1段からなる排気系を接続した。グリーンハウスの排気は排気第3系統の排気グリルに接続して行った。各グリーンハウスの入口にプレフィルタを取付け、GH-3からGH-1に空気が流れ、1時間当たり10回以上の換気回数を維持できるようにした。なお、排気系の予備として排気第1系統に200角HEPAフィルタを介して排気系を準備した。

5.3 グローブボックスの解体

グローブボックスの解体は次の手順で行った。
 1) グローブボックスの給排気系(フィルタ、配管等)を切断する。配管内部等の除染が困難であった箇所に対しては汚染拡大防止措置を施した。切断工具はチップソー、バンドソー等を用

いた。グローブボックス下部及び切断場所周辺を防火シートで覆った。

2) グローブボックスの窓(アクリル樹脂製)を切断した。この場合、汚染固定措置を十分行えなかった、グローブボックスへの固定部分及びグローブポート固定部分は外さない状態のまま切断した。

3) グローブボックス本体(ステンレス鋼製4mm厚)をバンドソー等で約150mm×500mmの大きさに細断した。切断作業は上部から下部に向けて進めた。

GH-1内の作業は、タイベックス2重、ゴム手袋4重の重装備で行ったため、多数の資材を要した。

5.4 グリーンハウスの解体撤去

上記の作業終了後グリーンハウス内の汚染検査を行い、必要ならば除染した。汚染検査終了後解体撤去し、汚染の度合いにより α 廃棄物又は $\beta\cdot\gamma$ 廃棄物として取り扱った。

なお、グリーンハウス解体時の飛散による汚染拡大を防止するため、GH-1の内張りテントにペイント固定処理を実施した。

5.5 廃棄物処理

グローブボックスの解体で発生した廃棄物は廃棄物管理施設において処理・処分される。本作業

においては廃棄物保管容器に収納し、廃棄物管理施設へ搬出するまでの作業を行った。

Fig.6に示すように、グリーンハウスの解体物搬出ポートにビニールバックを取付け、その外側にもう一重のビニールバックを被せ保管容器に入れた。グリーンハウス内部の解体物搬出ポートのビニールバック内に保管容器用受容器を入れ、廃棄する切断片等をその中に収納した。収納後ビニールバックを溶封し、切り離した後保管容器の蓋を取り付けた。

この解体で発生した廃棄物の量は、廃棄物収納容器の α 固体(不燃)廃棄物が18缶、 $\beta\cdot\gamma$ 固体(不燃)廃棄物が1缶であった。また、カートンボックスでは、 α 固体(不燃)廃棄物が60個、 α 固体(可燃)廃棄物が43個、 $\beta\cdot\gamma$ 固体(不燃)廃棄物が13個、 $\beta\cdot\gamma$ 固体(可燃)廃棄物が57個であった。

5.6 放射線管理

今回のグローブボックス解体撤去作業の放射線管理に係る作業体制、放射線管理機器の配置、作業者の放射線管理、解体撤去作業時の空气中放射能濃度及び表面密度について以下に記述する。

5.6.1 放射線管理の方法

(1) 作業体制

本解体撤去作業における放射線管理は、放射線管理課職員(放管員)1名と作業担当会社の放射線管理担当者1名の、計2名で行われた。解体作

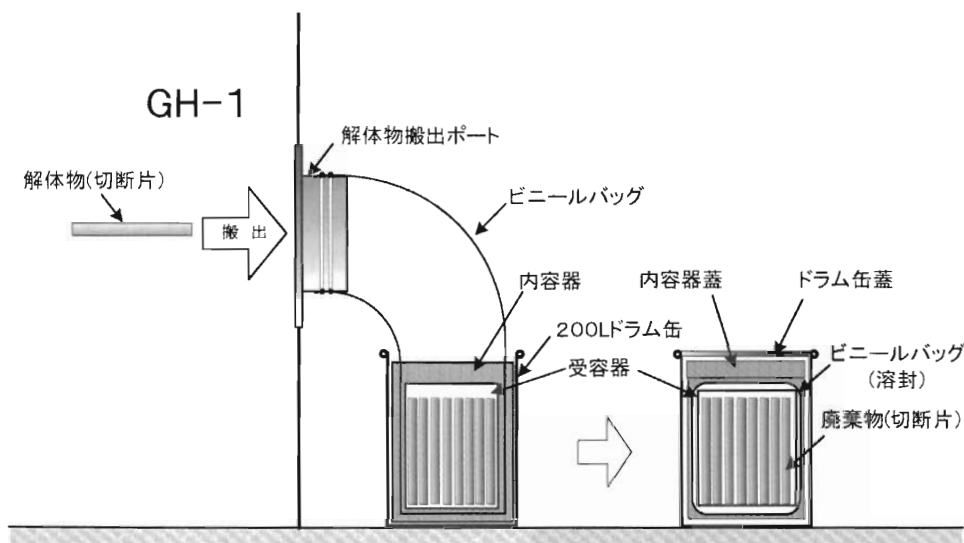


Fig.6 Method of Bag out of Waste

業中の放射線管理は、作業環境における空気中放射能濃度、作業者の身体汚染及び作業場所とその周辺の表面汚染の測定である。請負業者の放射線管理担当者は、退出作業者の身体サーベイ、グリーンハウス内部及び周辺の汚染検査、廃棄物搬出作業時の汚染検査、フィルタろ紙の交換及びダストモニタの監視を担当した。

