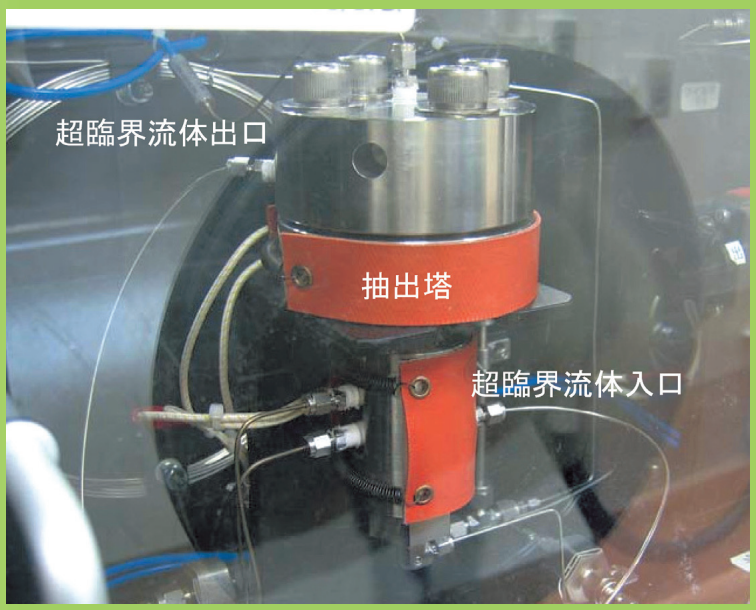
JNC TN1340 2004-004

ISSN 1344-4239

サイクル機構技報

JNC Technical Review

No.25 2004.12



高レベル放射性物質研究施設(CPF)の
グローブボックス内に設置した超臨界直接抽出試験装置

サイクル機構技報

No.25 2004年12月

目　次

技　術　報　告

MONJU as an International Asset: International Assistance and Cooperation …… 1
ジル・ロドリゲス　リチャード・ウィズナー　ロジャー・スチュアート

ロシアBOR-60でのODS鋼燃料ピンの限界照射試験　—ODS鋼燃料ピンの設計及び製造— …… 13
皆藤　威二　鵜飼　重治　関　正之
アレクサンダー・マヨルシン　オレグ・シシャロフ

モニタリングポスト用電離箱検出器におけるノイズ発生と対策 …… 25
細谷　梨沙　佐藤　尚光　清水　武彦　小林　秀雄

高速炉燃料再処理における新脱被覆システムの開発 …… 33
鷲谷　忠博　小泉　健治　菅井　考一　菅沼　隆　青瀬　晋一

研　究　報　告

環境におけるPu同位体及びAmの濃度の経年変化について …… 45
藤田　博喜　渡辺　均　武石　稔

モンテカルロシミュレーションによる全身カウンタの計数効率評価 …… 49
栗原　治　高崎　浩司　百瀬　琢麿

パッシブガンマ法によるコンテナ等廃棄物中のウラン量測定技術の開発 …… 57
大木　耕一　青山　佳男　助川　泰弘　鈴木　敏
佐川　寛　土井　英雄　遠藤　保美

包括的感度解析手法を用いたTRU廃棄物処分の成立条件の抽出について …… 69
大井　貴夫　曽根　智之　稲垣　学　三原　守弘

圧縮ベントナイト中のCO_3^{2-},Cl^-及びI^-の拡散挙動に及ぼすケイ砂混合率及び$NaNO_3$の影響 …… 85
石寺　孝充　宮本　真哉　佐藤　治夫

会　議　報　告

国際特別研究員による2004年度研究概要報告会　—2004年9月16日開催— …… 95
吉川　隆志　橋爪　晃

深地層の研究施設計画に関する国際会議　—2004年10月21, 22, 25, 26日開催— …… 98
花室　孝広　濱　克宏

サイクル機構シンポジウム茨城　—新たな信頼への創造　～新たなステージにおける研究開発～—
—2004年11月5日開催— …… 103
秋山　莞爾

2004年度安全研究成果発表会（動力炉分野）　—2004年11月19日開催— …… 106
永田　武光

JNC Technical Review

No.25 2004.12

CONTENTS

概　況　報　告

高速増殖炉サイクルの研究開発
- 高速増殖原型炉「もんじゅ」の研究開発 …… 109
- 高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究 …… 113
- 高速増殖炉の研究開発 …… 116
- 高速増殖炉燃料の研究開発 …… 120
- 高速増殖炉燃料再処理技術の研究開発 …… 122

高レベル放射性廃棄物の地層処分技術に関する研究開発 …… 124
軽水炉燃料再処理技術の研究開発 …… 131
環境保全技術開発 …… 134
核物質管理と核不拡散対応 …… 139
安全管理と安全研究 …… 141

国　際　協　力

国際会議，海外派遣・留学，主要外国人の来訪，国際協力，余剰兵器解体プルトニウム処分協力 …… 145

活　動　報　告

業務品質保証活動 …… 147
外部発表 …… 148
技術情報管理，情報システム …… 157
大学等との研究協力，社内公募型研究 …… 158
技術協力・技術移転，開発技術の利用・展開，施設・設備の供用，国内技術協力研修 …… 161
特許・実用新案紹介 …… 163

お　知　ら　せ

「サイクル機構シンポジウム」の開催について …… 165

サイクル機構技報

No.25　2004年12月

表紙の全体デザインと色調

全体デザインは，「サイクル機構による情報発信」をイメージしたものです。
萌葱色（もえぎいろ）を基調とした色調は，「サイクル機構における新たな萌芽」を表現したものです。

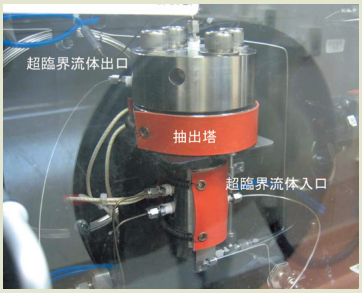
表紙の画像

「高レベル放射性物質研究施設（CPF）のグローブボックス内に設置した超臨界直接抽出試験装置」

この写真は，CPFのグローブボックス内に設置した超臨界直接抽出試験装置です。本技術は，超臨界二酸化炭素を希釈剤として，硝酸とTBPの錯体状の溶媒と固体状の使用済燃料（粉状のもの）を直接接触させ，ウランとプルトニウムを選択的に回収する技術です。この技術は，先進湿式法（NEXT法）における溶解と共除染工程を一体化でき，先進湿式法の代替技術として試験研究を進めています。

超臨界直接抽出技術が実用化されれば，プロセスの簡略化や廃液の大幅な低減が期待されることから，今後も継続的に取り組んでいく必要があると考えています。

なお，本技術は経済産業省公募研究の一環として開発を進めています。



画像提供：東海事業所
環境保全・研究開発センター
先進リサイクル研究開発部

関連する概況報告タイトル：
―高速増殖炉サイクルの研究開発―　高速増殖炉燃料再処理技術の研究開発

訂正のお知らせ

サイクル機構技報No.24に掲載しました記事に以下の誤りがありましたのでお知らせ致します。

技術報告「マイクロ波加熱直接脱硝法による混合転換プロセスの実証20年の歩み　－プルトニウム転換技術開発施設の運転経験と技術開発－」内のp.24左上から20行目の「1995年」は「1997年」の誤りでした。

関係者各位にご迷惑をおかけ致しましたことを深くお詫びし訂正申し上げます。

本誌及びバックナンバーの内容を核燃料サイクル開発機構インターネットホームページ内に掲載しています。

〔アドレス〕　http://jserv-internet.jnc.go.jp/
　　または　http://www.jnc.go.jp/siryou/gihou/main.html

本誌の全部又は一部を複写・複製・転載する場合は，編集発行元へお問い合わせください。

核燃料サイクル開発機構　技術展開部　技術協力課
〒319-1184　茨城県那珂郡東海村村松4-49
©核燃料サイクル開発機構　2004

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section, Technical Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan
©2004 JAPAN NUCLEAR CYCLE DEVELOPMENT INSTITUTE

資料番号：25－1

技術報告

MONJU as an International Asset: International Assistance and Cooperation

Gilles RODRIGUEZ　Richard WISNER　Roger STUART*

International Cooperation and Technology Development Center
*MONJU Construction Office, Tsuruga Head Office

国際的施設としてのもんじゅ―国際的支援と協力

ジル・ロドリゲス　リチャード・ウィズナー　ロジャー・スチュアート*

敦賀本部　国際技術センター
*高速増殖炉もんじゅ建設所

The role of the fast breeder reactor prototype MONJU has expanded to meet the challenges of the 21st century. The potential for MONJU's role in the Generation IV nuclear energy systems development, and fast reactor research and development area is clear. Its incomparable fast neutron spectrum density will be a major interest not only for Sodium Fast Reactor but for all the Generation IV concepts. As MONJU's potential future role is laid out, plans for future tests can be made.

This paper describes the recent involvement of three international researchers from the USA, France and the UK who have been working at MONJU on various projects but on the same common denominator: Generation IV. MONJU is seen from this international perspective as an essential research facility, and represents a unique international R&D facility which will fulfill many roles. This paper aims to present some of them.

21世紀における課題に向け高速原型炉「もんじゅ」に与えられた役割は拡大している。第４世代原子力システム開発，高速炉の研究開発分野における「もんじゅ」の将来的役割は明確である。その極めて大きい高速中性子スペクトルはナトリウム高速炉だけでなく，全ての第４世代原子炉システム概念にとっても大変重要である。

本報では，米国，仏国，英国からの３名の国際特別研究員及び駐在員が第４世代原子炉システムを目指して「もんじゅ」に係る様々な分野で研究している状況を報告する。「もんじゅ」は国際的観点から見て貴重な研究施設であり，多くの役割を成就する特有の国際研究開発施設である。現在，「もんじゅ」における国際協力は既に多様な成果を生み出しつつある。そのいくつかについて報告する。（本報告は，ANS Symposium- Building Bridges to Greater Cooperation, Miami Beach (2004)に報告されたものである。）

Key Word
Generation IV, Sodium Fast Reactor, International Collaboration, MONJU, International Fellowship, Post Irradiation Examination

第４世代原子力システム，ナトリウム高速炉，国際共同研究，「もんじゅ」，国際特別研究員，照射後試験

1. Introduction

Since the advent of civilian nuclear energy in the latter half of the 20th century in the west, the need for breeder reactors, such as the experimental ones built in the U.S. (EBR I, and EBR II), France (Phenix, Super Phenix), United Kingdom (PFR, DFR) and Germany (KNK)was well accepted. As the breeder designs were built and

ジル・ロドリゲス
国際協力グループ所属
CEA駐在員（フランス）
ナトリウム学校講師,「もんじゅ」と「フェニックス」の国際協力の強化等に従事
工学修士

リチャード・ウィズナー
国際協力グループ所属
JNC国際特別研究員（アメリカ合衆国）
「もんじゅ」における照射後試験方法と施設に関する研究に従事
ホット燃料実験の施設の調整･管理 主任技術者 冶金技師

ロジャー・スチュアート
プラント二課所属
JNC国際特別研究員（イギリス）
「もんじゅ」の主要なナトリウム機器に関する保守点検計画書の見直しに関する検討業務に従事
名誉大英勲章、英国技術士、英国機械工学学会特別研究員

proven over the course of decades of reliable operation, research and development project funding was cut back, resulting in the shutting down of all plants still operating successfully, with the exception of France's Phenix. Today in the context of fossil fuel emissions, green house effects, unstable fossil fuel supplies, potential disruptions of fuels supplies, etc., the U.S. and other leading energy generators and consumers have come together to engage the worldwide community in discussions on the development of the next generation nuclear plant concepts, known as Generation IV. [1]

The United States along with nine other countries including France, the United Kingdom, and Japan have joined in the Generation IV program. Japan also brings a wide range of nuclear experience particularly in Fast Breeder Reactor technology. Of the six candidate Generation IV systems four are breeder reactors, or fast breeders. So the experience of France's Phenix, and the Japanese JOYO and the new much larger MONJU will contribute to the advancement of the Generation IV reactor concepts.

This paper discusses the cooperative efforts of the U.S., France, the United Kingdom and Japan, in furthering the program of the nuclear technology, MONJU and the Generation IV concept, and the Japan Nuclear Cycle Development Institute's International Exchange and Fellowship Program.

2. MONJU presentation

The development of Fast Breeder Reactor in Japan was initiated by the erection of JOYO reactor, which reached its first criticality in 1978 and still is operating. In 2003, JOYO core was successfully upgraded from 100 MWt (MK-II core) up to 140 MWt (MK-III core).

Then the design of MONJU reactor as a prototype reactor started. MONJU is on the strategic path to FBR deployment policy to develop Fast Breeder reactor technology and to achieve commercialization FBR in mid term of the 21st century [2]. MONJU is Japan's prototype fast breeder reactor : 280 MWe (714 MWt), fueled with mixed oxides of plutonium and uranium, cooled by liquid sodium. It is located in Tsuruga peninsula along with several other nuclear reactors in this area (Fig. 1).

Construction was started in 1985 - and initial criticality was attained in April 1994. In August 1995 there was the first connection to the grid. MONJU reactor is a loop type sodium reactor design with three secondary sodium loops connecting with three Steam Generators (Helical coil) (Fig. 2). Principal data are given in Table 1.

On the 8th of December 1995, sodium leakage from a secondary circuit occurred in a piping room of the auxiliary building. The secondary sodium leaked from the C Loop through a temperature sensor (Fig. 3), due to the breakaway of the tip of the thermocouple well tube installed close to the secondary circuit outlet of the Intermediate Heat Exchanger (IHX). Cooling of the reactor was never jeopardized, due to the redundancy of the three loop cooling circuits, and thus, the safety of the reactor was secured. There was no release of radioactive material. There were no adverse effects of personnel and the surrounding environment. The thermocouple well tube failure resulted from high cycle fatigue due to flow induced vibration. It was found that this flow induced vibration was not caused by the flow-crossing vibration with the well-known Von Karman vortex shedding, but by the flow-along vibration with a symmetric vortex shedding. The new more robust thermocouple well design, based roughly on the earlier design

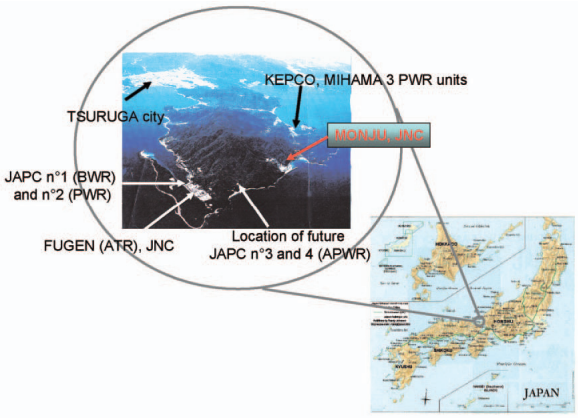


Fig. 1 : Aerial view of Tsuruga peninsula and location of different reactors

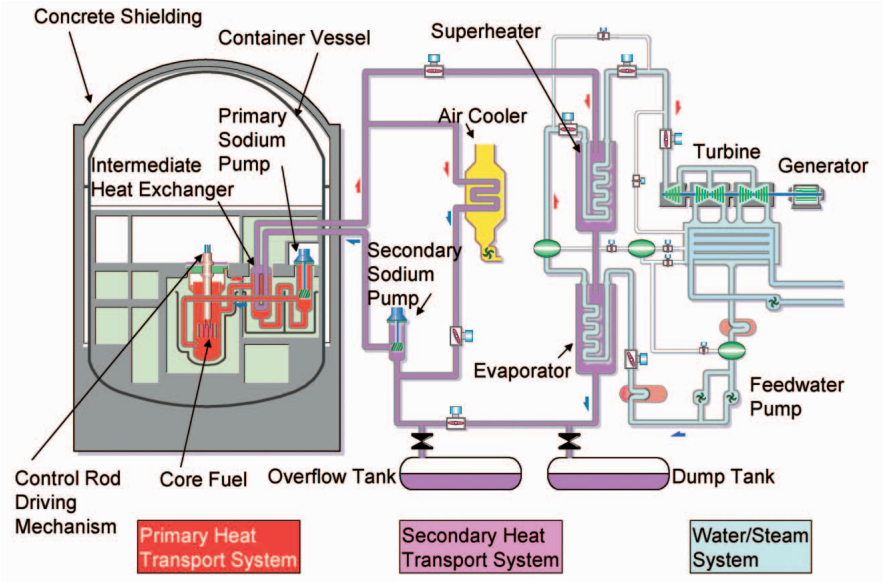


Fig.2 : Cut-away view of Monju plant

Table 1 : Monju main data

Reactor type	Sodium Fast Reactor, loop-type
Thermal output	714 MW
Electrical output	280 MW
Fuel type	Plutonium-uranium mixed oxide
Core Dimensions	
Equivalent diameter	Approx. 1,800 mm
Height	930 mm
Volume	2,340 liters
Plutonium enrichment (Pu fiss. %) Inner/outer core	16/21
Fuel mass loaded (equilibrium)	
Core (U+Pu metal)	5.9 tons
Blanket (U metal)	17.5 tons
Average burnup	Approx 80,000 MWd/t
Cladding tube Outer diam./thickness	6.5/0.47 mm
Cladding tube material	SUS 316
Power density	275 kW/l
Blanket thickness (Upper/lower/radial)	300/350/300 mm
Breeding ratio	Approx 1.2
Primary sodium temperature (Reactor inlet/outlet)	397/529 ° C
Secondary sodium temperature (IHX inlet/outlet)	325/505 ° C
Number of loops	3
Dimensions of reactor vessels (height/diameter)	18/7 m
Steam pressure before main stop valve	127 kg/cm^2
Steam temperature at turbine inlet	483 ° C

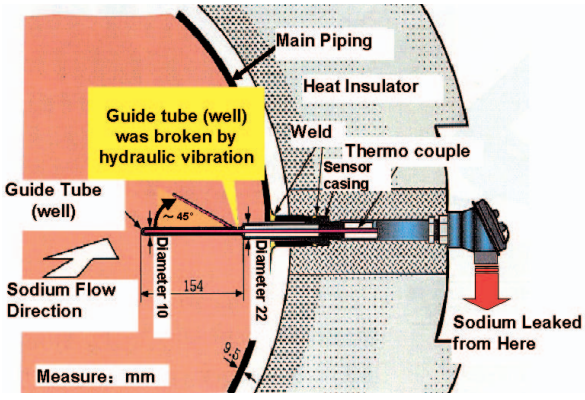


Fig. 3 : Drawing of the broken thermocouple phenomenon

which was modified to avoid this phenomenon, was analyzed, reviewed and found acceptable [3]. These new thermocouples will replace the original thermocouples upon approval of the plant improvements.

Additionally, comprehensive design review activities were started for the purpose of checking the safety and reliability of the plant including to prevent a recurrence of the secondary sodium leakage incident. As a result, several aspects to be

improved were identified. The other main improvements and countermeasures are as follows:

- To enable the operators to understand and react to incidents quickly, new sodium leakage detectors (TV monitors, smoke sensors, thermo-detectors) and a new surveillance system will be installed,
- To reduce the amount of sodium leakage and damage by spilt sodium, drain system will be remodeled to shorten the drain time [4], (Fig. 4)
- To extinguish a sodium fire in the secondary circuit, a nitrogen gas injection system will be installed,
- To limit the spread of aerosols, each secondary circuit area will be divided into three smaller zones.

After a one-and-a-half year long Safety Licensing Examination, the Permission for the MONJU plant modification relative to measures against sodium leak was granted in 2002. After modifications and repairs still to be done, two main programs will be applied: Function Confirmation Tests (KKS) and System Start-up Tests (SST) [5], [6]. KKS tests aim to qualify the countermeasures taken mainly against sodium leak. SST: System Start up Tests are carrying out after nuclear starting to continue the program interrupted in 1995 by the sodium leakage. The detailed designed and construction procedure for the plant modification was approved in January 2004. The modification works should last 18 months.

3. Review of the MONJU future program

After repair and modification, the MONJU operating program is based on several phases. First a stable running operation will be done for the demonstration of the mastering of sodium handling and all maintenance operations. This duration should be around 5 years. The objective is then to go from low to high burn up. The primary goal is to demonstrate operational reliability up to 80 GWd/t burn up. Subsequent to that it with upgraded cores to achieve up to 100 GWd/t then 150 GWd/t burnups. At the same time it is intended to increase maximum linear rate from 360 W/cm up to 480 W/cm and to define several irradiation space (6 to 30 assemblies) for demonstration of burning of Minor Actinides and Fission Products transmutation [7]. Therefore the MONJU core evolution and future program of MONJU is going towards several requirements given to Generation IV program and projects:

ⅰ) High potential to operate with a high conver-

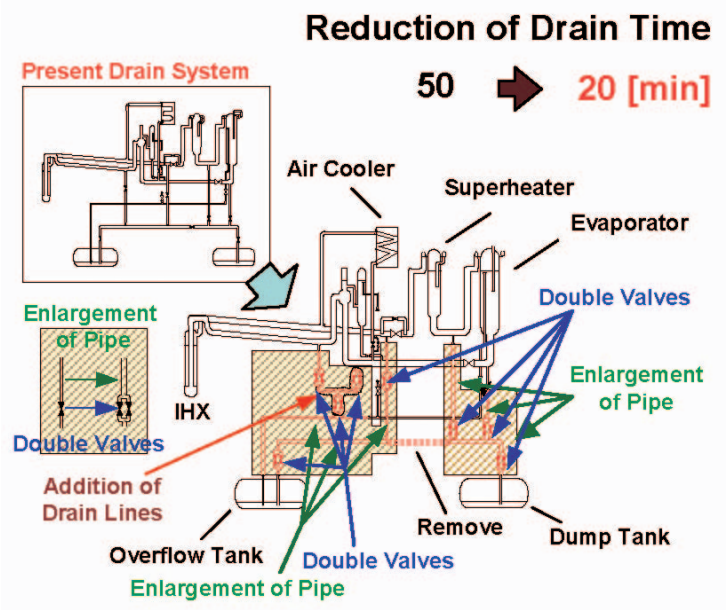


Fig.4 : Monju Drain Line Modifications

sion fast spectrum core with the resulting benefits of increasing the utilization of fuel resources.

ii) Capability of efficient and nearly complete consumption of transuranics as fuel, thus reducing the actinide loadings in the high level waste with benefits in disposal requirements and potentially nonproliferation.

iii) Enhanced economics achieved with the use of high burn-up fuels, fuel cycle (e.g., disposal) benefits, and lower operating costs achieved with improved operations and maintenance.

Since the very beginning international involvement at MONJU has always been a reality with many foreign technical exchanges. International agreements have been made with different nuclear power generating countries involved in Sodium Fast Reactor technology such as France, UK, USA, China, and Korea. And the International Research Fellowship program to facilitate this international effort. On October 1st, 1998, the JNC founded the International Cooperation and Technology Development Center (ICTDC). This center is located close to MONJU site (Fig. 5). The Center exists specifically to formulate and perform projects ensuring the maximum technical benefit from MONJU. The staff at the ICTDC includes physicists, engineers and nuclear industry leaders from around the world. Research Fellowships are focused on several specific areas such as advanced instrumentation, inspection techniques, plant reliability and safety, nucleonics, sodium handling technologies, irradiation and experiment management and coordination and advanced post-irradiation examination capabilities and techniques.

Fig. 5 : Aerial view of Monju plant and ITCDC buildings

4. The international involvement of MONJU reactor

MONJU and the JNC are definitely open towards foreign participation and international cooperation. With support from the ICTDC, MONJU is projected to play a key role in the international Generation IV program. Already this international cooperation is operational and efficiently working. Several recent international co-operations are described below.

4.1 The International Panel's Commissioning Test Review of MONJU

In early 2003, JNC decided to conduct an International Readiness Review. The international review for the MONJU preoperational test program was carried out by inviting four senior engineers with long FBR development experience from US (EBR II reactor), UK (PFR reactor), France (Phenix and Super Phenix reactors) and Germany (KNK II reactor) (Fig. 6). The purpose of this review was to utilize and apply the knowledge and

Fig 6. The international reviewer team at ICTDC office.
(from left to right : D.C. CUTFORTH (USA), K. BROCKMANN (Germany), R. A. STUART (UK) and B. MESNAGE (France))

experience of the overseas advanced fast reactor scientists and engineers to draft the MONJU preoperational test program and thus to enhance the international cooperation at MONJU. They reviewed the program of KKS as well as SST from the following view points:

ⅰ) Comparison of test items and contents with overseas advanced reactors

ⅱ) Comparison of preparation and prior confirmation items for restart after long-term shutdown with overseas advanced reactors experience (due to the accidents and remodeling)

ⅲ) Proposal for new test items, etc.

The review lasted from January 6th, 2003 to March 31st, 2003. In this three month time an intensive review was conducted with the collaboration of all MONJU and ICTDC members. Statistically speaking, during this period, the total meeting times have been estimated to be 40 hours (9 weekly meetings and 4 individual meetings). There were 160 questions officially produced by the reviewers that lead to the assembly of 73 prepared documents for explanation and documentation. At the end, every reviewer produced a personal written report and a common synthesis has been given to JNC. This synthesis was including a summary table with all recommendations and comments. As a final result, 38 recommendations and 9 comments were addressed to MONJU. The matters pointed out by this review were not only focused on the contents and procedures of MONJU preoperational tests, but also considered of the improvement of the ability for operation and maintenance of MONJU in the future as well as future expectations for MONJU as an irradiation core. JNC has taken into consideration these comments and recommendations and has adapted its future tests consequently.

4.2 The plant modification program, and its review by an international fellow (UK)

As a follow-on to this international review, one reviewer, (Mr. Roger A. STUART) joined MONJU plant as a JNC international fellow, assigned to the MONJU Operation and Maintenance Engineering sections. The role of this fellowship is to give a global view and provide international expertise to all maintenance operations done or prepared at MONJU. Concurrently, it will measure actions recommended by the international review team and assess how recommendations have been taken into consideration by MONJU team. This expert work is also provides opportunity to provide technology transfer in several fields including safety, maintenance technology, work control, and conduct of operations. As an example of this technology transfer, a HAZOP review (Hazard and Operability) has been conducted with JNC maintenance team. HAZOP is one of a number of techniques which may be used to undertake safety reviews. It is now widely used in UK nuclear safety standard and required for every new and/or novel technology. The explanation of the HAZOP principle and its demonstration on the basis of a simple effective example taken from MONJU plant was the opportunity to exchange nuclear safety approaches and cultures from respective countries. This HAZOP review was chaired by UK fellow with the participation of the French CEA representative.

4.3 The role of the CEA (French Atomic Energy Commission) representative as a link between Phenix and MONJU plants, and between CEA and JNC companies

MONJU and Phenix have always had strong links of exchanges and relationships. These links are concretized by collaborative exchanges on technical subjects within the yearly Phenix/MONJU meetings. Moreover since 1991, agreement between the JNC and CEA allows reciprocal personnel exchanges from both reactors. Therefore since this date, 10 attaches from MONJU have been sent to the Phenix plant for missions lasting from 1 to 2 years. For its part, the CEA provides a mission to the French international representative on MONJU site that can be summarized by the following actions :

ⅰ) A link between MONJU and Phenix plants.

It will ease the exchange of technical informa-

tion of both reactors and can give a quick answer on technical demand. To assume this work, the French representative can use particular CEA Fast Reactor databases, and provide a strong on-site link with the Phenix's assistant in charge of international relationships.

ii) The CEA representative on several national or local events and conferences.

This activity is complementary to those done by CEA representative cabinet held in Tokyo. The MONJU CEA representative is providing news and technical data not only on MONJU situation but also on other JNC Fast Breeder Reactor programs : JOYO reactor, JNC Feasibility study on commercialized Fast Reactors held in O-arai Engineering Center, Generation IV programs.

iii) The support and help to JNC research and development program.

CEA representative is contributing by giving its own experience or by connecting to CEA French experts to improve the relationships between both companies and to try to solve or answer to technical questions. CEA's representative relies on the support of CEA senior expert's to provide quick and complete answers or technical expertise. Moreover, he is also involved as expert to do complementary reviews in support of the UK's fellow located at MONJU.

Defined at the beginning of the 90 ŝ as a collaborative technical exchange between Phenix and MONJU reactors, the role of the CEA representative has gained a larger responsibility. Its action within MONJU is completely integrated in the involvement of France into Generation IV Sodium Fast Reactor program whose leadership has been accepted by Japan. The CEA representative's position is renewed every year.

In parallel with this role, CEA representative is a link between French and Japanese sodium school to enhance international formation in FBR field. Indeed, in 2001, JNC and CEA finalized a specific agreement to strengthen links between both sodium schools: from Cadarache center and from MONJU site. It was therefore decided that CEA lecturers - experts in the field of sodium technology - will present a large and complete lecture program composed of 37 different courses. Since 2002, every year, an annual three day meeting is organized where 6 to 8 courses are presented in English language with simultaneous translation into Japanese (Fig.7). This collaboration should last until 2006. By that time, a major part of the French sodium school knowledge - an experience of more than 30 years (French sodium school opened in 1975) - will be transmitted to the JNC sodium school. It is expected from this thorough exchange, a common approach in teaching sodium technology. The JNC and CEA are already working on ways to pursue the strong links between the two sodium schools after 2006. The international involvement of both schools of sodium technology and their availability to all countries developing sodium fast reactors is a clear way of assuring future progresses.

4.4 The Post Irradiation Examination Facility project and the expertise of an international fellow (US)

The original mission of MONJU as a prototype fast breeder reactor was to demonstrate the economic and safety aspects of the liquid metal cooled fast breeder reactor. As such no post irradiation examination facility beyond readily available reactor or reactor auxiliary plant-resident systems would ever be needed. Now that MONJU is going to be the answer for the source of fast neu-

Fig.7 : A CEA lecture at ICTDC sodium school

trons for the research and development of Generation IV systems (see below), it will be necessary to have post-irradiation examination capabilities on site. These facilities will in no way supplant the excellent facilities already in existence at the JNC's O-arai Engineering Center [8], but will complement them. The complementary role of the MONJU semi-full scale post irradiation examination facility will support not only the experimental irradiations program with quick turn-around of experiments' non-destructive examinations and verifications, but it will also support the operational aspects of MONJU in its role as experimental irradiations test bed.

The role of the semi-full scale post irradiation examination facility at MONJU will be to provide quick turn-around of experiments to the reactor after projected change outs or rebuilds of subassembly hardware or capsules, to perform confirmatory measurements and examinations, and to provide non-destructive examination capabilities in support of surveillance programs, thus aiding in the establishment of exposure limits and thereby assuring operability of in-reactor components to and beyond projected life-times. Such programs aid in the development of materials and designs so necessary in the advancement of the technology. Thus the role of the MONJU Semi-full Scale Post Irradiation Facility will be to support the non-destructive examination needs of the reactor and the experimental irradiations program.

As a leader in the realm of Post-Irradiation Examination Examinations and nuclear energy systems' research and development, Argonne National Laboratory-West has provided engineering support to the scoping of MONJU's PIE facility. As such the proposed capabilities and systems of the MONJU PIE facility will bear a strong resemblance to the Argonne National Laboratory-West's Hot Fuel Examination Facility (Fig. 8) and the JNC's Fuels Monitoring Facility at O-arai, both of which are considered world-class, successful examples of facilities for the characterization and analysis of radioactive fuels and materials.

Fig. 8: Conceptual sketch of Semi-Full Scale Post-Irradiation Examination Facility for Monju

5. MONJU's future projects and the initiative in Generation IV programs: The industrial demonstration of burning of Minor Actinides

As it was written in a recent paper written by the President of American Nuclear Society [9] :

"*In order to realize a bright future for nuclear power, we must respond successfully to five challenges:*

i) *Nuclear power must remain economically competitive.*

ii) *The public must remain confident in the safety of the plants and the fuel cycle.*

iii) *Nuclear wastes and spent fuel must be managed and the ultimate disposition pathways for nuclear wastes must be politically settled.*

iv) *The proliferation potential of the commercial nuclear spent fuel cycle must continue to be minimized.*

v) *We must assure a sustained manpower supply for the future and preserve the critical nuclear technology infrastructure.*

The Generation IV program is conceived to focus the efforts of the international community on responding to these challenges."

Amongst these five challenges, MONJU can play a key role in experimentation and irradiation under fast spectrum of new fuels and materials. This international collaboration has already started with the international project of demonstration of Minor Actinide burning in fast reactors. Indeed, in the framework of studies on radioactive waste minimization, one promising option is the transmutation of Minor Actinides (MA) and Long Life Fission Products (LLFP) in nuclear reactors. In the reduction of the quantity and the radio toxicity of waste, Fast Reactors can play a key role because of their advantageous fast neutron spectrum favorable for transmutation. Consequently, CEA has developed an irradiation program in Phenix reactor to demonstrate the technical feasibility of transmutation. The irradiation program at Phenix consists of several experimental tests that can be classified into five items [10] :

i) General irradiation data acquisition

ii) Fuel irradiation for homogeneous transmutation mode (whole pin scale)

iii) Target irradiation for heterogeneous transmutation mode (sub-capsule scale)

iv) Irradiation of high Plutonium content fuel

v) Fuel irradiation for future systems, e.g., higher burnups, advanced alloys, higher temperature.

Therefore, several experimental assemblies are already in the Phenix core for irradiation. An ambitious irradiation program is planned until 2008, at the final shutdown of Phenix. Post irradiation examination will provide major data and show possible ways to improve irradiation performances in 2009. In parallel, a trilateral project (Japan, France, USA) has been created in 2004 to continue and achieve this important program by realizing in MONJU plant, a commercial demonstration of the capability for Fast Reactor to burn minor actinides coming from fuel reprocessing and separation from LWRs. MONJU is intended to be used for transmutation testing in realistically high, fast flux conditions. This unique project is clearly a first step toward the goals and requirements of the Generation IV program, i.e., to reduce the burden of radioactive waste disposal. The design of new core configurations to meet these goals is already under development (Fig . 9).

6. Future objectives and the need for international collaboration

In the coming years, MONJU has the potential to have a major role in the international nuclear community. The selection of four fast reactor concepts among the six selected for Generation IV, highlights the near term urgency for a fast neutron source with which to demonstrate transmutation concepts and new fuel designs. The lack of fast reactors in the coming decades (Fig. 10) is a clear indicator that MONJU will be the center of many international collaborations.

This unique future role has been clearly expressed by international scientific panel during meeting held at Tsuruga [12]. Therefore, MONJU is projected to be an international irradiations test

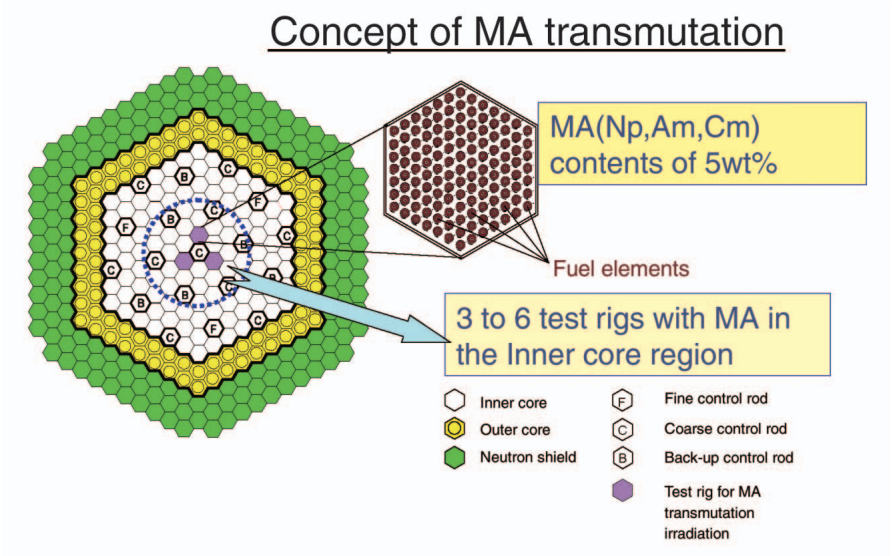


Fig. 9 : Development of new Monju core configuration of Minor Actinide transmutation

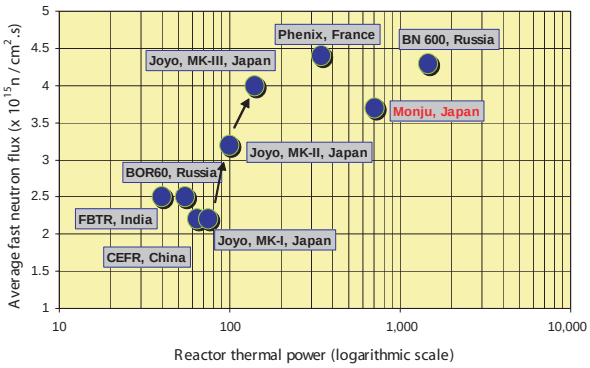


Fig 10. : The available Fast Neutron Flux in the world estimated at around 2006 (done upon data provided from Fast Neutron Database [12]).

bed and its technical support organizations are foreseen to be a future center of excellence for the international nuclear scientific community.

7. Conclusions

Since its early start, MONJU has always been strongly involved in international collaborations. This paper aimed to show how in fact this has developed. If we consider the future, there is no doubt that this international implication will go increasingly. Indeed, in 2008, MONJU associated with JOYO will remain the two only fast irradiation tools from the Organization for Economic Cooperation and Development countries or from Generation IV member countries. Therefore its future role is a prime importance and MONJU is not having only a national destiny but is fully implicated in an international context. It can be the car that will drive the nuclear community towards Generation IV reactors and advanced fuel cycle initiative.

8. Acknowledgments

The authors would like to acknowledge the unique opportunity the JNC and MONJU have presented the international nuclear Research and Development community, and to thank them for the opportunity to participate in this historical event.

References

[1] : http://gen-iv.ne.doe.gov/

[2] : S. KONDO, “History and perspective of fast breeder reactor development in Japan”, Energy, Vol. 23 number 7/8, pp.619-627 (1998).

[3] : A. MIYAKAWA, H. MAEDA, Y. KANI, K. ITO, “Sodium leakage experience at the prototype FBR MONJU”, IAEA Technical committee meeting on unusual occurrences during LMFR operation, Vienna (Austria), IAEA-TECDOC-1180, pp.49-62 (1998).

[4] : K. ITOH, K. OMUKI, K. TOMOBE, S. TANI-

YAMA, " Replacement of the drain system of secondary circuit at MONJU ", 11th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 11), Tokyo, Japan, April 20-23 (2003).

[5] : M. REKIMOTO, " KKS : Countermeasure tests ", Presentation at the 6th WANO Fast Breeder Reactor Group meeting, Thurso, Scotland 10th to 12th June, (2003).

[6] : M. REKIMOTO, " SST : System Start up test ", Presentation at the 6th WANO Fast Breeder Reactor Group meeting, 10th to 12th June, 2003, Thurso, Scotland.

[7] : H. TERUYAMA, H. NISHI, et. al., " A Study on the MA Irradiation Test Concept in the Future MONJU Upgraded Core ", JNC Technical Review, No.20, pp.45-58 (2003).

[8] : S. KOYAMA, M. OSAKA, T. NAMEKAWA, M. ITOH, " Current status of PIE activities in O-arai engineering center of JNC on FBR MOX Fuel ", INCN 2003, the 7th international conference on nuclear criticality safety, Tokai-Mura, Japan, October 20-24(2003).

[9] : J. A. LAKE, " The fourth generation of nuclear power ", Progress in Nuclear Energy, Vol. 40, No. 3-4, pp. 301-307(2002).

[10] : G. GAILLARD-GROLEAS, F. SUDREAU, D. WARIN, " Phenix irradiation program on fuels and targets for transmutation ", Global 2003, New Orleans, Louisiana, USA (2003)..

[11] : IAEA Fast Reactor Database, IAEA TECDOC number 866.

[12] : 4th Tsuruga International Energy Forum (TIEF), " Energy policy and international cooperation of Japan ", Tsuruga, Japan, April 26-27(2004).

資料番号：25－2

技術報告

ロシアBOR-60でのODS鋼燃料ピンの限界照射試験 －ODS鋼燃料ピンの設計及び製造－

皆藤　威二　　鵜飼　重治　　関　正之*
アレクサンダー・マヨルシン*1　オレグ・シシャロフ*1

大洗工学センター　システム技術開発部
*東海事業所　環境保全・研究開発センター　先進リサイクル研究開発部
*1ロシア連邦国立科学センター　原子炉科学研究所

Irradiation Limit Test of ODS Fuel Pins in BOR-60 - ODS Fuel Pin Design and Fabrication -

Takeji KAITO　Shigeharu UKAI　Masayuki SEKI*
Alexandar A. MAYORSHIN*1　Oleg V. SHISHALOV*1

System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center
* Advanced Fuel Recycle Technology Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works
*1 State Scientific Center of the Russian Federation, Research Institute of Atomic Reactors

酸化物分散強化型（ODS）鋼被覆管燃料ピンの高燃焼度への適用性を確証するため，核燃料サイクル開発機構（JNC）とロシア連邦国立科学センター　原子炉科学研究所（RIAR）との共同研究の下に，BOR-60でのODS鋼燃料ピンの照射試験を実施している。JNCで開発した9Cr系と12Cr系のODS鋼被覆管に加圧抵抗溶接法により上部端栓を接合した後，RIARにてMOX顆粒，UO_2顆粒及びウランゲッター粒子を振動充填し，TIG-エンド・フェース法により下部端栓を接合した。製造したODS鋼燃料ピンについてX線透過検査，γスキャン，気密検査などの一連の検査を行い，BOR-60の品質要求を満たしていることを確認した。これらのODS鋼燃料ピンは中間解体検査が可能な２体の試験集合体に収納され，2003年６月より照射が開始された。照射中の被覆管最高温度は723℃と670℃である。2004年５月に燃焼度5at%，はじき出し損傷量21dpaを達成し，燃料ピンの破損は無く，第１回目の照射試験を終了した。2005年12月から中間検査が行われる。本照射試験は，最終的に燃焼度15at%，はじき出し損傷量75dpaまで照射する計画である。

In order to confirm and demonstrate the ODS (Oxide Dispersion Strengthened) fuel pin integrity under high burn-up conditions, an irradiation test in BOR-60 was conducted by collaborative research between Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC) and -State Scientific Center of the Russian Federation, Research Institute of Atomic Reactors (RIAR) . Two types of 9Cr and 12Cr ODS steel claddings were developed by JNC, and the upper end-plugs were welded by the pressurized resistance welding method. In the RIAR fuel fabrication facility, the MOX and UO_2 granulated fuels as well as uranium metal getter particles were vibro-packed into the ODS steel cladding. The lower end-plug was welded by the TIG end-face method. The inspection and quality control of the fabricated ODS fuel pins were done through X-ray analysis, gamma scanning and leak testing etc. and it was confirmed that the fuel pins satisfied the BOR-60 requirements. Those fuel pins were loaded into two dismountable experimental assemblies, and irradiation was started in the BOR-60 from June, 2003. The highest cladding middle wall temperature is 723℃ and 670℃. The attained burn-up is 5 at% and neutron dose is 21 dpa without fuel pin failure, and the 1st irradiation test was completed in May, 2004. The interim examinations will be made from December, 2005. The target of this irradiation test is 15 at% in burn-up and 75 dpa in neutron dose.

皆藤　威二
核燃料工学グループ所属
副主任研究員
炉心材料の開発・評価業務に従事

鵜飼　重治
核燃料工学グループリーダ
炉心材料の開発業務に従事
工学博士，核燃料取扱主任者，第１種放射線取扱主任者

関　正之
プルトニウム燃料開発グループ所属
副主任技術員
ODS鋼の溶接・検査技術開発業務に従事

アレクサンダー・マヨルシン
副所長

オレグ・シシャロフ
燃料ピン製造部門長

キーワード
ODS，BOR-60，燃料ピン，被覆管，溶接，検査，製造，品質管理，照射

ODS, BOR-60, Fuel Pin, Cladding, Welding, Inspection, Fabrication, Quality Control, Irradiation

１．はじめに

酸化物分散強化型（ODS）鋼は，優れた耐照射特性と高温強度を有した実用化燃料被覆管の有力候補材である。現在，核燃料サイクル開発機構（JNC）では，α/γ変態を利用した9Cr-ODS鋼と再結晶技術を利用した12Cr-ODS鋼を開発している[1)~6)]。ODS鋼被覆管は，JNCで実施している実用化戦略調査研究（FS）や次世代原子力技術開発（GEN-Ⅳ）で，高燃焼度及び冷却材出口温度の高温化を達成できる被覆管として期待されている材料である。

この優れた特性を有するODS鋼被覆管の実用化見通しを判断するためには，原子炉内における燃料ピンとしてのふるまいを確認することが重要である。このため，日露FBRサイクル協力の下で，ロシア連邦国立科学センター原子炉科学研究所（RIAR）の高速実験炉BOR-60を用いた先行照射試験を実施中である[7)]。

本レポートはBOR-60照射試験のために実施したODS鋼燃料ピンの設計及び製造・検査結果について報告するものである。

２．照射条件評価

2.1　設計要求

本照射試験の目的は，ピーク燃焼度15at％（はじき出し損傷量75dpa）までのODS鋼燃料ピンの健全性及び照射挙動を確認することである。ここで，ピーク燃焼度は，認可されているBOR-60の運転可能期間から設定した値である。

主な照射条件を表１に示す。FSで検討している被覆管温度はノミナル条件で650℃，ホットスポット条件で700℃であることから，本照射試験では被覆管温度650±20℃（BC358E）と700±23℃（BC359E）の２体の試験集合体を照射することとした。ここで，被覆管温度の「±」は，集合体内温度分布に基づき計算された被覆管最高温度部の幅を示している。線出力は照射初期で450W/cm，照射末期で425W/cmとした。

2.2　照射スケジュール

照射試験のスケジュールを図１に示す。燃焼度が５at％（25dpa），10at％（50dpa）に達した時点で中間検査を行いながら，最終的には燃焼度15at％（75dpa）まで照射する計画である。

試験集合体の照射条件は，RIARが有するNeutron Physics Characteristics（NPC）解析コードを用いて計算した。照射スケジュールの検討を開始した時点では，2002年のBOR-60の運転実績に基づいて保守側に評価していたため，燃焼度５at％（25dpa）を達成するためには，照射期間として1.５年を要すると評価された。しかし，照射開始後，最新の照射実績に基づき各試験集合体の照射条件を再評価した結果，当初計画よりも半年早く燃焼度５at％（25dpa）を達成することが明らかとなった。このため，図１に示すとおり，第１期照射試験の照射期間は１年間とした。今後，第２期以降についても再評価を行い，照射期間を決定する予定である。

BOR-60の炉出力は，夏のサイクル（通常６～10月）と冬のサイクル（通常12～５月）ではそれぞれ40MWt，50MWtと異なっている。これは，冬の期間中は地域暖房のための熱源供給を行うためである。このように，サイクルごとに炉出力が変わることから，全照射期間にわたり被覆管温度を設計要求範囲内に収めるためには，炉出力にあわせて試験集合体の炉内装荷位置を変える必要がある。このことから，40MWtとなる夏のサイクルでは集合体を炉心内第３列に，50MWtとなる冬のサイクルでは第５列に配置することとした。

表１　主な照射条件（設計要求）

線出力（W/cm）	照射初期	450
	照射末期	425
燃焼度（at%）	最終目標	15
	中間検査	5,10
はじき出し損傷量（dpa）	最終目標	75
	中間検査	25，50
被覆管肉厚中心温度（℃）	BC358E集合体	650±20
	BC359E集合体	700±23

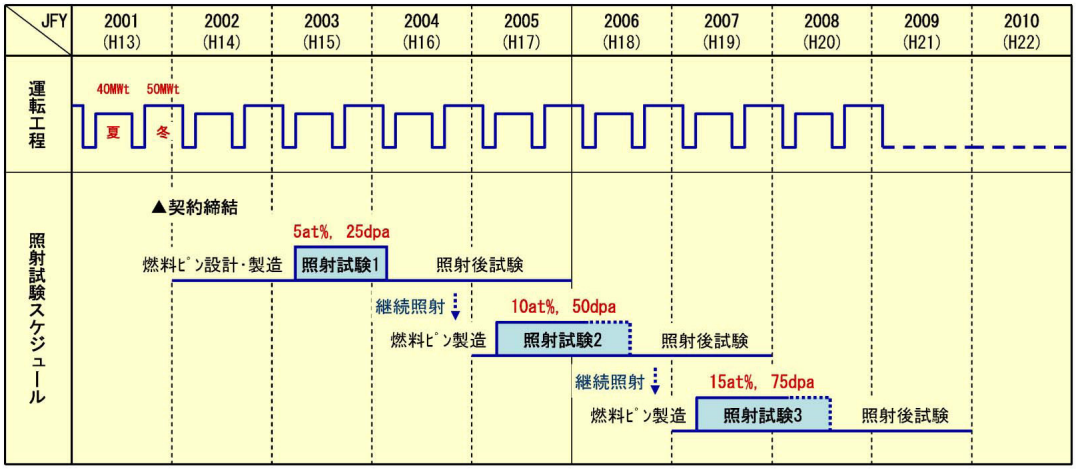


図１　BOR-60でのODS鋼燃料ピンの照射試験スケジュール

３．試験集合体及び燃料ピン設計

3.1　試験集合体設計

(1) 試験集合体構造

本照射試験に用いた試験集合体の構造を図２に示す。試験集合体は19本の燃料ピンで構成され，燃料ピンは試験集合体上部から吊り下げられる構造である。ラッパ管は２重構造となっている。内側ラッパ管はオーステナイト鋼製，外側ラッパ管はフェライト鋼製であり，それぞれの対面距離は38mm及び44mmである。冷却材は「テール」と呼ばれる下部構造物に設けられた孔から導入され，オリフィスにより冷却材流量が調整される。上部には「ヘッド」と呼ばれる取外し可能な構造物が取り付けられ，解体・中間検査が可能な構造となっている。

(2) 試験集合体設計

前述の通り，FSで検討している設計条件を満足するため，被覆管温度を650±20℃，700±23℃になるように試験集合体の設計を行う必要がある。このため，熱流動解析により試験集合体内の冷却材温度分布を解析した。その結果に基づき，BC358E集合体（650±20℃）の冷却材流量を3.6m³/hrに，BC359E集合体（700±23℃）では3.1m³/hrに決定した。これら冷却材流量は，集合体下部に設置されるオリフィスの径により調整した。

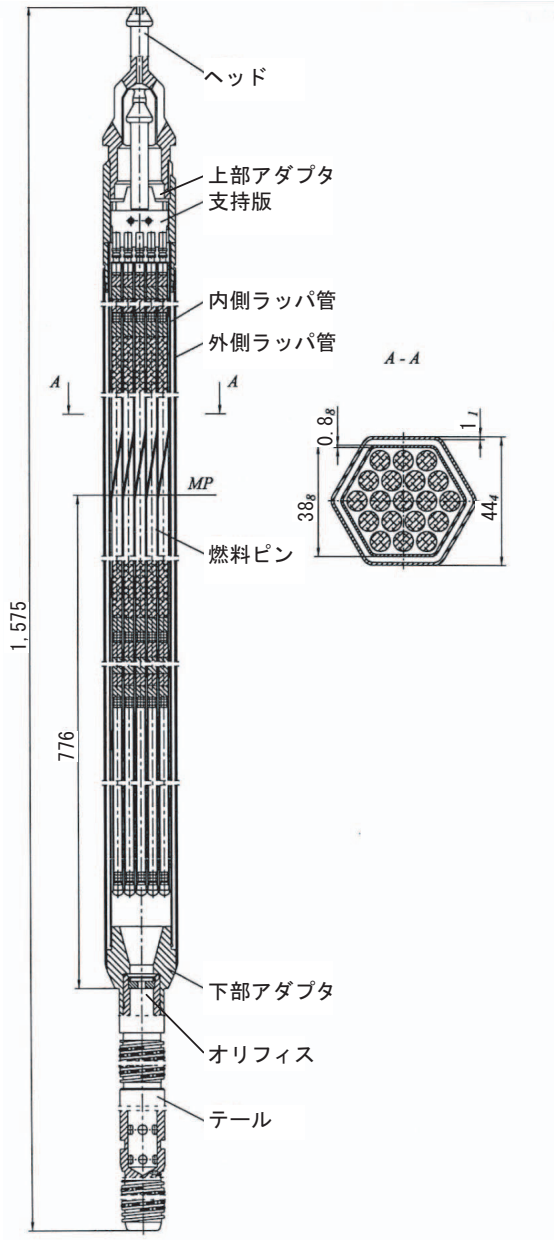


図２　BOR-60照射試験集合体の概略図

3.2　燃料ピン設計

(1) ODS鋼燃料ピン構造

本照射試験に供するODS鋼燃料ピンの標準仕様を表２に，概略図を図３に示す。燃料ピンは長さ1,050mm，外径6.9mmであり，燃料カラム長

さ450mmでスミア密度9.0g/cm³である。下部プレナム構造となっており，プレナムへのMOX燃料顆粒の浸入を防止するため，上下部ブランケット領域にニッケル製のポーラスプラグを設置している。また，燃料カラム上部には硬さ変化から照射温度を推定するため，PNC316鋼製の管を装荷した。

(2) ODS鋼燃料ピン設計

ODS鋼燃料ピンの設計評価には，RIARで開発したVICOND[8]解析コードを利用した。この解析コードには，MOX顆粒燃料の熱伝導度，FPガス放出率，スエリング等の物性値が組込まれている。ODS鋼被覆管の物性値や引張強度，クリープ破断強度等については，JNCで作成した設計評価式[9]を解析コードに組込んだ。

表1に示す設計要求に基づき燃料中心温度を評価した。その結果，照射初期の燃料中心温度はBC358E集合体で2,173℃，BC359E集合体で2,184℃となり，BOR-60の設計制限値である2,730℃を下回っていることを確認した。

ODS鋼燃料ピンの設計については，照射試験の安全性を確保する観点から，JNCとRIARの双方で実施した。JNCでの健全性評価は，設計評価用クリープ破断強度式（S_R）の被覆管応力に0.8を乗じた式（S_t）を用いて被覆管の累積損傷分数和（CDF）を評価する方法である。燃料ピンの健全性を確保できる一つの目安として，S_tベースでのCDF評価値を0.3未満とした。RIARでの健全性評価も，基本的な考え方はJNCと同じであり，S_Rを用いて被覆管のCDFを評価する方法である。燃料ピンの健全性を確保するための制限値はCDF＜0.8であり，所定の使用条件においてCDF＝0.8となるような被覆管応力に対する係数$1/K_\sigma$，破断時間に対する係数$1/K_\tau$を算出し，K_σ＞1.5，K_τ＞3であれば燃料ピンの健全性は確保できるとしている。

このように，JNCとRIARの双方で行ったODS鋼燃料ピンの健全性評価結果に基づき，最終的な仕様（燃料カラム，下部ブランケット及びプレナムの長さ）を決定した。結果を表3に示す。なお，これらの仕様については，照射条件の厳しい被覆管温度723℃の燃料ピンの健全性評価結果に基づき決定したものであり，被覆管温度650±20℃の燃料ピンについても同一仕様とした。

1）9Cr-ODS鋼燃料ピンの健全性確保

燃焼度10at%及び15at%まで照射する9Cr-ODS鋼燃料ピンの健全性評価では，CDFが制限値を超えてしまうことから，燃料ピン内圧を下げる必要がある。このため，燃焼度10at%まで照射する燃料ピンでは，下部ブランケットペレットを削除することにより，プレナム長さ457mm（標準仕様の約1.4倍）とした。燃焼度15at%まで照射する燃料ピンでは，更に燃料カラム長さを300mm（標準仕様の2/3）にすることで，プレナム長さを607mmとした。

なお，12Cr-ODS鋼燃料ピンについては，標準仕様でも燃焼度15at%まで健全であることを確認した。

2）第1期取出しODS鋼燃料ピンの高CDF化

寿命末期に相当する高CDFの照射実績を早期に取得するため，燃焼度5at%で取出すODS鋼燃料ピンの一部について，健全性が確保できる範囲で燃料ピン内圧を高くすることとした。このため，

表2　ODS鋼燃料ピンの主な仕様（標準仕様）

燃料ピン長さ	1,050mm
被覆管寸法（外径×肉厚）	6.90mm×0.40mm
被覆管材質	9Cr-ODS鋼及び12Cr-ODS鋼
上部端栓材質	9Cr-ODS鋼及び12Cr-ODS鋼（被覆管と同一）
下部端栓材質	ロシア製フェライト－マルテンサイト鋼（05Cr12Ni2Mo）
スペーサワイヤ材質	ロシア製オーステナイト鋼（ChS-68）
燃料	MOX顆粒燃料，UO_2顆粒燃料，ウランゲッター
プルトニウム同位体比	$^{238}Pu/^{239}Pu/^{240}Pu/^{241}Pu/^{242}Pu$＝0.13/91.72/6.55/1.17/0.43
燃料カラム長さ	450mm
燃料カラム重量	118g
スミア密度	9.0g/cm³
上部ブランケット長さ	83mm
下部ブランケット長さ	150mm

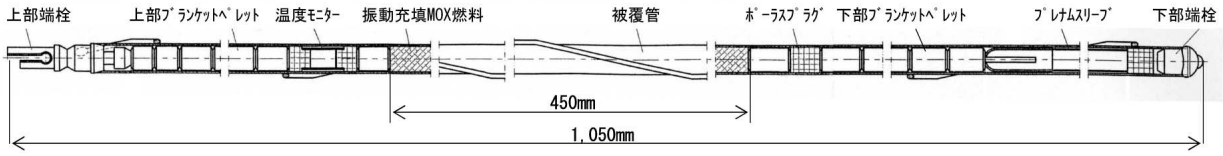


図3　ODS鋼燃料ピンの概略図（標準仕様）

表３　ODS鋼燃料ピンの仕様

被覆管	燃焼度 (at%)	燃料ピン長さ (mm)	上部ブランケット長さ (mm)	燃料カラム長さ (mm)	下部ブランケット長さ (mm)	プレナム長さ (mm)	備考
－	－	1,050	83	450	150	322	標準仕様
9Cr-ODS鋼	5	1,050	83	450	286	186	高CDF化
		1,050	83	450	150	322	
	10	1,050	83	450	15	457	
	15	1,050	83	300	15	607	
12Cr-ODS鋼	5	1,050	83	450	391	81	高CDF化
	5，10，15	1,050	83	450	150	322	

下部ブランケットペレットを追加することにより，9Cr-ODS鋼燃料ピンではプレナム長さを186mmに，12Cr-ODS鋼燃料ピンでは81mmまで縮小した。

４．燃料ピン製造及び検査

4.1　被覆管製造

BOR-60照射試験に供したODS鋼被覆管は，ピルガー圧延機を用いて４回の冷間圧延と３回の中間熱処理により製造した。最終熱処理条件は，9Cr-ODS鋼被覆管は1,050℃×30min＋800℃×30minの焼ならし・焼戻し処理とし，12Cr-ODS鋼被覆管は1,100℃×１hrの再結晶熱処理とした。化学組成を表４に示す。

製造した被覆管について，外観検査及び超音波探傷検査を行い，全長にわたり深さ50μmを超える欠陥がないことを確認した。また，超音波法による寸法測定を行い，外径6.90±0.03mm，内径6.10±0.03mm，肉厚≧0.37mmであることを確認した。

4.2　PRW法による上部端栓溶接

ODS鋼被覆管の上部端栓溶接は加圧抵抗溶接（PRW）法によりJNC/東海で行った[10]。PRW法とは加圧状態で電流を流し，発生するジュール熱により固相圧接する溶接方法である。上部端栓には被覆管と同じODS鋼を使用した。

本番の上部端栓溶接を行う前に，溶接条件を確認するための溶接施工試験を行った。溶接条件としては，事前に行った最適化試験の結果に基づき，溶接電流16kA，溶接加圧力７kN，溶接時間16msecとした。また，溶接後には，溶接部の残留応力を緩和するとともに炭化物を均質化するため，9Cr-ODS鋼では780℃×10min，12Cr-ODS鋼では750℃×20minの後熱処理を施した。このような条件で端栓溶接を施した試験片について，外観検査，超

表４　ODS鋼被覆管の化学組成

（mass%）

	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	W	Ti	Y	Y_2O_3	O	Ex.0	N	Ar
9Cr-ODS鋼	0.13	0.05	0.004	<0.002	0.003	0.02	8.95	2.00	0.21	0.28	0.36	0.18	0.11	0.010	0.0053
12Cr-ODS鋼	0.038	0.019	0.07	<0.002	0.003	0.04	11.60	1.92	0.26	0.18	0.23	0.12	0.07	0.016	0.0046

$Y_2O_3 = 1.27 \times Y$

Ex.0＝Total O－$0.27 \times Y$

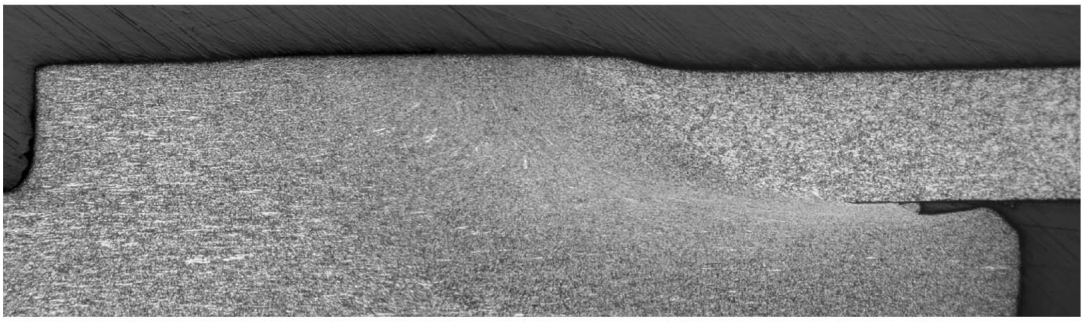


図４　PRW法による上部端栓溶接部の断面金相写真（9Cr-ODS鋼）

音波探傷検査及び気密検査等の非破壊検査，室温及び700℃における引張試験，内圧バースト試験及び金相試験を行い溶接部の健全性を確認した。図４に9Cr-ODS鋼被覆管と上部端栓溶接部の金相写真を示す。溶接部近傍は均一な組織を有しており，良好な溶接状態であることが確認できた。

表５にBOR-60照射試験用ODS鋼燃料ピンのPRW法による上部端栓溶接部の検査基準を示す。検査項目は，外観検査，気密検査，金相試験，寸法測定及び溶接部近傍で変形や破断が生じないことを確認するための内圧試験（室温及び650℃において内圧８MPaで１hr）である。また，参考データ扱いではあるが，超音波探傷検査を行った。これらの検査により，RIARからの要求基準を満足していることを確認した後，上部端栓付ODS鋼被覆管をRIARに輸送した。

4.3　燃料ピン製造

本照射試験に供した燃料は，解体核処分プルトニウムを使用し，RIARの酸化物電解法で共析したMOX顆粒燃料である。主な仕様は表６に示すとおりで，プルトニウム富化度は21.6%，O/M比は1.977である。しかし，この燃料では振動充填時にスミア密度が上がらず，基準値（$9.0^{+0.3}_{-0.2}$g/cm^3）を満足しないという問題が発生した。これについて，RIARから以下の見解が示された。

「通常，MOX顆粒燃料を製造する際には，塩素を除去するために水洗浄及び800℃での熱処理を施すが，今回のMOX顆粒燃料は塩素濃度が高く，基準値である0.007%以下を満足することができなかった。このため，更に1,300℃での再熱処理を施し，塩素を基準値以下まで除去した。しかし，塩素の残留気孔が顆粒自体の密度を低下させ，更に顆粒が硬化してしまったことがスミア密度が上がらなかった原因と考えられる。このため，MOX顆粒燃料の27wt%をUO_2顆粒燃料に置き換えることにより，スミア密度を基準値内に収めることができた。このUO_2顆粒燃料の仕様を表７に示す。最終的なプルトニウム富化度は15.8%となった。」

ODS鋼燃料ピンの製造は，RIARで定められた工程に従って進められた。上部端栓付ODS鋼被覆管に上部ブランケットペレット及び温度モニターを装填した状態で真空乾燥し，燃料ピン製造の開始直前にグローブボックス内に搬入した。これを上部端栓を下向きにして振動機にセットし，所定量のMOX＋UO_2顆粒燃料及びウランゲッター（約５wt%）を装填して周波数150～400Hz，加速度10～30Gで振動充填を行った。このときの時間は最大でも15minに制限した。その後，ポーラスプラグを装填して燃料スタックを固定し，下部ブランケットペレット及びプレナムスリーブを装填した。

4.4　TIGエンド・フェース法による下部端栓溶接

ODS鋼燃料ピンの下部端栓溶接法として，TIGエンド・フェース法を採用した。この溶接法は端栓の上面にアークを照射し，端栓を溶かして被覆管と溶接する方法であり，RIARにおいてBOR-60ドライバ燃料ピン製造に採用されている標準的な方法である。TIGエンド・フェース法による溶接方法を図５に示す。下部端栓には，ロシア製フェ

表５　PRW法による上部端栓溶接部の検査基準

検査項目	基準
外観検査	・溶接部に汚れがなく清浄であること。 ・溶接部にクラック・ピンホール等の欠陥がないこと。 ・著しい着色がないこと。 ・溶接部の幅は均一であること。
気密検査	・漏えい率は3×10^{-9}Pa･m^3/sec以下であること。
金相試験	・溶接部長さは被覆管肉厚の1.5倍以上であること。また，溶接線上にはいかなる欠陥もないこと。 ・クラック，0.02mm以上の介在物，0.10mm以上の気孔がないこと。
端栓取付角	・25分以下であること。
溶接部外径	・7.05mm以下であること。
超音波探傷検査（参考データ）	・0.04mm以上の内部欠陥（微細剥離）が検出されないこと。

表６　MOX顆粒燃料の主な仕様

プルトニウム富化度	21.59%
O/M比	1.977
ウラン同位体比	
^{234}U	0.80%
^{235}U	63.80%
^{236}U	2.48%
^{238}U	32.96%

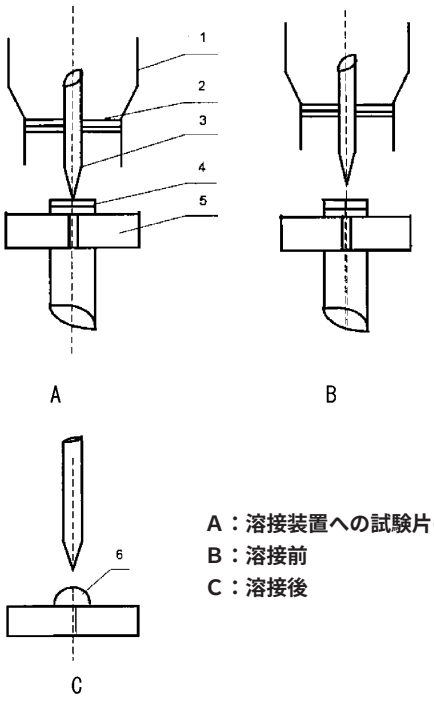
表７　UO_2顆粒燃料の主な仕様

O/U比	2.008
ウラン同位体比	
^{234}U	0.88%
^{235}U	72.11%
^{236}U	0.30%
^{238}U	26.71%

ライトーマルテンサイト鋼05Cr12Ni2Mo（0.05C-12Cr-1.2Ni-0.8Mo-0.3Mn-0.12Si）を採用した。

本番の下部端栓溶接を行う前に，溶接条件を確認するための溶接施工試験を行った。外観検査，気密検査及び金相試験により，溶接部に有害な着色及び汚れ等がなく清浄であること，割れの発生がないこと，0.1mm以上の気孔がないことを確認した。TIGエンド・フェース法による下部端栓溶接部の断面金相写真を図６に示す。更に，JNCからの要求に従い，RIARでは通常実施しない強度試験（室温，400℃における引張試験及び内圧バースト試験）を実施した。引張試験ではすべて溶接部から破断する結果となったが，溶接部の破断強度はODS鋼被覆管と同等の強度を有していることを確認した。また，内圧バースト試験の結果からも十分な溶接部強度が得られ，設計要求を満足する溶接部強度を確保できると判断した。

この溶接施工試験に基づいて，実際の燃料製造施設のグローブボックス内で，TIGエンド・フェース法によるODS鋼燃料ピンの下部端栓溶接を行った。その後，グローブボックスから取出し，７％硝酸溶液，蒸留水及びエチルアルコールを用いて燃料ピン表面の除染を行った。除染後には，溶接部の硬さを350Hv以下にするため，720℃にて20分（冷却速度40～50℃/min）の熱処理を施した。



A：溶接装置への試験片のセット
B：溶接前
C：溶接後

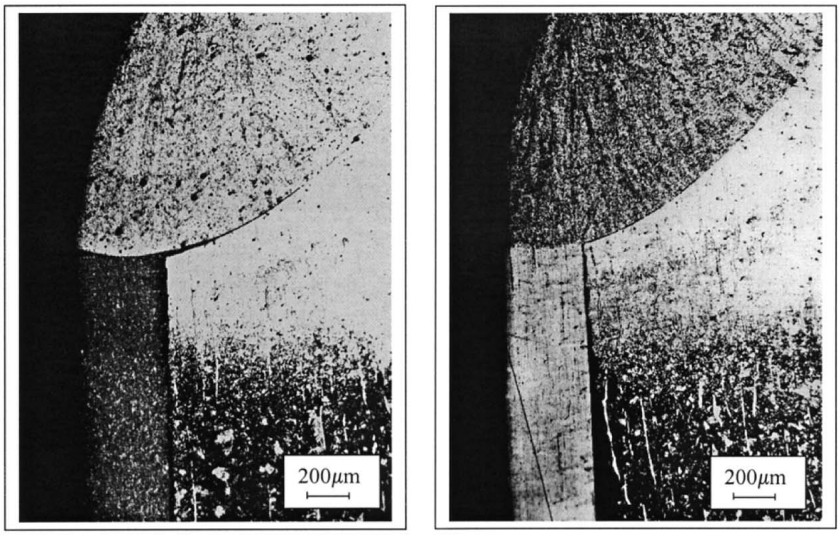
1：セラミックノズル，2：ゲージ，3：電極，
4：端栓がセットされた被覆管，5：コレットチャック，
6：溶接部

図５　TIGエンド・フェース法による溶接方法

4.5　スペーサワイヤの固定

試験集合体に装荷する燃料ピンに巻くスペーサワイヤの寸法・形状は，中心及び２列目の燃料ピンで外径1.05mmの真円であり，最外周に装荷される燃料ピンでは1.3mm×0.6mmの楕円である。スペーサワイヤには，ロシア製オーステナイト鋼ChS-68（0.06C-15.9Cr-14.5Ni-2.2Mo-1.6Mn-0.4Si-0.3Ti-0.15V-0.03Cu-0.013N）の冷間加工材を採用した。

スペーサワイヤの固定方法は以下のとおりであ



（a）9Cr-ODS鋼　　（b）12Cr-ODS鋼

図６　TIGエンド・フェース法による下部端栓溶接部の断面金相写真

る。まず，上部端栓にTIGスポット溶接でスペーサワイヤを溶接した。次に，10kgfの荷重を錘により加え，100mmピッチでスペーサワイヤを燃料ピンに巻きつけた。下端まで巻き付けた時点で銅製の治具で燃料ピンに密着させ，スペーサワイヤの端を下部端栓溶接部にTIGスポット溶接にて固定した。

なお，BOR-60ドライバ燃料ピンでは，スペーサワイヤはTIGスポット溶接で被覆管に直接固定されている。

4.6 製造検査

(1) 溶接部

製造したすべてのODS鋼燃料ピンについて，以下の項目に関する検査を行い，TIGエンド・フェース法による下部端栓溶接部の健全性を確認した。

①外観・寸法検査

・溶接部に有害な着色及び汚れ等がなく清浄であること
・割れやピンホール等の欠陥がないこと
・外径が7.1mmを超えないこと

②X線検査

・3方向（0°，120°，240°）について検査を行い，溶接部の定められた管理領域に0.1mm以上の気孔がないこと

③金相試験（同一工程で製造したODS鋼燃料ピンを用いて，抜き取りで実施）

・下部端栓溶接部に，割れ，気孔，アンダーカット及び介在物がないこと
・溶接部硬さが350Hv以下であること

(2) スミア密度及びプルトニウム分布

γスキャン装置を用いて，燃料のスミア密度及びプルトニウム分布を計測した。それぞれの基準値は，燃料カラム全長にわたり±5%以内，±10%以内であるが，燃料カラム両端（20mm）ではいずれも±15%まで許容される。

計測結果の一例を図7に示す。スミア密度分布は燃料カラム両端で低い値を示したが，基準値以内であることを確認した。プルトニウム分布についても，MOX顆粒の一部をUO_2顆粒に置き換えたことに起因すると思われるばらつきが認められたが，基準値以内であった。

(3) 気密検査

下部端栓溶接部の密封性を確認するため，室温及び500℃での気密検査を行った。この結果，すべてのODS鋼燃料ピンの漏えい率は$1.33\times10^{-9}m^3Pa/sec$未満であり，基準値を満足していることが確認できた。

製造したすべてのODS鋼燃料ピンの寸法及び重量測定等の詳細な結果を表8に，外観写真を図8に示す。

4.7 集合体組立

BC358E集合体（被覆管温度650℃）とBC359E集合体（被覆管温度700℃）における燃料ピン配置を図9に示す。これらの試験集合体にはロシア製オーステナイト鋼ChS-68被覆管燃料ピンも含まれている。これらは，あらかじめJNCより提案していた燃料ピン配置案を踏まえ，γスキャン結果に基づいてスミア密度やプルトニウム濃度の分布が均一な燃料ピンから選定してRIARで決定したものである。

いずれの試験集合体も，燃焼度5 at%で取出す燃料ピンは集合体内第2列に装荷した。また，燃

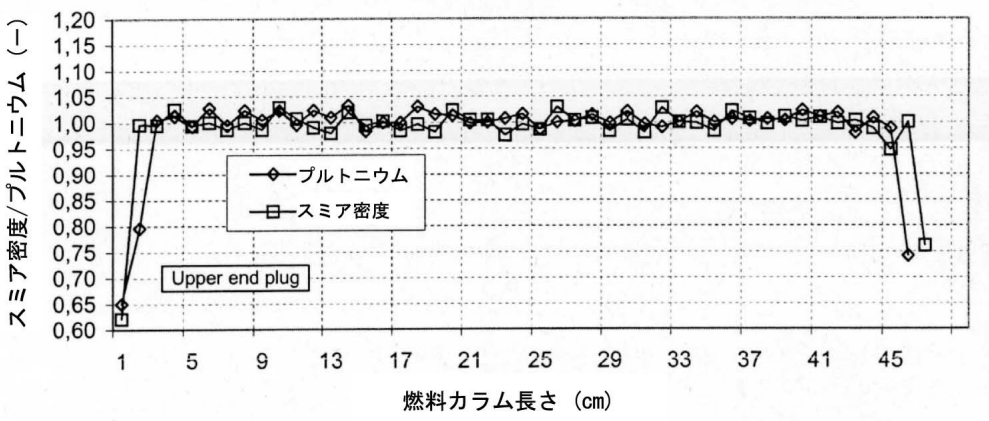


図7　製造したODS鋼燃料ピンのスミア密度及びプルトニウム分布の計測結果

表８　ODS鋼燃料ピンの製造結果

被覆管	燃焼度 (at%)	ピンNo.	ブランケット長さ(mm)		燃料重量 (g)			燃料カラム長さ (mm)	スミア密度 (g/cm³)	プレナム長さ(mm)		燃料ピン長さ (mm)	燃料ピン重量 (g)
			上部	下部	MOX+UO_2	ウランゲッター	合計			製造実績	設計値		
9Cr-ODS鋼	5	X-03	56	270	110.7	6.3	117	454	8.82	187	186	1050.1	292.0
		X-04	57	271	110.7	6.3	117	451	8.88	188		1050.0	294.0
		X-10	57	135	110.7	6.3	117	449	8.92	325	322	1050.5	262.0
		X-20	57	135	110.7	6.3	117	446	8.98	330		1050.6	262.0
	10	X-05	57	9.6	110.7	6.3	117	448	8.94	462	457	1049.8	225.0
		X-07	57	9.2	110.7	6.3	117	447	8.96	464		1050.1	228.0
		X-12	57	9.1	110.7	6.3	117	448	8.94	461		1049.5	226.0
		X-16	57	9.4	110.7	6.3	117	447	8.96	464		1049.4	226.0
	15	X-11	57	9.5	73.8	4.2	78	297	8.99	614	607	1050.0	192.0
		X-13	57	9.6	73.8	4.2	78	299	8.93	612		1050.0	192.0
		X-14	57	9.5	73.8	4.2	78	300	8.90	613		1050.0	192.0
		X-17	57	9.5	73.8	4.2	78	299	8.93	612		1049.1	192.0
		X-18	57	9.6	73.8	4.2	78	298	8.96	613		1049.8	192.0
		X-19	57	9.7	73.8	4.2	78	296	9.02	617		1049.9	192.0
12Cr-ODS鋼	5	X-35	57	376	110.7	6.3	117	447	8.96	88	81	1050.1	319.0
		X-38	57	376	110.7	6.3	117	448	8.94	87		1050.4	320.0
	5，10，15	X-21	57	135	110.7	6.3	117	451	8.88	323	322	1049.8	261.0
		X-22	57	135	110.7	6.3	117	449	8.92	328		1050.2	262.0
		X-23	57	135	110.7	6.3	117	449	8.92	325		1049.6	260.0
		X-26	57	135	110.7	6.3	117	449	8.92	322		1049.6	260.0
		X-27	57	135	110.7	6.3	117	447	8.96	328		1049.9	259.0
		X-28	57	135	110.7	6.3	117	447	8.96	329		1049.4	260.0
		X-29	57	135	110.7	6.3	117	448	8.94	325		1049.7	260.0
		X-32	57	135	110.7	6.3	117	447	8.96	329		1049.6	260.5
		X-33	57	135	110.7	6.3	117	447	8.96	324		1049.3	260.0
		X-37	57	135	110.7	6.3	117	444	9.02	331		1050.0	260.9

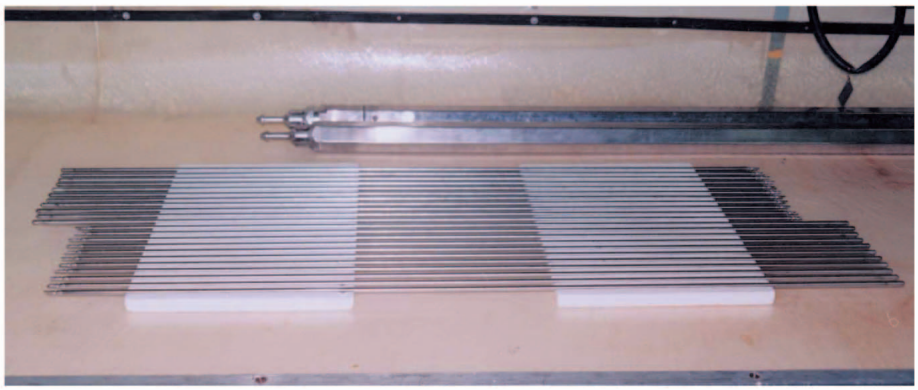
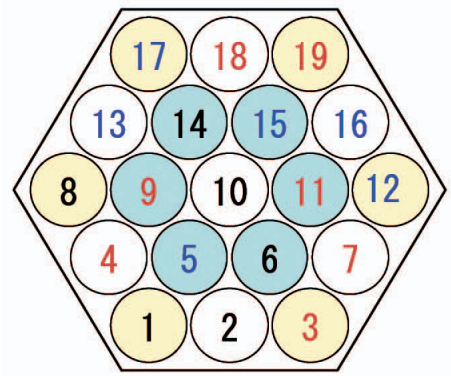


図８　製造したODS鋼燃料ピンの外観写真



	燃焼度 (at%)	燃料ピン番号		被覆管	燃料カラム長さ (mm)	プレナム長さ (mm)
		650℃ (BC358E)	700℃ (BC359E)			
1	10	A1-33	A1-36	ChS-68	450	322
2	15	A1-35	A1-38	ChS-68	450	322
3	10	X-05	X-07	9Cr-ODS	450	467
4	15	X-14	X-11	9Cr-ODS	300	607
5	5	X-21	X-22	12Cr-ODS	450	322
6	5	A0-32	A0-39	ChS-68	450	322
7	15	X-17	X-13	9Cr-ODS	300	607
8	10	A1-34	A1-37	ChS-68	450	322
9	5	X-03	X-04	9Cr-ODS	450	322
10	15	A0-27	A0-40	ChS-68	450	322
11	5	X-10	X-20	9Cr-ODS	450	322
12	10	X-29	X-23	12Cr-ODS	450	322
13	15	X-37	X-28	12Cr-ODS	450	322
14	5	A0-26	A0-38	ChS-68	450	322
15	5	X-38	X-35	12Cr-ODS	450	81
16	15	X-27	X-32	12Cr-ODS	450	322
17	10	X-33	X-26	12Cr-ODS	450	322
18	15	X-18	X-19	9Cr-ODS	300	607
19	10	X-12	X-16	9Cr-ODS	450	467

図９　燃料ピンの試験集合体内配置（BC358E，BC359E）

焼度10at％で取出す燃料ピンを集合体内最外周第３列のコーナーに，それ以外の位置に燃焼度15at％まで照射する燃料ピンを装荷することとした。

５．照射試験

5.1　照射試験の開始

BC358E及びBC359Eの２体の試験集合体は，図10に示す通りBOR-60炉心内第３列のB-43，A-43にそれぞれ装荷され，2003年６月26日から第１期照射試験が開始された。前述の燃料組成，冷却材流量及び炉心内装荷位置に基づき計算された２体の試験集合体の照射条件は以下の通りである。

BC358E：最高線出力　434W/cm
　　被覆管最高温度　650℃±20℃
BC359E：最高線出力　448W/cm
　　被覆管最高温度　700℃±23℃

なお，BOR-60には破損検知手段として，カバーガスγ線検出器と１次冷却材DN検出器が設置されている。また，破損位置検出として，45日間の炉停止期間中に炉内に装荷しているすべての集合体の破損有無の確認が行われる。

5.2　照射試験の現状

2.2項で述べたとおり，当初計画よりも半年早く目標燃焼度５at％を達成することが明らかとなった。このため，2004年５月23日の冬のサイクルの終了にあわせて，第１期照射試験を終えることとした。この時点でODS鋼燃料ピンの破損はなく，以下の照射条件を達成した。

BC358E：燃焼度　5.0at％
　　はじき出し損傷量　20.9dpa
BC359E：燃焼度　5.1at％
　　はじき出し損傷量　21.1dpa

なお，これら２体の試験集合体は，2004年６月16日にBOR-60炉心から取り出され，同12月からの照射後試験に向け，中間貯蔵施設で保管されている。

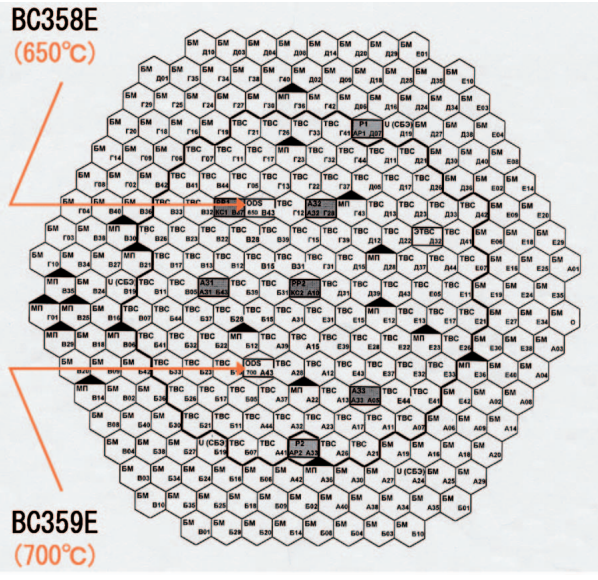


図10　試験集合体のBOR-60炉心装荷位置

６．おわりに

JNCとRIARとの共同研究の下で，BOR-60でのODS鋼燃料ピンの照射試験を開始した。JNCとRIARとの共同作業を通して得られたODS鋼燃料ピンの設計，製造及び検査の結果は以下のとおりである。

(1) 燃焼度15at％を達成するため適切なプレナム容積を有するODS鋼燃料ピン設計を行った。寿命末期に相当する高CDFの照射実績を早期に取得するため，燃焼度５at％で取出す燃料ピンの一部についてプレナム容積を縮小する仕様変更を行った。また，FSで検討している被覆管温度条件を満足するため，被覆管温度が650±20℃及び700±23℃となるよう試験集合体の設計を行った。

(2) 9Cr-ODS鋼及び12Cr-ODS鋼の２種類のODS鋼被覆管を製造し，PRW法により上部端栓接合を行った後，RIARに輸送した。RIARの燃料製造施設において，ODS鋼被覆管に振動充填法によりMOX＋UO_2顆粒燃料及びウランゲッターを充填し，TIGエンド・フェース法により下部端栓溶接を行った。製造したODS鋼燃料ピンの検査・品質保証は溶接部の健全性確認，スミア密度及びプルトニウムの軸方向分布，寸法測定並びに重量測定により実施された。これらの検査・品質保証により，BOR-60で照射するための要求基準を満足していることを確認した。

(3) BC358E及びBC359Eの２体の試験集合体はBOR-60炉心に装荷され，2003年６月26日から第１期の照射試験を開始した。現在，燃料ピンの破損はなく，燃焼度５at％，はじき出し損傷量21dpaを達成し，2004年12月からの照射後試験に向け，中間貯蔵施設で保管されている。その後，最終的には燃焼度15at％，はじき出し損傷量75dpaまで照射する計画である。

謝辞

日露FBRサイクル協力の下で実施している本照射試験の遂行に当たり，RIARの技術者の方々，大和前理事及び国際・核物質管理部　山村氏のご協力・ご支援を得ました。ここに感謝の意を表します。

また，日露間の平和利用担保を取決めた口上書の交換では，在露日本大使館　星野利彦一等書記官，文部科学省　田中正暁調査員（現JNC）に大変お世話になったことを記し，ここに感謝の意を表します。

参考文献

1）S. Ukai, S. Mizuta, et al. :“ Development of 9Cr-ODS Martensitic Steel Claddings for Fuel Pins by means of Ferrite to Austenite Phase Transformation ”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 39, No. 7, p.778 (2002).

