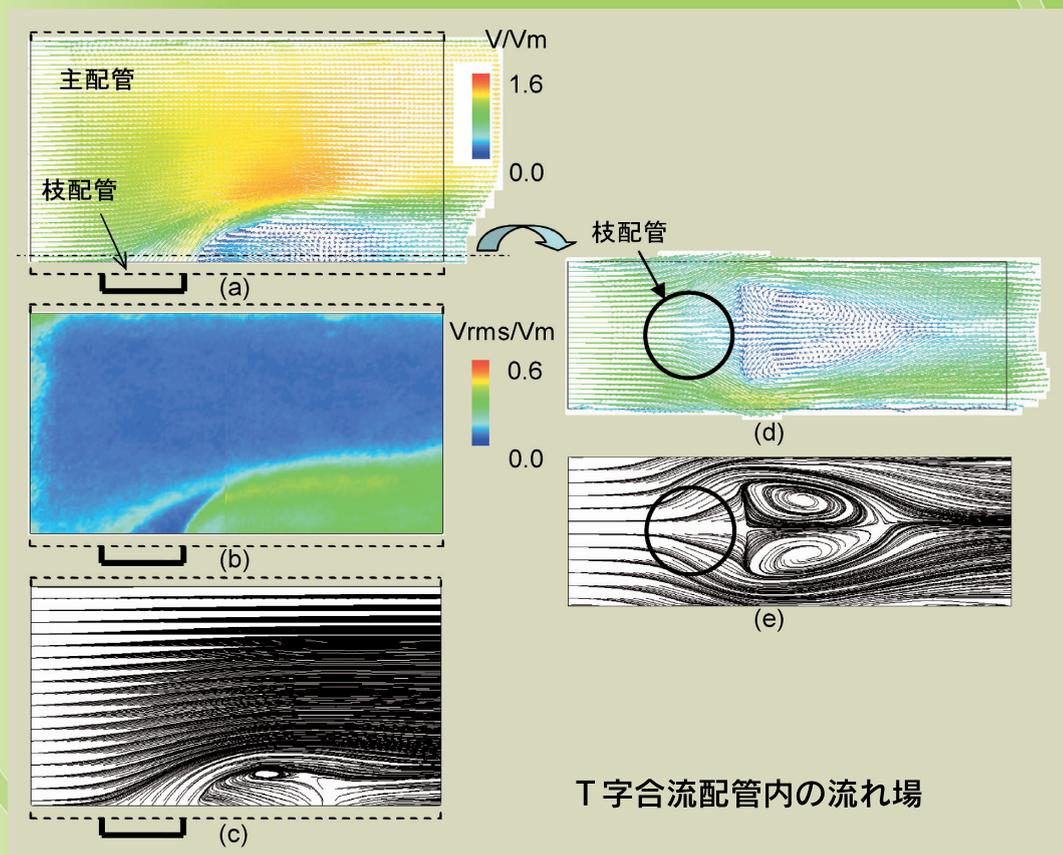
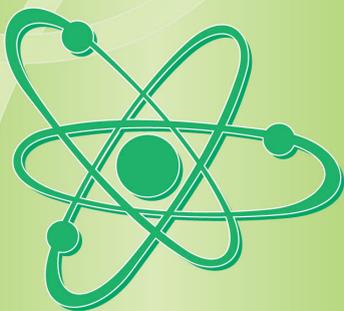
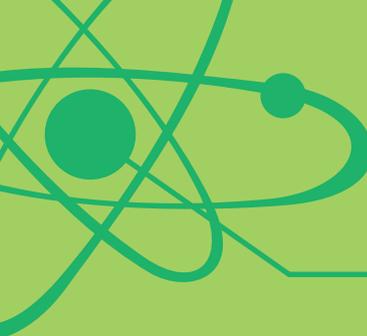


サイクル機構技報

JNC Technical Review
No.27 2005.6





サイクル機構技報

No.27 2005年 6 月

目 次

技 術 報 告

- MONJU Core Neutronics Analysis Method Upgrading Research 1
- New Collapsing Algorithm for Condensation of the Transport Cross-Sections for the 3-D Transport Code NSHEX -
ガリーナ・トドロヴァ 西 裕士 石橋 淳一
- 超臨界水有機溶液分解装置の設計・製作と分解試験 17
日下 謙一 小田倉誠美 大内 祐司
- 再処理技術の歴史, 現状及び課題の分析・評価 -英国のセラフィールドを例として- 23
高橋 啓三

研 究 報 告

- 小規模ナトリウム漏えい時におけるプール燃焼挙動 31
二神 敏 大野 修司 西村 正弘
- 高サイクル熱疲労の熱流動現象に関する研究 - T管及び平行三噴流体系の温度変動 - 41
上出 英樹 五十嵐 実 木村 暢之 林 謙二

シ ョ ー ト ノ ー ト

- 中性子線量当量(率)測定器の性能実証試験フィールドの開発 55
辻村 憲雄 吉田 忠義 高田 千恵

会 議 報 告

- 第14回もんじゅ・国際技術センター技術報告会 59
-2005年 3 月 1 日, 2 日開催- 阿部 秀明
- 2004年度地層処分技術に関する研究開発報告会 -わが国の地層処分計画を支える技術基盤の継続的な強化-
-2005年 3 月 8 日開催- 63
北村 暁
- JNC原子力平和利用国際フォーラム 核物質管理学会日本支部共催ワークショップ 69
「次世代原子力システムの核拡散抵抗性～定義と評価手法開発の現状～」
-2005年 3 月18日開催-
井上 尚子 堀 啓一郎 千崎 雅生

JNC Technical Review

No.27 2005.6

CONTENTS

概況報告

高速増殖炉サイクルの研究開発	
高速増殖炉原型炉「もんじゅ」の研究開発	73
高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究	77
高速増殖炉の研究開発	80
高速増殖炉燃料の研究開発	84
高速増殖炉燃料再処理技術の研究開発	86
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	89
軽水炉燃料再処理技術の研究開発	95
環境保全技術開発	98
核物質管理と核不拡散対応	103
安全管理と安全研究	105

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	109
---	-----

活動報告

業務品質保証活動	111
外部発表	113
技術情報管理，情報システム	120
大学等との研究協力，社内公募型研究	121
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	124
特許・実用新案紹介	126

サイクル機構技報

No.27 2005年6月

表紙の全体デザインと色調

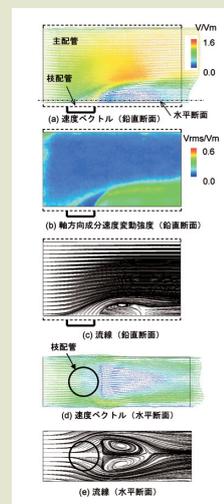
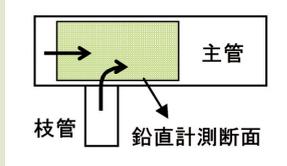
全体デザインは、「サイクル機構による情報発信」をイメージしたものです。萌葱色(もえぎいろ)を基調とした色調は、「サイクル機構における新たな萌芽」を表現したものです。

表紙の画像

T字合流配管内の流れ場

原子炉に限らず合流配管はプラントを構成する重要な要素である。温度の異なる流体が合流する場合には合流部で流体温度の変動が生じる。これが配管壁に伝わると配管には熱応力が繰り返し負荷される。この応力の振幅が大きく、何百万回も繰り返される場合には疲労損傷が生じ、ついには流体が漏洩することがある。このような現象は高サイクル熱疲労と呼ばれ、プラントの経年劣化、健全性確保の観点で重要な課題となっている。

表紙の図は、高サイクル熱疲労の要因である流体の温度変動特性を知るために実施した、T字管水流動試験の測定結果である。温度変動を引き起こす主管と枝管の流れが混合する様子を流速分布として捉えている。試験では透明アクリル製の試験部に対して、パルスレーザー光線とCCDカメラを用いた最新の画像計測手法を適用し、T管部の流速分布を主管と枝管の両方の中心軸を含む鉛直断面内 (a, b, c) と主管の内部で枝管の軸に垂直な水平断面 (d, e) で計測した。図はそれぞれ断面内の流速ベクトル(a, d)、主管軸方向の速度成分の変動強度(b)、流線 (c, e: 流れに乗って移動する粒子の軌跡) を示している。主管の流れが枝管から出た噴流を避けるように流れ、枝管噴流の背後には、渦を作って大きく変動する流れがあることがわかる。



画像提供：大洗工学センター
要素技術開発部

関連する技術報告タイトル：高サイクル熱疲労の熱流動現象に関する研究
－T管及び平行三噴流体系の温度変動－

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/siryu/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 2005

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
© 2005 JAPAN NUCLEAR CYCLE DEVELOPMENT INSTITUTE



MONJU Core Neutronics Analysis Method Upgrading Research

- New Collapsing Algorithm for Condensation of the Transport Cross Sections for the 3 D Transport Code NSHEX -

Galina TODOROVA Hiroshi NISHI Junichi ISHIBASHI

International Cooperation and Technology Development Center, Tsuruga Head Office

「もんじゅ」炉心核特性解析手法の高度化研究
- 3次元輸送計算コード NSHEXにおける新たな輸送断面積縮約手法開発 -

ガリーナ・トドロヴァ 西 裕士 石橋 淳一

敦賀本部 国際技術センター

The 3 D transport discrete ordinate code NSHEX has been implemented for solving a range of criticality problems concerning FBR MONJU. In order to reduce the existing energy group collapsing effect in the few group results for the effective multiplication factor (k_{eff}), a new algorithm for condensation of the macroscopic transport cross section (XS) has been proposed. This paper overviews the recent progress of MONJU criticality analysis and presents a description on the new collapsing algorithm, the results from verification tests and a discussion from the viewpoint of the finite difference method of the code NSHEX. According to the presented results, the new collapsing algorithm reduces the energy group collapsing effect for k_{eff} and improves the fast flux space distribution. It can be recommended as a better algorithm for condensation of the transport XS for the code NSHEX instead of the conventional current weighted method.

3次元ノード法Sn輸送計算コードNSHEXによる輸送効果補正評価では、少数群縮約断面積を用いた場合、エネルギー群縮約効果が無視できなかった。このNSHEXコードにおける輸送断面積の扱いについて、筆者らはその原因がノード内の中性子束分布を関数近似していることにあることを明確化し、これに基づく輸送断面積の新たな縮約手法を提案した。本稿では、まず「もんじゅ」炉心の臨界性解析に関する最新の知見を概観し、それとの関係を含めて上記輸送断面積の新たな縮約手法につき紹介する。「もんじゅ」炉心の臨界性解析については、これまでも各種検討が実施されている。その中で、輸送効果補正は重要な因子のひとつであるが、この手法によれば実効増倍係数の群縮約依存性が解消できるだけでなく、中性子の空間分布についても改善が見られることを、参照解に基づく検証計算により明確化した。これより、本縮約手法が従来手法に替えて推奨できることを確認した。

Key Word

FBR, MONJU, Criticality Analysis, Transport Cross Section, Energy Group Collapsing, Nodal Method, Transport Code, Discrete Ordinate Method, NSHEX, JENDL 3.2

キーワード

FBR「もんじゅ」、臨界性解析、輸送断面積、エネルギー群縮約、ノード法、輸送計算コード、角度分点法、NSHEX、JENDL 3.2



ガリーナ・トドロヴァ

炉心技術開発グループ所属
日本学術振興会外国人特別
研究員
ブルガリア・ヴァルナ工科
大学講師、炉物理専攻
工学博士



西 裕士

炉心技術開発グループ所属
グループリーダー
「もんじゅ」、FBRの炉心特
性解析・遮蔽設計解析及び
その高度化研究に従事



石橋 淳一

炉心技術開発グループ所属
「もんじゅ」の炉心解析及び
その高度化研究に従事

現在：ヴァルナ自由大学助教授
Associate Professor, Varna Free University

1. Introduction

The initial criticality of the Japanese prototype FBR MONJU was achieved in April 1994. The major reactor core characteristics were measured and analyzed by criticality experiments and physics analysis^{1), 2)} using the JUPITER analysis system³⁾.

The criticality of the FBR core, like MONJU, should be analyzed exactly based on the transport equation of the neutrons without any finite difference approximations of the neutron energy and space coordinate or geometry approximation. This kind of exact analytical calculation is becoming practical due to the recent progress in computer technology, using the continuous energy Monte Carlo method. However, this method demands huge amount of computer resources and the obtained results contain certain statistical errors. Therefore, it is still important to improve and to validate the accuracy of the conventional deterministic method.

This paper overviews the recent progress in the MONJU criticality analysis and presents some new findings concerning the transport effect correction discussed in detail later.

2. Overview of Recent Progress

Recently the advanced core analysis system MEISTER has been developed⁴⁾ and utilized for MONJU core physics test analysis. MEISTER system is being developed aiming at an interactive overall core characteristics analysis tool for use on a PC in an easy but accurate manner. Some examples of input and output screens are shown in Figures 1 and 2. MEISTER system assumes 24 mesh per assembly and 18 energy group calculation as the standard option, instead of the conventional 6 mesh per assembly and 7 energy group calculation.

But the MEISTER system has been established based on the conventional diffusion approximation calculation instead of the exact transport calculation, assuming the isotropic scattering of the neutrons in the core as usually assumed. The transport correction by the application of the exact three dimensional (3D) hexagonal transport code, like NSHEX⁵⁾, is one of the major issues to be investigated for the accurate physics analysis of the MONJU core.

Moreover, it is common that the neutron energy is divided into finite number of energy groups and the space coordinate is approximated

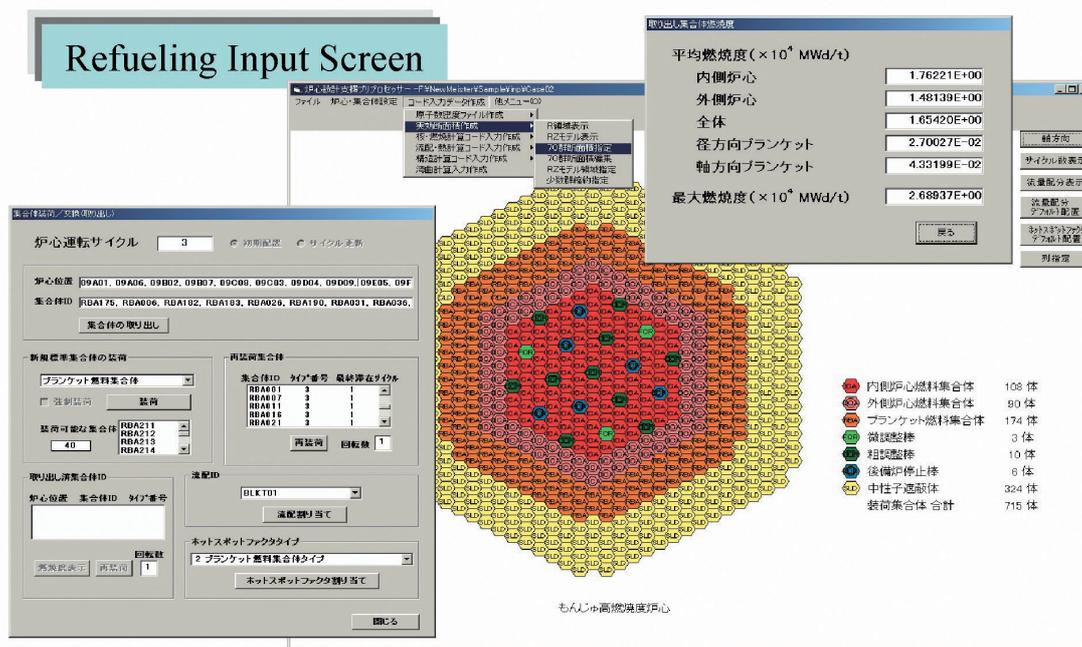


Fig. 1 MEISTER System Pre-processor (An Example of Input Screen)

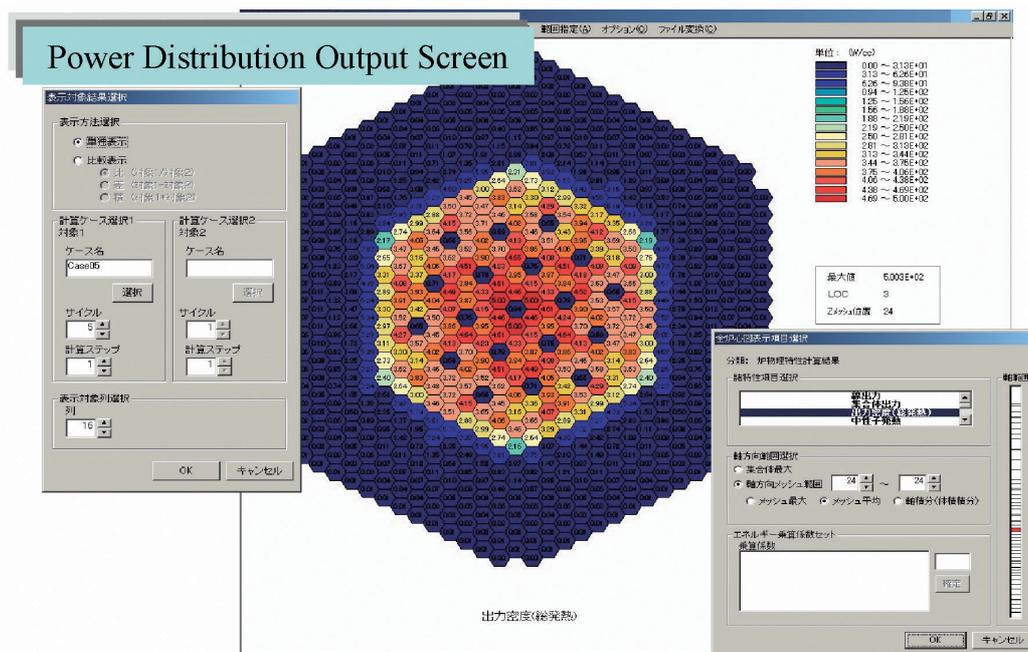


Fig. 2 MEISTER System Post-processor (An Example of Output Screen)

by finite size mesh interval in order to enable the numerical calculation by the computers. The fine internal structure of the fuel assembly: fuel pellet, cladding, wrapper tube, etc., is usually approximated into homogenized model. These approximations require the correspondent corrections to obtain the exact final results.

These corrections are usually evaluated by comparing the obtained results of the approximated method and the exact method assuming a typical core model. As a result, these corrections for the criticality analysis of the MONJU initial critical core were evaluated as follows, for example, depending on the reference approximation methods^{3),6)}:

- (1) Transport effect: +0.5 to +0.6% k_{eff}
- (2) Cell heterogeneity effect: +0.4 to +0.6% k_{eff}
- (3) Energy group collapsing effect: <0.1% k_{eff}
- (4) Mesh effect: 0.1% k_{eff}

Most recent evaluation results of these corrections are shown in Figure 3. The basic result was based on the MEISTER calculation with 24 mesh per assembly and 18 energy group option. The mesh effect was evaluated by comparing the results by the fine mesh calculations based on the inverted mesh squared rule. The neutron energy group collapsing effect was evaluated by compar-

ing the results of Monte Carlo calculations with different energy group structures, e.g. 70 energy group and continuous energy. The transport effect was examined with the homogeneous cell model calculations, where the continuous energy Monte Carlo method was compared to the MEISTER diffusion method with corrections for the mesh and energy group effects. Then the cell heterogeneity effect was evaluated by the exact heterogeneous Monte Carlo calculation.

The final corrected exact results were compared with the measured data and the E (Experiment)/ C (Calculation) correction was applied to adjust the bias of the used nuclear data library based on the past critical experiments or MONJU measured data. An example of the excess reactivity prediction for the MONJU initial start up core, not only by the E/C correction method but also by the nuclear data library adjustment method, is shown in Figure 4. These results show some discrepancy between the E/C correction method and the adjusted library method, which should be investigated further. One of the possible reasons for this is that these evaluations are based on the probabilistic: Monte Carlo method. Therefore, the evaluation by the conventional deterministic

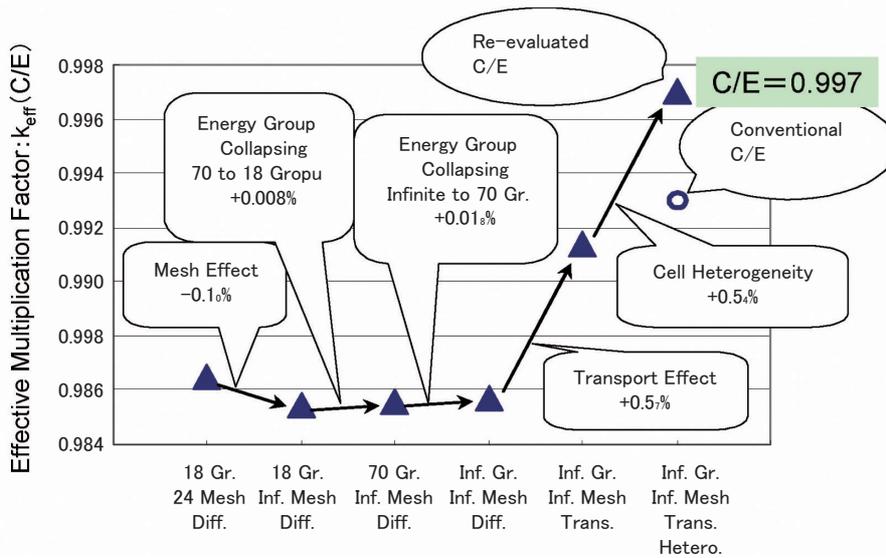
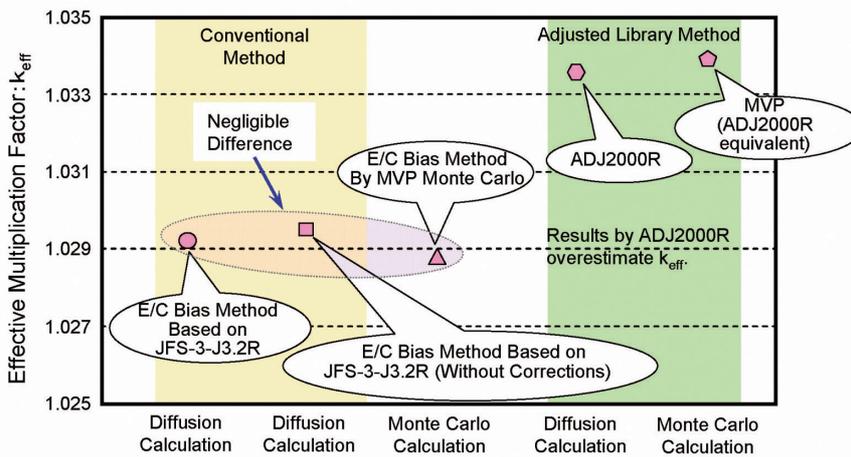


Fig. 3 Corrections for Criticality Analysis by Homogeneous Diffusion Calculation



Predicted Excess Reactivity (Effective Multiplication Factor) by Each Method

Fig.4 MONJU Initial Start-up Core Excess Reactivity Prediction

method would be helpful in improving prediction accuracy. The transport effect evaluation by the exact deterministic three dimensional (3D) hexagonal transport code NSHEX was conducted for the accurate physics analysis of the MONJU core.

3. Transport Effect Evaluation by NSHEX

The code NSHEX is a hexagonal geometry 3D transport code that solves the neutron transport problem by a discrete ordinate nodal method, which gives consistent results with the most recent CEA's reactor analysis system ERANOS⁷⁾ re-

sults (below 0.04% k_{eff} difference) by the non collapsed 70 energy group calculations. The anisotropic scattering effect is simulated by the extended transport approximation. The neutron transport equation is solved using a nodal scheme with one mesh cell (node) per hexagonal assembly in plane. The node internal spatial neutron flux distribution and transverse leakage distribution are simulated using second order polynomial series approximation. Advanced methods for accurate description of radial and axial neutron leakage are incorporated into the code^{8), 9)}. These

methods have been verified by NEA/CRP 3D Neutron Transport Benchmark Model and large assembly size KNK II Model¹⁰⁾.

It is well known that the transport methods in core physics analysis demand huge computational resources: CPU time and computer processing memory. The application of these methods is therefore limited and are applied mainly to the evaluation of the transport effect corrections for the diffusion results. Such kind of analysis was usually performed for problems of smaller size and coarse energy group approximation, for example, 2D R Z model or small 3D X Y Z model with 7 energy group approximation, assuming the inter independency of the transport effect correction from the energy group approximation or from the core modeling. As the size of the problem depends on the core model, energy group approximation and the method associated approximation, the 3D transport code NSHEX has been utilized mainly by low order discrete ordinate approximation (S_4) and up to 18 energy group approximation in partial core models for MONJU criticality analysis.

The authors presented the results from discrete ordinate analysis by the code NSHEX for a wider range of 3D core models. As a result, a good agreement between NSHEX and the Monte Carlo probabilistic code GMVP¹¹⁾ was pointed out. The maximal differences were below 0.1% k_{eff} , as a confirmation for the applicability of the code

NSHEX to the MONJU whole core analysis in 70 energy group calculations. However, the large energy group collapsing effect of NSHEX, which was not found in the GMVP results, remained as a major issue to be investigated further^{12), 13), 14)}. For example, the effect of the energy group collapsing from 70 to 18 groups had been evaluated by the diffusion code system MEISTER to be at the order of 0.01% k_{eff} ⁶⁾. The NSHEX transport results, however, showed the effect to be more than several scores of times larger.

Current core design considers 1% k_{eff} of the design margin for the core reactivity (effective multiplication factor) as shown in the safety analysis report for licensing. To increase the accuracy of the prediction and to decrease the current design margin leads to improved design method for the future up graded MONJU core (for instance, even 0.1% k_{eff} reduction of the uncertainty allows for 6 days extension of full power operation). This is schematically shown in Figure 5.

The MONJU whole core analysis in 70 energy group calculation obliges some limit in the S_n order approximation, even when using the most recent computer such as the engineering workstation. This requires the elimination of such a large energy group approximation dependency for the practical application of the deterministic transport method. A proposal of a new condensation algorithm for the transport XS in few energy group structures has been developed recently, that has

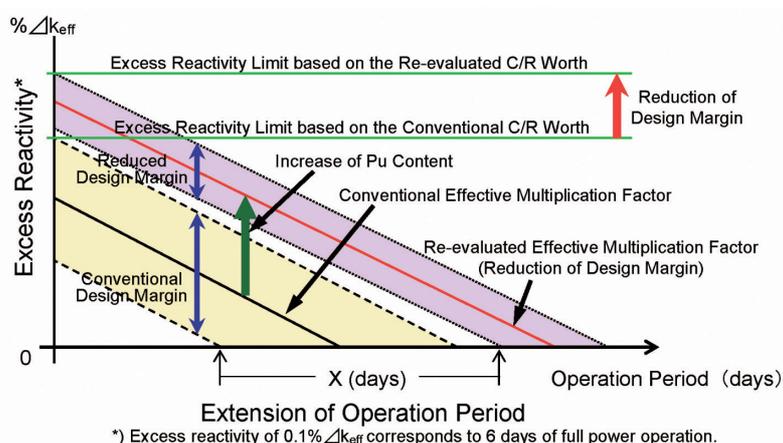


Fig. 5 Extension of Operation Period by Design Margin Reduction

been verified by a number of 3D MONJU simulation tests^{15), 16)}. The details of the proposed method are shown below.

4. Solved problems and used methods

4.1. MONJU cores

FBR MONJU is a sodium cooled MOX fueled (PuO_2 UO_2) reactor with thermal power of 714 MW. The reactor core consists of two plutonium enrichment zones (inner and outer core) of different Pu/(Pu+U) weight ratio (Figure 6). The plutonium enriched zones are surrounded by radial and axial (upper and lower) blankets, which contain depleted UO_2 fuel. Axial and radial shields for reduction of the neutron fluence on the core internals and the reactor vessel surround all the fissile and fertile fuel zones. Two MONJU cores of different core layout have been analyzed: the initial critical core (ICC) (Figure 7) and the initial start up core (ISC) (Figure 8). The ICC corresponds to the FBR MONJU core layout when the initial criticality has been achieved while the ISC corresponds to the core layout at the beginning of the initial operation cycle of the FBR MONJU as a power plant. One important feature of the ICC is that 30 fuel sub assemblies in the outer core are replaced by dummy fuels. In addition to the ICC and ISC whole core models, a series of simplified models have also been simulated (ICC1, ICC2, ICC3) that consider simplified core configurations as follows: in the model ICC1 the radial blanket and the radial shield are ignored; in the model ICC2 the axial shields are also removed in addition to ICC1; the model ICC3 considers only the plutonium enriched zones. The discrete ordinate analysis by the code NSHEX has been performed in S4 approximation under convergence criteria of 5×10^{-5} for k_{eff} and 5×10^{-4} for the neutron flux.

4.2. XS preparation

In this study the macroscopic XS in 70 energy group structure have been deduced from the derived 70 energy group grouped constant set for fast reactors JFS 3 J3.2R based on the Japanese evaluated nuclear data library JENDL 3.2¹⁷⁾ by the

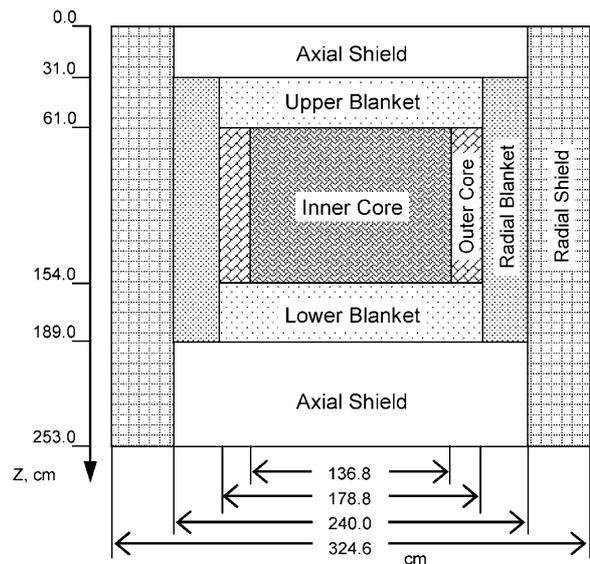


Fig. 6 FBR MONJU R-Z scheme

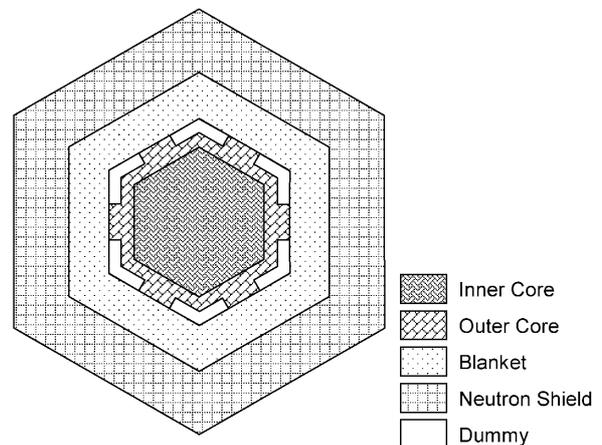


Fig. 7 MONJU ICC layout

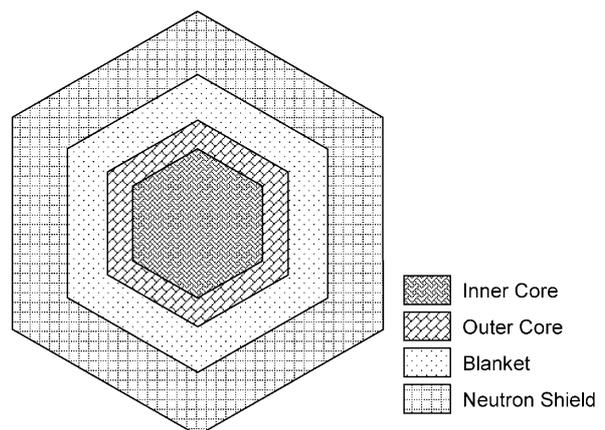


Fig. 8 MONJU ISC layout

code SLAROM¹⁸⁾. These XS have been used in the 70 energy group criticality analyses of the MONJU cores. For the few energy group analy-

ses, the XS have been condensed by the code JOINT⁽⁹⁾ using the 70 energy group fluxes calculated by the 2D R Z option of the diffusion code CITATION⁽²⁰⁾. The transport XS have been condensed by two methods: the conventional current weighted method

$$\Sigma_{tr,G} = \frac{\sum_{g \in G} \Sigma_{tr,g} D_g \Phi_g}{\sum_{g \in G} D_g \Phi_g}, \text{ where } D_g = 1/3 \Sigma_{tr,g} \quad (1)$$

and by the new collapsing algorithm, defined below.

4.3. Definition of the new collapsing algorithm

The new algorithm for condensation of Σ_{tr} can be represented in a standard formulation as

$$\Sigma_{tr,G} = \sum_{g \in G} \Sigma_{tr,g} F_g, \quad (2)$$

where the weighting functions F_g are defined as

$$F_g = \Sigma_{tr,g}^Y \Phi_g / \sum_{g \in G} \Sigma_{tr,g}^Y \Phi_g, \quad (3)$$

considering $\beta = 1/2$:

$$F_g = (\Phi_g / \sqrt{\Sigma_{tr,g}^g}) / \sum_{g \in G} (\Phi_g / \sqrt{\Sigma_{tr,g}^g}) \quad (4)$$

Both flux weighted and current weighted methods can be commonly described by the equation (3) where the different power coefficients repre-

sent the different collapsing methods: $\beta = 0$ for the flux weighted method, while $\beta = 1$ for the current weighted method. The new collapsing algorithm therefore is proposed in the same general formulation of the weighting functions, however, the new β represents another correlation between the collapsing fluxes and the transport XS in the weighting functions. For simplicity, the new collapsing algorithm will be noted below as CCM (Combined Collapsing Method), as it can be formally considered as a combination between the flux weighted and the current weighted methods.

5. Results

5.1. The transport XS

The transport XS in 18 energy group structure, obtained by the current weighted collapsing and present method (CCM) have been compared. It has been found that the new collapsing algorithm (CCM) causes an increase of the transport XS, which is most significant in the energy groups 6 (from 0.821 MeV to 0.388 MeV) and 13 (from 4.31 keV to 2.03 keV). Figure 9 presents the percentage rise of Σ_{tr} for the inner core material composition of the MONJU ICC due to the new collapsing algorithm. In the two above mentioned energy groups, the transport XS change has been evaluated to be 1.69% and 3.55%, respectively.

An additional preliminary study has been performed in order to evaluate the sensitivity of the ef-

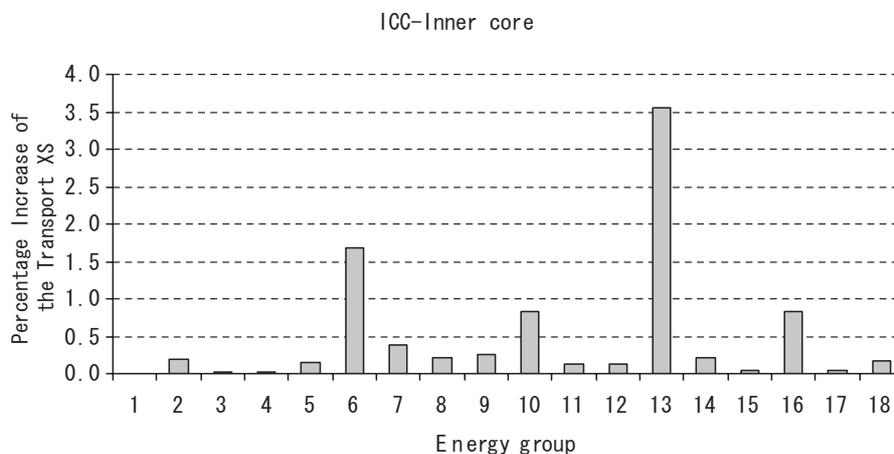


Fig. 9 Percentage increase of the transport XS due to the present collapsing method

fective multiplication factor to the macroscopic effective transport XS in the different energy groups. The quantities $S_{\Sigma_{tr,g}} = \delta k_{eff} / \delta \Sigma_{tr,g}$ (the percentage change of k_{eff} , caused by 1% rise of the transport XS in the given energy group) have been calculated varying the transport XS in the inner core and outer core of MONJU ICC. Figure 10 shows the results for $S_{\Sigma_{tr,g}}$ that have been obtained by NSHEX calculations in S_4 approximation. It can be noticed that the sensitivity coefficients are very small in the low energy region. This implies that the significant rise of the transport XS in the energy group 13 due to the new collapsing

method actually has negligibly small effect on the k_{eff} , while the increased transport XS in the energy group 6 may cause more notable effect. The values of the transport XS in 70 and 18 energy group structures, obtained for the interval of energies, corresponding to the energy group 6 are presented in Figure 11, where the collapsing fluxes are shown as well.

5.2. The energy group approximation effect of k_{eff}

First of all the results from 70 energy group NSHEX analyses have been verified. The percentage differences $\Delta k_{eff} = (k_{eff}^{NSHEX} - k_{eff}^{ref}) / k_{eff}^{ref} * 100$

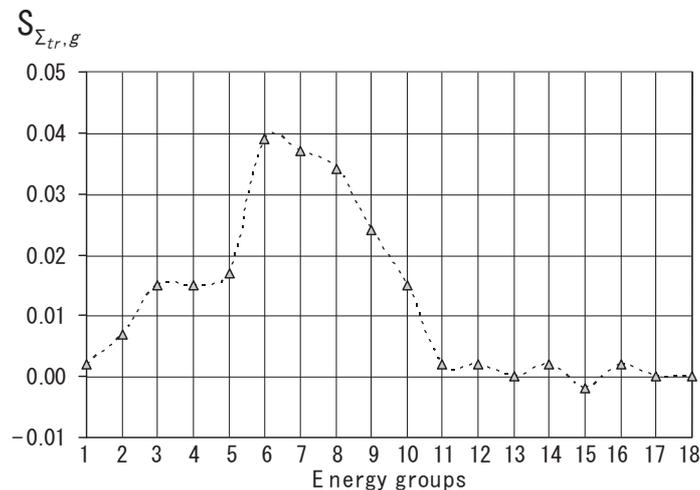


Fig. 10 Sensitivity of the k_{eff} to the macroscopic transport XS

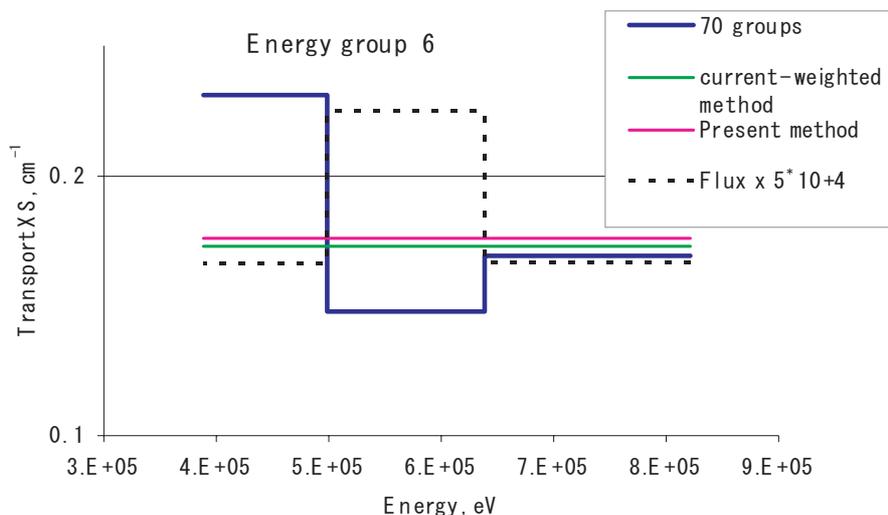


Fig. 11 The transport XS, collapsed in 18 energy-group structure by the current-weighted and the present methods - Inner core, ICC

are shown in Table 1, where the GMVP or ERANOS results are considered as reference. These results show very good agreement between the NSHEX and the transport deterministic and probabilistic results in 70 energy group approximations. The few energy group criticality analyses for the above mentioned MONJU cores have been conducted with XS that have been prepared using the current weighted collapsing method and then applying the new CCM. The energy group collapsing effect has been estimated comparing k_{eff} from the few group analysis with the corresponding 70 energy group values: $(k_{eff}^G - k_{eff}^{70}) / k_{eff}^{70} * 100$. The results are shown in Table 2 as well as Figures 12 and 13.

Table 1. Verification of 70 energy-group NSHEX results for k_{eff}

Case	Reference code	% k_{eff}
ICC	GMVP	-0.03
ISC	GMVP	-0.10
ISC	ERANOS	-0.04

Table 2. The energy group collapsing effect, $\% \Delta k_{eff} / k_{eff}^{70}$

Energy-group approximation	18 groups		7 groups	
	Current-weighted	CCM	Current-weighted	CCM
ICC	-0.12	-0.001	-0.19	-0.003
ICC1	-0.12	-0.08	-0.33	-0.10
ICC2	-0.20	-0.05	-0.31	-0.09
ICC3	-0.19	-0.02	-0.32	-0.03
ISC	-0.15	-0.05	-0.25	-0.09

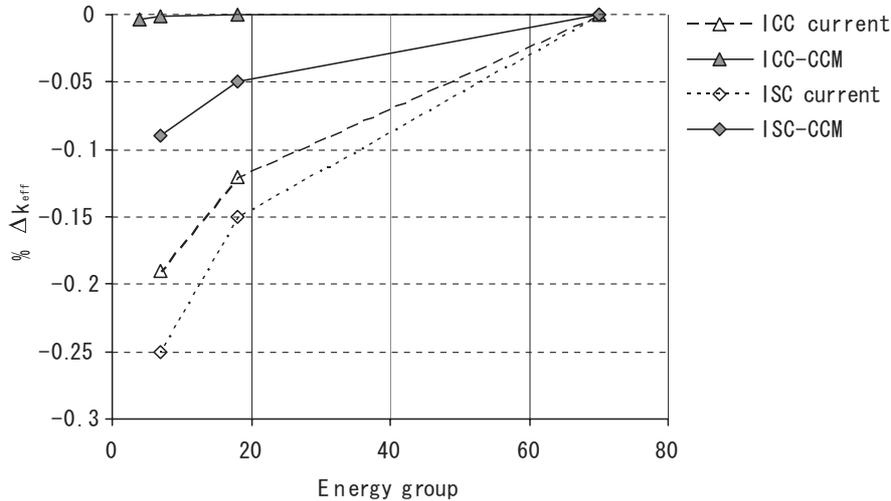


Fig. 12 The energy group collapsing effect for the whole core tests

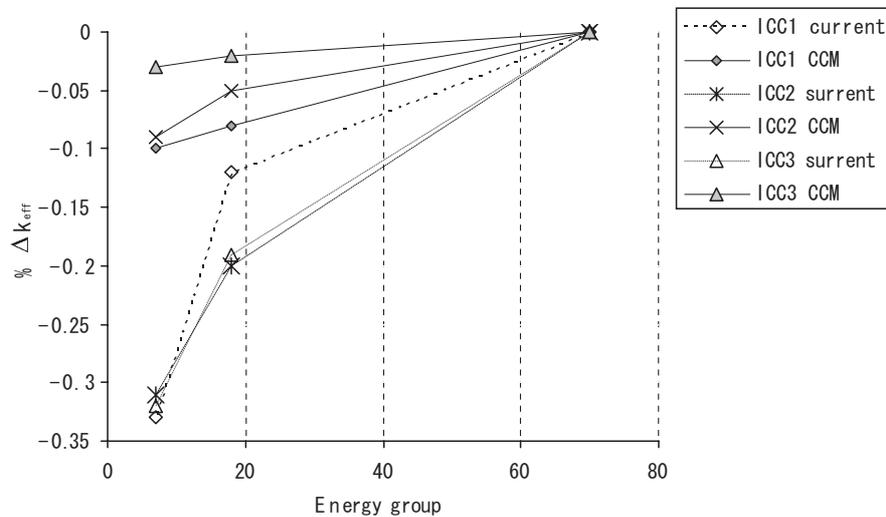


Fig. 13 The energy group collapsing effect for the simplified core tests

There are two things that are to be emphasized: in all test results the energy group collapsing effect is significantly reduced in case the CCM is applied; in case of the CCM no any remarkable dependency exists of the energy group collapsing effect from the core models, while in the case of the current weighted collapsing method, the energy group collapsing effect is larger for the simplified core model tests.

5.3. Fast flux space distribution

For the purposes of numerical analyses of the space and energy distributions of the neutron fluxes, a new software module based on the Mathematica 5 software has been developed. This module has been applied as a supportive tool to

analyze and visualize the numerical results from the NSHEX calculations. In this study the energy of 0.086 MeV has been considered as the low energy border of the analyzed flux that will be noted conditionally as fast flux. This is because the bottom limit of the fast energy region of 0.1 MeV cannot include the whole 8 th energy group in the 18 group structure.

The 3D distribution of the fast flux has been analyzed for the ISC test in 70 and 18 energy group approximations. The fast fluxes, calculated for each node in 18 energy group approximation, have been compared with the corresponding fast fluxes from the 70 energy group calculations. Figure 14 presents the relative differences where the 70 group data have been considered as reference.

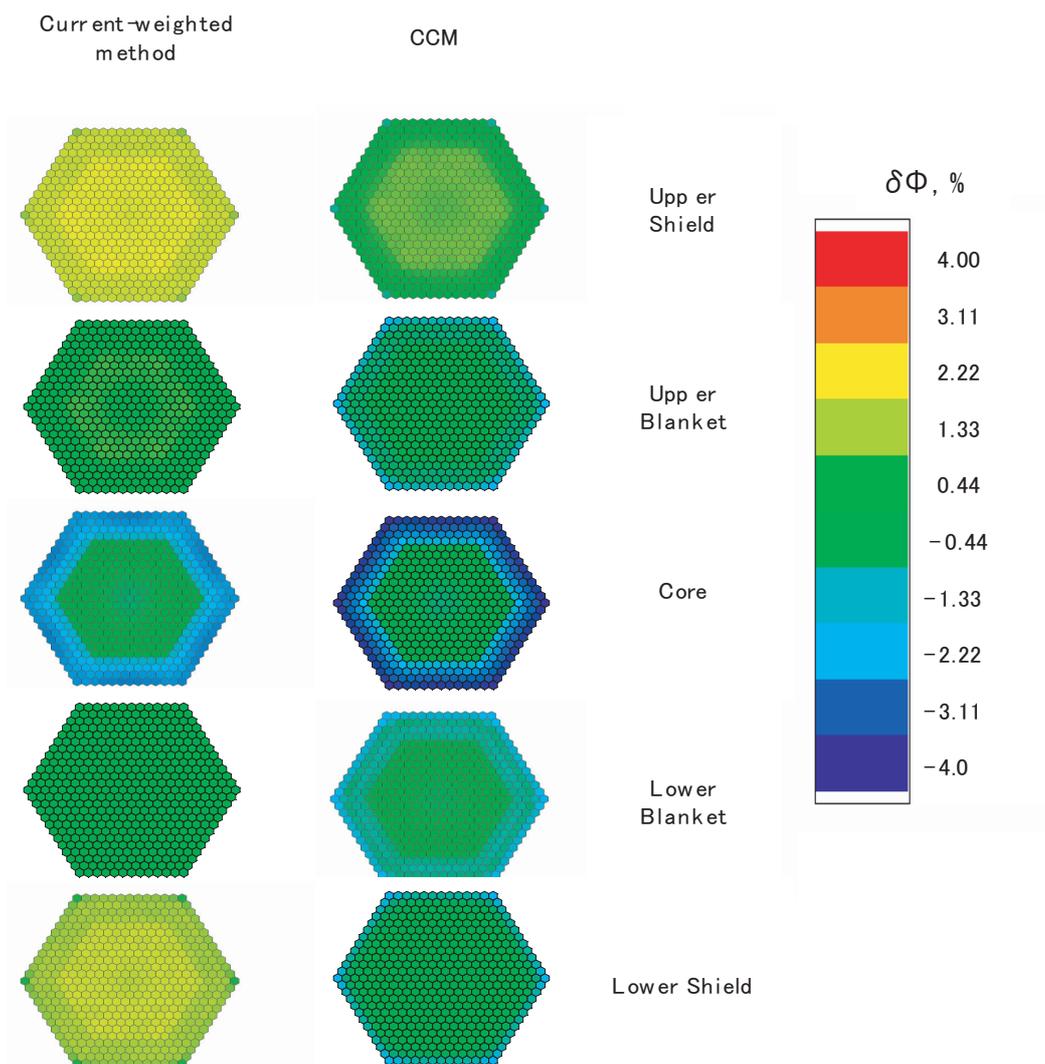


Fig. 14 Comparison between the fast fluxes in 70 and 18 energy-group results

The two series correspond to the results that have been obtained applying different collapsing methods for the transport XS in the 18 energy group analyses. The pictures in the series visualize the above mentioned percentage differences in the nodes positioned at about the middle of the corresponding axial regions.

The results from the comparisons show that in both cases (current weighed method and CCM) the fast flux data in 18 energy group approximation are in very good agreement with the 70 energy group data for the inner core and outer core, where the differences are below 0.5%. Some underestimation of the fast flux can be noticed in radial blanket and radial shield for both series (slightly stronger in the case of CCM) that indicated for underestimated neutron leakage from these nodes in 18 groups analyses. The most notable difference between the two series is the upper and lower shields. By the current weighted method the fast flux in the axial shields is overestimated in the 18 energy group analyses up to 2 % while by the CCM results are in very good agreement with the 70 energy group data.

Figure 15 shows the percentage differences for the fast neutron flux, averaged over all nodes in plane. It can be noticed that the averaged fast flux in the 18 energy group approximation is somewhat overestimated in the axial blankets and axial shields, but by the CCM the overestimation is re-

duced to below 1% and it is about two times smaller than that of the current weighted method.

6. Discussion

All numerical results indicate that the CCM can provide better transport XS condensation than the current weighted method. As it has been mentioned above, the energy group collapsing effect (by the current weighted collapsing method) is more significant for simulation tests with increased neutron leakage. It has been presumed that transport XS collapsing by the current weighted collapsing method causes overestimation of the neutron leakage. In contrast with the current weighted method, the CCM produces a negligibly small energy group collapsing effect that is almost independent from the core models. This implies that the new collapsing algorithm contributes to the better description of the neutron leakage in the few group analysis.

While the flux weighted method preserves the reaction rates in the few energy group structure, the current weighted method aims at preserving the neutron mean free path $\lambda_{tr,g}$ multiplied by the flux Φ_g :

$$\lambda_{tr,G} = \frac{\sum_{g \in G} \lambda_{tr,g} \Phi_g}{\sum_{g \in G} \Phi_g} = \frac{\sum_{g \in G} D_{g,G} \Phi_g}{\sum_{g \in G} \sum_{tr,G} D_{g,G} \Phi_g} = \frac{1}{\sum_{tr,G}}$$

The common understanding that the neutron cur-

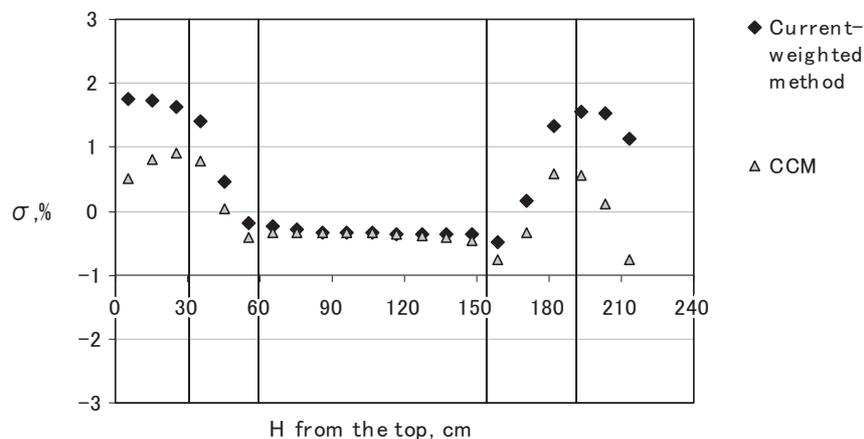


Fig. 15 Percentage differences between 18 and 70 energy-group averaged fast fluxes - axial distribution

rent has to be preserved is based on the Fick's law $J = -D \text{ grad } \Psi$ that is often used in the numerical description of the neutron leakage. The XS condensation with preserving the neutron current is applied under the assumption that flux gradients have the same energy dependency like the scalar fluxes. In fact, the best method for condensation of Ψ is the method, which is consistent with the physics model for simulation of the neutron leakage in the code. The nodal equivalent finite difference (NEFD)⁵⁾ method, which is incorporated in the code NSHEX, applies a higher order algorithm in the simulation of the integral neutron leakage from each node. In order to clarify the dependency of the neutron leakage on the transport XS condensation, a short description of the NEFD is necessary.

In a multi group formulation, the 3D S_n neutron transport equation for energy group g is described as follows:

$$\Omega^m \cdot \nabla \Psi_g^m(x, y, z) + \Sigma_{tr, g} \Psi_g^m(x, y, z) = Q_g(x, y, z) \quad (5)$$

where the following notations are used:

- Ω^m Vector of the m th angular direction;
- $\Psi_g^m(x, y, z)$ Angular flux in the m th angular direction;
- $\Sigma_{tr, g}$ Transport macroscopic effective cross section, corrected against the scattering anisotropy;
- $Q_g(x, y, z)$ the fission and scattering source that is considered to be isotropic and is determined via the macroscopic fission and scattering XS and the scalar flux $\Psi_g(x, y, z)$.

