

# 炉 物 理 の 研 究

(第 60 号)

2008 年 3 月

<巻頭言> ..... 代谷誠治 1

<特集記事 1> 「もんじゅ」の性能試験 ..... 宇佐美 晋 3

<特集記事 2> KUCA で行われている韓国学生実験について —感想文からの考察—  
..... 卜 哲浩 31

<シンポジウム報告> 「アクチノイド・マネジメントのための炉物理と将来の実験施設」  
..... 西原健司 37

<国際会議報告> ..... 大井川宏之、佐々敏信、武井早憲、西原健司、菅原隆徳 42

<国際会議報告> ..... 川口真一、永田章人、羽倉尚人、八木貴宏 47

<第 39 回炉物理夏期セミナー報告>

セミナー概要報告 ..... (財) 電力中央研究所 53  
若手研究会報告

(1) 詳細メッシュ BWR 炉心計算手法への多項式解析的ノード法の適用とその精度  
..... 多田健一 61

(2) Pu を用いた溶融塩炉における中性子束分布平坦化の検討  
..... 竹澤宏樹 69

(3) 改良バイアス因子法について —一般化バイアス因子法を用いた実機核特性予測  
誤差の低減— ..... 野中伸仁 74

<事務局便り>

平成 19 年度炉物理部会運営委員 ..... 82

編集小委員会からの御願い ..... 83

第 27 回炉物理部会総会の報告 ..... 84

第 28 回炉物理部会総会の報告	87
「炉物理部会賞」の創設および規定	90
日韓合同セッションの開催要項改訂	92
編集後記	94
<炉物理部会 規約>	95

## <卷頭言>

### 原子力人材育成プログラムと炉物理

京都大学原子炉実験所

代谷誠治

平成 19 年度から文部科学省と経済産業省の連携事業として「原子力人材育成プログラム」が開始された。産業界のニーズを考慮して開始されたとされる同プログラムは、実際の運用に際して経費の有効活用を図る上で柔軟性に欠ける点があり、関係者は対応に苦慮しているものの、大学にとって誠に有難い事業と大いに感謝している。

さて、同プログラムの平成 20 年度公募を開始するに当たり、2 月に両省が共同で作成した「実施方針」が文部科学省のホームページに掲載されている。そして、「I. 教育活動支援」と「II. 原子力を支える基盤技術分野の研究活動支援」に分けて「実施に当たっての基本方針」が示されている。

この「I.」の中で「1. 原子力基礎教育研究の充実」の「(1) 基本方針」には「学生の質の向上を目指す」、「原子力基礎教育を重視」、「基礎的原理や論理的考え方を十分身につけた上で、実習・実験を通じた問題解決型の教育を重視」とあり、「(2) 事業内容」には「原子炉物理学、放射線安全学、核燃料サイクル工学等原子力基礎教育のためのカリキュラム・教科書などの教材開発、…」、「大学の教育研究炉を活用した炉物理実験などの現場実習」とあって、「炉物理」という言葉が出てくる。そして、経済産業省の「原子力教育支援」、「チャレンジ原子力体感」、文部科学省の「原子力コア人材育成」、「原子力コアカリキュラム開発」の各プログラムの内容説明にも「炉物理」あるいはそれに関連する語句が使われており、「教育活動」の中では「炉物理」が重視されていることが一目瞭然である。

一方、「II.」の「(1) 基本方針」では「研究後継者的人材育成という観点から、原子力を支える構造強度、材料強度、腐食・物性、溶接、熱・流体・振動、放射線安全の基盤技術分野を優先的に支援」とあり、これに関連するプログラムには「炉物理」という語句が見つからない。小生は、「原子力を支える基盤技術」としての炉物理研究が特に実験的研究の面で弱体化しつつあると感じており、「研究後継者的人材育成という観点」に立てば、「炉物理」が含まれてしかるべきではないかと考えている。これに関連して、今から 30 年程前になるが、小生が始めて炉物理夏期セミナーに出席した際、京都大学で炉物理を担当しておられた先生が、「最早、炉物理で研究すべきことはない」と発言されたのを聞いて愕然としたことを思い出した。確かにボルツマン方程式は既に完成されているとも言えるが、小生は工学としては未完成と考え、遮蔽から炉物理の分野に移って研究教育に取り組んできた。今もその考えは些かも変わっておらず、実際に炉物理の新たな知見が得られ続けているが、

後継者育成の面では心配な状況になりつつと感じ、憂慮している。

炉物理部会の各位は「炉物理」の現状をどのように感じておられるのであろうか？

リタイアの時期に近づいている者の単なる杞憂に終わることを祈り、今後の炉物理研究教育のさらなる維持・発展を祈って筆を擱く。

## <特集記事1>

### 「もんじゅ」の性能試験

日本原子力研究開発機構

宇佐美 晋

#### 1. はじめに

高速増殖原型炉「もんじゅ」(熱出力 714MW) は、我が国初の FBR 発電プラントとして、S58 年 (1983 年) 5 月に原子炉設置許可を取得し、S60 年 (1985 年) 10 月に建設を開始して、H6 年 4 月に初臨界、H7 年 8 月に初送電に成功した。その後、性能試験期間中の H7 年 12 月、40%出力での性能試験中に、2 次主冷却系からのナトリウム (Na) 漏えい事故が発生し、以来運転を停止している。この事故を受けて、事故の原因究明と再発防止策の検討、安全総点検を行い、Na 漏えいに対する安全性の改善等の改造工事を実施した。H18 年 10 月に初装荷燃料の変更計画に係る原子炉設置変更許可の申請を行い、H19 年 7 月に 1 次審査、H20 年 2 月 19 日に 2 次審査が終了して、原子炉設置変更許可を得た。そして、H20 年度に運転を再開し、性能試験を実施する計画である。

ここでは、H5～H6 年に実施した「もんじゅ」の性能試験（臨界・炉物理試験）の概要と「もんじゅ」の今後の研究開発計画について紹介する。

#### 2. 「もんじゅ」の炉心構成

「もんじゅ」の炉心は、炉心燃料集合体（内側炉心 108 体、外側炉心 90 体）、制御棒集合体（調整棒 13 体、後備炉停止棒 6 体）及びこれらの周囲を取り囲むブランケット燃料集合体（172 体）、中性子しゃへい体（316 体）等から構成され、全体としてほぼ六角形の断面をなしている。「もんじゅ」の炉心配置図及び燃料集合体の構造図をそれぞれ図 1 及び図 2 に、また、炉心の設備仕様及び燃料集合体の仕様をそれぞれ表 1<sup>[注]</sup>及び表 2<sup>[注]</sup>に示す。

（[注]：前回の性能試験時の仕様を示す。）

炉心燃料領域は、MOX 燃料の Pu 富化度の異なる 2 種類の炉心燃料集合体（核分裂性 Pu 富化度が約 15～16wt% と約 20～21wt%）よりなり、高富化度の炉心燃料集合体を外側に配置することにより、出力分布の平坦化を図った 2 領域炉心である。また、炉心燃料集合体からなる領域を軸方向に見ると、炉心領域と上部、下部軸方向ブランケット領域及び上部、下部軸方向中性子しゃへい体領域から構成されている。劣化ウラン (U-235 含有率約 0.3wt%) からなる径方向及び軸方向ブランケット領域は、Pu の増殖を担うと同時に外部への中性子の漏れを減少させ、中性子しゃへい体領域は、反射体の役目を果たすとともに外部の構造機器への中性子照射量を軽減する機能を有している。

### 3. 前回の性能試験（臨界・炉物理試験）の概要

本節では、H5～H6年に実施した「もんじゅ」の性能試験（臨界・炉物理試験）の概要について述べる。

「もんじゅ」は、H6年4月5日に、168体の炉心燃料集合体で初臨界を達成し、同年5月20日に、198体の炉心燃料集合体で初期炉心構成を完了した。「もんじゅ」の臨界・炉物理試験は、H5年10月からH6年11月にかけて行い、その中で、臨界性評価、制御棒価値確認、固定吸収体反応度価値評価、燃料等価反応度評価、冷却材反応度評価、温度係数評価、流量係数評価及び反応率分布評価（出力分布評価）等を実施した。臨界・炉物理試験の実績工程を図3に示す。

ここでは、まず、臨界・炉物理試験解析に適用した炉心解析手法の概要を示し、次に、各試験評価項目の測定値(E)と解析値(C)との比較評価結果について述べる。なお、炉定数としては、JENDL-3.2<sup>[1]</sup>ベースのJFS-3-J3.2炉定数セット及びJENDL-2<sup>[2]</sup>,<sup>[3]</sup>ベースのJFS-3-J2炉定数セット<sup>[4]</sup>を適用した（ここで、JFS-3-J2炉定数セット及びJFS-3-J3.2炉定数セットの作成時の誤り<sup>[5]</sup>による影響はJFS-3-J3.2とJFS-3-J3.2R<sup>[6]</sup>を用いた計算結果の比較に基づいて評価し補正している）。

#### (1) 解析手法

「もんじゅ」の臨界・炉物理試験解析は、JUPITER 臨界実験解析手法<sup>[7]</sup>に基づく「もんじゅ」性能試験評価用解析手法を用いて実施した。実効増倍率( $k_{eff}$ )及び反応度価値に係る解析の手順を図4に、また、反応率解析の手順を図5に示す。

##### ① 基準計算

JFS-3-J3.2またはJFS-3-J2の炉定数セットを用いて、SLAROM コード<sup>[7]</sup>により、70群実効断面積を作成した。ここで、制御棒吸収体及び固定吸収体は、それぞれ、円筒モデル及びプレートモデルを用いたセル計算によって非均質効果を考慮し、それ以外の炉心構成要素に関しては均質モデルを用いた。この70群実効断面積を用いて CITATION 拡散計算コード<sup>[7]</sup>の RZ モデル計算を実施し、得られた領域毎の中性子エネルギースペクトルに基づき、カレント重みでエネルギー群縮約処理を行った。

体系計算は、3次元拡散計算を基準として、70群、無限小メッシュ、輸送相当まで補正することを基本とし、各試験項目の持つ炉物理的特性に応じて、エネルギー群数やメッシュ分割、使用コード等を以下の通り使い分けている。

臨界性、制御棒価値、固定吸収体反応度価値及び燃料等価反応度に係る解析の基準計算には、CITATION コードを使用した。このうち、臨界性の解析では、エネルギー群の影響を詳細に確認するため Hex-Z 体系エネルギー70群を基準計算モデルとし、制御棒価値及び固定吸収体反応度価値の解析では、中性子束の歪の効果を詳細にみるために Tri-Z 体系エネルギー6群を基準計算モデルとした。また、燃料等価反応度解析では、Hex-Z 体系エ

エネルギー18群を基準計算とした。

冷却材反応度解析では、冷却材除去領域と周辺領域の違いを確認できるように、基準計算に TWOTRAN-II 輸送計算コード<sup>[7]</sup>と RZ 体系エネルギー70群モデルを使用した。

等温温度係数の解析値は、CITATION コードの RZ 体系エネルギー70群から求めた形状係数とドップラ係数、PERKY 摂動計算コード<sup>[7]</sup>から得られた密度係数、及び燃料や SUS 鋼材の温度膨張の式に基づいて算出した。

反応率解析では、3次元炉心内中性子束の基準計算として、DIF3D コード<sup>[8]</sup>による Tri-Z 体系エネルギー70群計算を用いた。

## ② 補正計算

### 1) 実効増倍率及び反応度価値に係る補正解析

メッシュ補正是、臨界性、制御棒価値、固定吸収体反応度価値及び燃料等価反応度の解析に適用した。CITATION コードを用いて、径方向には Hex-Z 体系と Tri-Z 体系、軸方向には通常メッシュと倍メッシュで拡散計算を実施し、それらの結果を無限メッシュ相当に外挿することによってメッシュ補正係数を求めた。

輸送補正も、臨界性、制御棒価値、固定吸収体反応度価値及び燃料等価反応度の解析に適用した。TRITAC 輸送計算コード<sup>[7]</sup>と CITATION コードを用いて、XYZ 体系エネルギー6群の計算を実施し、輸送補正係数を求めた。ここで、輸送計算は P<sub>0</sub>、S<sub>4</sub> で実施し、拡散計算にはメッシュ補正を考慮した（なお、輸送計算では、適切な角度分点とメッシュ幅を用いたことにより、メッシュ補正是特に必要ないものとした）。

エネルギー群縮約補正是、制御棒価値、固定吸収体反応度価値及び燃料等価反応度の解析に適用し、CITATION コードの Hex-Z 体系を用いて 70 群と基準計算（6 群または 18 群）との比較により群縮約補正係数を求めた（なお、臨界性については、70 群を基準計算としているためエネルギー群縮約補正是不要）。

燃料非均質補正是、図 6 の手順で行い、臨界性の解析に適用した。先ず、燃料ピン 1 本分のラッパ管と冷却材を巻付けた燃料ピン相当の非均質セル円筒体系モデルを用いて SLAROM コードによるセル計算を行い、燃料ピンの均質化断面積を求めた。この燃料ピンの均質化断面積に基づき、燃料集合体相当の非均質セル円筒体系モデルのセル計算を SLAROM コードにより行い、燃料集合体の均質化断面積を求めた。そして、CITATION コードの RZ 体系エネルギー70群モデルを用いた拡散計算を行い、燃料非均質補正係数を求めた。

構造材実組成補正是、臨界性の解析に適用し、CITATION コードの Hex-Z 体系エネルギー70群モデルを用いて、SUS316 の設計組成とミルシートから得られた SUS316 実組成（不純物も考慮）に基づく実効増倍率計算値の比較により構造材実組成補正係数を求めた。

その他、解析に際しては、使用した燃料組成の製造上の代表的日付と各々の試験日付と

の違いを補正する Pu-241 崩壊効果補正や、炉心温度の違いを補正する温度補正等を適宜実施した。

## 2) 反応率に係わる補正解析

輸送補正では、TWODANT コード<sup>[9]</sup>による RZ 輸送計算 (P0, S8 近似、70 群) と CITATION コードによる RZ 拡散計算 (70 群) を行い、その比較結果を用いて、DIF3D コードの基準計算における Tri-Z 拡散中性子束を補正した。

反応率分布測定のため初期炉心に装荷した試験用集合体 (図 13) の構造上及び組成上の特殊性 (炉心燃料集合体中心の 7 本の燃料ピンを、中性子検出箇を内包するステンレス製の中性子検出要素で置換) に係る非均質効果の補正に関しては、TWODANT コードによる RZ 輸送計算 (P0, S16 近似、70 群) を用いて補正した。

### (2) 測定及び解析結果

#### ① 臨界性

「もんじゅ」の燃料装荷では、2 体の中性子源集合体 (Cf-252) を装荷した炉心において、炉心中心部より模擬燃料集合体を順次炉心燃料集合体と置換していき、168 体の炉心燃料集合体の装荷によって初臨界を達成した。燃料集合体及び模擬燃料集合体の主要パラメータを表 3 に、初臨界時の炉心構成を図 7 に示す。この時、炉心中心の粗調整棒 (CCR1) は部分引抜き (全引抜量 1000mm に対する 730mm の部分引抜き) 状態であり、その他の制御棒は全引抜き状態であった。また、初期炉心構成後の臨界時の制御棒位置は、粗調整棒 (CCR) 及び微調整棒 (FCR) が 532mm 均等引抜き状態、後備炉停止棒 (BCR) が全引抜き状態であった。

一方、臨界試験時の実効増倍率の解析値は、3 次元拡散計算 (CITATION コード、Hex-Z 体系、70 群) の基準計算結果に、メッシュ補正、輸送補正、燃料非均質補正、温度補正、構造材実組成補正及び Pu-241 崩壊効果補正を考慮して求めた。JENDL-3.2 ベースでの実効増倍率の C/E 値は、初臨界炉心 (燃料 169 体装荷) で 0.991、初期炉心 (燃料 198 体装荷) で 0.990 であり、JENDL-2 ベースでは、各々に対して 0.990 であった。なお、燃料非均質補正に関しては、燃料ピン相当及び燃料集合体相当の非均質セル円筒体系モデル (図 6 参照) を用いることにより、JENDL-3.2 ベースの C/E 値換算で 0.0038 を考慮した。

#### ② 制御棒価値

炉心中心に位置する CCR1 制御棒の反応度価値及び反応度曲線の測定にはペリオド法を用い、他の制御棒の反応度価値測定には置換法を用いた。制御棒の主要パラメータを表 3 に示す。また、制御棒価値の解析値は、3 次元拡散計算 (CITATION コード、Tri-Z 体系、6 群) の基準計算により得られた実効増倍率に、メッシュ補正、輸送補正、群縮約補正、

温度補正及び制御棒干渉効果補正を考慮して求めた。制御棒価値の C/E 値を図 8 に示す。これより JENDL-3.2 を用いた場合の C/E 値は 0.98~0.99 であり、JENDL-2 を用いた場合は約 0.95~0.96 であった。

### ③ 固定吸収体反応度価値

図 9 に示すように、プランケット燃料集合体の 1 体または 3 体を固定吸収体と置換することにより、固定吸収体の反応度価値を測定した。固定吸収体の主要パラメータを表 3 に示す。臨界法による固定吸収体反応度価値の測定値及び不確かさは、 $0.136 \pm 0.008\% \Delta k/k$  (固定吸収体 1 体) 及び  $0.400 \pm 0.024\% \Delta k/k$  (固定吸収体 3 体) であった。

一方、固定吸収体反応度価値の解析値は、3 次元拡散計算 (CITATION コード、Tri-Z 体系、6 群) の基準計算により得られた実効増倍率に、メッシュ補正、輸送補正及び群縮約補正を考慮して求めた。固定吸収体反応度価値の C/E 値は、JENDL-3.2 ベースで 0.95 (固定吸収体 1 体) 及び 1.00 (固定吸収体 3 体)、JENDL-2 ベースで 0.91 (固定吸収体 1 体) 及び 0.96 (固定吸収体 3 体) であった。

### ④ 燃料等価反応度

図 10 に示す 5箇所の炉心位置において、炉心燃料集合体 1 体を模擬燃料集合体 1 体と置換することにより、燃料等価反応度を測定した。臨界法による燃料等価反応度の測定結果は、図 11 のようになり、その測定値及び不確かさは、 $0.087 \pm 0.006 \sim 0.290 \pm 0.020\% \Delta k/k$  であった。

一方、燃料等価反応度の解析値は、3 次元拡散計算 (CITATION コード、Hex-Z 体系、18 群) の基準計算により得られた実効増倍率に、メッシュ補正、輸送補正及び群縮約補正を考慮して求めた。燃料等価反応度の C/E 値は、図 11 に示すように、JENDL-3.2 ベースで 0.96~1.05、JENDL-2 ベースで 0.96~1.06 であった。

### ⑤ 冷却材反応度

表 3 に示す 2 種類の冷却材反応度測定用模擬燃料集合体、すなわち、炉心中心面近傍の長さ 59 cm の範囲にヘリウムガス (ボイド) 領域を有する模擬燃料集合体と同じ領域にナトリウムを充填した模擬燃料集合体を使用して、冷却材反応度を評価した。図 12 に示すように、これら 2 種類の模擬燃料集合体を、それぞれ、炉中心の CCR1 制御棒まわり (内側炉心最内層) に 6 体装荷し、臨界法により、炉心中心部でのナトリウムの物質反応度価値を測定した。なお、冷却材反応度に対する制御棒位置の影響を把握するため、隣接する CCR1 制御棒の全引抜き位置と全挿入位置の 2 つの条件で臨界とし、それぞれの場合の冷却材反応度を評価した。その結果、冷却材反応度の測定値として、 $-0.021 \pm 0.007\% \Delta k/k$  (CCR1 制御棒全引抜き時) 及び  $-0.036 \pm 0.007\% \Delta k/k$  (CCR1 制御棒全挿入時) が得られ

た。

一方、冷却材反応度の解析値は、非均質補正を考慮した2次元輸送計算(TWOTRANコード、RZ体系、70群)を行う方法と、実効断面積に非均質効果を考慮した2次元拡散計算(CITATIONコード、RZ体系、70群)を行う方法により求めた。2次元輸送計算に基づく冷却材反応度のC/E値は、JENDL-3.2ベースで1.7(CCR1制御棒全引抜き時)及び1.4(CCR1制御棒全挿入時)、JENDL-2ベースで2.4(CCR1制御棒全引抜き時)及び1.6(CCR1制御棒全挿入時)であった。また、2次元拡散計算に基づく冷却材反応度のC/E値は、JENDL-3.2ベースで1.5(CCR1制御棒全引抜き時)及び1.6(CCR1制御棒全挿入時)、JENDL-2ベースで2.3(CCR1制御棒全引抜き時)及び1.9(CCR1制御棒全挿入時)であった。C/E値がこのように大きな値を示す原因是、反応度測定値がきわめて小さな値であるため、測定誤差の影響が大きい上に、計算のモデル化や断面積の誤差等の影響を受け易いことによると考えられる。この点については、さらに超微細エネルギー群効果補正<sup>[10]</sup>や連続エネルギーモンテカルロ法による検証等の検討を進めている。

#### ⑥ 等温温度係数

原子炉の臨界状態において、1次主冷却系循環ポンプからの入熱により1次冷却材温度を約190°Cから約300°Cの範囲の3段階(190~200~250~300°C)で昇温・降温させ、各段階の温度で測定した臨界制御棒位置と制御棒反応度校正曲線から反応度変化を算出して、等温温度係数を評価した。その結果、等温温度係数測定値の一例として、-0.0030%Δk/k/°C ±4.5%(190°C→300°C昇温時)及び-0.0031%Δk/k/°C ±4.5%(300°C→190°C降温時)が得られた。また、190~200~250~300°Cの温度区間にに対応する測定結果から、温度が高くなるほど等温温度係数の絶対値は小さくなり、温度依存性のあることが確認された。

一方、等温温度係数の解析に際しては、JENDL-2による70群炉定数セットに基づき、拡散計算及び摂動計算によりドップラ係数、形状係数及び密度係数を計算し、この形状係数及び密度係数と炉心を構成する物質の熱膨張率から、各部材(燃料ペレット、被覆管、ラッパ管、冷却材、炉心支持板)の熱膨張に係わる温度係数を算出した。そして、ドップラ係数及び熱膨張に係わる温度係数と各領域の温度変化から反応度を算出し、温度変化幅で除して等温温度係数を求めた。その結果、190°Cと300°Cの範囲で昇温・降温させた時の等温温度係数の解析値及びC/E値として、それぞれ、-0.00323%Δk/k/°C及び1.01が得られた。

#### ⑦ 流量係数

原子炉臨界状態において、1次主冷却系循環ポンプの回転数を変化させて1次冷却材流量を約49%と100%の間で変化させ、各流量状態で測定した臨界制御棒位置と制御棒反応度校正曲線から反応度変化を算出して、流量係数を評価した。その結果、1次冷却材流量

が約 49%と 100%の範囲での流量係数測定値として、 $(-1.1 \pm 0.139) \times 10^{-3} \Delta k/k / \% \text{flow} \sim (-1.2 \pm 0.146) \times 10^{-3} \Delta k/k / \% \text{flow}$  が得られた。

#### ⑧ 反応率分布測定に基づく増殖比、出力分布評価

Pu-239, U-235, U-238, Np-237 の核分裂箇と Au, Ni, Ti, Fe, Co, Sc, Na の放射化箇からなる中性子検出箇を、図 13 のように標準燃料集合体と同じ大きさの試験用集合体内に装荷して、炉心及び炉内ラックの代表的な位置に配置し、0.02~0.16%出力及び温度 200°Cにおいて、炉心の約 1/12 領域をカバーする計 6 回の測定ケース (P1~P6、図 14 参照) で照射した。一例として、第 2 回照射(P2)時における中性子検出箇の装荷位置を図 15 に示す。6 回の照射で照射した中性子検出要素及び中性子検出箇の総数は、それぞれ、51 本及び 2015 枚であった。そして、照射した箇の  $\gamma$  線エネルギースペクトルを Ge 半導体検出器で測定し、照射履歴、測定条件及び各種補正 (パイルアップによる数え落とし補正、サム・コインシデンス効果補正、点線源から面線源への効率変換補正、箇内の  $\gamma$  線自己しゃへい補正及び U-235 箇, U-238 箇中の U-235, U-238 同位体存在比による核分裂率の補正等) を考慮して、箇装荷位置での各種反応率を求めた。一例として、図 16 に、Pu-239 核分裂率測定値 (規格値) の炉心中心面上径方向分布を示す。当該測定値 (規格値) の測定誤差は 0.7~2.2% であった。また、炉心中心位置での反応率比 C8/F9 (U-238(n, $\gamma$ )/Pu-239(n,f)) の測定値は、約 0.164~0.167±6.2% であった。