2）S. Ukai, T. Okuda, et al. : “ Characterization of High Temperature Creep Properties in Recrystallized 12Cr-ODS Ferritic Steel Claddings ”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 39, No. 8, p.872 (2002).

3）S. Ukai and M. Fujiwara :“ Perspective of ODS alloys application in nuclear environments ”, J. Nucl. Mater., 307-311, p.749 (2002).

4）S. Ukai, T. Kaito, et al. : “ Production and Properties of Nano-scale 9Cr-ODS Martensitic Steel Claddings ” , ISIJ International, 43[12], p.2038 (2003).

5）J. H. Bottcher, S. Ukai, et al. :“ ODS Steel Clad MOX Fuel Pin Fabrication and Irradiation Performance in EBR-II ” , Nucl. Technol., 138[6], p.238 (2002).

6）鵜飼重治：“ ODSフェライト-マルテンサイト鋼被覆管の組織制御技術開発 ”，サイクル機構技報，No.7，p.83（2000）.

7）皆藤威二，鵜飼重治，他：“ 露BOR-60でのODSフェライト鋼燃料ピンの限界照射試験（1）”，JNC TY9400 2003-032 (2003).

8）A. A. Mayorshin, O. V. Skiba, et al. : “ Calculated Experimental Justification of Using Vibropack UO_2 and PuO_2 Fuel in PWR ”, Proceedings of Global '97, Yokohama, Japan (1997).

9）皆藤威二，大塚智史，他：“ BOR-60照射試験用ODS鋼被覆管の設計評価暫定式の策定 ”，JNC TN9400 2002-061（2002）.

10）関正之，石橋藤雄，他：“ BOR-60照射試験用上部端栓付ODS鋼被覆管の製造 ”，JNC TN8430 2003-003（2003）.

資料番号：25－3

技術報告

モニタリングポスト用電離箱検出器におけるノイズ発生と対策

細谷　梨沙　　佐藤　尚光*　清水　武彦　　小林　秀雄

大洗工学センター　安全管理部
*検査開発株式会社

Countermeasure against Electromagnetic Wave Noise at Ionization Chamber for Monitoring Posts

Risa HOSOTANI　Naomitsu SATO*　Takehiko SHIMIZU　Hideo KOBAYASHI

Health and Safety Division, O-arai Engineering Center
*Inspection Development Company Ltd.

空間γ線量率の監視を行うために，大洗工学センターの周辺監視区域境界にモニタリングポストを設置している。このモニタリングポストの電離箱検出器で不定期に原因不明の指示値の上昇が観測された。電離箱検出器の設置場所の状況から電磁波によるノイズの可能性が示唆されたため，現地での電界強度測定並びに電波暗室でイミュニティ試験等を行った。その結果，特定の周波数帯の非電離電磁波により電離箱検出器の指示値が上昇することが確認された。また，対策としてフェライトコア，シールドチューブの装着が有効であることがわかり，現地の電離箱検出器にフェライトコアを装着した結果，電離箱検出器の指示値の上昇を抑えることができた。

To observe the airborne gamma radiation dose rate, monitoring posts are set up at the border of a supervised area of JNC-OEC. Measurement values of some ionization chambers set at monitoring posts were increased by signals of unknown origin occuring at random times. To probe the cause, measurement of electric field intensity at the ionization chamber and immunity test at anechoic chamber were carried out. Result of examination made clear that measurement values are increased by a specific frequency band electromagnetic wave. There were also clear indications that ferrite cores and shield tube are effective in eliminating electromagnetic wave noise. When attaching ferrite cores to cables of ionization chambers, unknown increase of measurement values can be stopped.

キーワード

環境放射線，空間γ線量率，モニタリングポスト，電離箱検出器，ノイズ対策，電磁波，イミュニティ試験，EMC，フェライトコア，シールドチューブ

Environmental Radiation, Airborne Gamma Radiation Dose Rate, Monitoring Post, Ionization Chamber, Countermeasure of Noise, Electromagnetic Wave, Immunity Test, Electromagnetic Compatibility, Ferrite Core, Shield Tube

１．はじめに

高速実験炉「常陽」や核燃料物質使用施設を有する大洗工学センターでは，地域住民に対する施設の影響を監視するために周辺監視区域境界にモニタリングポストを設置し，空間γ線量率を連続的に測定している。

大洗工学センターは隣接する日本原子力研究所大洗研究所（原研）と周辺監視区域を共有しているため，サイクル機構所有の６基と原研所有の８基の観測データを相互に共有することにより図１

細谷　梨沙
安全対策課所属
大洗工学センター周辺の環境監視業務に従事

佐藤　尚光
安全対策課所属
大洗工学センター周辺の環境監視業務に従事

清水　武彦
安全対策課所属
環境監視チームリーダ
大洗工学センター周辺の環境監視業務に従事

小林　秀雄*
安全対策課長代理
環境監視業務を統括

*現在：日本原子力研究所　関西研究所

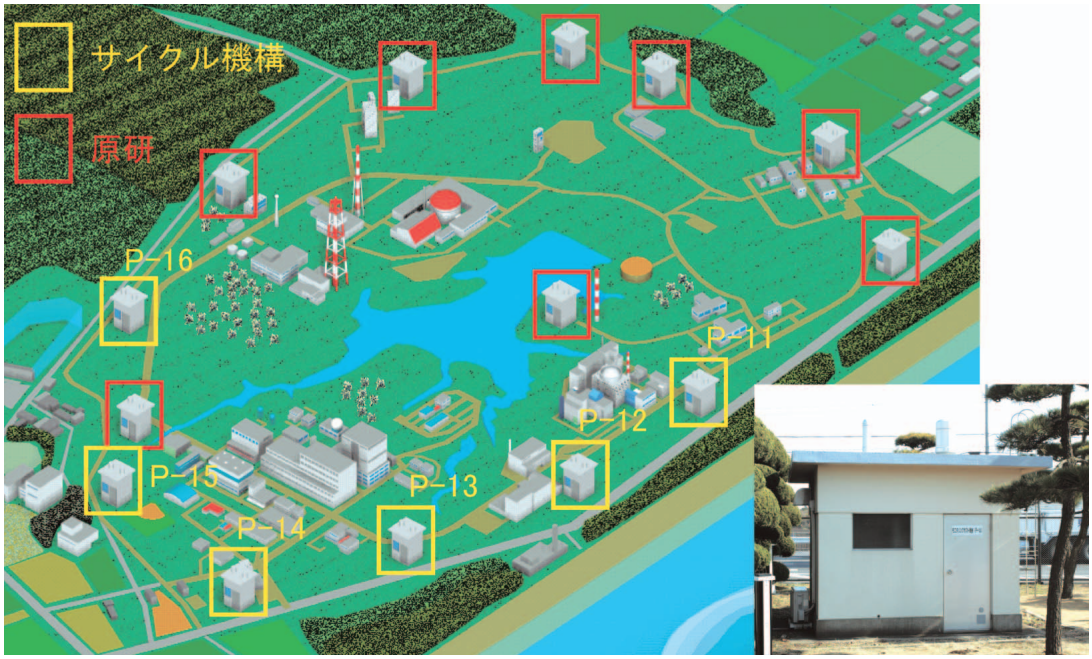


図１　大洗地区モニタリングポスト配置図と外観写真

のようにモニタリングポスト14基で空間γ線量率の監視を行っている。

今回，３基のモニタリングポストの電離箱検出器で原因不明の指示値上昇が観測されたため，原因を調査し対策を講じたので報告する。

２．電離箱検出器の指示値上昇

モニタリングポストでは，NaI（Tl）シンチレーション検出器と電離箱検出器の２種類の検出器で空間γ線量率の測定を行っている。それぞれの検出器の主な仕様を表１に示す。通常時の空間γ線量率レベルでは，感度の良いNaI(Tl）シンチレーション検出器で測定し，空間γ線量率が30μGy/h以上で電離箱検出器での測定値に自動的に切り替わるシステムになっている。線量率は１分ごとに測定・記録される。

現在のモニタリングポストの検出器はすべて2001年３月に更新されたものである。検出器を更新した頃から，モニタリングポスト12，13，14（以下P-12，P-13，P-14という）の電離箱検出器で空間γ線量率の上昇がそれぞれ１回／日程度観測されるようになった。一例として，６時間に計６回，空間γ線量率が上昇したときのトレンドグラフを図２に示す。空間γ線量率の上昇はこれまでに最大で136μGy/hを観測している。しかし，指示値の上昇は１分以内で，同時に測定を行っているNaI(Tl）シンチレーション検出器では線量率の上昇が見られなかった。このことから，実際に空間γ線量率が上昇している可能性は低いと考えられた。

表１　検出器の性能

(a) NaIシンチレーション検出器

検出器（温度保障型）	NaI(Tl)シンチレーション検出器(2″φ×2″)
測定範囲	50keV～3MeVのγ線
測定範囲	10nGy/h～30μGy/h
分解能	８%以下(^{137}Cs662keV)
検出器カバー	アルミニウム製，断熱防水構造
印加電圧	＋500～＋1,400V
温度条件	５～45℃
湿度条件	80%以下
質量	約1.5kg

(b) 電離箱検出器

検出器	球形加圧型電離箱
容積	約14L
内部ガス	Ar，N_2約８気圧
測定範囲	100nGy/h～100μGy/h
エネルギー範囲	80keV～3MeV
検出器カバー	アルミニウム製
印加電圧	＋1,800V
温度条件	０～45℃
湿度条件	80%以下
質量	約３kg

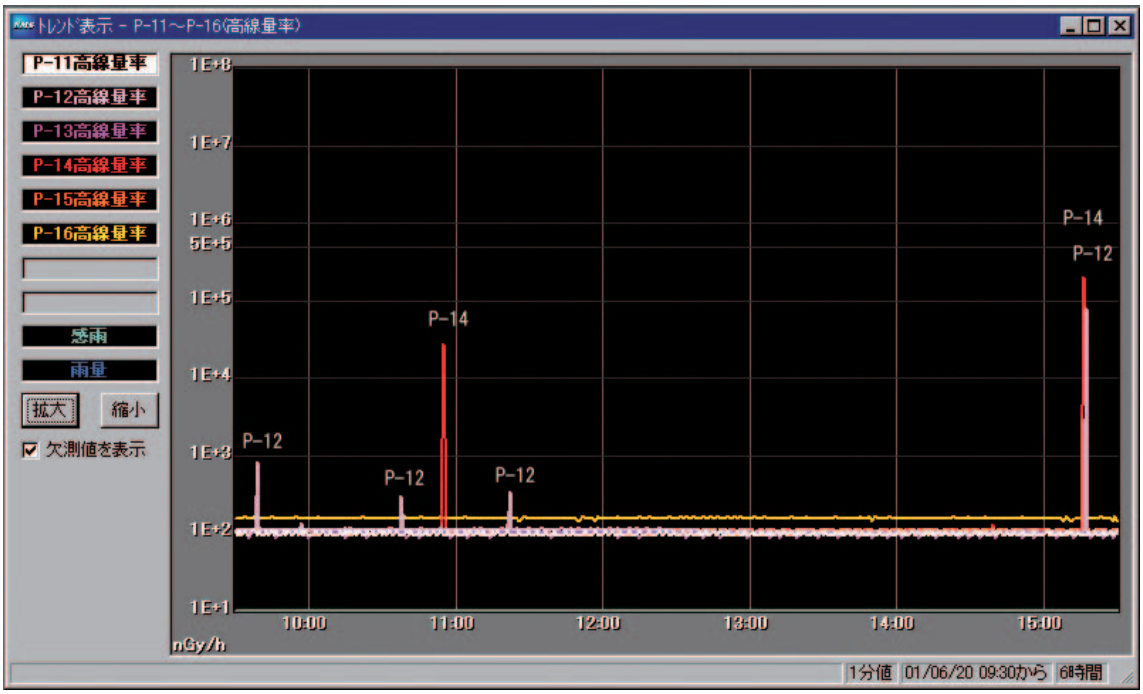


図２　　電離箱検出器の線量率トレンドグラフ

３．原因調査

3.1　検出器自体の不具合の有無

６基の電離箱検出器はすべて同じ型式であったが，指示値の上昇が観測されたのは３基であった。このため，電離箱検出器そのものに異常がないかを調査した。個々の電離箱検出器の性能検査では，異常は認められなかった。また，指示値上昇が発生するP-14と指示値の上昇が発生しないモニタリングポスト15(P-15）の電離箱検出器を交換して観測を行った。その結果，P-14では引き続き指示値の上昇が発生し，P-15では指示値の上昇は観測されなかった。これらから，検出器そのものには異常がないことを確認した。

3.2　電源のノイズ

電離箱検出器の指示値は上昇するがNaI(Tl)シンチレーション検出器では指示値の上昇が観測されない同様のケースが，落雷時に発生する。この現象は大洗工学センター以外のモニタリングポストでも一般的に観測されており，落雷により電源系統の電圧が変動することが一因である。落雷時と同様の現象が電源系統で発生していないか調査を行った。指示値上昇が発生するモニタリングポストの電源に電圧変動を記録する装置を取り付けて観測した。観測期間中に電離箱検出器の指示値の上昇が発生したが，その原因となりうる電圧変動は観測されなかった。また，指示値の上昇が発生したモニタリングポストはP-12，13とP-14で別々の電源系統から給電されており関連性がないことから，電源系統からのノイズが原因ではないと判断した。

3.3　モニタリングポストの設置場所と指示値上昇の発生状況

次に電離箱検出器の設置場所に着目した。指示値上昇が発生するP-12，13，14の３基は図３で示すとおり，国道51号沿いに約200mおきに設置されている。2001年３月の更新直後95日間の指示値上昇発生回数は249回で，発生状況はそれぞれのモニタリングポストで1.1，0.5，1.0回／日であった。このうち指示値の上昇が２基以上の電離箱検出器で同一時刻もしくは連続する２分間に観測されることがあり，その回数は130回で総発生数の52%であった。連続する２分間で観測される場合，指示値上昇の発生順が確認できるが，先に指示値が上昇するのはより南側の電離箱検出器であった。指示値の上昇の順序と間隔は，モニタリングポスト側の車線（国道51号線下り方向）を走行する車両がモニタリングポストを通過していく順序と通過に要する時間にほぼ一致する。国道51号は茨城県

図３　モニタリングポストと国道の位置関係

内では太平洋に沿って県南から県央に至る幹線道路で，車両特にトラックが日中１時間に150～200台程度通行するなど交通量が多いのが特徴である。これらの事項から，国道を通過する車両が何らかの影響を及ぼしている可能性があると考えられた。

3.4　業務用無線を使用した簡易試験

車両からの影響として無線電波によるノイズの可能性を考えた。そこで所有の業務用無線（周波数約160MHz，出力5W）を使用して以下の簡易的な試験を試みた。

(1) モニタリングポスト外部からの無線電波の照射

モニタリングポスト屋上で，電離箱検出器を保護する検出器カバーの継ぎ目に無線アンテナを近づけて，無線の電波を発生させた。

(2) モニタリングポスト内部からの電波の照射

モニタリングポスト内部から，電離箱検出器の底部，信号・電源ケーブル付近に無線アンテナを近づけて，無線電波を発生させた。さらに電離箱検出器のICモジュールの出力をオシロスコープで，V/F変換器の出力をカウンターに接続して指示値を観測した。

結果は，上記(1)，(2)の両方で電離箱検出器の指示値が上昇した。NaI(Tl) シンチレーション検出器でも同様の試験を実施したが，指示値は変化しなかった。(2)のオシロスコープによる観測では，使用した無線電波の周波数と同じ周波数の信号が観測された。また，カウンターによる観測では，無線の通話ボタンを入れたままの状態の時よりも，入り切りのタイミング（スイッチング時）でカウントが増加し，より電波の影響を受けている様子が観測された。

４．電波試験

4.1　ノイズの種類について[1)]

車両等からの無線電波によるノイズで電離箱検出器の指示値が上昇している可能性が大であるとして，より詳しく調査を行うことにした。まず，モニタリングポストが実際にどのような周波数・電界強度の電磁波に曝されているのか，現地の電波状況調査を行った。また，一般的にノイズの原因として，電源系統からのノイズ，測定器そのものがノイズ源となっている場合及び外部からの電波に影響を受ける場合が考えられる。そこで電波暗室で，測定系の電源雑音測定，測定器そのものから放射される妨害電磁界強度測定及びイミュニティ試験を行った。

4.2　現地の無線電波状況調査

P-14の電離箱検出器近傍に受信用アンテナを設置し電界強度測定を行った。受信アンテナで垂直波を受信し，周波数スペクトルアナライザーにて受信電波の周波数と測定期間中の最大電界強度を観測し解析を行った。観測対象周波数帯は30MHz～1GHzで，観測期間は３日，延べ22時間で，30分～１時間ごとに記録した（写真１参照）。

写真１　電波状況調査(左:受信アンテナの設置,右:周波数スペクトロメータ)

4.3　電波暗室での試験

電波暗室では外部からの電磁波の影響を阻止できるため，暗室内で電磁波を発生させその周波数での影響を直接測定することができる。今回，東芝EMCセンターの電波暗室にて以下の試験を実施した。

(1) 測定系の電源雑音測定

電源系統の健全性を確認するために，測定環境での電源電圧の波形をオシロスコープで観測した。

(2) 妨害電磁界強度測定

電離箱検出器と計測機器から空中に輻射される電波を観測した。電離箱構成機器を通電状態で電波暗室に設置し，10m離れた測定用アンテナで30MHz～1 GHzまでの電波強度を測定した[2)]。

(3) イミュニティ試験

イミュニティ試験とは電子機器が電磁波に影響を受けずに正常に動作するかを試験するものである。本試験は，送信アンテナから３ｍの距離に検出器を設置し，電磁波を電界強度3V/m，周波数を80MHz～1GHzに変化させながら照射し，線量率の指示値が上昇するかどうかを調べた[3)]。試験条件はIEC（国際電気標準会議）61000-4-3の住商業環境試験レベルに準じた。試験では実際にモニタリングポストで使用している装置と同型式の検出器及び計測機器を使用し，電磁波を検出器，信号・電源ケーブルに照射した。試験用計測機器としてV/F変換器の出力をオシロスコープと周波数スペクトルアナライザーに，デジタルレートメータ（DRM）の出力を電圧計に接続した。DRM出力電圧の上昇が線量率の指示値の上昇を意味する。試験用計測機器の電源・信号ラインに電波が影響を及ぼさないようにシールドチューブで覆った。構成図を図４に示す。検出器の位置は高圧電源側を正面と仮に定め，正面と90°回転させた位置（横とする）で実施した。照射電磁波の垂直波と水平波，検出器の位置（正面･横）の組合せで，４パターンの条件で照射した。

同時にノイズ対策も検討した。対策１としてフェライトコアを信号ケーブルと電源ケーブルの各２箇所計４箇所に装着した。対策２として対策１のフェライトコアに加えて信号ケーブルと電源ケーブルをシールドチューブで包んで保護した。検出器カバー内のケーブルにはシールドテープを巻きつけた。フェライトコアは高周波成分を損失させるノイズフィルタで，シールドチューブとシールドテープは金属メッシュでケーブルを包み電磁波から保護するもので，いずれも一般的なノイズ対策用品である。

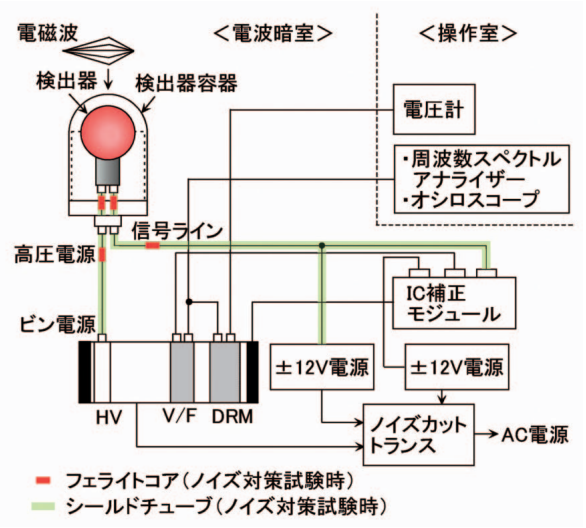


図４　イミュニティ試験構成図

５．結果

5.1　現地電波状況調査

観測期間中，電離箱検出器の指示値が上昇したのは１回で，通常値の約300倍の値を記録した。その期間を含む１時間の電磁波周波数スペクトルを図５に示す。いくつかの電磁波周波数帯でイミュニティ試験で照射した電磁波と同程度の数V/mの電界強度が観測された。50～200MHzにかけて比較的強度の強い電磁波が数箇所観測されている。200MHz以上では146MHzの整数倍の周波数で主に観測されており，146MHzの高調波であると考えられる。144～146MHzはアマチュア無線バンドであり，電波法では高調波は基本周波数よりも十分に低い強度でなければならないが，今回観測された高調波は基本周波数よりも強度の強い電磁波が観測されていることから調整が十分に行われていない無線機が使用されている可能性がある。このような電磁波は１時間に５回程度観測された。どの周波数帯の電磁波が指示値上昇の原因であるか調査を試みたが，記録されている周波数及びその強度が１時間の最大値でしかなく，また指示値が上昇していない時間帯の周波数スペクトルも同様の傾向を示しているために，特定できなかった。

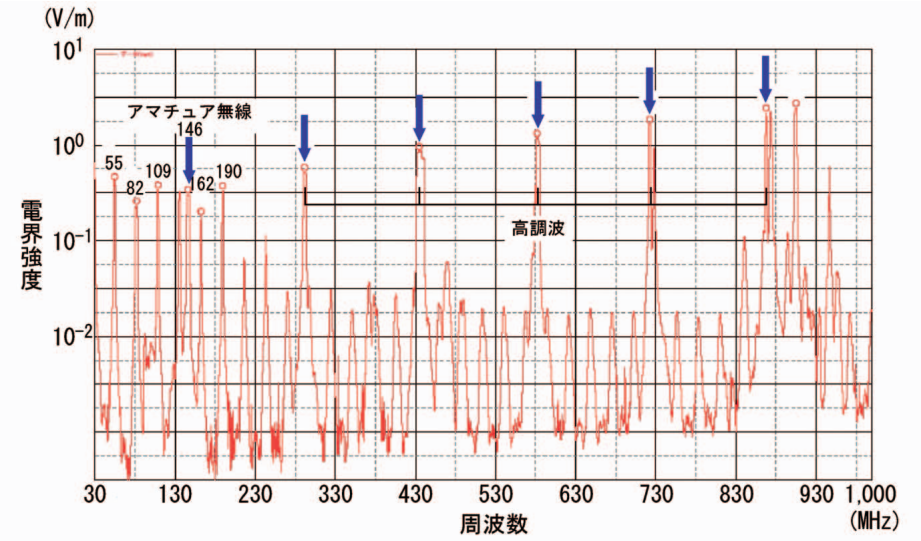


図５　電波状況調査の結果（周波数と電界強度）

5.2　電波暗室での試験結果

(1) 測定系の電源雑音測定結果

オシロスコープで電源雑音を観測したが，特に電離箱検出器の指示値上昇の原因は確認されなかった。

(2) 妨害電磁界強度測定結果

妨害電波の強度はいずれもVCCI(情報処理装置等電波障害自主規制協議会）の測定距離10mでのクラスA情報処理装置の妨害電波強度の許容値を下回っており，電離箱検出器の指示値上昇の原因として特定できなかった。

(3) イミュニティ試験結果

DRM出力電圧の観測結果の一例を図６に示す。図６は検出器の方向が正面，垂直波の場合であるが，80～100MHz，120～160MHz付近で電圧が上昇することが分かる。このように特定の周波数の電磁波により電離箱検出器の指示値が上昇することが確認できた。また，この時のV/F変換器出力のオシロスコープでの観測では指示値上昇を示す矩形波が多数観測され，周波数スペクトルも照射周波数にピークが現れた。

その他のDRM出力電圧の観測結果を図７にまとめて示す。対策なしの場合，200MHz以下の周波数で広範囲にわたって電圧が上昇していることが分かる。特に検出器方向が横で垂直波の場合，80～170MHzのほとんどの周波数で影響を受けており，この条件が最も電磁波の影響を受けやすいものと考えられる。次にフェライトコアを装着した場合，何も対策を行っていない時に比べてより多くの周波数帯で指示値の上昇が発生した。しかし，対策なしの場合に影響が顕著に見られた200MHz以下の周波数帯，特に80MHz付近での指

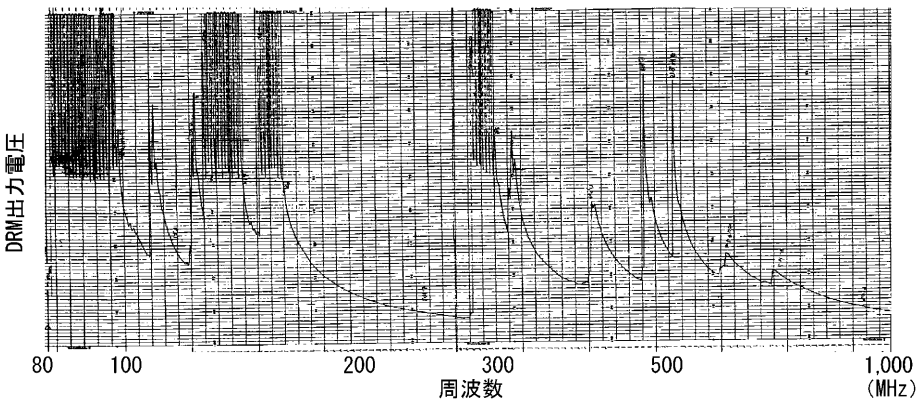


図６　イミュニティ試験結果（DRM出力電圧）

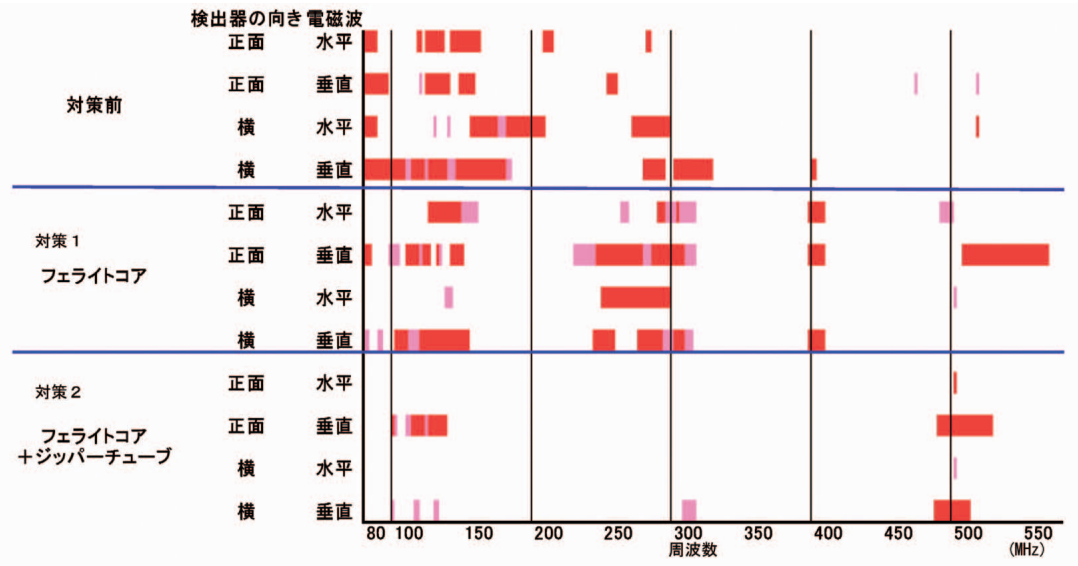


図７　ノイズ対策の効果（イミュニティ試験結果）

示値上昇は少なくなっている。最後にフェライトコアに加えシールドチューブを装着した場合，垂直波の一部の周波数帯を除いて，ほぼすべての条件で指示値の上昇が見られなくなった。

６．ノイズ対策

これまでの試験結果を踏まえて，モニタリングポストの電離箱検出器にノイズ対策を施した。まず，イミュニティ試験時と同様に信号・電源ケーブルにフェライトコアを装着した（写真２参照）。このとき，業務用無線機で電波を発生させ，対策の効果を確かめながら取り付けたが，その際，フェライトコアを検出器カバー内でプリアンプの直前の電源ケーブルに取り付けた場合が，最も効果的であった。フェライトコアを装着した結果，指示値の上昇はほとんど観測されなくなった。

また，イミュニティ試験時は実施しなかったシールドチューブのみ装着した場合について現地の電離箱検出器で試みたが，通常の測定環境で指示値上昇が発生した。

現在１箇所のモニタリングポストの電離箱検出器にフェライトコアとシールドチューブを組合せて装着し，発生状況を観測中である。

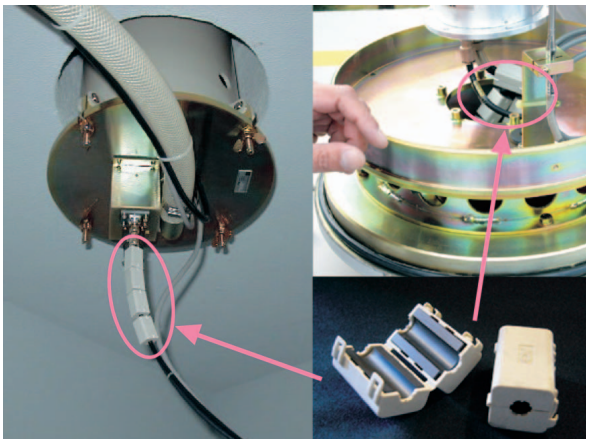


写真２　フェライトコアの装着（左：モニタリングポスト局舎内の信号･電源ケーブル，右上：検出器容器内，右下：フェライトコア）

７．考察

電離箱検出器の指示値上昇が発生するようになってから，アースや振動などさまざまな観点から原因を調査してきた。その結果，発生状況とそのタイミング及び発生場所から，国道を走行する車両からの移動無線が何らかの影響を及ぼしていることが推測できた。そして，現地での電波状況調査，電波暗室での試験から，無線電波が電離箱検出器の指示値上昇に関係することが確認できた。

ノイズのメカニズムの解明は非常に困難であるが，試験結果から以下のような仮説を立てている。信号・電源ケーブルへのフェライトコアとシールドチューブの組合せでの装着と，プリアンプ直前のフェライトコアの装着が効果的であったことから，信号･電源ケーブルがアンテナの役割をして，プリアンプにノイズが共鳴して信号系統にノイズが生じる。また現地でシールドチューブのみを装

着した場合で，指示値上昇が発生したことから，電磁波の進入はケーブルのみでなく，コネクタ部分も有力であり，特に垂直波の影響が大きいものと考えられる。

ただし，電波暗室で行った試験では，ケーブル長などすべての条件が実際のモニタリングポストの電離箱検出器の条件を再現できるわけではないので，特定周波数での耐性などは目安程度である。また，イミュニティ試験では，フェライトコア及びシールドチューブによる対策後の方が，ノイズ発生が顕著な周波数帯もあった。原因としては，フェライトコアではすべての周波数の影響を除去できないこと，フェライトコアまたはシールドチューブを装着することにより，共鳴する周波数が変化することが考えられる。したがって実際の対策では，現地の電離箱検出器へのフェライトコアの取り付けの際に業務用無線機を使用して，指示値上昇の発生頻度の変化を観測しながら行い，その後の通常の測定環境における指示値上昇がほぼなくなったことを確認している。

また，今回指示値上昇が発生した電離箱検出器は非常に厳しい電波環境に設置されているために頻繁に指示値の上昇が発生したものと考えられ，他社製品の電磁波耐性に関しては同一環境で比較しなければ判断できない。原研のモニタリングポストも国道沿いに設置されているが，今回指示値の上昇が発生したモニタリングポストと比べて国道から離れた位置に設置されている。電界強度は距離に反比例するため，発生状況については比較できない。サイクル機構所有で同様に国道沿いに設置されたモニタリングポスト11（P-11）で指示値上昇が発生しない理由は不明である。ただし，3.4の簡易試験で業務用無線を近づけた場合に指示値が上昇したこと，P-12～P-14と同じ型式の電離箱検出器を使用していることなどから，通過する車両の移動速度等の要因により電波環境に違いがあるのではないかと推定する。今回の試験ではP-11での電界強度測定を行っていないため，これらの違いについては考察できなかった。

８．おわりに

今回行った検査方法及び対策は，モニタリングポストの電離箱検出器に加え同様の事象が発生する可能性のある施設放射線管理用モニタなどについても利用が可能である。無線電波の使用は屋内外ともに増加する方向にあるといえ，測定器等を購入する場合は電磁波によるノイズ対策の観点も取り入れ，ノイズ耐性を高めるような対策を考慮した設計が必要であると考える。

参考文献

１）坂巻佳壽美：“見てわかるノイズの試験法と対策”，(1996).
２）情報処理装置等電波障害自主規制協議会（VCCI），自主規制措置運用規定（2004).
３）IEC：INTERNATIONAL STANDARD, Electromagnetic compatibility(EMC) part 4-3,(2002).

資料番号：25－4

技術報告

高速炉燃料再処理における新脱被覆システムの開発

鷲谷　忠博　　小泉　健治　　菅井　考一*　菅沼　　隆　　青瀬　晋一

東海事業所　環境保全・研究開発センター　先進リサイクル研究開発部
*常陽産業(株)

Development of New Decladding System in the Reprocessing Process for FBR Fuel

Tadahiro WASHIYA　Kenji KOIZUMI　Kouichi SUGAI*　Takashi SUGANUMA　Shinichi AOSE

Advanced Fuel Recycle Technology Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works
*Joyo Industry Co.Ltd

実用化戦略調査研究（FS）の一環として，酸化物電解法による乾式再処理の前処理工程用脱被覆システムを開発中である。乾式再処理では酸化物燃料を溶融塩中へ溶解し易くするため，使用済燃料を粉体化して取り出す脱被覆システムが必須であるが，既存の技術では高速炉燃料の特性，処理能力等の観点から実用化が困難であり，新しい脱被覆システムが必要であった。本脱被覆システムは，燃料ピンの破砕工程，ハルと燃料の分離工程及びハルに付着した燃料の洗浄工程から構成される。破砕工程において解体後の燃料ピンが機械式破砕機により粉砕され，続く分離工程で磁気分離機によりハルと燃料成分に分離されて燃料成分のみが次の溶融塩電解槽へ移送される。ここで分離されたハルは，ハル洗浄工程において高周波誘導加熱により溶融され，金属成分のハルと酸化物の燃料成分に分離される。ここで分離回収された燃料成分は，再度，主工程に戻されるシステムとなっている。

As a part of the feasibility study (FS) on commercialization fast reactor cycle systems, JNC has been developing the fuel decladding technology for the dry reprocessing process (oxide electrowinning process). In this process, the spent fuel be reduced to powder for quick dissolution in the molten salt at electrolyzer. Therefore, JNC proposes a new decladding system with innovative mechanical decladding devices. The decladding system consists of fuel crushing stage, hull separation stage and hull rinsing stage. In the fuel crushing stage, disassembled spent fuel pins are crushed and powdered by mechanical decladding device, then the following stage, the hull and the fuel powder are separated by magnetic separator. Only the fuel powder is fed to the electrolyzer. On the other side, the separated hull is melted by induction heating method, and the small amount of oxide included in the hull fragments is recovered at the hull rinsing stage. The recovered oxide fuel is then fed back to the electrolyzer.

キーワード

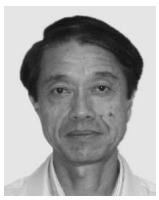
機械式脱被覆，機械式破砕機，粉体化，二軸せん断，ドラム型磁気分離機，磁気分離，ハル溶融分離機，高周波誘導加熱，溶融分離

Mechanical Decladding, Mechanical Shearing/Crushing Device, Fuel Crushing Twin-Shaft Shearing, Drum Type Magnetic Separator Device, Magnetic Separation , Hull Melting Separation Device , Induction Melting , Hull Melting Separation

鷲谷　忠博
機器開発グループ所属
総括チームリーダ
高速炉燃料再処理の機器開発に従事

小泉　健治
機器開発グループ所属
チームリーダ
高速炉燃料再処理の機器開発に従事

菅井　考一
機器開発グループ所属
高速炉燃料再処理の機器開発に従事



菅沼　　隆
機器開発グループ所属
サブグループリーダ
高速炉燃料再処理の機器開発に従事

青瀬　晋一
機器開発グループリーダ
高速炉燃料再処理の機器開発に従事

１．はじめに

1999年より実施しているFBRサイクル実用化戦略調査研究（FS）では，安全性，経済性，資源有効利用性，環境負荷低減性及び核拡散抵抗性の観点から，実用可能なFBR燃料サイクルの概念を検討しており，再処理の候補技術として乾式再処理技術及び湿式再処理技術の比較評価を実施している[1)]。

乾式再処理技術のうち，酸化物燃料の乾式再処理（酸化物電解法）では溶融塩中に溶解させた使用済燃料中から電気化学法により酸化ウラン及び酸化プルトニウムを還元析出させて回収する。この際，処理速度の観点から使用済燃料を溶融塩中へ容易に溶解させるためには，投入する使用済燃料はあらかじめ粉体化処理しておく必要がある。また，運転コスト削減の観点から効率的に酸化ウラン及び酸化プルトニウムを還元析出させるためには，使用済燃料中の金属製構造材はできるだけ溶融塩中に混入させないことも必要である。このため，溶融塩電解工程の前処理工程となる脱被覆工程では，使用済燃料ピンの金属被覆管を除去すると共に燃料ペレットを粉体化して回収する機能が要求される。

これらの要求を満足する前処理技術について調査･検討を行った結果，以下が課題と考えられる。

(1) 軽水炉使用済燃料の再処理工程で採用されているせん断による脱被覆法では，せん断時に燃料ペレットの一部が粉砕されるものの，粉砕率を向上させるためにせん断長を短くした場合，被覆管がつぶれ易くなるためにせん断された被覆管内への燃料の残留が懸念される。

(2) ボロキシデーション（使用済燃料を加熱処理することで，酸化ウランや酸化プルトニウムの結晶構造を変化させて粉体化する技術）のような熱脱被覆法では，高プルトニウム富化度となるFBR燃料では粉体化しない可能性がある。

(3) ローラにより被覆管外側部から荷重を加えて内部の燃料ペレットを粉砕するロール矯正法では，脆化した被覆管が破損するおそれやスペーサワイヤーの除去等のハンドリング性が課題と考えられる。

このように既存の前処理技術では要求機能を満足しないことが判明した。このため，2000年度より簡素な構成で効率の良い脱被覆技術を指向し，一般産業界において産業廃棄物処理技術として実用化されている脱被覆技術の調査，検討を開始した。2001年度からは調査結果をもとに，単純な装置構造で，かつ簡素な処理作業である機械式脱被覆システム（機械式破砕／磁気分離／ハル洗浄）に関する小型の要素試験装置を製作し，模擬燃料ピンを用いた基礎試験を実施した。2003年度には破砕工程及び分離工程の要素試験装置を組み合わせた機械式脱被覆システム試験装置を第二応用試験棟の３階に設置した。現在，本装置を用いたシステム試験を準備中である。

本報では，機械式新脱被覆システムのこれ迄の開発経緯及び基礎試験の概要について報告する。

２．機械式新脱被覆システムの構成

機械式新脱被覆技術を用いた酸化物燃料の乾式再処理用前処理システムの概念を図１に示す。本前処理システムは，燃料ピンの破砕工程，金属（以下，「ハル」と略す。）と燃料の分離工程及びハルに付着した燃料の洗浄工程の３工程から構成される。破砕工程で解体後の燃料ピンは「機械式破砕機」により粉砕され，続くハル分離工程で「磁気選別機」によりハルと燃料粉に分離され，燃料成分のみが次の溶融塩電解槽へ移送される。ここで分離されたハルは，ハル洗浄工程において高周波誘導加熱により溶融され，金属のハルと酸化物の燃料に分離される。ここで回収された燃料は，再度，破砕工程に戻されるシステムとなっている。

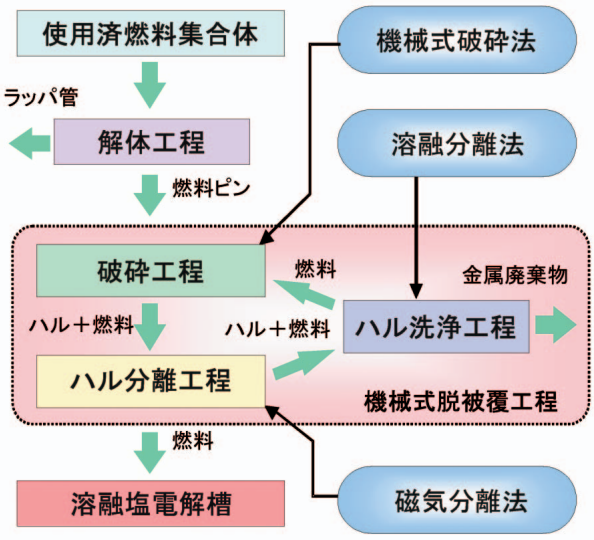


図１　新脱被覆技術を用いた乾式再処理用前処理システムの概念

３．各工程における機器の概要

3.1　機械式破砕法による破砕工程

(1) 機械式破砕法の選定経緯

破砕工程に対する要求機能は燃料ピン被覆管内の燃料の取り出しであり，代表的な方法として熱処理法，ロール矯正法，機械式破砕法が考えられる。

熱処理法は加熱による酸化ウランの結晶構造の変化を利用した方法である。面心立方晶の酸化ウランの結晶構造は，加熱処理により斜方晶に変化することで結晶格子の歪みが生じて破砕される。これまでに，プルトニウム富化度の低い軽水炉燃料等を用いた微粉砕化の実績はあるものの[2),3)]，30%程度とプルトニウム富化度が高い高速炉燃料では同じ面心立方晶もしくは正方晶までしか酸化されないため，結晶格子の歪みが小さく破砕まで至らない可能性がある[4)]。

ロール矯正法はローラを用いて燃料ピン被覆管の外側部から荷重を加え，内部の燃料ペレットを粉砕する方法[5)]であるが，ピン外側部から荷重を加える際に脆化した被覆管が割れてしまうおそれがある。また，燃料ピン１本単位で処理を行う必要があるため，スペーサワイヤーの除去に係る負担や６mm程度の小口径高速炉燃料ピンを考慮すると技術的に解決すべき課題は大きい。

一方，カッターミル，多軸せん断等の機械式破砕法は既に一般産業界の廃棄物処理分野における実績があると共に，簡素な装置構成で，複雑な処理作業も必要としないことから，燃料ピンの粉砕に適用可能と予想される。

以上より，高プルトニウム富化度燃料への適用性，燃料ピン取り扱い方法の実現性，装置構造及びシステムの簡素性等の観点から，脱被覆方式の候補として機械式破砕法を選定した。

(2) 機械式破砕法における適用技術の選定

一般産業界で用いられている機械式破砕の主な方式を図２に示す。

カッターミル方式は鋭利な刃物で破砕する方法であり，硬度の高いハルには不向きである。

ハンマーミル方式は回転するハンマーの衝撃により破砕する方法であり処理容量も大きく耐久性もあるが，金属パイプのような延性を有する対象物に対しては，内部の物質を封入した状態で押しつぶしてしまう可能性がある。

ボールミル方式は円筒内に収めた硬いミルボールを回転させミルボール間で対象物を破砕する方式であり，ハンマーミル方式と同様に延性を有する対象物には不適である。

シュレッダーに代表される多軸せん断方式は，処理容量は小さいもののハルの破砕処理も可能である。

	基本性能	機器構成	耐久性	
方式	（被覆除去）	（事前処理）	（刃物寿命）	
カッターミル	高	要 （端栓除去）	低 （カッター）	
多軸せん断	高	不要	高 （剪断刃）	選定
ハンマーミル	低			
ボールミル	低			
	高：高回収率	不要：構成簡素	高：長寿命	

図２　機械式破砕技術の比較

これらの中から最適な方式を選定する。まずは，脱被覆装置として最も重要な基本性能である被覆管の除去性能，言い換えれば燃料の回収性能を考慮した場合，ハンマーミル方式及びボールミル方式は，延性を有する被覆管に対して内部の燃料を封入した状態で押しつぶしてしまう可能性があり被覆管の除去性能及び燃料の回収性能は低いため，選定候補から除外される。次に，メンテナンス性及び経済性として機器の耐久性を考慮した場合，カッターミル方式では鋭利な刃物を用いることから，被覆管の硬度を考えると刃物の寿命は低いと考えられる。

以上より，多軸せん断方式（二軸せん断破砕方式）が脱被覆技術として最も好ましい技術であると考えられる。本選定結果に基づき，これまでに要素試験装置を製作し，基本特性を把握する試験を実施してきている[6),7)]。

3.2　磁気分離法によるハル分離工程

(1) 磁気分離法の選定経緯

破砕工程において燃料ピンは二軸せん断破砕装置により粉砕処理され，燃料とハル等の金属破砕片が混在した状態で排出される。したがって，溶融塩電解槽へ粉体燃料のみを供給するためには，電流効率の低下等の要因となるハルの除去が不可欠である。

金属破砕片の代表的な分離方式として比重分離，渦電流分離，静電分離，摩擦分離が考えられ

るが，いずれも粉砕化燃料とハルの混合物の分離には有効ではない。

そこで，機械式破砕時に生じる機械的応力によってオーステナイト系ステンレス鋼である被覆管等の金属部分がマルテンサイト変態して強磁性化する事象を利用し，磁力によってハルと燃料（常磁性）を分離する磁気分離法を選定した。

(2) 磁気分離法における適用技術の選定

燃料／ハルの分離における磁気分離技術の適用性を確認するため，一般産業界での実績があり，かつ連続処理可能な静磁界型磁力選別機を用いた予備試験を実施した。

静磁界型磁力選別機の主な種類及び原理を図３に示す。

ドラム型は回転ドラム内の半周部分に固定の磁石を設けた構造であり，ドラム頂部に供給した破砕片のうち，磁性体はドラム表面に沿って落下する間に磁場の影響を受けて磁性体側の排出口から排出される。一方，非磁性体は磁場の影響を受けないために回転ドラム前方のセパレータで分離され，非磁性体排出口から排出される。

ベルト型はベルトコンベヤのプーリ内に磁石を組み込んだ構造であり，破砕片の落下位置にセパレータを設置することによって自由落下する非磁性体とプーリに追従する磁性体を分離する。

対極型は空隙を介して磁石を対極に配置した構造であり，磁気ロータの極が空隙を介して回転することにより一種の磁気回路を形成するため，空隙の局部に磁束が集中して強力な磁場が発生する。この空隙に破砕片を投入すると強磁性体は磁石に吸着し，比較的弱磁性のものは磁界に引き寄せられた形で落下し，非磁性体のものはそのまま自由落下することから，セパレータを適切な位置に設置することで磁性の程度に応じた分離が可能となる。

予備試験の結果，対極型では磁束密度が高いものの磁極間隔が狭く，かつ，比較的磁性の高い小粒径の破砕片では磁極に付着した破砕片の回収が困難であることから不適と判断した。ベルト型については放射線環境下におけるベルト素材の耐久性に難点があることから不適と判断した。以上を踏まえ，装置構造が簡素で，かつ，十分な分離性能を有する結果が得られたドラム型を選定した。本選定結果に基づき，これまでに要素試験装置を製作し，基本特性を把握する試験を実施している[8),9)]。

3.3 溶融分離法によるハル洗浄工程

(1) 溶融分離法の選定経緯

二軸せん断破砕では被覆管内に燃料を封じ込めた形態のハルが発生する。このハルは磁気分離により金属廃棄物側へ回収されるが，わずかながらも使用済燃料を含んでいるため，環境保護及び有効資源再利用の観点から金属廃棄物としての廃棄は得策ではない。そのため，ハル内部に封じ込められた燃料を回収する技術開発が必要となる。

ハルと酸化物を同時に高温溶融した場合，比重

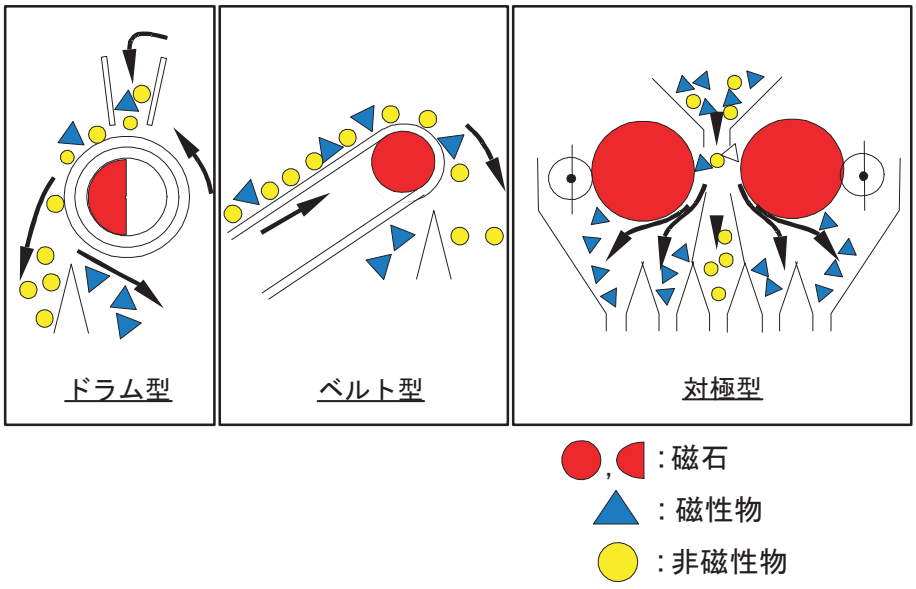


図３　連続式静磁界型磁力選別機の原理

差によりハルと酸化物が分離し，冷却固化した後もハルと酸化物は比較的容易に分離可能であることが知られている[10),11)]。本特性を利用したものが一般工業界における金属精錬技術であり，純粋な金属を抽出するプロセスとして確立されていることから，本技術の目的を逆に利用することで，酸化物の抽出（ハルからの燃料回収）に適用できる可能性があると考えた。本発想は，既に汚染金属の溶融除染技術としてサイクル機構の他部署（環境保全・研究開発センター　環境保全部　環境計画課，技術開発グループ）において検討が進められている。本検討では，金属材料を汚染しているウランは，カルシア，シリカ，アルミナ等のスラグ材を添加して酸化ウランとしてスラグに包含させて除染するため，スラグが二次廃棄物として発生するデメリットがある。しかしながら，本件では酸化物燃料を対象とするため，スラグ材を添加しなくてもハルと分離する可能性があることから，溶融分離法を候補として選定した。溶融分離法によるハル洗浄の概念を図４に示す。

(2) 溶融分離法における適用技術の選定

燃料を封じ込めたハルの溶融炉としては，装置構造が簡単で，かつ，加熱性能に優れていることから，汚染金属の溶融除染技術にも適用されている高周波誘導加熱炉を選定した。これまでに小型装置を用いた基礎試験を実施している[12)]。

４．各工程機器の性能評価

4.1　機械式破砕法

(1) 試験目的

破砕工程に対する要求機能は，燃料ピン被覆管内から効率よく燃料を取り出すと共に粉体化することである。その際，被覆管内への燃料の残留や装置内部への燃料の滞留は燃料回収率（破砕前の燃料質量に対する破砕後に回収した燃料質量の比）を低下させることから，機械式破砕法によるこれらの特性を十分に把握しておく必要がある。また，破砕後に回収される燃料及びハルの粒径分布は，次工程の磁気分離による分離特性を把握する上で必要な情報となる。したがって，本試験では燃料回収率及び破砕片の粒径分布データの取得を目的とする。

(2) 試験装置

二軸せん断破砕方式による試験装置の構造及び各部外観写真を図５に示す。試験装置は全長約2.5m，全高約２m，奥行き約１mであり，積層された二軸の上下回転刃とその下部にスクリーンが設置されている。回転刃は５個の爪を持つ構造で直径320mmであり，スクリーンは幅350mm，穴径６mm，穴間ピッチ11mmである。投入された模擬燃料ピンは回転刃でせん断破砕された後，スクリーンから排出される。スクリーンの穴径よりも大きな破砕片はスクリーン上に残留することで，

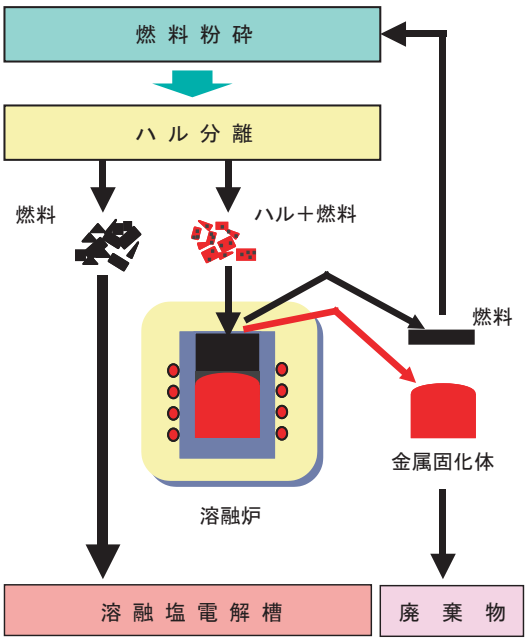


図４　溶融分離法によるハル洗浄の概念

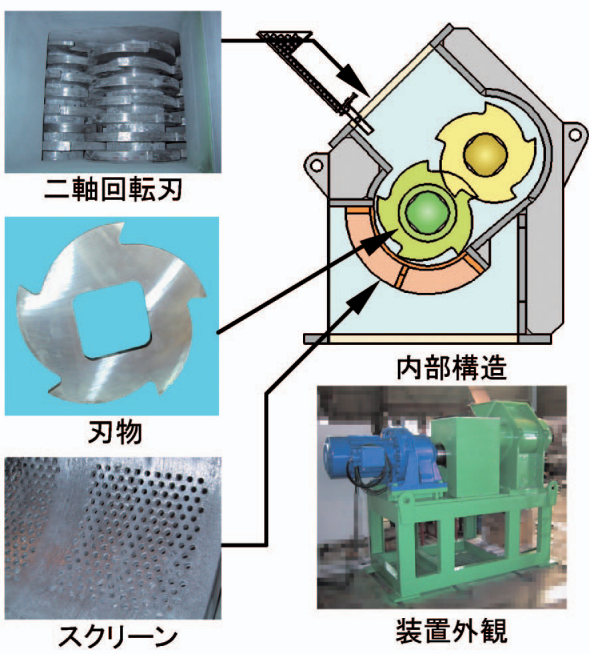


図５　二軸せん断方式の機械式破砕試験装置の概要

再度，回転刃により掻き上げられ，スクリーン穴径より小さい径になるまで繰り返し破砕される。

(3) 試験方法

約40秒間隔で模擬燃料ピンを１本ずつ投入口から投入し，破砕終了後，装置内の残留物（刃物間の隙間やスクリーンの目も含む），スクリーン上の残留物，スクリーンからの排出物とに分けて回収する。各破砕片についてハルと模擬燃料ごとの粒径分布，質量測定を行うと共に，得られた質量値から燃料回収率を算出した。

試験では高速増殖炉「もんじゅ」の炉心燃料ピンを模擬したものを使用した。寸法は全長300mm，直径6.5mmであり，被覆管の材質はSUS316，内部の燃料ペレットはアルミナを用いた。また，下部端栓とスペーサワイヤを取り付けた。試験では燃料集合体１体相当となる169本を粉砕した。回転刃の回転数は11rpm前後であり，刃物間の隙間への残留物の詰まりを防止するため，上下で刃物の回転数を変えている（上刃物：10.2rpm，下刃物：11.3rpm）。

(4) 試験結果及び考察

破砕後の燃料，ハルの状況及び粒径分布を写真１及び図６に示す。燃料の破砕片は１～２mmに，ハルの破砕片は４mm付近にピークを有することが分かる。

続いて，破砕前後のハル及び燃料（アルミナ）の質量割合を図７に示す。ここでは模擬燃料ピン製造時の総質量を100%として算出した。破砕後，スクリーンから排出されて回収した燃料の質量比は40.1%，ハルは58.4%であり，燃料回収率としては約97%であった。一方，装置内部に残留した破砕片の質量比は約0.8%程度であり，回収できなかった質量比は約0.7%であった。

本結果から，燃料回収率を向上するためには装

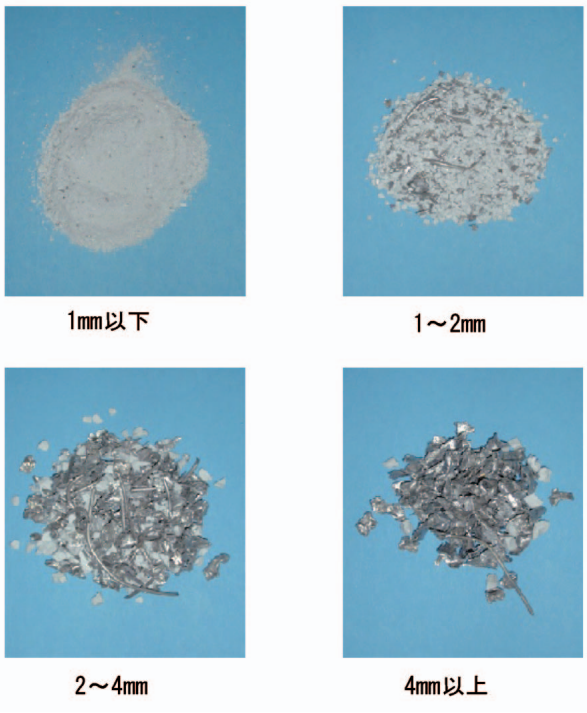


写真１　機械式破砕試験後の破砕試料片

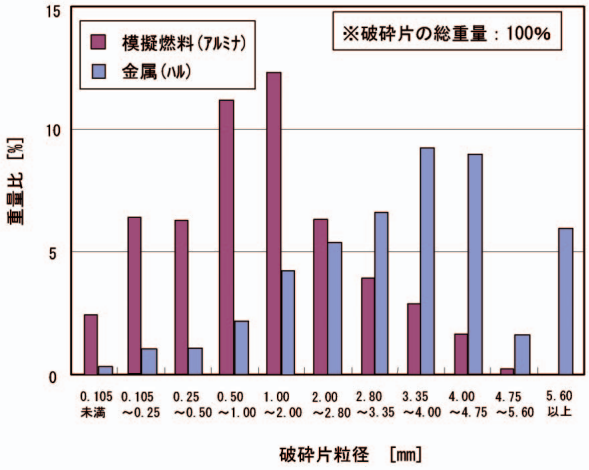
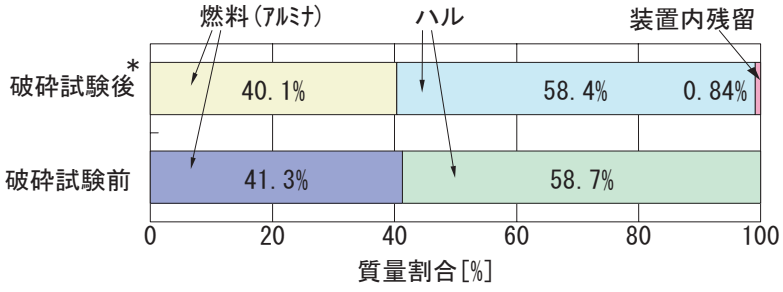


図６　機械式破砕試験後の燃料，ハルの粒径分布



*：破砕試験後の未回収割合0.7%を含む

図７　機械式破砕試験前後の質量割合

置内残留物の低減が必要であることがわかった。これまでの検討から，刃物間の残留物については，上下の刃物の回転数を変更することで回転刃の位相差による掻き出し効果によりほぼ零となった。また，スクリーン上の残留物については，刃物の厚みを増加すると共に刃物とスクリーン間の間隔を小さくして，破砕片の掻き上げ効果及び小粒径化を促進することで半減できた。なお，スクリーン上の残留物はスクリーンと刃物隙間に残留するため，隙間容積以上に増大することはないものと予想されることから，大量の燃料ピンを処理する商業規模装置では燃料ピン処理数に対して相対的に低減すると考えられる。今後の課題は，刃物，スクリーンの耐久性能の把握と長寿命化の検討である。また，磁気分離装置と組み合わせたシステムとしての検証を行う必要がある。

4.2　磁気分離法の基礎試験

(1) 試験目的

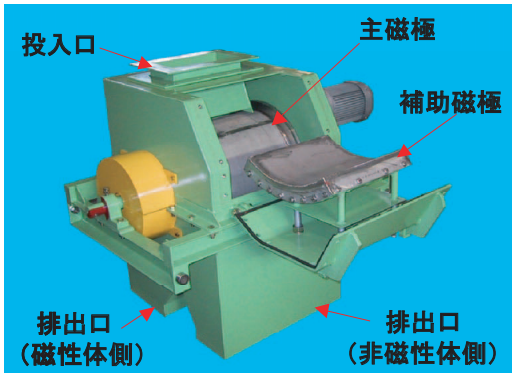
ハル分離工程に対する要求機能は，機械式破砕装置から排出された破砕片の中から燃料だけを効率良く分離回収することである。磁気分離法では，ハル部分の磁性特性（磁化率）と装置の運転条件（磁力密度，ドラム速度）が燃料分離効率（非磁性体側の燃料質量／分離前の燃料総質量）及び分離回収後の燃料純度（非磁性体側の燃料質量／非磁性体側の総質量）に影響する。そこで，本試験ではこれらの因子が燃料分離効率，燃料純度に及ぼす影響の把握を目的とする。

(2) 試験装置

ドラム型磁気分離装置の概要及び外観図を図８に示す。高磁束密度を得るため，ネオジム・鉄・ボロン系の希土類の永久磁石を採用すると共に，ドラム表面における磁束密度を増大するため，ドラム内の主磁極に加えてドラムに対向する位置に補助磁極を設置した。試験装置は全高930mm，全幅1,300mmであり，ドラム寸法は直径400mm，幅430mmである。主磁極単独でのドラム表面の磁束密度は最大0.77Tであり，補助磁極を加えた場合は最大0.93Tとなる。また，ドラム速度はインバータ制御により10~70m/minの範囲で可変である。

(3) 試験方法

破砕片試料は，模擬燃料ピンを二軸せん断破砕装置で破砕したものを用いた。運転終了後，回収



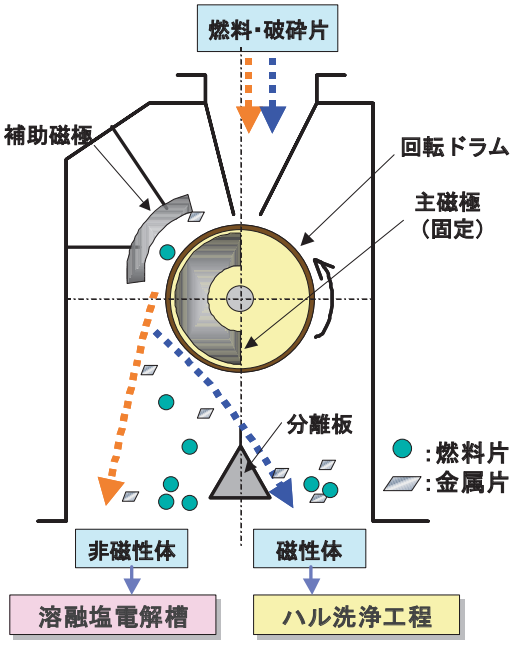


図８　ドラム型磁気分離試験装置の概要

された磁性体側，非磁性体側の各排出試料中におけるハル，燃料を分離し，各質量を計測することにより，分離効率，燃料純度を導出した。

機械式破砕法により細かく破砕されたオーステナイト系ステンレス鋼のハルは，破砕時のひずみによりマルテンサイト変態し強磁性体となる。振動試料型磁力計を用いて磁化曲線を測定し，その曲線上の最大磁化率から求めた単位質量あたりの磁化率，すなわち質量磁化率と粒径の関係を図９に示す。本図より小粒径の金属破砕片ほど質量磁化率が高いことが分かる。これは，破砕時にひずみを受けた部位のみが変態するため，大粒径では変態を起こしていない部分の割合が大きくなり破砕片としての磁化率が低下するためと考えられる。

磁場中の磁性体に作用する磁力は，一般的に(1)式で示すことができる。

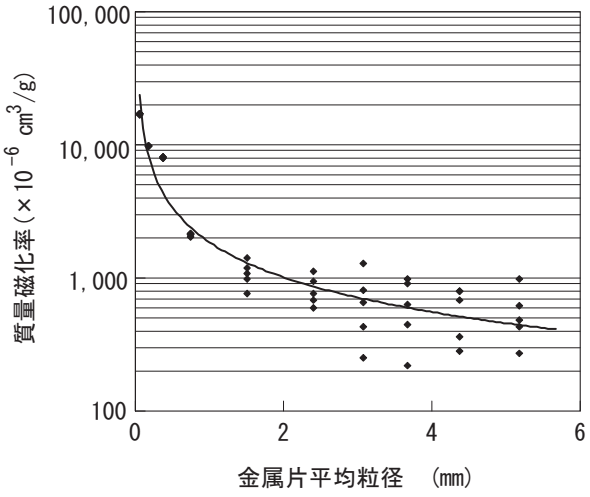


図９　質量磁化率と金属片粒径の関係

$$F_x = m(\kappa - \kappa_0)H\frac{\partial H}{\partial x} \qquad \cdots(1)$$

ここで，F_x，m，κ，κ_0，$\partial H/\partial x$ はそれぞれ磁性体が受ける磁力，磁性体の質量，磁性体の質量磁化率，空間の質量磁化率，磁場強度，磁場勾配を示している。(1) 式より磁性体に作用する磁力は，磁化率に比例することが分かる。一方で，磁力は質量にも比例するが，図９に示すように粒径による磁化率増加の影響が大きいため，小粒径の金属破砕片の方が受ける磁力は大きいと予測される。このため，粒径と金属破砕片の磁化率の関係を踏まえて，破砕片を燃料が大半を占める粒径範囲と，ハルが大半を占める粒径範囲に分離して個別に適した条件で磁気分離を行うと効率よく分離できると予測される。なお，前述の機械式破砕試験結果から１mmを分級境界とすることにより燃料とハルの粗分離が可能であることから，1mmを基準に小粒径と大粒径に大別した予備試験を実施した結果，効率よく分離できることが確認されたことから，破砕片の分級境界を１mmとして粒径別の分離試験を行った。

予備試験条件を参考に，ドラム表面の磁束密度を0.5Tと0.93Tとし，ドラム速度は１mm以下の破砕片に対しては40～70m/min,1mm超の破砕片に対しては20～50m/minとした。また，破砕片の供給速度は約20kg/hとした。

(4) 試験結果及び考察

図10にドラム型磁気分離装置の分離効率及び燃料純度を示す。ここで，分離効率は分離前燃料の総質量に対する非磁性体側に回収された燃料の質量比を示し，燃料純度は非磁性体側の回収物総質量に対するそのうちの燃料の質量比を示している。

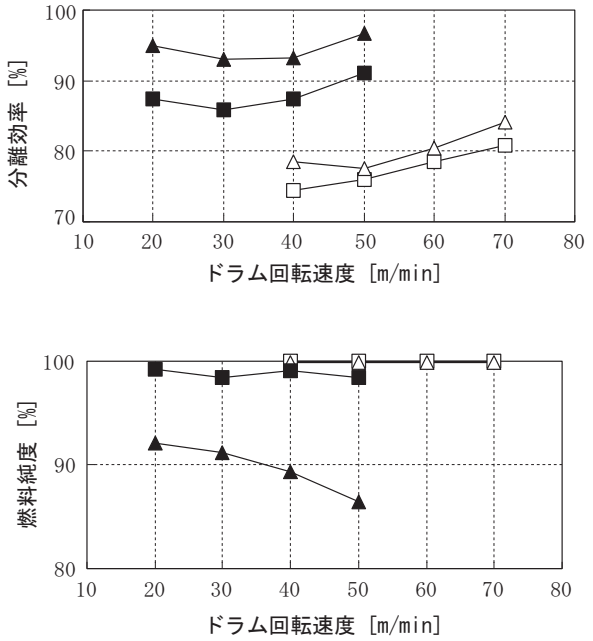


図10　ドラム型磁気分離装置の分離特性

粒径１mm以下の破砕片においては磁束密度に関係なく，金属破砕片の質量磁化率が高いことに起因して99%以上の高燃料純度が得られるが，燃料の巻き込みにより燃料分離効率は低下している。この時，磁束密度が低い方が高い分離効率を得ている。またドラム周速度が上昇するほど分離効率は上昇している。

一方，粒径１mm超の破砕片においては，磁束密度が低いと金属破砕片の磁化率が低いため燃料純度は低下するが,燃料分離効率は向上している。また，ドラム速度が上昇すると磁束密度によらず分離効率は上昇するが，燃料純度は磁束密度が低いと低下している。

したがって，燃料純度，分離効率向上のためには，ドラム速度を上げた上で粒径１mm以下の小粒径破砕片に対しては磁束密度をやや低くし，また，粒径１mm超の破砕片に対しては磁束密度を高くする必要がある。このように破砕後に行う磁気分離においては，小粒径用磁気分離装置と大粒径用磁気分離装置の各装置に効果的な運転条件を設定して効率の良い分離を行う必要がある。