The code NSHEX solves the 3D problem by a set of one dimensional problems, found from (5) by double transverse integration (for example over axes y and z):

$$\frac{\mu_x^m}{h_r} \cdot \frac{\partial}{\partial x} [y_s(x) \Psi^m(x)] + \Sigma_{tr, y_s}(x) \Psi^m(x) = y_s(x) Q(x) - L_{\perp}^m(x) \quad (6)$$

where μ_x^m is the x component of the neutron flight path in the m direction (μ^m and μ^m correspond to y and z); $y_s(x) = (1 - |x|) / \sqrt{3}$ is the function that represents the x dependency of the y coordinates of the hexagonal node's boundaries in

plane; h_r the horizontal mesh spacing; $L^m(x)$ is the transverse leakage term. The suffix for energy group "g" is omitted for simplicity. The hexagonal geometry is considered in a coordinate system $\{x, z\}$ ($x = x, u, v$) where the axes are perpendicular to the walls of the hexagonal node. The averaged dimensional angular fluxes $\Psi_{\Omega}^{m, g}$ are assumed equal to the nodal averaged angular flux $\bar{\Psi}_{\Omega}^m$ that is computed from the 3D neutron balance equation. The total leakage per unit volume is represented by:

$$L^m = \frac{2}{3h_r} [\mu_x^m (\Psi_{x^+}^{m, out} - \Psi_{x^-}^{m, in}) + \mu_u^m (\Psi_{u^+}^{m, out} - \Psi_{u^-}^{m, in}) + \mu_v^m (\Psi_{v^+}^{m, out} - \Psi_{v^-}^{m, in})] + \frac{\xi^m}{h_z} (\Psi_{z^+}^{m, out} - \Psi_{z^-}^{m, in}), \quad (7)$$

where $\Psi_{x^{\pm}}^{m, in}$ and $\Psi_{x^{\pm}}^{m, out}$ are the surface averaged angular fluxes on the left and the right sides of each node, known as the in coming ($\Psi_{x^{\pm}}^{m, in}$) and the out going ($\Psi_{x^{\pm}}^{m, out}$) angular fluxes. The nodal coupling equations that relate the in coming and out going angular fluxes are derived from the analytic solution of Eq. (6). This analytic solution can be numerically computed if the functions $Q(x)$ and $L^m(x)$ are approximated. The NEFD method assumes second order polynomials approximation for $\Psi^m(x)$, $\Phi(x)$, $Q(x)$ and $L(x)$:

$$\Psi^m(x) = \sum_{i=0}^2 \Psi_{i,x}^m h_i; \quad h_i = (1, x, x^2 - 5/72) \quad (8)$$

$$\Phi(x) = \sum_{i=0}^2 \Phi_{i,x} h_i$$

$$Q(x) = \sum_{i=0}^2 Q_{i,x} h_i$$

$$L_{\perp}^m(x) = \begin{cases} L_{r^+}^{x,m}(x > 0) \\ L_{r^-}^{x,m}(x < 0) \end{cases} + y_s(x) \sum_{i=0}^2 L_{z,i}^{x,m} h_i,$$

where $L_{r^+}^{x,m}$ and $L_{r^-}^{x,m}$ are the radial parts of the transverse leakage that correspond to $x > 0$ and $x < 0$ and $L_{z,i}^{x,m}$ are the moments of the axial part of the transverse leakage. The scalar flux moments $\bar{\Psi}_{i,x}$ are computed via the angular flux moments $\bar{\Psi}_{i,x}^m$ by quadrature and then are used for computation of the source moments $Q_{i,x}$. In the calculation of the transverse leakage moments, both the scalar flux moments and the angular flux moments are

used⁹⁾.

In the NEFD method the following high order relations between the incoming and the outgoing angular fluxes are derived for description of the dimensional neutron leakage:

$$\Psi_{x^+}^{m,out} = \Psi_{x^-}^{m,in} + \frac{\Psi_0^m - (\beta_x^m \Psi_{x^-}^{m,in} + \delta_x^m)}{\alpha_x^m} \quad (9)$$

$$\Psi_{z^+}^{m,out} = \Psi_{z^-}^{m,in} + \frac{\Psi_0^m - (\beta_z^m \Psi_{z^-}^{m,in} + \delta_z^m)}{\alpha_z^m},$$

where α_x^m and α_z^m represent the intra node increment of the m th neutron angular flux along the x and z axis and the coefficients $\{\beta_x^m, \beta_z^m\}$ and $\{\delta_x^m, \delta_z^m\}$ are calculated via the response matrix coefficients $F_0^{x,m}$, $G_{00}^{x,m}$, ε_x^m , $F_0^{z,m}$, $G_{00}^{z,m}$, ε_z^m :

$$\alpha_x^m = \frac{G_{00}^{x,m}}{F_0^{x,m}}, \quad \alpha_z^m = \frac{G_{00}^{z,m}}{F_0^{z,m}} \quad (10)$$

$$\beta_x^m = \frac{G_{00}^{x,m} + G_0^{x,m} F_0^{x,m} - G_{00}^{x,m} \varepsilon_x^m}{F_0^{x,m}}$$

$$\beta_z^m = \frac{G_{00}^{z,m} + G_0^{z,m} F_0^{z,m} - G_{00}^{z,m} \varepsilon_z^m}{F_0^{z,m}} = 1 \quad (11)$$

$$\varepsilon_x^m = \exp\left(-\frac{\Sigma_{tr} h_x}{\mu_x^m}\right), \quad \varepsilon_z^m = \exp\left(-\frac{\Sigma_{tr} h_z}{\xi^m}\right) \quad (12)$$

From Eq. (7) and Eq. (9) it is easy to notice that the quantities that multiply the angular fluxes in the simulation of the neutron leakages are $\frac{1}{\alpha_k^m}$ and

$\frac{\beta_k^m}{\alpha_k^m}$ for $k=x, u, v, z$. Assuming that the angular fluxes have the same energy dependency like the node averaged scalar flux, it can be concluded that the dimensional leakages would be effectively preserved in a few energy group structure, if the XS collapsing is performed by a method that can preserve $\frac{\Phi_g}{\alpha_k^m}$, taking into account that $0 < \mu_k^m$

1. In this study the functions $\frac{1}{\alpha_x^m}$ have been computed from Eq. (10). The expressions for the response matrix coefficients have been derived by substituting the polynomials (7) in the analytic solution of the Eq. (6) and applying the weighted residual method as in Ikeda's paper⁵⁾. As a result,

the following expressions have been found, that represent the dependency of $F_0^{x,m}$ and $G_{00}^{x,m}$ on μ_x^m :

$$F_0^{x,m} = \frac{\exp\left(-\frac{h_r \Sigma_{tr}}{\mu_x^m}\right)}{h_r \Sigma_{tr}^2} \{2\mu_x^m [\exp\left(\frac{h_r \Sigma_{tr}}{2\mu_x^m}\right) - 1]^2 + h_r \Sigma_{tr} [\exp\left(\frac{h_r \Sigma_{tr}}{\mu_x^m}\right) - 1]\}$$

$$G_{00}^{x,m} = \frac{\exp\left(-\frac{h_r \Sigma_{tr}}{\mu_x^m}\right)}{6h_r^2 \Sigma_{tr}^3} \{-8(\mu_x^m)^2 [1 - 2\exp\left(\frac{h_r \Sigma_{tr}}{2\mu_x^m}\right) + \exp\left(\frac{3h_r \Sigma_{tr}}{2\mu_x^m}\right)] + 4h_r \mu_x^m \Sigma_{tr} [1 - 2\exp\left(\frac{h_r \Sigma_{tr}}{\mu_x^m}\right) + 2\exp\left(\frac{3h_r \Sigma_{tr}}{2\mu_x^m}\right)] + 3h_r^2 \Sigma_{tr}^2 \exp\left(\frac{h_r \Sigma_{tr}}{\mu_x^m}\right)\}$$

Figure 16 presents the function $\frac{1}{\alpha_x^m}$, computed for a range of μ_x^m and Σ_{tr} for $h_r=11.56$ cm. It can be noticed that the dependency of $\frac{1}{\alpha_x^m}$ on μ_x^m is more significant for the $\Sigma_{tr} < 0.3$ cm⁻¹, that corresponds to the Σ_{tr} in the fast energy groups.

Equation (3) implies that the neutron leakage would be preserved, if μ_x^m is selected such that μ_x^m is in good agreement with the functions $\frac{1}{\alpha_k^m}$.

The functions μ_x^m for $\mu_x^m = -1$ and $\mu_x^m = -1/2$ have been compared with the function $\frac{1}{\alpha_x^m}$, computed for $\mu_x^m=0.9$ (Figure 17). It can be noticed that the function $1/\sqrt{\Sigma_{tr}}$ is in better agreement with $\frac{1}{\alpha_x^m}$ than the function $1/\mu_x^m$. The differences between $1/\sqrt{\Sigma_{tr}}$ and the function $1/\mu_x^m$ are more significant in the regions of the smaller μ_x^m (higher energy groups). It implies that the condensation of the transport XS by preserving $\Phi/\sqrt{\Sigma_{tr}}$ can provide better preservation of the neutron leakage especially in the fast energy groups than the conventional current weighted method in the NEFD method of the code NSHEX.

The new weighting functions (4) that has been applied for the collapsing of the transport XS by the CCM have the feature to preserve $\frac{\Phi}{\sqrt{\Sigma_{tr,G}}}$,

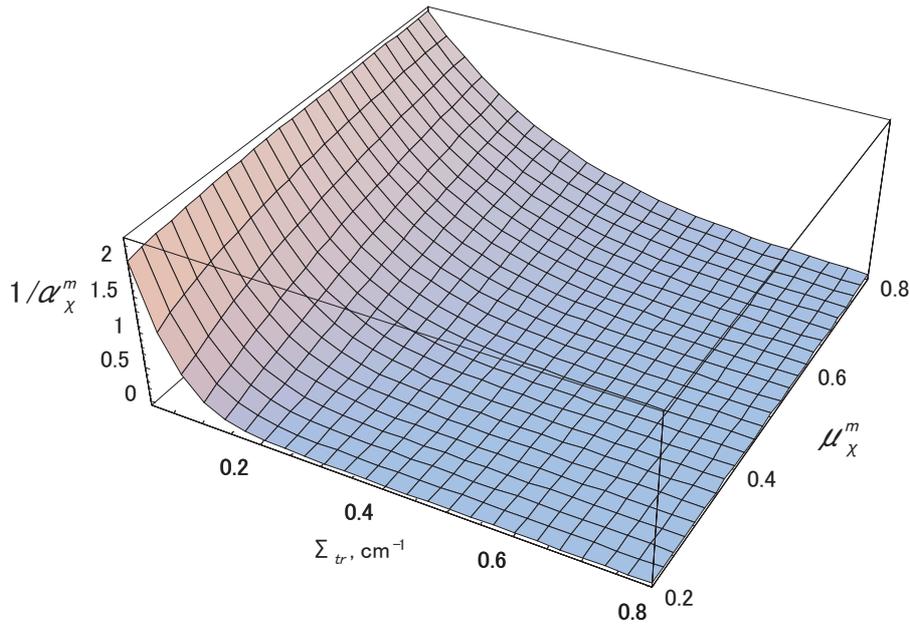


Fig. 16 The dependency of the functions $\frac{1}{\alpha_x^m}$ on Σ_{tr} and μ_x^m .

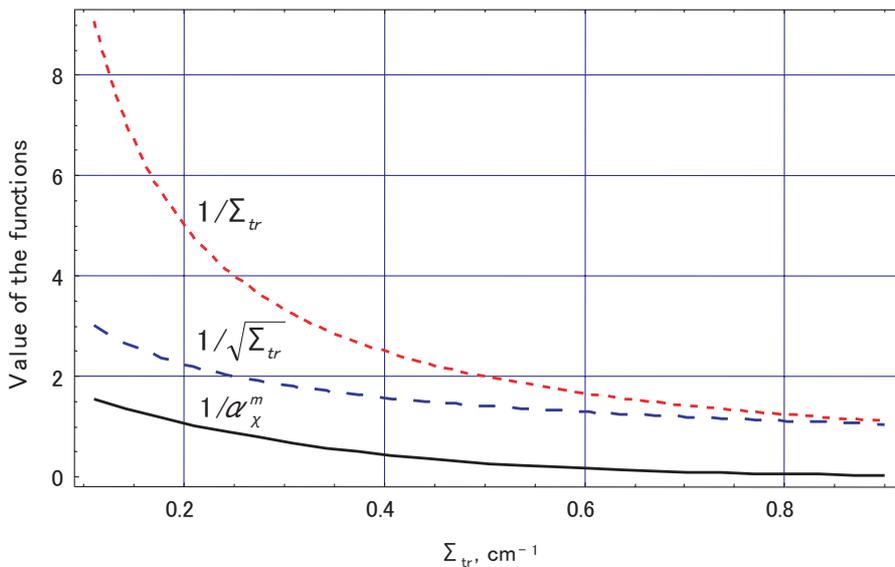


Fig. 17 Comparison of the functions $1/\Sigma_{tr}$ and $1/\sqrt{\Sigma_{tr}}$ with $\frac{1}{\alpha_x^m}$ dependencies on the transport XS.

which implies the preservation of the neutron current independent on the energy group approximations by selecting of Σ_{tr} in good agreement with the function $\frac{1}{\alpha_k^m}$, based on the above mentioned discussions:

$$\begin{aligned} \sqrt{\Sigma_{tr,G}} &= \frac{\sum_{g \in G} \sqrt{\Sigma_{tr,g}} \Phi_g / \sqrt{\Sigma_{tr,g}}}{\sum_{g \in G} \Phi_g / \sqrt{\Sigma_{tr,g}}} = \frac{\sum_{g \in G} \Phi_g}{\sum_{g \in G} \Phi_g / \sqrt{\Sigma_{tr,g}}} \\ \rightarrow \frac{1}{\sqrt{\Sigma_{tr,G}}} &= \frac{\sum_{g \in G} \frac{1}{\sqrt{\Sigma_{tr,g}}} \Phi_g}{\sum_{g \in G} \Phi_g} \end{aligned} \tag{13}$$

This can be approximately given by substituting

= - 1/2 into the equation (3).

7. Conclusions

The problem with the significant energy group approximation effect in the few group criticality analysis by the code NSHEX has been resolved by introducing of a collapsing algorithm for the transport XS by new weighting functions.

All numerical tests that have been conducted based on variety of FBR MONJU cores, confirmed the advantage of the new collapsing algorithm in comparison with the conventional current weighted method. The energy group collapsing effect of the effective multiplication factor has been reduced to negligibly small values. The spatial distribution of the fast flux has been significantly improved and has been found to be in better agreement with the 70 energy group distribution. By analyzing the NEFD method of the code NSHEX in detail, it has been confirmed that the new weighting functions are in good agreement with the specific functions that are used in the code NSHEX in the simulation of the neutron leakage.

According to these results, the new collapsing algorithm can be recommended for application in the XS processing for the few energy group analyses by the code NSHEX instead of the conventional current weighted method. Moreover, it should be noted that this collapsing algorithm could be applicable for the improvement of the energy group collapsing effect of the nodal method transport calculation codes, which incorporate some intra node flux distribution approximation. The transport XS collapsing algorithm should be carefully investigated and examined, especially for the nodal method transport codes, while they offer efficient resource saving for calculations.

Acknowledgements

Dr. Galina Todorova would like to express her gratitude to Japan Society for the Promotion of Science (JSPS) that sponsors her research in Japan.

References

- 1) S. Sawada, T. Suzuki, *et al.*, "Reactivity characteristics evaluations of the initial core of MONJU," *PHYSOR 96*, Mito, Japan, Sept. 16 20, 1996, Vol.3, pp.E76 E85, (1996)
- 2) S. Usami, T. Suzuki, *et al.*, "Evaluation of the FBR MONJU Core Breeding Ratio and the Power Distribution from the Reaction Rate Distribution Measurement," *PHYSOR 96*, Mito, Japan, Sept. 16 20, 1996, Vol.3, pp.E86 E95, (1996)
- 3) K. Sasaki, T. Suzuki, *et al.*, "Operational Results of the Prototype FBR Monju Analysis of Measured Reactivity Characteristics Using JENDL 3.2," *Trans. ENC'98*, Nice, France, Oct. 25 28, 1998, Vol.IV, pp.110 118, (1998)
- 4) A. Kitano, H. Teruyama, *et al.*, "Development of Monju Easy to Introduce System for Total Evaluation of Reactor Core," JNC TW4418 2001 002, Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC), (2002) [in Japanese].
- 5) H. Ikeda and T. Takeda, "A New Nodal S_n Transport Method for Three Dimensional Hexagonal Geometry," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 31[6], 497 (1994)
- 6) J. Ishibashi, Y. Morohashi, *et al.*, "A study on correction factors for the Monju initial critical core criticality analysis," *Proc. 2002 Fall Meeting of the Atomic Energy Society of Japan*, Iwaki, Japan, Sept. 14 16, 2002, p. 407 (M31), (2002), [in Japanese].
- 7) J. Y. Doriath, *et al.*, "ERANOS1: The Advanced European System of Codes for Reactor Physics Calculation," *Int. Conf. on Mathematical Methods and Super Computing in Nuclear Applications*, Karlsruhe, Germany (Apr. 1993)
- 8) K. Sugino, "A new method of treating radial leakage in nodal S_n transport calculation for hexagonal geometry," *Proc. PHYSOR'96*, Mito, Japan, Sept. 16 20, 1996, Vol.1, p. A 153, (1996)
- 9) K. Sugino and T. Takeda, "An improvement of the transverse leakage treatment for the nodal S_n transport calculation method in hexagonal Z geometry," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 33[8], p.620 627 (1996)
- 10) T. Takeda and H. Ikeda, "Three Dimensional Neutron Transport Benchmarks," NEACRP L 330, (1991)
- 11) T. Mori and M. Nakagawa, "MVP/GMVP: General purpose Monte Carlo codes for neutron and photon transport calculations based on continuous energy and multigroup methods," JAERI Data/Code 94 007, Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), (1994) [in Japanese].
- 12) G. Todorova, H. Nishi, J. Ishibashi, "Transport Criticality Analysis of FBR MONJU Initial Critical Core in Whole Core Simulation by NSHEX and GMVP," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 41[4], pp. 493 501, (2004)
- 13) G. Todorova, H. Nishi, J. Ishibashi, "A study on En-

ergy Group Dependency of Transport Effect in FBR MONJU Initial Critical Core Criticality Analysis," Proc. 2003 Fall Meeting of the Atomic Energy Society of Japan, Shizuoka, Japan, Sept. 24-26, 2003, pp. 301 (E22), (2003)

- 14) G. Todorova, H. Nishi, J. Ishibashi, "Transport Criticality Analysis for FBR MONJU Initial Critical Core in Whole Core Simulation by NSHEX and GMVP," *JNC Technical Review*, 22[2004.3], pp. 1-10, (2004)
- 15) G. Todorova, H. Nishi, J. Ishibashi, "A Study on the Effect of the Cross Sections Collapsing Method in FBR MONJU Criticality Analysis by the Transport Codes NSHEX and GMVP," Proc. 2004 Annual Meeting of the Atomic Energy Society of Japan, Okayama, Japan, March. 29-31, 2004, pp. 490 (O55), (2004)
- 16) G. Todorova, H. Nishi, J. Ishibashi, "Method for the Macroscopic Transport Cross Sections for Criticality Analyses of FBR MONJU by the Code NSHEX,"

J. Nucl. Sci. Technol., 41[12], pp. 1237-1244, (2004)

- 17) T. Nakagawa, T. Kawano, et al., "Japanese evaluated nuclear data library Version 3 Revision 2: JENDL 3.2," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 32[12], pp.1259-1271 (1995)
- 18) M. Nakagawa and K. Tsuchihashi, "SLAROM: a code for cell homogenization calculation of fast reactor," JAERI 1294, (JAERI), (1984)
- 19) M. Nakagawa, J. Abe, W. Sato, "Code System for Fast Reactor Neutronics Analysis," JAERI M 83 066, (JAERI), (1982).
- 20) T. B. Fowler, D. R. Vondy, G. W. Cunningham "Nuclear reactor analysis code: CITATION," ORNL TM 2496, Rev.2, Oak Ridge National Laboratory (1971).
- 21) A. E. Waltar and A. B. Reynolds, *Fast Breeder Reactors*, Pergamon Press (1981)



超臨界水有機溶液分解装置の設計・製作 と分解試験

日下 謙一 小田倉誠美 大内 祐司

東海事業所 環境保全・研究開発センター 処分研究部

Design and Production of "Resolution Device of Organic Solution by Super Critical Water (ROSE)" and Preliminary Examination

Kenichi HINOSHITA Makoto ODAKURA Yuji OUCHI

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

超臨界水を用いた有機溶液分解装置「ROSE」を製作し、東海事業所・地層処分放射化学研究施設（クオリティ）に設置した。超臨界水技術は焼却以外の有機溶液無機化方法の1つであり、本装置は使用済液体シンチレータのような放射性物質を含有する有機溶液を無機化することを目指している。

予備試験の結果では99.9%以上の有機物が分解して、回収液中の有機成分はCODあるいはTOCで10mg/l以下を達成した。

本稿では、グローブボックス内に設置した本装置の概要と、模擬液体シンチレータを用いた分解試験結果について報告する。

Resolution device of Organic solution by Super critical water, given the name " ROSE, " has been manufactured and installed in the " QUALITY " facility at JNC Tokai Works. Super critical water is one of alternative technologies that can convert organic solutions into inorganic ones other than incineration. This device is designed to treat organic solutions containing radioactive nuclides, such as spent liquid scintillators and so on.

The results of preliminary examination suggest that more than 99.9% of organic carbons in liquid scintillators can be changed into inorganic ones. Additionally, recovered solutions contain less than 10 mg/l organics as COD or TOC.

This report outlines the feature of ROSE set up in a glove box and the examination results of resolving simulated liquid scintillators

キーワード

超臨界水，液体シンチレータ，有機溶液，COD，TOC，グローブボックス，過酸化水素

Super Critical Water, Liquid Scintillator, Organic Solution, COD, TOC, Glove Box, Hydrogen Peroxide

1. はじめに

使用済みの液体シンチレータは、特定の核種（H, C, S, Ca, P）のみを含む場合は「液体シンチレータ廃液の焼却に関する安全管理について」の通知¹⁾により焼却の基準が定められている。一方、

それ以外の核種を含有する場合には焼却の基準がなく、可燃性の有機物として管理区域に保管することとなる。このような液体シンチレータも含めて、管理区域に保管されている有機溶液やオイル等の液体有機物を無機化することができれば、そ



日下 謙一
放射化学研究グループ
チームリーダー
地層処分放射化学研究施設
における分析業務に従事



小田倉誠美
放射化学研究グループ
副主任技術員
地層処分放射化学研究施設
における分析業務に従事



大内 祐司
放射化学研究グループ
地層処分放射化学研究施設
における分析業務に従事

現在：株式会社東芝

の後の処理によってより一層減容された安定な性状へ変換できて、火災のリスクも大幅に低減できる。

焼却以外の有機溶液無機化方法の1つとして超臨界水技術があり、近年さまざまな応用が図られている。そこで、地層処分放射化学研究施設（以下、「クオリティ」という）内で発生する有機溶液等の無機化処理のために、超臨界水技術を適用した小型の分解装置を（株）東芝と共同で設計・製作し、クオリティ内のグローブボックスに設置した。本装置での予備試験では99.9%以上の有機物分解率が得られ、回収液中の有機物濃度は10mg/l以下を達成できるとの見通しが得られた。

本稿では本装置の概要と、模擬溶液による試験結果について報告する。

2. 原理

図1に水の状態図を示す。水の臨界点は647K (374) 22.1MPaであり、臨界点以上の温度・圧力条件下にある水を超臨界水という。超臨界水の状態ではいくら加圧しても液相が現れず、気液界面が存在しない。水分子の塊が気体中のように高速で運動しており、有機物が共存していれば、水分子の塊が有機物の結合を切断して有機物を低分子化する。また、超臨界水は拡散係数が大きく、酸素が存在すれば有機物と酸素が均一に混合して酸化反応が促進される。このため、超臨界水中で有機物を酸化分解すると、難分解性物質であっても短時間（数分程度）で二酸化炭素と水に分解できる。また、水中で反応させることで、乾式燃焼に比べて酸化に伴う火災発生のリスクが少なく、分解しようとする有機溶液中の放射性物質や窒素

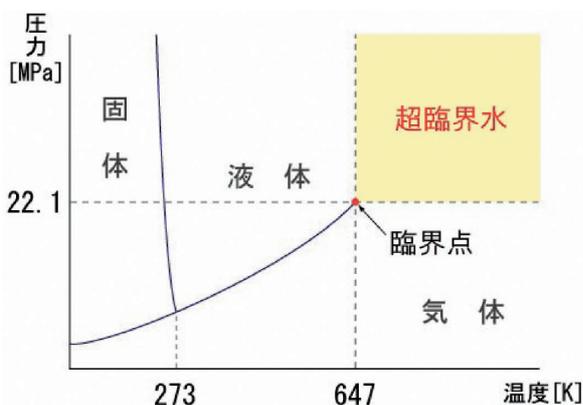


図1 水の状態図と超臨界水

酸化物 (NO_x) やイオウ酸化物 (SO_x) 等の分解生成物を水の中に維持できる。このため、排ガスはほとんどが二酸化炭素であり、排ガス処理設備が不要となるといった利点がある。

3. 装置

有機溶液分解装置を設計・製作し、核燃料サイクル開発機構・東海事業所（以下「サイクル機構・東海事業所」という）・クオリティに装置を設置した。本装置の名称を「超臨界水有機溶液分解装置 (Resolution device of Organic solution by Super critical water, 略称: ROSE (ローズ))」とした。東海事業所のある茨城県の県花である「バラ」にちなんで命名している。

装置の設計・製作にあたって、有機物分解性能を、分解処理後の回収液中有機物濃度を排水基準で指標とされるCOD (Chemical Oxygen Demand: 化学的酸素要求量) で10mg/l以下にできることを目標とした。なお、試験での有機物濃度の測定にはCOD測定とともに、TOC (Total Organic Carbon: 全有機炭素) 測定も併用した。

3.1 概要

表1にクオリティに設置した超臨界水有機溶液分解装置（以下、「ROSE」という）の装置概要を、図2にROSE概略設備図を示す。また、写真1にROSEを設置したグローブボックスと主要設備を示す。

ROSEは、放射性物質を含有する有機溶液を分解することを想定しているため、放射性物質に接触する機器をグローブボックス（以下、「GB」という）内に、放射性物質に接触しない機器類をGB外に設置している。

GB内には、酸化分解反応の起こる反応容器を中

表1 ROSEの装置概要

	設計条件	備考
圧力	通常使用圧力: 29MPa	設計圧力: 31MPa
温度	通常使用温度: 773K (500)	設計温度: 803K (530)
処理能力	有機物分解速度: 33g/hr以上 分解液のCOD濃度: 10mg/l以下	液体シンチレータで評価
酸化剤	31%過酸化水素水	
反応容器	内容積: 630ml 材質: SUS304	小型圧力容器
内部容器	内容積: 477ml 材質: チタン2種	

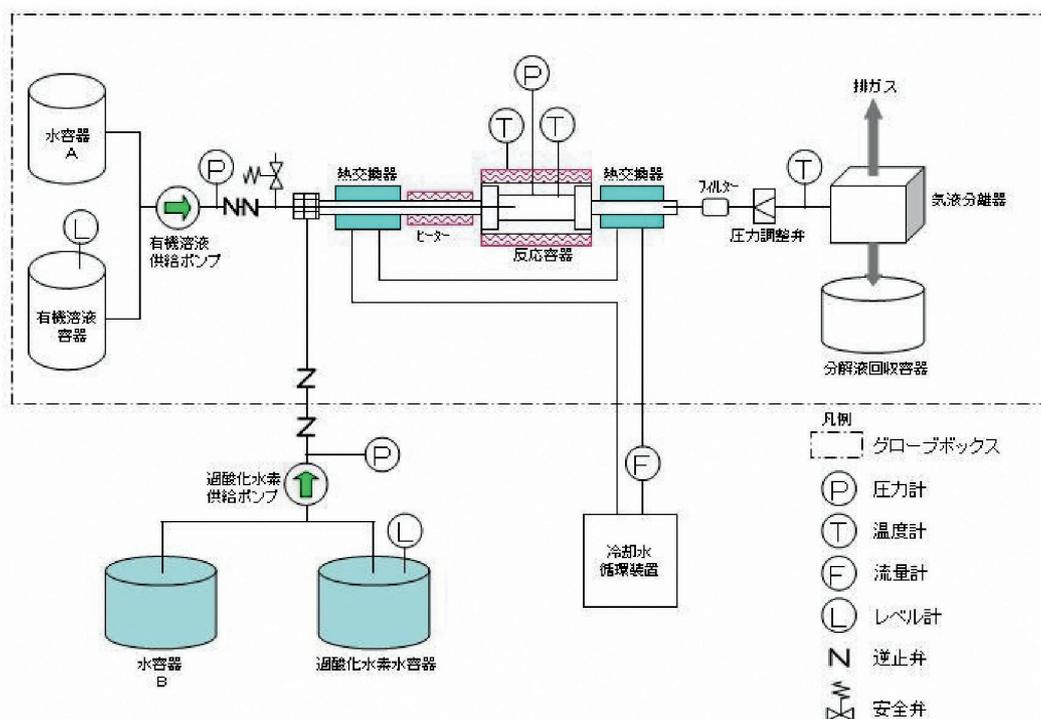


図2 ROSE 概略設備図

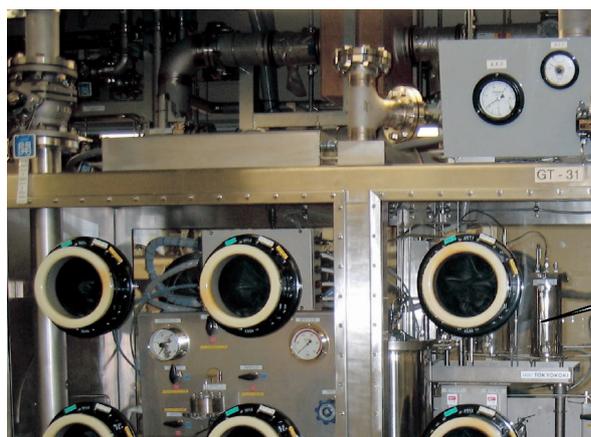


写真1 ROSE 外観

心に、上流側に分解対象の有機溶液と水の容器及びその高圧供給ポンプ（有機溶液供給ポンプ）等を、下流側に熱交換器、圧力調整弁、気液分離器、分解液回収容器等を設置している。反応容器は、内部容器と外部容器（小型圧力容器）からなり、内部容器内で酸化反応が起こる。そのため、内部容器は耐食性の高いチタン製としている。内部容器と外部容器は均圧に保たれ、高圧は外部容器で維持されている。GB内の限られた空間（概略寸法：0.8m × 1.1m × 2.0m）に設置するため、反応容器の容量を630mlとしており、有機物の処理量とし

て約33g/hの能力を有する。

GB外には、酸化剤（過酸化水素）と水の容器及びその高圧供給ポンプ（過酸化水素供給ポンプ）熱交換器等へ冷却水を供給する冷却水循環装置、制御盤等を設置している。

3.2 運転方法

ROSEの運転では、処理対象の有機溶液の条件（性状、濃度等）により、温度、圧力、有機溶液及び酸化剤の供給量等を変更する。ここでは、分解運転時の温度773K(500) 圧力29MPaにおいて、濃度50%の有機溶液を有機物として処理量100g/日で処理する場合の運転手順を示す。

図3に本条件における運転モードを示す。

(1) 水の供給と昇圧

水容器A及びBから供給ポンプでイオン交換水を供給して、ROSEの圧力を29MPaに上昇させる。

(2) 昇温運転

急激な温度変化を避けるために、昇温プログラムに従って昇温する。昇温中も水の供給は継続する。

(3) 過酸化水素及び有機溶液の供給

予定の分解温度である773Kに達する前に、過酸化水素供給ポンプの供給を水から過酸化水素へ切り替える。その後、有機溶液供給ポンプの供給を

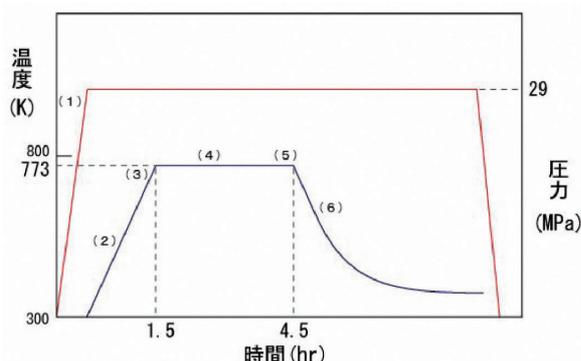


図3 分解運転モード

水から有機溶液へ切り替える。過酸化水素及び有機溶液の分解反応により反応容器内温度が上昇するため、目標温度に達する前に供給を開始する。

(4) 分解運転

773Kで分解運転を所定の時間(3時間)継続する。

(5) 有機溶液の供給停止

所定の分解運転を終了したら、有機溶液の供給を停止し、水に供給を切り替える。

(6) 降温運転

有機溶液の供給停止30分後に降温プログラムに従って降温を開始する。過酸化水素の供給は降温開始後30分継続し、その後水に切り替える。なお、有機溶液の性状によっては、過酸化水素の供給継続時間を変更する。

十分に温度が下がってから、ポンプを停止し、必要に応じて容器内の圧力を開放する。

3.3 安全対策

装置の運転時の異常事象に対処するために表2に示す各種の対策をとっている。概要は以下の通

表2 安全対策一覧

監視項目	監視対象	対策
圧力	反応容器内圧力	・圧力異常(上限及び下限)でポンプ停止 ・ポンプ停止に伴いヒーター停止
	ポンプ供給圧力	
	ポンプ異常	
温度	反応容器内温度	・温度上昇(上限)及びヒーター異常でヒーターを停止
	ヒーター温度	
	冷却後出口温度	
	ヒーター異常	
冷却水	流量	・流量の低下及び冷却水循環装置の異常でヒーターを停止
	冷却水循環装置異常	
容器水位	有機溶液容器水位	・水位低で供給ポンプを停止
	過酸化水素水容器水位	

りである。

(1) 圧力及び供給ポンプ異常

圧力については、事前に設定した運転圧力の上限及び下限(漏えい時)で検知してポンプを停止する。ヒーターはポンプが運転されていないと稼働しないため、ポンプが停止することでヒーターも停止する。

上限圧力の最大は設計圧力の31 MPaとし、下限は(運転圧力 - 2) MPaとする。運転圧力が低い場合は、(運転圧力 ± 2) MPaを上限及び下限とする。

また安全弁の作動圧力も31 MPaとしているため、安全弁の作動前に圧力監視により安全機能が作動するように設定している。

(2) 温度及びヒーター異常

温度については、上限を検知してヒーターを停止する。反応容器への外部からの液体供給を維持する方が温度を下げる効果があるため、ヒーターが停止してもポンプは停止しない。

(3) 冷却水流量及びチラー異常

冷却水の停止や流量の低下を検知して、ヒーターを停止する。

(4) 容器水位低

分解試験中の反応容器への液の供給容器(有機溶液及び過酸化水素)の水位が設定値よりも低下した場合には、ポンプを供給停止する。ポンプの停止に伴いヒーターも停止する。

4. 試験

4.1 試験方法

(1) 液体シンチレータ分解試験

1) 分解性能に及ぼす温度の影響

ROSE 納入前に製作工場において、模擬液体シンチレータを用いて分解性能に及ぼす温度の影響について試験を実施した。模擬液体シンチレータとして、イオン交換水を用いて液体シンチレータ試薬を50%に希釈して使用した。使用済液体シンチレータとしては、シンチレータが50%以上のものもあるが、供給ポンプの制約(供給液の粘度)から最大50%としている。

運転手順に従って装置を起動して、上記の模擬液体シンチレータを有機物処理量33g/hの条件で分解を行い、分解液を採取してCODを測定した。COD測定はJISのMn法²⁾に従った。

2) TOC濃度の経時変化

ROSEをクオリティ内のGBに設置した後、773K、29MPaで水で希釈した50%模擬液体シンチレータ(放射性物質を含まない)を、処理量33g/hの条件で分解試験を行い、分解液中のTOC濃度の経時変化を測定した。

なお、排水基準等では排水中の有機物の指標としてCODが用いられることから、装置の納入時性能としてCODを用いたが、有機物がどれだけ分解したかという評価には、TOCで測定する方が分解性能は明確である。そこで、クオリティでの試験ではTOCを指標として測定することとした³⁾。

TOC測定には以下の装置を使用した。

全有機炭素測定装置

- ・型 式：島津製作所製
TOC 5000A改
- ・測定方法：燃焼 - 非分散形赤外線
ガス分析法
- ・燃焼温度：753K
- ・キャリアガス：高純度空気

また、TOCとCODの相関を求めるために、以下の方法でCODを簡易測定した。

バックテスト

- ・型式：共立理化学研究所製 WAC COD
- ・方式：常温アルカリ性過マンガン酸
カリウム酸化法

(2) 液体シンチレータ以外の有機溶液分解試験

液体シンチレータ以外にも、クオリティにおいて各種の有機溶液やオイル等の使用済液体有機物が発生している。これらの有機溶液に対するROSEの適用性を把握することを目的として以下の試験を実施した。

いくつかの有機溶液等については、これまでの東芝における研究開発で小型パッチ超臨界水装置での試験結果がある。そこで、液体シンチレータについても同じ装置を用いた分解試験を実施し、各溶液の分解率を比較することで、液体シンチレータ以外の有機溶液等に対する適用性を評価した。

試験条件は、小型パッチ試験装置の制約から673K(400)、30MPaで実施している(ただし、シリコンオイルは27MPa)。液体シンチレータの分解試験も同様に673K、30MPa条件とした。また、パッチ試験での反応時間を30分とし、試験前後のTOC濃度を測定して分解率を求めた。

4.2 試験結果及び考察

(1) 液体シンチレータ分解試験

1) 分解性能に及ぼす温度の影響

分解液中のCOD濃度に対する反応容器内温度の影響を測定した結果を図4に示す。反応容器内の温度が高くなるにつれて分解液中のCOD濃度が低下している。

この結果から装置の使用温度・圧力(773K、29MPa)で、50%模擬液体シンチレータ処理量33g/hの処理条件で、分解液中のCOD濃度は10mg/l以下を達成できることを確認した。

写真2に分解前の50%液体シンチレータとCOD濃度は10mg/l以下となった分解後の回収液の様子を示す。分解回収液は透明な液体となっている。

2) TOC濃度の経時変化

図5に試験時の温度モードとそれぞれのサンプリング時点でのTOC濃度を示す。

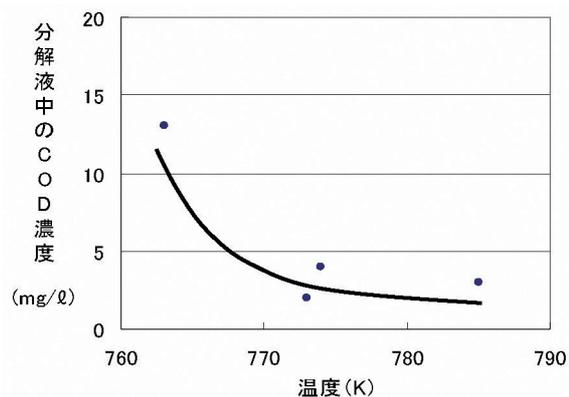


図4 液体シンチレータの分解性能に及ぼす反応温度の影響



写真2 分解前の50%液体シンチレータ(左)と分解後の回収液(右)³⁾

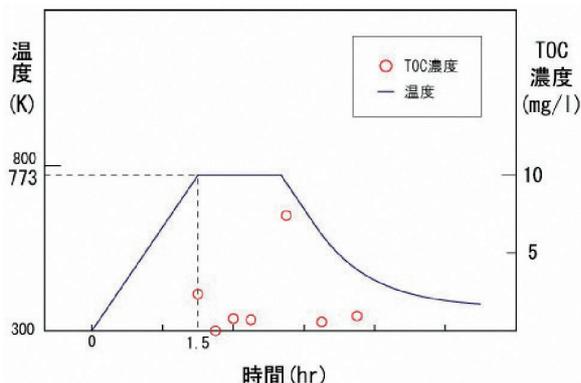


図5 分解回収液中TOC濃度の経時変化
 処理液：50%液体シンチレータ
 処理量：33g/hr (100%液体シンチレータとして)

分解運転中を通じてTOC濃度は十分に低い値を得られたが、一時的に高い値が見られた。これは液体シンチレータや過酸化水素の供給停止(水への切り替え)に伴う操作で運転条件が不安定になったことが原因と考えられる。

また、過酸化水素の供給停止後にTOC濃度が上昇する傾向も見られた。これは液体シンチレータの粘性が高く、反応容器への供給配管内に付着・残留し、これが液体シンチレータから水へ切替えた後に徐々に反応容器に流れ込んだと推定される。今後の試験結果によっては、過酸化水素供給時間の延長を考慮する必要がある。

なお、液体シンチレータ分解液の簡易COD測定では、COD濃度はTOC濃度のおよそ3倍の値を示した。したがって、COD濃度を10mg/l以下を目標とする場合には、TOC濃度3mg/lを目標とする必要がある。

(2) その他の有機溶液の分解試験

超臨界水の小型バッチ試験で各種の有機溶液を分解した結果を表3に示す。

673K, 30MPa (シリコンオイルは27MPa), 反応時間30分で、タービン油の99%, リン酸トリブチル(TBP), シリコンオイルの99.9%が分解している。一方、小型バッチ試験におけるこの条件では、液体シンチレータの分解率は95.0%であり、他の有機溶液よりも低かった。

液体シンチレータはこれらの有機物の中では難分解性であると考えられる。もっと高い反応温度条件を得られるROSEでは、液体シンチレータの分解率が99.9%以上であることから、タービン油、TBP、シリコンオイル等の有機物も十分に低い

表3 各種有機物の分解特性

有機溶液の種類		分解率	温度	圧力
T	B P	99.9%	673K	30MPa
タービン油		99.0%	673K	30MPa
シリコン油		99.9%	673K	27MPa
液体シンチレータ		95.0%	673K	30MPa

COD濃度及びTOC濃度まで分解できると推測できる。

5. おわりに

管理区域内で発生する使用済液体シンチレータについて焼却以外の分解処理方法として、超臨界水技術に着目して超臨界水有機溶液分解装置「ROSE」を設計・製作した。模擬液体シンチレータの分解試験の結果、分解回収液中のCOD濃度及びTOC濃度として10mg/l以下を達成した。

また、液体シンチレータ以外の各種有機溶液及び液体有機物についても、小型バッチ超臨界水試験装置での分解率比較からROSEでの分解処理が可能であると判断できた。

今後、本装置を用いてクオリティで発生する様々な有機溶液について、より効率的な処理条件を把握しつつ放射性物質を含有する溶液処理への適用を進めていく計画である。

6. 謝辞

ROSEはサイクル機構の発注により、株式会社東芝における超臨界水技術を取り入れて設計・製作されたものである。同社のこれまでの研究成果を提示いただくとともに、各種試験を実施いただいたことに感謝いたします。とりわけ、設備設計における高田孝夫氏、試験実施における赤井芳恵氏の尽力に謝意を表します。

参考文献

- 1) 科学技術庁原子力安全局放射線安全課長; 液体シンチレータ廃液の焼却に関する安全管理について”, 1999年6月1日
- 2) 日本規格協会, JIS K0102, “工場廃水試験方法, 100における過マンガン酸カリウムによる酸素消費量(CODMn)”
- 3) 第7回厚生科学審議会生活環境水道部会水質管理専門委員会資料, “有機物の指標について(TOCの基準値案について)”, 2003年2月17日
- 4) 赤井芳恵, 他, “超臨界水を用いた小型有機廃液処理装置”, 東芝レビュー, 59, 8, 2004



再処理技術の歴史 現状及び課題の分析・評価 - 英国のセラフィールドを例として -

高橋 啓三

国際・核物質管理部

History and Current Status of Reprocessing Technology and Analysis and Assessment of Issues Using UK Sellafield Operation as Example

Keizo TAKAHASHI

International Cooperation & Nuclear Material Management Div.

使用済燃料の核燃料再処理については、議論はあったが、日本国内でも六ヶ所再処理プロジェクトの前進が昨年
の新長期計画の計画策定会議で定められた。

また東海再処理工場の運転も処理量1,000トンを達成し、現在も安定的に運転を進めている。

一方、再処理の先進国として現在も大規模再処理工場の運転を続けている国としてフランス、英国がある。この論文では、英国のセラフィールドに焦点を置いてその歴史から現在の状況、課題を技術的な面において検討する。これから得られる教訓を学ぶことは今後の日本での核燃料サイクルを確立する上で有意義ではないかと考える。

この分析・評価の結果としては、黒鉛ガス炉燃料再処理よりも酸化物燃料再処理のほうが難易度が高いこと、また過去の運転経験が重要であること等が挙げられる。

Although there have been debates concerning nuclear fuel reprocessing of spent fuel, the launch of Rokkasho reprocessing project was determined at the Japan Atomic Energy Commission of "Long-Term Program for Research, Development and Utilization of Nuclear Energy" last year.

The operation of Tokai Reprocessing is going steadily to reprocess spent fuel of more than 1000 tons. In the world, France and UK are the most advanced countries in the field of spent fuel reprocessing. In this paper, past, present and future of reprocessing technology are discussed focusing on UK Sellafield operation. The lessons learned from the operational experience will be helpful for establishing nuclear fuel cycle in Japan.

キーワード

再処理技術, 歴史, 酸化物燃料, セラフィールド, ガラス固化, MOX燃料加工, 処理量, 運転解析, 事象, 保守

Reprocessing Technology, History, Oxide Fuel, Sellafield, Vitrification, MOX Fuel, Reprocessed Amount, Operation Analysis, Incident, Maintenance

1. はじめに

使用済燃料の再処理については、議論はあったが、日本国内でも六ヶ所再処理プロジェクトの前進が昨年
の新長期計画の計画策定会議で定められ

た。また、東海再処理工場の運転も処理量1,000トン
を達成し現在も安定的に進められている。

このような中で、再処理の先進国として現在も大規模再処理工場の運転を続けている国としてフランス、英国がある。この論文では、英国のセラフィールドに焦点を置いてその歴史から現在の状況、課題を技術的な面において検討した。

なお、セラフィールドにおいては、原子炉から再処理、MOX加工まで、核燃料サイクルのフロント・エンドを除く全ての事業が行われている(写真1参照、大規模なプロジェクトの始まる前のサイト)。



高橋 啓三

本社 国際・核物質管理部
技術主幹
核不拡散、保障措置及び危
機管理業務に従事
核燃料取扱主任者



写真1 セラフィールド1982年

2. 再処理の歴史

英国における再処理の生い立ちについては、やはり第二次大戦の米国のマンハッタン計画、その後の東西冷戦さなかの政治的な環境に影響されている。

英国は、1945年には独自にプルトニウム生産炉の建設を決定し、1947年7月にはプルトニウム生産炉と再処理工場の建設サイトとしては、スコットランドとイングランドの境界のアイリッシュ海に面したウィンズケールを設定した。この名前は原子力サイトとして命名したもので後にセラフィールドという固有の名称に戻したが、セラフィールド内では、原子炉地区はウィンズケールという名前を残している。

当初は軍需省 (Ministry of Supply) が計画を進め、1954年からは英国原子力公社 (UKAEA, United Kingdom Atomic Energy Authority) が設立されてプロジェクトを推進した。1971年からは、英国核燃料公社 (BNFL, British Nuclear Fuels Ltd) がUKAEAの生産・運転部門を引き継いで設立された。

この歴史あるセラフィールド・サイトも英国原子力エネルギー法の改正で、2005年4月1日より施設は原子力デコミッショニング機構 (NDA, Nuclear Decommissioning Authority) に移管された。しかし施設の運営の責任は従来通り主にBNFL (一部はUKAEA) にある。

以下、その歴史を振り返る。

1950年10月には、プルトニウム生産炉であるパイル1号機 (熱出力180 MWth) が臨界を達成し、また1951年4月には第一再処理工場 (B204) の建設

が完了している。1952年10月3日にはこの再処理工場から得られたプルトニウムを用いてオーストラリア沖のモンテベロ島で最初の核実験を実施している。

このように、最初の開発は軍事目的であったが、原子炉をマグノックス炉として発電を行えるものに改良する開発を進め、1956年10月17日にはエリザベス女王を迎えてコルダールホール原子炉 (50 MWe) の開所式を行っている。2003年3月31日に大きなトラブルもなく47年間の運転を終了している。コルダールホール炉の運転実績の詳細については、一部が軍用用のプルトニウムの生産目的もあり公開はされていない。

なお1957年10月7日にはウィンズケールのパイル1号機では火災事故が発生して、ヨウ素131が放出されるなど、現在のINES (国際原子力事象評価尺度) で比較するとレベル5の大きなものであった。黒鉛という燃え易いものと空気冷却という不安定な組み合わせであり、影響を受けなかったパイル2号機を含めてこの型の原子炉は閉鎖された。

ちなみに、過去に発生した事故のINESの大きいものの列挙すると、

INES 7: チェルノビル原子力発電所事故
(1986年)

INES 6: キシチウム再処理工場事故 (1957年)

INES 5: スリーマイル・アイランド原子力発電所事故 (1979年)

前述の1951年運転開始の英国で最初の1号再処理工場の運転は1964年に停止され、発電用黒鉛ガス炉 (GCR, Gas-Cooled Reactor) の2号再処理工場 (B205) の建設を1960年~1964年まで行い、1964年2月から運転を開始した。

この時点で、原子力発電炉の主流は英仏のGCRから米国の軽水炉に移行し建設が世界中で始まり、その軽水炉の使用済燃料の再処理の需要も予測された。

そこで、第一再処理工場 (B204) を改造して、酸化燃料用のせん断・溶解を行う前処理施設 (B204) として軽水炉燃料の再処理を1969年より開始したが、約90トン进行处理したところで、1973年9月26日にルテニウム漏えい事故を起こして、この施設は閉鎖された。

一方、1976年にTHORP (Thermal Oxide Reprocessing Plant) 再処理工場計画を開始し、ウィンズケールの名前も元のセラフィールドに戻した。

1977年3月1日THORPの許認可手続きが開始されて、1977年6月14日THORPに関する公聴会であるパーカー・インクアリーが開かれた。建設認可を受けた後に、1983年から使用済燃料受入れ貯蔵施設の建設を、また1984年から主建屋の建設を開始した。

1994年1月17日、THORP再処理工場の操業を開始している。実際の燃料のせん断は、1994年4月から開始し、2004年3月までに軽水炉燃料は5,000トン強を処理した。なおTHORP本体の建設費は18億ポンド(3,600億円)といわれる(表1参照)。

3. 再処理の対象燃料

使用済燃料の再処理は、プルトニウム生産炉のアルミ被覆燃料、GCR炉のマグノックス燃料、軽水炉の酸化物燃料の3つに大別される(表2参照)。なお高速増殖炉燃料の再処理については、ここでは触れない。

世界的にはプルトニウム生産炉の使用済燃料再処理は米国、ロシア中心に約75万トン、またGCR燃料は英国が最大の実績で4万トン、次ぎはフランスが1万トン程度である。英国のプルトニウム生産炉(パイル1,2号機)及びコルダーホール炉からの軍事目的の使用済燃料からの再処理量は明らかにはされていない。

2002年の英国環境食料地域省(DEFRA, Department for Environment, Food and Rural Affairs)の報告書ではマグノックス燃料を2000年3月末で40,000トン処理⁶⁾としている。

一方、軽水炉(AGR燃料を含む)の使用済燃料は、現時点ではフランスは20,000トン、英国が5,000トン、世界で合計約3万トンを処理している。AGR(Advanced Gas-Cooled Reactor)とは改良ガス炉のことであり英国でGCRから更に出力を高くした発電用原子炉であり、燃料の燃焼度を高くするための軽水炉と同じ酸化物燃料を用いている。

この運転経験から見ると、難易度は、明らかにプルトニウム生産炉<黒鉛ガス炉<軽水炉となる。その理由は、

- (1) 燃焼度が高くなると核分裂生成物の量が増える、すなわち扱う放射エネルギーが多くなる。
- (2) 燃焼度が高くなると、白金族であるルテニウム、ロジウム等の不溶性残渣が増えて配管のつまりなどを起す。
- (3) 被覆材が軽水炉燃料では、扱いにくいジルカロイとなる。プルトニウム生産炉のアルミニウム被覆、GCR燃料のマグノックス被覆の脱被覆よりジルカロイせん断がより高度の技術が必要である。

表1 英国の再処理工場

工場名	第一再処理工場(B204)		第二再処理工場(B205)	THORP (酸化物燃料再処理工場)
	前処理施設			
運転開始	1951年	1969年	1964年	1994年
運転停止	1964年	1973年	2012年まで運転予定	
処理能力	300トン/年 (低燃焼度ではもっと処理可能)	1トン/日 (4年間で酸化物燃料約90トン処理)	1,500トン/年	900トン/年 (当初は1,201トン/年としていた)
処理実績等	マグノックス燃料4万ト以上 (B204でのパイル1,2号機のアルミ被覆燃料の処理は1,000トン程度と推定)			10年間で約5,000トン処理

表2 再処理世代分類

再処理世代	1代	2代	3代
年代	1944年~	1951年~	1966年~
目的	軍事用	民生用	民生用
原子炉	プルトニウム生産炉	黒鉛ガス炉	軽水炉(含AGR)
燃料	金属ウラン	金属ウラン	酸化物ウラン
初期ウラン濃縮度	天然	天然	3-4%濃縮
燃料被覆	アルミニウム	マグノックス	ジルカロイ
燃焼度(MWd/t)	数百	1,000~7,000	55,000以下
冷却期間	数10日	数年	3-4年