(2) 放射線管理機器の配置

今回の解体撤去作業における放射線管理機器等を、以下に示すように配置した。解体作業を行うGH-1には、排気ポートのフィルタ前、作業場所、廃棄物搬出ポート付近の計3ヶ所でモニタリングした。GH-2及びGH-3においては、グリーンハウス内及びGH-3入口でモニタリングした。

(3) 作業者の放射線管理

解体作業者は、エアライン全面マスク等の放射線防護具及び防護衣を装着して101号室の出入口ドアから入り、グリーンハウスGH-3の入退室口を通り、さらにGH-2を経由してGH-1に入室し、グローブボックスの解体作業を行う。作業終了後は、GH-1のエリアで濡れウエスにより放射線防護具及び防護衣の表面を除染してからアノラックスーツ等を脱着し、身体汚染検査により汚染のないことを確認してGH-2エリアに入る。GH-2エリアでタイベックスーツ等を脱着し、GH-3エリアで全面マスクを脱着してから再度身体汚染検査を行い、汚染のないことを確認してからGH-3から退室する。最後にハンドフットクロスモニタにより汚染検査を行い、作業者の放射線管理を図った。

5.6.2 空気中放射能濃度と表面密度

エアライン全面マスクの着用限度は、 $7.0 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ であるが、この値はもちろん、解体作業中のGH-1の空気中放射能濃度は、事前評価(4.2項参照)で予想した $1.6 \times 10^{-6} \text{Bq/cm}^3$ という値に達することもなかった。また、作業環境として設けた管理基準は、GH-1については $2.0 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ 、GH-2については $2.0 \times 10^{-6} \text{Bq/cm}^3$ 、GH-3は検出下限濃度としたが、この値も超えなかった。しかし、グローブボックス本体の解体作業は予定通り、エアライン全面マスクにアノラックスーツを着用して行った。

表面密度については、管理基準として、GH-1で

40Bq/cm^2 、GH-2で 4Bq/cm^2 、GH-3では検出下限密度未満としたが、作業期間中の最大値でGH-1において 1.14Bq/cm^2 、GH-2及びGH-3では検出下限密度未満であった。

6. まとめ

今回のグローブボックス解体撤去作業では、解体の手順を十分検討し、グリーンハウス内の空気中放射能濃度及び表面密度を十分低いレベルに維持することができたこともあり、日程的には予定より早く順調に実施することができた。今回の作業を通じて新たに得られた知見は以下のとおりである。

- (1) 解体前のグローブボックスの除染を十分行うとともに、スプレー式のペイントで汚染を固定することにより、解体作業中の放射性物質の飛散を相当防止することができる。
- (2) グローブボックス本体の切断時において、事前の除染で放射性物質を除去し切れなかった箇所の切断を制限することで、解体作業中の放射性物質の飛散を相当防止することができる。具体的にはグローブポートについては、窓パネルにつけたままで切断は行わなかった。また、窓パッキンは予め窓パネルに粘着テープで貼り付け、窓パネルの切断時に放射性物質が飛散することを防止した。

7. おわりに

燃料研究棟が建設整備されて約30年以上が経過した。グローブボックスは、いずれ老朽化や研究開発テーマの改廃に伴い解体撤去することになる。そのためにも、今回の解体撤去作業を通じて得られた知見や技術を継承していくことが必要である。なお、本解体撤去作業の請負業者はアトックス(株)である。

参考資料

- (1) 泉幸男 他「照射燃料切断時におけるFPの飛散率とサンプリング用捕集材の捕集効率」保健物理 Vol. 3, p295-299 (1978).

「自然起源の放射性物質を含む物の利用時の被ばく線量測定 及び措置に関するガイドライン」の紹介

桜井直行*、石黒秀治*

Commentary on guidelines for radiation measurement and treatment of substances including naturally occurring radioactive materials

Naoyuki SAKURAI*, Hideharu ISHIGURO*

文部科学省の研究炉等安全規制検討会は「自然起源の放射性物質を含む物の利用時の被ばく線量測定及び処置に関するガイドライン」(NORMガイドライン)を取り纏めた。このガイドラインは技術的文書であり、利用する放射線になじみの薄い一般人にも分かり易い形にするために、原子力研究バックエンド推進センター(ランデック)は、文部科学省との契約に基づき、「ウランまたはトリウムを含む物の使用及び安全確保に関する調査」を実施した。

この調査はNORMガイドラインの内容を業務の流れに従って、フローシート化し、必要な解説を各ステップ毎に記述し、WEBページのコンテンツを作成したものである。

本稿では、このWEBコンテンツの概要、ガイドラインの作成経緯及びガイドラインの内容について概説する。

Study group on safety regulation on research reactors in Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology (MEXT) reported the guidelines of "Guidelines on radiation measurement and treatment of naturally occurring radioactive materials (NORM)" on 6 February 2006.

RANDEC made the website contents "Study on use and safety of the substances including uranium or thorium", based on the contract with MEXT to make their contents.

This paper describes the outline of the website in MEXT homepage, background and contents of NORM guidelines in order to understand easily and visually the NORM guidelines, adding in some flowcharts and figures.