一方、反応率の解析値は、3 次元拡散計算 (DIF3D コード、Tri-Z 体系、70 群) の中性子束基準計算結果に輸送補正及び非均質補正を適用し、Isolated Lump 近似による中性子検出箇の実効断面積を考慮して求めた。その結果の一例として、Pu-239 核分裂率 (規格値) の C/E 値の炉心中心面上径方向分布を図 17 に示す。Pu-239 核分裂率の径方向分布に関しては、炉心領域において測定値と解析値に良い一致が見られるが、プランケット領域及びしゃへい体領域では、解析値が過小評価の傾向にある。また、炉心中心位置での反応率比 C8/F9 の C/E 値は、約 1.00~1.02 であった。

次に、反応率の C/E 値に基づき「増殖比」及び「出力分布」を評価するため、まず、反応率 C/E 値の空間分布を内外挿し、燃料集合体配置の回転対称性を考慮してそれを全炉心に展開することにより、全炉心の計算メッシュポイントに対応する反応率 C/E 値分布を推定した。この C/E 値を通常の炉心での反応率解析値の補正に適用し、次式に基づき、補正後の各反応率を空間積分することによって、「もんじゅ」初期炉心初期における「増殖比」及び「出力分布」(出力分担率、炉内ピーピング係数及び最大線出力密度等) を評価した。「もんじゅ」の初装荷炉心初期、定格出力運転時における「増殖比」、「出力分担率」及び「最大線出力密度」の評価結果を、それぞれ、表 4、表 5 及び表 6 に示す。その結果、これらの核的パラメータに対する測定評価値と解析値とは、良好な一致を示した。

$$\begin{aligned}
 \text{「増殖比」} &= \frac{\text{核分裂性物質の生成率 (U-238, Pu-240, Pu-238 捕獲反応率)}}{\text{核分裂性物質の消滅率 (Pu-239, Pu-241, U-235 吸収反応率)}} \\
 &= \zeta \times \xi_1 \times \frac{C_8(0)}{F_9(0)} \times \frac{\int_{\text{Reactor}} dV [\{N_8 \times \beta_1(r) \times C_8(r)\} + \{\text{Pu-240, Pu-238 捕獲反応の項}\}]}{\int_{\text{Reactor}} dV [\{N_9 \times \beta_2(r) \times F_9(r) \times (1 + \alpha_9)\} + \{\text{Pu-241 吸収反応の項}\}]} \\
 &\quad + [N_5 \times \xi_3 \times \frac{F_5(0)}{F_9(0)} \times \beta_3(r) \times F_5(r) \times (1 + \alpha_5)] 
 \end{aligned}$$

ここで、 C: 捕獲反応率、 F: 核分裂率、 添字 5,8,9 : U-235, U-238, Pu-239  
 ξ: 炉心中心での各反応率比の E/C 値、 β: 各反応率径方向分布の E/C 値、  
 N: 原子数密度、 α: α 値、 Pu-240, Pu-238, Pu-241 の反応率: 解析値で補足  
 ζ: 「増殖比」の照射条件 (温度 200°C) から定格出力状態への外挿補正係数

また、出力密度分布 (P(r)) は、次式で表わせる。

$$\begin{aligned}
 P(r) &= \sum_{\text{nuclide}} N \left\{ \sum_{\text{reaction}} \langle \kappa \cdot \sigma \cdot \phi \rangle \right\} + (\text{中性子の散乱による発熱エネルギー}) \\
 &= \eta \times F_9(0) \times [N_9 \times \kappa_{f9} \times \beta_2(r) \times F_9(r) \\
 &\quad + N_5 \times \kappa_{f5} \times \xi_3 \times \{F_5(0) / F_9(0)\} \times \beta_3(r) \times F_5(r) \\
 &\quad + N_8 \times \kappa_{f8} \times \xi_4 \times \{F_8(0) / F_9(0)\} \times \beta_4(r) \times F_8(r) \\
 &\quad + N_8 \times \kappa_{c8} \times \xi_1 \times \{C_8(0) / F_9(0)\} \times \beta_1(r) \times C_8(r) \\
 &\quad + (\text{その他の核種の反応による項}) + (\text{中性子の散乱による発熱エネルギーの項}) ]
 \end{aligned}$$

ここで、 η: 炉心中心のPu-239核分裂率のE/C値、 ξ: 炉心中心の各反応率比のE/C値  
 β: 各反応率径方向分布のE/C値、 κ: 核反応当たりの放出エネルギー  
 C: 捕獲反応率、 F: 核分裂率 (添字 5,8,9 : U-235, U-238, Pu-239)

### (3) 結論

H5～H6 年に実施した「もんじゅ」性能試験において、「もんじゅ」初装荷炉心の核特性 (臨界性、反応度値、反応度係数、反応率等) に係る測定データを取得した。そして、 JENDL-3.2 及び JENDL-2 核データライブラリを適用し、JUPITER 臨界実験解析手法に基づく「もんじゅ」性能試験評価用解析手法を用いた臨界・炉物理試験解析を実施した結果、 解析値と測定値は概ねよく一致し、当該解析手法の妥当性が確認された。但し、冷却材反応度については、測定値がきわめて小さいこと、及び解析モデル等の影響を受けやすいことなどにより、比較的大きな C/E 値を示した。

なお、JUPITER 臨界実験解析以降に得られた知見を反映すれば、さらなる解析精度の向

上が期待できることから、「もんじゅ」性能試験に関しては、JENDL-3.3 核データライブラリ、統合炉定数、超微細エネルギー群効果補正及び連続エネルギーモンテカルロ法等の知見を取り入れた解析手法による解析も実施してきており、「もんじゅ」性能試験データに基づく当該解析手法の検証も進めていきたいと考えている。

#### 4. 「もんじゅ」の今後の研究開発計画

「もんじゅ」は、早期に運転を再開し、図 18 に示すように、性能試験及び本格運転の成果を FBR 実用化に向けた研究開発に反映していくことが、その使命である。具体的には、2015 年を目指して設計手法の妥当性検証、増殖炉心の特性評価、運転信頼性の実証等を行う。また、長期的には、プラントの高性能化を図り、高燃焼度燃料や Am, Cm 等のマイナーアクチニド (MA) を含む燃料の燃焼等、実用 FBR に活用される技術の実証を実施していく計画である。

##### (1) 今後の性能試験の計画

「もんじゅ」では、燃料及びプラント設備機器が長期保管状態であったことを踏まえ、プラントの性能を総合的に確認するための性能試験を、安全を最優先として、図 19 に示すように 3 段階に分け、約 2 年半の期間をかけて実施する計画である。第 1 段階の炉心確認試験では、長期停止後、Am を含有する炉心の炉物理データを取得し、その炉心特性を確認する。第 2 段階の 40% 出力プラント確認試験では、臨界試験と長期保管状態にある水・蒸気、タービン系統の核加熱による性能試験や 40% プラント出力までのプラント全系統の機能と性能の確認等を行う。第 3 段階の出力上昇試験では、100% 出力のための炉心構成にて、臨界試験を行った上で、本格運転に向けた 40%、75%、100% 出力状態での試験を行う。

性能試験の実施項目は、「もんじゅ」の特徴と役割を考慮した上で、軽水炉の使用前検査も参考とし、「法令に沿った性能確認」、「自主的な検査としてのプラント系統設備の機能・性能の確認」、「設計の妥当性評価、設計裕度評価等を通じた FBR プラント設計技術の妥当性検証」、「「もんじゅ」対象の関連研究開発（機器・コード開発等）の総括」及び「実用化研究開発への実機データの提供」等を目的として選定する。また、原子力学会の「もんじゅ研究利用特別専門委員会」からも、性能試験への試験提案を頂いており、試験計画策定に反映していきたいと考えている。

さらに、性能試験終了後の本格運転を再開した段階では、世界的にも貴重な高速中性子炉として、国際的にも開かれた研究開発拠点として、有効に活用していく計画である。

##### (2) 「もんじゅ」での炉物理測定の特徴と意義

Pu 同位体組成比として、Pu-239 が大部分を占める臨界実験装置に対し、「もんじゅ」で

は、Pu-240 や Pu-241 等の高次の Pu や長期炉停止に伴う Pu-241 の壊変により生成した Am-241 を有意に含有しており、これらの核種の寄与を含めた測定を実施することができる。また、「もんじゅ」では、ドップラ反応度等は、等温温度係数や出力係数の測定を通じて、微小サンプルではなく、炉心全体を加熱して直接測定することができ、臨界実験装置では測定できない燃焼係数の測定を行うとともに、集合体出口温度測定を通じて燃焼に伴う出力分布の変動を間接的に測定することも可能である。さらに、将来的には、「もんじゅ」の燃焼後の取出し燃料の照射後試験を通じて、燃料組成を分析することにより、燃焼に伴う同位体組成比の変化等を直接測定することができ、内部転換比、増殖比等の評価に資するデータを取得することができる。

他方、「もんじゅ」では、低温臨界状態の測定でも、炉心は 200°C の Na 雰囲気中に置かれていること、専用の燃料交換機を用いた遠隔操作による燃料交換を要すること、中性子検出器等を炉心内に自由に配置することはできないこと等、「もんじゅ」での炉物理測定には、臨界実験装置に比べて、多くの制約もある。

以上のように、「もんじゅ」での炉物理測定は、一般の臨界実験装置に比べて制約もあるが、臨界実験装置では実施することのできない、実機ならではの測定が可能であり、その点で意義が大きいものと考えられる。

## 5. まとめ

「もんじゅ」は、わが国初の FBR 発電プラントとして設計され、典型的な均質 2 領域 MOX 燃料中型炉心としての特徴を有する。その炉心特性は、上述のように、これまでの性能試験により測定されており、その結果に基づき解析手法の検証も実施している。また、この前回性能試験による解析手法の検証は、最新の知見も取り入れた解析手法に対しても実施してきている。

今後は、次回性能試験により炉心特性を確認するとともに、最新知見も取り入れつつ解析手法の予測精度の検証を進め、本格運転再開後は、FBR 実用化に向けて「もんじゅ」炉心を有効に活用していく計画である。そのため、性能試験に基づく設計技術の評価や、運転実績に基づく燃焼特性・増殖特性等の確認、さらには Am 等のマイナーアクチニド含有燃料の照射試験等、国際的にも開かれた研究開発の場として有効に活用していきたいと考えている。

## 6. 参考文献

- [1] T. Nakagawa, K. Shibata, *et al.*, "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-2: JENDL-3.2," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **32** [12], pp. 1259-1271 (1995).
- [2] T. Nakagawa, "Summary of JENDL-2 General Purpose File," JAERI-M 84-103 (1984).
- [3] Japanese Nuclear Data Committee, "Graphs of Evaluated Neutron Cross Sections in

- JENDL-2," JAERI-M 84-052 (1984).
- [4] H. Takano and Y. Ishiguro, "Production and Benchmark Tests of Fast Reactor Group Constant Set JFS-3-J2," JAERI-M 82-135 (1982).
  - [5] 千葉豪, 羽様平, 他, "高速炉用炉定数セット JFS-3-J3.2 の改訂," 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 1, No. 4, pp.335-340 (2002).
  - [6] 千葉豪, "JENDL-3.2 に基づく高速炉用炉定数 JFS-3-J3.2R の作成," JNC TN9400 2001-124 (2002).
  - [7] 石川眞, 斎藤正幸, 他, "核設計基本データベースの整備 ー最新手法による JUPITER-I 実験解析ー," PNC TN9410 92-278 (1992).
  - [8] "DIF3D 7.0, Code System for Solving Finite Difference Diffusion Theory Problem," RSIC, CCC-649 (1997).
  - [9] "DANTSYS 3.0, One-, Two-, and Three-Dimensional, Multigroup, Discrete Ordinates Transport Code System," RSIC Computer Code Collection, CCC-547 (1997).
  - [10] T. Hazama, G. Chiba, *et al.*, "Development of a Fine and Ultra-Fine Group Cell Calculation Code SLAROM-UF for Fast Reactor Analyses," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **43**, [8], pp. 908-918 (2006).

表1 炉心の設備仕様 [注]

[注]：前回の性能試験時の仕様を示す。

原子炉熱出力	714MW	炉心燃料集合体数	内側炉心	108体
1次冷却材流量	約 $15.3 \times 10^6$ kg/h		外側炉心	90体
1次冷却材入口温度	約397°C	ブランケット燃料集合体数		172体
1次冷却材出口温度	約529°C	制御棒集合体数		19体
炉心燃料領域形状		中性子源集合体数		2体
領域数	2	中性子しゃへい体数		316体
有効高さ	約0.93m	サーベイランス集合体数		
等価直径	約1.8m	中性子しゃへい体領域装荷	8体	
軸方向ブランケット厚さ 上部	約0.3m	炉内ラック装荷		最大8体
下部	約0.35m	炉心燃料平均取出し燃焼度		約80,000MWd/t
半径方向ブランケット等価厚さ	約0.3m	増殖比		約1.2
初装荷燃料装荷量		炉心燃料領域組成比	燃料	約33.5vol%
炉心燃料領域 (Pu及びU)	約5.9 t		冷却材	約40.0vol%
軸方向ブランケット (U)	約4.5 t		構造材	約24.5vol%
半径方向ブランケット (U)	約13 t		空隙	約2.0vol%

表2 燃料集合体の仕様 [注]

[注]：前回の性能試験時の仕様を示す。

種類	項目	炉心燃料集合体	ブランケット燃料集合体
燃料	燃料材料	Pu・U混合酸化物	UO <sub>2</sub>
	炉心燃料核分裂性Pu富化度（内側炉心／外側炉心）		
	初装荷燃料 (wt%)	約15／約20	—
	取替え燃料 (wt%)	約16／約21	—
	U-235含有率 (wt%)	約0.3 <sup>*1</sup>	約0.3
	ペレット密度 (%理論密度)	約85 <sup>*2</sup>	約93
	ペレット最高温度（定格出力時）(°C)	約2,350以下	—
	炉心燃料集合体平均取出し燃焼度 (MWd/t) 炉心	初装荷 平衡炉心	約16,000 約80,000
	燃料集合体最高燃焼度 (MWd/t)	約94,000以下	—
燃料要素	外径 (mm) / 被覆管 <sup>*3</sup> 肉厚 (mm)	約6.5 / 約0.47	約12 / 約0.5
	ペレット直径 (mm) / 被覆管-ペレット間隙直径 (mm)	約5.4 / 約0.16	約10.4 / 約0.2
	被覆管最高温度（肉厚中心）（定格出力時）(°C)	約675以下	—
燃料集合体 <sup>*3</sup>	燃料要素配列	正三角形配列	同左
	燃料要素配列ピッチ (mm)	約7.9	約13
	集合体当たり燃料要素本数	169	61
	燃料要素全長 (m) / 集合体全長 (m)	約2.8 / 約4.2	同左
	集合体対辺間距離（六角内辺）(mm)	約105	同左
	燃料要素間隔保持方式	ワイヤスペーサ <sup>*3</sup> 型	同左

\* 1 : 炉心燃料及び軸方向ブランケット燃料 (UO<sub>2</sub>) 共に、U-235含有率は約0.3 (wt%)

\* 2 : ペレット密度は、炉心燃料材料で約85(%TD)、軸方向ブランケット燃料で約93(%TD)

\* 3 : 被覆管、ラッパ管及びワイヤスペーサの材料は、SUS316相当ステンレス鋼

表3 試験用模擬燃料集合体等の主要パラメータ

## (1) 燃料等価反応度測定用模擬燃料集合体等

項目	燃料集合体			模擬 燃料
	内側	外側	径比	
燃料材料	MOX (炉心領域)		UO <sub>2</sub>	—
核分裂性Pu重量	4.5kg	6.0kg	—	—
ペレットスタック長	93cm (炉心領域)		158cm	—
体積割合	ペレット&ギャップ	35%	47%	—
	SUS	25%	20%	56%
	Na	40%	33%	44%

## (2) 制御棒及び固定吸收体

項目	制御棒		模擬 燃料
	FCR 及び CCR	BCR	
吸収材ペレット材質	39wt%	90wt%	18.2wt%
B-10装荷量 (/体)	1.3kg	4.4kg	1.8kg
ペレットスタック長	80cm		93cm
体積割合	ペレット&ギャップ	21%	29%
	SUS	29%	22%
	Na	50%	27%

## (3) 冷却材反応度測定用模擬燃料集合体

項目	He ガス領域	Na 領域
He/Na領域長さ	59cm	
体積割合	He	63%
	SUS	18%
	Na	19%
		82%

表4 増殖比の評価値  
(初装荷炉心初期、定格出力時)

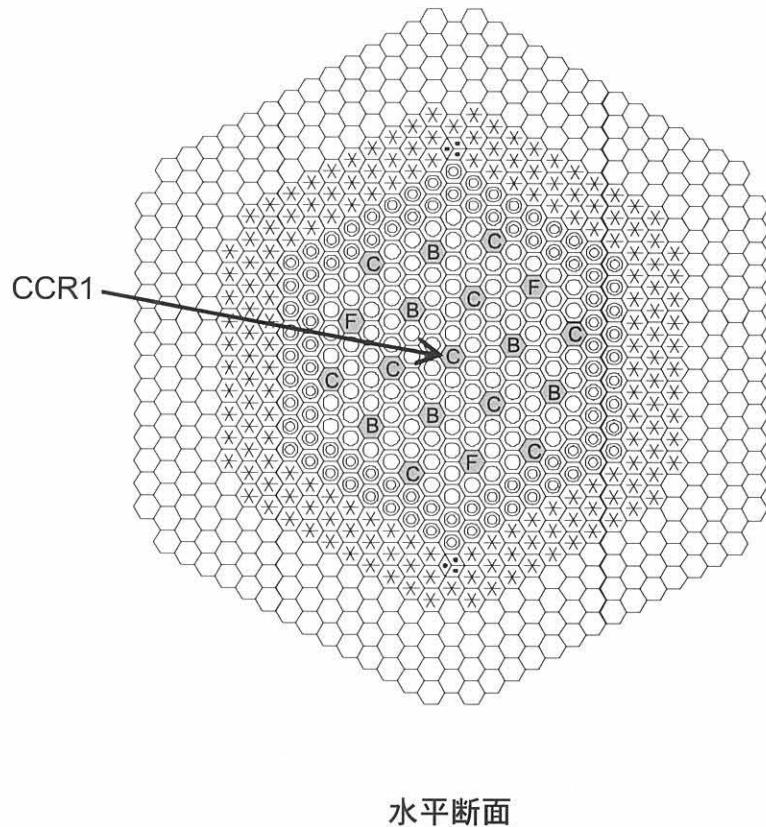
		領域	内側	外側	径プラ	軸プラ
J3.2	測定評価値	個別	0.399	0.208	0.217	0.361
		小計	0.607		0.578	
		合計	1.185			
	解析値	個別	0.402	0.209	0.208	0.385
		小計	0.611		0.593	
		合計	1.204			
J2	測定評価値	個別	0.397	0.207	0.218	0.361
		小計	0.604		0.579	
		合計	1.183			
	解析値	個別	0.399	0.207	0.201	0.373
		小計	0.606		0.574	
		合計	1.180			

表5 出力分担率の評価値  
(初装荷炉心初期、定格出力時)

領域			内側	外側	径バラ	軸バラ
J3.2	測定評価値	個別	0.539	0.403	0.038	0.020
		小計	0.942		0.058	
	解析値	個別	0.539	0.403	0.038	0.020
		小計	0.942		0.058	
J2	測定評価値	個別	0.539	0.403	0.038	0.020
		小計	0.942		0.058	
	解析値	個別	0.538	0.404	0.038	0.020
		小計	0.942		0.058	

表6 最大線出力密度の評価値  
(初装荷炉心初期、定格出力時) (単位: W/cm)

炉心領域	内側炉心		外側炉心	
ライブラリー	J3.2	J2	J3.2	J2
測定評価値	330	329	334	335
解析値	331	330	336	338



炉心領域	内側炉心燃料集合体	◎	108
	外側炉心燃料集合体	◎	90
	プランケット燃料集合体	※	172
集制合御体棒	微調整棒 (FCR)	○	3
	粗調整棒 (CCR)	○	10
	後備炉停止棒 (BCR)	○	6
	中性子源集合体	●	2
	中性子しゃへい体	○	316
	サーベイランス集合体	○	8