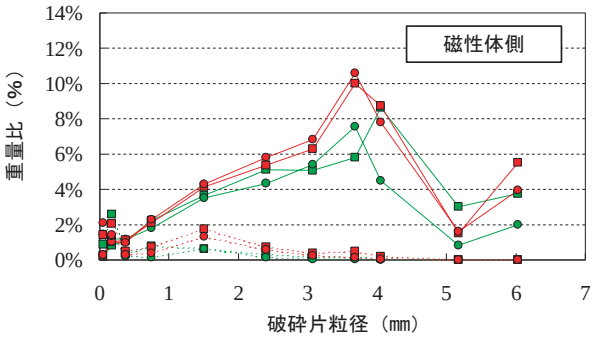
今回の試験では,1mm超の粒径に対し磁束密度

0.93T，ドラム速度50m/min，1mm以下の粒径に対し磁束密度0.50T，ドラム速度70m/minの組合せ条件により，分離効率86.2%，燃料純度99.1%を達成している。

図11に磁気分離後の磁性体側及び非磁性体側における破砕片の粒径分布を示す。ハル及び燃料破砕片の総質量を100%として質量比で示している。

磁束密度が高いほど磁性体側への小粒径の燃料片の混入が増加しており，分離効率を低下させる要因になっていることが分かる。これは，小粒径の高磁化率のハルが磁性体側へ回収される際に，磁場に引きずられ磁気凝集を起こし，小粒径の燃料片を抱え込み磁性体側に巻き込んでしまうためと推定される。

一方，磁束密度が低いほど非磁性体側への大粒径のハルの混入が増加しており，燃料純度を低下させる要因となっていることが分かる。これは，大粒径ハルの磁化率が低いため，磁性体側へ回収される程の磁気的力が作用しないためである。以上の通り，燃料純度と分離効率は相反する関係にあるため，燃料純度が高いと分離効率が比較的低い値となっている。今後，分離効率改善のため，多段磁気分離による小粒径燃料片の回収方法の検討を行う予定である。



磁束密度	ドラム速度		金属	燃料（アルミナ）
	1mm以下	1mm超		
0.50T	40 m/min	20 m/min		
	70 m/min	50 m/min		
0.93T	40 m/min	20 m/min		
	70 m/min	50 m/min		

図11　磁気分離後の破砕片の粒径分布

4.3　ハル溶融分離法の基礎試験

(1) 試験目的

ハル洗浄工程においては，前工程の磁気分離装置において磁性体側に回収されたハル中の混入燃料及びハル中に封入された燃料の回収を行い機械式脱被覆システム全体としての燃料回収率の向上を図る。したがって，ハル洗浄法として選定した溶融分離法により効率よくハルと燃料の分離が行われることを確認する必要がある。そこで，ハルとウラン酸化物混合物の溶融時におけるウラン酸化物の基礎的な挙動を把握する目的で，溶融基礎試験を実施した。

(2) 試験装置

写真２に高周波誘導加熱炉を用いた試験装置の概略図を示す。装置は，誘導コイル・ガラス管・外側るつぼ（アルミナ製，φ97×φ78×H185（mm））・内側るつぼφ（74×φ60×H160（mm））・熱電対保護管・蓋・排ガスサンプリング配管等から構成される。高周波電源は，定格が30kW，3kHzである。内側るつぼ材質には金属溶融に一般的に用いられるMgO耐火物製とし，耐熱衝撃性に優れる多孔質るつぼに，耐食性に優れるZrO_2コーティング材を塗布し乾燥させたものを用いた。

(3) 試験方法

るつぼ内に初装用模擬ハルを敷き詰め，その上に溶融助材を乗せて初装材料とした。排ガスダストサンプルを採取するため，排ガスラインにダスト捕集フィルタを設置した。

昇温速度が約1,500℃/hとなるように出力を調節した。目視にて初装材料が全量溶融したことを確認したのちに，追装材料を一つずつ溶湯中に追装した。追装材料が溶融後，1,600℃に到達したところで出力を下げ，1,600±20℃となるように出力を調整し，30分間保持した。保持終了後，コイルへの通電を停止した。るつぼは高周波コイル内に設置したまま放冷し，溶融体を凝固させた。室温まで冷却した後，るつぼを高周波コイルから取り出し，るつぼを破壊して中の金属固化体及び酸化物を取り出した。金属固化体及び酸化物は重量を秤量し，溶融前後のマテリアルバランスを検討した。

外形12mm，内径11mmのSUS316チューブを切

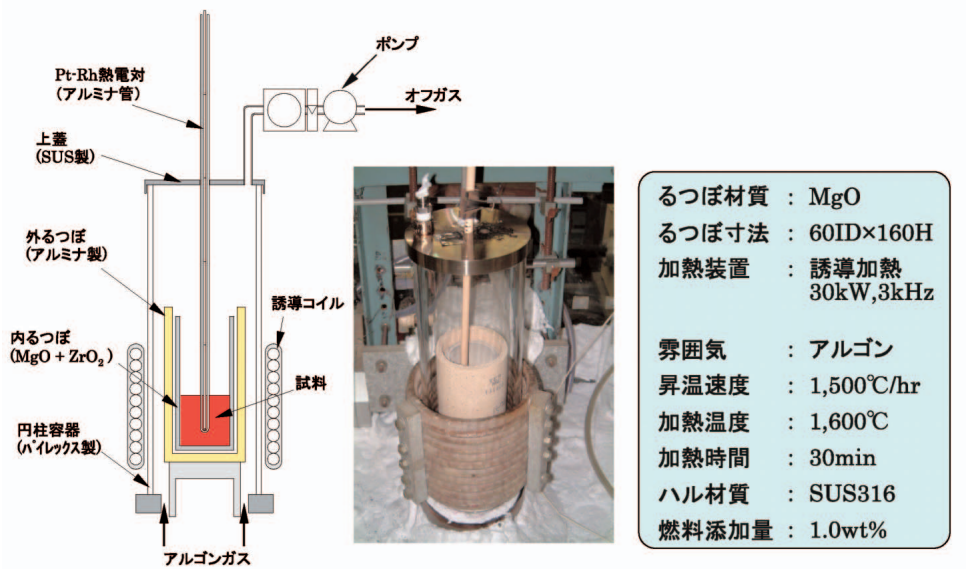


写真２　ハル溶融試験装置

断し，長さ40mm（通電開始時にるつぼ内に入れておく初装用）33本，60mm（るつぼ内材料が溶融したのちに追加する追装用）39本での模擬被覆管を製作した。

酸化ウラン粉末を圧縮して焼結させ，直径10mmの模擬核燃料ペレットを作製し，ハンマーで最大のもので粒径が３mm前後となるように粉砕したものを模擬核燃料とした。写真３に模擬核燃料を粉砕した状態を示す。初装，追装用の模擬被覆管の約半数（15本及び19本）の片方の端を圧縮して封止し，内部に模擬核燃料粒子を入れてもう一端も封止し，模擬ハルとした。添加量は模擬被覆管重量の1.0wt%ー酸化ウランとした。

(5) 試験結果及び考察

るつぼを割り金属固化体側面を露出させた状態を図12に示す。金属固化体側面に模擬核燃料粒子が付着していた。目視では，上面及び底面に粒子の付着は認められなかった。側面に付着した模擬核燃料粒子は金属相に食い込んでおり，軽くたたく程度では剥がれ落ちなかった。このため，タガネを用いてはつり落とした後，表面に残存している模擬核燃料を除去するため，金属固化体を1N硝酸に浸し，表面に20分間の超音波洗浄を行った。表面に残存していた模擬核燃料粒子及びZrO_2コーティング材等はほぼ剥離し，表面は金属光沢を帯びていた。

表１に固化体金属の表面及び金属相中のウラン分析結果を示す。金属固化体内部サンプルの王水

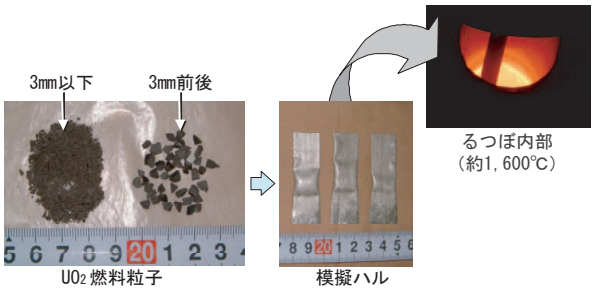


写真３　模擬ハルの状況

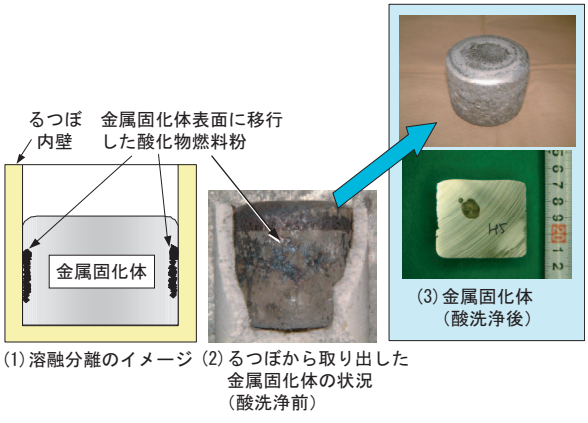


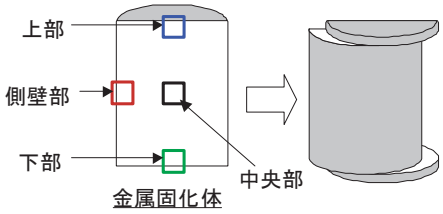
図12　ハル溶融試験後の金属固化体の表面

溶解によるウラン分析では，ウラン濃度が1.0ppm程度であり，ウランメタル量では0.9mgに相当する。この量は全添加ウラン量のわずか0.01%程度である。

以上の結果より，高周波誘導炉を用いれば，ウ

表１　金属固化体へのウラン移行量

金属固化体サンプル部位	U濃度（ppm）	平均U濃度（ppm）	U量（g）	移行率（%）
上部	1.0	1.0	8.79×10^{-4}	0.01
中央部	1.0			
下部	1.0			
側壁部	0.8			



ラン酸化物が溶融金属へ移行する量はごくわずかであり，溶融後のウラン酸化物は金属固化体とるつぼ側壁の間に集中し，それらの燃料は金属固化体表面に露出した状態になることがわかった。

今回のハル溶融分離基礎試験における高周波誘導加熱方式の適用検討により，ハルに残存する核燃料回収へ溶融分離が適用可能であることを確認できた。現在，核燃料物質の回収を容易にする方法として，誘導によってハルを加熱溶融するとともに，るつぼからハルを浮揚させるCCLM（Cold Crucible Levitation Melting）炉を使用した溶融試験について検討中である。

５．おわりに

新たな脱被覆システムである機械式脱被覆システムは，機械式破砕法による破砕工程，磁気分離法によるハル分離工程及び溶融分離法によるハル洗浄工程にて構成される。各工程の選定技術に関する基礎試験の結果，以下の結論を得た。

5.1　機械式破砕法による破砕工程

(1) 使用済燃料ピンを破砕し，粉体燃料を取り出す機械式破砕法として二軸せん断破砕方式を選定した。

(2) 基礎試験の結果，燃料ピンの破砕が可能であることを確認するとともに，燃料ピン中の燃料の回収率として約97%を得た。

(3) 破砕片の粒径分布は，燃料の破砕片が１～２mmに，ハルの破砕片が４mm近傍にそれぞれピークを有する。

(4) 今後，刃物，スクリーンの耐久性の把握と長寿命化の検討，磁気分離装置と組み合わせた場合のシステム特性の検証及び遠隔保守性を考慮した構造検討が必要である。

5.2　磁気分離法によるハル分離工程

(1) 機械式破砕片中から燃料を分離回収する磁気分離法としてドラム型磁気分離方式を選定した。

(2) 基礎試験の結果，破砕時のひずみにより被覆管等のオーステナイト系ステンレス鋼のハルがマルテンサイト変態し強磁性化すること，並びに本特性により燃料（アルミナは反磁性，実燃料は常磁性）と分離が可能であることを確認した。

(3) 燃料とハルの粒径分布が異なること，並びに粒径が小さいほどハルの磁化率が上がることから，小粒径と大粒径に分別して磁気分離を行うことにより高い分離性能を得ることが可能であった。今回の試験では，分離効率86.2%，燃料純度99.1%を得た。

(4) 分離効率を下げる原因は，高磁化率の小粒径ハルが小粒径の燃料片を巻き込んで磁性体側へ分離されるためと推定される。今後，改善策の検討が必要である。また，磁石の耐放性及び遠隔保守性を考慮した構造検討が必要である。

5.3　ハル溶融分離法によるハル洗浄工程

(1) 磁気分離装置において磁性体側に回収されたハル中の混入燃料及びハル中の封入燃料を回収するハル溶融分離法として高周波誘導加熱方式を選定した。

(2) 基礎試験の結果，ハルに残存する核燃料回収法として溶融分離法の適用可能性が確認できた。また，ウラン酸化物が溶融後の金属固化体内部へ移行する量は全添加ウラン量のわずか0.01%程度あり，その他の燃料は金属固化体表面に露出した状態になることを確認した。

(3) 今後，分離された燃料の効率的な回収技術の検討が必要であり，CCLM等の技術が有望と考えられる。

今後の開発計画として，機械式脱被覆システム試験装置（図13）を用いた工学的なシステム性能評価及びハル溶融分離法における回収技術の検討等を実施していく。

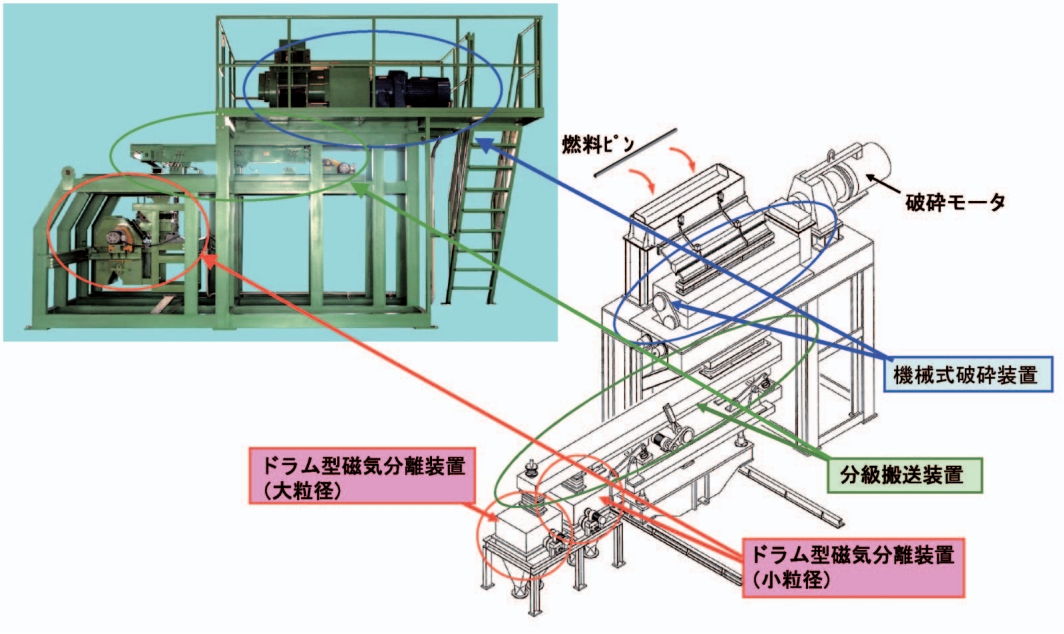


図13　機械式脱被覆システム試験装置

参考文献

1）K.Fujii,A.Inoue,T.Namba,et al.“ Conceptual Design on Oxide Electrowinning Method for FR Fuel Cycle ”, Proc.Global 2003,(2003).

2）T. Hara, Y. Kosaka, K. Itoh, et al.“ Dry pyrochemical technique for the oxide fuel decladding ”, Proc. Japan-Korea Workshop on Nuclear Pyroprocessing, Kyoto, Japan, Feb. 5-6, 2002, pp134-137,(2002).

3）Y. Kosaka, K. Itoh, H. Kitao, et al: “ A Study on the Dry Pyrochemical Technicque for the Oxide Fuel Decladding ”, J. of Nucl. Sci. and Technol., Supplement 3, pp902-905,(2002).

2）T. Hara, Y. Kosaka, K. Itoh,et al.“ Dry pyrochemical technique for the oxide fuel decladding ”,Proc. Japan-Korea Workshop on Nuclear Pyroprocessing,Kyoto, Japan, Feb.5-6, 2002, pp134-137,(2002).

3）Y. Kosaka, K. Itoh, H. Kitao, et al: “ A Study on the Dry Pyrochemical Technicque for the Oxide Fuel Decladding ”, J. of Nucl. Sci. and Technol., Supplement 3, pp902-905,(2002).

4）川瀬啓一，吉田真之，遠藤秀男他:“ 低密度ペレット製造条件確立試験（10）－酸化破砕による乾式回収試験（２）－ ”，PNC TN8410 94-227,(1994).

5）W. D. Bond, J. C. Mailen, G. E. Michaels,“ Evaluation of Methods for Decladding LWR Fuel for Pyroprocessing-Based Reprocessing Plant ” ,ORNL-TM-12104,(1992).

6）山田誠也，小泉務，小山智造他，“ 高速炉燃料再処理用機械式脱被覆法の開発（１）－多軸せん断破砕方式による脱被覆予備試験－ ”, 日本原子力学会2001年秋の大会予稿集，N2，pp801，(2001).

7）山田誠也，竹内正行，小泉務他，“ 高速炉燃料再処理用機械式脱被覆法の開発（２）－二軸せん断破砕方式による脱被覆要素試験－ ”, 日本原子力学会2002年秋の大会予稿集，B58，pp524，(2002).

8）竹内正行，山田誠也，小泉務他，“ 高速炉燃料再処理用機械式脱被覆法の開発（３）－磁気分離法による燃料分離予備試験－ ”, 日本原子力学会2002年秋の大会予稿集，B59，pp525，(2002).

9）山田誠也，竹内正行，鷲谷忠博他，“ 高速炉燃料再処理用機械式脱被覆法の開発（５）－磁気分離法による燃料分離要素試験－ ”, 日本原子力学会2003年秋の大会予稿集，I12，pp497，(2003).

10）鈴木正啓，宮尾英彦，榎戸裕二他，“ コールドクルーシブルによる解体金属の溶融技術について（II）”, デコミショニング技報，No.24，pp14-26，(2001).

11）M. Aoyama, Y. Miyamoto, M. Fukumoto, et al, “ Develop-ment of Metal Refining Decontamination Technology for Low Level Radioactive Metal Waste Contaminated with Uranium ”, JNC TW8411 2003-011,(2003).

12）小泉務，山田誠也，竹内正行他，“ 高速炉燃料再処理用機械式脱被覆法の開発（４）－ハル溶融分離における高周波誘導加熱方式の適用検討－ ”, 日本原子力学会2002年秋の大会予稿集，B60，pp526，(2002).

資料番号：25－5

研究報告

環境におけるPu同位体及びAmの濃度の経年変化について

藤田　博喜　　渡辺　　均　　武石　　稔

東海事業所　放射線安全部

Annual Variation of Concentrations of Pu Isotopes and Am in Surface Soil

Hiroki FUJITA　　Hitoshi WATABE　　Minoru TAKEISHI

Radiation Protection Division, Tokai Works

サイクル機構東海事業所では，事業所周辺の環境モニタリングの一環として，環境試料中のPu同位体（^{238}Pu, ^{239,240}Pu, ^{241}Pu）や^{241}Am濃度の測定及び調査を実施してきた。

これまでの環境モニタリングにより得られた表土中のPu同位体及び^{241}Am濃度の水準及びPuの同位体比（^{238}Pu/^{239,240}Pu比等）を求めた。さらに，Pu同位体及び^{241}Am濃度の深度分布について表層から５cm毎に土壌試料を採取し調査を行った。

モニタリングにより得られた表層５cmにおけるPu同位体（^{238}Pu, ^{239,240}Pu）及び^{241}Am濃度の水準は，1980年以降大きな変化は見られず，一定の水準にあることが分かった。これらの濃度は全国的な表土中のPu同位体及び^{241}Am濃度と同レベルであった。

また，^{238}Pu/^{239,240}Pu等の放射能比は，0.019～0.068と，過去の大気圏内核実験によるフォールアウトの放射能比と同じであり，フォールアウト起源であると推定された。

Pu同位体と^{241}Am濃度の深度分布は，両核種間に差はなくほぼ同様の分布を示したことから，鉛直移動挙動がPu，Amで類似していると示唆された。

Radioactivity levels of Pu isotopes (^{238}Pu, ^{239,240}Pu, ^{241}Pu) and ^{241}Am in surface soil were researched with determined activity ratios of ^{238}Pu to ^{239,240}Pu during environmental monitoring in JNC Tokai Works. Furthermore, the radioactivity levels of Pu isotopes and ^{241}Am radioactivity were obtained on vertical profile per 5cm of soil.

Pu isotopes and ^{241}Am concentration levels were similar to those since 1980 without drastic change in surface soil. These concentrations were within the range of radioactivity in another region.

It was estimated that Pu isotopes determined by this research, were not originated from Reprocessing plants but from fallout of nuclear weapon tests by calculated radioactivity ratios of ^{238}Pu to ^{239,240}Pu and so on.

Pu isotopes and ^{241}Am concentrations were decreased in the same way without deference on each nuclide in the vertical profiles.

キーワード

Pu同位体，同位体，環境モニタリング，放射能比，濃度水準，深度分布，フォールアウト，核実験

Pu Isotopes, Isotope, Environmental Monitoring, Activity Ratio, Concentration Level, Vertical Profile, Fallout, Nuclear Weapon Test

藤田　博喜

環境監視課分析チーム所属
研究員
施設周辺環境モニタリング及び環境試料中の放射性物質の分析・測定法の開発業務に従事

渡辺　　均

環境監視課分析チームリーダ
副主任研究員
施設周辺環境モニタリング及び放出管理業務に従事

武石　　稔

環境監視課長
施設周辺環境モニタリング及び放出管理業務に従事

１．はじめに

東海事業所では，1970年代から核燃料サイクル施設（再処理施設等）の設置に伴う茨城県環境監視計画及び再処理施設保安規定に基づき，大気塵埃，葉菜，表土，海水，海底土，魚介類中の^{239,240}Pu*濃度を調査している。これら試料については，^{239,240}Puの他に^{238}Puを測定するとともに，さらに^{241}Pu，^{241}Am濃度についても分析法の開発[1),2),3)]を含め，長期的な濃度水準の把握のためのモニタリングを独自に実施してきている。

また，過去の大気圏内核実験のPu同位体比と原子力発電所の使用済燃料から回収されたPu同位体比は大きく異なる。そこで，環境試料中のPuの成因を推定するために，Pu放射能比（^{238}Pu/^{239,240}Pu比等）についても着目している。

本報告では，核燃料サイクル施設の設置に伴うこれまでの環境モニタリング（施設からの異常放出の有無を判別するための短期的モニタリング及び再処理施設の稼動による長期間の放出による環境への放射性核種の蓄積を把握するための長期的モニタリング）により得られた表土中の^{238}Pu，^{239,240}Pu，^{241}Pu及び^{241}Am濃度の水準を把握することを目的にこれら核種の経年変化を調査した。また，ここで得られた各核種の起源が過去の大気圏内核実験によるものであるのか施設の運転に伴うものであるのかを判別するために，Pu同位体比を求める代わりにPu放射能比（^{238}Pu/^{239,240}Pu比等）を求めた。さらに，Pu同位体及びAmの深度分布による土壌中の移行挙動を把握するためにPu同位体及び^{241}Am濃度を表層から５cmごとに土壌試料を採取し調査を行ったので，この結果についても報告する。

２．調査方法

表土は，表層から５cm深さまでの土壌を採取し植物の根茎や落ち葉を除去後，105℃で４日以上乾燥した。その後，ふるい分けし２mm以下を試料とした。試料中Pu同位体（^{238}Pu，^{239,240}Pu，^{241}Pu）及び^{241}Amの分析は，それぞれ分析回収率補正用トレーサーとして^{242}Puと^{243}Am又は^{244}Cmを添加した後硝酸で浸出し，イオン交換法により系統的にPu又はAmをそれぞれ分離精製して，ステンレス板上に電着した。電着したPu及びAmは，表面障壁型シリコン半導体検出器を用いたα線スペクトロメトリーにより定量した。測定終了後，少量の硝酸と過酸化水素水によりPu成分をステンレス板からはく離し，陰イオン交換法を用いて再度試料中Puの精製を行った後，液体シンチレーションカウンタ（Packard 2,550 TR/AB）にて^{241}Puを定量した。なお，^{238}Pu，^{239,240}Pu及び^{241}Amの定常の環境モニタリングにおける分析作業での供試量は50ｇ，^{241}Pu測定を含む系統分析は200ｇの土壌試料を用いた。

深度分布については，表層から５cmごとに40cmまで試料を採取し，上記と同様に前処理を行い，化学分析後，定量を行った。この分析における供試量は，200ｇとした。

３．調査結果

１）経年変化

表土中の^{239,240}Pu濃度の経年変化を図１に，同じく表土中の^{241}Am濃度の経年変化を図２に示す。^{239,240}Pu濃度の経年変化については，採取地点における分布のばらつきを考慮すると各地点ごとにほぼ一定の水準にあり，黒ボク土においては0.11～2.9(Bq/kg･乾)，砂質土においては0.023～0.61(Bq/kg･乾）であった。^{241}Am濃度の経年変化

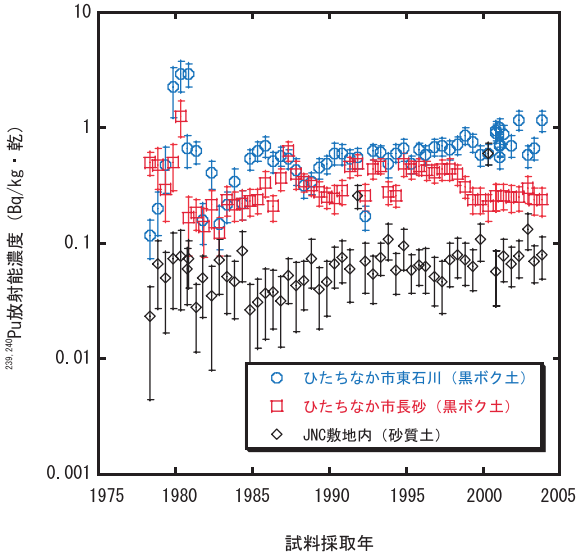


図１　表土中^{239,240}Pu放射能濃度の経年変化（1978年～2003年）
（誤差については，測定における標準偏差の３倍である。）

＊^{239,240}Puは，^{239}Puと^{240}Puの合算値を示す。α線スペクトロメトリーにおいては，上記の２核種がエネルギー的に弁別できないため，合計値としての評価となる。

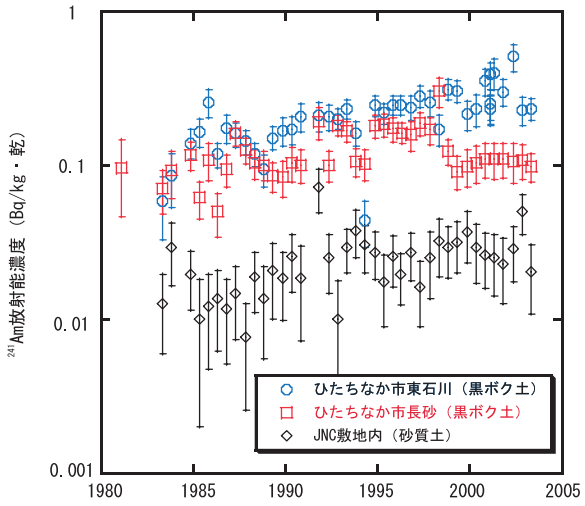


図２　表土中^{241}Am放射能濃度の経年変化（1981年～2003年）
（誤差については，測定における標準偏差の３倍である。）

については，黒ボク土において0.044～0.51（Bq/kg･乾），砂質土において0.0076～0.072（Bq/kg･乾）であった。図１及び図２における測定誤差は，測定における計数誤差のみを考慮し，計数誤差の３倍とした。黒ボク土中のPu同位体及び^{241}Amの濃度は，砂質土中の濃度と比較していずれも高いものであった。これは，土質による違い（有機物の存在量等）があるものと考えられる。黒ボク土においては，有機物の影響で放射性核種が深さ方向に対して移行速度が遅く，砂質土においては，有機物等が少ないため降雨等の影響で放射性核種が流れやすいことが考えられる。表１に濃度範囲及び小野らが日本国内について文献調査等を行った際の濃度範囲を参照値として示す。これらの測定結果は，試料採取時に半減期補正した放射能濃度である。

これまでのモニタリングで得られたサイクル機構東海事業所周辺のPu同位体及び^{241}Am濃度はいずれも全国的な表土中の濃度レベルにあった。

表１　表土中Pu同位体及びAmの放射能濃度範囲

核　種	放射能濃度（Bq/kg･乾）	文献調査（Bq/kg･乾）
^{238}Pu	1.2×10^{-2}～3.8×10^{-2}	7.4×10^{-2}～2.7×10^{-1}
^{239,240}Pu	2.3×10^{-2}～2.9	8.0×10^{-3}～8.2
^{241}Pu	2.0～6.1	
^{241}Am	7.6×10^{-3}～6.8×10^{-1}	2.1×10^{-1}～1.0

２）放射能比

Pu同位体及び^{241}Amの放射能比を表２に示す。ここで，示した放射能比は，試料採取時半減期補正した放射能比である。^{238}Pu/^{239,240}Pu比は0.02～0.07，^{241}Am/^{239,240}Pu比は，0.05～0.8であった。^{238}Pu/^{239,240}Pu比は，軽水炉の使用済燃料中（燃焼度：28,000MWd/t，比出力：35MW/t，冷却期間：180日，濃縮度：4.0%）では約2.3，核実験によるフォールアウトでは約0.03[4),5)]である。本調査で得られた放射能比範囲はフォールアウトの放射能比に近いものであった。このことから，東海事業所周辺に存在するPuは，^{238}Pu，^{239,240}Puの測定上の誤差を考慮すると核実験によるフォールアウト由来であり，原子力施設等の影響は見られないことが分かった。

また，^{241}Puは半減期14.4年のβ放射体で，^{241}Amに壊変する。従って，核実験によるフォールアウト起源の^{241}Puは，大気圏内核実験が停止された1980年以降減衰してきていると予想される。さらに，^{241}Amの半減期は432年と長いことから，^{241}Puの壊変に相応して増加すると予想される。この観点から^{241}Pu/^{239,240}Pu比を求めた。^{241}Pu/^{239,240}Pu比については，1978年～2002年にかけて10から2.4まで減少していた。これらの経年変化は，住谷らが1988年に測定した4.2[1)]，植頭らが1996年に測定した2.3～2.8[2),3)]と一致した。また，^{241}Pu/^{239,240}Pu比が経年変化により減少していること，及びその放射能比が現在は約2.4であり，使用済燃料中の放射能比に比較すると十分小さいことなどから，環境中に存在するPuはフォールアウト由来であることを^{241}Pu/^{239,240}Puの放射能比からも示唆している。^{241}Puは，半減期14.4年で^{241}Amに壊変することから^{241}Pu/^{239,240}Pu比は今後さらに低下するものと考えられる。

表２　Pu同位体及びAmの^{239,240}Puに対する放射能比範囲

	放射能比	文献調査	
		フォールアウト*1	使用済み燃料*2
^{238}Pu / ^{239,240}Pu	0.019～0.068	0.025	2.3
^{241}Pu / ^{239,240}Pu	2.4～10*3	13	99
^{241}Am / ^{239,240}Pu	0.048～0.76		

＊１　UNSCEAR 1982, 2000
＊２　下記の条件で計算した軽水炉における使用済み燃料中の放射能比　燃焼度：28,000MWd/t，比出力：35MW/t，冷却期間：180日，　濃縮度：４wt%
＊３　^{241}Puについては，試料採取時の放射能比である。

3）深度分布

土壌中の深度分布調査として，ひたちなか市東石川地点（上記モニタリングにおいて，調査している地点のうちの１地点）において，５cmの深さごとに０～40cmまで土壌を採取し，^{238}Pu，^{239,240}Pu，^{241}Pu及び^{241}Am濃度について深度分布を求めた。その結果を図３に示す。調査の結果，^{239,240}Pu及び^{241}Amは０～15cmまでの深度に約90%が分布していることが分かった。また，^{238}Pu，^{241}Pu濃度については，それぞれ０～20cm，0～15cmまでの深度について測定でき，その分布傾向は^{239,240}Puと同様であった。これらの結果から，Pu同位体及び^{241}Amの土壌中での鉛直移動は，類似していることが分かった。本調査結果は，金沢大学LLRLの報告結果[6]と一致している。

さらに，Pu同位体及び^{241}Amの^{239,240}Puに対する深度別の放射能比を求めた結果，^{238}Pu/^{239,240}Pu比は0.03，^{241}Pu/^{239,240}Pu比は２，^{241}Am/^{239,240}Pu比は0.3～0.6であり，^{238}Pu/^{239,240}Pu比及び^{241}Pu/^{239,240}Pu比は，先に調査した表土中のPu同位体の放射能比と同レベルであった。このことから，各深度におけるPuは過去の大気圏内核実験によるフォールアウトとして沈着したものであり，原子力施設等の運転によって新たに供給されたものではないことが示唆された。

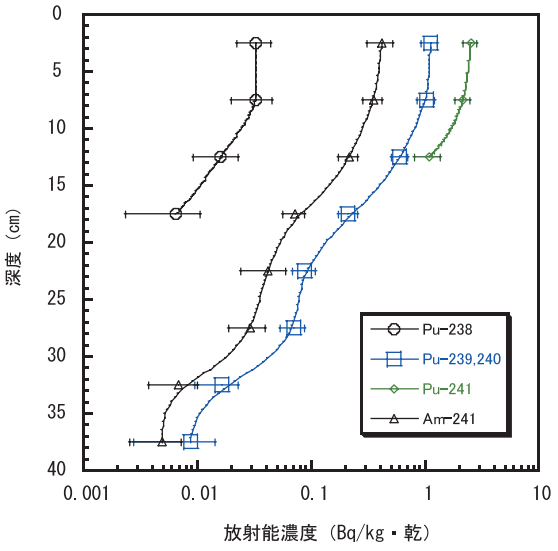


図３　土壌におけるPu同位体及び^{241}Am放射能濃度分布
（誤差については，測定における標準偏差の３倍である。）

４．まとめ

水平分布におけるPu同位体（^{238}Pu，^{239,240}Pu）濃度の水準は，1980年以降大きな変化は見られなかった。^{241}Pu濃度については減少が見られた。^{241}Am濃度については，先に予想したような顕著な増加は本調査においては見られなかった。これらの濃度は全国的な表土中のPu同位体及び^{241}Am濃度と同レベルであった。

^{238}Pu/^{239,240}Pu等の放射能比から，環境中で検出されるPuは過去の大気圏内核実験によるフォールアウトの影響であると推定された。

Pu同位体と^{241}Am濃度の深度分布は，核種間に差はなく鉛直方向に対して同様に減少していた。また，^{239,240}Puは，約90%が表層より０～15cmまでに吸着しており，鉛直移動がPu，Amで類似していることが示唆された。

参考文献

1）住谷　他：“環境試料中の^{241}Pu測定法の開発”，動燃技報，66，92-95（1988）
2）植頭　他：“環境試料中^{241}Pu測定法の開発”，動燃技報，101，75-80（1997）
3）Uezu et al.,：“DEVELOPMENT OF DETERMINATION METHOD FOR PU-241 IN ENVIRONMENTAL SAMPLES”, The 5th Low Level Counting Conference Using Liquid Scintillation Analysis, 289-297 (1996).
4）松岡　著：“プルトニウムの安全性評価”，日刊工業新聞社，（1993）
5）国連科学委員会報告書　2000年
6）“Irish海沿岸堆積物のNp，Pu，Am濃度の深度分布”，低レベル放射能実験施設研究概要･年次報告，LLRL-AR-16, 10-11 (1991.4-1992.3)

資料番号：25－6

研究報告

モンテカルロシミュレーションによる全身カウンタの計数効率評価

栗原　治　　高崎　浩司　　百瀬　琢麿

東海事業所　放射線安全部

Evaluation of Counting Efficiencies for Whole-Body Counter by Monte-Carlo Simulation

Osamu KURIHARA　Koji TAKASAKI　Takumaro MOMOSE

Radiation Protection Division, Tokai Works

物理ファントムに代わる全身カウンタの校正手法として，モンテカルロシミュレーションが有効であることが幾つかの研究で示されている。本研究では，核燃料サイクル開発機構東海事業所（以下，サイクル機構東海）で開発した可動式Ge半導体検出器を有する全身カウンタに対して，汎用輸送コードであるA General Monte Carlo N-P Transport Code（以下，MCNP）を用いたモンテカルロシミュレーションの適用を試みた。物理ファントムの計算を行うにあたり，Ge結晶内部の有感領域を適切にモデリングするため，電極近傍に不感層を仮定し，実験的にこれを評価した。このモデリングに基づき，物理ファントムに対する計算を行った結果，モンテカルロシミュレーションにより得られた計数効率は実験値と良く一致し，その妥当性が示された。加えて，年齢による体格の変化を模擬したMIRD数学ファントムに対するシミュレーションを行い，計算効率の体格依存性を明らかにした。

As an alternative method to a physical phantom for calibration of a whole-body counter, some studies have showed that the Monte-Carlo simulation would be applicable for use. In this study the Monte-Carlo simulation was attempted for a whole body counter with movable Ge semiconductor detectors, which was originally developed at the Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC) Tokai Works. A general Monte-Carlo transport code, MCNP was used in this study. In prior to simulation for the phantom, the thicknesses of the dead layers which are assumed to exist at the electrodes inside the Ge crystal, were evaluated experimentally in order to construct proper modeling for the sensitive regions of the detectors. As a result of the simulation for the physical phantom, the calculated counting efficiencies were fairly consistent with the measured values and the validity of the simulation was confirmed. In addition, a simulation using the MIRD mathematical phantoms which simulate subjects with different ages was also performed in this study and the result clarified that the counting efficiency for the phantom was considerably dependent on its size.

キーワード

全身カウンタ，モンテカルロシミュレーション，Ge半導体検出器，計数効率，MCNP，ファントム，MIRD数学ファントム，不感層，電極

Whole-Body Counter, Monte Carlo Simulation, Ge Semiconductor Detector, Counting Efficiency, MCNP, Phantom, MIRD Mathematical Phantom, Dead Layer, Electrode

栗原　治

線量計測課個人線量管理チーム所属
副主任研究員
内部被ばく管理に係る業務及び研究開発に従事
第一種放射線取扱主任者，第一種公害防止管理者（大気）

高崎　浩司

線量計測課個人線量管理チームリーダ
個人被ばく管理に係る業務及び研究開発に従事
第一種放射線取扱主任者

百瀬　琢麿

線量計測課長
個人被ばく管理及び放射線管理機器の点検，校正に係る業務の総括
第一種放射線取扱主任者，核燃料取扱主任者

１．はじめに

全身カウンタ（Whole-body Counter）は，体内に取り込まれた放射性核種を検出し，その放射能量を定量するための機器である。全身カウンタは，感度の良い放射線検出器（主な測定対象としてγ線）と遮蔽体から構成され，被検者の全身を測定対象とすることから，この名前が付けられている[1)]。

全身カウンタにより放射能量を定量するためには，計数効率の評価が必要であるが，通常は既知の放射能量を含む人体形状を模擬した線源（以下，物理ファントム）が用いられる。物理ファントムは，被検者個人の体格に忠実に製作されることが理想であるが，現実には不可能であるため，平均的な体格を模擬した物理ファントムが用いられ，国際規格等において仕様が与えられている[2)]。

しかしながら，過度な内部被ばく事故時においては，精度の高い線量評価が必要になると思われる。この場合，物理ファントムと被検者の体格差に起因する計数効率の誤差が問題となることから，それを評価しておくことが必要となる。

物理ファントムに代わる全身カウンタの校正手法として，近年モンテカルロシミュレーションによる適用例が報告され，その有効性について示されている[3),4),5)]。シミュレーションでは，物理ファントムでは製作が不可能な複雑な形状をモデリングすることが可能であるため，計算機の性能向上に伴い，その有効性は今後さらに向上していくものと思われる。

本研究では，サイクル機構東海で開発した可動式のゲルマニウム（Ge）半導体検出器を有する全身カウンタ（以下，スキャニング型全身カウンタ）に対して，モンテカルロシミュレーションによる物理ファントムの計数効率を評価し，その妥当性を検証した。加えて，放射線防護の目的で広く用いられているMedical Internal Radiation Dose（以下，MIRD）数学ファントムに対するシミュレーションを行い，計数効率の体格依存性について考察した。

本スキャニング型全身カウンタは，可動式のGe半導体検出器を有するという点において特殊であり，モンテカルロシミュレーションの適用により，測定精度の向上に関する知見が得られることが期待される。

２．実験の方法

2.1　スキャニング型全身カウンタ

サイクル機構東海では，内部被ばく線量評価の測定精度向上のため，可動式の検出部を有するスキャニング型全身カウンタを開発した。本機器は，既存肺モニタとの統合システムとしても開発がなされており，再処理施設における混合核種（アクチニド核種及び核分裂生成物核種）による内部被ばくに対して，同時測定による迅速な対応が可能である。なお，本システムは，自然放射線による影響を低減させるため，厚さ20cmの鉄室（内側寸法2.0m(幅)×2.0m(高)×2.5m(奥行)）内に設置されている。

スキャニング型全身カウンタの検出部は，エネルギー分解能の優れたGe半導体検出器（EG&G ORTEC GMX-50S）で，検出器の入射窓は厚さ0.5mmのBe膜である。検出器は２式あり，通常は被検者用ベッド下部のハウジング内に収められている。ハウジングには鉛コリメータが備えられており，必要に応じて脱着することが可能である。ハウジングはパルスモータによって制御され，被検者の体軸方向に沿って移動し，ハウジングの移動速度，スキャン範囲は，それぞれ１cm/min～20cm/min，０cm(頭側)～190cm(足先側)で，プログラムにより任意に設定することができる。図１に，スキャニング型全身カウンタの外観を示す。

図１　スキャニング型全身カウンタ（中央）の外観

2.2 ファントム

シミュレーションの検証に，校正用の物理ファントムを用いた。この物理ファントムは，合計11個の円筒形状の体積線源で構成され，それぞれの線源がヒトの各部位を模擬している(頭,首,胸,腹,腰,腕×２,大腿×２,下肢×２)。それぞれの体積線源は,厚さ５mmのポリメタクリル樹脂（アクリル)製の容器に,放射性核種(133Ba,137Cs,60Co,40K)を含む組織等価密度の媒質を封入したものである。これらの容器は，緩衝のために厚さ５mmの塩化ビニールで覆われている。形状と線源容積については表１に示すとおりであり，放射能強度,媒質の元素組成及び密度に対しては，製造メーカによる検定がなされている。本ファントムは，身長170cm，線源体積56.7literであり，成人男性の平均的な体格をおおむね模擬している。

また，本研究では，MIRD数学ファントムに対するシミュレーションも行った。MIRD数学ファントムは，数式で体格や臓器の形状を定義したモデル上のファントムであり，放射線防護の目的で広く利用されている。本研究では，Cristy(1986)[6]らの開発した年齢別MIRD数学ファントムに基づき，外形のみを考慮した軟組織で満たされた全身均一線源に対する計数効率の計算を行った。

モンテカルロシミュレーションの検証では，物理ファントムに対する計数効率を計算により求め，これを実験値と比較検証して行った。なお,本研究では，計数効率を全エネルギーピーク効率とし,測定で得られたγ線スペクトルから,市販の解析用ソフトウエア（SEIKO製ガンマスタジオ)[7]を用いて求めた。γ線スペクトルは全4,096チャンネルであり，MCA(Multi Channel Analyzer）上で１チャンネルあたり約0.5keVのエネルギー領域となるように設定している。

表１　物理ファントム各部位の外側寸法と線源体積

部位	長径(cm)	短径(cm)	高さ(cm)	線源体積(ℓ)
頭	22	22	22	6.2
首	11	11	11	0.65
胸	32	22	22	9.4
腹	32	22	22	10.0
腰	32	22	22	10.0
腕	11	11	51	3.0
大腿	16	16	30	4.2
下肢	12	12	41	3.0

３．計算の方法

3.1 モンテカルロシミュレーション

本研究では，計数効率の計算にモンテカルロシミュレーションコードMCNP（Version4C)[8]を用いた。MCNPは，種々の断面積及び散乱角に関する連続エネルギーデータライブラリを有する汎用輸送コードであり，電子輸送，特性X線の生成及び制動放射線を伴う物質中の光子輸送をシミュレートすることができる。さらに，MCNPでは，放射線検出器の応答関数を計算するのに最適なpulse height tally(F8 tally）が組み込まれており，計数効率の計算にはこれを用いた。エネルギー領域の分割は測定と同様に行い，計算結果の統計誤差が５%以下となるようにヒストリ数を決定した。

MCNPのモデリングは，スキャニング型全身カウンタの検出部，筐体及びファントムに対して行った。計数効率の計算は，物理ファントム中に含まれる４核種の主要な光子エネルギー（81.0,276.4,302.9,356.0,383.9,661.6,1,173.2,1,332.5及び1,460.8keV）について行った。

3.2 検出器のモデリング

検出部であるGe半導体検出器のモデリングは,表２に示す製造メーカの仕様に基づき，可能な限り忠実に行った。しかしながら，結晶の不完全性や格子間の不純物の存在による電荷キャリアのトラップなどの要因により,Ge結晶全体が有感領域とはならないために,本研究では中村ら[9),10)]の手法にならい，元々放射線感度を有さない電極を含めた一定の厚さを持つ不感層を仮定し，適当な不感層の厚さを評価した。図２に,Ge半導体検出器のモデリングを示す。

スキャニング型全身カウンタに用いられているGe半導体検出器は，n型の同軸型検出器（Coaxial Detector）であり，検出面側の表面電極（p^+電極）と電極ピン側の中心電極（n^+層）の２つの電極が

表２　Ge半導体検出器の仕様

各種パラメータ	寸　法（mm）	
	検出器＃１	検出器＃２
結晶直径	63.8	65.3
結晶長さ	73.3	77.7
エンドキャップからBe膜までの長さ	4	
Be膜の厚さ	0.5	
表面電極の厚さ	0.0003	

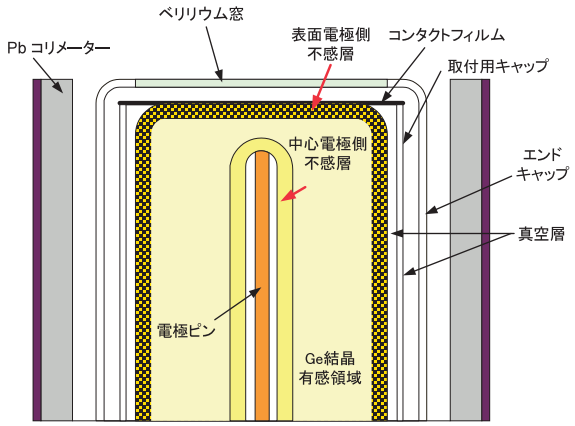


図２　Ge検出器のモデリング

存在する。典型的な電極の厚さとしては，表面電極が0.3μm程度，中心電極が0.5～1mm程度であるとされている[11]。

3.3　ファントムに対する計数効率の計算

MCNPでは，複数の線源を同時に計算することができないため，各部位ごとに計算を個別に行い，次式により物理ファントムの計数効率ε_Wを与えた。

$$\varepsilon_W = \frac{\sum_k A_k \cdot \varepsilon_k}{\sum_k A_k}$$

上式において，A_kとε_kは，それぞれ物理ファントム部位kの放射能強度と計数効率である。なお，ε_Wは検出器の位置によって変化するため，図３に示すように，物理ファントムの身長方向に沿って等間隔（10等分）に分割した検出器位置において計数効率を求めた。また，物理ファントムを検出器が頭部から足先までスキャンした際の計数効率ε_Sは，次式により与えた。

$$\varepsilon_S = \frac{\left(\frac{\varepsilon_W(1)}{2} + \sum_{i=2}^{10} \varepsilon_W(i) + \frac{\varepsilon_W(11)}{2} \right)}{10}$$

ここで，$\varepsilon_W(i)$は，図３に示す検出器位置（i番目）における物理ファントムの計数効率である。なお，検出器は２式あるため，検出器ごとにε_W，ε_Sを求め，これらを合算したものを実験値との比較検証に用いた。

ピーク効率ε_Sを得るには，膨大な計算（検出器数×検出器位置数×エネルギー数×ファントム部位数）を行う必要があるため，本研究では，計算作業を容易にするためのツールを開発した。本ツールでは，計算条件の設定（検出器位置，物理ファントムの配置及びヒストリ数など），MCNPの計算実行及び計算結果の出力（応答関数及び計数効率）までの一連の操作を，画面上で簡便に行うことができる（図４）。なお，MIRD数学ファントムに対する計算についても，前述した物理ファ

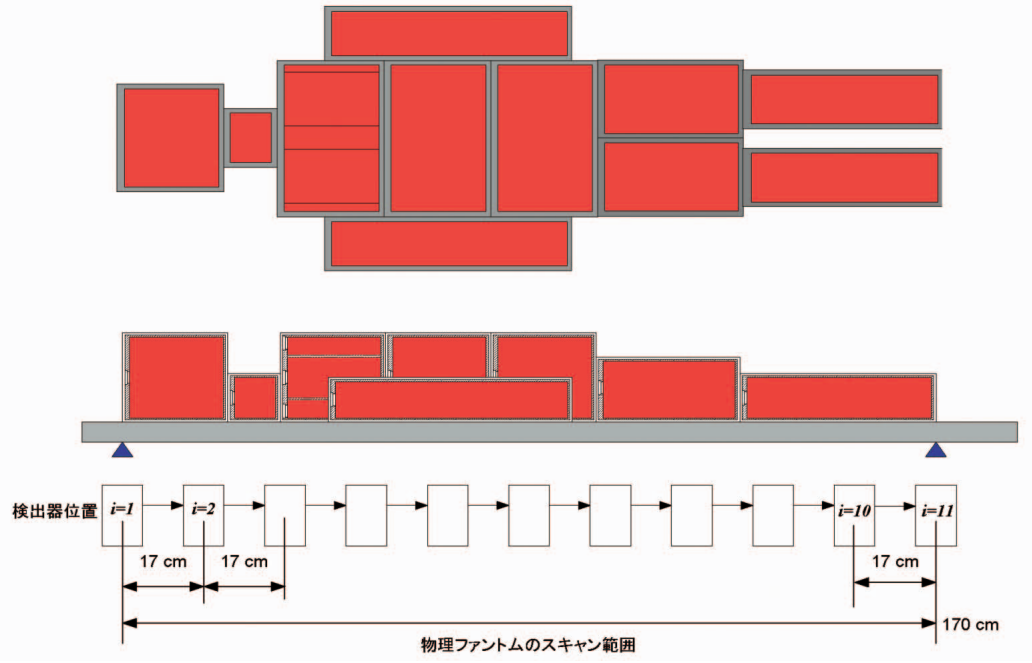


図３　物理ファントム計数効率評価の検出器位置

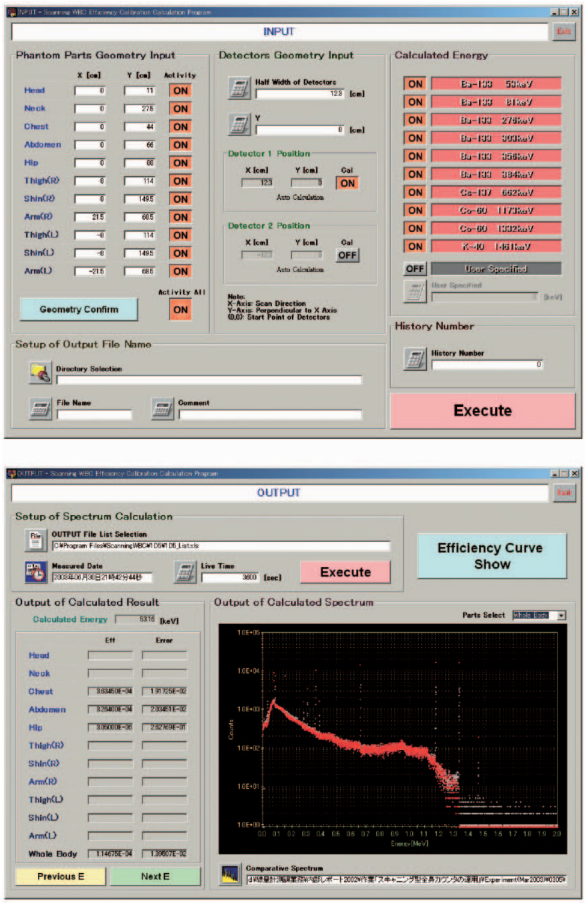


図４　MCNP計算ツール

ントムと同様に行った。ただし，MIRD数学ファントムの各部位（頭部，胴体，脚部（左右），性器，胸）の放射能強度は，その体積に比例するとした。

４．結果と考察

4.1　物理ファントムに対するシミュレーション

（1）Ge結晶中の不感層厚さの評価

Ge結晶中の不感層の厚さを評価するのに，物理ファントムの首部位の線源を用いた。この理由は，首部位と検出器の入射窓の径が他の利用可能な体積線源に比べて最も近く，種々のエネルギーに対する計数効率の検証が可能であるからである。この首部位の線源を，スキャニング型全身カウンタのベッド上に配置し，これを計算体系としたシミュレーションにより，不感層厚さと計数効率の関係式を求め，実験値と等しくなるような不感層の厚さを評価した。表面電極と中心電極の不感層の厚さは，それぞれ^{133}Baの81.0keVと^{60}Coの1,332.5keVの計数効率を利用した。表３に，上述した方法により評価したGe結晶中の不感層の厚さを示す。なお，この不感層の厚さを用い，他のエネルギーに対する計数効率を計算した結果，実験値と計算値の差異は数%以内であった。

（2）物理ファントムの計数効率

評価した結晶内部の不感層厚さを検出器のモデリングに反映し，物理ファントムの計算を行った。図５に，異なる検出器位置における物理ファントムの計数効率ε_wに対する実験値と計算値を比較した。同図には，81.0keVと1,332.5keVの計数効率を代表で示した。幾つかの検出器位置では，実験値と計算値とに差異が見られるが，比較した全てのエネルギーに対して，約10%以内であった。差異の原因としては，実験における物理ファントムの配置誤差や物理ファントム内媒質の不均一性が考えられる。

図６には，物理ファントムを全身にわたりスキャンした際の計数効率ε_sに対する実験値と計算値を示した。図６中の150keVの計数効率は計算値のみであるが，効率曲線を得るのに追加した。図６に示すように，実験値と計算値は非常に良く一致しており，両者の差異は３%未満であった。

これらの結果より，MCNPによる物理ファントムの計数効率評価は，十分妥当であると考えられる。

表３　評価した不感層厚さ

検出器番号	表面電極不感層(mm)	中心電極不感層(mm)
検出器＃１	4.76×10^{-2}	2.75
検出器＃２	3.97×10^{-2}	2.09

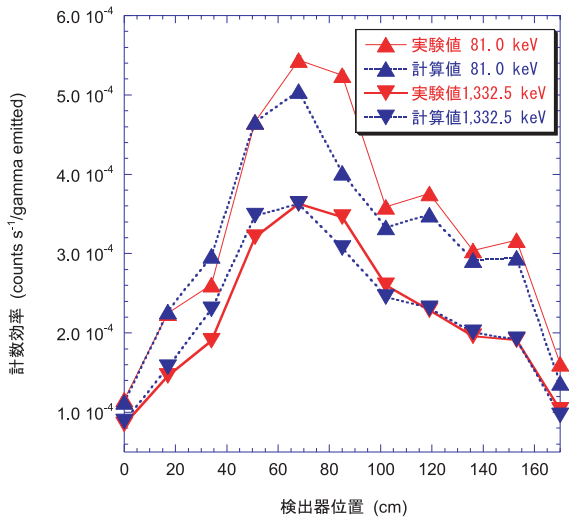


図５　検出器位置の変化に伴う物理ファントムの計数効率に対する実験値と計算値の比較

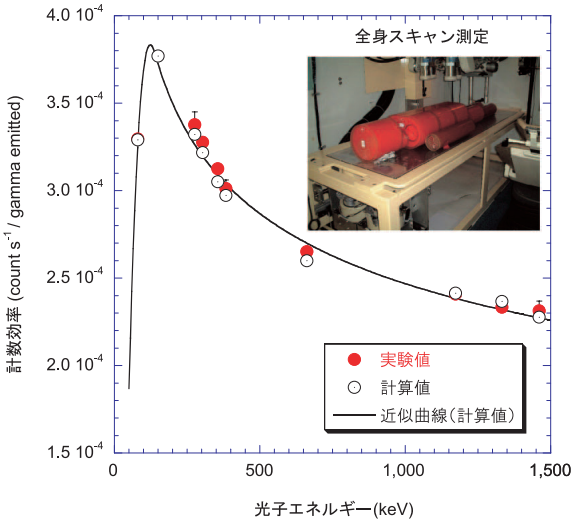


図６　全身スキャン測定における物理ファントムの計数効率に対する実験値と計算値と比較

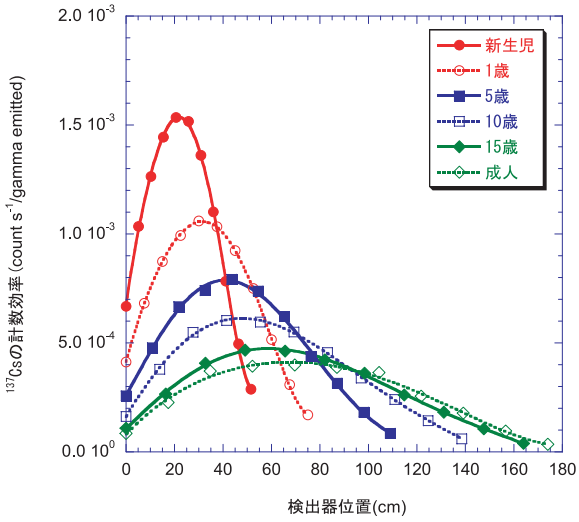


図７　検出器位置の変化に伴うMIRD数学ファントムの計数効率

4.2　MIRD数学ファントムに対するシミュレーション

（1）MIRD数学ファントムの計数効率

物理ファントムの結果を踏まえ，年齢別MIRD数学ファントム（0歳児，1歳児，5歳児，10歳児，15歳児，成人）に対する計数効率を計算した。各MIRD数学ファントムの身長と体重は，表４に示すとおりである。なお，MIRD数学ファントムに対する計数効率の計算は，物理ファントムのシミュレーションと同様に行った。検出器モデリングについても，物理ファントムの場合と同一である。

^{137}Csの光子エネルギー（661.6keV）に対するMIRD数学ファントムの計数効率を，各ファントムの身長方向に等分割（10等分）した検出器位置において計算した結果を図７に，ファントム全身をスキャン測定した場合の計数効率を図８に示す。

図７及び図８に示されるように，計数効率は体格によって異なり，スキャン測定では体格が大きくなるほど計数効率が小さくなる傾向が明らかとなった。同様な計数効率の体格依存性については，他のベッドジオメトリの全身カウンタにおいても報告されている[5),12)]。また，表５に，光子エネルギーごとの成人のMIRD数学ファントムに対する他の年齢のMIRD数学ファントムの計数効率の比を示す。計数効率の体格依存性は，光子エネルギーによって顕著に変化しない結果が得られた。

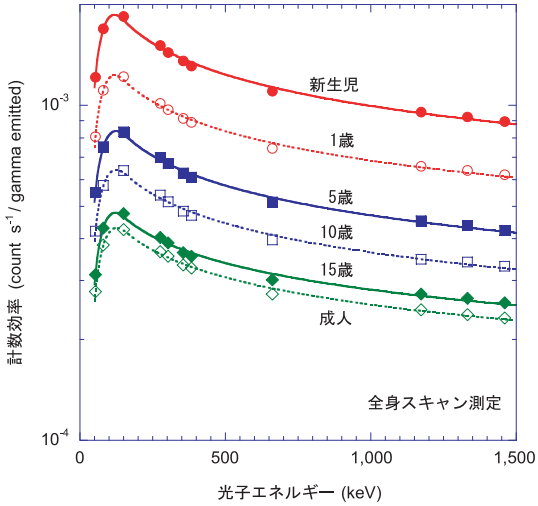


図８　全身スキャン測定におけるMIRD数学ファントムの計数効率

表４　MIRD数学ファントムの体格形状

	身長(cm)	体重(kg)
新生児	51.49	3.67
1歳	74.96	9.78
5歳	109.02	19.85
10歳	138.58	33.18
15歳(成人女性)	163.99	56.50
成人	174.00	73.61

（2）計数効率の体格補正式の導出

実務上の観点から，簡便に計数効率の補正を行えることは有用である。ここでは，前述したMIRD数学ファントムの結果を用いて，身長と体重を変数とした計数効率の体格補正式を導出することを試みた。図９には，成人のMIRD数学ファントム

表5　成人MIRD数学ファントムに対する計数効率比

エネルギー	新生児	1歳児	5歳児	10歳児	15歳児
81.0keV	4.41	2.89	1.96	1.51	1.12
150.0keV	4.33	2.86	1.96	1.50	1.12
276.4keV	4.13	2.77	1.91	1.48	1.10
302.9keV	4.06	2.74	1.89	1.46	1.10
356.0keV	4.06	2.73	1.88	1.45	1.09
383.9keV	4.00	2.72	1.87	1.43	1.08
661.6keV	4.04	2.72	1.88	1.45	1.10
1173.2keV	3.89	2.68	1.84	1.42	1.12
1332.5keV	3.89	2.69	1.84	1.44	1.12
1460.8keV	3.86	2.67	1.82	1.42	1.11

の計数効率に対する他年齢のMIRD数学ファントムの計数効率比σを，身長を横軸にとってプロットしたグラフであるが，次式により良く近似されることが示された。

$$\sigma(H) = 346.76 \times H^{-1.1232} \quad (r = 0.998)$$

上式において，Hは身長（cm），σは^{137}Csの光子エネルギーに対する計数効率比，rは相関係数である。

なお，体重を変数としても同様な近似式が導出できることが分かった。

5．結論

本研究では，サイクル機構東海で開発したスキャニング型全身カウンタに対し，MCNPを用いたモンテカルロシミュレーションにより，ファントムの計数効率を評価した。モデリングでは，Ge半導体検出器内の電極近傍に一定の厚さの不感層を仮定し，実効的な有感領域を実験的に評価した。このモデリングに基づき，物理ファントムの計数効率を計算した結果，スキャン測定における計数効率に対する実験値と計算値の差異は３％未満であった。これより，シミュレーションによる計数効率の評価は妥当であり，物理ファントムに代わる校正手法として十分に有効であると結論できる。加えて，年齢別のMIRD数学ファントムに対するシミュレーションでは，計数効率の体格依存性が明らかとなった。スキャン測定での計数効率では，成人と幼児の計数効率に，最大ファクター４程度の差異が生じることが示された。この結果を踏まえ，身長や体重による計数効率の体格補正式を導出し，よく近似できることが分かった。

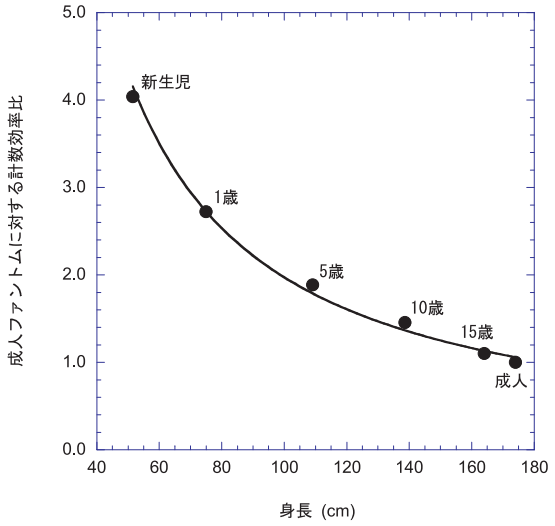


図９　MIRD数学ファントムの計数効率と身長の関係

謝　辞

本研究を実施するにあたり，SEIKO EG&Gの高橋幸嗣氏，V.I.Cの峯本浩二郎氏，根本誠氏には，モンテカルロシミュレーションの計算作業において多大なご尽力を賜った。ここに記して，深く感謝する。

参考文献

1）R. Toohey and E. Palmer et al.:“Current Status of Whole-Body Counter as a Means to Detect and Quantify Previous Exposures to Radioactive Materials”, Health Physics, Vol.60, Sup.1, p.7 (1991)
2）HEALTH PHYSICS SOCIETY:“Specifications for the Bottle Manikin Absorption Phantom”, ANSI-HPS N13.25-1999 (2000)
3）S. Kinase:“Evaluation of Response of Whole-body Counter using the EGS4 Code”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.35, No.12, p.958 (1998)
4）S. Kinase, M. Yoshizawa et al.:“Evaluation of Counting Efficiency of a Whole-body Counter using the EGS4 Code”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.37, No.12, p.1103 (2000)
5）S. Kinase, M. Yoshizawa et al.:“Application of EGS4 Code to Whole-body Counting”, Proceeding of the Second International Workshop on EGS, KEK Proceeding 200-20, p.23 (2000)
6）M. Cristy, K. F. Eckerman:“Specific Absorbed Fraction of Energy at Various Ages from Photon Source”, ORNL/TM-8381/V1-V7 (1987)
7）SEIKO EG&G:“Gamma Studio Operational Manual”, (2001)
8）J. F. Briesmeister:“MCNPTM A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 4C”, LA-13709-M (2000)

9）T. Nakamura, T. Suzuki: “ Monte Carlo Calculation of Peak Efficiencies of Ge(Li) and Pure Ge Detectors to Volume Sources and Comparison with Environmental Radioactivity Measurement ”, Nuclear Instrumental and Methods, Vol.205, p.211 (1983)
10) S. Kinase, H. Noguchi et al.: “ Application of a Ge Semi-Conductor Detector to Whole-body Counter ”, Radiation Protection Dosimetry, Vol.105, No.1-4, p.467 (2003)
11) 野口正安：“ γ線スペクトロメトリー ”, RADIOISOTOPES, Vol.50, p.1S (2001)
12) M. J. Youngman: “ Calibration and Evaluation of a Transportable in vivo Monitoring System for Accident Monitoring of Internal Contamination ”, Radiation Protection Dosimetry, Vol.107, No.4, p.259 (2003)

資料番号：25－7

研究報告

パッシブガンマ法によるコンテナ等廃棄物中のウラン量測定技術の開発

大木　耕一　　青山　佳男　　助川　泰弘*　　鈴木　　敏*
佐川　　寛*1　土井　英雄*2　遠藤　保美*2

環境保全・研究開発センター　環境保全部　　*1三菱重工業株式会社
*原子力技術株式会社　　*2ニュークリア・デベロップメント株式会社

Development of Technique for Measuring Uranium Quantity within Containers Using the Passive Gamma Method

Koichi OHKI　Yoshio AOYAMA　Yasuhiro SUKEGAWA*　Satoshi SUZUKI*
Hiroshi SAGAWA*1　Hideo DOI*2　Yasumi ENDO*2

Waste Management Division, Waste Management & Fuel Cycle Research Center
* Nuclear Technology & Engineering Co., Ltd
*1 Mitsubishi Heavy Industries, Ltd
*2 Nuclear Development Co.

廃棄物中のウラン量を測定評価することは，廃棄物の管理上必要である。しかし，ウラン廃棄物のうちコンテナに収納された廃棄物については，適切な非破壊測定装置がなく，廃棄物情報からの推定評価にとどまっていた。このため，コンテナ詰廃棄物中のウラン量を，パッシブガンマ法により測定評価する測定装置を開発した。本測定装置は，NaI(Tl)検出器３台，Ge検出器１台及び廃棄物ハンドリング装置より構成される。測定手法は，^{238}Uと放射平衡の子孫核種^{234m}Paより放出される1,001keVと766keVのγ線のピーク計数率を用いる方法であり，密度及び線源（核種）が偏在していても適用できる。評価法は，対向した測定点の測定データより距離の影響を除いて評価する対向対評価法を開発した。子孫核種の影響が多い場合は，その影響を取り除いて評価した。なお，計数率が少ない場合は，バックグランド計数率の変化を補正したグロス計数率による評価法とした。

本測定装置の適用性は天然ウラン50g～10kgを用いたウラン試験や，他の測定装置による比較試験で確認し，ウラン廃棄物の測定を開始した。

Measurement evaluation of uranium content within wastes is necessary for waste management. However, there was no appropriate NDA system for measuring containers storing uranium wastes. Therefore, the estimation of quantity of uranium relied on waste information. We have developed a new technique based on the passive gamma method for measuring quantity of uranium in uranium waste containers (1m^3 volume). The measurement system consists of three NaI (Tl) detectors, one HPGe detector and a handling system. The measuring method uses two discrete gamma-ray energies emitted from the daughter nuclide ^{234m}Pa (1,001 keV and 766 keV). The technique is applicable even if distribution of density and radionuclides are not uniform.

We developed a new technique to remove the influence of distance between radionuclides and detectors. This technique was named the "Facing Couple Method (FCM)". If the influence of daughter nuclide is strong, the evaluation is carried out by removing the influence. When counting rate is low, gross counting rates corrected with the variation of background counting rate is adopted as an alternative method.

The applicability of this technique and system was confirmed by examination with natural uranium (50g ~ 10kg), and the measurement of uranium in the uranium waste containers was started.

