

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

巻頭言：廃棄物発生量と解体・処理・処分コストの
低減を目指した安全な技術の開発を
招待講演から：「宇宙時間と人類時間
—放射性廃棄物の処理処分を考える—」
技術報告：原子力施設における廃止措置の費用評価手法
医療用加速器のデコミッショニング
技術概説：IAEA及び国内機関におけるクリアランスの
最近の検討状況
フランス廃棄物管理機構(ANDRA)の低レベル
放射性廃棄物管理

財団法人 原子力研究バックエンド推進センター

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility
Decommissioning Technology Center

No. 31 2005

RANDEC

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

事業の内容

デコミッショニングに関する試験研究・調査を行います。

デコミッショニングに関する技術・情報を提供します。

デコミッショニングに関する人材を養成します。

RI・研究所等廃棄物の処分地の立地等処理処分事業に関する調査等を行います。

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

デコミッショニング技報

第31号 (2005年3月)

目次

巻頭言

- 廃棄物発生量と解体・処理・処分コストの低減を目指した安全な技術の開発を 1
加藤 正平

招待講演から

- 「宇宙時間と人類時間—放射性廃棄物の処理処分を考える—」 2
藤 家 洋 一

技術報告

- 原子力施設における廃止措置の費用評価手法 11
富居 博行、松尾 浄、白石 邦生、渡部 晃三、
斉木 秀男、川妻 伸二、林道 寛、財津 知久

- 医療用加速器のデコミッショニング 21
石本 剛、久保田 晴元、森 哲也、
寺川 仁人、谷 邦治、石井 一成

技術概説

- IAEA 及び国内機関におけるクリアランスの最近の検討状況 32
大越 実

- フランス廃棄物管理機構 (ANDRA) の低レベル放射性廃棄物管理 45
妹尾 宗明

Journal of the RANDEC

No.31 Mar. 2005

CONTENTS

Invited Lecture

- Private Note on Waste Management Considering Cosmic and Human Life - time Scales 2
Youichi FUJIE

Technical Report

- Cost Estimation Method for Decommissioning of Nuclear Facilities 11
Hiroyuki TOMII, Kiyoshi MATSUO, Kunio SHIRAISHI, Kozou WATABE
Hideo SAIKI, Shinji KAWATSUMA, Hiroshi RINDO, Tomohisa ZAITSU
- Decommissioning of the Medical Compact Cyclotron 21
Takeshi ISHIMOTO, Haruyuki KUBOTA, Tetsuya MORI, Kimihito TERAKAWA
Kuniharu TANI, Kazunari ISHII

Exposition

- Recent Activities on Clearance by IAEA and Japanese Organizations 32
Minoru OKOSHI
- Intermediate, Low, and Very Low Level Waste Management at ANDRA
(Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs) in France 45
Muneaki SENOO

Cost Estimation Method for Decommissioning of Nuclear Facilities

Hiroyuki TOMII, Kiyoshi MATSUO,
Kunio SHIRAISHI, Kozou WATABE
Hideo SAIKI, Shinji KAWATSUMA,
Hiroshi RINDO, Tomohisa ZAITSU

J.RANDEC, No31 (Mar. 2005) page11 ~20, 4 Figures,
2 Tables

Japanese Government decided that Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) and Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC) shall be consolidated to a New Organization as of October 2005, which organization would be an institute for comprehensive research and development for atomic energy.

Through the preparation for unification, JAERI and JNC have been developing the decommissioning program for own facilities, estimating decommissioning cost and the amount of waste from the decommissioning, and developing management program.

With planning the decommissioning program, it is important to estimate decommissioning cost effectively, because JAERI and JNC retain approximate 230 nuclear facilities which are reactors, fuel cycle and research facilities. Then a decommissioning cost estimation method has been developed based on several dismantling and replacement experiences. This method adopted more estimation formulae for decommissioning various works than ever, so as to be more reliable. And decommissioning cost for the facilities has been estimated under the common condition.

This method should be improved, reflecting future nuclear facilities dismantling and replacement events.

This paper shows the cost estimation method for nuclear facilities and the cost evaluation result for approximate 230 facilities of both JAERI and JNC.

Decommissioning of the Medical Compact Cyclotron

Takeshi ISHIMOTO, Haruyuki KUBOTA,
Tetsuya MORI, Kimihito TERAOKA,
Kuniharu TANI, Kazunari ISHII

J.RANDEC, No31 (Mar. 2005) page21 ~31, 13Figures,
1 Table

We decommissioned the medical compact cyclotron

mainly used for manufacture of PET medicine for about nine years in the Hyogo Institute for Aging Brain and Cognitive Disorders.

This report describes the plan on decommissioning of the medical compact cyclotron, measurement of induced radioactivity, the prediction and practice for amount of radioactive wastes, the operation procedures for dismantling and so on.

Recent Activities on Clearance by IAEA and Japanese Organizations

Minoru OKOSHI

J.RANDEC, No31 (Mar. 2005) page32 ~44, 1 Figure,
4 Tables

The International Atomic Energy Agency (IAEA) published a Safety Guide (RS-G-1.7) on the application of the concepts of exclusion, exemption and clearance in 2004. In this Safety Guide, the IAEA proposes the activity concentrations can be applied to clearance. The Nuclear Safety Commission reevaluated their clearance levels to reflect the new technological information given in the IAEA Safety Guide and other reports. The Japanese Regulatory Authorities have been investigating and discussing regulatory rules on clearance including the verification system of clearance levels. And the Atomic Society of Japan has deliberated the technological standards for the verification of clearance levels performed by nuclear operators. In this paper the activities and outcomes by those organizations are outlined, and the issues to be solved on clearance are listed and the basic ideas for solution are discussed.

Intermediate, Low, and Very Low Level Waste Management at ANDRA(Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs) in France

Muneaki SENOO

J.RANDEC, No31 (Mar. 2005) page45 ~51, 8 Figures,
3 Tables

On 28th September in 2004, RANDEC invited Mr. Jean-Louis Tison from ANDRA as a lecturer of the special session of the 16th RANDEC Annual Symposium. An ANDRA-RANDEC technical meeting was held on the

next day, where Mr. Vincent Carlier invited from ANDRA, too participated.

Here, present status of intermediate, low, and very low level waste management in France is reviewed based on the information which were obtained from the special session of the 16th RANDEC Annual Symposium and the ANDRA-RANDEC technical meeting.

In France, ANDRA is implementing radioactive waste management under the following policy; “Intermediate,

low, and very-low-level (ILVLL) waste is managed in order to establish as soon as possible a final disposal system, the temporary or long term storage option being considered only for the high-level waste (HLW) such as the vitrified fission products or particular materials such as some sealed sources for which no final disposal solution still exists.” The Agency is financed on the basis of the “polluter-pays” principle and contracts its services directly with waste owners.

廃棄物発生量と解体・処理・処分コストの低減を目指した安全な技術の開発を



日本原子力研究所
バックエンド技術部長 加藤 正平

ラジオアイソトープ（R I）や原子力利用で発生した放射性廃棄物の処理・処分や、利用施設、特に原子力施設の解体と発生する廃棄物の処理・処分の成否は、今後の健全な原子力利用活動の鍵である。新法人にとっても、原子力2法人統合準備会議で、新法人の原子力施設の解体廃止措置と廃棄物処理処分の総費用は80年間で2兆円という試算結果が示されたように、今後の研究資源配分と研究活力の点から、安全で合理的な解体廃止と廃棄物処理処分はもちろんであるが、廃棄物発生量と解体・処理・処分の費用低減は解決すべき必須課題である。

原研は創立時代から研究炉、核燃料使用施設、放射性物質取扱い施設から種々の廃棄物を発生してきたが、着実に処理してきた。また、わが国で先行して動力試験炉等の施設解体廃止に取り組んできた。最近では、処分を見据えた高減容処理施設の本格的運用に向けて取り組んでおり、合わせて廃棄物中の放射性核種の簡易・迅速測定技術の開発を進めている。さらに、JRR-2など老朽化施設の解体廃止措置を進めつつ、クリアランスの検認技術手法の開発や、超臨界二酸化炭素リーチング法によるアクチノイド核種除染法の新技术の開発に取り組んでいる。しかし、新法人の使命を考えると、自らの施設の解体廃止、廃棄物の処理処分を、安全を確保しつつ着実に進めることは勿論のこと、これからは、さらに関連技術の開発に力を入れて取り組まねばならない。すなわち、種々の試験施設や基礎的研究基盤を備え、各種原子力施設の運転や施設解体、廃棄物処理等の豊富な経験を有し、多彩な専門家を抱えた研究開発環境を活かして、積極的な技術開発に努めなければならない。これにより、新法人のみでなく、わが国の原子力施設等の廃棄物対策や解体廃止措置に対して大きな貢献をするものと考えている。

これらの課題に取り組むときに考えさせられるのは、ひとつは、施設解体、廃棄物処理、処分は両車のごとく相互に密接にかみ合っており、課題解決に当たっては相互の関係をしっかり考慮に入れて取り組まなければ、実効ある成果は期待できないということである。常に原子力利用や廃止措置における廃棄物発生から処分までの全体を考慮に入れつつ、個々の関係者（又は機関）と情報を共有し議論することが不可欠である。もうひとつは、解体と廃棄物処理の計画的遂行のための処分に向けての着実な取り組みである。昨年暮れ、原研とフランス原子力庁とでデコミッションングに関する情報交換会議を開催した。フランス原子力庁では原子炉施設、核燃料サイクル施設等の老朽化施設について計画的に解体している。施設を停止したらできるだけ早期に解体していくのが基本であるという。その発言は、廃棄物処分の見通しを得ているという自信によるのであろう。処分の実現は社会の受容性にかかっている。容易ではないが、そのためには安全性と透明性を基礎とした社会の信頼醸成への努力が基本であり、この点を肝に銘じて技術開発を進めていかなければならないものと考えている。

「宇宙時間と人類時間 —放射性廃棄物の処理処分を考える—

藤家洋一*

Private Note on Waste Management Considering Cosmic and Human Life - time Scales

Youichi FUJIE*

1. はじめに

いろいろと原子力界の動きを見ていると、原子力界はこれまで、自ら築き上げてきた実績、これにもっと自信を持つべきではなかろうか、という感じを持っています。戦後40数年、50年近い原子力開発の歴史を通して、原子力発電は、基幹電源として、今や決して疎かにできないものになっておりますし、もうひとつ、放射線のいろんな方面への利用は、今や、評価の仕方によっては、原子力発電よりも経済的価値を高めているというようなどころもございます。また、安全の実績は、いろいろ社会的な議論があるなかで、それを他の産業と比べてみるときに、決して見劣りをするどころか、優れて見事な安全の実績を重ねてきたと思っております。そのなかに立って、原子力界はやはり、社会に向けて、自らの存在と自ら担っている役割を話していくべきであろう、という気がいたします。

退任後半年経って、みなさんのご好意で、RANDECに特別顧問という場を与えていただきましたが、その最初の顔見せが今日になってしましまして、果たして今日は何をお話すべきか考えておりました。先ほど申し上げた話の延長上でいきますと、少し桁外れにスケールの大きな話をしないことには、収まりがつかないとお考えになっているのではないかと思いますので、「宇宙時

間と人類時間」という、たいへん変わった題で、今日はお話したいと思っております。

2. 廃棄物問題の背景

廃棄物問題は、それだけが単独で存在しているというわけではないことは、みなさんよくご承知でありまして、これまでの文明が何を築き上げてきたか、これから先の文明がどういう方向に動いていくのか、そういうなかで考えるべきところがあります。

人類はこれまで文明を構築してきたわけでありまして、それを根本において支えてきたのは、まぎれもなく科学技術でございました。そこで、この科学技術が作り上げた快適な生活、これを簡単に捨て去ることはできないだろうと。これは、出発点において、たいへん大事なことであろうと思えます。一部の環境論者が主張するような、自虐的とも思えるような、自然支配、環境支配の生活が、果たして我々が生きていくに足るかということになりますと、これはまさに、我々人類が辿ってきた歴史との関連において、とてもそれが容認できるわけではありません。特に、産業革命がもたらした人工の動力と、使いやすいエネルギーである電気の導入を前提に考えなければならぬだろう。それを可能にしたものは何であったかということ、明らかにこれは、化学反応をベー

*：前原子力委員会委員長・現 RANDEC 特別顧問 (Radioactive Waste Management and Nuclear Facility Decommissioning Technology Center)

スにした文明の構築であったと考えられます。そういった文明の構築で、画期的な生活に変化が与えられ、しかもその変化は、まさに環境論者の言う環境支配から、エネルギー支配への大きな転換であったと考えることができます。そのような転換のなかで、当時、資源の利用をよしとして大量生産に励んだ結果、200年も経たないうちに、これが排出側の問題、ご承知のように、地球環境問題が出てきて、産業革命当時、大学の研究室の仕事が、あっという間に実用化されて社会に提供されたという社会の大きな歓迎ムードが、いつの間にか、その尻拭いをどうやってやるのかという炭酸ガス問題に行き着いたわけであり、この状況を、今私どもはどう捉えておくべきかということでもあります。

そこで、これに代って出てきた言葉、「人類の持続的発展、Sustainable Development (サステイナブル・ディベロプメント)」という言葉が、最近盛んに出てきていることは、ご承知のとおりでして、国連は、1992年に、この問題に関して「持続的発展の原則」を決議し、これを採択したわけであり、この内容は3つありまして、ひとつは、「生態系を大事に存続させよう」ということでもあります。もうひとつは、あまり極端な貧富の差をつくらないという「同じ我々世代のなかでの公平」を考えるべきだ、と。同時に言われていることが、現世代の我々が快適な生活を貪った負の遺産を、次世代に送らないようにしようという「世代間の公平」であります。この3つがあって、このなかで、廃棄物問題というのは、まさにこういった「世代間の公平」を原則とする、ひとつの倫理問題として、私どもは捉えておく必要があります。

「10円安いからどう」、「1円安いから云々…」という議論と、それから、やはり“持続的発展”という国連が掲げる大きなこういった枠のなかで、どう我々はこの倫理的問題に直面していくか、といったところがあるかと思えます。

3. 時間、空間、物質

そういった問題に直面しようとしたときに、それが抱えている背景を、我々は考えておかなければ

なりません。そこには、時間、空間、物質、まさにMKS系ではありませんが、そういったものを考えておかなければいけないと思えます。

時間というのを、まず、どう捉えるか。持続的発展を考える時間が、100年なのか100万年なのか、人類はこれから一体どれくらい生きていくのだろうか、ということでもあります。そこで、おそらく、ここにおられる皆さんの多くがご承知のように、これを化石エネルギーに頼るとすれば、この時間をカバーする年限は高々200数十年、石炭をもってきても、そんなものだと言われております。

次に、空間的な大きさ。今まさに世の中は、廃棄物をどうやって処理処分するかという問題で、大変な議論が進められておりまして、社会的にも、一般社会はすでに「リサイクル法」の存在を認めているわけであり、リサイクルすることが、たとえ経済的に負担がかかっても、それを認め、それに協力していくことが、持続的発展に繋がるものだということです。これは、まさに「マルサスの人口論」に戻らない努力をどうやってやるかということ、我われに伝えているようだと思います。これは、原子力に直接話しかけられた問題ではなかろうかと思えます。

それから、マスの問題であります。さて、我われは対象とする人口をどれくらいと考えておけばいいのか。今すでに60億人を越えたと言いますが、100億人で考えるのか200億人で考えるのか、あるいはどこかで平衡状態が現れて限界がみえるということ、どこを取っておけばいいのか。しかし、我々が住んでいるアジアで見ますと、中国、インド、いずれも10億人を越える人口を抱えた国々が、まさに科学技術をベースにした発展を続けていることを考えると、なかなかこれも大変な問題になろうかと思えます。負の遺産を残さないという廃棄物問題を考える前に、我々はやはり、この問題をどう捉えていくのか、我々が考えようとしている廃棄物処理処分は、ただそこだけに焦点が当てられていない、ということをよく知っておく必要があります。

4. 原子力は今本当に理解されているのか

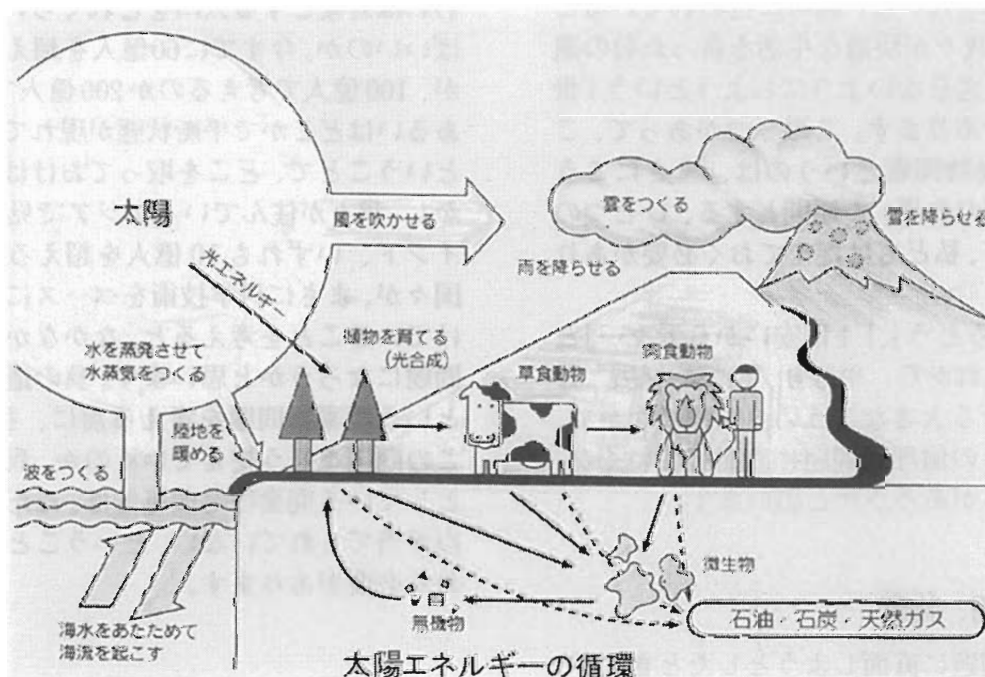
さて、ここで、原子力はこの人類の持続的発展に中心的役割を果たすことができるのかということについて、やはり考えておく必要があるかと思えます。一番大事なことは何かといいますと、原子力は、日常生活の一般社会において、日常的のなかで果たして理解されているのだろうかというところにあります。私どもがここで扱っている廃棄物問題というのは、そこを十分理解したうえで、はじめて到達し、倫理観をもって対処すべき問題であります。世の中で果たして原子力は理解されているのだろうか。こういう話をするときに、私がいつも例に出しますのは、ガリレオの「地動説」が一般社会に受けとめられるまでに200年くらいかかっていますよ、と。したがって、原子力が果たして世の中に見えているかどうかを考えることは、大変難しいし、決して易しいことではないのではないのでしょうか。少なくとも、現世代の人たちは、今の文明が化学反応によって支配されていると、そこまでは分かっておられるのではないかと。よしんば分かっていないとしても、我々の日常性のなかで、いくつもその例を示すことが可能でして、これは少なくとも、今の人たちは「化学反応に支配された文明」というところま

では理解がいつているのだろうという気がします。

5. 太陽の恵みと生態系

確かに、私どもが見ている、五感に訴えて認知できる世界は、いずれも化学反応に支配されているような気がします。ただひとつ、よく分からないのは、太陽の光でありまして、これが一体何だろうということになりますと、少し違うところがございます。【スライド1】最初のスライドに漫画を描きました。どこにでもある漫画ですが、太陽からくる光が、一体どこから来ているのだろう、ということになって、これが核融合であることに気がついたときに、初めて地球と原子力が身近な問題になり、関わりが出てくるのだと思います。ここで初めて太陽が、信仰の対象から、研究の対象に変わることになるわけでありまして。

ここに示しておりますように、地球の森羅万象が、太陽と地球の連携によって起こっていることに気が付きます。熱力学的に言えば、地球はエネルギー的には「開いた形」でありまして、太陽からのエネルギーを適当に利用したあと、利用できないものを宇宙空間に捨てている、そういう開いた形であります。しかし、この圧倒的に大きな太



【スライド1】

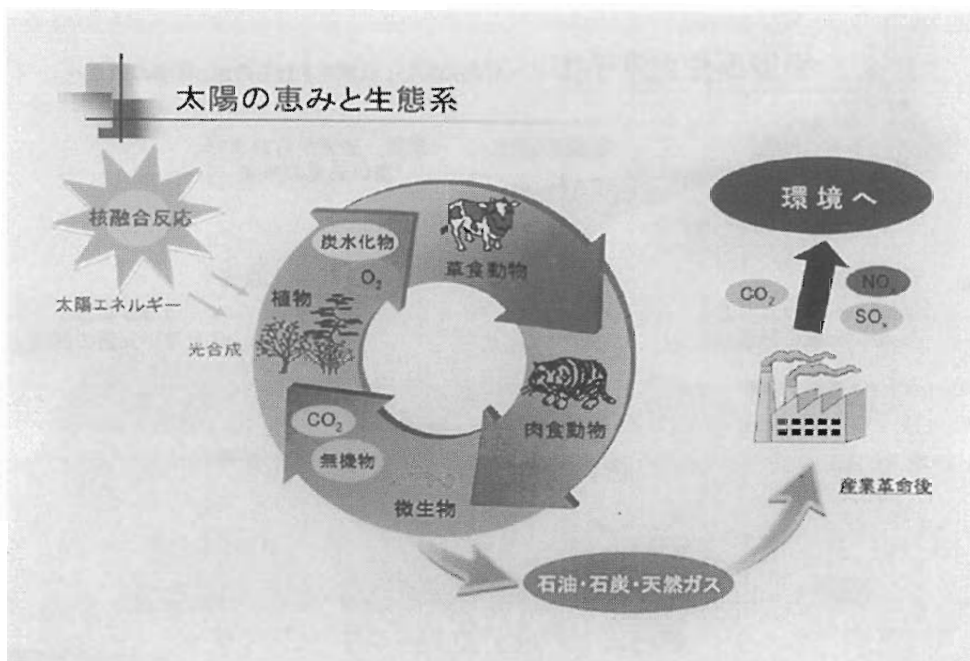
太陽エネルギーが、地球の自然を支配しております。これは同時に、現代的な理解で「再生可能エネルギー」という範疇に入るわけですし、世の人が、多くの希望を太陽エネルギーに期待していることは、ご承知のとおりでありますし、充分理解出来る場所です。「You are my Sunshine」という歌がありますが、最後はおそらく「Please don't take my Sunshine away」で終わる、この歌と同じような感情を、人類は太陽に持っているのだらうと思えます。確かに、太陽から地球に届くエネルギーは、この図で示すように、ほとんどの地球の自然を支配しており、いろんな形でこれが使われているところでもあります。

ここで、これからの原子力を考えるうえで、ひとつ、植物を育てる光合成、そこに焦点を当てたお話をしたいと思います。【スライド2】に示すこの図がそうでありまして、私どもがこれからの原子力を考えるうえで、目をつけるのは、やはり、生態系が持っているエネルギーシステムって一体何なのか、ということでもあります。

地球ができて、今すでに45億年とも46億年とも言われておりますが、数億年の後に海の中に生命が誕生して、それが成長してきたということは、ご承知のとおりです。ここは、陸上に出てき