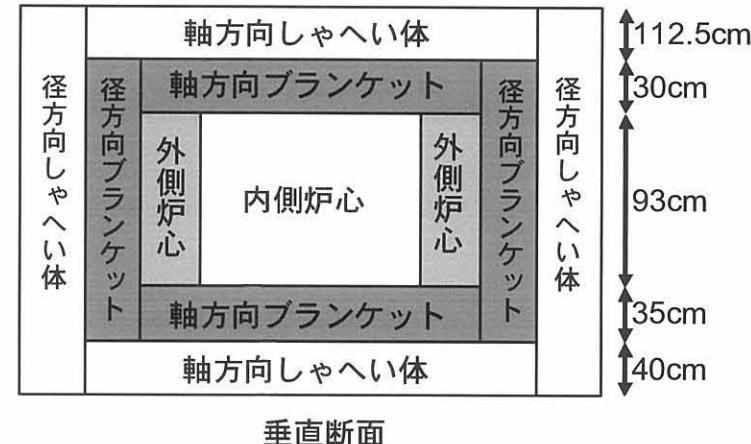


図1 「もんじゅ」の炉心配置図

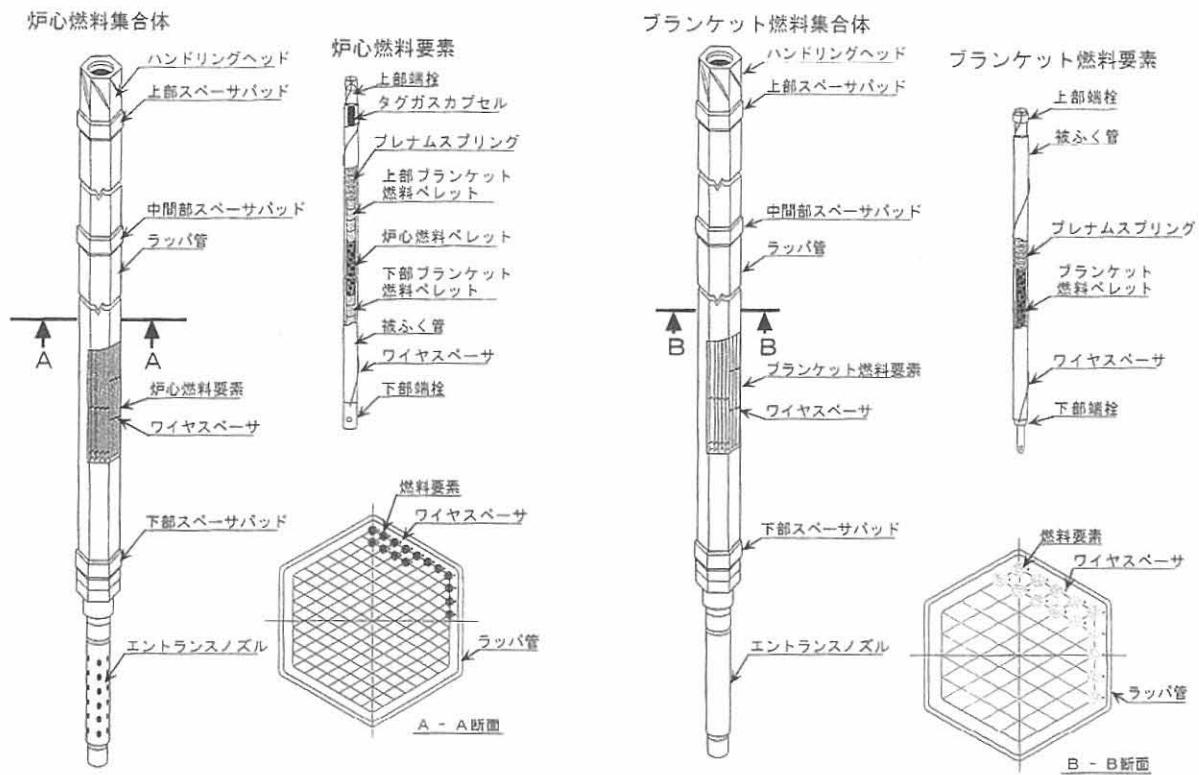


図2 「もんじゅ」の燃料集合体構造図

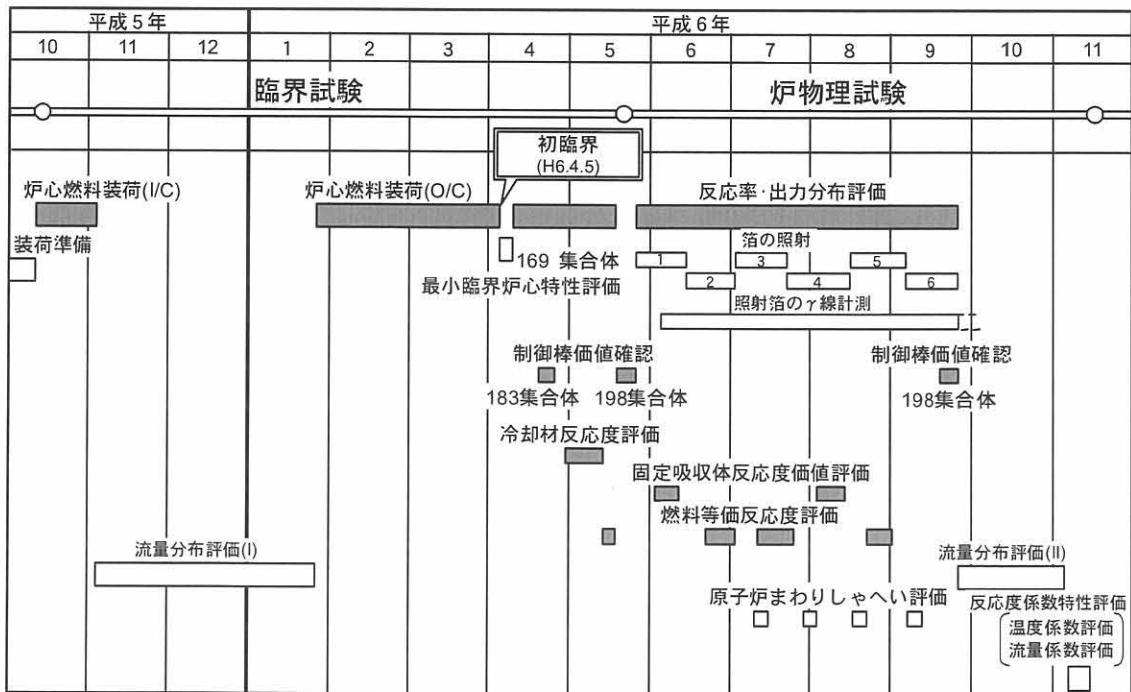


図3 前回の臨界・炉物理試験の実施工程

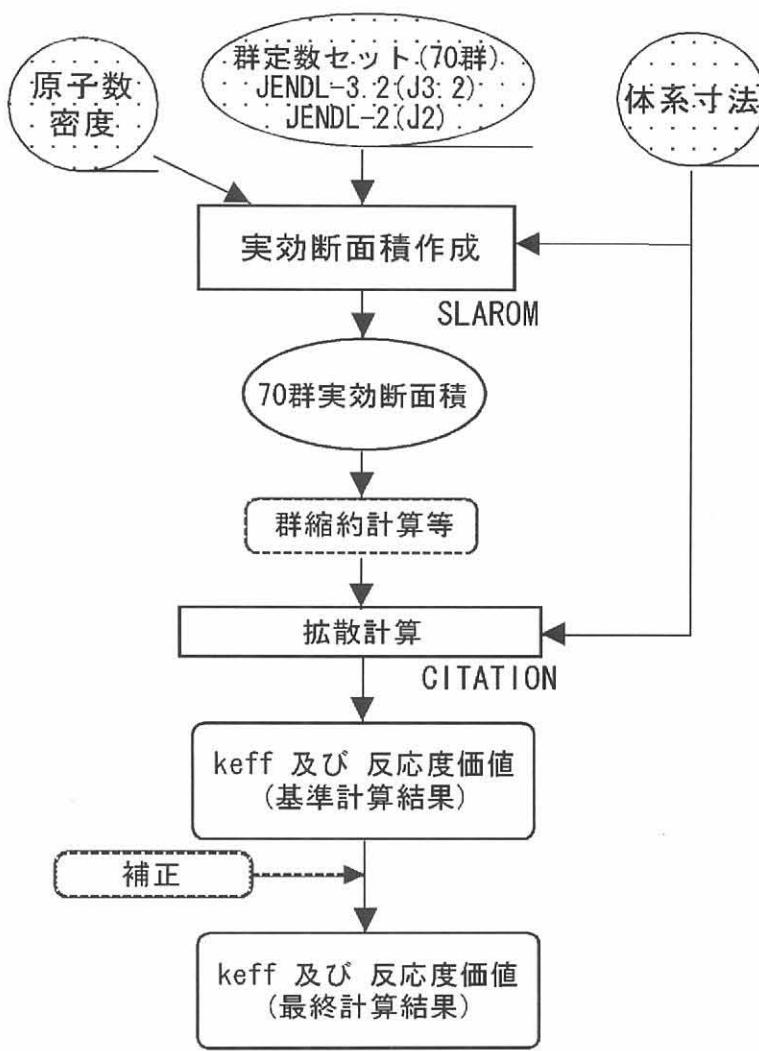
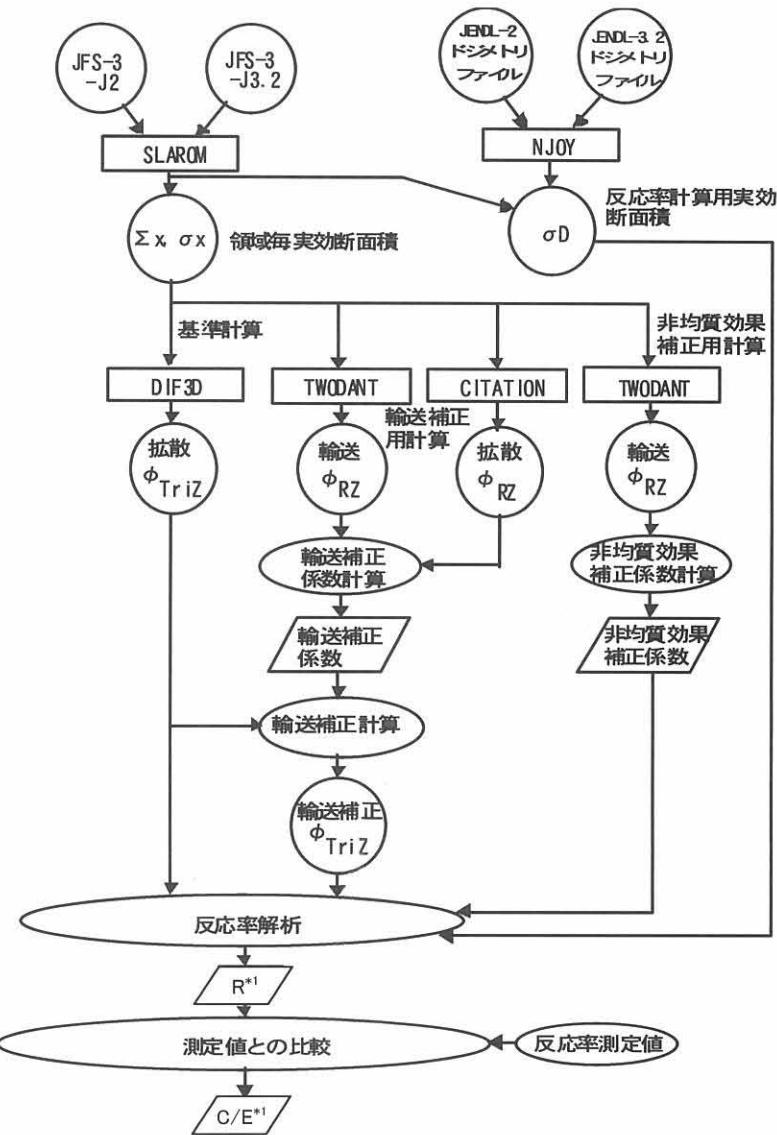


図4 keff 及び反応度価値の解析の手順



\*1 試験用集合体の非均質効果補正及び輸送補正を施した中性子束で得たC/E値

図5 反応率解析の手順

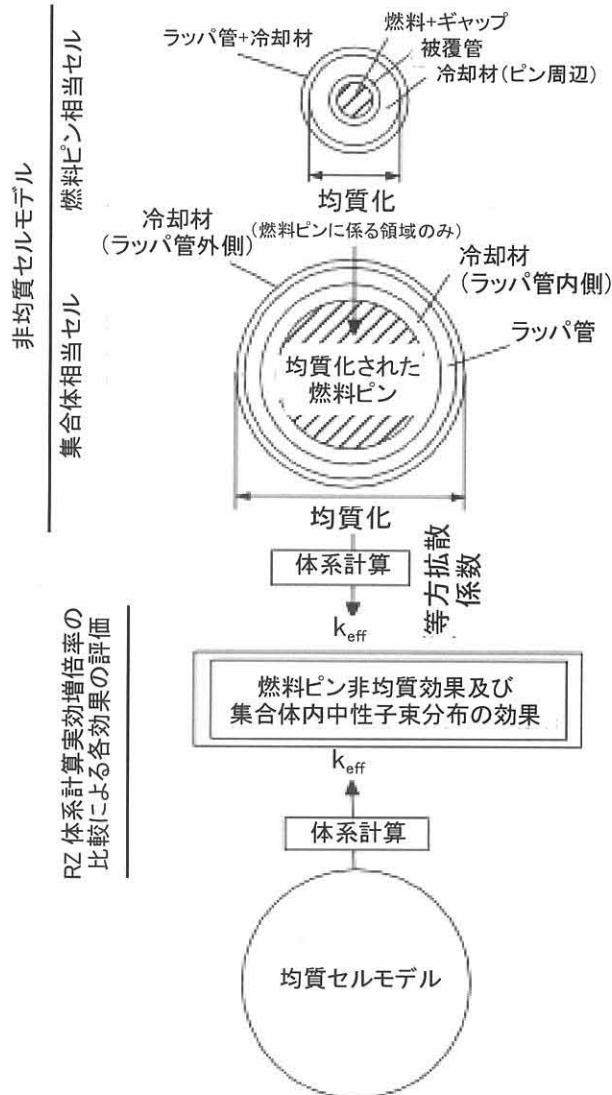


図6 燃料非均質補正

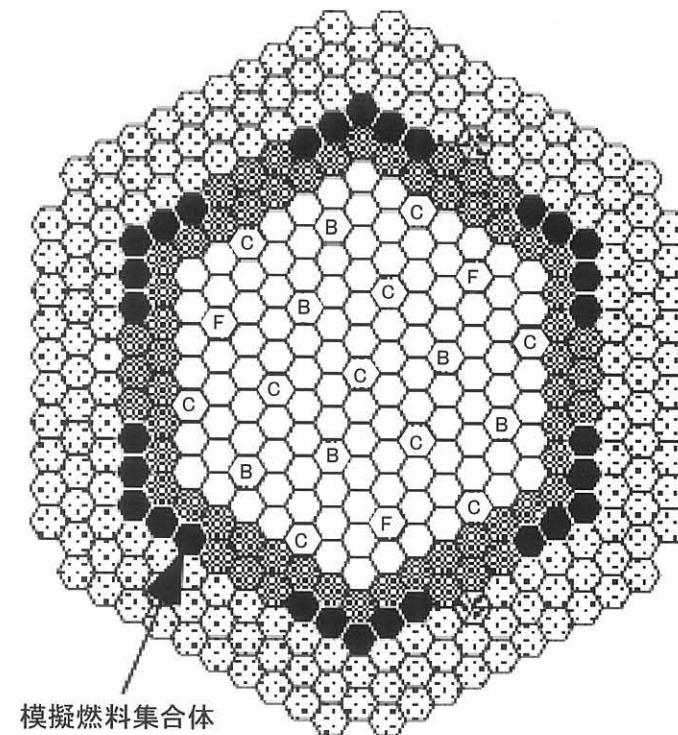


図7 初臨界時の炉心構成

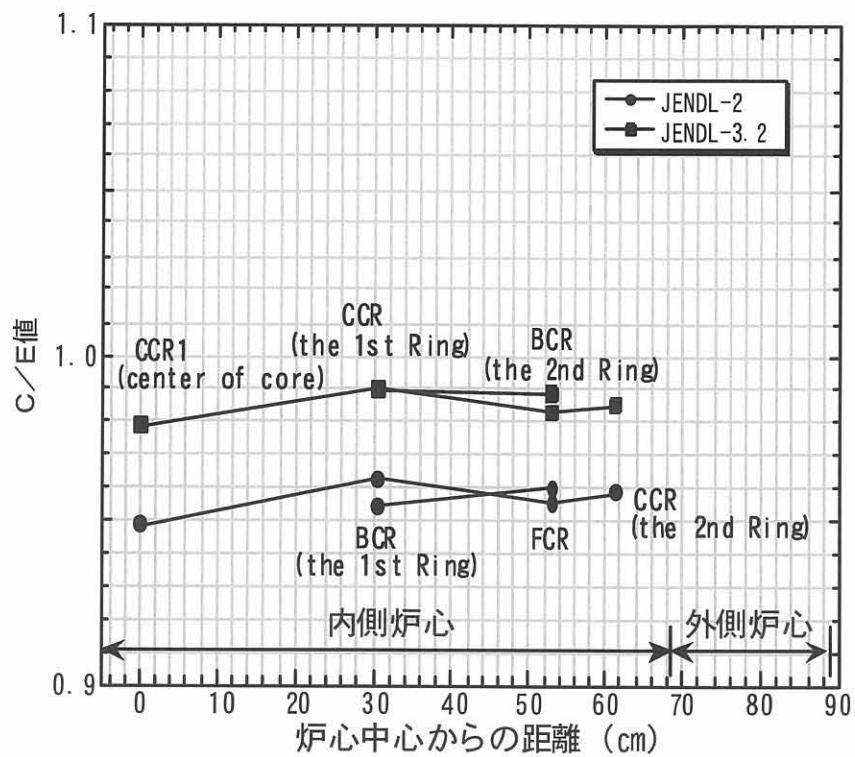


図8 制御棒価値のC/E値

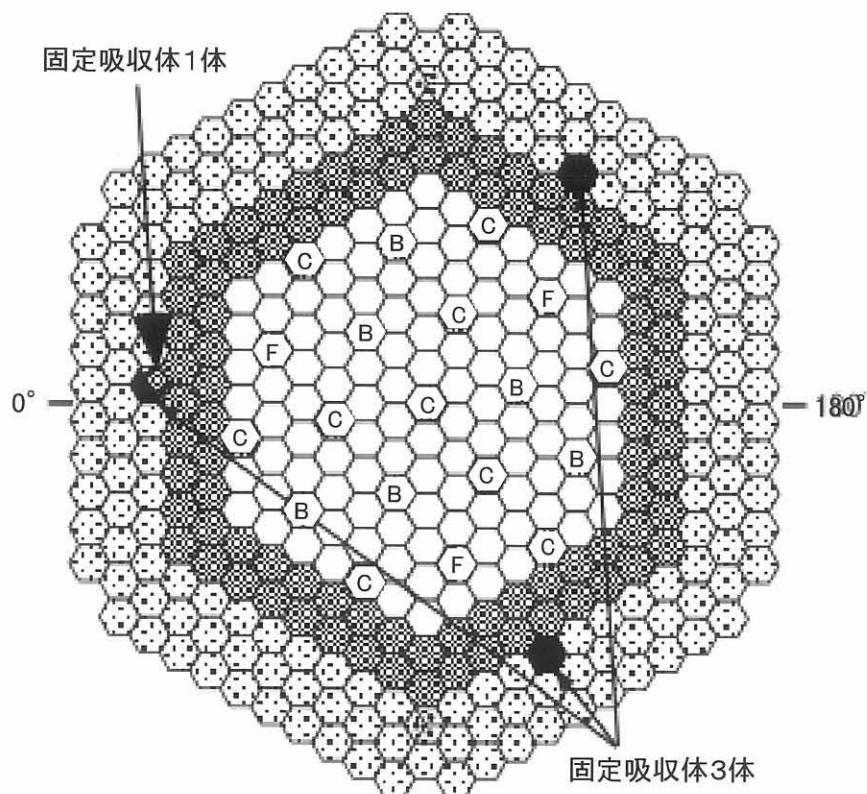


図9 固定吸收体の装荷位置

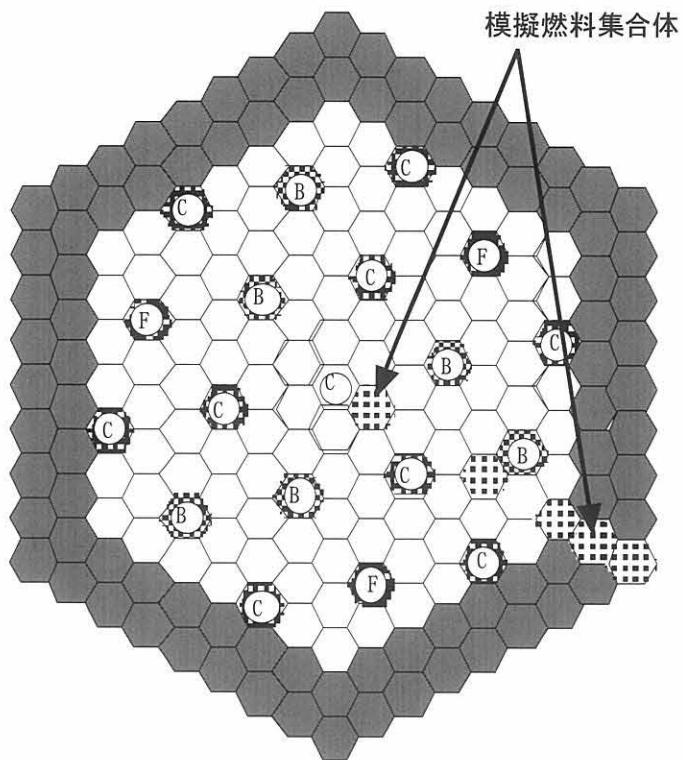


図10 燃料等価反応度測定用模擬燃料集合体の装荷位置

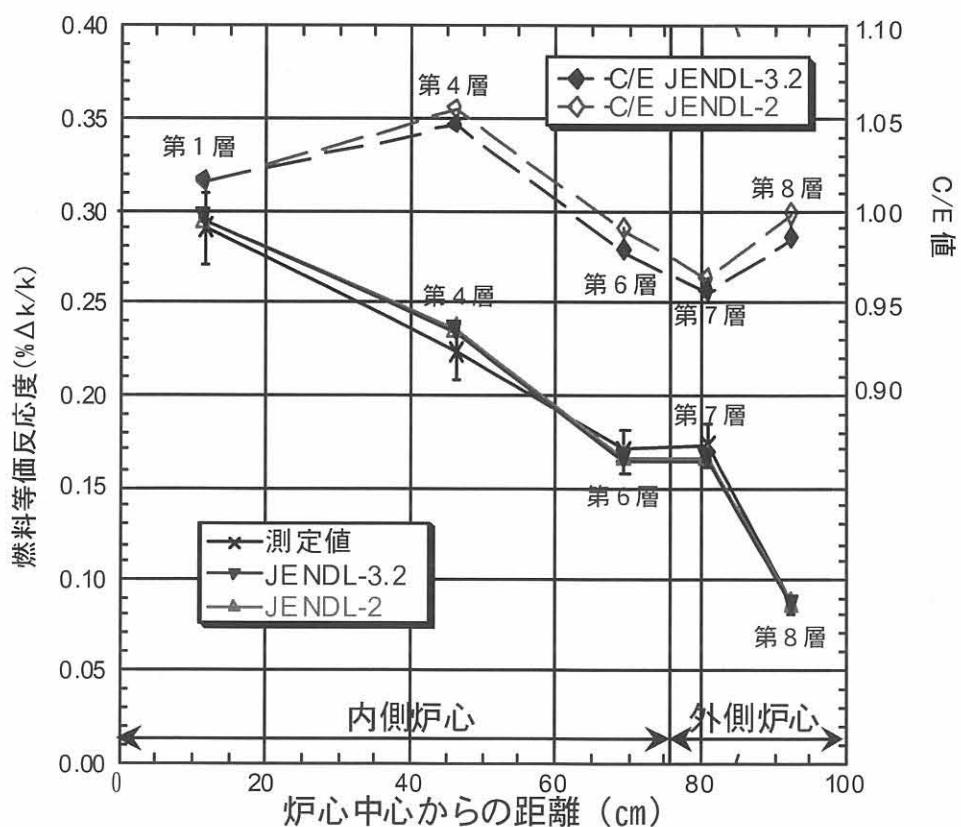


図11 燃料等価反応度の測定値及び解析値

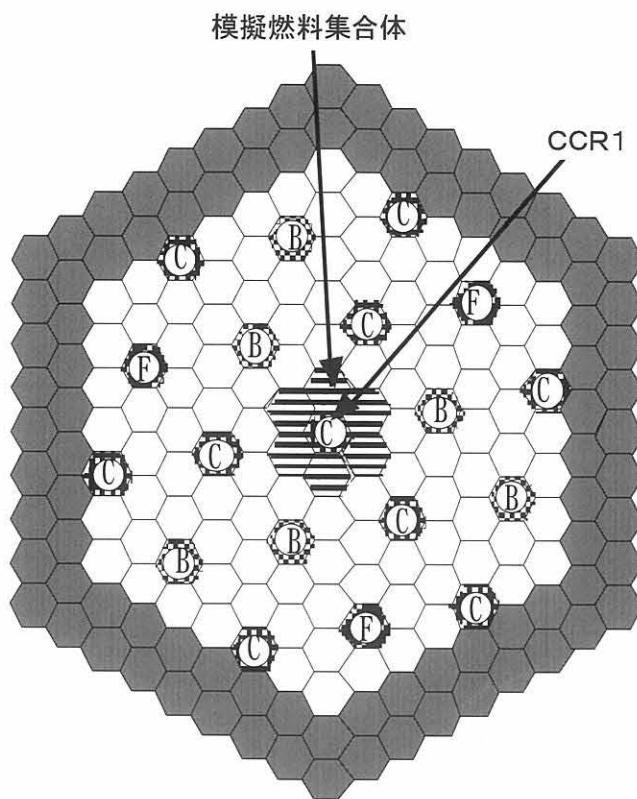


図12 冷却材反応度測定用模擬燃燃料集合体の装荷位置

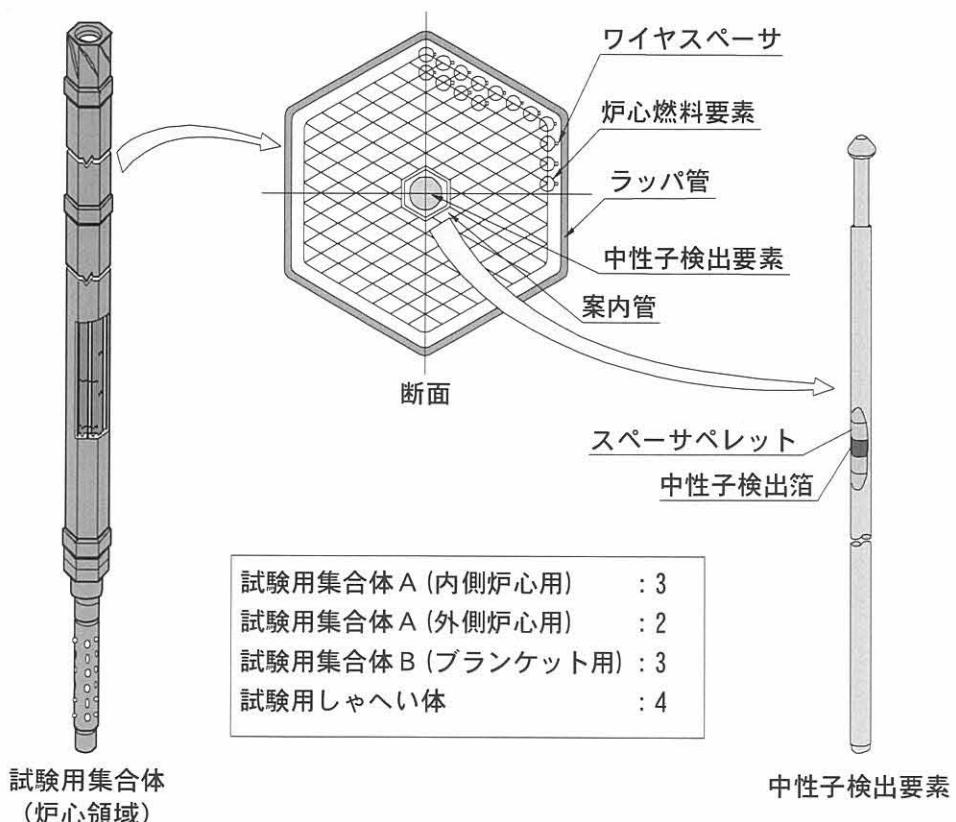
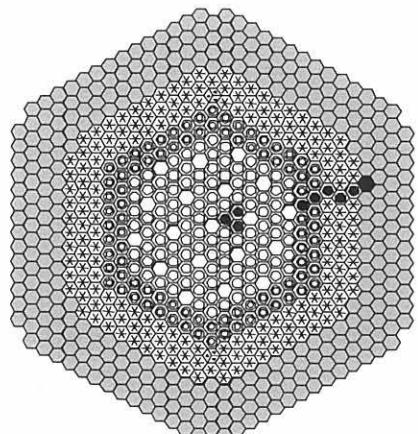
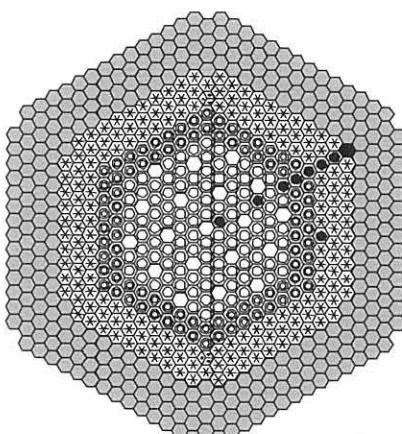