1. はじめに

自然レベルのウラン・トリウムを含むものの取

り扱いについては、従来特別な規制は無かったが、その影響が無視できないとする国際的な動きがあり、それを受けて文部科学省科学技術・学術

本報告は文部科学省からの受託研究「ウラン又はトリウムを含むものの使用及び安全確保に関する調査」の成果の一部です。

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

政策局の研究炉等安全規制検討会は関連事業者が自主的に管理するために、「自然起源の放射性物質を含む物の利用時の被ばく線量測定及び措置に関するガイドライン」(以下ガイドラインと呼ぶ)を平成18年2月に取りまとめた。RANDECは平成18年度にその解説とホームページ上で公開するためのウェブページの作成を文部科学省から受託した。(平成19年度から文部科学省のホームページに公開され¹⁾、広くコメントを募集している。)

ガイドラインの利用者は、製造事業者、輸入事業者等であり放射線安全とは日ごろ縁の無い人々であることを考えて、できるだけ分かりやすい解説にすることを心がけた。本稿では公開されたウェブページの概要、ガイドラインが作成された経緯、ガイドラインの内容について紹介する。

2. ウェブページの概要

2.1 ウェブページ

インターネット利用者に広く使われているInternet Explorerで閲覧ができ、後々の維持作業を考慮して作成ソフトは汎用性の高いIBMホームページビルダーを用いた。ウェブページは大きく分けて、次の三つの部分からできている。

- ①「ガイドライン早分かり」は、ガイドラインに示されたすべての手順をフローシートに分解し、ステップごとに説明をつけた。
- ②ステップごとの説明から「よくある質問と回答」へジャンプし、フローシートの理解を助けるようにした。
- ③ガイドラインに出てくる専門用語の解説を設けた。

ウェブページでは、そのほかにガイドライン全文のダウンロードや意見、質問の送り先をクリックだけで操作できるようにした。

2.2 ガイドラインの解説

上記のウェブページ作成をするため、まずガイドラインを逐条的に、なるべく詳しく解説したものを作成し、特に問題となりそうな部分については「よくある質問と回答」、「用語解説」として取りまとめた。この詳しい解説をベースにフローシートを作成した。このフローシートは長大なも

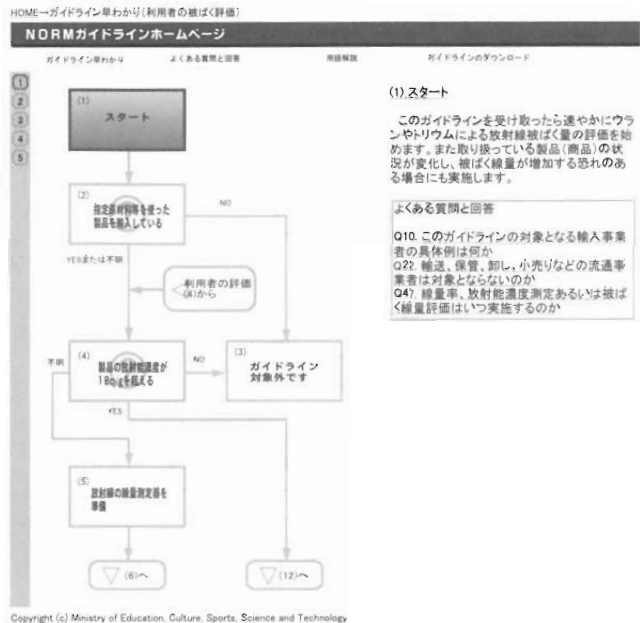


Fig.1 An Example from the Web Pages

のになるため、ウェブページ上ではそれを多数に分割して表示している。

2.3 ウェブページの例

文部科学省のホームページに載せたウェブページの一例を示す。できるだけキーボード操作を避けて画面をマウスでクリックすれば必要な場面にジャンプできるようにしてある。たとえばFig.1ではフロー上のあるステップをクリックすると、それに関連した解説と「よくある質問と回答」欄が示される。

2.4 フローシートの例

ウェブページでは画面サイズの制限からやむを得ずFig.1のようにフローシートを分割して掲載しているため、やや読みにくい。その元となった全体図の例をFig.2に示す。今回は全体図をダウンロードできるようになっていないので、次回改訂時には改善したい。要望があれば全体図を印刷して提供している。

3. ガイドライン策定の経緯

ガイドラインの第I章「はじめに」において、

なぜこのようなガイドラインが必要になったのか、その策定の経緯が説明されている。放射線審議会の報告書を参考に経緯とガイドラインの必要性を紹介する。

3.1 ウラン・トリウムを含む物質の利用と規制の現状

自然界には、地球誕生以来地殻に存在するものや宇宙線により生成されたものなど、さまざまな放射性核種が存在し、これらの核種を含む物質は、NORM(自然起源の物質)と呼ばれている。食品などから人間の体内に取り込まれたK-40などの体内放射能及び地表面の土壌中の放射性物質からの放射線等は、もともと人為的な管理が不可能であり、国の安全規制の対象外とされてきている。天然のウランやトリウムを比較的多く含んだ鉱石等として、モナザイト、リン鉱石、チタン鉱石、その他鉱石、鉱物砂などがあり、これらは産業用の原材料あるいは一般消費財に多く使用されている。日本で販売されている消費財の調査結果をTable 1に示す。

我が国におけるウラン・トリウムを含む物質は核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下原子炉等規制法という)において、放射性核種の濃度及び数量により規制が行われている。たとえば一般消費財に良く使われるモナザイトなどが、核原料物質として規制されるウラン、トリウムの濃度は、74Bq/g(固体状の核原料物質については370Bq/g)、また数量は「ウラン量の3倍+トリウムの量」は900gを超えるものとされている。したがってこの値以下のものの取り扱い法規制の対象外として使用の届出等を要しな