てからの話しかしておりませんが、光合成で植物が炭酸ガスと水から有機物という炭水化物を作り、酸素を遊離したと。それを草食動物が食べ、肉食動物が食べ、植物も動物も天寿を全うした後、地下に潜って、それが石油、石炭、天然ガスに変わったと。このへんの話は、よくご承知のとおりであります。このエネルギーは、太陽エネルギーの0.02パーセントという僅かな量であります。しかし、これがやはり、地球を太陽系の中でかわった天体として、そこに生命を宿らせたということでもあります。

それをそのまま黙って、その存在が続けば良かったのですが、人間がそこに現れて、植物の廃棄物…植物系から見れば、これは明らかに廃棄物であります、自分たちが天寿を全うした結果を地下に埋めているわけです。この、石油、石炭、天然ガスに手を出して、産業革命のあと、ノックスNO_x (nitrogen oxideの略)、ソックスSO_x (sulfur oxidesの略)、炭酸ガス(CO₂)というようなもので、このNO_x、SO_xは、バイプロダクトですから何とでも処理ができたわけですが、この炭酸ガスは残念ながら処理の仕様がな。これを元へ戻すということを考えれば、これは明らかに、エネルギー的には大間違いですから。



【スライド2】

6. 宇宙誕生と原子力

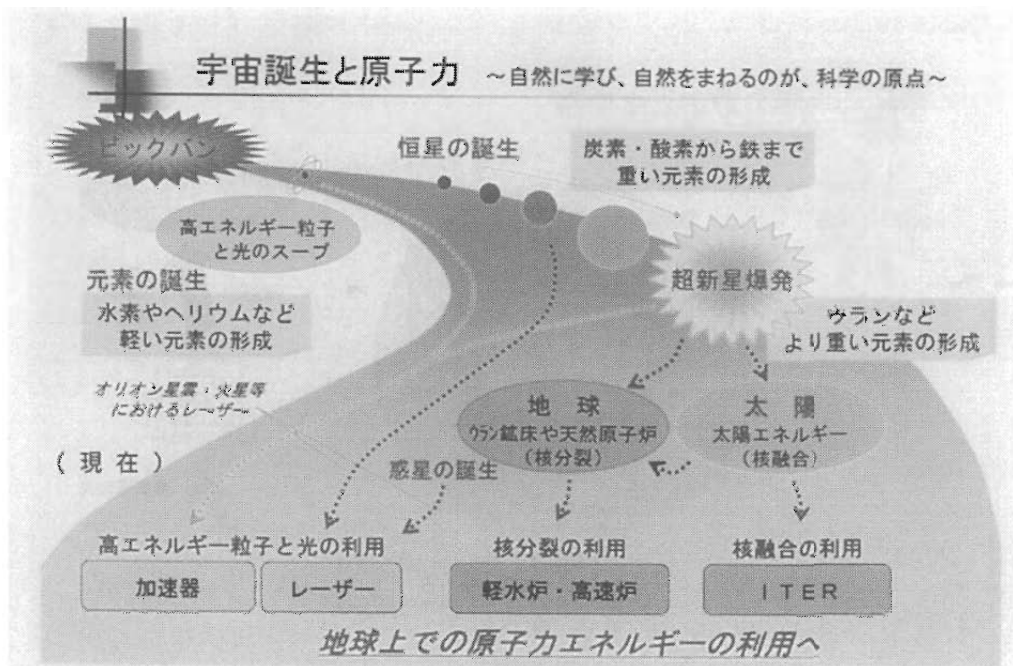
私どもが見ている自然が、核エネルギーとどう関係しているのかということ、なかなか説明が難しいところです。それでは、もう少し目を上へ向けて、天体を見たときに、どういう天体がそこに見えるのか。これは、人によっては全然違うと思います。おそらく「You are my Sunshine」だけでは見えない天体がそこにあるのですが、私流に見た天体は、このような天体であります。【スライド3】

私が、今原子力について何を考えているかというと、まず、軽水炉は実用化しましたよ、と。加速器は癌治療を行ったり、その他いろんなことで使われるようになりました。レーザーもいろんな方面に使われて、将来、しかも近い将来、核融合にもチャレンジしていくのだと。この4つぐらいを、これから原子力をやるうえで大事なものとして見ているのです。

この現象がいずれも天体のどこかに存在している、ということを見出すことは、相当な意味があるかと思えます。私どもはこれまで、科学を話すときに「誰々がどういう法則を発見した」とか、あるいは「誰々がどういう現象を発見した」という、

個人に依存した、あるいは学派に依存した、そういった科学史を勉強してきたわけですが、こういった話がすべて天体のどこかに存在するという、そこから議論を始めることも決して無意味なことではないと思います。

ビッグバン宇宙、これは原爆実験の火の玉の中に、ジョージ・ガモフが宇宙の起源を発見した、と。あるとき、無限に大きなエネルギーを持つ、無限に小さな塊が不安定になって、宇宙が膨張を始め、宇宙が始まったと。時間も、空間も、物質…エネルギーというか物質というか、どちらでもよいのですが、そういうものも、そこから始まったのだという話を、私どもは、あたかも当然のような顔をして聞いているのです。この話は、小学生に説明すると、大抵難しく、話が続かなくなります。「その前どうだったの」と聞かれたとき、何とも答えようがないという話でありまして、こういう我われが、いい加減…いい加減ではありませんが、ひとつの定説としてみている世界も最初のところは、「高エネルギーの粒子と光のスープ」の状態が宇宙であったと。「このスープはコンソメでなくてポタージュだよ」と言うと、そのへん少し関心を持ってくれるのですが。これ、温度が高くて、電子はすべて自由電子の存在ですから、光を



【スライド3】

通さない。ということになると、これがコンソメであるはずはないと。で、だんだんと星が誕生してきて、鉄までの原子が、そこで生まれた。で、そのあと、超新星爆発によって、ウランなどの重い元素が生成された。この超新星爆発は、まさに宇宙線を作り出しているわけで、われわれが、この加速器を考えるうえで、相当参考になる…しなければいけない話であります。

それから、恒星のエネルギーが核融合だと言っておりますが、これは、やはりジョージ・ガモフが「太陽のエネルギーは核融合である」と。これは、化石エネルギーだと言ったら、数千年しかもたないし、太陽の黒点のときの温度が6000度だと言ったら、化学反応でそんな高い温度はとてもできないよ、となれば、これは明らかに核反応でなければならないということで、水素燃焼反応をいっているわけです。

地球では、やはりウランが存在している。それが天然原子炉になったという歴史がありまして、この核分裂の話が、やっぱり天体には存在する、しかも地球にも存在している。

ただ、私は、超新星爆発で、高速中性子がいっぱい出てくるのは知ってるのですが、高速炉が臨界になったという天体現象は、まだ残念ながら見つけていないわけで、どなたか関心がある人は、どこか探してください、この絵のどこかに載せたいと思います。

それからレーザーも、果たしてこれ宇宙にあったのかということをお気にしておりましたら、オリオン座、火星、金星等に、レーザー現象がメーザー現象と共に存在したということでもあります。

こういう、私どもはまさにこれをサイエンスの世界で見て、ニュートリノのような話じゃないけど、割合、皆さんに伝えやすい情報でして、ここにサイエンスとしての原子力を伝える大きなポイントがあるんじゃないか、と。今まで、あまりにも技術を中心においた原子力を見てきたので、なかなか、それから離れた夢のある世界が映っていないということがいえるかと思えます。

7. 宇宙時間と人類時間

これからお話ししたいことは、まさに宇宙時間と

人類時間をどう見るかということです。原子力を考えるうえで特徴的な時間が、私は3つあると思っています。

ここに、私は時間単位、タイムスパンとして、3つの時間単位を持ってきましたが、ひとつは「政治経済を考慮するタイムスパン」。これはおそらく10年だろうと思います。今の日本の社会では、ときどき2、3年の話をやってることも多いんですが、少なくとも10年くらいは考えて、ここでは、軽水炉を作ろうとやって作って運転して、なんとなくちゃんと動いたよと、エネルギーが出てますよ、というのがその単位であります。工業・農業利用、これはそんなに長い時間いらんかもしれませんが、これも随分いろんな面で使われているわけです。社会受容性まで含めたら、結構これも時間を要するところがあるかと。医療利用も、これはRIの利用から始まって、今日に至るまでに、大きな進歩があって今日に至っている。したがって、この10年というタイムスパンで、考えることが多いわけであります。

しかし、ある新しい話、先ほどのところでいいますと、この核融合とか高速炉とか、あるいは加速器も含めて、この原理、理論的な話から実用に至るまでには、「センチュリー」という時間単位を考えておく必要があるのではないかと、事実問題として。私が高速炉の話の初めて勉強したのは、エンリコ・フェルミの「原子核物理学」で、彼は1950年に高速炉の本を書いています。核融合の話を最初に聞いたのも、昭和29年のことでしたから、あまりいうと歳がばれますが、それもやはり半世紀近く前のことでもあります。

今、高速炉も核融合も、まだ実用に至っていません。高速炉は、私は、今度作るのが実用炉であると思っています。それだけの技術開発を十分やって、次に作るものはやっぱり実用炉であると。それが軽水炉よりも経済的で、何十万キロくらいが実用なのかという議論を、ちゃんとやっておく必要があるかと思えます。

それから核融合です。これは、今、国際的に「ITERイーター」という実験炉計画が進められています。ただこれは、エンリコ・フェルミの「シカゴパイル」とは、相当性格が違っておりまして、核融合炉は、スケールアップによる実用化を目指

する必要はあまりなくて、むしろ質的向上を図るうえでどうするかという技術が中心になると思いますから、これは従来のように、実験炉、原型炉、実証炉、云々という気が遠くなるような話をする必要はないかと思えます。

加速器にしても、この加速器の行き着く先がどこか、というのは、まだ誰にも見えていません。J-PARCが最後だとは誰も思っていないわけですから、この辺で、原子力の持っている良さをどうやって発揮するのか、いろんな世界があると思います。そこで、それを考えるのが「センチュリー」。これがまさに、1人の人生、あるいはビジネスライフを超えているところに、原子力開発の大変難しいところがあることをご理解いただければよいかと思えます。

最後に「ミレニアム」、あるいは「ミレニア」という時間単位をここで持ち出しましたのは、私はやはり、この放射性物質、あるいは放射性廃棄物にタックルする、チャレンジして、この問題を解決する時間単位というのは、原子力が持っている一番長いタイムスパン、あるいは人類社会が持っている一番長いタイムスパンをかけて、チャレンジすることが大事ではなかろうかと思えます。ミレニアム、これはまさに文明の継続時間だと、私は考えてよいかと思っています。ここの超新星爆

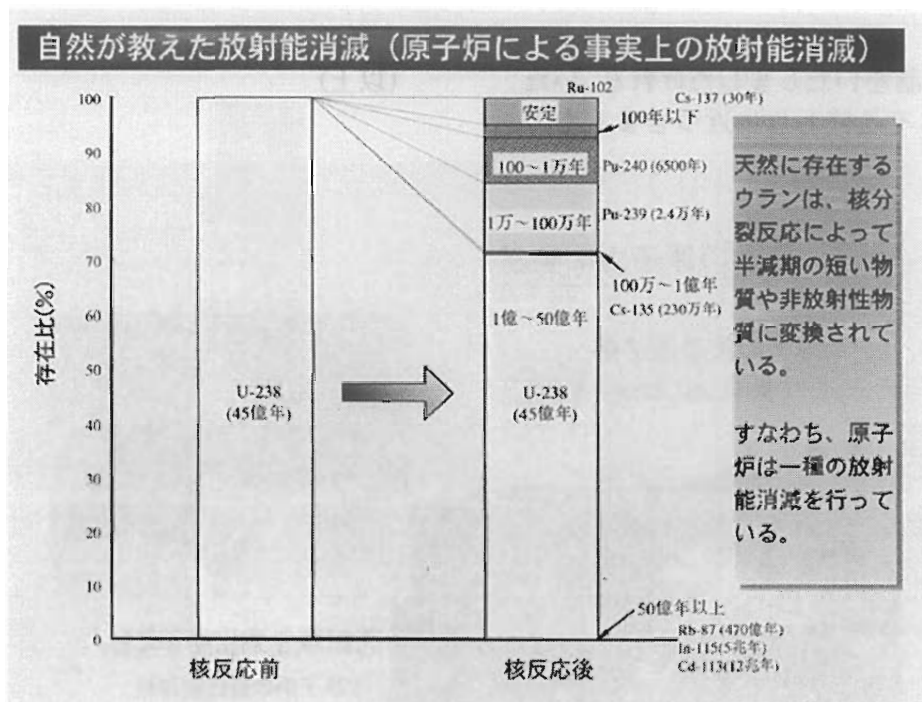
発を、藤原定家が名月記のなかに記したのは1054年ですから、ちょうど1ミレニアムであって、その間、やはり文明は継続し、そういう記録が伝わるという意味を含めて、これは少なくとも、最後の挑戦的な課題に回答を出すのに、決して長すぎる時間ではないのではなかろうか。これくらいで解決できればいいのではないか。したがって、高レベル廃棄物問題、あるいは廃棄物問題を処理する時間帯は、この辺まで見ておくとよいかと思えます。

ここは、2つの考えかたがあります。一般廃棄物は、これはご承知のように、そのあいだに毒性が減衰するという前提に立つわけにはいきません。しかし、放射線廃棄物は、時間とともに、特有の半減期で減少していくというこの大きな事実をどうみるかであります。【スライド4】これは、自然の原子炉を考えて、これが燃えたウラン238が変化したら一体どうなるのかということで、44.7億年の半減期をもったウラン238が何に変わっていくのだろうか、あとは半減期毎にものを見ていくわけです。【スライド5】

天然原子炉を我々がどうみるのか、これは見方がいろいろあると思いますが、私少なくとも、天然原子炉というのは、一種の放射能消滅を自らやったのだらうと思っています。これは、オク



【スライド4】



【スライド5】

口鉾山にある18の天然原子炉を総称してみますと、放射能の地下閉じ込めを見事にやっているということ、それから先ほどの話じゃありませんが、放射線物質の放射能消滅をやったという事実です。

この宇宙時間でやった話、例えばウラン238からプルトニウム239を作りますと、これは2万4000年の半減期ですから、45億年の半減期を、2万4000年の半減期に、大変短くしてしまったわけです。これを人類の原子力で、どこまで半減期を短くできるか。まさにこういった超ウラン元素を燃やして、あるいは、そういった誘導放射能を加速器なんかで消滅させて、少なくとも、それが天然ウランレベルに至るのに、2~300年、ミレニアムから見れば、その数分の1のところ、「けり」がつくような状況ということになります。同時に、地層が大変安定な所があったとみえて、オクロ鉾山では、こういった超ウラン元素も、ほかの固体の放射性物質も、ほとんどその場から移動していないという地層、これはナチュラルアナログで、みなさんよくご承知の通りであります。【スライド6】

それに加えて、フェニキア人が作ったといわれるガラス、これはメソポタミアの文明もそうです

し、エジプトもそうですし、世界の文明がすべてこのガラスというものの歴史を持つてる。そういった人類史、あるいは技術の歴史を参考にした使い方、こういったことを含めてやっていけば、放射性物質の処理問題というのは難しくなろうと思います。

8. 原子力における科学と技術

私どもはやはり、目を広げて、大きく見て、サイエンスから技術へもう一度アプローチをしていくことが大事なのではないか。例えば、ニュートリノが見つかったということで、あれだけ日本人も大騒ぎして、よかったといえます。ところが、原子力のことは、なかなかそういう目で見てもらえない。日本の科学技術のこれまでの歴史が、ともすれば、科学と技術が別物であることを、あまり十分理解しないなかで進んできたのと、それから、科学と技術がいかに密接な関係を持つか、まさに近代科学の創立がそれを示したわけですし、原子力においては、ますますその重要性が問われているわけでありまして。【スライド7】に原子力の科学分野と技術分野の展開を簡単に紹介します。そういった中で、私はやはり、日本の原子力界は、夢と勇気を持って次へ進んでいくことが大事かと

思います。

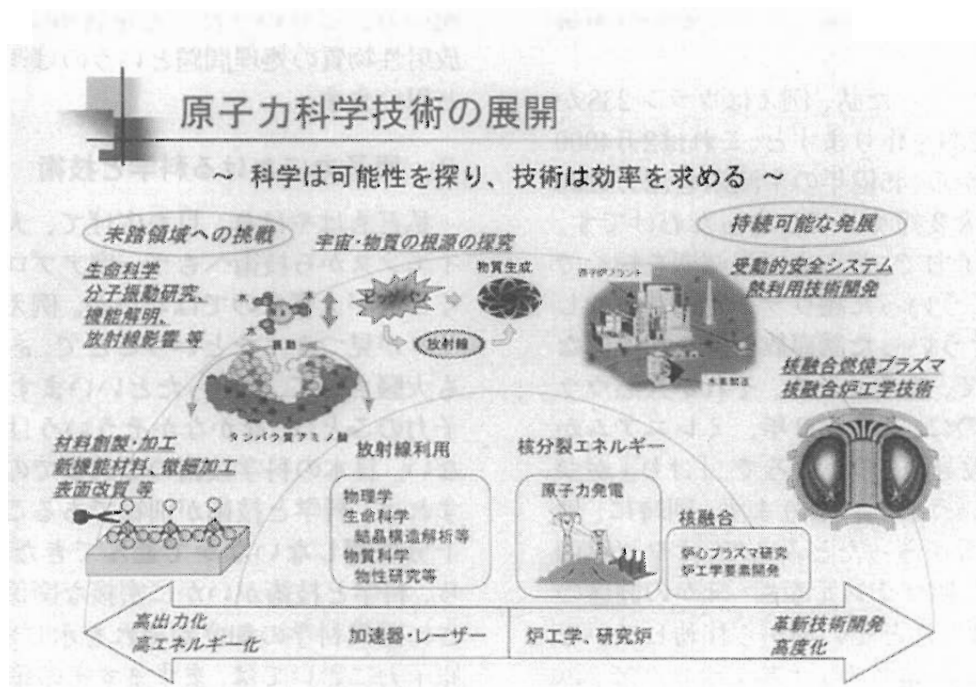
とりとめもない話をいたしましたけれど、いただいた時間がそろそろ終わりに近づきましたの

で、講演を終わります。

(以上)



【スライド6】



【スライド7】

平成16年9月28日の「第16回報告と講演の会」((財)原子力研究バックエンド推進センター)主催の講演に加筆訂正したものである。スライドの転用はご遠慮下さい。

原子力施設における廃止措置の費用評価手法

富居博行*、松尾 浄*、白石邦生*、渡部晃三*
齊木秀男**、川妻伸二**、林道 寛**、財津知久**

Cost Estimation Method for Decommissioning of Nuclear Facilities

Hiroyuki TOMII*, Kiyoshi MATSUO*, Kunio SHIRAIISHI*, Kozou WATABE*
Hideo SAIKI**, Shinji KAWATSUMA**, Hiroshi RINDO**, Tomohisa ZAITSU**

平成13年12月19日の「特殊法人等整理合理化計画」の閣議決定を受けて、平成14年1月29日に日本原子力研究所（以下、「原研」という。）と核燃料サイクル開発機構（以下、「サイクル機構」という。）との統合による新法人の役割・機能等について検討することを目的とした原子力二法人統合準備会議（以下、「統合準備会議」という。）の開催が決定された。原研とサイクル機構では、統合準備会議の検討の一環として、二法人における原子力施設の廃止措置と廃棄物処理処分の費用を試算し、総費用は約2兆円、実施に要する期間は約80年間との評価結果を報告した。

その後、平成15年4月1日、二法人統合後のバックエンド対策の推進に向けた活動を共同で実施するため、二法人によるバックエンド対策推進会議とバックエンド対策合同推進室が設置された。バックエンド対策合同推進室に設置された廃止措置対策グループでは、新法人における原子力施設の廃止措置計画を立案するため、二法人の施設を網羅した廃止措置費用の評価手法を作成して費用試算を行った。

本評価手法では、二法人が蓄積している施設解体や改修工事の実績データに基づき、多様な原子力施設の廃止措置に係る解体工数等を効率的に算出する評価式を設定した。本評価手法により、原子炉施設、核燃料サイクル施設、研究施設等の約230施設について、共通条件の下で試算することができた。また、試算にあたっては、評価項目を増加する等により信頼性の向上を図った。

今後は、原子力施設の解体、改修工事の実績を反映し、費用評価の信頼性と精度向上を図って行く予定である。

本報告では、本評価手法及び評価結果の概要を示した。

Japanese Government decided that Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) and Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC) shall be consolidated to a New Organization as of October 2005, which organization would be an institute for comprehensive research and development for atomic energy.

Through the preparation for unification, JAERI and JNC have been developing the decommissioning program for own facilities, estimating decommissioning cost and the amount of waste from the decommissioning, and developing management program.

With planning the decommissioning program, it is important to estimate decommissioning cost effectively,

* : 日本原子力研究所 (Japan Atomic Energy Research Institute)

** : 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

because JAERI and JNC retain approximate 230 nuclear facilities which are reactors, fuel cycle and research facilities. Then a decommissioning cost estimation method has been developed based on several dismantling and replacement experiences. This method adopted more estimation formulae for decommissioning various works than ever, so as to be more reliable. And decommissioning cost for the facilities has been estimated under the common condition.

This method should be improved, reflecting future nuclear facilities dismantling and replacement events.

This paper shows the cost estimation method for nuclear facilities and the cost evaluation result for approximate 230 facilities of both JAERI and JNC.