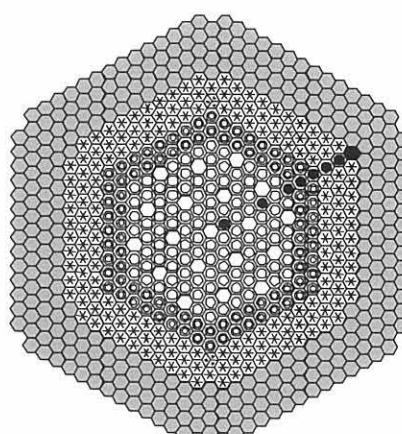
図13 試験用集合体構造図



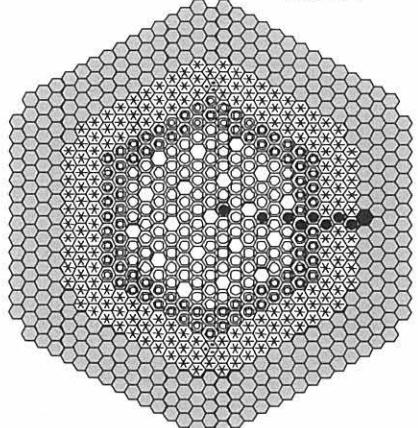
第1回照射(P1) CCR: 均等挿入  
FCR: 均等挿入



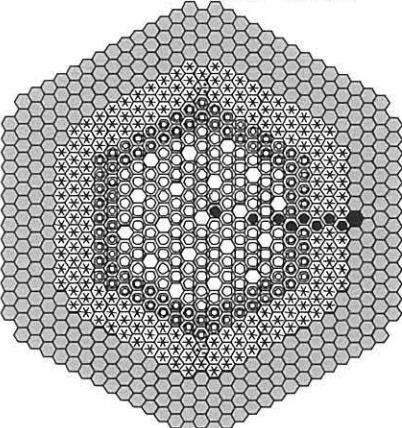
第2回照射(P2) CCR: 均等挿入  
FCR: 均等挿入



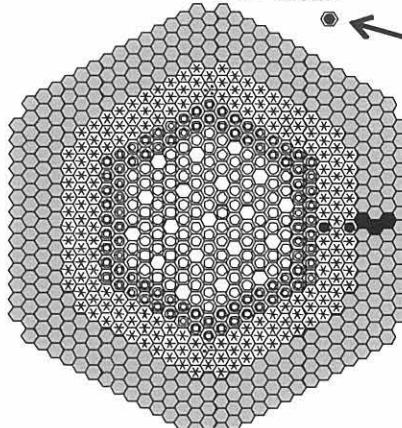
第3回照射(P3) CCR: 均等挿入  
FCR: 全引抜



第4回照射(P4) CCR: 均等挿入  
FCR: 均等挿入



第5回照射(P5) CCR1: 全引抜  
CCR2~10: 均等挿入  
FCR: 均等挿入



第6回照射(P6) CCR: 均等挿入  
FCR: 均等挿入

炉心構成要素	
○	炉心 内側炉心
◎	領域 外側炉心
※	径方向ブランケット
□	制御棒
◇	中性子源
▨	中性子しゃへい体
●	試験用集合体
■	試験用しゃへい体

炉内ラック

図14 試験用集合体の照射パターン

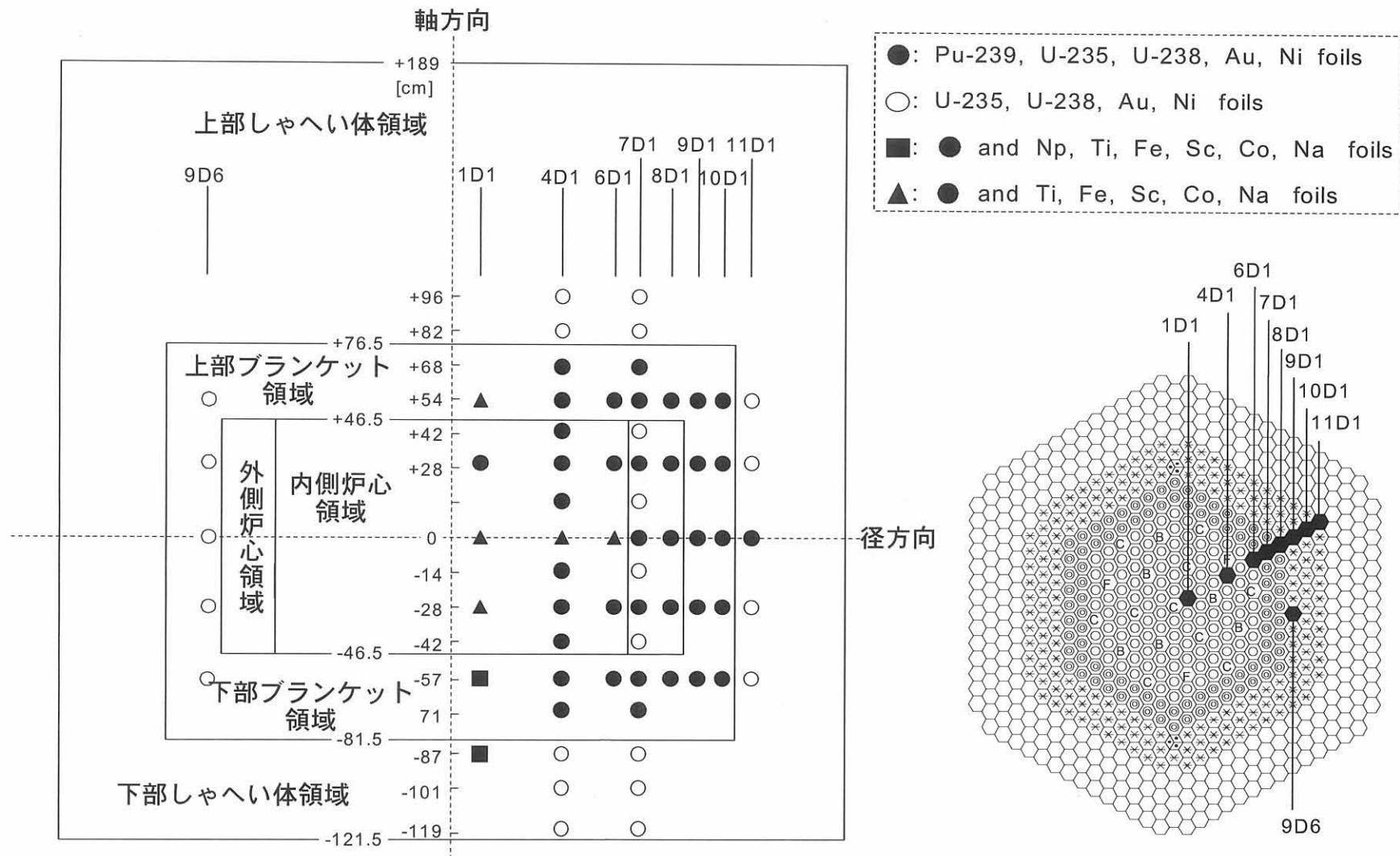


図15 第2回照射(P2)時の中性子検出箔装荷位置

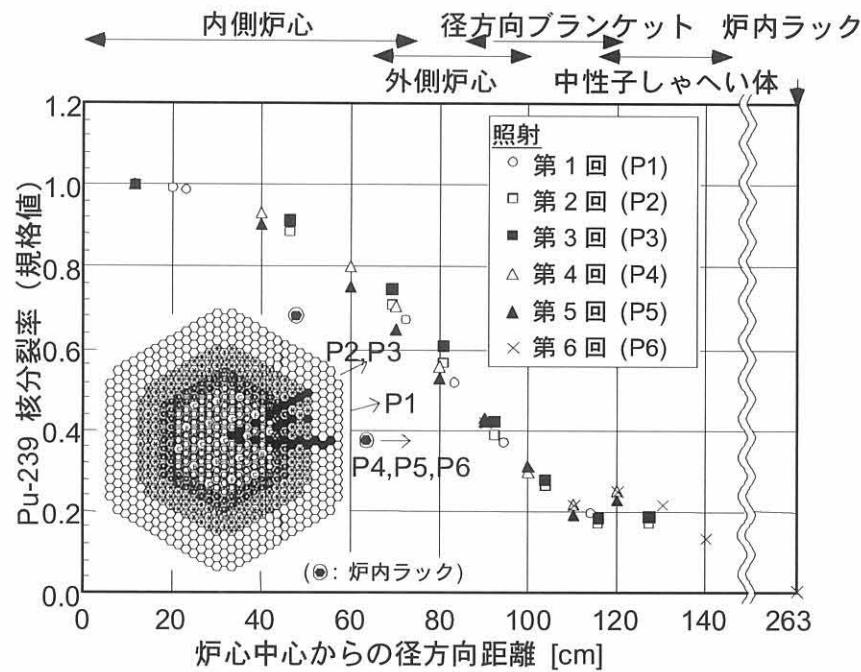


図16 Pu-239 核分裂率(規格値)の測定値の炉心中心面上径方向分布

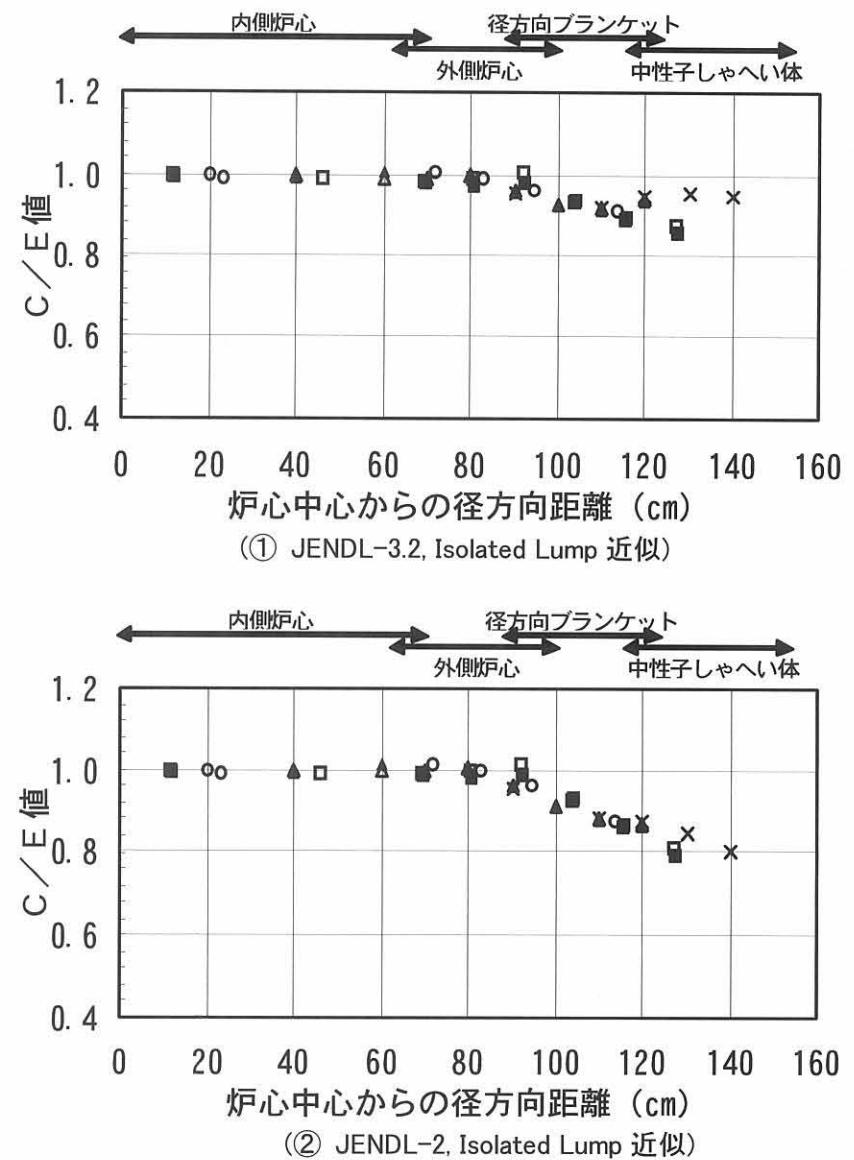


図17 Pu-239 核分裂率(規格値)のC/E値の炉心中心面上径方向分布  
(DIF3D, Tri-Z, 70 群)

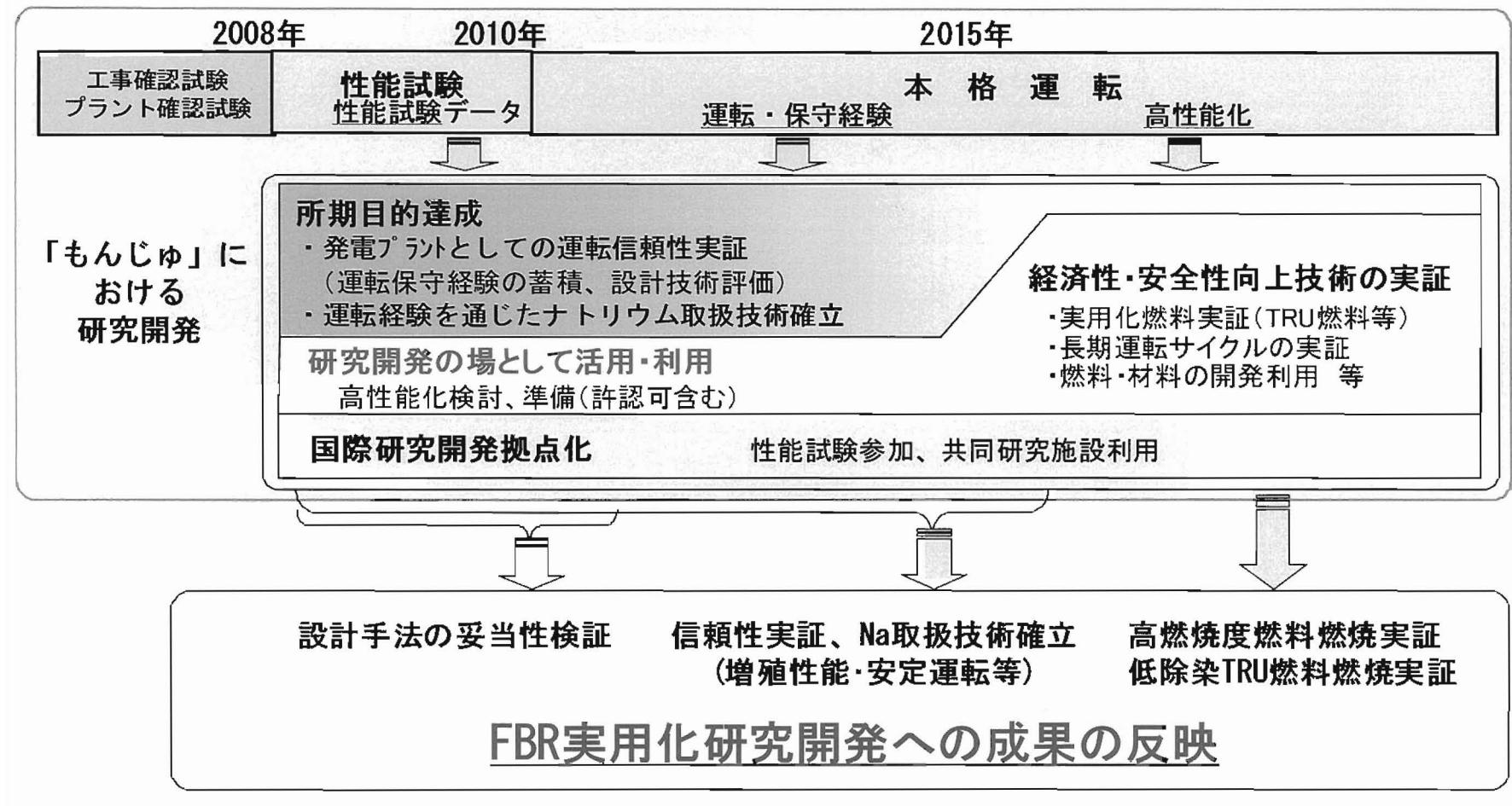


図18 「もんじゅ」の運転計画と研究開発計画

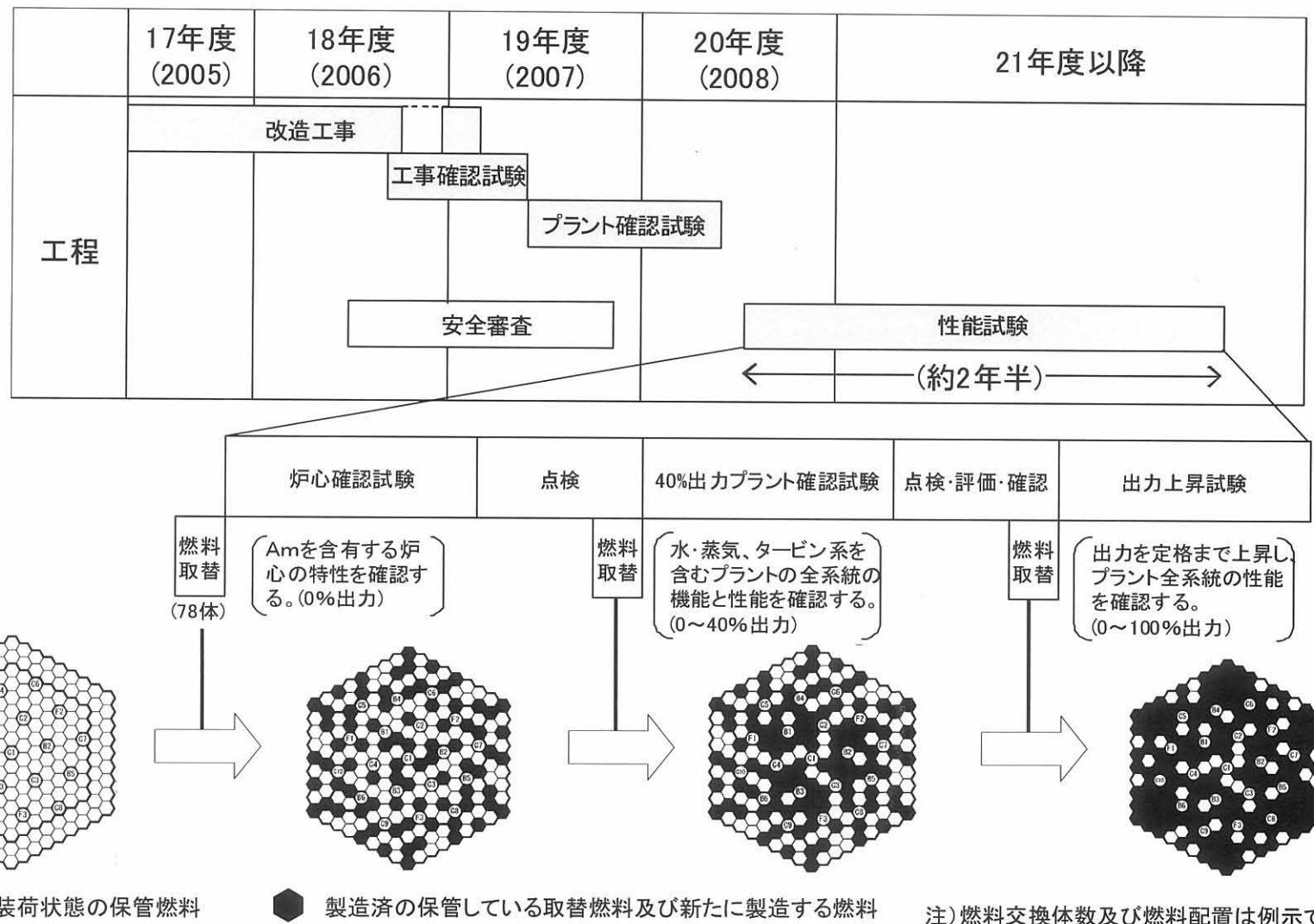


図19 性能試験を踏まえた燃料取替計画と性能試験工程

<特集記事2>

KUCAで行われている韓国学生実験について  
—感想文からの考察—

京都大学原子炉実験所  
卞 哲浩

1. 概要

京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）では、2003年7月から韓国学部学生による韓国学生実験プログラム（Korean Under-Graudate Students in Kyoto University Critical Assembly Program: KUGSiKUCA Program<sup>1,2</sup>）が行われている。このプログラムは韓国政府・科学技術部（日本の文部科学省に相当）の原子力人材育成プログラムの一環として始まり、韓国政府からの全面的な財政支援によって成り立っている。参加人数は約20名で、学部3,4回生が中心となって2週間の日程で行われている。前半の1週目は講義と実験が中心で、2週目は実験レポートの作成と実験報告会の準備に加えて、原子燃料工業・熊取事業所、高速増殖炉「もんじゅ」やその他原子力施設の見学などが含まれている。毎年、韓国側の原子力系学科を有する大学教員が2週間で2名、大学院学生1名が引率および実験の指導を行っている。

実験に先立って、日本側の教員4名が韓国に直接出向いて3つのテーマ（臨界近接、制御棒校正および反応率測定）についての事前講義を行っている。事前講義では、3つの実験項目に加えて、韓国人学生が日本ではじめての滞在生活を送ることを想定し、日本滞在に必要とされる最低限のマナーと常識についての説明も行われる。また、韓国学生実験期間中の2週間は、英語による講義、実験の遂行、実験レポートおよび実験の成果発表会についてサポートが行われる。因みに、実験内容はKUCAにおいて毎年実施されている全国大学院生実験<sup>3-6</sup>のAdvancedコースに準じたものになっている。Table 1に参加大学、各大学の受講者数を示す。韓国国内には下記に示す6つの大学に原子力系・原子核系工学に関連する学科が存在する。

下記に示すように、これまで100名を超える学生が実験に参加したが、大学院生実験同様実験終了後に学生全員から感想文を提出してもらっている。これらの感想文を基に韓国学生実験について紹介することにする。

Table 1 韓国学生実験プログラム (KUGSiKUCA) の参加者数

	2003	2004	2005	2006	2007	2008	合計
慶熙大学校	6	3	3	3	3	2	20
漢陽大学校	2	3	3	3	3	2	16
朝鮮大学校	2	3	3	4	3	4	19
ソウル国立大学校	—	2	2	4	7	4	19
済州国立大学校	2	3	2	3	3	5	18
韓国科学技術院	1	1	2	1	3	2	10
合計	13	15	15	18	22	19	102