大木　耕一
環境保全課
技術管理ﾁｰﾑ所属
副主任技術員
RETFの設計，廃棄物処理及び非破壊測定技術開発に従事

青山　佳男
環境保全課
技術管理ﾁｰﾑ所属
廃棄物処理及び非破壊測定技術開発に従事

助川　泰弘
環境保全課
技術管理ﾁｰﾑ所属
廃棄物処理及び非破壊測定技術開発に従事

鈴木　　敏
環境保全課
技術管理ﾁｰﾑ所属
廃棄物処理及び非破壊測定技術開発に従事

佐川　　寛
バックエンド設計課
課長
放射性廃棄物処理設備，放射線測定設備の開発に従事

土井　英雄
放射線技術開発室
室長
PWR燃料の放射能挙動評価，非破壊測定法の開発に従事

遠藤　保美
放射線技術開発室
主席技師
非破壊測定法の開発に従事

キーワード
ウラン廃棄物,コンテナ,非破壊測定,パッシブガンマ法,ウラン線源,密度偏在,核種偏在,子孫核種,減衰補正,対向対評価

Uranium Contaminated Waste, Container, Non-Destructive Assay, Passive Gamma Method, Uranium Source, Density Maldistribution, Nuclide Maldistribution, Daughter Nuclide, Correct Attenuation, Facing Couple Method

１．はじめに

ウラン廃棄物中のウラン量を測定評価することは，廃棄物の管理上必要なことであり，廃棄物の処理・処分の方策を検討する上で重要である。

ウラン廃棄物の収納容器は，200ℓドラム缶（以下，「ドラム缶」という。）と約１m³のコンテナ（以下，「コンテナ」という。）に大別される。

サイクル機構では，ドラム缶についてパッシブガンマ法を用いた非破壊測定装置[1),2)]により，既に測定が行われている。

一方，コンテナについては，プルトニウム取扱施設から発生する固体廃棄物を対象としたパッシブ中性子法による非破壊測定装置が実用化されている[3)]。

しかし，ウラン廃棄物については，ウランの自発核分裂による中性子が微量であり，適切な非破壊の測定装置がなく，廃棄物情報等からの推定評価にとどまっていた。

このため，コンテナ中のウラン量を安価なパッシブガンマ法により測定評価する測定装置を開発し，ウラン線源を用いた模擬廃棄物による検証試験を実施した。また，ウランの子孫核種を多く含む廃棄物についても他の測定方法と比較評価した。その結果，所定の精度が得られたので実廃棄物の測定に着手した。

本報では，開発した測定装置，採用した放射能評価法，実施した検証試験について述べる。

２．測定方法と測定装置

2.1 測定方法

(1) 廃棄物の特徴

コンテナの寸法は,128cm×128cm×H105.6cm（内容積は約１m³）で側面厚0.45cm（底面厚0.6cm）の鉄（SS400）の容器壁より成っている。コンテナ中の廃棄物は，内容物の密度及び含有する線源が偏在した雑固体であり,次の特徴がある。

・低レベル廃棄物であるため，含有されている放射能は多くはない（線源強度は弱い）。
・廃棄物の嵩密度は，平均で１g/cm³程度である。
・廃棄物中の主な放射能は，ウランのみによるものとウランの子孫核種を多く含むもの（ウラン製錬等からの廃棄物）がある。

(2) 開発方針

以下の要件を満たす測定装置を開発することとした。

① 汎用性があり，コストが安いパッシブガンマ法で測定する。
② 内容物は雑固体であり，密度及び線源の偏在の補正機能を有する。
③ 原子力発電所から発生する低レベル廃棄物の非破壊測定装置の検出下限値レベル（約１×10⁶Bq/t）と同等のウラン100gが測定できる。
④ 測定精度は，保管廃棄の記録及び保障措置を目的としたドラム缶用の非破壊測定装置[1)]と同等として，コンテナの平均嵩密度１g/cm³以下で，ウラン量の測定誤差が，1σで−50%～＋100%以内とする（σは標準偏差）。
⑤ ウランの子孫核種の多い廃棄物も測定できる。

(3) 測定方法

上記 (2) の開発方針に従い，以下の測定方法を採用した。

① 測定対象は，密度及び線源の偏在があるため測定対象を仮想的なメッシュに分割して測定することとした。測定は，偏在補正を行うために直接線（エネルギーの異なる２種類のγ線）とバンド計数率（コンプトン散乱領域のγ線）及びグロスγ線計数率を測定する。測定する直接線は，放出されるγ線のうちエネルギーが高く発生割合の比較的大きい^{238}Uと放射平衡にある^{234m}Paからの1,001keVと766keVのγ線とした。ここで，1,001keVのγ線は72.9γ/（sec･g^{238}U），766keVのγ線は25.9γ/（sec･g^{238}U）の発生確率を持つ。
② 測定する検出器はNaI(Tl)検出器３台とGe検出器１台の組合せとした。線源としてウランが主な場合,NaI(Tl)検出器の計数率を用いる。一

方，Ge検出器は，廃棄物からのγ線のスペクトルの確認とウラン子孫核種が多い廃棄物中の線源強度評価に用いる。ウランの子孫核種が多いとたくさんのγ線の放出がみられ，NaI(Tl)検出器では，分解能の関係から1,001keVと766keVのピーク計数率の測定が困難になる。このため，^{238}Uの崩壊による766keVの計数率を算出するには，^{214}Biからの768keV，^{211}Pbからの766keVのγ線の影響を除く必要がある。ここでは，Ge検出器で測定された^{238}Uの766keVのピーク計数率へのウランの子孫核種の影響が所定の割合（例えば５％）以上になると，Ge検出器による測定データでウラン量を評価することとした。NaI(Tl)検出器とGe検出器の役割を表１に示す。

測定は，側面を横方向に４分割，高さ方向に３分割（但し，Ge検出器では１分割）し，４面測定する。この場合，約１m^{3}のコンテナを約30cmの立方体に分割したことになる。例えば，１点での測定時間を15分とすると全体の測定時間は，１面当りの横方向の分割数４で４面測定することを考慮するとコンテナに収納された廃棄物当り４時間となる。

③　本装置は，ウラン線源が取扱えない施設での校正及び試験を考慮し，ウラン線源と同様に２本のエネルギーピークを有しNaI(Tl)検出器にて分解できるエネルギー間隔のγ線源として，^{60}Coの測定評価も行えるようにした。また，コンテナだけでなく200ℓドラム缶も取り扱えるようにした。

2.2　測定装置

製作した測定装置の概念図を図１に，外観を写真１に示す。測定装置は，廃棄物駆動部（移動レール，ターンテーブル），操作盤よりなる廃棄物ハン

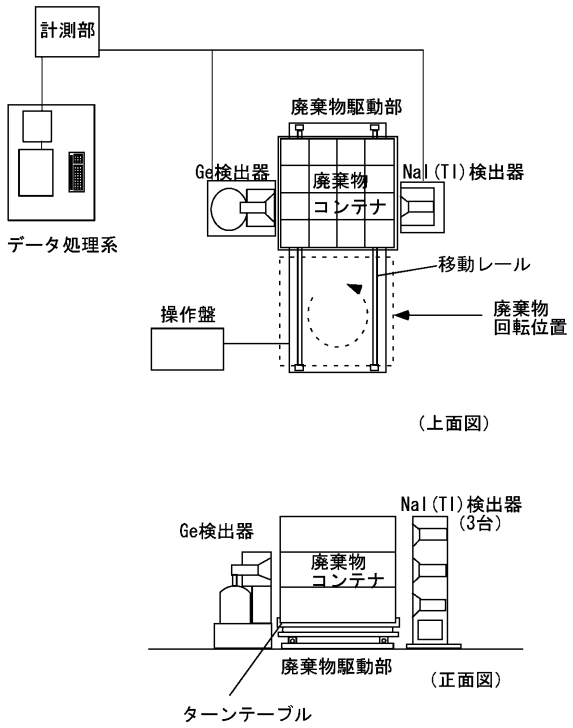


図１　測定装置の概念図

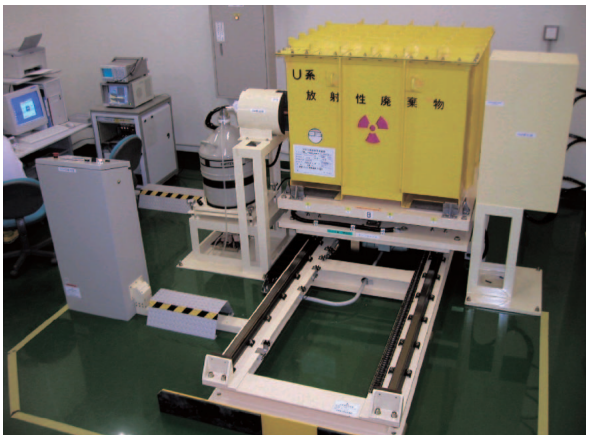


写真１　測定装置の外観

表１　NaI(Tl)検出器とGe検出器の役割

	NaI(Tl) 検 出 器	Ge 検 出 器	備　　考
設 置 台 数	3	1	・コンテナの大きさ128×128×105.6cm（ドラム缶の測定も可能）
測 定 点 数（巾×奥行×高さ）	4×4×3＝48	4×4×1＝16	
データの利用 (1) 核種の確認と線源位置	計数率分布より線源の存在するメッシュ設定	廃棄物中に存在する核種確認	
(2) 評価法 ①ウランの子孫核種がほとんどない又はCo-60	NaIの計数率を利用	—	・NaIの方がGeよりも感度が良く検出下限値は小さくなる。
②ウランの子孫核種が多い	—	Geの計数率を利用	・766keVピーク計数率への子孫核種の影響の大きさで評価法を自動選択。

ドリング装置とコリメータ付のNaI(Tl)検出器３台よりなるNaI(Tl)検出器系，コリメータ付Ge検出器１台よりなるGe検出器系及びデータ処理系より構成される。

測定は,ターンテーブル上に対象廃棄物を載せ,検出器の設置されている所定の位置に移動レール上を移動・停止させ，所定の時間計測する。計測が終了すると所定の距離をピッチ移動･停止させ,次の分割点を測定する。廃棄物の所定面の測定が終了すると廃棄物を原点位置まで移動し，90°回転させた後,再び廃棄物を検出器の間に移動させ,測定を行う。このようにして４面の測定を実施する。測定データは測定終了後オフラインで処理し,ウラン量の評価を行う。

３．評価方法

採用した評価フローの概略を図２に示す。対象としている廃棄物は，含有ウラン量が少ないと予想されるので３種類の評価法を使用した。

3.1　NaI(Tl)検出器の計数率分布より線源領域を設定

1,001keVのNaI(Tl)検出器の計数率分布N_2(i, ip, j）より線源位置を設定する（i＝１～8，ip＝１～2，j＝１～３（jは高さ方向），図３参照)。

(1）線源領域設定手順

以下の手順で線源領域を対象とする計数率を設定した。

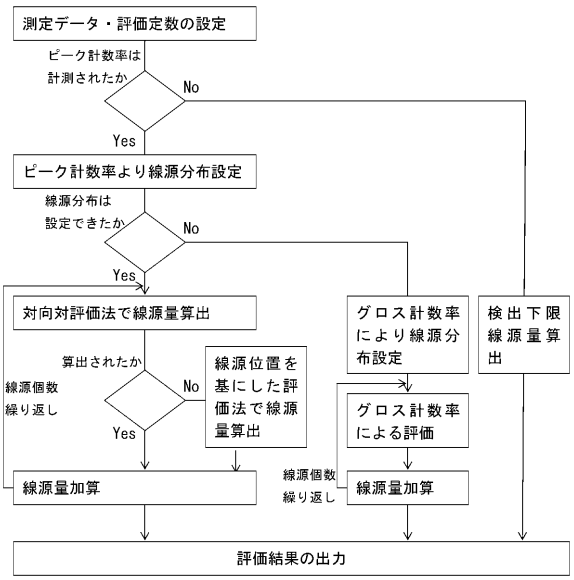


図２　評価フローの概略

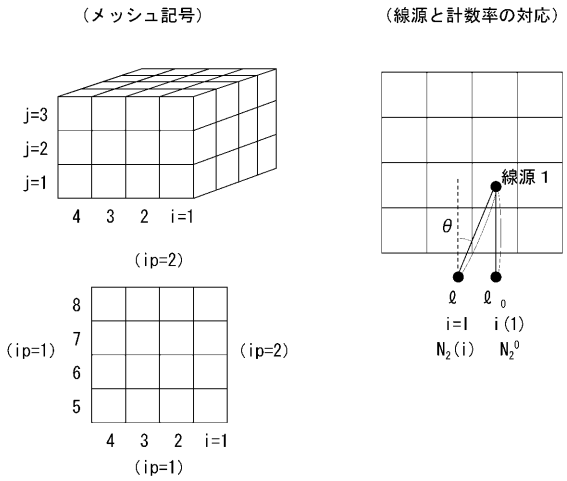


図３　線源分布設定の考え方

①　N_2(i，ip，j）の最大値設定

…N_2(max)，i(1)，ip(1)，j(1)

②　(i(1)，ip(1)，j(1)）と直角直方向の最大計数率設定

…場所is(1)，isp(1)，j(1)

→第１番目の線源位置i(1)，is(1)，j(1)

③　以下の手順で１番目の線源からの寄与を取り除いた計数率分布を求める。

a）i＝Iへの線源１からの計数率

$$N_2^{'} = N_2^{0} \cdot \frac{\ell_0^{\,2}}{\ell^2} \cdot g(\theta)$$

…ここでg(θ)：コリメータ効率

$N_2(I) - N_2^{'}$：線源１以外からの計数率

$\frac{N_2(I) - N_2^{'}}{N_2(I)} = \beta$　とおいて他のエネルギーの計数率も同じ比例で減少させる。

これはi＝Iの点での線源１からの寄与を除くのに際し，線源１からのγ線の廃棄物による減衰効果がi＝Iの点とi(1)の点で同じと仮定したことになる。

b）他の面についても（i(1)，ip(2)，j(1))，(is(1)，isp(1)，j(1))，(is(1)，isp(2)，j(1)）の検出器の計数率を基に１）と同様の手順で線源１の寄与を除いた計数率を設定する。

④　新しい計数率分布（線源１の寄与を除いた計数率分布）で1,001keVの最大計数率の場所を探す。

→上記の①，②と同じ手順で２番目の線源位置設定

⑤　上記③と同じ手順で線源1,線源２の寄与を除いた計数率分布を設定する。(上記④，⑤の手順を残存計数率が所定の値以下になるまで繰り返す。)

測定対象からの計数率が小さいケースが多く，測定された計数率の計数誤差の大きいケースが予想されるので，766keVのピーク計数率についても同じ測定面に関しては，廃棄物による放射線の減衰効果は同じとして，上記③のβを用いて同じ取扱いを行った。

3.2　ウラン線源に対する評価法

(1) 対向対評価法

線源から検出器に入るエネルギーの異なる直接線は，同じ密度分布を透過するので２つの直接線のピーク計数率比（以下，「ピーク比」という。）より実効的な減衰距離＜ρt＞を求めることができる（＜ρt＞は向きによって異なる)。したがって，線源と検出器の距離が判れば線源量（ウラン量）を求めることができる。ここで，対向した測定データを用いれば次の関係を利用することができる。図４に示す体系では次のようになる。

廃棄物中の線源から検出器ａの方向と検出器ｃの方向の密度は同一とは限らないが，検出器間の距離が一定

線源－検出器ａの距離：ｘ＋Δ

線源－検出器ｃの距離：ℓ－ｘ＋Δ

和：ℓ＋２Δ：一定

したがって，対向した測定点ａとｃの計数率として信頼性のある測定値が得られれば距離の影響を除いて線源量を算出できる。評価手順を以下に示す。

検出器ａにおいて

$$N_a(1) = A \cdot k_1(1) \cdot k_2(1) \frac{1}{4\pi(x+\Delta)^2} e^{-(\mu_1 \cdot \rho_a \cdot t_a + \mu_{1(Fe)} \cdot \rho_{Fe} \Delta t)} \quad (1)$$

$$N_a(2) = A \cdot k_1(2) \cdot k_2(2) \frac{1}{4\pi(x+\Delta)^2} e^{-(\mu_2 \cdot \rho_a \cdot t_a + \mu_{2(Fe)} \cdot \rho_{Fe} \Delta t)} \quad (2)$$

ここで

$N_a(1)$：　766keVのγ線の点ａでの計数率

$N_a(2)$：　1,001keVのγ線の点ａでの計数率

A：　線源強度（$g^{238}U$）

$k_1(i)$：　$g^{238}U$当りのγ線の発生数

$k_2(i)$：　検出器でのγ-flux当りの計数率

μ：　質量減衰係数（cm^2/g）

サフィックス１は766keVのγ線を，２は1,001keVのγ線を示す。(Fe）は容器壁（鉄）での値を示す。

$\rho_a t_a$：　ａ方向での廃棄物中での密度と透過距離の積

$\rho_{Fe} \Delta t$：容器壁での密度と透過距離の積

$$\underbrace{\frac{N_a(1)}{N_a(2)}}_{\text{測定された計数率比}} = \underbrace{\frac{k_1(1) \cdot k_2(1)}{k_1(2) \cdot k_2(2)}}_{\text{定数}} e^{-(\mu_1 - \mu_2)\rho_a t_a - (\mu_{1(Fe)} - \mu_{2(Fe)})\rho_{Fe} \cdot \Delta t} \quad (3)$$

したがって，測定点の計数率を用いたピーク比により実効的なγ線の減衰距離$\rho_a t_a$が求まる。

$N_a(2)$, $N_c(2)$を用いて次のようにf_a, f_cを定義する。

$$f_a = N_a(2) \cdot \frac{4\pi}{k_1(2) \cdot k_2(2)} \cdot e^{\mu_2 \cdot \rho_a \cdot t_a + \mu_{2(Fe)} \cdot \rho_{Fe} \Delta t} = \frac{A}{(x+\Delta)^2} \quad (4)$$

$$f_c = N_c(2) \cdot \frac{4\pi}{k_1(2) \cdot k_2(2)} \cdot e^{\mu_2 \cdot \rho_c \cdot t_c + \mu_{2(Fe)} \cdot \rho_{Fe} \Delta t} = \frac{A}{(\ell - x + \Delta)^2} \quad (5)$$

⇩

対向対評価法‥‥(4)と(5)式よりｘを消して線源強度Ａが次のように求まる。

$$A = (\ell + 2\Delta)^2 \cdot \frac{f_a \cdot f_c}{f_a + f_c + 2\sqrt{f_a \cdot f_c}} \quad (6)$$

上記の方法は対向対の測定点a，ｃで766keVと1,001keVのγ線の計数率が測定されると線源位置の効果の補正を必要としない評価ができるが，線源強度が弱くなる若しくは，廃棄物中での減衰が大きくなるとa点かc点のどちらかの計数率が小さくなり，計数率の信頼性がなくなると適用できない特徴がある。

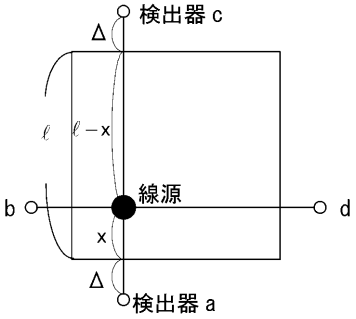


図４　対向対評価法のモデル図

(2) 線源位置を設定した評価法

線源の強さや廃棄物中の減衰効果により，対向対の測定点ａ，ｃで766keVと1,001keVのγ線の計数率が得られず対向対評価が適用できない場合は，図５に示すように，線源位置を該当メッシュに設定して，ａ点及びｂ点での計数率を基に線源量を算出する。

線源位置から測定点までの間の廃棄物中の減衰効果は，ピーク比又はバンド計数率とピーク計数率の比（以下「バンド･ピーク比」という。）又はグロス計数率とピーク計数率比（以下「グロス・ピーク比」という。）より算出する。

上記の対向対評価法と比較すると次の特徴がある。

	長　所	短　所
対向対評価法	位置の補正不要	対面の計数率必要
線源位置設定法	計数率の大きい値が利用できる	線源の存在するメッシュ内に線源位置の設定必要

(3) グロス計数率による評価法

含有ウラン量が少ないか廃棄物中での減衰が大きい場合は，1,001keVや766keVのγ線の有意なピーク計数率が測定されないことがある。この場合，グロス計数率分布より線源位置を設定し，廃棄物重量より算出される嵩密度を利用して，グロス計数率より線源量を算出する。グロス計数率を用いる場合，廃棄物によるバックグランド計数率の減衰効果を補正する必要がある。このため，コンテナ中の内容物が空の場合と水（密度１g/cm³）の場合のバックグランド計数率の測定値と，測定装置がコンクリート建屋内に設置されるとして，モンテカルロコードMCNP-4Cでの計算値（バックグランドの発生源はコンクリート中のK-40とウラン・トリウムの子孫核種と仮定[4]）より，嵩密度によるバックグランド計数率の減衰効果を評価した。これを図６に示す。グロス計数率を用いる場合は，廃棄物重量より求めた内容物の嵩密度を用いて，図６よりバックグランドの減衰効果を補正する。

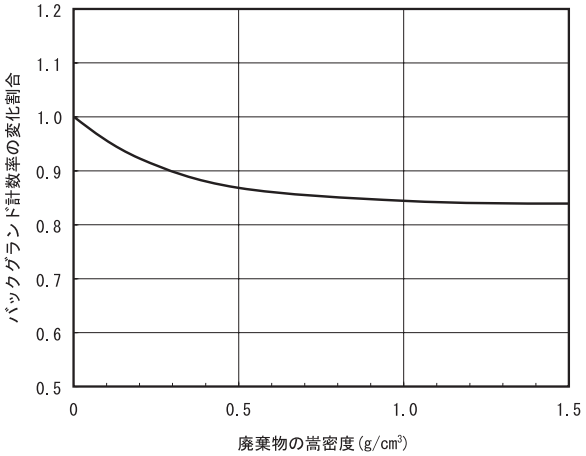
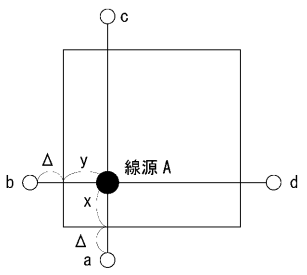


図６　嵩密度によるバックグランド計数率の変化（空のコンテナ（空気）における計数率を１とした）

グロス計数率を用いてウラン量を算出する場合，図７に示すように，ウラン量が分散しているとした。これは，上記のピーク計数率を用いる評価法が適用できない場合であり，対象としている廃棄物中のウラン含有量が少なく，ウランが分散していると考えられる場合を想定した。また，グロス計数率による評価は，少なくともどこかの測定点で1,001keVのγ線のピーク計数率が検出された（ウランの存在が確認された）場合とし，ウランの子孫核種の含有量が少ない場合にのみ適用する。

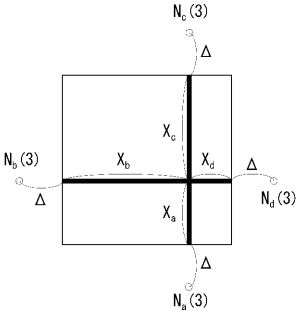
(4) 評価法の特徴

線源量を算出するためには，廃棄物中での放射線の減衰と距離による空間的な広がりの効果を補正する必要がある。ここで，廃棄物中での減衰と距離の効果の補正方法を表２に，各評価法の特徴



線源強度Ａが小さいと線源の近くの点(a，b)で計数率が得られ、はなれた点(c，d)では得られない場合がでてくる。
$N_a(2)$　$N_a(1)$
$N_b(2)$　$N_b(1)$
$N_c(2)$　－
$N_d(2)$　－

図５　線源位置を基にした評価法のモデル



ａ点でのグロス計数率に対応する線源量が長さX_aに渡り分布。
他のｂ，ｃ，ｄ点についても同様。
但し$X_a+X_c=\ell$，$X_b+X_d=\ell$
ℓは容器内の一辺の長さである。
図中の━━は線源を示す。

図７　グロス法での線源モデル

表２　減衰と距離の効果の補正方法

項　目	評　　価　　法	必　要　な　デ　ー　タ
距離の効果	①　対向対評価法 対向した対のデータで距離の効果を取り除く	対向した位置の両側での1,001keVと766keVのピーク計数率
	②　線源位置設定法 1,001keVの計数率分布より求めた線源メッシュの代表点（例えばメッシュ中心）に線源位置を設定	1,001keV計数率分布
	③　グロス計数率による評価法 グロス計数率分布より求めた線源メッシュの代表点を中心に線源が分散していると想定（図７参照）	グロス計数率分布
廃棄物中での減衰効果	①　ピーク計数率を用いる方法（対向対評価法，線源位置設定法）	
	(A) ピーク比で補正	1,001keVと766keVのピーク計数率
	(B)バンド・ピーク比で補正	1,001keV計数率とバンド計数率
	(C)グロス・ピーク比で補正	1,001keV計数率とグロス計数率
	②　グロス計数率による評価法 廃棄物重量より算出される嵩密度と分散した線源位置を用いて減衰効果を補正	グロス計数率

を表３に示す。図２に示すように対向対評価法，線源位置を基にした評価法，グロス計数率による評価法（ウランの子孫核種の影響が小さい場合）の順に適用した。

3.3　ウランの子孫核種が多い場合の取扱い

ウランの子孫核種が多く含まれる廃棄物からは，種々のγ線のピークが検出される。このため，NaI(Tl)検出器では分解能の関係から1,001keV及び766keVのピーク計数率を識別して計測することは困難になる。また，Ge検出器による測定の場合，表４に示すように，^{238}Uの766keVのγ線，^{214}Biの768.4keVのγ線，^{211}Pbの766.3keVのγ線が重なってくる。^{238}Uの766keVのγ線を利用する場合，これらのγ線の寄与を補正する必要がある。このため，次の手順で補正することとした。

①　^{214}Biの609.3keV及び1,120keVのピーク計数率より放出率を考慮して，768.4keVの計数率を対数で内挿する。

②　^{211}Pbの831.8keVのピーク計数率より，エネルギ依存性が^{214}Biと同じとして766.3keVの計数率を算出する。

③　766keVのピーク計数率より，^{214}Bi及び^{211}Pbからの寄与分を除き^{238}Uのピーク計数率とする。求めた^{238}Uの^{766}keVと1,001keVのピーク計数率よ

表４　^{214}Bi，^{211}Pbより放出されるγ線

核　種	エネルギー(keV)	放出率(－)
^{238}U	766	2.09×10^{-3}
	1,001	5.88×10^{-3}
^{214}Bi	609.3	4.61×10^{-1}
	768.4	4.88×10^{-2}
	1,120	1.50×10^{-1}
	1,238	5.92×10^{-2}
	1,765	1.59×10^{-1}
^{211}Pb	404.8	3.00×10^{-2}
	766.3	4.89×10^{-3}
	831.8	2.82×10^{-2}

表３　各評価法の特徴

名　　称	評　　価　　法			適　用　条　件
	線源分布	線源・検出器の距離	廃棄物による減衰	
①対向対評価法	1001keVの計数率分布	①対向した対のデータで評価	(A)ピーク比	・1,001keV，766keVの計数率が計測された場合
②線源位置を設定した評価法	1001keVの計数率分布	②線源のあるメッシュの代表点に線源設定	(A)ピーク比又は(B)バンド・ピーク比又は(C)グロス・ピーク比	・1,001keVの計数率が計測された場合 ・廃棄物中での減衰取扱いは，766keVの計数率の検出状況により(A)，(B)又は(C)の順序（BとCは同じ性質の手法）
③グロス計数率による評価法	グロス計数率の計数率分布	③線源のあるメッシュの代表点に線源設定	(D)嵩密度を設定	・グロス計数率が計測された場合（線源強度が小さいか，減衰効果が大きい場合）

り，ピーク比で廃棄物中での放射線の減衰効果を求め，含有ウラン量を算出した。

４．検証試験

4.1　ウラン線源による測定試験

(1) 試験条件の設定

線源の偏在（距離の効果）及び廃棄物による減衰効果を上述した評価法にて，適切に補正されているかを確認するため，表５に示す試験ケースを設定した。用いたウランは，天然ウランである。ケースＡは，コンテナ内の線源位置を変えたケースであり，設定した位置を図８に示す。

ケースＢは，ウラン量を変えた測定であり天然ウランで50g，100g，500g，１kg，10kgとした（100gは，ケースＡで実施）。

ケースＣは，100gの線源10個をコンテナ内に分散させたケースであり，ケースＤは，500g又は100gの線源に鉄１～4.9cm，塩化ビニル１～4.5cmの遮蔽体を設置し，線源位置を変えた。

ケースＥは，密度１g/cm³で密度が均一の体系であり，線源数１つでウラン量と測定位置を変えたケースと100ｇの線源10個を分散配置したケースである。

ケースＦは，水，砂，鉄を組合せた嵩密度約1.5g/cm³の体系で密度変化のあるケースである。また，線源位置，ウラン量，線源の数を変えて測定した。

表５　ウラン試験ケース

（計63ケース）

ケース	ケース数	ウラン量	線源数	体系の特徴
A	25	100g	1	コンテナ内の線源の位置を変える（図８参照）
B	4	50～10,000g	1	ウラン量を変える
C	3	1,000g	10	複数線源配置を変える
D	16	100g又は500g	1	遮蔽体として鉄10.7～48.5mm又は塩ビ11.3～44.8mm設置
E	4	100g～10,000g	１又は10	水（１g/cm³）の体系でU量又は線源数（１ケース）を変える
F	8	100g～10,000g	１又は10	水，砂，鉄を組合せた嵩密度約1.5g/cm³の体系（模擬廃棄物）を作り，位置，ウラン量，線源数を変えて測定
G	3	100gU	1	鉄12.3mm設置のケース（再現性確認）

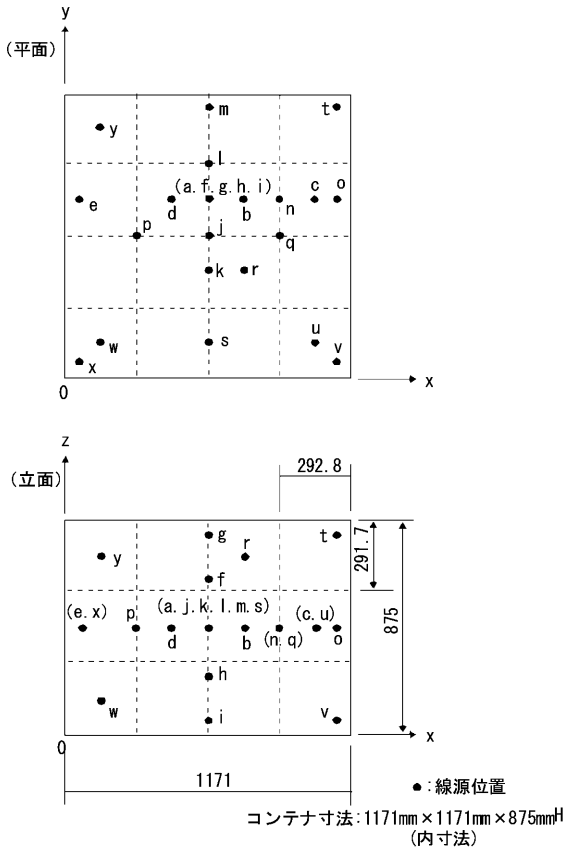


図８　コンテナ内の線源配置（断面）

ケースＧは，各ケースの測定の途中で実施した再現性確認のケースである。

体系の例として，ケースＦで用いた模擬廃棄物の内容物構成及び線源配置を図９及び写真２に示す。

(2) ウラン線源の作製

ウラン線源は，UO_2粉末を計量し，所定量をポリビンに入れて作製した。ウラン線源の嵩密度は，約3.2g/cm³である。測定したUO_2線源による1,001keVのピーク計数率の減衰を図10に示す。ウラン量評価においては，ウラン線源の自己吸収効果を考慮した。

(3) 試験結果

① ケースＡの線源位置を変化させた測定結果を図11，図12に示す。評価値／真値（ウラン線源のウラン量）は0.45～2.08の範囲に分布している。

② 図12に示すように，ケースＢのウラン量を変化させたケース，ケースＣの天然ウラン100gを10個分散させたケース，ケースＤの鉄及び塩化ビニルの遮蔽体を設置したケースの評価値／真値は0.61～1.66の範囲に分布している。

③ ケースＥの水１g/cm³の体系，ケースＦの水，

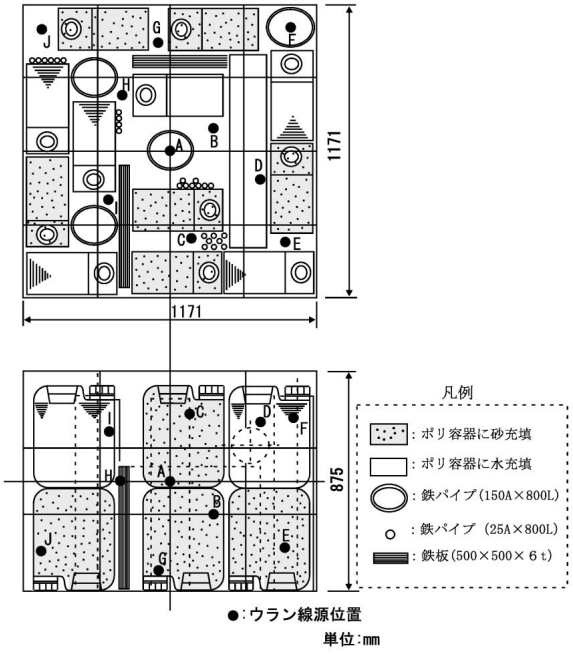


図９　模擬廃棄物の構成及び線源配置
（複数線源配置）

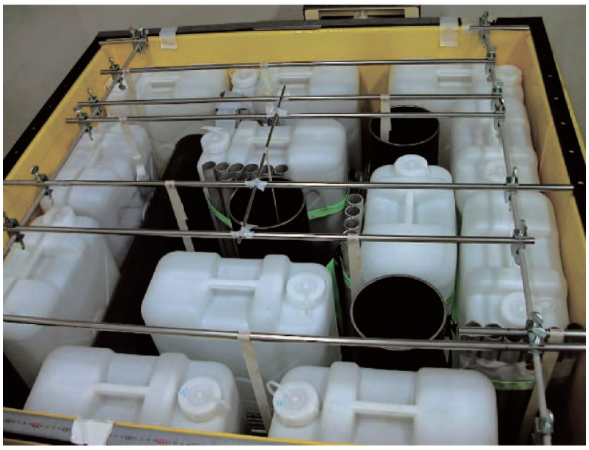


写真２　試験体系例
（混在充填複数線源（U100ｇ×10個），
充填物は図９参照）

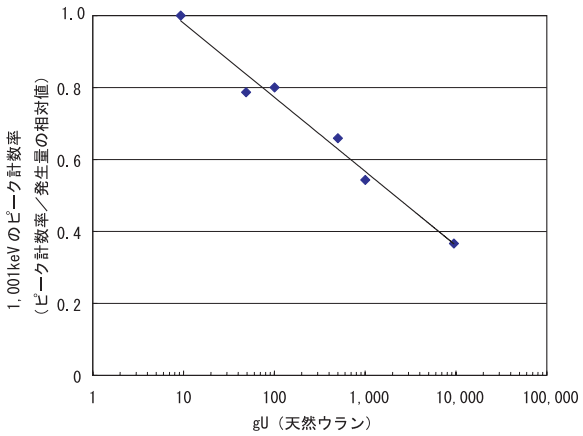


図10　ウランによる1,001keVのピーク計数率の減衰

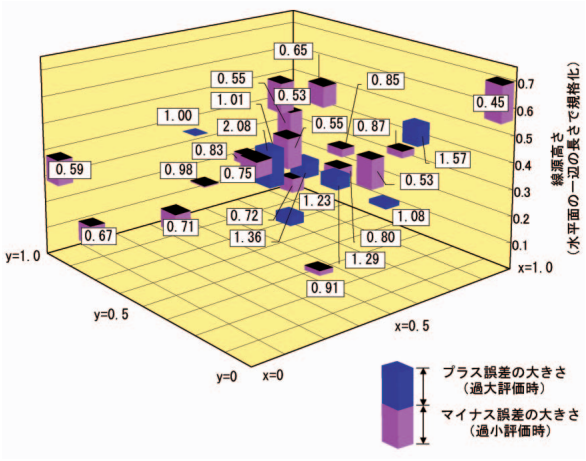


図11　天然ウラン100ｇの線源位置による誤差の分布
（図中の値は評価値／真値である）

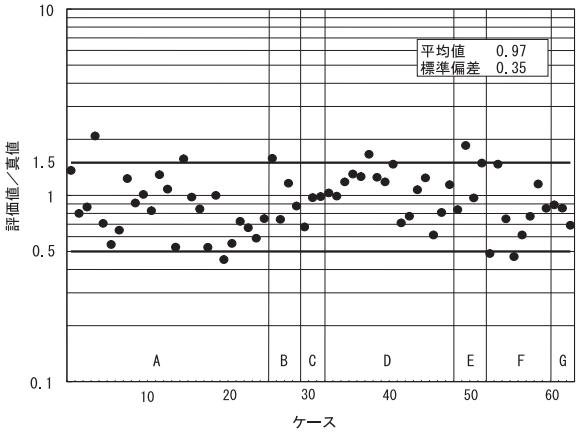


図12　評価値／真値の分布

砂，鉄を組合せた嵩密度約1.5g/cm³の密度非均質の体系は，実廃棄物に近い体系である。この場合，評価値／真値は0.47～1.85に分布した。

④　図12に示したウラン線源を用いたコンテナでのウラン試験の評価値／真値の平均値は0.97であり，標準偏差（σ）は0.35であった。

即ち，測定誤差の±１σは±35%であった。また，対数正規分布での標準偏差は1.43の対数値である。

4.2　ウランの子孫核種が多い廃棄物に対する検証試験

保有していたウラン廃棄物のスラッジ（子孫核種を多く含む。密度は約１g/cm³程度）を200ℓドラム缶に収納した廃棄物に対して，開発した測定装置でコンテナモードとドラム缶モードで測定を行った。測定した廃棄物は，766keVのピーク計数

率のうち，ウランの子孫核種^{214}Biからの寄与のみであり，約50～90%の範囲であった。測定例を表６に示す。なお，線源量を求める場合には子孫核種の影響を補正したピーク計数率を用いる。

スラッジ廃棄物は，密度及び線源の分布がほぼ均質と考えられるので，別途保有しているパッシブガンマ法を用いたドラム缶用の非破壊測定装置[1)]での評価値と開発した測定装置での評価値（コンテナモード，ドラム缶モード）の比較を行った。その結果を図13に示す。

ドラム缶用の非破壊測定装置は，対象物をターンテーブルに載せ，回転させながらGe検出器を用いて測定するものであり，内容物によるγ線の減衰補正は，外部透過線源を用いて行うものである。本装置は，既にドラム缶廃棄物の測定を行い，保管廃棄の記録及び保障措置対応に使用しているものである。

図13の縦軸は開発した測定装置での評価値／ドラム缶用測定装置での評価値である。この相対値は，コンテナモードで測定した場合0.83～1.23の範囲にあり，平均値は1.05，変動係数は14%であった。また，ドラム缶モードで測定した場合は，相対値の平均値は0.96，変動係数は14%であった。

これらより，開発した測定装置は，ドラム缶用の非破壊測定装置と同様の値を示しており，子孫核種を多く含むウラン廃棄物に対して，適用可能であると考える。

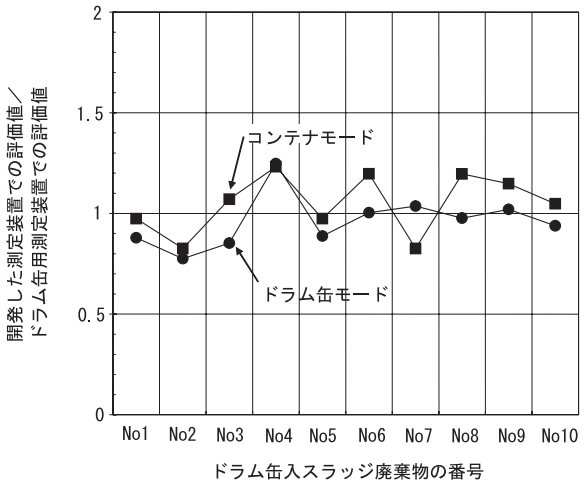


図13　ドラム缶廃棄物（スラッジ）に対する測定結果の比較

4.3　実廃棄物に対する測定結果

実廃棄物コンテナについて，含有核種の異なる２種類について測定した。１つは子孫核種がほとんどないウランを含む廃棄物で，内容物の嵩密度が，0.4～1.3g/cm^{3}の廃棄物であり，他はウランの子孫核種を含む廃棄物で，嵩密度は，0.3～0.5g/cm^{3}程度であった。

これらの測定結果を図14に示す。

表６　スラッジを収納したドラム缶廃棄物に対するGe検出器でのピーク計数率測定例

測定位置	ウラン1001keV n_3(cps)	ウラン766keV n_1(cps)	766keVのピーク計数率のうち^{214}Biからの寄与 δ_1(cps)	766keVのピーク計数率のうち^{211}Pbからの寄与 δ_1(cps)	ウラン766keVの補正計数率 n_1^*(cps)	相対値 n_1^*/n_1
側面-１ No1	0.142	0.228	0.182	－	0.045	0.200
側面-１ No2	0.647	1.022	0.700	－	0.323	0.316
側面-１ No3	0.671	0.892	0.637	－	0.255	0.286
側面-１ No4	0.108	0.229	0.179	－	0.050	0.220
側面-２ No1	0.138	0.338	0.180	－	0.158	0.467
側面-２ No2	0.677	1.031	0.757	－	0.275	0.266
側面-２ No3	0.682	0.976	0.707	－	0.269	0.275
側面-２ No4	0.129	0.244	0.160	－	0.084	0.345
側面-３ No1	0.117	0.250	0.162	－	0.088	0.352
側面-３ No2	0.631	0.986	0.737	－	0.249	0.252
側面-３ No3	0.666	0.986	0.740	－	0.245	0.249
側面-３ No4	0.147	0.204	0.159	－	0.045	0.222
側面-４ No1	0.161	0.169	0.153	－	0.016	0.096
側面-４ No2	0.653	0.996	0.727	－	0.268	0.269
側面-４ No3	0.626	0.957	0.668	－	0.289	0.302
側面-４ No4	0.112	0.211	0.170	－	0.041	0.196

（注）Ge検出器は高さ方向には中央１ヶ所，横方向には側面当り４ヶ所測定する。また，$n1^* = n1 - \delta 1 - \delta 2$ （下４桁を四捨五入）
（注）766keVの計数率に対して^{211}Pbからの寄与は検出下限以下であった。

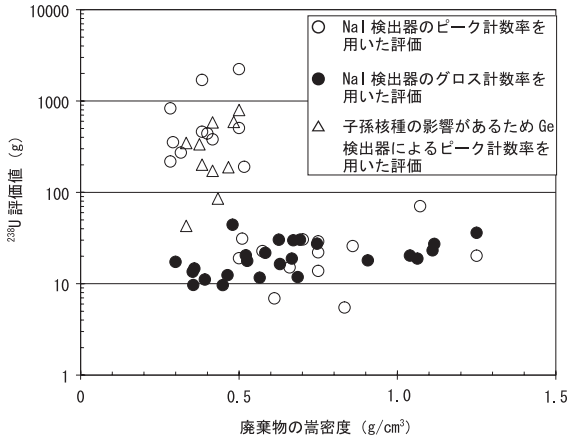


図14　実廃棄物コンテナの測定結果

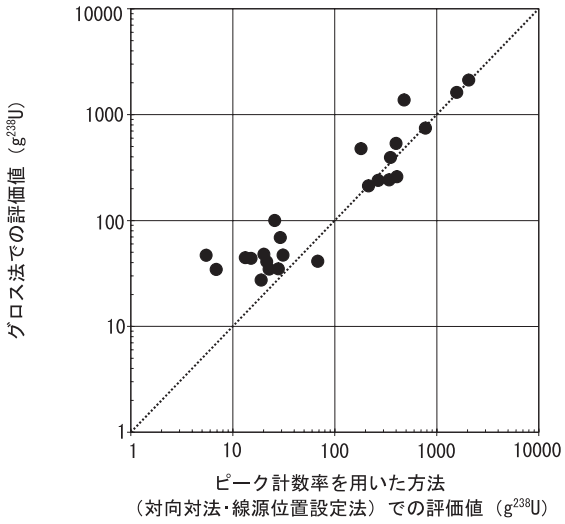


図15　ピーク計数率を用いた評価値とグロス計数率を用いた評価値の比較

ここでは，各評価法の妥当性を確認するために，各評価法に分類して表した。約50g以下では，グロス計数率を用いた評価法が多く，NaI(Tl)検出器のピーク計数率を用いた評価（線源位置設定法及び対向対評価法）については，約５g～2,000gと全体的に適用されている。これは，線源の偏在によるものと考えられ，表面付近の少ない量を評価したものと考えられる。なお，子孫核種の影響があるためGe検出器によるピーク計数率を用いた評価（線源位置設定法及び対向対評価法）では，約50～900gの範囲であった。

評価法としては，線源強度による評価法の分布（適用）から妥当性が確認できた。

ここで，子孫核種の影響が少ないケースで，NaI(Tl)検出器によるピーク計数率を用いて線源量を評価できたケースに関して，グロス計数率を用いて線源量を評価し，相互比較した。その結果を図15に示す。

ピーク計数率を用いた評価値が約30g^{238}U以下の場合，線源強度が弱くなるため，ピーク計数率では評価できない線源が出てくることから，グロス計数率を用いた評価値の方が若干大きくなっている。

これらを除く範囲では，ピーク計数率を用いた評価値とグロス計数率を用いた評価値は概略一致した。

実廃棄物コンテナ測定においてウラン量が定量できなかったケースの検出下限値を図16に示す。ここで，1,001keVのピーク計数率が全く計測されない場合を検出下限とし，ウラン量の検出下限値を1,001keVのピーク計数率がメッシュ毎データのうち１つでも有意な値が得られるか否かで評価した。

図16に示すように，本装置の検出下限値は，内容物の嵩密度に依存し高くなるが，今回の嵩密度の範囲において，線源位置を内側のメッシュの中央に設定した場合，約10～50g^{238}Uであり，線源位置を表面側のメッシュ中心に設定した場合は，約２～４g^{238}Uであった。

５．おわりに

コンテナ中に収納された廃棄物中のウラン量を，パッシブガンマ法により測定する測定手法及び測定装置を開発した。開発した測定装置は，NaI(Tl)検出器３台，Ge検出器１台及び廃棄物ハンド

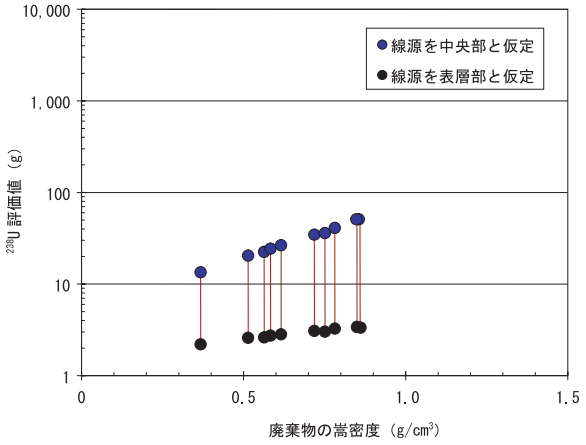


図16　ウラン量が検出下限以下となったケースの検出下限値

リング装置より構成される。

本測定手法は，^{238}Uと放射平衡の子孫核種234mPaより放出される1,001keVと766keVのピーク計数率を用いる方法であり，密度及び線源が偏在していても適用できる。

ウランの子孫核種の影響が小さい場合，NaI(Tl)検出器の対向した測定点の測定データより距離の影響を除いて評価する対向対評価法を適用した。

対向対評価法を適用するための有意な計数率データが得られない場合，1,001keVのピーク計数率分布より線源が存在すると考えられる位置のメッシュ中心に線源があるとした評価法を適用した。

1,001keVのピーク計数率は観測されたが，1,001keVのピーク計数率データで線源分布を評価できない場合は，グロス計数率を用いて評価した。グロス計数率を用いる場合は，測定対象物によるバックグランド計数率の減衰を考慮した。また，子孫核種の影響が多い場合は，子孫核種の影響を補正したGe検出器のピーク計数率を用いて線源量を評価した。

本測定手法及び装置の適用性は，天然ウラン50g～10kgを用いたウラン試験及び子孫核種が多い廃棄物に対して，ドラム缶用測定装置との比較試験（クロスチェック）で確認した。

測定精度は，ウラン線源による測定試験より，±50%程度（図12参照）で評価できることを確認した。

また，実廃棄物に対する測定データを用いて，ピーク計数率を用いた評価値とグロス計数率を用いた評価値の整合性も確認した。

今後は，保管されている実廃棄物の測定に適用すると共に，測定精度の向上を図る予定である。

参考文献

1）助川泰弘，鈴木敏，他：“パッシブガンマ法によるウラン廃棄物測定試験”，JNC TN8440 2002-019,P20～P68(2002)

2）Frazier Bronson, Canberra Industries, Inc.“Q2-A Very Low Level Quantitative and Qualitative Waste Assay and Release Certification”Waste Management '90(1990)

3）館野久夫，後藤安志，他：“パッシブ中性子同時計数法による廃棄物コンテナ中Puの測定技術開発”，サイクル機構技報，No.10,P51～P57(2001)

4）M.Tsutsumi, T.Oishi, et al.: “Simulation of the Background for Gamma Detection System in the Indoor Environments of ConcreteBuildings”, J.Nucl Sci. Technol., vol.38, No.12, p.1109～1114(2001)

資料番号：25－8

研究報告

包括的感度解析手法を用いたTRU廃棄物処分の成立条件の抽出について

大井　貴夫　　曽根　智之　　稲垣　　学　　三原　守弘

東海事業所　環境保全・研究開発センター　処分研究部

Extraction of Successful Conditions for Safety Geological Disposal of TRU Waste using a Panoramic Sensitivity Analysis Approach

Takao OOI　Tomoyuki SONE　Manabu INAGAKI　Morihiro MIHARA

Waste Isolation Research Division,Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works

放射性廃棄物の処分の安全評価手法開発の一環として，「安全評価上重要度が高いパラメータの同定」及び「処分が安全に成立するために必要なパラメータの条件（成立条件）の抽出」を目的とした統計的手法に基づく感度解析手法（包括的感度解析手法）を構築した。また，この手法を広範な地質環境条件を対象とし，多様な不確実性を有するTRU廃棄物の処分（地層処分）の予察的解析に適用し，パラメータの相対的重要度の把握並びに成立条件の抽出を行った。解析の結果，インベントリ，線量換算係数，母岩の透水係数の相対的重要度が最も高く，それに次いで，母岩の水理特性，核種浸出期間，バリア材料の長期的変遷により影響を受ける収着係数やコロイドの影響等の重要度が高いことが示された。また，これらのパラメータを含む成立条件の抽出により，パラメータの評価値の設定や設計の妥当性，将来の技術開発目標値，不確実性を考慮した場合の安全裕度等を定量的に提示できることを示した。これらの情報は，処分の安全性に対する信頼性向上に資するものと考える。

A panoramic sensitivity analysis approach based on a statistic sampling method has been developed as aims at identification of important parameters of safety assessment and extraction of successful conditions for safety geological disposal based on such parameters in the development of the safety assessment method for radioactive waste disposal. Also, this approach was applied for preliminary safety assessment on geological disposal of TRU waste considering variety of geological conditions and including diverse uncertainties to identify the parameters with the high importance and to extract successful conditions. As the results, it was shown that inventory, dose conversion factor, hydraulic conductivity of rock were identified as highest importance parameters followed by hydraulic properties of rock, leaching rate of waste, sorption coefficient for both engineered and natural barriers which are expected to evolve over long time and the parameters related to colloids migration. Furthermore, successful conditions extracted based on such relative importance of the parameters can quantitatively demonstrate the sufficiency of parameters setting for assessment and validity of design requirements, the goal of R&D items in the future and the extent of the safety margin considering uncertainty. These results are available for development of reliability on safety.

キーワード

放射性廃棄物処分，TRU，安全評価，統計解析，包括的感度解析手法，不確実性，成立条件，妥当性，　安全裕度，信頼性

Radioactive Waste Disposal, TRU, Safety Assessment, Statistical Analysis, Panoramic Sensitivity Analysis Approach, Uncertainty, Successful Conditions, Sufficiency, Safety Margin, Reliability.

大井　貴夫
処分材料研究グループ
統合化チームリーダ
副主任研究員
TRU廃棄物処分に係わる性能評価に従事

曽根　智之
処分材料研究グループ
核種移行解析チーム所属
副主任技術員
TRU廃棄物処分に係わる核種移行解析評価に従事

稲垣　　学
処分材料研究グループ
核種移行解析チーム所属
副主任研究員
TRU廃棄処分に係わる核種移行解析評価に従事

三原　守弘
処分材料研究グループ
核種移行解析チームリーダ
副主任研究員
TRU廃棄処分に係わる核種移行解析評価に従事

１．はじめに

放射性廃棄物を地層処分するためには，処分施設や周辺の岩盤によって構成される処分システムの性能を評価し，安全基準と比較（安全評価）することにより，処分が長期的に安全であることを示す必要がある。この安全評価の信頼性を向上させるためには，評価期間が長期に及ぶことや地質が不均質性を有していること，さらには科学的知見が不十分であることなどの様々な要因により生じる不確実性を考慮することが重要になる[1)]。

このような不確実性を考慮した安全評価を合理的に行うための手段としては，「安全評価上重要度が高いと考えられるパラメータを同定すること」があげられる。これは，このようなパラメータの同定により，たとえば，不確実性が大きくとも（変動範囲が広くとも）安全性への影響が小さいパラメータに対しては過度な精緻化を避けるなどの対応により，詳細に行うべき評価や研究の絞り込みが可能になるからである。そのため，これまで，感度解析に基づく研究[2)]や不確かさ解析[3)]（入力パラメータに対して確率密度関数を用い，結果の不確実性を確率論的に表現する解析）の中で重要度の高いパラメータの同定が行われている。また，評価の信頼性向上に資する有用な情報として，これらのパラメータの同定に加え，「重要なパラメータに関する知見に基づいて処分が安全に成立するために必要なパラメータの条件（成立条件）を抽出すること」があげられる。これは，このような条件の抽出により，パラメータの設定や設計の妥当性，将来の技術開発目標値，不確実性を考慮した場合の安全裕度などの定量的な提示が可能になるからである。

これらの「重要度の高いパラメータの同定」及び「成立条件の抽出」を目的とする解析手法は，解析の合理性及び信頼性向上の観点から，多様な幅広い不確実性を有する対象の解析に適した安全評価手法であり，従来からのボトムアップ的な安全評価手法（様々な検討に基づいて設定したパラメータ値に対して安全性を検討する手法）を補完すると考える。

本研究では，多様な不確実性を有し，ジェネリックな評価段階であるため広範な地質環境条件を考慮する必要があるTRU廃棄物の処分（地層処分）を対象として，「重要度の高いパラメータの同定」及び「成立条件の抽出」を目的とした包括的感度解析手法を開発してきた[4),5),6)]。本報では，この包括的感度解析手法の概要について記述するとともに，本手法を用いて実施した予察的な解析について報告する。

２．包括的感度解析手法について

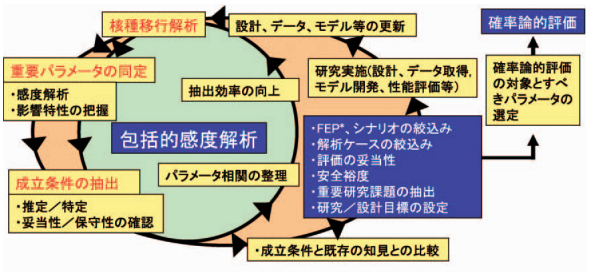
「重要度の高いパラメータの同定」及び「成立条件の抽出」のためには，処分場において生起する様々な現象を可能な限り考慮し，関連するパラメータを感度解析の対象として扱う必要がある。包括的感度解析手法は，処分場において生起する様々な現象を包括的に組み込んだ核種移行解析モデルと統計的手法に基づく感度解析ツールを用いて，重要度の高いパラメータを同定するとともに成立条件を網羅的に抽出する感度解析手法である。

図１に包括的感度解析手法の流れ（内側ループ）と解析結果の反映先の概念（外側ループ）を示す。以下，対象としたTRU廃棄物の処分（地層処分）の概念，核種移行解析モデル，重要度の高いパラメータの同定，成立条件の抽出について記述する。

2.1　TRU廃棄物の処分の概念

再処理施設またはMOX加工施設から発生する超ウラン（TRU）核種を含む放射性廃棄物のうち，含まれるα核種の放射能濃度が比較的高く，浅地中処分以外の地下埋設（地層処分）が適切と考えられるものをTRU廃棄物と称している[7)]。

TRU廃棄物には金属や濃縮廃液を固化したものなど様々な形態があり，また，その中には有機物，硝酸塩などの化学的特性の異なる様々な物質が含まれている。また，核種としては，名前の由来となっているTRU核種の他に，核分裂生成物であるI-129や放射化生成物であるC-14が含まれ，むしろこの易溶性，非収着性のI-129やC-14がTRU廃



＊FEP：地層処分システムに影響を及ぼすと考えられるシステムの特質（Feature），そこで生ずる事象(Event)や過程(Process)をいう。

図１　包括的感度解析手法の流れ（内側ループ）と解析結果の反映の概念（外側ループ）

棄物の安全性を支配する核種となっている。

これらの廃棄物の処分においては，多種多様な廃棄物をその特性に応じて適切にグループ分けし，高レベル放射性廃棄物に比べて発生量が比較的多いこと（ガラス固化体４万本（6,000m^3）に相当するTRU廃棄物の量は18,000m^3（TRU核種を含む放射性廃棄物の量は56,000m^3）[8]），発熱性が少ないことから，地下の大断面坑道内にグループごとに集積配置し，廃棄体の隙間をセメント系材料で充填した上で，岩盤特性やグループの特性に応じて構造物または人工バリア（構造躯体，緩衝材）を配置する概念が構築されている[8]。

TRU廃棄物の処分の安全評価においてはこの概念に基づき，多量に使用するセメント系材料や硝酸塩，有機物（影響因子）などのバリア性能への影響，易溶性，非収着性のI-129やC-14の移行など，TRU廃棄物に特徴的な事象を確実に考慮する必要がある。図２にTRU廃棄物の処分概念と評価において考慮する事象の例を示す。

2.2　核種移行解析モデル

処分場において生起する様々な現象（関連するパラメータ）を感度解析の対象として扱うためには，それらのパラメータを含むモデルを一つの核種移行解析モデルに組み込み，相互影響を考慮した移行評価を行う必要がある。複数の複雑な事象を一つのモデルに組み込むことは必ずしも容易ではなく，場合によってはある程度の簡略化が必要となる。包括的感度解析においては，厳密性よりもむしろ網羅性を優先させた現象の定式化により，様々な事象が表現されている。これらの定式化は複雑な事象を簡略化して表現することから，シャドウモデル[9]（光と影の関係で，３次元形状が２次元に単純化されて投影されることに由来）と称されている。

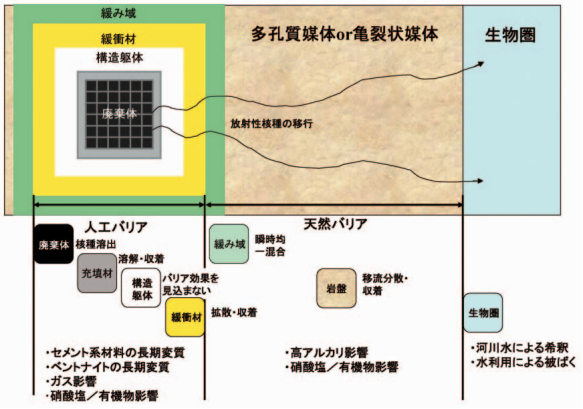


図２　TRU廃棄物の処分概念と評価において考慮する事象の例

これまでの研究[9]により，TRU廃棄物に特徴的な事象や影響を考慮できる以下のシャドウモデルが構築されている。

①　多孔質媒体を対象とした核種の動きやすさに係る現象のシャドウモデル
（線形収着，非線形収着，沈殿／再溶解の考慮，溶存イオン，真性コロイド／擬似コロイドの移行の考慮）

②　核種移行の駆動力に係る現象のシャドウモデル
（ガス移行の影響，水理場の時間空間的変化）

③　核種移行パラメータの時間／空間的な変遷に係る現象のシャドウモデル

ここでは，既存の核種移行解析モデル[10]と異なるシャドウモデルの定式化について示す（既存の核種移行モデルの概念やそのモデル化については既報[10]参照）。なお，人工バリア領域のモデル化においては，廃棄体領域内でコンクリートの遅延などの機能を考慮できるようにコンクリートバリア領域もモデル化することとした。

(1) 核種の動きやすさに係る現象のシャドウモデル

核種の動きやすさに係るシャドウモデルでは，既存の核種移行解析モデルで扱っている“溶存イオンの移行”，“線形収着”，“沈殿／再溶解”に加えて，同一の式により“非線形収着”及び“真性コロイドの移行”，“擬似コロイドの移行”の取り扱いが可能となるような定式化を行った。この定式化においては，「核種の全濃度に対する溶液中の移動可能種の濃度（溶存イオン種の動きやすさで規準化）の比（濃度の比）」という概念を用いた。

この「濃度の比」を，既存の線形収着を仮定した移流分散の定式化において用いられる「遅延係数」の変わりに汎用的に用い，人工バリア領域，緩み域（EDZ）及び岩盤（多孔質媒体）における，溶存種，沈殿種など様々な存在形態の化学種の移行を表現する。

既存の線形収着を考慮した移流分散による物質移行は全濃度Mを用いて以下のように示される。

$$\frac{\partial M}{\partial t}=\frac{\partial}{\partial x}\left(\frac{\partial}{\partial x}\left(d_L V+D\right)\frac{M}{Rd}\right)-\frac{\partial}{\partial x}V\frac{M}{Rd}-\left(\lambda M-\tilde{\lambda}\tilde{M}\right) \quad (1)$$

$$Rd=1+\frac{(1-\varepsilon)}{\varepsilon}Kd\rho, \quad (2)$$

$$\frac{1}{Rd}=\frac{\varepsilon C}{M} \quad (3)$$

M ：単位体積中の核種の全濃度
t ：時間
x ：距離
d_L ：分散長
V ：媒体中の地下水の実流速
D ：空隙水中の溶存イオン種の拡散係数
Rd ：遅延係数
λ ：崩壊定数
～ ：親核種の標記
ε ：空隙率
Kd ：収着分配係数
ρ ：真密度
C ：空隙水中の溶存イオン種の濃度

ここで,「濃度の比」を拡散移動と移流移動に分けて以下のように定義する。

$$\alpha=\frac{\sum_i D_i m_i}{D\sum_i m_i}=\frac{1}{M}\frac{\sum_i D_i m_i}{D}=\frac{\varepsilon C\left(D_1\frac{C_1}{C}+D_2\frac{C_2}{C}\cdots\right)}{MD}=\frac{\varepsilon C}{MD}D_m \quad (4)$$

$$\beta=\frac{\sum_i V_i m_i}{V\sum_i m_i}=\frac{1}{M}\frac{\sum_i V_i m_i}{V}=\frac{\varepsilon C\left(V_1\frac{C_1}{C}+V_2\frac{C_2}{C}\cdots\right)}{MV}=\frac{\varepsilon C}{MV}V_m \quad (5)$$

α ：拡散移動可能種の濃度の比
β ：移流移動可能種の濃度の比
m_i ：形態iで存在する核種の単位体積中の濃度
D_i ：移動可能種iの空隙水中拡散係数
C_i ：移動可能種iの空隙水中の濃度
D_m ：移動可能種の空隙水中の平均拡散係数
V_i ：移動可能種iの移流速度
V_m ：移動可能種の平均移流速度

ここで，空隙水中の溶存イオン種の拡散係数に対する平均拡散係数の比と溶存イオン種の移流速度に対する平均移流速度の比が等しい場合,(3)式より，以下の関係式が得られる。

$$\frac{D_m}{D}=\frac{V_m}{V}\Rightarrow\alpha=\beta=\frac{\varepsilon}{M}\left(C\frac{D_m}{D}\right)=\frac{\varepsilon}{M}C_m \quad (6)$$

C_m ：空隙水中の移動可能種の平均濃度（溶存イオン種の動きやすさで規準化）

様々な形態の化学種を考慮するため,(3)の空隙水中の溶存イオン種の濃度を(6)式の空隙水中の移動可能種の平均濃度で置き換え， 移動可能種の平均濃度と全濃度の比を線形収着を前提とした遅延係数ではなく，一般的な表現としてαで表わすと,(7)式のように「多孔質媒体中での核種の動きやすさに係るシャドウモデル」が与えられる。これは，αを用いて様々な形態の移動可能種の物質移動を一般的に表現するものである。

$$\frac{\partial M}{\partial t}=\frac{\partial}{\partial x}\left(\frac{\partial}{\partial x}\left(d_L V+D\right)\alpha M\right)-\frac{\partial}{\partial x}V\alpha M-\left(\lambda M-\tilde{\lambda}\tilde{M}\right) \quad (7)$$

(7)式で与えられる核種の動きやすさに係るシャドウモデルでは，全濃度Mの対数を横軸，単位体積当たりの移動可能種の濃度αMの対数を縦軸に取り，全濃度の変動に応じて全濃度Mと移動可能種の濃度αMの関係を表わす傾き（傾き＝1：線形収着，傾き＞0，かつ≠１：非線形収着または，真性コロイドの移行，傾き＝０：沈殿などの非可動種）や溶解度Cs，遅延係数Rdなどを設定することによって，様々な形態の核種の移行を表現することが可能となる。

この表現では，移行形態に関するモデルやデータの知見が整った場合，その現象を個別に具体化することが可能になる。

たとえば，線形収着が仮定でき，空隙水中の移動可能種の平均濃度が定義できる場合は,(6)式から以下に示すような空隙水中の溶存イオン種に基づいて定義される遅延係数の換算値が算出され，それを(7)式に代入することにより,上記条件内での様々な形態の移動可能種の移動が解析される。

$$\frac{\varepsilon}{M}C_m=\frac{\varepsilon C}{M}\left(\frac{D_m}{D}\right)=\frac{1}{Rd}\left(\frac{D_m}{D}\right)=\frac{1}{Rd_m} \quad (8)$$

Rd_m ：様々な移動可能種の移動を考慮するための線形収着が成り立つ場合の遅延係数の換算値

液相濃度C*が溶解度Csを超えると沈殿が発生する。移動可能種が溶存イオン種のみで，線形収着が成り立つ場合，移動可能種の平均濃度と全濃

度の比αは，瞬時沈殿／再溶解を仮定し，非可動種である空隙体積あたりの沈殿濃度をPとすることにより以下のように与えられる。

$$\alpha = \frac{\sum_i D_i m_i}{D\sum_i m_i} = \frac{(\varepsilon CD + 0 \bullet \varepsilon P \cdot\cdot)}{MD} = \frac{\varepsilon}{M} C = \frac{1}{Rd} \tag{9}$$

$$M = \varepsilon(RdC + P)$$

$$P = \varepsilon(C^* + P - C_S)[H(C^* + P - C_S)]$$

$$C = C_S[H(C^* + P - C_S)] + (C^* + P)[H(-\{C^* + P - C_S\})] \tag{10}$$

ここで，
H(c)：ヘビサイドのステップ関数

$$H(x) = \begin{cases} 0, & x < 0 \\ 1, & x \geq 0 \end{cases}$$

(9)式を(7)式に代入することによって，以下のように溶解度に達した場合の線形収着を仮定した溶存イオン種の移流分散が与えられる。

$$\frac{\partial M}{\partial t} = \varepsilon \frac{\partial}{\partial x}\left(\frac{\partial}{\partial x}(d_L V + D)C\right) - \varepsilon \frac{\partial}{\partial x} VC - (\lambda M - \tilde{\lambda}\tilde{M}) \tag{11}$$

擬似コロイドについては，高レベル放射性廃棄物（HLW）の２次とりまとめ[11]の亀裂媒体を対象とした場合の移行モデルやデータが多孔質媒体においても適用可能と仮定とすると，擬似コロイドの移行を表現するパラメータと遅延係数の関係を用いることにより擬似コロイドの影響を表現することが可能になる。ここで，

C_C　：擬似コロイドに吸着した核種濃度
χ　：空隙水中の擬似コロイドの濃度
Kd_C：擬似コロイドへの核種の分配係数
D_C　：空隙水中の擬似コロイドの拡散係数
V_C　：擬似コロイドの実流速

とおき，以下の関係を仮定する。

$$C_C = \chi Kd_C C \tag{12}$$

$$\frac{D_C}{D} = \frac{V_C}{V} \tag{13}$$

全濃度Mに対する移動可能種の濃度の比αは，擬似コロイドに吸着した核種の濃度C_Cと擬餌コロイド動きやすさを表す係数D_C（拡散係数）またはV_C（擬似コロイドの実流速）を用いて以下のように表される（線形収着及び擬似コロイドと溶存イオン種のみを考慮）。

$$M = \varepsilon(RdC + C_C) = \varepsilon C\left(Rd + \frac{C_C}{C}\right) = \varepsilon C(Rd + \chi Kd_C) \tag{14}$$

$$\alpha = \frac{\sum_i D_i m_i}{D\sum_i m_i} = \frac{\varepsilon(DC + D_C C_C)}{MD} = \frac{\varepsilon CD\left(1 + \frac{D_C}{D}\frac{C_C}{C}\right)}{MD} = \frac{\varepsilon C\left(1 + \frac{V_C}{V}\chi Kd_C\right)}{M} = \frac{\left(1 + \frac{V_C}{V}\chi Kd_C\right)}{(Rd + \chi Kd_C)} = \frac{1}{Rd_m} \tag{15}$$

(14)式，(15)式を(7)式に代入して整理すると以下の式が得られる。

$$Rd_m \frac{\partial C}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial x}\left(\frac{\partial}{\partial x}(d_L V + D)C\right) - V\frac{\partial C}{\partial x} - \lambda Rd_m C + \tilde{\lambda}\tilde{R}d_m\tilde{C} \tag{16}$$

評価においては，空隙水中の擬似コロイド濃度（χ），移動可能種の擬似コロイドへの分配係数（Kd_C），擬似コロイドの実流速と媒体中の地下水の実流速の比（V_C/V）を用いて，コロイドの影響を考慮した場合の遅延係数を与え，線形収着を仮定したモデルとして解析する。

(2) 核種移行駆動力に係る現象のシャドウモデル

① ２次元極座標系近似に基づくニアフィールド地下水流動

核種移行に対するセメント系材料や硝酸塩などの影響因子によるバリア材料の透水性の変遷の影響を考慮するため，個々のバリアごとに透水特性を与え，その特性の変遷に応じて与えられる水理場を表現するシャドウモデルを組み込んだ。この際，地下水の流向は坑道軸方向に直交するものと仮定した。

以下にその特徴を示す。（図３参照）。

- 廃棄体の坑道断面積を正方形で表現し，坑道の高さHwを用いてHw^2とする。
- 廃棄体の幾何形状を断面積等価な２次元極座標系で近似し，坑道断面積Hw^2を等価な円の面積πr_w^2とする
- 坑道単位長さ当たりの各バリアの全外側側面積（核種移行断面積）の1/2を各領域の地下水通過断面積として定義

２次元極座標系における地下水流動は以下の支配方程式で与えられる。

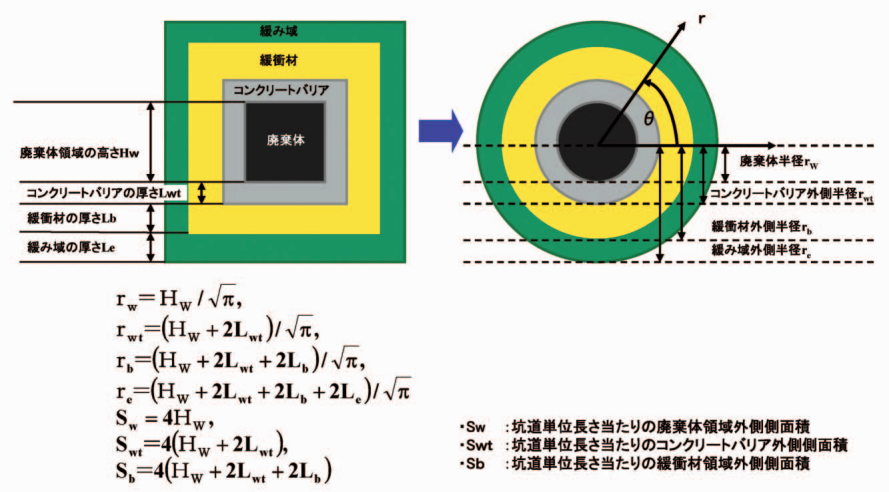


図３　ニアフィールド地下水流動のための二次元極座標系近似

$$\nabla(k\nabla P)=0 \tag{17}$$

ここで,

k　：透水係数

P　：水頭

である。

この解析解は境界条件から決定される定数A，Bを用いて以下のように示される。

$$P(r,\theta)=(Ar+Br^{-1})\cos(\theta) \tag{18}$$

ｒが母岩内側までの半径r_eに比べて十分大きく，ｒ→∞を仮定した広域での動水勾配をhとしたときの母岩の平均水頭をP_R，廃棄体中心の水頭をP_0とおくと，(18)式は以下のように示される。

$$\begin{aligned} P_R(r,\theta)&=-hr\cos(\theta) \quad (r\gg r_e,\ r\to\infty)\\ P_0(0,\theta)&=0 \quad (r=0)\end{aligned} \tag{19}$$

また，各領域境界での水頭及び流速が一致することを考慮することにより，領域ごとに定数A，Bが決定される。

坑道単位長さ当たりの各領域内の地下水流量Q_rは以下のように表される。

$$Q_r = k\int_{-\pi/2}^{\pi/2}\frac{dP(r,\theta)}{dr}r\,d\theta \tag{20}$$

この流量と坑道単位長さ当たりの各バリアの核種移行断面積の1/2を用いて，以下のように各領域内のダルシー流速V_{da}を求める。

$$\begin{aligned} V_{da,w}&= Q_{r=r_w}/(S_w/2)\\ V_{da,wt}&= Q_{r=r_{Wt}}/(S_{wt}/2)\\ V_{da,b}&= Q_{r=r_b}/(S_b/2)\end{aligned} \tag{21}$$

ここで,

$V_{da,w}$：廃棄体とコンクリートバリア境界のダルシー流速

$V_{da,wt}$：コンクリートバリアと緩衝材境界のダルシー流速

$V_{da,b}$：緩衝材と緩み域境界のダルシー流速

② ガス発生移行に伴う水理場への影響のモデル化

ガスの排出経路としては,

・施設内部空隙水の排水

・任意の緩衝材部分の高濃度空隙水の間欠的排水

が考えられる。

ここでは，地下水流速に及ぼすガス影響を単純化するため，ガスの排出経路として，施設内部空隙水の排水のみを考え，個々のバリア内におけるガス発生による地下水流速に対する影響を以下のようにモデル化した。

［廃棄体中の地下水流速］

$$v'=v+r\left(\frac{q_{GAS}}{S_w\times L_t}\right),\ (t_0<t<t_{GAS}) \tag{22}$$

v'　：ガス発生時の地下水流速(m/y)

v　：ガス発生がない場合の地下水流速(m/y)

ｒ　：地下水押し出しに寄与するガス割合(－)

q_{GAS}：ガス発生速度(m^3/y)

S_w ：単位坑道長さ当たりの廃棄体領域外側側面積(m)
L_t ：坑道長(m)
t_o ：ガス発生開始時刻(y)
t_{GAS} ：ガス発生継続時間(y)
ここで,

$$t_{GAS} = \frac{q'_{GAS}}{q_{GAS}} \qquad (23)$$

q'_{GAS}：ガス発生総量(m^3)
である。

コンクリートバリア，緩衝材領域における地下水流速の算出においては,(22)式の「単位坑道長さ当たりの領域外側側面積」に，それぞれ，「廃棄体領域外側側面積」,「コンクリートバリア領域外側側面積」を与える。これは，領域内側の面積を用いる方がガス発生による地下水流速への影響が保守的に与えられるからである。また，緩み域及び母岩領域における地下水流速の算出においては，単位坑道長さ当たりの領域外側側面積に「緩み域外側までの円の直径」を与えることとする。これらの面積は，核種移行断面積や地下水通過断面積と異なることに注意する必要がある。

(3) 化学環境場及びバリア性能の時間／空間的な変遷に係る現象のシャドウモデル

TRU廃棄物の処分概念においては， 高pHを呈するセメント浸出液や,廃棄体に含まれる有機物,硝酸塩などの影響因子によるバリア材料の劣化が懸念されている。これらの影響因子による溶解度,分配係数，拡散係数，空隙率，透水係数などの核種移行特性やバリア特性の時間／空間的な変動を以下の２通りでモデル化する。

① バリアの劣化フロント進展モデル（バリア材の劣化に関する簡略モデル）

以下に示す移流分散方程式と反応式を用いて，バリア材料の劣化に係る影響因子の移流／分散移行（多孔質媒体）とその反応物質との反応を評価する。この際，反応物質の濃度が０になる領域まで劣化が進展しているものとし，この劣化領域の時間空間的進展に応じて核種移行特性やバリア特性を変化させる。

$$\frac{\partial \varepsilon A}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial x}\left(\varepsilon(d_L V + D)\frac{\partial A}{\partial x}\right) - \varepsilon\frac{\partial VA}{\partial x} - \varepsilon R(B) \qquad (24)$$

$$\frac{\partial \varepsilon B}{\partial t} = -\varepsilon R(B) \qquad (25)$$

ここで,
A ：影響因子の濃度
R ：反応速度
B ：反応物質の濃度
(24)式－(25)式より

$$\frac{\partial \varepsilon (A-B)}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial x}\left(\varepsilon(d_L V + D)\frac{\partial A}{\partial x}\right) - \varepsilon\frac{\partial VA}{\partial x} \qquad (26)$$

$$C \equiv A - B = \begin{cases} A, & \text{if} \quad B = 0 \\ -B, & \text{if} \quad B > 0 \end{cases}$$

$$\Downarrow$$

$$\frac{\partial \varepsilon C}{\partial t} = \left\{\frac{\partial}{\partial x}\left(\varepsilon(d_L V + D)\frac{\partial C}{\partial x}\right) - \frac{\partial VC}{\partial x}\right\} H(C) \qquad (27)$$

② 劣化時刻の設定に基づくバリア特性の時間的変化の設定

人工バリア及び天然バリアの各領域において，以下のバリアの変遷に係る時刻を設定し，それらに応じて入力パラメータの値を変化させることにより核種移行特性やバリア特性の変化を考慮する。

・人工バリア健全性維持時間
・分配係数変動開始時刻
・溶解度変動開始時刻
・空隙率，拡散係数劣化開始時刻
・透水係数劣化開始時刻

(4) モデルの検証

「多孔質媒体を対象とした核種の動きやすさに係る現象のシャドウモデル」については，既存の移流／分散モデルと同一の機能となるようにパラ

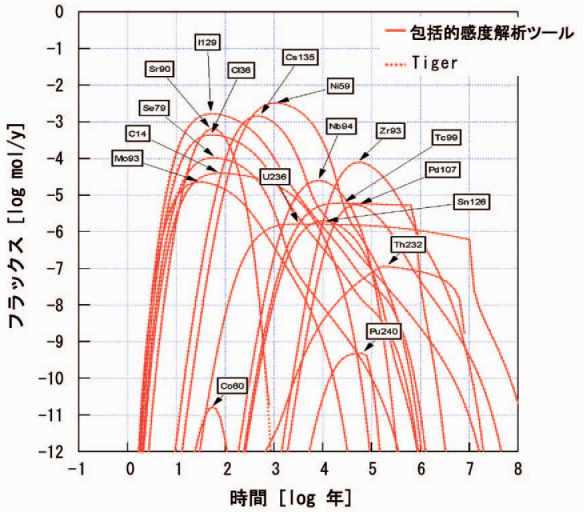


図４ 既存の移流・分散コードTigerとの比較

メータを設定することにより，ベンチマークが可能となる。図４に，線形収着，沈殿／再溶解を考慮した既存の移流／分散モデル（Tiger）[10] との比較結果を示す。図４は，両コードの結果がよく一致していることを示している。

また，「擬似コロイドの影響」，「種移行の駆動力に係る現象のシャドウモデル（ガス移行の影響）」及び「核種移行パラメータの時間／空間的な変遷に係る現象のシャドウモデル」については，それらの機能の考慮の有無による線量への影響を定性的に検討し，合理性の観点からその妥当性を確認した。

2.3　重要度が高いパラメータの同定

「重要度が高い」ということは「変動範囲が広い，かつ，あるいは，パラメータの変化による線量の変化率（パラメータの影響度）が大きいため，与えられた範囲の変動により線量が著しく変化し，しかも基準値を超えるようなパラメータ」を意味する。検討においては，対象となるパラメータの変動範囲を設定し，その範囲内でパラメータを変動させ，複数のパラメータの変動の組み合わせを再現するため多数回の解析を実施する。そして，パラメータの変動範囲を横軸，線量値を縦軸に取り，最小二乗法を用いて全統計解析結果に対する多項式近似曲線を求める。得られる多項式近似曲線は，パラメータの変動による線量の変化の傾向や安全性に対する重要度を与える重要な情報である。これらの傾向などを様々な観点から整理することにより，個々のパラメータの安全に対する特性を把握することが可能になる。

図５に，多孔質媒体を対象として天然バリアの透水係数，動水勾配，空隙率をそれぞれ，10^{-8}m/s，0.01，0.2に設定し，他のパラメータを設定した範囲内で変動させた場合のI-129の線量に対する浸出率の特性を示す。図５から，I-129の浸出率は，線量の変化に影響を与える領域（$<10^{-3}$（１/y））と影響を与えない領域（10^{-3}（１/y）$<$）に分かれることがわかる。これは，天然バリアの物質移行特性とのバランス（核種の滞留またはよどみの発生の影響）で決まる特性である。図６に天然バリアの透水係数をパラメータとした場合のI-129の浸出率と線量の関係を示す。図６から，天然バリアの透水係数が大きい場合ほど，明確な線量の感度が示される浸出率の上限値は大きく，天然バリアの透水係数が小さくなるに従い，その上限値が小さくなり，天然バリアの透水係数が10^{-8}m/sの場合は10^{-3}（１/y）の浸出率を境に線量の浸出率に対する感度が異なることがわかる。このことは図５の結果と整合的である。

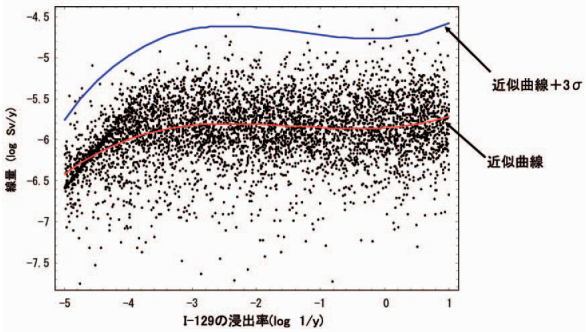


図５　I-129の浸出率の影響特性

重要度の高いパラメータの同定においては，与えられた変動範囲に対して示される多項式近似曲線が基準線量を超えるようなパラメータを対象とし，多項式近似曲線によって示される線量（対数）の最大値と最小値の差を重要度（相対的重要度）の指標とする。この場合，パラメータの変動範囲の設定によっては，相対的重要度が変化する。そこで，設定範囲の違いによる影響を確認するとともに，パラメータの影響度の特性の検討に資するため，パラメータ変動に対する線量の変化率（相対的影響度）を合わせて求めることとする。

2.4　成立条件の抽出

核種移行に係る様々なパラメータに対して，保守性を考慮した変動範囲が設定され，それぞれその範囲内でパラメータが変動するとする。このと

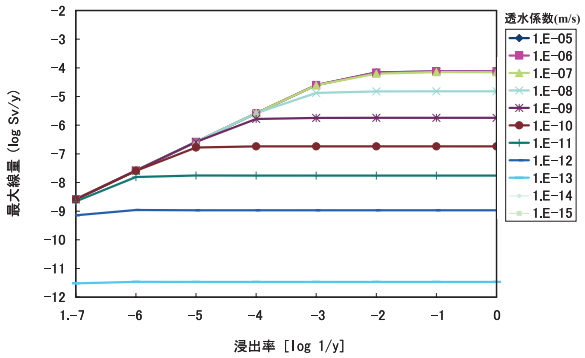


図６　透水係数ごとのI-129の浸出率と最大線量の関係（TRU廃棄物処分概念検討書のデータを使用）

き，特定のパラメータＡの値がＢ以下でありさえすれば，線量が基準となる線量を下回るとする。

この場合，パラメータＡがＢ以下であることは，他のパラメータが想定した変動範囲にあるという制約のもとで処分が安全に成立する条件（成立条件）となる。

このような成立条件を可能な限り網羅的に抽出することができれば，評価の妥当性や安全裕度の提示，さらには，今後の個別研究に対する開発目標の提示が可能になる。

以下，成立条件の抽出手順／手法を示す。

「重要度の高いパラメータの同定」を含めた抽出手順は以下の通りである。

① 重要度の高いパラメータの同定
② 成立条件の推定
③ 推定した成立条件の特定
④ 確定した成立条件の保守性／妥当性の確認

成立条件の抽出においては，「2.3重要度が高いパラメータの同定」において述べた「重要度の高いパラメータ」を順次対象としていくことがポイントとなる。線量の感度が小さい，または，変動させても線量が基準を超えないようなパラメータを対象とすることは明らかに非効率的である。