1. はじめに

平成15年4月1日、原研とサイクル機構は二法人統合後のバックエンド対策に向けた活動を共同で推進するために、バックエンド対策推進会議(後に「バックエンド対策推進部会」と改称)とバックエンド対策合同推進室を設置した。バックエンド対策合同推進室には、原子力施設の廃止措置計画を立案する廃止措置対策グループが設置された。

廃止措置計画を立案するには、新法人の事業計画に基づく年次計画とともに原子力施設の廃止措置費用を評価することが不可欠である。廃止措置費用の評価には、COSMARD¹⁾やDEXUS²⁾があるが、これらのシステムでは一つの施設に多数の情報入力を必要とするため、多数の原子力施設を短期間に評価するのは困難である。このため、両法人における原子力施設の特性を網羅し、効率的に廃止措置費用を算出できる簡便な評価手法が必要となった。

廃止措置対策グループでは、これらの状況を踏まえて評価方法や評価項目を検討して廃止措置の費用評価に必要な項目を選定し、解体対象物の物量等から解体工法や作業の工数等を効率的に算出する評価式を設定した。評価に必要な根拠データについては、原研のJPDR等の解体実績及びサイクル機構の再処理工場等の改造工事等、二法人が今日まで蓄積した経験を合理的に分類整理して適用した。

本報告では、これらの検討に基づく評価手法と更地化を想定して試算した約230の原子力施設における廃止措置費用の概要を示す。

2. 評価方法

2.1 評価手法の基本的考え方

廃止措置計画を支援するシステムとして開発したCOSMARDやDEXUSは、作業依存型、期間依存型及び付随型に分類して廃止措置費用等を算出する手法で、施設ごとに機器品目別の作業単位を設定することから詳細な評価は可能であるが、機器情報の調査と入力に多くの時間を要する。その他の手法では、建設費に対する比率を設定する方法や国内の商業用発電炉向けに検討された物量一次近似法があるが、核燃料サイクル施設等の多種多様な原子力施設にこれらの手法を適用することは評価精度上からなずしも適切ではない³⁾と考えられた。

このため、ふげん等の大型原子炉については商業用発電炉の物量一次近似法、その他の原子力施設については二法人の施設特性に留意し、以下の基本的考え方に基づき簡便な評価手法を検討した。

(1) 解体物量の簡素化

廃止措置費用を詳細に評価するには、解体対象の機器品目ごとの物量や作業計画から実施すべきであるが、本評価手法では多数の原子力施設を効率的に評価するため、解体物量を金属等とコンクリートに簡素化することとした。

(2) 二法人の蓄積データの適用

原子炉施設の廃止措置事例は、海外で多く見られるが、解体データ等の詳細は必ずしも整理されていない。また、核燃料サイクル施設については、廃止措置事例も限られた件数に留まっている。このため、解体工数等の算定に際しては、原研におけるJPDR等の解体やサイクル機構における再処理工場等の改修工事等の実績データを根拠とした。

(3) 解体工法に応じた評価式の適用

廃止措置に適用される解体工法は、遠隔装置や各種防護具を装着した解体工法、並びに重機を利用した解体工法など多種多様である。これらの解体作業における人工数を効率的に評価するため、作業を解体工法別に分類して算出できる評価式を設定することとした。

2.2 評価項目

廃止措置費用の評価項目は、実際的评价を行うため商業用発電炉の廃止措置費用の試算例4)を参考に、解体中の維持管理費やその他の費用、並びに消費税を加えた14項目を選定した。

以下に、各項目とその概要を示す。

- (1) 調査・計画費：解体物量評価、残存放射能評価、解体計画立案、解体届等の作成に係る費用
- (2) 安全貯蔵費：原子炉や加速器等で、放射能減衰のための施設安全貯蔵費
- (3) 解体前除染費：解体時の作業被ばく等の低減のための事前除染に係る人件費
- (4) 機器解体費：機器解体に係る人件費
- (5) 建屋解体費：コンクリート等の建屋、構造物解体に係る人件費
- (6) コンクリートはつり費：コンクリート除染に係る人件費
- (7) 残存放射能測定費：施設全域の残存放射能測定に係る人件費
- (8) 設備・資材費：機器、建屋解体等に使用する機器類の調達費
- (9) 廃棄物容器費：解体廃棄物を封入するドラム缶等の容器類の購入・製作費
- (10) 放射線管理費：放射線管理に係る人件費
- (11) 現場管理費：現場監督及びマネジメントに係る人件費
- (12) 解体期間中の維持管理費：解体作業で使用する機器、装置類の維持管理費
- (13) その他の費用：労務管理、保険料、事務用品、通信交通費等
- (14) 消費税

2.3 評価式

廃止措置計画立案に必要な機器撤去、管理区域

解除及び更地化等の解体方式に応じた費用評価に留意し、評価項目及び総費用を算出する評価式を検討した。各項目の評価では、COSMARDに適用された分類方法を引用し、以下の重量依存項目、面積等依存項目及び付随型項目の3分類により評価式を設定した。

(1) 評価項目分類と評価条件

- 1) 重量依存項目：解体対象物重量と費用（人工数と製作費）に相関関係がある項目で、機器解体費、建屋解体費、廃棄物容器費が本項目に該当する。
- 2) 面積等依存項目：作業対象面積や系統数と費用（人工数）に相関関係がある項目で、解体前除染費、残存放射能測定費、コンクリートはつり費が本項目に該当する。
- 3) 付随型項目：廃止措置の全体費用や解体作業等の費用に対して一定の比率で算出される項目であり、調査・計画費、安全貯蔵費、設備・資材費、放射線管理費、現場管理費、解体期間中の維持管理費、その他の費用、消費税が該当する。

(2) 評価式

前記の分類と評価条件から、項目別の評価式は以下の一般式で表記できる。

1) 項目別評価式（例）

①重量依存項目

$$\text{機器解体費 } (Y_w) = M (W \times P) \dots\dots\dots (1)$$

ただし、

M：人件費単価（円/人・日）

W：解体廃棄物重量（t）

P：人工数換算係数（人・日/t）

②面積等依存項目

$$\text{残存放射能等測定費 } (Y_s) = M (S \times P_s)$$

…………… (2)

ただし、

S：対象面積（m²）

PS：人工数換算係数（人・日/m²）

③付随型項目

$$\text{設備・資材費 } (Y_f) = (Y_w + Y_s) f_E$$

…………… (3)

ただし、

f_E：設備・資材換算係数

原研のJPDR解体等⁵⁾実績及びサイクル機構の再処理工場等の改造工事等データから、重量依存項目及び面積等依存項目における人工数換算係数を設定した。Fig.1に解体廃棄物重量と各解体工法における人工数換算係数との関係を、Fig.2に作業対象面積と人工数換算係数との関係を示す。

この評価結果から、重量依存項目の人工数換算係数は解体工法によって大きく異なるが、工法別では解体廃棄物重量に係わりなく一定の範囲に集中している。また、面積等依存項目についてもコンクリートの深層はつりでは深さや作業環境等で変動は大きくなっているものの、作業対象面積に係わりなく一定の範囲にあることがわかった。そ

こで、重量依存項目については解体工法別に、面積依存項目については残存放射能測定とはつりに分類して算出できる評価式を設定することとした。

2) 全体費用の一般式

廃止措置全体費用は、前述の重量依存項目と面積等依存項目を算出してこれらを積算し、これに付随型項目の割合を乗じることにより求められる。以下に一般式を示す。

$$Y = M \left(\sum_{i=1}^n W_i \cdot P_i + \sum_{i=1}^n S_i \cdot P_{Si} \right) \times \prod_1^{\theta} (1 + f \theta) + \sum_{i=1}^n W_i \cdot C_i \dots \dots (4)$$

ただし、

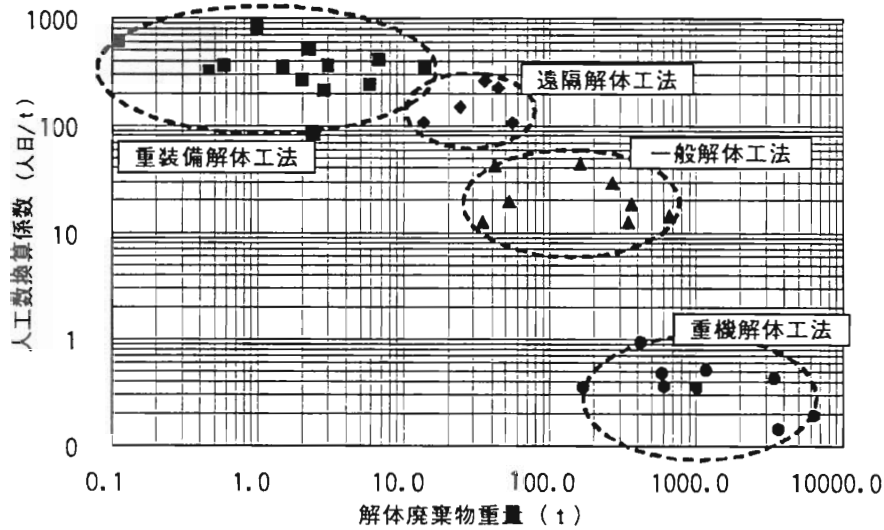


Fig.1 Relation Between Mass of Deismantled Material and Ratio of Manpower to Mass

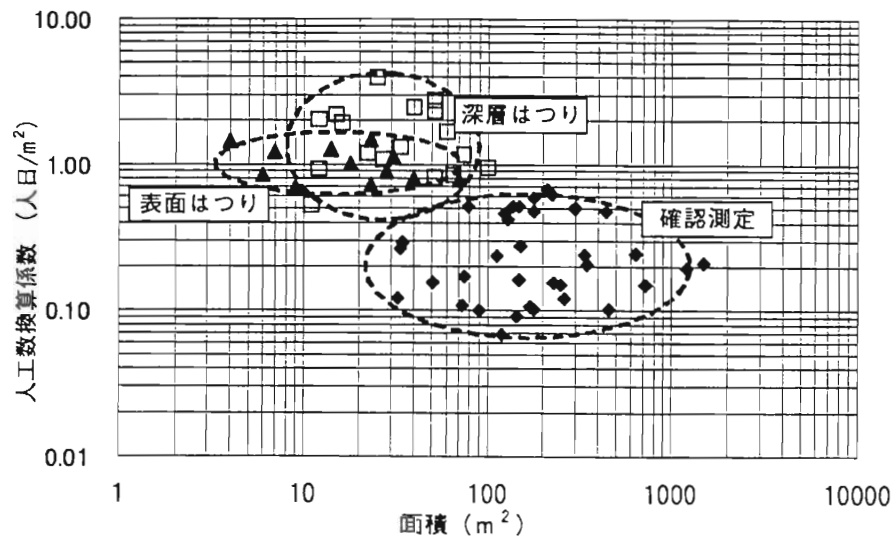


Fig.2 Relation Between Area and Ratio of Manpower to Area

- Y : 廃止措置費用 (円)
 M : 人件費単価 (円/人・日)
 W_i : 解体工法 i を適用する解体廃棄物重量 (t)
 P_i : 解体工法 i の人工数換算係数 (人・日/t)
 S_i : 測定 i の対象面積または系統数 (m²)、(系統)
 P_{s,i} : 解体工法 i の除染、測定の人件数換算係数 (人・日/m²) (人・日/系統)
 f_θ : 付随型項目 θ の換算係数
 C_i : 解体廃棄物 i 区分の廃棄物容器単価 (円/t)

3. 施設分類と解体工法

3.1 施設分類

式(4)を用いた試算にあたっては、約230の原子力施設が対象であることから、IAEAの廃止措置安全規制に基づく施設分類を参考に、同種の解体工法が想定される施設を整理し、原子炉施設、核燃料サイクル施設、研究施設に原子力施設として考慮を要しない一般産業と同等の施設を加え、以下の4区分に分類した。

- ・原子炉施設
- ・核燃料サイクル施設：ウラン取扱施設、MOX取扱施設、再処理関連施設、廃棄物処理施設
- ・研究施設：ホットラボ、加速器等施設、非密封線源取扱施設
- ・一般相当施設：放射線発生装置、密封線源取扱施設、倉庫、貯蔵庫等

3.2 解体工法

廃止措置に適用する解体工法は、構成機器、汚染核種、放射能レベル等によって異なるが、これまでの解体や改修工事の実績から、施設分類毎に適用が想定される解体工法を検討した。

3.2.1 解体工法の概要

(1) 遠隔解体工法

原子炉施設における遠隔解体工法は、高度に放射化された炉内構造物等の解体に適用され、当該施設専用装置で解体する工法である。また、セル内における遠隔解体工法は、ホットラボ等のセル内機器の解体に適用され、ロボットや既設のマニ

プレータで解体する工法である。

(2) 重装備解体工法

再処理関連施設やホットラボの解体に適用され、作業者がエアラインスーツを装備してセル内に立ち入り、一般産業に使用されているバンドソー等の機械的切断機で内装機器等を解体する工法である。

(3) 一般解体工法

比較的線量当量率の低い機器の解体に適用され、グリーンハウス(汚染拡大防止囲い)を設置して複数の作業者が一般産業に使用されているバンドソーやガス切断機等を用いて解体し、廃棄物容器に封入するもので、廃止措置で最も多用される工法である。

(4) 重機解体工法

主に、管理区域解除後の建屋やコンクリート構造物の解体に適用され、ジャイアントブレーカー等の重機で解体する工法である。

(5) 機器別解体工法

クローブボックス(以下、「GB」という。)と遠心分離機については、同種の機器の解体撤去事例が多く、また評価対象物量も比較的多いことから、これらの機器については他の機器・設備と分離して取り扱うこととした。

3.2.2 施設分類別の解体工法

Table.1に施設分類と想定する解体工法を示す。

(1) 原子炉施設

原子炉施設では、高度に放射化した炉内構造物や原子炉本体等に遠隔解体工法を適用し、比較的線量当量率の低い冷却設備等の機器は一般解体工法、機器撤去後の建屋については、重機解体工法を想定した。

(2) 核燃料サイクル施設

1) ウラン取扱施設

ウラン取扱施設は、ウラン濃縮施設や製錬転換施設等で放射化はなく、機器設備の線量当量率も比較的低い。このため機器の解体は一般解体工法を想定した。また、ウラン濃縮施設では解体前除染としてプラント内部に残留したウランの回収作業を行う。なお、ウラン濃縮施設の遠心機については多数の同形機器を同一環境で解体することから、機器別解体に分類することとした。

Table.1 The Dismantling Method Applied to Classification and Dismantling of Facilities

施設分類 解体工法		原子炉	核燃料サイクル施設					研究施設			一般相当施設
			ウラン 取扱	MOX 取扱	再処理 関連	廃棄物処理		ホットラボ	加速 器等	非密封 取扱	
						$\beta\gamma$	TRU				
遠隔 解体	水中切断	○									
	気中切断	○									
	セル内			○			○				
重装備解体				○			○				
一般 解体	セル内			○	○		○				
	TRU			○		○	○				
	$\beta\gamma/U$	○	○	○	○		○	○	○		
	ライニング	○		○	○	○	○				
	クリアランス	○	○	○	○	○	○	○	○		
機器別 解体	GB		○	○		○					
	遠心機		○								
重機解体(建屋)		○	○	○	○	○	○	○	○	○	

2) MOX 取扱施設

MOX 取扱施設は、プルトニウムやU、Pu 混合酸化物燃料粉末及びプルトニウム廃棄物を取扱うGBを有する施設である。これらの施設では、設備更新等で実施されたGBの解体経験から、GB解体専用施設での解体及びGB設置場所でのグリーンハウス内の解体を想定した。

3) 再処理関連施設

再処理関連施設は、処理プロセスに対応して、固体状あるいは溶液状ウラン及びプルトニウムで汚染された機器が解体対象であり、高線量区域も存在する。これらの施設では、解体前除染として機器内に残留する核燃料物質や高放射性廃棄物の回収を想定した。機器の解体では、セル内については作業環境の線量当量率に応じて遠隔解体工法、重装備解体工法及び一般解体工法を、セル外では一般解体工法による解体を想定した。

4) 廃棄物処理施設

廃棄物処理施設の内、 $\beta\gamma$ 取扱施設は、主に原子炉施設で発生した $\beta\gamma$ 核種の廃棄物取扱施設で、セル内に処理設備を持つ施設では重装備解体工法、その他の施設では一般工法を想定した。TRU 取扱施設では、GB内に設置されている処理設備はGB解体と同様の解体工法、その他は一般解体工法を想定した。

(3) 研究施設

1) ホットラボ

ホットラボでは、セル内については解体前にマニプレータによる遠隔除染を想定した。遠隔除染による線量当量率や表面密度の低減は、当該施設の使用状況によって異なることから、適用する解体工法は当該施設の保守管理経験から選定した。セル外の機器については、一般解体工法を想定した。

2) 加速器等施設

放射化が起こる加速器施設とJT-60等の核融合施設が対象である。これらの施設では、比較的線量当量率が低くクリアランスレベル以下の解体物が多い。また、安全貯蔵による放射能減衰を評価し、遮へい体や建屋構造物では重機解体工法を想定した。

3) 非密封線源使用施設

非密封線源使用施設は、小規模の実験装置や化学分析等による実験や研究を行う施設で、残存放射能も少ないことから機器設備の解体には一般解体工法を想定した。

(4) 一般相当施設

一般相当施設は、密封線源使用施設、倉庫、貯蔵庫等を対象とし、放射性物質による汚染のない施設で放射線源の撤去により管理区域を解除できることから、重機解体工法を想定した。

4. 換算係数

換算係数には、人工数換算係数では重量依存型と面積等依存型、付随型項目換算係数がある。

4.1 重量依存型人工数換算係数

重量依存型の人工数換算係数には機器解体費、建家解体費及び廃棄物容器費を算出する換算係数である。

機器解体費

(1) 遠隔解体工法（水中、気中）

- ・水中切断 : 210 人・日 / t
- ・気中切断 : 100 人・日 / t

遠隔解体工法（水中、気中）は、JPDRの解体経験から、水中切断はロボット及びマスト型によるプラズマ切断機、気中切断は配管が成型爆薬とディスクカッター、コンクリートがコアボーリングと水ジェット切断における実績データ⁵⁾の平均値である。

(2) 遠隔解体工法（セル内）

- ・ロボット : 430 人・日 / t
- ・マニプレータ : 250 人・日 / t

セル内に適用する遠隔解体工法は、新設の遠隔ロボットによる方法と運転のために設置されているマニプレータを利用する方法がある。ロボットによる遠隔解体工法の実績はないが、サイクル機構での遠隔解体装置の技術開発に基づき評価した人工数換算係数を適用した。また、既設のマニプレータによる解体工法は、サイクル機構の照射燃料集合体試験施設における機器撤去の実績データに基づき設定した。

(3) 重装備解体工法（セル内）：500 人・日 / t

人工数換算係数は、サイクル機構における再処理関連施設の塔槽類や配管等の改修工事における実績データに基づき設定した。

(4) 一般解体工法

一般解体工法は、取り扱う核種や場所によって異なることから、セル内、TRU系、 $\beta\gamma/U$ 系、ライニング剥離及びクリアランス対象に分類して設定することとした。

- ・セル内 : 74 人・日 / t
- ・TRU系 : 38 人・日 / t
- ・ $\beta\gamma/U$ 系 : 18 人・日 / t

- ・ライニング剥離 : 29 人・日 / t
- ・クリアランス対象 : 3.4 人・日 / t

セル内は原研の再処理特研の実績データで、比較的線量当量率が低いホットラボ等の核燃料使用施設を対象としている。TRU系は再処理関連施設等の実績データで、ウラン取扱施設を除く核燃料施設が対象である。 $\beta\gamma/U$ 系はJPDR解体作業の実績データ⁵⁾による換算係数で、適用する施設は原子炉施設及び研究施設等を対象としている。

ライニング剥離は、再処理関連施設やホットラボのセル内面及び燃料貯蔵プールに敷設された銅板を対象としている。ライニング剥離に係る人工数換算係数は、JPDRの解体で行われた燃料プールの解体による実績データ⁵⁾である。

クリアランス対象物については、半面マスク着用と重機等を利用する解体工法であり、細断作業の省略が予想されることから、JPDR解体におけるクリアランスレベル相当の実績データ⁵⁾に基づき換算係数を設定した。

(5) 機器別解体

同種多数を解体することから機器別評価が妥当と判断したGB及び遠心機を機器別人工数換算係数として評価した。

1) GB解体

- ・集中設備による解体 : 290 人・日 / t
- ・設置場所での解体 : 160 人・日 / t

GBの人工数換算係数については、サイクル機構のPu第2開発室等の更新工事の実績をもとに集中設備での解体の場合を設定し、その他のGB解体実績をもとに設置場所での解体の係数を設定した。Fig.3に、機器別人工数換算係数設定の例として、GB解体における解体物重量と人工数の関係を示す。人工数換算係数は、近似式の係数に相当する。

2) 遠心機解体 : 7.6 人・日 / t

遠心機の撤去は、サイクル機構のウラン濃縮工学施設等に設置されている遠心分離機を対象としている。遠心機の解体における人工数換算係数は、サイクル機構の東海事業所と人形峠環境技術センターにおける遠心分離機やコールドトラップ等の撤去工事による実績データである。

建家解体費

(1) 重機解体工法

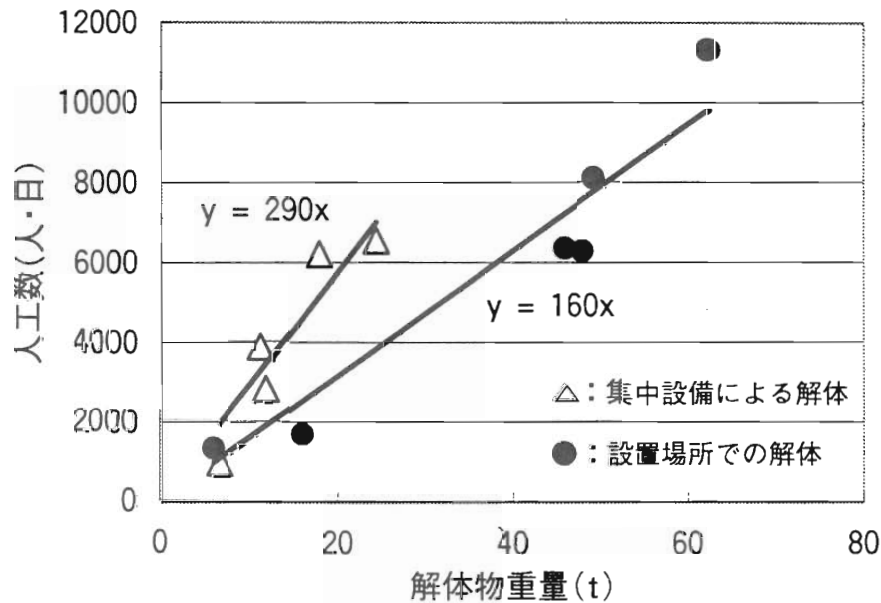


Fig.3 Relation between Mass of Dismantled and Nanpower in Case of GB

- ・鉄筋コンクリート : 0.27 人・日 / t
- ・鉄骨スレート : 3.6 人・日 / t

鉄筋コンクリートの解体は、管理区域解除後の建屋コンクリートや構造物が対象である。これらの人工数換算係数は、JPDRにおける建屋解体の実績データ⁵⁾である。

鉄骨スレートでは、核燃料施設の鉄骨スレート構造の施設が対象で、人工数換算係数は人形峠環境技術センターにおける建屋解体の実績データである。

廃棄物容器費

廃棄物容器費は、200リットルドラム缶、鋼製の1㎡容器、高放射化部は遮へい付収納容器の購入、製作費である。原研及びサイクル機構での実績から評価した。

4.2 面積等依存型人工数換算係数

面積等依存型の人工数換算係数には、解体前除染費、コンクリートはつり費及び残存放射能測定費を算出する換算係数である。

解体前除染費

(1) 系統除染 : 420 人・日 / 系統

再処理関連施設を対象に、高度に汚染された蒸発缶等の塔槽類を化学的方法により系統別に除染することを想定した。人工数換算係数は、サイクル機構の分離精製工場の酸回収蒸発缶での除染実

績データから設定した。

(2) 遠隔除染 : 41 人・日 / ㎡

再処理関連施設やホットラボ等を対象に、既設のマニプレータを用いてセル内の機器表面や床をウエス等で拭き取る作業である。人工数換算係数は、原研の再処理関連施設及び照射材料試験施設の除染実績データから設定した。

コンクリートはつり費

- ・表面はつり : 0.75 人・日 / ㎡
- ・深層はつり : 1.3 人・日 / ㎡

コンクリートはつりは、セル内面や燃料貯蔵プール等、コンクリート表面及び浸透汚染部を対象としている。コンクリートはつりの人工数換算係数は、JPDR解体で適用されたスクャブラーやハンドブレーカ等による汚染部のはつり作業の実績データ⁵⁾である。

残存放射能測定費

- ・残存放射能測定 : 0.20 人・日 / ㎡

残存放射能測定は建屋除染後の確認測定で、当該施設における管理区域の床、壁及び天井が対象である。人工数換算係数は、JPDRにおける床、壁、天井を対象とした残存放射能測定の実績データ⁶⁾で、管理区域の延床面積に対応した値である。延床面積から床、壁及び天井の全面積を評価するには、JPDR解体の実績データから換算係数4.3 ㎡ / ㎡を乗じて算出できる。

4.3 付随型項目換算係数

以下に、付随型項目における換算係数の根拠を示す。また、Table.2 に、これらの根拠に基づく付随型評価項目の換算係数を示す。

(1) 調査・計画費：JPDR 解体で行われた放射能インベントリ評価や物量評価、並びに作業計画や安全評価等の解体計画立案に要した人工数等の実績データから算出した。