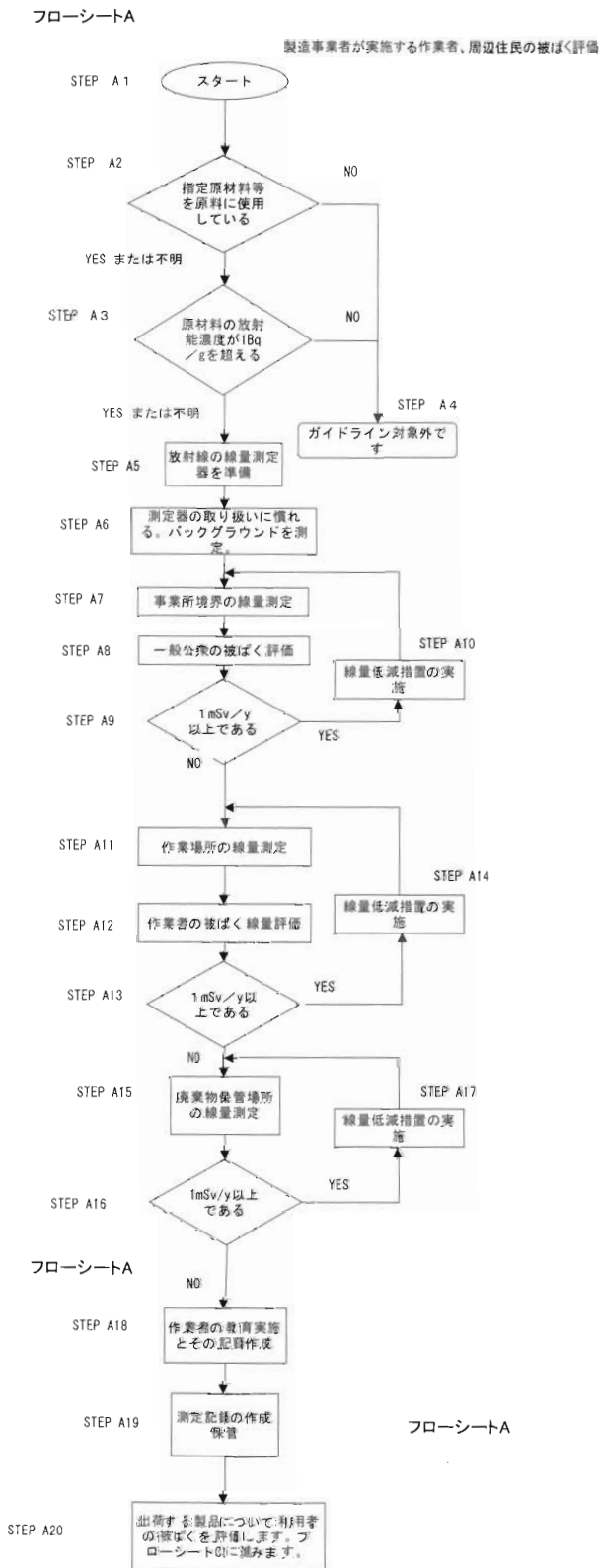


Table 1 U, Th Added Consumer Products

ラドン温泉浴場	消臭塗料
船底塗料	靴下(繊維に練りこみ)
プレズレット・ネックレス	シート(繊維に練りこみ)
健康機器(粉末入り)	靴の中敷(粉体入り)
耐火物・耐火レンガ	寝具(繊維に練りこみ)
自動車用マフラー触媒	研磨材
衣料品(繊維に練りこみ)	磷酸肥料
サボテン・ガラスバンド(繊維に練りこみ)	墨の花

出典: http://www.nrc.nesxt.jp/news/council/20040210_01.pdf

Fig.2 A full-flow Sheet for Dose Evaluation by Manufacturers

い。そのためこれ以下の量の取り扱い、一般消費財等の製造、利用は何らの規制もされていない。

3.2 NORM規制の国際動向

NORMは規制になじまないとしてきた従来の考え方が変わる転機となったのは、1990年の国際放射線防護委員会 (ICRP) の勧告 (ICRP Pub. 60) であり、「作業場所のラドン及び自然放射性核種を含む物質を使う作業」(135節)、「微量の自然放射性物質を有意に含む物質を扱う操業や貯蔵」(136節)で作業者が被ばくする場合については、職業被ばくとして管理する事が適切であると提言された。

そのため国際原子力機関 (IAEA) で各国の法令への取入れを視野に入れた検討がなされ、1996年には「電離放射線に対する防護と放射線源の安全のための国際安全基準」がIAEA安全シリーズNo. 115 (通称BSS-115) として公表され、加盟国がNORMを規制する場合の基本的な考え方を提示している。消費財中の放射性核種の濃度またはその数量のいずれかがその規制免除要件を満たす場合や消費者の被ばくが年間 $10\mu\text{Sv}/\text{y}$ のオーダーかそれより小さい場合には、規制当局が認めることにより法的規制から免除されること (事前の届出や許認可等の手続きを要しないこと)、さらに注意事項の表示義務等が示されている。

欧州連合ではBSS-115に従い欧州原子力共同体指令書 (1996年5月採択) を発行し、それを受けて2002年11月に加盟14ヶ国で国内法の改正が行われた。現在はほとんどの加盟国において、自然放射性物質の規制制度を取り入れている。