成立条件の推定においては，統計的手法が利用される。重要度の高いパラメータの同定において求めた近似曲線は，パラメータが任意の値を取る場合の線量の平均値の連続線である。ここで，「解析結果はその平均値を中心に分布し，その分布は正規分布に準じている」と仮定する。このとき，平均値から３σの領域は，99.7%の割合で解析結果が含まれることを意味する。この領域と基準線量の交点に基づき，基準線量以下になるパラメータ値を見出す場合，そのパラメータ値を取ることによって基準線量以下になる割合は分布の片側の超過分を差し引いた割合に相当する。従って，3σと基準線量が交わるパラメータ値は，99.85%(99.7+0.15)の割合で解析結果が線量基準を下回る境界値を意味することになる。

一方，図５に示すように，線量への影響度はパラメータが取る値によって異なっている。そこで，３σの算出においては，解析結果全体の分散を用いるのではなく，この非線形性を考慮することとする。そのため，パラメータの変動領域をいくつかの領域（バンド）に区分し，バンドごとに分散を求め，求められたバンドごとの３σを用いて得られる曲線と基準線量との交点を成立条件の推定値とする。

図５と同じ条件で解析した天然バリア長さの特性を図７に示す。この結果から，図５で用いた３つの解析条件と他のパラメータが与えられた変動範囲内にあるとの制約のもとでは，約400mの天然バリアがあれば，10μSv/yの基準線量を下回る可能性があることがわかる。

上記の値は，成立条件の推定値であることに注意する必要がある。これは，計算環境の制限により，与えられた変動パラメータ（パラメータ数は約60）に対して必ずしも十分な統計解析を行うことができないことによるものである。そこで，推定した成立条件を確定するため，保守的決定論解析を実施する。これは，推定した成立条件に係るパラメータ以外の他のパラメータを保守的に設定し，成立条件に係るパラメータを変動させ，線量基準値以下となる値または，その組み合わせ値を特定するものである。

成立条件を特定した場合，その保守性や妥当性の程度（それによって示されるパラメータの組み合わせの起こり易さやなど）について把握しておくことが重要となる。これは，保守的決定論解析と統計解析結果との比較により可能である。保守性については，成立条件を与える保守的決定論解析の結果が，バラツキを持つ統計解析の結果の最保守値となっていることで確認できる。妥当性の程度については，統計解析の結果群のバラツキの大きさから推察できる。保守的決定論解析の結果が最保守値となるような統計解析の結果群のバラツキが大きい場合は，抽出した成立条件はかなり特異なケースの組み合わせとみなすことができる。一方，統計解析の結果群のバラツキが小さい

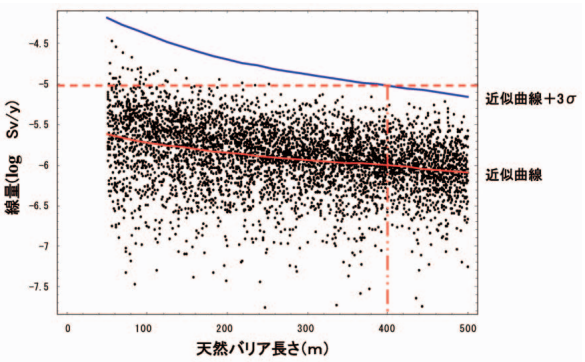


図７　天然バリア長さの影響特性

場合は，抽出した成立条件は起こりやすいパラメータの組み合わせとみなされる。

３．成立条件の予察的抽出

包括的感度解析手法の核種移行モデルでは，従来の核種移行評価コードにおいて直接扱われていないガス移行及び擬似コロイドによる核種移行への影響が考慮されている。2.1(4)で示したように従来と同様の評価が可能であること及びこれらの影響が考慮されていることにより，包括的感度解析手法により与えられる成立条件はそれらを考慮しない場合に比べて保守的となる。

ここでは，予察的に，これまで記述した包括的感度解析手法を用いて重要度の高いパラメータを同定し，それに着目することにより基準となる線量を下回る成立条件の抽出を行う。

3.1　解析の概要

本予察解析における対象，評価体系／概要を以下に示す。

①　対象廃棄体／核種

TRU廃棄物の処分（地層処分）に関する既存の評価[8]において，グループ１として分類された廃銀吸着材中のI-129の影響を評価する。

②　評価体系／概要

図８に評価体系を示す。今回の予察解析ではコンクリートバリアは考慮せず，母岩として多孔質媒体を考え，河川水シナリオに基づいて算出された生物圏での線量換算係数を用いて核種移行率（Bq/y）を被ばく線量（Sv/y）に換算し，想定した基準線量（10μSv/y）と比較した。評価においては，線形収着を仮定し，瞬時沈殿／再溶解，溶存イオン種並びに擬似コロイドの移行，ガスによる地下水流速の増加を考慮することとした。また，化学環境場及びバリア性能の時間／空間的な変遷に関してはバリアの変遷に係る時刻の設定に基づいてバリア特性の時間的変化を設定するモデルを用いた。

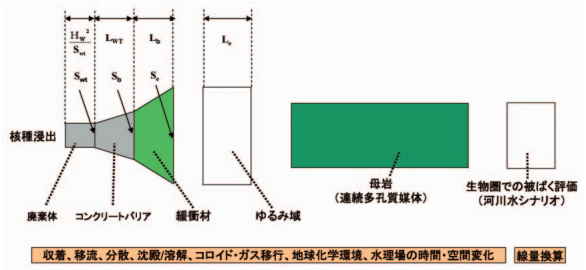


図８　評価体系

また，一様分布を仮定した約60のパラメータからランダムサンプリングを行い，2,000回以上の統計解析を実施した。

パラメータの変動範囲は保守性を考慮して幅広に設定した。用いたパラメータ及びその変動範囲を表１に示す。さらに，設定したパラメータの中で，比較的不確実性が小さいと考えられる設計パラメータや解析条件，線量換算係数に対しては基本的な値（基本設定値）を設定した。また，今回の解析においては，天然バリアの透水係数，動水勾配，空隙率の組み合わせを考え，その中から任意の組み合わせを基本設定値として設定した。それらを表２にまとめる。

3.2　統計解析の結果

保守的に幅広に変動範囲を設定したすべてのパラメータを対象とした統計解析（１次統計解析）の結果並びに相対的重要度及び相対的影響度を図９に示す。相対的影響度はパラメータ１桁の変動に対する線量の変化を指標として算出した。図９から天然バリアの透水係数，I-129の線量換算係数，I-129のインベントリが相対的重要度の高いパラメータであることがわかる。図10に相対的重要度が高い透水係数，線量換算係数，インベントリの多項式近似曲線，3σ曲線と基準線量との比較結果を示す。図10から，透水係数，線量換算係数，インベントリはそれぞれ線量と正の相関を有していることがわかる。また，与えられた変動範囲内で３つのパラメータを単独で変動させても，線量は10μSv/y以下にならないことがわかる（成立条件の推定１）。

透水係数，線量換算係数，インベントリを基本設定値とし，他のパラメータを変動させた統計解析（２次統計解析）の結果並びに相対的重要度及び相対的影響度を図11に示す。本図から動水勾配，天然バリア長さ，天然バリア空隙率，分配係数，分散比率，核種浸出期間，擬似コロイド影響などに関するパラメータが相対的重要度の高いパラメータであることがわかる。

透水係数，線量換算係数，インベントリを含む成立条件を保守性を担保しつつ，より現実的に抽出するため，これらの相対的重要度の高いパラ

表1　パラメータ及び入力範囲

No.	分類	パラメータ名	単位	変動範囲
1	設計条件	I-129のイベントリ	Bq	5.11E+12～5.11E+14
2		廃棄体の処分量	m^3	318
3		廃棄体埋設比率	－	0.29
4		廃棄体定置領域高さ	m	5.5＊((0.5)^0.5～(2)^0.5)
5		廃棄体定置領域幅	m	4.5＊((0.5)^0.5～(2)^0.5)
6		坑道全長	m	44.3＊((0.5)～(2))
7		坑道全長の変動割合	－	0.5～2
8		コンクリートバリアの厚さ	－	0
9		緩衝材厚さ	m	0.1～3
10		充填材(モルタル)真密度	kg/m^3	2,580
11		緩衝材真密度	kg/m^3	2,680
12		岩真密度	kg/m^3	2,700
13	解析条件	核種浸出期間	y	0.1～107
14		緩み域の厚さ	m	0.5～5
15		緩み域流速増倍比率	－	1～100
16		人工バリア領域の分散比率	－	0.1
17		天然バリア領域の分散比率	－	0.01～1
18		天然バリア長さ	m	50～500
19	地質環境	母岩(多孔質媒体)の透水係数	m/s	1.0E-10～1.0E-06
20		母岩(多孔質媒体)空隙率	－	0.15～0.6
21		動水勾配	－	0.004～0.23
22	生物圏モデル	線量換算係数(河川水シナリオ)	Sv/Bq	2.31E-17～3.18E-15
23	バリア特性	廃棄体からの核種浸出期間	y	0.1～1.0E+05
24		廃棄体健全時透水係数	m/s	1.0E-13～1.0E-11
25		廃棄体劣化後透水係数	m/s	1.0E-13～1.0E-05
26		廃棄体健全時空隙拡散係数	m^2/s	1.0E-12～2.0E-11
27		廃棄体劣化後空隙拡散係数	m^2/s	1.0E-12～4.0E-09
28		廃棄体健全時空隙率	－	0.1～0.2
29		廃棄体劣化後空隙率	－	0.1～0.35
30		緩衝材健全時透水係数	m/s	2.0E-13～5.0E-11
31		緩衝材劣化後透水係数	m/s	2.0E-13～1.0E-05
32		緩衝材健全時空隙拡散係数	m^2/s	6.0E-12～2.0E-09

No.	分類	パラメータ名	単位	変動範囲
33	バリア特性	緩衝材劣化後空隙拡散係数	m^2/s	6.0E-12～4.0E-09
34		緩衝材健全時空隙率	－	0.33～0.4
35		緩衝材劣化後空隙率	－	0.33～0.65
36		母岩(多孔質媒体)の空隙拡散係数	m^2/s	2.5E-12～1.0E-10
37	分配係数	廃棄体健全時のIのKd	m^3/kg	1.0E-07～1.0E-00
38		廃棄体劣化後のIのKd	m^3/kg	1.0E-07～1.0E-00
39		緩衝材健全時のIのKd	m^3/kg	0
40		緩衝材劣化後のIのKd	m^3/kg	0
41		化学プルーム到達前の母岩に対するIのKd	m^3/kg	1.0E-07～1.0E-04
42		化学プルーム到達中の母岩に対するIのKd	m^3/kg	1.0E-07～1.0E-04
43		化学プルーム到達後の母岩に対するIのKd	m^3/kg	1.0E-07～1.0E-04
44	溶解度	Iの溶解度	mol/l	易溶性
45		化学プルーム到達時のIの溶解度	mol/l	易溶性
46	コロイド影響	廃棄体領域でのIの疑似コロイドの流速比率	－	1～2
47		廃棄体領域での疑似コロイド中の核種量(XKc)	－	0～1
48		緩衝材領域でのIの疑似コロイド流速比率	－	1～2
49		緩衝材領域での疑似コロイド中の核種量(XKc)	－	0～1
50		緩衝材のコロイドフィルとレーション閾透水係数	m/s	1.00E-13
51		母岩領域でのIの疑似コロイド流速比率	－	1～2
52		母岩領域での疑似コロイド中mp核種量(XKc)	－	0～1
53	ガス影響	地下水の押し出しに寄与する発生したガスの割合	－	0.1or1
54		ガス発生による施設ボイド水の排水開始時刻	y	0
55		グループ1のガス発生総量	m^3	6.8E+01～6.8E+03
56		グループ1のガス発生速度	m^3/y	4.6E-03～4.6E-01
57	場の変遷	母岩の化学プルーム到達割合	－	0～1.0
58		人工バリア健全性維持時間	y	10.E+03～1.0E+08
59		分配係数変動開始時間	y	人工バリア健全性維持時間
60		溶解度変動開始時間	y	人工バリア健全性維持時間
61		空隙率・拡散係数の劣化開始時刻	y	人工バリア健全性維持時間
62		空隙率・拡散係数の劣化継続期間	y	∞
63		透水係数の劣化開始時刻	y	人工バリア健全性維持時間
64		透水係数の劣化継続期間	y	∞

表２　パラメータの基本設定値

No.	分　類	パ ラ メ ー タ 名	単位	基本条件
1	設 計 条 件	I-129のイベントリ	Bq	5.11E+13
2		廃棄体定置領域高さ	m	5.5
3		廃棄体定置領域幅	m	4.5
4		坑道全長	m	44.3
5		緩衝材厚さ	m	1
6	解 析 条 件	核種浸出期間	y	0.1
7		天然バリア長さ	m	100
8		緩み域厚さ（EDZ長さ）	m	3
9		天然バリア領域の分散比率	－	0.1
10		地下水押し出しに対するガスの寄与割合	－	0.1
11		Iの疑似コロイド流速比率	－	1.3
12	地 質 環 境	母岩（多孔質媒体）の透水係数	m/s	1.00E-09
13		母岩（多孔質媒体）空隙率	－	0.3
14		動水勾配	－	0.05
15	生物圏モデル	線量換算係数（河川水シナリオ）	Sv/Bq	3.18E-15

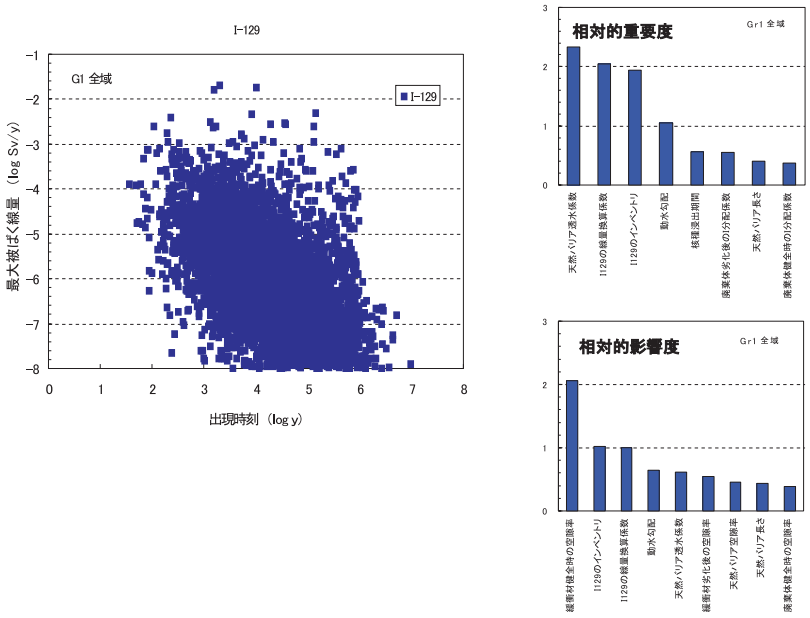


図９　１次統計解析の結果とパラメータの相対的重要度・影響度

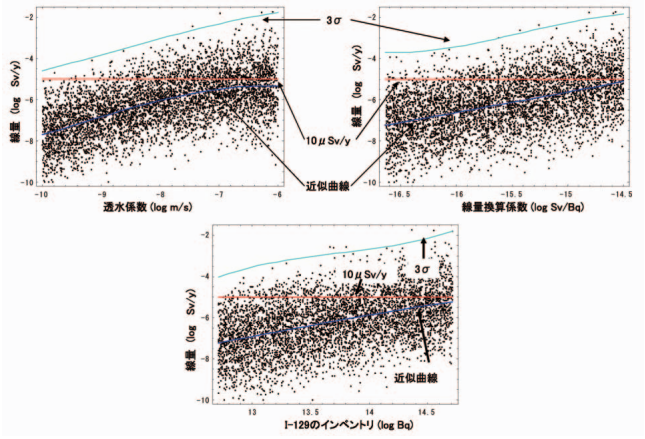


図10　成立条件の推定（基準線量と３σ曲線の比較）

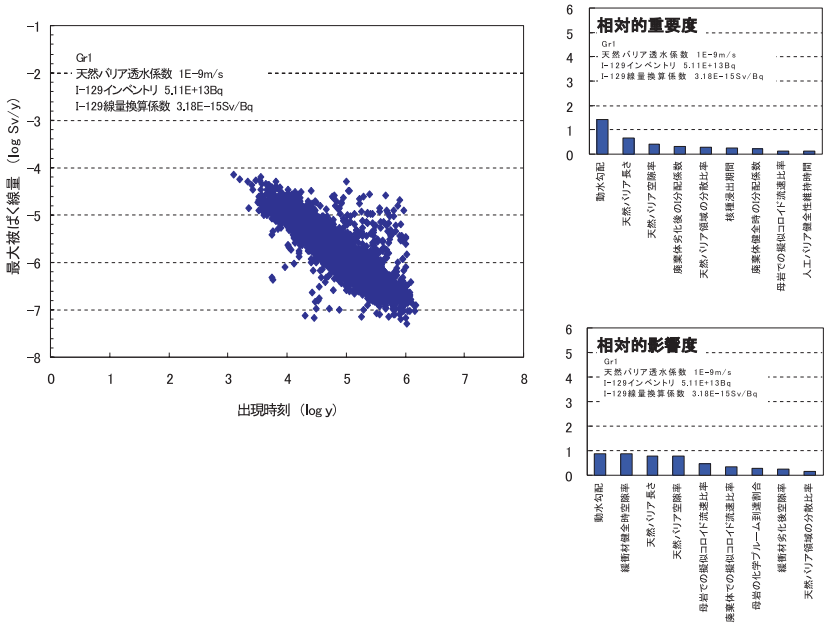


図11　２次統計解析の結果とパラメータの相対的重要度・影響度

メータの中の設計パラメータ及び解析パラメータを基本設定値で固定し，他のパラメータを保守的に設定し，３つのパラメータを変動させた保守的決定論解析を実施した。

図12に，10μSv/yを下回る結果を与える線量換算係数とインベントリの関係を透水係数の値ごとに示す。また，図12にこの解析において設定したパラメータを合わせて示す。図12に示した透水係数のラインの左下の領域は，透水係数がラインの数字よりも小さい場合に，線量が10μSv/y以下となる線量換算係数とインベントリの条件の組み合わせを表わしている。

図12からわかるように，透水係数が10^{-10}m/sであることを示すラインと線量換算係数が基本設定値（3.18×10^{-15}Sv/Bq）であることを示すラインとが交わる点は，7×10^{13}Bq（図中青丸参照）で，これはインベントリの基本設定値（5.11×10^{13}Bq）より大きい値であることがわかる。

このことは透水係数が10^{-10}m/s以下の場合には，線量換算係数が基本設定値（3.18×10^{-15}

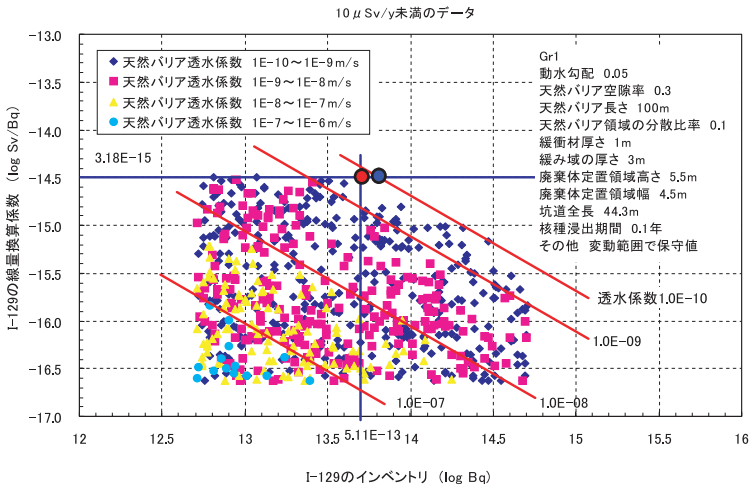


図12　成立条件の特定（透水係数ごとに示された10μSv/yを下回る結果を与える線量換算係数とI-129のインベントリの関係）

Sv/Bq），インベントリが7×10^{13}Bq（図中青丸参照）で，他のパラメータが設定した変動範囲にある場合，線量が10μSv/yを下回ることを意味する（成立条件の特定）。

図13に，上記条件の場合の保守的決定論解析の結果と上記条件で固定したパラメータ以外のパラメータを変動させた場合の統計解析（３次統計解析）の結果を示す。図13から，抽出された条件が確かに成立条件となっていること，及び統計解析の結果のバラツキが比較的大きく，上記条件は稀なパラメータの組み合わせを考慮しても成り立つ保守的な条件であることが分かる。また，上記結果は，I-129のインベントリの基本設定値に関して３～４割程度の安全裕度が見込まれることを示すものである（成立条件の保守性／妥当性の確認）。

一方，図12から，透水係数と線量換算係数，インベントリがそれぞれ基本設定値である10^{-9}（m/s），3.18×10^{-15}（Sv/Bq），5.11×10^{13}（Bq）の場合には，線量が10μSv/yを上回ることがわかる（図12赤丸参照）。

また，透水係数が10^{-8}m/sで，線量換算係数が3.18×10^{-15}（Sv/Bq）の場合，インベントリのみで線量を基準とした10μSv/y以下にするためには，インベントリを基本設定値よりも１桁以上小さくする必要があることがわかる（図12の透水係数1.0E-08 m/sのライン参照）。

これらの結果を受け，透水係数が基本ケース（10^{-9}m/s）の場合の成立条件について検討した。図14に透水係数を基本設定値（10^{-9}m/s）とし，それ以外は図13と同じ条件で実施した統計解析（４次統計解析）の結果並びに相対的重要度及び相対的影響度を示す。図14には透水係数，線量換算係数，インベントリや上記の設計パラメータ及び解析パラメータを基本設定値で固定し，他のパラメータを保守的に設定した保守的決定論解析の結果も合わせて示す。図14から，バリア材料の劣化に関連するパラメータや擬似コロイド，ガス影響などに関するパラメータが相対的重要度の高いパ

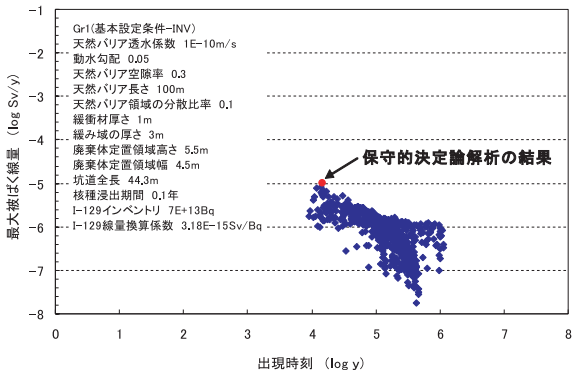


図13　成立条件の保守性／妥当性の確認（３次統計解析）

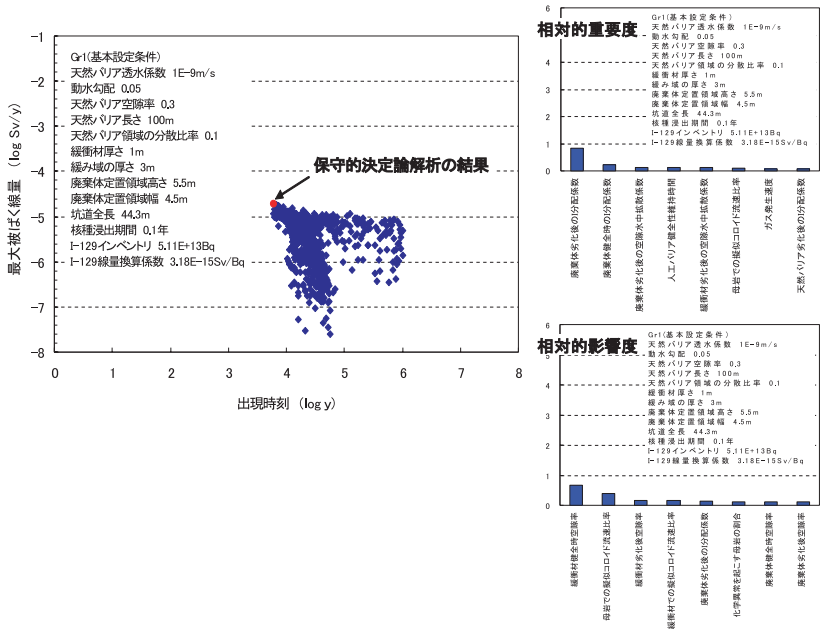


図14　４次統計解析の結果とパラメータの相対的重要度・影響度

ラメータであることがわかる。

透水係数，線量換算係数，インベントリを基本設定値で固定した場合の成立条件を抽出するため，図14の条件に加え，相対的重要度の高い擬似コロイドの流速比，地下水押し出しに対するガスの寄与割合を基本設定値で固定し（表２の条件），他のパラメータを保守的に設定した保守的決定論解析を実施した。

図15に，表２の条件の場合の保守的決定論解析の結果と表２の条件で固定したパラメータ以外のパラメータを変動させた場合の統計解析（５次統計解析）の結果を示す。図15から，表２の条件が確かに成立条件となっていることが分かる。

今後，より網羅的に成立条件を抽出するため，バリア材料の劣化に関連するパラメータなどを含めたさらなる高次の統計解析を行う予定である。

４．結論

広範な地質環境条件と多様な不確実性を有するTRU廃棄物の処分に包括的感度解析手法を適用し，重要度の高いパラメータの同定及び成立条件の抽出を予察的に行った。以下に，抽出した成立条件あるいは得られた知見をまとめる。

① I-129の線量換算係数とI-129のインベントリがそれぞれ基本設定値（3.18×10^{-15}(Sv/Bq)），（5.11×10^{13}(Bq)）で，他のパラメータが設定した変動範囲内にある場合，天然バリアの透水係数が10^{-10}m/s以下であれば線量は10μSv/yを下回る。

② インベントリが基本設定値よりも３～４割多い場合においても，上記条件の場合には線量は基準とした10μSv/yを下回る。

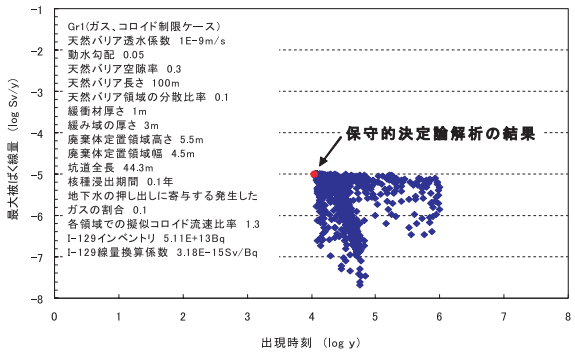


図15　成立条件の保守性／妥当性の確認（５次統計解析）

③ 線量換算係数とインベントリがそれぞれ，基本設定値で，透水係数が10^{-9}m/s以下の場合，線量は10μSv/yを上回る。

④ 透水係数が10^{-8}m/sで，線量換算係数が3.18×10^{-15}(Sv/Bq）の場合は，線量が基準とした10μSv/yを下回るためには，インベントリが基本設定値よりも１桁以上小さくなる必要がある。

⑤ 透水係数が基本設定値（10^{-9}m/s）の場合は，表２の条件で，それ以外のパラメータが設定した変動範囲内にある場合，線量は10μSv/yを下回る。

５．おわりに

重要度が高いパラメータの同定及び処分が安全に成立する条件（成立条件）を抽出することが可能な包括的感度解析手法を構築した。この手法を用いることにより，設計値や核種移行パラメータ値の設定の妥当性，不確実性評価の対象の絞込み，将来の技術開発目標値の設定，安全裕度の提示などに資する有用な情報が得られる。これらの情報は，特に，多様な不確実性や幅広い地質環境条件を評価対象とする場合に，従来からのボトムアップ的な安全評価手法を合理性及び信頼性向上の観点から補完し，信頼性の高い評価を行うために重要になると考える。

今後，個別の現象に関する研究により得られるパラメータの相関関係などの知見を反映させ，評価対象パラメータの数を合理的に減らすことなどにより，成立条件の抽出効率の向上，精度の向上を図る必要がある。

参考文献

１）OECD/NEA Nuclear Energy Agency Organisation for Economic Co-operation and Development :“ Post-Closure Safety Case for Geological Repositories, Nature and Purpose ”, Radioactive Waste Management, ISBN 92-64-02075-6, p25 (2004).

２）大井貴夫，三原守弘，他 :“ TRU廃棄物処分におけるN.F.水理場の変遷に関する研究(1) ”，日本原子力学会2002年秋の大会予稿集，F41, p.641 (2002).

３）中山真一，武田聖司，他 :“ 不確かさを考慮した安全評価研究 ”，JAERI-Conf 2003-018, JP0350657, p.17 (2003).

４）高瀬博康，稲垣学，他 :“ TRU廃棄物処分に関する包括的感度解析手法の開発 ”, 日本原子力学会2001年秋の大会予稿集，O17,p.895 (2001).

５）大井貴夫，曽根智之，他 :“ 包括的感度解析手法を用いたTRU廃棄物処分の成立性に関する検討(1) ”，日本原子力学会2004年春の年会予稿集，H35,p.841

(2004).
6）曽根智之，大井貴夫，他：“包括的感度解析手法を用いたTRU廃棄物処分の成立性に関する検討(2)”，日本原子力学会2004年春の年会予稿集，H36,p.842 (2004).
7）原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会：“TRU核種を含む放射性廃棄物の処理処分について”，p9，平成３年７月30日.
8）核燃料サイクル開発機構，電気事業連合会：“TRU廃棄物処分概念検討書”JNC TY1400 2000-001, TRU TR-2000-01.
9）H.Takase, P. Grindrod et. al:“ On EBS Modelling for Performance Assessment: Using Shadow Models to identify Robust System Responses”, Mat. Res. Symp. Proc., Vol. 506, pp 847-856 (1998).
10）三原守弘, 大井貴夫：“パラメータの時間的変化を考慮した核種移行解析コード（TIGER）の開発”，サイクル機構技報，No.22,p27 (2004).
11）核燃料サイクル開発機構：“わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性―地層処分研究開発第２次とりまとめ―分冊３　地層処分システムの安全評価”,JNC TN1400 99-023, pVI-52(1999).

資料番号：25－9

研究報告

圧縮ベントナイト中のCO_3^{2-}，Cl^-及びI^-の拡散挙動に及ぼすケイ砂混合率及び$NaNO_3$の影響

石寺　孝充　　宮本　真哉　　佐藤　治夫*

東海事業所　環境保全・研究開発センター　処分研究部
*本社　社内公募型研究推進室

The Effect of Silica Sand Content and $NaNO_3$ on Diffusion of CO_3^{2-}, Cl^- and I^- in Compacted Bentonite

Takamitsu ISHIDERA　Shinya MIYAMOTO*　Haruo SATO*1

Waste Isolation Research Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works
*Innovative Research Promotion Office, Head Office

TRU廃棄物処分の安全評価においては，C-14，Cl-36及びI-129といった核種を用いた拡散挙動のデータの取得が必要であるとともに，硝酸塩の溶出やセメント材料の溶解による地下水の高pH化の影響を評価する必要がある。このため，ケイ砂混合率及び$NaNO_3$濃度をパラメータとして，高pH条件でCO_3^{2-}，Cl^-及びI^-のベントナイト中の透過拡散試験を実施し，実効拡散係数（以下*De*）の取得を行った。その結果，CO_3^{2-}，Cl^-，及びI^-のDeは10^{-13}～$10^{-10}m^2/s$程度の値が得られた。これらのイオンの*De*はケイ砂混合率の増加と共にそれぞれ増大する傾向が見られ，この変化は，スメクタイト部分密度により推定することが有効であると考えられる。また，これらのイオンの*De*は$NaNO_3$濃度の増加に伴ってそれぞれ増大する傾向が見られたが、これは，$NaNO_3$濃度の増加に伴う陰イオン排除効果の低下によるものであると考えられる。さらに，Cl^-，I^-の拡散経路はスメクタイト粒子間間隙のみに限定されていると推測され，CO_3^{2-}はベントナイト中に含まれる方解石との化学平衡により，ベントナイト中に保持されると考えられる。

For safety assessment of geological disposal of TRU waste, it is necessary to obtain the diffusivities of C-14, Cl-36 and I-129 and to estimate the effects of the dissolution of $NaNO_3$ and high pH groundwater condition caused by dissolution of cementitious materials. Therefore, the effective diffusion coefficients (De) of CO_3^{2-}, Cl^- and I^- in compacted bentonite were obtained as a function of silica sand content and $NaNO_3$ concentration under high pH condition by through-diffusion method. The obtained De values of CO_3^{2-}, Cl^- and I^- were in a range of 10^{-13} to 10^{-10} m^2/s order. The De values of CO_3^{2-}, Cl^- and I^- increased with increasing silica sand content. The changes of De values seemed to be estimated by smectite partial density. The De values of CO_3^{2-}, Cl^- and I^- increased with increasing $NaNO_3$ concentration. The increases are interpreted by the decrease of anion exclusion effect. Furthermore, it seems that the pathways of Cl^- and I^- are limited to the interstitial pore space, and the CO_3^{2-} ions are probably retained in the bentonite as the precipitation of calcite.

キーワード

TRU廃棄物，拡散係数，硝酸ナトリウム，炭酸イオン，塩化物イオン，ヨウ化物イオン，圧縮ベントナイト，陰イオン排除効果

TRU Waste, Diffusion Coefficient, Sodium Nitrate, Carbonate Ion, Chloride Ion, Iodide Ion, Compacted Bentonite, Anion Exclusion

石寺　孝充

放射化学研究グループ所属
研究員
高レベル廃棄物やTRU廃棄物処分における緩衝材や岩体など地質媒体中での核種移行過程に関する研究に従事

宮本　真哉*

放射化学研究グループ所属
高レベル廃棄物やTRU廃棄物処分における緩衝材や岩体など地質媒体中での核種移行過程に関する研究に従事

佐藤　治夫

放射化学研究グループ兼務
副主任研究員
高レベル廃棄物やTRU廃棄物処分における緩衝材や岩体など地質媒体中での核種移行過程に関する研究に従事　博士（工学），第一種放射線取扱主任者

*現在：(株)東芝

１．はじめに

再処理施設や，MOX燃料加工施設などの核燃料サイクル施設からは超ウラン（TRU）元素を含む放射性廃棄物が発生する。この廃棄物は，半減期の比較的長い核種を含んでいることや，放射性核種濃度が比較的高いものから低いものまで広範囲に分布していること，廃棄物の性状はセメント，有機物及び金属等を含み多種多様であることなどの特徴を有している。さらに今後，再処理事業等の進展に伴い，その発生量の増加が見込まれる。この超ウラン元素を含む廃棄物のうち，全α核種濃度が約1GBq/tよりも高く，浅地中処分以外の地下埋設が適切と考えられるものはTRU廃棄物と呼ばれる[1)]。このTRU廃棄物の処分に関しては，高レベル放射性廃棄物と同様に，人間の生活環境から十分離れた安定な地層中に，人工バリアによる核種移行遅延機能と天然バリアによる核種移行の遅延・希釈・分散効果を組み合わせた多重バリアシステムによって長期的な安全を確保することが検討されている。そのため，TRU廃棄物処分の性能評価においては，高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する知見を活用することが可能である[2)]。しかしながら，以下にあげられるような，TRU廃棄物の特性や，人工バリアの材料，処分施設の違い等に起因するTRU廃棄物処分に特有の現象について，その影響を別途検討することが必要である。

① TRU廃棄物の廃棄体中には再処理プロセスで発生する$NaNO_3$が，高レベル放射性廃棄物に比べて多量に含まれており，人工バリアの緩衝材として使用されるベントナイト中の核種移行挙動に，溶出した$NaNO_3$が影響を及ぼす可能性がある。

② ハル・エンドピース廃棄物から発生するC-14及びCl-36や，廃銀吸着剤から発生するI-129といった核種は，高レベル放射性廃棄物ガラス固化体には含まれていないため，それらの核種移行に関するデータが新たに必要となる。

③ 廃棄体などに使用されているセメント材料の溶解により，地下水のpHが高くなる（pH12.5程度）可能性がある。

よって，TRU廃棄物処分の性能評価を行ううえで，移行挙動に関する知見が少ないC-14，Cl-36，I-129といった核種に関するデータを取得するとともに，$NaNO_3$及び地下水の高pH化の影響を把握することが重要な課題となっている。

TRU廃棄物処分においては，地下水移動の抑制効果や力学的支持性等を考慮して，ベントナイトとケイ砂を７：３の割合で混合した，乾燥密度1.6Mg/m^{3}のベントナイト砂混合材料が緩衝材の候補材料として設定されている[1)]。しかし，緩衝材の性能向上などを目的として，ケイ砂混合率を変更する可能性が考えられ，ベントナイト中の核種の拡散挙動に及ぼすケイ砂混合率の影響を把握することが必要である。また，TRU廃棄物中に含まれるC-14，Cl-36，I-129は，CO_3^{2-}，Cl^-，I^-といった陰イオンの形態で移行すると考えられている。ベントナイト中の陰イオンの拡散速度は，地下水中の塩濃度の増加に伴って増大する傾向があることが報告されており[3−5)]，この現象は安全評価上非常に重要である。しかしながら，ベントナイト中の陰イオンの拡散挙動に及ぼす塩濃度影響に関する研究は少なく[3−7)]，$NaNO_3$の影響について調べた研究はほとんど存在しない。

よって本試験では，CO_3^{2-}，Cl^-，I^-について，高pH条件でのベントナイト中の透過拡散試験を実施し，拡散速度の指標となる実効拡散係数（以下De）及び見かけの拡散係数（以下Da）の取得を行った。試験では，さまざまなベントナイト中のケイ砂混合率及び試験溶液の$NaNO_3$濃度に対してデータを取得することにより，De及びDaに及ぼすこれらの影響について調べた。

２．試験手法

2.1 試料及び条件

試験は透過拡散試験法で行った。試料はベントナイト（クニゲルV1®（クニミネ工業製））を用い，0，30，50wt%のケイ砂混合率に調整して乾燥密度1.6Mg/m^{3}に圧縮充填した。試験溶液は0，0.5，5mol/lの濃度に調整した$NaNO_3$溶液を用い，試験開始前にNaOHでpH12.5に調整した。拡散溶質として$Na_2{}^{14}CO_3$，$Na^{36}Cl$及び非放射性のNaIを用い，それぞれ$^{14}CO_3^{2-}$，$^{36}Cl^-$及びI^-として拡散させた。各溶質は混合せずにそれぞれ独立して試験を行った。上記試験試料，条件の他に，ベントナイトの種類などによる拡散挙動の違いについても比較を行うため，乾燥密度0.9Mg/m^{3}のクニピアFR（クニミネ工業製）も一部使用した。また，$NaNO_3$濃度及び乾燥密度の影響をより詳細に検討するため，I^-のみ$NaNO_3$濃度0.1，1mol/l及

び乾燥密度0.8，1.8Mg/m³のクニゲルV1®試料でも一部試験を実施した。

2.2 試験手順

試験に使用した拡散セルを図１に示す。拡散セルは高濃度側及び低濃度側の２つの溶液セルと試料プレート及びフィルターからなる。ベントナイトは，恒温槽中110℃で24時間以上乾燥させた後，ケイ砂粉末（３号及び５号を１：１で混合）を所定の混合率及び乾燥密度になるように計量し，拡散セルの試料プレート部に圧縮充填した。拡散セルを組み立てた後，高濃度側及び低濃度側セルに蒸留水を加え減圧下で２週間程度静置し，ベントナイトを含水飽和させた。含水飽和後，蒸留水を$NaNO_3$溶液に交換し２週間程度静置することにより，さらにベントナイトを$NaNO_3$溶液で飽和させた。$NaNO_3$溶液で飽和させた後，$Na_2{}^{14}CO_3$，$Na^{36}Cl$及びNaI溶液を高濃度側セルに添加することにより拡散試験を開始し，適当な期間ごとに低濃度側セル及び高濃度側セルの溶液をサンプリングした。濃度の測定には液体シンチレーションカウンタ（$^{14}CO_3^{2-}$），2πガスフローカウンタ（$^{36}Cl^-$）及びICP-AES（I^-）を使用した。これにより得られた低濃度側セルの濃度変化により実効拡散係数（De）を求めた。試験終了後には，拡散セルを解体し，ベントナイトを１mmずつスライスした。I^-についてはスライス片を１mol/lのKCl溶液に約一週間浸漬した後，遠心分離し上澄みを採取し，ICP-AESでベントナイト中のIの濃度を測定した。CO_3^{2-}，Cl^-についてはスライス片を１mol/lのNaCl溶液に浸漬した後，遠心分離を行わずに上澄みを採取し，液体シンチレーションカウンタで測定した。このベントナイト中の濃度分布より，見かけの拡散係数（Da）を求めた。

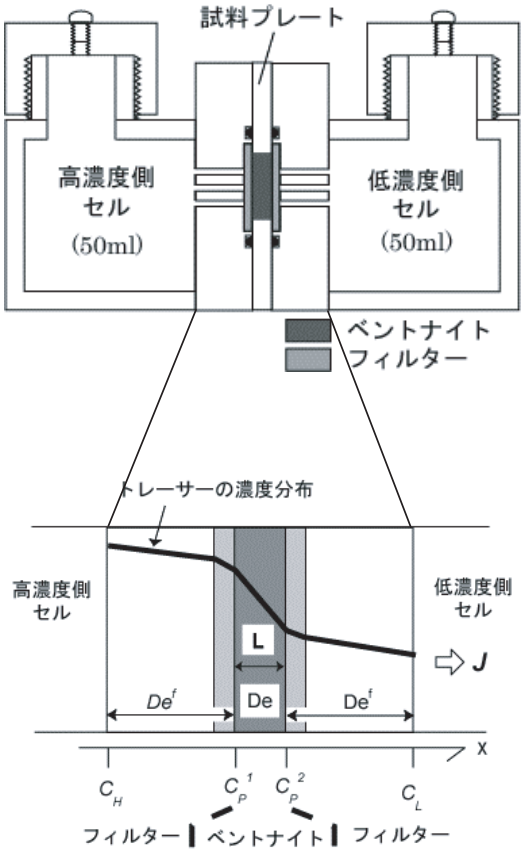


図１　拡散セル並びにベントナイト及びフィルター中の濃度分布の概念図

2.3 拡散係数の導出

定常状態において，ベントナイト中の溶質の拡散フラックスJはフィックの第一法則により以下の式で表される[9]。

$$J = -D_e \frac{\partial C_p}{\partial x} \qquad (1)$$

ここで，Deは実効拡散係数，C_pは間隙水中の溶質濃度，xは拡散方向の距離である。$\partial C_p/\partial x$は間隙水中の溶質の濃度勾配で，定常状態では位置xによらず一定となる。ベントナイト両端の間隙水中の濃度をC_p^1（高濃度側），C_p^2（低濃度側）とすると，本透過拡散試験において，境界条件は以下のように保持されており，実効拡散係数は以下の式で表される。

境界条件

$$C_p^1, C_p^2 = const. \qquad C_p^1 >> C_p^2$$

$$D_e = -J \frac{L}{\Delta C_p} \qquad \left(\Delta C_p = C_p^2 - C_p^1\right) \qquad (2)$$

ここで，Lはベントナイト試料の厚さである。拡散フラックスJは単位時間，単位面積あたりに透過した溶質の量であるから，破過曲線の傾きより，以下の式に従って決定できる。

$$J = \frac{V_L}{A} \cdot \frac{dC_L(t)}{dt} \qquad (3)$$

ここで，$C_L(t)$は低濃度側セルの濃度，tは時間，Aはベントナイト試料の断面積，V_Lは低濃度側セ

ルの体積であり，$dC_L(t)/dt$は破過曲線の傾きを表す。

本試験に使用した拡散セルにおいては，ベントナイト試料と溶液セルの間にフィルターが存在しており，ベントナイト両端の間隙水中の濃度を直接求めることができない。そのため，フィルターのみの透過拡散試験を行うことによりフィルターの実効拡散係数De^fを求め，以下の式に従ってベントナイト両端の濃度を決定した（図１）[5]。

$$\Delta C_p = C_L - C_H + 2J\frac{L_f}{D_e^f} \qquad (C_L \cong 0) \qquad (4)$$

ここで，De^fはフィルターの実効拡散係数，L_fはフィルターの厚さ，C_Hは高濃度側セルの濃度，C_Lは低濃度側セルの濃度である。

また，間隙水を含むベントナイト中の溶質の濃度をC_bとすると，定常状態においてフラックスJは見かけの拡散係数Daを用いて以下のように表される。

$$J = -D_a\frac{\partial C_b}{\partial x} \qquad (5)$$

フラックスJは，破過曲線の傾きから同様に求めることができ，$\partial C_b/\partial x$はベントナイト中の濃度勾配から求めることが出来る。

式（2）及び式（5）より，ベントナイト中の実効拡散係数De及び見かけの拡散係数Daを求めた。

３．試験結果

3.1　破過曲線及びベントナイト中の濃度分布

図２に乾燥密度1.6Mg/m³，ケイ砂混合率30wt%の条件におけるI^-の試験の破過曲線を示す。300～1000時間程度経過した後，I^-の積算透過量は時間に対して直線的に増加しており，定常状態に達していると見なせる。その他CO_3^{2-}，Cl^-及びI^-の全ての試験おいて，同様に定常状態であると判断した。図３に乾燥密度1.6Mg/m³，ケイ砂混合率30wt%の条件におけるベントナイト中のI^-の濃度分布を示す。高濃度セル側から低濃度セル側に向かってトレーサーの濃度が直線的に減少しており，拡散が定常状態であることを示している。式（2）及び式（5）に従ってそれぞれの条件におけるCO_3^{2-}，Cl^-，I^-のDe及びDaを解析した。その結果を表１～３に示す。表中の誤差は破過曲線（De）及びベントナイト中の濃度分布（Da）の最小二乗フィッティングから得られたものである。Deの値は10^{-13}～10^{-10}m²/s程度であり，それぞれの条件に

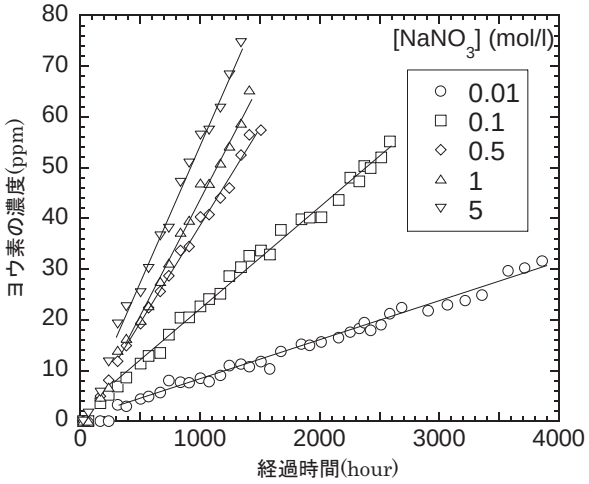


図２　破過曲線（I^-）（乾燥密度1.6Mg/m³，ケイ砂混合率30wt%）

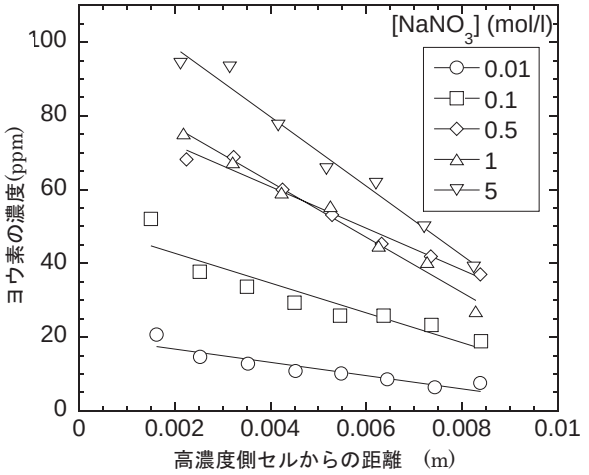


図３　ベントナイト中の濃度分布（I^-）（乾燥密度1.6Mg/m³，ケイ砂混合率30wt%）

表１　De及びDa（CO_3^{2-}）

ベントナイト	乾燥密度 (Mg/m³)	ケイ砂混合率 (wt%)	$NaNO_3$濃度 (mol/l)	De (10^{-11}m²/s)	Da (10^{-10}m²/s)
クニゲルV1	1.6	0	0.01	0.065±0.001	0.041±0.003
	1.6	0	0.5	0.56±0.02	－＊
	1.6	0	5	1.1±0.0	0.16±0.02
	1.6	30	0.01	0.18±0.00	0.11±0.01
	1.6	30	0.5	1.1±0.0	0.19±0.01
	1.6	30	5	1.6±0.0	0.24±0.03
	1.6	50	0.01	0.26±0.00	0.17±0.01
	1.6	50	0.5	2.1±0.0	0.39±0.08
	1.6	50	5	1.9±0.1	0.29±0.03
クニピアF	0.9	0	5	1.5±0.0	0.42±0.05

＊試験中に拡散セルが壊れたため，データ取得できていない。

表２　De及びDa（Cl^-）

ベントナイト	乾燥密度 (Mg/m^3)	ケイ砂混合率 (wt%)	$NaNO_3$濃度 (mol/l)	De ($10^{-11}m^2/s$)	Da ($10^{-10}m^2/s$)
クニゲルV1	1.6	0	0.01	0.41±0.01	1.7±0.1
	1.6	0	0.5	1.7±0.1	1.7±0.0
	1.6	0	5	2.4±0.1	1.1±0.1
	1.6	30	0.01	0.84±0.01	2.0±0.3
	1.6	30	0.5	3.2±0.1	2.3±0.1
	1.6	30	5	3.2±0.1	1.6±0.0
	1.6	50	0.01	1.3±0.0	2.5±0.2
	1.6	50	0.5	4.7±0.0	3.6±0.3
	1.6	50	5	4.1±0.1	2.3±0.1
クニピアF	0.9	0	5	3.1±0.1	1.2±0.1

表３　De及びDa（I^-）

ベントナイト	乾燥密度 (Mg/m^3)	ケイ砂混合率 (wt%)	$NaNO_3$濃度 (mol/l)	De ($10^{-11}m^2/s$)	Da ($10^{-10}m^2/s$)
クニゲルV1	1.6	0	0.01	0.35±0.01	1.5±0.1
	1.6	0	0.5	1.8±0.0	1.7±0.1
	1.6	0	5	4.3±0.2	1.9±0.0
	1.6	30	0.01	0.63±0.01	1.6±0.0
	1.6	30	0.1	1.8±0.0	2.2±0.3
	1.6	30	0.5	4.0±0.1	2.8±0.2
	1.6	30	1	5.2±0.2	2.6±0.1
	1.6	30	5	6.7±0.2	2.7±0.1
	1.6	50	0.01	1.8±0.1	1.7±0.2
	1.6	50	0.5	5.4±0.2	3.5±0.0
	1.6	50	5	8.5±0.5	−＊
	0.8	0	5	97±56	4.8±0.1
	1.8	0	5	1.6±0.0	1.1±0.1
クニピアF	0.9	0	5	5.5±0.2	1.2±0.0

＊試験中に拡散セルが壊れたため，データ取得できていない。

おいて$I^- > Cl^- > CO_3^{2-}$の傾向が見られた（図４及び図５）。*Da* の値はCO_3^{2-}は10^{-12}～$10^{-11}m^2/s$程度，Cl^-，I^-は$10^{-10}m^2/s$程度の値が得られた。

3.2　De及びDaのケイ砂混合率，$NaNO_3$濃度依存性

図４に$NaNO_3$濃度0.5mol/lの条件における

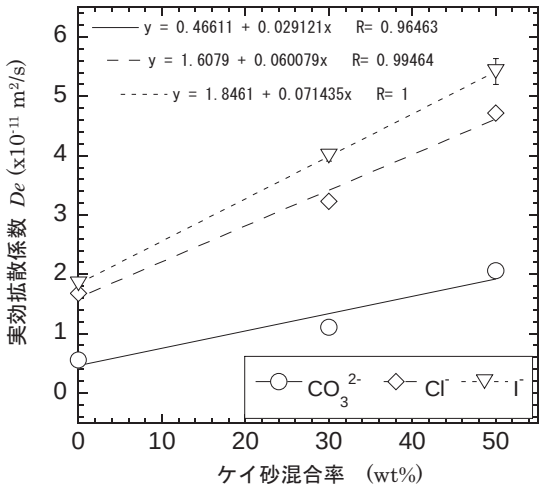


図４　Deのケイ砂混合率依存性（乾燥密度1.6Mg/m^3，$NaNO_3$濃度0.5mol/l）

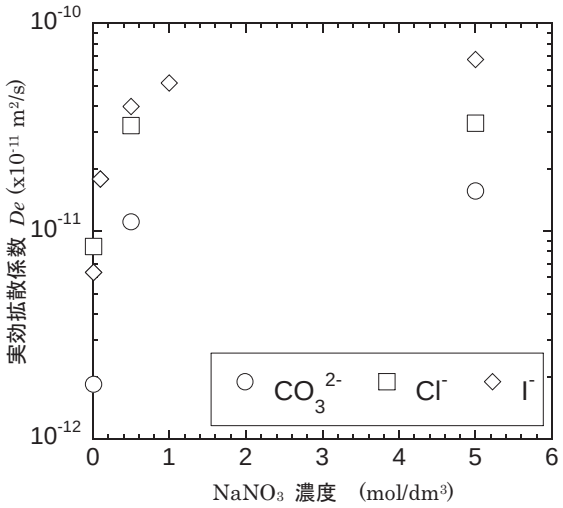


図５　Deの$NaNO_3$濃度依存性（乾燥密度1.6Mg/m^3，ケイ砂混合率30wt%）

CO_3^{2-}, Cl^-, I^-の*De* のケイ砂混合率依存性を示す。それぞれの$NaNO_3$濃度において，*De* はケイ砂混合率の増加とともに増大する傾向が見られた。この傾向は，$NaNO_3$濃度が0.01及び５mol/lの条件でも，また*Da* についても同様であった。図５に乾燥密度1.6M/m^3，ケイ砂混合率30wt%の条件におけるCO_3^{2-}，Cl^-，I^-の*De* の$NaNO_3$濃度依存性を示す。*De* はどの元素においても$NaNO_3$濃度の増加に伴って増大する傾向が見られた。これらの傾向は，ケイ砂混合率が異なる条件においても同様であった。

４．考察

4.1　ケイ砂混合率のスメクタイト部分密度による規格化

ケイ砂混合率の増加に伴って*De* 及び*Da* は増大する傾向が見られた。また，乾燥密度の異なる試料やクニゲルV1試料とクニピアF試料の間でもDe及びDaの変化が観察された。そこで，スメクタイト部分密度というパラメータを導入し[8]，これら拡散係数の変化について議論する。

クニゲルV1はスメクタイトの他に石英や斜長石，方解石，苦灰石，方沸石などの一次鉱物が含まれており[10]，クニゲルV1中のスメクタイトは，これら一次鉱物の間隙を埋めるように存在している。そのため，クニゲルV1中を拡散する核種は，スメクタイトによって埋められた間隙部分を支配的な拡散経路とし，拡散挙動はスメクタイト部分の特性，特に圧縮密度により大きな影響を受ける

と考えられる。したがって，ケイ砂混合率や乾燥密度，ベントナイトの種類の変化に伴う *De* 及び *Da* の変化は，ベントナイト中の一次鉱物及びケイ砂が占める体積を除いて計算されるスメクタイトの部分のみの密度と相関関係があると考えられる。そこで，スメクタイト部分の密度（スメクタイト部分密度）を以下の式により求めた[8]。

$$\rho_{dm} = \frac{(1-f_s) f_m \rho_d}{1 - \left\{ \frac{(1-f_s)(1-f_m)}{\rho_{im}} + \frac{f_s}{\rho_s} \right\} \rho_d} \qquad (6)$$

ここで，ρ_{dm} はスメクタイト部分密度（Mg/m³），ρ_d はベントナイト乾燥密度（Mg/m³），ρ_{im} は一次鉱物の密度（2.7Mg/m³），ρ_s はケイ砂の密度（2.7Mg/m³），f_s はケイ砂混合率（0～0.5），f_m はスメクタイト含有率（0.5）である。それぞれの試験条件におけるスメクタイト部分密度を表４に，スメクタイト部分密度に対する I^- の *De* の変化を図６に示す。スメクタイト部分密度の増加に伴って *De* は直線的に減少する関係が得られた。また，スメクタイト部分密度がほぼ同じ試料であれば，*De* もほぼ等しい値が得られた（ρ_{dm} ～0.9Mg/m³のクニゲルV1（ρ_d =1.6Mg/m³，f_s =30wt％）試料とクニピアF（ρ_d =0.9Mg/m³）試料）。この傾向は *Da* でも同様に観察された。このことから，スメクタイト部分密度で規格化することにより，ケイ砂混合率や乾燥密度，ベントナイトの種類の変化に伴う *De* 及び *Da* の変化を推定することが十分有効であると考えられる。

しかしながら，クニゲルV1（ρ_d =0.8Mg/m³）試料の *De* は他の試料に比べて一桁程度大きな値となり，直線的な関係を得ることができなかったため図６に示していない。また，クニピアF（ρ_d =0.9Mg/m³）試料の *Da* も同条件のクニゲルV1試料の *Da* よりも低い値となった。これは，乾燥密度やベントナイト組成が大きく異なる条件では，ベントナイト試料の内部間隙構造が大きく変化した影響と考えられる。これらのことから，本試験で実施したケイ砂混合率の範囲内程度の条件の変化であれば，スメクタイト部分密度で規格化することは有効であると考えられる。

表４　スメクタイト部分密度 ρ_{dm}，粒子間間隙の割合 f_p 及び粒子間間隙のみの間隙率 ε_p

乾燥密度 (Mg/m³)	ケイ砂混合率 (wt%)	スメクタイト部分密度 ρ_{dm} (Mg/m³)	間隙率 ε	粒子間間隙の割合 f_p	粒子間間隙のみの間隙率 ε_p
1.6	0	1.13	0.40±0.04	0.52	0.21
	30	0.91		0.59	0.24
	50	0.72		0.71	0.28
0.8	0	0.47	0.08	0.85	0.68
1.8	0	1.35	0.40	0.57	0.23
0.9 (クニピアF)	0	0.90	0.70±0.03	0.62	0.43

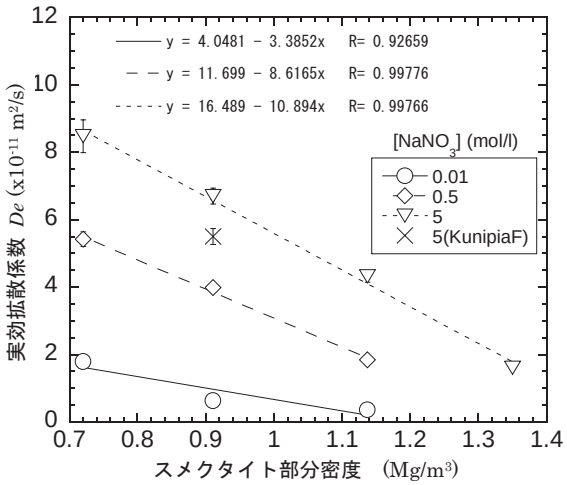


図６　Deのスメクタイト部分密度依存性（I⁻）

4.2　ベントナイト中の CO_3^{2-}，Cl^-，I^- の拡散挙動

CO_3^{2-}，Cl^-，I^- の *De* は $NaNO_3$ 濃度の増加に伴って増大する傾向が見られた。これは，$NaNO_3$ 濃度の増加に伴って間隙水のイオン強度が高くなり，陰イオン排除効果が低下した影響であると考えられる。そこで，保持因子を導入し，ベントナイト中のこれらの陰イオンの拡散間隙について考察する。

ベントナイト中に含まれるスメクタイトは負の電荷を有しており，拡散する陰イオンは，この負電荷の反発によりスメクタイトの表面から排除されると考えられている。これは，陰イオン排除効果と呼ばれ，この効果によりベントナイト中において陰イオンの拡散可能な間隙は限定されると考えられている。この場合，陰イオンの拡散可能な間隙の割合は間隙率 ε よりも低くなる。また，間隙水のイオン強度が高くなると，陽イオンの濃度の増大によりスメクタイト表面の負電荷の影響が低下するため，陰イオン排除効果が低下し，拡散可能な間隙の割合は増大し間隙率 ε に近づく。よって，$NaNO_3$ 濃度の増加に伴う CO_3^{2-}，Cl^-，I^- の *De* の増大が陰イオン排除効果の低下による影響

であれば，CO_3^{2-}，Cl^-，I^-の拡散可能な間隙の割合も同様の変化を示すと考えられる。CO_3^{2-}, Cl^-, I^-が拡散可能な間隙の割合は保持因子αより見積もられる。保持因子αは以下の式で表される。

$$D_e = \alpha D_a \qquad (7)$$

$$\alpha = \varepsilon + \rho K_d \qquad (8)$$

ここで，εは間隙率，ρはベントナイト乾燥密度，K_dはベントナイトに対するCO_3^{2-}，Cl^-，I^-の分配係数である。CO_3^{2-}，Cl^-，I^-のベントナイトへの収着がないと仮定すると（K_d＝0），式（8）より保持因子αは間隙率εと等しくなり，試験により求められたDeとDaから式（7）により求められる保持因子αは，これらのイオンが実際に拡散している間隙率と等しくなる。式（7）に従って求めた保持因子αを表５に示す。

間隙率εは含水前のベントナイト乾燥重量と，スライス片の重量測定によって得られた含水後の重量から以下の式により計算した。

$$\varepsilon = \frac{W_{wet} - W_{dry}}{\rho_w V} \qquad (9)$$

ここで，W_{wet}は含水後の重量（kg），W_{dry}は含水前の重量(kg)，Vはベントナイトの体積(m³)，ρ_w：水の密度（kg/m³）である。間隙率εは乾燥密度1.6Mg/m³の試料でその値は0.40±0.04であった。

乾燥密度1.6Mg/m³，ケイ砂混合率30wt％の条件における保持因子αの$NaNO_3$濃度依存性を図７に示す。Cl^-，I^-及びCO_3^{2-}の保持因子αは間隙率εよりも低い値を示すが，$NaNO_3$濃度の増加に伴って増大した。これらは，$NaNO_3$濃度の低い条件ではCl^-, I^-が陰イオン排除効果によりスメクタイト表面より排除され，拡散できる間隙が限られるが，$NaNO_3$濃度の増大に伴って陰イオン排除効果が低下し，存在可能な間隙が増大することを示すものであると考えられる。同様の傾向は，ケイ砂混合率が異なる条件においても観察された。

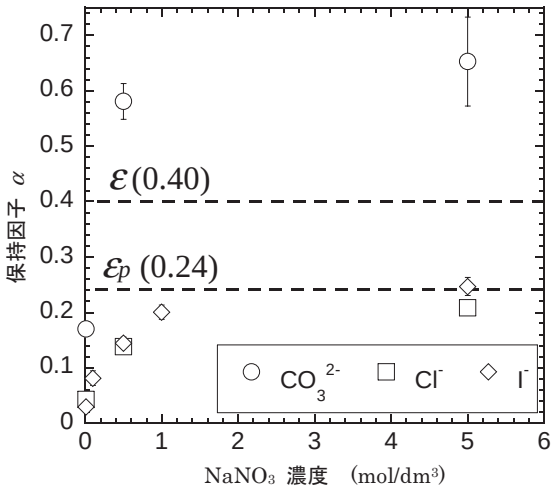


図７　保持因子αの$NaNO_3$濃度依存性（乾燥密度1.6Mg/m³，ケイ砂混合率30wt%）

$NaNO_3$濃度が５mol/l程度の条件では，スメクタイト表面の負電荷の影響領域は非常に小さく，陰イオンはスメクタイト表面からほとんど排除されないと考えられる。そのため，陰イオン排除効果によって拡散経路が限定されず，保持因子αと間隙率εが一致すると考えられる。しかしながら，Cl^-，I^-については，図７に示すように保持因子αは常に間隙率εを下回っており，$NaNO_3$濃度が増加しても一致することはなかった。この結果は，陰イオン排除効果の影響以外にもCl^-, I^-が存在できない間隙が存在することを示している。ベントナイト中の間隙はスメクタイト粒子中の層間間隙と，スメクタイト粒子間の間隙から構成されると考えられる。本試験の条件において層間間隙は粒子間間隙に比べ間隙サイズが小さい。そのため，層間間隙にCl^-，I^-が侵入せず，粒子間間隙のみを拡散経路としている可能性が考えられる。この場合，保持因子αは全間隙率εではなくベントナイト試料中の粒子間間隙のみの間隙率と等しくなる。粒子間間隙のみの間隙率は全間隙εに対する粒子間間隙の割合から以下の式により求められる。

表５　保持因子α

ベントナイト試料	乾燥密度 (Mg/m³)	ケイ砂混合率(wt%)	$NaNO_3$濃度(mol/l)	保持因子α		
				CO_3^{2-}	Cl^-	I^-
クニゲルV1	1.6	0	0.01	0.16±0.01	0.024±0.002	0.019±0.002
	1.6	0	0.5	−＊	0.099±0.005	0.11±0.01
	1.6	0	5	0.66±0.01	0.22±0.02	0.23±0.01
	1.6	30	0.01	0.17±0.01	0.043±0.007	0.030±0.001
	1.6	30	0.1			0.082±0.013
	1.6	30	0.5	0.58±0.03	0.14±0.01	0.14±0.01
	1.6	30	1			0.20±0.01
	1.6	30	5	0.65±0.08	0.21±0.01	0.25±0.02
	1.6	50	0.01	0.15±0.01	0.052±0.005	0.020±0.003
	1.6	50	0.5	0.52±0.12	0.13±0.01	0.15±0.01
	1.6	50	5	0.65±0.08	0.17±0.01	−＊
	0.8	0	5			2.0±1.2
	1.8	0	5			0.14±0.01
クニピアF	0.9	0	5	0.36±0.05	0.26±0.02	0.48±0.02

＊試験中に拡散セルが壊れたため，データ取得できていない。

$$\varepsilon_p = f_p \varepsilon \qquad (10)$$

ここで，ε_p は粒子間間隙のみの間隙率，f_p は粒子間間隙の割合である。全間隙に対する粒子間間隙の割合 f_p は，ベントナイト粒子の層間の比表面積と層間距離から得られる層間水の重量を，スメクタイト単位重量中に含まれる水の重量で除することにより，以下の式により求めた[11]。

$$f_p = 1 - \frac{A_{in} d \rho_w}{2} \cdot \frac{\rho_d V f_m (1 - f_s)}{W_{wet} - W_{dry}} \qquad (11)$$

ここで，A_{in} はモンモリロナイト層間の比表面積（m^2/kg），d は層間距離（m），ρ_d はベントナイト乾燥密度（g/m^3），V はベントナイト試料の体積（m^3），f_m はスメクタイト含有率，f_s はケイ砂混合率である。表４に式（10）及び式（11）より求めた，本試験の条件における粒子間間隙の割合 f_p 及び粒子間間隙のみの間隙率 ε_p の値を示す。計算には，ρ_w ＝1x10^3，A_{in} ＝6.55x10^{5}の値を使用した。層間距離 d は，乾燥密度1.8Mg/m^{3}の条件では２層構造と仮定し0.58nm[12]，乾燥密度1.6Mg/m^3，ケイ砂混合率０wt%の条件では２層構造と３層構造の共存と仮定し0.74nm[12]，その他の条件では３層構造と仮定し0.9nm[5] とした。クニゲルV1のスメクタイト含有率は0.5を用いた。

ベントナイト試料中の全間隙に対する粒子間間隙の割合fpは，乾燥密度1.6Mg/m^3，ケイ砂混合率30wt %の条件においては60%程度と見積もられ，粒子間間隙のみの間隙率 ε_p は0.24程度と推測される。図７に示すように，$NaNO_3$濃度が高くなると保持因子 α は粒子間間隙のみの間隙率 ε_p に近づき，$NaNO_3$濃度が５mol/lの条件では両者がよく一致する。この傾向は，乾燥密度1.6Mg/m^3，ケイ砂混合率０wt%の条件においても観察され，クニピアFの試料についても両者は一致する傾向が見られた。

CO_3^{2-}については，$NaNO_3$濃度が0.5及び５mol/lの条件において保持因子 α が間隙率 ε よりも大きくなるという結果が得られた。これは，Cl^-，I^-と異なりベントナイト中にCO_3^{2-}が保持されている可能性を示している。この原因として，クニゲルV1中に含まれる方解石（カルサイト）の影響が考えられる。本試験における条件（pH12.5）では，方解石は間隙水中で以下の平衡を保っていると考えられる。

$$CaCO_3 \rightleftarrows Ca^{2+} + CO_3^{2-}$$

トレーサーとして拡散している$^{14}CO_3^{2-}$はこの化学平衡により一定量が方解石として沈殿し，クニゲルV1中に保持されると考えられる。そのため，$NaNO_3$濃度が0.5及び５mol/lの条件においてはCO_3^{2-}の保持因子 α が間隙率 ε を上回ったものと考えられる。なお，方解石がほとんど含まれていないクニピアFの試料においては，CO_3^{2-}の保持因子 α が間隙率 ε を下回る結果が得られている。また，$NaNO_3$濃度が0.01mol/lの条件においても，CO_3^{2-}は方解石としてクニゲルV1中に保持されていると考えられるが，陰イオン排除効果の影響が大きく，保持因子 α が間隙率 ε を下回ったものと考えられる。

５．おわりに

TRU廃棄物処分の性能評価上重要なCO_3^{2-}, Cl^-, I^-について，ケイ砂混合率及び$NaNO_3$濃度をパラメータとして，高pH条件でベントナイト中の透過拡散試験法による試験を実施し，De 及び Da を取得するとともに，ベントナイト中の陰イオンの拡散挙動について検討した。その結果，以下のような知見が得られた。

① CO_3^{2-}，Cl^-，I^-の実効拡散係数 De は10^{-13}～10^{-10}m^2/s程度，見かけの拡散係数 Da はCO_3^{2-}については10^{-12}～10^{-11}m^2/s程度，Cl^-，I^-については10^{-10}m^2/s程度の値が得られた。ケイ砂混合率及び$NaNO_3$濃度の増加に伴って De とCO_3^{2-}の Da は増大する傾向が見られたが，Cl^-，I^-の Da は$NaNO_3$濃度依存性があまり見られなかった。

② ケイ砂混合率の変化に伴う De 及び Da の変化は，拡散経路に関係するスメクタイト部分密度で規格化することにより推定することが有効であると考えられる。

③ CO_3^{2-}，Cl^-，I^-は陰イオン排除効果によりスメクタイト表面から排除されており，$NaNO_3$濃度の増加に伴う De の増加は陰イオン排除効果の低下によるものと推定される。

④ Cl^-，I^-は，保持因子αが粒子間間隙のみの間隙率 ε_p と一致したことから，ベントナイト中の層間には侵入できず，粒子間間隙を支配的に拡散していると考えられる。

⑤ CO_3^{2-}については，保持因子αが間隙率εを上回ったことから，ベントナイト中に保持されて

いることが考えられる。クニゲルV1中には方解石が含まれており，化学平衡によりCO_3^{2-}は保持され，移行が遅延されると考えられる。

本試験の結果より，CO_3^{2-}，Cl^-，I^-の*De*は，ケイ砂混合率及び$NaNO_3$濃度が増加しても，乾燥密度1.6Mg/m^{3}の条件ではその増大は10^{-11}m^2/s程度に抑えられることが示された。今後，岩石についても試験を行い，拡散挙動に及ぼす$NaNO_3$の影響について，データを拡充させる予定である。

参考文献

1）核燃料サイクル開発機構　電気事業連合会　共同作業チーム:“TRU廃棄物処分概念検討書”, JNC TY1400 2000-001(2000)

2）核燃料サイクル開発機構:“わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第２次取りまとめ－”, JNC TN1400 99-020(1999)

3）A. Muurinen:“Diffusion of Chloride and Uranium in Compacted Sodium Bentonite”, Mat. Res. Soc. Symp. Proc., Vol. 127, p. 743-747 (1989)

4）T. E. Eriksen, M. Jansson:“Diffusion of I^-, Cs^+ and Sr^{2+} in Compacted Bentonite - Anion Exclusion and Surface Diffusion”SKB 96-16 (1996)

5）鈴木覚:“人工バリアにおける核種拡散過程に関する研究”, JNC TN8400 2002-006 (2002)

6）T. E. Eriksen:“Diffusion in Clay-Experimental Techniques and Theoretical Models”, SKBF/KBS TR 84-05 (1984)

7）J. Lehikoinen, T. Carlsson, et al.:“Evaluation of Factors Affecting Diffusion in Compacted Bentonite”, Mat. Res. Soc. Symp. Proc., Vol. 412, p. 675-682 (1996)

8）H. Sato, S. Miyamoto:“A Study on Diffusion and Migration of Lead in Compacted Bentonite - The Effect of Dry Density, Silica Sand Content and Temperature on Diffusion and Migration of Pb-210 in Sodium Bentonite -”, JNC TN8400 2001-018 (2001)

9）J. Crank:“The Mathematics of Diffusion”, 2nd ed., Pergamon Press, Oxford (1975)

10）伊藤雅和, 岡本真由美他:“ベントナイトの鉱物組成分析”, PNC TN8430 93-003 (1993)

11）T. Kozaki, K. Inada, et al.:“Diffusion Mechanism of Chloride Ions in Sodium Montmorillonite”, J. Contaminant Hydrology, 47, p.159-170 (2001)

12）菊池広人, 棚井憲治, 他:“緩衝材の飽和透水特性－II－海水性地下水が緩衝材の透水性に及ぼす影響－”, JNC TN8430 2003-002 (2003)

会議報告

国際特別研究員による2004年度研究概要報告会
－2004年９月16日開催－

吉川　隆志　　橋爪　　晃
本社　国際・核物質管理部

１．はじめに

国際特別研究員制度は欧米の先進諸国において，高速炉，核燃料サイクル，廃棄物処理処分等の分野で研究に従事している優れた研究者を海外から招聘し，サイクル機構の研究開発活動に直接参加する制度である。

1994年度にこの制度が発足して以来，これまでに海外17カ国から招聘した特別研究員の総数は，合計67名に達している。本制度による研究者の受入れはサイクル機構の研究開発業務の推進と高度化のみならず，我が国のプルトニウム平和利用技術開発の国際的な透明性の確保にも寄与している。

国際特別研究員による研究報告会は，2000年に敦賀国際技術センター及び東海事業所において開催し，以降，研究報告会は毎年開催している。

今回，第５回研究報告会は，テクノ交流館リコッティ（東海）において開催された。

2004年９月現在，東海，大洗，もんじゅ並びに東濃の各事業所において合計10名の国際特別研究員が研究に従事している。

今回の報告会では，研究員からこれまでの研究成果や今後の研究予定等が報告され，会場に集まった約50名の参加者から活発な質疑，応答が行われた（写真１，２参照）。

２．報告会の概要

研究報告会の開会に当たり，サイクル機構の河田理事より，日本の原子力状況及びサイクル機構をめぐる最近の動き，報告会の開催目的等を紹介する開会の挨拶がなされた。挨拶に続き，研究員による研究概況の報告が行われた。

報告者及び報告された10件の研究テーマ等を表１に示し，以下にその概要を紹介する。

写真１　参加者風景

写真２　報告会の発表風景

表１　報告者と研究テーマ

	氏　　名	研　究　テ　ー　マ	国　籍	所　　属
①	Richard WISNER	「もんじゅ」における照射後試験の方法と照射後試験施設に関る検討	アメリカ	敦賀本部　国際技術センター 国際協力グループ
②	Roger STUART	HAZOP手法による「もんじゅ」改造工事と保守点検計画のレビュー及び将来の英国との国際協力について	イギリス	高速増殖炉　もんじゅ建設所 プラント第二課
③	Ovidiu MIHALACHE	「もんじゅ」蒸気発生器伝熱管のISI解析のための３次元リモートフィールド解析コードの開発整備	ルーマニア	敦賀本部　国際技術センター ISIシステム開発グループ
④	David WOOTAN	「常陽」MK-III炉心における中性子照射場の計算評価	アメリカ	大洗工学センター 実験炉部　技術課
⑤	Richard JENSEN	高レベル廃棄物処分場周辺のEDZにおける掘削過程と破壊進展の個別要素によるモデル化	アメリカ	東海事業所　環境保全・研究開発センター 処分研究部　システム解析グループ
⑥	Doo-Hyun LIM	高レベル放射性廃棄物の影響評価の信頼性改善：不均質亀裂岩体における放射性核種移行解析のための複数キャニスターモデル開発	韓　　国	東海事業所　環境保全・研究開発センター 処分研究部　システム解析グループ
⑦	Jan TITS	セメント及びセメント中の固相によるRaの収着	ベルギー	東海事業所　環境保全・研究開発センター 処分研究部　放射化学研究グループ
⑧	Walter SALDEN	深層ボーリング孔における水圧モニタリングデータに影響を与える因子について	カナダ	東濃地科学センター　瑞浪超深地層研究所 超深地層研究グループ
⑨	Alexander LAPTEV	中性子捕獲実験におけるガンマ線波高スペクトルのベースライン歪み効果に関する研究	ロシア	東海事業所　環境保全・研究開発センター 先進リサイクル研究開発部　システム設計評価グループ
⑩	John OLSEN	「核不拡散と透明性に関する地域協力プログラムの開発と評価」	アメリカ	本社 国際・核物質管理部　核不拡散・保障措置グループ

① 高速増殖原型炉「もんじゅ」サイトでの照射後試験の必要性と施設の能力に関する検討

（敦賀国際技術センター　Richard WISNER）

「もんじゅ」サイトにおける照射後試験施設設置の必要性と施設の概念検討結果について報告した。推奨する試験設備としては，FMFとの役割分担を考慮し，非破壊検査設備に限定し，設備能力としては，試験集合体の解体，再組立などの機能を備えた施設概念となっている。