## 2. 感想文

まずはいくつかの感想文を以下にまとめてみた。

### (Park, Ho-Young 君、漢陽大学校)

はじめてここへ来て感じたことは、韓国の「Hanaro」と比較すると KUCA は建物が古いのと施設が老朽化したところであり、果たしてここで何を学べるのであろうかという不安感でした。けれども、それは単に私の杞憂にすぎないことに気づきました。「Hanaro」は確かに KUCA よりは建物やいろんな施設が新しくはありますが、教育用原子炉ではなく実験用原子炉であり、学生が直接実験を行うには制約が多く、実際に行った「Hanaro」実験<sup>7</sup>では、研究員等から頂くデータを使って計算するだけに終始しました。ところが、KUCA では学生たちが直接原子炉の中に入ったり、燃料も扱ったり、あるいは実際の原子炉の内部を見ながら、今まで理論だけで学んできた原子炉の各部分に触れながら、概念として理解していた多くのことを実験によって理解することができました。また、原子炉の運転実習を通じて、たとえ教育用の原子炉とはいえ、原子炉の運転原理や安全装置等に習熟することができました。最終日のプレゼンテーションを通じて、理論を深く理解することができました。また、他の学生たちとのディスカッションは、間違って理解していたところや、素通りしていた重要なポイントをもう一度考える良い機会になりました。結論から言うと、この実験が、理論だけで理解していた多くの内容を実際の知識に転嫁する上で大きな手助けになりました。原子力工学科の学生であるにもかかわらず普段では触れる

ことのできない施設や器具に実際に触れることによって、この分野にこれからもますます深く関わって行こうとする良い機会が与えてられたと思います。

実験を通じて得たことに加えて、週末の旅行を通じて日本の文化や習慣を理解することができ、これまで抱いていた日本に対する多くの偏見を解消することができました。(中略)

(Kang, Seok-Ju 君、ソウル大学校)

机上の知識だけに満足していた蛙が見たものは果てしない大空の一部です。けれども、井戸の中で何か新しいものを渴望し、実践してきた蛙が見た空は、無限の宇宙空間そのものでした。兵役を終えて復学した新学期、他の人よりも少しでも前に進み、何よりも原子力の専攻科目に力を注いだ結果、私はすべての科目的成績が A でした。勉強をすればするほど感じていた疑問は、「本の中の知識を直接現実化することができるであろうか、この知識は信頼できるのであろうか」といったものでした。こんな疑問を抱きながらいつももんもんとするばかりでした。これまでの私にとって知識とは、頭の中にしかないものでした。頭の中にある知識に命を吹き込んでばかりいた自分がとても恥ずかしく思います。直接ぶつかって学ぶことができた今回の実験は、期待以上の内容でした。

今回の実験は、ラマーシュの原子炉物理理論が相当部分含まれており、私は2回生のときの復習にもなり、3回生のための十分な予習になりました。個人的には、Saturation Water Level、金線反応率分布での Reasons for Neutron Distortion に対する考察に多くの時間を費しました。この部分に対しては他の学生より深く理解したという自負心があります。

(中略)

(Kim, Ok-Joo さん、韓国科学技術院)

あと数時間で 12 日間の日程を終えて韓国へ帰ります。そのせいか、いろんなことが頭をよぎります。

まず、たくさんの人たちに感謝の気持ちを伝えたいです。このようなプログラムを企画し応援してくれた科学技術部の人たちに感謝いたします。私たちの可能性だけをみて支援を惜しまずこのプログラムを導いてくださったことに、これからも最善を尽くしてがんばる人間になることを決意しました。(中略) わたしにとって最も印象的だったのは、楽しく実験を導く姿や実験に対する熱意でした。隣で見ているだけでもその熱意や楽しさが伝わってきました。“勉強はこのようにしてするのか”という思いがしました。韓国へ帰ったらこのように勉強を楽しむ人間になれるようにがんばりたいと思います。

このプログラムを通して、本当にたくさんのこと学びました。まずは自分自身の位置を確認する時間を与えてくれました。ここへ来るまでは、原子力工学については相当部分のことを知っているつもりでした。専門科目もたくさん勉強しましたし、卒業を目前にしていたからでもあります。けれども、ここで実験や Discussion を行いながら、知

っていることなんてほんの少しであることに気がつきました。特に、教科書で学んだことを実験に適用しようとすると難しいことばかりで、これまでが丸暗記の勉強だったことを実感するばかりでした。同時に実験の重要性を学びました。韓国の状況が許されるならばもっとたくさんの学生がこのプログラムに参加できればいいと思いました。また、競わなくてはならない人は日本をはじめとする世界のいろんな人たちであることを感じました。これまであまりにも視野が狭く、となりの人と競争するのに忙しい毎日でしたが、外国へ来てみて“井の中の蛙”的な思考から脱皮する必要性を実感しております。一方で、日本について学ぶとても良い機会でした。いろんなもの食べて、ショッピングをし、道を歩いて、日本について今まで以上に好感を持つようになりました。それ以外に学んだことや考えることもたくさんありますが、それを全部書こうとするとこの部屋の壁一杯になってしまいます。

最後に、改めて多くの人たちに感謝の気持ちを伝え、この文を終えます。

### 3.まとめ

2節で紹介した感想文から日本の学生とはかなり異なった感想を抱いているとの印象を受ける。代表的な感想として、今まで受けた授業や机上の勉強と実験がようやく結びついた、という内容が大半である。考えるに、理解の度合いはさておき彼らが炉物理の講義をそれなりにまじめに受けて、その内容が頭のどこかに保留されていて、日本で実験を行うことによってそれらの理解が明確になるということが感じられる。そういったことがレポートや実験報告会の準備過程においても見られる。ちょっとしたヒントを与えるだけで実験とうまく結びつくという相乗効果が見られる。実際、ソウル大学の炉物理講義は数年前から韓国学生実験の参加を念頭に担当教員がカリキュラムを練っていると聞いている。当然のことながら、参加学生は韓国国内で選抜されているためそれなりの学力は備わっているが、昨今の大学院実験の参加学生とは取り組む姿勢にはじまりそれを理解しようとする意欲が異なると思われる。おそらく、現在の韓国学生が数十年前の大学院実験に参加した日本の学生と重なる部分が多いのではないかという印象を受ける。

滞在中の週末は自由時間に充てており、土曜日は京大炉の教員および学生と奈良見学をし、日曜日にはほとんどの学生が大阪市内や京都、神戸へ出かけて自由時間を楽しんでいる。実験から離れて日本の本当の姿を目の当たりにしながら、これまで抱いていた日本への偏見や先入観などが徐々に解消されていく様子が感想文から伺える。これも実験プログラムから得られた貴重な成果ではないかと思われる。お互いに“近くで遠い国”という印象を持っているが、やはり実際に肌で感じた印象がとても大事であることを改めて痛感する。

他方、実際に彼らと数日をともに過ごすと、目に見える物質的な面とそれとは異なる精

神世界において日本をかなり意識していることが見て取れる。何事にも、これは韓国にあるがこれは韓国には無い、という調子である。KUCA のような実験設備が韓国には無いことや学部時代の実験教育もお世辞にも日本並みという内容ではないので同じ尺度で測ることはできないが、実験についての感覚が非常に乏しいことや、機器の扱いやそれに対する知識が皆無である。例えば、検出器を前にすると操作方法を説明しても手が動くどころか固まってしまうことがしばしばある。KUCA で過ごす短い期間に計測機器に対する基本的な知識や扱い方法などを学んでいることも事実である。

それでは、KUGSiKUCA Program の効果のほどがどのようになっているかが気になるところであるが、幸い受講者の半数以上が原子力系の大学院への進学、あるいは、原子力系の企業または団体に就職している。また、海外へ留学する受講者も毎年若干名存在することが確認されている。この学生実験プログラムが契機となって原子力を専攻する学部学生が原子力に対する正しい知識を KUCA を用いた実験によって実践的に体得し、また、それへの関心を高め、やがてはその知識や経験を生かし韓国国内のみならず海外の原子力関連機関へ進むという傾向が表れている。原子力人材育成という観点からこのプログラムの果たす役割の重要性が韓国政府のみならず韓国社会、とりわけ大学や研究機関において広く認知されつつあるということからも、その成果が徐々にではあるが韓国社会へ還元されつつあると思われる。KUGSiKUCA Program を通じて英語の実験テキスト<sup>8</sup>が作成されたことを契機に、スウェーデン・チャルマース工科大学の学生が KUCA を用いた実験(SWEdish Students in KUCA: SWESiKUCA)に参加するところとなり、KUCA を用いた原子力人材育成の成果は日本のみならず世界に拡がりつつある。

最後に、KUCA を用いた炉物理実験教育の場である全国大学院実験が今年の 6 月で 33 年目を迎える、さらに海外の学部学生に対するプログラムも 7 年目を迎えることになった。京大炉におけるこのような活動をこの場を借りてご紹介させていただいことに深いご理解をお願いするとともに、今後とも KUCA を用いた炉物理実験教育に変わらぬご指導を炉物理部会の会員の皆様にお願いする次第である。

## 参考文献

1. C. H. Pyeon, T. Misawa, H. Unesaki, C. Ichihara, and S. Shiroya, "Korean Under-Graduate Students in Kyoto University Critical Assembly Program (KUGSiKUCA Program)," *Proc. 2004 Annual Mtg. of the Atomic Energy Society of Japan, Okayama, Japan, Mar. 29-31, G26*, (2004).
2. C. H. Pyeon, T. Misawa, H. Unesaki, C. Ichihara, and S. Shiroya, "Korean Under-Graduate Students in Kyoto University Critical Assembly Program (KUGSiKUCA Program)," *Proc. Int. Symp. on Research Reactor and Neutron Science,*

- Daejeon, Korea, Apr. 11-13, 906-909, (2005).
3. K. Nishina, "Experience of Joint Reactor Laboratory Course with KUCA," *J. the Atomic Energy Society of Japan*, **24**, 865 (1982).
  4. H. Nishihara *et al.*, "Reactor Laboratory Course for Students Majoring in Nuclear Engineering with the Kyoto University Critical Assembly (KUCA)," *Proc. 10th Pacific Basin Nuclear Conf.*, Kobe, Japan, Oct. 20-25, p 984-993 (1996).
  5. T. Misawa, H. Unesaki, C. Ichihara, and S. Shiroya, "Reactor Laboratory Course for Students with the Kyoto University Critical Assembly (KUCA)," *Proc. Int. Conf. on New Frontiers of Nucl. Technol.: Reactor Physics, Safety and High-Performance Computing* (PHYSOR2002), Seoul, Korea, Oct. 7-10, **9E-28**, (2002).
  6. T. Misawa, H. Unesaki, C. Ichihara, C. H. Pyeon, and S. Shiroya, "Joint Laboratory Course for Students in KUCA for thirty years," *Proc. 2006 Fall Mtg. of the Atomic Energy Society of Japan*, Hokkaido, Japan, Sep. 27-29, **C03**, (2006).
  7. KAERI Nuclear Training Center, "Nuclear Reactor Experiments," KAERI/NTC/NR/2003-01, (2003). (in Korean).
  8. T. Misawa, H. Unesaki, C. Ichihara, C. H. Pyeon, and S. Shiroya, "Joint Reactor Laboratory Course for Students in KUCA," *KURRI-TR-433*, (2004).

### 謝辞

韓国学生実験プログラムの一環として施設見学を快く受け入れて下さいました原子燃料工業株式会社・熊取事業所、日本原子力研究開発機構・高速増殖炉研究開発センター、関西電力（株）・美浜発電所、株式会社原子力安全システム研究所、核融合科学研究所の関係者の皆様に心から御礼申し上げます。

<シンポジウム報告>

「アクチノイド・マネジメントのための炉物理と将来の実験施設」

日本原子力研究開発機構

西原健司

日本原子力学会・炉物理部会及び原子力機構が主催し、日本原子力学会・核データ部会が共催して、シンポジウム「アクチノイド・マネジメントのための炉物理と将来の実験施設」を開催した。50名を超える専門家が参加し、J-PARCにおける核変換実験施設を中心とした新たな施設の必要性について討論を行った。その結果、現存する臨界実験装置では対応できない課題が多く存在し、新たな実験装置へのニーズは高いこと、及び、新たな実験施設が備えるべき要件についてはさらに詳細に検討すべきことが指摘された。このため、今後さらに検討を深めることを目的に原子力学会に特別専門委員会を設ける方向で検討することとした。

## 1. 概要

名称： 「アクチノイド・マネジメントのための炉物理と将来の実験施設」

開催日時：平成19年12月6日 10:30～17:00

開催場所：日本原子力研究開発機構 システム計算科学センター 会議室

主催： 日本原子力学会・炉物理部会、原子力機構

共催： 日本原子力学会・核データ部会

参加者人数： 55名

## 2. プログラム（敬称略）

- ✓ 高速炉、軽水炉からの実験施設へのニーズ (座長：名大 山本 章夫)
  - 炉物理の課題と炉物理実験 阪大 竹田 敏一
  - 高速炉の開発と炉物理実験 JAEA 大木 繁夫
  - 軽水炉の高度化と炉物理実験 原燃工 異 雅洋
- ✓ 新型炉等の現状と炉物理実験のニーズ (座長：阪大 山本 敏久)
  - 革新的水冷却炉と必要な炉物理実験 JAEA 秋江 拓志
  - 革新的炉概念と必要な炉物理実験 東電 高木 直行
  - ADS核設計の現状と必要な炉物理実験 JAEA 菅原 隆徳
  - 核データの積分検証 武藏工大 吉田 正

- 各国における炉物理（積分）実験の状況	JAEA	岡嶋 成晃
✓ 新たな実験施設の必要性 (座長: 東北大 岩崎 智彦・北大 鬼柳 善明)		
- 「もんじゅ」における炉物理試験	JAEA	杉野 和輝
- FCA の現状と今後	JAEA	安藤 真樹
- KUCA の現状と今後	京大	卞 哲浩
- 核変換実験施設の状況と今後の進め方の提案	JAEA	大井川 宏之
✓ 総合討論		

### 3. 発表及び討議の内容

#### 3.1. 高速炉、軽水炉からの実験施設へのニーズ

炉物理実験を商業炉設計に利用する方法として、従来の単純なバイアス法から発展して、一般化バイアス法や断面積調整法が行われており、これらの手法を用いることで、計算結果の精度予測や高精度化に繋がることが説明された。また、これらの手法を踏まえて、どのような実験をすれば目標とする原子炉の特性把握に繋がるかを考えて実験計画を立てることが必要であるとのことであった。

高速炉の実用化については、現在 JAEAにおいて FaCT プロジェクトが行われており、2015 年頃に実証炉の概念設計を終えることを想定して研究開発、設計研究などを進める提案が検討されているとのことであった。実験装置を新たに整備すると 2015 年には間に合わないが、その後に実証炉や実用炉の許認可ニーズがある場合には実験結果を有効活用できる可能性があるとの見解が示された。質疑応答では、現在の統合炉定数に既存のあるいは近い将来に入手可能な MA 積分実験を反映したものが 2015 年の実証炉許認可に対して十分な精度を有するのかという議論があり、MA の核データの不確かさの影響が比較的小ないことから、十分な設計余裕との組み合わせで対応できる見込みとのことであった。一方、許認可の取り方にも、MA 含有炉心の設置変更を後年実施するなどの方法もあり、2015 年以降もさらに実験データを取得していくことが望ましいといった意見も出された。

軽水炉高度化からのニーズとして、70GWe/HMt 以上の高燃焼を目的とした濃縮度 5% 以上のエルビア入り燃料、新型材料（被覆材、毒物）に関する実験が挙げられた。その他、MOX 燃料に関連して高燃焼度（高富化度）MOX 燃料を用いた実験及び Pu 組成を変化させた実験が、燃焼度クレジットに関連して燃焼燃料を用いた実験・分析及び燃料サイクルに



写真 1 開催挨拶

おける反応度の観点から重要な FP 核種に関する実験が、それぞれ重要であることが指摘された。

### 3.2. 新型炉等の現状と炉物理実験のニーズ

革新的水冷却炉 (FLWR) の炉心設計では、MOX 燃料部にブランケット部が挟まれている構造から、群定数を作成する際に、それらの相互影響の評価が問題となっており、炉物理実験の必要性があるとのことであった。

高速炉に対する研究では、MA の非均質装荷とブランケットに対する核不拡散対応の研究等が炉物理試験として挙げられた。

水冷却トリウム増殖炉の研究開発では、重水冷却、減速材燃料体積比=1.0 近辺、U-233 濃縮度 7-8% の条件下での臨界性の実験や、Th-232、U-233、Pa-232 の  $\sigma_a$ 、U-233 の  $\sigma_f$  の測定が重要とのことであった。

加速器駆動炉(ADS)の研究では、JENDL-3.3 に含まれる共分散データを用いた場合、ADS の実効増倍係数の計算値に含まれる核データに起因する誤差は 1.3% と評価されるが、Am-241 の核データの精度が部分的に U-238 よりも優れているように評価されていること等から、共分散データそれ自身の信頼性について更なる検討が必要であることが指摘された。また、FCA タイプの臨界集合体で MA 燃料の部分装荷を行うことで、ADS の核設計精度向上が期待できることが報告された。

その他、核データの向上のためには、微分・積分試験が相互に行われることが重要であること、及び、各国におけるアクチノイド・マネジメントに関連する積分実験の実績が報告された。

### 3.3. 新たな実験施設の必要性

「もんじゅ」は、「発電プラントとしての信頼性の実証」と「運転経験を通じたナトリウム取扱技術の確立」という所期の目的を達成した後、高性能化して高速増殖炉 (FBR) の実用化に向けた研究開発等の場として活用・利用することとなっている。「もんじゅ」を用いて行われる炉物理試験としては、5%MA 含有燃料を用いた GACID プロジェクトや、FBR 実用化炉心に対する高い模擬度を生かした核特性の測定が挙げられた。

FCA での経験から将来の炉物理実験装置が備えるべき性能が示され、MA 燃料の利用、中性子計測系の高度化、FCA と同等以上の実験自由度の高さが求められることであった。

KUCA については、現在、FFAG 加速器(150MeV)での実験に先立ち、DT 中性子源を用いた ADS 実験が行われているとの説明があった。KUCA は熱中性子体系であり、今後の中性子発生源としての ADS 開発の基礎研究と位置づけられることから、核変換を目的とした高中性子体系の実験施設とは目的を異にするが、ADS 特有の未臨界度測定技術など

共通する課題も多く、相補的な実験施設となるだろうとの見解が示された。

最後に、J-PARCにおいて計画されている核変換物理実験施設(TEF-P)の現状と今後の計画が説明された。400MeVの陽子ビームをFCAと同様の臨界集合体に入射することでADSの模擬実験を行うと共に、中央にMA入り燃料ピンを装荷できる領域を設けることで、FBRを含めた核変換システムの模擬実験に活用する計画であることが報告された。使用できるMA燃料としては、発熱や放射線強度の観点から、Cmを含まない組成であれば、5%MA添加MOX高速炉やADS用燃料の模擬は可能であるとのことである。今後の施設実現にはユーザーコミュニティーからの発信が極めて重要とのことである。

### 3.4. 討論

MA核データの高精度化について、以下のような討論が行われた。

- ・ 実験装置に多量にMAを入れる必要性を示さなければならない。多量に入れられない場合、サンプル反応度の実験ではばらつきが大きく、炉定数調整に使えないのが実情である。
- ・ 実験の必要性については、核データ専門家との議論が重要である。
- ・ 実験誤差をどう詰めていくかを議論する必要がある。実験誤差が評価されないと、NEAのデータバンクなどに収録されて利用されるようにならない。
- ・ 以前、4S炉における設計マージンを減らすことを目的としてFCAの実験を行った。具体的なターゲットを定めた実験計画を立てるべきである。

討議を通じて、実験精度や微分測定との相補性などについて、核データ専門家との議論が重要であることが認識された。

その他、人材育成や魅力のある研究テーマの必要性が議論された。

J-PARCにおいて核変換物理実験施設(TEF-P)を実現するためには、こういった議論を経て、コミュニティとしての意向を発信することが不可欠であり、そのために、炉物理部会を中心に、原子力学会に「核変換物理実験施設検討」(仮称)特別専門委員会を設置する方向で進めることとした。1年なのでTEF-Pに特化するが、あわせて、必要な実験施設、実験目的、実験精度も視野に置くこと、また、そこで残った議論については、炉物理部会で議論を続ける方向でその方策も検討することとした。

## 4. まとめ

シンポジウム「アクチノイド・マネジメントのための炉物理と将来の実験施設」では、実用炉設計から、核設計計算手法の高精度化、高速炉開発、軽水炉開発のために必要な炉物理実験が挙げられた。続いて、革新的水冷却炉、トリウム増殖炉、ADSなどの新型炉設計からのニーズが挙げられた。「もんじゅ」、FCA、KUCAなど、既存の実験施設の現状と今後の予定の報告の後に、TEF-Pの状況が報告され、今後の施設実現にはユーザーコミュニ

ニティーからの発信が極めて重要であるとされた。今後、炉物理部会を中心に、原子力学会に「核変換物理実験施設検討」(仮称) 特別専門委員会を設置する方向で進めることとした。



写真2 会議の様子

## <国際会議報告>

### 加速器駆動システム（ADS）に関する研究開発の国際的な動向

日本原子力研究開発機構

大井川宏之、佐々敏信、武井早憲、西原健司、菅原隆徳

#### 1. はじめに

加速器駆動核変換システム（ADS）は、マイナーアクチノイド（MA）の核変換、エネルギー生産、トリウム利用等に適用可能な革新的原子力システムとして、世界各国で活発に研究開発が進められている。特に欧州では、欧州原子力共同体（EURATOM）の第6次枠組みプログラム（FP6）として、ADS の総合的な研究開発プロジェクトである EUROTRANS が進行中である。また、IAEA や OECD/NEA でも国際的な協力プログラム等が行われている。さらに、中国やインドでも ADS の基礎的な研究開発が進められている。

本稿では、主に昨年から今年にかけて行われた様々な国際会議、ワークショップ等によって得られた情報を基に、ADS に関する国際的な研究開発動向をまとめることとする。

#### 2. 欧州 EUROTRANS プロジェクト

EUROTRANS プロジェクトは、2005 年 4 月から開始されたもので、15 カ国（独、仏、伊、英、スペイン、ベルギー、ブルガリア、ポルトガル、オランダ、チェコ、スイス、ポーランド、オーストリア、スエーデン、日）の 30 機関（研究所や私企業）と 17 の大学が参加している。日本からは日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）が 2007 年 4 月から参加している。予算総額は 45M ユーロで、この内 EURATOM が 23M ユーロを拠出している。計画期間は当初 4 年間とされていたが、後述する加速器－未臨界炉結合実験 GUINEVERE の開始が最近になって決まったため、1 年延長して 2010 年 3 月までとなる予定である。

プロジェクトの総括機関はドイツのカールスルーエ研究所（FZK）であり、プロジェクト責任者は同研究所の J. Knebel 氏が務めている。プロジェクトは次の 5 つの領域で構成されている。

領域 1： ADS の設計

領域 2： 加速器－核破碎ターゲット－未臨界炉心の結合実験

領域 3： 核変換システムのための先進燃料

領域 4： 核変換システムのための構造材料及び液体重金属技術の開発と評価

領域 5： 核変換のための核データ

炉物理に関する項目としては、領域1での核設計並びに領域2及び領域5の全体である。

The figure is a detailed technical cross-section diagram of a European Lead-Cooled Pool-type ADS (400MWe). The diagram illustrates the reactor's internal components, including the core, cooling system, and target area. Key features labeled include the 'SGD Midplane' at -1655 meters, the 'Core Midplane' at -5355 meters, and various cooling loops and piping. The reactor core is shown with red and purple shaded regions representing different zones or components. Numbered callouts point to specific parts: 1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 15, 16, 17, 18, 19, and 20. The diagram also shows the reactor vessel boundary and various structural supports.