3.3 事業者による自主管理

日本国内の調査の結果から、ウラン又はトリウムを含む物質を原材料として使用している一部の産業において、従業員、事業所周辺の住民等の被ばくが高くなる可能性が考えられた。そこで、平成15年10月の放射線審議会基本部会で「自然放射性物質の規制免除について」が取りまとめられた。そこではNORMの使用についても何らかの法規制が必要とされたが、平成18年2月に文部科学省研究炉等安全規制検討会で、直ちに法令により規制するのではなく、まず事業者による自主管理に

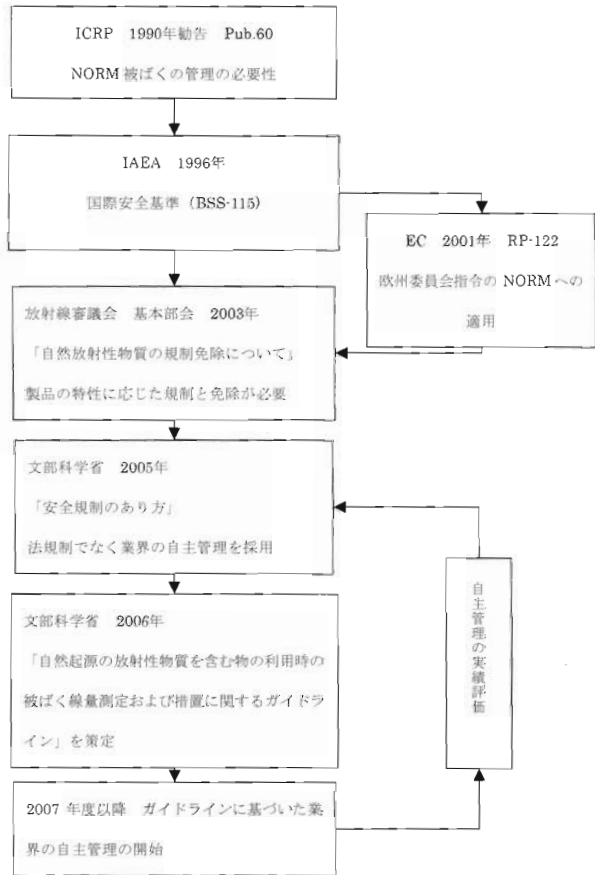


Fig.3 Background of the Guidelines

期待することとし、そのための指針としてここで紹介しているガイドラインが取りまとめられた。

自主管理開始後は実施状況を定期的に評価し必要な指導をすることになる。

これらの経緯をFig.3に示す。

4. ガイドラインの概要

この章ではガイドラインの主要な内容について解説する。

4.1 ガイドラインの対象物の詳細

4.1.1 対象物の定義

ガイドラインの第II章でこのガイドラインの適用対象物をTable 2のように規定している。

このリストは対象物と適用範囲を簡潔に示しているが、簡潔であるがためにこのガイドラインを使用する事業者にとって、適用の有無を判定する

Table 2 The List of Materials Covered by the Guideline

<p>本ガイドラインは、以下に示す原材料等であって、原子炉等規制法等規制値未満の物で、且つ、放射能濃度が1 Bq/gを超える物及び本ガイドラインの対象となる原材料等を使用した製品（輸入した製品を含む）を適用の対象としている。</p> <p>ガイドラインで指定する原材料等</p> <p>(1) 鉱石及び鉱物砂（注2）</p> <p>モナザイト（モナズ石）、バストネサイト、ジルコン、タンタライト、リン鉱石、ウラン鉱石、トリウム鉱石、チタン鉱石、石炭灰</p> <p>(2) 精製したウラン又はトリウムを添加した合金（注3）又はガラス</p> <p>（注2）記載した鉱石及び鉱物砂の中で、放射線審議会基本本部報告書「自然放射性物質の規制免除について」のうち「表5 自然放射性物質を含む物質の分類と対応案」（別添1 参照）の区分4 現在操業中の鉱山の残土、又は産業利用の残渣（処分）、及び区分5 産業用の原材料（製造、エネルギー生産、採掘等）に該当するものである。</p> <p>（注3）溶接電極棒や電気・電子部品等の原材料に使われている合金である。</p>

ことが難しいと考え、ガイドライン制定の主旨、過去の経緯を参考に次のように解説を加えた。ここで適用の有無が判断できれば、4.2以降の測定評価の手順に進むことができる。

4.1.2 放射能濃度による対象物の区分

ガイドラインは対象物を指定原材料等としてまず限定し、ここに提示されていないものを除外し、その上で放射能濃度の下限を1 Bq/gとし、上限を3.1に示した規制法の値としている。ガイドライン第Ⅲ章以降の記述から、使用の過程で放射能濃度が1 Bq/gを下回った製品や廃棄物については、その時点でこのガイドラインの適用除外となる。逆にウラン、トリウムが廃棄物（副産物）に移行し、その放射能濃度が1 Bq/gを超える場合は、人工的に濃度が増大した自然放射性物質（TENORM）として、ガイドラインの対象物となる。