4. 各工程での運転経験^{1)2)A)}

THORPの処理は、運転開始2年目には目標の200トンを超え、順調であり、計画では3年目には400トン、5年目からは900トンの年間処理を予定していた。1995年末の時点では、200トン进行处理して順調に見えた。

ガラス固化施設(WVP, Windscale Vitrification Plant)が試運転を開始した1990年から、現在までのTHORPの酸化燃料処理、第二再処理工場のマグノックス燃料処理、WVPのガラス固化体生産の実績は以下の通りである。処理量はBNFLが設立された1971年から明らかになっている(表3セラフィールドでの運転実績参照^{B)})。

BNFLは、海外顧客を含めて運転開始から10年間で7,000トンの処理を目標としており、予定の7割強に終わったことは、フランスのラアグの再処理工場が10年間で計画通りの7,000トン进行处理したのとは異なっている。

そのように目標量を達成できなかった原因を調べるために、以下、セラフィールドの再処理作業の動きを述べる。

セラフィールドには、パーカー・インクワリーの結果から、透明性と情報公開を目的にセラフィールド地域リエゾン委員会(SLLC, Sellafield Local Liaison Committee)が設けられている。年

間に二度ほど会合を地元で開催し、公開の場でBNFL, UKAEA, 原子力施設検査局(NII, Nuclear Installations Inspectorate)からそれぞれの詳しい活動状況が報告されている。

このSLLCは2005年4月より発展的に解消して、西カンブリアサイト・ステイクホルダー・グループ(WCSSG, West Cumbria Sites Stakeholder Group)が設立されている。

SLLC会合議事録は1998年よりインターネットにおいて公開されており、そのデータをもとに解析する。SLLCは1999年にその設立憲章を改正して、パブリックからの質問は書面ではなく口頭で行われること、またSLLCに関する情報をインターネット上で公開(2001年より実施)することになっている。

以下、1998年12月から2004年12月までの13回のSLLCで審議されたTHORP等の運転に関する内容を中心に要約する。

(1) 1998年12月16日の第82回SLLC会合

THORPの運転は順調であったが、ヘッドエンド部の遮蔽されたセル内の粗ファイン(coarse fines)の移送配管で侵食(erosion)による小さな穴が発見された。

高レベル廃液(raffinate)から溶媒を取り除くためのスチーム・ストリッピングでスチームの流れが遅くなることが認められた。安全評価の結果、このスチームを使用しなくても運転出来ることが判明した。

(2) 1999年7月22日の第83回SLLC会合

NIIは、THORPのファイン移送システムでの詰りを認めた。

(3) 1999年12月8日の第84回SLLC会合

WVPライン-3のコールド試験中。

WVPの稼動中のものは、配管の閉塞が発生して、検査の結果詰りは特別のゴミというより、化学物質であることが判明。ライン-2については化学試薬を用いて詰りを除去したが手間がかかった。今はライン-2は運転に戻ったが、ライン-1の詰り除去も終わり、まもなく運転再開予定。

(4) 2000年6月22日の第85回SLLC会合

ガラス固化ライン-3でのマニピュレータの意図的な損傷について調査。

(5) 2000年12月5日の第86回SLLC会合

THORPの高放射性廃液蒸発缶Cの濃縮作業において困難があった。蒸発缶の気液分離部分で閉

表3 セラフィールドでの年間処理

年度	MAGNOX (トン)	年度	MAGNOX (トン)	THORP (トン)	ガラス固化 (本数)
1971	880	1988	875		
1972	674	1989	1,129		
1973	935	1990	739		45
1974	995	1991	819		114
1975	553	1992	728		113
1976	1,130	1993	1,664		267
1977	823	1994	1,059	65	332
1978	666	1995	1,590	208	216
1979	803	1996	601	408	246
1980	859	1997	520	781	336
1981	923	1998	465	461	328
1982	893	1999	500	879	131
1983	860	2000	366	362	不明 (100本以下)
1984	781	2001	786	736	120
1985	705	2002	765	502	333
1986	983	2003	1,038	671	341
1987	804				
合計	マグノックスは通算で4万トン以上処理			10年間で5,073トン	2,922本+

塞があり運転が妨げられている。ここにある充填部を洗浄する作業を計画している。この詰りが除去されるまではTHORPの運転再開はない。

(6) 2001年6月29日の第87回SLLC会合

高レベル放射性廃液貯蔵問題についてNIIに対して報告を出した。NIIと貯蔵液量について合意が出来た。

高レベル廃液(HAWL)の貯蔵量制限について(NII資料No.343)NII主任検査官の発表(HSE新聞発表2001年1月31日)。

イ) 2015年までにHAWLをガラス固化施設への供給のバッファ量(200m³)まで減らす。

ロ) 2001年1月1日の時点での保有量, 1,575m³を最大量としてそれから毎年2012年まで上限を35m³ずつ減少させる。

ハ) THORPのHAWLはマグノックス再処理のHAWLと混合して処理しているが, その保有量を当初は770m³にして2007年までに500m³に減少させる。

21基の高レベル廃液貯槽(HAST)及び3基のHA蒸発缶(A, B, C)を持つ。

HAST 1-8; 1955年から1968年に製作, それぞれ70m³の容量(故障無)。

HAST 9-21; 1970年から1990年に製作, それぞれ150m³の容量(HAST 9-11故障が9コイル, HAST 12-21故障が2コイル, なおコイルとはHAST内のHAWLの温度を50-60度に保つための冷却水の流れる管でありそれぞれのHAST内に多系統が設けられている)。

(7) 2001年12月6日の第88回SLLC会合

最近のインシデント

イ) プルトニウム最終調整工場の試薬調整室での硝酸の漏洩。

ロ) デコミッション中の建屋から少量のプルトニウムが雨水溝に漏洩。

ハ) コルダールホールの配管からの嵐によるアスベストの剥離。

ニ) マグノックス被覆を入れたフラスコ(キャスク)が運転規則で定められた4時間のベント(換気)をされなかったのでINES 1のインシデントとされた。

敷地内のボーリングで地下水からのトリチウムやテクネシウム99が検出された。

(8) 2002年6月6日の第89回SLLC会合

ガラス固化で困難な技術的問題に直面してい

る。この問題を解決することがBNFLがNIIと約束した高レベル放射性廃液の量を増やさないことを守るためにも必須である。なおSLLC報告書ではこの技術的な困難の内容について触れていない(写真2参照)。

(9) 2002年12月5日の第90回SLLC会合

2年前にはINESのレベル1事象が19件発生していたが, 現在は15ヶ月間に1件も発生していない。

(10) 2003年6月5日の第91回SLLC会合

1999年度にはINESのレベル1の事象が25件発生していたが, この18ヶ月間ではまだ1件も発生していないほど成績が良い。

環境放出基準の違反はここ3年間は3-5回/年発生していたが2002年度は皆無であった。

溶解槽のバスケットが多年にわたり腐食していたため, THORPの7基の溶解槽バスケットの交換を2003年2月から10週間をかけて実施し, 材料は耐腐食性のウラナス65に変えた。

(11) 2003年12月4日の第92回SLLC会合

最近のインシデント

イ) 8月にマグノックス再処理工場(B205)の溶解槽で圧力上昇があり, 放射能が微量, 作業区域に漏れたために作業者が短時間, 避難したと報告した。

ロ) 10月にはサイトへの電力供給が短時間, 停止したがすぐ回復した。サイト内の影響はなかった。

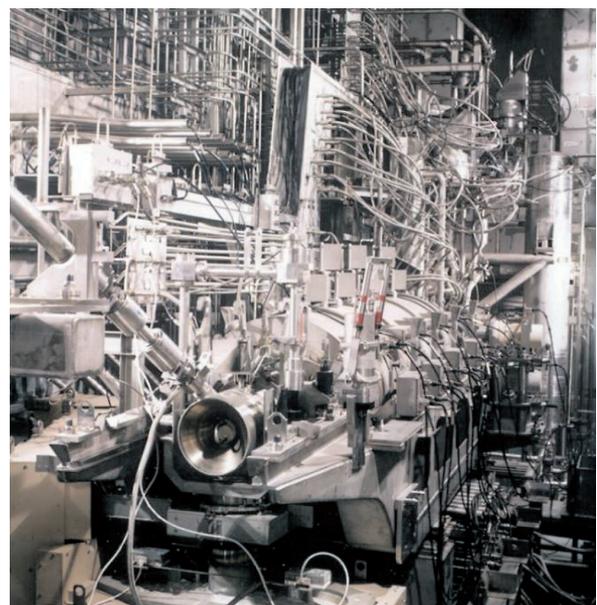


写真2 WVP 仮焼器

八) サイトのプルトニウムを取扱うB299建屋で、貯槽の校正作業中に誤って、間違った貯槽に溶液を誤移送した。臨界形状安全槽であり安全の問題は生じなかったが、管理の不手際としてINESレベル1事象としてNIIに報告した。これはこの2年間で初めてのレベル1事象であった。ガラス固化施設のライン-1で予定より早いメルトオーバーの故障と電気システムの故障があり事態を回復するために多大のリソースを投入した。

臨界警報が吹鳴してからのTHORP建屋からの避難;最初の警報で従業員の半分のみが避難した。最初の警報の吹鳴の30分後に、緊急時対応チームが更に退去を求めために警報を吹鳴させた。2チームが臨界警報システムの保守を行っており相互理解の不十分が誤警報の原因であった。

テクネシウム99の放出の低減について(注;テクネシウム放出はマグノックス燃料再処理の場合に使用済燃料中にテクネシウムが多く含まれているためのその放出が多くなる固有の問題で、北欧諸国から強く低減化を求められている)

(12) 2004年6月3日の第93回SLLC会合

2004年3月のB299の汚染インシデント;プルトニウム施設での2名の汚染の発見。調査の結果、更に2名の汚染が判明した。硝酸プルトニウム・セルでのグローブボックスの点検の際に発生した。この区域から廊下、放管オフィスまで汚染されていた。管理不十分が認められた。

テクネシウム99の海洋放出を減らす試行(トライアル)が成功した。

(13) 2004年12月2日の第94回SLLC会合

最近のインシデント

イ) 硝酸ウラニルの漏洩;建家B268(中レベル放射性廃液蒸発施設)内の金属製のフレキシブル・ホースがコンクリートに接して、近傍のポンプの数年の振動で緩んで、溶液が漏洩した。漏洩液は設置されていたサンプで受け止められた。人の汚染も放射性物質の放出もなく、漏洩液は回収された。

ロ) セラフィールド敷地からウィンズケール敷地への低レベル固体廃棄物袋の誤った移送があった。人の汚染もなかった。

ハ) アクチニド除去プラント(EARP)での漏洩;ポンプのグランド部から少量の廃液が漏洩して、念のために建屋から人員が退去して、サイトの緊急事態体制が部分的に組まれた。漏洩は

トレイに限定してすぐ除去された。

二) シャワー中の2名の負傷;1名は鎖骨骨折、他の1名は手首骨折。ウェット区域は滑り止め床であるが乾燥区域に濡れたままでいくため。

以上の、SLLCで報告された運転状況を述べた。なお、原子力施設と地域住民との情報を通じてどのような交流がなされているかの観点でも貴重な内容がSLLC議事録には含まれている。環境健康小委員会、緊急時対応小委員会もあり、密接な交流が行われている。

5. 各工程での課題

再処理における運転上の支障となる問題は、プロセスのハードな面から見ると、

- (1) 工程内の詰り
- (2) 機器の腐食(磨耗を含む)
- (3) 機械的な故障

の3つの点に分けられる。もちろん、放射能の漏洩や被ばく、火災・臨界の発生とは別の切り口からの分類である。

この3点は、通常の化学プラント及びあらゆる種類の産業においても起こりうる事象である。但し、再処理工場の高レベルの放射性物質を扱う部分では、人間が近づいて詰りを除いたり、装置の交換を行い、また機械の補修を行うことが出来ないために重要な問題となる。

よって、

このような3点が発生しにくいように装置やプロセスを設計する。

3点の事象が発生しても、遠隔で迅速に故障に対処するか、除染して人間がアクセスする。

装置を多重化して、故障が運転に影響を与えないようにする。

このような観点からTHORPを中心とした10年間の運転を見て、当初の計画の7,000トンが達成出来なかったことの評価を試みる。

最初の3年間で、徐々に処理量を上げて700トンまでは予定通り、それから残りの7年間は900トンの処理で7,000トンを達成の予定であったが、900トン/年は達成できず、2,000トンが積み残しとなった。

その原因の主だったものは、上記の3分類に応じて列挙すると、

- (1) 工程内の詰り

1999年の報告(3)で、「WVPで配管の閉塞が発生して、検査の結果詰りは特別のゴミというよ

り化学物質であることが判明。ライン - 2 については化学試薬を用いて詰りを除去したが手間がかかった。今はライン - 2 は運転に戻ったが、ライン - 1 の詰り除去も終わり、まもなく運転再開予定」と配管の詰まりでWVPの運転が影響を受けたことを示している。

2000年の報告(5)で「2000年THORPの高放射性廃液蒸発缶Cの気液分離部分で閉塞があり運転がさまたげられている。ここにある充填部を洗浄する作業を計画している。この詰りが除去されるまではTHORPの運転再開はない」とあり、2000年度の処理量は362トンと小さく、この詰まりの影響が大きいと推定される。

(2) 機器の腐食(磨耗を含む)

1998年の報告(1)で「ヘッドエンド部の遮蔽されたセル内の粗ファイン(coarse fines)の移送配管で侵食(erosion)による小さな穴が発見された」については被覆管の移送の際の侵食で、4月に発見され予備の配管で運転しようとしたがNIIの許可を得て運転再開は5ヶ月後であった。1998年度の処理量は461トンと小さく、この配管穴あきの影響が大きいと推定される。

2003年の報告(10)で「溶解槽のバスケットが多年にわたり腐食していたため、THORPの7基の溶解槽バスケットの交換を2003年2月から10週間をかけて実施、材料は耐腐食性のウラナス65に変えた」とある。このバスケットの腐食でのメッシュの目詰まりが進むことは液の循環の妨げとなり交換した。⁷⁾

(3) 機械的な故障

2002年の報告(8)で「ガラス固化で困難な技術的問題に直面している。この問題を解決することがBNFLがNIIと約束した高レベル放射性廃液の量を増やさないことを守るためにも必須である」と指摘するようにWVPで処理に苦労している。その理由はNIIの報告書にも書かれているが、金属メルターの寿命が予想以上に短く、その交換頻度が増えたことや、遠隔操作でのセル内クレーンやマニピュレータの信頼性に問題があったとしている。その結果、WVPの解体(ブレイク・ダウン)セルに廃棄物が滞留して運転に支障をきたした。

このように、3大要素の詰り、腐食、機械的故障が問題となっている。それに加えるに、施工において配管の溶接の施工のまずさも推測される。

高レベル廃液貯槽内の冷却コイルでの漏洩の多発も見られる。

すなわち、上の3大要素に加えて4番目に機器製作時の品質管理の問題もあげるべきかもしれない。

現在、BNFLは、フランスのCOGEMAに対して、ガラス固化とMOX製造に関して、それぞれ別個に技術援助契約を新たに締結した。セラフィールドMOX工場(SMP, Sellafield Mox Plant)は現時点では、MOX集合体の製造が順調ではない。研削粉末の回収や負圧維持用フィルタの取扱いに苦労しているようである。

以上のように、元来、技術的に難易度が高いところで、やはり問題が発生しているようである。ほぼ同時期に10年間で7,000トンの再処理をめざしたフランスのCOGEMAが予定通り処理を終え、またMOX燃料の製造も順調に進めているのとは異なっている。

ここで、セラフィールドという場所がらを考えると1951年からの金属ウラン燃料再処理で相当の経験は積んでいたが、酸化物燃料の再処理では1969k~1973年までの90トンの処理のみ、それも事故で中止したままに終わった。すなわち、酸化物燃料の再処理経験が十分でなかったことがある。

これから得られる稼働率を高めるための教訓は、過去の運転経験を十分に生かす。

工程においては、ボトルネックがないように全体のバランスをよくする。

機器の信頼性を高める。それも溶解槽、蒸発缶といった枢要機器のみならず、セル内クレーン、遠隔マニピュレータ(MSM, Master-Slave Manipulator)などのサポート機器も等しく重要である。

6. おわりに

以上、セラフィールドの1947年から60年余りにわたる歴史、現状及び課題を最近のTHORPの運転を中心に概説した。

2005年4月からは、過去の遺産を清算する意味も含めて原子力デコミッション機構(NDA)がその資産を引き継いだ。NDAの性格は、国営施設に競争原理をもたらすもので米国のエネルギー省(DOE)的なもので各種の国立研究所や原子力サイトの運営が競争入札で、大学やメーカーに委ねられる。

BNFLにとっても、過去の債務から身軽になり、将来に向けた展開が可能になる。

THORPも苦勞しているとはいえ5,000トンの処理を、またマグノックス燃料は4万トン処理で、目に見えるかたちで核燃料サイクルを閉じている。

やはり、これまでの60年近くの種々の経験は何ものにもかえがたいのではないか。課題を克服することで技術は進展する。このトラブルから学び発展するというのはセラフィールドのみならず普遍的に再処理事業に言えることであろう（写真3参照）。

なお本稿では、セラフィールドにおける放射能放出の低減化や、THORPに対する保障措置の適用については触れなかったが、この分野でも技術の進展が見られる。例えば、1971年にBNFLが施設を引き継いだ時には液体の放射能放出が年間100TBq、放射能が6,000TBqに達していたが2002年には液体放出は0.35TBq/年、110TBq/年に激減している。⁵⁾

（本文中の写真は全てBNFLの提供による）

参考文献

- 1) 英国セラフィールド地域リエゾン委員会の議事メモ
<http://www.slfc.co.uk/committee.html>
- 2) 英国原子力施設検査局(NII)のセラフィールド・四半期検査報告書
<http://www.hse.gov.uk/nsd/lfc/index.htm>
- 3) "The Storage of Liquid High Level Waste at BNFL Sellafield, An Update Review of Safety", HM Nuclear Installations Inspectorate, February 2, 2000.



写真3 セラフィールド2000年

- 4) BNFL年報 <http://www.bnfl.com/>
- 5) "BNFL, Discharge and Monitoring of the Environment in the UK Annual Report", BNFL
- 6) "RWMAC's Advice to Ministers on the Radioactive Wastes Implications of Reprocessing", DEFRA, 14 November 2002.
- 7) David Howorth: "Changing a basket case", Nuclear Engineering International 2003 November, P15-P17.
- 8) Possible Toxic Effects from the Nuclear Reprocessing plants at Sellafield(UK) and Cap de la Hague (France)", STOPA(Scientific and Technological Operations Assessment), European Parliament, Luxembourg, November 2001.



小規模ナトリウム漏えい時における プール燃烧挙動

二神 敏 大野 修司 西村 正弘

大洗工学センター 要素技術開発部

Characteristics of Pool Burning in Small Scale Sodium Leakage

Satoshi FUTAGAMI Shuji OHNO Masahiro NISHIMURA

Advanced Technology Division O arai Engineering Center

ナトリウム冷却高速炉における空気雰囲気での小規模ナトリウム漏えいを想定し、ナトリウムプール拡がり挙動と床ライナ温度挙動に関する基礎的知見を取得するとともに、床ライナ材腐食挙動に着目した実験を実施した。実験はナトリウムの漏えい率、漏えい高さ、湿度条件をパラメータとして6ケース実施した。本報は、これらの実験の方法と結果及び得られた知見についてまとめたものである。実験の結果から、ナトリウム小規模漏えい時におけるライナ最高温度のナトリウム漏えい率依存性を確認し、最終的なプール面積はナトリウム漏えい率に比例すること、及びナトリウムプールは漏えい時間にほぼ比例して拡大するが、漏えいによるナトリウム供給量と燃烧量がバランスした時点で、漏えい中でも拡大が停止することが明らかとなった。また、腐食減肉量や堆積物の化学分析、材料分析結果によれば、小規模漏えい時の床ライナ腐食は、減肉速度の比較的遅いNaFe複合酸化型腐食が支配的であることを確認した。

Sodium combustion tests were performed in order to investigate sodium pool expansion behavior, floor liner temperature and floor liner corrosion mechanism under the condition of small scale sodium leakage in air atmosphere of sodium cooled fast reactors. In 6 cases of the tests, sodium leak rate, leak height and humidity were changed as the parameter. This report describes the plan, result and knowledge of these tests.

The test results are as follows: The maximum temperature of the floor liner depends on leak rate. The final growth area is mostly proportional to the rate of sodium leakage. Although a sodium pool grows up in proportion [almost] to time in early stages of leakage, the growth stops during the leakage due to the balancing of sodium supply and consumption in the pool. The measured value of floor liner corrosion thickness, chemical analysis of deposit and material analysis result showed that the dominant corrosion mechanism was relatively slow "Na Fe double oxidization type corrosion" under the small scale sodium leakage.

キーワード

小規模ナトリウム漏えい，ナトリウム燃烧，プール燃烧，ライナ最高温度，ライナ材料腐食，プール拡がり，ナトリウム漏えい率，FRAT 1，ASSCOPS，SPHINCS

Small Scale Sodium Leak, Sodium Fire, Pool Burning, Liner Maximum Temperature, Floor Liner Material Corrosion, Sodium Pool Expand Behavior, Sodium Leak Rate, FRAT 1, ASSCOPS, SPHINCS II



二神 敏

熱化学安全試験グループ
SG安全研究チーム所属
副主任研究員
ナトリウム-水反応実験及びナトリウム燃焼実験に従事



大野 修司

熱化学安全試験グループ
燃焼・ソースターム安全研究チーム所属
副主任研究員
ナトリウム漏えい燃焼及びソースターム評価に関する業務に従事



西村 正弘

熱化学安全試験グループ
燃焼・ソースターム安全研究チーム所属
副主任研究員

現在：内閣府出向中

1. はじめに

ナトリウム冷却高速炉で空気雰囲気中にナトリウムが漏れいし、漏れい率が比較的小規模（～数百kg/h以下）であった場合の特徴として、プラント建屋に及ぼす火災の潜在的発熱量は大きな問題とならないが、漏れいしたナトリウムは落下位置付近に留まって床上の限られた領域（局所）でプール状に燃焼することが挙げられる。また、それに伴う局所的なライナ温度の上昇は、ライナの勾配により早期に床上からドレンされる大規模漏れいの場合¹⁾よりも高くなる傾向がある。さらに、炭素鋼製ライナ材の腐食についても把握しておく必要がある。

ナトリウム燃焼の安全評価に用いるナトリウム燃焼解析コードASSCOPS²⁾のような1点近似モデルに基づく解析コードでは、ナトリウムプールは一定面積上に堆積するものと扱われ、ライナの径方向への熱散逸のような効果は考慮できないため、ライナ最高温度は高めの評価になると予想される。このため、本実験研究では小規模漏れいでの床ライナ最高温度を実験的に把握することを第一の目的とした。一方、現象の機構論的な取扱いを指向した多領域モデルのSPHINCS コード³⁾では、局所的なライナ温度を評価可能であることから、コードの検証データとしても小規模漏れい実験が必要とされた。

また、ライナ材の腐食反応についてはNa-Na₂O系、NaOH-Na₂O系、NaOH-Na₂O₂系における材料腐食減肉試験⁴⁾で明らかにされている。雰囲気中の湿度が低い場合は、Na₂Oが主因のNaFe複合酸化型が支配的となる。他方、湿度が高い場合、反応生成物中に占めるNaOHの割合が多くなり、低融点（328℃）のNaOHによる溶融体が形成され、Na₂O₂が主因の溶融塩型となる可能性がある。この腐食型は「ナトリウム漏れい燃焼実験⁵⁾」で発生した腐食機構とされ、NaFe複合酸化型よりも5倍程腐食速度が速い。これらの腐食に関して、雰囲気湿度がライナ材の腐食環境（プールの化学組成）と腐食機構に及ぼす影響についての情報も必要とされている。

このような経緯のもとで、小規模ナトリウム漏れい時のナトリウムプールの拡がり挙動とライナ最高温度に及ぼす漏れい率の影響についての知見とともに、雰囲気湿度がナトリウムプールの燃焼挙動、ライナ材の腐食機構に及ぼす影響について

の情報を得るために、6ケースの実験を実施し、結果を詳細に分析することとした。本報は、これらの実験の方法と結果及び得られた知見についてまとめたものである。

2. 実験

2.1 実験装置

実験は、核燃料サイクル開発機構大洗工学センター内の小型密閉容器FRAT 1 (Fission Product and Radioactive Aerosol Release Test Rig 1)を用いて実施した。図1に実験装置概略図を示す。FRAT 1は直径約1.3m、高さ約2.2m、内容積約3m³のステンレス製密閉容器である。容器内底部にはライナを模擬した炭素鋼 (SM400B) 製受け皿を水平に取り付けた。受け皿は、直径が1,128mm、板厚が6mmのものである。また、受け皿下部は、断熱材 (ファインフレックス 1300, 厚さ50mm) を2層設置し、その下はキャッチパン (SUS304, 厚さ3mm) とした。

ナトリウムはFRAT 1容器上部に供給容器とノズルを設けて落下させた。ノズル先端部の内径は4.35mmである。ナトリウムの漏れい率は、ノズル途中のオリフィスと供給容器のカバーガス圧力を調整することにより、一定流量に制御した。

雰囲気は給気ラインに設けた水蒸気供給装置と

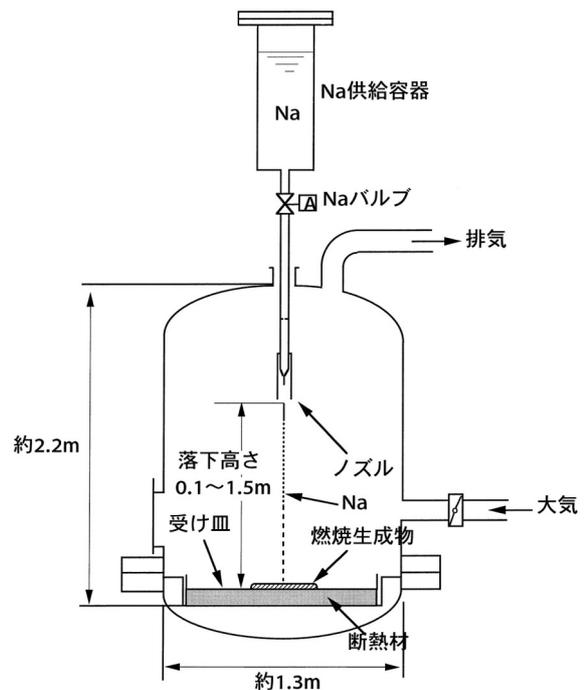


図1 FRAT 1試験装置

予熱ヒータにより湿度，温度を調整した。なお，ナトリウムの漏えい燃焼中にFRAT 1容器内が酸欠傾向とならないよう，3～5 m³/minの十分な換気を行った。

ナトリウム燃焼により発生するナトリウムエアロゾルを含む排気ガスは，まず水冷却塔で冷却し，水スクラバ，フィルタ設備を通すことによってエアロゾルを除去した後に排気ブロワで大気中へ放出した。

2.2 計測

温度は，ナトリウムプール，ライナ，その他FRAT 1構造材等をK型シース熱電対により計測した。ナトリウムプール温度の測定は図2に示すように，プールの拡がり速度データ取得のために，ライナ表面から約4 mm高さの位置で同心円状に熱電対を配置した。また，ライナ温度の測定はライナ裏面に格子状に熱電対を配置した。

ナトリウム漏えい率は，ナトリウム供給容器内部に設けた接点式及び連続式の液位計により漏え

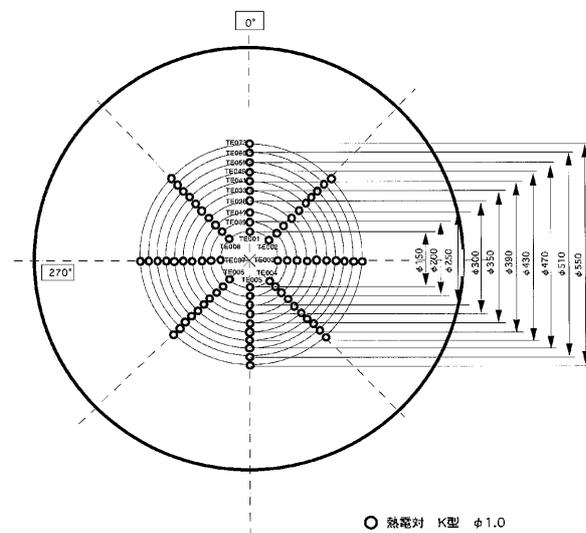


図2 受け皿表面熱電対配置 (Case1)

い量を把握し，漏えい量を漏えい時間で割ることによって算出した。

雰囲気中の湿度は，相対式湿度計（高分子吸湿型）により測定した。

実験終了後は，ライナ上の堆積物をサンプリングし，化学分析を行った。ライナは洗浄した後に，減肉量を測定した。減肉量測定には超音波厚み計を用いた。また，Case2C，Case3A，Case3Bについては，材料分析を実施し，金相組織を観察した。

2.3 実験条件

実験は，ナトリウムの漏えい率，漏えい高さがナトリウムプールの拡がり挙動とライナ最高温度に影響を及ぼすと予想されるためパラメータとし，雰囲気湿度についても，プールの燃焼挙動とライナ材の腐食機構の情報を得るためにパラメータとして選定した。実験条件を表1にまとめる。なお，漏えい率と漏えい高さは，装置上の制約による最大値を設定した。ただし，漏えい率については，本実験範囲が漏えいしたナトリウムが局所的に堆積し，ライナ径方向への熱散逸がライナ最高温度へ及ぼす影響を確認できる領域である。漏えい高さについては，本実験の主眼をプールの燃焼挙動の把握に置いており，落下中の燃焼挙動の詳細は別途試験研究を実施中である。

また，ナトリウム温度は，実機プラントで想定される中間熱交換器2次側出口温度を考慮し，安全解析で用いている値とした。

Case2Cでは，高湿度条件による各種影響を確認するために，雰囲気湿度を実機プラントで想定される年間最高湿度約44,000 vol ppm（安全解析で用いている気温35℃，RH 80%に相当）を上回る値とした。

Case3AとCase3Bは，ライナの腐食減肉と腐食機構に影響するNaOHの生成時期の関係を確認するために主要パラメータを同一とし，FRAT 1容

表1 実験条件

Case	1	2A	2B	2C	3A	3B
ナトリウム温度(℃)	507					
漏えい高さ(m)	1.5		0.1		1.5	
換気流量(m ³ /min)	3			5		
湿度(vol ppm)	23,000 - 24,000	14,000 - 15,000	6,000	46,000 - 48,000	27,000 - 28,000	25,000 - 28,000
平均ナトリウム漏えい率(kg/h)	6.8	12	12	14.5	26	24
漏えい継続時間(min)	22	25	25	30	23	25
不活性化の時期	燃焼終了時					漏えい終了時

器内をアルゴンガスにより不活性化した時期を、Case3Aは他のケースと同様に燃焼終了時、Case3Bは漏えい終了時とした。

3. 結果

3.1 ライナ最高温度

ライナ最高温度を図3に示す。また、比較のため、ナトリウム燃焼解析コードASSCOPS ver.2.1による「もんじゅ」2次主冷却系設備配管室体系での漏えい率をパラメータとした解析結果（雰囲気条件はCase2Cと同様⁷⁾、SPHINCSコードによるCase2B条件での解析結果、ナトリウム漏えい燃焼実験⁷⁾、ナトリウム漏えい燃焼実験の床ライナ最高温度も図3に示す。なお、ASSCOPSコードについては、一点近似モデルであるが、ナトリウム漏えい燃焼実験の結果と良い一致を示している。また、ASSCOPSの解析体系等と比較して、本実験及びSPHINCSの解析体系は内容積約3m³のFRAT1容器を用いたため小規模であるが、容器内が酸欠傾向とならないよう、十分な換気を行っており、燃焼挙動に与える体系の影響は小さいと考えられる。

本実験では、ライナ最高温度はナトリウム漏えい率の低下とともに低下する傾向となり、一点近似のASSCOPSコードによる解析（約800以上）よりも低く、ナトリウムプールやライナを多領域

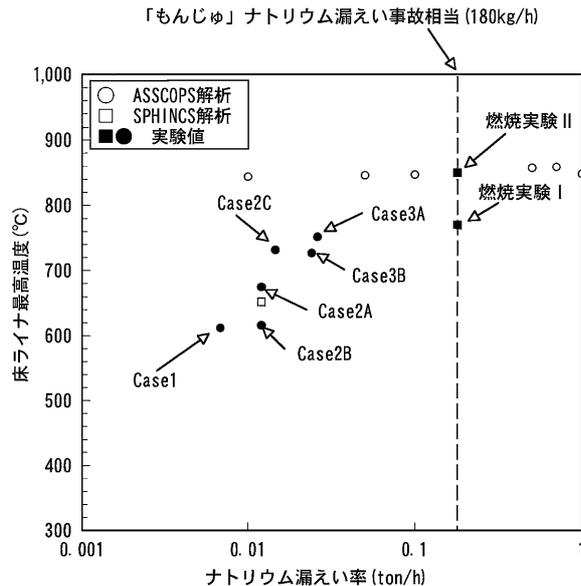


図3 ナトリウム漏えい率と床ライナ最高温度（もんじゅ2次主冷却系設備配管室解析結果と実験値の比較）

メッシュ分割で解析するSPHINCSコードと整合する結果となった。

また、漏えい高さについては、Case2AとCase2Bを比較すると、Case2Bの0.1mよりも本実験基準ケースCase2Aの1.5mの方がライナ最高温度は約59℃高くなった。これは、後述のナトリウムプールの拡がり挙動が両ケースで同様であり、ノズル直下のライナ温度のCase2AとCase2Bの差が最高温度を示した位置の温度の差とほぼ等しかったことから、落下中に燃焼する時間が長くなり、ナトリウムプールへ供給されるナトリウムの温度が高くなったためと考えられる。

さらに、雰囲気湿度については、高湿度条件のCase2Cと湿度以外の諸条件がほぼ一致するCase2Aを比較した場合、湿度が高い方がライナ最高温度も高い。両ケースは温度履歴も異なっており（図4）、Case2Cは最高温度となった時間が遅く、高温である時間も長かった。このことは、燃焼速度の観点から考察にて後述するが、Case2Cの湿度が実機で考えうる最高湿度であることから、湿度の影響による上限値であると言える。

3.2 ナトリウムプールの拡がり挙動

図5にナトリウムプール面積の時間変化を示す。ここで、ナトリウムプール面積は、ライナ上に同心円状に配置した熱電対へのプール到達時刻を熱電対信号から推定し、各径方向におけるプール到達時刻と熱電対の位置から、時々刻々のプールの先端位置を内挿近似し、その先端位置を結ん

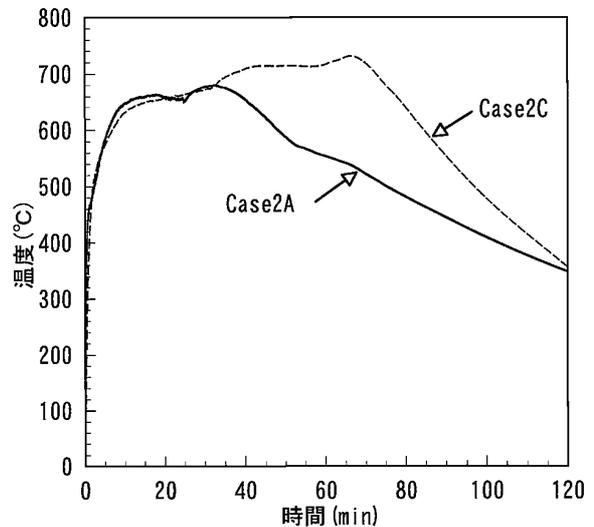


図4 Case2AとCase2Cのライナ中心温度比較

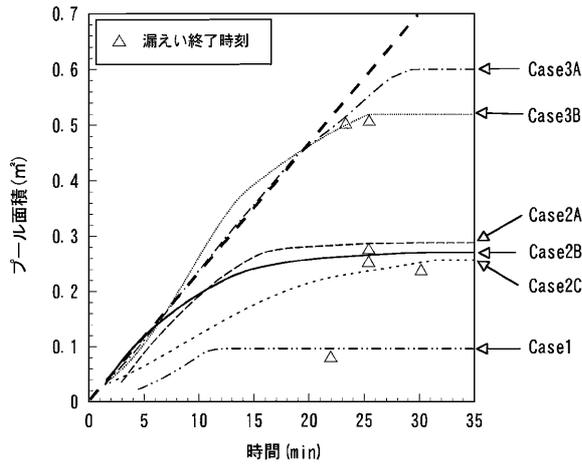


図5 プール面積の時間変化

だ多角形の面積として導出した。なお、プール面積計算上の終値は、多角形近似の面積となるため、実験後に測定したプール面積の実測値よりも若干小さい。漏えい初期のプールの拡がり速度は、漏えい高さ、漏えい率の影響が小さく、Case2C以外のケースはほぼ同じ速度で時間に比例して拡大することを確認した。高湿度条件のCase2Cは拡がり速度が遅いが、これは湿度が高いことに起因して拡大中のプール表面にNaOHの薄膜が形成され、拡がりを減速させる働きをしていると推察されるが、考察にて後述する。

また、実験後にナトリウムプール（堆積物）の面積を実測した結果を図6に示す。なお、写真1（Case2B）に示すように、堆積物はほぼ円形であつ

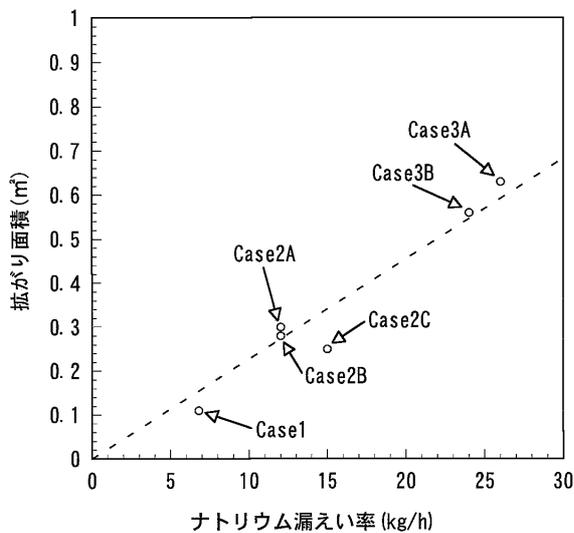


図6 ナトリウム漏えい率とプール拡がり面積

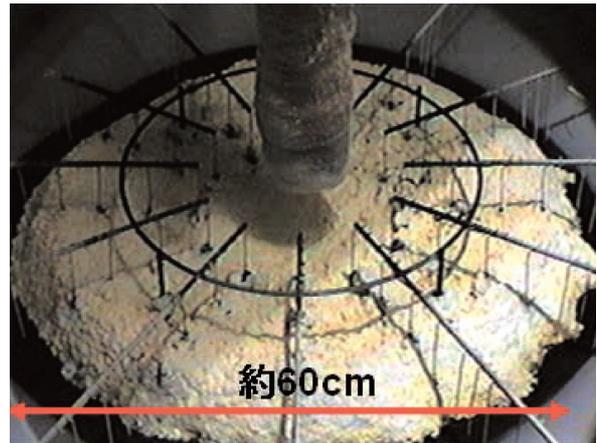


写真1 実験後の受け皿上堆積物（Case2B）

たため、ナトリウムプールが等方的に拡大したことがわかる。図6の結果から、最終的なナトリウムプール面積は漏えい率に比例する傾向があり、漏えい高さ、雰囲気湿度による影響が小さいことを確認した。本実験規模の漏えい率とナトリウムプール面積の関係については、良い直線近似が得られた。

3.3 ライナ減肉量

図7に各ケースのライナ（受け皿）減肉量の最大値を示す。なお、減肉量は、ライナ全面を50mm間隔（中心付近では25mm間隔）で、試験前後に超音波厚み計にて定点測定した肉厚の差であり、図7に示したものは、全測定点中における最大値である。腐食減肉量の最大値はCase2C以外の

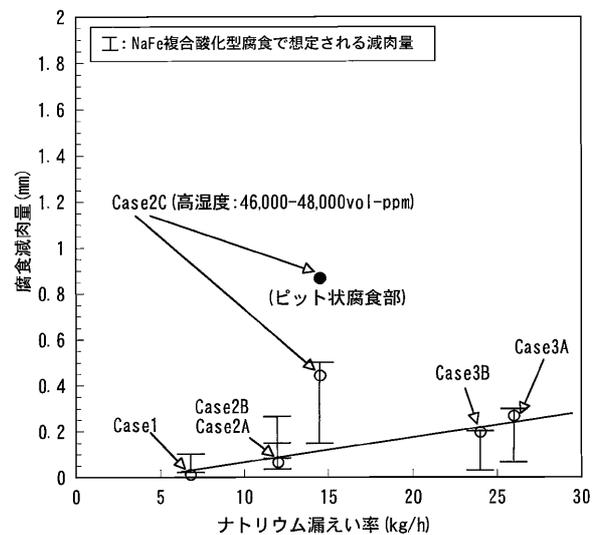


図7 ライナ（受け皿）減肉料

ケースで漏えい率に依存する傾向である。腐食速度は温度に依存するため、最高温度が漏えい率に依存したこれらのケースにおける減肉量の傾向は妥当である。また、各ケースのライナ温度履歴をNaFe複合酸化型で想定する腐食速度に適用し、算出した減肉量を図7に併せて示す。各ケースの減肉量はNaFe複合酸化型腐食で想定される減肉量の範囲内であった。

高湿度条件のCase2Cは、他のケースの漏えい率に対する減肉量の傾向を上回る。これは、雰囲気湿度が減肉量に影響することを示すが、他のケースと同様にNaFe複合酸化型で想定される減肉量の範囲内であった。すなわち、図4のCase2Aとの温度履歴の比較で示すように、Case2Cの最高温度が高く、高温期間が長かったことに起因して減肉量が大きくなったということであり、他のケースと異なる腐食機構で進行した減肉ではないと考えられる。なお、Case2Cでは、各所に幅が0.1~数mm程度のピットが確認され、ピット部の減肉量は最大0.868mmであった。ピットはライナ全面に不均一に分布し、温度分布との相関は見られない。この点についてはナトリウムプールの化学組成の観点から考察にて後述する。

4. 考 察

4.1 ライナ最高温度に及ぼす影響因子の分析

ライナ最高温度に及ぼす影響因子について、ナトリウム漏えい率の低下とともにライナ最高温度が低下し、漏えい高さ、雰囲気湿度ともにライナ最高温度を上昇させることを確認したが、これらを燃焼速度の観点から分析する。燃焼速度の導出は熱量変化から図8に示すモデルに従い、容器壁温度、天井温度、受け皿温度、断熱材温度、実験室温度、排気温度の時間変化、構造材等の物理量から熱量変化を求め、反応生成物の割合を $\text{Na}_2\text{O} : \text{Na}_2\text{O}_2 = 6 : 4$ とした場合の反応熱を仮定して算出した。反応生成物の割合については、過去の実験知見によるが、反応熱の差は、 Na_2O_2 生成反応の方が約20%大きい程度であり、燃焼速度の傾向を比較する上では有意でない。図9に各ケースの燃焼速度の最大値を示す。燃焼速度の最大値は、漏えい率にほぼ比例する傾向である。さらに、図5のプール面積の時間変化をもとに単位面積あたりの燃焼速度を導出すると、図10ようになる。高湿度条件のCase 2 C以外のケースでは、漏えい

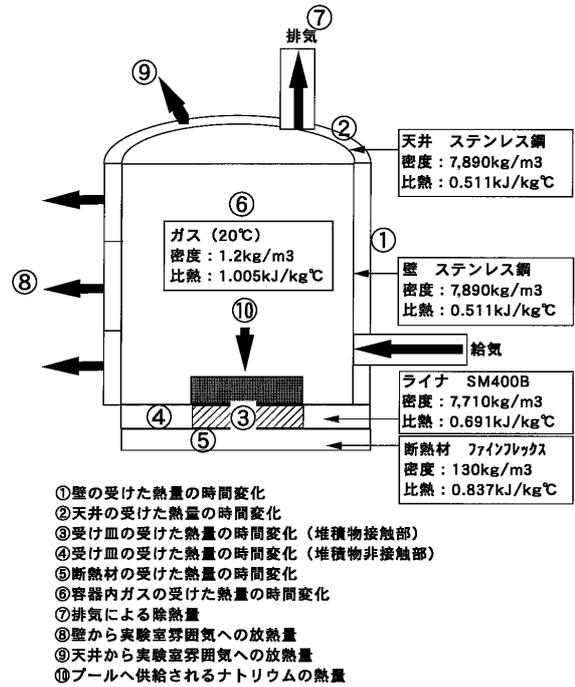


図8 燃焼速度を算出した熱量変化モデル

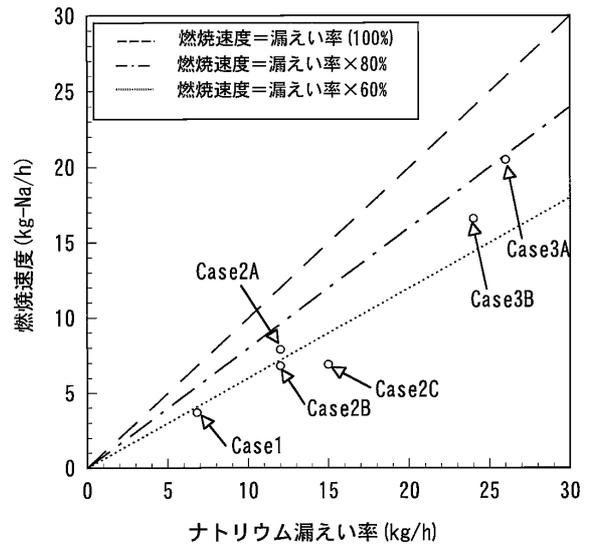


図9 ナトリウム漏えい率と燃焼速度最大値

中の値は約20kg Na/hm²~40kg Na/hm²であり、各ケースで大差が無い。すなわち、ナトリウムプールの燃焼状態はナトリウムの漏えい率によらず同様で、ライナ鉛直方向への熱流束は同程度であったということである。このことから、ライナ最高温度が漏えい率の低下とともに低下する原因は、ライナの熱収支のバランスとして、ライナの径方向(外側方向)への熱の散逸による影響が漏えい率の低下(プール面積が小さくなる)とともに大

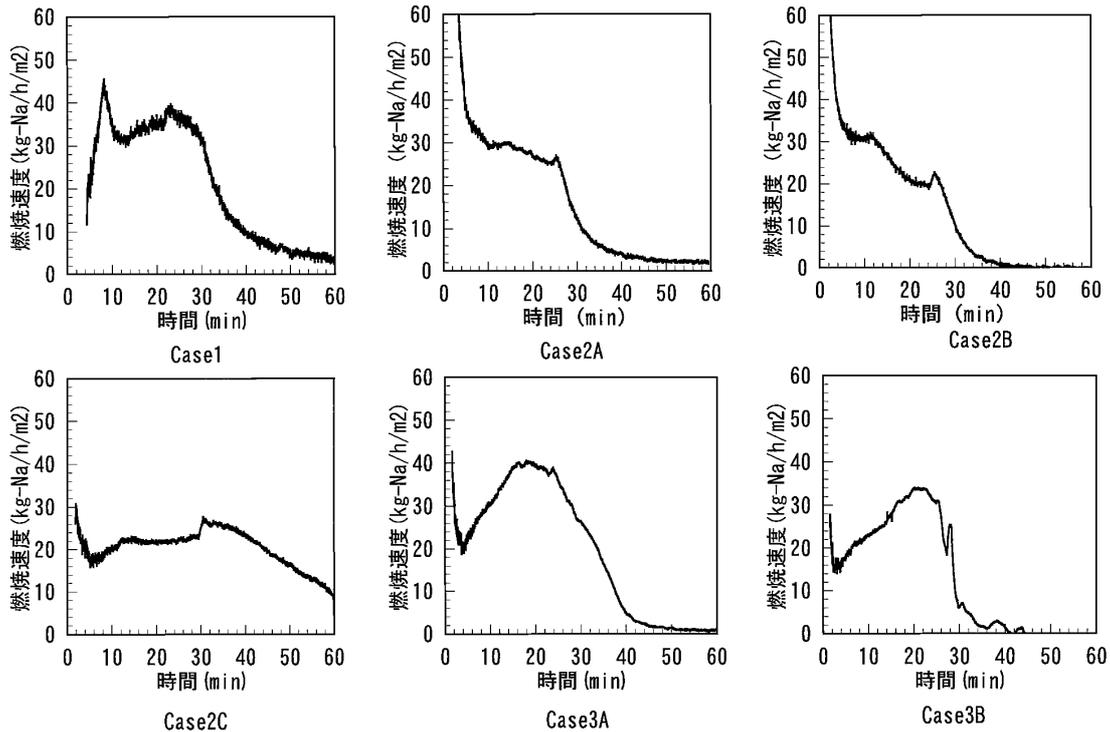


図10 単位面積あたりの燃焼速度（熱量変化より算出）

きくなると考えると説明できる。

また、漏えい高さについては、Case2AとCase2Bの燃焼速度を比較すると、高さが高いCase2A（1.5m）の方が若干大きい。これは、燃焼速度を試験装置全体の熱量変化から算出しているため、落下中の燃焼分の熱量も加わっていると考えられ、ライナ最高温度に生じた差が落下中の燃焼によるものであるという考え方と整合する。

雰囲気湿度については、高湿度条件のCase2CとCase2Aの燃焼速度を比較すると、Case2Cは、単位面積あたりの燃焼速度は小さく、燃焼が継続した時間が長い傾向である（なお、高湿度条件では、ナトリウム及び反応生成物と湿分の反応熱、腐食反応熱も考慮すべきだが、それぞれの反応の寄与割合が本実験結果では不確定なため、ナトリウムの燃焼反応のみとした。よって、これらの反応熱が寄与する割合が大きい場合は、実際の燃焼速度はさらに小さくなると考えられる。）。これはプール拡がり挙動の結果で前述したように、湿度が高いことに起因して堆積物表面にNaOHの薄膜が形成されたことが影響していると推察され、NaOHの薄膜が燃焼を抑制したことにより、燃焼が長く継続したと考えられる。そして、図4に示すように、ライナ中心部の温度を比較すると、漏えい中

は同様であるが、Case2Cは漏えい終了後も上昇傾向にあり最高温度がCase2Aを上回った。これは、大きな燃焼速度で、早期に燃焼が終息したCase2Aではプールの拡大過程における径方向（外側）への熱散逸の影響が大きいのに対し、小さな燃焼速度で燃焼が長く継続したCase2Cではプールが拡大形成され、ライナ中心部での径方向への熱散逸の影響が小さい状態で燃焼が長時間継続したため、ライナの最高温度が高くなったと考えたと理解できる。

4.2 ナトリウムプールの拡がり挙動に及ぼす影響因子の分析

ナトリウムプールの拡がり挙動に及ぼす影響因子について、最終的なプール面積は漏えい率に比例し、プールの拡がり速度は雰囲気湿度に影響されることを確認した。最終的なプール面積に及ぼす漏えい率の影響について、図5のナトリウムプールの拡がり停止時刻に着目し、分析すると、Case3A、Case3B以外のケースは漏えいが終了するよりもかなり早い時刻に停止する傾向である（表2）。すなわち、ナトリウムプールへのナトリウム供給が継続しているにもかかわらず、ナトリウムプールの拡がり停止を示して

表2 ナトリウムプールの拡がり停止時刻

	Case1	Case2A	Case2B	Case2C	Case3A	Case3B
漏えい率(kg/h)	6.8	12	12	14.5	26	24
拡がり停止時刻(min)	12.5	17.8	15.9	21.8	26.3	23.7

拡がり停止時刻は、最終的な拡がり面積の90%到達時とした。

表3 ナトリウムプール(堆積物)の化学組成

(Wt%)

Run No.	Case1	Case2A	Case2B	Case2C	Case3A	Case3B
Na	12	0	10	1	0	46
Na ₂ O	53	42	55	47	33	34
Na ₂ O ₂	15	26	14	12	14	2
NaOH	21	30	23	20	44	8
NaFeO化合物	0	0	0	20	9	10

いる。さらに、前述の燃焼速度が最大となった時刻は、プールの拡がり停止時刻とおおよそ一致し、その時の燃焼速度は漏えい率の60~80%に相当した(図9)。これらは、プールの拡がる時間、面積が漏えい率と燃焼速度に依存することを示し、プールの拡がり停止は、ナトリウムプールへ供給されたナトリウムが、流動によるプールの拡大よりも、ほとんど燃焼に費やされるようになった時であると考えられる。すなわち、漏えいによるナトリウムの供給は、水平方向への流動によるプール拡大の駆動力となるが、燃焼による消費は、鉛直方向(プールの厚み)への反応生成物の蓄積と考えると理解できる。これは、ナトリウム燃焼は液体燃料等の燃焼形態とは異なり、プール燃焼表面は反応生成物であるNa₂O, Na₂O₂に覆われ、ポーラス(多孔質)状の反応生成物からナトリウムがしみだし燃焼することからも説明できる。

プールの拡がり速度に及ぼす雰囲気湿度の影響について、Case2Cの拡がり速度が他のケースよりも遅い原因として、NaOHの薄膜が拡がりを減速する働きをしていると推察する。NaOHの薄膜については、ナトリウム燃焼により生成されるNa₂O, Na₂O₂がポーラスな形状を作りナトリウムがしみだし、プールの拡大を助長するのに対し、NaOHはポーラスとならないためナトリウムの進行を阻害する壁となったと考えると理解できる。なお、NaOHの薄膜については、後述する。