② HAZOP手法によるもんじゅ改造工事と保守点検計画のレビュー及び将来の英国との国際協力について（もんじゅ建設所　Roger STUART）

もんじゅの漏えい対策が妥当であること及び主要な機器の保点検計がほぼ適切なものとなっていることが確認された。また，2次Arガス系の改造については，HAZOP手法を用いて詳細なレビューを行い工事段階に行うべきアクションが再整理された。これらのレビューを通して，細部に注意を払うことの重要性を強調している。なお，将来の英国との協力の可能性について紹介した。

③ 「もんじゅ」蒸気発生器伝熱管のISI解析のための３次元リモートフィールド解析コードの開発整備

（敦賀国際技術センター　Ovidiu MIHALACHE）

高速増殖炉「もんじゅ」の供用期間中検査（ISI）時における蒸気発生器伝熱管の内表面及び外表面の欠陥検出性能の向上を図るため伝熱管内の渦電流信号の評価精度の向上と可視化機能の追加による３次元の詳細渦電流解析コードの開発整備をおこなった。主な研究内容は，有限要素法コード開発とコーディング，コードの並列化，渦電流と磁性体伝熱管の間に生じる相互作用の電磁気的なモデル化である。2005年３月までに，開発整備した解析コードを使って，マルチコイルECTを用いた過熱器伝熱管の内表面欠陥の検出性，二つの励磁コイルと垂直或いは水平に配置したマルチ検出コイルからなるリモートフィールドECTを用いた蒸発器伝熱管の内表面欠陥の検出性に関する研究を行なう計画である。

④ 「常陽」MK-III炉心における中性子照射場の計算評価　（大洗実験炉部　David WOOTAN）

「常陽」MK-Ⅲ炉心における中性子照射場の計算評価精度向上のため，炉心体系を詳細にモデル化したモンテカルロ計算による評価手法の確立を図っている。本発表ではベンチマーク計算の結果を基に，評価精度の改善の現状と今後の課題を示した。

⑤ 高レベル廃棄物処分場周辺のEDZにおける掘

削過程と破壊進展の個別要素によるモデル化
（東海処分研究部　Richard JENSEN）

機械掘削過程とEDZの亀裂進展に関する個別要素によるモデル化を試み,「①マクロ粒子の使用によるモデル生成における岩盤の不均一性の導入」,「②ドリルやボーリングなどの機械掘削装置による固体表面の摩損をモデル化する基本プロセスの完成」という成果を挙げた。

⑥　高レベル放射性廃棄物の影響評価の信頼性の改善：不均質亀裂岩体における放射性核種の移行解析のための複数キャニスターモデルの開発
（東海処分研究部　Doo-Hyun LIM）

2000年レポートにおけるHLW処分場の影響評価（一次元単一キャニスターモデル）の信頼性を改善することを目的として，二次元複数キャニスターモデルを開発し，地下水流れと物質移行についてモデリングを行った。調査の結果，影響評価の保守性の程度について定量化することができた。

⑦　セメント及びセメント中の固相によるRaの収着　（東海処分研究部　Jan TITS）

セメント及びセメント中の核種収着固相と考えられているカルシウムーシリカ水和物（CSH）に対するRaの収着試験を実施し，分配係数を取得するとともに，収着メカニズムについて考察し，これまでアナログ元素として用いられてきたSrと比較した。CSHに対する収着試験では，Raの収着は１日でほぼ平衡に到達していることから，Srの場合と同様，CSH表面への収着反応が支配的と考えられた。

CSHに対する分配係数は，Raの方がSrより大きく，Raの方がCSHに対し高い親和性を示した。

⑧　深層ボーリング孔における水圧モニタリングデータに影響を与える因子について
（東濃瑞浪超深地層研究所　Walter SALDEN）

深層ボーリング孔で取得される地下水圧モニタリングデータに影響を与える要因とその影響について検討している。その結果，超深地層研究所用地付近では，温度変化に伴う水の密度が水圧データに大きく影響し，重力や総溶存成分濃度の影響は小さいことが判明した。

⑨　中性子捕獲実験におけるガンマ線波高スペクトルのベースライン歪み効果に関する研究
（東海先進リサイクル研究開発部
Alexander LAPTEV）

飛行時間（Time-Of-Flight：TOF）法による中性子捕獲断面積実験では，中性子源から強力なガンマフラッシュが発生し，それが検出器に入射するとガンマ線波高シグナルのベースラインを歪めてしまうという問題がある。この問題に対して，ベースラインの歪みに対する補正因子を求める手法を開発し，従来のデータの補正の程度を定量的に明らかにした。

⑩　「核不拡散と透明性に関する地域協力プログラムの開発と評価」
（本社国際・核物質管理部　John OLSEN）

新しい遠隔監視技術を紹介し，これを用いたアジア・太平洋地域における地域協力プログラムを提案し，これを踏まえた日本，米国，韓国の三国間で行うデモンストレーションについて提案した。

報告会のまとめとして，太田国際・核物質管理部次長より，発表者並びに参加者の協力に対する謝辞が述べられると共に，特別研究員の今後の活躍に期待する旨の講評がなされ,報告会は終了した。

３．おわりに

第５回目を迎えた今回の研究概況報告会では，サイクル機構に在籍中の特別研究員や各事業所職員も会議に参加し，特別研究員の研究成果について議論を活発に交わすことができた。

次回の報告会では，さらに広範囲に参加できるよう開催案内等を充実すると共に，今回の報告会出席者から頂いたさまざまな提言や助言を反映する形で，この報告会をさらに改善し，国際特別研究員制度による研究成果の充実に努めたいと考えている。

最後に，今回の報告会開催に当たり，ご参加とご協力を頂いた関係者の方々に感謝いたします。

深地層の研究施設計画に関する国際会議
－2004年10月21，22，25，26日開催－

花室　孝広　　濱　　克宏*
東濃地科学センター　瑞浪超深地層研究所
*幌延深地層研究センター

１．はじめに

サイクル機構では高レベル放射性廃棄物の地層処分技術に関する研究開発として，東濃地科学センターの結晶質岩を対象にした超深地層研究所計画，幌延深地層研究センターの堆積岩を対象にした幌延深地層研究計画という２つの深地層の研究施設計画を進めてきている。これら２つの深地層の研究施設計画が，その第１段階である地上からの調査研究段階から第２段階である地下施設を建設しながら行う調査研究段階へと差し掛かるのを機に，「深地層の研究施設計画に関する国際会議」を開催した。これは，これら２つの深地層の研究施設計画やその成果を広く内外の研究者，研究機関や地元の方々にお伝えするとともに，海外の先行事例のご紹介をいただき，これらをもとに，参加いただいたそれぞれの分野の研究者の方々にご議論いただき，その成果を今後の計画に反映していくことを目的としている。

会議は２部構成とし，第１部「瑞浪地層科学研究国際会議'04」は東濃地科学センターが進めている超深地層研究所計画とその周辺領域を対象とした広域地下水流動研究をテーマとし，10月21，22日に瑞浪市総合文化センターにおいて開催した。第２部「幌延深地層研究計画国際ワークショップ」は幌延深地層研究センターが進めている幌延深地層研究計画をテーマとし，10月25，26日に幌延町公民館において開催した。

会議は，関係する学会などを通じて参加者を公募し，国内外より多数の参加（第１部：約200名，第２部約150名）をいただいた。表１にプログラムを示す。

２．第１部：瑞浪地層科学研究国際会議'04

第１部として，結晶質岩を対象とした深地層の研究施設における研究を対象に，瑞浪地層科学研究国際会議'04を開催した。第１日目には基調講演及び各国の深地層の研究施設における研究の現状報告を行った。第２日目には東濃地科学センターにおいて実施している研究の現状報告と各国の専門家によるパネルディスカッションを実施した（JNC, 2004a）[1]。

2.1　基調講演「スウェーデンの放射性廃棄物管理計画におけるジェネリックな地下研究施設としてのエスポURLの役割」

スウェーデン原子燃料廃棄物管理会社（SKB）：
オーレ・オルソン博士

スウェーデンのエスポURLを例に，ジェネリックな地下研究施設の意義と役割について講演した（写真１）。

2.2　深地層の研究施設における研究の現状

（座長：岡山大学・西垣誠教授）

カナダ，スウェーデン，スイス及び韓国における深地層の研究施設等における現状について，下記の４名の研究者から報告された。

・カナダ原子力公社（AECL）：
ポール・M・トンプソン氏
・スウェーデン原子燃料廃棄物管理会社（SKB）：
オーレ・オルソン博士
・スイス放射性廃棄物管理協同組合（Nagra）：
ストラティス・フォンヴォリス博士
・韓国原子力研究所（KAERI）：
サンギ・クオン博士

また，東濃地科学センター・武田精悦副所長より，わが国における深地層の研究施設の位置付け，サイクル機構の研究開発の体制を紹介し，東濃地科学センターで実施している深地層の研究施設における研究の現状について報告した。

表1 プ ロ グ ラ ム

深地層の研究施設計画に関する国際会議　プログラム	
第１部：瑞浪地層科学研究国際会議'04	
10月21日（木）	
開会挨拶	13：00−13：05
座長紹介・挨拶	13：05−13：10
基調講演	13：10−13：50
スウェーデンの放射性廃棄物管理計画におけるジェネリックな地下研究施設としてのエスポHRLの役割［オーレ・オルソン（SKB)］	
深地層の研究施設における研究の現状	13：50−17：05
(1) カナダの地下研究施設の歴史と現状［ポール・M・トンプソン（AECL)］	
(2) エスポHRLにおけるRD＆Dの現状［オーレ・オルソン（SKB)］	
(3) グリムゼル・テスト・サイト　−　現状と展望［ストラティス・フォンヴォリス（Nagra)］	
(4) 韓国原子力研究所における小スケール地下研究トンネルのデザインの開発［サンギ・クオン（KAERI)］	
(5) 東濃地科学センターにおける研究開発の現状−超深地層研究所計画と広域地下水流動研究−［武田　精悦（JNC)］	
全体質疑	17：05−17：30
レセプション	18：00−19：30
10月22日（金）	
東濃地科学センターにおける研究	10：00−12：00
(1) 超深地層研究所計画の地表からの調査研究段階における地質学的調査［鶴田　忠彦（JNC)］	
(2) 超深地層研究所計画における水理地質学的研究［薮内　聡（JNC)］	
(3) 瑞浪超深地層研究所およびその周辺における水理地球化学的な初期条件［水野　　崇（JNC)］	
(4) 超深地層研究所計画の地表からの調査研究段階における岩盤力学的研究［佐藤　稔紀（JNC)］	
パネルディスカッション	13：00−14：10
座長総括	14：10−14：25
閉会挨拶	14：25−14：30
瑞浪超深地層研究所の現場見学	15：00−15：45
第２部：幌延深地層研究計画国際ワークショップ	
10月25日（月）	
開会挨拶	9：15−9：25
来賓挨拶	9：25−9：35
海外における深地層の研究施設等における研究の現状	9：40−14：00
(1) スイスにおける調査研究事例（ベンケンサイト他）［ベルンハルト・フリーグ（Nagra)］	
(2) フランスにおける調査研究事例（ビュールサイト）［ジャック・ピエール・ピゲ（ANDRA)］	
(3) ベルギーにおける調査研究事例（モルサイト）［ヘールト・ヴォルカール（SCK・CEN)］	
幌延深地層研究計画の概要［山崎　眞一（JNC)］	14：00−14：50
現場見学	14：50−17：00
レセプション	17：30−19：00
10月26日（火）	
調査研究の現状	9：15−12：00
(1) 地質環境の理解	
① 地質・岩盤力学［松井　裕哉（JNC)］	
② 地下水の水理，水質［濱　克宏（JNC)］	
③ 地下施設の設計・建設［森岡　宏之（JNC)］	
討論	12：00−12：30
(2) 地層処分研究開発［畑中　耕一郎（JNC)］	13：30−14：30
(3) 調査研究計画［福島　龍朗（JNC)］	14：30−15：10
総合討論	15：30−16：30
閉会挨拶	16：30−16：40

写真１　オルソン博士による基調講演

2.3　全体質疑

主な質疑として，地質環境特性の調査技術の開発で今後必要と考えられる課題についての議論や，地層処分場の深度に関する質問などが行われた。

2.4　東濃地科学センターにおける研究

（座長：名古屋大学・吉田英一助教授）

(1) 超深地層研究所計画の地表からの調査研究段階における地質学的調査

東濃地科学センター　瑞浪超深地層研究所
超深地層研究グループ　鶴田忠彦

超深地層研究所計画の地表からの調査研究段階において実施してきた地質学的調査について，これまでの成果を報告した。

調査で確認された断層についての意見・質問があった。

(2) 超深地層研究所計画における水理地質学的研究

東濃地科学センター　瑞浪超深地層研究所
超深地層研究グループ　藪内　聡

超深地層研究所計画における水理地質学的研究について，これまでの成果を報告した。

地下水流動の長期安定性や，調査研究の一般化に関する意見・質問があった。

(3) 瑞浪超深地層研究所及びその周辺における水理地球化学的な初期条件

東濃地科学センター　瑞浪超深地層研究所
研究調整グループ　水野　崇

瑞浪超深地層研究所及びその周辺の水理地球化学的な初期条件について，これまでの調査研究の成果を報告した。

地下水分布の形成や，研究施設の建設に伴う影響や将来変化の調査手法についての意見・質問があった。

(4) 超深地層研究所計画の地表からの調査研究段階における岩盤力学的研究

東濃地科学センター　瑞浪超深地層研究所
施設建設グループ　佐藤稔紀

超深地層研究所計画において実施している岩盤力学に関する研究について，これまでの成果を報告した。

土岐花崗岩の亀裂の性質の違いと応力場の関係，ジェネリックな地下研究施設の研究成果を概要調査等へどのように適用していくかなどについての意見・質問があった。

2.5　パネルディスカッション

コーディネーター：西垣誠教授（岡山大学）

パネリスト：

オーレ・オルソン博士　（SKB）
ストラティス･フォンヴォリス博士（Nagra）
ポール・M・トンプソン氏（AECL）
吉田英一助教授（名古屋大学）
武田精悦副所長（東濃地科学センター）

瑞浪超深地層研究所の役割について，各パネリストよりコメントがあった。また，わが国と各国の地質環境の違いによる研究課題や，人材育成の必要性，各国の研究施設における失敗事例などについての議論が行われた。

2.6　座長総括

岡山大学・西垣誠教授より，今後とも国際的な協力や議論が必要であることが示され，このような会議を学生や子供も参加できる形式を考慮し今後も開催してほしいとの要望も出された。

３．第２部：幌延深地層研究計画国際ワークショップ（写真２）

第２部では，河田東海夫理事による開会挨拶，千田常昭幌延町助役による挨拶の後，海外における堆積岩を対象とした深地層の研究の現状について報告した。また，幌延深地層研究計画について，調査研究の現状の報告と質疑・討論を行った（JNC, 2004b）[2]。

写真２：宮本町長を囲んで
（左から河田理事，山崎副所長，ピゲ博士，宮本町長，フリーグ博士，ヴォルカール博士，都甲相談役）

3.1　海外における深地層の研究施設等における研究の現状

スイス，フランス，ベルギーにおける深地層の研究施設等の現状について，下記の３名の研究者から報告された。

・スイス放射性廃棄物管理協同組合（Nagra）：
ベルンハルト・フリーグ博士
・フランス放射性廃棄物管理機関（ANDRA）：
ジャック・ピエール・ピゲ博士
・ベルギー原子力研究センター（SCK・CEN）：
ヘールト・ヴォルカール博士

3.2　幌延深地層研究計画の概要

幌延深地層研究センター　山崎眞一副所長

幌延深地層研究センターで進めている深地層研究計画のこれまでの経緯や研究の現状について報告した。

3.3　現場見学

深層ボーリング調査，表層水理調査，造成工事の現場，ボーリング調査で得たコアの見学会を行った。

3.4　調査研究の現状

(1) 地質環境の理解
（座長：埼玉大学・山辺正助教授
ゴルダー社・トーマス・ドウ博士）

① 地質・岩盤力学
幌延深地層研究センター
深地層研究グループ　松井裕哉

地質構造及び岩盤力学特性について，これまでの調査・解析による理解の現状を報告した。

幌延に分布する断層（大曲断層）に関する調査の重要性についての意見などがあった。

② 水理・地球化学
幌延深地層研究センター
深地層研究グループ　濱克宏

地下水の水理及び地球化学特性について，これまでの調査・解析による理解の現状を報告した。また，解決すべき重要な課題について討論を行った。

地下水水質分布の不均質性の把握が重要であるとの意見があった。

③ 地下施設の設計・建設
幌延深地層研究センター
施設建設グループ　森岡宏之

幌延深地層研究計画における地下施設の設計の現状，建設計画について報告した。

ボーリング調査で得たデータを地下施設設計の入力値として使用する際の留意点についての意見があった。

(2) 地層処分研究開発
（座長：北海道大学・佐藤正知教授
LBNL・唐崎建二博士）
幌延深地層研究センター
深地層研究グループ　畑中耕一郎

処分技術の信頼性向上及び安全評価手法の高度化に関わる試験・研究の現状について報告した。

地下施設で実施予定の原位置試験との関連を念頭においた室内試験などの実施についての意見があった。

(3) 調査研究計画
（座長：北海道大学・佐藤正知教授
LBNL・唐崎建二博士）
幌延深地層研究センター　福島龍朗次長

幌延深地層研究計画における第２・第３段階の調査研究計画の概要を報告した。

立坑及び水平坑道の支保工に使用する材料（セメントや金属）の地質環境への影響の評価方法に関する質問があった。

(4) 総合討論

幌延深地層研究計画において，今後重点的に取り組む課題に関する議論が行われた。また，データの蓄積にともない，地質環境モデルや地下施設の概念が具体化していくことを，一般の方々にもわ

かり易く示すことが重要であるとの意見があった。

４．謝辞

本国際会議の開催にあたり，基調講演や深地層の研究施設における研究の現状報告をお願いした各国研究者及び，座長をお願いした先生方・各国研究者の皆様には会の運営にご尽力いただきました。また，ご参加いただいた皆様には多数のご意見・ご質問をいただきました。開催にあたりご協力いただいた皆様に御礼申し上げます。

参考文献

１）Japan Nuclear Cycle Development Institute (2004a): International Conference on JNC Underground Research Laboratory Projects in Mizunami and Horonobe, Japan (2004) Part 1: International Conference on Geoscientific Study in Mizunami '04 (ICGM '04) Abstracts, JNC Technical Report, JNC TN7400 2004-005.

２）Japan Nuclear Cycle Development Institute (2004b): International Workshop on Horonobe Underground Research Laboratory Project -Abstracts-, JNC Technical Report, JNC TN5400 2004-004.

会議報告

サイクル機構シンポジウム茨城
－新たな信頼への創造～新たなステージにおける研究開発～－
－2004年11月５日開催－

秋山　尭爾
本社　広報部

１．はじめに

2004年11月５日，核燃料サイクル開発機構は，茨城県大洗町の大洗文化センターにおいて，「サイクル機構シンポジウム茨城　―新たな信頼への創造～新たなステージにおける研究開発～―」を開催した。

当機構は，国の方針のもと核燃料サイクルの確立に向けた研究開発に鋭意取り組み，これまで多くの成果を挙げ，2005年の日本原子力研究所との統合に向け，独立行政法人日本原子力研究開発機構として本社を茨城県東海村に設置することとした。今後，当機構は，統合に向けた準備をより一層推進するとともに，これまでに築いた信頼をベースに，機構の本来使命である実用化のための技術開発を実現することにより，地元をはじめ多くの方々から新たな信頼を得ることが必要である。

本報告会は，当機構業務について，「新たな信頼への創造　－新たなステージにおける研究開発－」を基調テーマに，総括報告及び個別報告，並びに作家・慶應義塾大学教授荻野アンナ氏による特別講演を内容としている。

２．内容

(1) 開会挨拶　　理事長　殿塚　猷一

サイクル機構は，地元の方々の協力のもと，高速炉と核燃料サイクルの実用化，高レベル廃棄物の処理処分研究開発など原子力利用の先端的業務に取組んでいる。経営のスローガンとして「新たな信頼への創造」を掲げ，安全確保を大前提に透明性の確保，地元との共生に努め国民の負託に応えられるよう努めている。

(2) 来賓挨拶

①　大洗町町長　小谷　隆亮　氏

我が国の原子力開発の使命を担い，国策であるプロジェクトとして鋭意努力してきたことに感謝する。エネルギー開発の環境をみんなで支えていくことが大切であり，町も原子力開発機関と共に歩んできて，さらに発展していくものと期待している。

②　旭村助役　大澤　勝男　氏

「常陽」のこれまでの開発成果に敬意を表する。原子力の推進は，国民の信頼のもと構築されるべきで，地元における安全・安心という相互信頼の環境の構築が不可欠である。

③　日本原子力研究所理事長　　岡﨑　俊雄　氏

今，エネルギー安定供給が最も重要な課題であり，来年10月発足の新法人への期待が高い。新法人は，原子力が抱える課題解決への取組みが期待されている。原研の水素製造に役立つ「高温工学試験研究炉」と「常陽」が，我が国の新しい原子炉システムの国際的研究拠点となるよう努力していきたい。

(3) 業務報告

①　総括報告　　副理事長　岸本　洋一郎

核燃料サイクル開発機構は，将来のエネルギー確保と環境問題解決への有力な方策である高速増殖炉（FBR）の実用化と核燃料サイクル技術の確立を目指し，発電用原型炉「もんじゅ」や実験炉「常陽」を活用したFBRシステム，そして，使用済燃料の再処理，プルトニウム利用技術，高レベル放射性廃棄物処理処分等，核燃料サイクルの要となる研究開発を行い，幾多の成果を挙げてきた。
その成果や技術は，我が国の民間事業者への技術移転により事業化に貢献するとともに，国際的な安全管理や核軍縮分野への貢献にも積極的に努めている。

また，現在，原子力委員会では，原子力の研究・開発・利用に関する新たな長期計画を検討しており，核燃料サイクルについては，再処理路線をベースにすることが総合的に優位と考えられている。

さらに，原子力二法人統合については，2005年10月統合の予定で準備が進んでいる。
今後の新たなステージとして，実用化のための技術開発を今後とも進めるとともに，新法人に向けた先行的取組みである融合研究，産学連携・人材育成や産業の創出に取組んでいく。

③　個別報告

ａ.「核燃料サイクルの確立に向けて」

大洗工学センター所長　永田　　敬

核燃料サイクルを確立するには，まず，我が国の軽水炉サイクルの民間事業化を確実に行うとともに，将来の高速増殖炉（FBR）サイクルの実用化に向けた研究開発を着実に進める必要がある。

軽水炉サイクル技術のうち，再処理に関しては，東海事業所の再処理センターにおいて28年にわたって実績を積み，その処理量は1,000トンを超えている。再処理で回収したプルトニウムを用いたMOX燃料製造に関しても，東海プルトニウム燃料センターで製造した燃料は，170トンに達し，これまで，大洗DCA，「常陽」，敦賀の「ふげん」，「もんじゅ」の運転を支えてきた。これら実績を基に，現在，青森県六ヶ所村に日本原燃株式会社が建設中の再処理工場の技術支援を精力的に行っているところであり，さらに，計画中のMOX燃料加工事業の技術協力・技術支援についても既に進めているところである。

FBRサイクルに関しては，大洗工学センターを中心に，オールジャパン体制による実用化戦略調査研究を推進している。本研究では，安全性を大前提とし，軽水炉サイクル及びその他の基幹電源と比肩する経済性を達成し，将来の多様なニーズに対応できる開発戦略を提示するとともに，2015年までにFBRサイクルを主要エネルギー供給源として確立する技術体系を整備する。実用化戦略調査研究は，フェーズⅡ（2001～2005）の段階にあり，フェーズⅠ（1999～2000）で抽出した実用化候補概念について，工学試験も踏まえ，サイクル全体の整合を図り，絞り込みを行っているところである。

あわせて，安全研究，技術基準の整備，設計評価手法の高度化等の共通基盤となる研究開発についても，国内外の大学や関係機関と協力しながら着実に進めており，これらには，「常陽」，「もんじゅ」及び東海事業所の研究施設等を有効に活用していく計画である。このうち，環境負荷低減への貢献が期待できる分離・核変換技術開発では，マイナーアクチニド添加MOX燃料の「常陽」での照射試験を2005年に予定している。また，発電に利用するばかりでなく，時代のニーズを踏まえた役割にも貢献すべく，FBRによる水素製造技術の開発も進めている。

核燃料サイクルの確立に向け，以上の業務を推進していくには，地域の方々の多くの理解を得ることが肝要であり，サイクル機構では，地域との共生を念頭に，地域と連携を図りつつ業務を推進していく計画である。

ｂ.「『もんじゅ』の目指すところ」

もんじゅ建設所長　伊藤　和元

サイクル機構は，高速増殖原型炉もんじゅとFBRサイクル実用化戦略研究により，安全性，経済性に優れ，環境負荷低減を図りつつ，エネルギー資源を確保し，核不拡散性の向上ができるFBR技術開発を電気事業者等と協力して進めている。

「もんじゅ」の役割は，FBR発電プラントの安全性，信頼性向上や高性能化を目指した技術開発を行い，まずはナトリウム冷却炉の盤石な技術基盤を確立することにある。

地元のご理解を得て，できるだけ早期に運転再開を目指し，100%出力運転状態での各設備の性能を段階的に確認し，設計妥当性を評価する。再開後10年程度を目途に，「もんじゅ」の安全安定運転を通して，故障等も含めた運転経験を蓄積すると共に，各設備の信頼性を向上する。また，増殖性能等の燃料の燃焼に伴う炉心の特性を評価確認し，「発電プラントとしての信頼性の確立」を目指す。この間の大型ナトリウム機器の運転・保守経験や安定運転を支える様々な技術開発成果に基づき，ナトリウム取扱技術の成熟を図っていく。

特に，FBR発電プラントの信頼性向上のためには，高い設備利用率や定期検査期間の短縮のための技術開発が重要である。このため，FBR発電プラントの運転・保守技術開発の一環として，供用期間中検査技術，異常診断・監視技術開発等の高度化を進めており，これらは，「もんじゅ」の安全安定運転を支える重要な技術として強化していく。

FBR発電プラントの経済性向上を目指すため，高性能化の技術開発を「もんじゅ」で進める。プラントの高性能化の技術開発には，燃料や制御棒の長寿命化等がある。

「もんじゅ」では実現するのに制約があるものも

あるが,「常陽」やフェニックス炉等と連携して開発を行う。実用化戦略研究よって得られた要素技術等の成果を「もんじゅ」において確認実証するなど，燃料製造及び再処理分野の技術開発とも連携して，高速中性子を提供する場として「もんじゅ」を利用していく。また，マイナーアクチニドの燃焼等を実用化する上で「もんじゅ」の役割は重要である。

「もんじゅ」は，現在の世界の高速炉開発状況を考えれば，国際的にも貴重な施設であり，アジア地域も含め世界からの期待が大きい。「もんじゅ」及びその周辺施設を国際協力の拠点として整備し，内外の研究者に開かれた体制とし，その成果を広く国の内外に発信していく。

(4) 特別講演

○テーマ：「フランス　エネルギーの旅」

○講演者：作家・慶應義塾大学文学部教授
荻野　アンナ　氏（写真１）

○講演内容：

過去のフランス，アメリカ訪問に加え，今年９月のフランス訪問の経験をもとに，米仏の原子力の現状や課題などについて紹介する。

フランスは，CEAを中心に各省庁が協力して原子力を推進するなど極めて一貫性があるが，米国は民間主導で経済性重視である。

CEA等担当者の話として，「安全・安心を中心に据えたほうが長い目で見れば経済的である。フランスはここ10年死者を出すような事故を起こしていない。その理由は，フランスは規制がうまくいっている。規制は文化であり，フランスには深い伝統の文化がある。長い視野にたてば，エネルギー・エコロジー・安全そして経済は，全部共存できる。リスクゼロを目指すのではなく，安心・信頼の文化として原子力をエネルギー全体の中へ位置づける。」などが印象的であった。

また，CEAの女性の広報部長は，当方の「なぜこの仕事をしているのか？」の問いに，「私は，進歩を信じている」と答え，「貴方にとって原子力とは？」の問いに，「人類のすてきな道具」と答えていた。

(5) 質疑応答（中島理事，永田大洗工学センター所長，大島東海事業所長，伊藤もんじゅ建設所長）

原研との統合のメリット・ディメリット，統合後の組織，常陽を利用して水素製造ができるか等の21件の質問があり，時間の都合で，11件に対しそれぞれ担当者から回答した。

(6) 閉会挨拶　　副理事長　木阪　崇司

我が国の原子力利用の中核的エネルギーを担うFBRを中心とする核燃料サイクルについて，新たなステージにおける研究開発が着実に進展していることを報告した。「新たな信頼への創造」という経営スローガンのもと，一層の安全性の向上を図り，核燃料サイクルの実用化に向けた努力を向ける所存である。新法人の設立に向けては，諸課題を的確に処理し，国民の期待に応えるようにしたい。

写真１　荻野先生のご講演

2004年度安全研究成果発表会（動力炉分野）
－2004年11月19日開催－

永田　武光
大洗工学センター　開発調整室

１．はじめに

2004年11月19日，大洗工学センターFBRサイクル国際研究開発センターにおいて「2004年度安全研究成果発表会（動力炉分野）」を一般公開で開催した。

安全研究の成果発表会は，①安全研究の質の向上，②研究成果・技術情報の共有，③効率的・効果的な研究を実施するための内外のニーズの把握，及び④若手研究者の育成を目的としている。大洗工学センターでの発表会は，サイクル機構が行う安全研究のうち，高速増殖炉（FBR）分野及び確率論的安全評価（PSA）分野を対象としており，1988年に第１回を開催して以来，今回で16回目の開催となる。

２．発表概要

発表会当日は，大学，メーカなど外部の機関から28名の方々にご参加いただいたほか，サイクル機構からは菊田理事，大洗工学センター永田所長をはじめとする約70名が出席した（写真１）。

今年度は５ヵ年の基本計画（2001年度～2005年度）のうち2003年度の研究を中心とした，高速増殖炉分野６件の研究成果を発表した（写真２）。また，当日は発表資料[1]のほか，動力炉分野及び核燃料サイクル分野の成果をまとめた冊子及びCD-ROM[2]の配布も併せて行った。

以下，発表の概要を示す（表１）。発表会後の質疑応答の詳細については，会議報告書[3]として，別途まとめる予定である。

高速増殖炉燃料の破損限界に関する研究（表１中No.1）では，定常条件及び過渡条件下での燃料要素の破損限界を解明することを目的として，燃料被覆管材料の強度評価と過渡時の燃料応答の整理を行った。材料の強度評価では，実用炉心の候補材であるODSフェライト鋼（耐スエリング性に優れたフェライト系鋼に酸化物を微細分散して高温強度の改善を図った材料）について，照射後の引張強度がオーステナイト鋼に比較して安定していることを報告した。過出力試験評価では，燃料スエリングが顕在化する条件を過渡時間スケールと温度との関係で整理することにより，過渡時の燃料応答について概略評価が可能になったことを

写真１　出席者風景

写真２　発表者風景

表１　安全研究成果発表会（動力炉分野）発表テーマ

1	高速増殖炉燃料の破損限界に関する研究	大洗工学センター　システム技術開発部 核燃料工学グループ 副主任研究員　上羽　智之
2	高燃焼炉心内熱流動現象の評価に関する研究	大洗工学センター　要素技術開発部 新技術開発試験グループ 研究主幹　上出　英樹
3	ナトリウム－水反応評価技術の高度化に関する研究	大洗工学センター　要素技術開発部 熱化学安全試験グループ 副主任研究員　栗原　成計
4	炉心損傷時の事象推移に関する研究	大洗工学センター　要素技術開発部 リスク評価研究グループ サブリーダ　飛田　吉春
5	「常陽」に関する安全研究	大洗工学センター　実験炉部技術課 副主任技術員　高松　　操
6	「もんじゅ」における安全研究の現況	敦賀本部　高速増殖炉もんじゅ建設所 技術主席　弟子丸剛英

報告した。過出力試験の条件，今後の試験計画及びODSフェライト鋼の実用化時期について質疑応答がなされた。

高燃焼炉心内熱流動現象の評価に関する研究（表１中No.2）では，高燃焼度化に伴う燃料ピンやラッパー管の照射変形によって流路面積が変化することで生じる燃料集合体内のクロスフロー（燃料ピンを横切る流れ）について，集合体内の温度分布に及ぼす影響を把握するための基礎的な試験を行った。ワイヤースペーサ型37ピン束集合体の一部を閉塞させ，閉塞物を避けるようにクロスフローが生じる体系でナトリウム試験とサブチャンネルコードASFREの適用性評価解析を実施した。今回，燃料集合体内のクロスフローによる混合現象の基礎データを取得したほか，ASFREコードがクロスフローによる温度分布の特性をよく評価できることを報告した。解析手法の評価精度，混合対流条件下での特性，閉塞物位置の影響，想定する燃焼度等について質疑応答がなされた。

ナトリウム－水反応評価技術の高度化に関する研究（表１中No.3）では，実用化戦略調査研究においてナトリウム冷却炉蒸気発生器の構造材として採用が検討されている12Cr鋼伝熱菅のウェステージの従来評価の妥当性確認と評価精度についての更なる向上を目的として，ナトリウム－水反応試験を実施し，同試験から取得した試験データから従来評価は保守的であることについて報告した。ナトリウム－水反応試験の試験条件について質疑応答を行ったほか，ウェステージの微視的な現象の解明についての期待が寄せられた。

炉心損傷時の事象推移に関する研究（表１中No.4）では，実用化戦略調査研究における再臨界問題排除を目指したFBR設計の有効性について評価することを目的として，溶融燃料の早期流出促進を図った設計例を対象とした燃料流出挙動解析を実施した。同解析により，ULOF事象（流量低下時スクラム失敗事象）推移時における事象の不確定性の幅を把握するとともに，今後の実験的裏付けにより再臨界問題排除を達成する道筋を示したことについて報告した。上部プレナムへ移行した燃料の挙動及び移行した燃料の除熱について質疑応答がなされた。

「常陽」に関する安全研究（表１中No.5）では，高速増殖炉の固有の安全性の実証を目的としたATWS（異常な過渡変化時のスクラム失敗事象）模擬試験の実施に向けた検討･評価の一環として，MK-Ⅲ性能試験データに基づいて検証した「常陽」動特性解析コードを用いて，UTOP（過渡過出力時スクラム失敗事象）事象に係る解析を実施し，その試験条件を検討した。また，ATWSにおいて，その有効性が期待されるSASS（キュリー点電磁石で制御棒を吊り下げる新型の原子炉停止装置）について，実炉環境下の保持安定性等の実証を目的としたSASSの炉内試験を実施した。これらにより，それぞれ，UTOP模擬試験の試験条件を明らかにし，SASS保持安定性の実証と保持力等の経時変化に係るデータを取得したことについて報告した。SASSの信頼性及び「常陽」動特性解析コードの検証方法について質疑応答がなされた。

「もんじゅ」における安全研究の現況（表１中No.6）では，「もんじゅ」の現在までの経緯，現況，高速増殖炉実用化に向けての役割及び技術開

発の説明のほか，「もんじゅ」における安全研究のうち社内研究として取り組んでいる６件の研究テーマの成果について報告した。「もんじゅ」のFFD（破損燃料検出装置）のうちカバーガス（CG）法FFD及び遅発中性子（DN）法FFDの性能と，工程FMEA（故障モード影響解析）法による作業工程解析結果に基づいた作業安全対策の検討について質疑応答がなされた。

３．おわりに

「2004年度安全研究成果発表会（動力炉分野）」には，幅広い分野から多数の方々に参加して頂いた。

総合討論においては，外部の方々から，FBRについての軽水炉並みの安全性向上の期待のほか，「長い間取り組まれてきた安全研究が，ある程度見通しを得られるようになっている。高速炉はいいところまで来たのではないか。今後も，新しい問題意識をもってがんばって頂きたい。」との意見を頂戴した。また，統合後の安全研究の推進体制についての質問も寄せられた。

今後は，発表会で頂戴した貴重な質問及び意見を踏まえ安全研究をより一層着実に進めるとともに，来年度発足の新法人による安全研究の推進に際しても，それらを適切に反映していきたいと考えている。

謝　辞

発表会にご参加頂いた外部の方々と開催にご協力頂いた関係者の皆様に，感謝，御礼申し上げます。

参考文献

１）JNC TW1409 2004-007 「平成16年度安全研究成果発表会資料（動力炉分野）」
２）JNC TN1400 2004-011 「安全研究成果の概要（平成15年度－核燃料サイクル分野）」
JNC TN1400 2004-012 「安全研究成果の概要（平成15年度－動力炉分野）」
３）「平成16年度安全研究成果発表会（動力炉分野）」（会議報告）（2005年１月発行予定）

概況報告
2004年7月～9月

－高速増殖炉サイクルの研究開発－
高速増殖原型炉「もんじゅ」の研究開発

1．高速増殖原型炉「もんじゅ」

2004年6月22日，プラント維持費節減のため，2次主冷却系ナトリウムをドレンし，1次冷却系1系統のナトリウムのみを循環する冷却系の運用変更を行っている。

2004年度設備点検として，2004年7月5日から2005年3月を目処に各設備機器の点検を開始した。設備点検結果実績及び予定を表1及び表2に

2004年9月30日

表1　2004年度設備点検主要工程

□：計画　■：実績

項目	2004年度 4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	備考
1次アルゴンガス系設備									圧縮機(A)				
2次メンテナンス冷却系設備										エクステンション弁			
原子炉補機冷却水設備				熱交換器(A)等							熱交換器(B)等		
原子炉補機冷却海水設備			原子炉補機冷却海水ポンプ(A,C1)										
機器冷却系設備								冷却ポンプ(B)					
制御用圧縮空気設備				制御用空気圧縮機(A)等									
液体廃棄物処理設備							廃液加熱器(A)等						
換気空調設備								中央制御室空調装置浄化ファン(B)等					
空調用冷媒・冷水設備				冷凍機(A)等							冷凍機(B)等		
ディーゼル発電機設備				内燃機関(A)等							内燃機関(B)等		
所内電源設備				メタクラ(6.6kv),パワーセンタ(A,D系:440v) (A系)			(D系)						
無停電電源一般計装電源設備			蓄電池,インバータ盤,充電器等										
屋外開閉所主要変圧器設備					275kV開閉装置等点検				275kV送電線引込部・起動用変圧器(1A,1B)				

2004年９月30日

表２　2004年度設備点検期間内の設備保全工程

□：計画　■：実績

項　　目	2004年度												備　　考
	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	
もんじゅ港湾内の浚渫		取水口,もんじゅ港の浚渫等 ■											7/16作業終了

注：状況によって工程の変更はあり得る。

示す。

2004年８月９日に発生した美浜発電所３号機２次系配管破損事故に伴い，事故情報収集及び電力の肉厚管理状況の情報収集，肉厚管理方針等の検討を実施した。

2004年度第２四半期の保安検査が９月13日から24日にかけて実施され，品質保証，保安管理体制等について検査が行われた。

2003年11月21日に福井県知事からサイクル機構に対し，「もんじゅ」の安全確保対策の強化や研究開発拠点化の推進等についての要請書が出された。これまでに福井県議会に対して，サイクル機構の取組みを説明するとともに，地域産業界との連携に向けた取組みとして，技術相談窓口の設置や技術交流会の開催，日本原子力研究所との合同技術移転展示会やオープンセミナー等を実施してきた。

「もんじゅ」の安全確保対策の強化について,「もんじゅ安全委員会（委員長：西原英晃京都大学名誉教授)」は，第１回委員会を2004年７月28日に開催し，委員会の役割と運営，もんじゅの業務計画及び地元共生と理解促進活動等について審議した。８月26日には西原委員長名で委員からの意見について敦賀本部長宛文書が提出され，現在対処方針を検討中である。本委員会の開催結果をイントラネットに掲載した。

研究開発拠点化の推進について，福井県「エネルギー研究開発拠点化計画策定委員会ワーキンググループ（第１回:2004年６月21日)」は，第２回会合を７月22日に予定していたが，17日からの集中豪雨による福井水害対応で延期され，更に８月９日に発生した美浜発電所３号機２次系配管破損事故対応により再延期された。サイクル機構「敦賀本部研究開発強化検討委員会（委員長：伊藤靖彦同志社大学教授)」は，７月１日に第１回を，８月19日に第２回委員会を開催した。第１回会合では，高速増殖炉国際研究開発センター（仮称）及び廃止措置研究開発センター（仮称）について審議し,第２回会合では国際原子力研修センター(仮称）及び産業創出・育成のための取組みについて審議いただいた。また，原子力学会に「もんじゅ研究利用特別専門委員会（委員長：竹田敏一大阪大学教授)」を設置し,９月９日に第１回委員会を開催した。今後，２年間の検討を経て,「もんじゅ」及びその関連施設を研究や人材育成のために，どのように利用していくかについて，学会としての提言がまとめられる予定である。

2004年９月１日「防災の日」に，理事長が職員及び協力会社員を前に美浜発電所３号機２次系配管破損事故での事故犠牲者への哀悼の意を表すると共に，更なる安全強化と安全管理の徹底に努めるよう訓示を行った。

地域の皆様にサイクル機構の業務及び原子力の基本的な事項も含めて理解していただくことを目的に「さいくるミーティング」を継続して実施している。2001年10月１日から開始して,2004年９月30日で425回12,889人の方々と交流を図った。2004年11月17日には,「第６回敦賀フォーラム」が予定されている。一方,「もんじゅ」見学会を継続的に開催し，本期間中（７月～９月）2004年９月30日まで1,636名（累積79,222名）の方々に直接現場を見学していただくとともに,御意見を頂戴した。

２.「もんじゅ」に係る研究開発

「もんじゅ」による研究開発，FBRサイクル総合研修施設や運転訓練シミュレータを用いた運転員・保守員の教育訓練，国際協力，敦賀地区の技術情報管理及び外部機関との研究協力にかかわる業務を進めている。

2.1　研究開発

(1) プルトニウム利用高度化を目指した研究開発

原子炉の運転サイクル期間を延ばし，プラント稼動率を上げるため，高速増殖炉燃料を高性能化

し経済性を向上させる研究開発を進めている。

高速増殖炉燃料の高性能化については，当初設計の安全・安定運転を達成した後の高度化された炉心体系への移行計画や，マイナーアクチニド照射試験計画などについて検討を継続した。

(2) 供用期間中検査技術開発

供用期間中検査技術開発については,主として,原子炉容器廻り検査システムと蒸気発生器伝熱管検査システムの開発整備を進めている。原子炉容器廻り検査システムについては，検査装置への搭載を検討しているEMAT（電磁超音波探触子）について，センサー用磁石の小型高性能化のための構造検討を行っている。今までに行なった予測解析及び試験により，センサー用磁石としてHalbach磁石構造を用いることにより，従来のEMATに比べて約２倍の検出感度が得られることが分かってきた。現在，更に小型化が可能な単一探触子による検出性の検討を行っている。蒸気発生器伝熱管検査システムについては，ECT（渦電流探傷）センサー性能の向上を目指し，センサーの解析・試作・試験を進めている。現在，短管試験片や実寸大のモックアップ装置を用いて各種人工欠陥の検出試験を実施するとともに，取得した欠陥信号を用いて欠陥の形状やサイズを予測する手法の検討を進めている。

(3) 運転・保守支援技術，機器・システム技術の高度化

運転･保守を支援するためのシステム開発,データベースの整備,事故･トラブルを未然に防ぐための異常診断技術の開発等を進めている。

運転･保守支援技術開発については,「もんじゅ」作業票・保修票管理システムの開発，CADデータの整備を継続して進めている。

予防保全技術の開発として，地震時構造健全性速報システムの開発を進めた。また先行高速炉のトラブル事例の調査を継続すると共に，一次主冷却配管系の応力解析を継続した。

(4) もんじゅプラント評価

「もんじゅ」性能試験等の実機データから，系統設備の設計余裕及び設計解析の妥当性を示し，得られた知見を将来炉の設計に資することを目的に，もんじゅ設計技術評価を実施している。

高速炉の設計条件や仕様を決める際の判断を支援するソフトウエアの高度化を進めるとともに，蒸気発生器の内部挙動を詳細に把握するための解析コードの整備を進めている。また，水・蒸気系設備を中心にスクラムフォルトツリーの検討・評価を実施している。

(5) FBR実用化戦略調査研究

軽水炉に比肩できるFBR発電コストを達成するためには，定期検査の期間を短縮し，プラントの稼動率を向上させる必要があり，大洗工学センターを中心に進めている実用化戦略調査研究の一環として，国際技術センターでは運転・保守コストの低減のための検討を行っている。

高温用蒸気発生器伝熱管体積検査技術の開発については，高温ナトリウム中に伝熱管を浸漬した状態における欠陥検出性能試験を開始した。また,ナトリウム中目視検査技術の開発については，センサ小型化の検討を行った。

2.2 教育訓練

2004度FBRサイクル総合研修計画及びシミュレータ研修計画を関係部署や大洗専門家等の意見を拝聴しつつ策定し，運転員や保守員の教育訓練を計画的に進めている。

2004年７月から９月にかけては，10コースのナトリウム取扱研修及び保守研修を計12回（延べ受講者数71名),シミュレータ研修を４コース計10回（述べ受講者数60名）開講するとともに，FBR技術者育成のためのFBR基礎講座とFBR応用講座を３コース計３回（述べ受講者数43名）実施した。

また，外部機関からの受託研修として，今年度から新たに原子力安全基盤機構を対象とした有償による受託研修を実施（受講生４名）するとともに，大阪大学院生の課外授業の一環として受講生４名を受け入れてシミュレータ研修を行った。

更に文科省の国際原子力交流制度に基づいた国際ナトリウム技術研修には中国実験炉（CEFR）より１名の研究生の申込みを受け，９月末から１ヶ月にわたる研修を開始した。

2.3 国際協力

「もんじゅ」・国際技術センターを国際的に開かれた共同研究の場として研究開発を推進するため，従来から進めている運転経験に関する情報交換に加えて,「もんじゅ」における１)運転前試験，２）照射試験関連，３）高速炉技術の保存と活用の三つを重点課題として国際協力を推進している。特に照射試験関連では,2003年12月に仏原子力

庁と,「もんじゅ」を活用したMA燃焼試験について，両者の専門家間で事前検討を行っていくことで合意したことから，社内にワーキンググループを設けて，実現に向けての日仏間で協議検討すべき課題の洗い出しなど,検討を進めている。また，本照射試験を日仏米の三国間協力とできないか，可能性を探るべく三国間の担当者ワーキンググループでの協議も進めつつある。更に，BNFLとの「もんじゅ」に係る協力について，サイクル機構より10課題を提案し，実現に向けての調整を進めている。

2.4　技術情報管理

「もんじゅ」プラント運転支援に必要なネットワーク等情報処理環境，性能評価などに利用する共有科学技術計算機環境の運用･管理，事務業務･FBR研究開発業務に必要な計算機等のITインフラ環境の運用・整備・高度化を継続した。本期間中においては，拡大OA担当者会議として「ソフトウエアの適正な管理･利用に係る説明会」の開催，ウィルス（W32/Bagle.af@MM）対応及び，業務改善提案の募集，取りまとめ，表彰式準備等を実施した。

３．外部機関との研究協力

若狭湾エネルギー研究センターとの研究協力として「B_4Cペレットのイオン照射実験による中性子照射時の組織損傷に関する基礎研究」など2004年度の研究を実施している。

福井大学と３件の共同研究（①ヘリカルコイル型蒸発器管内の沸騰現象の可視化実験，②液体金属中のキャビテーション壊食に関する研究③高出力ミリ波セラミックス焼結法による制御棒材の改良と長寿命化）の2004年度の研究を実施している。

先行基礎工学研究協力としては福井大学との「高速増殖炉構造材の超長寿命疲労強度特性に関する基礎研究」,「光画像計測を応用した気液二相壁面乱流の特徴抽出に関する研究」を，また，京都大学との「Fe基系ホイスラー合金熱電モジュールの高温システム適合技術に関する研究」につき共同研究の2004年度の研究を実施している。

また,もんじゅ性能試験データに基づく増殖比･反応率評価と評価手法の高度化の2004年度実施の準備検討を行った。

核燃料サイクル公募型研究として，九州大学と蒸気発生器の伝熱管内に挿入された探傷プローブの振動ノイズの原因究明を目的とした検討を進めており，プローブに取付けた加重計と加速度計から得られたデータの整理分析を継続した。

また，福井大学大学院工学研究科に非常勤講師を派遣し,「エネルギー・環境概論」等の講義を行っている。

（敦賀本部）

概況報告
2004年7月～9月

－高速増殖炉サイクルの研究開発－
高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究

１．はじめに

高速増殖炉（FBR）サイクル実用化戦略調査研究は，安全性を前提に，FBRサイクルが本来有する長所を最大限に活用した実用化像を創出し，軽水炉サイクル及びその他の電源と比肩する経済性を達成して，FBRサイクルを将来の主要なエネルギー供給源として確立する技術体系を整備することを目的としている。本研究は，電気事業者，（財）電力中央研究所（電中研）及び日本原子力研究所（原研）など，関係機関の参画・協力を得てオールジャパン体制で1999年７月から開始し，革新技術を採用した幅広い技術選択肢の検討評価を行い，有望な実用化候補概念を抽出するフェーズⅠ（1999～2000年度）を経て，現在は５年間の予定でフェーズⅡ（2001～2005年度）を実施している。フェーズⅡでは設計研究によるプラント概念の具体化を通した開発課題の摘出，工学的試験による技術的成立性の評価を踏まえて，FBRサイクルとして技術的に整合した実用化候補概念の明確化を図るとともに，実用化に至るまでの研究開発計画を立案することとしている。

2004年度第２四半期では，FBRサイクル実用化戦略研究のフェーズⅡ中間取りまとめ[1]の成果について研究開発課題評価委員会の答申を受けた（http://www.jnc.go.jp/siryou/hyouka/HY040727/honbun.pdf）。ここでは，2003年度末までに得られた成果及びフェーズⅡ後半２年間の研究開発計画並びにフェーズⅡ終了以降の研究開発展開の基本的考え方についておおむね妥当との評価結果を得た。また，中間取りまとめの結果は文部科学省「原子力分野の研究開発の評価に関する委員会」及び「核燃料サイクル研究開発WG」においても評価を受けた。

２．高速増殖炉システム

2004年度第２四半期は，2005年度に実施するフェーズⅡ最終取りまとめに向けて，各炉の設計研究と要素技術開発を着実に進展させた。以下に，炉概念ごとに進捗状況を概説する。

①　ナトリウム（Na）冷却炉

第２四半期においては，大型及び中型Na冷却炉について，各種設備設計の具体化を進めると共に，構造健全性，安全性等に関する設計評価を進めた。炉心設計では，溶融燃料排出性を改良した再臨界回避概念の成立性検討を行い，その炉心の性能評価を行っている。要素技術開発では，1/1.8スケール液面部分モデル水流動試験，1次冷却系ポンプと中間熱交換器との合体機器の振動試験，大流量・大口径配管の1/3縮尺水流動・振動試験を実施している。

②　鉛ビスマス冷却炉

鉛ビスマスによる被覆管腐食を低減するための温度条件変更（被覆管最高温度570℃）に伴う機器配置などの検討を継続して実施した。また，炉容器高さを低減するために，崩壊熱除去系熱交換器の設置位置を蒸気発生器上部から水平方向に並べ設置するよう設計変更をした。これに伴い，崩壊熱除去系の冷却能力を変更する必要が生じたため，崩壊熱除去系の仕様検討に着手した。

③　ヘリウムガス冷却炉

ヘリウムガス冷却炉については，六角ブロック縦方向流集合体を採用した炉心（取出し平均燃焼度120GWd/t）の詳細設計及び安全解析に向け，核特性と安全性に影響を及ぼす炉心高さ及び崩壊熱除去系の冷却能力向上等について検討を進めた。

④　水冷却炉

高速炉環境下での炉心成立性と安全性について評価していくこととしており，第２四半期においては，マイナーアクチニド（MA）燃料の可能な

装荷量を概略評価するための準備を進めている。

⑤　小型炉

小型炉については，電気出力300MWe程度で経済性を追求した概念（経済性追求型）及び電気出力50MWe程度で炉心寿命の長期化を追求した概念（極地利用型）について検討を継続している。

第２四半期は，主に極地利用型概念について，ループ型とタンク型を対象に検討を進めた。炉心設計では金属燃料炉心を採用し，30年間燃料無交換，炉心出口温度550℃を達成しながら，炉心等価直径1.8mのコンパクトな炉心概念を構築した。プラント設計では，燃料無交換という特徴をいかすことによる原子炉構造の縮小化・シンプル化を検討し，冷却系・崩壊熱除去系の仕様設定とプラント物量評価を行った。また小型炉を用いた水素製造プラントの検討では，ハイブリッド熱化学法を用いた水素製造プラントの安全性評価として熱交換器の伝熱管破損評価に着手した。

３．燃料サイクルシステム

(1) 再処理システム

①　先進湿式法

システム技術開発では，先進湿式法について，昨年度までに取得した技術データを反映して，工程ごとの詳細な設計見直しを継続している。また超臨界・直接抽出法について，昨年度までの試験研究で得られた情報を踏まえた主工程条件等の設計検討を継続している。

高レベル放射性物質研究施設（CPF）においては，昨年度の第２キャンペーンとして実施した単サイクル共抽出試験及びSETFICS法によるMA回収試験で採取した試料の分析・解析を継続している。また，先進湿式法に係る晶析試験の準備を開始した。

②　乾式法（酸化物電解法，金属電解法）

酸化物電解法については，ウラン（U）を用いた電解試験及び蒸留試験を実施するとともに，溶融塩中での吸光度測定試験を継続した。

金属電解法については，電中研との共同研究に基づきCPFに設置したプルトニウム（Pu）試験用グローブボックスにおいて，Puを用いた試験の本格実施に向けて，電解精製槽の溶融塩へのPu溶解試験に着手した。

(2) 燃料製造システム

①　簡素化ペレット法

システム技術開発では，小規模施設の経済性向上を目指した設計検討を継続した。またMAの発熱の燃料製造への影響評価に関して，温度評価，安全対策の具体化等のより詳細な検討を継続した。

ショートプロセス製造技術については，混合酸化物を用いた成型・焼結試験を進めるとともに，MA含有燃料ピン照射に供する燃料製造のための性能確認試験を継続した。

②　振動充てん法

スイスポール・シェラー研究所（PSI）及びオランダエネルギー研究機構（NRG）との共同研究において，オランダHFR炉での振動充てん燃料照射試験で照射した試験ピンの照射後試験（前期分）を終了し解析を進めるとともに，次の照射試験の準備を開始した。また，Uを用いた振動充てん燃料製造試験を継続した。

③　鋳造法

電中研と原研との共同研究において，射出鋳造装置等からなる金属燃料製造試験設備の準備を完了し，U-Pu-Zr（ジルコニウム）合金の射出鋳造試験に向けた準備を進めている。

４．統合評価

実用化戦略調査研究が目指している2015年頃の技術体系の確立から技術実証，初号機導入を経てFBRの本格導入に至るFBRサイクル実用化ステップを想定し，軽水炉からFBRへの移行シナリオについて，将来の電力需給，軽水炉プラントの立地や廃止措置，世界的なU需給の動向等を念頭において検討を進めている。検討に当たっては中間貯蔵される軽水炉使用済燃料やプルサーマル使用済燃料を，Puのバランスを考慮して再処理することにより，軽水炉サイクルからFBRサイクルへ円滑に移行するシナリオを構築することとした。

現時点までの主な成果は以下の通りである。

○軽水炉からの移行に関わる前提条件として，原子力発電設備容量は現状の4,600万kWeから2030年時点で5,800万kWeまで増加し，その後一定で推移すると仮定した場合の軽水炉からプルサーマルを経てFBRサイクルへの移行を評価すると，平均して毎年100万kWe程度が軽水炉からFBRに置き換わり，おおむね22世紀初頭までに移行を完了する。また，移行初期に軽水炉再処理容量を増大させれば，FBRへの移行が加速し，より短期での移行も可能となる。また，

この場合の我が国の天然U累積需要量は，FBRへの移行が完了する頃に在来型資源の５％をやや上回るレベルで頭打ちとなり，その後は海外からのU調達は不要となる。

○ FBRサイクルの他の基幹電源との経済的な競合性や導入開始から移行期における発電原価を試算した。技術実証フェーズの実規模プラントとしては電気出力が75万kWe程度であれば，発電原価は現行の軽水炉の発電原価とほぼ同等程度を達成でき，初期投資としてのFBRプラントの建設費も回収可能である。30万kWe程度の出力とすると，初期投資は少なくなるが売電収入も低下するため，燃料費を含む運転経費は賄えるものの，建設費の回収までは難しいと考えられる。実用化フェーズの150万kWeの大型プラントでは，大型化によるスケールメリットにより，ほぼ同じ時期の将来軽水炉の発電原価を下回る可能性がある。

○ FBRサイクルの投資対効果を，研究開発費：200～600億円/年，割引率：３％，FBR発電原価：約３円/kWh，FBR導入開始：2030年などを主な評価条件として試算したところ，約16倍の利益指数が得られた。更に，評価条件の不確かさを考慮して，様々な感度解析を行ったところ，利益指数として少なくとも数倍以上の値が得られた。

また，実用化候補概念の明確化のための多面的評価に関しては，評価対象とする炉と燃料サイクルの組み合わせの見直しを行うとともに，社会的受容性及び技術的実現性の評価構造の見直し等を進めている。

FBRサイクルに対する社会的受容性向上への取組みに関しては，FBRサイクルに対する国民各層の認知状況や受容性の支配要因等の把握を出発点とする今後の活動計画を作成した。これに沿って，国民一般を対象にインターネットを利用して実施するアンケート調査の具体的方策についての検討を進めた。また，FBRサイクルに対する理解者拡大の方策としてFBRサイクル技術と接点を持ち得る自然科学や社会科学等の関連領域の研究者や学生に対する訴求手法の具体化方策の検討もあわせて進めた。

今後，フェーズⅡ最終取りまとめに向けて，設計研究と要素技術開発の最新の成果を採り入れ，社会的ニーズへの適合性の高いFBRサイクルの概念を明確にするとともに，実用化に至るまでの研究開発計画を立案していく。

参考文献

１）核燃料サイクル開発機構，日本原子力発電株式会社：“高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究－フェーズⅡ中間報告書－”，JNC TN1440 2004-004 (2004).

（本社：経営企画本部
FBRサイクル開発推進部）

概況報告
2004年7月～9月

－高速増殖炉サイクルの研究開発－
高速増殖炉の研究開発

１．高速増殖炉固有の研究開発

高速増殖炉（FBR）の研究開発は，安全確保を前提として，「経済性向上，資源の有効利用，環境負荷低減，核不拡散性の確保」を目標に，燃料サイクルと整合をとり，実用化に向けて競争力のある技術に仕上げることを目指している。

このため，大洗工学センターを中心に，FBR固有の特徴（高速中性子の利用，高温構造システム，液体金属を冷却材として利用等）を踏まえ，「安全性の研究」，「炉心・燃料の研究」，「構造・材料の研究」をFBR基盤技術の３本柱とし，これらの研究を米国，仏国，露国等との国際協力を活用して効率的に実施している。

現在は，FBRサイクル実用化戦略調査研究における種々の候補概念の成立性判断や絞込みと国の安全研究に成果を反映することを目的に，重点化を図って研究を進めている。

1.1　安全性の研究

FBRの安全性の研究は，FBRの特徴を十分に考慮し，FBRの実用化を支える基盤研究としてFBRサイクル実用化戦略調査研究へ成果を反映すること，国の安全規制への貢献の観点から安全基準類や安全審査のための判断資料の提供等，国の研究機関として安全研究を推進する役割を果たすこと及びサイクル機構が有する高速実験炉「常陽」・高速増殖原型炉「もんじゅ」の許認可及び安全性維持・向上に主体的に貢献する目的に重点化を図り進めている。

(1) 確率論的安全評価に関する研究

確率論的安全評価（PSA）に関する研究は，FBRの安全性を包括的に評価するためのPSA手法及びFBR機器の信頼性データベースの開発・整備と，その適用を通じてFBRの安全性の向上に資するものである。

FBR機器の信頼性データベースについては，「常陽」MK-Ⅲ改造工事に伴う機器交換データ及び「もんじゅ」の追加データを収集した。また，過去に実施した「もんじゅ」のPSA評価モデルの見直しをおおむね終了し，最新知見に基づくPSA評価を開始した。

(2) 燃料安全に関する研究

燃料安全に関する研究は，過渡条件下における燃料破損メカニズムと破損限界の実験的な解明と合理的な破損評価手法の開発，炉心局所事故時の燃料ピン・冷却材伝熱挙動と被覆管破損後の燃料損傷拡大挙動の実験的な解明とこれらの評価手法の開発及び混合酸化物（MOX）燃料を主としたFBR燃料の実用化と安全評価上の基準類の整備に資するものである。

燃料被覆管の破損限界評価については，実用化被覆管候補材料である酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS鋼）等の材料破損限界の支配因子を検討するため，これらの加工硬化指数と短時間強度の関係について，評価を継続した。新型燃料の過出力条件下での破損限界評価については，米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）との共同研究で行う炉内試験計画に反映するため，金属燃料の溶融固化に関する予備試験を実施した。

(3) 炉心安全に関する研究

炉心安全に関する研究は，炉心損傷事象に係わるデータベース及び安全評価手法を整備・適用して，FBRの炉心安全性の向上に資するものである。

再臨界排除（溶融した燃料が再集合し，出力が上昇して有意な機械的エネルギー放出に至る事象を排除すること）可視化基礎試験については，冷却材逆流型FCI（燃料と冷却材の熱的相互作用）試験のデータの整理・分析を継続した。カザフスタン共和国国立原子力センター（NNC）の試験炉IGRを用いた再臨界問題排除に向けた試験研究

（EAGLEプロジェクト）の炉内試験では，融体の排出経路の壁破損挙動に関する試験（WF:Wall Failure）及び内部ダクトを用いた本試験（FD:Fuel Discharge）の準備を継続し，炉外試験では燃料模擬物質の選定に係る試験を実施した。

(4) 伝熱流動に関する安全研究

伝熱流動に関する安全研究は，FBRの安全性向上及び安全評価に不可欠な伝熱流動に関する評価手法，基盤データを整備し，技術基盤を確立するものである。特に，異常な過渡変化から設計基準外事故までを対象とした総合的な解析評価手法の確立及び冷却材バウンダリや炉内構造物の健全性，崩壊熱除去時の炉心除熱特性，反応度抑制機能喪失事象（ATWS）を対象とした炉心核的特性と伝熱流動を結合させた受動的安全特性を評価する手法の確立と実験的知見の取得に重点を置いている。

サーマルストライピング（高サイクル熱疲労）に関する研究では，T字管での合流部上流にエルボを設置した体系での試験によりエルボの影響を把握するとともに，本結果を原子力学会秋の大会にて報告した。また，流体と構造の伝熱特性の評価を行う水を用いた平行三噴流試験を開始し，温度変動データを取得した。高燃焼度炉心内での燃料ピンバンドル変形時の熱流動現象の評価については，局所詳細解析コードのベンチマーク問題を解析するとともに国際水理学会で報告を行った。

(5) ナトリウム及び格納系に関する安全研究

ナトリウム及び格納系に関する安全研究は，ナトリウムに係わる安全性評価技術の高度化を図るとともに，ソースターム及び格納系安全評価技術の高度化を図るものである。

ナトリウム燃焼に関する研究では，ナトリウム・コンクリート反応試験の準備としてナトリウム燃焼中に水素ガスの発生を模擬する「水素ガスバブリングナトリウムプール燃焼実験」を実施した。蒸気発生器に関する安全技術高度化研究に関しては，ナトリウム－水反応試験装置（SWAT-1R）を用いて，フリージェット試験（ナトリウム中に水蒸気を噴射）を実施し温度分布の確認を行った。図１に，水蒸気ジェット噴出管を示す。蒸気発生器水リーク試験装置（SWAT-3R）の本試験に向けた準備として，高温ラプチャ解析と流調弁の感度解析を実施した。また， ナトリウム伝熱流動シミュレーション手法の検証解析をSWAT-3R体系で行った。

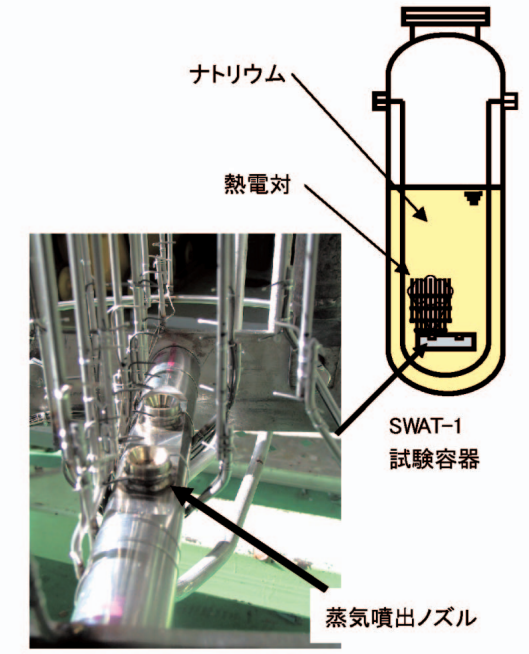


図１　フリージェット試験用水蒸気ジェット噴出管

ナトリウム微少漏えい検出手法の高度化として，レーザブレークダウン蛍光発光法の感度評価試験を開始した。

1.2 炉心・燃料の研究

炉心・燃料の研究は，安全性に優れた合理的な設計に反映することを目的に，FBR炉心の特徴である，使用温度が高いこと，高速中性子場で照射されること，ナトリウム等を冷却材に用いること，高燃焼度まで燃料を使用すること等を踏まえて進めている。

(1) 炉心に関する研究

炉心の研究は，FBR炉心の特徴である中性子エネルギーとして核分裂スペクトルの数MeV領域から数十eVまでの５桁に及ぶ広い範囲での中性子の反応を精度よく評価するための核特性評価技術の開発，高燃焼度化や高線出力化に対応する燃料体の伝熱流動を評価するための熱流動評価技術の開発を進めている。

核特性評価技術の開発では，実験解析データベースの公開のため，最新解析コードと核データライブラリを用いた「常陽」MK-I炉心の性能試験に関する解析及び評価を開始した。

(2) 燃料に関する研究

燃料の研究は，燃料サイクルコストの低減や炉

心サイズのコンパクト化を図るため，MOX燃料を中心に，集合体取出平均燃焼度150GWd/t，ピーク線出力400W/cm以上，被覆管最高温度約700℃以上を目標とし，燃料ペレットから集合体規模までの挙動を評価するための燃料特性評価技術開発，高燃焼度下でのスエリング特性に優れた材料を開発するための炉心材料開発に重点を置いて進めている。また，FBRサイクル実用化戦略調査研究で対象となっている金属燃料や窒化物燃料，振動充填燃料，マイナーアクチニド（MA）含有燃料等の新型燃料開発を進めている。

燃料特性評価技術開発では，燃料挙動解析コード“CEDAR”の化学的挙動モデルの高度化，燃料ペレットにおけるPu再分布挙動の評価に資するため，拡散係数測定試験の準備を継続した。

炉心材料開発では，露国高速実験炉BOR-60での第１期照射試験を終了し，ODS鋼燃料ピンの照射後試験計画を検討した。

(3) 照射技術開発及び照射後試験技術開発

「常陽」では，照射試験ニーズに対応した照射装置の開発や照射条件評価のための照射技術開発を進めている。また，「常陽」等で照射した燃料や材料は高線量となることから，遮蔽窓越しにマニプレータを用いた遠隔操作により照射後試験を行う。このため，遠隔操作性・保守性に優れ高精度でデータ採取を可能とするための試験技術開発を進めている。

照射技術開発では，プラントの状態監視・異常検知の観点から，安全性・信頼性の向上に反映するため，光ファイバーによる計測システムの開発を実施しており，光ファイバーケーブルの放射線誘起伝送損失低減方策の検討を継続した。

照射後試験技術開発では，加熱炉を用いた熱過渡試験装置による燃料ピン試験技術開発のためのモックアップ試験の検討を継続した。また，精密試験片加工機を用いて，照射済の材料から引張試験片の採取・加工を行なうための試運転を継続した。また，磁化測定装置をセル内に設置し，「常陽」で照射した後クリープ試験を行ったSUS304，316FR試験片の磁化測定を継続した。

(4) 分離変換技術開発

長寿命核種（核分裂生成物，アクチニド核種）の分離変換技術は，放射性廃棄物の廃棄量の低減，ウラン資源の利用効率の向上や白金族元素等の希少金属の回収，有効利用等を目的に技術開発を進めている。

全アクチニドの同時一括抽出法に関する露国フロービンラジウム研究所（KRI）との共同研究について，実溶解液を用いた試験を開始した。また，分離変換による地層処分の負荷低減効果の定量評価に関する米国カリフォルニア大学との共同研究を継続した。

1.3 構造・材料の研究

FBRの構造・材料の研究は，炉の使用期間に渡って運転温度が高温（「もんじゅ」の場合，原子炉容器出口最高温度529℃）で，かつ機械的荷重や熱応力の厳しい条件で使用されるというFBR特有の課題に焦点をあてて，プラント建設コスト低減とプラントの高温化・長寿命化，並びに運転信頼性の向上を通じてFBRの安全性，経済性の向上を図ることを目的としている。

(1) 高温構造設計技術開発

高温構造設計技術開発は，主要機器構造の設計最適化と信頼性向上，原子炉構造のコンパクト化と系統構成の簡素化というFBRの実用化の課題を解決するため，構造解析コードの開発，クリープ疲労損傷の防止に重点をおいた強度評価手法の高度化と構造設計基準の整備，熱過渡荷重評価から構造健全性評価を統合して解析する技術の開発，設計から製作・運転・保守を包括的にとらえ構造設計の抜本的な合理化を狙ったシステム化規格技術の開発に重点をおいて進めている。

構造解析コードの開発については，汎用非線形構造解析コード“FINAS”を，実用化戦略調査研究及び基盤研究における種々の解析ニーズ（計算速度の高速化，計算精度の向上など）に反映させている。実用化構造基準の開発として，実用高速炉構造設計基準（FDS）の暫定案作成に向けて材料試験結果より破損クライテリアの立案を行った。システム化規格技術の開発については，信頼度評価，裕度交換（裕度の重複を避け，過剰な裕度を適正な水準に設定すること）及び各種条件に関する技術的選択肢の設定作業に向けた検討を継続した。

(2) 材料評価技術開発

FBRの構造材料は，高温すなわちクリープ現象が生じる温度領域で使用されること，ナトリウム等の液体金属が冷却材として使用されること等から，軽水炉ではさほど重要でないクリープやク

リープ疲労に対する強さ，さらには延性などの高温における材料特性や耐食性に優れていることが要求される。このため，高温強度に優れた低炭素・窒素添加のオーステナイト系ステンレス鋼（316FR鋼）や高クロムフェライト鋼等の材料開発，材料強度データベースと材料強度基準の整備，高温強度・寿命評価法の開発，高温・長時間使用環境下における構造材料の損傷機構の解明と損傷検出技術の開発，ナトリウムや鉛ビスマス（Pb－Bi）などの冷却材に対する構造材料の耐食性評価と腐食機構の解明に重点をおいて進めている。

高クロムフェライト鋼の材料開発では，FBR用12Cr鋼（HCM 12A）に関して，組織観察及び分析結果について日本鉄鋼協会で発表した。Pb-Bi腐食特性評価及び腐食制御基礎技術の開発では，2004年度より独国カールスルーエ研究所（FZK）共同で酸化皮膜の安定性評価及び溶接部の耐食性評価を開始した。水素製造技術開発に関しては，「ハイブリッド熱化学法」に基づく水素製造原理実証試験装置にて，FBR温度レベル（500℃～550℃）での連続水素製造（５時間）を行うとともに，次期試験装置に向けた技術課題を取りまとめた。

(3)　耐震設計技術開発

FBRの機器類は，低内圧と大きい熱応力を考慮して相対的に薄肉構造を採用することから，耐熱応力設計に加えて耐震設計を十分に行うことが重要となる。また，FBRに免震構造を採用することにより地震入力を低減でき，物量削減や設計の簡素化・標準化等が期待できる。このため，地震時の高温配管の耐震強度評価法の開発，地震荷重を根本的に緩和する技術としての３次元免震構造とその評価技術に関する研究を進めている。

上下免震評価法の開発においては，設計手法及び応答解析手法の適用性判断に反映するため，上下免震試験装置を用いた小型モデル試験より免震設計手法の妥当性を確認した。図２に，上下免震装置を示す。また，３次元免震構造とその評価技術については，３次元免震技術指針（骨子）のまとめに向けて，免震性能及び成立性に資する試験準備を開始した。

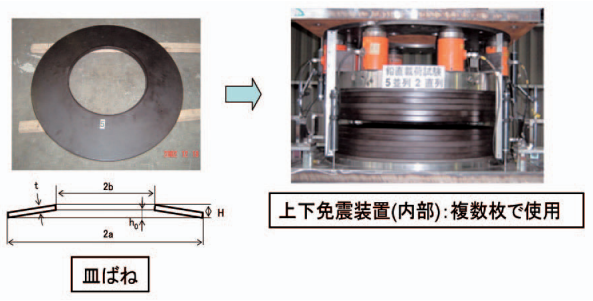


図２　上下免震試験装置全体図

２．高速実験炉「常陽」

「常陽」は，液体金属ナトリウム冷却のFBR実験炉として，1977年の初臨界達成以来，熱出力50MW及び75MWでの増殖炉心（MK-Ⅰ炉心）による運転を経て，1983年から照射用炉心（MK-Ⅱ炉心）として，熱出力100MWでの照射運転を，2000年６月末に累積運転時間約６万１千時間，積算熱出力約50億６千万kWhを達成し，MK-Ⅱ炉心としての運転を終了した。

その後，照射性能向上を目的とした炉心・冷却系の改造を行い，2003年11月に高性能照射炉心（MK-Ⅲ炉心）として使用前検査に合格し，2004年５月24日に本格運転を開始した。

当該四半期は，MK-Ⅲ140MW定格運転を継続し（表１工程表参照），自己作動型炉停止機構（Self Actuated Shut down System: SASS）の炉内試験をはじめとする各種照射試験を実施している。

表１　高速実験炉「常陽」運転工程表

	2004年度	2005年度	2006年度
「常陽」運転工程	MK-Ⅲ運転（140MW）	第14回定期検査	MK-Ⅲ運転（140MW）	第15回定期検査

（大洗：開発調整室）

概況報告
2004年7月～9月

－高速増殖炉サイクルの研究開発－
高速増殖炉燃料の研究開発

１．燃料の研究開発等

燃料の高燃焼度化，原子炉の運転期間の長期化等によって高速増殖炉－燃料サイクルのトータルコスト低減が可能となる太径中空燃料を用いた炉心・燃料概念の検討・開発を進めている。当該四半期では，太径中空燃料の炉内性能（高線出力化）等を確認するための溶融限界照射試験計画を検討した。

また，高速増殖原型炉「もんじゅ」の燃料製造における当面の課題であるプルトニウム等の原料利用における柔軟性の向上，ペレット歩留まりの改善による燃料供給能力の向上等を念頭に，ペレット密度を高めた炉心・燃料について概念設計検討を行った。

２．燃料製造技術開発

現行の燃料ペレット製造プロセスの簡素化を図り，工程を大幅に削減して製造コストを抑えることを目的として簡素化プロセス製造技術開発を行う。この技術開発の一環として，2007年度から「常陽」で予定されている照射試験で，本プロセスにより製造されたMOXペレットの照射性能を確認する。この試験に供給する試験燃料を2005年度から製造する計画である。当該四半期においては，この試験燃料の製造準備として，再処理転換施設より受け入れたプルトニウム富化度調整済み原料粉末を用いた成型・焼結試験を実施した。

また，高密度中空ペレットは，高速増殖炉の運転サイクルの長期化（高稼働率），燃料費低減のための高燃焼度化並びに高線出力化等に効果がある。この中空ペレットの安定製造及び製品収率の向上を目的とした技術開発を行う。2004年度は，この技術開発のうち，模擬粉末を用いた中空ペレット製造用モックアップ試作機（成型設備）の機器単体性能評価試験を計画している。当該四半期においては，乾式ダイ潤滑型成型機による中空ペレットの成型技術の確証試験を行った。

スフェアパック燃料開発のうち，粒子燃料製造については，応用試験棟の振動充填燃料製造試験装置を用いたウラン粒子の製造試験を継続している。充填試験については，ウラン試験と模擬粒子を用いたコールド試験を並行して進めるとともに，充填ピンの検査技術開発として2003年度に設置したコールド試験用X線ラジオグラフィ検査装置を用いた試験準備を進めている。

スフェアパック燃料の照射試験については，スイスPSI(ポール･シェラー研究所)及びオランダNRG（Nuclear Research and Consultancy Group）との共同研究により実施しており，2004年１月から３月にかけてHFR（High Flux Reactor）において照射した試験ピンの照射後試験を終了した。

スフェアパック燃料用設計コードの開発については，HFRにおける照射データとの比較検証作業を継続した。

３．核変換の技術開発

核変換技術開発は，高レベル放射性廃棄物（HLW）中の放射性物質を，核反応を利用して短寿命核種や非放射性核種に変換し，管理の時間を短縮することを目的に進めている。その中で，工学的に可能な技術とするために必要不可欠な核反応断面積データの実験研究及び測定技術開発を実施している。

米国ORNL（オークリッジ国立研究所）との共同研究の一環として，Tc-99, Zr-93, Pd-107のkeV領域の中性子捕獲断面積を測定するため，オークリッジ電子線加速器施設内に設置した新ビームコース専用の検出器系及びデータ収集系の整備を行った。