(2) 安全貯蔵費：商業用発電用原子炉の廃止措置費用評価に適用された値⁷⁾を引用し、加速器施設の一部に適用した。

(3) 設備・資材費：解体作業に使用する設備等の調達費で、試験研究用原子炉では JPDR の解体データ、核燃料サイクル施設ではサイクル機構の実績データ、研究施設では原研の研究3棟の解体データを採用した。

(4) 放射線管理費：解体作業における放射線管理要員であり、原子炉及び研究施設では JPDR 解体データ、核燃料サイクル施設はサイクル機構での現在の管理体制による実績データを採用した。

(5) 現場管理費：工事を円滑かつ確実に実施するため、解体作業に関わることのない作業等の管理要員で、二法人の実績データを採用した。

(6) 解体期間中の維持管理費：OECD/NEA を参考に評価した。

(7) その他の費用：一般産業と同様との判断から、財団法人経済調査会から出版されている標準工事歩係り要覧「工事歩係研究会編」⁸⁾の評価法を参考に、一般管理費を除く現場経費（現場管理者費用は除く）を設定した。

(8) 消費税は、現行法令を採用した。

5. 解体物量

解体物量は、基本的には竣工図書、設計及び工事認可書及び現場調査により評価したものである。一部、非密封線源使用施設で小規模研究施設については、類似施設の実績データによる延床面積からの評価結果を採用している。

原子炉施設は、解体廃棄物の放射能濃度については放射化が計算コード、また、二次的汚染については当該施設の使用状況や JPDR 解体データから推定した。解体工法別物量は、JPDR の解体経験から、 ^{60}Co の放射能濃度が 10^6 Bq/g 以上が遠隔解体工法（水中）、 $10^3 \sim 10^6 \text{ Bq/g}$ を遠隔解体工法（気中）、 $0.4 \sim 10^3 \text{ Bq/g}$ を一般解体工法、 0.4 Bq/g 以下を一般解体工法（クリアランス）として評価した。

核燃料サイクル施設のセルや GB を保有する施設については、セル・GB 内とセル外に分類して評価した。セル外については、クリアランス以上と未満の放射性廃棄物、建屋等の放射性廃棄物でない廃棄物に分類して評価した。セル等を保有しない核燃料サイクル施設については、使用状況や履歴から取扱核種による解体工法の分類を考慮して評価した。

研究施設については、使用状況や履歴から想定させる解体工法に対応して評価した。なお、研究施設で放射化がある JT-60（核融合研究施設）については、計算コードによる放射化計算の推定結果を用いた。

Table.2 The Ratio for Accompanying Item

θ	評価項目	換算係数	θ	評価項目	換算係数
1	調査・計画費	0.05	4	放射線管理費	0.1
2	安全貯蔵費	0.005/年		核燃料サイクル施設	
3	設備・資材費	0.59		その他	
	原子炉施設		5	現場管理費	0.2
	核燃料サイクル施設		6	維持管理費	0.025~0.1
	研究施設		7	その他の費用	~0.07
	一般相当施設	0.69	8	消費税	0.05

6. 評価結果と考察

人工数換算係数等の設定値を用いた費用評価式に二法人の約230施設の解体物量を適用し、廃止措置費用の試算を行なった。評価結果を Fig.4 に示す。

なお、ふげん、常陽、もんじゅの原子炉施設については、商業用発電用原子炉の廃止費用評価方法として作成された物量一次近似方式を適用した。

二法人における廃止措置費用総額は約6,000億円であり、統合準備会議向けの試算結果と大きな相違はなかった。しかし、その内容は解体実績等の精査による人工数換算係数の増減や評価項目の増加、個別評価では加速器施設等の安全貯蔵による放射能減衰効果等を適用し、より実際に近い条件を検討して算出した。その結果、再処理関連施設等に適用する重装備工法の人工数換算係数の増加により費用の増加があり、加速器等では減少した。

施設分類別の廃止措置費用では、核燃料サイクル施設が全体の50%以上を占め、原子炉施設の31%と合わせると全体の80%以上を占めている。また、核燃料サイクル施設のうち再処理関連施設が約2,100億円と最も大きかった。

本評価手法は、今回の評価では更地化の解体方式を前提に試算したが、機器撤去や管理区域解除の条件による評価が可能であり、技術の進歩や合理化対策による費用評価の試算も人工数換算係数を変更することで容易にできる。廃止措置費用の低減は新法人の重要課題の一つであり、本手法による費用評価結果を分析することにより、費用低減のための技術開発事項や合理的な廃止措置計画の策定に資することができる。今後は、技術開発を含めた将来の成果や実績を反映して、信頼性と

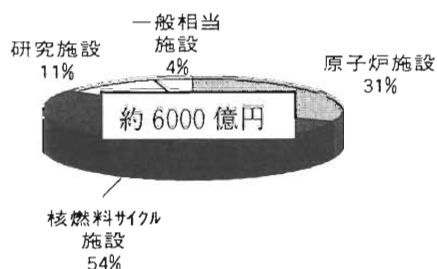


Fig.4 Evaluation Result

精度を向上する必要がある。

7. まとめ

二法人が有する解体や改修工事の実績をもとに原子力施設を幅広く網羅する廃止措置費用評価手法を作成して、約230の原子力施設の廃止措置費用を試算した。その結果、多種多様の施設を施設分類別に整理し、解体対象物量を適用することにより効率的に評価することができた。今後は、管理区域解除、機器撤去・再利用ケース及び技術進歩に伴う換算係数の変更を想定した総費低減等も評価する予定である。

今後の課題は、費用評価手法の信頼性と精度向上のため技術開発を行うとともに、多種多様な原子力施設の解体、改修工事データを反映していく予定である。

8. 参考文献

- 1) 柳原敏他：JAERI-M 94-005 “原子炉デコミッションング管理のための計算コードシステムの開発・I” (1994年2月)。
- 2) 井口幸弘他 “廃止措置エンジニアリング支援システムの構築” サイクル技報 No.10 2001年3月。
- 3) 斉木秀男他：“核燃料サイクル施設の廃止措置費用の評価手法” 日本原子力学会、2004年秋の大会。
- 4) 実用発電用原子炉廃炉技術調査報告書 平成9年度、(財)エネルギー総合工学研究所、(平成10年3月)。
- 5) 白石邦生他：JAERI-Data/Code 99-050 “動力炉(JPDR)の解体廃棄物データの分析” (2000年1月)。
- 6) 白石邦生他：JAERI-Data/Code 98-010 “動力炉(JPDR)の解体における作業データの分析” (1998年3月)。
- 7) 上村雅一：“わが国商業用原子力発電所の廃止措置のあり方” エネルギーレビュー、昭和60年9月号/第5巻・9号2p～8p。
- 8) 標準工事歩掛要覧 改定9版、工事歩掛研究会編、(財)経済調査会。

医療用加速器のデコミッショニング

石本 剛* 久保田晴元* 森 哲也** 寺川仁人* 谷 邦治* 石井一成*

Decommissioning of the Medical Compact Cyclotron

Takeshi ISHIMOTO*, Haruyuki KUBOTA*, Tetsuya MORI**, Kimihito TERAKAWA*
Kuniharu TANI*, Kazunari ISHII*

兵庫県立高齢者脳機能研究センターにて約9年間、主にPET薬剤の製造に使用された医療用小型サイクロトロン及びその周辺機器の解体撤去を行った。

本報告は、医療用小型サイクロトロンの廃止措置計画、放射化評価及び測定結果、放射性廃棄物の予測と実際、サイクロトロンの解体撤去作業内容についてまとめたものである。

We decommissioned the medical compact cyclotron mainly used for manufacture of PET medicine for about nine years in the Hyogo Institute for Aging Brain and Cognitive Disorders.

This report describes the plan on decommissioning of the medical compact cyclotron, measurement of induced radioactivity, the prediction and practice for amount of radioactive wastes, the operation procedures for dismantling and so on.

1. はじめに

サイクロトロンを含めた放射線発生装置(加速器)は、その技術開発に伴い物理学、化学、生物学、医学、工学等様々な研究分野に利用され、功績を挙げている。加速器は、荷電粒子を電磁場により加速させ、加速した粒子ビームを標的(ターゲット)にあて生じる反応を種々の目的に利用するものである。加速器において、加速粒子が直接周辺機器に照射されたため放射化が生じるだけでなく、照射によって二次的に発生した中性子等が室内に広がり放射化させる。これらの放射化物は、放射能レベルは低いが、物量が多いため、どのように取扱うかが議論されている¹⁾。

加速器の解体撤去は、研究施設の大型高エネルギー

ギー装置で行われた実績はあるが^{2), 3)}、医療用小型装置の解体撤去は、前例がほとんどない。

今回、兵庫県立高齢者脳機能研究センターにて約9年間、主にPET(Positron Emission Tomography)薬剤の製造に使用された医療用小型サイクロトロン及びその周辺機器の解体撤去を行ったので、廃止措置計画、放射化評価と測定結果、放射性廃棄物の予測と実際、サイクロトロンの解体撤去作業内容について報告する。

2. 加速器の放射化と放射化物の取扱い

2.1 加速器における放射化

加速器による放射化には、加速粒子(一次放射線)によるものと中性子などの二次放射線による

* : 兵庫県立姫路循環器病センター (Hyogo Brain and Heart Center)

** : 福井大学 (Fukui University)

ものがある。加速粒子による放射化は、ターゲットやスリットなど加速器構成機器との相互作用(ビーム損失)によって発生し、原理的には、ビーム損失が全くない加速器では放射化は起こらない。一次放射線による放射化は、ビーム軸に沿った限られた領域で起こるのに対し、二次線による放射化は、加速器全体で発生する⁴⁾。

2.2 放射化物の取扱いについて

放射化物の取扱いに関して、2004年12月現在、法令の中では、明確な規制がされていないが、平成10年10月に科学技術庁原子力安全局放射線安全課長より「放射線発生装置使用施設における放射化物の取扱いについて」が通達されている⁵⁾。このガイドラインは、放射線発生装置使用施設において、放射化した放射線発生装置等の取扱いに適用される。なお、核子辺りの最大加速エネルギーが2.5MeV未満のイオン加速器(ただし、重陽子と三重陽子の核反応などを用いて中性子を発生させる目的で使用される加速器は除く)及び最大加速エネルギーが6MeV未満の電子加速器を使用する施設では、放射化物がほとんど生成されないため、ガイドラインの対象外となっている。このガ

イドラインの中で「放射化物」とは、放射線発生装置の使用に伴って、放射化させることを目的とせず、有意の放射能が認められるに至った放射線発生装置及び実験機器をいう、とされている。ここでの有意な放射能とは、自然放射能と比べてと解釈され、通常では、測定値がバックグラウンド値+3 σ 以上であることを意味する⁴⁾。

3. 兵庫県立高齢者脳機能研究センターの概要

3.1 兵庫県立高齢者脳機能研究センターの概要

平成5年4月に兵庫県民の健やかな老後を確保するため、最先端診断機器を備え、臨床研究を中核としてオープンした(Fig.1)。痴呆の早期発見と実態把握、病因解明と予防手段、治療技術の開発に向けて臨床研究、基礎研究を行ってきたが、9年後の平成14年3月末をもって廃止となった。

3.2 兵庫県立高齢者脳機能研究センターの放射線施設

兵庫県立高齢者脳機能研究センターの放射線施設として、1階にサイクロトロン室及びその機械室と保管廃棄室、2階には、PET薬剤を合成する



Fig.1 Overview of Hyogo Institute for Aging Brain and Cognitive Disorders(HIABCD)

ホットラボ、測定室及びPET検査室、5階には、放射性同位元素を用いた基礎実験を行うRI実験室があった(Fig.2)。そのほかでは、屋上に排気設備、屋外に排水設備があり、この度、すべての放射線管理区域を解除した。

3.3 医療用小型サイクロトロン

今回、解体撤去したサイクロトロンは、NKK社(OXFORD社)製超電導サイクロトロンで、平成

5年9月1日から平成14年3月22日までの約9年間(総運転時間約1780時間)、主にPET薬剤の製造に使用された(Fig.3)。

主な仕様は、以下の通りである。

加速粒子 : H

取り出し粒子: H⁺

エネルギー : 12MeV

ビーム電流 : 100 μ A(放射性薬剤合成時50 μ A)

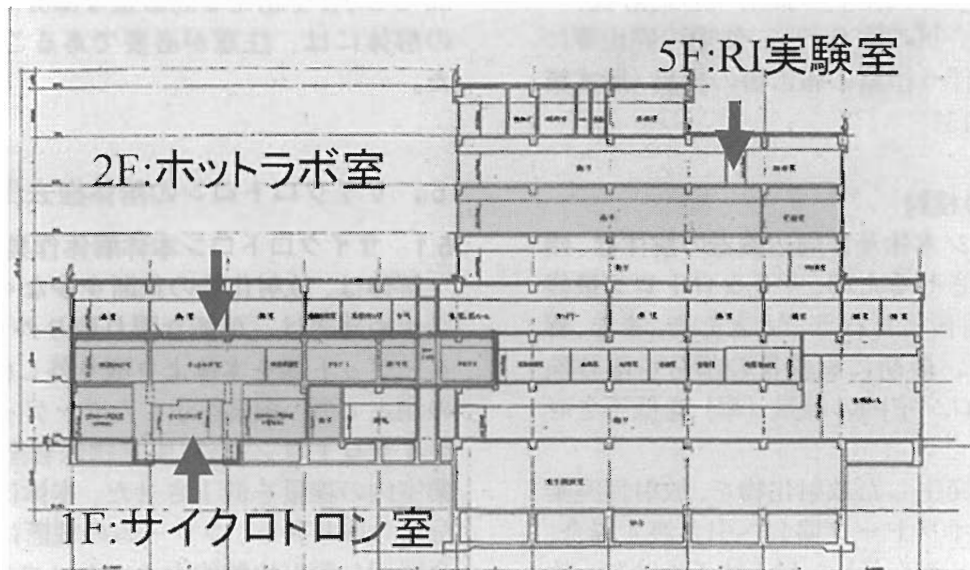


Fig.2 Overview of Radiation Controlled Area in HIABCD

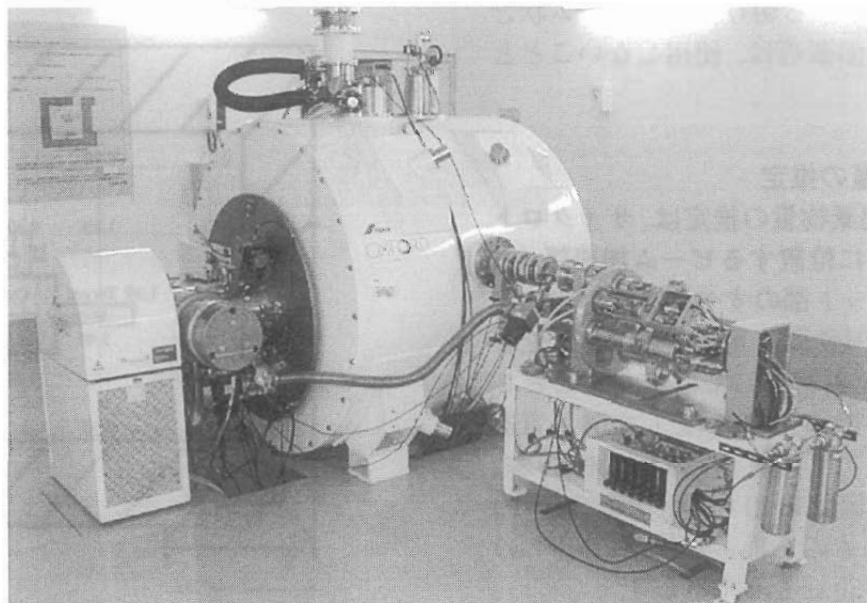


Fig.3 Appearance of the Cyclotron

4. 解体作業の作業計画

4.1 放射線管理区域解除作業に伴う手続き

今回、医療用小型サイクロトロンの解体撤去を含めた放射線管理区域の廃止作業に伴い、行った手続き、届出等を示す。

平成14年4月 使用許可に係る氏名等の変更届
(形式 第7の2)

平成14年4月 放射線障害予防規定の変更届(形式第12)

平成15年1月 使用廃止届の提出(形式第13)

平成15年1月 許可の取り消し、使用の廃止等に伴う措置の報告書の提出(形式第15)

4.2 解体方法の検討

サイクロロン本体及び周辺機器の解体は、残存放射能を減衰させるため、サイクロロン最終運転日の約6カ月後より行うこととした。また、解体の順序として、最初に高線量の部分を取り除き、サイクロロン室内の線量(率)を低下させることとした。

解体作業にて発生した放射化物を、放射性廃棄物として日本アイソトープ協会へ引き渡す場合、専用容器(50ℓドラム缶)へ封入するために、放射化物を裁断する必要がある。その際に発生する金属切り粉の吸引等による作業員の内部被ばくを防止する点から、発生する切り粉がヒューム状となるガス、プラズマ溶断等は、使用しないこととした。

4.3 放射性廃棄物量の推定

発生する放射性廃棄物量の推定は、サイクロロン本体では、中央に位置するビーム加速部(本体の約50%)、ターゲット部のすべてを放射化物と仮定した。また、放射性同位元素が通過した配管は、すべて放射性廃棄物として取扱うこととした。これら全てを非圧縮性不燃物として50ℓ容器へ封入する場合、サイクロロン本体で約36本、ターゲット、周辺機器で約20本、配管等で4本の計60本程度発生するものと推定された(容器への充填率30%、重量約50kgとして計算)。

4.4 サイクロロン室内の測定

解体作業場所となるサイクロロン室内の線量を把握するために、シンチレーション式サーベイメータ(TCS-161 Aloka社製)を用いて、空間線量率を測定した。同様に、サイクロロン及び周辺機器の放射化の程度について評価した。

サイクロロン室内の空間線量率は、0.13-3.40 μ Sv/hで、ターゲット周辺で最も高値となった(Fig.4)。本体及び周辺機器のサーベイでは、本体表面付近で6-7 μ Sv/h、ターゲット部表面付近で、50 μ Sv/hを超える高線量な部分があり、それらの解体には、注意が必要であることが示唆された。

5. サイクロロンの解体撤去作業

5.1 サイクロロン本体解体作業

解体は、放射化物の裁断を少なくするため、ピス止め部等は、可能な限り取り外すこととした。ターゲット部を本体より取り外し(Fig.5)、作業前の測定で高い線量を示したターゲットボックスをサイクロロン室外(廃棄物保管室)へ搬出し、作業室内の線量を低下させた。本体は、フレーム部分より取り外し、フレームの裁断には、発生する金属切り粉が比較的大きい丸ノコにて行った。また、フレーム内側、屈曲部等、丸ノコにて対応できない部分に関しては、簡易ハウス、局所排風機

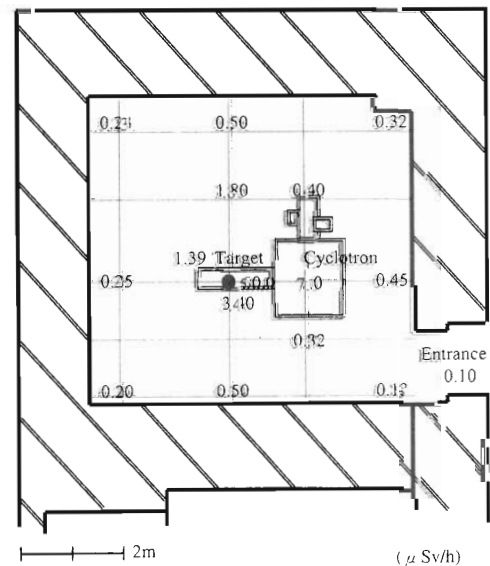


Fig.4 Dose Rates in the Cyclotron Room

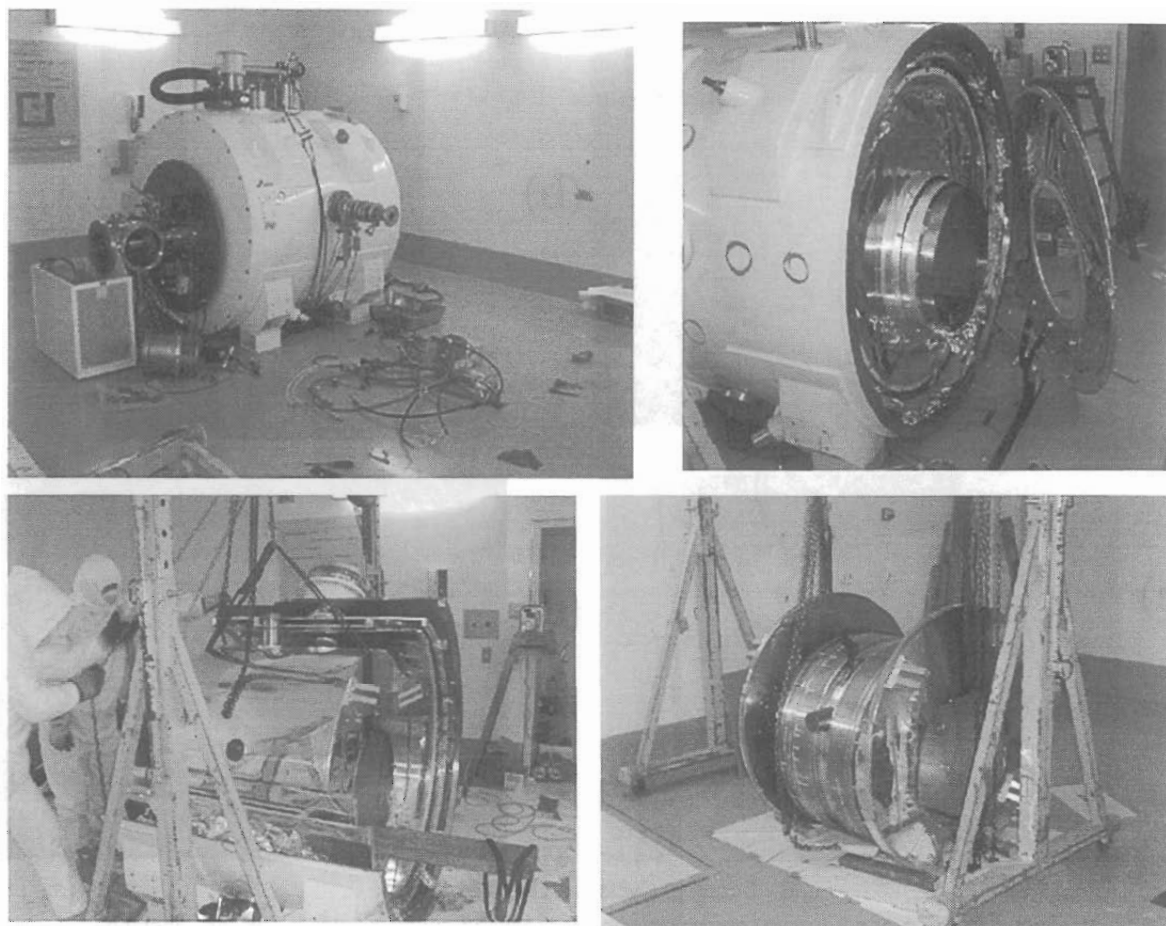


Fig.5 Dismantling of Cyclotron

を設置した上で、ディスクグラインダーを使用した(Fig.6)。

5.2 放射化物の評価

サイクロトロン本体及び周辺機器から発生したすべての解体物に対して、まず表面汚染の有無を評価するために、GM式サーベイメータ (TGS-136 Aloka 社製) で直接測定を行った。測定時間を時定数の3倍以上とし、バックグラウンド相当値である100cpmを超えるものについては、放射性同位元素にて汚染されたものとして放射性廃棄物とした。次に、放射化の有無を確認するために、シンチレーション式サーベイメータにてGM式での測定と同様に直接測定を行い、バックグラウンド相当値である $0.1 \mu\text{Sv/h}$ を超えるものについては、放射化物とした。得られた放射化物について、材質別(ステンレス鋼、銅、アルミニウム、鉄)に試料を採取し、Ge半導体検出器を用いて核種分