4.3 ライナ減肉量に及ぼす影響因子の分析

ライナの腐食減肉量については、ナトリウムの漏えい率に依存し、雰囲気湿度が影響することを

確認した。ここで、各ケースのライナの腐食機構について、ナトリウムプール(堆積物)の化学組成の観点から分析する。表3にナトリウムプール中のナトリウム化合物の定量分析結果を示す。ここで示す結果は、実験後に堆積物を10箇所以上の複数箇所からサンプリングし、その分析結果を算術平均したものである。概略の傾向を見るとNa₂Oが多く含まれ、溶融塩型腐食の主因であるNa₂O₂の割合が小さいことがわかる。NaOHについては、その割合が大きい程低温でも溶融体を形成し易くなるが、本実験では、ケースによって差がある。NaOHの生成時期と腐食への影響については、後述するが、各ケース共通してNa₂O₂の割合が小さいことから、堆積物の酸素ポテンシャルが低く、溶融塩型腐食の発生しにくい環境である。すなわち、本実験の腐食機構がNaFe複合酸化型であったということがナトリウムプールの化学組成の観点からも説明することができる。そして、減肉量が漏えい率に依存した本実験の結果は、温度に依存する同機構の腐食速度のため、ライナ最高温度が漏えい率に依存したことによると考えると理解できる。

なお、表3では概略の傾向を示すために各ケースの分析結果を算術平均したが、サンプル毎では、採取位置、深さにより傾向に違いがあった。一例として、Case2Cの結果を図11に示す。各ケース共通して、堆積物の上層ほどNa₂O₂, NaOHの割合が多く、下層ほど金属ナトリウムとNaFeO化合物が多かった。この傾向は上層ほど雰囲気に近いいため酸素ポテンシャルが高く、下層では酸素ポテンシャルが低かったということであり、ナトリウム

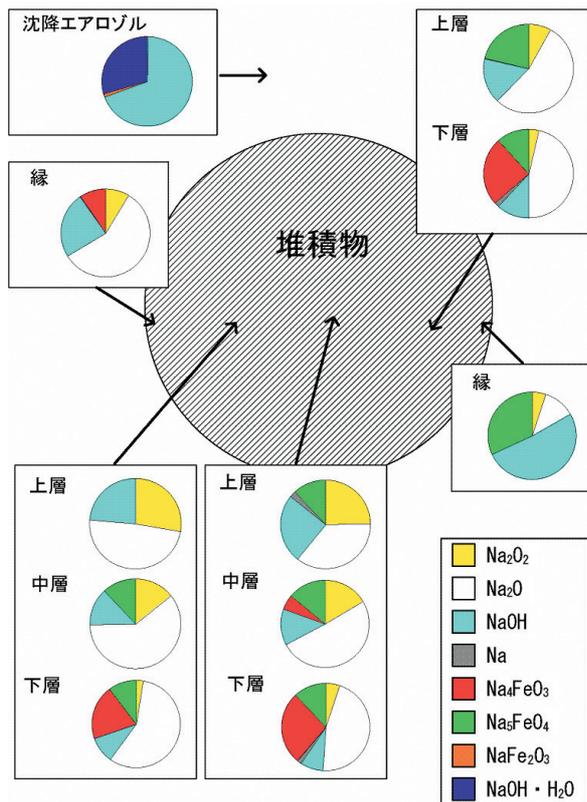


図11 Case2C堆積物化学分析結果

プールとライナ材料界面では、概略の傾向よりも更に溶解塩型腐食の発生しにくい環境にあったことを示唆する。

また、Case3AとCase3Bでは腐食機構に影響するNaOHの生成時期に関する情報を得るために、容器内を不活性化する時期だけを変えて他の条件を同一とした。燃焼終了まで空気雰囲気に触れさせたCase 3Aに比べて、漏えい終了時点で不活性化したCase3Bは、未燃焼のナトリウムが多く残り、 Na_2O_2 とNaOHの量が少ないことが特徴である。このことは、 Na_2O_2 とNaOHは漏えい終了後または燃焼が終息傾向にある時間域に蓄積されやすいことを示している。 Na_2O_2 については、プールの燃焼により生成されても、漏えい中は多量に存在する未燃焼ナトリウムの還元作用により減少することが考えられる。また、NaOHについては、漏えい中はプールの燃焼により発生するエアロゾルが多量に雰囲気中に存在するため、エアロゾルの吸湿作用によりプール燃焼面へ湿分が供給されず、生成されなかったと考えられる。エアロゾルの吸湿作用については、後述する。なお、Case3AではNaOH量が多かったが、腐食減肉量としては、

Case3AとCase3Bで大差が無い。これは、腐食機構が両ケース共にNaFe複合酸化型であったためであり、ライナ温度履歴が似通った両ケースの減肉量の傾向は妥当である。換言すれば、漏えい終了以降はプール温度が低下するため、NaOHが増加しても腐食減肉への寄与が小さいことを示唆している。

ライナ減肉量に及ぼす雰囲気湿度の影響については、高湿度条件のCase2Cであっても、NaFeO化合物以外は他のケースと同様のナトリウムプールの化学組成である。NaFeO化合物の割合が多いことは、減肉量が多かったことと一致し、腐食生成物としては Na_4FeO_3 、 Na_5FeO_4 のみであった。これらの腐食生成物はNaFe複合酸化型による腐食であったことを示すものであり、Case2Cのライナ温度履歴がCase2Aよりも最高温度が高く、高温期間が長かったことに起因して減肉量が大きくなったという考え方と整合する。ピット部の腐食については、ナトリウムプールの断面を詳細に化学分析したところ、反応生成物の分布が一樣でないことを確認した。これは、ピットが形成された位置では、腐食性反応生成物の割合が局所的に高くなっていった可能性を示すものであり、ピットの形成には反応生成物の局所的な分布が影響していると推察される。ただし、Case2C、Case3A、Case3Bについては、材料分析を実施し、金相組織を観察しており、各ケースで組織の様相に大差は無かった。Case2Cのピット部金相組織を写真2に示すが、特に厳しい腐食が発生した痕跡は無く、表層断面は滑らかな腐食面であった。すなわち、局所的に腐

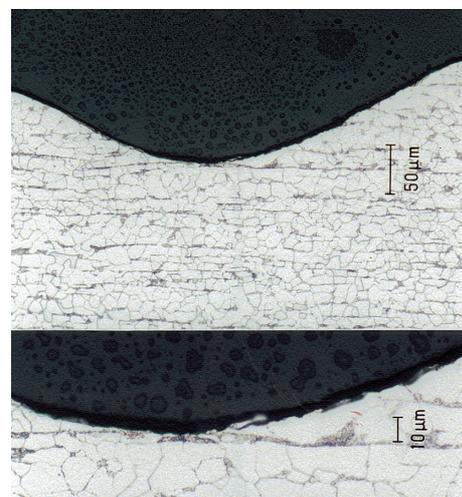


写真2 Case2Cピット部金相組織

食減肉が大きいピット部であっても、腐食形態はNaFe複合酸化型であったと考えられる。

4.4 高湿度条件におけるNaOH薄膜の形成

ライナ最高温度、プールの拡がり挙動でも述べたように、高湿度条件のCase2Cでプールの拡がり他のケースと比較して遅く、燃焼速度が小さいことは、NaOHの薄膜が形成されたことによると推察するが、表3の結果では、堆積物全体としてはNaOHの割合に差がない。しかし、図11に示すようにサンプルごとの傾向としては、NaOHが上層に多く存在し、実験の終了時にはNaOHが表層を覆う傾向を示している。また、Case3AとCase3Bの比較結果によると、ナトリウムの漏えい中にNaOHが蓄積されないことを確認した。すなわち、25,000~28,000 vol ppm程度の湿度条件では、プールの拡がり過程でNaOH薄膜は形成されない。これは、ナトリウムプールの燃焼によって発生するエアロゾル(Na_2O , Na_2O_2)の吸湿作用により、プール表面に湿分が供給されず、NaOHが生成されなかったことによると考えられる。この吸湿作用は、排気中のエアロゾルを化学分析した結果、全量NaOHであったことから説明でき、発生したエアロゾルの全量がプール燃焼面近傍で湿分と反応し、NaOH化したと推察される。さらに、エアロゾルの発生量は、実験後にエアロゾルを回収し、分析計量した結果、Case3Aで約2.9kg Na, Case3Bで約2.1kg Naであったのに対し、Case2Cでは、約0.7kg Naと少なかった。このことは、高湿度条件のCase2Cでは、漏えい中(プールの拡がり過程)でも湿分がプール燃焼面へ供給され、プール表面にNaOH膜が形成されていた可能性を示唆するものである。また、エアロゾル発生量が少ないという現象も、プール燃焼面からのエアロゾルの放出を抑制するNaOH薄膜の存在によると考えると理解できる。

5. 結論

これまで6回実施した実験の結果から、ナトリウム小規模漏えい時の、ライナ最高温度、ナトリウムプール拡がり挙動、ライナ減肉量について以下の結論を得た。

①ライナ最高温度は径方向への熱散逸の影響により、ナトリウム漏えい率の低下とともに低くな

る傾向である。また、漏えい高さ、湿度ともに高いほど最高温度を上昇させる要因となる。

- ②ナトリウムプールの拡がり挙動として、最終的なプール面積は漏えい率に比例し、プールの拡がり速度は漏えい率によらずほぼ同様であるが、雰囲気湿度に影響されることを確認した。また、拡がり速度については、漏えい初期はプール面積が時間にほぼ比例して拡大するが、漏えいによるナトリウム供給量と燃焼量がバランスした時点で、漏えい中であっても拡大は停止する。
- ③以上二つの項目について、湿度が及ぼす影響として、プールの拡がりが遅くなり、燃焼速度が小さくなる原因として、雰囲気中のエアロゾル発生量が高湿度条件では少なくなり、プール燃焼面に湿分が供給され、NaOHの薄膜が形成されたことによると考えられる。
- ライナの減肉量については、ナトリウムの漏えい率に比例し、雰囲気湿度が影響することを確認した。腐食減肉量測定値や堆積物の化学分析、材料分析結果によれば、ライナの腐食機構は、減肉速度の比較的遅いNaFe複合酸化型であり、ライナの温度履歴が支配要因となる。また、ナトリウムプール中の反応生成物のうち、 Na_2O_2 及びNaOHの蓄積は漏えい中よりも、漏えい終了後に進行する。

参考文献

- 1) 大野修司, 川田耕嗣, 他: “ナトリウム漏洩燃焼に関する研究”, 動燃技報, No.92, pp. 18-32(1994).
- 2) 大野修司, 松木卓夫: “ナトリウム燃焼解析コードASSCOPSの開発と検証”, サイクル機構技報, No.11, pp. 93-104 (2001).
- 3) 山口彰, 田嶋雄次: “SPHINCSコードによるナトリウムプール燃焼実験 (Run F7) の検証解析”, PNC TN9410 98-070 (1998).
- 4) 青砥紀身: “大気中ナトリウム漏洩流下部における鉄系材料の腐食機構”, 動燃技報, No.103, pp. 35-45 (1997).
- 5) 内山尚基, 高井俊秀, 他: “もんじゅナトリウム漏えい事故の原因究明 - ナトリウム漏えい燃焼実験 - ”, PNC TN9410 97-051 (1997).
- 6) 宮園敏光, 大野修司, 他: “高速増殖原型炉「もんじゅ」2次主冷却系設備におけるナトリウム燃焼解析”, JNC TN2400 2000-006 (2000).
- 7) 川田耕嗣, 寺奥拓史, 他: “もんじゅナトリウム漏えい事故の原因究明 - ナトリウム漏えい燃焼実験 - ”, PNC TN9410 97-036 (1997).



高サイクル熱疲労の熱流動現象に関する研究 - T管及び平行三噴流体系の温度変動 -

上出 英樹 五十嵐 実 木村 暢之 林 謙二

大洗工学センター 要素技術開発部

Experimental Study on Thermal Hydraulics of High Cycle Thermal Fatigue
- Temperature Fluctuation in Mixing Tee and Parallel Triple Jets along Wall -

Hideki KAMIDE Minoru IGARASHI Nobuyuki KIMURA Kenji HAYASHI

Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

高サイクル熱疲労は、流体の温度変動が構造物に繰り返し熱応力を負荷し疲労破壊に至るもので、サーマルストライピングとも呼ばれる。原子力分野でもこのような損傷事例が散見されることから重要な課題となっている。本報告では代表的な流体混合部であるT管体系と高速炉の炉心出口部を単純化した平行三噴流体系について水試験を行い、流体内の温度変動の空間分布、周波数特性の知見を得た。試験では移動式の熱電対ツリー並びに粒子画像流速計測法を用い、詳細な温度並びに速度分布を把握した。両試験の結果、温度変動の周波数特性は、フローパターンが同一であれば流速の絶対値によらずストローハル数(St)と無次元化したパワースペクトル密度により、一般化して表現できることなどを明らかにした。T管体系では、枝管からの噴流が主管の流れに対する障害物となって生じるカルマン渦的な流れが温度変動に大きな影響を与えることが分かった。

When temperature fluctuation in fluid is transferred to the structure, it induces thermal load via thermal expansion of the structure. If the fluid temperature fluctuation amplitude and then thermal stress are large, structural integrity might be lost due to high cycle thermal fatigue, i.e., thermal striping. Several incidents due to the thermal striping have occurred in nuclear power plants. Water experiments were carried out for thermal hydraulic aspects of the thermal striping. A mixing tee and a triple-parallel jet along wall were selected as the test geometry. Detailed temperature and velocity fields were measured by movable thermocouple trees and particle image velocimetry. The power spectrum density (PSD) of temperature fluctuation can be estimated by a representative curve, when the flow velocity ratio and then flow pattern was identical. Comparison of frequency characteristics between the temperature and velocity showed that the temperature fluctuation in the mixing tee was caused by flow structure like Karman vortex behind the jet exiting from the branch pipe in case of a wall jet condition.

キーワード

高サイクル熱疲労, サーマルストライピング, 温度変動, 周波数特性, T管, 粒子画像流速計測法, カルマン渦

High Cycle Thermal Fatigue, Thermal Striping, Temperature Fluctuation, Frequency Characteristics, Mixing Tee, Particle Image Velocimetry (PIV), Karman Vortex

1. はじめに

高サイクル熱疲労は温度差のある流体の混合や、温度成層界面の揺らぎなどで生じる温度変動

により引き起こされる。すなわち、温度変動が構造物に伝わり、構造物内に生じた温度勾配とその変動により応力が例えば100万回以上も繰り返す



上出 英樹

新技術開発試験グループ
研究主幹
FBR実用化戦略調査研究
を始めとしてナトリウム冷
却高速炉の熱流動に関する
実験研究に従事



五十嵐 実

新技術開発試験グループ
高速炉を含むプラントにお
ける熱流動技術開発に従事



木村 暢之

新技術開発試験グループ
副主任研究員
FBR実用化戦略調査研究に
おける炉内熱流動の適正化
サーマルストライピング現
象の評価研究に従事



林 謙二

新技術開発試験グループ
技術主幹
FBR実用化戦略調査研究
公募研究において、炉容器
内、機器の熱流動に関する
水試験, Na試験に従事

平成15年度末まで川崎重工業(株)より出向 現在、カワサキプラントシステムズ(株)に在籍

負荷されることで疲労破壊に至る。繰り返し回数はプラントの運転時間とともに増加することから、高サイクル熱疲労は経年劣化の要因となる。これまでの損傷事例を挙げると、国内の加圧水型軽水炉（PWR）では、敦賀2号炉の再生熱交換器（1999年）、美浜2号炉の1次系にある閉止分岐配管（余剰抽出系）エルボ部（1999年）、泊2号炉の再生熱交換器（2003年）がある。フランスでは、PWRであるCIVAUX, 1号炉の余熱除去設備（RHR）T管部（1998年）で漏洩が生じた。ナトリウム冷却高速炉では、フランスPhenix炉2次系配管の水漏洩検出系戻りT管部（1992年）での損傷例がある。このように高サイクル熱疲労によって貫通き裂が生じ冷却材漏洩に至る事象が少なからず発生していることから、その評価はプラントの設計のみならず維持の観点からも重要となっている。

一方、ナトリウム冷却高速炉では、冷却材であるナトリウムの熱伝導率が水に比べて約100倍であり、流体と構造材との熱伝達率が大きくなることから温度変動が壁に伝わりやすい。このため、高サイクル熱疲労については、軽水炉以上に設計で配慮がされている。例えば、炉心の出口では燃料集合体と制御棒チャンネルの間など温度差のある流体が噴流として流出し、構造材の近傍で混合する。このような場所では、健全性確認試験を通してインコネルなど熱膨張係数が小さく、熱疲労の生じにくい材料を用いるなどの対策が取られている。

先に挙げた軽水炉での損傷事例を踏まえ、日本機械学会では水を内包する配管を対象に「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」¹⁾を2004年12月に発行した。指針は、軽水炉を対象に合流配管部の形状、運転条件をサーベイして試験条件を定め、最大で内径100mmの配管を用いた水試験²⁻⁴⁾のデータに基づいて策定された。

著者等はこれまでに流体側の温度変動周波数の重要性を指摘してきた。また、笠原等は周波数によって構造材の応力振幅が変化することを合理的に考慮する手法として構造応答関数を提案した。⁵⁾この周波数応答特性は熱伝達係数と構造材の物性値、板厚で決まるBiot数（ Bi ）に依存するとともに、構造物の拘束条件によって変化する。周波数応答特性を考慮することにより、繰り返し回数が大きくなる高周波数成分の変動について応力値が小さくなるなど疲労評価への合理性は大き

い。機械学会の指針ではこの構造応答関数を一部取り込み、周波数によらず応答関数の最大値での減衰幅のみを考慮している。この点でさらなる合理化を図る余地があると考えられる。

T管内の混合現象については、先の指針のベースとなった水試験以外にも、フランスではシボー1号炉での冷却水漏洩事象を契機として実機の圧力/温度条件での温度変動測定試験が行われている。⁶⁾この他に等温での流速分布測定のみを目的とした試験が実施されている。しかし、これらの温度計測実験の多くが配管の壁あるいは壁近傍の流体温度のみを測定しているために、T管内の混合現象そのものを理解するには情報が十分ではない。また、測定には場所が固定され、限られた数の熱電対を用いていることから、比較的まばらな測定点から温度変動の強さとその空間分布を得ている。すなわち、温度変動強度が最大となる点を測定できているかは変動強度の分布形状から推定することとなる。

このような外部情勢の進展と並行し、著者等は日本機械学会の動力エネルギーシステム部門に「熱荷重損傷評価手法に関する研究会」の設立を提案した。その結果、熱流動と構造、材料の専門家からなる研究会が1998年から活動を開始した。研究会では5年にわたって議論が重ねられ、サイクル機構の笠原、村松とともに著者等は、代表的な混合部であるT管の高サイクル熱疲労を対象とした評価指針の枠組みと基本的な考え方を研究会に提案した。そこでは、前述した周波数特性の考慮の重要性並びに構造物の面内の温度分布の重要性を指摘した。後者については、構造物の板厚方向の温度分布による応力は、板の内部で減衰し、き裂の進展が止まりやすくなる。一方、構造物の面内に高温あるいは低温の島状の温度分布（ホットスポット/コールドスポット）ができてその範囲が変動するときに周囲の構造物からの拘束を受けて生じる応力は、き裂の進展に大きな影響を及ぼす可能性がある。これら議論の成果は先の指針を策定するための委員会に引き継がれた。

この研究会での議論に資するため、著者等はT管内の温度変動に関する水試験を実施した。⁷⁻⁹⁾試験では配管の内部の温度を移動可能な熱電対で詳細に測定するとともに、最新の画像計測による速度場測定により混合現象を多面的に捉えた。また、ナトリウム冷却高速炉の炉心出口における温度変

動の基本的な現象を把握するために、3本の平行なスリットから温度の異なる噴流が壁に沿って流れる平行3噴流体系での水試験を実施した。¹⁰⁻¹¹⁾ 本報告では構造材における応力評価の観点で重要な周波数特性に着目して、これらの試験結果から混合現象と温度変動特性について得られた成果を示す。

2. 試験装置

2.1 T管試験

T管の形状は主管の直径、主管と枝管の口径比、接続部の角度と面取り(R)などで決まる。流れ方向として、主管に枝管の流れが合流する場合と主管の両側からの流れが合流して枝管に流出する場合がある。その他にT管の上流/下流にエルボやバルブが存在することで流れが乱れる、2次流れが生じるなどの外乱要因がある。

本試験では、上記の形状などのバリエーションの中で基礎的な検討を行うため、T管内の現象を単純な形で取り出すこととした。図1に試験装置の形状を示す。主管は内径150mmとし、前述のコールドスポットについて知見を得るために、局所的な低温部ができやすいよう枝管の内径を小さくする、すなわち口径比を主管に対して1/3とした。主管は水平に置き、枝管は鉛直下方から接続した。接続部の角度は90度でRはとらない形状とした。流れ方向としては主管に枝管の流れが合流する体系とした。上流側には10D以上の助走距離を設けるとともに、偏流や2次流れを避けるため、各配管の入口部に縮流ノズルを有する整流用バッファを設けた。枝管側の流路に冷却器をおき、

主管に対して15 程度低い温度の水を供給できる設備とした。主管の流量は最大で240m³/h、流速にして3.5m/s、Reynolds数としては $Re = 6 \times 10^5$ まで可能である。

実験では可視化による流況把握、熱電対による温度計測、粒子画像流速計測法(Particle Image Velocimetry, PIV)による速度場計測を行った。T管部を含む試験部は透明アクリル製で、さらに四角形状のウォータージャケット内に納めることで屈折による歪みの影響を低減した。流体の温度は、非接地K型(クロメル-アルメル)外径0.25mmの熱電対を主管の径方向に櫛状に配した「熱電対ツリー」を用いて計測した(図1参照)。ツリーは主管の軸方向に移動できるとともに回転が可能で、T管内の温度分布を詳細に測定することができる。熱電対は相対校正により ± 0.2 以内の精度を有する。

PIVでは、作動流体である水に粒径30ミクロン程度のナイロン粒子を混ぜ、シート状に広げたパルスレーザー光(パルス幅は数ns)で1ms程度の短い時間において2枚の画像をCCDカメラで収録し、粒子による輝度パターンについて2枚の画像間で相関をとることにより粒子群が移動した距離を求めた。レーザーにはダブルパルスYAG、CCDカメラには1,000×1,000ピクセルをもつコダックES1.0を用いた。相関処理にはサブピクセル法¹²⁾を用いたことで、移動距離の推定精度は0.2ピクセル程度と評価される。150mm角の領域を撮影した場合の測定精度はパルス間隔1msのとき0.04m/s以内である。

2.2 平行三噴流試験

ナトリウム冷却高速炉の炉心出口における制御棒チャンネルとこれを囲む6体の燃料集合体からの噴流の混合現象について、その温度変動の特性を把握するために、単純な準2次元体系でモデル化した試験装置を製作した。図2に試験部の形状を示す。平行に切った3本のスリットから鉛直上方に、中央から低温、両側から高温の水が噴出し、その後スリット部を挟んで鉛直に立てた2枚の仕切り板(壁)に沿って流れ混合する体系とした。

スリットを横切る方向に水平に並べた熱電対を上下並びに壁に向かって水平に移動し、流体内の温度分布を計測した。熱電対はT管試験と同様な仕様である。

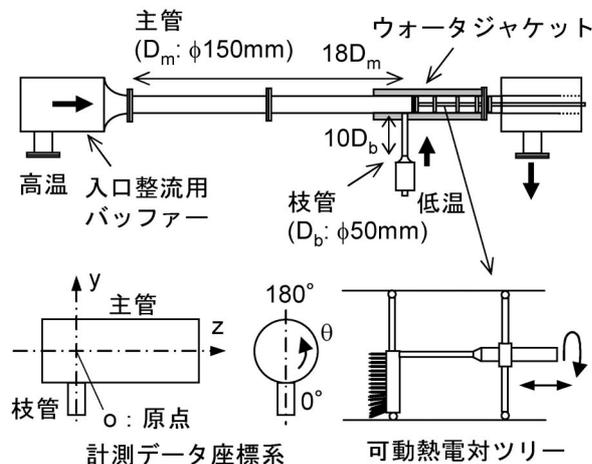


図1 T管装置試験部

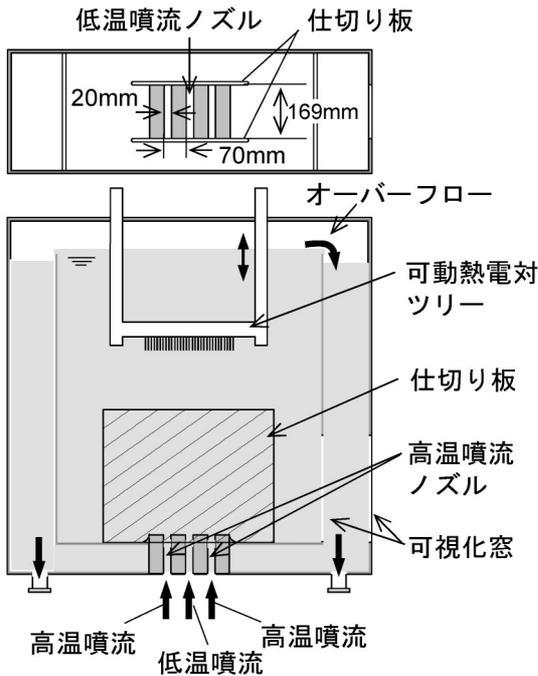


図2 三噴流装置試験部

3. T管体系での混合現象

3.1 入口境界条件

T管内の混合現象を議論する前に、その境界条件として本試験装置で得られたT管部上流側の速度場について示す。図1に示す座標系で、主管と枝管の中心軸の交点を原点とし主管の上流側 $z = 0.37D_m$ の位置での軸方向速度成分 (V_z) とその変動強度のy方向分布を、主管平均流速 $V_m = 1.46 \text{ m/s}$ ($Re = 2.2 \times 10^2$) の条件でPIVを用いて測定した。結果を図3に示す。流速値 (V_z) と以下に示す V_z の変動強度 (V_{rms}) は V_m で規格化した。

$$V_{rms}^* = \frac{1}{V_m} \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N (V_i - \bar{V})^2}{N}} \quad (1)$$

ここでNは計測データ個数、 \bar{V} は時間平均値である。主管の下方 (yが負の値) で流速が小さくなっているが、後述するように計測位置が枝管に近く、枝管から出た流れを避けるように主管内の流れが変化しているためである。軸方向速度成分の変動強度は平均流速の約10%である。管内の発達した乱流場に比べて若干乱れ強度が大きいが、試験装置に固有の特性はみられない。

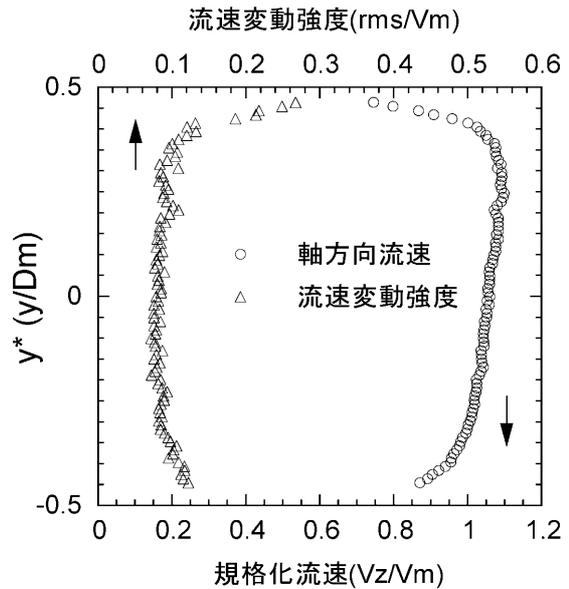
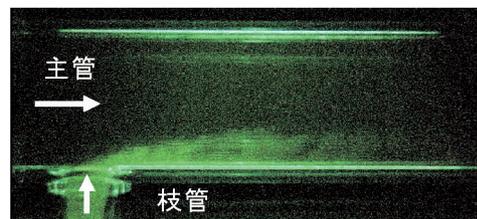


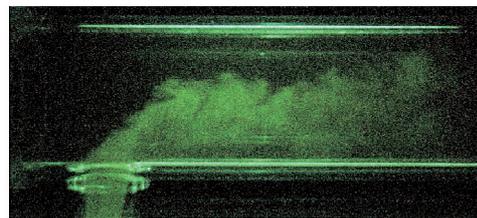
図3 T管体系主管内流速分布 ($z = 0.37D_m$)

3.2 T管部のフローパターン

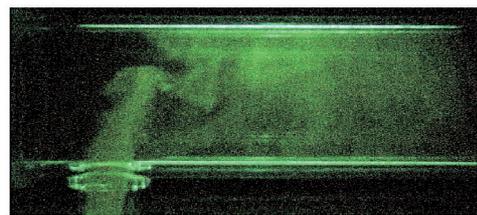
主管の流速と枝管の流速の比並びに温度差をパラメータにして、T管部の流れを可視化した。主管と枝管の流速範囲は、それぞれ $0.1 \sim 2.9 \text{ m/s}$ 、 $0.5 \sim 1.5 \text{ m/s}$ である。温度差はゼロ (等温) または15 とした。図4に得られた代表的なフローパ



壁面噴流



偏向噴流



衝突噴流

図4 T管内フローパターン (可視化)

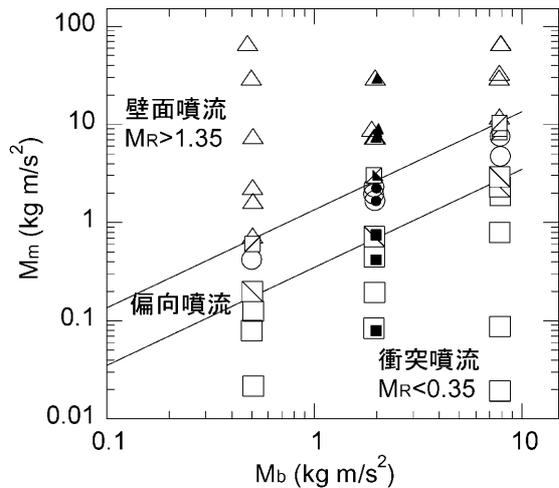
ターンを示す。T管内の流れ場は、枝管からの噴流の向きにより特徴づけられ、次の3種類に分類した。1) 壁面噴流：枝管噴流は主管内の流れにより主管の壁面に押し付けられるように流れる。2) 偏向噴流：枝管噴流は主管の中央付近を通るように流れる。3) 衝突噴流：枝管噴流は対向する主管壁面に衝突するように流れる。これらのフローパターンにより、後述するように主管壁面近傍の温度変動強度分布は大きく異なる。したがって、T管内の熱疲労を評価する場合にフローパターンを推定することは重要である。

枝管噴流の向きは主流と枝管内流れの運動量の比で決まると考え、各軸に以下の定義に示す運動量を取り、フローパターンのマップを図5に示す。主管の運動量については、主管内の流れが枝管噴流に影響を与える範囲として、枝管を主管内に延長した領域の主管軸方向への投影面積 ($D_m \times D_b$) を考慮した。

$$M_m = \rho(D_m \cdot D_b)V_m^2$$

$$M_b = \rho \frac{\pi D_b^2}{4} V_b^2$$
(2)

ここで、 ρ は流体の密度 (kg/m^3)、 D_m 、 D_b はそれぞれ主管と枝管の内径 (m)、 V_m 、 V_b はそれぞれ主管と枝管内の合流前断面平均流速 (m/s) である。図より、フローパターンは主管と枝管内流れの運動量比 ($M_R = M_m/M_b$) により以下のように分類/判定できることがわかる。



△：壁面噴流 ○：偏向噴流 □：衝突噴流
 白抜きシンボル：等温条件，黒塗り：非等温条件
 □ ▨ ▴：各噴流形態の境界形態を示す

図5 T管内フローパターンマップ

- $M_R < 0.35$ 衝突噴流
 - $0.35 < M_R < 1.35$ 偏向噴流
 - $M_R > 1.35$ 壁面噴流
- (3)

本試験結果からは口径比 (D_b/D_m) の影響は判断できないが、前述の機械学会指針では本知見に基づき、口径比が異なる体系の可視化試験結果から上記の「フローパターンの運動量比による分類」が適用できることを確認した上で、口径比の影響を含めT管内のフローパターンの判定手法として記載している。

3.3 温度並びに温度変動強度の空間分布

図6から8にそれぞれ壁面噴流，偏向噴流，衝突噴流の各代表ケースについて、主管と枝管の両中心軸を含む鉛直断面，主管の管内面から1mm流体に入った円筒面内，並びに主管の輪切り断面内の温度分布と温度変動強度 (rms) 分布をコンター図として示す。試験条件を表1に示す。図中の温度と温度変動強度はサンプリングスピード100Hz、480s間の測定データの時間平均値であり、以下のように無次元化している。

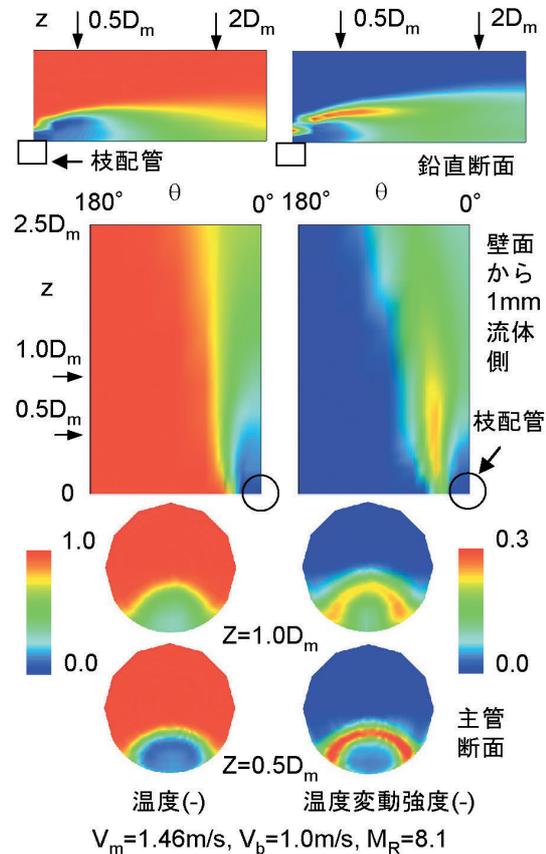


図6 壁面噴流条件でのT管内温度分布

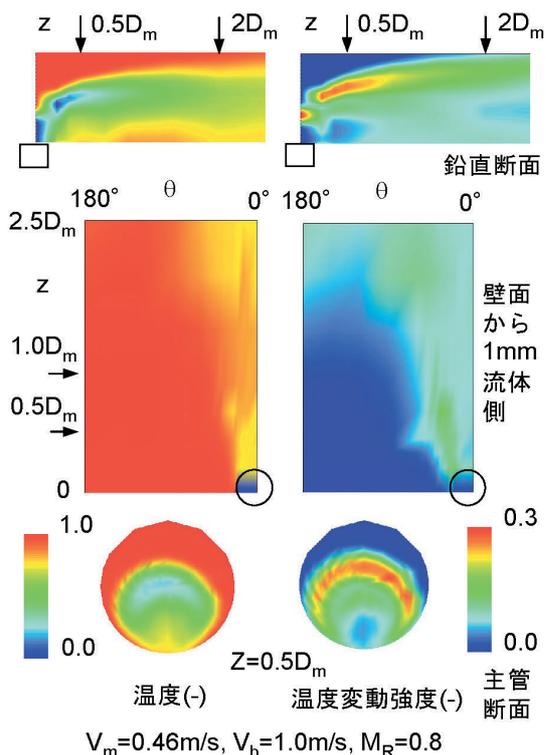


図7 偏向噴流条件でのT管内温度分布

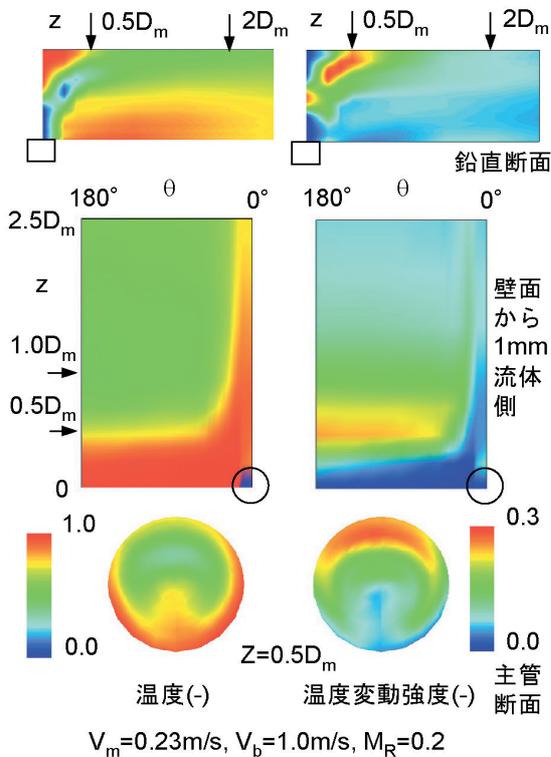


図8 衝突噴流条件でのT管内温度分布

表1 T管試験の実験条件

ケース	主管内流速 V _m (m/s)	枝管内流速 V _b (m/s)	運動量比 M _R
壁面噴流(代表)	1.46	1.0	8.1
壁面噴流 1	0.73	0.5	8.1
壁面噴流 2	2.18	1.5	8.0
壁面噴流 3	2.9	1.0	32.0
壁面噴流 4	0.81	1.0	2.5
偏向噴流(代表)	0.46	1.0	0.8
衝突噴流(代表)	0.23	1.0	0.2
衝突噴流 1	0.11	0.5	0.2
衝突噴流 2	0.34	1.5	0.2

$$T^* = \frac{T - T_b}{T_m - T_b}$$

$$T_{rms}^* = \frac{1}{T_m - T_b} \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N (T_i - \bar{T})^2}{N}} \quad (4)$$

ここで T_m , T_b はそれぞれ主管と枝管の合流前温度, N は測定データ個数(48000), \bar{T} は当該位置における480s間の時間平均温度である。図6の壁面噴流条件では, 低温の枝管噴流が枝管側の主管内壁に沿って流れていることがわかる。主管内面近傍では枝管の下流に低温の島状の領域(コールドスポット)が形成されている。これに対応して温度変動強度は枝管の径よりわずかに広がった位置で高くなっている。偏向噴流条件では, 枝管噴流は主管の中央部を流れ, 主管内面近傍には温度変動強度の大きい領域は形成されない特徴がある。衝突噴流条件では, 枝管噴流は相対する主管の内面に衝突した後に流下し, 衝突した位置の主管内面近傍で温度変動強度が高くなっている。

コンター図として全体の温度場を把握したうえで, 各フローパターンにおける主管内面近傍の $z=0.5D_m$ の位置での周方向分布(内壁から1mm流体側)並びに周方向にみた最大の温度変動強度の主管軸方向分布をそれぞれ図9, 10に示す。周方向分布をみると壁面噴流では, 枝管の外側にあたる 30° の位置に急峻なピークがあることがわかる。衝突噴流では, 枝管の反対側(180° 方向)の比較的広い範囲で変動強度が大きい。一方, 偏向噴流の変動強度は3パターンの中で最も小さく最大値と比較して約半分である。軸方向分布をみる

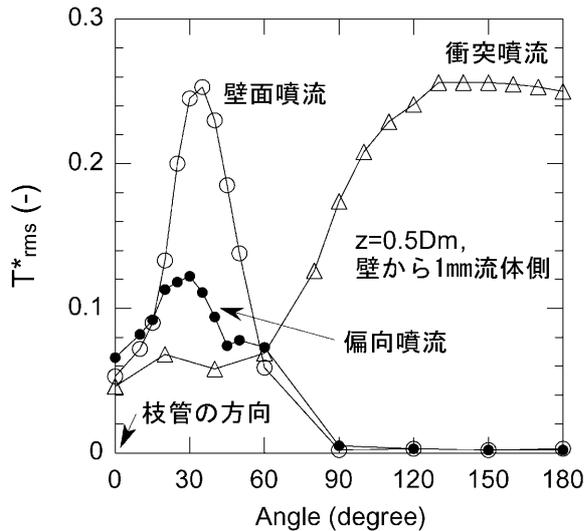


図9 温度変動強度の周方向分布

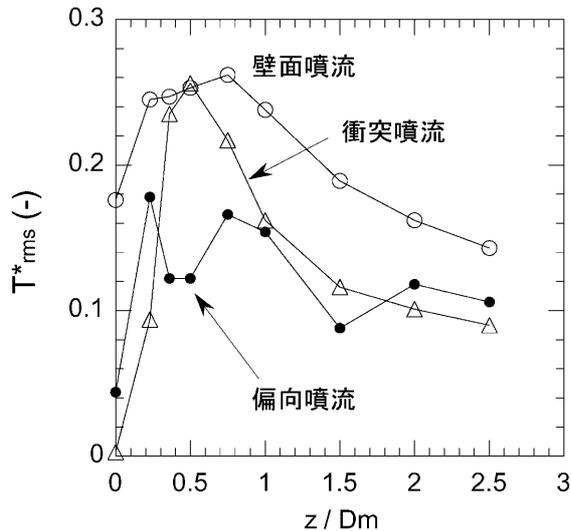


図10 温度変動強度の軸方向分布

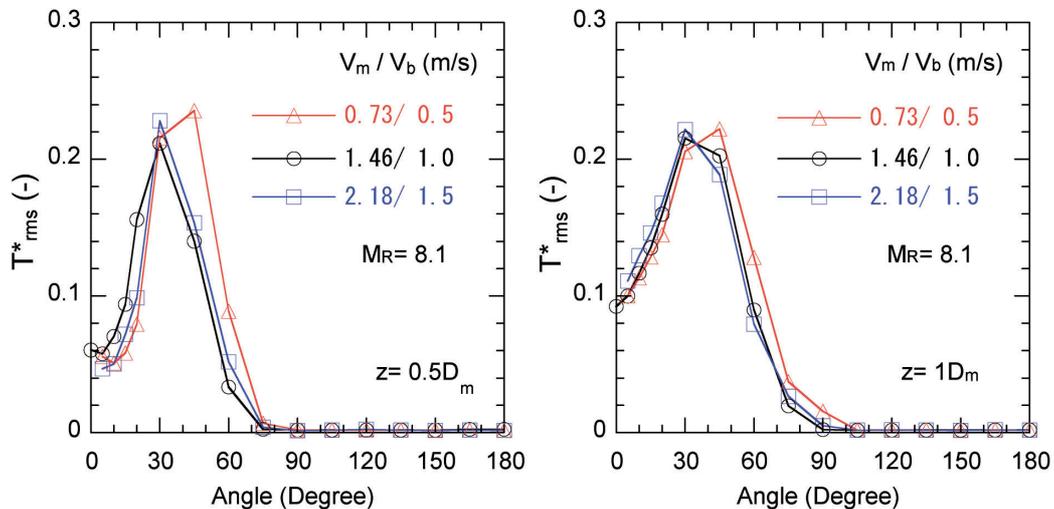


図11 運動量比一定の条件下での温度変動強度分布に対する主管流速依存性

と、壁面噴流では、 $z=0.2$ から $\sim 1.0Dm$ に亘って広い範囲で変動強度が高い。衝突噴流では $z=0.5Dm$ のごく狭い領域で変動強度が高くその下流では急激に減衰している。偏向噴流では、軸方向にみても変動強度の最大値は他の2パターンに比べ7割程度と低くなっている。

3.4 運動量比と絶対流速の違いによる温度変動強度分布の比較

前節では3種類のフローパターンにおいて、それぞれ温度分布と変動強度分布が特徴的な傾向を持つことを示した。ここでは壁面噴流を例にして、そのフローパターンに分類されたケースで運動量比や絶対流速の違いが温度変動強度分布に与える影響をみる。図11には、運動量比が $M_R=8.1$ と一定で絶対流速が異なる3ケースについて、壁面から $1mm$ 流体側の温度変動強度の周方向分布を $z=0.5Dm, 1.0Dm$ の2点で比較して示す。図より主管内流速にして 0.73 から $2.18m/s$ までの範囲では、変動強度の空間分布はよく一致することがわかる。

図12には同様の空間分布を枝管の流速を $1m/s$ に固定し主管の流速を $0.81\sim 2.9m/s$ まで変化させ、運動量比にして $M_R=2.5\sim 32$ までの範囲で3ケースを比較した。壁面噴流となる運動量比の範囲は $M_R > 1.35$ であるが、このような広い M_R の範囲でやはり温度変動強度の空間分布がよく一致することがわかる。

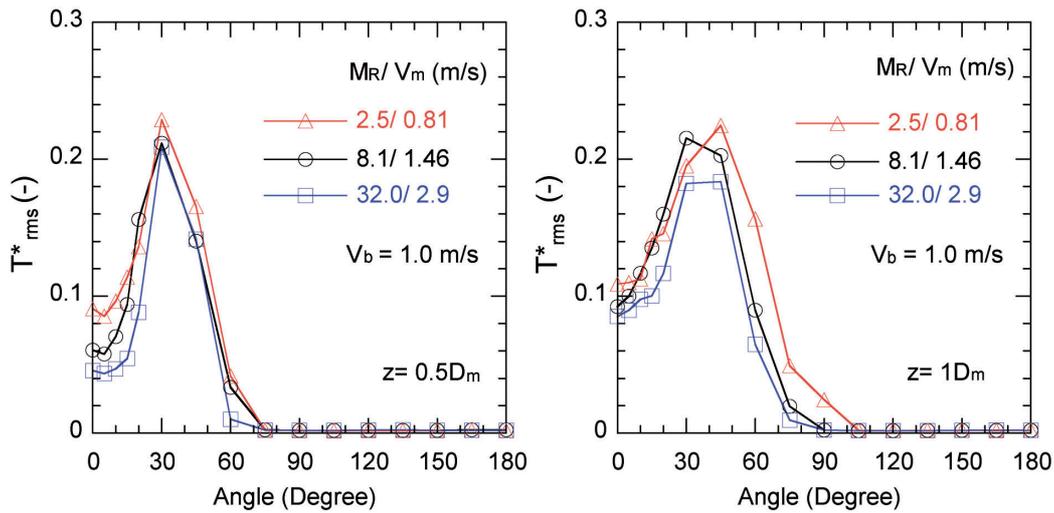


図12 壁面噴流の条件下での温度変動強度分布に対する運動量比依存性

3.5 温度変動の周波数特性

流体の温度変動が構造物の応力に変換されるうえで、周波数依存性があることが知られている。先の構造応答関数によれば、応力の周波数応答は構造物の拘束条件により変化するが、一般的には高周波数では流体の温度変動に構造物の温度変化が追従しなくなるために応力は小さく、低周波数では構造物内の熱伝導により厚み方向の温度勾配が緩和されることで小さくなる。すなわち、応力の応答は流体温度の変動周波数について中間の周波数で最も大きくなり、その値は熱伝達率に依存する。このような特性を考慮することで、例えば高周波数に大きなパワーを持つ変動の場合、温度変動の振幅とサイクル数がたとえ大きくとも応力が小さくなることで疲労損傷を起こさないため、合理的な評価が可能となる。このような評価を行うためには流体側の温度変動について、これまで疲労評価で行われてきたような温度変動振幅の最大値と繰り返し数の評価だけでなく、周波数特性 (Power Spectrum Density, PSD) を知る必要がある。ここで、PSDは周波数成分に分けた単位周波数あたりの変動のパワー(振幅の2乗平均)とその周波数分布を意味する。

本試験で得られた構造物近傍の流体温度のPSDを、変動強度が大きい点で重要な壁面噴流と衝突噴流について図13と14に示す。測定位置は主管内面から1mm流体側で、変動強度の大きな位置、すなわち壁面噴流では $z=1D_m$ 、 $\theta=30^\circ$ 、衝突噴流では $z=0.5D_m$ 、 $\theta=180^\circ$ とした。また、各パターンにおいて運動量比が一定で、流速の絶対値が異

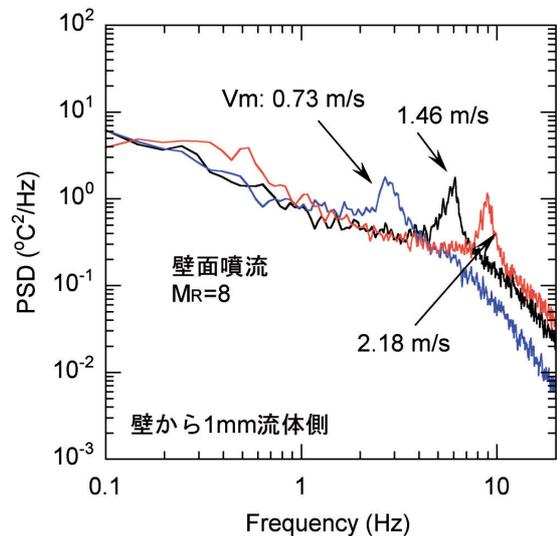


図13 壁面噴流での温度変動の周波数特性

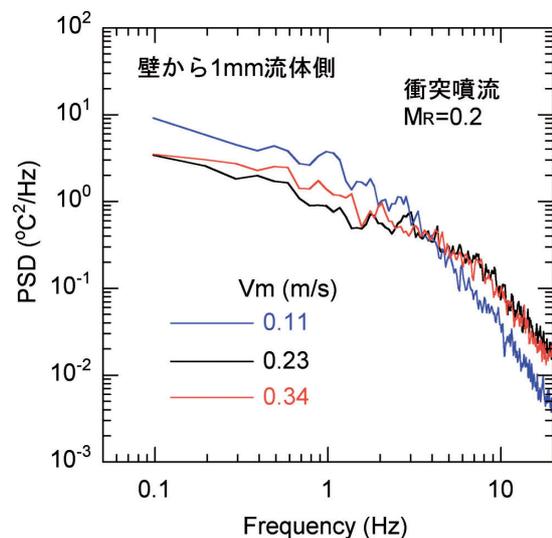


図14 衝突噴流での温度変動の周波数特性

なる3ケースの結果を示す。壁面噴流条件ではPSDにピークすなわち卓越周波数成分が見られ、流速の上昇とともに卓越周波数は高周波数側へ移動していることがわかる。衝突噴流条件では卓越周波数成分は見られないものの、絶対流速の増加に従ってPSDの分布が高周波数側へシフトすることがわかる。

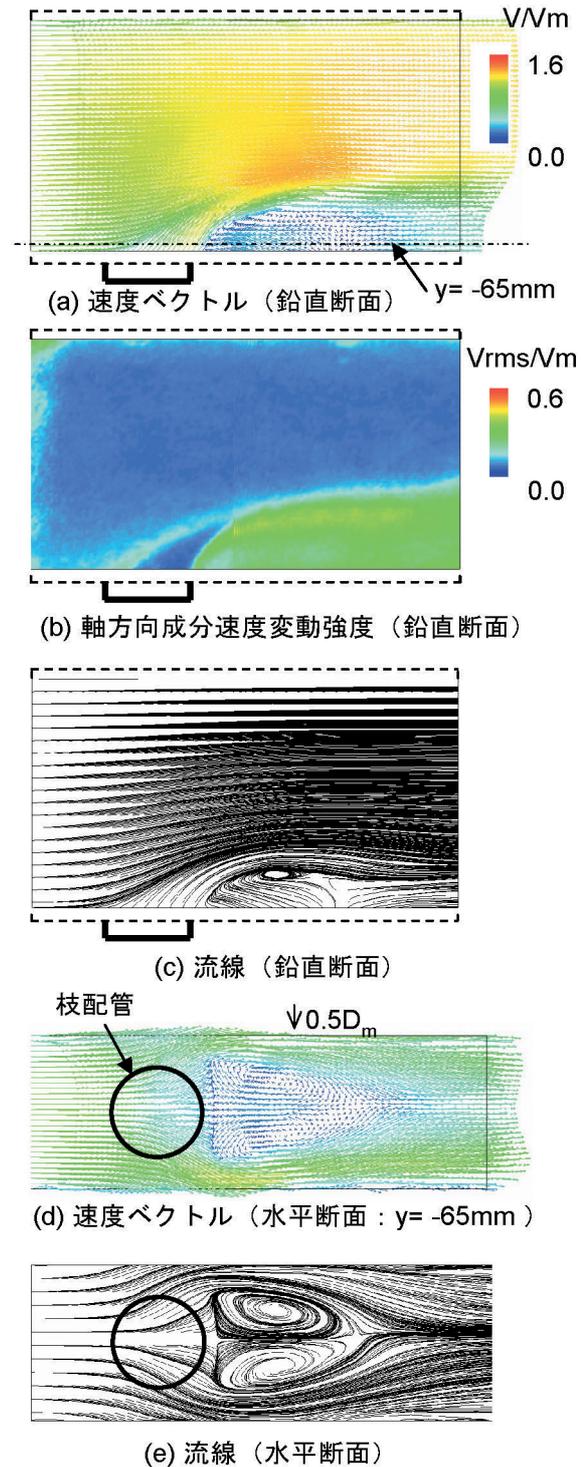
3.6 T管内の速度場

前節までT管内の温度場についてみてきた。ここでは、温度変動の原因となる流体の混合現象を把握するため、その速度場をPIVにより測定した。計測は主管と枝管の中心軸を含む鉛直断面並びに主管（半径75mm）の中心軸から65mm下方の水平断面について実施した。水平断面の高さは、枝管から主管内に噴流が流れ出した直後に相当する。図15に壁面噴流での測定結果を示す。図中(a)から(c)は鉛直断面内の結果、(d)と(e)は水平断面内の結果であり、(a)と(d)は速度ベクトル、(b)は速度変動強度、(c)と(e)は流線である。速度ベクトルは時間平均（17s、256個のデータ）で、その色は流速の計測断面内での絶対値を示す。速度変動強度については、主管軸方向速度成分（ V_z ）の変動のrms値をコンターで示した。試験条件は温度が25℃一様で、流速条件は表1の壁面噴流代表ケースと同様である。