また，核断面積測定技術開発の一環として，即

発ガンマ線分光法と飛行時間測定法による中性子捕獲断面積測定手法の開発成果を核データ国際会議（３件）において発表した。

核データ測定精度の更なる信頼性向上を目指して，文部科学省公募型研究の一環として「高度放射線測定技術による革新炉用原子核データに関する研究開発」を継続し，革新的な核データ測定装置の全立体角Ge検出器開発の技術要素であるBGO検出器及びクラスター型Ge検出器の開発を実施した（写真１参照）。

４．燃料製造

「常陽」MK-Ⅲ一次取替燃料集合体19体の官庁検査を７月16日に受検し，合格した。これにより，「常陽」MK-Ⅲ一次取替燃料集合体85体の製造を完了した。

また，上記燃料集合体の大洗工学センターへの輸送を２回行った。

写真１　クラスター型Ge検出器

５．照射試験用燃料要素の製造

「常陽」の破損燃料集合体位置検出装置（FFDL）のMK-Ⅲ炉心における性能確認を行うため，人工欠陥（スリット）を設けた燃料要素を照射する試験（F4B試験）が計画されている。当該四半期において，このF4B試験に供給する照射試験用要素４本の製造を計画通り行うとともに，７月２日に官庁検査を受検し，合格した。これにより，照射試験用燃料要素の製造を完了した。

また，上記照射試験用燃料要素を「常陽」MK-Ⅲ一次取替燃料集合体と一緒に大洗工学センターへ輸送した。

６．プルトニウム系廃棄物処理技術開発

プルトニウム廃棄物処理開発施設では，プルトニウム系廃棄物の減容・安定化処理技術の開発を目的として，難燃物焼却設備等の実証運転を実施している。当該四半期も引き続き，難燃物焼却設備の実証運転【04−01キャンペーン；４月～８月初旬】を行い，このキャンペーンで難燃性放射性固体廃棄物約277本（200Lドラム缶換算）の処理を行った。

７．プルトニウム燃料第三開発室等の加工事業許可申請

プルトニウム燃料第三開発室等の施設について，現状の使用施設から加工施設に変更するため，「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第13条に基づき，経済産業大臣に核燃料物質の加工事業の許可申請を９月17日に行った。

（東海：環境保全・研究開発センター
プルトニウム燃料センター）

概況報告
2004年7月～9月

－高速増殖炉サイクルの研究開発－
高速増殖炉燃料再処理技術の研究開発

１．再処理プロセスの開発

1.1　湿式法

湿式法については，経済性等の高速炉燃料サイクル実用化の要件に応えるため，湿式再処理工程の合理化やマイナーアクチニド（MA）回収技術，FP分離技術に関する研究開発を実施している。

(1) 簡素化再処理技術開発

現行の再処理技術を見直し，実用化を念頭に，経済性等に優れた先進的な再処理プロセスとするため，溶解・抽出技術に関する効率化及び簡素化に係る要素技術や晶析技術に関する要素技術の開発を進めている。

高レベル放射性物質研究施設（CPF）では，2003年10月より高濃度溶解液を得るための基礎検討として，粉化燃料溶解に関するデータを収集し，評価解析を行った。

また，使用済燃料を用いた高濃度溶解液の晶析挙動評価試験を実施し，除染係数やウランの収率等に関する基礎データを収集して評価解析を継続している。

(2) マイナーアクチニド等の湿式分離研究

MA回収技術開発の一環として，2003年に実施した使用済燃料溶解液の抽出試験により発生した高レベル放射性廃液を使用し，アメリシウム（Am）等をCMPO溶媒（TRU抽出プロセスに用いられる溶媒）を用いて分離するSETFICS試験（溶媒抽出法ベースのMA回収プロセス試験）を2004年３月に実施した。現在，MA元素の分離挙動把握のために分析やデータ解析を継続している。

(3) 超臨界直接抽出試験（代替技術）

経済産業省公募研究の一環として，湿式法の代替技術候補である超臨界直接抽出の試験研究を進めている。

超臨界直接抽出技術は，硝酸を抽出したTBP溶媒を超臨界二酸化炭素にて希釈し，使用済燃料粉と接触させてウランとプルトニウムを選択的に回収するという代替技術である。

CPFに試験装置を設置し，未照射MOX燃料を用いた超臨界直接抽出試験を収集して評価解析を継続している（写真１参照）。

1.2　乾式法

現行の再処理法と比較し，経済性に優れることが期待されている乾式法の技術開発を進めている。

乾式再処理プルトニウム試験に関する(財)電力中央研究所との共同研究契約に基づいて，CPFに設置した金属電解法プルトニウム試験設備において，プルトニウムを用いたプロセス試験を開始した。

酸化物電解法については，応用試験棟に設置した溶融塩電解試験装置を用いて，ウランを用いた電解試験及びその析出物の蒸留試験を実施した。

また，RIAR（ロシア原子炉科学研究所）に委託して実施するウラン・プルトニウムを用いたMOX共析電解試験に参加した（写真２参照）。

分析技術開発については，溶融塩（NaCl-CsCl

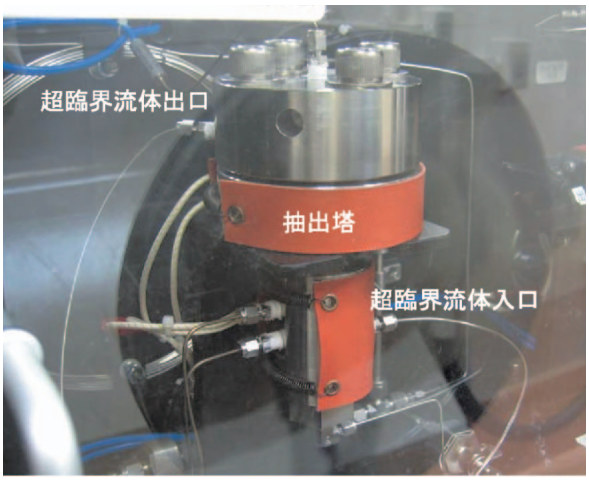


写真１　グローブボックス内に設置した直接抽出装置

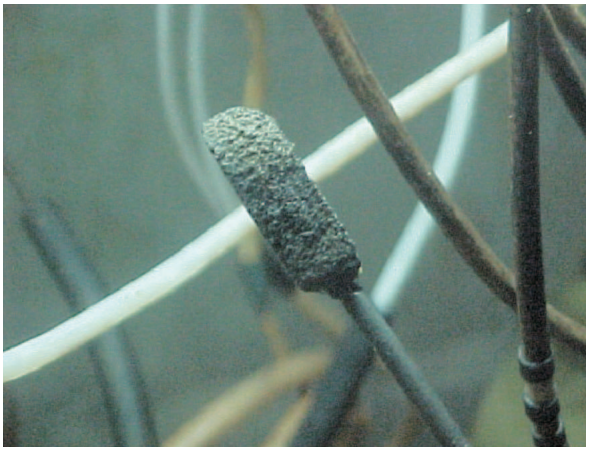


写真２　電解試験で得られたMOX共析物

塩，温度約650℃）中で各種元素が混在する条件（Sm，Ndの共存）での吸光度測定試験を継続している。

２．機器・材料開発

2.1　前処理工程機器開発

新型解体技術開発として，解体方式の絞り込みと装置概念の設計に必要な要素技術の選定を目的とした要素試験を計画している。

燃料ピン束をラッパー管内から引抜く方法は，ラッパー管解体において有望である。今期は，引抜き方法の解体工程への適用可能性を確認するため，ラッパー管の引抜き試験を計画し，試験仕様を決定した。また，本試験や他の要素試験で使用する模擬燃料ピンの製作を実施した。

使用済燃料粉砕化技術開発としては，2003年度に第二応用試験棟に設置した機械式脱被覆システム装置を用いたコールド基礎試験に向けた準備作業として，試験装置周辺の設備整備並びに作業マニュアル等の作成を実施するとともに，ODS鋼模擬燃料ピンの適用性を確認するコールド基礎試験の計画立案を進めている。また，燃料ピンの細粒化による燃料回収率及び燃料純度の向上を図るため，破砕機スクリーン部の改造を継続している。

2.2　分離工程機器開発

乾式再処理機器開発としては，るつぼ冷却式高周波誘導加熱（CCIM技術）を採用した形状管理型溶融塩電解槽の大型機（商用規模相当）での加熱特性を評価するため，工学規模のCCIM型電解槽試験で得られた加熱試験結果を基に実効熱伝導率等を把握し，これを反映した計算コードを用いて熱解析を実施した（図１参照）。

この結果，商業規模電解槽においても補助加熱体を用いることにより，約１tの固体塩を30分程度で加熱溶融することが可能であることを確認した。

塩蒸留装置の開発については，コールド条件での塩蒸留基礎試験を継続し，長時間蒸留時における塩蒸留挙動のデータを取得中である。また，塩蒸留装置の運転条件を設定するため，塩蒸発速度に及ぼす圧力の影響を確認するコールド試験の準備を進めている。

湿式再処理機器開発では，工学規模の遠心抽出器について機械的寿命に影響する因子として，振動データを取得し，遠心抽出器の耐久性評価試験に着手した。

2.3　材料技術開発

乾式再処理用装置材料の高耐食化を図る目的で，封孔処理方法を改善したセラミックコーティング膜の試験片製作を行うとともに，腐食試験計画を立案した。

３．関連施設の設計・建設

3.1　リサイクル機器試験施設（RETF）の計画

今後の利用計画についての検討を進めている。

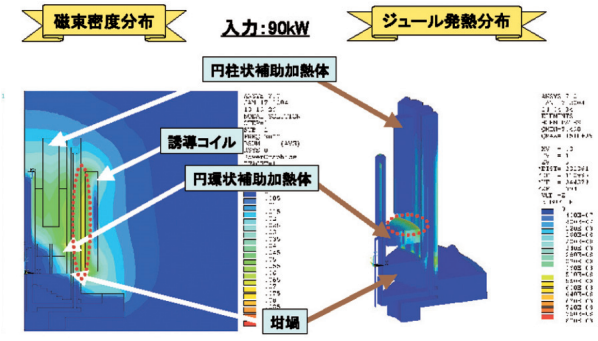


図１　計算コードによる工学規模CCIM電解槽加熱試験の磁場解析結果

（東海：環境保全・研究開発センター）

概況報告
2004年7月～9月

高レベル放射性廃棄物の地層処分技術に関する研究開発

１．地層処分研究開発

1.1　処分技術の信頼性向上

(1) 緩衝材の連成挙動に関する研究

熱－水－応力－化学連成挙動に関する連成評価モデルの開発を継続して実施している。また，熱－水－応力連成試験設備（COUPLE）を用いた連成挙動試験のための準備に着手した。これらのモデル開発及び連成試験について，2003年度の成果を中心に土木学会第59回年次学術講演会（2004年９月８－10日，愛知）で報告した。

(2) 緩衝材の長期力学的変形挙動

緩衝材の基本特性については，海水条件下におけるデータの拡充という観点からNaCl溶液及び幌延地下水を用いた透水試験を開始した。また，埋め戻し材の基本特性データの取得を目的とした降水及び海水条件下での試験を継続した。さらに，緩衝材の流出に関する研究として，X線CT装置を用いた亀裂内侵入ベントナイトの密度分布測定や降水・海水条件での緩衝材クリープ試験を行うとともに，ガス移行試験を開始した。

(3) 緩衝材の化学的相互作用による変化

ベントナイト－鉄反応の加速試験用試料として層間イオンをFe^{2+}に置換した試料を用い，オートクレーブを用いて250℃での加熱試験を行い，試験後６ヶ月の試料を取り出し，分析に着手した。また，雰囲気制御ボックス中の恒温槽を用いて150℃での加熱試験を継続して実施している。さらに，緩衝材の変質・劣化にかかわるこれまでの技術的知見を集約し，緩衝材の長期安定性評価技術の現状について第20回バックエンド夏期セミナー（2004年７月29－30日，兵庫）で報告した。

(4) オーバーパック材料の腐食評価に関する研究

炭素鋼の腐食挙動に関して，マグネタイト影響評価試験，溶接影響評価試験を開始した。また，ベントナイト中の炭素鋼の腐食挙動に関する研究成果について，ヨーロッパ腐食会議・EUROCORR2004（2004年９月12－16日，フランス）にて発表した。チタンの不動態皮膜の安定性及び水素吸収挙動に関して，主に還元性環境での実験研究を継続するとともに，３年間浸漬した試料の取り出し，評価を継続した。銅については，酸化性環境及び緩衝材中における腐食局在化に関する試験，還元性環境における硫化物の影響試験を継続するとともに，セメントの影響評価として，高pH下における腐食挙動試験を行った。

(5) ナチュラルアナログ研究　［地層処分で想定される現象と類似した自然界での現象についての研究］

火山ガラス等のナチュラルアナログ研究については，既存のデータの整理や新たな試料の適用性に関する検討を継続している。金属ナチュラルアナログ研究として，宮崎県内４ヶ所，青森県内３ヶ所の遺跡から出土した鉄器８点について調査を行った結果をまとめ，第51回材料と環境討論会（2004年９月８－10日，愛知）にて発表を行った。なお，地下式横穴墓から出土した弱酸化雰囲気に置かれていたと推測される鉄器の約1,500年間の腐食量は２mm以下であった。

(6) 公募型研究

核燃料サイクル公募型研究で実施している「緩衝材及び周辺岩盤の力学的安定基準の作成」においては，2004年度に実施する研究計画を立案した。

1.2　安全評価手法の高度化

(1) 水理・物質移行に関する研究

多孔質媒体水理試験装置（MACRO）を用いた試験研究では，沿岸域等での地下水中の塩水と淡水の境界の様子を調べることを目的として，均質な透水性の地層を模擬した場での塩水くさび（塩水と淡水の密度の違いにより，塩水が淡水の下部

にくさび状に浸入する現象）を再現するための試験の準備を行った。

堆積プロセスを考慮した地質構造の推定手法開発については，幌延周辺に分布する新第三紀層の堆積環境の推定結果及び地層ごとの空隙構造の違いについて取りまとめ，日本原子力学会2004年秋の大会（2004年９月15－17日，京都）において報告を行った。

亀裂ネットワーク岩体水理物質移行試験設備（NETBLOCK）に付設された岩体試料平面研削装置により，単一亀裂を有する花崗岩体（１辺50cmのブロック岩体）の研削準備を実施した。また，１辺10cmの花崗岩体を対象とした研削による亀裂開口幅測定結果を取りまとめて土木学会第59回年次学術講演会（2004年９月８－10日，愛知）に報告した。

亀裂状媒体水理試験装置（LABROCK）を用いた試験研究では，10cmスケールの単一亀裂を対象としたトレーサー試験方法の改良について土木学会第59回年次学術講演会(2004年９月８－10日，愛知）に報告した。

(2) 不確実性評価に関する研究

データ不確実性を確率分布として設定する手順について，母岩の分配係数（Kd）の設定を例とした試行を継続している。モデルの不確実性として，人工バリアと掘削影響領域での核種移行について，掘削影響領域中でのより現実的な地下水流れの特徴を考慮しモデル化を行った。また，シナリオの不確実性として，天然現象の影響評価に供するための天然現象の発生やそれによる影響に関する情報の整理を東濃地科学センターと共同で継続している。

(3) 生物圏評価に関する研究

最新の知見に基づく評価式とデータの更新を行った生物圏評価モデルを用いて，パラメータの重要度を把握するための感度解析を継続している。

(4) 技術情報統合システムに関する研究

技術情報の体系化及びデータベースの機能を有する基本システムについて，試運用に向けての準備を継続している。

(5) 性能評価研究

2003年８月１日より外部公開した熱力学データベース及び収着データベースホームページの運用を継続した。2004年９月13日現在での利用登録者数は207名（国内：120名，国外：87名）となった。収着データベースについては，利用者がより使い易いシステムにするための改良版の作成検討や利用者がホームページ上で収着データ検索が行えるシステムを構築し，ホームページ上での運用のための準備を行っている。コロイドの影響を考慮した核種移行モデルの開発に関しては，サイクル機構－NAGRA（スイス）共同研究の一環として実施（1998年－2003年）した天然の花崗岩亀裂を対象としたコロイド－核種移行遅延実験（CRR実験）に関して，これまで開発を進めてきた計算コードCOLFRACを適用して，そのフィールド実験の結果に関して解析を実施した。また，サイクル機構の「第２次取りまとめ」以降に実施したコロイド研究の成果をまとめて，第20回バックエンド夏期セミナー（2004年７月29－30日，兵庫）において紹介した。緩衝材間隙水の研究に関しては，クニゲルV1を用いたこれまでの試験（蒸留水，低アルカリ性セメント液）で認められた溶液接触面付近の間隙pH低下の原因を把握するため，クニピアFを用いて黄鉄鉱の有無による影響を確認するための試験を開始した。

(6) 地層処分放射化学研究施設（QUALITY）等における核種移行研究

QUALITYにおいては，イオン強度(I)をパラメータとした$NpO_2 \cdot xH_2O$（am）の溶解度試験を実施継続し，I＝０での溶解度積を導出，成果を2004年秋の大会（2004年９月15－17日，京都）にて報告した。また，フミン酸共存下でのNp（IV）の溶解度試験を継続した。収着試験については，海水条件におけるベントナイト及び岩石に対するSeの収着試験及びCSH（Ca-Si水和物）へのRaの収着試験を継続し，ベントナイトコロイドに対するCsの収着挙動について成果を2004年秋の大会（2004年９月15－17日，京都）にて報告した。拡散試験に関しては，先行基礎工学研究で実施した成果を受け，鉄共存下での圧縮ベントナイト中のNpの拡散試験を継続した。

また，CPFにおいては，実ガラス固化体からのCsの浸出試験準備を継続した。さらに，プルトニウム燃料第一開発室において還元条件下での凝灰岩に対するPuの収着試験及び還元条件下での圧縮ベントナイト中のPuの拡散試験を継続した。

(7) 博士研究員による研究及び先行基礎工学研究

博士研究員による研究「海水系地下水条件での堆積岩及びその岩盤亀裂充填鉱物に対する核種収

着挙動とそのモデル構築」においては，幌延地域の堆積岩に対するCs及びSeの収着試験を継続するとともに，第６回核と放射化学に関する国際会議（2004年８月29日－９月３日，ドイツ）において，成果の一部を報告した。「均質化法に基づくミクロ－マクロモデルによる核種移行解析の高度化」においては，ケイ砂混合ベントナイト中のHTOの拡散について，微細間隙構造を考慮したミクロモデルでの３次元MD-HA解析を実施した。「画像可視化計測手法による地下深部単一岩盤亀裂内水理・物質移動メカニズムの解明及び高精度モデルの構築」においては，単一亀裂の可視化水理・トレーサー試験の準備及び画像可視化計測システムの開発を継続した。

先行基礎工学研究で実施している「セルオートマトン法による亀裂ミクロ構造を考慮した流体物質移動解析」においては，2003年度までに構築した解析手法の適用性検討として，単一亀裂を有する花崗岩体（１辺10cmのブロック岩体）で取得された亀裂開口幅データを用いた解析を継続した。

２．深地層の科学的研究

2.1　地質環境の長期安定性に関する研究

隆起・侵食に関する研究では，10万年オーダーの隆起・侵食が地質環境に与える影響を把握するための，地形変化シミュレーションモデルの開発を継続するとともに，小盆地において気候変動が地形の従順化（侵食）に与えた影響を把握するための調査を開始した。また，気候・海水準変動が地質環境に与える影響を把握するため，海水準変動にともなう平野の地層・地形の発達に関するボーリング調査を実施した。

火山活動に関する研究では，地下深部のマグマ・高温岩体等の探査技術の一環として，地磁気地電流法（MT法）による観測データの品質が比抵抗構造解析に及ぼす影響についての調査を開始した。また，過去から現在までの火山・地熱活動の履歴を精度良く把握するための調査技術として熱年代学的手法や多量屈折率測定地質解析法（RIPL法）等の適用性調査を開始した。マグマ・高温岩体等による周辺岩盤への影響を評価するため，坑井温度プロファイルから熱流束，熱水の上昇速度を算定する方法（一次元熱輸送モデル）についての検討を継続した。

地震・断層に関する研究では，地下の震源断層を抽出する技術開発の一環として，地下での震源断層の存在が指摘されている中国地方を事例研究の対象とし，潜在的震源断層の活動に伴う地形・地質学的特徴の解析方法に関する検討を行った。また，断層活動による地質環境への力学的及び水理学的な影響を把握する手法の開発を目的として，活断層帯の三次元分布と発達過程に関する調査・解析手法の検討を行った。

地質環境の長期安定性に関する研究で得られたデータを効率的に活用できるよう，収集データを一元管理するためのGIS（Geographical Information System：地理情報システム）データベースの整備を継続した。

陸域地下構造フロンティア研究のうち，地震発生に関する研究では，弾性波アクロスの東濃鉱山内及びHi-net等を用いた長期及び遠方観測試験を継続し，送受信及びデータ処理のルーチン化を進めた。また，正馬様用地内で地震計アレイ観測を継続した。電磁アクロスについては，アクロス信号を正馬様用地内で受信する電場・磁場観測を継続するとともに，新たに既存のボーリング孔に観測点を新設した。６月30日～７月２日には，「第１回地殻の能動監視に関する国際ワークショップ」に参加し，これまでの成果を公表した。活断層帯での地殻活動研究では，測地用GPS観測網による跡津川断層周辺の精密地殻変動観測のほか，地震観測，地殻応力観測を継続した。また，活断層破砕帯での地球化学的調査を実施した。

ナチュラルアナログ研究については，地質環境の変化がウラン鉱床の長期保存に及ぼした影響の評価にかかわる研究の一環として，地下水－岩石－微生物の相互反応による酸化還元緩衝能力に関する研究を継続した。また，東濃ウラン鉱床において，月吉断層沿いの物質移行調査（ボーリング調査）を実施している。

2.2　地質環境特性に関する調査研究

(1) 広域地下水流動研究

地下水涵養量の算定及び表層部の地下水特性の長期的な変化を把握するために，表層水理観測機器を用いた長期観測を継続実施した。

深層を対象としたボーリング調査（DH-14，15号孔）は，DH-14号孔については調査・試験結果の取りまとめを継続した。DH-15号孔については水理観測が終了し，VSP調査を実施中である。ま

た，既存ボーリング孔における地下深部の水圧及び水質の長期的な変化の観測を継続した。

2.3　超深地層研究所計画

(1) 調査試験研究

① 瑞浪超深地層研究所

超深地層研究所計画における第１段階（地表からの調査予測研究段階）及び第２段階（研究坑道の掘削を伴う研究段階）の調査研究の一環として，瑞浪超深地層研究所用地の地質環境特性を把握するための調査研究を地表及び研究坑道（立坑）内で継続した。

2003年３月より開始した深層ボーリング調査は，8月末に掘削を完了し(掘削長:1,300m)，物理検層，流体検層を実施した。９月末現在，水理試験を実施中である。また，10月に開始予定のVSP調査及び孔間弾性波トモグラフィ調査の準備を行った。

浅層ボーリング孔４孔を利用した地下水長期観測を継続中である。これらのボーリング調査から得られた岩石や地下水の試料を対象とした各種室内試験・分析を実施した。

研究所用地周辺の地質構造を把握するための地上物理探査として反射法弾性波探査を実施した。

地質環境のモデル化・解析については，文献調査・地表踏査・物理探査，及び既存ボーリング孔・浅層ボーリング孔による調査の２段階の情報により構築した水理地質構造モデルを用いて，情報量の増加に伴う不確実性低減の過程を評価するための地下水流動解析を実施中である。

第２段階（研究坑道の掘削を伴う研究段階）の調査研究として，立坑坑口下部工事(深度約10m～50m）における坑壁の地質調査を実施し，調査結果の取りまとめを実施中である。

調査技術開発については，第２段階以降の調査研究で必要となる調査手法の整備に向け，ボーリング掘削技術，初期応力測定装置，データベースの機能整備に関する今年度の実施内容を検討し，仕様をまとめた。

工学技術の基礎に関する研究については，情報化施工，品質保証，突発湧水対策，地震動評価に関する今年度の実施内容を検討し，仕様をまとめた。

② 正馬様用地

既存試錐孔を利用した地下水の水圧の長期観測及び地下水涵養量の算定を主目的とした表層水理定数観測を継続中である。

(2) 施設設計及び建設管理

瑞浪超深地層研究所における研究坑道掘削工事において，主立坑及び換気立坑の坑口下部（深度10mから深度50m程度まで）の掘削工事を完了した。坑口下部は，発破掘削，ずり搬出，覆工コンクリート打設等の作業を１サイクルとし，1サイクルで深度１mの進捗を標準としている。この１サイクルごとに，調査研究として，地質観察，湧水量測定，地下水採取及び化学分析等を実施した。地上設備は，櫓の基礎工事，巻上機室やコンクリートプラント，受電設備設置工事，スカフォード組立等を実施している。また，今後実施する深度50m以深の立坑掘削に関する施工計画を検討している（写真1，写真２）。

写真１　瑞浪超深地層研究所：研究坑道掘削状況

写真２　主立坑内部の状況

2.4　幌延深地層研究計画

2004年度第２四半期においては，2004年度調査研究計画に基づき，各種の現場調査を行った。2004年度の現場調査のうち，主要な調査であるボーリング調査については，準備作業を終了し，ボーリングの掘削を開始した（写真３）。

施設の建設については，研究所用地の造成工事（第Ⅱ期）を継続した。

各調査研究における実施内容は以下のとおりである。

(1) 地層科学研究

①　地質環境調査技術開発

地表地質調査については，2004年度分の調査を継続実施した。地上物理探査（反射法地震探査，重力探査）については，2004年度分の調査の準備作業を実施した。

表層水理調査については，2002年度に設置した河川流量観測システムによる観測を，研究所設置地区及びその周辺地区内の２河川（ペンケエベコロベツ川，下エベコロベツ川）を対象に継続実施した。また，幌延町内の４箇所に設置した気象観測装置による観測を継続した。2004年度に計画している，河川流量計の移設や樹冠上蒸発散量計測について，位置の検討，諸手続きなどの準備作業を行った。

試錐調査については，2004年度に掘削予定のボーリング孔３本（HDB-9：深度520m，HDB-10：深度550m，HDB-11：深度1,020m）について，現場作業を開始した。

電力中央研究所との共同研究として，コントロールボーリング技術の適用性確認のための現地作業を，2003年度に引き続き実施した。

②　地質環境モニタリング技術の開発

2003年度までに地下水の水圧・水質長期モニタリング装置を設置したボーリング孔において地下水水圧のモニタリングを継続した。

2004年度に試験観測を予定しているアクロス（電磁アクロス）について，詳細仕様の検討などの準備を継続した。

③　深地層の工学的技術の基礎の開発

地下施設の実施設計を開始した。掘削ズリの保管方法や排水処理方法についての検討を継続した。

④　地質環境の長期安定性に関する研究

2002年度に開始した各種観測（地震，GPSなど）を継続した。

(2) 地層処分研究開発

下記の①～③の研究項目について，室内試験などを開始した。

①　人工バリア等の工学技術の検証

②　設計手法の適用性確認

③　安全評価手法の信頼性向上

(3)　環境調査

2004年度夏季のモニタリング調査を行った。

(4) 開かれた研究

国内外の研究機関との研究協力を進めている（写真４）。原子力環境整備促進・資金管理センターとの共同研究を開始するにあたり，具体的な共同研究項目などの検討を行った。

写真３　ボーリング調査（HDB-10孔）

写真４　幌延地圏環境研究所との研究協力

３．国際共同研究

(1) スイスとの共同研究

スイスNAGRA（放射性廃棄物管理協同組合）が開催したグリムゼル原位置試験場20周年記念式典並びにグリムゼル国際ワークショップにおいて，これまでの共同研究の成果などについて報告した。NAGRAとの共同研究の一環として参加しているグリムゼル原位置試験フェーズ５・CRR（コロイドと放射性核種の遅延評価）プロジェクトでは最終報告書の取りまとめ作業を継続し，同HPF（結晶質岩中の高アルカリプルームの影響評価）プロジェクトでは，室内試験を東海ENTRY及び東濃地科学センターにおいて継続すると共に，HPFプロジェクト終了に向けた最終段階の試験を継続している。また，同フェーズ６・CFM（コロイドの形成と移行の評価）プロジェクトのキックオフ会議及びLTD（放射性核種のマトリクス拡散）プロジェクトの実施計画策定会議に出席し，今後のプロジェクトの計画などについて検討した。瑞浪及び幌延の二つの深地層の研究施設計画にかかわる技術的支援の一環として，技術検討会議などを開催し，NAGRAの研究者と共同で現在実施中のボーリング調査や研究坑道の掘削を伴う調査研究計画に関する技術的検討を継続している。

モンテリー地下研究所における国際共同プロジェクトでは，2004年７月より開始したフェーズ10における間隙水の地球化学的評価試験（PC試験）に継続参加中である。

(2) スウェーデンとの共同研究

スウェーデンSKB（核燃料廃棄物管理会社）とのHRL（Hard Rock Laboratory）における共同研究に関し，プロトタイプ処分場プロジェクト（PRP）については，人工バリア及び周辺岩盤の挙動のデータ取得を継続した。TRUE Block Scaleプロジェクトについては，トレーサー試験周辺岩盤の割れ目の形態や割れ目沿いの微小構造解析の結果などに基づく亀裂ネットワークモデルの更新とこのモデルを用いたトレーサー試験の予測解析を継続した。

(3) 米国との共同研究

米国DOE（エネルギー省）各研究所との共同研究を実施している。LBNL（ローレンスバークレー国立研究所）とは，水理・物質移行にかかわるサイト特性調査及び予測技術に関する共同研究として，幌延深地層研究計画及びエスポ地下研究所HRL（スウェーデン）で取得されたデータを用いたモデルの改良及び解析を継続した。PNNL（パシフィックノースウエスト国立研究所）とは，ホウケイ酸ガラス中のトリウムの溶解度制限固相の把握，シリカ系での３価のアクチニド元素の挙動にかかわる熱力学データの検討を継続して実施している。SNL（サンディア国立研究所）とは，岩盤中への拡散現象，コロイド移行挙動等に関する実験研究，不確実性評価についての共同研究を継続している。このうち不確実性評価として，地質環境の調査と性能評価の連携について，幌延のデータを例として利用した物質移行に関する検討を継続するとともに，2003年度の取得データの取り込み等について検討を開始した。

(4) カナダとの共同研究

カナダAECL（原子力公社）との共同研究については，地下研究施設（URL）でのトンネルシーリング性能試験（TSX）におけるデータ取得を終了し，2003年度末に開始した解体・サンプリングを継続した。

(5) その他の国際協力

多機関が参加している国際プロジェクトに関しては，DECOVALEX（熱－水－応力連成現象解析モデル高度化のための国際共同研究）の新しいフェーズ（DECOVALEX-THMC）に継続して参画し，タスクフォース合同会議（2004年６月15～16日，オランダ）で確認された実施内容について検討を進めた。

OECD/NEA熱力学データベースプロジェクト・フェーズⅢに継続して参画した。

アジア地域での地層処分分野における研究開発協力に関しては，台湾行政院原子能委員会核能研究所（INER）研究者の見学（2004年７月23日，東海，7月26日，東濃）を受け入れ，台湾研究者との情報交換を行った。

４．関係機関との協力

国内関係機関との協力については，原子力発電環境整備機構（NUMO）との運営会議を９月に開催した。また，電力中央研究所との2004年度の共同研究ではコントロールボーリングによる掘削（予定掘削長700ｍ）を352ｍまで実施した（2004年９月末現在）。

５．研究成果の公的資源化

２つの深地層の研究施設計画の進展，及び処分技術や安全評価に関する基盤データの蓄積やモデルの高度化など，2003年度における地層処分技術の研究開発全体の進展・成果を「高レベル放射性廃棄物の地層処分技術に関する研究開発－2003年度報告」として取りまとめ，公開した。
（http://www.jnc.go.jp/kaihatu/tisou/nenpou/main.html）

（本社：経営企画本部　バックエンド推進部）

概況報告
2004年7月～9月

軽水炉燃料再処理技術の研究開発

１．再処理施設

再処理施設は，04－１キャンペーン終了後，インターキャンペーン作業として，定期的に実施している設備機器の点検整備作業等を実施した。また，第27回実在庫調査を実施した。

ユーティリティ施設については，2004年８月23日付けで冷却水設備，圧縮空気設備，純水設備，計装制御系設備の使用前検査合格証を受領し，順次既設設備の切替を行い，2004年８月26日より供用を開始した。

2004年９月末現在における使用済燃料の累積処理量は，前四半期同様，約1,052tである。

今四半期における使用済燃料の受入を表１に示す。

再処理施設は，2004年７月より第17回施設定期検査の受検を開始し，警報装置及び安全保護回路の作動試験等の「施設停止中の検査」を2004年９月に終了した。2004年10月から「施設運転中の検査」を受検し，2004年11月に終了する予定である。

施設定期検査の技術上の基準に基づく検査項目は，以下のとおりである。

・警報装置，非常用動力装置その他の非常用装置，安全保護回路及び連動装置の作動
・放射性廃棄物の廃棄施設の処理能力
・主要な放射線管理施設の性能
・放射線管理を必要とする場所における線量当量率及び空気中の放射性物質濃度
・核燃料物質が臨界に達することを防ぐ能力及び使用済燃料等を限定された区域に閉じ込める能力
・製品中の原子核分裂生成物の含有率
・製品の回収率
・火災及び爆発を防止する能力その他の性能

表１　使用済燃料の受入量

原子炉名称	受入量(t)	受　入　日
ふげん発電所	5.2	2004年７月５日

1.1　プルトニウム転換技術開発施設運転

プルトニウム転換技術開発施設では，2004年７月から９月にかけて，工程のクリーンアップと設備の調整・保守及び作動確認を実施した。

なお，2004年９月末現在における累積転換量は，前四半期同様，約13.9トンMOX（約5.7トンPu）である。

1.2　ガラス固化技術開発施設（TVF）開発運転

改良型溶融炉の更新工事に伴い，ガラス固化体の製造を実施していないため，2004年９月末までのガラス固化体の累積製造本数は，前四半期同様130本である。

改良型溶融炉の更新工事は，2004年８月に溶融炉及び付帯設備の据付けに係る使用前検査の受検を終了し，付帯設備等の調整作業を2004年９月に完了した(写真１参照)。使用前検査を兼ねた運転を2004年10月から実施すべく，準備作業を実施している。

２．技術開発

2.1　軽水炉燃料の再処理技術開発

(1) ガラス溶融炉に係る技術開発

日本原燃(株)六ヶ所再処理施設のK施設ガラス溶融炉と同規模の確証改良溶融炉による試験（白金属元素非含有模擬廃液10バッチ，白金属元素含有模擬廃液供給50バッチ等）を2004年７月より2004年10月までの予定で実施している。

また，電力会社との共同研究として，ガラス溶融炉の解体に関する研究を実施しており，モックアップ試験を2004年９月から開始し，2004年11月

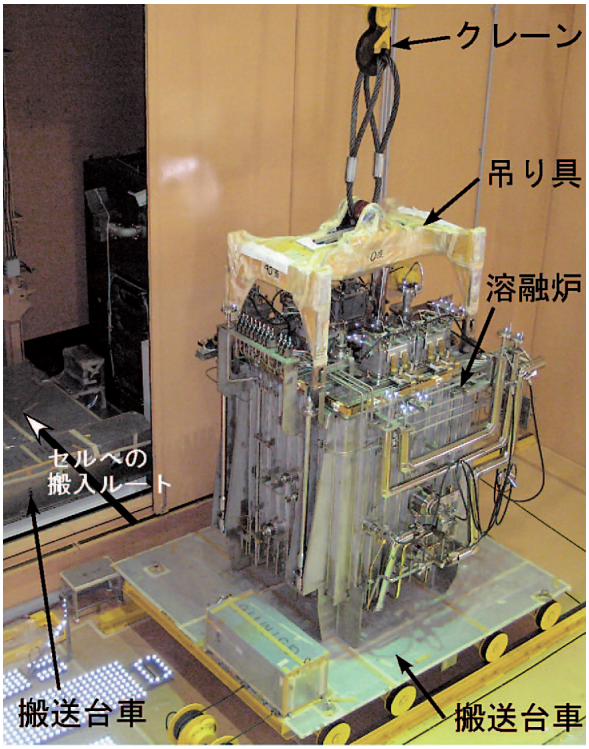


写真１　改良型溶融炉の更新工事の様子

に終了する予定である。

(2) 低レベル放射性廃棄物処理技術開発

１）クリプトン除去技術開発

固定化ホット試験においては，回収クリプトンを固定化した固化体（固定化容器）のクリプトンの保持特性試験を継続実施した。

固定化コールド試験においては，ターゲット電極（φ200㎜×H520㎜）の熱除去効果を高めるため，冷却部の拡張改造を実施した。

クリプトン回収技術開発施設については，高圧ガス保安法に基づく保安検査等の設備保全を実施した。

３．関連施設の設計・建設

3.1　低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）

(1) 施設の目的

本施設は，東海事業所再処理施設から発生する低放射性の固体及び液体廃棄物の減容処理の実証を目的とする。

(2) 施設の概要

本施設は，低放射性廃棄物処理技術開発棟（以下「技術開発棟」という。）及び発電機棟から成る。

技術開発棟の地下２階には受入貯蔵セル，蒸発固化室，給液調整室等を，地下１階には共沈セル，スラリ貯蔵セル，分析室等を，地上１階にはろ過セル，蒸発固化セル等を，地上２階には吸着セル，吸着室，焼却室，オフガス処理室等を，地上３階には焼却炉排気室，第６安全管理室，更衣室等を，地上４階には制御室，排気室，オフガス処理室等を，地上５階には給気室等を配置する。

また，低放射性液体廃棄物の受入及び払出しのため，技術開発棟は低放射性濃縮廃液貯蔵施設と第三低放射性廃液蒸発処理施設の間に設置された配管トレンチと接続する。

発電機棟の地上１階には発電機室，高圧配電盤室等を，地上２階には給気機械室等を配置する。

１）建家規模

①　技術開発棟

構造：鉄筋コンクリート造

階数：地下２階，　地上５階

建築面積：約2,400㎡

（延床面積：約15,000㎡）

②　発電機棟

構造：鉄筋コンクリート造

階数：地上２階

建築面積：約600㎡

（延床面積：約700㎡）

２）主要設備

①　技術開発棟

ａ）固体廃棄物処理系

再処理施設より発生する低放射性固体廃棄物は，焼却炉にて焼却する。発生した焼却灰は，ドラム缶に封入し貯蔵施設で保管する。

（主要機器の能力）

焼却炉　　約400kg／日以上　　１基

ｂ）液体廃棄物処理系

再処理施設より発生する低放射性液体廃棄物は，沈殿剤等を添加して沈殿物を生成させ（共沈），ろ過処理する。ろ過処理後の廃液は，固化助剤を混ぜて調整後，蒸発缶へ供給し蒸発濃縮を行い，蒸発終了後，直接ドラム缶へ充填し自然冷却により固化体とする。発生した固化体は，貯蔵施設で保管する。

（主要機器の能力）

蒸発缶　　約0.3m³／日以上　　１基

　　約1.5m³／日以上　　２基

②　発電機棟

技術開発棟の停電時に必要な電源を確保するため，発電機棟に発電設備を設置する。

（主要機器の能力）
　ディーゼル発電機　　容量1,000kVA　　2基
(3) 進捗状況
1）許認可
　再処理施設に関する設計及び工事の方法に係る軽微変更について，2004年９月９日に経済産業省へ報告した。
　また，再処理施設に関する設計及び工事の方法に係る一部変更について，2004年７月６日に経済産業省へ申請し，2004年７月26日に認可された。
2）工事
　技術開発棟建設工事は，地上階躯体工事を継続した。
　発電機棟建設工事は，地上階躯体工事を終了し，仕上げ工事を開始した。
　写真２にLWTFの工事外観を示す。

写真２　LWTFの工事外観

（東海：建設工務管理部
　再処理センター）

概況報告
2004年7月～9月

環境保全技術開発

１．低レベル放射性廃棄物の管理

1.1　低レベル放射性廃棄物の処理処分技術開発

サイクル機構から発生する低レベル放射性廃棄物について，安全性を確保しつつ合理的な処理処分を進めるため，以下の対応を図っている。

(1) 低レベル放射性廃棄物管理計画

2002年３月に取りまとめた低レベル放射性廃棄物管理プログラムに基づき，各施設から発生するそれぞれの廃棄物に対して，合理的に廃棄体化処理行うための廃棄物の分別，処理，廃棄体としての確認の方法に関する検討を継続している。

合理的に廃棄体化処理を行う方法の１つとして，MOX系廃棄物，再処理系廃棄物の処理設備を統合して合理的に処理する廃棄体化処理施設の概念検討を実施している。図１にMOX系，再処理系廃棄物を対象とした廃棄体化処理施設の概念フローを示す。また，廃棄物データの精度向上に向けた取り組みとして，再処理系の雑固体廃棄物に付着している核種の組成，放射能濃度のデータ取得を実施している。

(2) 低レベル放射性廃棄物処理技術開発

１）難処理有機廃棄物処理技術開発

焼却処理が困難な廃フッ素油，廃溶媒等の難処理有機廃棄物の処理技術評価を目的として，水蒸気改質処理（スチームリフォーミング）法による分解・酸化処理技術開発を実施している。

この方法は，有機物を高温の水蒸気と混合することにより分解・ガス化し，次に空気との酸化反応により水，二酸化炭素等に完全分解・酸化する技術であり，焼却炉と比較して小型，単純構造のため腐食対策が容易，設備コストが低い，大気圧に対し負圧運転可能等の特徴を有している。

2003年度までに，対象廃棄物を模擬したTBP（リン酸トリブチル）溶媒，フッ素系油等の分解・酸化処理のコールド実証試験，コールド試験装置の改造及び管理区域内への移設を行った。

2004年度は，改造・移設後の実証試験装置を用いた処理試験を開始する予定である。これまでに，文部科学省による施設検査を受検し，７月５日付けで合格した。また，試験環境の整備，作業マニュアルの作成等を行い，試験開始に向け準備を継続実施している。なお，2003年度の研究成果について，日本原子力学会2004年秋の大会（９月16日）にて発表（２件）した。図２にTBP溶媒中の硝酸が処理条件に及ぼす影響について本学会で報告した結果を示す。

(3) 低レベル放射性廃棄物（TRU廃棄物）の処分技術開発

１）核種移行に係る個別現象モデル／データ整備

セメント系材料の地下水溶存成分・廃棄体溶出成分による変質，地下水溶存成分等やセメント系材料起源の高pHプルームによるベントナイト／岩盤の長期変質への影響及び硝酸塩の変遷に関する研究について，2004年度の計画に基づき，研究を実施している。また，第２次TRUレポートにおける核種移行解析における場の設定に資するため，これまで開発及び取得を行ってきたモデル及びデータを用いてニアフィールドの化学場の変化及びそれに伴う水理場の変化を評価している。

２）処分システムの長期安定性

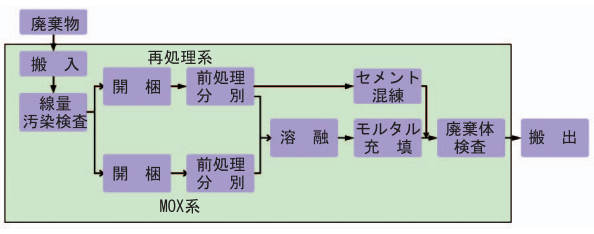


図１　MOX系，再処理系廃棄物を対象とした廃棄体化処理施設の概念フロー

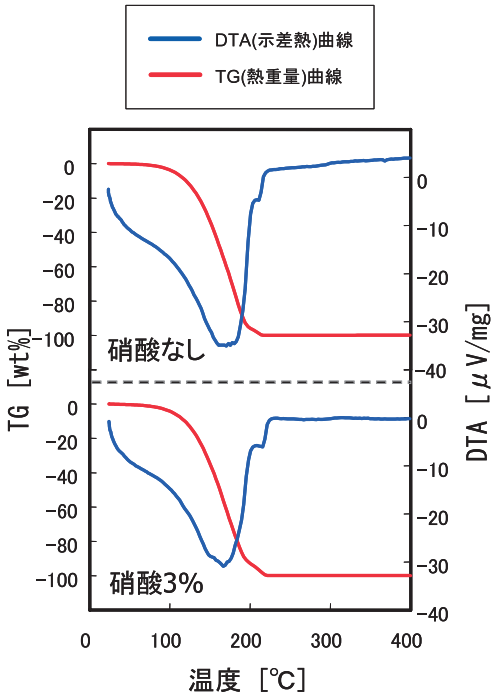


図２　TBP-ドデカン混合溶媒のガス化における硝酸の影響（TG/DTA分析結果）

ニアフィールド水理場の長期的変遷評価システムの構築に関して，化学的変遷及び力学的変遷に関する個別モデルの開発／確証を行い，これらを組み込んだ二次元評価システムの高度化を継続した。化学的変遷の二次元評価システムの解析結果の一例を図３に示す。また，第２次TRUレポートにおける水理場条件の設定に資するため，解析及び試験を実施している。

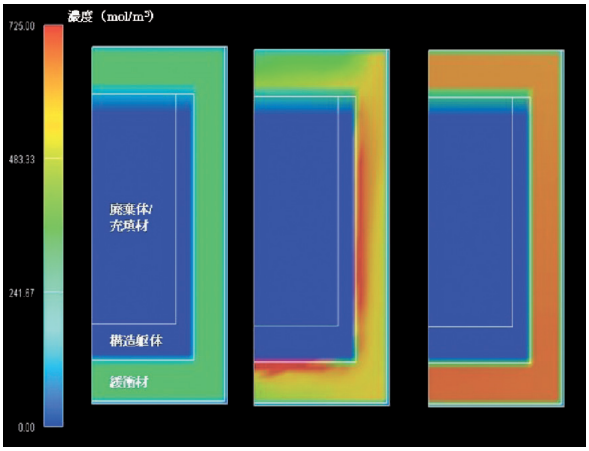


図３　処分施設内（緩衝材領域）におけるカルシウム型ベントナイトの濃度分布の解析結果の一例（左：初期値，中：１万年後，右：10万年後）

初期値として緩衝材領域にナトリウム型ベントナイト，廃棄体／充填材・構造躯体領域にセメント系材料を設定。セメント系材料からのカルシウムの移動によりナトリウム型ベントナイトがカルシウム型化していることが二次元評価システムによって解析されている。

３）システム性能評価

第２次TRUレポートの性能評価及びシステム設計に資するための基準線量を満足するための処分システムの成立条件抽出作業に着手した。本作業においては，多様な地質環境及び廃棄体の種類，ベントナイトの敷設の有無などを考慮した条件を抽出している。

４）処分材料の高度化

2004年度はヨウ素フィルタの長期保持に関する，サイクル機構の自主技術である銅マトリックス固化法について，処分環境における固化体の長期性能に係わる試験，評価を実施している。

(4) ナトリウム洗浄・処理技術の開発

ナトリウムを使用した原子炉施設等のメンテナンスや施設の廃止解体時等には，放射性物質を含むナトリウムが付着した機器，配管等が払い出されるとともに，原子炉の冷却材として使われた多量の放射性ナトリウムが排出される。このため，安全かつ経済的に多量の放射性ナトリウムを処分する技術や機器の洗浄・除染を行う技術を確立する必要があり，それらの技術開発に取り組んでいる。

ナトリウム洗浄技術開発については，ナトリウム洗浄時の浮遊ナトリウムが不安定燃焼に及ぼす反応を確認する試験を行った。ナトリウム処理技術開発においては，ナトリウム転換基礎試験装置の総合機能試験に向けた準備として装置類の改造を完了させた。

２．廃止措置技術開発

2001年度策定した５ヶ年計画に基づき，以下のとおり各事業所にて施設の廃止措置を進めている。

2.1 「ふげん」の廃止措置

(1) 新型転換炉「ふげん」

新型転換炉ふげん発電所は，現在廃止措置に向けた準備作業を実施中であり，2004年３月31日には第18回定期検査を終了した。

この準備作業の一環として，「ふげん」のサンプル重水（約1.5kg）をカナダのオンタリオハイドロ（OPG）社に輸送した（写真１）。

このほか，使用済燃料の輸送準備や廃棄物減容安定化処理装置の設計検討等を引き続き実施中である。

写真１　サンプル重水輸送（ふげん発）

2004年度第２四半期の保安検査が９月６日から９月17日にかけて実施され，品質マネジメントシステムの構築状況について重点的に検査が行われた。

今後も，安全確保のもと廃止措置に向けた準備作業等を着実に実施していく。

(2)「ふげん」用燃料の措置

１）使用済燃料の搬出，輸送等

2004年度の使用済燃料輸送は２回計画しており，第１回（計23回）目は，6月28日～７月５日にかけて輸送を行った（MOX：34体）。また，第２回(計24回)目の使用済燃料（UO_2：34体）の搬出を10月下旬から11月上旬に計画している。なお，2004年９月末現在，「ふげん」の使用済燃料貯蔵プールには670体の使用済燃料を保管中である。

２）保障措置

IAEA及び文部科学省による通常査察（９月期）は，核燃料物質の棚卸し検認，燃料交換機への封印の実施，設計情報の検認，非燃料アイテムの放射線測定を行った。

(3) 関連技術開発

１）照射後試験

「ふげん」で高燃焼度（約40GWd/t）を達成したMOX燃料の照射特性を把握するため，大洗工学センターにて照射後試験を実施中である。本期間中は，大洗工学センターにおいて，被覆管内面の腐食状況，燃焼度測定，O/M比測定が終了し，ペレット融点測定の準備を行った。また集合体を東海再処理施設へ搬入し再処理する為の集合体再組立の準備を行った。

２）高燃焼度MOX燃料の再処理特性研究

上記燃料の一部を利用し，MOX燃料の再処理施設での溶解特性を把握するため，日本原子力研究所と共同で研究を進めている。今期間中は，約0.5kgのMOX燃料（燃焼度約40GWd/t）の溶解試験を実施した。現在，不溶解残渣の分析作業を進めている。

３）国際貢献

①　文部科学省原子力研究交流制度

同制度の2004年度計画に基づき，９月６日に３名と９月27日に１名の研究者が中国から来日し，「ふげん」で研修を実施している。４名のうち，１名が12月３日まで，３名が2005年１月21日まで研修を実施する予定である。同研修では，受入れ時の集合教育として机上研修（約２週間）を行い，引き続き各課室に配属して，「ふげん」の担当者がOJTで指導する実務研修（約４ヶ月）を実施している。

これまでの同制度に基づく研究者の受入れ実績は2004年９月末現在累計で72名である。また，同制度に基づく中国への講師の派遣については，2004年10月に予定している。

４）廃止措置準備

物量データベースの整備，廃止措置エンジニアリング支援システム（DEXUS）の構築作業を継続して進めている他，廃止措置計画評価システム（COSMARD）について日本原子力研究所と共同研究を継続している。

2004年９月10日には，「ふげん」の廃止措置について機構外部の専門家の方々より技術的な助言をいただくために設置している廃止措置技術専門委員会において，廃止措置の準備状況，廃止措置時の安全評価の状況及びDEXUSの開発状況等について審議いただいた。

そのほか，放射能インベントリ評価，重水系や炉心等の特有機器の解体手順，除染方法，廃棄物の処理方法等の調査，検討，試験を継続して実施している。

2.2　製錬転換施設の廃止措置

(1) スクラップウラン処理

UF_4破砕乾燥設備による二級品UF_4の乾燥処理を継続している。

(2) 含ウラン硝酸廃液処理

マイクロ波脱硝試験に用いた硝酸廃液を分解処理する廃液処理試験装置の運転を継続している。

2.3　ウラン濃縮施設の廃止措置

(1) 原型プラント

第一運転単位（DOP-1）は2001年２月に，原料の供給を終了し，窒素ガスを封入し維持している。

(2) 滞留ウラン除去・回収技術開発

濃縮機器やプラント内に滞留しているウランを除去・回収することを目的として，製錬転換施設においてフッ化ガス（７フッ化ヨウ素）製造設備の運転を実施している。また，ウラン濃縮原型プラント第二運転単位（DOP-2）で，滞留ウラン除去･回収試験を2003年７月末まで実施した。今後，2004年10月に計画している滞留ウランの徹底除染試験に向けての準備作業を継続している。

(3) 遠心機処理技術開発

使用済み遠心機の解体・除染処理技術の開発を目的にパイロットプラント遠心機の処理試験及び原型プラント遠心機の分解調査等を行った。

2.4　解体エンジニアリングシステムの構築

人形峠環境技術センター施設設備に関する仕様，物量，性状等を含むデータベース化の業務を継続するとともに，解体エンジニアリングシステム（プロトタイプ）の構築として三次元CADとサブシステムとのリンク化を継続した。

また，センターのウラン系施設廃止措置計画策定に関する検討を継続した。

2.5　デコミッショニング技術の開発

大洗工学センターにおいて解体を進めている施設（重水臨界実験装置（DCA））及び今後解体が予定されている施設（旧廃棄物処理建家（旧JWTF））について，その特徴を考慮した解体技術の開発及び合理的な施設解体方法の検討を実施している。これらの検討ツールとして，施設内に設置された機器の情報（３次元位置，材質，放射能量等）を基に解体手順などを選択して，解体に必要なコスト，人員，工程，被ばく量等を算出し，解体計画の最適化を図るデコミッショニング評価システム“DECMAN”を開発している。

解体技術開発として，旧JWTFの配管を用いた除染試験の計画検討を継続した。また，解体技術評価手法では，DECMANによる旧JWTF解体計画の評価計算結果のまとめを開始した。

2.6　DCA廃止措置

DCAでは，1969年の初臨界以来，新型転換炉開発のための研究開発を実施し，新型転換炉原型炉「ふげん」の設計，運転及び実証炉の設計に成果を反映し，所期の目的を達成した。その後，1995年から2000年にかけて未臨界度測定技術開発を目的とした研究開発を進め，臨界度モニター開発の見通しを得た。また，1991年より，毎年東京工業大学大学院生の実習の場としても利用され，2001年９月26日に32年間の運転を終了した。その後，2002年１月21日に国に解体届を提出し，廃止措置に着手した。

DCAの廃止措置は，原子炉機能を停止する第１段階（2001年度開始），燃料棒分解洗浄設備等を解体撤去する第２段階（2003年度開始），原子炉本体を本格的に解体する第３段階（2008年頃開始），そして原子炉建屋を解体する最終段階の第４段階（2013年頃開始）に分けて実施する計画で，現在第１段階を終了し，第２段階を実施中である。図４に廃止措置の概略を示す。

当該四半期においては，第２回目の重水輸送を行い，DCA所有の全ての重水の輸送を完了した。

３．鉱山跡措置

鉱山保安法及び環境保全協定等に従い，構内及び構外の鉱山関連施設の維持・管理を継続した。

鉱さいの措置に関連して，スーパーサイフォンフィルタのろ過砂を用いたラジウム除去の実証試験を2002年10月１日から２年間にわたって実施した結果，坑水中のラジウムは安定して除去され実用化への見通しが得られた。

今後は，本処理法による定常運転を実施していく。また，坑水処理に係る廃棄物発生量の低減化

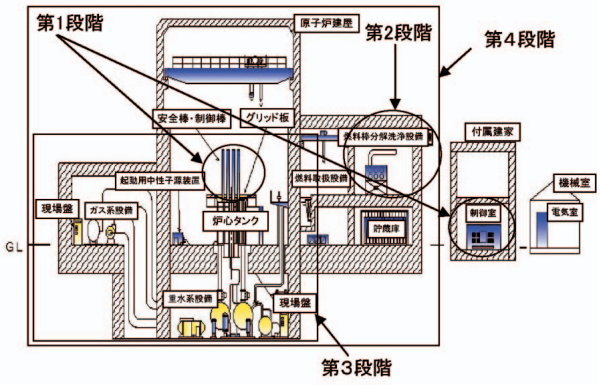


図４　DCA廃止措置概略図

に向けた水質調査及び処理の合理化に向けた基礎試験を継続した。鉱さい等の長期的な安定化方策及び安全性にかかわる評価に向けた検討を継続した。また，露天採掘場跡地，鉱さい堆積場周辺の地下水モニタリング及び測定技術開発等を継続した。

４．関連施設の設計・建設

4.1　低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）

「軽水炉燃料再処理技術の研究開発」の章に記載。

4.2　固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）

大洗工学センターの「常陽」や照射後試験施設等で発生した放射性廃棄物は，固体廃棄物前処理施設（WDF）等で前処理した後に，日本原子力研究所大洗研究所の廃棄物管理施設で処理・保管を行っているが，廃棄物発生量が貯蔵容量限界に近づいてきている。そこで，廃棄物の高減容化，安定化に関する技術開発とその実証を図るとともに，照射試験等を円滑に推進するための固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）の建設を計画している。

［施設の概要］

○処理能力：約13トン／年

○建家規模

・構造　：鉄筋コンクリート造

○処理フロー及び建家概念

・図５にLEDFの処理フローと建家の概念を示す。

当該四半期においては，表２に示す計画に基づき，2003年度の基本設計の成果を受けて，内装設備の詳細設計Ⅰとして処理プロセス系統，設備機器等の具体化・詳細化及び建物実施設計Ⅰとして建屋躯体・意匠設計，構造設計等を継続した。

図５　固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）鳥かん図

本社：経営企画本部
　　バックエンド推進部
東海：環境保全・研究開発センター
大洗：開発調整室
人形：環境保全技術開発部

表２　固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）設計工程

	2003年度	2004年度	2005年度	2006年度
○固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）				
(1)　内装設計	基本設計Ⅱ	詳細設計Ⅰ	詳細設計Ⅱ	
(2)　建家設計		実施設計Ⅰ	実施設計Ⅱ	
(3)　建設工事等				許認可等　着工

概況報告
2004年7月～9月

核物質管理と核不拡散対応

１．核物質管理

1.1　核物質防護

(1) 施設関係の核物質防護

①　人形峠環境技術開発センターに対する文部科学省による核物質防護規定遵守状況調査が実施された（8/23)。

1.2　核物質の輸送

(1) 輸送業務

次の輸送を実施した。

①　ふげん使用済燃料の輸送（ふげん→東海）

②　常陽用新燃料の輸送（東海→大洗）

③　大洗DCA重水の輸送（大洗→カナダ）

④　ふげんサンプル重水の輸送(ふげん→カナダ)

(2) 輸送及び輸送容器関係許認可業務

≪輸送に係る許認可≫

主務大臣の確認が必要な輸送物及び輸送方法について，以下の許認可手続きを行った。

許認可手続き	2004年		
	7月	8月	9月
核燃料物質等運搬物確認申請（原子力安全基盤機構）	0	2	2
核燃料輸送物運搬確認申請（国土交通省）	0	1	0
件　数	0	3	2

≪輸送容器に係る許認可≫

特になし

(3) 輸送容器の開発等

①　六ヶ所再処理MOX粉末用輸送容器の遮へい性能改善のため設計を一部見直すとともに，原型試験容器の製作設計に着手した。

②　輸送の核物質防護に係る技術開発について，米国サンディア研究所との共同研究作業を継続実施した。

1.3　核物質利用

2003年末の分離プルトニウム管理状況をホームページに公開した。

1.4　計量管理報告

(1) 核物質の在庫及びその増減の状況について以下の報告書を文部科学省へ提出した。

報告書名	件数	提出日（2004年）
在庫変動報告書(ICR)	67	7/15,7/29,8/4,8/10,9/10,9/24,9/28
実在庫量明細報告書(PIL)	13	8/4,9/3,9/21,9/24,9/28
物質収支報告書(MBR)	13	8/4,9/3,9/21,9/24,9/28
国籍管理報告書(OCR)	93	7/29,8/23,8/30,9/22,9/30

２．核不拡散・保障措置

2.1　核不拡散

(1) 第2回（7/23，六ヶ所），第3回（9/3，東京）の核不拡散対応研究会を開催し，保障措置，核不拡散体制及び輸出規制に関する現状と課題について検討を行った。

(2) もんじゅの模型を使用した透明性デモンストレーション共同研究に関する打合せ等を行った（7/27, 28（サンディア国立研究所），8/18−20，9/13−14(もんじゅ)，8/23(東海)）。

(3) 核物質管理学会（INMM）年次大会において核拡散抵抗性評価手法の発表を行った(7/18−22米国)。

2.2　保障措置研究・技術開発

(1) IAEAとの保障措置実施に関する会合の対応を行った（プレナリー会合：7/8，9，JASPASレビュー会合：7/13，日IAEA合同委員会：7/14, IAEA保障措置技術打合せ会合: 7/15, 16)。

(2) 査察の効率化を目的としたサイトアプローチに関する打合せを行った（国内打合せ：9/13,

22，IAEAとの打合せ：9/27−29，IAEA本部（ウィーン））。

(3) ウラン濃縮フィジカルモデル（IAEA査察官の教育及び実務参考資料）見直し会合に出席した（8/5−13，8/6人形視察）。

(4) 韓 国TCNC（Technology Center for Nuclear Control）スタッフが来訪し，追加議定書情報申告／実施対応，統合保障措置に関する情報交換を行った（8/24）。

（本社：国際・核物質管理部）

概況報告
2004年7月～9月

安全管理と安全研究

１．個人被ばく線量測定・評価技術の高度化

1.1 外部被ばく線量測定･評価技術の高度化研究

臨界事故時における個人被ばく線量の評価手法の高度化を目的とした，モンテカルロ輸送計算コードMCNPによる想定場所におけるスペクトル計算の準備を開始した。個人線量計による線量評価に必要となる換算係数は，事故により放出される放射線のスペクトルに大きく依存することから，まず再処理施設の一工程に着目し，事故想定の情報及び建家構造の調査を行った。

また，現在東海事業所で使用している個人線量計（TLDバッジ）について，100μSv未満の低線量域における線量評価精度の向上を目的に，γ線線量当量評価用の２種類のTLD，ホウ酸リチウムと硫酸カルシウムのうち，後者を活用した線量評価法の構築のための特性試験に着手した。計画では，硫酸カルシウム素子の前後に適切なエネルギー補償フィルタを配置し，エネルギー特性を改善する予定である。

1.2 内部被ばく線量測定･評価技術の高度化研究

本研究では，内部被ばく線量評価の精度向上を目的として，体内残留放射能量の主要な定量方法である体外計測法の高度化及び内部被ばく線量評価に必要となる計算コードの開発整備を行っている。

昨年度より，日本原子力研究所との共同研究の一環として，体外計測に係る相互比較試験を実施している。この試験では，各研究機関で所有する体外計測器と校正用人体形状線源（ファントム）を用い，機器の検出特性の相互検証を行っており，これまでに肺モニタに関する試験が終了している。試験の結果，異なる２種類のファントムの測定において，ファントムの胸部厚と肺モニタの計数効率との関係には良好な一致を示すことを確認できた。

この他，前回報告で述べた全身カウンタ校正システムのベンチマーク及び内部被ばく線量評価コードREIDACの機能拡充に関する検討を実施した。

なお，当四半期において，前述した共同研究及び全身カウンタ校正システムに対する成果を取りまとめ，日本原子力学会秋の大会（2004年９月；京都）で発表した。

２．放射線モニタリング技術の高度化研究

2.1 放射線測定器の校正手法の高度化研究

中性子線量当量測定器等の校正に使用する中性子線源は，照射装置やトングによる操作等を考慮して，付加カプセルに収納して使用されることが多い。また，照射装置や線源支持台等も用いられ，これら線源周辺の構造体と中性子との散乱により，フルエンス分布に非等方性が生じる。その影響を調査するため，サイクル機構東海事業所で所有している^{241}Am-Be及び^{252}Cf線源について，MCNPによる計算を行い，角度方向ごとのフルエンスの変化を評価した。また，ボナー検出器等を用いて測定を行い，計算結果の妥当性を検証した。

その結果，計算及び測定結果はよく一致し，等方点線源と仮定したときのフルエンス率に対する比である非等方性補正係数は，^{241}Am-Be線源で1.087，^{252}Cf線源で1.113となった。また，線源周辺の構造体との散乱によるエネルギー変化に伴う線量当量換算係数の変化は，−0.5%及び−1.3%でしかなかった。

これらの成果については，理工学における同位元素・放射線研究発表会（2004年７月；東京）で発表した。

2.2 臨界監視技術の高度化に関する研究

臨界事故時に再処理排気筒から放出される放射性希ガス元素を測定する装置開発の一環として，実用機の設計を行った。臨界事故時には大量のγ線が検出器に入射するため，従来の信号処理方法では測定が困難になる可能性がある。そこで，市販のADC（アナログデジタル変換機）及びMCA（マルチチャンネルアナライザ）を使用した信号処理方法ではなく，大容量の内部メモリを持ち，高速サンプリング時間を有するデジタルオシロスコープを用いて検出器からの信号をそのまま処理する方法を並行して検討することとした。本方法により処理できる信号は現状の10^{4}－10^{5} s^{-1}から10^{6}－10^{7} s^{-1}程度まで向上することが見込まれる。

2.3 放射線モニタのシミュレーション応答解析に関する研究

放射線モニタの応答シミュレーション技術の実機の設計評価への応用を進めている。

今期は，中性子線量計への適用を見込んでいる熱／高速中性子同時検出型中性子計数管のうち，円筒形計数管を対象とした応答評価を行っている。線量計への適用を想定し，さまざまな中性子場を模擬した入力に対する出力と，中性子線量評価値との対比を継続している。

３． 環境安全技術の高度化研究

3.1 海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究

地球規模の海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究では，日本海プルトニウム（Pu）移流拡散スキャベンジングモデルの大気圏核実験を利用した検証計算に必要となる境界条件（降下量及び流入量）を検討した。大気からの降下及び他海域からの流入は，

ⅰ）日本海への直接降下（日本海成分），

ⅱ）太平洋に降下したPuが対馬海峡から流入（太平洋成分），

ⅲ）揚子江流域に降下したPuが東シナ海へ流出して，その後対馬海峡から流入（揚子江成分），

の三成分を考慮すべきことが，文献調査等からわかった。

3.2 環境試料の分析及び測定技術の高度化に関する研究

時間間隔解析法を用いた天然放射性核種と人工放射性核種の弁別測定を目的とし空気塵埃試料中の^{222}Rn子孫核種の減衰及びビルドアップについて計算を行った。計算方法はGaulら（2001）の方法[1)]に従った。平衡状態である^{222}Rn子孫核種を含む空気塵埃試料を採取した場合の^{218}Po，^{214}Pb及び^{214}Biの推移を図１に示す。同図より，これらの核種の中で相関事象となるのは^{214}Biであるため，効率よく測定するには^{218}Po及び^{214}Pbの影響が少なくなる試料採取後30分後であることが示唆された。この検討結果は今後の実験に反映していく予定である。

一方，質量分析法を用いた極低濃度放射性核種の定量に関する研究では，誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）を用いたテクネチウム－99（^{99}Tc，半減期21万年）の定量法における前処理手法に関して調査した。発電所廃棄物中の^{99}Tc分析における前処理法として，試料を硫酸酸化雰囲気中で加熱し，テクネチウムを蒸留する手法が採用されている。本手法は，取り扱われる^{99}Tcが極低濃度で，かつ処理量も多い方法であり，大量の供試量を処理することが必要とされる環境試料分析と共通する。そこで，今後は，本手法を参考に強酸化剤を用いた酸化蒸留法を，前処理法として検討していく。

3.3 大気中ラドン濃度の測定

サイクル機構はウラン鉱山跡地を有し，ラドンの監視が義務づけられている。しかし，ラドン測定についてはJISなどの規格が国内に存在しないため，国内外の動向を把握しつつ，測定法自身も開発研究する必要がある。

今期は，前期に引続いて，積分型測定器による

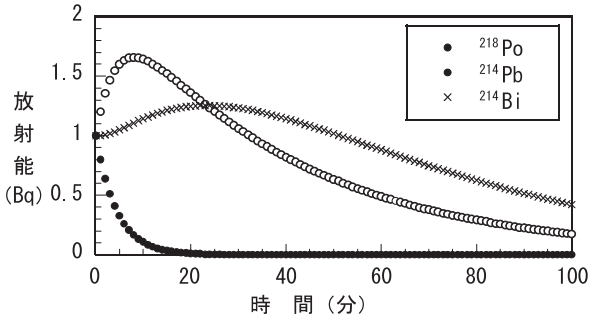


図１　空気粉塵試料中の^{222}Rn子孫核種の推移

大気中ラドン濃度の測定，地表からのラドン散逸量の測定等の調査を継続した。さらに，各種測定器の試験を実施した。その他，長期間の平衡等価ラドン濃度を測定する積分型ラドン娘核種測定器による実環境試験を継続した。

また，第６回高自然放射線とラドン国際会議（the 6th International Conference on High Levels of Natural Radiation and Radon Areas，2004年９月；大阪）において，人形峠周辺でのラドン散逸量測定結果について報告した。

４．安全工学研究

4.1 異常事象時における換気系の安全性に関する研究

爆発時の圧力によるHEPAフィルタ，グローブボックスの健全性に係る研究について調査を実施するとともに，核燃料施設の事故トラブル情報の中から火災・爆発，Pu漏えいに係る情報の摘出を実施した。

また，2003年度成果調査票の作成，修正を実施した。

4.2 核燃料施設の安全解析手法の開発・整備

中性子及びγ線線量評価コードシステムの合理的な遮へい評価を実施するための高度化整備として，核定数ライブラリ等の改良を継続して実施した。

MOX非均質系の臨界ベンチマークとして，これまで実施されたものに加えて，International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experimentsに示されている実験に対する評価・検討を許認可評価用解析コードシステムSCALE4及びMCNP4を用いて行った。また，最新計算コードの核燃料施設へ迅速な適用のため，MCNP5及びSCALE5のMOX均質系及びMOX非均質系ベンチマーク計算に対する検討・評価を開始した。

4.3 核燃料施設の確率論的安全評価の適用研究

MOX施設へのPSA適用性研究として，核燃料施設の事故シナリオ，事故評価・解析手法の検討のため，核燃料サイクル施設の事故時における施設からの放出放射能の評価に係るハンドブックのデータを調査，整理するとともに，引き続き化学プラントでの定量的安全評価手法について調査を継続した。

また，2003年度成果調査票の作成，修正を実施した。

参考文献

１）Gaul, W. and Underhill, D., A simple calculation for the buildup and decay of radon progeny. Health Phys. 80, 616-617, 2001

（本社：安全推進本部）

国際会議
海外派遣・留学
主要外国人の来訪
国際協力
余剰兵器解体プルトニウム処分協力

１．国際会議

1.1　国内

期　　間	開 催 場 所	会　議　名　及　び　内　容
2004年 ７月28～29日	大　　洗	JNC/FZK（独カールスルーエ研究所）「国産鉄鋼材料の鉛ビスマス中共晶合金腐食性評価試験」に関する会合
８月３～４，６日	東海，幌延	JNC/SNL（米国エネルギー省サンディア国立研究所）「地層処分システムの性能評価及び実験的研究」に関する会合
８月５～６日	東　　海	JNC/LBNL（米国エネルギー省ローレンスバークレー国立研究所）「水理・物理移動：サイト特性調査及び予測技術」に関する会合
８月18～19日	敦　　賀	JNC/SNL（米国エネルギー省サンディア国立研究所）「もんじゅを利用した透明性フレームワーク共同研究」に関する会合

２．海外派遣・留学

期　　間	派 遣 ・ 留 学 先	目　　的
2004年７月～2005年６月	仏国CEAサクレー研究所	熱疲労ベンチマーク試験等への参加

３．主要外国人の来訪

訪　問　日	訪 問 場 所	訪　　問　　者
2004年 ７月12～13日	大　　洗 東　　海	米国エネルギー省（DOE）原子力科学技術局諮問委員会小委員会委員
2004年 ８月27日	東　　海	米国DOE原子力科学技術局運営・管理担当部長等

４．国際協力

4.1　文部科学省原子力研究交流制度に基づく協力

研究者受入れ計画14名中の12名の受入れを実施。次年度の研究者受入れ研究テーマの取りまとめ実施。

同制度に基づく講師の派遣計画，合計６テーマについて関係国へ派遣調整実施。

4.2　国際特別研究員制度に基づく研究者招へい

同制度による研究員２名の離任。現在，合計８名が在籍（東海４名及び敦賀，本社，大洗，瑞浪の各１名）している。

研究報告会を９月16日に開催し，10名の研究報告を行った。現在，会議報告書を作成中。

2005年度の研究者募集案内を８月末に開始。併せて在籍研究員の延長調査を実施中。

５．余剰兵器解体プルトニウム（解体プル）処分協力

5.1　解体プル処分に係る日露共同研究

(1) ロシア解体プルトニウムを高速炉BN600[1)]で燃焼処分する３体デモ照射は，ロシア原子炉科学研究所（RIAR[2)]）との共同研究契約に基づき実施中である。現在，照射後試験として燃料ピ

ンの非破壊試験（燃焼度測定，残留ガス分析）を終了し，最終報告書を取りまとめている。

(2) BN600安全解析は，ロシア物理エネルギー研究所（IPPE[3]）との共同研究契約に基づき，BN600のハイブリッド炉心化に際しての安全性について評価及び解析を終了した。

(3) RIAR施設整備は，RIARとの共同研究契約に基づき，BN600ハイブリッド炉心へ燃料供給する設備増強のための改造を実施している。改造後の設備性能を確認するための燃料集合体１体を試作することにしており，この検査項目等の検討を開始した。

(4) 21体デモ処分は，解体プルトニウムを振動充填法によりMOXバイパック燃料集合体（21体）とし，高速炉BN600で燃焼処分するRIAR,（株）ペスコとの共同研究である。RIAR,（株）ペスコとの間で「MOXバイパック燃料集合体の製造・照射共同研究」の契約を８月20日に締結した。また，この共同研究を円滑に進めるために（株）ペスコとの間で協力協定を８月６日に締結した。８月23～26日にRIARにて第１回のレビュー会合を開催し，9月に納入予定の計画書類について確認した。

5.2 解体プル処分に係る海外の動向調査

(1) 米露間で検討中の核兵器解体に伴って発生するプルトニウム処分に関する米露の取組み及びその他の国際動向について，情報収集の契約に基づき，公開資料，米国行政担当者等へのインタビューを通じ，調査を行っている。

1）BN600 : Buistrui Neitron (Fast Neutron)600ロシアの高速原型炉
2）RIAR : Research Institute of Atomic Reactors原子炉科学研究所
3）IPPE : Institute of Physics and Power Engineering物理エネルギー研究所

（本社：国際・核物質管理部）

活動報告
2004年7月～9月

業務品質保証活動

業務品質保証活動においては公衆と環境の安全及び社会的信頼の確保を前提とした原子力の開発及び利用の促進に係る業務の高い品質を確保することを目的に，すべての業務を対象として，業務に要求される品質（要求品質）を定め，その達成に向けた活動を推進している。

１．経営管理サイクルと業務品質保証活動

各事業所等における2003年度業務品質保証活動の実施状況について理事長に報告した。また，2004年度業務実施計画等に係る理事長への中間報告の実施計画を策定した。

２．理事長診断会

要求品質の達成状況を確認し，改善プロセスについて必要な指導を行なう理事長診断会について，2004年度の診断テーマ及び実施時期等を策定した。

３．指導会

2004年度は，２事業所が各１検討テーマについて活動を行っている。品質保証の専門家による指導のもと，敦賀本部の指導会を開催した。

４．安全・品質監査

2002年度から，安全監査と機構品質監査とを統合し，機構品質監査（安全・品質監査）として監査機能の向上及び合理化を図っている。

2004年度監査は８月から開始し，９月までに敦賀本部国際技術センター，人形峠環境技術センター，東濃地科学センター，幌延深地層研究センター及び本社を対象に安全･品質監査を実施した。

５．ISOの認証取得・維持活動の推進

各事業所におけるISO認証取得・維持活動の進捗状況を踏まえ，教育･研修等を実施している。

人形峠環境技術センターにおいてISO9001内部監査員養成研修を，東海事業所においてISO9001，ISO14001，OHSAS18001内部監査員スキルアップ研修を実施した。