4.1.3 原材料のうち鉱石及び鉱物砂

ガイドラインでは鉱石、鉱物砂の種類をモナザイト（モナズ石）、バストネサイト、ジルコン、タンタライト、リン鉱石、ウラン鉱石、トリウム鉱石、チタン鉱石、石炭灰に限定している。したがってウランあるいはトリウムを含んでいてもここに示した以外の鉱物であれば対象とならない。ただしリン鉱石、ウラン鉱石、トリウム鉱石、チタン鉱石は総称である。個別の名称を持った鉱石が文部科学省のホームページ²⁾に記載されている。

鉱石や鉱物砂を粉碎、分粒しただけで研磨材、耐火物として使用するなど、成分が原材料と同等であると考えられる中間製品も対象となる。

4.1.4 石炭灰

石炭火力発電所や石炭ボイラーから排出される石炭灰（フライアッシュやクリンカー）が道路舗装の骨材或いはセメント製造の原料などとして、他産業の原材料に利用されている。ガイドラインでは石炭灰を原材料として使用する場合に管理を要求している。ただし、過去の調査結果によると石炭灰中で1 Bq/gを超える放射能濃度のウラン、トリウムは観測されていない。

4.1.5 精製したウラン又はトリウムを添加した合金又はガラス

ガイドラインは、これらの合金やガラスを作るためにウランやトリウムを添加する行為ではなく、既にそれらが添加された合金やガラスを使用し製品を作る行為と、製作された製品の利用を基本的な対象としている。精製したウランやトリウムを添加する（使用する）行為の多くは、工業規模でそれらを取り扱うため法規制の対象であり、このガイドラインの対象外となりうる。しかし法規制の許可使用者が製造した製品中の放射能濃度が、消費者に渡る時点で限量たとえば370Bq/g未満となるケースでは、その製品は法令の規制対象外であるが、1 Bq/gを超えていればこのガイドラインの対象となる。

4.1.6 現在操業中の鉱山の残土又は産業利用の残渣

ガイドラインは、注の2で操業中の鉱山の残土及びこれらの鉱石、鉱物砂を産業利用したときに発生する残渣、産業廃棄物を対象物に加えている。それらの残土、残渣がウラン、トリウムを含むことがあり、別の産業の原材料として再利用する場合には、ガイドラインの「使用」に当たり対象となる。残土、残渣を排出する事業者には、鉱山保安法や電気事業法等の法令が適用されている場合には、ガイドラインの対象事業者とならないと考えることが出来る。

4.1.7 溶接電極棒

注3から溶接電極棒の使用すなわち溶接作業そのものが対象であるかのように読めるが、溶接作業は金属材料を使う多数の工場や現場で日常的に

実施されており、溶接業者に自主管理を求めることは実現困難である。むしろトリウムを添加した合金を使用して溶接電極棒を製造するときの作業員及び周辺住民の被ばく線量評価と、溶接棒が使用されるときの利用者、溶接技術者の被ばくの評価を、製造事業者に要求していると解釈した。

4.2 原材料等の利用について

4.2.1 原材料等を利用する事業者

ガイドラインが自主管理を求める相手は、対象となる原材料等を利用する事業者である。しかし利用とは何か明確に記述されていないので、次のように考えた。

ガイドライン第Ⅲ章で対象となる事業者は、指定された原材料を使用して、自社内利用の製品、他の製造業者向けの製品及び消費者に渡る最終製品を製造する者であると読み取れる。原材料等を利用する事業者は事業所境界、作業場所、廃棄物について線量率測定をして、周辺住民、作業員の被ばく線量を 1 mSv/y 以下になるように管理する必要がある。

4.2.2 原材料等を用いた既存の製品の輸入

対象となる原材料等を用いた製品を製造する事業者に加え、海外で製造された製品、商品を輸入する事業者もガイドラインの第Ⅳ章において対象としている。輸入品のうちで製造事業者向けの原料、中間製品或いは治具、工具などとして輸入されたものは製造事業者の責任で自主管理することにし、国内で加工をせずにそのまま利用者、消費者に渡る製品・商品のみを輸入事業者が実施する自主管理の対象としている。

製品の流通には、倉庫業、運輸業、販売業等の流通事業者が関係してくるが、ガイドラインでは対象事業者としていない。

輸入消費材では、ウランやトリウムを含む鉱石を粉碎、或いは粗精製して繊維や塗料などに練りこんだり、添加したりあるいはセラミックス化して使うなど、元素としてのウラン、トリウムの性質を利用した製品や、ウラン、トリウムから出る放射線の電離作用を積極的に意図して利用した製品が主な対象となる。逆に意図せずに含まれている場合は製品の発見が困難である。

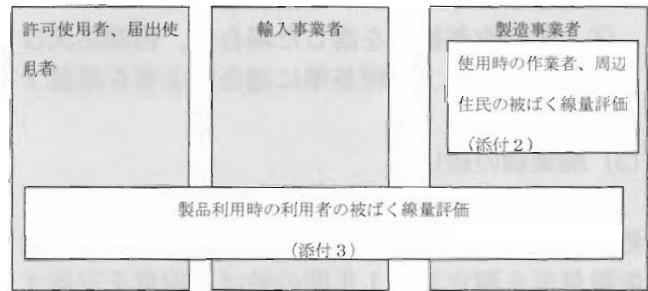


Fig.4 The Object Person and Dose Evaluation Required in the Guideline

4.3 対象事業者が実施する事項

以上述べた適用対象物及び対象事業者、実施する事項を整理すると、次のFig.4のようになる。許可使用者、届出使用者及び輸入事業者は製品利用者の被ばく評価のみを実施する。製造事業者は作業員及び周辺住民及び製品利用者の被ばく評価を実施する。これらの測定評価の詳細がガイドラインの添付資料2及び3に記載されている。