領域 2 では、イタリア ENEA カサッチャ研究所の TRIGA 型炉に DT 中性子源を接続した RACE-T 実験、米国・アイダホ州立大の電子加速器中性子源の周りに核燃料を配置した RACE-ISU 実験、ベラルーシの DT 中性子源施設を用いた YALINA 実験等が進捗中である。また、以前にフランス CEA カダラッシュ研究所の高速炉臨界実験施設 MASURCA で行われた ADS 模擬実験 MUSE の後継実験として、ベルギー SCK·CEN モル研究所の軽水炉模擬臨界実験装置 VENUS を鉛冷却 ADS 模擬体系に改造する GUINEVERE 実験計画が進行中である。GUINEVERE 実験のための VENUS 集合体の改造は既に始まっており、2009 年 9 月頃から実験が開始される予定である。図 2 に実験施設の概念図を示す。

領域5では、MA核データの取得・評価、高エネルギー核データの取得・評価に加え、共分散データの整備や感度解析による核設計精度の検討も含まれている。

EUROTRANS に限らず、欧州枠組みプログラムでは、教育の観点が重視される。魅力的で総合的な研究テーマに欧州内の多くの研究機関・大学・企業が参加するため、学生達は国境や分野を超えた多様な研究者・技術者と接触する機会ができ、多くのことを吸収していくことが可能になる。

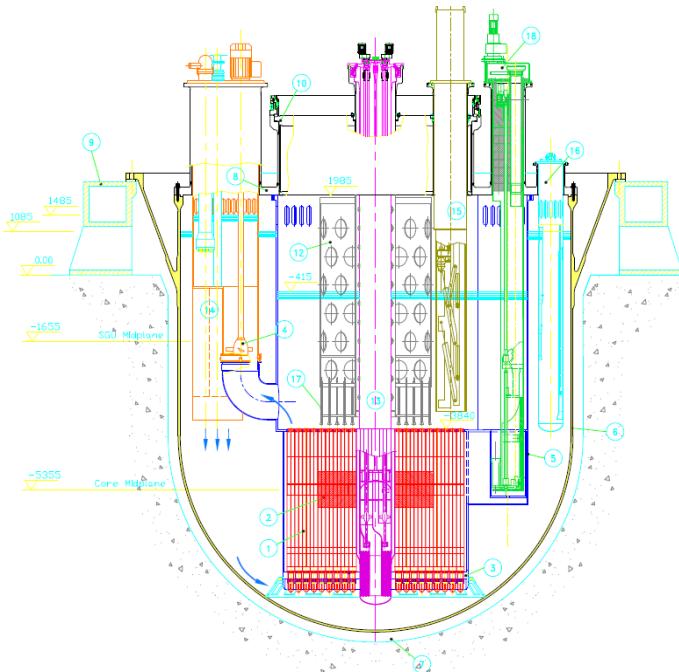


図1 欧州の鉛冷却材プール型実用 ADS (400MWt) である EFIT の概念

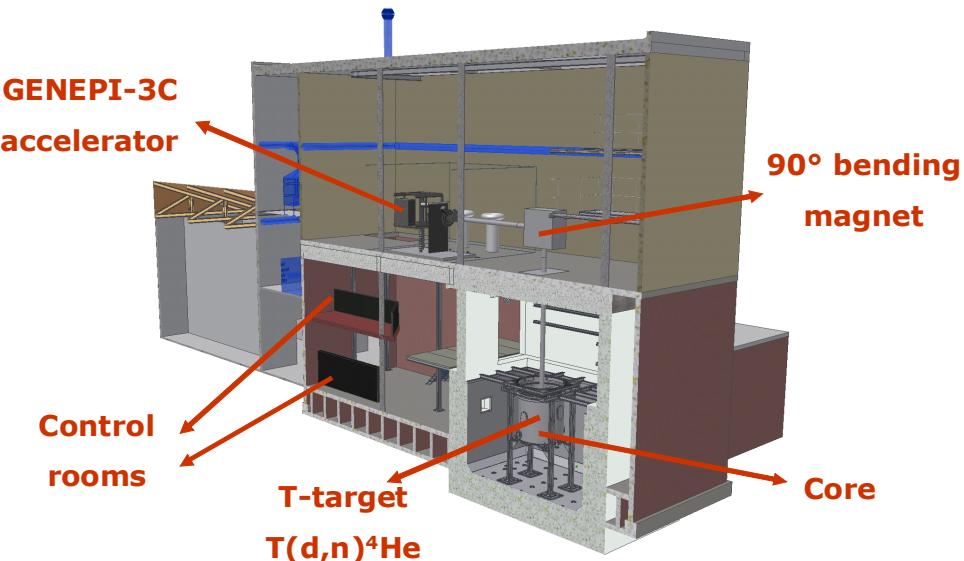


図2 ベルギーSCK・CEN のモル研究所で予定される GUINEVERE 実験計画の概念図

### 3. OECD/NEA が主催する「高出力陽子加速器の利用と信頼性に関するワークショップ」

第5回高出力陽子加速器の利用と信頼性に関するワークショップ (HPPA) が、2007年5月7日～9日に、ベルギーSCK・CEN のモル研究所にて開催された。OECD/NEA が主催する本ワークショップは、加速器分野と原子炉工学分野の接点について議論することを目的とした唯一の国際会議であり、第1回は旧原研が中心となって1998年に水戸において開催した経緯がある。今回は2004年の韓国開催に続く第5回である。

ワークショップは、スイスのポール・シェラー研究所 (PSI) において昨年成功した液体鉛ビスマス核破碎ターゲットの国際共同実験 MEGAPIE に関する特別セッションの後、高出力陽子加速器の開発状況、加速器の信頼性、核破碎ターゲットの開発と冷却材技術、未臨界炉の設計、ADS の実験をテーマとする 5 つのセッションで構成された。発表件数は42件、10カ国 (ベルギー、仏、独、伊、日、ポルトガル、中、韓、スイス、米)・1機関 (OECD/NEA) から約70名 (日本からは7名) の参加があった。

今回のワークショップで特筆されるのは、加速器の停止頻度と未臨界炉心の熱衝撃疲労の関係が次第に整理され、ADS の成立性が議論できるレベルになりつつあるということである。

例えば、欧州からは、1秒を超えるビームトリップの制限頻度目標を3ヶ月間で5回未満と設定し、低エネルギー部の二重化等の方策でこの目標を達成可能であるとの見解が示された。また、米 ORNL の核破碎中性子源 SNS の超伝導加速器では、故障した加速管を検出して除外し、その下流にある加速管の位相を調整することで、速やかに加速器を復帰できる機構を開発したとの報告があった。

本ワークショップは、今後、「Workshop on Technology and Components of the ADS

(TCADS)」とタイトルを変えて、次回は2009年秋にドイツで開催される見込みである。

#### 4. IAEAにおけるADS炉物理に関するベンチマーク解析

IAEAにおける国際共同研究(CRP)「加速器駆動システム(ADS)の解析的及び実験的ベンチマーク解析」に関する第2回会合が2007年11月に開催された。会合には18の参加国(アルゼンチン、ペラルーシ、ブラジル、中、独、ギリシャ、ハンガリー、印、伊、日、韓、パキスタン、ポーランド、露、セルビア、スペイン、ウクライナ、米)とIAEAから43人が参加した。本CRPの目的は、最近各国で盛んに行われている臨界集合体を用いたADS炉物理実験を中心に、ADSに関わるベンチマーク問題群を整理し、それに対する参加各機関からの計算結果をまとめて、計算手法や実験手法に対する提言を行うことである。主なベンチマーク問題を以下にまとめた。

- YALINA-Booster/-Thermal(ペラルーシ)：臨界集合体を用いたD-T、D-D源によるADS実験である。  
-Boosterは中心に高濃縮ウランの高速領域を持つカスケード型炉、  
-Thermalは全炉心がポリエチレン減速の熱炉である。
- 核破碎ターゲット(ロシア)：ITEPとDUBNAから個々に提案された、  
陽子+鉛(あるいは、タングステン)ターゲットの実験結果に対応した問題である。  
ITEPでは薄膜を用いた核破碎生成物生成断面積測定や、厚いターゲットを用いた放射化法による中性子束分布測定などが広範囲に精度よく行われている。
- FEAT・TARC(スペイン)：FEAT実験は軽水減速天然ウラン燃料の集合体( $k_{\text{eff}}=0.85$ )に高エネルギー陽子(0.6~2.75GeV)を入射する実験、TARCは鉛スペクトロメータに同様の陽子ビームを入射する実験である。
- KUCA(日本)：京大KUCAで行われたD-T中性子源を用いた実験の解析が提案されている。また、予定されているFFAG加速器からの150MeV陽子を用いた実験についての問題を2009年中に追加する予定になっている。
- Pre-TRADE(イタリア)：ENEAにおけるTRIGA型炉とD-T中性子源を用いたADS実験である。
- ADS性能評価(日本、EU)：本問題群では実験の有無に関わらず、ADSに対する解析コードの精度を検証するものである。原子力機構からは、800MWth出力のADSの問題を提案している。その他、ドイツからは、燃焼コード検証のために軽水炉使



図3 ベラルーシで行われているYALINA未臨界実験

用済み燃料組成実験 (ICE 実験) が提案された。

今後、2008 年 5 月までに、最初の計算結果を各問題の取りまとめ機関に提出し、2008 年 8 月までに取りまとめが行われる。その後 2009 年 3 月までに報告書のドラフトが作成される予定である。

## 5. アジア ADS ネットワーク会合

本ワークショップは、ADS に関するアジア間の情報交換を目的として、旧原研が提唱して 2003 年に開始したもので、日本、中国、韓国を中心に毎年行われ、今回は 5 回目の開催である。本ワークショップでは従来 ADS についてのみ議論してきたが、革新的原子炉も対象に含むようにタイトルを「ANINS-ANADS - Asian Network for Innovative Nuclear System - Asian Network for Accelerator Driven System」とし、液体重金属冷却材を用いた核変換用高速炉の研究を活発に行っている韓国・ソウル国立大学 (Seoul National University : SNU) が主催した。会議は、2007 年 11 月に開催され、30 名（韓国 19 名、日本 8 名、中国 3 名）が参加した。

SNU では、鉛冷却型高速炉 PEACER-300 が検討されており、関連する研究として、鉛ビスマスの流動ループ HELIOS を用いた実験や、安全解析等が行われている。

中国原子能科学研究院 (CIAE) では、新しい 5 カ年計画が認可され、鉛ビスマスのループ実験や信頼性の高い加速器開発、高出力での未臨界実験に関する検討が行われることが紹介された。

インドからは参加者はなかったが、事前に活発な活動状況を示す報告書が送られてきており、その紹介がなされた。インドでは、トリウム利用のために ADS 開発を進めている。

次回は 2008 年の秋に中国にて開催予定である。

## 6. おわりに

世界における ADS に関する研究開発では、次段階として、陽子ビームと未臨界体系の結合実験が必要とされている。我が国では、京大炉の KUCA と FFAG 加速器を用いた実験及び J-PARC 第 II 期計画である核変換実験施設によって、国際的に重要な役割を果たすことができると考えられる。これらの施設を核変換技術に関する炉物理の国際的な拠点として、アジア地域を始めとする諸外国からの実験参加を促進していくことが望まれる。

<国際会議報告>

The 10-th International Conference "Nuclear Power Safety and Nuclear Education"  
に参加して

京都大学大学院 エネルギー科学研究所 エネルギー基礎科学専攻  
修士課程 2回生 川口真一

隣国ロシアの首都、モスクワから僅か 101 km ばかり南西に行った所に、オブニンスクという都市がある。ここは 1950 年代に造られた新しい街であり、紹介文によれば「1954 年に世界初の原子力発電所の運転が開始された」という。世界初の原子力発電所は米国の EBR1 だと思われているが、ロシアの基準では、出力が 100 kW に過ぎない EBR1 は発電所として認められないであろう。なにしろ、オブニンスクの発電所の出力は 500 kW もあったのだから。このことから分かるように、オブニンスクは原子力の街である。市章からして、原子核のまわりを電子が飛んでいる様子をイメージしたものが採用されている。ただし、ここで電子が粒子として描かれているのはいただけない。原子力の街なのだから、当然、原子力単科大学もある。その Obninsk State Technical University for Nuclear Power Engineeringにおいて、2007 年 10 月上旬、The 10-th International Conference "Nuclear Power Safety and Nuclear Education" が開催された。これは隔年開催であるので、なかなかに歴史のある会議である。

会議は 6 つのセッションから成り、私は "Fundamentals of NPP safety" に参加した。しかし、私の発表内容は新しい未臨界度測定法の開発であり、"NPP safety" とは少し違うのではないかと危惧された。そこで事前に committee の方に問い合わせたところ「ADS や未臨界度測定の話も主旨に合致するので安心せよ」との回答をいただいた。そうしたわけで、私は単身、生まれて初めての海外発表に挑んだわけであるが、実際に ADS や未臨界度の話をしたのは私だけであった。簡潔に感想を述べれば、ロシアは良い土地であるが、この会議にまた参加したいとは思わない。

まず、良かったことを挙げよう。と、思ったのだが、残念ながら、特に良かったことが思いあたらない。現地の方々から暖かいもてなしを受けたとか、のどかな農村では牛や鶏が冊すらない場所で放牧されていたとか、現地の同年代の学生に街を案内してもらったとか、モスクワの大渋滞のせいで 100 km の道程において最高速度 200 km/h を記録しながらも結局 5 時間かかったとか、ホテルで呼んでもらったタクシーが多分白タクだったとか、行きの成田発モスクワ行きアエロフロートのフライトが 5 時間 30 分遅れたとか、帰

りも滑走路混雑のため管制からの離陸許可がおりずに搭乗から離陸まで2時間かかったとか、ロシアという土地自体には甚だ好印象を持ったのだけれども、そのようなことは、我々科学者(および、その雛)にとって重要なことではない。会議は英語およびロシア語で行われることになっていた。しかしながら私が参加したセッションでは、ロシア圏の人は皆、ロシア語のスライドを用いてロシア語で発表していた。通訳はついてくれるのだが、私は断片的にしか理解できなかった。同じセッションに参加していたJAEAの某氏がもの凄い勢いでメモを取っていたことから考えて、よく理解できなかったのは私の訓練不足が原因であろう。

会議の閉会後、先方のご厚意により、現地の学部学生対象の英語の授業2コマに参加させていただいた。大雑把にいって、初級コースと上級コースである。授業は教員1名に対して学生は、私を除いて初級は5名、上級は9名であった。教科書は大学オリジナルであり、主として原子炉物理に関する内容の文章を題材としている。例えば、「現在の発電用原子炉は主に軽水炉、重水炉、高温ガス炉に分類され云々」といった文章を用いて英語を学んでいるわけである。上級では、教科書に入る前に簡単な議論も行われた。テーマは「原子力を学ぶ上で、なぜ、英語を習得する必要があるのか?」であった。いくつか意見は出たが、さすがロシアは大国であると思ったのは、「海外の優れた研究と成果を共有するため」というような意見がロシア人学生からは出なかつたことである。年配のロシア人研究者の重鎮に英語を話さない人が少なくないことからもわかるように、彼らにとって、少なくとも冷戦下の時代には、学問をする上で英語は必要な技能ではなかつたのである。

今回の会議に参加して、それほど多くの収穫を得ることができなかつたのは私の反省すべきことである。しかしながら、世界の多数の人は「きれいではない」英語を話すという事実、しかしそれを理解せねばならないという現実、一方で自分は「きれい」な英語を話さなければよく理解してもらえないということ、それらを痛感した。

<国際会議報告>

ワークショップ「革新的原子力システムに関するアジア・ネットワーク」

(兼「第5回アジアADSワークショップ」)に出席して

東京工業大学 理工学研究科 原子核工学専攻  
博士後期課程2年 永田章人

2007年11月1,2日、ソウル国立大学にて行われた ANINS-ANADS2007 (『Asian Network on Innovative Nuclear Systems embedding 5th Workshop of Asian ADS Network』)に参加した。本会議は日本、韓国、中国の3カ国が毎年持ち回りで行われている会議であり、今年は韓国がホストを務めた。前日に韓国入りし、その日の夜はソウル国立大学のProf. Joo研究室の学生、卞先生、羽倉君、八木君と共に食事をし、その日は終えた。

私は2日目の午後に発表を行った。内容は自分の研究である CANDLE 燃焼制御方式を用いた高速炉に関する発表である (Pic.1)。発表後、参加者の方から数々の質問やコメントを頂くことができた。これらは今後の自分の活動に活かすことが出来るので、非常に有意義となった。



Pic.1 発表風景



Pic.2 HELIOS LOOP

他の方々の発表も非常に面白かった。個人的に一番気になったのが、高温ガス炉の DEEP-BURN についての発表である。名前は知っていたが、どの様な物までかはよく知らなかったので、非常に楽しく聞けた。

最終日の NUTREC 見学ツアーで、ベンチマーク計算などで以前から話を聞いていた鉛ビスマス自然循環施設の HELIOS LOOP (Pic.2)を直に見ることが出来た。

それとこれは余談だが、最終日は飛行機の時間までの時間を利用して、ソウル市内を散策し、数々の名所を見ることができた。

今回の会議を通して、自分の専門分野以外の話も聞くことが出来て、非常に楽しい日々を過ごすことが出来た。また様々な人と出会うことも出来、非常に有意義だった。今回得た経験を今後に活かせればと思う。最後に本会議の関係者の皆様、現地の学生、また特に今会議の話をくださった京都大学の卞先生に深く感謝いたします。

<国際会議報告>

ワークショップ「革新的原子力システムに関するアジア・ネットワーク」

(兼「第5回アジアADSワークショップ」)に出席して

武藏工業大学大学院 エネルギー量子工学専攻  
博士後期課程1年 羽倉尚人

2007年11月1日から2日間に亘って、ソウル国立大学（ソウル、韓国）において開催されたワークショップに参加する機会を得た。本ワークショップは、日本、韓国、中国で開催されてきた加速器駆動未臨界炉（ADS）に関するワークショップを、革新的な臨界高速炉も含めるよう範囲を広げ、アジアにおける研究交流をさらに深めることを目的として開催された。初めてこうした国際的なワークショップに参加したが、各講演に対して活発な議論がなされており、大変勉強になった。ソウル国立大の学生と交流する機会を得られたことも、大変よい刺激になった。

ワークショップ1日目は、3つのセッションから構成され、午前中はOverviewとして、各国の活動状況が報告された。午後には、Reactor Physics-1, -2のセッションが行われ、6件の発表が行われた。2日目は、Nuclear Data, Fast Reactors, およびAcceleratorsのセッションが行われ、12件の発表があった。

私は、2日目のNuclear Dataセッションの中で、「Sensitivity Analysis of Actinide Decay Heat」と題して発表した。英語による口頭発表は初めての経験だったので、非常によい勉強になった。発表後、座長のY.O. Lee博士（KAERI）や日本からの出席者の方々に助けていただきながら、数件の質疑やコメントを頂くことができた。

両日ともに、発表のセッション終了後に、Discussion & Summaryのセッションが設けられ、各発表に対する追加的な質疑や、鉛ビスマス冷却高速炉に関する議論などが行われた。2日目の夕方には、ソウル国立大学内のNUTRECK（Nuclear Transmutation Energy Research Center of Korea）の施設を見学した。I.S. Hwang教授の熱心な説明に、本プロジェクトに対する意気込みを感じることができた。

今回、本ワークショップに参加するに当たり、京大炉の卞先生を始めとした多くの関係者の皆様に大変お世話になりました。改めて御礼申し上げます。また、次回は中国の西安で開催されるということで、機会があれば参加したいと思います。

<国際会議報告>

ワークショップ「革新的原子力システムに関するアジア・ネットワーク」

(兼「第5回アジアADSワークショップ」)に出席して

京都大学大学院 エネルギー科学研究所

修士課程2回生 八木貴宏

この度、「Asian Network on Innovative Nuclear Systems embedding 5<sup>th</sup> Workshop of Asian ADS Network, November 1-2 2007」に参加致しました。このワークショップは、昨年度は京都大学原子炉実験所で開催され、今年は韓国で開催されました。今年のワークショップの主な内容は、加速器駆動未臨界炉(ADS)に加えて高速炉も含まれることから、参加を致しました。このワークショップの発表は、韓国、中国の方も出席することから英語で行ないます。私は、今まで国内での発表を行なっていたものの、英語での発表経験がなく、不安でした。しかしながら、先生方や研究室の学生の助けのもと、発表資料・原稿をなんとか作成することができました。その結果、発表は無事に終えることができ、質疑応答に関しても、参加者や先生方の助けを借りながら無事に終えることができました。発表資料は、先生が過去に発表した資料を参考にし、英語の発音・アクセントは、研究室の留学生に確認したことが、功を奏しました。しかし、この発表を通して、私が勉強不足であること、英語での議論の大切さを実感致しました。

参加者の発表は、主に、中国の方はADS、韓国の方は高速炉に関するものでした。私の勉強不足のため、詳細な内容まで議論できなかつたことが残念でした。学生の参加者は、私を含めて3人の日本人で、それぞれの専門は異なりますが、彼らの発表を聞いていて参考になる所が多くあり、今後の励みになりました。また、夜には宴会があり、そこでの交流も楽しいものでした。この時に、2007年京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)の実験に参加した韓国の学生にも会うことができ、なかなか楽しく過ごすことができました。また、韓国や中国からの参加者と普段の生活や仕事に関する様々な話をできたこと、食事や交流を通して韓国の文化に触れることができたことも、良い経験になりました。

以上、ワークショップに参加して、修士課程の間に英語での発表、海外の文化に触れられる機会を得たことがとても良い経験になりました。今後、私は博士課程に進学を致しますが、この時の経験が役に立つと思います。

最後に、ワークショップを開催して頂いた韓国の先生方、学生の方々、ワークショップに参加された方々、発表をサポートして下さいました先生方、学生の方々に感謝致します。ありがとうございました。

## <第39回炉物理夏期セミナー報告>

### セミナー概要報告

夏期セミナー事務局  
(財) 電力中央研究所

第39回炉物理夏期セミナーは平成19年8月6日から8日までの日程で、東京・麻布のNTT麻布セミナーハウスで開催された。参加者は、83名（内、学生26名）で、近年では最高の参加者数であった。今回は、炉物理部会の運営担当機関の見直しの一環として、（財）電力中央研究所が夏期セミナーの幹事機関を担当した。並行して、従来の保養地・温泉地などでの合宿の意味合いの強い夏期セミナーの意義を再検討する意味で、都心での開催を試行した。都心と言っても、閑静な研修用施設を利用し、夏期セミナーに集中できる環境を提供したことから、これまでのセミナーと同様に開催主旨を踏襲できた。

現在、世界的に原子カルネッサンスと言われ、わが国でも、原子力立国計画が2006年8月に取り纏められた。このなかでも、高速増殖炉サイクルの早期実用化が謳われ、実用化シナリオが取り纏められた。併せて、「もんじゅ」の運転再開が進められている。軽水炉についても、安全確保を大前提とした既設原子力発電所の適切な活用、が謳われている。一方、総点検のなかで、志賀原子力発電所1号機の定期点検中（平成11年6月）に制御棒引き抜けによる臨界事故が発生していた事などが公表された。

今回のセミナーでは、「もんじゅ」の運転再開、軽水炉の起動時の安全確保、目に見える炉物理に着目して、「炉物理試験の基礎と実践」をテーマとして、高速増殖炉の最近の炉心設計と「もんじゅ」の運転再開、軽水炉および高速炉臨界集合体での炉物理試験の基礎と実機プラントでの実践に係わる講義をお願いした。また、代谷部会長を座長として「商用炉の臨界事故（炉物理的観点から）の討論」を実施した。更に、ITERの建設などで注目される核融合炉開発の進展について講演頂いた。

参加者からのアンケート回答によると、「テーマがタイムリーであった。」、「炉物理試験に関して多岐にわたる内容であり、役に立った。」などの意見が寄せられ、本セミナーは概ね好評であった。

セミナーが行われた麻布セミナーハウスからは六本木ヒルズが間近に見え、周囲にはドイツ大使館、フランス大使館などの大使館が多く、懇親会などで麻布・六本木の雰囲気を味わっていただけたと思われる。

最後に、本セミナーの開催にあたり、ご多忙のなか講演を引き受けて下さり、熱心に講義・講演下さった講師の方々と参加者の皆様に心から感謝を申し上げます。また、快く財政的支援を頂いた贊助企業の方々に深く感謝の意を表します。

### セミナー実施概要

日程： 2007年8月6日（月）～ 8月8日（水）

場所：NTT 麻布セミナーハウス（東京都港区南麻布4丁目5-63）

テーマ：炉物理試験の基礎と実践

参加人数：83名（内訳：講師8名、部会員27名、学会員8名、非会員14名、  
学生部会員13名、学生会員4名、学生非会員9名）

#### ・ セミナープログラム

8月6日（月）

13:00	受付開始
13:30	開校式（部会長）
13:45～15:15	実用化時代を想定した高速炉の炉心・燃料設計と研究開発 ：大木 繁夫（JAEA）
15:15～15:30	休憩
15:30～17:00	もんじゅの炉心設計と性能試験：宇佐美 晋（JAEA）
18:00～20:00	懇親会