析を行った。最後に表面汚染の有無を確認するために、スミア法で試料を採取し、有意な放射能が検出されなければ、放射線管理区域外へ搬出した(Fig.7)。

測定結果は、すべての解体物のうち、276部品で有意な放射能を認めた(Fig.8-9)。全放射化物の約94%は、表面線量率が $1 \mu\text{Sv/h}$ 以下と低レベルであった(Fig.10)。部分別では、本体加速部、ビームライン部及びターゲット部で表面線量率が高値を示し、他の部分では、全て $0.5 \mu\text{Sv/h}$ 以下と低い値を示した。

放射化物の材質別割合は、全体の68%がステンレス鋼、16%が鉄、アルミニウム、銅がそれぞれ8%で、各材質から得た試料の核種解析では、 ^{54}Mn 、 ^{56}Co 、 ^{57}Co 、 ^{58}Co 、 ^{60}Co 及び ^{65}Zn が検出された(Fig.11、Table.1)。

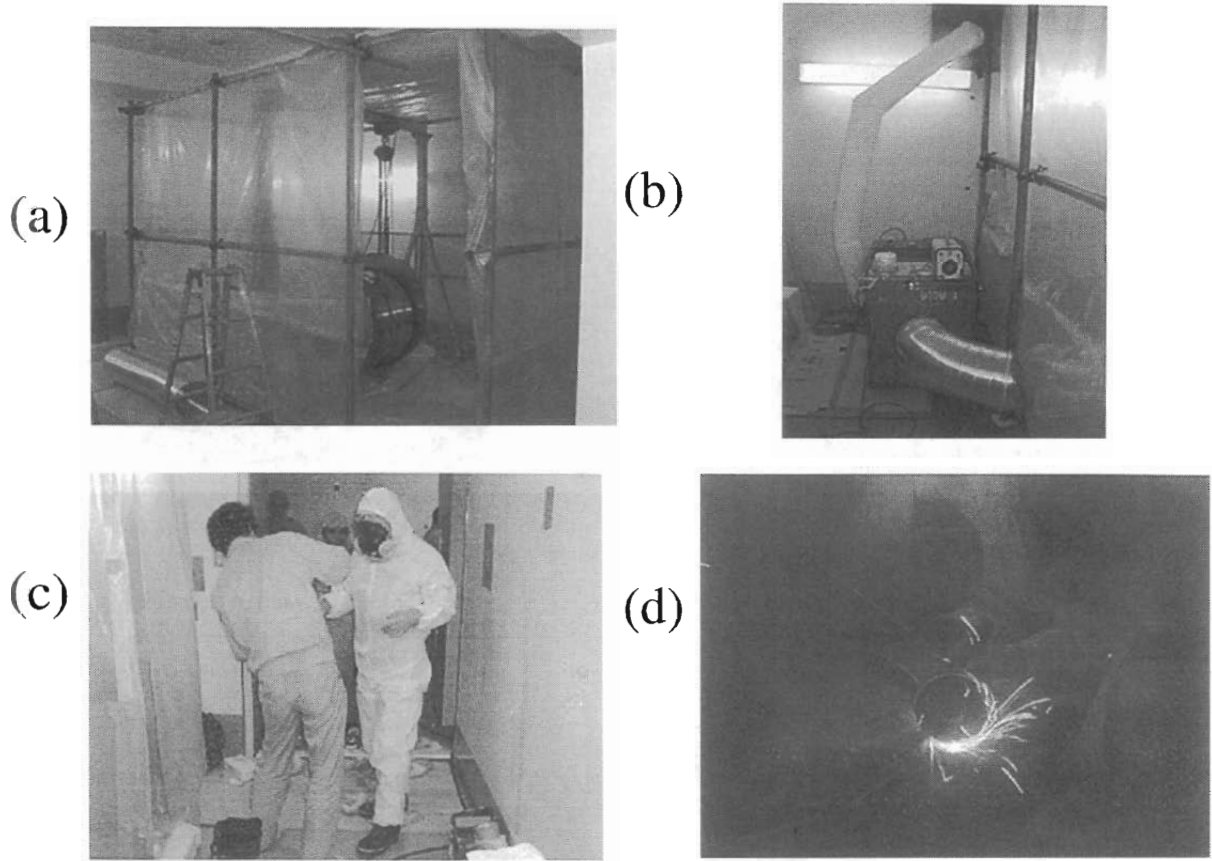


Fig.6 Scene of Cyclotron Demolition Work

We installed the green house(a) equipped with the localized exhaust system and the machine dust sampler(b) in the cyclotron room. The worker wore protection suit(c) and cut out the cyclotron by the disk grinder(d).

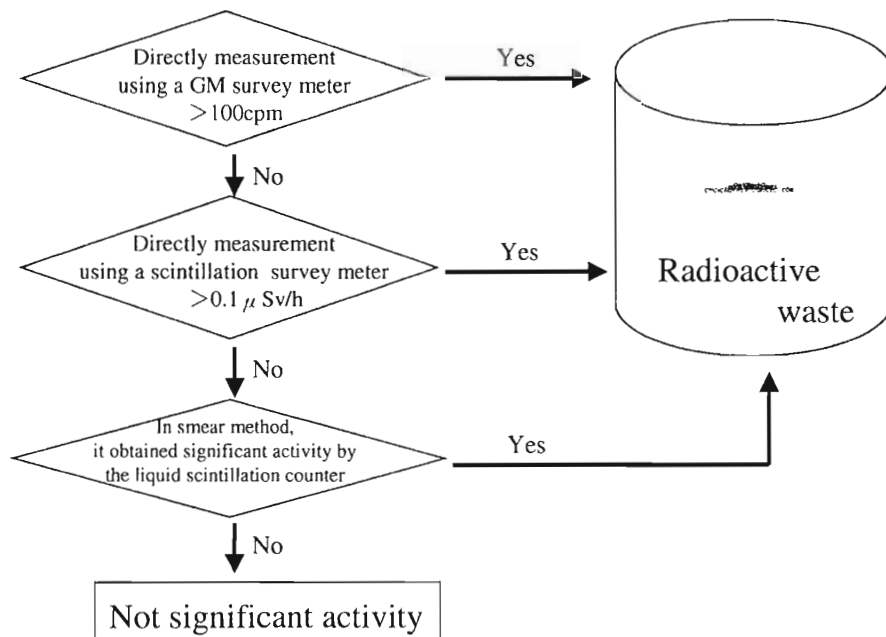


Fig.7 Flow Chart in Evaluation of Activated Material

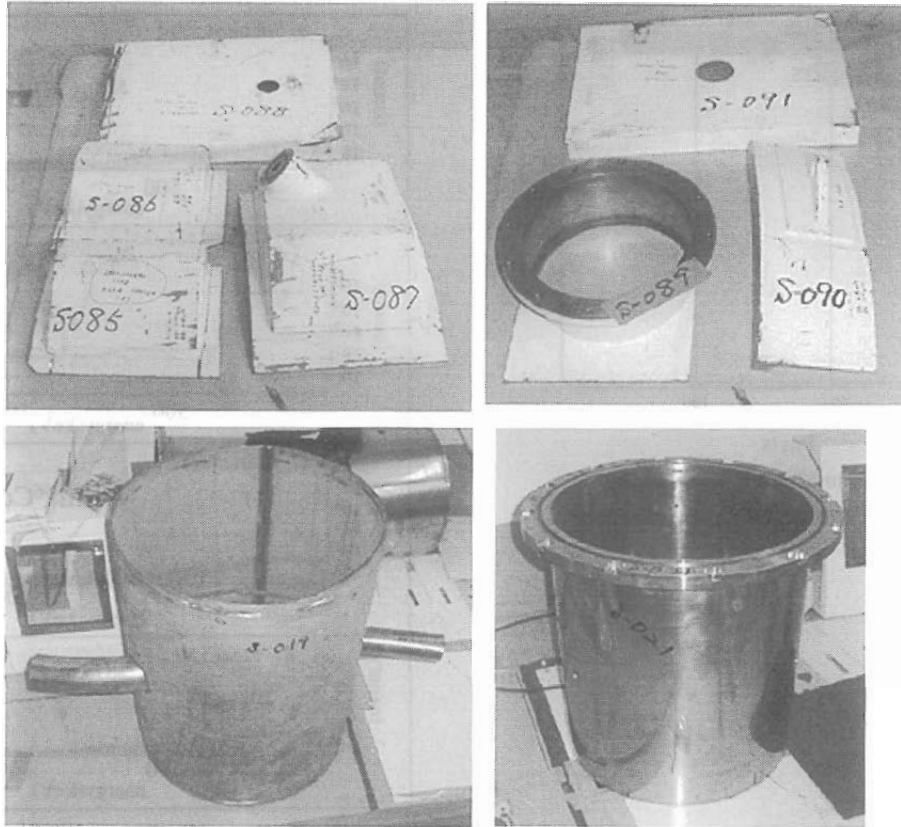


Fig.8 Activated Materials

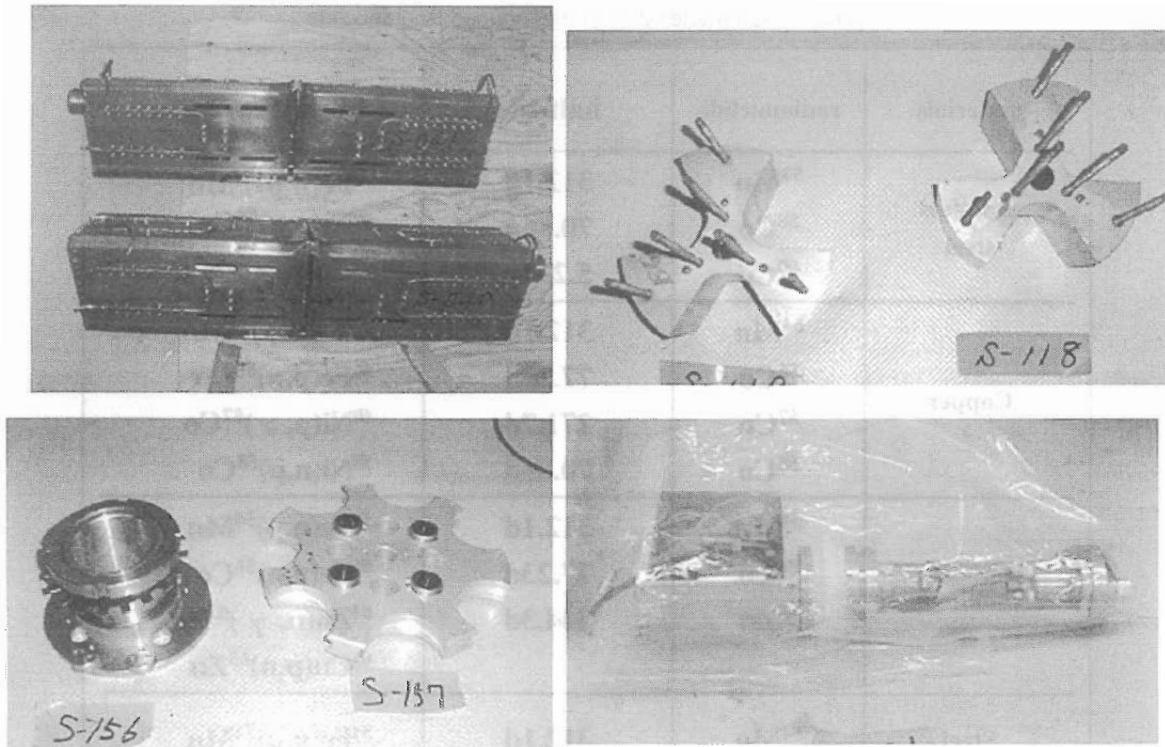


Fig.9 Activated Materials

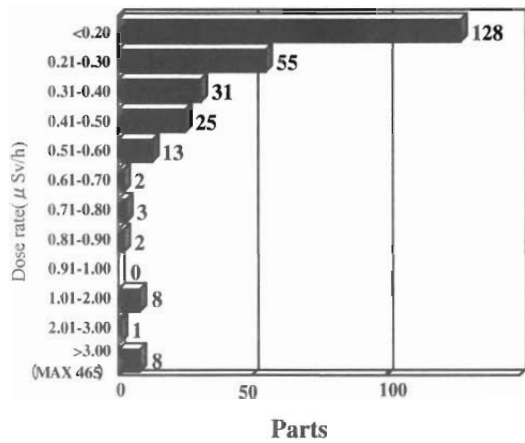


Fig.10 Dose Rate Measurement of the Radioactive Wastes by the Scintillation Survey Meter

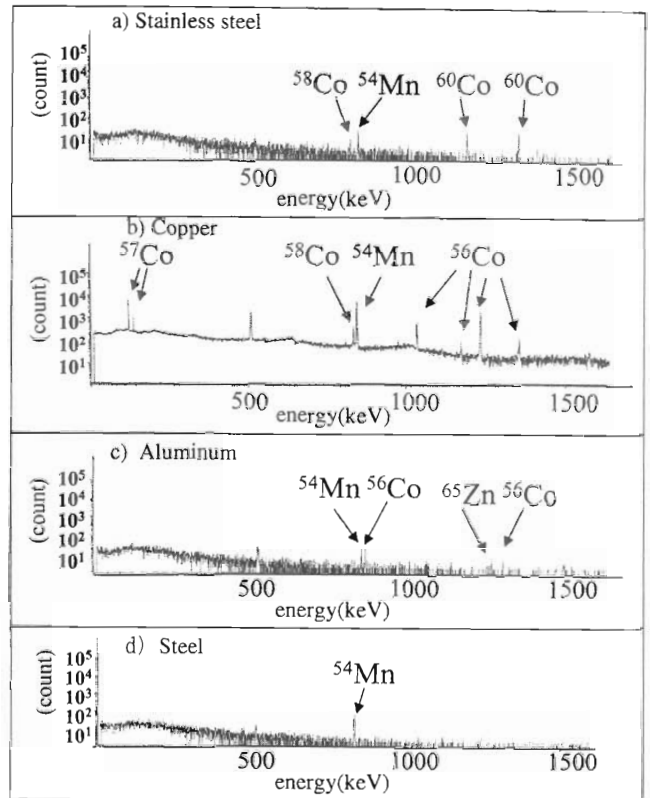


Fig.11 Radionuclide Observed in the Activated Material

Table.1 Characteristics of the Induced Radionuclide

materials	radionuclide	half-life	generative reaction
Stainless steel	^{54}Mn	312.1d	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$
	^{58}Co	70.86d	$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$
	^{60}Co	5.271y	$^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$
Copper	^{54}Mn	312.1d	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$
	^{56}Co	77.23d	$^{56}\text{Fe}(p,n)^{56}\text{Co}$
	^{57}Co	271.7d	$^{60}\text{Ni}(p,\alpha)^{57}\text{Co}$
	^{58}Co	70.86d	$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$
Aluminum	^{54}Mn	312.1d	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$
	^{56}Co	77.23d	$^{56}\text{Fe}(p,n)^{56}\text{Co}$
	^{65}Zn	244.3d	$^{64}\text{Zn}(n,\gamma)^{65}\text{Zn}$ $^{65}\text{Cu}(p,n)^{65}\text{Zn}$
Steel	^{54}Mn	312.1d	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$

5.3 サイクロトロン室駆体の評価

サイクロトロン室内側駆体の放射化評価として、主な中性子発生部と考えられるターゲット部直近の床、壁、天井について、コンクリート試料(コア、表層)を採取し(Fig.12)、Ge半導体検出器及び液体シンチレーションアナライザ(GMX-20195-S、CFG-LB-GMX-SV オルテック社製)、を用いて測定²⁾した。測定結果は、ターゲット直近の床、壁、天井から得たすべてのコンクリート試料から有意な放射能は認められなかった。

5.4 解体作業場所の安全管理

放射化物を裁断する際には、金属切り粉が発生するため、それらの飛散を養生、清掃等の徹底により防止した。また、作業者については、それらの吸入を防ぐため、予防具の着用、使用を徹底した。さらに、ダストサンプラ(L30 M&F ENTERPRISE社製)にて作業場所でのダストを採取し、ダスト中の放射能濃度を測定した。今回の解体作業中に採取したすべてのダストから有意な放射能は、認められなかった。

6. 放射化物、放射性廃棄物の撤去、引き渡し

今回、日本アイソトープ協会の特別な配慮によ

り、放射化物の引き渡しにおいて、従来の50ℓ容器に加え、1m³コンテナ容器及び200ℓ容器を使用した。すべての放射化物に対して、管理番号を割り振り、管理上必要な属性データを記録した。属性データは、①主材質、②外観寸法、③重量、④表面線量率、⑤表面汚染の有無、⑥収納容器番号、⑦放射化物位置区分(加速部、ターゲット部等)、⑧放射化物名称(部品名)とした。引き渡し時には、これらを内容物データとして、容器毎に、放射化物データシートを作成し、各放射化物の写真を添えて、日本アイソトープ協会へ提出した。

平成14年11月22日にサイクロトロン本体及び周辺機器から発生した放射化物を非圧縮性不燃物として、1m³コンテナ容器3基、200ℓ容器1本(50ℓ容器換算で計64本相当)を引き渡した。また、平成14年12月6日に汚染検査、除染、解体作業にて発生した残りの放射性廃棄物(非圧縮性不燃物7本、その他区分22本)を引き渡した(Fig.13)。

7. まとめ

医療用小型サイクロトロンの廃止は、ほとんど前例がなく、放射化の程度、放射性廃棄物の発生量等についての報告はない。今回、平成5年に導

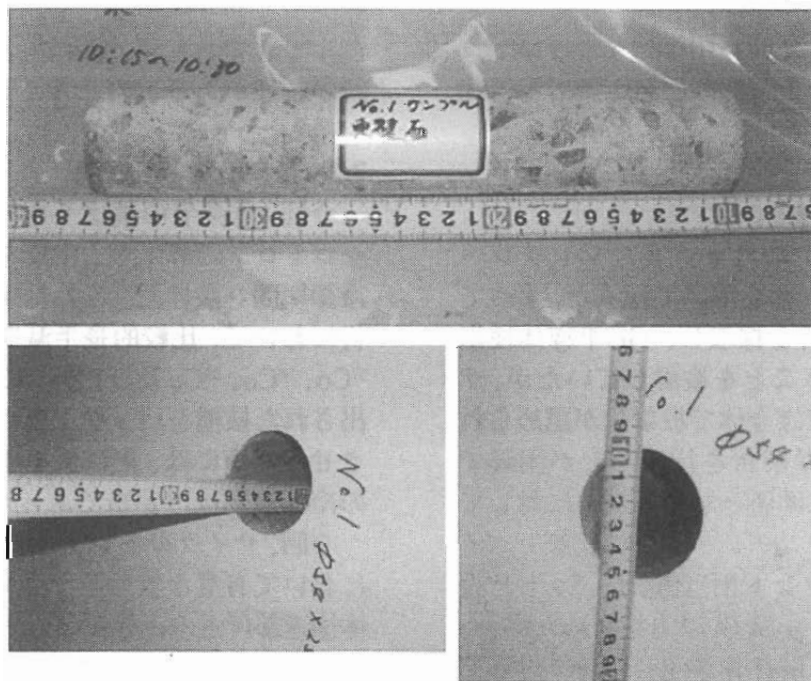


Fig.12 Concrete Core Samples at Cyclotron Room

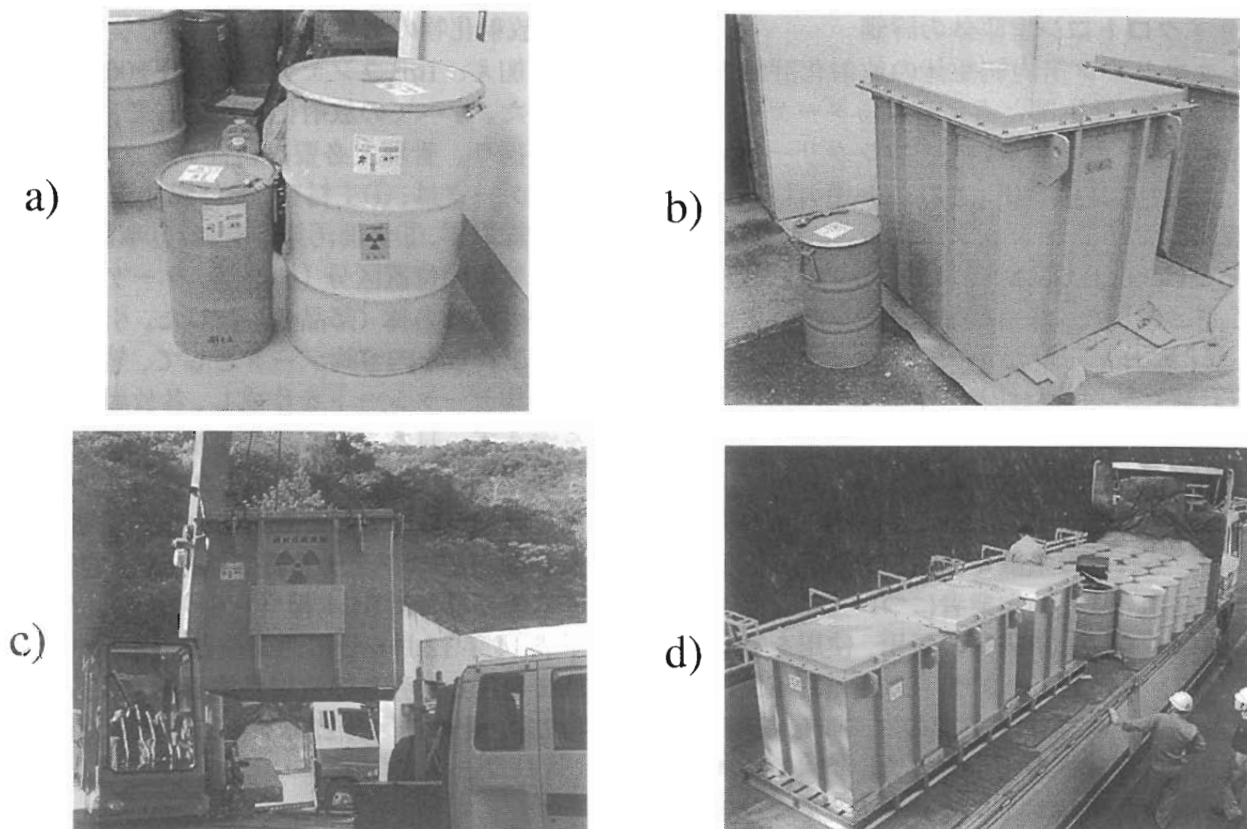


Fig.13 Containers and Shipping the Radioactive Waste

a) 200 l can (right) and 50 l can (left)

b) 1m³ container (right) and 50 l can (left)

c) d) The view of take out the radioactive wastes

入され約9年間使用した医療用小型サイクロトロンの解体撤去を行い、放射化の評価、放射線管理について報告した。

7.1 放射化の評価方法

放射化の評価は、主にGM式及びシンチレーション式サーベイメータを用いて行った。すべての解体物に対して試料を採取し、Ge半導体検出器にて定量評価を行うことを検討していたが、サイクロロン本体のほぼ全体で放射化が認められたため、細部まで定量解析を行うことが困難であった。今回、搬出基準値として、 γ 線に対して比較的高感度であるシンチレーション式サーベイメータのバックグラウンド相当値 $0.1 \mu\text{Sv/h}$ と設定し、直接測定で $0.1 \mu\text{Sv/h}$ 以上を認めた場合、放射化物と判断した。解体作業上、迅速に対応できたと考えるが、厳密な放射化量(放射能量)は、