壁面噴流条件では、鉛直断面の速度ベクトル場をみると主管の流れは枝管噴流に遮られて縮流・加速されるとともに、枝管噴流の背後に逆流を含む流速の低い領域があることがわかる。(c)の流線より、主管のT部よりすぐ上流側下方では、主管の流れが枝管の噴流をさけるように主管中心軸側に傾いていることがわかる。図3でみられた流速分布の非対称性はこれを反映している。水平断面の速度ベクトル場並びに流線をみると枝管噴流の背後に1対の渦が形成され、枝管噴流は主管の流れに対する障害物的な役割を果たしていることがわかる。速度変動強度は、枝管噴流の境界領域並びに枝管噴流背後の後流領域で大きいことがわかる。

3.7 壁面噴流条件における変動の周波数特性

壁面噴流条件での温度変動には、図13に示したように流速に依存する卓越周波数成分が見られた。また、流速場の測定結果から、主管内の流れ



$$V_m = 1.46 \text{ m/s}, V_b = 1.0 \text{ m/s}, M_R = 8.2$$

図15 壁面噴流での速度場

が枝管噴流を障害物として渦を形成していることがわかった。そこで、枝管噴流が枝管の径をもつ円柱であるとしたときの円柱背後のカルマン渦を考えた。すなわち、枝管の口径（ D_b ）と主管平均流速（ V_m ）を代表量とするStrouhal数（ St ）を無

次元周波数として用いることとした。

$$St = \frac{f D_b}{V_m} \quad (5)$$

ここで f は変動の周波数である。また、壁面噴流の速度場について温度計測点に近い位置での主管軸方向流速成分のPSDを求めた。ただし、速度場の計測データでは、用いたPIVシステムの限界からサンプリングスピードが15Hzであるため、PSDとしては7.5Hz以下のデータのみが得られる。

図16に、壁面噴流条件 ($M_R=0.21$) で主管流速が1.46, 0.73m/sの2ケースについて、速度と温度のPSDを横軸にSt数をとって示す。各PSDはそれぞれ主管と枝管の温度差、主管流速の2乗で規格化した。図より、流速の絶対値によらず温度変動、速度変動ともにほぼ同じSt値 (~ 0.2) で卓越周波数成分を有している。この周波数は円柱後流におけるカルマン渦の放出周波数¹³⁾ とよく一致する。すなわち、自由な流れ場におかれ、円柱の直径を代表長さにとったRe数が1,000以上の場合に渦列の放出周波数は $St=0.21$ 程度となる。平行平板の流路中では0.2程度と若干小さくなることが知られている。本試験は円筒流路中の流れに相当し、枝管の口径を代表長さにとったRe数は36,000と72,000である。

これより、壁面噴流条件における温度変動は枝

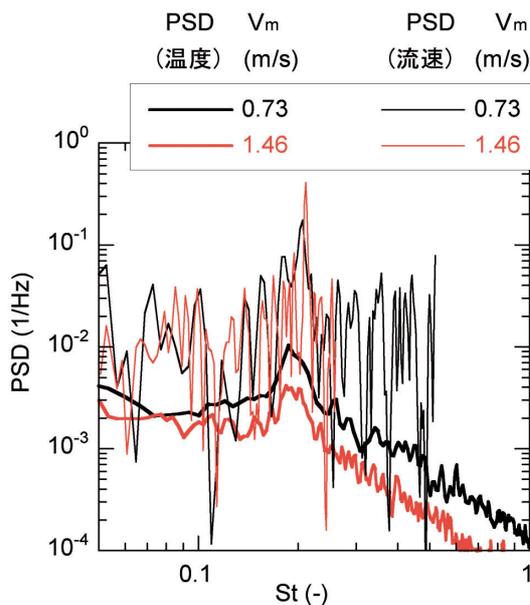


図16 流速変動と温度変動の周波数特性の比較(壁面噴流)

管の噴流を障害物としたカルマン渦的な流れが大きな影響を及ぼしているものと考えられる。

4. 平行三噴流体系の混合現象

4.1 温度並びに温度変動強度の空間分布

次に炉心出口部の流れを単純化した体系として平行三噴流体系での試験結果について示す。本体系では、水試験のほかに同一の形状/寸法でナトリウム試験¹⁴⁾を実施しているが、ここでは温度変動の周波数特性に着目し、水試験の結果のみについて述べることとする。

試験は、3本の噴流が同じ流速で吐出する等速条件で吐出流速をパラメータとして実施した。試験条件を表2に示す。本体系での混合現象を把握する意味で、図17に吐出流速0.5m/sのケースについて、壁から20mm離れた鉛直断面における時間平均の温度分布、温度変動強度を示す。温度分布をみると、低温と高温の噴流が確認できるとともに、温度変動強度はそれら噴流の間の領域で高いことがわかる。

表2 平行三噴流試験の実験条件

ケース	高温噴流 (両側) Vh (m/s)	低温噴流 (中央) Vc (m/s)
ケース 1	0.3	0.3
ケース 2	0.4	0.4
ケース 3	0.5	0.5

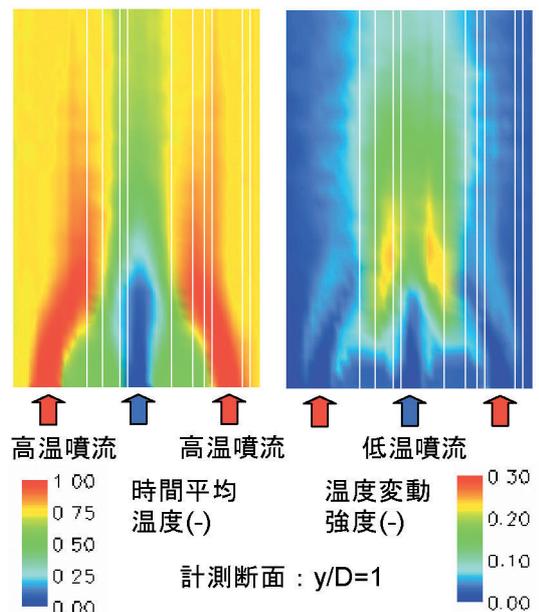


図17 三噴流体系内温度分布

4.2 温度変動の周波数特性

温度変動強度が高い位置について、温度変動の周波数特性をPSDとして図18に示す。図より、流速値に依存する卓越周波数成分が見られる。この卓越成分は、可視化観察から噴流が左右に振動することに起因するものであると考えられる。流速の絶対値の上昇とともに卓越周波数が高周波数側にシフトしており、この傾向はT管でも見られた。

5. 温度変動の周波数特性に関する考察

T管内の温度変動では、流速依存性をSt数で整理することにより、壁面噴流条件で見られた卓越周波数成分の無次元周波数が一致することを示した。3.5節に示したように応力を評価するうえで温度変動の周波数特性を推定することには重要な意味がある。そこで温度変動のPSDを以下のように無次元化することを考える。

$$PSD^* = \frac{PSD}{\Delta T^2} \cdot \frac{V}{D} \quad (6)$$

ここで ΔT は合流前あるいは混合前の温度差、 V と D はそれぞれ代表流速と代表長さである。式(6)は、PSDが単位周波数あたりの変動のパワーであることから、周波数をSt数の考え方で無次元化したものである。 V と D はT管体系では主管平均流速と枝管口径、平行三噴流体系では低温噴流の平均吐出流速と噴流が出るスリット幅とした。St数も同様の V と D で定義した。

図19と20にT管体系で得られた壁面噴流条件、

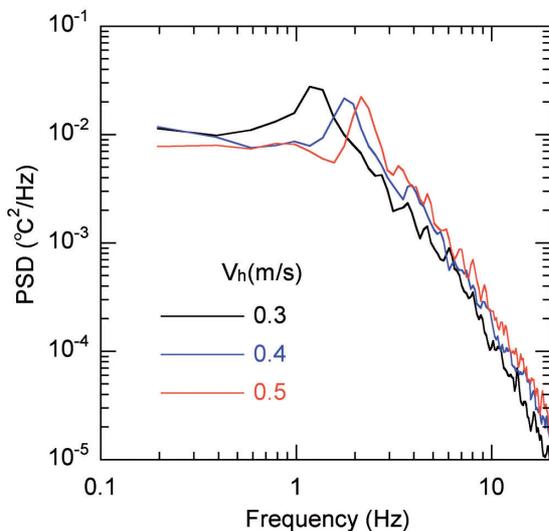


図18 平行三噴流体系での温度変動周波数特性

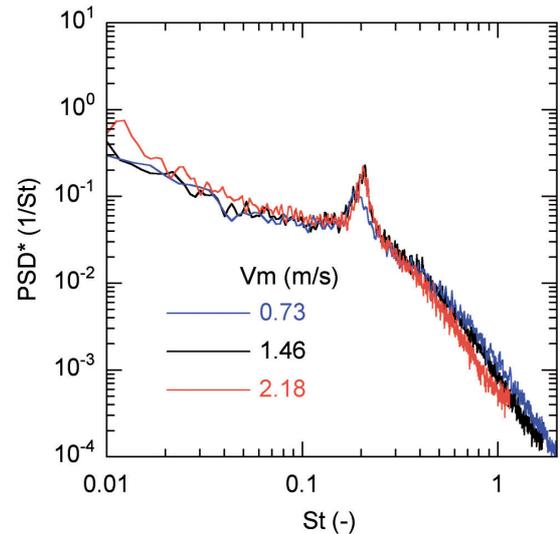


図19 T管体系壁面噴流での無次元化PSD

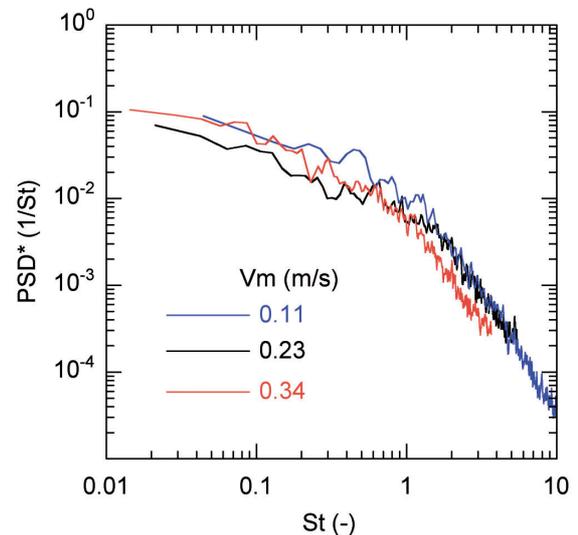


図20 T管体系衝突噴流での無次元化PSD

衝突噴流条件での無次元PSDを示す。また図21に平行三噴流体系で得られた無次元PSDを示す。図から体系が大きく異なり、卓越周波数成分を有する場合もそうでない場合も、無次元PSDとSt数で整理することにより、流速の絶対値によらずフローパターンが一致していれば、温度変動の周波数特性を概略1本の曲線でまとめて表せることがわかる。

6. まとめ

高サイクル熱疲労現象は熱流動と構造/材料の境界分野となる。本報告では荷重条件を与える流体側の温度変動特性について、T字合流管並びに

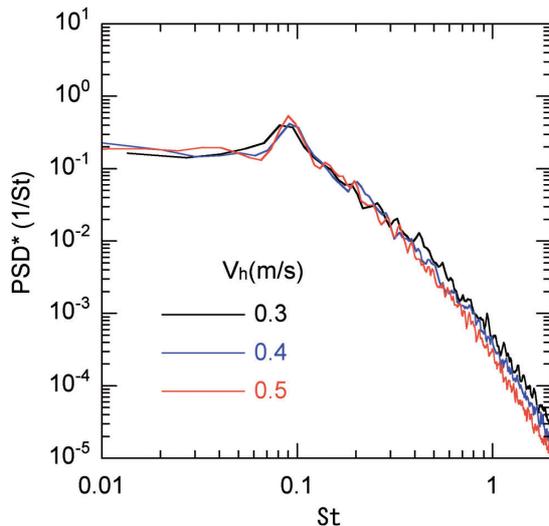


図21 平行三噴流体系での無次元化PSD

炉心出口の混合部を単純化した平行三噴流体系で水試験を行い、温度変動強度の空間分布と周波数特性について評価した。

温度変動強度は当然ながら低温の流れと高温の流れの境界部で大きくなる。T管の壁面噴流条件など流動条件によっては、壁近傍で、ある空間領域だけ低温の領域が島のようにできるコールドスポットが形成され得ることを明らかにした。このようなスポット状の温度分布はその領域が時間的に変化することで応力のサイクルが生じ、板厚方向の温度勾配による応力とは異なる特性を有する点で注意が必要である。

温度変動の周波数特性について各体系で流速値をパラメータとしてPower Spectrum Density (PSD)を求めた。その結果、流速の比などにより混合部のフローパターンが同一であれば、流速の絶対値によらずSt数と無次元PSDにより卓越周波数成分を含めて周波数特性を一般化して評価できることがわかった。

このような周波数特性は応力を評価するために重要であり、フローパターンを見極めたうえで一般化して評価できる知見を得た意味は大きい。流体温度変動の周波数特性から構造物の応力と疲労損傷を評価する手法についても著者等により別途検討が進んでいる。

謝辞

本研究を実施するうえで慶応義塾大学の菱田公一教授に多くのご助言を頂いた。T管試験装置を

設計し計測手法を開発する際には、川崎重工(株)の西村元彦博士に多大な貢献を頂いた。また、試験の実施、データの評価において常陽産業(株)の伊藤真美氏をはじめ試験運転員の方々に協力を頂いた。ここに深く感謝の意を表します。

参考文献

- 1) “配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針(JSME S017-2003)”, 日本機械学会基準(2003)
- 2) M. Wakamatsu, H. Hirayama, S. Moriya, et al.: “Study on high-cycle fatigue evaluation for thermal striping in mixing tees with hot and cold water (1),” Proc. of 11th Int. Conf. on Nucl. Eng., Tokyo, Japan, ICONE11-36208 (2003).
- 3) T. Kawamura, K. Shiina, S. Moriya, et al.: “Study on high-cycle fatigue evaluation for thermal striping in mixing tees with hot and cold water (2),” Proc. of 11th Int. Conf. on Nucl. Eng., Tokyo, Japan, ICONE11 36182 (2003).
- 4) S. Moriya, T. Fukuda, T. Matsunaga, et al.: “Establishment of a JSME code for the evaluation of high-cycle thermal fatigue in mixing tees,” Proc. of 6th Int. Top. Mtg. on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operations and Safety (NUTHOS6), Nara, Japan, N6P065 (2004).
- 5) N. Kasahara, H. Takasho and A. Yacumpai: “Structural response function approach for evaluation of thermal striping phenomena,” Nuc. Eng. Des., Vol. 212, pp281-292 (2002).
- 6) A. Fissolo, A. Forestier, S. Chapuliot, et al.: “Advances in thermal fatigue investigations performed in CEA for French PWR piping,” Proc. of 3rd Int. Conf. on Fatigue of Reactor Component, Seville, Spain (2004).
- 7) M. Igarashi, M. Tanaka, S. Kawashima, and H. Kamide: “Experimental Study on Fluid Mixing for Evaluation of Thermal Striping in T-Pipe Junction,” Proc. of 10th Int. Conf. on Nucl. Eng., Arlington, USA, ICONE10-2225 (2002).
- 8) M. Igarashi, M. Tanaka, N. Kimura, and H. Kamide: “Study on Fluid Temperature Fluctuation and Transfer to Wall in a Mixing Tee,” Proc. of 11th Int. Conf. on Nucl. Eng., Tokyo, Japan, ICONE11-36299 (2003).
- 9) 五十嵐 実, 上出 英樹, 田中 正暁, 木村 暢之: “高サイクル熱疲労に関するT字合流管内温度変動特性の研究”, 日本機械学会論文集(B編), 70巻700号, pp.126-133(2004)
- 10) N. Kimura, M. Nishimura, H. Kamide et al.: “Study on Convective Mixing for Thermal Striping Phenomena,” JSME Int. Journal, Series B, Vol. 45, No. 3, pp.592-599 (2002).
- 11) N. Kimura, M. Igarashi, and H. Kamide: “Investigation of convective mixing of triple jet - Evaluation of

- turbulent quantities using particle image velocimetry and direct numerical simulation, 'Proc. of the 8th Int. Symposium on flow modeling and turbulence measurements, Tokyo, Japan, pp. 651-658 (2001).
- 12) J. Sakakibara, K. Hishida, and M. Maeda: " Simultaneous Measurements of Two Dimensional Velocity and Temperature Field Using Correlation Technique and LIF, "Flow Visualization VI Spring-Verlag. Proc. of the 6th Int. Symp. on Flow Visualization, pp.677-681 (1992).
- 13) H. Schlichting: " Boundary-Layer Theory, 'New York: McGraw-Hill, 32 (1968).
- 14) N. Kimura, H. Miyakoshi, and H. Kamide: " Experimental study on thermal striping phenomena for a fast reactor, Transfer characteristics of temperature fluctuation from fluid to structure, 'Proc. of 6th ASME-JSME Thermal Engineering Joint Conference, TED-AJ03-159 (2003).



中性子線量当量（率）測定器の性能 実証試験フィールドの開発

辻村 憲雄 吉田 忠義 高田 千恵

東海事業所 放射線安全部

Development of Neutron Fields for Performance Testing of Neutron Dose Equivalent Rate Meters.

Norio TSUJIMURA Tadayoshi YOSHIDA Chie TAKADA

Radiation Protection Division, Tokai Works

MOX燃料施設における中性子スペクトルを模擬した減速中性子校正場を東海事業所計測機器校正施設に構築した。本減速中性子校正場では、 ^{252}Cf 中性子線源を、室内散乱線寄与の小さい照射室中央のグレーチング上と室内散乱線寄与の大きい地下一階に設置し、さらに鉄、黒鉛及びメタクリル樹脂製減速材と組み合わせることによって多様な中性子スペクトルを生成することができる。MOX燃料施設で使用する中性子線量当量（率）測定器の性能実証試験に今後使用する予定である。

The authors developed moderated-neutron calibration fields simulating neutron spectra encountered in workplaces of MOX fuel facilities. By placing a ^{252}Cf neutron source surrounded with moderators at two different positions, at the center of a large-sized irradiation room and a small-sized room, neutron spectra with average energies ranging from 0.4MeV to 1.7MeV can be produced.

キーワード

MOX燃料，中性子スペクトル，校正場， ^{252}Cf 中性子線源，減速材

MOX fuel, Neutron Spectrum, Calibration Field, Californium-252 Neutron Source, Moderator

1. はじめに

中性子線量当量（率）測定器の校正には、一般に ^{252}Cf や ^{241}Am Beといった中性子線源が使用される。しかしながら、実際の測定環境の中性子スペクトルは、 ^{252}Cf 等の中性子スペクトルとは異なるため、測定器の種類によっては中性子線量当量（率）を過大に表示するものがあり、そのような測定器に対する実用的な校正方法の開発が望まれていた。そこで、MOX燃料施設で使用する中性子線量当量（率）測定器の性能評価等を目的に、MOX燃料施設の中性子スペクトルを模擬した二種類の

減速中性子校正場を整備した。

2. 減速中性子校正場の構造

減速中性子校正場を整備したサイクル機構東海事業所計測機器校正施設は、1階と地下1階からなる平屋建てで、照射室の床面積は163m²、1階床面から天井まで高さ5.3mである。室内散乱線を極力低減させるため、床面をグレーチング構造、さらに天井と外壁二面を軽量コンクリート製としている。中性子線量当量（率）測定器の定期的な校正に使用する ^{252}Cf 線源は、通常地下4mの格納



辻村 憲雄

線量計測課 標準・校正
チーム所属
チームリーダ、副主任研究員
放射線測定器等の校正に用
いる放射線（能）標準の整
備、開発業務に従事



吉田 忠義

線量計測課 標準・校正
チーム所属
副主任研究員
放射線測定器等の校正に用
いる放射線（能）標準の整
備、開発業務に従事



高田 千恵

線量計測課 個人線量管理
チーム所属
副主任研究員
個人線量外部破ばく管理に
係る業務及び研究開発に従事

容器内に収納しており、使用時に線源案内管に沿って所定の位置まで遠隔操作によって移送する。

整備した二種類の減速中性子校正場のうち、第一の減速中性子校正場（以下、「1F減速場」と記す。）は、室内散乱線による寄与が小さいグレーチング上で ^{252}Cf 線源を使用するもので、中性子スペクトルを変化させるためその周囲に中空円筒形の厚さ40mmの鉄及び厚さ15~100mmのメタクリル樹脂（PMMA）製減速材を配置する¹⁾。第二の減速中性子校正場（以下、「B1減速場」と記す）は、 ^{252}Cf 線源を地下1階の案内管途中に固定して使用するもので、床、壁などからの散乱線を活用し、さらにブロック形の鉄（厚さ100mm）、黒鉛（厚さ100mm）及びPMMA（厚さ100mm）製減速材を追加することによって、1F減速場に比べて中性子がより減速された中性子スペクトルを生成する。線源の位置と減速材の種類・厚さの組み合わせによって、平均エネルギー等の異なる計12種類の中性子スペクトル場を生成できる。照射室の構造と当該減速中性子校正場における線源と減速材の配置を図1に示す。

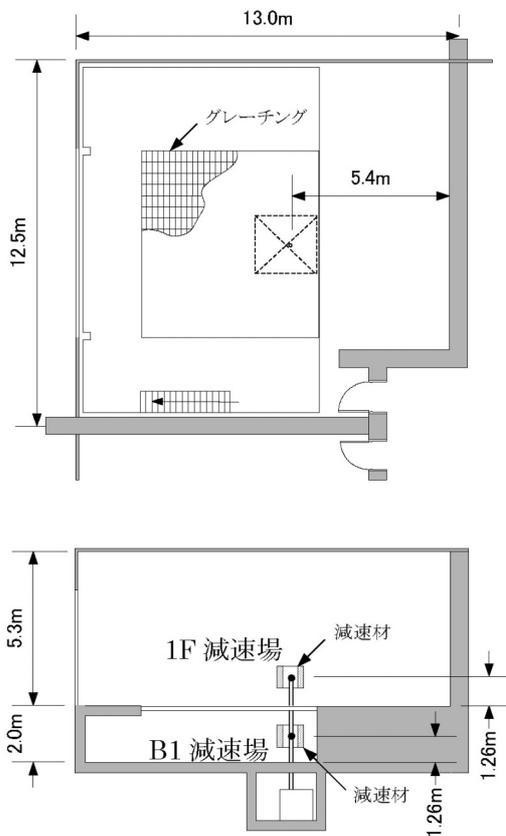


図1 照射室の構造と減速中性子校正場の減速材の配置

3. 中性子スペクトルの計算と測定

上記減速中性子校正場の中性子スペクトル並びに基準中性子線量当量率を、モンテカルロ輸送計算コードMCNP 4C2²⁾による計算及びボナー球スペクトロメータ（BMS）による測定によって評価した。

計算では、中性子放出率が既知の ^{252}Cf 標準中性子線源（公称放射能999MBq）の周辺構造材、減速材並びに室内形状等を可能な限り計算体系に組み込んだ。線源から距離0.75m及び1.0mにおける中性子フルエンスを計算し、ICRP Publication 74³⁾の中性子フルエンス-周辺線量当量換算係数を乗じて周辺線量当量率($H^*(10)$)を算出した。また、同位置における角度微分フルエンスの計算結果に基づき個人線量当量率($H_p(10)$)も算出した。

一方、測定には、寸法の異なる計8個のポリエチレン減速球（厚さ1.5cm~11.5cm）と ^3He 比例計数管からなるボナー球スペクトロメータ（BMS）を使用し、アンフォールディング法によって中性子スペクトルを求めた。

計算と測定によって求めた中性子スペクトルの一例を図2に示す。中性子スペクトルの形状は、水素含有物によって中性子が減速された、いわゆる「核分裂+1/E型スペクトル」を示している。また、計算と測定による周辺線量当量率の相違は1F減速場で最大4%、B1減速場で最大8%であった。後者の相違は、主として壁材であるコンクリートに含まれる水分量の不確かさによるものと考えられる。

図3に当該減速中性子校正場で生成される中性子スペクトルの平均中性子エネルギーの範囲と、MOX燃料施設内の代表的な工程で測定された中

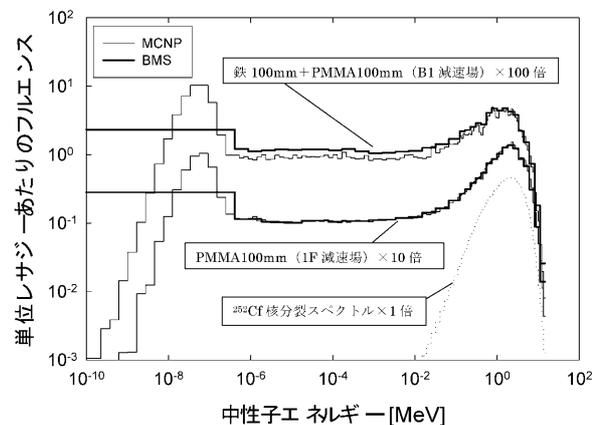


図2 減速中性子校正場の中性子スペクトルの一例

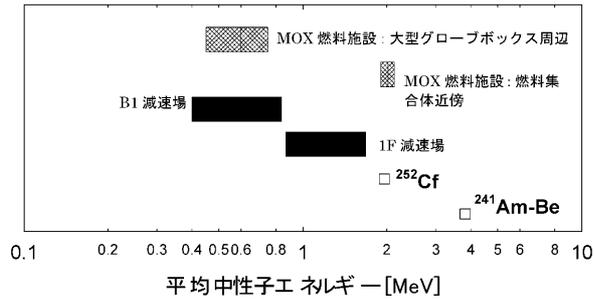


図3 平均中性子エネルギーの範囲の比較例

中性子スペクトルの平均エネルギーの範囲の一例とを比較した結果を示す。新たに整備した減速中性子校正場は、MOX燃料施設内における中性子スペクトルをカバーしていると考えられる。

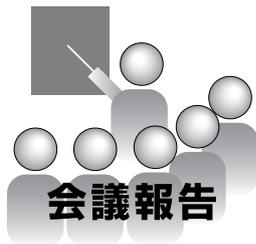
4. おわりに

MOX燃料施設における中性子スペクトルを模

擬した減速中性子校正場を整備し、中性子スペクトル及び基準線量当量率を評価した。これによって、同施設で使用する中性子線量当量(率)測定器の性能実証試験が可能となった。現在、その試験を進めている⁴⁾。

参考文献

- 1) N.Tsujimura and T.Yoshida : Characteristics of the simulated workplace neutron fields using a ^{252}Cf source surrounded with cylindrical moderators, Radiat.Prot.Dosim., 110, 1/4, pp.117-121 (2004).
- 2) J.F.Briesmeister (Ed.) : A general Monte Carlo N-particle code, version 4C - Manual, LA-13709-M (Los Alamos National Laboratory) (2000).
- 3) ICRP: Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation, ICRP Publication 74 (1996).
- 4) 高田千恵,他: MOX燃料施設を模擬した校正場における中性子線量計の特性評価, 日本保健物理学会第39回研究発表会(発表予定)。



第14回 もんじゅ・国際技術センター技術報告会 - 2005年3月1, 2日開催 -

阿部 秀明

高速増殖炉もんじゅ建設所

1. はじめに

2005年3月1日(火)~3月2日(水), 敦賀本部国際技術センター情報棟エムシースクエアにおいて「第14回もんじゅ・国際技術センター技術報告会」を開催した。

本報告会は, 高速増殖炉もんじゅ建設所及び国際技術センターにおける技術的成果について, 官庁関係者, 電力事業者, 大学関係者, メーカーのほか, 広く一般の人々を対象に発表するとともに, 技術的成果の公開及び理解促進を図ることを目的として, 毎年開催しているものである。

2005年2月7日に, 福井県並びに敦賀市よりもんじゅ改造工事着手のご了解をいただくことができたことを踏まえ, セッションでは改造工事計画とその安全対策, 工事後の機能確認試験計画, 及び研究開発拠点化計画について3件を報告し

た。また, セッションでは「もんじゅ」の安全性と信頼性の向上に関する報告を4件, 更に, セッションでは事故の影響緩和と異常時対応として, 大洗工学センターにおける「常陽」燃料破損模擬試験を含め3件の報告を行った。表1にプログラムを, 写真1に会場風景を示す。

当日は, 官庁, 電力, メーカーなどの外部関係者約80名に加えてサイクル機構職員も多数出席した。各発表後の質疑応答では, 出席者より専門的な質問や意見が多数寄せられ, 活発な議論が行われた。

2. セッション

セッションでは「改造工事着工にあたって」をテーマとし, 3件の報告を行った。発表の概要を以下に示す。

表1 第14回 もんじゅ・国際技術センター技術報告会プログラム

開催時期: 2005年3月1日(火)~3月2日(水)

開催場所: 敦賀本部国際技術センター情報棟 エムシースクエア

3月1日(火)

14:30~14:40	開会の挨拶	敦賀本部 本部長代理 柳澤 務
14:45~16:20	セッション : 改造工事着工にあたって 1. 改造工事計画とその安全対策 2. 工事後の機能確認試験計画について 3. 研究開発拠点化計画について	【座長:もんじゅ建設所 次長 谷川 信吾】 もんじゅ建設所 プラント第二課 榎木 孝介 もんじゅ建設所 技術課 暦本 雅史 敦賀本部 技術企画部 企画Gr. 飯島 隆

3月2日(水)

9:15~10:55	セッション : 「もんじゅ」の安全性と信頼性の向上 1. FTAによる原子炉トリップ頻度評価 2. 蒸気発生器伝熱管ECTプローブの振動抑制 3. ナトリウム冷却系伝熱流動解析コードの精度向上 - 中間熱交換器1次入口プレナム解析モデルの改良 - 4. 長寿命制御棒の開発	【座長:もんじゅ建設所 次長 谷川 信吾】 国際技術センター システム技術開発Gr. 佐藤 良樹 国際技術センター ISIシステム開発Gr. 山口 智彦 もんじゅ建設所 技術課 城 隆久 国際技術センター 炉心技術開発Gr. 北野 彰洋
10:55~11:05	休憩	
11:05~12:20	セッション : 事故の影響緩和と異常時対応 1. 「常陽」燃料破損模擬試験 2. アクシデントマネージメントのための緊急時操作手順の確立 3. 自律型無人ヘリを用いた遠隔空中モニタリング手法の研究	【座長:もんじゅ建設所 次長 田畑 広明】 もんじゅ建設所 技術課(大洗工学センター駐在) 服部 和裕 もんじゅ建設所 プラント第一課 鈴木 隆之 敦賀本部 技術企画部 環境監視課 奥山 慎一
12:20~12:30	開会の挨拶	敦賀本部 もんじゅ建設所 所長代理 向 和夫



写真1 会場風景

2.1 改造工事計画とその安全対策

「もんじゅ」改造工事着工にあたって、工事工程、工事対応体制、ナトリウム漏えい対策等に係る工事計画、作業管理・安全対策等について報告した。漏えい対策の考え方として漏えいの早期検出、漏えいの抑制、漏えいの影響緩和があげられ、それに沿った対策工事の説明が行われた。ナトリウム漏えい対策等に係る工事計画では、温度計改良工事、蒸発器プロダウン性能の改善、ドレン系の改造をメインとしたナトリウム漏えいに対する改善工事について報告した。また、作業管理・安全対策についてはナトリウム付着配管工事工法の確認試験、温度交換・撤去の作業手順、ドレン系の改造工事の作業手順、現場作業における管理のポイントについて報告した。改造工事は協力会社との連携が必要不可欠であり、安全、品質、透明性の確保等といった工事の取組み基本方針についても報告した。質疑応答では、工事を進めるうえでナトリウム取扱に係る火災防止対策に関する質問が寄せられた。

2.2 工事後の機能確認試験計画について

改造工事終了後に実施する工事確認試験及びプラント確認試験計画について報告した。工事確認試験は漏えい対策工事等に対する機能確認でセルモニタ機能試験、窒素ガス注入設備機能試験等合計約70項目、プラント確認試験はプラント全体の機能を確認するもので制御棒駆動装置運転試験、水・蒸気系運転試験等合計約40項目を実施するものである。今回、もんじゅ改造工事終了後に実施すべき機能確認試験項目を抽出し、運転再開までの試験工程の概要について策定したが、今後は試

験を安全・確実に実施していくための試験実施体制/試験手順書等について検討を進めていく旨報告された。質疑応答では、ナトリウム漏えいの早期検出を目的として設置されるセルモニタについて、煙検知器と熱検知器の違いや窒素ガスを注入する区画についての人的安全確保に関する質問が寄せられた。

2.3 研究開発拠点化計画について

地域との共生を目指した福井県のエネルギー研究開発拠点化計画の検討状況及びそれに対するサイクル機構の取組状況について報告した。福井県のエネルギー研究開発拠点化計画の骨子には、安全・安心の確保、研究開発機能の強化、人材の育成・交流、産業の創出・育成が掲げられており、その中でサイクル機構は、高経年化研究組織を新たに設置することや「もんじゅ」を中核にした高速増殖炉実用化研究開発、「ふげん」を中核にした原子炉廃止措置研究開発、FBR総合研修施設を中核にした国際的な原子力情報発信と研修の推進、学校教育との連携協力を推進することとしている。更に、サイクル機構の研究開発成果を広く社会に還元することを目的に特許公開、技術交流の拡大、技術相談制度の新設、技術情報の提供等を展開し、地域の産業の創出・育成に貢献することとしている。質疑応答では、「もんじゅ」における研究開発の初期の目標達成の中で、ナトリウム技術の確立は何をもって判断するかという議論がなされた。

3. セッション

セッションでは「「もんじゅ」の安全性と信頼性の向上について」をテーマとし、4件の報告を行った。発表の概要を以下に示す。

3.1 FTAによる原子炉トリップ頻度評価

確率論的安全評価手法のフォールトツリー解析(FTA)を用いた「もんじゅ」冷却系統の運転信頼性評価結果を報告した。原子炉トリップに至る故障要因の中で相対的に何が重要かを分析するために、原子炉トリップシナリオを抽出してFTを構築し、原子炉トリップシナリオは約90件、機器の部品レベルまで掘り下げた基準事象数は約3,100件を抽出した。

国内軽水炉及び国内外のナトリウム関連機器の運転経験を収集、整備して故障率を算出し、FT解析

を実施した。原子炉トリップ頻度は約1 2回/炉年と算出され、主要因子の分析評価では、重要トリップシナリオとして主循環ポンプ回転数異常が挙げられ、重要機器は主循環ポンプ本体であった。主循環ポンプについては過去の故障事例を分析し、それらが「もんじゅ」のポンプ設計に反映され、ポンプシャフト部へのNa蒸着防止、ポンプ軸封部の潤滑油シール不良対策、シャフトの熱的歪曲対策などの対策が施されていることを確認した。これらの効果は「もんじゅ」の運転再開後に機械式ナトリウムポンプの運転実績が蓄積されていく上で明らかになり、本評価への反映も行っていく。

質疑応答では、原子炉トリップ頻度結果の従来比較、軽水炉との違いについて質問があり、「運転経験の少ないナトリウム関連機器については国外の古いトラブル事例も含まれるため、軽水炉に比べて高いトリップ頻度となっている。もんじゅの実際の運転経験を収集していけば故障率が下がるものと予測している。」と回答した。

3.2 蒸気発生器伝熱管ECTプローブの振動抑制

もんじゅの蒸気発生器伝熱管の渦電流探傷(ECT)システムの課題の1つに探傷中に発生するプローブの振動に伴うノイズがあるが、バネを用いることで、挿入方向の振動を大幅に低減できる見通しが得られた。プローブ搬送時の挙動は、一定速度で搬送されている状態から摩擦力が大きくなって停止する地点が発生すると、そこから先頭側へ順に停止していくことが分かった。したがって、センサを停止させないためには、後方が停止した際にセンサだけを独立させて進ませるような機構を設けることが有効と考えられ、センサの後方に天然ゴムやバネによる緩衝機構を設置し、その効果を検証した。バネを用いた振動抑制機構を試作し、蒸気発生器伝熱管のモックアップ装置にて振動抑制効果を確認した。得られた成果は、欠陥信号波形のばらつきが1/4に低減、基準試験片に対するノイズが1/3に低減した。質疑応答では、搬送ガス圧と送り込み速度の最適化で振動抑制ができないかといった議論がなされた。

3.3 ナトリウム冷却系伝熱流動解析コードの精度向上 - 中間熱交換器1次側入口プレナム解析モデルの改良 -

「もんじゅ」性能試験で測定されたデータに基づ

いて、中間熱交換器1次側入口プレナムモデルを改良した結果、プラントトリップ後の中間熱交換器2次側出口Na温度挙動(降温開始時間の改善、降温率の改善)がより高い精度で計算できることを確認した。

「もんじゅ」プラント動特性解析コードSuper COPDの中間熱交換器1次側入口プレナムモデルについて以下の4点の改良を実施した。

- ・アニュラス部整流板の上側領域をNa輸送遅れモデルに改良
- ・入口窓中心より上側に伝熱領域モデルを追加
- ・1次側入口ノズル側と対面側の領域をNa輸送遅れモデルに改良
- ・1次側入口ノズル下部滞留域を考慮して熱伝導モデルを追加

質疑応答では、もんじゅプラントを精度よく模擬するために改良が行われているが、もんじゅプラントに限定するのではなく、より汎用性のある一般的な形でモデルを拡張されてはどうかといった要望が出された。

3.4 長寿命制御棒の開発

長寿命制御棒の開発状況について報告した。開発目的として交換制御棒集合体数低減化があり、制御棒の長寿命化によって、運転コストの低減化を図る。また、現状の「もんじゅ」運転サイクル長さは制御棒の寿命によって制限されるが、これにより高燃焼度・長期サイクル運転を可能とし、使用済制御棒集合体数を削減することで廃棄物発生量を低減する。長寿命化のための方策として、ナトリウムを要素内に導入し、同時に適切なガスプレナムを形成するためのポーラスプラグの設置及びシュラウド管の採用があり、これらポーラスプラグ特性評価、シュラウド管の開発・試作を実施したことにより、「もんじゅ」長寿命制御棒について4サイクル継続使用の技術的成立性を確認した。質疑応答では、更にどこまで制御棒の寿命延長が可能かについて議論がなされた。

4. セッション

セッションでは「事故の影響緩和と異常時対応」をテーマとし、3件の報告を行った。発表の概要を以下に示す。

4.1 「常陽」燃料破損模擬試験

「常陽」MK 炉心における燃料破損模擬試験の結果について報告された。

万一の燃料破損時には、汚染拡大を抑止するため、燃料破損の検知、燃料破損時の原子炉運転、燃料系統に放出されたFPの除去、破損燃料集合体の同定、同定された破損燃料集合体の取扱等の対応手順の確立及び各機器の性能を確認しておくことが、プラントの安全性の向上、被ばくや環境への影響を低減する観点から重要である。

本試験では、試験用燃料集合体を炉内に装荷して燃料破損を模擬し、燃料破損時における一連のプラントの運転手法を検証し、以下の成果を得ることができた。

- ・カバーガス法燃料破損検出設備指示値の監視により、燃料破損を早期に検知し、安全に原子炉を停止できる運転手順を確認できた。
- ・カバーガス浄化設備によりFPを回収し、炉内カバーガスの放射能濃度を約1桁低減できた。また、炉内カバーガスパージによっても放射能濃度を約1桁低減できることを確認できた。
- ・ナトリウム SHIPPING 法破損燃料位置検出装置により、試験用燃料集合体から放出されたFPを高感度で検出でき、破損燃料集合体の同定が行えることを確認できた。
- ・被覆管に開口部のある試験用燃料を原子炉から取り出し、照射燃料集合体試験施設まで安全に移送できることを確認できた。

4.2 アクシデントマネージメントのための緊急時操作手順の確立

もんじゅにおいて、設計基準事象を超える事態に対応する緊急時操作手順（EOP）を、徴候ベース手順書として整備した。これによって、アクシデントマネージメントのフェーズ1（炉心損傷の防止）に対応する操作手順が整備されたことになる。EOPは、徴候判断から操作手順の導入・実施の流れを示した「全体フロー図」と「反応度制御」、「炉心冷却」、「原子炉液位確保」の操作手順で構成した。EOPの検討にあたっては、軽水炉や先行高速炉の例を参考にするとともに、確率論的安全評価の研究成果を反映した。また、運転訓練シミュレータを用いて、手順内容や操作性の確認をするとともに、運転員からの意見を反映した。

今後、EOPに関する教育・訓練プログラムを開

始するとともに、アクシデントマネージメント検討の進捗に応じたEOPの改善・充実を図っていく。

4.3 自律型無人ヘリを用いた遠隔空中モニタリング手法の研究

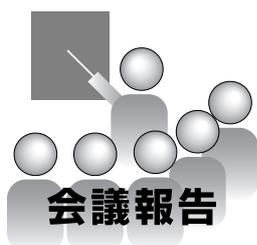
原子力災害時の発災事業所における遠隔モニタリングの可能性を目的に無人ヘリによる空中モニタリングの適用性について報告した。原子力災害時はモニタリング要員等の被ばく防止に加え迅速なモニタリングが求められており、試作機（搭載用放射線測定器・リアルタイムマッピングシステム）を製作し実機を用いて空中モニタリング実証試験を実施した。地上局への測定データの送信試験、放射線測定器応答特性試験、海岸付近における実フライト試験及び技術調査を実施した結果、地上でリアルタイムに測定監視が可能、航空法の制約を受けず低高度の測定が可能、短時間に繰り返し測定が可能、事前飛行ルートのパログラム化により複雑地形でのモニタリングが可能、産業用ヘリを使用するのでメンテナンス体制も確立しており安定運用が可能であることにより、自律型無人ヘリを用いた遠隔空中モニタリングは適用可能性が高いとの見通しを示した。

5. おわりに

本報告会の開催は今回をもって14回を数えるが、毎年度末の開催にもかかわらずサイクル機構内外から多くの方々に出席していただいている。今回は、2005年2月7日に福井県並びに敦賀市よりもんじゅ改造工事着手のご了解をいただくことができ、改造工事着手・運転再開へ向けての開催であった。当日は、限られた時間の中での報告ではあったが、もんじゅの安全性・信頼性向上を目指したサイクル機構の取組について十分に理解していただいたものと考えている。なお、当日頂いた貴重な意見・助言等は、今後の業務や研究開発に反映し、今後も引き続きプラントのより一層の信頼性及び安全性の向上を目指していきたいと考えている。

謝 辞

年度末の多忙な時期にもかかわらず、本報告会にご出席いただいた皆様、また、本報告会開催のためにご協力いただいた関係者の方々には心から感謝、御礼申し上げます。



2004年度 地層処分技術に関する研究開発報告会 - わが国の地層処分計画を支える技術基盤の継続的な強化 - - 2005年3月8日開催 -

北村 暁

経営企画本部バックエンド推進部

1. はじめに

サイクル機構では、高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性を示した「第2次取りまとめ」を1999年に公表したのちも、実施主体が設立されたあとの事業段階の研究開発について、年度ごとの研究開発の成果を広く周知することを目的として、研究開発報告会を開催している。これまで、2001年度²⁾、2002年度³⁾及び2003年度⁴⁾に報告会を開催し、サイクル機構報告とともに、欧米の専門家による特別講演や、国内有識者によるパネルディスカッションなどを行ってきた。

2004年度の報告会は、2005年3月8日、有楽町朝日ホール（東京都千代田区）にて開催した。参加者は427名であった。本報告会の参加者は2001年度の325名から年々増加してきており、このことから、地層処分技術に関する研究開発に対する関心が高まっていることがうかがえる。当日のプログラムを表1に示す。本報告会では、2004年度の研究開発成果を中心に報告するとともに、2005年度に予定している研究開発成果の取りまとめなどについても紹介した。プログラムの後半では、特

別講演として、スイス放射性廃棄物管理協同組合（Nagra）の上席相談役であるIan G. McKinley博士に、「高レベル放射性廃棄物対策：21世紀における研究開発の挑戦」と題した講演をいただいた。また、ロビーにおけるポスターセッションでは、プログラム前半のサイクル機構報告を補足する形で19件のポスターを掲示し、開会前、休憩時間及び閉会後に説明員を配置して議論や情報交換などを行った。写真1に特別講演の様子を、写真2にポスターセッションの様子を示す。以下に、報告会の概要を紹介する。

なお、報告会の要旨、当日の発表スライド及びポスターについては、技術資料として公開している⁵⁾。

2. サイクル機構報告

2.1 地層処分技術に関する研究開発の全体概要

全体的な概要として、地層処分技術に関する研究開発の計画や目標、2005年度に予定している成果の取りまとめなど、全体的な概要についての報告を行った。この報告では、2つの研究開発目標で

表1 2004年度地層処分技術に関する研究開発報告会プログラム
(2005年3月8日(火), 有楽町朝日ホール)

13:00 - 13:10	1. 開会挨拶	殿塚 猷一（サイクル機構理事長）
13:10 - 15:25	2. サイクル機構報告 1) 地層処分技術に関する研究開発の全体概要 2) 個別技術報告 東濃地科学センターにおける深地層の科学的研究の現状 - 超深地層研究所計画を中心として - 幌延深地層研究計画（地上からの調査段階）の現状 処分技術の信頼性向上と安全評価手法の高度化に向けた取組みの現状	【座長：田中 知 教授（東京大学）】 石川 博久（バックエンド推進部長） 坂巻 昌工（東濃地科学センター瑞浪超深地層研究所長） 武田 精悦（幌延深地層研究センター副所長） 油井 三和（東海事業所処分研究部次長）
15:25 - 16:00	休憩・ポスターセッション	
16:00 - 16:50	3. 特別講演 「High-level radioactive waste management: R&D challenges for the 21st century（高レベル放射性廃棄物対策：21世紀における研究開発の挑戦）」	【座長：吉田 英一 助教授（名古屋大学）】 Dr. Ian G. McKinley（スイス放射性廃棄物管理協同組合（Nagra）上席相談役）
16:50 - 17:00	4. 閉会挨拶	河田東海夫（サイクル機構理事）



写真1 特別講演の様子



写真2 ポスターセッションの様子

ある「実際の地質環境への地層処分技術の適用性確認」「地層処分システムの長期挙動の理解」に基づき、東濃地科学センター、幌延深地層研究センター、東海事業所処分研究部の3カ所において研究開発を進めていることを紹介した。このうち、瑞浪及び幌延の2つの深地層の研究施設計画については、それぞれの地質環境などの情報を対比させて紹介し、併せて施設建設の進捗状況を報告した。また、海外の研究機関との共同研究の状況や、研究開発分野間の連携、処分事業及び安全規制の進展に対応した段階的な研究開発のスケジュールについても紹介した。更に、2005年度に予定している研究開発成果の取りまとめについて、報告書が「深地層の科学的研究」「処分技術の信頼性向上」「安全評価手法の高度化」の3つの分野のレポートと知識化レポートから構成されること、知識化レポートは個別分野の成果や分野間にまたがる一連の調査・解析・評価の事例などを地層処分技術全

体にかかわる知識として構造化したものであることなどを紹介した。

報告に対し、座長より知識化レポートについての具体的な説明を求められたことを受けて、研究開発分野間にまたがる一連の調査・解析・評価を例示するとともに、安全性を体系的に示していく（いわゆるセーフティーケース）の構築に向けての技術基盤となる知識の構造化を行うことを目指していると説明した。また、会場より段階的な調査研究についての補足説明を求められたことから、段階ごとに個別の役割がある一方で、前段階の予測を次段階で検証する役割ももつことを説明した。

2.2 東濃地科学センターにおける深地層の科学的研究の現状 - 超深地層研究所計画を中心として -

超深地層研究所計画、広域地下水流動研究及び地質環境の長期安定性に関する研究について、施設建設の進捗状況や2004年度を中心とした研究成果を報告した。超深地層研究所計画については、調査研究のスケジュールや進め方、第1段階（地表からの調査予測研究段階）における調査研究の繰り返しアプローチの進捗状況を説明した。また、地下50m以深の研究坑道の掘削を開始し、第2段階（研究坑道の掘削を伴う研究段階）の計画が本格化したことを報告した。広域地下水流動研究では、10km四方の範囲を対象として深層ボーリング調査などを実施しており、2003年度に実施したボーリングの調査の結果を取りまとめたことなどについて報告した。地質環境の長期安定性に関する研究については、マグマや高温岩体等の探査技術や隆起・侵食に関する三次元地形変化モデルなどの開発例を報告した。

報告に対し、会場からは、広域の地下水流動と瑞浪超深地層研究所における地球化学研究との関連性の裏づけを目的として、地下水流動とともに起こる種々の現象についての調査研究を総合的に行ってほしいとのコメントがあった。また、地質環境の長期安定性に関して開発した種々のモデルをどのように検証していくのかといった質問があり、過去の地質情報に基づいて復元した地形から、現在の地形がこのモデルで再現できるのかというアプローチを行っていくと回答した。

2.3 幌延深地層研究計画（地上からの調査段階）の現状

幌延深地層研究計画について、2004年度に実施した調査研究の内容を中心に報告を行った。研究所設置地区において、2004年度に新たに3本のボーリング調査を開始したこと、2003年度に実施したボーリング調査結果を取りまとめ、岩盤の透水性や地下水水質に関するデータを充実させたこと、地質環境の長期安定性に関する研究として過去の海岸線の復元や地下深部での地震観測を行っていることなどを報告した。また、地下施設の建設に向けて、空洞安定性解析を行っていること、アクロス（精密制御定常信号システム）を用いて地下施設周辺の物性変化を捉えることを目的とした遠隔監視システムの整備を進めていることなどを報告した。更に、地層処分研究開発として実施している低アルカリ性コンクリートの開発の状況などについて報告を行った。

報告に対し、国内では塩水系の地下水に関する研究がほとんど行われてきていないので、重要な研究テーマとして位置づけて欲しいといったコメントがあった。また、塩水系特有の鉱物の生成の情報はあるのかといった質問があり、現状では確認されていないと回答した。

2.4 処分技術の信頼性向上と安全評価手法の高度化に向けた取組みの現状

東海事業所処分研究部で2004年度に実施した種々の研究開発のうち、処分技術の信頼性向上に関する5テーマと、安全評価手法の高度化に関する7テーマについて報告した。処分技術の信頼性向上に関する研究開発では、緩衝材の基本特性データの取得とデータベース整備、幌延地域の地質条件を対象とした設計評価などに関する研究成果を報告した。また、安全評価手法の高度化に関する研究開発では、熱力学データベースの公開状況や核種移行試験の結果、岩盤中の水理・物質移行に関するモデルの高度化や不確実性評価、多種多様な技術情報のやりとりに対応する技術情報統合システムの開発状況といった研究成果を報告した。特に、スイスのグリムゼル原位置試験場における試験結果を例にとり、試験条件を十分に考慮しないまま安易に地下研究施設で得られた結果を安全評価に適用することはできないとの見解を示した。

報告に対し、会場からは、原位置試験の結果については、特殊な条件であるということ認識したうえで正しく解釈すれば有用な情報となるのではないかという意見があった。これに対しては、指摘のとおりであるが、正しい解釈を抜きに結果だけがひとり歩きすることのないよう注意を喚起するため強調したと回答した。また、オーバーパックの腐食などの研究について、局所的なものではなく「何年もつのか」といった情報を提供することが重要ではないかという意見があったが、これに対しては、現状ではオーバーパックを1000年間維持することを前提としており、そのために必要な試験を行っている」と回答した。

2.5 全体質疑

サイクル機構の報告4件に対して、会場及び座長から以下のような質問・意見があった。

- ・現状の研究開発は、目的こそ地層処分であるが、最先端の安全研究としてほかの土木技術などにも応用できるのではないか。
 - ⇒ X線CTや熱力学データベースなど、そのようなことを念頭に置いて情報を提供するように心掛けていると回答。
- ・使用済燃料の直接処分の研究開発は行っているのか。
 - ⇒ 現状ではサイクル機構の業務に含まれておらず、行っていないと回答。
- ・地層処分の研究開発には時間がかかると思われるので、長期的な観点が重要。知識化レポートについても、俯瞰的あるいは計画的な立場でもって、どういうことをいつまでに知識化しなければならぬかといった観点が重要と考える。

3. 特別講演

「高レベル放射性廃棄物対策：21世紀における研究開発の挑戦」と題して、スイス放射性廃棄物管理協同組合（Nagra）の上席相談役であるIan G. McKinley博士に講演をいただいた。はじめに21世紀末における地層処分事業の到達点が示されたのち、到達するために21世紀半ば、2025年、2015年とさかのぼり、それぞれの時期において処分事業がどこまで進められていなければならないかが提示された。その結果として、我が国の地層処分事業においては、処分場選定にあたって公募方式を採用していること、概要調査地区選定は2～3年

以内に、その後、精密調査地区選定は5年以内に行われる必要があり、既にわずかな時間しか残されていないこと、透明性・公開性を確保することなどの難しい課題に挑戦しなければならないことが提示された。また、地層処分技術に関する研究開発を進めるにあたっては、放射性核種の移行挙動の理解の促進、巨視的及び微視的な移行経路の一貫した表現、時間経過を伴うシナリオの明示などといった新たな取組が必要であることなどが指摘された。更に、今後30年の間に、サイト固有の処分場の設計、すべてのサイトの特徴づけるための手法及び技術の確立、安全性や処分場の建設・操業に関する品質を確保するための設計や手順などを提供すべきであることなどが指摘された。そして、30年後といえは現在まだ子供である世代が中心的な役割を果たすことになるので、子供のころからの教育が重要であるとの認識が提示された。