8月7日（火）

8:45～10:15	炉物理試験の基礎1—炉物理の実体験—：島津 洋一郎（北大）
10:15～10:30	休憩
10:30～12:00	炉物理試験の基礎2—逆増倍法および炉周期法に対する考察— ：中島 健（京大）
12:00～13:30	昼休み
13:30～14:45	PWRの炉物理試験：中野 誠（三菱重工）
14:45～16:00	BWRの炉物理試験：岩田 豊（日立GEニュークリア・エナジー）
16:00～16:15	休憩
16:15～17:30	商用炉の臨界事故（炉物理的観点から）の討論 ：（座長）代谷 誠治（京大）

17:30～19:00 夕食

19:00～21:00 若手研究会／拡大幹事会

8月8日（水）

8:45～10:15	高速臨界集合体の炉物理試験：岡嶋 成晃（JAEA）
10:15～10:30	休憩

10:30 ~ 12:00 最近の核融合研究の進展－ITER建設段階に入り－

: 池田 佳隆 (JAEA)

12:00 閉校式 (副部会長)

・ 講義要旨

「実用化時代を想定した高速炉の炉心・燃料設計と研究開発」大木 繁夫 (JAEA)

軽水炉と比べたFBR炉心の特徴、炉心核設計、熱流力設計、燃料設計の手順・実際の説明があった。また、実用化戦略調査研究(FS)の成果および実用化研究開発(FaCT)プロジェクト計画の概要が紹介された。特に、実用化燃料の開発として取り組んでいる、TRU酸化物燃料、ODS被覆管燃料ピンについて具体的な説明があった。講義内容に対して、炉心設計での工学的安全係数などの質疑があった。

「もんじゅの炉心設計と性能試験」宇佐美 晋 (JAEA)

もんじゅの炉心設計の特徴、核設計計算、熱流力設計などの説明の後、前回(1993~1995)の性能試験と解析結果の紹介があった。また、今後の燃料取替計画と性能試験工程(案)の説明の他、国際的なMA含有燃料照射試験などの将来計画の紹介があった。これに対して、今後の燃料取替計画へのもんじゅの長期停止の影響(Am蓄積など)の議論があった。また、先の性能試験での冷却材反応度の正負、測定精度と解析方法などについての議論があった。

「炉物理試験の基礎1—炉物理の実体験—」島津 洋一郎 (北大)

炉物理試験は炉物理を直接実感出来る貴重なチャンスとの導入から始まり、原子炉の臨界近接の基本原理、動特性方程式の導出、ラプラス変換による解法、逆時間方程式などの講義があった。また、キセノンの発生・消滅に伴うキセノン振動試験の紹介があった。講義に対し、 $\beta/1$ の測定方法(事象が早すぎて測定困難)、Xe振動解析方法などの質疑があった。Xe振動解析については、Xe-135の崩壊時間は遅発中性子先行核の崩壊時間に比べ充分に大きいので、Xe振動の解析は数分~時間単位での燃焼計算を行えば充分であるとの回答があった。また、炉物理研究の今後の方向性についても意見交換があった。

「炉物理試験の基礎2—逆増倍法および炉周期法に対する考察—」中島 健 (京大)

臨界近接に使われる逆増倍法を用いて、深い未臨界状態から臨界量を精度良く推定する工夫について、TCAでの実データを交えて紹介があった。また、反応度測定(ペリオド法)の精度について $\beta_{eff}$ の測定結果、解析結果を中心に紹介があった。 $\beta$ 値の見直しについて、吉田教授より、OECD/NEAでの、現行の6群を8群化する提案などの紹介があった。 $\beta$ 値の誤差、共分散データなどについて熱心な議論がなされ、 $\beta$ 値に係わる遅発中性子先行核収率、先行核崩壊定数のフィッティング誤差は、ウラン核種でも3~5%あり、なかなか改善が難しい

ことが説明された。

「PWRの炉物理試験」 中野 誠（三菱重工）

PWRでの燃料装荷時、高温零出力時、出力運転時に実施される炉物理検査の実施項目、頻度などの説明があった。また、炉物理検査の高度化として、ノイズ分析手法による減速材温度係数測定、動的制御棒価値測定手法などの紹介があった。特に、動的制御棒価値測定手法は従来のボロン希釈法で必要な十数時間の測定時間を大幅に短縮できるなどの説明があった。MOX燃料導入時の炉物理検査についての質問に対し、測定項目としては大幅には変わらないとの見通しが述べられた。

「BWRの炉物理試験」 岩田 豊（日立GEニュークリア・エナジー）

BWR炉心シミュレータとの対比を中心にBWRで実施されている炉物理試験（臨界CRパター、炉周期など）の紹介があった。また、MISTRAL、BASALAのMOX臨界試験解析結果が説明された。最後に、原子炉の予期せぬ臨界事象として、志賀原子力発電所1号機での臨界事故などを例に紹介があった。臨界性に関する許認可で要求される予測精度などの質疑の他、MISTRAL、BASALAなどの臨界試験の意義について議論がなされた。また、PWR関係者から停止余裕検査方法の質問があり、BWRでは、サイクルごとの停止余裕確認は、最大反応度制御棒および所用制御反応度相当の制御棒引き抜きを行った炉心で未臨界が保たれていることをもって判定するとの回答があった。

「商用炉の臨界事故（炉物理的観点から）の討論」 座長：代谷誠治（京大）

志賀原子力発電所1号機の臨界事象などの公表を契機に発足した、原子力学会の制御棒引き抜け事象調査委員会の委員を務める中島教授、代谷教授より、調査委員会の検討状況の報告があり、参加者で議論が行われた。臨界事故では、最大添加反応度、反応度添加速度、初期反応度が主要なパラメータとなるが、最大添加反応度が「即発臨界」状態であったかどうかは、残された記録では判断できないとのことであった。一方、過渡解析の手法、妥当性などについて議論が行われ、炉物理的な観点では北陸電力、日本原子力技術協会など、現在公表されている幾つかの解析、事象の理解は概ね妥当であるとの意見が多かった。

「高速臨界集合体の炉物理試験」 岡嶋 成晃（JAEA）

高速炉開発の歴史、高速炉の特徴、世界の高速炉臨界試験装置などの紹介の後、FCAでの常陽モックアップ実験、ベンチマーク実験（IRMA,  $\beta_{eff}$ ）の説明があった。また、ドップラー効果測定、炉心溶融模擬実験、ADS模擬実験などの講義があった。これに対して、特にドップラー効果測定技術について質疑があり、ドップラー反応度の測定では、サンプルの熱膨張の影響や、サンプル燃料の周囲の燃料の温度の影響については注意深い考察が必要

で、それを実施してきたことが紹介された。

「最近の核融合研究の進展—ITER建設段階に入り—」池田 佳隆 (JAEA)

トカマク方式の原理から始まり、長いエネルギー閉じ込め時間、高プラズマ圧力など核融合炉に必要な炉心プラズマ研究と、プラズマの第1原理による乱流シミュレーションにより自己組織化現象を発見するなど最前線技術の紹介があった。また、ITER計画、JT-60SA計画などが説明された。さらに 10PFLOPS 以上の超高速な計算機が実現すると、発電実証炉での様々な物理現象が計算機でシミュレーションできる期待が述べられた。材料開発など核分裂炉と共通の事柄もあり、興味深い内容であった。

若手研究会：8月7日（火）19:00より開催された夏期セミナー若手研究会では、以下の発表があった。参加者は30名で、研究会終了後も宿泊施設で深夜まで議論、情報交換が継続された。

- ・ 「詳細メッシュ BWR 炉心計算手法への多項式解析的ノード法の適用とその精度」多田 健一（名大）
- ・ 「Pu を用いた溶融塩炉の中性子束分布平坦化のための検討」本間悠斗（北大）
- ・ 「改良バイアス因子法について」野中伸仁（阪大）

## 第39回炉物理夏期セミナー決算

単位：円

収入	備考
参加費 ¥339,000	¥5,000×27(部会員)、¥7,000×8(学会員)、 ¥9,000×14(非会員)、¥1,000×4(学生会員)、 ¥2,000×9(学生非会員)、学生部会員13名は無料、講師8名は無料。
懇親会参加費 ¥250,000	¥5,000×50
追加テキスト代 ¥54,000	¥3,000×18
広告掲載料・賛助金 ¥440,000	¥30,000(広告)×14+¥20,000(賛助)
部会補助金 ¥0	
雑収入 ¥16	口座利息
収入合計 ¥1,083,016	

単位:円

支出	備考
テキスト印刷費 ¥291,375	150部
会場使用料 ¥198,345	¥163,800(506研修室:1日+半日×2), ¥21,000 (304研修室:半日×1) ¥6,300(マイク×1), ¥4,725(机セット×1), ¥2,520(追加イス×4)
宿泊費 ¥163,725	(宿泊:実費) ¥5775×2×13(講師×3,学生×10)(2泊3日), ¥5775×1×1(講師×1)(1泊2日) (講師食事:実費) ¥600×7(朝食)、¥900×4(夕食)
懇親会費 ¥240,000	
若手研究会懇親会費 ¥11,330	
部会収入へ ¥124,769	收支差額10万円以上400万円までは30%を、
学会全体収入へ ¥53,472	学会全体収入とする。
支出合計 ¥1,083,016	



第39回炉物理夏期セミナー（平成19年8月6～8日 東京）

<集合写真>



<講義風景>



<若手研究会>

## <第39回炉物理夏期セミナー報告>

### 若手研究会報告

#### (1) 詳細メッシュ BWR 炉心計算手法への多項式解析的ノード法の適用とその精度

名古屋大学大学院 工学研究科 マテリアル理工学専攻  
修士課程2年 多田健一

### 1. 序論

以前の研究では燃料棒単位詳細メッシュ炉心計算に用いる計算手法として拡散計算<sup>1)</sup>及び Simplified P3(SP3)法<sup>2)</sup>を比較した<sup>3)</sup>。また、メッシュ不整合領域を取り扱い可能な SP3 法計算コードの検討を行った<sup>4)</sup>。これらの研究では燃料セル内を分割しない 1mesh/pin では十分な計算精度が得られず、高い計算精度を得るために燃料セル内をさらに詳細に分割する必要があることが分かった。しかし、計算機容量の観点から実機全炉心体系において燃料セル内をさらに詳細に分割することは困難である。

以前の研究では有限差分法を用いて計算していた。有限差分法はメッシュ誤差の影響が大きいため、高い計算精度を得るために燃料セル内を分割する必要があった。そのため、1mesh/pin で高い計算精度を得るために、メッシュ誤差の影響が小さい、より高精度な計算手法を用いる必要がある。

本研究では詳細メッシュ BWR 炉心計算手法に多項式解析的ノード法<sup>5)</sup>を適用することを検討した。多項式解析的ノード法は有限差分法に比べてメッシュ誤差が小さいため、少ないメッシュ数で同等の計算精度が得られると考えられる。実際、PWR においては多項式解析的ノード法を適用することで少ないメッシュ数で同等の計算精度が得られることが示されており<sup>6)</sup>、BWR においても多項式解析的ノード法を用いることで高い計算精度が得られることが期待できる。

また、通常の多項式解析的ノード法に加えて scattered source subtraction 法(SSS 法)<sup>7)</sup>についても BWR 炉心計算への適用を検討した。SSS 法は SP3 法方程式中の散乱源の空間分布のメッシュ効果を低減させるもので、PWR においては多項式解析的ノード法に比べさらにメッシュ誤差を低減できることが示されている<sup>8)</sup>。そのため、BWR においても SSS 法を適用することで高い計算精度を得られると期待できる。

本研究では  $10 \times 10$  の MOX 燃料集合体と  $9 \times 9$  の UO<sub>2</sub> 燃料集合体から構成される体系について計算を行い、その計算精度を比較した。本研究で取り扱った体系はメッシュ不整合領域の存在する体系である。メッシュ不整合体系における多項式解析的ノード法及び SSS

法の計算精度については未知であり、その計算精度の検証は BWR 炉心計算に詳細メッシュ炉心計算手法を適用する場合に重要である。

## 2. BWRにおける各計算手法の計算精度比較

### 1) 計算体系及び計算条件

計算に用いた体系は MOX 燃料集合体<sup>8)</sup> ( $10 \times 10$  燃料集合体)と UO<sub>2</sub>燃料集合体<sup>8)</sup> ( $9 \times 9$  燃料集合体)から構成される  $2 \times 2$  燃料集合体である。

図 2.1 及び図 2.2 に MOX 燃料集合体と UO<sub>2</sub>燃料集合体の単一集合体体系における幾何形状及びその濃縮度分布を、図 2.3 に  $2 \times 2$  燃料集合体体系の幾何形状をそれぞれ示した。

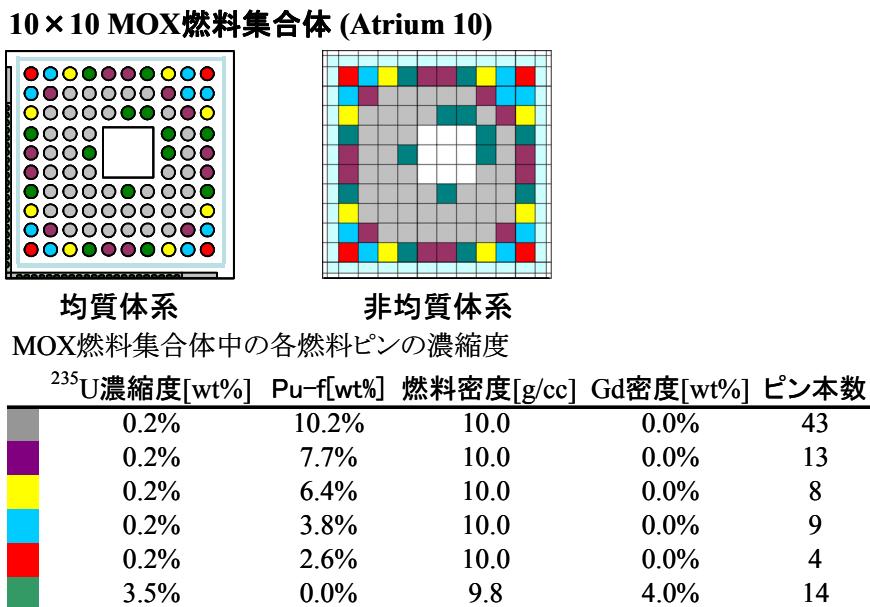


図 2.1 10×10MOX 燃料集合体の幾何形状及び濃縮度分布

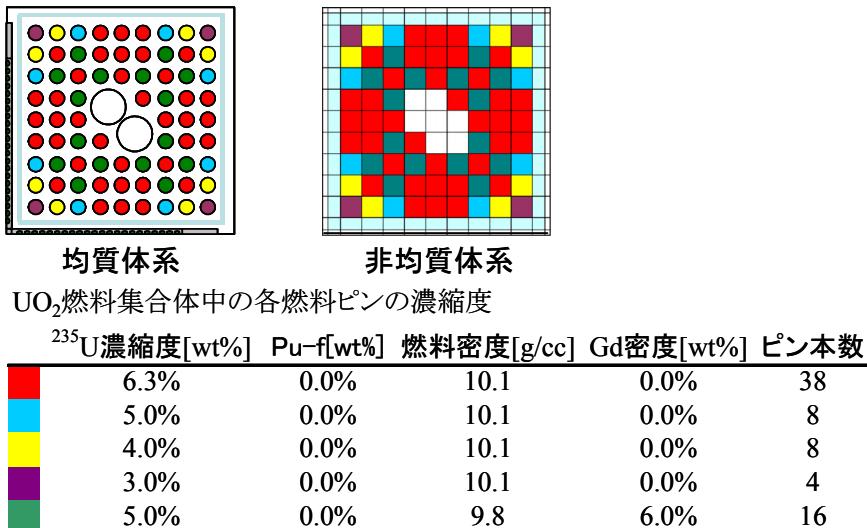
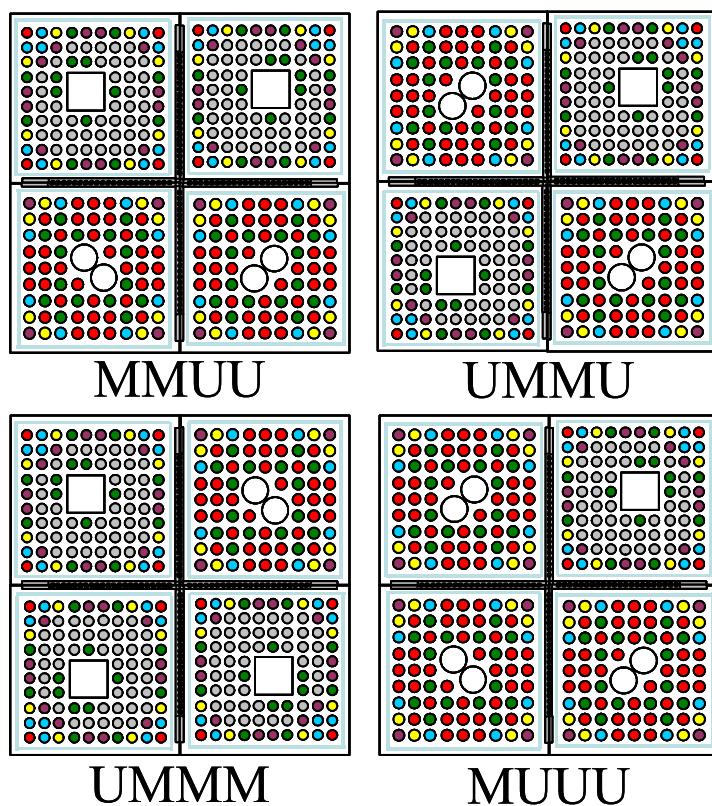
9×9 UO<sub>2</sub>燃料集合体 (GE11)図 2.2 9×9UO<sub>2</sub>燃料集合体の幾何形状及び濃縮度分布

図 2.3 2×2 燃料集合体体系の幾何形状

有限差分法、多項式解析的ノード法、多項式解析的ノード法+SSS 法それぞれの計算には自作の計算コードを用いた。また、非均質体系の断面積の作成には SRAC95<sup>9)</sup>衝突確率モジュールを、非均質体系の計算及び断面積の均質化には AEGIS コード<sup>10)</sup>を用いた。

また、均質化誤差を低減させるため、Superhomogenization (SPH) 法<sup>11)</sup>を用いた。SPH 法は非均質体系の計算結果を再現するように断面積を補正する手法である。本研究では单一集合体体系において SPH 法を適用した。

実際の炉心計算では非均質体系の单一集合体計算の結果から均質体系の断面積を作成している。そのため、单一集合体体系において SPH 法を適用し、均質化誤差を低減させることは実際の炉心計算においても妥当であると考えられる。

それぞれの計算コード及び SPH 法の収束条件等は以下の通りである。

- AEGIS コード

中性子束	: $1.0 \times 10^{-4}$
無限増倍率	: $1.0 \times 10^{-5}$
Ray trace 方法	: Flux region macroband <sup>12)</sup>
Ray trace 幅	: 0.1cm 以下
方位角方向分割数	: 96
極角方向分割数	: 2 (TY optimum <sup>13)</sup> )

- SP3 法計算コード

中性子束	: $1.0 \times 10^{-10}$
無限増倍率	: $1.0 \times 10^{-10}$

- SPH 法

SPH 因子	: $1.0 \times 10^{-3}$
--------	------------------------

表 2.1 に計算に用いたエネルギー群数を示した。本研究ではエネルギー群数を 8 群とした。また、メッシュ誤差を低減させるため、図 2.4 に示すように非均質体系は燃料セル内を径方向に八分割して計算を行っている。なお、全ての単一集合体体系、 $2 \times 2$  集合体体系共に完全反射境界条件を用いた。

表 2.1 計算に用いたエネルギー群構造

Upper limits(eV)	1.00E+07	8.21E+05	5.53E+03	3.93E+00	9.93E-01	6.02E-01	1.37E-01	5.45E-02
Lower limits(eV)	8.21E+05	5.53E+03	3.93E+00	9.93E-01	6.02E-01	1.37E-01	5.45E-02	1.00E-05

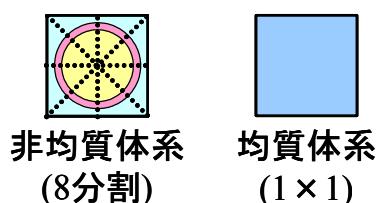


図 2.4 非均質体系における燃料セル内のメッシュ分割例

## 2) 計算過程

本研究では前章と同様に均質化誤差を低減させるため、単一集合体体系において SPH 法を適用した。以下に計算過程のフローチャートを示す。

- ・ 単一集合体体系において MOC を用いて非均質体系を計算(参照解)
- ・ 単一集合体体系において非均質体系の結果を参照解として SPH 法を適用し、均質化誤差を低減した均質断面積を作成
- ・ SPH 法を適用した均質断面積を用いて有限差分法、多項式解析的ノード法、多項式解析的ノード法+SSS 法の三通りの手法において  $2 \times 2$  集合体体系をそれぞれ計算
- ・ 非均質体系において同様の  $2 \times 2$  集合体体系を MOC で計算(参照解)
- ・ 非均質体系を MOC で計算した結果と均質体系を有限差分法、多項式解析的ノード法、多項式解析的ノード法+SSS 法の各手法で計算した結果とを比較
- ・ 有限差分法、多項式解析的ノード法、多項式解析的ノード法+SSS 法の各計算手法の計算精度をそれぞれ比較

## 3) 計算結果

表 2.2 に制御棒挿入時の計算結果を、表 2.3 に制御棒非挿入時の計算結果をそれぞれ示す。表 2.2 及び表 2.3 に示されるように、多項式解析的ノード法+SSS 法を用いることで高い計算精度が得られることが分かった。しかし、有限差分法と多項式解析的ノード法での計算精度を比較すると、PWR に適用した場合の結果<sup>6)</sup>に比べ大きな違いは見られない。

BWR 燃料集合体は中央にウォータロッドがあることや、集合体境界にウォーターギャップがあることなどから PWR 燃料集合体に比べメッシュ誤差が大きい。本研究で用いた多項式解析的ノード法はメッシュ内の中性子源分布が一定であると仮定している。この仮定は PWR 燃料集合体のようにメッシュ誤差の大きな体系ではうまく成立せず、十分な計算精度が得られないと考えられる。SSS 法を適用した場合、中性子源の効果を低減させることができたため、高い計算精度が得られると考えられる。

また、SPH 法を用いることで高い計算精度が得られることが示された。

ただ、制御棒が挿入されていない場合の UMMM 体系のように有限差分法の方が多項式解析的ノード法+SSS 法の結果に比べ燃料棒出力分布の計算精度が高くなっている場合もある。しかし、実効増倍率を見ると解析的ノード法+SSS 法の方が有限差分法に比べて計算精度が高い。また表 2.4 に示すようにメッシュサイズを詳細にした場合に有限差分法の計算精度が悪化している。このことから有限差分法での燃料棒出力分布の計算精度はメッシュ誤差とメッシュ誤差以外の誤差が打ち消し合って見かけ上高い計算精度が得られていると考えられる。

また、この体系ではメッシュ不整合領域が存在しているが、そのような体系においても多項式解析的ノード法+SSS 法を用いることで高い計算精度が得られることが分かった。

これらのことから BWR における燃料棒単位詳細メッシュ炉心計算手法に多項式解析的ノード法+SSS 法を用いることで少ないメッシュ分割数で高い計算精度が得られると期待できる。

表 2.2 各計算手法の計算精度比較(制御棒挿入時)

体系	計算手法	無限増倍率				燃料棒出力分布			
		非均質体系 MOC 参照解		均質体系		誤差	RMS		最大誤差
		NoSPH	SPH	(NoSPH-Ref)/Ref	(SPH-Ref)/Ref	NoSPH	SPH	NoSPH	SPH
MMUU	FD	0.91493	0.90534	0.996%	-0.053%	2.08%	0.19%	-4.89%	0.94%
	Node	0.90582	0.89193	0.90560	-1.557%	2.23%	0.20%	8.94%	-0.85%
	SSS	0.89419	0.90549	-1.300%	-0.037%	1.13%	0.14%	3.95%	-0.68%
UMMU	FD	0.91441	0.90417	1.046%	-0.074%	2.01%	0.27%	4.68%	1.28%
	Node	0.90484	0.89006	0.90469	-1.660%	2.30%	0.20%	8.05%	-0.72%
	SSS	0.89268	0.90449	-1.362%	-0.039%	1.18%	0.18%	3.73%	0.78%
UMMM	FD	0.92958	0.92480	0.486%	-0.029%	2.04%	0.27%	4.11%	1.07%
	Node	0.92506	0.91564	0.92504	-1.030%	2.59%	0.33%	-5.67%	1.25%
	SSS	0.91599	0.92494	-0.990%	-0.013%	2.03%	0.28%	-3.89%	1.10%
MUUU	FD	0.89968	0.88428	1.655%	-0.057%	2.29%	0.29%	-4.94%	1.46%
	Node	0.88479	0.86538	0.88456	-2.243%	2.35%	0.22%	8.26%	-0.72%
	SSS	0.87017	0.88444	-1.680%	-0.039%	1.22%	0.19%	4.35%	0.75%