4.3.1 製造事業者による測定評価 (添付資料2)

(1) 測定評価の方法

シンチレーションサーベイメータ等の0.01 μ Sv/hまで測定可能な放射線測定器を用いて、作業場所及び事業所境界の放射線線量率を測定する。バックグラウンドを差し引いて正味の線量率を求める。一般公衆に対しては8760時間、作業員に対しては年間作業時間を乗じて、1年間の被ばく線量を求める。

(2) 基準値を超える場合の改善措置について

事業所の境界の線量、事業所の作業員の被ばく線量が管理基準、1 mSv/yを超える場合には、次のような措置を行って管理基準以下になるようにする。

- ①事業所の境界の線量が管理基準を超えているときは、事業所内に保管又は使用されている原材料又は製品の総量を少なくする、保管・使用の場所を境界から離す、遮へいを設ける等により、管理基準を下回るような措置をすること。
- ②作業員の被ばく量 (又は作業場所の線量) が管理基準を超えているときは、取り扱う原材料等又は製品の量を少なくする、作業に従事する時間を短くする、遮へいを設ける等の管

理基準を下回るような措置をすること。

③上記の改善措置を講じた場合は、再測定又は評価を行い、管理基準に適合する事を確認する。

(3) 廃棄物の扱い

事業者は指定原材料等又は製品を含む廃棄物を処分する場合、廃棄物の表面から1mの位置で放射線量率を測定し、1年間の被ばく線量を評価する。廃棄物に起因する一般公衆及び作業員の被ばく線量が1mSv/年を超えると推定される場合は、事業所の廃棄物保管庫に遮へいをして保管する、或いは小分けする等の改善措置を講じる。

(4) 記録の保管

事業者は、ガイドラインに沿った管理の証拠を残すために、次に掲げる記録を行う。

測定記録の年月日、測定者(測定機関)名、測定又は評価の方法とその結果を記録測定記録の保管期間は5年とし、最新の測定記録をその事業の廃止後5年間保管する。

原材料又は製品の入荷及び供給の記録簿を作成し、5年間保管する。

事業者は、自然放射性物質の安全な取り扱いに関する教育の記録を保管する。

4.3.2 製品の利用に関する測定評価の手順(添付資料3)

ガイドラインの添付資料3は製品利用者の被ばく評価の実施手順と放射線量低減のための改善措置について記載している。製品中のウラン、トリウムの放射能濃度が既知でありそれが1Bq/g以上ならば濃度から被ばく線量を算出する。1Bq/g以下ならば適用外となる。放射能濃度が未知の場合はまず線量率測定を実施する。それらの測定結果から年間の被ばく評価を実施する。すなわち、放射濃度測定と線量率測定の両方を利用している。

その結果が1mSv/yを超えていれば、その製品中のウラン、トリウム含有量を減らす等の低減措置を製造事業者が実施する。被ばく評価値が10μSv/y以下の場合には評価の経緯を記録し保存するだけで良い。10μSv/yを超え、1mSv/y未満の場合にはさらに製品に注意事項を表示する。この手順をFig.5に示した。

(1) 放射線量率の測定

シンチレーションサーベイメータ等で0.01μSv/hまで測定可能な放射線測定器を用いて、製品を利用する距離での製品の放射線線量率を測定する。バックグラウンドを差し引いて正味の線量率を求める。一般消費財の場合、利用者の利用形態の想定に不確実性を伴うので、製品表面からの距離が10cm以内の位置で線量の最大値を測定しておく。

(2) 放射能の量の測定

線量の測定を行わない場合、又はバックグラウンド線量を有意に超える測定値が得られなかった場合に、製品に含まれる放射エネルギーの測定を専門機関に依頼して実施する。

(3) 製品の利用に伴う被ばく量の評価の方法

①線量率から評価する場合

ガイドラインでは製品を利用する位置での放射線量率を測定することとしている。利用位置が線源から遠くなれば測定値の信頼性が小さくなり、場合によっては測定限界以下になる。その場合は、製品から10cm以内で線量の最大値を測定し、距離の二乗則を使って製品と利用者の位置を補正する方式を推奨している。

また、製品との距離あるいは利用時間の数値

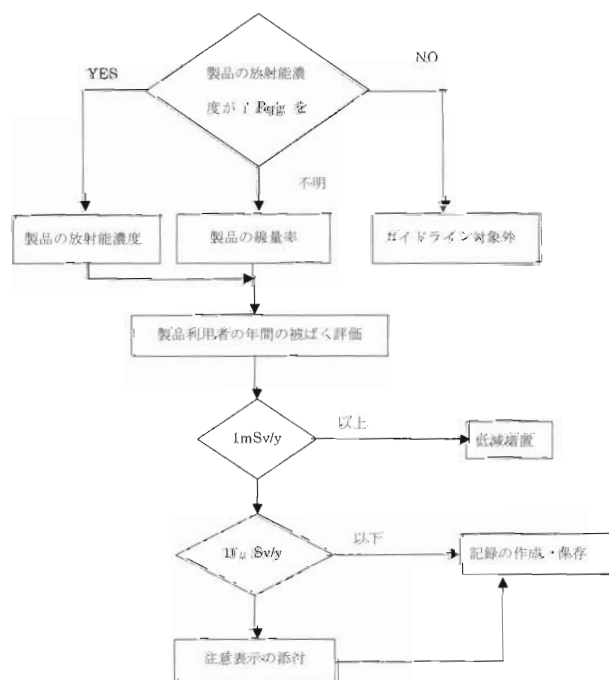


Fig.5 Dose Evaluation and Measures on Consumer Goods

が不明な場合には、標準的な値が与えられておりこれを使用する。肌に密着又は近接して使用する場合は、一般消費財の表面からの距離が10cm以内の位置で計算して得た値を2倍した値を測定結果に置き換えて被ばく量を計算する。ここで2倍の意味は一般消費財を肌に密着して使用することに伴うベータ線とガンマ線による皮膚被ばくの寄与を考慮するためである。