以上の報告に対し、会場からは、我が国で社会の受容性を高めていくためにはどのような問題があり、どのように解決すればよいかといった質問があった。これに対して、McKinley博士から、現在の日本は欧米諸国の過去の姿によく似ており、社会的に受け入れられるのにはまだ時間がかかるだろう、実施主体である原子力発電環境整備機構は欧米の経験を大いに参考にすべきであること、

社会的な受容性を高めるためには強力な規制当局を設置すべきである、との回答がなされた。また、大学の原子力工学科の閉鎖や改組に伴う将来の人材不足を心配しているといった声に対しては、Nagraでも設立から30年を経過して後継者不足の問題が顕在化してきており、国際的な教育機関若しくは訓練施設をつくって訓練・養成をしていくのがよいのでは、との回答があった。更に、McKinley博士からは、「100年という期間は、政治的な尺度で見ると非常に長い。原子力産業では国際化が進んでいるため、将来は高レベル放射性廃棄物を他国で処分する可能性もある。その際には日本の建設業者が外国で処分事業にかかわったり、日本の研究機関がセーフティーケース構築にかかわったりする可能性はあると思う」との考えが提示された。

4. ポスターセッション

ポスターセッションは、プログラム前半のサイクル機構報告で紹介した研究開発成果の補足を目的として開催した。ポスターセッションにおける発表タイトルの一覧を、表2に示す。ポスターセッションについては、19件の報告について23名が説明対応にあたった。核種移行データベースの公開・更新の報告(No.35)では、パーソナルコンピュータを用いたデモンストレーションを行った。い

表2 ポスターセッションにおける報告テーマ

	No.	表 題
東 濃	1 1	超深地層研究所計画における研究の現状
	1 2	瑞浪超深地層研究所施設建設の現状
	1 3	超深地層研究所計画第2段階調査研究計画の概要
	1 4	地質環境の長期安定性に関する研究
	1 5	次世代の高精度物理探査技術等に係わる基盤研究
幌 延	2 1	幌延深地層研究計画 - 地質・地質構造、岩盤力学 -
	2 2	幌延深地層研究計画 - 地下水の水理・地球化学特性 -
	2 3	幌延深地層研究計画 - 施設計画 -
	2 4	幌延深地層研究計画 - 第2, 3段階研究計画案 -
	2 5	幌延深地層研究計画 - 地質環境の長期安定性研究 -
	2 6	地層処分研究開発 - 低アルカリ性セメントの開発 -
東 海	3 1	緩衝材基本特性データの整備状況及びデータベース開発
	3 2	X線CTを用いた可視化研究と緩衝材の長期挙動評価モデルの信頼性向上
	3 3	処分場の閉鎖技術 - TSX試験におけるプラグ性能の検証 -
	3 4	幌延の地質環境における人工バリア設計条件の設定と第2次取りまとめの手法の適用
	3 5	核種移行データベースの公開・更新と熱力学データの信頼性向上
	3 6	炭酸塩の共沈時におけるラジウム (Ra) の挙動評価 - Baによる予察 -
	3 7	コロイド・有機物・微生物の影響評価モデルの開発
	3 8	不均質場における移行経路の不確実性評価手法の開発

れの発表についても活発な議論や情報交換が行われた。特に、研究坑道の掘削が開始されている東濃地科学センターや、まもなく掘削が開始される幌延深地層研究センターのポスターに対する関心が高かった。今後も、参加者にとって有意義なものとなるよう工夫しながら、ポスターセッションを開設していくことが有効であると考え。

5. アンケート結果について

本報告会では、参加者427名のうち、177名の方からアンケートをご提出いただいた。一部の結果を、図1～4に示す。選択式で回答していただいた結果を見る限りは、本報告会の構成や内容はおおむね妥当なものであったと思われるが、今後の研究開発の進め方や広報に対するご意見も多くいただいた。以下に、その一部を紹介する。なお、アンケート結果の詳細については、サイクル機構のホームページで公開する。

- ・若手の参加が少ない。今後の人材育成のためにも、若手の参加が重要。また、若手に内容を紹介するために、大学での講演なども行ってほしい(図1に示すとおり、20歳代は全体の3%程度であった)。
- ・一般の方の参加が少なく、関係者が大半を占める。もっと一般の方に広報すべきではないか。(図2に示すとおり、ダイレクトメールで報告会

を知った参加者が多く、また図3のとおり、原子力関係者が全体の3/4を占めた。なお、参加者の職業別構成は、図4のとおりであった。)

- ・サイクル機構報告では、膨大な情報を網羅的に紹介されたので、どのような成果が得られたのかよくわからず、全体としても何を訴えたかったのが不明。的を絞った報告を望む。
 - ・特別講演はすばらしかった。特に若手を励ます内容だったので、今後の若手の活躍を期待する。
- 以上のように、今回のアンケートでは、本報告会の対象者や報告のポイントに関する意見が多く、特に若手や一般の方への報告会開催や成果の周知を望む声が強かった。今後、報告会などの場を通じて研究開発の内容やその成果を発信していくにあたっては、今回いただいた意見を参考に、報告の内容や方法を十分に検討していきたい。また、報告会のみならず、各種学術会議における研究開発成果の報告、学術論文や技術報告書の公開、ホームページ上での情報発信など、研究開発成果の報告・紹介をより積極的に進め、広く社会へ情報提供を図っていくことが重要である。

6. おわりに

サイクル機構が進めている地層処分技術に関する研究開発について、2004年度の成果を中心に報告した。会場からは、紹介した成果に対する質問

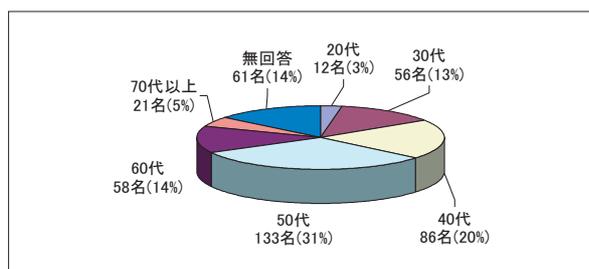


図1 参加者の年代別構成

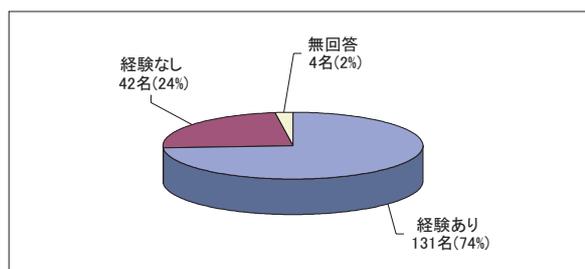


図3 アンケート結果における原子力関係の業務及び学科在籍経験者

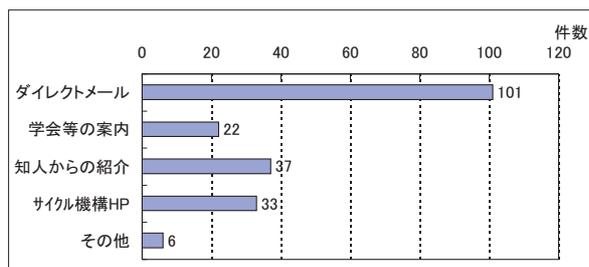


図2 報告会の認知手段

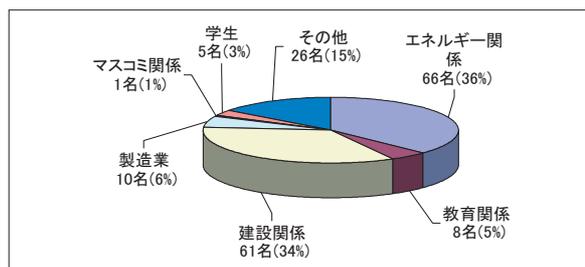


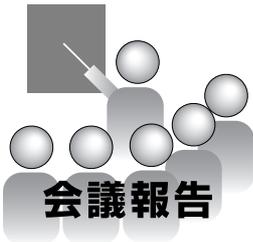
図4 アンケート結果における参加者の職業別の構成

のみならず、今後の研究の方向性などについても提案をいただくなど、活発な議論が行われた。ポスターセッションにおいても、同様に活発な議論が行われた。また、特別講演では、我が国が今後取り組むべき研究テーマが具体的に提示され、その中でサイクル機構の研究開発に対する強い期待が示された。以上のように、本報告会は単なる情報発信の場であるとともに、研究開発の課題や方向性を確認していく上で有益な報告会であった。

サイクル機構は、2005年10月1日に日本原子力研究所と統合し、独立行政法人日本原子力研究開発機構として新たなスタートを切るが、今後とも本報告会のような情報発信の場を持ち、外部の方からのご意見を聴きながら、透明性を持って研究開発を進めていきたい。

参考文献

- 1) 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 TN1410 99-020 ~ 024 (1999).
- 2) 核燃料サイクル開発機構：“地層処分技術に関する研究開発報告会 - 実施段階を迎えた研究開発の新たな展開 - ”, サイクル機構技報, No. 15, pp. 131-134 (2002).
- 3) 核燃料サイクル開発機構：“地層処分技術に関する研究開発報告会 - 処分技術的信頼性を支える基盤の強化に向けて - ”, サイクル機構技報, No. 19, pp. 55-60 (2003).
- 4) 核燃料サイクル開発機構：“平成15年度地層処分技術に関する研究開発報告会 - 処分技術的信頼性向上のための基盤整備に向けて - ”, サイクル機構技報, No. 23, pp. 82-87 (2004).
- 5) 核燃料サイクル開発機構：“平成16年度地層処分技術に関する研究開発報告会 - わが国の地層処分計画を支える技術基盤の継続的な強化 - ”, JNC TN1400 2004-015 (2005).



JNC原子力平和利用国際フォーラム 核物質管理学会日本支部共催ワークショップ 「次世代原子力システムの核拡散抵抗性～定義と評価手法開発の現状～」 - 2005年3月18日開催 -

井上 尚子 堀 啓一郎 千崎 雅生
国際・核物質管理部

1. はじめに

「核拡散抵抗性」は、次世代原子力システムの開発における達成目標の一つとして、更に最近では、IAEAエルバラダイ事務局長が提案している核不拡散強化のためのアプローチの一つとして注目されている。次世代原子力システムは、米国中心の「第4世代原子力システム (GenIV)」やIAEAを中心とする「革新的原子炉及び燃料サイクルに関する国際プロジェクト (INPRO)」といった国際プロジェクトや米国の「先進燃料サイクルイニシアチブ (AFCI)」や日本の「FBRサイクル実用化戦略調査研究 (FS)」等の国ごとのプロジェクトがあるが、いずれも安全性、経済性や環境負荷低減と並んで核拡散抵抗性の向上が開発目標の一つとされている。しかしながら、「核拡散抵抗性」が各々のプロジェクトごとに議論されてきたために、共通理解や共通した評価基準がなく、国際的な議論の必要性が指摘されている。

そこで、世界の主な次世代原子力システムプロジェクトにおいて核拡散抵抗性評価研究を行っている専門家を招き、核拡散抵抗性の定義と評価手

法についての共通理解推進を目的として、サイクル機構と核物質管理学会日本支部 (INMM J) 共催による表記ワークショップを3月18日、東京・新生ホールにおいて開催した。核物質管理学会 (INMM) では2004年7月に開催されたINMM米国本部理事会において、「核拡散抵抗性」という定義に対する理解が曖昧なまま進められている核拡散抵抗性評価手法の研究開発に懸念が示され、学会としてもこの問題に取り組みつつある。サイクル機構は、90年代から核拡散抵抗性について検討を始め、2001年～2002年には試算評価を実施した。最近ではFS内において実際的な評価手法開発が進んでいる。このような状況から両者共催で本ワークショップを開催することとし、同時に、世界の主たる次世代原子力システムの開発を行っているプロジェクトから核拡散抵抗性評価の専門家が公開の場に一堂に会してその研究の現状を紹介・議論するという、世界でも初めての試みとなった。会場は満席で原子力関係者約140名の参加を得、日本における核拡散抵抗性への関心の高さがうかがえた (写真1, 2)。



写真1 会場の様子



写真2 パネル討論の様子

2. ワークショップの概要

ワークショップの開会に当たり、サイクル機構の岸本洋一郎副理事長とINMM Jの鮫島薫会長より、次世代原子力システムの核拡散抵抗性研究の状況、ワークショップ開催目的等を紹介する挨拶があった。ワークショップはセッション ~ の3セッションで構成され、以下にその概要を紹介する。

表1に本ワークショップのプログラムを示す。

(1) セッション

「核拡散抵抗性評価の国際的な状況」

座長：松本史朗（埼玉大学 教授）

「JNC実用化戦略調査研究（FS）における核拡散抵抗性評価の現状」

塩谷洋樹（サイクル機構大洗工学センター

システム技術開発部 FBRサイクル解析グループ 副主任研究員）

FSにおける核拡散抵抗性の定義は、国家やサブナショナルグループによる核物質の転用や盗取、妨害破壊活動等に対する原子力システムの特性としている。FSでは多面的評価の一環として、FBRサイクルの核拡散抵抗性を属性評価し、評価は技術的、制度的（保障措置、核物質防護、輸出管理）の2つの指標を用いている。技術については、FSの設計データを基に脅威にとって最も魅力的な経路を中心に評価している。

「原子力システムの核拡散抵抗性における評価手法開発と評価実施の実践的なアプローチ」

Dominique Greneche（AREVA/COGEMA R&D 国際局次長）

表1 ワークショッププログラム

10:00~10:10	開会挨拶
	岸本洋一郎（サイクル機構 副理事長） 鮫島 薫（核物質管理学会日本支部 会長）
10:10~12:30	セッション 「核拡散抵抗性評価の国際的な状況」
座長	松本 史朗（埼玉大学教授） 「核拡散抵抗性について」
講演	塩谷 洋樹（サイクル機構大洗工学センター） 「JNC実用化戦略調査研究における核拡散抵抗性評価の現状」 Dominique Greneche（フランスAREVA/ COGEMA社） 「原子力システムの核拡散抵抗性における評価手法開発と評価実施の実践的なアプローチ」 Kory Budlong Sylvester（米国ロスアラモス国立研究所・GenIV核拡散抵抗性・核物質防護専門家グループメンバー） 「第4世代原子力システム（GenIV）の核拡散抵抗性と核物質防護評価手法」 Davis Hurt（IAEA） 「INPROにおける核拡散抵抗性評価」
13:30~14:30	セッション 「『核拡散抵抗性』の定義」
座長	辻野 毅（元財団法人核物質管理センター理事） 千崎 雅生（サイクル機構・GenIV核拡散抵抗性・核物質防護専門家グループメンバー）
講演	Kory Budlong-Sylvester（米国ロスアラモス国立研究所） 「『核拡散抵抗性』の実質的な意味は？」
パネリスト	上記講演者に加えて 菊地 昌廣（財団法人核物質管理センター） Dominique Greneche（フランスAREVA/ COGEMA社） Davis Hurt（IAEA） William Charlton（米国 テキサスA&M大学）
14:40~16:50	セッション 「核拡散抵抗性評価手法開発の方向性」
座長	鈴木達治郎（財団法人電力中央研究所） Kory Budlong-Sylvester（米国ロスアラモス国立研究所）
講演	Ho-dong Kim（韓国原子力研究所） 「DUPIC計画とINPROケーススタディにおける核拡散抵抗性研究」 William Charlton（米国 テキサスA&M大学） 「AFCIにおける多属性抵抗性評価手法」 菊地 昌廣（財団法人核物質管理センター） 「核拡散抵抗性評価方法と保障措置」
パネリスト	上記講演者に加えて Dominique Greneche（フランスAREVA/ COGEMA社） 塩谷 洋樹（サイクル機構大洗工学センター）
16:50~17:00	閉会挨拶
	河田 東海夫（サイクル機構 理事）

フランスでは2003年1月に政府関係機関、民間会社、大学の研究者が参加する核拡散抵抗性・核物質防護ワーキンググループ(PRPP)を発足させて核拡散抵抗性の評価手法の議論を行っている。ここでは、核拡散抵抗性の定義は、IAEAの定義と同じであるが、核物質防護についても定義し評価しようとしている。核拡散抵抗性を評価するアプローチとして、原子力安全評価のために開発されたアプローチと同じ方法を適用しており、そこで検討した脅威シナリオは、インサイダーが関与した場合で保障措置がなされている国家による核物質の盗取である。本手法は、弱点を見つけるのに有益であるが、ほかのシステムと比較することは難しいことが示唆された。

「第4世代原子力システム(GenIV)の核拡散抵抗性と核物質防護評価手法」

Kory Budlong-Sylvester(米国ロスアラモス国立研究所)

第4世代原子力システム(GenIV)では2002年にGenIV国際フォーラム(GIF)下に核拡散抵抗性と核物質防護の専門家グループ(PRPP)を設置し、国際的枠組みでGenIVの候補オプションに対する抵抗性と核物質防護の評価手法の開発を行っている。抵抗性の定義として、国家による核物質の転用又は未申告製造を阻害する又は技術の誤用を阻害する原子力システムの特徴としている。核拡散抵抗性評価手法は、脅威を設定した上で、これに対するシステム応答を評価している。システム応答では、システムの特徴、標的の同定し、様々な核拡散達成のパスウェイを考えた上で、脅威の目標に対して最も魅力的なパスウェイを探し、それに対してのシステムのパフォーマンスを見ている。

(2) セッション

「『核拡散抵抗性』の定義」

座長:辻野毅(元財団法人核物質管理センター理事)、千崎雅生(サイクル機構 国際核物質管理部次長)

① 「『核拡散抵抗性』の実質的な意味は？」

Kory Budlong Sylvester(米国ロスアラモス国立研究所)

2004年7月のINMM米国本部年次大会において問題とされた抵抗性の定義について、その問題点を紹介した。「核拡散」は一義的には核兵器の拡散であるが、核兵器を作る熟練技術や情報等の獲得

も含むとしている。一方、「抵抗性」については、よりわかりやすい共通の言葉で表現することが必要と述べた。

続いて千崎座長が各パネリスト(プロジェクト)の「拡散抵抗性」の定義、何に対する抵抗性(脅威)か、対象とする行為者(脅威者)、目的(脅威の目的)という4つの視点から整理した。パネル討論では、各プロジェクトが定義する「核拡散抵抗性」、脅威者等は様々であることが明確になり、今後共通レベルで認識し、議論を進める上には国際的な共通語の必要性が指摘された。

(3) セッション

「核拡散抵抗性評価手法開発の方向性」

座長:鈴木達治郎(財団法人電力中央研究所 社会経済研究所 上席研究員)、Kory Budlong Sylvester(米国ロスアラモス国立研究所)

① 「DUPIC計画とINPROケーススタディにおける核拡散抵抗性研究」

Ho dong Kim(韓国原子力研究所 乾式プロセス燃料技術開発部 保障措置技術課長)

韓国のDUPIC(使用済PWR燃料のCANDU炉における直接利用)のプログラムと、INPROのケーススタディの一つとして実施した核拡散抵抗性評価について紹介した。INPROのケーススタディとしての目的は、INPRO評価手法を使ってDUPIC燃料サイクルの特徴を評価すると同時に、INPRO評価手法の改良版を推奨していくことにあった。

② 「AFCIにおける多属性抵抗性評価手法」

William Charlton(米国テキサスA&M大学 原子力工学部準教授)

米国の先進的燃料サイクルイニシアチブ(AFCI)では、大学を中心とする専門家によるワーキンググループを設置して核拡散抵抗性評価手法の開発を行った。これは、時間依存型の属性評価手法であり、原子力システムのプロセスによって、あるいは時間の経過等様々な条件によって抵抗性は変わるが、これまでの試算ではワンスルーよりもリサイクルシステムの方がトータルとして抵抗性が高くなる結果もある。しかしながら、原子力を利用する限りは抵抗性の問題を完全になくすことはできないと述べた(写真3)。



写真3 活発に意見を述べるパネリスト
(米国テキサス大学チャールトン準教授)

③ 「核拡散抵抗性評価方法と保障措置」

菊地昌廣(財団法人核物質管理センター 開発部次長)

新たな抵抗性評価手法の概念として、核拡散抵抗性障害要因(Impedability)と保障措置要因(Safeguardability)の2指標を2次元配置する手法が紹介された。また従前のIAEAの保障措置パラメータを見直し、保障措置の合理化、査察頻度の低減を図ることが提言された。

続くパネル討論では、評価手法は何のために行っているのか、ユーザーは誰のためのものか、何の脅威によるのかを主としてディスカッションがなされた。ディスカッションの要点は、鈴木座長により以下の通りまとめられた。

- 1) 「核拡散抵抗性」の定義については、共通点の方が多かった。この定義に関しては、今後も議論していくことが重要である。
- 2) また定義に関して、個別にユニークな面はその国が持っている状況を反映している。それを明らかにしていくという点でこのような議論は重要である。
- 3) 評価手法における定量化の問題は、どこまで定量化できるのかが問題となってくる。数値を

見ただけで安心してはいけない。

- 4) 「核物質」という定義についても相違がある。この議論をさらに行っていけば、より合理的な規定ができるのではないか。
- 5) 安全性評価と抵抗性評価は類似点が多い。安全文化はよりよいシステムを目指していくんだという姿勢が必要、核不拡散文化という言葉にはより高い抵抗性を持つシステムを追及する姿勢が現れている。
- 6) 核拡散抵抗性評価手法のモデルは、エネルギーモデルと似ている。結論だけ見ているとわからない。議論しないと、前提条件、途中段階がわからない。前提条件や評価の中身を議論することで、核拡散問題の本質、政策議論に結びつくためこういった議論は非常に重要である。最後に河田東海夫サイクル機構理事より、核拡散抵抗性についての議論は将来、より良い原子力の道を選択し、より良い保障措置の方法論を見いだすための道具として非常に有効であるとの辞により閉会された。

3. おわりに

世界の主だった次世代原子力システム開発プロジェクトにおける核拡散抵抗性評価の専門家が一同に会し、国際的に非常に関心が高まっている折に、この日本で本ワークショップを開催できたことは大変意義深い。共に議論する中で新たな知見や共通理解に向けた一歩を踏み出したのではないかと思う。今後どのように各々の評価手法が進捗するかは注視を要するが、本ワークショップが核不拡散体制の強化の一助となることを期待したい。

最後に、本ワークショップの開催にあたり、準備期間が短かったにも関わらず、機構内外の多くの方々にご貴重なご協力を得た。また、会場を埋め尽くすほどの多くのご参加をいただいた。ご協力いただいた全ての関係者の方々に心から感謝したい。



- 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年度設備点検を，2004年7月5日から実施し，2005年3月30日に計画した作業をすべて終了した。今回の設備点検では，ディーゼル発電機設備，原子炉補機冷却海水ポンプ，制御用空気圧縮機，液体廃棄物処理設備廃液加熱器の分解点検等を実施した。また，追加作業として，過熱器（C）ナトリウム入口分配管等の修復を行った。点検実績を表1及び表2に示す。

2004年度第4回保安検査が2月14日から2月25日にわたり原子力安全・保安院により実施された。保安検査では，原子力安全に係る品質マネジメントシステムの保安規定への取り込みを踏まえ，放射性廃棄物管理に係るプロセス確認等を中心に詳細な検査が行われた。今後も，安全確保のもと施設の適切な維持管理と改造工事を着実に実施していく。

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。この回答書を2005年2月3日に福井県へ提出し2月7日には福井県及び敦賀市から改造工事の事前了解を頂いた。これを受けて2月21日に国に対し原子炉設置許可における工事計画の変更届出を行うとともに，同日，福井県及び敦賀市に対し，ナトリウム漏えい対策等に係る工事計画を提出した。その後，準備工事開始安全大会を3月1日に行い，3月3日から準備工事を開始した。表3に「もんじゅ」工事工程を示す。

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」は，第4回会合を2005年1月26日に開催し，エネルギー研究開発拠点化計画骨子（案）をとりまとめた。1月29日の第2回計画策定委員会にて計画骨子（案）が了承された後2月にはパブリックコメントを行い3月26日の第3回計画策定委員会にて拠点化計画が策定された。

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，第3回委員会を2005年1月19日に開催し，委員からのご意見に対するサイクル機構の対応等について審議いただいた。また，日本原子力学会に設けた「もんじゅ研究利用特別専門委員会」については，4つのワーキンググループ（照射利用，プラント・熱利用，教育，アンケート）を設置し，活動を開始した。

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2005年3月31日で453回，13,722人の方々と交流を図った。3月25日（敦賀）と30日（福井）には，「サイクル機構業務報告会」を開催し，敦賀では約210名，福井では約230名の参加のもと，「もんじゅ」の今後の取組等について報告した。報告会では，参加者から「地域との共生を深めて欲しい」，「小さなトラブルでも迅速な情報公開を」，「地元への理解活動を継続してほしい」などの貴重な意見を頂いた。一方，「もんじゅ」見学会を継続的に開催し，2005年1月1日から3月31日までの期間中，県内から1,036名（累積8,149名）の方々に直接現場を見学していただくとともに，御意見を頂いた。

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

表1 2004年度設備点検主要工程（実績）

2005年3月30日

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	
1次アルゴンガス系設備										圧縮機(A)			
1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)等									
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		
所内電源供給設備				メタクラ(6.6kv)パワーセンタ(A,D系:440v)									
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)				
過熱器(C)の修復作業(追加作業)											過熱器入口分配管等の修復		

表2 2004年度設備点検期間内の設備保全工程（実績）

2005年3月30日

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											

表3 「もんじゅ」工事工程

2004年度	2005年度				2006年度				2007年度				
1~3	4~6	7~9	10~12	1~3	4~6	7~9	10~12	1~3	4~6	7~9	10~12	1~3	
	準備工事 照明器具の撤去,仮設電源の設置,床,壁の穴あけ工事,扉・ハッチ改造など				本体工事								臨界 性能試験
		2次冷却系温度計の交換・撤去工事,ナトリウム漏えいに対する改善工事,蒸発器ブローダウン性能の改善工事						工事確認試験					
								セルモニタ機能試験,ドレン系機能試験など		プラント確認試験			
										1次主冷却系循環ポンプ運転試験,制御棒駆動装置運転試験,燃料交換など			
					設備点検(適宜実施)								

概況報告

員・保守員の教育訓練，国際協力，敦賀地区の技術情報管理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，プラント稼働率を上げるため，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等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ってきた。現在，更に小型化が可能な単一探触子法による検出方法と信号処理方法の検討を進めており，従来の2倍の信号対ノイズ比（S/N比）が得られる差分処理手法を考案し試験により確認した。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。配管系統図の電子化は完了しており，今後改造工事の設備変更に対応していく。

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，1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ェアの高度化，及び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，プラントの稼働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超音波による欠陥検出性能試験を行い，ノンカプラント式の電磁超音波とロングレンジ超音波の適用可能性について検討した。

2.2 教育訓練

2004年度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。

2005年1月から3月にかけては，6コースのナトリウム取扱研修及び保守研修を計10回（延べ受講者数77名）シミュレータ研修を11コース計25回（延べ受講者数118名）実施するとともに，FBR技術者育成のためのFBR技術研修の最終講座として整備を進めてきたFBR応用講座を開講し8名が受講した。

また「国際技術センター教育検討会」を開催し，2005年度教育研修計画を審議，策定するとともに，研究開発拠点化計画の一環として行う，県内企業を対象とした技術研修などについてその準備を進めている。

2.3 国際協力

日仏米の三国間協力によるマイナーアクチニド燃焼について、2005年1月14日にワシントンで開催されたGIF政策会合の際に三国の役割分担などについて協議し、基本的な計画推進に合意した。

4月から本格検討を始め、夏頃までには正式な合意文書を交換することを目標として作業を進めている。

2005年2月7日に「もんじゅ」改造工事についての福井県知事の事前了解が得られたことから、各国の関係機関に挨拶状を発信した。

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計算機、性能評価などに利用する共有科学技術計算機の運用・管理、及び事務業務・FBR研究開発業務に必要な計算機について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、ネットワークウィルス信号への対応、敦賀本部基幹LAN更新、ソフトウェアライセンス管理のフォローを実施した。

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では、「高速炉制御棒材の照射影響に関する基礎研

究」など3件の2004年度の研究を実施した。

共同研究では、福井大学と「液体金属中のキャビテーション壊食に関する研究」「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た。また、福井大学、福井キヤノン事務機㈱と「ヘリカルコイル型蒸発管内の沸騰現象の可視化・事象解明」を実施した。

先行基礎工学研究協力では、福井大学と「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「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」を、更に、大阪大学とは「もんじゅ」性能試験における反応度分布・増殖比解析手法の高度化研究」について実施した。

核燃料サイクル公募型研究では、蒸気発生器伝熱管の検査用プローブが伝熱管内で振動ノイズを生じる現象について九州大学と共同研究を実施した。

更に、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」、「高速炉構造工学」等の講義を行っている。

(敦賀本部)



- 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（1999～2000年度）を経て、現在は5年間の予定でフェーズ（2001～2005年度）を実施している。フェーズでは設計研究によるプラント概念の具体化を通じた開発課題の抽出、工学的試験による技術的成立性の評価等を踏まえて、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4四半期においては、フェーズの研究計画に従って、設計研究及び工学的試験を着実に進めるとともに、フェーズ終了以降の計画や有望プラント概念の技術的実現性等について、検討を継続した。

2. 高速増殖炉システム

2004年度第4四半期は、2005年度に実施するフェーズ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。

ナトリウム（Na）冷却炉

大型及び中型Na冷却炉について設備設計の具体化を進め、二重管蒸気発生器の流動安定性対応として蒸気発生器出口圧力の高圧化を選定した。

炉心設計では、溶融燃料排出特性を改良した再臨界回避概念を対象とした炉心崩壊事故評価を行い、本概念の再臨界回避成立性見通しを得た。また、大型及び中型Na冷却炉の主要仕様を取りまとめ、フェーズ最終評価に必要となる統合評価用データを整備した。

要素技術開発では、大流量・大口徑配管の1/3縮尺水流動・振動試験を実施し、圧力変動特性の流速依存性やステンレス鋼管での振動応答データを取得した。また、ポンプ組込型中間熱交換器については、2005年度の総合試験実施に向け、装置の製作を継続した。

鉛ビスマス冷却炉

被覆管最高温度を570℃に変更した強制循環炉概念のプラント及び炉心の仕様を取りまとめると共に、フェーズ最終評価に必要となる統合評価用データを整備した。

ヘリウムガス冷却炉

フェーズ最終評価における統合評価で対象とする炉心概念として、六角ブロック集合体の炉心を選定し、統合評価用データを整備した。

水冷却炉

BWR型の水冷却炉については、原研にて設計検討、要素技術開発が進められており、稠密格子炉心の除熱性能試験などが実施されている。また、フェーズ最終評価に必要となる統合評価用データを整備した。

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（長寿命追求型）について検討を行った。

経済性追求型概念については、これまで炉心設計及び遮蔽概略評価を行ってきたが、第4四半期では、原子炉構造と燃料貯蔵設備を合わせて物量

を少なくできる炉内貯蔵槽 (IVST) を採用した上部流入方式 1 ループ型概念を選定し、経済性評価を行った。習熟効果に期待することにより、建設単価を基幹電源目標の約 1.2 倍程度と評価した。

長寿命追求型概念については、これまで炉心・プラント設計を進めてきた、50 MWe 規模のループ型概念を対象とした安全解析を行い、自己作動型炉停止機構 (SASS) により炉心・燃料の健全性が確保できる見通しを得た。

また、日米仏の国際共同設計概念として、核燃料サイクル開発機構 (JNC) 側から上記 2 概念を提案するとともに、リファレンス概念 (電気出力 50 MWe, 30 年間燃料無交換, タンク型炉) の設計をレビューし、経済性評価を行った。2005 年度上期の概念構築を目指し、検討を継続していく。

3. 燃料サイクルシステム

再処理システム及び燃料製造システムの各概念について、これまでの要素技術開発成果を踏まえた設計の合理化・詳細化を図った。また要素技術開発では、各種試験による技術的知見の取得を継続している。

(1) 再処理システム

先進湿式法

システム技術開発では、これまでに取得したデータを反映して、各工程の詳細な設計見直しを行うとともに、統合評価に向けた各種データの取りまとめを行っている。

第 3 四半期までに高レベル放射性物質研究施設 (CPF) において実施した晶析試験、単サイクル共抽出試験及びマイナーアクチニド (MA) 分離試験で採取した試料の分析データの整理・解析を行っている。

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、応用試験棟においてウラン (U) を用いた電解試験、熔融塩中での吸光度測定試験を継続するとともに、取得データの整理・解析を実施している。

金属電解法については、電中研との共同研究に基づき CPF に設置した試験用グローブボックスにおいて実施した。U プルトニウム (Pu) 合金の回収試験のデータ整理・解析を行っている。

(2) 燃料製造システム

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及び MA の発熱が燃料製造へ与える影響についての詳細検討を継続するとともに、統合評価に向けた各種データの取りまとめを行っている。

ショートプロセス製造技術については、造粒方法の異なる U と Pu の混合酸化物燃料 (MOX) 粉末を用いた直接成型・焼結試験を継続するとともに、得られた分析データの整理・解析を行っている。また、MA 含有燃料ピン照射に供するアメリカシウム (Am) 含有燃料ペレットの製造を継続した。

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 炉で照射した振動充てん燃料試験ピンの照射試験をすべて終了し、試験ピンの照射後試験を進めている。また、模擬核分裂生成物 (FP) を添加した U 粒子を用いた振動充てん燃料製造試験及び充てんピン検査試験を継続した。

鑄造法

電中研と原研との共同研究において、U Pu ジルコニウム (Zr) 合金の射出鑄造試験を進めている。

4. 統合評価

フェーズ 最終とりまとめに向けた実用化候補概念明確化のための多面的評価手法については、5 つの開発目標と技術的実現性、事業容易性、社会的受容性に関する評価構造と評価基準を見直し、試評価を実施して適用性を確認した。また、「主として開発を進めていく有望な概念」と「補完的に開発を進める概念」の明確化に関する手順についての検討を進めている。現時点までの主な検討結果は以下の通り。

- ・主として開発すべき FBR サイクル概念については、炉及び燃料サイクルシステム各々の技術評価及び多面的評価結果を踏まえて概念を選定する。
- ・多面的評価に基づく有望な概念については、安全性の基準を達成していることを前提として 4 つの開発目標 (経済性、環境負荷低減性、資源有効利用性、核拡散抵抗性) 及び技術的実現性を重視し、これら 5 視点への適合度に将来社会における価値観に基づく重みをかけてそれらの和を求め、最大のものをその将来社会に対する

有望なFBRサイクル概念として抽出する。このようにして抽出された有望概念については事業容易性の視点の評価から、著しく劣ってはいないことを確認するとともに、参考として社会的受容性について評価し、受容性向上のための課題を抽出する。

- ・ 将来社会における価値観に基づく重み付けは、電気事業者、有識者、一般市民に対するアンケート調査を基に複数の値を設定することとし、その実施方法についての検討を進めた。
- ・ 補完的に開発を進めていくFBRサイクル概念としては、国際協力等が期待でき、ブレイクスルーがあれば主として開発を進める概念よりも高い性能が期待できる概念や適合度が相対的に高い概念で、主として開発を進めていくべき概念にはない優れた特徴（多目的利用、コロケーション等）を有する概念を抽出する。

社会的受容性の向上への取組みに関しては、アンケート調査を実施し、FBRサイクル開発に対する認知状況を把握するとともに、効果的な広報素材が携えるべき事項を抽出するとともに、アンケート調査を通じて参考的に評価するFBRサイクル候補概念間の社会的受容性に関する比較を行っ

た。また、FBRサイクル技術の必要性や実用化戦略研究の状況、研究開発課題について研究者等に分かりやすく説明するためのDVDを製作した。

FBRサイクルに対する安全性向上への取組に関しては、Na冷却炉の炉心損傷頻度低減を目的として、崩壊熱除去失敗(PLOHS)事象に支配的なシーケンスを抽出し、空気冷却器1基に備わるダンパのさらなる多重化及び多様化、蒸気発生器への注水などのアクシデントマネージメント(AM)策の構築により、1桁以上の炉心損傷頻度低減効果が得られることを確認した。

また、燃料サイクル施設のリスク評価については、中間評価までに実施済みの先進湿式施設及び乾式金属電解法施設に加え、2004年度においては、高圧の流体を内蔵する超臨界直接抽出法の施設及び湿式リファレンス施設における抽出クロマトグラフ法のMA回収工程を対象に代表事象に焦点を絞ったリスク評価を実施し、リスクが十分に低いことを確認した。以上により、いずれの概念も安全性目標を達成しうることを確認した。

（ 本社：経営企画本部
FBRサイクル開発推進部 ）



- 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り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、「もんじゅ」の機器運転データ（2001年1月～2003年3月分）の登録作業を完了した。また、「もんじゅ」のアクシデントマネージメントの有効性評価について、PSA手法により分析を行った。

(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）被覆管の材料破損限界の支配因子を検討するため、これらの加工硬化特性に及ぼす照射の影響を評価して材料強度基準に反映した。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外基礎試験（CAFÉ）の実施及び試験結果の評価を継続した。

(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実験的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、融体の流出経路内の冷却材ボイド拡大メカニズム等を解明するための試験を実施した。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結果(WF: Wall Failure)の評価を継続した。また、内部ダクトを用いた本試験(FD: Fuel Discharge)の準備を継続した。

(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試験により、エルボ部における温度変動挙動の影響を評価した。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により、流体と構造の温度変動伝達特性について評価・検討を行った。これらの結果については、米国原子力学会、韓国原子力学会共催(NURETH 11)の国際会議に投稿した。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、ピン形状への影響を確認するため、レーザーを用いた流動可視化試験を実施した。

(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基礎試験としてナトリウム燃焼中に水素ガスの発生を模擬した「水素ガスバブリングナトリウムプール燃焼実験」試験結果の評価を継続した。また、落下液滴燃焼実験及び静止液滴燃焼実験の試験成果のとりまとめを実施した。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)を用いた、フリージェット試験(約470のNa中に約350の水蒸気を下部から注入)の試験結果の評価を継続した。図1に、フリージェット試験時の反応ジェットの温度分布を示す。これに

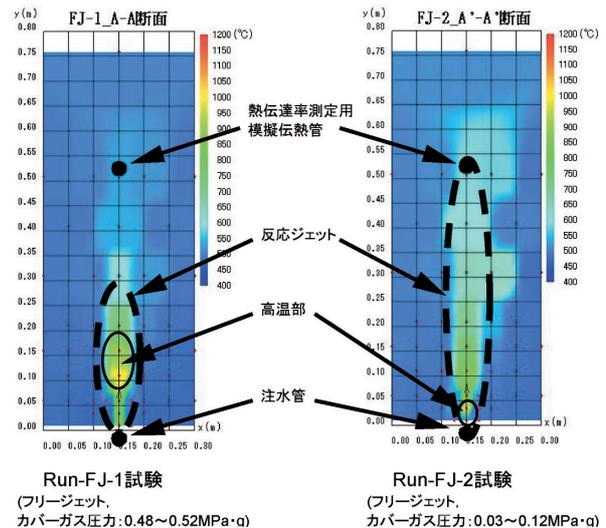


図1 フリージェット試験結果 温度分布図

より、カバーガス圧力と反応ジェットの温度分布の関係を把握した。また、ナトリウム伝熱流動シミュレーション手法による蒸気発生器水リーク試験装置(SWAT 3R)体系での検証解析を継続した。ナトリウム微小漏えい検出手法の高度化として、レーザブレイクダウン蛍光発光法の感度評価試験を継続した。

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、「常陽」MK I炉心性能試験、JUPITER臨界実験及びDCA実験データの評価作業を終了し、IAEA提出資料を作成した。

(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、マイナーアクチノイド(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改良を終了するとともに、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を継続するとともに、第2期照射試験の準備を継続した。

(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いる。当該四半期では、光ファイバケーブルの放射線誘起伝送損失低減方策の検討として、放射線の影響が比較的小さい伝送用光ファイバーによる試験計画を策定した。

照射後試験技術開発では、燃料ピンの熱過渡試験技術開発のため、加熱炉を用いた装置のモックアップ試験を行い、試験データを取りまとめた。また、精密試験片加工機を用いて、照射済の材料からの引張試験片の採取・加工を行い、精密寸法測定機による試験片の寸法測定を継続した。更に、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、アクチノイド核種)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。

分離技術の高度化として、東京工業大学と共同で「常陽」の照射済燃料を用いたマイナーアクチノイドの分離試験を実施した。また、米国カリフォルニア大学と共同で分離変換による地層処分の負荷低減効果について定量評価を行い、FBRサイクルの有効性について取りまとめた。

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”の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)への反映を継続した。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)の暫定案をまとめた。システム化規格技術の開発については、信頼性評価コード“REAL-P”の作成を行い、この解析コードによる構造健全性の評価作業を行った。

(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、更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)の溶接継手の長時間クリープ試験を継続した。Pb Bi腐食特性評価及び腐食制御基礎技術の開発では、独国カールスルーエ研究所(FZK)との共同研究として進めている酸化皮膜の安定性評価及び溶接部の耐食性評価について、腐食に伴う材料中の元素移動に関する分析を継続するとともに原子力学会にて報告を行った。図2に、12Cr鋼の浸漬後の組織観察結果を示す。

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での60時間連続運転を実施し、実験結果を取りまとめた。

(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

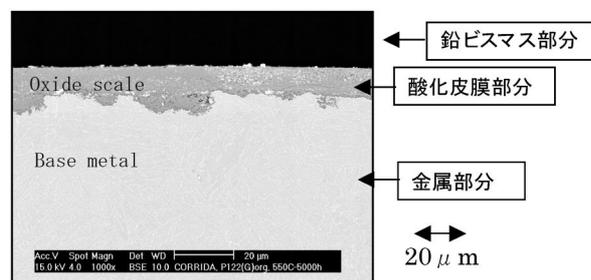


図2 12Cr鋼 組織観察結果

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、地震応答解析のために、非線形復元力特性を評価する機能を汎用非線形構造解析コード“FINAS”に追加した。また、3次元免震構造とその評価技術については、免震装置とロッキング抑制機構を組合せた試験を継続するとともに、実機適用性を検討し、3次元免震の設計方針のとりまとめを進めた。

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炉心)による運転を経て、1983年から照射用炉心(MK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。

当該四半期は第14回施設定期検査(～2005年11月14日)を継続した。第14回施設定期検査では、5回定期検査ごとに実施する回転プラグ分解点検を完了した。

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 運転 (140MW)	第14回定期検査	MK 運転 (140MW)
			第15回定期検査

(大洗：開発調整室)



- 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，高性能化を通じて経済性向上を可能とする炉心・燃料概念の検討・開発を進めている。

当該四半期は，高速増殖原型炉「もんじゅ」の燃料に用いられるプルトニウム原料の多様化に対応するため，ペレット密度を高めた「もんじゅ」炉心・燃料の概念検討を実施した。

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た簡素化プロセス法の基礎試験を行っている。

当該四半期は，再処理転換施設から流動層造粒法^{*1}により流動性を改良したプルトニウム富化度調整済み原料MOX粉末を受入れ，成型・焼結試験を実施した。

簡素化プロセスに係る機器開発として，乾式ダイ潤滑装置を組み込んだ中空ペレット製造用モックアップ試作機（成型設備）を用いた模擬粉末によるペレット成型試験を継続した。また，流動性不良粉末を強制的に成型機ダイスに押し込むエアタップ充填法による強制充填試験を継続した。

スフェアバック燃料開発のうち，粒子燃料製造については，応用試験棟その他において模擬FPを添加したウラン粒子の製造試験を実施し，外部ゲル化法が低除染燃料製造に適用可能であることを確認するとともに，その改良法についての試験を実施した。改良外部ゲル化法により調製した乾燥 $ZrO(OH)_2$ 粒子の外観を示す（写真1参照）。

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，



写真1 改良外部ゲル化法により調製した乾燥 $ZrO(OH)_2$ 粒子

充填ピンの検査技術開発としてコールド試験用X線ラジオグラフィ検査装置を用いた試験を実施した。

スフェアバ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，2005年3月にHFR（High Flux Reactor）における全照射試験を終了した。また，昨年12月に照射した試験ピンの照射後試験を進めた。

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。

核断面積測定技術開発の一環として開発を進め

* 1 流動層造粒法：容器内に所定のPu富化度に調整した混合転換粉末を供給し，容器の底から圧縮空気（常温）を吹き込むことにより粉末を流動化・凝集させる乾式造粒法。

た飛行時間測定法を適用し、 $\text{Np } 237$ の中性子捕獲断面積を $0.02 \sim 100\text{eV}$ の中性子エネルギー範囲で決定し、評価済み核データライブラリーとの比較を行った。本研究成果は、学術雑誌J. Nucl. Sci. Technol. の2005年2月号に発表した。

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」を実施し、革新的な核データ測定装置である全立体角Ge検出器の技術要素であるBGO ($\text{Bi}_4\text{Ge}_3\text{O}_{12}$) 検出器及びクラスター型Ge検出器が完成した。本装置は、平成17年度より、マイナーアクチニド核種の高品質核データ整備に適用する。

4．燃料製造に係る確認試験

プルトニウム燃料第三開発室において、低密度燃料ペレットの製造を安定的に行うため、これまでに開発・導入した設備の性能・特性を確認するとともに、低密度ペレットを製造する上で必要な条件を把握することを目的とした製造条件確認試験を継続した。

5．輸送等

当該四半期は、「常陽」MK 一次取替燃料集

合体の大洗工学センターへの輸送（2回）を行った。

6．プルトニウム系廃棄物処理技術開発

プルトニウム系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試験運転を実施している。

2004年度上期に実施した実証試験運転【04 - 01キャンペーン；4月～8月初旬】後の保守点検において、難燃物焼却設備の廃ガス冷却部に難燃性廃棄物の燃焼により発生した低融点物質（塩化鉛、塩化亜鉛等）の堆積が確認された。このため2004年11月末から堆積物の除去作業を開始し、3月に完了した。

当該四半期は、堆積状況の確認、堆積物のサンプリング及び分析作業、堆積物の除去作業、配管の復旧作業を進め、発生メカニズムの解析評価を実施するとともに、運転再開に向けた設備の点検作業、補修等を実施した。

（ 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 ）



- 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。

Uの晶析は、U溶解度の温度依存性を利用した沈殿分離法であり、新たな化学薬品の添加を必要としない分離プロセスである。高レベル放射性物質研究施設(CPF)では、高濃度溶解液から温度差を利用してUやPuを分離する晶析技術開発の一環として、2004年11月にはPu富化度とU+Pu濃度をパラメータとして、使用済燃料を用いた試験を実施した。その結果、主要なFPの除染挙動等について把握できた。

(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回収した高レベル放射性廃液を使用し、アメリカシウム(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(図1参照))のデータ解析を行った。その結果、プロセス物量を1/2以下に大幅削減したフローシートにおいてAm、Cmの損失は小さく99%以上の回収できることを確認できた。ただし、一部核種の除染係数が従来の試験より低下しており、若干のプロセス条件(酸濃度、段数等)の修正の必要性がある。

(3) 超臨界直接抽出試験(代替技術)

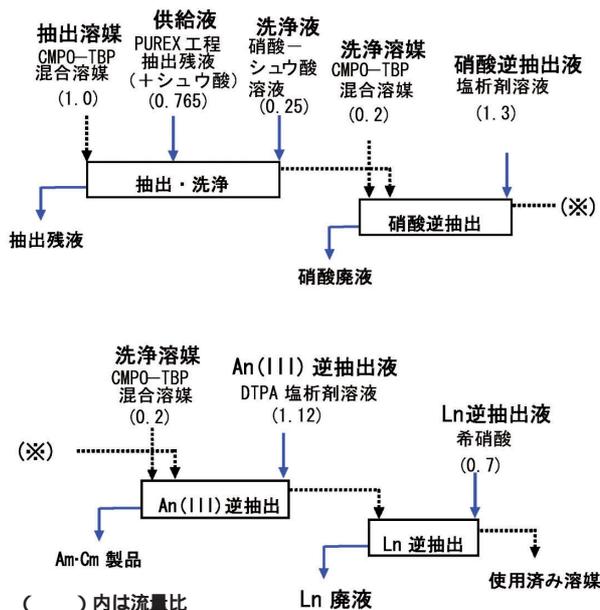


図1 SETFICSフローシートの例

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で実施した未照射MOX燃料を用いた超臨界直接抽出試験結果の評価解析を行い、U、Puの直接抽出が可能であることを確認した。

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については、試験サンプルの分析を行い、核物質の計量管理を行った。ま

た、次年度の共同研究計画案の策定作業を行った。

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、希土類元素が共存する系での UO_2 電解試験を実施した。

また、RIAR（ロシア原子炉科学研究所）に委託して実施したウラン・プルトニウムを用いた基礎試験の報告会を行った。

分析技術開発については、溶融塩（ $NaCl$ $CsCl$ 塩、温度約650℃）中で各種元素が混在する条件（ Sm 、 Nd 、 Pd 及び Rh の共存）での吸光度測定試験を継続した（写真2参照）。

2. 機器・材料開発

2.1 前処理工程機器開発

使用済燃料の機械式脱被覆技術開発として、燃料純度を低下させる原因である破砕片中のラッピングワイヤーを分離・回収する分級搬送装置（図2参照）を用いたコールド試験を実施し、基本性能を確認した。また、燃料ピンを細粒化処理して磁化率を上げ、磁気分離性能を向上することを目的としたコールド基礎試験を実施し、燃料回収率及び燃料純度に関する基礎データを取得した。

また、磁気分離後の金属片（ハル）中に残留する微量の核物質の回収方法として、るつぼ冷却浮揚溶融装置（CCLM技術）によるハルと燃料成分（酸化物）の分離を検討している。今回は、CCLM炉内に残留する酸化物の回収性能の確認試験を実施した（図3参照）。その結果、CCLM炉の出力制御や回収用治具の利用により約94%の回収率を得た。

2.2 分離工程機器開発

乾式再処理機器開発としては、高処理能力及び耐久性向上の観点から、るつぼ冷却式高周波誘導



写真2 可視紫外吸光度測定試験装置

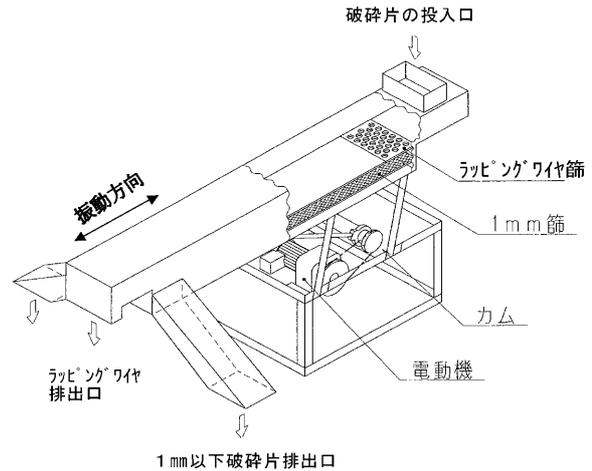


図2 分級搬送装置の概念

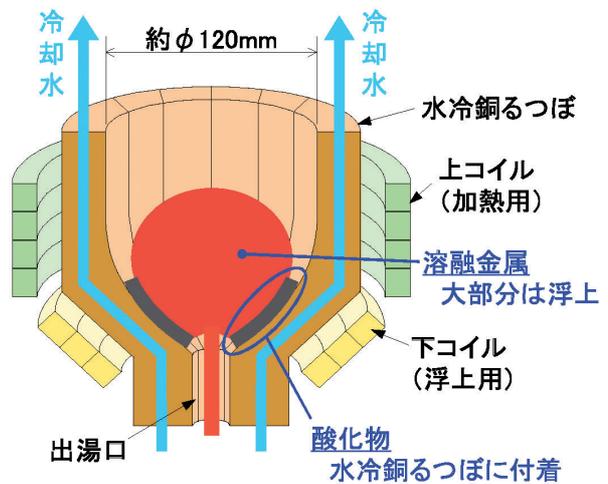


図3 CCLM型ハル溶融分離装置の概念

加熱（CCIM技術）並びに形状管理による臨界管理方式を採用した商業規模溶融塩電解槽について、これまでに得られた知見を基に、装置構造及び基本性能に関する概念設計を実施した（図4参照）。

塩蒸留装置の開発では、装置構造及び運転条件の設計情報として、析出物の装荷高さをパラメータとした長時間蒸留時における塩蒸留挙動等の基礎データを取得した（図5参照）。また、これらの知見を基に高処理能力の観点から形状管理による臨界管理方式を採用した商業規模塩蒸留装置の構造及び基本性能に関する概念設計を実施した。