測定できておらず、測定法、評価法に関しては、検討の余地があるものとする。

7.2 放射化と検出核種

今回、作業者の被ばくを軽減させるため、サイクロトロンの解体撤去作業を行う前に約6カ月の冷却期間を設けた。この結果、放射化物の核種解析において、比較的長半減期の核種(^{54}Mn 、 ^{56}Co 、 ^{57}Co 、 ^{58}Co 、 ^{60}Co 及び ^{65}Zn)のみが検出された。検出された核種をバックグラウンドレベルまで減衰させるためには、更に数十年が必要であり、今回の冷却期間は、妥当であったと考える。

今回、サイクロロン本体及び直近の周辺機器において有意な放射能を認めた。作業前では、本体加速部付近のみ放射化しているものと推定したが、本体のほぼ全体で放射化を認めた。これは、検出された核種から、主に本体あるいはターゲット

から二次的に発生される中性子の影響によるものと考え、特にターゲットから発生する中性子の影響が強かったものと考えられる。

今回検出された核種は、金属内に含まれる不純物から発生したものが多く、作業前に推定できなかった核種も含まれている、今後、装置開発において、放射化しにくい材質の使用や不純物の把握、周辺機器の配置など放射化対策が検討されるものと思われる。

7.3 放射性廃棄物

今回の作業で発生した放射性廃棄物は、非圧縮性不燃物として1m³コンテナ容器3基、200ℓ容器1本(50ℓ容器換算で計64本相当)であった。これらは、作業前の推定量とほぼ同量であったが、今回、日本アイソトープ協会の配慮により大容量の容器を使用することができたこと、放射化物を細かく裁断したことで、容器の充填率が非常に高くなったことから、結果的にはほぼ同量となったと考える。放射化物を封入する容器については、事前に日本アイソトープ協会と協議した上で、解体作業者の安全を考慮し、できるだけ放射化物を裁断しなくてよい大きさの容器を用いることが望ましいと考える。

8. 最後に

今後、当施設同様に使用の廃止により加速器を解体撤去する場合や老朽化に伴う装置の更新などの事例が発生すると思われる。放射化の程度は、運転時間やエネルギー、装置の仕様等により異なると考えられるが、放射化物のクリアランスレベルが明確に規定されていないため、放射化物を放射線管理区域内で保管するか、放射性廃棄物とし

て日本アイソトープ協会に引き渡すのが現状である。今回のサイクロトロン解体を含めた放射線管理区域全域の廃止作業は、作業計画の作成から、測定、解体、放射化物及び放射性廃棄物の搬出まで約1年、総額にして約1億円の費用を要した。加速器を廃止する場合には、加速器技術より恩恵を受けた施設の責任として、より安全に廃止する義務がある。今後、加速器廃止における測定、評価法を含めた、より安全な放射化物への対応の検討が必要であると考えられる。

謝辞

サイクロトロンの解体作業に関し、長期間、放射化物の測定を含めた放射線管理にご協力頂いた株式会社日本環境調査研究所大阪営業所長 鈴木健二氏、同業務部課長 鈴木雅人氏をはじめ大阪営業所の皆様方、解体作業においてご尽力頂いたNKKプラント建設(株)の皆様方に重ねて感謝申し上げます。

【参考文献】

- 1 榎本和義、放射線施設からの放射性廃棄物、日本放射線管理学会第1回総会学術大会抄録、15(2002).
- 2 柴田徳思、使用を廃止した加速器の放射化の問題、RADIOISOTOPES、48、208-215(1999).
- 3 榎本和義、大槻勤、笠木治郎太、他、中性子散乱用遮蔽体の放射化量評価と解体、保健物理、34(2)、151-160(1999).
- 4 中村尚司、放射線物理と加速器安全の工学、地人書館、東京、(2001).
- 5 科学技術庁原子力安全局放射線安全課長、放射線発生装置使用施設における放射化物の取り扱いについて、東京、(1998).

IAEA 及び国内機関におけるクリアランスの最近の検討状況

大越 実*

Recent Activities on Clearance by IAEA and Japanese Organizations

Minoru OKOSHI*

国際原子力機関 (IAEA) は、2004 年に、規制除外、規制免除及びクリアランスの概念の適用に関する安全指針 (RS-G-1.7) を出版した。IAEA は、本安全指針において、クリアランスに適用可能な放射能濃度値を提案した。原子力安全委員会は、本安全指針の出版を受けて、これまでにとりまとめたクリアランスレベルについて、RS-G-1.7 等に示された新たな技術的知見等を取り入れて再評価を実施した。また、行政庁においては、原子力安全委員会のクリアランスに係る検討結果を基に、クリアランスの制度化に向けた検討を進めている。さらに、日本原子力学会は、クリアランスレベルの検認のうち、原子力事業者が実施すべき検認作業に関する技術的な事項を検討し、規格としてとりまとめつつある。本稿においては、これら諸機関の検討状況の概要を述べるとともに、クリアランスの定着に向けた検討課題とその解決に向けた基本的な考え方について述べる。

The International Atomic Energy Agency (IAEA) published a Safety Guide (RS-G-1.7) on the application of the concepts of exclusion, exemption and clearance in 2004. In this Safety Guide, the IAEA proposes the activity concentrations can be applied to clearance. The Nuclear Safety Commission reevaluated their clearance levels to reflect the new technological information given in the IAEA Safety Guide and other reports. The Japanese Regulatory Authorities have been investigating and discussing regulatory rules on clearance including the verification system of clearance levels. And the Atomic Society of Japan has deliberated the technological standards for the verification of clearance levels performed by nuclear operators. In this paper the activities and outcomes by those organizations are outlined, and the issues to be solved on clearance are listed and the basic ideas for solution are discussed.

1. はじめに

放射性物質を利用した産業活動、研究活動、医療活動等に伴って、放射性物質を含んだ物 (廃棄物を含む。) が発生してくる。このような放射性物質を含んだ物の中には、放射線防護の観点から管理すべき物が当然存在している。しかしながらそ

の一方で、含まれている放射性物質の量のごくわずかで、その物を処分、再利用又は再使用したとしても、それらの行為に関与する者の被ばく線量が無視できるような状況も存在している。このような状況までも厳重に管理をすることは、規制管理に利用できる資源が有限であることから必ずしも合理的とはいえない。

*: 日本原子力研究所 (Japan Atomic Energy Research Institute)

このため、このような物を規制管理の対象から取り除くための概念、基準などについて、国際原子力機関 (IAEA) 等において、従来から検討が実施されてきている。このような概念及びその用語は、検討が進むに従って変化してきており、1996年以降は、既に規制の対象となっている物について、放射線防護の観点からの規制を解除することを指して、クリアランス (clearance) という用語が使用されるようになった¹⁾。また、その際の判断基準として使用される放射性核種の濃度等はクリアランスレベルとよばれている。

わが国においても、1997年以降、原子力安全委員会において、将来の原子力施設の廃止措置を念頭に置きつつ、クリアランスに係る検討が進められてきている。これまでに、同委員会は、原子炉施設^{2), 3)}と核燃料物質の使用施設の一部 (照射済燃料及び材料を取り扱う施設)⁴⁾に対するクリアランスレベルを算出するとともに、クリアランスレベルの検認に係る基本的な考え方⁵⁾を示した。

その後、2004年にはIAEAにおいてクリアランスレベルに係る安全指針 (RS-G-1.7)⁶⁾が出版されるとともに、同安全指針に示された科学的知見等を参考に原子力安全委員会が既存のクリアランスレベルの再評価⁷⁾を実施した。また、原子力安全委員会の検討結果を受けて、経済産業省原子力安全・保安院⁸⁾及び文部科学省⁹⁾は、クリアランスの制度化に関する検討を鋭意進めている。さらには、日本原子力学会が、原子力事業者が実施するクリアランス検認に係る技術的な事項について検討を行い、標準的な手法をとりまとめつつある¹⁰⁾。

本稿においては、上記各機関における検討の状況について概説するとともに、今後我が国においてクリアランス制度を着実に定着させるための検討課題と解決のための方向性について述べる。

2. IAEA の検討状況

2.1 検討の経緯

IAEAでは、1996年に技術報告書として出版したクリアランスレベルに関する報告書 TECDOC-855¹¹⁾について、3年間加盟国からのコメントを受け付けた上で必要な見直しを行い、IAEA内での上位文書に該当する安全指針 (Safety Guide) として出版することを計画していた。

しかしながら、その後クリアランスレベルの検討を進めている間に、「電離放射線に対する防護及び放射線源の安全のための国際基本安全基準」(S.S.No.115、以下「BSS」という。)¹⁾に提案されている規制免除レベルとの整合性に加えて、天然放射性物質や放射能汚染事故等の結果人工放射性物質を含むようになった物品 (commodities) の取引に関する基準値との整合性を図るべきであるとの意見が生じてきた。このため、これらの基準値との整合性が図れるか否かの検討が行われてきた。

その結果、これらに共通的に適用可能な放射能濃度値の策定を目指し、放射性廃棄物安全基準委員会 (WASSC) 及び放射線安全基準委員 (RASSC) との合同会合の場において、安全指針案 (DS161) が審議されてきた。

上記指針案は、2004年8月に、RS-G-1.7「規制除外、規制免除及びクリアランスの概念の適用」⁶⁾として出版された。以下に本安全指針の概要を述べる。

2.2 目的及び適用対象

本安全指針の目的は、BSSにおいて提案されている規制除外、規制免除及びクリアランスの概念^{a)}を実際に適用する際の放射能濃度値を提案することにある。放射能濃度値の検討に当たって、規制免除に関しては中程度の量に対する放射能濃度値がBSSに示されていること、また、通常、規制除

a: 「規制除外」は、規制のための法律文書による管理に従うとみなされないことに基づいて、規制管理の当該法律文書の範囲から、特定の範囲の被ばくを計画的に規制除外することを意味している。このような被ばくは、規制除外された被ばくと称される。「規制免除」は、線源又は行為による被ばく (潜在被ばくを含む) が規制管理の適用を正当化しないくらい小さいという根拠に基づいて、それらの線源又は行為がいくつか又は全ての観点の規制管理を受ける必要がないとする、規制当局による決定を意味している。「クリアランス」は、認可された行為の中にある放射性物質又は放射性の物体を、規制当局によるその後のいかなる規制管理からも取り除くことを意味している。本文章中の管理から取り除くということは、放射線防護の目的で適用される管理を指している。

外及びクリアランスの対象となる物は通常大量であることから、大量物質（1トンのオーダーを超える）について検討を行っている。

ただし、本安全指針は、(a) 食物、飲料水、動物の飼料及び食物又は動物の飼料に使うことを意図された材料、(b) 空気中のラドン、(c) 体内中の⁴⁰K、(d) IAEAの輸送規則に従って輸送される物質、(e) 認可された施設からの排気・排水及び(f) 汚染された土地の再使用には適用されない。

なお、(a) に関する濃度基準値については、国連食糧農業機関(FAO)及び世界保健機関(WHO)において検討がなされている。また、(f) につい

ては、IAEAが現在安全指針を作成中である。

2.3 放射能濃度値の算出根拠

RS-G-1.7で提案されている「放射能濃度値」は、人工起源の放射性核種と天然起源の放射性核種とに分けて設定されている。

このうち、人工起源の放射性核種に対する「放射能濃度値」は、全ての固体状物質 (all material) を対象に、外部被ばく、ダスト吸入及び経口摂取 (直接及び間接) を包含するように選定された典型的な被ばくシナリオ (Table.1 参照) の評価結果に基づいて設定されている。

Table.1 Exposure Scenarios Considered in IAEA RS-G1.7⁽²⁾

シナリオ番号	シナリオの内容	評価対象者	関連する被ばく経路
WL	処分場又は鋳物工場以外の施設の作業員	作業員	処分場での外部被ばく
			処分場での吸入摂取
			汚染した物質の直接摂取
WF	鋳物工場の作業員	作業員	装置又は鋳物工場でのスクラップの山からの外部被ばく
			鋳物工場での吸入摂取
			汚染した物質の直接摂取
WO	その他の作業員 (e.g. トラック運転手)	作業員	装置又はトラックの積荷からの外部被ばく
RL (RL-C と RL-A)	処分場又は鋳物工場以外の施設の周辺居住者	子供 (C) (1-2歳) と 成人 (A) (>17歳)	処分場又は鋳物工場以外の施設の周辺での吸入摂取
			汚染した土地で栽培した食物の経口摂取
RF	鋳物工場の周辺居住者	子供 (1-2歳)	鋳物工場周辺での吸入摂取
RH	汚染した材料で建設した家の居住者	成人 (>17歳)	家屋内での外部被ばく
RP	汚染した材料で建設した公共の場の周辺居住者	子供 (1-2歳)	公共の場での外部被ばく
			汚染したダストの吸入摂取
			汚染した物質の直接経口摂取
RW (RW-C と RW-A)	個人用井戸からの水を使用又は汚染した川からの魚を消費している居住者	子供 (C) (1-2歳) と 成人 (A) (>17歳)	汚染した飲料水、食物及び魚の経口摂取
SKIN	鋳物工場等の作業員	作業員	手等へのダストの沈着に伴う被ばく

なお、計算の詳細（シナリオ、被ばく線量の計算モデル、パラメータ等）については、現在出版準備中の安全レポート¹²⁾にまとめられている。

上記の「放射能濃度値」の算出に当たっては、以下のような実効線量に対する規準線量と線量評価のためのパラメータの組み合わせの考え方が採用されている。

- ・ 10 μ Sv/y を規準線量として使用する場合は、現実的なパラメータ値を使用する。
- ・ 1mSv/y を規準線量として使用する場合は、低確率なパラメータ値を使用する。

また、皮膚被ばくに対する規準線量としては、皮膚に対する確定的影響の発生を防止する観点から、50mSv/y が使用されている。

これに対して、天然起源の放射性核種に対する「放射能濃度値」は、世界規模での土壌、岩石、砂及び鉱石中の天然起源の放射性核種の放射能濃度の測定結果（UNSCEAR 2000年報告書¹³⁾）の上限を基に設定されている。これは、人工放射性核種の「放射能濃度値」の設定に使用されている10 μ Sv/y を規準線量として使用すると、多くの天然物が規制対象となる可能性があり、規制上混乱を生じるが、安全性の向上を図ることができないことによるものである。

なお、IAEAは、これらの「放射能濃度値」を使用した場合の天然起源の放射性核種による影響としては、BSSでも別に取り扱われているラドンのエマネーションからの寄与を除外すれば、個人の受ける線量が約1 mSv/y を超えることはありそうもないと判断している⁶⁾。

2.4 放射能濃度値の算出結果

規制除外の概念を使用して設定された天然起源の放射性核種のための「放射能濃度値」をTable.2に示す。また、規制免除の概念を使用して算出された人工起源の放射性核種を含む大量の物質のための「放射能濃度値」をTable.3に示す。

2.5 放射能濃度値の適用

(1) 適用の基本的考え方

Table.2及びTable.3に示された値を下回る放射能濃度で放射性核種を含む物質については、通常、規制は不必要であるとしている。

ただし、Table.2の値を下回る放射能濃度を有する物質からの被ばくが、規制管理を必要とする可能性がある（例えば、天然の放射性核種を含むような建材の利用）。このため、規制当局は、このような状況を調査し、必要と考えられる行動を取れるように権限を留保しておくべきであるとしている。

その一方で、指針適用に当たっての各国規制当局の柔軟性を確保するため、Table.2及びTable.3に示された「放射能濃度値」を超過した場合、数倍（例えば10倍程度）の超過であれば、各国がその規制制度の中で、規制を行わないという選択をすること、あるいは規制を行う場合には、規制の程度（届出、許可等）はリスクのレベルに応じたものとする、等を認める「段階的アプローチ（graded approach）」の考え方が盛り込まれている。

(2) 「放射能濃度値」の適用範囲

Table.2及びTable.3に示された「放射能濃度値」は物品の国内・国際取引の基準として使用することができる。また、Table.3の「放射能濃度値」は、クリアランスに対しても適用可能であるとしている。

(3) 核種の混在に対する配慮

天然起源の放射性核種を複数含む物に関しては、個々の放射性核種の放射能濃度は、Table.2に示された当該放射性核種の「放射能濃度値」以下でなければならない。

また、人工起源の放射性核種を複数含む物に関しては、次の式を満足する必要がある。

$$\sum_{i=1}^n \frac{C_i}{(\text{放射能濃度})_i} \leq 1$$

Table.2 Values of Activity Concentration for Radionuclides of Natural Origin⁶⁾

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

Table.3 Values of Activity Concentration for Radionuclides of Artificial Origin in Bulk⁶⁾

核種	放射能濃度 Bq/g	
H-3	100	
Be-7	10	
C-14	1	
F-18	10	*
Na-22	0.1	
Na-24	1	*
Si-31	1000	*
P-32	1000	
P-33	1000	
S-35	100	
Cl-36	1	
Cl-38	10	*
K-42	100	
K-43	10	*
Ca-45	100	
Ca-47	10	
Sc-46	0.1	
Sc-47	100	
Sc-48	1	
V-48	1	
Cr-51	100	
Mn-51	10	*
Mn-52	1	
Mn-52m	10	*
Mn-53	100	
Mn-54	0.1	
Mn-56	10	*
Fe-52	10	*
Fe-55	1000	
Fe-59	1	
Co-55	10	*
Co-56	0.1	
Co-57	1	
Co-58	1	
Co-58m	10000	*
Co-60	0.1	
Co-60m	1000	*
Co-61	100	*
Co-62m	10	*
Ni-59	100	
Ni-63	100	
Ni-65	10	*
Cu-64	100	*
Zn-65	0.1	
Zn-69	1000	*
Zn-69m	10	*
Ga-72	10	*
Ge-71	10000	

核種	放射能濃度 Bq/g	
As-73	1000	
As-74	10	*
As-76	10	*
As-77	1000	
Se-75	1	
Br-82	1	
Rb-86	100	
Sr-85	1	
Sr-85m	100	*
Sr-87m	100	*
Sr-89	1000	
Sr-90	1	
Sr-91	10	*
Sr-92	10	*
Y-90	1000	
Y-91	100	
Y-91m	100	*
Y-92	100	*
Y-93	100	*
Zr-93	10	*
Zr-95	1	
Zr-97	10	*
Nb-93m	10	
Nb-94	0.1	
Nb-95	1	
Nb-97	10	*
Nb-98	10	*
Mo-90	10	*
Mo-93	10	
Mo-99	10	
Mo-101	10	*
Tc-96	1	
Tc-96m	1000	*
Tc-97	10	
Tc-97m	100	
Tc-99	1	
Tc-99m	100	*
Ru-97	10	
Ru-103	1	
Ru-105	10	*
Ru-106	0.1	
Rh-103m	10000	*
Rh-105	100	
Pd-103	1000	
Pd-109	100	
Ag-105	1	
Ag-110m	0.1	
Ag-111	100	

核種	放射能濃度 Bq/g	
Cd-109	1	
Cd-115	10	
Cd-115m	100	
In-111	10	
In-113m	100	*
In-114m	10	
In-115m	100	*
Sn-113	1	
Sn-125	10	
Sb-122	10	
Sb-124	1	
Sb-125	0.1	
Te-123m	1	
Te-125m	1000	
Te-127	1000	
Te-127m	10	
Te-129	100	*
Te-129m	10	
Te-131	100	*
Te-131m	10	
Te-132	1	
Te-133	10	*
Te-133m	10	*
Te-134	10	*
I-123	100	
I-125	100	
I-126	10	
I-129	0.01	
I-130	10	*
I-131	10	
I-132	10	*
I-133	10	*
I-134	10	*
I-135	10	*
Cs-129	10	
Cs-131	1000	
Cs-132	10	
Cs-134	0.1	
Cs-134m	1000	*
Cs-135	100	
Cs-136	1	
Cs-137	0.1	
Cs-138	10	*
Ba-131	10	
Ba-140	1	
La-140	1	
Ce-139	1	
Ce-141	100	

核種	放射能濃度 Bq/g	
Ce-143	10	
Ce-144	10	
Pr-142	100	*
Pr-143	1000	
Nd-147	100	
Nd-149	100	*
Pm-147	1000	
Pm-149	1000	
Sm-151	1000	
Sm-153	100	
Eu-152	0.1	
Eu-152m	100	*
Eu-154	0.1	
Eu-155	1	
Gd-153	10	
Gd-159	100	*
Tb-160	1	
Dy-165	1000	*
Dy-166	100	
Ho-166	100	
Er-169	1000	
Er-171	100	*
Tm-170	100	
Tm-171	1000	
Yb-175	100	
Lu-177	100	
Hf-181	1	
Ta-182	0.1	
W-181	10	
W-185	1000	
W-187	10	
Re-186	1000	
Re-188	100	*
Os-185	1	
Os-191	100	
Os-191m	1000	*
Os-193	100	
Ir-190	1	
Ir-192	1	

核種	放射能濃度 Bq/g	
Ir-194	100	*
Pt-191	10	
Pt-193m	1000	
Pt-197	1000	*
Pt-197m	100	*
Au-198	10	
Au-199	100	
Hg-197	100	
Hg-197m	100	
Hg-203	10	
Tl-200	10	
Tl-201	100	
Tl-202	10	
Tl-204	1	
Pb-203	10	
Bi-206	1	
Bi-207	0.1	
Po-203	10	*
Po-205	10	*
Po-207	10	*
At-211	1000	
Ra-225	10	
Ra-227	100	
Th-226	1000	
Th-229	0.1	
Pa-230	10	
Pa-233	10	
U-230	10	
U-231	100	
U-232	0.1	
U-233	1	
U-236	10	
U-237	100	
U-239	100	*
U-240	100	*
Np-237	1	
Np-239	100	
Np-240	10	*
Pu-234	100	*

核種	放射能濃度 Bq/g	
Pu-235	100	*
Pu-236	1	
Pu-237	100	
Pu-238	0.1	
Pu-239	0.1	
Pu-240	0.1	
Pu-241	10	
Pu-242	0.1	
Pu-243	1000	*
Pu-244	0.1	
Am-241	0.1	
Am-242	1000	*
Am-242m	0.1	
Am-243	0.1	
Cm-242	10	
Cm-243	1	
Cm-244	1	
Cm-245	0.1	
Cm-246	0.1	
Cm-247	0.1	
Cm-248	0.1	
Bk-249	100	
Cf-246	1000	
Cf-248	1	
Cf-249	0.1	
Cf-250	1	
Cf-251	0.1	
Cf-252	1	
Cf-253	100	
Cf-254	1	
Es-253	100	
Es-254	0.1	
Es-254m	10	
Fm-254	10000	*
Fm-255	100	*

* : 半減期1日以下の放射性核種

ここで、Ciは対象物中の放射性核種iの放射能濃度 (Bq/g)、(放射能濃度) iは Table.3 に示された放射性核種iの「放射能濃度値」(Bq/g) であり、nは対象物中に存在している放射性核種の数である。