②ウラン又はトリウムの濃度から評価する場合
ケース1：人体から10cm以上離して使用する製品の使用に伴う被ばく量

別添3にはウラン及びトリウムの放射能濃度を1m位置の被ばく線量に換算する係数が与えられている。さらに距離と時間を補正して年間被ばく線量を算出する。

なお、この換算係数は放射平衡を考慮した天然のウラン及びトリウムに対するもので、精製したウラン又はトリウムを添加した合金等を原材料とした製品（溶接電極棒、電気・電子部品の電極、ガラス等）についてかなり安全側の被ばく評価になる。

ケース2：肌に密着して使用する製品の使用に伴う被ばく量

肌から10センチ以内で使用する場合に、ウランおよびトリウムの放射能濃度を皮膚被ばく量へ換算する係数が与えられており、さらに利用時間を乗じて年間被ばく線量を算出する。

(4) 基準値を超える場合の改善措置について

①利用者の被ばく線量評価結果が1mSv/年を超えると予想される場合は、その製造に使用する原材料等の量を減らす、使用の方法が限定されるよう改良する等の措置を講ずる。

②10 μ Sv/年を超え、1mSv/年以下のものについては、ウランまたはトリウムを含んでいること、被ばく線量が1mSv/yを超えないための取り扱い上の注意事項を記載した表示を行う。

これらの措置の多くは製造元でなければ出来ないが、輸入業者が自主的に実施することを妨げるものではない。

(5) 製品を廃棄するときの扱い

消費者が製品を廃棄する場合を想定してあらかじめ評価を行う。

①廃棄物の表面から1m離れた位置での線量が0.11 μ Sv/h（1mSv/年相当）以下の場合は特段の処置を要しない。

②一般公衆の被ばく線量が1mSv/年を超えると推定される場合は、製品に使用する自然放射性物質を含んだ原材料等の量を減らす等の措置を講じた後に販売等行う。輸入品は、輸入業者が廃棄物となった場合の評価を行って、必要に応じ廃棄物を回収し、小分けする等の改善措置を講ずることとしている。

(6) 測定記録の保管

測定記録について、ガイドラインでは具体的な事項を明記していないが、次のように考える。

測定記録には、年月日、測定者（測定機関）名、測定又は評価の方法とその結果を記載し、保管期間は5年以上とする。放射能の濃度又は線量を再測定する必要のない製品については、最初の測定記録又は最新の測定記録をその事業の廃止後5年間保管のこと。

原材料又は製品の入荷及び供給の記録簿を作成し、5年間保管のこと。

事業者は、従業員に対して、自然放射性物質の取り扱いに関する教育を行い記録を残す。

5. 今後の課題

以上ガイドラインの記述に沿って解説したが、いくつかの問題点が考えられた。

このガイドラインの適応対象となる業界、事業者は非常に多いと考えられる。業界、事業者を把握しきれないと、ガイドラインの周知徹底が不十分となり、自主管理が実施出来ない業者が発生してきてしまう。

放射線測定器は高価なので、すべての関連業者に購入させるのは無理であるし、測定器のメーカー側にそれだけの供給能力があるか、さらにはもっと簡易な測定法を採用できないか十分検討する必要がある。放射能濃度を測定するとなると、さらに大きな経済的負担となることが考えられる。

利用者の被ばく評価には時間、距離、比放射能がパラメータとして使用される。製品の利用形態は利用者により千差万別であり、代表値を与えた

としても時間と距離を現実的に決めることは出来ない。また比放射能を決めるには製品重量が必要であるが、付属品等を含めて重量を大きくとれば、比放射能が小さくなり被ばくを小さく評価できる。このような任意性の大きいパラメータについて再度検討する必要がある。

10 μ Sv/年を超える製品には注意表示を付けることになっているが、自然放射線の被ばく線量とその意味について国民にあらかじめ広報しておかないと、無用な誤解を引き起こす可能性がある。

現在文部科学省のホームページ上に公開されコメントを求めており、またいくつかの業界と意見交換を実施しているので、RANDECではそれらの結果を取りまとめて今年度末には文部科学省に報告書を提出する予定である。

参考

- 1) <http://www.norm-guideline.mext.go.jp/>
- 2) http://www.nucmext.jp/news/genshiro_anzenkisei/20030124_01.html

RANDEC's Capability

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

The capability and service of RANDEC are ;

to implement decommissioning research, development and investigation.



to provide technical information on decommissioning.



to train for decommissioning.



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



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

© デコミッションング技報 第36号

発行日 : 平成19年10月31日

編集・発行者: 財団法人 原子力研究バックエンド
推進センター

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

ホームページ: <http://www.randec.or.jp>
E-mail : decomi@randec.or.jp