６．業務品質保証に関する階層別教育

業務品質保証活動の推進に必要な考え方の理解を深めることを目的に階層別研修を実施している。

上級専門職，専門職，主務Ⅰ，主務Ⅱ，一般職を対象に，業務品質保証に関する階層別教育を14回実施した。

業務品質保証階層別教育の様子

（本社：品質保証推進部）

活動報告
2004年7月～9月

外　部　発　表

1．外部発表

1.1　外部発表実施状況

2004年７月から９月において外部発表終了の届けがあった外部発表資料は次のとおりである。

	発　表　内　容	発表先及び発表年月日
	高速増殖炉（ＦＢＲ）関係（65件）	
1	Critical Reynolds Number in Turbulence Modeling	国際水理学会　第11回新型炉熱流動WG（オブニンスク）2004年７月７日
2	Thermal Hydraulic Analysis of Model Pin Bundle with Liquid Metal Coolant	国際水理学会　第11回新型炉熱流動WG（オブニンスク）2004年７月７日
3	光ファイバーブラッググレーティングセンサのプラントモニタリングへの適用性	日本保全学会第１回学術講演会（東京大学）2004年７月９日
4	実用化戦略調査研究におけるFBRサイクル安全性評価	日本原子力産業会議　原子動力研究会　原子力安全グループ　第11回定例研究会（日本原子力産業会議）2004年７月16日
5	ナトリウム冷却高速炉の火災PSA	原子力施設における火災燃焼研究の最先端（東京工業大学）2004年７月21日
6	高速炉開発におけるナトリウム漏えい燃焼研究の現状	原子力施設における火災燃焼研究の最先端（東京工業大学）2004年７月21日
7	Development of High Chromium Steel FBR Grade	第８回超鉄鋼ワークショップ（つくば国際会議場）2004年７月21日
8	High Temperature Strength and Oxidation Resistance of ODS Ferritic Steels.	第８回超鉄鋼ワークショップ（つくば国際会議場）2004年７月21日
9	高クロム鋼の高温破壊靭性試験と同鋼製高速炉配管の破壊評価	日本機械学会Ｍ＆Ｍ2004材料力学カンファレンス（秋田大学）2004年７月21日
10	高速炉における高サイクル熱疲労に関する研究(6)　周波数制御Na正弦波温度変動熱疲労試験における温度計測と寿命予測	日本機械学会M&M2004材料力学カンファレンス（秋田大学）2004年７月21日
11	Numerical Simulation of Non-Stationary Heat Transfer Process Related to Thermal Striping Phenomena	8th International Symposium on Emerging Technologies for Fluid（サンディエゴ）2004年７月25日
12	Numerical Investigations of Arched Vortex Characteristics Generated at T-Junction Piping Systems	ASME 5th Int.Sympo.on Comp.Tech.for Fluid/Thermal/（サンディエゴ）2004年７月25日
13	An Integrated Approach for the Structural Reliability Evaluation of Fast Breeder Reactor Components	ASME PVP 2004　（サンディエゴ）2004年７月25日
14	Development of the Guideline on Inelastic Analysis for Design	ASME PVP 2005　（サンディエゴ）2004年７月25日
15	Development of Three-Dimensional Seismic Isolation Technology for Next generation Nuclear Power Plant in Japan	ASME PVP 2006　（サンディエゴ）2004年７月25日
16	Numerical Simulation of Turbulence Mixing Characteristic in Various Secondary Flow Conditions at T-Junction Piping Systems	ASME PVP 2004　（サンディエゴ）2004年７月25日
17	Spectra Thermal Fatigue Tests under Frequency Controlled Fluid Temperature Change-Development of Test Equipment and Preliminary Tests-	ASME PVP 2004　（サンディエゴ）2004年７月25日
18	Study on vertical component seismic isolation system with coned disk spring	ASME PVP 2004　（サンディエゴ）2004年７月25日
19	Research and Development Issues for Fast Reactor Structural Design Standard(FDS)	ASME PVP 2004　（サンディエゴ）2004年７月25日
20	Power Generation with Fe_2VAl modules using Sodium Heat Source	23rd International Conference on Thermoelectricity（アデレイド）2004年７月25日

	発　表　内　容	発表先及び発表年月日
	高速増殖炉（FBR）関係（65件）	
21	Simulation of Thermoelectric Power Generation with Cylindrical Multi-Tubes	23rd International Conference on Thermoelectricity（アデレイド）2004年７月25日
22	高速増殖炉プラントを用いた水素製造技術「ハイブリッド熱化学法」	原子力eye　50巻９号　2004年８月
23	将来のエネルギー問題解決の扉を開く　－高速炉サイクルの実用化への取り組み－　第１回実用化戦略調査研究のスタート	原子力eye　50巻９号　2004年８月
24	Development of Three-Dimensional Seismic Isolation System for Next Generation Nuclear Power Plant	第13回国際地震工学会　13th WCEE（バンクーバー）2004年８月１日
25	Study on 3-Dimensinal Seismic Isolation System for Next Generation Nuclear Power Plant - Vertical Component Isolation System with Coned Disk Spring	第13回国際地震工学会　13th WCEE（バンクーバー）2004年８月１日
26	AMTEC用接合材料のナトリウム浸漬試験	電気学会　電力エネルギー部門大会（名古屋大学）2004年８月５日
27	ヘリカルコイル内の強制流動沸騰二相流可視化の試み	日本混相流学会年会講演会2004（岡山大学）2004年８月５日
28	ヘリカル管内の気液二相流における３次元界面構造	日本混相流学会年会講演会2004（岡山大学）2004年８月５日
29	FBRサイクル実用化戦略調査研究フェーズⅡの中間とりまとめについて	「先端技術と原子力」シンポジウム　（名古屋）2004年８月20日
30	Present Status of Monju and Critically Analysis o Monju Core	COE-INSEセミナー　（東京工業大学）2004年８月26日
31	Liquid-metal-cooled Fast Reactors， Nitride， Oxide and Metal Fuels : New Challenges	2004 FJOH Summer School（キャダラッシュ）2004年８月27日
32	発電用新型炉へ適用する３次元免震システムの研究　（建屋水平免震と組合せる上下免震システムの開発）	2004年度日本建築学会大会学術講演会（北海道大学）2004年８月29日
33	発電用新型炉へ適用する３次元免震システムの研究（開発計画の検討：その４）地震条件と要求性能	2004年度日本建築学会大会学術講演会（北海道大学）2004年８月29日
34	A Design Window Evaluation and Display System for Fast Breeder Reactor's In-Vessel Thermohydraulics Designs	AIAA/ISSMO MAO.10　（ニューヨーク）2004年８月30日
35	Outline of JOYO Waste Treatement Facilities	高速炉冷却材ナトリウムの除染技術に関する調査委員会（東海村）2004年８月30日
36	「常陽」の高度化計画（MK-Ⅲ計画）の概要と今後の利活用計画	日本原子力学会誌　45巻８号　2004年８月31日
37	将来のエネルギー問題解決の扉を開く－高速増殖炉サイクルの実用化への取り組み－第２回	原子力eye　50巻10号　2004年９月
38	水素製造可能な高速増殖炉プラントシステムの開発	技術総合誌OHM　９号　2004年８月
39	酸素濃度制御下鉛ビスマス中の12Cr鋼の腐食特性に関する研究	日本機械学会2004年度年次大会　（北海道大学）2004年９月５日
40	炉心安全解析コードを用いた巨大気泡の過渡挙動の解析	日本機械学会2004年度年次大会　（北海道大学）2004年９月５日
41	３次元構造に対する１次応力評価手法の開発	日本機械学会2004年度年次大会　（北海道大学）2004年９月６日
42	パワースペクトル密度関数を用いた流体温度ゆらぎによる熱応力の評価法	日本機械学会2004年度年次大会　（北海道大学）2004年９月６日
43	ラチェット変形下における316FR鋼の疲労強度に関する試験研究	日本機械学会2004年度年次大会　（北海道大学）2004年９月６日
44	実用化戦略調査研究でのNa炉の１次主冷却系設計	日本機械学会2004年度年次大会　（北海道大学）2004年９月６日
45	設計ウィンドゥ評価・表示システムを用いた原子炉容器内熱流動挙動の最適化	日本機械学会2004年度年次大会　（北海道大学）2004年９月６日
46	大口径・高流速配管の流動励起振動試験　(1)可視化試験	日本機械学会2004年度年次大会　（北海道大学）2004年９月６日
47	大口径エルボ管の流動励起振動に関する研究（第１報：流動状況と圧力変動特性）	日本機械学会2004年度年次大会　（北海道大学）2004年９月６日
48	大口径エルボ管の流動励起振動に関する研究　（第２報：励振力分布と相関分析）	日本機械学会2004年度年次大会　（北海道大学）2004年９月６日
49	低温熱化学法を用いた原子力水素製造プラントの水素製造系機器の概念設計	日本機械学会2004年度年次大会　（北海道大学）2004年９月６日
50	Chemical thermodynamic representation of (U，Pu，Am)O_{2-x}	11th Symposium on Thermodynamics of Nuclear Materials（カールスルーエ）2004年９月６日
51	Distributions of volatile fission products in or near the fuel-cladding gap of the FBR MOX fuel pins irradiated to high burn-up	11th Symposium on Thermodynamics of Nuclear Materials（カールスルーエ）2004年９月９日
52	Pb-Bi合金中の酸素の溶解度と活量	資源・素材2004　秋季大会　（岩手大学）2004年９月15日
53	CIVA法を用いた数値流体解析の並列計算	日本機械学会関東支部茨城講演会　（茨城大学）2004年９月24日
54	Recent Application of Nuclear Data to Fast Reactor Core Analysis and Design in Japan	ND2004　（サンタフェ）2004年９月26日
55	Revision and Application of Covariance Data Processing Code， ERRORJ	ND2004　（サンタフェ）2004年９月26日
56	Validation of MA Nuclear Data by Sample Irradiation Experiments with the Fast Reactor JOYO	ND2004　（サンタフェ）2004年９月29日
57	発電用新型炉へ適用する３次元免震システムの研究　（機器上下免震装置：その２）	日本機械学会Dynamics and Design Conference2004（東京工業大学）2004年９月27日

	発　表　内　容	発表先及び発表年月日
	高速増殖炉（FBR）関係（65件）	
58	発電用新型炉へ適用する３次元免震システムの研究（開発計画の検討:その４）	日本機械学会 Dynamics and Design Conference2004（東京工業大学）2004年９月27日
59	原子力発電所蒸発管内探傷ケーブルに発生する摩擦振動（モックアップによる実験結果）	日本機械学会 Dynamics and Design Conference2004（東京工業大学）2004年９月28日
60	原子力発電所蒸発管内探傷ケーブルに発生する摩擦振動（数値シミュレーション）	日本機械学会 Dynamics and Design Conference2004（東京工業大学）2004年９月28日
61	高速中性子照射場「常陽」の高度化対応に関する検討	日本金属学会　2004年秋期大会　（秋田大学）2004年９月28日
62	9Cr系酸化物分散強化型鋼のクリープ強度特性に影響を及ぼす組織因子	日本金属学会　2004年秋期大会　（秋田大学）2004年９月30日
63	HVEMその場観察による温度変動照射効果に関する研究	日本金属学会　2004年秋期大会　（秋田大学）2004年９月30日
64	MX強化元素の最適化による高速炉用高Cr鋼開発－１－（高Cr鋼の機械的性質に及ぼすV，Nbの影響）	日本鉄鋼協会第148回秋期講演会　（秋田大学）2004年９月28日
65	高クロム鋼の析出挙動に及ぼす高温長時間保持および負荷の影響	日本鉄鋼協会第148回秋季講演会　（秋田大学）2004年９月28日
	先進リサイクル関係（9件）	
1	振動充填燃料を目指した細管への粒子充填実験	第３回粉体とリサイクルに関するシンポジウム（宮城工業高等専門学校）2004年７月31日
2	Evaluation of Thermodynamic Properties for Pyro-Process and their Significance to the Process	11th Symposium on Thermodynamics of Nuclear Materials（カールスルーエ）2004年９月６日
3	Integrated Test to Process Metal Fuel by Means of Electrometallurgical Reprocessing of Oxide Fuel	11th Symposium on Thermodynamics of Nuclear Materials（カールスルーエ）2004年９月８日
4	高レベル放射性廃棄物地層処分におけるニアフィールドの熱‐水‐応力‐化学連成挙動に関する数値解析の取り組み（第２報）	土木学会第59回年次学術講演会（愛知工業大学）2004年９月８日
5	Reliability of Prompt Gamma Ray Intensities for the Measurement of Neutron Capture Cross Sections	ND2004　（サンタフェ）2004年９月26日
6	Development of a Method of Thermal-Neutron Capture Cross Section Measurement by Unfolding Prompt Gamma Ray Spectra	ND2004　（サンタフェ）2004年９月27日
7	Measurement of the Np-237 Neutron Capture Cross Section from Thermal to 100 eV	ND2004　（サンタフェ）2004年９月28日
8	Determination of the sup 99 Tc (Thermal n， Gamma) sup 100 Tc Reaction Cross Section from the Prompt Gamma-Ray Yields	ND2004　（サンタフェ）2004年９月29日
9	アクチニドマネジメントに関する現状の整理	第１回アクチニドマネジメント戦略検討会（東京）2004年９月30日
	プルトニウム燃料（MOX）関係（5件）	
1	FBRサイクル実用化戦略調査研究フェーズⅡの中間評価　燃料サイクルシステムの技術総括と今後の進め方について	第19回　核燃料夏期セミナー　（北海道）2004年７月15日
2	MOX燃料開発の実績と課題	第４回原子力発電技術夏期セミナー（東海村リコッティ）2004年７月27日
3	Oxygen Potentials of Pultonium and Uranium Mixed Oxide	11th Symposium on Thermodynamics of Nuclear Materials（カールスルーエ）2004年９月６日
4	Performance of ATR MOX Fuel Assemblies Irradiated to 40 GWd/t	2004 International Meeting on LWR Fuel Performance（オーランド）2004年９月19日
5	Design of a New MOX Powder Transport Packaging to Support FBR Cycle Development Mission	14th International Symposium on the Packaging and Transport of Radioactive Materials　（ベルリン）2004年９月20日
	放射性廃棄物関係（6件）	
1	幌延深地層研究計画の現状	原子力学会核燃料部会夏期セミナー（洞爺湖温泉）2004年７月14日
2	Diffusion of Ion Clusters Produced by A-Ray	24th International Symposium on Rarefied Gas Dynamics（モノポリ）2004年７月16日
3	電離放射線のイオン流体移送型計測に関する技術開発	第16回放射線夏の学校　（成蹊大学）2004年８月２日
4	RANDEC事業に関する近況報告　灰化処理による安定化実証試験の開始	RANDECニュース　62号　2004年９月
5	緩衝材の基本特性データベースの整備に向けた取り組み	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
6	北海道北部新第三紀声問層および稚内層中の深部地下水中の微生物培養分析	日本地質学会第111年　年会　（千葉大学）2004年９月18日
	地層処分技術に関する研究開発関係（85件）	
1	Active Monitoring of the Earth's Structure by the Seismic ACROSS - Development of the Seismic ACROSS and Continuous Transmission at Tono Mine ACROSS Station -	1st International Workshop on Active Monitoring in the Solid Earth Geophysics　（瑞浪）2004年６月30日

	発　表　内　容	発表先及び発表年月日
	地層処分技術に関する研究開発関係（85件）	
2	Active Monitoring of the Earth's Structure by the Seismic ACROSS - Field Examples at the Tono Mine ACROSS Experimental Site -	1st International Workshop on Active Monitoring in the Solid Earth Geophysics （瑞浪）2004年６月30日
3	Active Monitoring of the Earth's Structure by the Seismic ACROSS - Transmitting and Receiving Technologies of the Seismic ACROSS -	1st International Workshop on Active Monitoring in the Solid Earth Geophysics （瑞浪）2004年６月30日
4	Complex Dielectric Permittivity Spectroscopy Using ACROSS Measurement System: II. Study on 1/f-Type Dielectric Dispersion	1st International Workshop on Active Monitoring in the Solid Earth Geophysics （瑞浪）2004年６月30日
5	Travel Time Estimation from a Transfer Function in Frequency Domain: The Revised Sompi Event Analysis	1st International Workshop on Active Monitoring in the Solid Earth Geophysics （瑞浪）2004年６月30日
6	Treatise of Discontinuity in Wave Equation to Derive Linear System Equation for Computation of Wave Field	1st International Workshop on Active Monitoring in the Solid Earth Geophysics （瑞浪）2004年６月30日
7	Results from the Porewater Chemistry Experiment in Opalinus Clay at Mont Terri URL, Switzerland	WRI-11 （ニューヨーク）2004年７月２日
8	ポゾラン材料を多量に使用した放射性廃棄物処分用のコンクリート	コンクリートテクノプラザ2004 （ニューヨーク）2004年７月２日
9	高レベル放射性廃棄物処分の緩衝材の水理破砕実験　―その２　解析に関する基礎的検討―	第39回地盤工学研究発表会　2004年 （新潟）2004年７月７日
10	高レベル放射性廃棄物処分の緩衝材の水理破砕実験　－その１：実験とその結果－	第39回地盤工学研究発表会　2004年 （新潟）2004年７月７日
11	瑞浪超深地層研究所立坑の湧水とその排水方法	第39回地盤工学研究発表会　2004年 （新潟）2004年７月７日
12	Horonobe Underground Research Laboratory， Hokkaido， Japan	幌延センター来訪者説明会 （幌延深地層研究センター）2004年７月23日
13	幌延深地層研究計画の現況	幌延センター来訪者説明会 （幌延深地層研究センター）2004年７月23日
14	幌延深地層研究計画　－水理調査の現状－	第20回バックエンド夏期セミナー（姫路）2004年７月15日
15	Selenium Sorption onto Sedimentary Rock under Saline Groundwater Condition	第20回バックエンド夏期セミナー（姫路）2004年７月29日
16	The Role of CSH Phases in the Immobilisation of Strontium and Radium by Cementitious Materials	第20回バックエンド夏期セミナー（姫路）2004年７月29日
17	ガラス固化体の長期鉱物化とそれに伴う核種固定化に関する基礎的研究	第20回バックエンド夏期セミナー（姫路）2004年７月29日
18	緩衝材の長期安定性に関する概略的評価	第20回バックエンド夏期セミナー（姫路）2004年７月29日
19	緩衝材の流出／侵入挙動　－緩衝材を起源とするコロイド生成に関する研究－	第20回バックエンド夏期セミナー（姫路）2004年７月29日
20	高レベル放射性廃棄物地層処分におけるニアフィールドの熱－水－応力－化学連成挙動に関する研究（Ⅱ）	第20回バックエンド夏期セミナー（姫路）2004年７月29日
21	処分システム性能へのコロイド影響評価　－室内試験，原位置試験とモデル解析を踏まえて－	第20回バックエンド夏期セミナー（姫路）2004年７月29日
22	小規模断層活動に対する人工バリアの安全性について	第20回バックエンド夏期セミナー（姫路）2004年７月29日
23	瑞浪超深地層研究所の現状（その１）；概要および施工状況	第20回バックエンド夏期セミナー（姫路）2004年７月29日
24	瑞浪超深地層研究所の現状（その２）；壁面観察および工学技術研究	第20回バックエンド夏期セミナー（姫路）2004年７月29日
25	地球化学的物質移行解析を用いた人工バリア材変質による核種移行パラメータへの影響評価	第20回バックエンド夏期セミナー（姫路）2004年７月29日
26	地層処分に及ぼす微生物影響のシミュレーションに関する技術開発	第20回バックエンド夏期セミナー（姫路）2004年７月29日
27	超深地層研究所計画における研究の現状　繰り返しアプローチに基づく地質構造および地下水流動のモデル化	第20回バックエンド夏期セミナー（姫路）2004年７月29日
28	天然セメントとその周辺の特徴と現象　－マカーリンナチュラルアナログプロジェクトの概要－	第20回バックエンド夏期セミナー（姫路）2004年７月29日
29	不確実性を考慮したパラメータの分布設定フレームに関する検討	第20回バックエンド夏期セミナー（姫路）2004年７月29日
30	幌延深地層研究計画　－地質・地質構造調査の現状－	第20回バックエンド夏期セミナー（姫路）2004年７月29日
31	幌延深地層研究計画における試錐調査結果について　－主に物理・力学，地下水特性－	第20回バックエンド夏期セミナー（姫路）2004年７月29日
32	最適重みつきスタッキング法による最大SN比アクロス受信信号の取得	CA研究会論文集 2004年８月１日
33	幌延深地層研究計画　－新第三系層序および有機地球化学的特徴－	第22回有機地球化学シンポ（大妻女子大学）2004年８月５日
34	Diffusion in Composite Porous Media by Random Walks: Improvement to Local Mass Conservation Error	2004 Western Pacific Geophysics Meeting （ホノルル）2004年８月16日
35	Vertical Distributions of Sulfate-Reducing Bacteria and Their Activity in Ground Water of Tono Uranium Deposit	International Symposium on Microbial Ecology， ISME （カンクン）2004年８月22日
36	深度1,000ｍの立坑掘削工事について	火薬類事故防止講習会 （愛知県トラック事業健保会館）2004年８月25日

	発　表　内　容	発表先及び発表年月日
	地層処分技術に関する研究開発関係（85件）	
37	処分システム性能へのコロイド影響評価　－室内試験，原位置試験とモデル解析を踏まえて－（第20回「バックエンド夏期セミナー」公演再録）	原子力バックエンド研究　10巻１号　2003年９月
38	A Systematic Study on Cesium Sorption on a Sedimentary Rock towards Reliable Safety Assessment Methodology for HLW Disposal	6th Int Conf on Nuclear and Radiochemistry (NRC-6)（アーヘン）2004年８月31日
39	Estimation of Radon-222 Exhalation Rate and Control of Radon-222 Concentration in Ventilated Underground Space	6th International Conference on High Levels of Natural Radiation and Radon Areas (6HLNRRA)　（近畿大学）2004年９月６日
40	還元性雰囲気下の人工海水中における純チタンの水素吸収挙動	第51回材料と環境討論会　（大同工業大学）2004年９月８日
41	埋蔵鉄器の腐食状況と環境影響	第51回材料と環境討論会　（大同工業大学）2004年９月８日
42	CT 撮影による緩衝材の水理破砕実験の内部破壊状態の観察	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
43	Ｘ線CTによる花崗岩内単一亀裂の開口幅評価	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
44	ポゾランを高含有した吹付けコンクリートの性状	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
45	医療用Ｘ線CTスキャナを用いたガス移行可視化研究の試み	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
46	緩衝材長期力学挙動の検討（その１）　－弾粘塑性構成モデルパラメータの適用性－	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
47	緩衝材長期力学挙動の検討(その２）　－オーバーパック腐食膨張模擬試験の解析的評価－	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
48	亀裂を有する岩石中のマトリクス拡散を考慮したトレーサー試験方法の開発	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
49	坑道展開方向による水理学的な掘削影響の変化に関する解析的検討	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
50	高レベル放射性廃棄物地層処分におけるニアフィールドの熱‐水‐応力‐化学連成挙動に関する室内試験（COUPLE）	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
51	国際共同研究DECOVALEXにおけるニアフィールド連成挙動に関する検討	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
52	瑞浪超深地層研究所立坑掘削工事におけるワイヤロープの品質管理について	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
53	断層近傍での堆積軟岩の初期応力測定	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
54	超深地層研究所計画における研究の現状　－繰り返しアプローチに基づく地質構造モデルの構築及び地下水流動解析について－	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
55	超深地層研究所計画における研究坑道掘削に対するリスクマネジメントの適用	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
56	超深地層研究所計画における施設設計・施工の現状　－研究坑道の耐震健全性評価に用いる検討用地震動の試算－	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
57	粘土粒子内に存在する層間水と物理量　－炉乾燥温度による物理量（土粒子の密度・含水比・間隙比）の変化－	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
58	破壊力学による処分孔周辺岩盤の水圧破砕解析	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
59	不均質場における地下水流動の不確実性評価手法の開発　－特定移行経路における移行距離の不確実性評価－	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
60	立坑覆工コンクリートの健全性調査	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
61	堆積岩中の坑道周辺の不飽和領域を対象とした連続波レーダー調査結果の評価	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
62	超深地層研究所計画における施設設計・施工の現状　－研究坑道掘削に伴う計測のための事前解析－	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
63	超深地層研究所計画における施設設計・施工の現状　－瑞浪層群の地盤特性と解析用物性値の設定について－	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月８日
64	亀裂の不均質性パラメータを用いた流体・物質移動解析評価	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月10日
65	拘束圧下における幌延堆積岩の弾性波速度特性	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月10日
66	堆積軟岩の時間依存性挙動に関する解析的検討	土木学会第59回年次学術講演会　（愛知工業大学）2004年９月10日
67	Corrosion Behavior of Carbon Steel in Contact with Bentonite under Anaerobic Condition	EUROCORR 2004　（ニース）2004年９月14日
68	坑内ボーリング作業時の掘削振動の観測と地層構造推定の試み	資源・素材2004　秋季大会　（岩手大学）2004年９月14日
69	深度1,000ｍの立坑を掘削する　－瑞浪超深地層研究所の建設計画－	資源・素材2004　秋季大会　（岩手大学）2004年９月14日
70	深度1,000ｍの立坑を掘削する　－瑞浪超深地層研究所の工学技術－	資源・素材2004　秋季大会　（岩手大学）2004年９月14日
71	深部花崗岩コアのＰ波速度異方性と初期応力について	資源・素材2004　秋季大会　（岩手大学）2004年９月14日
72	東濃地域の岩芯試料を用いたAE/DRA法による地殻応力計測	資源・素材2004　秋季大会　（岩手大学）2004年９月14日
73	オーバーコアリング過程におけるパイロット孔内壁の応力変化について	資源・素材2004　秋季大会　（岩手大学）2004年９月15日
74	応力解放法による深部岩盤における初期応力測定装置の適用例	資源・素材2004　秋季大会　（岩手大学）2004年９月15日
75	地質環境の長期安定性と地層処分　－今後の研究開発に向けた視点－	第７回地質汚染調査浄化シンポジウム　（市川）2004年９月17日
76	瑞浪層群下部の凝灰質砂岩のフィッション・トラック年代	日本地質学会第111年　年会　（千葉大学）2004年９月18日

	発　表　内　容	発表先及び発表年月日
	地層処分技術に関する研究開発関係（85件）	
77	北海道北部，幌延地域の声問層・勇知層・更別層の地質年代	日本地質学会第111年　年会（千葉大学）2004年９月18日
78	幌延地域の新第三紀珪質岩に認められる水‐岩石反応	日本地質学会第111年　年会（千葉大学）2004年９月18日
79	幌延町における地質環境の長期安定性に関する研究	日本地質学会第111年　年会（千葉大学）2004年９月18日
80	中部日本，小諸層群における鮮新世広域テフラ　－大田-Znp火山灰の発見－	日本地質学会第111年　年会（千葉大学）2004年９月19日
81	野島断層周辺に分布する花崗岩中のヒールド・シールドマイクロクラックの三次元方位解析と古応力場の復元	日本地質学会第111年　年会（千葉大学）2004年９月19日
82	野島断層周辺に分布する花崗岩中のヒールドマイクロクラックによる古応力場と生成環境の復元	日本地質学会第111年　年会（千葉大学）2004年９月19日
83	四国地方における温泉ガスのヘリウム同位体比	日本地球化学会年会　（静岡大学）2004年９月20日
84	幌延深地層研究計画における地下水の地球化学特性	日本地球化学会年会　（静岡大学）2004年９月20日
85	瑞浪超深地層研究所周辺における地下水の物理化学特性について	日本地球化学会年会　（静岡大学）2004年９月20日
	再　処　理　関　係（２件）	
1	再処理施設における火災爆発事故とサイクル機構の取組み	原子力施設における火災燃焼研究の最先端（東京工業大学）2004年７月21日
2	Behaviour of Plutonium Fluorides in Fluoride Volatility Process	11th Symposium Thermodynamics of Nuclear Materials（カールスルーエ）2004年９月６日
	環　境　保　全　関　係（１件）	
1	寒冷積雪期の地表面ラドン散逸	6th International Conference on High Levels of Natural Radiation and Radon Areas (6HLNRRA)　（近畿大学）2004年９月６日
	ウ　ラ　ン　濃　縮　関　係（１件）	
1	Developement of a Method of Thermal Neutron Capture Cross Section Measurement by Unfolding Prompt Gamma-Ry Spectra	ND2004　（サンタフェ）2004年９月27日
	新型転換炉（ＡＴＲ）関係（１件）	
1	VR及びAR技術を用いた解体計画支援システムの開発と課題	ヒューマンマシンシステム部会夏期セミナー（サンピア敦賀）2004年９月２日
	放射線（安全）管理関係（７件）	
1	Effects of Al-OH and other Impurities on Thermoluminescence Property of Natural Quartz Slice	3rd New World Luminescence Dating Workshop（Dalhousie University）2004年７月４日
2	Radioluminescence from some Natural Quartz Samples	3rd New World Luminescence Dating Workshop（Dalhousie University）2004年７月４日
3	標準中性子線源の周辺構造による中性子フルエンスの非等方性	第41回理工学における同位元素・放射線研究発表会（日本青年館）2004年７月７日
4	第８回　東海再処理施設技術報告会　－東海再処理施設における放射線管理の経験（その２）－	第８回　再処理施設技術報告会（日本原燃）2004年８月30日
5	Measurements of Concentrations and its Ratio of Radon Decay Products in Rain-water by Gamma-ray Spectrometry with a Low Background Germanium Detector	6th International Conference on High Levels of Natural Radiation and Radon Areas (6HLNRRA)　（近畿大学）2004年９月６日
6	Development of a Remote Radiation Monitoring System Using Unmanned Helicopter	6th International Conference on High Levels of Natural Radiation and Radon Areas (6HLNRRA)　（近畿大学）2004年９月７日
7	Generation of Runaway Electrons Induced by Radon Progeny Products in Thunderstorm Electric Fields and the Initiation of Lightning Discharges	6th International Conference on High Levels of Natural Radiation and Radon Areas (6HLNRRA)　（近畿大学）2004年９月７日
	そ　の　他（19件）	
1	Study of Photo-Cathode RF Gun for a High Brightness Electron Beam	9th European Particle Accelerator Conference (EPAC)（ルツェルン）2004年７月８日
2	The Future Plan and Effects of the Remote Monitoring System in PFPF	45th Annual Meeting of the INMM（オーランド）2004年７月18日
3	Determination of Plutonium in High Active Liquid Waste of Reprocessing Plant by Spectrophotometry using Neodymium as an Internal Standard	45th Annual Meeting of the INMM（オーランド）2004年７月19日
4	Review of JNC's Study on Assessment Methodology of Nuclear Proliferation Resistance	45th Annual Meeting of the INMM（オーランド）2004年７月20日
5	Study of the IDGS Technique for Mixed Plutonium-Uranium Oxide (MOX) Samples	45th Annual Meeting of the INMM（オーランド）2004年７月21日
6	研究成果，リソースの原子力防災，危機管理への反映・貢献	ビキニ事件50周年記念シンポジウム（日本学術会議）2004年８月９日

	発　表　内　容	発表先及び発表年月日
	その　他（19件）	
7	Bulk Synthesis and Characterization of Carbon Nanoparticles Encaging Lanthanum Carbide (Ⅱ)	フラーレン・ナノチューブシンポジウム（東京大学）2004年８月28日
8	茨城県沿岸部の地盤構造に起因するやや長周期地震動特性　その１　強震観測の概要と2003年宮城県沖の地震時の地震動特性	2004年度日本建築学会大会学術講演会（北海道大学）2004年８月29日
9	茨城県沿岸部の地盤構造に起因するやや長周期地震動特性　その２　２次元FEMによるシミュレーション解析	2004年度日本建築学会大会学術講演会（北海道大学）2004年８月29日
10	免震構造物の維持管理手法の検討（その１　積層ゴムの経年変化傾向）	2004年度日本建築学会大会学術講演会（北海道大学）2004年８月29日
11	免震構造物の維持管理手法の検討（その２　シミュレーション解析）	2004年度日本建築学会大会学術講演会（北海道大学）2004年８月29日
12	免震構造物の上下動地震応答特性に関する研究（その10　加振試験と地震シミュレーション結果による考察）	2004年度日本建築学会大会学術講演会（北海道大学）2004年８月29日
13	免震構造物の上下動地震応答特性に関する研究（その９　実在免震構造物の加振試験による検討）	2004年度日本建築学会大会学術講演会（北海道大学）2004年８月29日
14	フィジカル・モデルの拡大	核物質管理センターニュース　９号　2004年９月
15	幌延地域の新第三紀堆積岩の力学特性	土木学会第59回年次学術講演会（愛知工業大学）2004年９月８日
16	Preservation of Nuclear Talented Experts in Japan by Cooperation of Industries, Research Institutes and Universities	International Conference on Nuclear Knowledge Management　（サクレー研究所）2004年９月９日
17	ATR「ふげん」用MOX新燃料集合体の輸送経験	平成16年度第３回輸送問題ワークショップ（日本原子力産業会議）2004年９月14日
18	日本における放射性廃棄物質輸送監視システムの開発検討	14th International Symposium on the Packaging and Transport of Radioactive Materials　（ベルリン）2004年９月20日
19	Plutonium Ocean Shipment Safety Between Europe and Japan	14th International Symposium on the Packaging and Transport of Radioactive Materials　（ベルリン）2004年９月24日

1.2　2004年の日本原子力学会秋の大会における口頭発表

2004年の日本原子力学会秋の大会における口頭発表の件数及び標題をプロジェクト分類別に以下に示す（2004年９月15日～17日，京都大学）。

	発　表　内　容
	高速増殖炉（FBR）関係（53件）
1	「もんじゅ」実データに基づくプラント熱過渡裕度評価Ⅱ －蒸発器給水管板－
2	「もんじゅ」冷却系統の運転信頼性評価Ⅲ －蒸気発生器廻り水・蒸気系スクラムフォールトツリー解析－
3	「常陽」MK-Ⅰ炉心燃料組成の照射後試験データ解析
4	「常陽」における自己作動型炉停止機構（SASS）の炉内実証試験　－(1)試験計画－
5	「常陽」における自己作動型炉停止機構（SASS）の炉内実証試験　－(2)試験装置据付と特性試験－
6	12Cr鋼伝熱管材の耐ウェステージ特性 －小リーク・ナトリウム－水反応試験－
7	BFS臨界実験解析(ＸＶⅡ)　ネプツニウムを装荷した高速炉心の臨界実験解析　（その３：高次化Pu炉心）
8	BN-600炉のULOF時の炉心径方向膨張反応解析
9	Heガス冷却高速炉のレベル１PSA －出力運転時における内的事象に対する簡易評価－
10	Na-水蒸気反応ジェットの温度分布の理論研究(2) －反応ジェット中の液滴径の測定－
11	Na冷却大型高速炉の主循環流量計への超音波手法の適用性検討
12	Pb-Bi冷却直接接触沸騰水型小型高速炉に関する技術開発Ⅱ －(5)鉛ビスマス超音波流量計測に関する研究－
13	PNC-FMS鋼ラッパ管/SUS316鋼の異材溶接部の強度特性評価

	発　表　内　容
	高速増殖炉（FBR）関係（53件）
14	RIMSによる高速炉被覆管材料の炉内照射クリープ試験試料検出法の開発(2)
15	Ｔ字管合流部における温度変動挙動に関する研究(6) －上流側エルボによる温度変動への影響評価－
16	Ｔ字配管合流部における枝配管噴流挙動に及ぼすエルボで発生する２次流れの影響
17	ナトリウム冷却高速炉のガス巻込みに関する研究(6)　（構造物後流にできる乱流渦と界面傾斜角の統計解析）
18	ナトリウム冷却高速炉のガス巻込みに関する研究(7) －ダイナミックPIVによるガス巻き込み渦の定量化－
19	ナトリウム冷却高速炉のガス巻込みに関する研究(8) －ガスコア非定常特性の画像処理－
20	ナトリウム冷却高速炉のガス巻込みに関する研究(9) －LES解析による判定パラメータ候補の特性評価－
21	ナトリウム冷却高速炉のガス巻込みに関する研究(10) －定常くぼみ渦のガスコア長さに関する数値解析－
22	ナトリウム冷却高速炉の主冷却系統内ガス挙動解析手法の開発
23	ナノ粒子を分散した液体ナトリウムに関する研究
24	パソコン版対話型「もんじゅ」炉心特性解析システムMEISTERの開発（その８）　－制御棒体系非均質モデルの検討－
25	パソコン版対話型「もんじゅ」炉心特性解析システムMEISTERの開発（その９）　－「もんじゅ」性能試験への制御棒改良体系非均質モデルの適用性検討－

	発 表 内 容
	高速増殖炉（FBR）関係（53件）
26	もんじゅ用ISI装置の開発(21)　リモートフィールドECT探傷信号を用いた欠陥の分類及びサイジング
27	レーザー誘起ブレークダウン分光法によるナトリウム成分計測の一考察
28	遠隔操作によるAm含有MOX燃料製造技術の開発（Ⅴ） －Am含有MOX燃料の酸素ポテンシャル測定および解析－
29	遠隔操作によるAm含有MOX燃料製造技術の開発（Ⅵ） －焼結体中の残留ハロゲン不純物に関する考察－
30	遠隔操作によるAm含有MOX燃料製造技術の開発（Ⅶ） －改良型融点測定装置の概要とAm含有MOX燃料の融点測定－
31	遠隔操作型漏洩磁束分布測定装置の開発　－照射環境における原子炉構造材料の劣化現象に関する研究（第１報）－
32	鉛ビスマス－ナトリウム反応実験(4)　移行挙動に及ぼす温度の影響
33	鉛ビスマス－ナトリウム反応試験(5)　ナトリウム中の鉛ビスマス成分元素の溶解度
34	鉛ビスマス中におけるマルテンサイト系鋼の腐食代の評価
35	加速器駆動核変換システムの技術開発Ⅱ　(6)鉛ビスマス中のテルルの平衡蒸発試験
36	加速器駆動核変換システムの技術開発Ⅱ　(7)ポロニウム蒸発実験のための鉛ビスマス照射試験
37	原子炉安全解析で用いる鉛－ビスマス合金の状態方程式
38	現地補修溶接継手および経年化溶接継手の健全性評価　(1)光学顕微鏡による組織観察と硬さ試験
39	高速実験炉「常陽」を用いたサンプル照射試験によるMA核データの検証(1)
40	高速増殖原型炉「もんじゅ」２次系床ライナの健全性評価 －(1)設計評価の全体概要－
41	高速増殖原型炉「もんじゅ」２次系床ライナの健全性評価 －(2)弾塑性クリープ解析による熱ひずみ評価－
42	高速炉の再臨界問題排除に向けたULOF事象推移評価(1)：起因過程における最確事象推移
43	高速炉の再臨界問題排除に向けたULOF事象推移評価(2)：後続過程における最確事象推移
44	高速炉の再臨界問題排除に向けたULOF事象推移評価(3)：不確定性を考慮した事故推移全体像と今後のアプローチ
45	高速炉の炉心安全向上のためのEAGLEプロジェクト(9) －モンテカルロ法コードによる核計算の応用－
46	自己放出γ線を用いたNa中透視手法の研究 －画像再構成アルゴリズムの適用検討－
47	実用高速炉構造設計基準のための技術開発（その８） －熱荷重設定に関する指針の開発－
48	実用高速炉構造設計基準のための技術開発（その９） －原子炉液面近傍模擬構造物モデル試験－
49	実用高速炉構造設計基準のための技術開発（その10） －非弾性解析のための負荷履歴設定法－
50	照射環境における原子炉構造材料の劣化現象に関する研究 －（第２報）遠隔操作型微少腐食量計測装置の開発－
51	中性子照射したセラミックスの照射条件によるスエリング挙動の違い
52	被覆粒子燃料六角ブロック型集合体を用いたHe冷却高速炉概念の検討
53	複合処理燃料サイクル炉心
	先進リサイクル関係（23件）
1	Comparison of the Fuel Performance for Advanced FBR Cycle Systems (FUJI project) (7) -Result of 1st Irradiation Tests and PIE (Initial Sintering Test)-

	発 表 内 容
	先進リサイクル関係（23件）
2	Comparison of the Fuel Performance for Advanced FBR Cycle Systems (FUJI Project) (8) -Result of 2nd Irradiation Tests and PIE (1st Restructuring Test)-
3	CPFにおける金属電解法乾式再処理プロセス試験(7) －還元ウランによる電解精製試験－
4	CPFにおける金属電解法乾式再処理プロセス試験(8) －電解析出ウランの陰極処理試験－
5	sup 93 Zr の熱中性子捕獲反応で放出される即発ガンマ線の解析
6	ウラン結晶洗浄におけるFPの分離性確認試験
7	オブジェクト指向型汎用シミュレーションソフト(ObjectDPS)による抽出シミュレーションモデルの開発
8	遠心抽出器システム試験(3)　－ウラン逆抽出性能の工学評価－
9	核燃料サイクル施設の施設情報統合管理システムの開発
10	逆円錐型コリメータを用いた中性子遮蔽体の設計
11	共晶析法による再処理プロセスの開発（Ⅳ）　－U,Pu共晶析試験－
12	共晶析法による再処理プロセスの開発（Ⅴ） －晶析装置の工学規模試験－
13	高速炉再処理システム設計研究フェーズⅡの中間評価(1) －先進再処理プラント設計の全体概要と総合評価－
14	高速炉再処理システム設計研究フェーズⅡの中間評価(3) －金属電解法による再処理プラント－
15	高速炉再処理システム設計研究フェーズⅡの中間評価(4) －酸化物電解法による再処理プラント－
16	酸化物電解法電解工程の開発(5)　MOX共析における沈殿抑制，模擬燃料再処理の一通試験
17	酸化物電解法電解工程の開発(6) －MOX共析試験における電流効率低下の原因検討－
18	照射済高速炉粉化燃料の高濃度領域における溶解挙動
19	振動充填燃料設計コードの開発(12) －粒子間焼結体の熱伝導度測定手法②－
20	選択チャンネル核分裂モデルによるチャンネル依存の核分裂障壁の解析
21	単サイクル抽出による照射済高速炉燃料からのU，Pu，Np共回収(2)
22	単段小型遠心抽出器によるU(Ⅵ)抽出及び逆抽出試験 －インライン吸光度測定による段効率の評価－
23	溶融塩中におけるｆ元素の紫外可視近赤外吸光分光研究 －NaCl-2CsCl,3LiCl-2CsCl中のウラニルイオンの吸収スペクトル－
	プルトニウム燃料(MOX)関係（16件）
1	(Pu,Am,Nd)O sub 2-Xの相状態
2	MA含有低除染MOXの相安定性
3	MOXのO/M変化(1)　－熱重量法によるO/M変化の測定－
4	MOXのO/M変化(2)　－O/M変化速度の評価－
5	MOXの酸素ポテンシャル測定
6	MOX燃料製造用グローブボックスの集中・遠隔解体
7	MOX燃料製造用グローブボックスの直接解体の実績
8	マイクロ波加熱直接脱硝法の実証運転とPu-U混合転換技術開発の歩み　(1)概論
9	マイクロ波加熱直接脱硝法の実証運転とPu-U混合転換技術開発の歩み　(2)運転経験と技術開発
10	マイクロ波加熱直接脱硝法の実証運転とPu-U混合転換技術開発の歩み　(3)工程及び製品特性
11	マイクロ波加熱直接脱硝法の実証運転とPu-U混合転換技術開発の歩み　(4)基礎的研究

	発　表　内　容
	プルトニウム燃料（MOX）関係（16件）
12	高燃焼度MOX燃料集合体の照射試験(6) －被覆管の腐食と機械的強度－
13	酸化物分散強化型鋼の溶接技術開発（その10） －溶接部の回転曲げ疲労試験結果－
14	酸化物分散強化型鋼の溶接技術開発（その11） －ホット環境模擬接合試験－
15	振動充填燃料の充填技術開発(7) －スフェアパックの小粒子の浸透時間に関する評価－
16	振動充填燃料の充填技術開発(8) －ゲッター添加バイパック燃料の充填挙動評価－
	放射性廃棄物関係（17件）
1	TRU廃棄物の放射能評価方法の開発（その１） －再処理固体廃棄物含有核種の分析－
2	ガラス固化技術開発施設（TVF）における溶融炉更新(2) －固化セル内機器の３次元計測－
3	ガラス固化技術開発施設（TVF）における溶融炉更新(3) －２号溶融炉の運転管理手法－
4	ガラス溶融炉の解体に関する研究（Ⅰ）　解体設備及び手法の設計検討
5	鉛の廃棄体化試験　－(1)硫化による鉛の安定化試験－
6	鉛の廃棄体化試験　－(2)セメント系材料による固型化試験－
7	水蒸気改質法を用いた低レベル放射性有機廃棄物の処理(2) －有機液体廃棄物の分解・酸化処理試験－
8	水蒸気改質法を用いた低レベル放射性有機廃棄物の処理(3) －廃溶媒の処理条件の評価－
9	超臨界流体を用いたウラン廃棄物からの回収
10	電離放射線のイオン流体移送型計測に関する技術開発(1) －全体計画－
11	電離放射線のイオン流体移送型計測に関する技術開発(2) －計測基本特性の検討－
12	電離放射線のイオン流体移送型計測に関する技術開発(3) －定性モデルによるイオン挙動の解明－
13	電離放射線のイオン流体移送型計測に関する技術開発(4) －流体解析によるイオン輸送特性評価－
14	電離放射線のイオン流体移送型計測に関する技術開発(5) －粒子シミュレーションによる電離イオン輸送特性の解明－
15	電離放射線のイオン流体移送型計測に関する技術開発(6) －イオン挙動評価のための電子およびイオン計測技術開発について－
16	難燃性廃棄物焼却設備の実証試験(1)　概要
17	放射性廃棄物の処分区分値判定への非破壊放射能測定の適用性検討
	地層処分技術に関する研究開発関係（５件）
1	P0798ガラス固化体の長期変質速度の温度依存性と反応機構
2	砂岩中の間隙水の熱力学特性
3	小型超臨界水分解装置による有機溶媒処理技術の開発
4	新第三紀堆積岩を対象とした堆積構造シミュレーションモデルの開発（その１）　－幌延地域における堆積プロセスの検討－
5	炭酸塩固相に対する微量元素の共沈メカニズム解明に関する研究
	再　処　理　関　係　（15件）
1	FBR燃料再処理解体・せん断工程の合理化検討(4) －高出力YAGレーザによる切断性確認試験－
2	Ndを内標準物質とした吸光光度法による高放射性廃液中のPuの定量
3	ウラン－プルトニウム混合酸化物粉末への水分の吸着挙動

	発　表　内　容
	再　処　理　関　係　（15件）
4	ガラス固化技術開発施設（TVF）における溶融炉更新(1) －更新への取り組み－
5	フッ化物揮発法を用いた再処理技術に係る検討(2) －不純物元素のフッ化挙動についてー
6	活性炭フィルタ中の sup 129 Ｉ の深さ方向の吸着量を補正したγ線計測
7	高速炉再処理システム設計研究フェーズⅡの中間評価(2) －先進湿式法による再処理プラント－
8	高速炉燃料再処理用機械式脱被覆法の開発(6) －多段磁気分離法による燃料分離要素試験－
9	高速炉燃料再処理用機械式脱被覆法の開発(7) －二軸破砕方式による耐久性試験－
10	再処理オフガス中のキセノン同位体比測定による燃焼度評価技術の開発（Ⅰ）
11	先進的溶融塩電解槽の開発(9)　－UO sub 2偏析挙動の評価－
12	先進的溶融塩電解槽の開発(10)　－円環型電解槽における誘導加熱性能の評価－
13	先進的溶融塩電解槽の開発(11)　－溶融塩移送システムの検討－
14	東海再処理工場における溶媒劣化の運転への影響調査
15	硫化物の選択浸出を用いる再処理法の研究（Ⅰ）
	環　境　保　全　関　係　（５件）
1	解体エンジニアリングシステムの開発(11)　作業モデルにおける独立変数の構成
2	核燃料ｻｲｸﾙ施設の廃止措置費用の評価手法
3	人形峠鉱山露天採掘場跡地周辺の地下水中ラドン濃度測定
4	覆土材等の施工性試験（Ⅰ）　－材料および混合装置の選定－
5	覆土材等の施工性試験（Ⅱ）　－ラドンバリア材の性能調査－
	ウ　ラ　ン　濃　縮　関　係　（１件）
1	イオン交換樹脂と強酸化剤との反応危険性評価試験(2)　－各種置換型イオン交換樹脂の発熱挙動および強酸化剤の影響評価－
	新型転換炉（ATR）関係（３件）
1	「ふげん」系統化学除染の廃止措置影響評価
2	「ふげん」放射能インベントリ評価(11) －原子炉建屋内の中性子スペクトル評価－
3	水浸漬法によるコンクリート中トリチウムの測定
	放射線（安全）管理関係（５件）
1	計数効率空間分布データベースを用いた全身カウンタ校正システムの開発
2	軽量形中性子線量当量率サーベイメータの開発
3	個人線量当量基準電離箱の特性試験
4	時間間隔解析技術を用いた低バックグランドα/βサーベイメータ
5	肺中Am‐241に対する肺モニタの計数効率 －JAERIファントムとリバモアファントムとの比較ー
	そ　の　他　（５件）
1	「もんじゅ」用ISI装置の開発 －(その20)高磁場配置型SH波EMATの高温特性について(2)－
2	近隣小中学校への出張授業による原子力理解活動 －広報チーム「スイートポテト」出張授業－
3	FBRサイクル研究開発に関する投資対効果評価(2)
4	FBRサイクル候補概念の導入シナリオの検討
5	FBRサイクル多面的評価手法の開発(2)

活動報告
2004年7月～9月

技術情報管理
情報システム

１．技術情報管理

研究開発成果をまとめた成果報告書（機構作成成果報告書，委託研究報告書，共同研究報告書等）及び外部発表資料を効果的に利活用するため，これらの書誌情報･要旨･全文のPDFファイルをデータベース化するとともに，利便性向上のため，ウェブ利用クライアント＆サーバ方式データベースシステム（成果情報データベースシステム：JSERV）の社内運用を行っている。

研究開発成果情報の普及とそれらの活用の促進並びに情報公開の一環として，社外利用者のため，インターネット利用によるJSERVを整備し，公開の研究開発成果情報に関する検索閲覧サービス（http://jserv-internet.jnc.go.jp）を行うとともに，技術資料と外部発表資料の目録をサイクル機構のホームページ（http://www.jnc.go.jp）に掲載している。

四半期ごとに発行する技術広報誌であるサイクル機構技報第24号を編集し，2004年９月20日に社外に広く配布した。さらに，全頁をホームページに掲載することにより，サイクル機構の技術動向，技術開発成果及び事業計画の進ちょく状況の啓蒙に努めている。

２．情報システム

サイクル機構では，大洗工学センター内の情報センターにおいて，大型計算機システム（科学技術計算用及び業務処理用）の運用・整備，全事業所を結ぶ情報処理ネットワークの運用・整備，情報セキュリティ対策等を実施している。

大型計算機システムについては，科学技術計算機並びに業務処理用計算機の運用を継続している。

情報処理ネットワークについては，サイクル機構全社ネットワークの運用を継続している。

電子情報セキュリティについては，イントラにおいて，Windows Updateの実施を促すテロップの掲載，ウィルスソフトの更新等，コンピュータウィルス感染を防止するための活動を継続している。

なお，８月初め，一部省庁等が運用するWebサーバをダウンさせる意図的な外部からの攻撃があり，サイクル機構公開サーバのセキュリティ診断を実施したが，特段問題のないことを確認している。

（本社：技術展開部）

活動報告
2004年7月～9月

大学等との研究協力
社内公募型研究

１．大学等との研究協力

サイクル機構は開かれた研究開発機関を目指して，大学等の研究機関との研究協力制度を設け，研究協力の推進を行っている。

1.1　先行基礎工学研究

サイクル機構は，1995年度より，研究開発プロジェクトに先行した基礎工学研究について，研究協力テーマを提示している。大学等の研究者からは研究目的を達成する上で必要な手法，アイデア等を研究協力課題として提案して頂き，サイクル機構の研究者と共同研究等の形態で研究開発を行っている（表１参照)。2004年度は，42件の研究協力課題について実施している。

また，2005年度の先行基礎工学研究に係る研究協力課題の募集を９月初旬から11月中旬まで行っている。

1.2　核燃料サイクル公募型研究

サイクル機構は，1999年度より，大学及び公的研究機関の研究者から，サイクル機構が取り組む核燃料サイクル分野の研究開発において，原則としてサイクル機構の施設･設備を利用し，先見的，独創的な研究テーマを広く公募している。応募者には主体的に研究に取り組んで頂き，サイクル機構の研究者と協力して進める公募型の研究協力を行っている（表２参照)。2004年度は，４件の研究テーマについて実施している。

1.3　博士研究員制度

サイクル機構は，1997年度より，博士号の学位を有する若手研究者を任期付（原則１年間：最高

活動報告

表１　先行基礎工学研究に関する実績

〔（　）数値は当該年度終了課題であり，内数〕　2004年４月１日

項目＼年度		1995年度	1996年度	1997年度	1998年度	1999年度	2000年度	2001年度	2002年度	2003年度	2004年度
新規課題	応募	９件	13件	７件	12件	31件	19件	17件	25件	22件	15件
	採用	９件	12件	７件	12件	27件	13件	14件	16件	13件	13件
継続課題		-	８件	18件	22件	22件	32件	31件	26件	30件	29件
採用課題		９件（１）	20件（２）	25件（３）	34件(12)	49件(17)	45件(14)	45件(19)	42件(12)	43件(14)	42件(16)

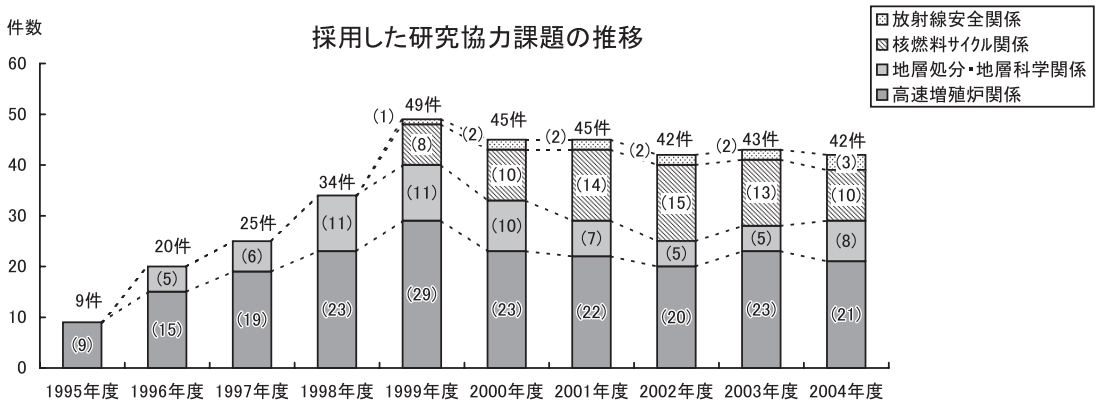
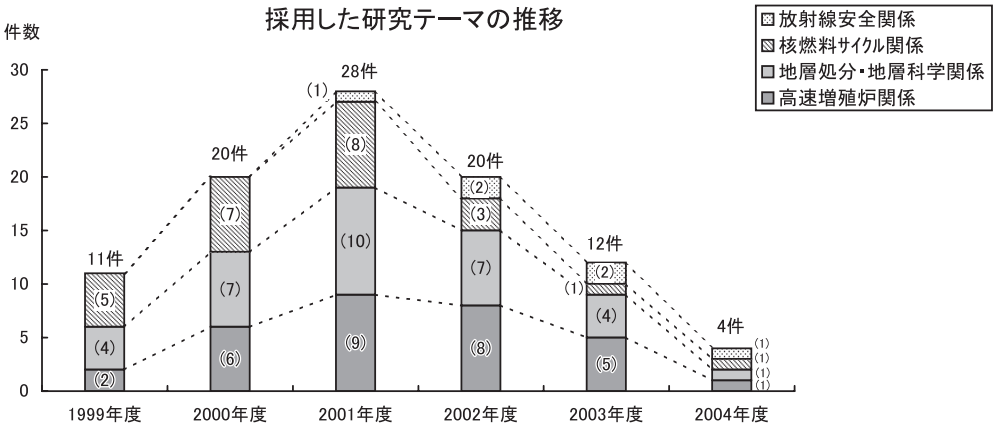


表２　核燃料サイクル公募型研究に関する実績

〔(　) 数値は当該年度終了テーマであり，内数〕 2004年４月１日

項目＼年度		1999年度	2000年度	2001年度	2002年度	2003年度	2004年度
新規テーマ	応募	45件	40件	32件	19件	－	－
	採用	11件	９件	８件	３件	－	－
継続テーマ		－	11件	20件	17件	12件	４件
採用テーマ		11件（０）	20件（０）	28件（11）	20件（８）	12件（８）	４件（４）



３年間）で採用している。若手研究者はサイクル機構の先導的，基礎・基盤的な研究業務に関連して，機構が承認した研究テーマを自主的に遂行し，研究者としての業績を得ていくとともに人材育成を図っている（表３参照）。2004年度は，17名の博士研究員により研究を実施している。

また，2004年度の博士研究員の追加募集を４月初旬から６月下旬まで行い，募集定員２名を超える応募（17名）があり，２名を選考した。（表４参照）。2005年度の博士研究員の募集を８月初旬から10月下旬まで行っている。

表３　博士研究員による研究実績

〔(　) 数値は当該年度終了テーマであり，内数〕 2004年８月１日

項目＼年度		1997年度	1998年度	1999年度	2000年度	2001年度	2002年度	2003年度	2004年度	2004年度追加
新規テーマ	応募	５件	８件	15件	16件	26件	33件	26件	15件	17件
	採用	３件	８件	６件	４件	７件	５件	５件	６件	２件
継続テーマ		－	３件	11件	12件	10件	11件	12件	９件	－
採用テーマ		３件（０）	11件（０）	17件（５）	16件（６）	17件（６）	16件（４）	17件（７）	17件（４）	

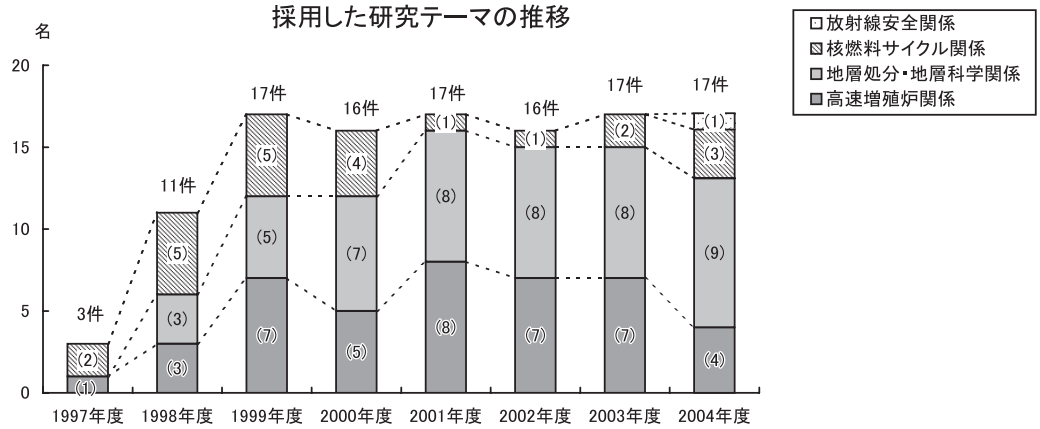


表４　2004年度追加採用の博士研究員による研究テーマ一覧

No.	研　究　テ　ー　マ	サイクル機構受入箇所
1	島弧会合点における火山活動の研究	東濃地科学センター 地質環境研究Gr
2	長寿命核に対する核変換基礎データの光核反応による評価	東海事業所　環境センター　先進部 システム設計評価Gr

２．社内公募型研究

サイクル機構内の創造的研究活動を活性化するための一方策として，サイクル機構の研究者及び技術者から新概念の創出，技術のブレークスルーを目指す研究を発掘・推進する「社内公募型研究推進制度」を2001年度より開始している。

本制度は，サイクル機構が取り組む研究開発の全分野から，独創性・新規性に優れた研究テーマ並びに研究者を募集・選定し，一定期間（原則３年間），研究のための予算と環境を保証し自由に研究を実施できるようにするものである。募集する研究は，原則として個人レベルで実施できる規模及び内容のもので，提案者自らが実施することを基本としている。

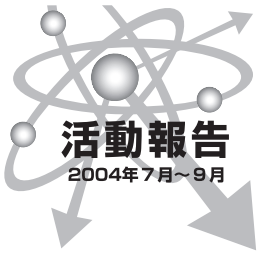
第２期（2002年度）の採択研究は，炭素系内包構造体を利用した放射性核種の処理法及びその利用技術の研究，及び溶融塩電解プロセス制御に資する電気化学的元素濃度測定手法の研究の２件であり，当該期間においては，2005年３月末までに研究を完了させるべく，研究の遂行，成果の取りまとめ等を積極的に行った。

第３期（2003年度）の採択研究は，原子力施設非破壊検査用小型高輝度電子銃の実用化研究，及び原子力技術の受容に関する個人及び集団の意思決定過程分析とシミュレーション研究の２件であり，当該期間においては，それぞれ外部機関との協力，外部機関の装置を利用して本格的に試験研究に取り組んでいる。この２件の研究は，2005年１月に社内公募型研究評価委員会による中間評価を受ける予定である。

第４期（2004年度）の採択研究については，2004年４月から，ミュオン誘雷手法に関する研究，及び地質媒体微細間隙中での核種拡散移行過程における固液界面現象に関する研究を開始している。

第５期（2005年度）の研究テーマ募集は，2004年８月から10月20日までの間行っている。応募テーマは，2005年１月の社内公募型研究評価委員会による選考審査を受ける予定である。

（本社：技術展開部　社内公募型研究推進室）



技術協力・技術移転
開発技術の利用・展開
施設・設備の供用
国内技術協力研修

１．技術協力･技術移転

サイクル機構は，再処理，ウラン濃縮，MOX燃料加工，高速増殖炉等の技術開発成果を事業主体に円滑に技術協力・技術移転するため，技術協力協定等を締結し，技術情報の提供，技術者の派遣，技術者の教育･訓練，受託業務等を実施している。

(1) 再処理

再処理については，日本原燃(株)に対する従来の技術協力・技術移転に加え，六ヶ所再処理工場の試運転に関する技術支援を継続実施した。

(2) ウラン濃縮

ウラン濃縮の技術協力については，技術情報の提供等を実施するとともに，「新型機開発に関する技術支援」の受託契約を締結実施した。

また，電力会社等からの要請に基づく，人形峠環境技術センター濃縮施設における「使用済遠心分離機処理技術に係る試験研究」の共同研究は，2004年９月末で終了した。

(3) MOX燃料

MOX燃料加工技術については，技術情報の開示等を実施するとともに，日本原燃(株)と「MOX燃料加工施設の詳細設計等に係る技術協力業務（その４）」，「燃料製造プロセス条件の最適化検討に係わる小規模MOX追加試験（その２）」及び「MOX燃料加工に係わる確証試験（実規模MOX試験その２）」の受託業務を継続実施した。

また，プルトニウム燃料製造施設で日本原燃技術者の研修を継続実施した。

(4) FBR

FBRについては，技術情報の開示等を実施するとともに，日本原子力発電(株)と「炉心安全性向上のためのIGR試験研究」，「高温構造設計手法高度化及び免震技術開発」及び「自己作動型炉停止機構炉内試験研究」に関する共同研究契約に基づき当該研究を継続実施している。

(5) 高レベル廃棄物

高レベル廃棄物の地層処分技術については，原子力発電環境整備機構と締結した「特定放射性廃棄物の地層処分技術に関する協力協定」に基づき，技術協力を実施している。

２．開発技術の利用・展開

2.1 先端原子力関連技術成果展開事業

開発成果の展開･活用を図るため，サイクル機構が保有する特許等を企業に提供して，企業の製品開発を支援する「先端原子力関連技術成果展開事業」を1998年度から行っている。

2004年度は，７社と実用化共同研究開発を実施している。また，今期はこれら成果を日本原子力研究所と共同で参加して「2004産学官技術交流フェア」へ出展した。

2.2 特許･コンピュータコードの利用

(1) 特許の利用

サイクル機構の研究開発の過程で発明･考案された技術成果については，特許出願，技術の権利化及び技術情報の公開を図るとともに，特許の使用を希望する者と実施許諾契約を締結し，利用に供している。これまでの累計特許（実用新案を含む。以下同様）出願件数は，国内で約2,720件，外国で約1,040件（このうち，2004年９月末現在，開発成果として保有している特許権は，国内約710件，外国約350件）である。2004年７月から９月における登録件数は国内２件，外国４件である（表１参照）。2004年度９月末における出願件数は国内17件，外国21件である。

特許の外部利用実施状況は，使用者と実施許諾契約を締結し，契約累計はこれまで35件であり，現在は16件を許諾している。

表１　2004年７月から９月における特許登録一覧

種類		登録日	登録番号	発明の名称	特許権者
国内	特許	2004.６.11	3563048	ロータリーキルンのシール構造	サイクル機構 東洋エンジニアリング(株) (株)栗本鐵工所
		2004.８.20	3588595	高融点物質の融点測定方法	サイクル機構
外国	特許	2004.２.26	19848598 ドイツ	多重シース型ナトリウム漏洩検出装置	サイクル機構
		2004.５.12	2390474 イギリス	放射性廃液からの元素の分離回収方法	サイクル機構 (財)産業創造研究所
		2004.７.21	2373046 イギリス	排気モニタリング方法	サイクル機構
		2004.７.28	ZL02106855.0 中国	クロムを含む酸化物分散強化型フェライト系合金管の製造方法	サイクル機構

(2) コンピュータコードの利用

研究開発の過程で開発されたコンピュータ・プログラム（計算コード）については，外部利用が考えられるものについて，ソフトウェア会社と計算コードの販売に係る業務代行契約を締結し，利用者への使用許諾を行っている。これまでの契約累計は21件で,現在は８件の許諾を継続している。

３．施設・設備の供用

技術協力の一環として,サイクル機構の施設･設備を利用した施設等の供用を行っている。2004年度は，東濃地科学センターの第２立坑（目的：無重量研究）及び瑞浪地科学館の一部（目的：深地層研究）の供用を継続実施した。

４．国内技術協力研修

日本原燃(株)MOX燃料加工技術者の研修は，４名が継続実施した。そのほかに，東電環境エンジニアリング(株)技術者１名が放射線管理分野の研修を継続実施した。また,(財)核物質管理センターより１名の研修員を受入れ分析研修を実施した。

（本社：技術展開部）

活動報告

特許・実用新案紹介

使用済核燃料中の希少元素FPの分離回収方法およびこれを利用した原子力発電－燃料電池発電共生システム

出願番号：特願2001－362251
出 願 日：平成13年11月28日
特許番号：特許第3549865号
登 録 日：平成16年４月30日
特許権者：核燃料サイクル開発機構

本発明は使用済み核燃料の再処理工場から発生する硝酸溶解液等の廃液に含まれる有用な希少元素の核分裂生成物を，パラジウム又は鉄を触媒として電解還元した後，一括溶解させて電流密度の違いにより白金族元素等を分離回収するものである。更に，回収した有用な希少元素を燃料電池における電極材料，水素製造触媒，精錬用触媒として利用するものである。

１．目　的

軽水炉や高速炉における使用済核燃料の再処理工場から発生する硝酸溶解液や放射性プロセス廃液中には，相当量の有用な希少元素の核分裂生成物（Ru(ルテニウム)，Rh(ロジウム)，Pd(パラジウム)，Ag(銀)，Tc(テクネチウム)，Se(セレン)，Te(テルル)）が含まれている。従来，硝酸溶液をにおいては，Pd^{2+}共存下で，定電流電解により，それらの有用な元素を陰極に電解還元析出させて回収するものであったが，反応速度を一定に保持する必要があり，かつ電解槽の装置構造も回収元素の種類に応じて複雑になるという問題点があり，将来の需要増が見込まれる燃料電池の電極材料や水素製造触媒として有用な元素の資源保護に資することを目的に開発したものである。

２．技術の概要

図１に使用済核燃料中の希少元素の核分裂生成物の分離回収方法の工程図を，図２に電解装置概略図（例）を示す。また，本発明で回収する希少元素の核分裂生成物を含む硝酸溶液には，TcO_4^-，$RuNO^{3+}$，$RhNO^{3+}$，Pd^{2+}，Ag^+，Te^{4+}，Se^{4+}，Zr^{4+}，Mo^{6+}等を含有している。これらの希少元素を回収する方法について，以下，図１の各工程を説明する。

・Ａ工程

図２において，フロー型電解槽(20)は隔膜(21)

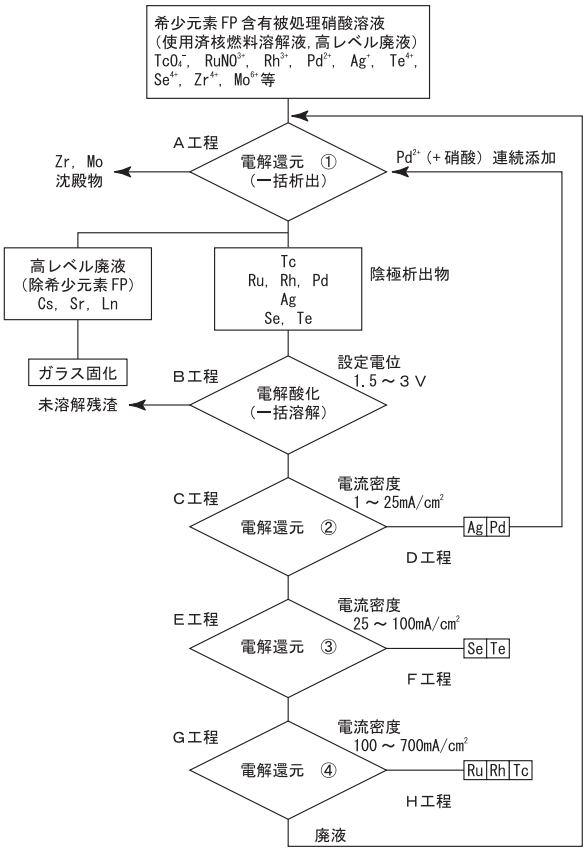
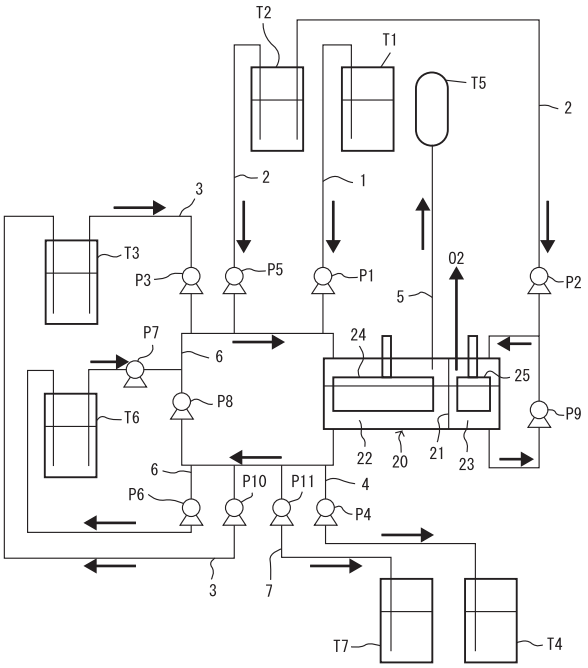


図１　使用済核燃料中の希少元素の核分裂生成物の分離回収方法の工程図



符 号 の 説 明

1 被処理硝酸溶液
2 硝酸溶液
3 触媒Pd^{2+}を含む硝酸溶液
4 希少元素の核分裂生成物を分離回収後廃液
5 水素
6 析出物溶解硝酸廃液
7 Se，Te硝酸廃液又はRu，Rh，Tc硝酸溶液
20 フロー型電解槽
21 隔膜
22 陰極室
23 陽極室
24 陰極
25 陽極

図２　希少元素の核分裂生成物の分離回収方法を実施するために使用する電解装置例

を介して陰極室(22)と陽極室(23)に隔て，それぞれに陰極(24)と陽極(25)を配置する。

タンク(T1）からの被処理液１はポンプ(P1)により電解槽(20)の陰極室(22)に，タンク(T2)からの純硝酸溶液２はポンプ(P2）により電解槽(20)の陽極室(23)に充填後，電解還元①を開始する。電解中はタンク(T3)からの触媒Pd^{2+}を含んだ硝酸溶液３をポンプ(P3)により，連続的に陰極室(22)へ供給するとともに，分離対象希少元素の核分裂生成物を除去（沈殿物として回収するZr，Moを除き一括析出）した電解後の陰極液を廃液(4)としてポンプ(P4）によりタンク(T4）へ抜き出し，電解中に陰極から発生する水素(5)はタンク(5)に回収する。

・B工程

続いて，陰極(24)を陽極に切り替えて純硝酸溶液をタンク(T2）からのポンプ(P5）により連続供給し，電解酸化させて析出物である希少元素の核分裂生成物を純硝酸溶液２に溶解する。この析出物溶解硝酸溶液６をポンフ(P6）によりタンク(T6）へ随時回収する。

・C工程

陽極を陰極に再度切り替え，タンク(T6）に回収した析出物溶解硝酸溶液６(硝酸濃度を調節後)を電解槽の陰極室(22)とタンク(T6）の間でポンプ(P7とP8）により循環させるとともに，陽極室(23)の純硝酸溶液２をポンプ(P9）により循環させて電解還元②を行い，析出物溶解硝酸溶液６中のPd, Agのみを陰極(24)上に析出させる。A工程と同様に発生する水素は水素タンク(5)に回収する。

・D工程

陰極(24)を陽極に切り替えて，純硝酸溶液２をタンク(T2）からポンプ(P5）により連続供給し，電極(24)上の析出物であるPd, Agを純硝酸溶液２中に溶解する。この溶解硝酸溶液はポンプ(10)によりPd^{2+}, Ag^{+}および硝酸溶液３としてタンク(T3)に随時回収し，A工程で処理される高レベル廃液中に添加される。

このように順次，極性の切り替え，析出物溶解硝酸溶液６のタンク(T6）と陰極室(22)間の循環，電解還元することにより，Se，Te（E，F工程）および，Ru，Rh，Tc(G，H工程）の分離を行う。

回収した水素ガスは精製後，燃料電池用に利用することが可能であり，資源の有効活用と燃料電池発電との共生システムを提供するものである。

（本社：技術展開部）

お知らせ

「サイクル機構シンポジウム」の開催について

「サイクル機構シンポジウム」を下記のとおり開催いたします。
詳細につきましては，核燃料サイクル開発機構広報部までお問い合わせください。
※サイクル機構ホームページ（http://www.jnc.go.jp/）からお申し込みいただけます。

1．日　　時　2005年1月27日(木)　13：30～17：00

2．場　　所　有楽町朝日ホール（東京都千代田区有楽町2-5-1　有楽町マリオン11階）

3．後　　援　(社)日本原子力学会，(社)日本原子力産業会議

4．プログラム

テーマ　新たな信頼への創造　―新たなステージにおける研究開発―

(1) 開会挨拶	13：30～13：35	理 事 長	殿塚　猷一
(2) 業務報告	13：35～14：35		
① 総括報告	13：35～13：55	副理事長	岸本洋一郎
② 個別報告	13：55～14：35		
・プルトニウム利用と核不拡散		理　　事	河田東海夫
・「もんじゅ」と世界の研究開発拠点		理　　事	柳沢　　務
(3) パネルディスカッション	14：35～15：35		
「原子力は正しく理解されているのか」			
モデレータ		科学ジャーナリスト	中村　政雄氏
パネリスト		衆 議 院 議 員	与謝野　馨氏
		ノンフィクション作家	上坂　冬子氏　他
休　憩	15：35～15：45		
(4) 特別講演	15：45～16：55（70分）		
「日本をとりまく緊迫する国際情勢」		外交評論家	岡本　行夫氏
(5) 閉会挨拶	16：55～17：00	副理事長	木阪　崇司

問 合 せ 先

核燃料サイクル開発機構
広報部　眞鍋
電話　029-282-0749（直通）
FAX　029-282-4934
サイクル機構ホームページ
(http://www.jnc.go.jp/)

INFORMATION

核燃料サイクル開発機構

Japan Nuclear Cycle Development Institute

本社	〒319−1184	茨城県那珂郡東海村村松４−４９	TEL (029) 282−1122
敦賀本部	〒914−8585	福井県敦賀市木崎６５−２０	TEL (0770) 23−3021
新型転換炉ふげん発電所	〒914−8510	福井県敦賀市明神町３	TEL (0770) 26−1221
高速増殖炉もんじゅ建設所	〒919−1279	福井県敦賀市白木２−１	TEL (0770) 39−1031
東海事業所	〒319−1194	茨城県那珂郡東海村村松４−３３	TEL (029) 282−1111
大洗工学センター	〒311−1393	茨城県東茨城郡大洗町成田町４００２	TEL (029) 267−4141
人形峠環境技術センター	〒708−0698	岡山県苫田郡上斎原村１５５０	TEL (0868) 44−2211
東濃地科学センター	〒509−5102	岐阜県土岐市泉町定林寺９５９−３１	TEL (0572) 53−0211
幌延深地層研究センター	〒098−3207	北海道天塩郡幌延町宮園町１−８	TEL (01632) 5−2022
東京事務所	〒100−8577	東京都千代田区内幸町2−1−8　新生銀行本店ビル11階	TEL (03) 5157−1911
東京インフォメーションルーム	〒100−0006	東京都千代田区有楽町1−1−2　日比谷三井ビル1階	TEL (03) 3593−9497
福井事務所	〒910−0005	福井県福井市大手3−4−1　福井放送会館5階	TEL (0776) 25−3040
六ヶ所事務所	〒039−3212	青森県上北郡六ヶ所村尾駮字沖付	TEL (0175) 71−2716
札幌事務所	〒060−0005	北海道札幌市中央区北五条西6丁目　北海道通信ビル5階	TEL (011) 200−1681
水戸連絡事務所	〒310−0852	茨城県水戸市笠原町978−25　茨城県開発公社ビル4階	TEL (029) 301−1020

〈海外事務所〉

WASHINGTON	JNC Washington Office 1825 K Street, N. W., Suite508 Washington D.C.20006 U.S.A.	TEL 202−338−3770 FAX 202−338−3771
PARIS	JNC Paris Office 4−8, Rue Sainte−Anne, 75001 PARIS France	TEL 1−4260−3101 FAX 1−4260−2413

サイクル機構技報
JNC Technical Review
No.25 2004.12

2004年12月20日発行

©2004　核燃料サイクル開発機構

編集発行　核燃料サイクル開発機構　技術展開部　技術協力課
〒319-1184　茨城県那珂郡東海村村松4-49
TEL:029(282)1122(代)　FAX:029(282)7980
E-Mail:gihoh@jnc.go.jp　URL:http://www.jnc.go.jp/

製作　いばらき印刷株式会社
〒319-1112　茨城県那珂郡東海村村松字平原3115-3
TEL:029(282)0370　FAX:029(282)0524
E-Mail:info@i-printing.co.jp　URL:http://www.i-printing.co.jp/

©2004　Japan Nuclear Cycle Development Institute

Published by　Technical Cooperation Section, Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan

サイクル機構

核燃料サイクル開発機構
Japan Nuclear Cycle Development Institute

R100
PRINTED WITH SOY INK
古紙配合率100%再生紙と大豆油インキを使用しています。