湿式再処理機器開発では、工学規模遠心抽出器の耐久性評価の一環として、駆動部の安定性を改善したロータによる遠心抽出器の耐久試験を実施中である。

晶析装置開発としては、晶析時の冷却伝熱面に

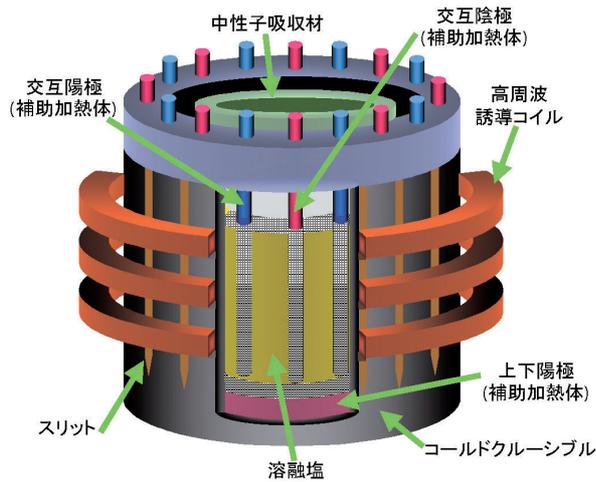


図4 形状管理型溶融塩電解槽の概念構造

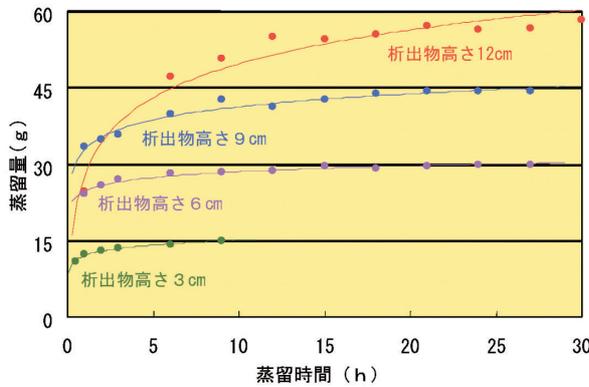


図5 長時間蒸留時における塩蒸留挙動

おけるスケール成長や結晶付着による冷却効率への影響を評価するため、スケール掻き取り機能を持った小型攪拌型晶析装置を用いて、ウラン溶液の晶析基礎試験を実施した。写真3に試験装置の概略及び容器内の結晶生成状況を示す。試験では

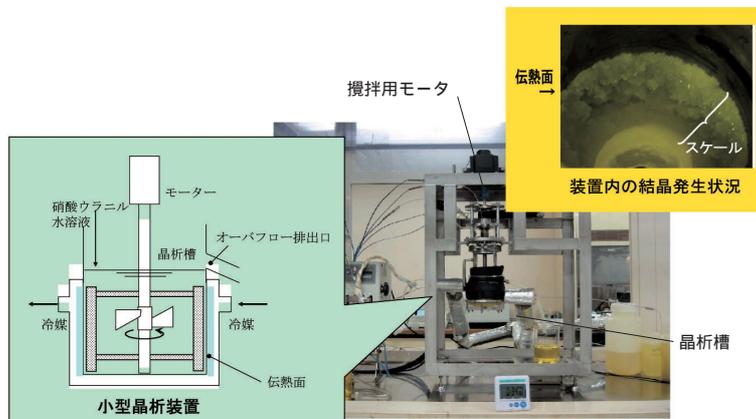


写真3 小型晶析装置及び結晶付着状況

攪拌速度、冷却温度、掻き取り速度等をパラメータとして晶析試験を行い、掻き取り及び攪拌によりスケール形成及び結晶付着が抑制されることを確認した。

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腐食試験を高濃度塩素・酸素雰囲気中の溶融塩及び気相環境下で実施し、試験後におけるコーティング膜の健全性を評価した。その結果、膜の健全性に関しては、溶融塩中の浸漬環境で良好であったが、気相環境では温度の影響を大きく受けることが分かった(写真4参照)。

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。

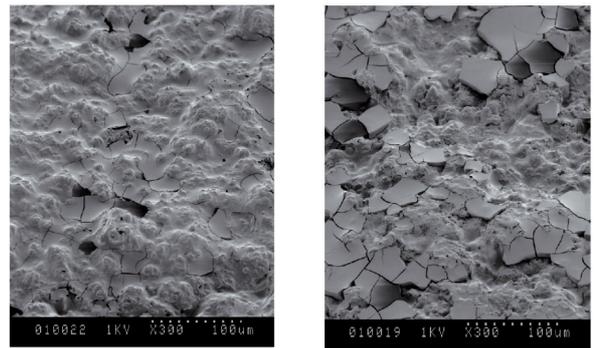


写真4 気相環境における試験後の表面観察結果 (基材:ハステロイ, 溶射膜:安定化ジルコニア, 封孔膜:低粘性シリカ)

(東海：環境保全・研究開発センター)



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を継続した。

(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、プロトタイプデータベースを構築するとともに、内部のサーバーにインストールを行った。また、緩衝材の流出・侵入に関する研究として、ベントナイト起源コロイドの生成に関するデータの取得、緩衝材のクリープ試験として降水及び海水条件下におけるデータの拡充、並びに幌延地下水条件下でのガス移行試験によるデータの取得を行った。更に、緩衝材データベースの開発、ガス移行可視化研究の成果を、国際会議GLOBAL (Nuclear Energy System for Future Generation and Global Sustainability) 2005及びMRS (Materials Research Society) 2005に投稿した。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。更に、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・海水条件下での緩衝材クリープ試験を行うとともに、ガス移行試験を継続した。

(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+} に置換した試料に対する150 での水熱試験を継続して実施している。また、わずかな非膨張性の粘土鉱物の生成が確認された、250 , 6ヶ月試料の分析結果 (X線回折, SEM, TEM等) について技術資料の作成を行った。

(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継続した。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的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、評価を継続するとともに、技術資料として取りまとめた。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い、これらの成果を技術資料として取りまとめた。

(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、国内の遺跡から出土した鉄器について出土事例の情報収集を継続している。

(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、2002年～2004年度の3年間の成果について、最終報告として分科会 (2005年2月26日、東京) で発表した。

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) において、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) を再現できることを確認した。

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、幌延地域に分布する新第三紀層の堆積環境の推定及び地層ごとの空隙構造の調査の

一環として、幌延地域の岩石試料の採取・分析を行った。

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) の研削を継続している。

(2) 不確実性評価に関する研究

具体的な地質環境を対象とした不確実性評価を実施するために、地下水流動に関するパーティクルトラッキングの結果得られるパーティクルごとの移行経路や流速を取り込んだ核種移行解析を開始するとともに、モデル化の内容を原子力学会 (2005年3月29日 - 31日 神奈川) にて報告した。決定木分析を用いた感度分析及びガラス溶解への亀裂発生の影響の検討について技術資料を作成した。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するとともに、その中で構築した作業のフレームを原子力学会 (2005年3月29日 - 31日, 神奈川) にて報告した。

(3) 生物圏評価に関する研究

生物圏評価に用いる線量換算係数について、現行法令を取り込んだ評価を行い、その結果を技術資料としてまとめた。

(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、試運用の手順の策定を継続している。

(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。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を作成するとともに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終了した (4月公開予定)。コロイドの影響を考慮した核種移行モデル開発に関しては、これまで開発を進めてきた計算コードCOLFRACを利用して、性能評価体系 (評価距離100m, 期間 10^7 年) のもとで解析を実施した。核種 - コロイドのバッチ式収着実験のデータを基に、ヘンリー型収着を前提に脱着速度を求めて解析を実施した場合、結果に有意な差は認められなかった。ただし、脱着速度が極めて遅いと

仮定した解析では、核種移行率は数桁高くなることが示された。これら成果については、原子力学会において報告した (2005年3月29日 - 31日, 神奈川)。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行い、試験結果の取りまとめを継続した。また、炭酸塩固相に対する微量元素の共沈反応に関する固溶体モデルによる評価について、原子力学会 (2005年3月29日 - 31日, 神奈川) にて報告し、堆積岩中の海水系地下水を例とした原位置における地下水水質の評価手法について、放射性廃棄物処分における粘土に関する国際会議 (2005年3月14日 - 18日, フランス) にて報告した。

(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 $\text{NpO}_2 \cdot x\text{H}_2\text{O}$ (am) の溶解度試験溶媒抽出法による $\text{Np}(\quad)$ の加水分解定数導出試験フミン酸共存下での $\text{Np}(\quad)$ の溶解度試験を継続実施している。収着試験については、CSH (Ca Si 水和物) への Ra の収着試験を終了し、現在結果の取りまとめを行っている。また、ベントナイトコロイドに対する Cs 及び $\text{Np}(\quad)$ の収着試験を継続実施するとともに、 Cs の収着挙動についてこれまでの結果を取りまとめ、放射性廃棄物処分における粘土に関する国際会議 (2005年3月14日 - 18日, フランス) において報告した。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、硝酸塩共存下でのケイ砂を混合した圧縮ベントナイト中の C , Cl , I の拡散試験について、NUCEFシンポジウム2005 (2005年2月9日 - 10日, 茨城) において報告した。

一方、CPFにおいては、実ガラス固化体の浸出試験を継続している。プルトニウム燃料第一開発室においては、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。ENTRYにおいては、塩濃度をパラメータとして、花崗岩中の Cs 及び I の拡散試験を継続している。

(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吸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 N_p のバッチ式吸着試験及びCsのカラム式吸着試験を開始した。「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の間隙構造を考慮した水の拡散挙動に関する三次元MD-HA(分子動力学-均質化法)結合解析の研究結果をとりまとめ、原子力学会(2005年3月29日-31日、神奈川)にて報告した。また、K型バイドライトのMD解析及び陽イオンの拡散に対応したHAコードの改良を継続した。「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、これまでに構築した解析手法の適用性検討を継続するとともに、これまでに実施してきた単一亀裂を対象としたせん断透水試験結果を取りまとめた。

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、気候変動や侵食速度の変遷を復元するための調査技術及び海水準変動に伴う平野の地層・地形の発達プロセスを解明するための調査技術の一環として、ボーリングコアの分析を継続するとともに、気候変動と侵食速度の関連性や平野の発達速度などについて検討を行った。また、隆起・侵食による、将来10万年オーダーの地形変化が地下水流動などの地質環境へ与える影響を評価することを目的とした、地形変化シミュレーション・モデル開発の一環として、河川の温暖期・寒冷期の平衡勾配や侵食・堆積・土砂運搬に関するアルゴリズムの検討を行った。

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検討を行った。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)

等の適用性調査を継続するとともに、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)についての検討を行った。

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継続した。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、東濃鉱山内及びHi-net等を用いた弾性波アクロスの長期・遠方観測試験及び正馬様用地内で地震計アレイ観測を継続し、送受信及びデータ処理のルーチン化を進めた。また、東海・東南海地震震源域の能動監視を目的として、臨時観測点を設置し、観測を開始した。電磁アクロスについては、アクロス信号を正馬様用地内及び既存のボーリング孔内で受信する電場・磁場観測を継続した。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、断層破碎帯由来の地下水の連続観測を開始した。

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として、ボーリングコアの試料採取を実施した。

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、表層水理観測機器を用いた長期観測を継続した。

深層を対象としたボーリング調査（DH 14, 15 号孔）は、調査・試験結果の取りまとめを継続した。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

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継続した。

第1段階の調査研究としては、研究用地内に存在する不連続構造の水理学的連続性などを把握するために、深層ボーリング孔を揚水孔とした孔間水理試験を実施した。試験終了後、深層ボーリング孔に多連式の地下水観測装置を設置した。また、気象観測装置、土壌水分計及び地下水観測井の設置を行い、表層水理定数観測を開始した。更に、地下水位の変化に起因する地盤の傾斜ベクトルから水理地質構造を推定する手法の適用評価のため、傾斜計による観測を実施した。以上の調査研究をもって、第1段階における野外調査を終了した。なお、地下水長期観測は、第1段階終了後も研究坑道の掘削に伴う地下水の流動及び水質の変化を捉えるため、浅層ボーリング孔4孔及び深層ボーリング孔を利用して地下水の水圧及び水質の観測を継続する。

地質環境のモデル化・解析については、不確実性低減に向けた繰り返しアプローチに基づき、深層ボーリング調査結果に基づく地質環境モデルの更新並びに解析を実施した。

第2段階の調査研究としては、研究坑道（主立坑・換気立坑）の掘削再開（深度約50m以深）に伴い、坑道壁面調査、坑内湧水量の測定などを実施した。また、立坑坑口下部工事（深度約10m～50m）における坑壁の地質調査結果の取りまとめを実施した。更に、坑道掘削時の前方予知技術の開発として、坑道掘削時の発破を利用した弾性波探査を実施した。

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（閉塞・逸水対策技術）の開発、初期応力測定装置の開発、データベースの機能整備

に関する2004年度の作業を終了した。

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2004年度の検討を終了した。

正馬様用地

既存ボーリング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、掘削設備（櫓、スcafford、防音ハウス、コンクリートプラント、受電設備、排水処理設備等）を設置し、主立坑及び換気立坑の一般部（深度50m程度以深）の掘削工事を開始した（2005年2月）。立坑一般部は、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2.6m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ている。また今後、地山の変位や覆工コンクリート応力の測定等を実施する計画である（写真1）。

2.4 幌延深地層研究計画

2004年度第4四半期においては、2004年度調査研究計画に基づき、各種の現場調査を行うとともに、研究成果の取りまとめを開始した。また、2005年3月31日に幌延町役場及び北海道庁において、2005年度調査研究計画の説明を行った（写真2）。

各調査研究における実施内容は以下のとおりである。



写真1 瑞浪超深地層研究所：換気立坑をやぐらより撮影



写真2 2005年度調査研究計画説明（於幌延町役場）

(1) 地層科学研究

地質環境調査技術開発

地表地質調査については、2004年度分の現地調査を終了し、結果の取りまとめを開始した。地上物理探査（反射法地震探査、重力探査）については、調査結果の解析作業を継続した。

表層水理調査については、河川流量観測システムによる観測（3箇所）を継続実施した。また、幌延町内の4箇所において気象観測を継続した。樹冠上蒸発散量計測を継続した。

ボーリング調査については、2004年度のボーリング孔3本（HDB 9：予定深度520m，HDB 10：予定深度550m，HDB 11：予定深度1,020m）の掘削及び孔内での各種試験を実施した。HDB 9孔及びHDB 10孔については、予定していたすべての調査を終了した。HDB 11孔は2005年度上期に調査を終了する予定である（2005年3月31日現在掘削深度803m）。

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。また、2003年度に掘削したボーリング孔への水圧・水質長期モニタリング装置の設置を行い、観測を開始した。

アクロス（電磁アクロス）を応用した遠隔監視システムについては、北進地区における試験観測を継続した。

深地層の工学的技術の基礎の開発

地下施設の実施設設計を継続した。掘削ブ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。

地上施設（研究管理棟，コア倉庫・ワークショップ棟）の建設を継続した。

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～の研究項目について、室内試験などを開始した。

人工バリア等の工学技術の検証

設計手法の適用性確認

安全評価手法の信頼性向上

(3) 環境調査

2004年度分調査結果の取りまとめを行った。

(4) 開かれた研究

国内外の研究機関との研究協力を進めた。原子力環境整備促進・資金管理センターとの共同研究として、高精度物理探査技術の適用性検討等に関する研究を継続した。

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）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）プロジェクト及びHPF（結晶質岩中の高アルカリブルームの影響評価）プロジェクトについては、ともに最終報告書の取りまとめ作業を継続した。また、同フェーズ6・CFM（コロイドの形成と移行の評価）プロジェクトについては、詳細な実施計画を取りまとめ、これに基づきJNCにおいても室内試験を開始している。LTD（放射性核種のマトリクス拡散）プロジェクトでは詳細な実施計画などの検討を継続した。瑞浪及び幌延の二つの深地層の研究施設設計にかかわる技術的支援の一環として、瑞浪では3回、幌延では1回の技術検討会議を開催し、NAGRAの研究者との意見交換を図り、現在実施中の地表からの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主要な割れ目や周辺の微小割れ目などを考慮した亀裂ネットワークモデルに基づいてトレーサー試験の予測解析結果について取りまとめた。

(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について、2004年度の成果報告会(2005年2月7日-8日、東海)を開催し、共同研究の進捗を確認するとともに、2005年度以降の計画について協議した。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を溶解度制限固相の把握、シリカ系での4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。

UCB(カリフォルニア大学バークレー校)とは、高レベル放射性廃棄物処分場の広域安全評価モデルの統合化に関する共同研究を継続している。

(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)の解体・サンプリングを終了し、分析・データ整理及び報告書作成を継続した。また、技術調整会議(2005年3月9日-11日、フランス)に参加し、分析やレポート作成にかかわる作業分担及び今後の予定を確認した。

(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DE-COVALEX(熱-水-応力-化学連成モデルの開発検証に関する国際共同研究)に関して、5つのタスクに関する技術会議及び運営会議(2005年2

月20日-25日、中国)に参加し、連成解析モデルの開発状況の報告、解析データ等に関する議論を行った。

OECD/NEA熱力学データベースプロジェクト・フェーズ 運営会議(2005年2月22日-23日、ドイツ)に参加し、更新データベースの妥当性確認や専門家支援等について議論した。

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、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、韓国原子力研究所(KAERI)と、今後の地質環境調査に係る協力の具体的な進め方やスケジュールなどについて協議を継続している。

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3月に開催した。また、処分場の閉鎖技術の評価に関するNUMOとサイクル機構の共同の検討結果を国際会議「Tours 2005」(2005年3月14日、フランス)にて発表した。電力中央研究所との協力については、堆積岩の変質作用に関する検討等4項目についての共同研究を継続実施した。このうち、コントロールボーリング技術の現地適用性検討では、2004年度分のコントロールボーリングによる掘削を終了した(掘削長547m)。

5. 研究成果の公的資源化

2005年3月8日に、有楽町朝日ホール(東京都千代田区)において、2004度の「地層処分技術に関する研究開発報告会」を開催し、研究開発の成果や進捗等を報告した。

また、2005年度半ばにおける研究開発成果の取りまとめに向けて、報告書の構成・目次案などの検討を進め、執筆を開始した。

(本社：経営企画本部 バックエンド推進部)



軽水炉燃料再処理技術の研究開発

1. 再処理施設

再処理施設は電力会社との契約に基づく再処理を2005年度末頃に終了する予定であり、その後の再処理技術の研究開発として、「ふげん」使用済燃料の再処理などに取り組んで行く予定である。

その準備として、2005年1月に「ふげん」使用済MOX燃料の年間処理量の増加(年間最大処理能力を現行の10tから40tに変更)及び原子力船「むつ」の使用済燃料の処理等に関する設置変更承認申請を行った。

分離精製工場等は2005年2月より6月までの予定で05-1キャンペーンを開始した。本キャンペーンにおける使用済燃料の予定処理量は約26.9tである。今四半期は約12.4tの処理を実施し、2005年3月末における使用済燃料の累積処理量は約1,074tである。

今四半期における実績工程を表1に、本キャンペーン処理予定の使用済燃料の性状を表2に示す。

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は、混合転換に関する技術開発運転を2005年2月より6月までの予定で開始した。今四半期は、約171kgのMOX(Pu+Uで約147Kg)を転換処理した。2005年3月末の累積転換量は、MOXとして約14.2t(Puとして約5.9t)である。

また、プルトニウム燃料センターに製品粉末を

表1 05-1キャンペーン実績工程

項目	2005年		
	1月	2月	3月
キャンペーン		2	注1

注1：使用済燃料のせん断処理について記載

表2 使用済燃料集合体の性状

項目 原子炉名称	燃料重量(t) 炉装荷時ベース	集合体数 (体)	平均燃焼度 (MWD/T)	冷却期間 (年)
関西電力(株) 美浜発電所 1号機	12.4	37	26,700	3.7~ 25.9
中部電力(株) 浜岡原子力発電所 3号機	1.4	8	21,900	14.0~ 15.1
東京電力(株) 福島第一原子力発電所 1号機	0.2	1	20,400	18.7
東京電力(株) 福島第一原子力発電所 3号機	0.1	1	6,100	20.5
東京電力(株) 福島第一原子力発電所 5号機	5.8	34	27,700	12.1~ 14.7
東京電力(株) 福島第二原子力発電所 2号機	0.7	4	26,200	12.4~ 15.1
東京電力(株) 福島第二原子力発電所 3号機	5.9	34	9,500	16.2
東京電力(株) 柏崎刈羽原子力発電所 2号機	0.2	1	24,900	8.3
東京電力(株) 柏崎刈羽原子力発電所 6号機	0.2	1	3,400	8.6
合計	26.9	121	-	-

MOXとして約184kg(輸送回数8回)出荷した。

1.2 ガラス固化技術開発施設(TVF)運転

ガラス固化技術開発施設は、改良型溶融炉を用いた開発運転を2005年2月より5月までの予定で開始した。本運転におけるガラス固化体の予定製造数は40本である。今四半期は19本のガラス固化体を製造し、2005年3月末の累積製造本数は169本である。

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を実施した後、炉内の観察を行い白金族元素の抽出し性及び炉内の健全性を確認した。

また、電力会社との共同研究として進めているガラス溶融炉の解体に関する研究については、2004年12月より開始したガラス固化技術開発施設内への解体設備の据付を2005年2月に完了しており、今後溶融炉更新に伴い発生した廃溶融炉の解体に着手し、解体技術の実証試験を実施する計画である。

(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

固定化ホット試験として、回収クリプトンを固定化した固定体(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として、ターゲット電極(200mm×H520mm)の冷却部を拡張改造した容器を使用し、特性試験を継続実施した。

クリプトン回収技術開発施設については、第二種圧力容器の定期自主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、スラリー貯蔵セル、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

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2,400m²

(延床面積：約15,000m²)

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600m²

(延床面積：約700m²)

2) 主要設備

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、直接ドラム缶へ充てん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

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一部変更について、2004年12月27日に経済産業省へ申請し、2005年1月13日に一部補正申請を行い、2005年2月8日に認可された。

2) 工事

技術開発棟建設工事は、躯体工事を終了し、機器の製作・据付工事を継続した。

発電機棟建設工事は、試運転調整を終了し、2005

年3月をもって竣工した。

写真1にLWTFの工事外観を示す。

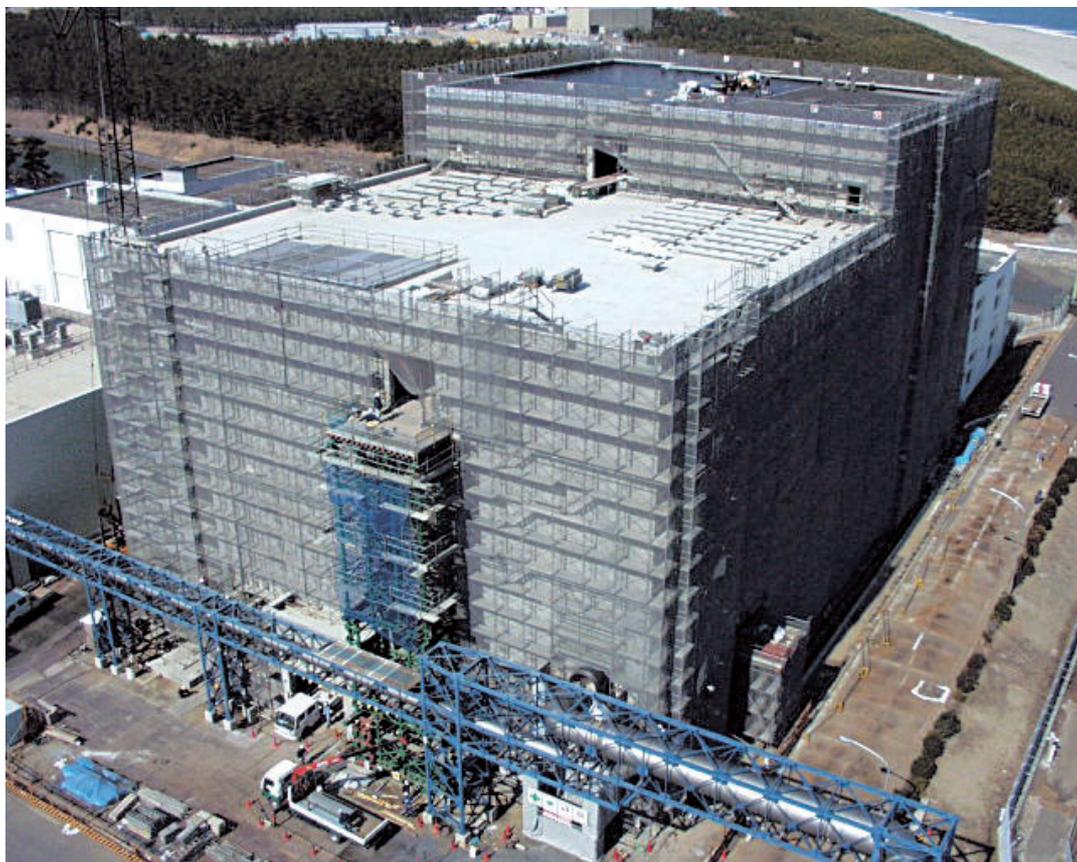


写真1 LWTFの工事外観

（ 東海：建設工務管理部
再処理センター ）



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を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た。

また、廃棄物データの精度向上に向けた取組として、再処理系の雑固体廃棄物に付着している核種の組成、放射能濃度を把握するため、実廃棄物21試料について、(27)核種の放射化学分析を実施し、各核種の放射能データや核種組成比データを取得した。下記に一例として、 ^{90}Sr と ^{137}Cs の相関図を示す(図1参照)。

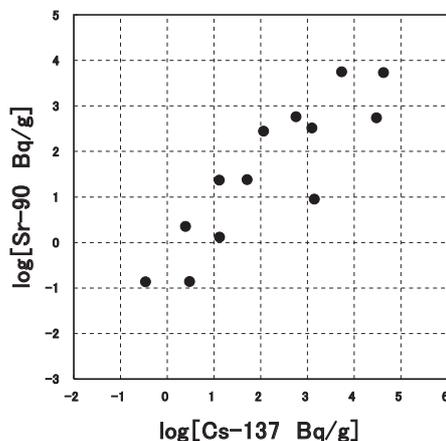


図1 相関図 (^{90}Sr / ^{137}Cs)

(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。

これまでに、2004年度に予定されたコールド処理試験を開始し、装置の健全性の確認、稼動状況のデータ取得等を実施している。

また、国際シンポジウムWM '05(2005年3月1日、米国Tucson, WM Simposia Inc.主催)において2003年度までの成果を発表した。

(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ブ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、研究を実施した。これらの成果を第2次TRUレポートに反映させた。

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た。その結果、ほとんどの場合にセメント/緩衝材境界で二次鉱物の生成にともない間隙の閉塞が生じ、物質の移行が制限されることが示唆された(図2参照)。

2) 処分システムの長期安定性

ニアフィールド水理場の長期的変遷評価システムに関して、化学的変遷及び力学的変遷に関する個別モデルの開発/検証を行うとともに、その結果を用いた解析を実施した。解析においては、緩衝材・埋戻材領域にケイ砂混合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した。

3) システム性能評価

第2次TRUレポートの性能評価における決定論のレファレンスケースの解析を行うとともに、これまで開発してきた包括的感度解析手法を亀裂媒体に適用した解析を実施し、その結果を第2次TRUレポートに反映させた。

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を継続して実施した。また、銅マトリックス固化体からの放射性ヨウ素の浸出挙動の評価を実施し、第2次TRUレポートに代替設計オプションの一つとして提示した。

第2次TRUレポートの内容のレビューを目的に、2005年2月28日、3月1日にスイス放射性廃

棄物管理組合(Nagra)の専門家とのワークショップを開催するとともに、レポートの執筆作業を継続した。

(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・除染を行う技術確立する必要がある、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影響を確認する試験データを取りまとめた。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を用いた長時間連続ナトリウム注入試験データを取りまとめた。また、ナトリウム化合物の固化試験結果を原子力学会に発表した。

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、廃止措置に向けた準備作業を実施中である。

2005年度から開始されるカナダ・オンタリオパワージェネレーション(OPG)社への重水搬出のため、重水中の核種を除去する重水前処理作業、及び重水輸送容器への詰め替え作業を継続して実施している。なお、重水搬出のための重水システムの隔離・回収作業は3月29日に終了した。

また、2005年2月28日から2週間にわたり原子力安全・保安院による2004年度第4回保安検査が実施された。保安検査では、原子力安全に係る品質マネジメントシステムの保安規定への取り込みを踏まえ、廃棄物管理に係るプロセス確認等を中心に詳細な検査が行われた。

今後も、安全確保のもと施設の適切な維持管理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」使用済燃料の管理及び保障措置

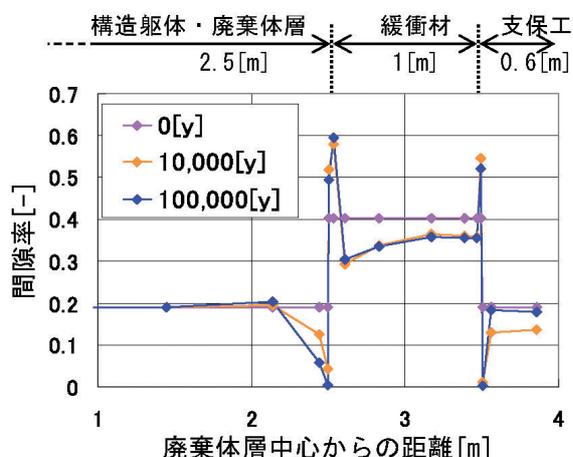


図2 ニアフィールド化学場・水理場の長期的変遷解析結果の一例(人工バリアにおける間隙率分布の時間変化を示す、一次元体系で模式化)

1) 使用済燃料の搬出，輸送等

2005年3月末現在，「ふげん」の使用済燃料貯蔵プールには636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が、2005年3月10日に実施され、貯蔵状況の確認及び、在庫変動記録の確認が行われた。また、原子炉建屋燃料交換プールや原子炉下部に設置されていた放射線検出器は不要となったため撤去した。

(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が実施された。本期間中は、大洗工学センターにおいて、ペレット融点測定を実施し終了した。また日本原子力研究所東海研究所で実施していた燃料集合体再組立作業が終了した。

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、前々期間に実施した約0.5kgのMOX燃料の溶解試験で得たサンプルの分析作業を継続して進めると共に、同期間に実施した約10gのMOX燃料の小規模溶解試験で得た不溶解残渣の分析作業を進めた。

3) 国際貢献

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、2004年9月6日に3名、9月27日に1名の研究者が中国から来日し、「ふげん」で廃止措置システムエンジニアリ

ング及び放射性廃棄物管理に関する研修を実施した。そのうち1名については12月3日に、残りの3名についても2005年1月20日に、予定していた研修の全日程を終了し帰国した。

これまでの同制度に基づく海外研究者の「ふげん」への受入れ実績は、2005年3月末現在累計で72名である。

4) 廃止措置準備

トリチウム除去試験を2005年1月17日から開始した。本試験は、実際に重水（トリチウム）と接していた、重水精製装置の機器・配管の一部を試験体として使用し、重水（トリチウム）の乾燥に必要な乾燥空気の流量や湿度等のデータを取得するものである。ここで得られた成果は、将来の重水系統設備の解体を安全かつ合理的に行うための、トリチウム除去装置の設計や除去手順の策定に活用していく計画である（写真1）。

「ふげん」における廃止措置エンジニアリング支援システム（DEXUS）の構築作業の一環として、廃止措置計画評価システム（COSMARD）に関する日本原子力研究所との共同研究や、拡張現実感技術（AR：Augmented Reality）を用いた現場可視化システムの開発に関する福井大学及び京都大学との共同研究等を継続している。

2005年2月14日には、機構外部の専門家を委員とした「ふげん廃止措置技術専門委員会」を開催し、廃止措置の準備状況、重水系設備の廃止措置準備状況、原子炉本体解体技術の検討状況、及びタービン設備解体の検討状況等について審議いただいた。

2005年2月27日から3月3日にかけて、アメリカのツーソンで開催された第31回放射性廃棄物管理等に関する国際会議に出席し、放射性廃棄物処理設備の改造計画について報告するとともに、海外の廃止措置技術や廃棄物処理に関する情報収集を実施した。

そのほか、放射能インベントリ評価、重水系や原子炉本体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。

また、文部科学省が（財）原子力安全技術センターに委託した「試験研究炉等廃止措置安全性実証等（研究開発段階炉の調査）」に協力している。



写真1 トリチウム除去試験装置

2.2 製錬転換施設の廃止措置

(1) スクラップウラン処理

UF₄破砕乾燥設備による二級品UF₄の乾燥処理を継続している。

(2) 含ウラン硝酸廃液処理

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(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・回収試験を継続した。

(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定格処理試験等を行った。

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 デコミッションング技術の開発

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ンング評価システム“DECAMAN”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により、除染係数等の測定を行った。また、解体技術評価手法では、DECAMANの解析ソフトの改修を行うと共に、旧JWTF解体手順の検討を継続した。

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3に廃止措置の概略を示す。

当該四半期においては、残存放射性物質の評価のための採取試料について、放射能濃度等の測定を行った。

3. 鉱山跡措置

鉱山保安法及び環境保全協定等に則して構内及

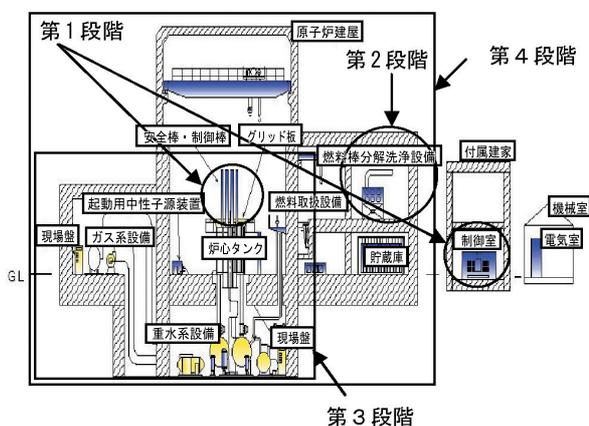


図3 DCA 廃止措置概略図

び構外の鉱山関連施設の維持・管理を継続した。
 また、方面捨石たい積場からの捨石撤去、措置に係る調査を継続した。

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方法については、既存設備による本格運転を継続中である。また、坑水処理に係る廃棄物発生量の低減化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4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1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 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 として建屋躯体構造設計、電気設備の機器仕様の詳細化を完了した。

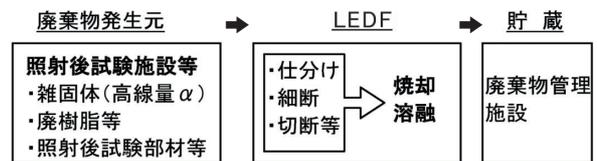


図4 処理フロー及びLEDF鳥瞰図

表1 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)	基本設計	詳細設計	詳細設計	
(1) 内装設計				
(2) 建家設計		実施設計	実施設計	
(3) 建設工事等				許認可等 着工

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

概況報告



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) 大洗工学センター原子炉施設及び使用施設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(1月31日～2月1日)

1.2 核物質の輸送

(1) 輸送業務

常陽用新燃料の輸送(東海 大洗)

(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	2005年		
	1月	2月	3月
核燃料物質等運搬物確認申請 (原子力安全基盤機構)	0	1	0
核燃料輸送物運搬確認申請 (国土交通省)	0	1	0
件数	0	2	0

輸送容器に係る許認可

TN 9121/B型及びFS 47型輸送容器について文部科学省に対し、以下の許認可手続きを行った。

許認可手続き	2005年		
	1月	2月	3月
核燃料輸送物設計(変更)承認申請	0	1	0
核燃料輸送物設計承認更新申請	0	0	1
承認容器使用期間更新申請	0	0	1
件数	0	1	2

(3) 輸送容器の開発等

六ヶ所再処理MOX粉末用輸送容器のしゃ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を継続実施した。

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。

(4) 計量管理報告

計量管理実施状況調査を実施した。

東海事業所環境保全・研究開発センター・再処理センター(2005年1月14日)、プルトニウム燃料センター(2005年1月18日)、人形峠環境技術センター(2005年1月21日)、新型転換炉ふげん発電所(2005年1月24日)、高速増殖炉もんじゅ建設所(2005年1月25日)、大洗工学センター(2005年2月2日)

文部科学省及びIAEAによる実在庫検認を以下の施設が受検した。

事業所名	施設名	実在庫検認日
東海	東海研究開発施設 ・第二ウラン貯蔵庫, G棟, J棟, L棟, M棟 ・ウラン廃棄物処理施設(廃油保管庫, 第1～第6廃棄物倉庫, ウラン系廃棄物貯蔵施設, 廃水処理室及び焼却施設内の国際規制物資を使用する使用施設), プルトニウム燃料第三開発室(ATR棟ウラン廃棄物保管室内の国際規制物資を使用する使用施設), A棟, B棟, 安全管理棟, 安全管理別棟, 放射線保健室, 計測機器校正室, 応用試験棟, 高レベル放射性物質研究施設	2005年3月9日

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。

(3月23日現在)

報告書名	件数	提出日(2005年)
在庫変動報告書(ICR)	67	1/14 2/15 3/15 3/23
実在庫量明細報告書(PIL)	12	3/23
物質収支報告書(MBR)	12	3/23
国籍管理報告書(OCR)	60	1/28 2/25

1.3 核物質利用

(1) プルトニウム利用に関する海外動向の調査(2004)報告に関する中間報告書の受領, 報告書の技術資料登録及び利用依頼を完了した。

2. 核不拡散対応・保証措置

2.1 核不拡散

(1) 核不拡散

核不拡散対応研究会を開催した(第6回(公開ワークショップ): 2月22日(東京・虎ノ門パストラル), 第7回: 3月24日(もんじゅ))。

核不拡散・保証措置委員会を開催し, 計量管理・保証措置関係について意見交換を行った。

(3月4日東京事務所)

核不拡散抵抗性評価手法検討委員会を開催した(第2回: 3月7日(東京・航空会館))。

第5回JNC原子力平和利用フォーラム・核物質管理学会日本支部(INMM J)ワークショップ(JNC, INMM J共催)を開催し, 核不拡散抵抗性についての討論を行った。(3月17日事前打合せ(東京丸の内, 三菱ビルエムスクエア), 3月18日(東京内幸町, 新生ビル新生ホール))

(2) 保証措置対応

IAEA及び文部科学省との保証措置の実施等に関する会合に出席した(3月22-23日(「常陽」, FMF関係), 3月24-25日(もんじゅ))

(本社: 国際・核物質管理部)



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

計測機器校正施設に整備した、MOX燃料施設を模擬した²⁵²Cf減速中性子校正場において、個人線量計の特性試験を行った。対象には東海事業所で使用しているTLD (UD 809P)のほか、固体飛跡検出器及び電子式線量計から各1種を選び、それぞれをISO水ファントム (30cm × 30cm × 15cm) に設置し各点3～4時間程度の照射を行った。この結果求められた各線量計のフルエンス平均エネルギーに対する線量当量レスポンスを図1に示す。アルベド線量計であるTLDの線量当量レスポンスは中性子エネルギーに大きく依存し、平均エネルギーが下がるにつれて相対感度が増大し過大応答傾向となる、固体飛跡検出器は減速の条件によらず平坦なレスポンスとなる、更に電子式線量計については²⁵²Cfを減速させたエネルギー領域ではアルベド型TLDに類似したエネルギー依存性となる、といった従来から知られている各線量計の特徴をよく反映する結果となり、同減速校正場の個人線量計の特性試験への適用性を確認することができた。

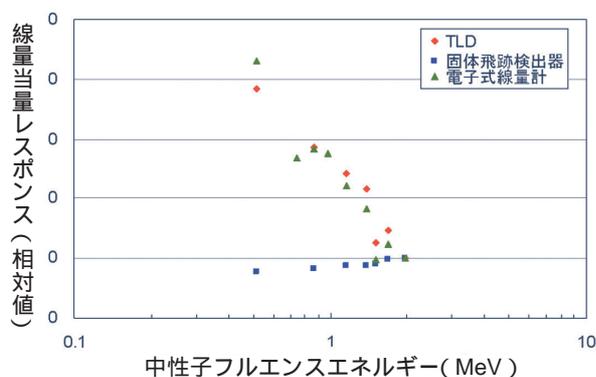


図1 中性子フルエンスエネルギーに対する線量当量レスポンス

なお、この成果は、日本原子力学会春の年会 (2005年3月：東海大学) にて発表した。

1.2 内部被ばく線量測定・評価技術の高度化研究

欧州の内部被ばく線量評価に係るプロジェクトであるIDEASとIAEAの共催で行われた内部被ばく線量評価に係る相互比較試験 (joint IDEAS/IAEA intercomparison exercise on internal dose assessment) に参加し、試験結果をIAEAに報告した。本試験は、内部被ばく線量評価に係る最適化やガイドラインの策定を目的として実施されたものであり、幾つかの仮定の内部被ばく事例に対して、参加機関が独自に線量評価を行う。本試験結果についてはIAEAによって取りまとめられ、来年度に開催されるワークショップ (2005年4月) において議論される予定である。

日本原子力研究所 (以下、原研) との融合研究として、体外計測に係る相互比較試験を継続した。各機関で所有する体外計測機器と校正用ファントムを用いて、体内放射エネルギーの定量に必要となる計数効率について評価している。本四半期では、全身カウンタに関する試験結果を取りまとめるとともに、原研に配備されている精密型全身カウンタのシミュレーションに着手した。

イメージングプレート (IP) システムを用いた胸部モニタリングの技術開発については、肺に沈着した²⁴¹Amの測定法に関する検討を進めている。

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

MOX燃料施設で使用する中性子線量当量 (率) 測定器の実作業環境下における定量的な特性評価を目的として、作業環境を模擬した二種類の減速場 (ハイブリッド減速中性子校正場) を整備した。

1F減速場：従来から整備している減速場で、

室内散乱線による寄与が小さい地上階グレーチング上で、²⁵²Cf線源を使用してその周囲に鉄(40mm)PMMA(メタクリル樹脂)15~100mm)製の中空円筒形減速材を線源周囲に配置する。シャドーブロックを用いた室内散乱線補正が可能で、方向特性試験等も実施できる。フルエンス平均エネルギー E は、0.9~1.7MeVである(図2a)。

B1減速場：²⁵²Cf線源を地下1階の案内管途中に固定して使用するもので、地下1階の床、壁などからの散乱線を活用し、更に鉄(100mm)、黒鉛(100mm)、PMMA(100mm)ブロックを追加することによって、1F減速場に比べてより減速された中性子スペクトルを生成する。E は0.4~0.8MeVである(図2b)。

中性子スペクトル及び周辺線量当量率H*(10)は、モンテカルロ計算コードMCNP 4C2による計算やボナー球スペクトロメータ(BMS)等による測定で評価・決定した。校正位置における中性子の入射角度別のフルエンスも計算し、個人線量当量Hp(10)を決定した。なお、計算値と測定値はフルエンスで最大5%、H*(10)で最大8%の差で一致した。

以上の成果は、日本原子力学会春の年会(2005年3月：東海大学)にて発表した。

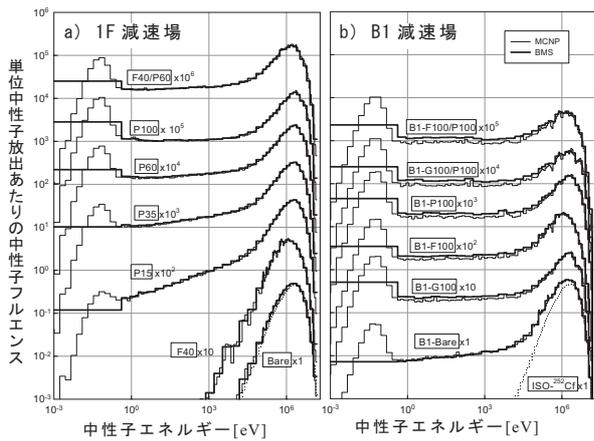


図2 ハイブリッド減速中性子校正場の中性子スペクトル線源から1.0mにおける中性子放出率1s⁻¹当たりの中性子フルエンス(レサジー単位)。 図中コード名は減速材の種類と厚さを示し、PはPMMA、Fは鉄、Gは黒鉛で、厚さはmmで示す。MOX燃料施設の作業環境に見られる“核分裂中性子+1/e減速スペクトル”を模擬した。

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希ガス放射性核種を測定する装置開発の一環として、実用機の製作を行っている。今期は実用機の製作完了前に、以前実施した臨界事故時に放出される希ガス放射性核種由来の線のORIGENによる計算評価結果について検証を行った。臨界事故時に放出される希ガス放射性核種を、今回製作している装置でサンプリングを行った場合、検出器に入射する線数は時間経過に伴って図3のように変化する。現在製作している実用機は、臨界事故継続中及び終息後30分間は測定不能であるが、終息後30分以降は測定可能であることが確認できた。

また、これまで得られた成果についてNUCEF2005国際シンポジウム(2005年2月：東海村)にて発表を行った。

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、様々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に関しては、日本海プルトニウム

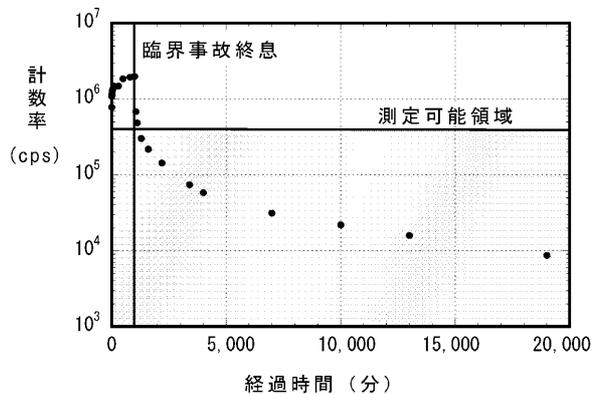


図3 臨界事故時に検出される線数の変化

ム (Pu) 移流拡散スキャベンジングモデルを用いて、大気圏核実験に起因する日本海の^{239,240}Pu収支を計算した。その結果、日本海では、2005年までの積算量において、対馬海峡及び海面からの流入に対して津軽・宗谷海峡からの流出がその1/3程度と算出された(図4参照)。この算出結果は、日本海がPuの沈殿池のような役割を果たしていることを意味し、また、これまでに観測から得られてきた知見と定性的に一致している。

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、前回設計を行った改良型試作器の製作及び性能試験を行った。改良型試作器の設計については前回報告した。

性能試験は、不感時間の測定、時間間隔スペクトルの測定の2点を行った。不感時間の測定ではパルス発生器によりランダムなパルスを入力し測定した結果、最小6 μ sであった。現試作器の不感時間が38 μ sであることから、約6分の1と性能が向上し、相関事象はより測定しやすくなった。また、この時間スペクトルの採取では実際に空気粉塵を採取しRn系列核種の時間スペクトルを測定した(図5参照)。本試作器で相関事象を捉え得ることが確認された。

今後、定量的に装置の性能を評価する予定である。

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、マイクロ波導入プラズマ質量分析装置(MIP-MS)とヨウ素の揮発性を利用した分析法との組合せによる定量法を畑土

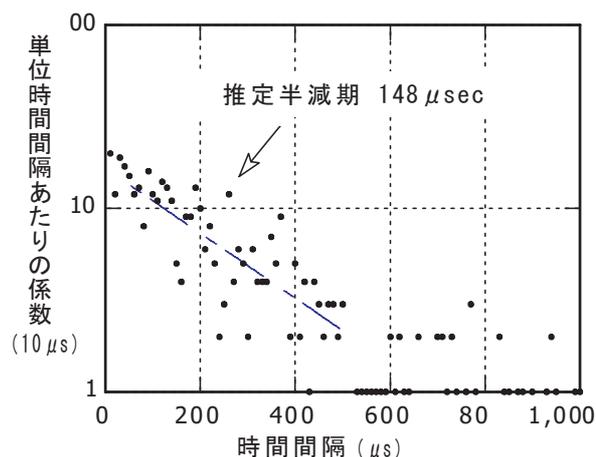


図5 空気粉塵試料の時間間隔スペクトル

中¹²⁹I濃度の定量に適用した。本測定における定量下限値は 4.0×10^2 Bq/kg・乾であった。本定量法を畑土試料に適用した。1地点から 1.6×10^2 Bq/kg・乾の測定結果が得られ、中性子放射法による 1.8×10^2 Bq/kg・乾とよく一致した。

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。更に、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。

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、前期に引き続き、核燃料施設の事故トラブル情報の中から火災・爆発、プルトニウム漏洩に係る情報の抽出を実施し、事故時のプルトニウムの飛散率、移行率に関する情報の収集、整理を実施した。

4.2 核燃料施設の安全解析手法の開発・整備

中性子及び線線量評価コードシステムの合21

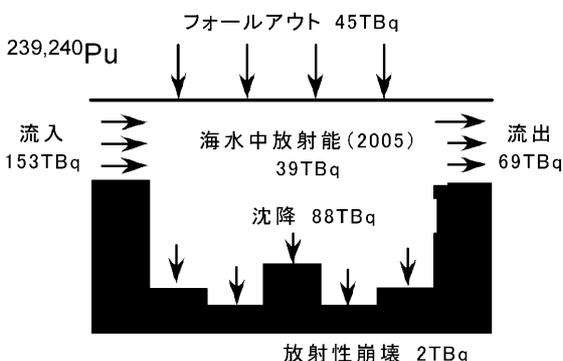


図4 大気圏核実験に起因する日本海の^{239,240}Pu収支(1945~2005年)

理的な遮蔽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、PuO₂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、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を用いて行った。また、最新計算コードの核燃料施設への迅速な適用のため、モンテカルロ計算コードMCNP5及びSCALE5のMOX均質系、MOX非均質系及びPuO₂均質系ベンチマーク計算に対する検討・評価を実施した。MOX均質系の不均一効果に対する検討をSCALE5の新機能である最適条件計算モジュールSMORESを用いて実施し、日本原子力学会春の年会（2005年3月：東海大学）において、「MOX粉末系の不均一効果に対する検討」と題する発表を行った。

また、プルトニウム燃料センター第三開発室等の加工事業許可申請に対する協力として、臨界安全に関する評価・検討を行った。

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、前期に引き続き、米国化学工業協会(AIChE)及び化学プロセス安全センター(CCPS)によって構築された半定量的な簡易リスクアセスメント手法であるLOPA(Layer of Protection Analysis)について調査、検討を実施するとともに、人的要因(ヒューマンファクター)に関して生理学的、人間工学的な観点及び発生メカニズムとその対策についてとりまとめ、原子力発電所及び化学プラントの事例研究と対策の検討を実施した。

(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
2005年 1月17～18日	大 洗	JNC/DOE（米国エネルギー省）核不拡散・保障措置協定に基づく常設調整グループ会合
1月25～28日	東 海	DOE サンディア国立研究所との輸送時の核物質防護に係る共同研究ワークショップ
2月16～18日	大 洗	Generation IV Project Management Boards Meeting
1月11～12日 2月28日～3月2日 及び3月10日～11日	瑞 浪 東 海 東 京	JNC/NAGRA（スイス放射性廃棄物管理共同組合）廃棄物協定に基づく技術検討会議 / 技術レビュー会合

1.2 国外

期 間	開 催 場 所	会 議 名
2005年 1月18～20日	独 国 カールスルーエ	独 国 カールスルーエ研究所（FZK）との高レベル放射性廃棄物管理に係る技術会合
1月24～26日及び 3月21～24日	露 国 デミトロフグラード	露 国 原子炉研究所（RIAR）とのBOR 60照射試験に係る技術会議
2月7～11日	露 国 デミトロフグラード	RIARとのMOX燃料製造施設の改造・増強に関する技術会議
2月28日～3月2日	露 国 デミトロフグラード	RIARとの解体核プルトニウムによるBOR 60用MOX振動充填燃料集合体の実証製作及び照射試験に関する技術会議
3月3～4日	露 国 モスクワ	BN600バイバック燃料によるロシア解体核プルトニウム処分のための日露共同研究に関するレビュー会議

2. 海外派遣・留学

期 間	派 遣 ・ 留 学 先	目 的
2005年1月～2006年4月	米 国 アルゴンヌ国立研究所	新 型 燃 料 の 安 全 性 試 験
2005年1月～2006年1月	仏 国 フェニックス発電所	燃 料 破 損 対 応 技 術 に 関 す る 情 報 交 換 及 び 関 連 施 設 の 運 転 等

3. 主要外国人の来訪

訪 問 日	訪 問 場 所	訪 問 者
2005年3月25日	東 京	仏 国 原 子 力 庁（CEA）プラデル原子力局長

4. 国際協力協定

4.1 文部科学省原子力研究交流制度に基づく協力

- (1) 研究者の受入れ14名中の12名が研究を終了し、現在、受入研究者は2名である。同制度に基づく講師の派遣、合計6テーマについて既に5テーマを派遣し、今回1テーマを関係国へ派遣した。
- (2) 平成17年度の原子力研究交流制度の応募(40名)について事業所と受入を検討し14名の受入れを計画(東海2名、大洗6名、ふげん4名、敦賀2名)した。

4.2 国際特別研究員制度に基づく研究者招へい

- (1) 同制度による研究員は現在、合計7名が在籍(東海3名及び本社、敦賀、大洗、瑞浪の各1名)している。
- (2) 国際特別研究員の17年度受入れに関して17年1月開催の国際協力関係会議で採用1名(幌延)及び7名の延長が承認された。
- 現在、研究者の採用及び延長に関する手続き実施中。

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(RIAR¹⁾)との共同研究契約に基づき実施してきたところ、3月に最終報告書を受領し、共同研究を終了した。本共同研究では、約20kgの解体プルトニウムを燃焼処分し、使用したバイバック燃料に関する種々のデータを収集することができた。
- (2) RIAR施設整備は、RIARとの共同研究契約に基づき、BN600²⁾炉心へバイバック燃料を供給する設備の増強のため改造を実施している。改造

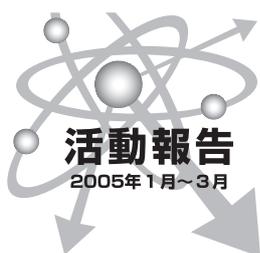
後の設備性能を確認するために燃料集合体1体を試作することにしており、この検査項目等の検討を継続中である。