天然起源と人工起源の両方の放射性核種を含む場合には、上記両方の条件を満足しなければならない。

(4) 意図的な希釈の禁止

「放射能濃度値」を満足させるための物質の意図的な希釈は、放射能が考慮されていない、通常で起こる希釈は別として、規制当局の事前の承諾がない場合には許可されるべきではないとしている。

3. 原子力安全委員会の検討状況

3.1 検討内容

原子力安全委員会では、1997年以降、施設の特性を考慮に入れたクリアランスレベルの検討を行っており、これまでに原子炉施設及び核燃料使用施設の一部(照射済燃料及び材料を取り扱う施設)におけるクリアランスレベルについて報告書を取りまとめてきた^{2) 4)}。

原子力安全委員会では、2004年6月より、上記報告書が出版された以降の最新の知見、特に、IAEAの安全指針RS-G-1.7に示された「放射能濃度値」の適用概念及び評価方法等について、委員会報告書に反映すべき事項があるか否かについて検討を実施し、その結果を原子力安全委員会報告書に反映させた。

再評価を行うに当たっては、既存の原子力安全委員会報告書について、国際的な動向や、新たな知見を踏まえて再評価する観点から、次のように進めた⁷⁾。

- ① 原子力安全委員会が取りまとめた上記のクリアランスレベルに関する報告書(以下「委員会報告書」という。)を踏襲しつつ、RS-G-1.7の評価における評価経路、評価モデル及び評価パラメータ等と比較検討し、委員会報告書に対して、反映することが適切と考えられる項目について抽出する。
- ② ①の結果を委員会報告書の評価に反映させ、新たなクリアランスレベルを導出する。
- ③ RS-G-1.7との比較検討以外にも、最近の国内外の動向を踏まえた新たな知見についても、検討を加える。

上記検討結果を踏まえ、委員会報告書のクリアランスレベルについて、以下の4項目について再評価を行っている。

- ① 皮膚被ばく線量の評価：委員会報告書では評価を実施していなかった。
- ② 線量換算係数(成人)の見直し：最新のICRPの知見に基づく評価の実施。
- ③ 直接経口摂取経路の追加：委員会報告書では評価を実施していなかった。
- ④ 子ども(1~2歳児)の評価：委員会報告書では参考の扱いで、詳細な評価が実施されていない

かった。

なお、本検討における評価対象物は、委員会報告書と同様に、原子炉施設及び核燃料使用施設において、解体等に伴って発生する金属、コンクリート等とし、例えば可燃物など焼却処理によって放射性物質の濃度が高くなるものを除くこととした。また、検討対象核種については、委員会報告書においてクリアランスレベルが導出されている58核種としている。

3.2 検討結果

クリアランスレベルについて、委員会報告書以降の新知見等を反映して再評価したところ、線量換算係数を変更したため、Table.4に示すように、ほとんどの核種について、クリアランスレベルの計算値が委員会報告書のクリアランスレベルの計算値と異なる結果となった。ただし、委員会報告書のクリアランスレベルの計算値(以下、「従前値」という。)と再評価におけるクリアランスレベルの計算値(以下、「再評価値」という。)の間には本質的な差はみられなかった。すなわち、対象とした58核種のうち、従前値と再評価値の間に1桁以上(10倍以上または、1/10以下)の違いがみられる核種は2核種であり、ほとんどの核種に対する値は同程度と評価できる範囲に入っている。このため、クリアランスレベルの値としては両者の間に有意の差はないものと見なすことができるとしている。また、再評価値とRS-G-1.7の提案値と比較した結果(Table.4参照)、丸めを行う前の計算結果で比較すると、大部分の核種についてその相違は1桁以内であり、両者の値はほぼ同等であると、結論づけている。

以上のことから、原子力安全委員会は、今回の再評価結果を以下のように位置づけている⁷⁾。

- ① 委員会報告書の評価以降の新知見等が取り入れられていることから、再評価値を今後のクリアランスレベルの基礎とするのが妥当である。
- ② 国際的整合性等の立場からは、RS-G-1.7の規制免除レベルを採用することは適切と考えられる。

3.3 今後の検討予定

原子力安全委員会は、「今回の検討対象としな

Table.4 Clearance Levels Derived by the NSC and Activity Concentration Levels Recommended by the IAEA

単位:Bq/g

核種名		原子力安全委員会		IAEA		核種名		原子力安全委員会		IAEA	
		従前値	再評価値	RS-G-1.7				従前値	再評価値	RS-G-1.7	
1	H-3	200	60	100		30	Sb-125	2	2	0.1	
2	C-14	5	4	1		31	Te-123m	4	9	1	
3	Cl-36	2	0.3	1		32	Te-125m	200	50	1000	
4	Ca-41	70	100	100	*	33	Te-127m	60	20	10	
5	Sc-46	0.4	1	0.1		34	Te-129m	10	20	10	
6	Mn-54	1	2	0.1		35	I-129	0.7	0.5	0.01	
7	Fe-55	3000	2000	1000		36	Cs-134	0.5	0.5	0.1	
8	Fe-59	0.7	4	1		37	Cs-137	1	0.8	0.1	
9	Co-58	0.9	3	1		38	Ba-133	2	2	0.1	*
10	Co-60	0.4	0.3	0.1		39	Ce-141	10	80	100	
11	Ni-59	600	30	100		40	Ce-144	20	30	10	
12	Ni-63	2000	100	100		41	Pm-148m	0.5	3	----	**
13	Zn-65	1	2	0.1		42	Eu-152	0.4	0.4	0.1	
14	Sr-89	600	200	1000		43	Eu-154	0.4	0.4	0.1	
15	Sr-90	0.9	0.7	1		44	Eu-155	10	10	1	
16	Y-91	200	400	100		45	Gd-153	10	20	10	
17	Zr-95	0.6	4	1		46	Tb-160	0.9	3	1	
18	Nb-94	0.2	0.2	0.1		47	Hf-181	1	8	1	
19	Nb-95	1	8	1		48	Ta-182	0.7	2	0.1	
20	Tc-99	0.3	1	1		49	Pu-238	0.2	0.2	0.1	
21	Ru-103	2	10	1		50	Pu-239	0.2	0.2	0.1	
22	Ru-106	5	6	0.1		51	Pu-240	0.2	0.2	0.1	
23	Ag-108m	0.3	0.2	0.1	*	52	Pu-241	10	10	10	
24	Ag-110m	0.4	0.6	0.1		53	Am-241	0.2	0.2	0.1	
25	In-114m	9	50	10		54	Am-242m	0.2	0.2	0.1	
26	Sn-113	3	8	1		55	Am-243	0.2	0.2	0.1	
27	Sn-119m	800	1000	----	**	56	Cm-242	5	3	10	
28	Sn-123	100	300	----	**	57	Cm-243	0.3	0.3	1	
29	Sb-124	0.5	2	1		58	Cm-244	0.4	0.4	1	

* : RS-G-1.7 の安全レポート 11) に示された計算結果を基に記載

** : RS-G-1.7 に値が示されていない

かった製錬施設、加工施設、再処理施設、RI使用施設等から発生する廃棄物を含めた一般的なクリアランスレベルについては、IAEAでBSSにRS-G-1.7を取り入れる検討を計画していること等の動向を踏まえつつ、検討を行うことが必要である⁷⁾としている。

4. 行政庁における検討状況

4.1 原子力安全・保安院における検討状況

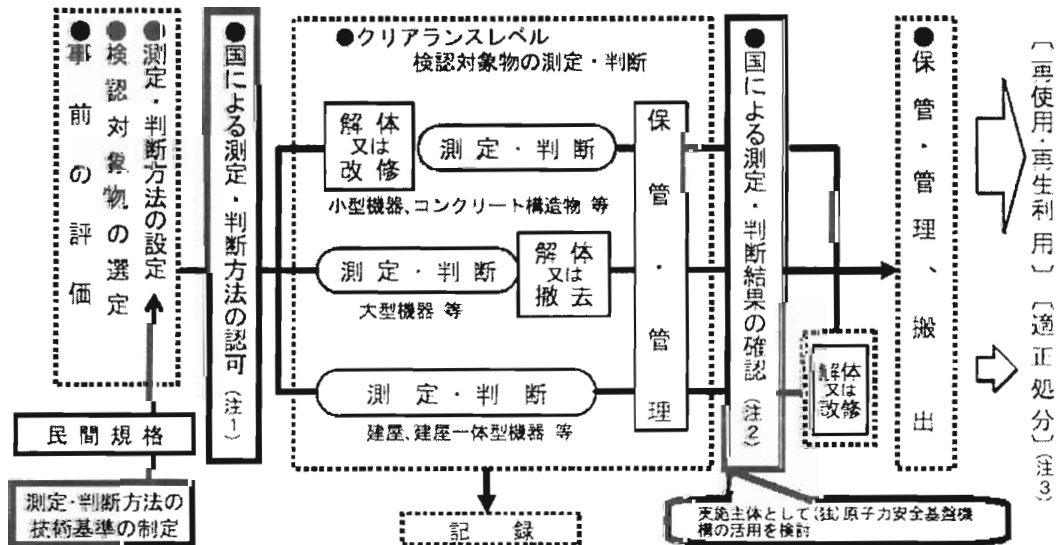
経済産業省原子力安全・保安院は、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会の廃棄物安全小委員会(以下「廃棄物安全小委員会」という。)で、クリアランス制度の検討を行い2004年9月に報告書を取りまとめた⁸⁾。なお、本報告書のとりまとめに当たっては、報告書案に対する意見公募を行うとともに、東京及び大阪でシンポジウムを開催して、クリアランス制度に対する説明を行っている。

本報告書では、原子力安全委員会が示したクリアランスレベル及びクリアランスレベルの検認に関する基本的考え方にに基づき、クリアランスレベルの検認制度、検認方法等の技術的要件等を検討

した結果が示されている。本報告書によると、「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。)で規定される「管理区域」から発生する固体状物質を「放射性物質として扱う必要がない物」として規制から外すためには、対象物がクリアランスレベル以下であることを原子力事業者が先ず判断し、その判断に加えて規制当局が適切に関与を行うクリアランスレベル検認が必要になるとしている(Fig.1参照)。

このため、原子力事業者は、クリアランスの検認を遵守するため、以下の手順で検認を行うことが求められている⁸⁾。

- ①事前の評価：本段階では、クリアランスレベル検認対象物(以下「対象物」という。)の汚染状況(放射化及び二次的汚染の有無やそのレベル)や物量を把握し、クリアランスの対象となる範囲の設定や測定・判断条件を的確に行うための情報を収集する。
- ②対象物の選定：本段階では、事前の評価結果に基づき対象物を選定するとともに、後段で行われる測定等を効率的に実施するために、対象物を発生場所、材質、汚染形態、解体工程等に



(注) 1 国による測定・判断方法の認可(認可時の審査内容)
 評価対象とする放射性核種の選定や組成比の設定方法、対象物の特性に応じた測定条件の設定や測定方法、測定結果の計画方法、測定・判断が終了した対象物の一時保管の方法、記録の管理、品質保証計画の策定状況等
 2 国による測定・判断結果の確認
 認可を受けた方法に基づき行われた測定・判断に関する記録を参照する(必要に応じ抜き取り測定)など、事前の評価からクリアランスされた物の搬出まで一連の測定・判断に係る品質保証活動の実施状況の確認について、国は適切な機会を審議してこれをを行う。
 3 クリアランスされた物の処分及び再生利用の際の適切な搬出先について、制度が社会に定着するまでの間、事業者が把握・対応するよう求める。

Fig.1 Scheme for Verification of Clearance Levels⁹⁾
 (Example of Decommissioning of Nuclear Reactors)

じて分類する。また、必要に応じて、除染やはつり等により、対象物から放射性廃棄物を分離する。

- ③測定・判断方法の設定：本段階では、放射線測定装置の選定・測定条件の設定、測定点の選定、濃度の決定方法等の対象物の放射性核種濃度を測定・判断するための手法等を設定するとともに、その設定の妥当性について国の認可を受ける。
- ④対象物の測定・判断：本段階では、対象物の性状等に応じた解体工程を選択し、その工程に従って国の認可を受けた測定・判断手法に基づき放射性核種濃度を測定し、クリアランスレベル以下であることを判断する。また、その測定・判断の記録を作成保管する。さらには、国による確認を受ける。

なお、本確認（測定及び判断結果の確認や抜き取り測定等）については、独立行政法人原子力安全基盤機構が行うことが考えられている。

- ⑤保管・管理：本段階では、クリアランスレベル以下であることが確認された物を事業所外に搬出するまでの間、異物や汚染の混入などがないように適切に保管・管理する。

なお、上記報告書のとりまとめ後、原子力安全委員会においてクリアランスレベルの再評価が行われたことを受けて、2004年12月に、原子力安全・保安院は、上記報告書の見直しを行った。その結果、廃棄物安全小委員会は、原子力安全委員会におけるクリアランスレベルの見直し結果（再評価値）を採用するのではなく、国際的整合性の観点、クリアランスされた物の国際的流通の潜在的な可能性、規制のわかりやすさ等の観点から、RS-G-1.7に示された値を用いることを決定した。

原子力安全・保安院では、上記報告書に基づき、クリアランス制度に関する法令案を作成した。また、併せて、クリアランスについて広く国民の理解を得るため、クリアランス制度に関する詳細な説明会を東京、名古屋及び大阪の3箇所で開催するとともに、札幌、福岡他3箇所においても、報告書の説明会を実施した。

クリアランス制度を盛り込んだ原子炉等規制法の改正案については、2005年の通常国会で審議中

である。

4.2 文部科学省における検討状況

文部科学省においては、原子力安全規制等懇談会の研究炉等安全規制検討会と放射線安全規制検討会が、各々、クリアランス制度の検討を実施している。

原子炉等規制法対象施設に係るクリアランス制度の検討については、研究炉等安全規制検討会において検討が終了し、国民の意見公募及びシンポジウムの開催を経て、報告書が2005年1月にとりまとめられた⁹⁾。本報告書においては、試験研究用原子炉施設及び核燃料使用施設（以下「試験研究用原子炉施設等」という。）の廃止措置等から発生する固体状物質に対するクリアランスの制度化に向けた基本方針がまとめられている。本検討に当たっては、廃棄物安全小委員会がとりまとめた報告書を参考に、商業用発電炉と試験研究用原子炉施設等との相違点に着目して、クリアランスレベルの検認制度と検認方法の技術的要件に係る検討が行われている。

本検討結果によると、試験研究用原子炉施設等に係るクリアランスレベルの検認制度、すなわち、クリアランスレベルの検認の流れと国の関与の方法については、廃棄物安全小委員会がとりまとめた報告書に示された考え方と同じものが使用されるべきであるとしている。その一方で、以下の事項については、引き続き検討が必要であるとしている⁹⁾。

- ①原子炉等規制法及び放射線障害防止法の双方の規制がなされる施設へのクリアランス制度の適用方法
- ②廃止措置等以外の通常の運転に伴って発生する廃棄物へのクリアランス制度の適用方法
- ③核燃料使用施設の廃止措置に対するクリアランスレベル検認方法
- ④原子力安全委員会の示した重要放射性核種と異なる核種が評価対象となる場合のクリアランスレベルの取扱い

なお、試験研究用原子炉施設等に係るクリアランスの実施に必要な原子炉等規制法の改正は、原子力安全・保安院と歩調を合わせて実施される予定である。また、4.1項で述べたクリアランス制度

に関する説明会において、文部科学省からも、同制度に関する説明が行われた。

他方、放射線障害防止法関連施設である放射線同位元素 (RI) 使用施設及び放射線加速器施設から発生する固体状の放射性廃棄物等に係るクリアランス制度については、放射線安全規制検討会において検討が行われている。また、現在、文部科学省の依頼を受けて、日本アイソトープ協会と日本原子力研究所が中心となって、それぞれ、RI使用施設及び放射線加速器施設について、クリアランス対象物の発生量、検認対象とすべき放射性核種の選定、検認の基本的考え方等の検討を行っている。今後、放射線安全規制検討会は、上記両機関における検討結果等を基に、放射線障害防止法関連施設に係るクリアランス制度等について検討を行うこととなっている。

5. 日本原子力学会における検討状況

日本原子力学会においては、2003年4月より、標準委員会原子燃料サイクル専門部会の下に「クリアランスレベル検認分科会」を設置し、検認手法に関する技術的な検討を実施し、日本原子力学会標準案¹⁰⁾としてとりまとめつつある^{b)}。本標準では、原子力安全委員会がとりまとめた検認に関する基本的考え方及び廃棄物安全小委員会がとりまとめた報告書に基づき、クリアランスレベル検認の一連の行為のうち、原子力事業者が実施するクリアランス判断方法が検討されている。

検討の結果、本標準では、研究炉を含む原子炉施設の運転及び廃止措置に伴い発生する廃棄物等のうち、固体状物質 (金属、コンクリート等) を対象に、技術的かつ客観的にクリアランスレベル以下であることを保証するためのクリアランス判断方法として、

- ①対象となる固体状物質の特徴を事前調査により把握し、
- ②クリアランス判断のための測定計画を策定し、各々の固体状物質に適した方法により放射能濃度を求め、

- ③必要なクリアランス判断の裕度を見込んで判断する。

という基本的な手順を取りまとめている。また、紙幅の関係で詳細は割愛するが、基本的な手順を実施する上で必要となる以下の事項についても、参考資料として、具体的な内容がとりまとめられている。

- ①放射線測定器の選定方法
- ②評価単位及び測定点の設定方法
- ③放射化計算方法
- ④核種組成比の設定方法
- ⑤測定器による放射線測定要領
- ⑥放射線測定による放射能濃度評価方法
- ⑦クリアランス判断の裕度の考え方及び裕度不要の簡易判断方法

なお、上記手順の検討に当たっては、将来的に原子炉施設以外の施設にもクリアランスの適用範囲が拡大してゆくこと、クリアランスの対象となる固体状物質は、原子炉施設の廃止措置のみならず、運転中にも発生することを考慮して、合理的なクリアランス判断方法が選択できるような選択肢と提案が盛り込まれている。

廃棄物安全小委員会報告書⁸⁾においても、本規格を有効に活用する必要性が述べられており、今後、必要に応じて、本規格の技術的妥当性について原子力安全・保安部会で専門家による技術的評価が行われることとなっている。

6. 今後の検討課題

以上に述べてきたように、我が国においても、原子力安全委員会、行政庁等におけるクリアランスに係る精力的な検討の結果、原子炉施設に係るクリアランスについては、実施をするための制度が整備されつつある。しかしながら、クリアランスの実現に向けては、社会的な受容性の獲得が必要不可欠であると考えられる。

社会的受容性を得るためには、放射線防護、クリアランス等に係る基礎的な知識の啓蒙も必要ではあるが、最も重要な事項は、クリアランスを実

b: 本報告書については、2004年12月20日から2005年2月20日まで意見公募が行われており、寄せられた意見等を検討した上で、最終的な報告書としてとりまとめられる。

施する側（原子力事業者）の技術的及び社会的な信頼の獲得であると考えられる。このような信頼を獲得するためには、クリアランスを実施しようとする原子力事業者が、クリアランスレベルの検認に係る体制を確立し、放射能測定、品質保証等に係る必要な能力を備えた人員を確保するとともに、確立した体制下で、検認のための具体的な手順の検討、必要なデータの取得、文書の作成等を的確に行う必要がある。また、関係者間において適切なリスクコミュニケーションを図り、広くクリアランスに係る情報を公開するとともに、クリアランスの検認に係る実際の作業を一般の方々に視察していただくこと等により、放射能濃度の検認が確実に進められていることを実感していただくことも必要であると考えられる。加えて、クリアランスの検認以外の業務においても、日常の着実な業務の積み重ね、品質保証体制の確立等が必要であると考えられる。

次に、原子炉施設以外の原子力施設及び放射線障害防止法対象施設に係るクリアランスレベルの設定と制度化については、引き続き検討する必要がある。これらの検討に当たっては、クリアランス対象物量、検認対象放射性核種等の必要な情報を早期に収集するとともに、検認の具体的な手順に対する技術的な検討が必要となる。その際には、施設の実態、クリアランス対象物量、含有される放射性核種の種類等を考慮に入れた的確かつ合理的な手順となるように留意する必要があると考えられる。

日本アイソトープ協会、日本原子力研究所等により上記検討が開始されているが、既に、使命を果たし、老朽化した一部の施設については廃止措置が進められていることから、今後とも関係者が英知を結集し、精力的に検討を進める必要があると考えられる。

7. おわりに

現在、我が国においては、1基の商業用発電炉と8基の試験研究用原子炉施設が解体中である。また、原子炉以外にも、核燃料物質の使用施設の解体が進められている。これらの原子力施設の解体を円滑に進めるためには、解体に伴って発生す

る廃棄物の合理的な管理が必要不可欠である。

このため、行政庁におけるクリアランスの制度化に向けた検討を今後とも継続して実施するとともに、原子力事業者においては日本原子力学会がとりまとめた検認に関する手順等を基に、クリアランスレベルの検認に向けた具体的な測定手法の検討、必要なデータの取得等を精力的に進めていく必要がある。

また、行政庁及び原子力事業者は、クリアランスの社会的受容性を得る観点から、クリアランスに関する情報を積極的に公開する等、透明性の確保に努める必要がある。さらには、クリアランスの実実施主体が社会的な信頼を得られるように、原子力事業者は、技術的能力の向上、品質保証体制の整備等に努める必要があると考えられる。

参考文献

- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY; International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No.115, (1996).
- 原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会；主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて、(1999).
- 原子力安全委員会原子力安全基準専門部会；重水炉、高速炉等におけるクリアランスレベルについて、(2001).
- 原子力安全委員会原子力安全基準専門部会；核燃料使用施設（照射済燃料及び材料を取り扱う施設）におけるクリアランスレベルについて、(2003).
- 原子力安全委員会原子力安全基準専門部会；原子炉施設におけるクリアランスレベル検認のあり方について、(2001).
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY; Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Guide No. RS-G-1.7, (2004).
- 原子力安全委員会放射性廃棄物・廃止措置専門部会；原子炉施設及び核燃料使用施設の解体等に伴って発生するもののうち放射性物質として取り扱う必要のないものの放射能濃度

- について、(2004).
- 8) 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会；原子力施設におけるクリアランス制度の整備について、(2004).
 - 9) 文部科学省研究炉等安全規制検討会；試験研究用原子炉施設等の安全規制のあり方について、(2005).
 - 10) 日本原子力学会；(社)日本原子力学会標準クリアランスの判断方法、(意見公募中).
 - 11) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY; Clearance Levels for Raionuclides in Solid Materials; Application of Exemption Principles - Interim Report for Comment-, LAEA-TECDOC-855, (1996).
 - 12) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY; Derivation of Activity Concentration Levels for Exclusion, Exemption and Clearance, draft report, (in printing).
 - 13) UNITED NATIONS; Sources and Effects of Ionizing Radiation (Report to the General assembly), Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR), (2005).

フランス廃棄物管理機構 (ANDRA) の低レベル放射性廃棄物管理

妹尾宗明*

Intermediate, Low, and Very Low Level Waste Management at ANDRA (Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs) in France

Muneaki SENOO*

「第16回報告と講演の会」(平成16年9月28日)に、フランス放射性廃棄物管理機構(ANDRA)の国際ビジネスマネージャJean-Louis Tison氏を講師として招聘し、特別講演をお願いした。また、翌日には、同じくANDRAから招聘したオーブ、モルビリエの廃棄物受入れ部門の次長Vincent Carlier氏にも参加していただいてANDRA-RANDECのテクニカルミーティングを開催した。

ここでは特別講演とテクニカルミーティングを通して得られた情報を基に、フランスにおける低レベル放射性廃棄物管理の現状を報告する。

フランスでは一時的又は長期の保管オプションは高レベル廃棄物(HLW)(例えばガラス固化された核分裂生成物)あるいは、最終的な処分解決法がまだ存在しない密封線源のような特定のものだけに考慮されるものであり、中低レベルの廃棄物(ILVLL Waste)はできるだけ早く最終的な処分システムを確立して管理されるべきとの方針で、ANDRAがこの任務を実施している。ANDRAは、汚染者負担の原則(「polluter-pays」principles)に基づいて財政措置がとられ、廃棄物のオーナーとそのサービスの契約を直接結んでいる。

On 28th September in 2004, RANDEC invited Mr. Jean-Louis Tison from ANDRA as a lecturer of the special session of the 16th RANDEC Annual Symposium. An ANDRA-RANDEC technical meeting was held on the next day, where Mr. Vincent Carlier invited from ANDRA, too participated.

Here, present status of intermediate, low, and very low level waste management in France is reviewed based on the information which were obtained from the special session of the 16th RANDEC Annual Symposium and the ANDRA-RANDEC technical meeting.

In France, ANDRA is implementing radioactive waste management under the following policy; "Intermediate, low, and very-low-level (ILVLL) waste is managed in order to establish as soon as possible a final disposal system, the temporary or long term storage option being considered only for the high-level waste (HLW) such as the vitrified fission products or particular materials such as some sealed sources for which no final disposal solution still exists." The Agency is financed on the basis of the "polluter-pays" principle and contracts its services directly with waste owners.

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

1. はじめに

平成16年9月28日、RANDECは「第16回報告と講演の会」を開催した。その機会に特別講演の講師として招聘したフランス放射性廃棄物管理機構 (ANDRA) のJean-Louis Tison氏と同じくANDRAから招聘したVincent Carlier氏の参加を得て翌9月29日にANDRA-RANDECのテクニカルミーティングを開催した。

会議の概要については、既にRANDECニュース63号に報告した通りである。ここでは、「第16回報告と講演の会」におけるTison氏の特別講演及びANDRA-RANDECのテクニカルミーティングで得られた情報を中心にして、フランスにおける低レベル放射性廃棄物の管理の現状をとりまとめる。

2. 放射性廃棄物管理目標及び組織

フランスでは一時的又は長期の保管オプションは、高レベル廃棄物 (HLW) (例えばガラス固化された核分裂生成物) または特定の材料 (例えば最終的な処分解決法がまだ存在しない密封線源) だけのために考慮されるものであり、中低レベルの廃棄物 (ILVLL Waste) はできるだけ早く最終

的な処分システムを確立して管理されることが目標となっている。

この目標を達成するため、ANDRAは、CEA (Commissariat à l'énergie atomique) の内局として1979年につくられ、1991年に公益法人 (Public Establishment) となった。理事長は、政府が任命するとともに、政府からの経営者も入っている。

Fig.1にフランスにおける放射性廃棄物関係機関の関連図を示す。ANDRAは原子力安全局 (DGSNR) が所管しており、その他の産業省 (Ministry of Industry)、環境省 (Ministry of Ecology)、研究省 (Ministry of Research)、健康省 (Ministry of Health) とも密接な関係があり、事業について報告する責務がある。

ANDRAは、放射能のレベル、半減期または廃棄物の起源 (原子力エネルギー、医療用等) にかかわらず、放射性廃棄物の全てのタイプを管理することを担当している。Table.1にフランスにおける放射性廃棄物の分類と処分形態を示す。極低レベル廃棄物は含まれる放射性核種の半減期によらず、モルビリエセンターで処分されている。中低レベルの廃棄物は主要核種の半減期が、30年以下のもの (主にβγ廃棄物) とそれ以上のもの (アルファ廃棄物を含む) に分類し、前者をオーブセンターで処分している。

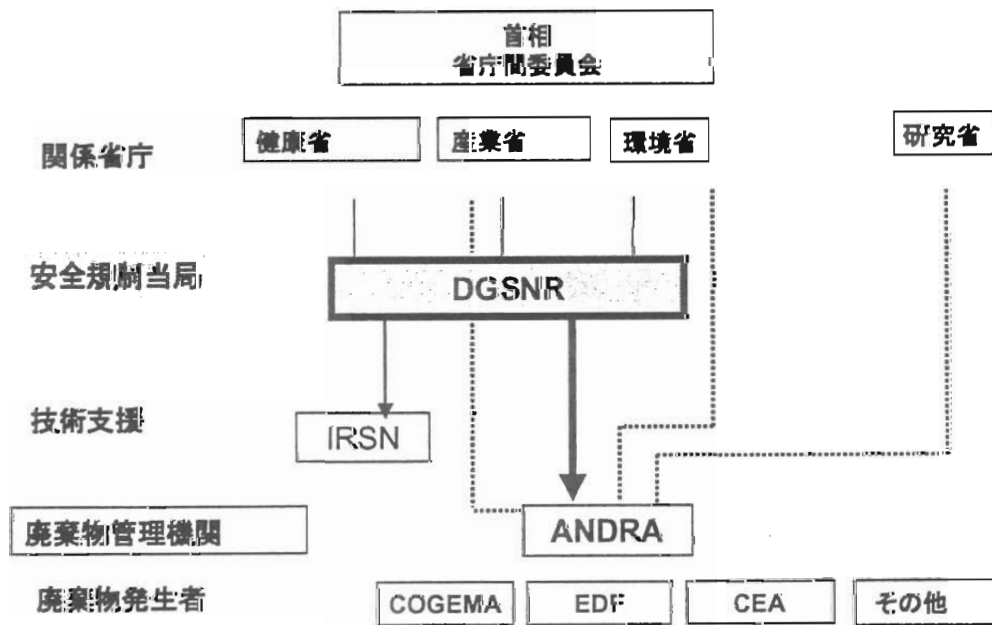


Fig.1 Organisational Chart

Table.1 Rdioactive Waste Classification

放射能	半減期	短寿命 主要核種の寿命 < 30 年	超寿命
極低レベル		浅地中処分 モルビリエセンター	
低レベル		浅地中処分 オープンセンター	設計中 グラファイト及びプルトニウム用 処分場
中レベル			
高レベル		1991年12月法令整備	

後者の低レベル長寿命廃棄物の代表的廃棄物は、黒鉛とラジウムを含む廃棄物である。黒鉛は初期のガス冷却原子力発電炉で中性子減速材として使われたもので、廃棄物量はおよそ23,000トンである。黒鉛パイルが原子力発電炉において解体される時、適切な処分方策が確立していなければならない。また、ラジウムを含む廃棄物は、燃料サイクルでフロントエンドのものと化学工業の過去の活動から生じている。廃棄物量はおよそ100,000トンである。さらに、多数の密封線源、避雷針 (^{226}Ra と ^{241}Am)、煙探知器、トリチウム廃棄物や含有核種や特性がオープンセンターでもモルビリエでも受入できない種々の廃棄物があり、それらは、現在処理され、最終的な処分方策が実行さ

れるまで、一時的にANDRA保管サイトまたは所有者のサイトで保存されている。これらの廃棄物については当面利用できる処分システムはなく、現在、新たな処分場の設計が進められている。

中レベル長寿命（主にアルファ廃棄物）と高レベル廃棄物については、地層処分することとされており、1991年に定められた法律に従って、サイトの選定が進められている。

3. ANDRA の廃棄物処分場

ANDRAは現在、中低レベルの廃棄物用に3つの地表の処分場を管理している。Fig.2に現在稼働中のオープンセンター及びモルビリエセンターを

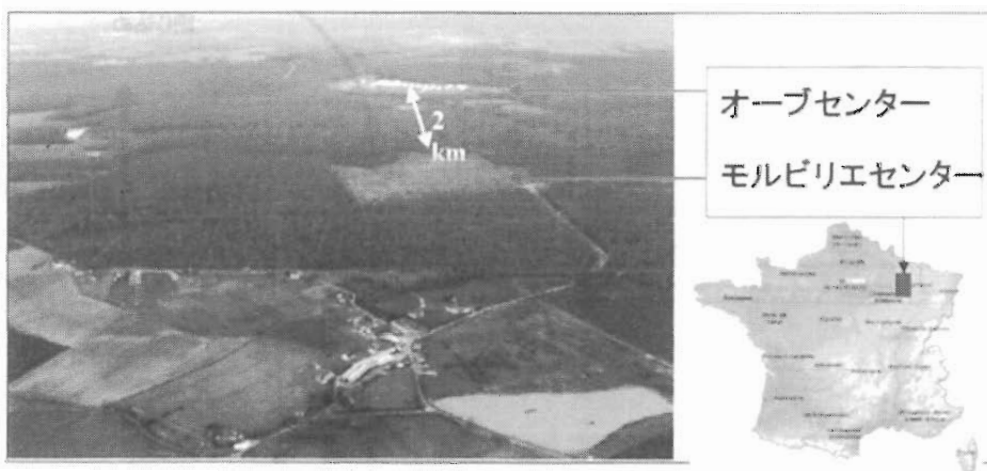


Fig.2 ANDRA Operational Waste Disposal Facilities

示す。

ラマンシェセンターは、1969年から1994年までの間操業を行い、2003年には制度的なモニタリング期間に入った(527,000 m³が低中レベル廃棄物として処分された)。モニタリング期間は3つの期間に別けられている。各期間のモニタリングの考え方をTable.2に示す。わが国の段階管理の考え方との共通するところも多い。第一期では処分場の性能の維持を図りながら処分場の変化をチェックする。第二期では環境保護が十分に行われていることをモニタリングしながら、施設はより受動的なものへと推移していく。第三期はさらに軽微なモニタリングが長期にわたって継続されるが、保守作業は極端に少なくなる。

低中レベル廃棄物のためのオープンセンターは、1,000,000m³の容量で1992年に活動を始めた。オープンセンターの初期及び中期の安全確保の考え方の

Table.2 Definition of the Monitoring Phases

第一期：5～10年	「very active period」
処分場の推移をチェックし、その性能を維持する。	
第二期：5～50年	「Active period」
環境への漏出を監視しながら、処分場の安定化を図る。	
第三期：長期にわたるより軽微なモニタリングの期間	
保守作業はほとんどない。	
それ以降：	処分サイトは有意な量の化学毒性が残存するので、300年後も一般利用には開放されない。

概念図をFig.3に示す。操業期間及び制度的管理期間中の閉じ込めは、廃棄体パッケージを第1のバリア、処分システムを第2のバリア、サイトの自然条件を第3のバリアとする多重バリアシステムがとられている。

極低レベル廃棄物のためのモルビリエセンター(オープンセンターの近くに位置する)は、650,000m³の容量で2003年に活動を始めた。極低レベル廃棄物処分施設の概念図をFig.4に示す。わが国のトレンチ処分概念と同様に人工構築物を有しない構造で、周囲は透水性の低い粘土層で覆われている。

さらに、ANDRAは現在ラジウムを含んだ廃棄物と黒鉛材用の浅地中処分場を設計している。2010年ごろの稼働を目標にしている。黒鉛材用浅地中処分場概念をFig.5に示す。

ラマンシェセンター、オープンセンター及びモルビリエセンターに関するコストデータをTable.3に示す。オープン処分場の初期建設資金、2億ユーロについてはフランス電力庁(EDF)、フランス原子力庁(CEA)、フランス核燃料会社(COGEMA)が契約に基づき費用を負担した。

一方、モルビリエ処分場の初期建設資金、400万ユーロについては、ANDRAが廃棄物発生者の了解も得てほぼ全額を銀行借入により資金を調達した。この際、政府の債務保証が付けられ融資が受けやすくなり、金利も優遇された。

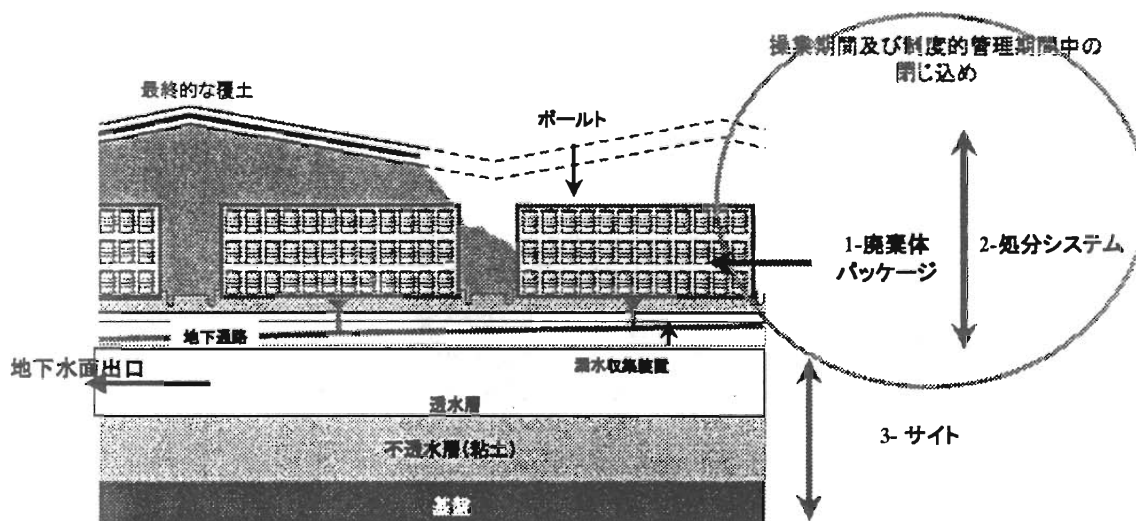


Fig.3 Short and Medium Term Safety

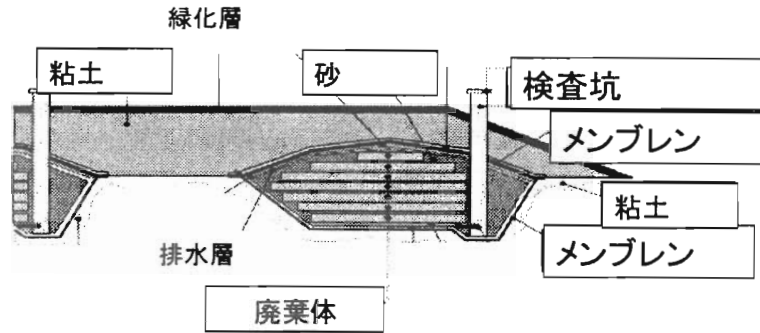


Fig.4 Very Low Level Waste Disposal Facility Conceptual Design

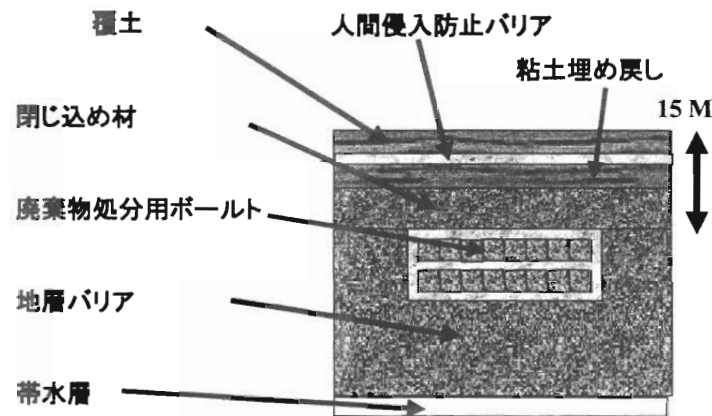


Fig.5 Graphite Waste Disposal Concept

Table.3 Disposal Cost Date

<p>極低レベル廃棄物 : 270 €/t 建設費、操業費、閉鎖費及び閉鎖後管理費を含む</p> <p>保証された範囲内の放射能及び廃棄物量 における平均コスト</p> <p>中低レベル廃棄物 オープンセンター : 1,000,000 m³ サイトリング及び建設 : 200,000,000 € 平均操業費用 : 2,500 €/m³</p> <p>ラマンシュセンター : 527,000 m³ キャッピングシステム : 110,000,000 € 長期制度的管理 : 今後決定</p>

4. RI 廃棄物の集荷と中小廃棄物発生者対策

医療研究用の RI 廃棄物の集荷はパリ近郊を含む国内数ヶ所に一時集荷・貯蔵庫を設置し、ANDRA が実施している。集荷場所はパリ近郊の CEA のサクレ原子力研究所の中にあり、敷地内を利用できるように、ANDRA と CEA で協定が結ばれている。医療研究用の RI 廃棄物のフローを Fig.6 に示す。集荷される廃棄物は固体、液体、シ

ンチレータ用バイアルピン及び腐敗性の動物死体に分別され、可燃物は焼却処理してオープンセンターに持ち込まれる。

中小廃棄物発生事業者の発生する廃棄物量は全体の2%程度であり、処分に必要な処理に関する費用（焼却処理や前処理費用およびこれらの施設の建設費の減価償却費）は全て料金として徴収している。一方、オープン処分場での処分費用については、操業費のみを料金として徴収しており、固定費分については、徴収していない。

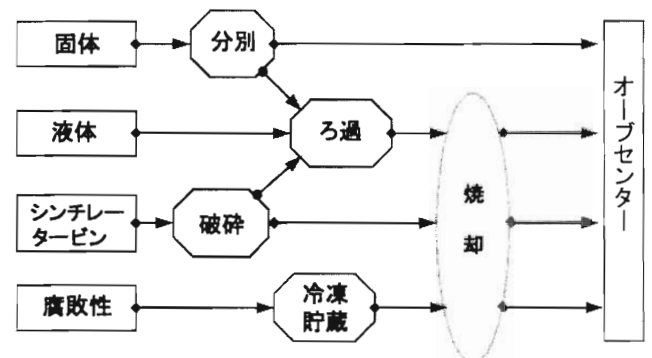


Fig.6 Medical Research Waste Flowsheet

5. 受入確認システム

ANDRAは、年間約3万個の放射性廃棄物を受け入れている。受け入れに際してはANDRAの検査員が放射性廃棄物発生事業者のパッケージング現場に赴いて検査を行っており、さらに抜き打ちの検査として、廃棄物中の放射能やその性状が申請書通りか否かを調べている。放射性廃棄物受入時のデータ追跡システムをFig.7に示す。放射性廃棄物は発生者から提出される記録(Owner's Statement)とともにANDRAに引き渡され、中央情報管理システムとオープンセンターの情報管理システムに登録される。

発生者から受け取った放射性廃棄物の内容が申請内容と異なる場合、放射性廃棄物を返却するか又は2倍の費用を徴収することにしてから、徴収申請内容が正確になり、受け取った廃棄物を返却した例は無い。

6. 処分場の地域振興策

住民、自治体に、この施設が安全であることと、ANDRAが十分管理することが出来ることをPRするとともに、処分場の受け入れの代わりに地域のメリットになることが必要である。たとえば、地下研究施設では自治体への政府の支援もある。また、地元企業を出来る限り活用している。サイ

ト選定には十分時間をかけることが必要である。

地域住民への理解を得るためには情報公開が重要であり、高レベル廃棄物に関しては1991年に方法論を提唱し、オンブズマンを政府によって任命し、政府当局と技術者の意見を取りまとめる仲介者を入れようとしている。

7. クリアランスレベルについて

フランスでは、クリアランスしても、再利用に際して国民の理解が得られない等の理由により、クリアランスレベルの導入が見送られた。そのため、極低レベルの発生総トン数が大きくなっている。発生現場では、区域管理を行って、非放射性廃棄物と放射性廃棄物の仕分けを行っている。放射性廃棄物は極低レベルのものでも特別に管理される必要があり、一般のゴミとは混ざらないように管理されている。区域管理の例をFig.8に示す。汚染や放射化の可能性のない区域から発生する廃棄物は、非放射性廃棄物として取り扱われるが、汚染や放射化のある区域のみならずその可能性のある区域から発生する廃棄物も放射性廃棄物として取り扱われる。

なお、半減期100日以下の放射性核種のみで汚染された廃棄物は、放射性廃棄物でない廃棄物として取り扱われている。

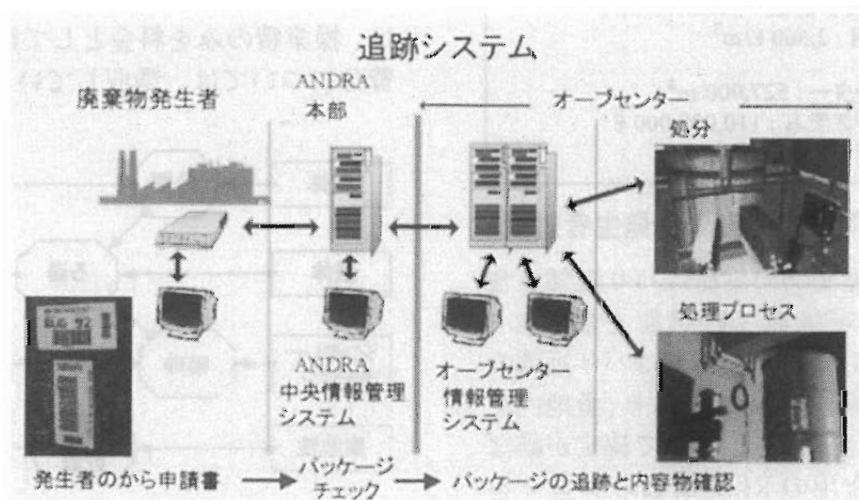
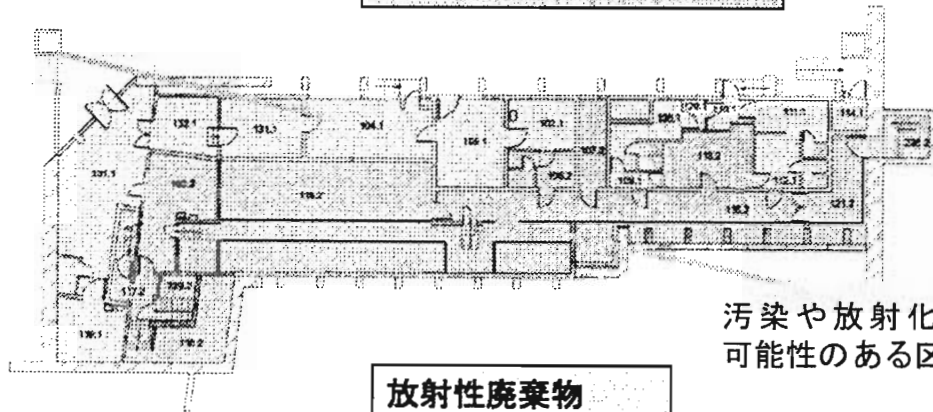


Fig.7 Acceptance and Inventory Monitoring

汚染や放射化の
可能性のない区域

非放射性廃棄物



汚染や放射化の
可能性のある区域

放射性廃棄物

Fig.8 Dismantling Waste Zoning

8. おわりに

海外の処分実施機関との技術情報交換は
RANDECにとっては最初の試みであった。

クリアランスレベルの取り組み等、フランスが
独自の対応を目指しているものもあるが、今後事
業化を検討するうえで有益な情報を入手するこ
とができた。

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.

© デコミッション技報 第31号

発行日 : 平成17年 3月31日

編集・発行者 : 財団法人 原子力研究バックエンド
推進センター

〒319-1111 茨城県那珂郡東海村舟石川821-100
Tel. 029-283-3010, 3011
Fax. 029-287-0022

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