- (3) 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バイバック燃料集合体(21体)とし、高速炉BN600で燃焼処分するプログラムであり、RIAR(株)パスコとの共同研究を実施している。燃料製造工程に一部、遅れがあるものの、全体としては順調に研究を実施している。なお、RIARにて1月31日~2月3日に第3回のレビュー会合を、3月9~11日に第4回のレビュー会合を開催し、3月に納入予定の技術報告書について確認し、燃料検査の方法、PIEの詳細計画等について打合わせした。3月28~31日にRIARにて燃料の完成検査等を実施した。
- (4) 日露共同研究のレビュー会合(第2回)を3月3~4日にモスクワにて実施した。会合では、3体デモ照射、施設改造、21体デモ処分、安全評価(昨年8月に終了)の他、ブランクット削除等の米露の共同研究、BN600の寿命延長等の露の実施項目について、研究の進捗と今後の計画について検討した。

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係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。
- (2) 上記のレビュー会合において、BN600ハイブリッド化に向けての米露及び露の取組み状況につき動向を把握した。

- 1) RIAR: Research Institute of Atomic Reactors 原子炉科学研究所
- 2) BN600: Buistrui Neutron (Fast Neutron) 600 ロシアの高速原型炉



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

2005年度の業務を実施するに当たり、サイクル機構としての重要課題への取り組み方針並びに具体的重点事項及び目標を明示した「平成17年度（上期）業務実施基本方針・基本計画」、「平成17年度業務品質保証活動基本方針・基本計画」が3月28日の理事会議にて承認・決定された。

また、これらの基本方針・基本計画の決定に先立ち、本社各部室及び各事業所等における2004年度業務実施計画等に係る年度末の実施結果及び12月27日の理事会議において決定された基本方針・基本計画（案）に基づく2005年度業務実施計画等に関する理事長ヒアリングを2月24日から3月2日にかけて延べ3日間にわたって実施した。

2005年度業務品質保証活動基本方針及び基本計画を下記に示す。

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う理事長診断会を大洗工学

センター、敦賀本部及び東濃地科学センター・幌延深地層研究センターを被診断部門として3月11日に開催した。テーマは、「MA燃焼技術開発の進め方」、「もんじゅの運転再開に向けた活動戦略」及び「地層科学研究関連施設の活用計画」である。

3. 指導会

各事業所の2004年度の検討テーマについて、品質保証の外部専門家による指導のもと、敦賀本部及び人形峠環境技術センターの指導会を1月に開催した。

また、2004年度指導会改善成果報告会を3月に開催した。

4. 安全・品質監査

2004年度の定期監査である安全・品質監査について、1月に理事長へ報告するとともに、是正措置結果の集約を行った。

5. ISO等の認証取得・維持活動の推進

ISO14001 - 2004改訂版概論研修を東海事業所において、ISO9001内部監査員養成研修を敦賀本部において実施した。

6. 業務品質保証の階層別教育

主務クラスに対し、業務品質保証に関する教育を3回実施した。

平成17年度 業務品質保証活動基本方針
及び業務品質保証活動基本計画

核燃料サイクル開発機構
理 事 長

業務品質保証活動を推進し、要求品質を達成するために、平成17年度の業務品質保証活動基

本方針及び業務品質保証活動基本計画を、以下のとおり定める。

[業務品質保証活動基本方針]

・「業務品質方針」を踏まえ、要求品質に照らして業務の実態をチェックし、業務の「質」

を改善するため、PDCAのサイクルを確実に回して、業務品質改善活動を実施する。

- ・適正かつ効率的な業務運営の仕組みを定着させ効果あるものとするため、ISO等国际規格の認証維持活動を推進する。
- ・業務品質保証に関する意識と能力を高めるための教育・啓発を、従業員等に対し計画的に実施する。

[業務品質保証活動基本計画]

事業所等において業務の標準化を図りつつ、業務品質向上の観点から業務品質改善活動を継続的に実施するとともに、業務品質改善の意識が従業員等に定着し維持されるようにする。

1. 業務品質改善活動の実施

(1) 継続的な業務品質改善の推進

事業所長等は、要求品質に照らして業務の実態をチェックし、業務の「質」を着実に改善するため、経営管理サイクルの「業務推進・品質改善目標リスト」における業務品質改善項目の重点化及びその課題、目標、達成基準等の具体化を図り、PDCAのサイクルを確実に回して、業務品質改善活動を実施する。この活動に当たっては、指導会等の制度の活用により活性化を図るとともに、改善成果の定着化を図る。

(2) 原子力施設等の保安に係る品質保証活動の充実

事業所長等は、保安に係る品質保証活動の運

用の充実に図るため、日常の監視・測定の確実な実施、受注者品質監査を含む監査の計画的な実施、監査員の力量の向上及び品質保証計画の継続的な改善を実施する。

2. 業務運営の仕組みの定着

(1) 業務の標準化の推進

- ・事業所長等は、改善活動の成果を日常管理に確実に反映し維持するために、業務の標準化を実施する。また、原研との統合に向けた業務の標準化を図る。
- ・事業所長等は、法規制、品質保証計画及びISO等国际規格における要求事項を踏まえた文書体系の整備を実施する。

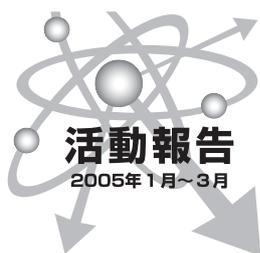
(2) ISO等国际規格の認証維持活動の推進

- ・事業所長等は、ISO等国际規格の認証維持活動を推進する。また、認証取得したISO等国际規格について、原研との統合後の展開を見据えて総合的に評価する。
- ・複数のマネジメントシステムを有する事業所においては、安全規制に係る保安活動の品質保証を中心として品質保証体系の整理・統合化を進める。

3. 業務品質保証に関する教育・啓発の実施

事業所長等は、業務品質保証に関する意識と能力を高めるための教育・啓発について目的・目標を明確にしつつ、従業員等に対し計画的に実施する。

(本社：品質保証推進部)



外部発表

1. 外部発表

1.1 外部発表実施状況

2005年1月から3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（34件）			
1	ハーモニックウェーブレットによる定常振動波形の異常性検出	日本機械学会論文集	2005年1月
2	熔融塩高速炉に関する設計研究	第14回放射線利用総合シンポジウム (建設交流館) 2005年1月21日	
3	局所的破壊解析法による環状き裂の熱疲労進展解析	第54回理論応用力学講演会 (東京) 2005年1月21日	
4	原子力プラントにおける高サイクル熱疲労問題、ホットスポットほか最近の研究動向	FINASシリーズ リリース記念セミナー (CRCソリューションズ東京本社) 2005年1月13日	
5	FBRサイクルの実用化を目指した革新技術の研究開発	茨城大学特別講演会 (茨城大学) 2005年1月19日	
6	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	FUNTECフォーラム (福井商工会議所ビル) 2005年1月28日	
7	ヘリカルコイル型蒸発管内の沸騰現象の可視化・事象解明	FUNTECフォーラム (福井商工会議所ビル) 2005年1月28日	
8	An Investigation of Accumulation and Transmutation behavior of Americium in the MOX Fuel Irradiated in a Fast Reactor	Journal of nuclear science and technology	2005年2月
9	核燃料サイクル開発機構におけるナトリウム火災研究()	日本火災学会誌「火災」55巻1号	2005年2月
10	室温および高温下における2.25Cr 1 Mo 鋼の超長寿命疲労寿命特性	会誌「材料」「特集 高温強度」号53巻2号	2005年2月
11	物質収支から見た理想的核エネルギーシステムの追求	日本原子力学会誌47巻2号	2005年2月
12	Study on Risk-Informed Approach to Monju Inspection Program	WANO TC Workshop 2005 in Takamatsu (高松市) 2005年2月3日	
13	高速炉開発と炭素材料	第6回エコカーボン研究会 (福井大学) 2005年2月10日	
14	Operational Experience in Fast Reactor Development	IAEA TM (オブニンスク) 2005年2月16日	
15	Knowledge Preservation Programme for Sodium Cooled Fast Reactors in JNC	IAEA TM (オブニンスク) 2005年2月17日	
16	Improvement of High-Temperature Strength of 9CrODS Steel Using Nano-Mesoscopic Structure Control	日韓原子力材料研究会 (太田市) 2005年2月21日	
17	放射性物質挙動試験	第2回「加速器駆動核変換システムの技術開発」成果報告会 日本原子力研究所 上野 2005年2月22日	
18	Current Status of the Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems	NUPYRO2005 (国際奈良学セミナーハウス) 2005年2月22日	
19	Behavior of Oxide Dispersion Strengthened Steels Irradiated in JOYO	日本金属学会欧文誌特集号「Fusion Blanket Structural Materials R&D in Japan」46巻3号	2005年3月
20	日本原子力学会「計算結果評価法」研究専門委員会報告書 3.4 構造強度	「計算結果評価法」研究専門委員会報告書	2005年3月
21	平成16年度文部科学省・革新原子力システム技術開発公募「次世代高温原子力プラント溶接構造に対する損傷防止技術の開発」	「次世代高温原子力プラント溶接構造に対する損傷防止技術の開発」平成16年度報告書	2005年3月
22	Simple Fabrication Process for CeO ₂ MgO Composite as Surrogate for Actinide Containing Target for the Use in Nuclear Field	Ceramic International	2005年3月
23	高速実験炉「常陽」燃料破損模擬試験	もんじゅ・国際技術センター技術報告会 (もんじゅ建設所) 2005年3月2日	

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日
高速増殖炉（FBR）関係（34件）		
24	SUS304鋼の海塩ESCC特性の解明に関する研究	平成16年度第3回「大学との研究協力実施委員会」分科会 （霞山会館）2005年3月4日
25	地域発の原子力利用計画の提案 - 大洗町・東工大・サイクル機構の連携による取り組み -	原子力に関する「技術社会学」セミナー （東京工業大学）2005年3月11日
26	高温環境下での疲労損傷によるSUS304鋼の微細磁性相の生成	第14回MAGDAコンファレンス （岐阜大学）2005年3月15日
27	未来の子供達への贈り物 安心な社会を築くFBRサイクル	連携大学院ネット 特別講演会 （福井大学）2005年3月17日
28	Dynamic Behavior of a Solid particle Bed in a Water Pool	Memoirs of the Faculty of Engineering （九州大学）2005年3月18日
29	ヘリカルコイル内の強制流動沸騰二相流可視化の試み	第6回日韓熱流体工学会議（九州島）2005年3月21日
30	「常陽」回転プラグの分解点検	平成16年度弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」 （テクノ交流館リコッティ）2005年3月23日
31	自己作動型炉停止機構（SASS）炉内試験結果	平成16年度弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」 （テクノ交流館リコッティ）2005年3月23日
32	クリープ変形を受けるSUS304鋼の体心立方構造への変態機構の検討	日本金属学会2005年春季大会 （横浜国立大学）2005年3月29日
33	9CrODS マルテンサイト鋼の高温強度特性に及ぼす過剰酸素の影響	日本金属学会2005年春季大会 （横浜国立大学）2005年3月29日
34	9Cr系ODS鋼のクリープ変形・破壊機構における旧粉末境界の影響	日本金属学会2005年春季大会 （横浜国立大学）2005年3月29日
先進リサイクル技術関係（5件）		
1	Measurement of Neutron Capture Cross Section of sup 237 Np from 0.02 to 100eV	Journal of Nuclear Science and Technology Vol42 No2 2005年2月
2	Present Status of Advanced Aqueous Separation Process Technology Development	International Symposium NUCEF2005 （テクノ交流館リコッティ）2005年2月9日
3	Integrated Test of Electrometallurgical Reprocessing of Oxide Fuel to Process Metal Fuel	第3回日韓乾式再処理ワークショップ （国際奈良セミナーハウス）2005年2月22日
4	Conversion Technique of Salt Wastes Generated in Pyrochemical Reprocessing into Oxide	International Waste Management Symposium 2005 （ツーソン）2005年2月27日
5	Measurements of Neutron Capture Cross Sections for sup 237,238 Np	2004年核データ研究会報告集 2005年3月
放射線廃棄物関係（8件）		
1	Investigation of Radioactive Inventory in the TRU Solid Wastes Generated from the Tokai Reprocessing Plant	International Waste Management Symposium 2005 （ツーソン）2005年2月27日
2	Stabilization of Lead in Low-Level Radioactive Waste Form Using Low-Alkalinity Cements	International Waste Management Symposium 2005 （ツーソン）2005年2月27日
3	Treatment of Waste TBP/n-Dodecane and Halogenated Oils by Steam Reforming	International Waste Management Symposium 2005 （ツーソン）2005年2月27日
4	Development of Nondestructive Measurement Techniques for Uranium-contaminated Waste in Containers	International Waste Management Symposium 2005 （ツーソン）2005年2月27日
5	Waste Treatment Experience and Future Plans in Tokai Reprocessing Plant	International Waste Management Symposium 2005 （ツーソン）2005年2月27日
6	Experiences of Remote Operated Dismantling of Glove-Box	International Waste Management Symposium 2005 （ツーソン）2005年2月27日
7	電離放射線のイオン流体輸送計測におけるイオン電流予測モデルの開発	日本原子力学会和文論文誌 2005年3月
8	処分の長期安全性	高レベル放射性廃棄物処分事業に関する既提供情報・提供方法の有効性確認のためのミーティング （京都大学）2005年3月28日
地層処分技術に関する研究開発関係（45件）		
1	掘削損傷領域を考慮したMBCおよびクラックテンソルモデルによる岩盤挙動の予測解析	第34回岩盤力学に関するシンポジウム （土木会館）2005年1月6日
2	東濃鉱山における原位置長期岩盤挙動計測	第34回岩盤力学に関するシンポジウム （土木会館）2005年1月6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 (45件)		
3	幌延深地層研究計画における堆積軟岩の熱特性について	第34回岩盤力学に関するシンポジウム (土木会館) 2005年1月6日
4	瑞浪超深地層研究所研究坑道における工程・情報管理ツールの開発	地下空間シンポジウム (東京) 2005年1月13日
5	瑞浪超深地層研究所研究坑道における工学技術に関する研究	地下空間シンポジウム (東京) 2005年1月13日
6	Discovery of AD 1703 and 1923 Kanto Earthquake Tsunami Deposits from Southwestern Coast of Boso Peninsula, Central Japan	Hokudan 2005 International Symposium on Active Faulting (淡路島北淡町) 2005年1月19日
7	Detecting Faulting Event Horizons by Physical and Geochemical Analysis of Holocene Synfaulting Shallow Marine Sediments Over-Rapping the Kuwana Fault Zone, Central Japan	Hokudan 2005 International Symposium on Active Faulting (淡路島北淡町) 2005年1月19日
8	Neotectonics of the Tenpoku Sedimentary Basin in Northern Hokkaido, Japan: a Case of the Horonobe Area	Hokudan 2005 International Symposium on Active Faulting (淡路島北淡町) 2005年1月19日
9	第三紀堆積岩における空洞掘削に伴う間隙水の挙動	応用地質 45巻6号 2005年2月
10	完新世浅海堆積物の堆積速度の変化から見た桑名断層の活動間隔	第四紀研究 2005年2月
11	「地質環境の長期安定性に関する研究」の概要 - 日本列島のネオテクトニクスと地質環境の長期安定性 -	原子力バックエンド研究 2005年2月
12	長期安定性の観点からみた断層活動に伴う地下水流動の変化	原子力バックエンド研究 2005年2月
13	地層処分からみた日本列島の隆起・沈降・侵食に関する研究	原子力バックエンド研究 2005年2月
14	Application of Log Interpretation Methods to Evaluate Heterogeneity in Diatomaceous Mudstone at Horonobe Area	International Symposium NUCEF2005 (テクノ交流館リコッティ) 2005年2月9日
15	Effects of Colloids and Microorganisms on Radionuclide Migration in Fractured Rock	International Symposium NUCEF2005 (テクノ交流館リコッティ) 2005年2月9日
16	Natural Analogue of Nuclear Waste Glass in a Geologic Formation -Study on Long-Term Behavior of Volcanic Glass Shards Collected from Drill Cores-	International Symposium NUCEF2005 (テクノ交流館リコッティ) 2005年2月9日
17	Anisotropy and Effect of Salinity in Diffusion and Activation Energies of Cations and Anions in Compacted Bentonite	International Symposium NUCEF2005 (テクノ交流館リコッティ) 2005年2月9日
18	An overview of a natural analogue study of the Tono Uranium Deposit, Central Japan	Geochemistry: Exploration, Environment, Analysis 2005年3月
19	A System Model for the Origin and Evolution of the Tono Uranium Deposit, Japan	Geochemistry: Exploration, Environment, Analysis 2005年3月
20	Geochemical Constraints on the Origin and Stability of the Tono Uranium Deposit, Japan	Geochemistry: Exploration, Environment, Analysis 2005年3月
21	紀伊半島およびその周辺地域における温泉ガスのヘリウム同位体比	地球化学 39巻1号 2005年3月
22	K-Ar ages of the Lavas from Kirigamine Volcano, Central Japan	火山 50巻1号 2005年3月
23	不均一な水理地質構造を有する地質環境評価における不確実性解析手法の適応性検討 (その2)	地下水学会誌 2005年3月
24	移流熱を考慮した日本列島の地殻熱流量分布と雲仙火山を対象とした熱・水連成シミュレーション	原子力バックエンド研究 2005年3月
25	幌延地域における地質環境の長期安定性に関する研究 - 長期安定性の評価・予測における地域特性の考慮 -	原子力バックエンド研究 2005年3月
26	ボーリングコアの粒度組成と堆積速度からみた木曾川デルタの微地形と堆積過程	第四紀研究 44号 2005年3月
27	「放射性廃棄物処分2004:地質媒体の役割」に関する日韓共同ワークショップ	原子力学会誌 47巻3号 2005年3月
28	北淡国際活断層シンポジウム2005「地震災害軽減のための活断層研究」に参加して	日本地震学会ニュースレター 2005年3月
29	JNC's Research and Development to Enhanced the Confidence of Geological Disposal Technology of HLW: Study in the Phase of Surface-Based Investigation of Two URLS of Japan	International Waste Management Symposium 2005 (ツーソン) 2005年3月1日
30	Diffusion and Activation Energies of I- and Cs+ Ions in Compacted Smectite	2nd International Meeting on Clays in Natural and Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement (ツール) 2005年3月14日
31	Sorption Behavior of Cs onto Bentonite Colloid	2nd International Meeting on Clays in Natural and Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement (ツール) 2005年3月14日
32	Alteration of Bentonite by Hyperalkaline Fluids :The Role of Secondary Minerals	2nd International Meeting on Clays in Natural and Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement (ツール) 2005年3月14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 (45件)		
33	The Japanese Approach to Developing Clay-Based Repository Concepts	2nd International Meeting on Clays in Natural and Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement (ツール) 2005年3月14日
34	A Clay Grouting Technique for Granitic Rock Adjacent to Clay Bulkhead	2nd International Meeting on Clays in Natural and Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement (ツール) 2005年3月14日
35	The Tunnel Sealing Experiment an International Study of Full Scale Seals	2nd International Meeting on Clays in Natural and Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement (ツール) 2005年3月14日
36	Comparison of Instrumentation Readings with as-Measured Conditions with the Clay Bulkhead Portion of the Tunnel Sealing Experiment	2nd International Meeting on Clays in Natural and Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement (ツール) 2005年3月14日
37	Conditions within a Bentonite-Based., Full-Scale Tunnel Seal After 5 Years of Exposure to Elevated Temperature and Pore Water Pressure	2nd International Meeting on Clays in Natural and Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement (ツール) 2005年3月14日
38	Estimation of In-Situ Groundwater Chemistry Using Geochemical Modeling: A Test Case for Saline Type Groundwater in Argillaceous Rock	2nd International Meeting on Clays in Natural and Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement (ツール) 2005年3月14日
39	Results from an In-Situ Porewater Chemistry Experiment in Opalinus Clay: Evidence of Microbially-Mediated Anaerobic Redox Processes	2nd International Meeting on Clays in Natural and Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement (ツール) 2005年3月14日
40	高密度ボーリングデータ解析にもとづく濃尾平野沖積層の三次元構造	日本地理学会2005年春季大会 (青山学院大学) 2005年3月28日
41	複数のボーリングコアの高精度解析にもとづく濃尾平野における沖積層の研究	日本地理学会2005年春季大会 (青山学院大学) 2005年3月28日
42	各種比抵抗探査データを用いた地球統計学的手法に基づく地下水水質分布の推定	日本地理学会2005年春季大会 (青山学院大学) 2005年3月28日
43	AE/DRA法による初期応力計測と採取からの経過時間の及ぼす影響 - AE法 -	日本地理学会2005年春季大会 (青山学院大学) 2005年3月28日
44	AE/DRA法による初期応力計測と採取からの経過時間の及ぼす影響 - DRA法 -	日本地理学会2005年春季大会 (青山学院大学) 2005年3月28日
45	圧縮ベントナイト中のI ⁻ 及びCs ⁺ イオンの拡散及び活性化エネルギーの異方性及び塩濃度の影響	第7回高レベル放射性廃棄物に関する情報交換会報告書 (北海道大学) 2005年3月31日
再 処 理 関 係 (2件)		
1	Development of Safety Evaluation Technology for Fire and Explosion in Re-processing Plant	International Symposium NUCEF2005 (テクノ交流館リコッティ) 2005年2月9日
2	第10回東海再処理施設技術報告会 東海再処理施設におけるヒューマンエラーの経験 - ヒューマンエラーによるトラブルの報告 -	第10回東海再処理施設技術報告会 (日本原燃 六ヶ所事業所) 2005年3月28日
環 境 保 全 関 係 (4件)		
1	Removal of Uranium from Solution with Bacterially-Produced Iron Sulphide Particles using HGMS	IC EST 2005' The International Conference on Environmental Science and Technology (ニューオリンズ) 2005年1月23日
2	Estimation of Radon-222 Exhumation Rate and Control of Radon-222 Concentration in Ventilated Underground Space	International Congress Series No1276 2005年1月
3	NORM Waste from Uranium Mining and Milling Facility in Japan	FNCA RWM ニュースレター 14号 2005年2月
4	原子力解体施設の解体技術の事例研究 (WAKの廃止措置技術について)	第16回原子力施設デコミッシング技術講座 (原子力研究バックエンド推進センター) 2005年2月4日
新 型 転 換 炉 (A T R) 関 係 (1件)		
1	ふげん発電所における新規廃棄物処理装置の導入について	International Waste Management Symposium 2005 (ツーソン) 2005年3月1日
放 射 線 (安 全) 管 理 関 係 (10件)		
1	放射性物質輸送監視システムの開発検討	輸送問題ワークショップ 第6回定例会合 (原産会議) 2005年1月18日
2	ウランの体内挙動と事故時における線量評価方法	第1回ウランの健康影響検討専門研究会 (放射線医学総合研究所) 2005年1月27日
3	環境放射能・放射線研究の動向について - 最近の若手研究者らの発表から -	放射線科学 48巻1号 2005年2月
4	Size Distribution of Radioactive Aerosol Using Imaging Plate: A Brief Comparative Study	Workshop on Nuclear Physics (WONP 2005) (ハバナ) 2005年2月7日

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日
放 射 線 (安 全) 管 理 関 係 (10 件)		
5	Risk Information Navigator : Development of Portal Web Site for Improving of Risk Literacy	17th International Workshop on PIME (パリ) 2005年2月14日
6	Neutron Dose Assessment Using an Ebonite in Criticality Accident	International Symposium NUCEF2005 (テクノ交流館リコッティ) 2005年2月9日
7	Study on Evaluation Method of Radionuclides Discharged in Criticality Accident using Stack Gas Monitor	International Symposium NUCEF2005 (テクノ交流館リコッティ) 2005年2月9日
8	中性子線量計の校正方法の階層化	日本保健物理学会シンポジウム「中性子線量計の校正について考える：校正技術の標準化と国際規格」 (文京区シビックセンター) 2005年2月28日
9	放射性物質海洋拡散モデルと大気圏核実験フォールアウトを用いた検証	第6回「環境放射能」研究会 (高エネルギー加速器研究機構) 2005年3月9日
10	次世代個人線量計の選定	平成16年度弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」 (テクノ交流館リコッティ) 2005年3月23日
ウ ラ ン 濃 縮 関 係 (1 件)		
1	平成16年・電力技術革新のあゆみ(18) 「核燃料サイクルの開発のあゆみ」人形峠ウラン濃縮関連施設	電気評論 2005年2月
そ の 他 (7 件)		
1	AHP及び効用理論を適用した高速炉を含む各種電源の特性評価	「AHPの世界」研究部会 (大手町ビル) 2005年1月25日
2	原子炉容器検査用電磁超音波探触子(EMAT)の開発	検査技術 2005年2月
3	Strategic Risk Communication Activities of Tokai Works, JNC in Japan	17th International Workshop on PIME (パリ) 2005年2月13日
4	Direct Dialogue with Local Residents - "JNC Friendly Talk"	17th International Workshop on PIME (パリ) 2005年2月13日
5	日本原子力研究開発機構の概要と核不拡散への取組み	核物質管理センターニュース 345巻3号 2005年3月
6	アスファルト事故後の地元対応の実態	原子力に関する「技術社会学」セミナー (東京工業大学) 2005年3月11日
7	低炭素ステンレス鋼表面加工硬化層の微細磁気構造の分析	日本金属学会2005年春季大会 (横浜国立大学) 2005年3月29日

1.2 2005年の日本原子力学会 春の年会における口頭発表

2005年の日本原子力学会 春の年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。(2005年3月29日～31日 東海大学)

発 表 内 容	
高速増殖炉(FBR)関係(69件)	
1	Advancement in 3D Remote Field ECT Simulations for Monju SG Tubes
2	BFS臨界実験解析()ネプツニウムを装荷した高速炉心の臨界実験解析(その4:総合評価)
3	BN600ハイブリッド炉心の安全評価
4	FBRプラント概念検討システムの開発 -(2)システム適用性検討-
5	FBR燃料サイクル, 海外の開発力の強さと日本の技術 2 米国, フランス, および中国の動向
6	FBR燃料集合体ラッパ管の断面形状測定技術の開発
7	MA含有酸化燃料燃料ピンの設計検討
8	MOCとノード法による3次元六角詳細輸送計算コードの高度化研究
9	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 -(2)鉛ビスマス超音波流量計測に関する研究-

発 表 内 容	
高速増殖炉(FBR)関係(69件)	
10	「もんじゅ」ISI装置の開発(23)磁気センサを用いたリモートフィールドECTプローブの基礎試験
11	「もんじゅ」レベル1PSAに係るプラント過渡応答解析 - 1次主循環ポンプ1台トリップ事象 -
12	「もんじゅ」実データに基づく熱過渡裕度評価 - 蒸発器出口蒸気温度 -
13	「もんじゅ」用ISI装置の開発(24)ガネを用いた蒸気発生器伝熱管ECTプローブの振動抑制試験
14	「ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分」()BN600バイバック燃料オプション (3)BN600用MOXバイバック燃料集合体3体の製造及び照射試験
15	「常陽」MK 炉心の炉雑音解析による中性子束ゆらぎの評価
16	「常陽」MK 炉心管理コードシステム「HESTIA」の開発
17	「常陽」における自己作動型炉停止機構(SASS)の保持安定性実証試験

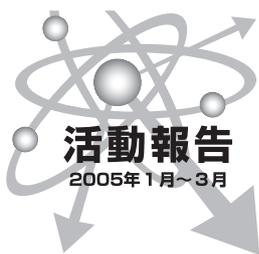
発表内容	
高速増殖炉 (FBR) 関係 (69件)	
18	ナトリウムの化学的活性度抑制に関する研究 -(1)概念および調査研究-
19	ナトリウムの化学的活性度抑制に関する研究 -(2)ナノ粒子の分散状態の評価-
20	ナトリウム化合物の固化技術に関する基礎試験(2)
21	ナトリウム-炭酸ガス反応挙動実験(第1報)
22	ナトリウム冷却高温プラントに適合する金属燃料炉心の検討 (3)-重金属密度2領域炉心の概念と特性評価-
23	ナトリウム冷却高速炉のガス巻き込みに関する研究 ダイナミックPIVによる循環と下降流速同時計測
24	ナトリウム冷却高速炉のガス巻き込みに関する研究 (4)-ガス巻き込み初生条件の把握-
25	ナトリウム冷却酸化燃料炉心のMA燃焼特性に関する検討 -軽水炉使用済燃料から回収したTRUのMA燃焼特性評価-
26	ナトリウム冷却炉での原子炉下部構造の検討
27	ナトリウム冷却炉に関する設計研究(2)大口径・高流速配管の流動励起振動試験
28	ナトリウム冷却炉に関する設計研究(3)ニッケル冶金結合型2重伝熱管のき裂進展阻止特性に係わる試験
29	ナトリウム冷却炉に関する設計研究(4)制御棒制御型長寿命炉心を採用したナトリウム冷却小型炉の概念設計
30	ナトリウム冷却炉に関する設計研究(5)ナトリウム・水反応の抑止のために固体銅を用いた蒸気発生器の検討
31	プラント動特性解析コードCERESの検証:(1)もんじゅ中間熱交換器内熱流動
32	ブローダウン及びナトリウム・水反応ジェット解析コードの開発-ナトリウム・水反応試験(SWAT 1R)による検証-
33	ヘリウム冷却高速炉:苛酷事象時の過渡挙動に関する検討
34	もんじゅプラント動特性解析コードの整備 - IHX 1次側入口プレナム解析モデルの整備-
35	レーザー誘起ブレイクダウンプラズマ発光の雰囲気ガス密度影響
36	遠隔操作によるAm含有MOX燃料技術の開発() - Am含有MOX燃料焼結に及ぼす酸素ポテンシャルの影響-
37	遠隔操作によるAm含有MOX燃料製造技術の開発() - Am含有MOXの相状態-
38	鉛ビスマスと被覆管の共存性を考慮した鉛ビスマス冷却高速炉炉心の検討
39	革新的原子炉用機器のリスクベネフィット設計技術の開発 (3) 既往き裂進展試験結果の整理・分析
40	機器上下免震システムの研究 -(1)機器上下免震システムの概要-
41	機器上下免震システムの研究 -(2)機器上下免震要素の力学特性試験-
42	高温環境下疲労損傷によるSUS304鋼の組織変化
43	高温用リモートフィールドECTセンサの開発
44	高速実験炉「常陽」MK 炉心における燃料破損模擬試験 (3) シッピング法FFDLによる破損燃料集合体の同定
45	高速実験炉「常陽」MK 炉心における燃料破損模擬試験 (1) 試験計画
46	高速実験炉「常陽」MK 炉心における燃料破損模擬試験 (2) カバースト法FFDによる燃料破損の検知
47	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(2)
48	高速増殖炉に適用可能な熱電併用水素製造システムの開発(3) 水素製造原理実証試験

発表内容	
高速増殖炉 (FBR) 関係 (69件)	
49	高速増殖炉に適用可能な熱電併用水素製造システムの開発(4) - 三酸化イオウ電解反応支配要因調査-
50	高速炉MOX燃料外周部における高燃焼度組織変化挙動
51	高速炉サイクルシステムの安全設計評価(1) - ナトリウム冷却炉の安全設計評価-
52	高速炉サイクルシステムの安全設計評価(2) - ナトリウム冷却炉の簡易レベル1PSA-
53	高速炉における高サイクル熱疲労に関する試験研究(2) ナトリウムを用いた周期20秒の正弦波温度変動熱疲労試験
54	高速炉の炉心安全向上のためのEAGLEプロジェクト(10) - 炉内中規模試験の結果-
55	高速炉燃料集合体内詳細熱流動解析評価手法の開発(5) - 液体金属を用いた模擬燃料集合体試験適用解析-
56	高速炉用オブジェクト統合解析システムの研究開発(3) - 新燃焼感度解析システムPSAGEPの概要と基本設計-
57	実用高速炉構造設計基準のための技術開発(その11) - 非弾性解析による設計評価のためのクリープ疲労損傷評価法-
58	実用高速炉構造設計基準のための技術開発(その12) - 評価断面を用いない1次応力分類法-
59	照射後試験データに基づく高速炉燃料ピン束変形挙動解析コード「BAMBOO」の検証
60	照射済高強度フェライト/マルテンサイト鋼(PNC FMS)燃料被覆管の急速加熱破裂強度特性
61	照射室化物燃料からのFP放出試験
62	上流側にエルゴを有するT字配管合流部の数値解析
63	長寿命核分裂生成物(LLFP)核変換ターゲットの検討(2) - ヨウ素化合物と被覆材との共存性試験-
64	長寿命核分裂生成物の核変換性能を高めた鼓型高速増殖炉の炉心概念
65	同位体調整した11B4Cペレットの照射後試験
66	配管入口部のキャビテーションを伴う水中渦に関する研究 - 初生条件の粘性依存性-
67	発電用新型炉に適用する3次元免震システムの研究 (その1)システム仕様の策定)
68	複合処理燃料サイクル概念
69	流動鉛ビスマス中における高クロム系鋼の腐食挙動
先進リサイクル技術関係(10件)	
1	Baseline Distortion Effect on Gamma-Ray Pulse-Height Spectra in Neutron Capture Experiments
2	CPFにおける金属電解法乾式再処理プロセス試験(10) - 還元プラトニウムを用いた電解・蒸留試験-
3	NEXTプロセスにおけるU-Pu-Npの共回収
4	SETFICS法の改良及びCPFホット試験結果
5	Super-DIREX再処理法による使用済燃料からのU, Pu直接抽出に関する技術開発(17) - 未照射MOX燃料の直接抽出試験-
6	アンフォールディング法を用いた熱中性子捕獲断面積の導出
7	フッ化物揮発法を用いた再処理技術に係る検討(3) - より緩和なフッ化物揮発プロセスの構築-
8	振動充填燃料の充填技術開発(9) - 充填挙動に及ぼす粒子形状の影響評価-
9	選択チャンネル核分裂モデルに基づくチャンネル依存の核分裂ポテンシャルの計算
10	熔融塩電解共析法を用いた乾式再処理技術開発 - パルス電解法によるUO ₂ sub2回収-

発 表 内 容	
プルトニウム燃料(MOX)関係(11件)	
1	BN600バイバック燃料オプションの概要
2	FBR 燃料サイクル、海外の開発力の強さと日本の技術 3.日本が独自に築き上げたMOX技術
3	FBR 燃料製造小規模システムの設計研究 1)簡素化ペレット法
4	FBR 燃料製造小規模システムの設計研究 2)ゲル化振動充填法
5	FBR 燃料製造小規模システムの設計研究 3)酸化物電解対応振動充填燃料製造システムの合理化設計
6	FBR 燃料製造小規模システムの設計研究 4)燃料製造システムにおける低除染TRU燃料の発熱影響評価
7	MOX粉末系の不均一効果に対する検討
8	X線CT画像による燃料ペレット内の中心空孔径の測定及び評価
9	外部ゲル化法による燃料粒子製造試験 - 滴下方法の改善 -
10	格子欠陥理論によるMOXの酸素ポテンシャルのモデル化
11	振動充填燃料の充填技術開発(10) - ゲッター添加バイバック燃料の均質性向上 -
放 射 性 廃 棄 物 関 係 (3 件)	
1	MD HA結合解析によるベントナイト系緩衝材中の拡散の評価 - ケイ砂混合ベントナイトへの適用 -
2	光核反応を用いた廃棄物中難測定核種の非破壊分析 () - 概要 -
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(7) - 計測システム構成要素の最適化検討 -
地層処分に関する研究開発関係(7 件)	
1	圧縮ベントナイト中の - 及びCs + イオンの拡散及び活性化エネルギーの異方性
2	岩盤亀裂中の核種移行に及ぼす核種 - コロイドの収着反応速度の影響 -
3	具体的な地質環境を対象とした核種移行解析における移行経路情報の取り扱いに関する検討
4	天然現象が処分環境・処分システム性能に及ぼす影響を検討するための基本フレームの構築
5	日本の保健物理・環境科学研究に対する中国若手研究者の期待
6	幌延深地層研究計画 新第三紀堆積岩の水理・地球化学特性について
7	幌延深地層研究計画の概要
再 処 理 関 係 (7 件)	
1	X FEMを用いた融解・凝固現象の数値解析(1) - 1次元融解・凝固問題に対する手法開発と検証解析 -

発 表 内 容	
再 処 理 関 係 (7 件)	
2	ガラス固化技術開発施設(TVF)2号溶融炉の運転
3	高速炉燃料再処理用機械式脱被覆法の開発(8) - CCLMを用いたハル溶融分離試験 -
4	再処理工程への磁気分離の適用技術に関する研究()
5	先進的溶融塩電解槽の開発(12) - 電極交換時における塩の溶融状態の評価 -
6	微生物による有機廃液の分解 ()
7	溶解工程のスラッジに関する調査() - 溶解槽内スラッジの粒度分布測定 -
環 境 保 全 関 係 (3 件)	
1	原子力施設の廃止措置データベースの構築
2	原子力施設の廃止措置費用評価手法(2) - 評価内容及び結果 -
3	施設解体指標計算コードの開発 - システムの概要と評価手法の特徴 -
新 型 転 換 炉 (A T R) 関 係 (1 件)	
1	「ふげん」原子炉本体解体の概略安全評価
放 射 線 (安 全) 管 理 関 係 (6 件)	
1	MOX燃料施設を模擬した中性子校正場の開発と特性評価(1)概要
2	MOX燃料施設を模擬した中性子校正場の開発と特性評価(2)中性子スペクトルと基準線量率の評価
3	MOX燃料施設を模擬した中性子校正場の開発と特性評価(3)中性子線量計の特性評価
4	事故時を想定したFPガス放出量評価手法の改善
5	東海再処理施設から大気放出される sup3Hの化学形
6	東海再処理施設から大気放出される sup14Cの化学形
そ の 他 (5 件)	
1	核燃料サイクル技術開発に係る費用対効果評価手法の検討 - シナリオ構築と効果の抽出 -
2	「もんじゅ」用ISI装置の開発 - (その25)「もんじゅ」原子炉容器廻りISIにおける電磁超音波探傷技術の新提案 -
3	MOX燃料加工施設におけるリスクアセスメント手法の適用研究(1) - 連続焼結設備におけるハザード分析の試み -
4	サイクル機構における放射線教育の取組み
5	地震PSA標準マニュアル策定の標準化(3)建屋・機器フラジリティ評価作業会の活動概要

(本 社 : 技 術 展 開 部)



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については，第26号を編集し，3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

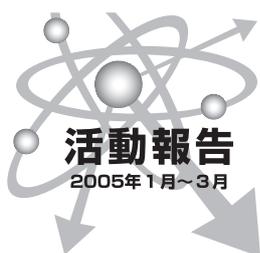
サイクル機構では，大洗工学センター内の情報センターにおいて，大型計算機システム（科学技術計算用及び業務処理用）の運用・整備，全事業所を接続する情報処理ネットワークの運用・整備，情報セキュリティ対策等を実施している。

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。

情報セキュリティについては，イントラを活用したWindows Updateの推進，セキュリティ情報の掲載，ウィルスソフトの更新等，コンピュータウィルス感染及び不正アクセス検知/防止するための対策を継続している。なお，2005年1月より原研統合における先行取り組みとして，両法人のネットワーク・電話網の相互接続を行い運用を実施している。

（本社：技術展開部）



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。2004年度は、42件の研究協力課題について実施している。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行い、募集件数8件を超える応募件数（25件）の中から10件を選考し、受入れ準備作業を進めている（表1参照）。

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くとともに、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。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。

2004年度は、17名の博士研究員により研究を実施している。2005年度の博士研究員の募集を行い、募集定員4名に対し5倍弱を越える応募者（19名）の中から6名の研究テーマを選考し、受入れ準備作業を進めている（表2参照）。

表1 2005年度 先行基礎工学研究協力課題一覧（新規分）

	研究協力テーマ 研究協力課題	核燃料サイクル 開発機構受入箇所	協力 形態	提案者 所属機関・氏名
【高速増殖炉関係】（6件）				
1	高性能マイナーアクチド含有ターゲットの基礎的特性に関する研究 シリコン系母材ターゲットの製造条件の確立と特性評価	大洗 照射センター 照射燃料試験室	共同 研究	東京工業大学 教授 矢野 豊彦
2	高クロム鋼における強化機構の高温長時間安定性に関する研究 (1) 析出核生成・成長制御による高温長時間安定な微細MXの形成	大洗 新材料研究Gr	共同 研究	群馬大学 教授 中澤 崇徳
3	(2) 高クロム鋼の 法によるクリープ寿命評価と組織安定性に関する研究		共同 研究	九州大学 助教授 中島 英治
4	ナトリウム水反応の影響緩和に関する研究 ナトリウムと水が混合するときの流動と熱伝達に関する基礎研究	大洗 流体計算工学研究Gr	共同 研究	北海道大学 教授 杉山憲一郎

	研究協力テーマ 研究協力課題	核燃料サイクル 開発機構受入箇所	協力 形態	提 案 者 所属機関・氏名
【高速増殖炉関係】(6 件)				
5	応力再配分モデルに基づく高温構造物強度評価法に関する基礎研究 応力再配分モデルを用いた構造不連続部クリープ疲労強度評価法に関する研究	大洗 構造信頼性研究Gr	共同 研究	筑波大学 教授 渡部 修
6	配管系の動的強度評価法に関する基礎研究 機械構造物の破壊・破損に係わる地震エネルギー入力の影響	大洗 構造信頼性研究Gr	共同 研究	東京電機大学 教授 藤田 聡
【核燃料サイクル関係】(2 件)				
7	CHON固定抽出剤を用いた核分裂生成物の高度元素分離技術に関する研究 クローン化合物を包括固定したマイクロカプセルの合成と発熱元素の精密分離技術の開発	東海 環境センター 先進再処理技術開発Gr	共同 研究	東北大学 教授 三村 均
8	選択反応による再処理工程中のランタニドの分析手法に関する研究 ウラン酸化物中に存在するランタニドの選択的反応及びその分離手法に関する研究	東海 再処理センター 分析第一課	共同 研究	東北大学 助教授 佐藤 修彰
【地層処分・地層科学関係】(2 件)				
9	地下水におけるアクチニド元素の溶解度に関する基礎研究 アクチニド元素の溶解度に関する熱力学データの整備と検証	東海 環境保センター 放射化学研究Gr	共同 研究	京都大学 教授 森山 裕丈
10	地質環境モデルの構築と解析手法の評価 塩素安定同位体比を用いた水理地質構造モデル評価技術の開発	幌延 深地層研究Gr	共同 研究	東京大学 助教授 徳永 朋祥

表 2 博士研究員による2005年度研究テーマ一覧(新規分)

No.	研 究 テ ー マ	サイクル機構 受入箇所
1	ガス冷却高速炉炉心構造材の設計用物性値高度化に関する研究	大洗 炉心・燃料システムGr
2	ヘリカルコイル管内二相流の3次元解析と1次元二流体モデルコードの構築	敦賀 国際センター システム技術開発Gr
3	高性能三酸化イオウ電気分解セルの開発	大洗 新材料研究Gr
4	地下深部岩盤の時間依存性挙動の解明と長期安定性評価手法の開発	東濃 瑞浪研究所 超深地層研究Gr
5	活断層帯の地質構造発達史と断層ガスに関する研究	東濃 地質環境研究Gr
6	岩盤き裂へ侵入したベントナイトの核種遅延性能の評価	東海 環境センター 処分バリア性能研究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ならびに研究者を募集・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1期(2001年度)の採択研究4件は、2003年度末をもって終了した。

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要素濃度測定手法の研究」の2件であり、当該期間において3年間の研究を終了し、成果の取りまとめ、学会等への発表を行った。また、これら第2期採択研究は、2005年5月に社内公募型研究評価委員会による最終評価を受

ける予定である。

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团の意思決定過程分析とシミュレーション」の2件であり、2005年1月6日に社内公募型研究評価委員会による中間評価を受け、全研究テーマの継続が決定した。当該期間においては、引き続きそれぞれサイクル機構内の装置や外部機関の装置を利用して試験研究を継続している。

第4期（2004年度）の採択研究は、「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」の2件であり、当該期間においては、それぞれサイクル機構内の装置や外部機関の装置を利用して試験研究を進めている。

第5期（2005年度）の研究テーマ募集は、2004年8月20日から10月20日までの間行われ、3件の応募があった。一方、本制度では、各研究テーマの研究期間は原則3年であるが、研究者から新たな展開を図るための延長申請があり、社内公募型

研究評価委員会で認められた場合は、最大2年の期間延長ができることとなっている。今回は、2002年度採択研究から、新たな発展的研究テーマを掲げた2件の延長申請があった。2005年1月6日に開催された社内公募型研究評価委員会において、新規と延長の合計5件の研究提案について選考審査が行われた。採択された研究テーマは表4の通りであり、2005年4月から研究を開始することが決定した。

表4 2005年度採択研究テーマ

番号	研究テーマ
17-1	溶融塩を用いた新たな乾式再処理プロセスの創造に関する研究（継続）
17-2	アメリカシウム含有低酸素ポテンシャルターゲットの創製及び特性評価
17-3	地殻中の深部流体の起源と熱輸送に関する研究

（ 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」、「濃縮工学施設 真空弁締切性能調査」、「長期ホット運転遠心機材料表面分析」及び「ウラン濃縮施設建設・運転支援(その13)」の受託業務を継続実施した。

(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するとともに「実規模MOX試験用プルトニウムの購入」業務を新たに受託した。

(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、技術協力を継続実施した。

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。今期は技術委員会による最終評価を実施した。また、2005年度の実用化共同研究開発の新規募集を行った。

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ものと実施許諾契約を締結し、利用に供している。これまでの特許(実用新案を含む。以下同様)出願件数は、国内で約2,730件、外国で約1,050件(このうち、2005年3月末現在、開発成果として保有している特許権は、国内約610件、外国約350件)である。2005年1月から3月における登録件数は国内4件、外国4件である。(表1参照) 2004年度における出願件数は国内32件、外国36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41件である。

(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

表1 2005年1月から2005年3月 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	2004.12.24	3631221	ファイバ分光検出器及びその製造方法	サイクル機構
	2005.02.10	3644030	プレス機のパンチ位置決め機構	サイクル機構 木村化工機(株)
	2005.02.25	3650063	伝熱管検査装置	サイクル機構
	2005.03.04	3652635	中間熱媒体を有する熱交換器	サイクル機構
国外 特許	2003.07.23	0770694 イギリス ドイツ フランス	超耐熱Mo基金金およびその製造方法	サイクル機構 豊橋技術科学大学
	2004.09.16	19637433 ドイツ	金属内包フラーレン誘導体及びその製造方法	サイクル機構

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9件の許諾を継続している。

3. 施設・設備の供用

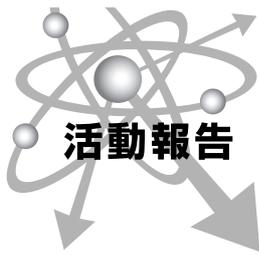
技術協力の一環として、サイクル機構の施設・設備を利用した施設等の供用を行っている。2004年度は、東濃地科学センターの第2立坑（目的：無重量研究）及び瑞浪地科学館の一部（目的：深地層研究）の供用を継続実施するとともに新型転換炉ふげん発電所の一部（目的：試験研究炉等の廃止措置安全性実証）の供用を新たに実施した。

また、東濃地科学センターにあるペレトロン年代測定装置（タンデム型加速器質量分析装置）による地層発掘物質の年代測定を外部からの依頼に基づき実施した。

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職員の再処理分析技術研修(2名)及び放射線管理技術研修(1名)を継続実施した。

(本社：技術展開部)



特許・実用新案紹介

高融点物質の融点測定方法

出願番号：特願2001 - 102891

出願日：平成13年4月2日

特許番号：特許第3588595号

登録日：平成16年8月20日

特許権者：核燃料サイクル開発機構

本発明は測定試料を封入した耐熱カプセルを加熱炉内に設置し、温度計測しながら昇温させていき、試料が溶融する際の潜熱により昇温が停滞する熱曲線の変化を読み取ることで試料の融点を求めるサーマルアレスト法による融点測定方法であり、試料温度とカプセル温度との示差をとることにより微妙な温度変化を顕著にし、読み取り誤差を極力低く抑えて精度と信頼性を向上させたものである。

1. 目的

高速増殖炉ではウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（MOX燃料）が用いられている。これは、酸化ウランと酸化プルトニウムの固溶体である。また、酸化ウランと酸化プルトニウムは同じ結晶構造を持ち、全組成範囲にわたって固溶する。

このため、核燃料の融点測定には、サーマルアレスト法が採用されていたが、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（MOX燃料）の融点温度を求める場合、図1に示すように、熱曲線の変化が読み取り難く、サーマルアレスト開始点は観測できるが（固相点として囲んだ部分）、変曲点がどこにあるかを正確に決定することが難しかった。

2. 技術の概要

図2に高融点物質の融点測定装置の一例を示す。測定対象としているのはウラン・プルトニウム

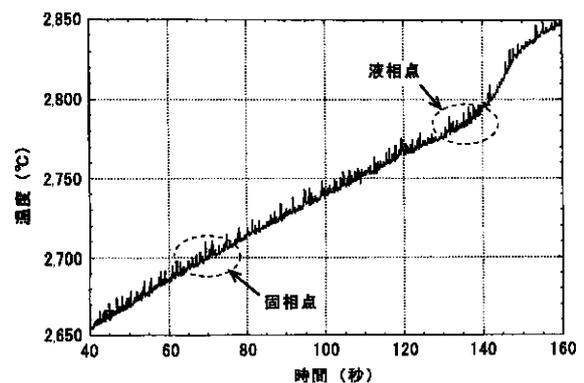


図1 ウラン・プルトニウム混合酸化物の融点測定データの一部

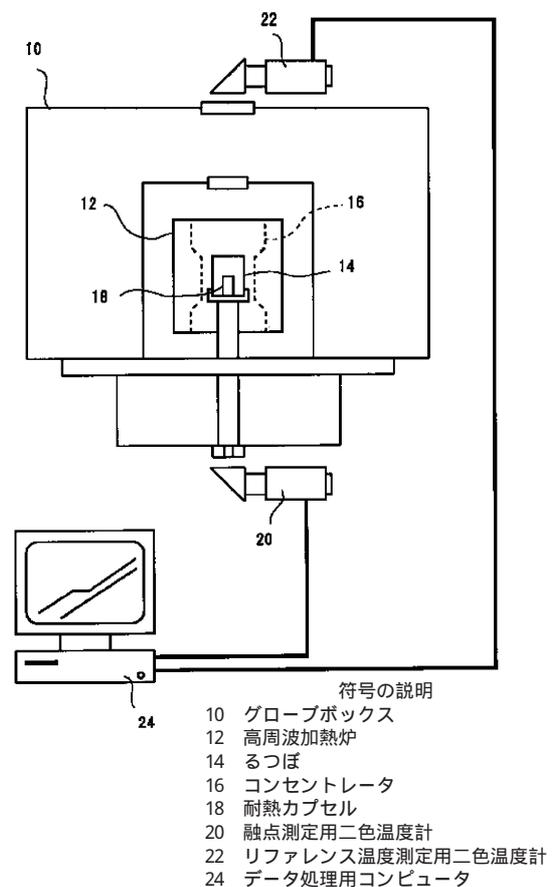


図2 高融点物質の融点測定装置の一例

混合酸化物燃料である。

グローブボックス(10)の内部に高周波加熱炉(12)を設け、その中にあるつば(14)を設置する。高周波加熱炉(12)の内部にはコンセントレータ(16)を設置して、高周波加熱を行う際に高周波をるつば(14)に集中させるようにする。るつば(14)内にはタングステン製の耐熱カプセル(18)を収容し、その中に測定試料ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を封入する。

グローブボックス(10)の外部の下方には測定試料の温度を測定するための融点測定用二色温度計(20)を設置し、上方には耐熱カプセル(18)の上端の温度を測定するためのリファレンス温度測定用二色温度計(22)を配置する。これらの二つの温度計からの計測出力をデータ処理用コンピュータ(24)に入力して、必要な処理を行う。

測定結果の一例を図3に示す。測定試料は30% Pu MOX燃料、O/M比2.0の塊状物である。昇温速度を80 /分に設定した。試料温度とリファレンス温度(カプセル温度)を測定し、試料温度とリファレンス温度の差分(示差温度)をプロットした。

示差熱曲線の変曲点をサーマルアレスト開始点として解析を行うことで、正確なばらつきのない融点の読み取りが可能となった。すなわち、融点

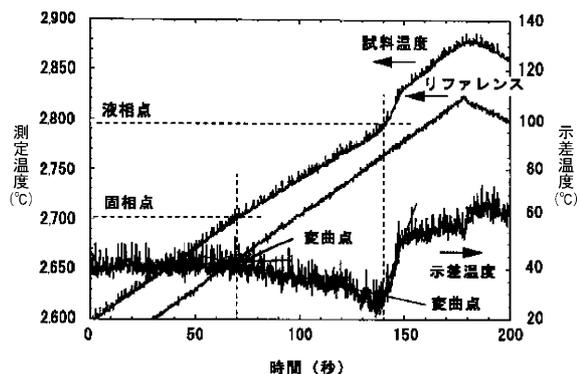


図3 ウラン・プルトニウム混合酸化物の融点測定の一例

(固溶点)はサーマルアレスト開始直前までの示差熱曲線とサーマルアレスト開始直後からの示差熱曲線の交点から、液相点はサーマルアレスト終了直前までの示差熱曲線とサーマルアレスト終了直後からの示差熱曲線の交点から容易に求めることができる。

また、データ解析者の習熟度や経験に起因する誤差やばらつきを抑制することが可能となり、データ解析の信頼性を高め、精度を向上させた。

(本社：技術展開部)

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4-4-9	TEL (029) 282-1122
敦賀本部	〒914-8585	福井県敦賀市木崎65-20	TEL (0770) 23-3021
新型転換炉心げん発電所	〒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4-3-3	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	岡山県苫田郡鏡野町上斎原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
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駸字沖付	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.27 2005.6

2005年6月20日発行

©2005 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4-4-9

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/

©2005 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