FD:有限差分法、Node:多項式解析的ノード法、SSS:多項式解析的ノード法+SSS法

表 2.3 各計算手法の計算精度比較(制御棒挿入時)

体系	計算手法	無限増倍率				燃料棒出力分布			
		非均質体系 MOC 参照解		均質体系		誤差	RMS		最大誤差
		NoSPH	SPH	(NoSPH-Ref)/Ref	(SPH-Ref)/Ref	NoSPH	SPH	NoSPH	SPH
MMUU	FD	1.09118	1.08266	0.792%	0.011%	1.50%	0.22%	3.88%	0.74%
	Node	1.08253	1.06939	1.08268	-1.229%	2.41%	0.32%	5.51%	-1.02%
	SSS	1.07199	1.08249	-0.984%	-0.005%	0.84%	0.20%	-1.77%	-0.57%
UMMU	FD	1.08179	1.08206	0.000%	0.024%	1.57%	0.32%	3.63%	0.73%
	Node	1.08179	1.06875	1.08204	-1.221%	2.45%	0.33%	5.08%	-0.98%
	SSS	1.07119	1.08168	-0.990%	-0.010%	0.82%	0.21%	-1.94%	-0.44%
UMMM	FD	1.09198	1.08837	0.343%	0.013%	1.84%	0.33%	4.03%	-0.84%
	Node	1.08823	1.08092	1.08837	-0.676%	2.20%	0.47%	-5.05%	1.81%
	SSS	1.08068	1.08819	-0.698%	-0.004%	2.14%	0.41%	4.04%	1.57%
MUUU	FD	1.09034	1.07663	1.269%	0.012%	1.57%	0.32%	3.93%	0.74%
	Node	1.07650	1.05693	1.07664	-1.852%	2.56%	0.41%	6.11%	-1.59%
	SSS	1.06270	1.07645	-1.299%	-0.005%	0.88%	0.26%	-1.86%	-0.92%

FD:有限差分法、Node:多項式解析的ノード法、SSS:多項式解析的ノード法+SSS法

表 2.4 制御棒非挿入時におけるメッシュ分割数と各計算手法の計算精度

計算手法	メッシュ分割数	無限増倍率				燃料棒出力分布			
		均質体系		誤差		RMS		最大誤差	
MOC	有限差分法	NoSPH	SPH	(NoSPH-Ref)/Ref	(SPH-Ref)/Ref	NoSPH	SPH	NoSPH	SPH
FD	1×1	1.09198	1.08837	0.343%	0.013%	1.84%	0.33%	4.03%	-0.84%
	2×2	1.08485	1.08826	-0.312%	0.003%	1.11%	0.20%	3.63%	0.85%
	4×4	1.08081	1.08821	-0.687%	-0.001%	2.03%	0.31%	5.10%	1.04%
Node	1×1	1.08092	1.08837	-0.676%	0.013%	2.20%	0.47%	-5.05%	1.81%
	2×2	1.07954	1.08824	-0.805%	0.001%	2.10%	0.40%	-4.05%	1.41%
	4×4	1.07880	1.08820	-0.874%	-0.003%	2.42%	0.37%	5.40%	1.20%
SSS	1×1	1.08068	1.08819	-0.698%	-0.004%	2.14%	0.41%	4.04%	1.57%
	2×2	1.07991	1.08819	-0.770%	-0.003%	2.21%	0.38%	4.71%	1.29%
	4×4	1.07894	1.08819	-0.861%	-0.003%	2.45%	0.36%	5.71%	1.16%

### 3. まとめ

BWRにおける燃料棒単位詳細メッシュ炉心計算手法におけるメッシュ誤差を低減させるため、従来用いてきた、有限差分法に加え、多項式解析的ノード法及び多項式解析的ノード法+SSS 法を用い、それぞれの計算精度を比較した。

計算体系には MOX 燃料集合体( $10 \times 10$ )及び UO<sub>2</sub>燃料集合体( $9 \times 9$ )からなる  $2 \times 2$  燃料集合体体系において計算を行った。

その結果、BWR 燃料集合体においても多項式解析的ノード法+SSS 法を用いることで高い計算精度が得られることが分かった。また、多項式解析的ノード法を用いた場合の計算精度は有限差分法に比べて大きな差異がないことが分かった。これは PWR での結果と異なっており、この結果は BWR 燃料集合体が PWR 燃料集合体に比べメッシュ誤差が大きいために起こるものと考えられる。

このことから BWR における燃料棒単位詳細メッシュ炉心計算手法に多項式解析的ノード法+SSS 法を用いることで高い計算精度が得られることが期待できる。

### 4. 参考文献

1. 小林啓祐, 「原子炉物理」, コロナ社, (1996).
2. E. W. Larsen, J. E. Morel, John M. McGhee, "Asymptotic Derivation of the Multigroup P1 and Simplified PN Equations with Anisotropic Scattering," *Nucl. Sci. Eng.*, **123**, 328, (1996).

3. K. Tada, A. Yamamoto *et al.*, "Applicability of The Diffusion and Simplified P3 Theories for BWR Pin-by-pin Core Analyses," *Proc. ICONE-15*, Nagoya, Japan, April 22-26, 2007, (2007). [CD-ROM]
4. K. Tada, A. Yamamoto *et al.*, "Treatment of Staggered Mesh in BWR Pin-by-pin Fine Mesh Core Analysis," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **96**, 508, (2007).
5. Y. A. Chao, "A Theoretical Analysis of the Coarse Mesh Finite Difference Representation In Advanced Nodal Methods," *Proc. Int. Conf. Mathematical and Computation, Reactor Physics and Environmental Analysis in Nuclear Applications (M&C'99)*, Madrid, Spain, September 1999, Vol. 1, 117 (1999).
6. M. Tatsumi, and A. Yamamoto, "Advanced Core Calculation Based on Multi-group Nodal Transport Method in Three-dimensional Pin-by-pin Geometry," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **40**, 376, (2004).
7. A. Yamamoto, and M. Tatsumi, "Improvement of Spatial Discretization Error on the Semi-analytic Nodal Method Using the Scattered Source Subtraction Method," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **43**, 1481, (2006).
8. A. Yamamoto, T. Ikehara, T. Ito, and E. Saji, "Benchmark Problem Suite for Reactor Physics Study of LWR Next Generation Fuels," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **39**, 900 (2002).
9. K. Tsuchihashi, *et al.*, Revised SRAC Code System, JAERI 1302, Japan Atomic Energy Research Institute, (1986).
10. N. Sugimura, A. Yamamoto, T. Ushio, M. Mori, M. Tabuchi, and T. Endo, "Neutron Transport Models of AEGIS: An Advanced Next-Generation Neutronics Design System," *Nucl. Sci. Eng.*, **155**, 276 (2007).
11. A. Hebert, "A Consistent Technique for the Pin-by-pin Homogenization of a Pressurized Water Reactor Assembly," *Nucl. Sci. Eng.*, **113**, 227, (1993).
12. A. Yamamoto, M. Tabuchi, N. Sugimura, and T. Ushio, "Non-equidistant Ray Tracing for the Method of Characteristics," *Proc. M&C2005*, Avignon, France, September 12-15, 2005 (2005). [CD-ROM]
13. A. Yamamoto, M. Tabuchi, N. Sugimura, T. Ushio, and M. Mori, "Derivation of Optimum Polar Angle Quadrature Set for the Method of Characteristics Based on Approximation Error for the Bickley Function," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **44**, 129 (2007).

## <第39回炉物理夏期セミナー報告>

### 若手研究会報告

#### (2) Pu を用いた溶融塩炉における中性子束分布平坦化の検討

北海道大学大学院 工学研究科 エネルギー環境システム専攻  
原子炉工学研究室 修士課程2年 本間悠斗

#### 背景

Thはそれ自身は核分裂反応を起こさないが、中性子を一個吸収すると核分裂性の<sup>233</sup>Uに変わるのでこれを燃料として利用することができる。また Th 資源は熱量換算で原油の 40 倍と、重要なエネルギー源と考えられる。Th を効率よく利用できる原子炉のひとつに、Th-U サイクルを用いる溶融塩炉 MSR(Molten-Salt-Reactor)がある。

溶融塩炉とは、親物質としてトリウムを ThF<sub>4</sub> の形で混入したフッ化物の混合溶融塩 LiF-BeF<sub>2</sub>-ThF<sub>4</sub> に、核分裂性物質として少量（重量で約 1%）の UF<sub>4</sub> を混合したものを燃料とする液体燃料炉で、この燃料塩と黒鉛減速材及び数本の制御棒（多くは黒鉛製）を並存させて炉心を構成し、通常、燃料塩自体を炉心外に循環させ、熱交換器を介して除熱する方式を取る炉である。炉心で発生した熱は、循環により炉外の熱交換器を介して NaBF<sub>4</sub>-NaF 溶融塩からなる二次冷却材に伝熱し、さらにこれを熱源とする蒸気発生器によって発電用水蒸気を作る。この上記熱交換器は中間熱交換器と呼ばれ、ナトリウム冷却高速炉と似た構成となるが、溶融塩炉では高速炉以上の水蒸気温度（538°C位）と熱効率（44%位）が期待できる

また、溶融塩炉では<sup>233</sup>U を含んだ溶融塩燃料を使用しており、以下に示されるトリウム－ウランサイクルを採用している。



このように溶融塩炉は、液体燃料であり、親物質として<sup>232</sup>Th を用いることにより、従来の低濃縮ウラン型固体燃料炉とは違った特徴を持っている。利点としては、炉心構造が簡単であること、燃料装荷、取換えなどが運転中にポンプのみで可能であることなどがあげられる。また、問題点としては、燃料の密度・濃度の変化による反応度変動のおそれ、炉心を離れる燃料中の遅発中性子による中性子損失などが考えられている。

この溶融塩炉に関する研究としては、1971年にアメリカのORNLによって1000MWeの溶融塩増殖炉の設計がまとめられたが、アメリカの増殖炉開発政策の変更と、それに続く在来技術（軽水炉）重視および核融合炉開発優先の風潮により、1976年以降この炉型は顧みられぬ状態となった。しかし、近年では、安全性、核拡散抵抗性、少廃棄物などの点か

ら軽水炉に比べて優れていることから、次世代原子炉の候補の一つとして考えられるようになってきた。日本では小型の溶融塩炉 Fuji12 が提案されている。この Fuji12 に関して、豊橋技術大学の三田地らによって改良、研究が行われている。Fuji12 に関して改良すべき点として、高速中性子による照射損傷により 15 年ごとに黒鉛減速材の交換をしなければならないことがあげられる。そこで三田地らは、高速中性束の最大値を低減させることによって、黒鉛減速材の長寿命化を目的とした Fuji-U3 を提案されている。根本的な改良点は 3 領域の核設計の概念であり、Fuji-U3 の 30 年間の運転において、黒鉛減速材の交換は必要ないという結論を出している。

## 目的

効率的な手法を用いることで、以前提案された Fuji-U3 よりも単純な 2 領域炉心で、高速中性束の最大値を低減し、さらなる黒鉛減速材の長寿命化を目的としている。

また、この炉心は自然界には存在しない  $^{233}\text{U}$  を用いるため、実用化を考えた場合、十分に  $^{233}\text{U}$  が生成されるまで  $^{233}\text{U}$  に変わる燃料が必要になると考えられる。そこで、本研究では同様の手法を用いて Pu と Th を用いた炉心の設計も行った。

## 手法

解析手順を図 1 に示す。高速中性子束を低減するために、高速中性子束分布の平坦化を二領域の炉構造をとることによって検討した。Core 1, 2 それぞれにおいて 1 次元 1 群の拡散方程式を適用し、円筒形炉心であることから 0 次の Bessel 関数を用いて、Bessel 関数の第三ゼロ点を炉心右端の中性子束とし、そのひとつ前のピークを平坦中性子束と接続できるように、Core 1 の径の大きさ ( $r_1$ ) と、Core 1, 2 それぞれの領域における無限増倍係数を決定した（図 2）。ここで得られた Core 1 の径の大きさ ( $r_1=240 \text{ cm}$ ) は固定し、無限増倍係数の値を初期値として、詳細な計算を SRAC2002 を用いて行った。この解析では、最も中性子束分布が平坦になるような各領域のセルの無限増倍係数を決定した。また、各領域の無限増倍係数を決定する際には、燃料塩と黒鉛減速材の割合を変化させることで調整した。

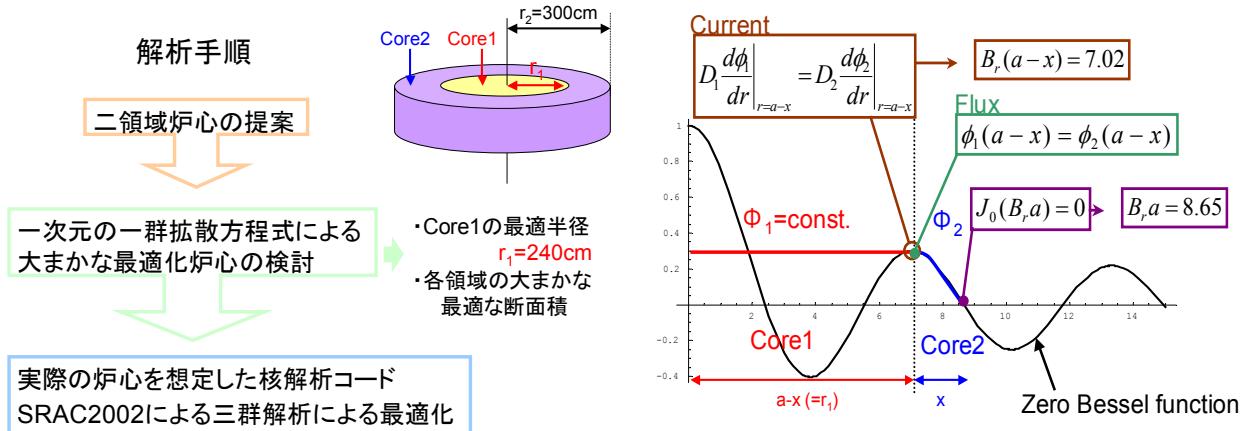


図1：中性子束平坦化のための解析手順

図2：1群の拡散方程式を用いた解析

実際に燃料塩と減速材（黒鉛）の割合(wt%)を調整する際には、各領域の燃料塩の流路半径（図3における $d\text{ cm}$ ）を調整した。また、図4に本研究での炉心体型を示す。図2における手法を用いた場合、Bessel関数のピークとゼロ点の位置の割合で領域の大きさが決定するため、この体型は用いる燃料組成によらず一定である。

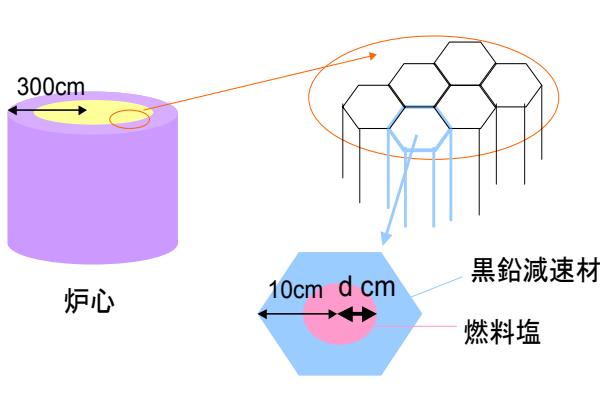


図3：燃料塩と減速材の割合

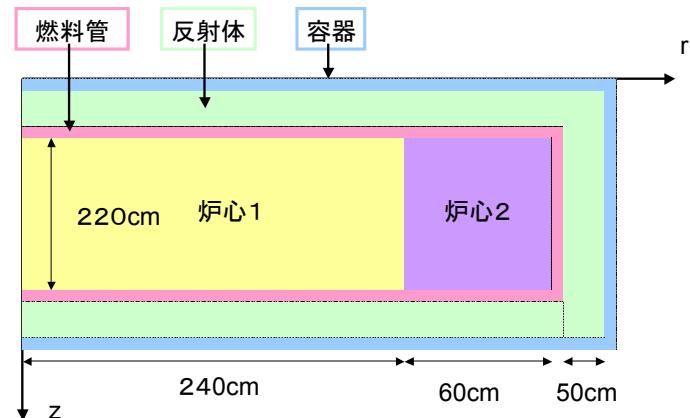


図4：SRAC2002における炉心体型

表1, 2に $^{233}\text{U}$ を用いた溶融塩炉と、 $\text{Pu}$ を用いた溶融塩炉の燃料組成を示す。表2においては、 $\text{Pu}$ の同位体比は現在の軽水炉からの取り出し燃料に近いmol比となるようにした。また、 $\text{U-238}$ と $\text{Pu}$ はほぼ同じmol比になるよう設定し、現在再処理工場で混合されているものに近い状態としている。

表1： $^{233}\text{U}$ を用いた溶融塩炉の燃料組成

燃料組成	(mol%)
LiF	71.76
BeF <sub>2</sub>	16.0
ThF <sub>4</sub>	12.0
$^{233}\text{UF}_4$	0.24

表2：Puを用いた溶融塩炉の燃料組成

燃料組成	(mol%)
LiF	71.76
BeF <sub>2</sub>	16.0
ThF <sub>4</sub>	9.0
$^{238}\text{UF}_4$	1.51
$^{238}\text{PuF}_4$	0.034
$^{239}\text{PuF}_4$	1.09
$^{240}\text{PuF}_4$	0.33
$^{241}\text{PuF}_4$	0.20
$^{242}\text{PuF}_4$	0.068

### 結果と考察

本研究で、最も高速中性子分布を平坦化可能であった、それぞれの最適化セルの設計値と全炉心計算における  $k_{\text{eff}}$  の値を表3に示す。FUJI-U2は $^{233}\text{U}$ を用いた炉心、FUJI-PU2はPuを用いた炉心である。また、この表における“d cm”とは図3における燃料塩の流路半径である。

表3：最適化セルの設計値

	FUJI-U2	FUJI-PU2
$k_{\text{eff}}$ 全炉心	1.003	1.003
$k_{\text{inf}}$ 炉心1	1.027	1.019
$k_{\text{inf}}$ 炉心2	1.117	1.087
流路半径d(cm) 炉心1	5.10	4.75
流路半径d(cm) 炉心2	3.95	4.40
燃料塩割合(vol%) 炉心1	31.5	27.3
燃料塩割合(vol%) 炉心2	18.9	23.4

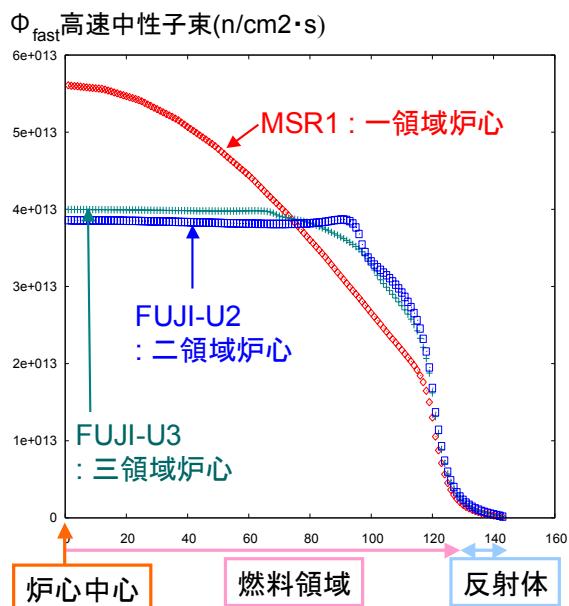
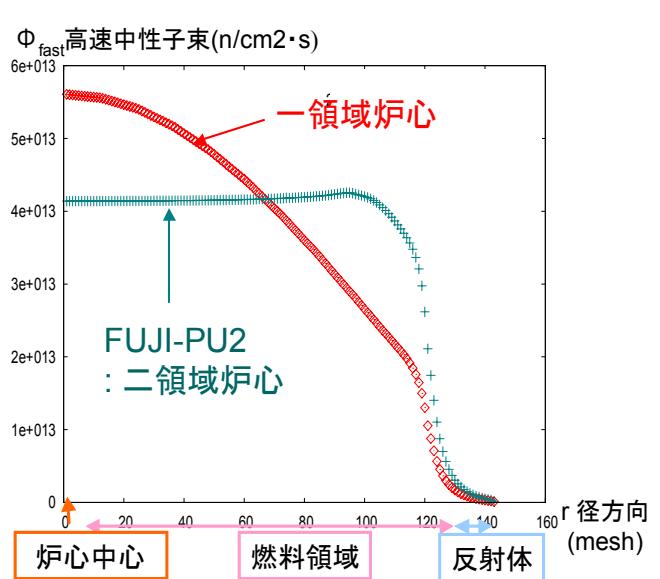


図5： $^{233}\text{U}$ 炉心の径方向の最大高速中性子束分  
(52keV以上)  
(52keV以上)



また、平坦化された高速中性子束分布を図5、6に示す。図5において、MSR1は単純な一領域炉心、FUJI-U3は豊橋技術大学の三田地らが、三領域炉心をとることによって平坦化したもの、そしてFUJI-U2は本研究で平坦化したものである。二領域という単純な炉心体型でありながら、より平坦化することに成功した。また、図6も同様にMSR1は単純な一領域炉心、FUJI-PU2は本研究で最適化したものである。Puを用いた炉心であっても、同様の手法で平坦化することが可能であった。(この解析では、全て同じ形状の炉心で、熱出力を450MWthと設定し、計算したものである。)

黒鉛減速材の交換無しに30年間運転を行うためには52keV以上の高速中性子束は $4.2 \times 10^{13} \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$ 以下でなければならない。FUJI-U3は $4.1 \times 10^{13} \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$ であり、約31年間が運転の限界であるのに対して、FUJI-U2は $3.8 \times 10^{13} \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$ であり、約33年間の期間、黒鉛減速材の交換無しに運転が可能だと考えられる。また、同様の手法で平坦化したFUJI-PU2は $4.2 \times 10^{13} \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$ であり、約30年間が運転の限界であると考えられる。

## 結論

本研究では、黒鉛減速材の長寿命化のために、高速中性子束分布を平坦化するための解析を行った。その手法としては、はじめに1次元1群の拡散方程式を用いた解析をすることで、Core 1の径の大きさと、詳細な解析をするための初期値となる無限増倍係数の値を決定でき、効率よく中性子束分布が平坦になるような各領域のセルの無限増倍係数を決定することができた。さらに、単純な二領域炉心という構造でありながら、以前考案された三領域炉心も、より平坦な高速中性子束分布をもつ炉心の設計を達成した。

## 参考文献

1. 鈴木伸英：「溶融塩炉の事故解析」、北海道大学工学部 原子工学科 修士論文 (2003)
2. 鈴木勝己：「溶融塩炉の自動制御系の研究」、北海道大学工学部 原子工学科 卒業論文 (2003)
3. 鈴木勝己：「小型溶融塩炉 Fuji12 の反応度制御システムに関する研究」、北海道大学工学部 原子工学科 修士論文 (2005)
4. 三田地紘史、他：「Performance of a 200 MWe molten-salt reactor operated in Thorium-Uranium fuel-cycle」(global2005)
5. 三田地紘史、他：「小型溶融塩発電炉の核的特性」、日本原子力学会誌、vol42,No9,(2000)
6. 三田地紘史、他：「小型溶融塩発電炉の核特性の再評価」、日本原子力学会誌、vol32,No4,(1990)
7. 溶融塩増殖炉研究専門委員会：「溶融塩増殖炉」、日本原子力学会(1981)
8. 奥村啓介、金子邦男、土橋敬一郎：「SRAC95;汎用核計算コードシステム」、JAERI-Data/Code 96-015(1996)

<第39回炉物理夏期セミナー報告>

若手研究会報告

(3) 改良バイアス因子法について

— 一般化バイアス因子法を用いた実機核特性予測誤差の低減 —

大阪大学大学院工学研究科 環境・エネルギー工学専攻  
野中伸仁

1. 背景

新型炉を設計する場合、検討する炉心をモデル化して臨界実験を実施し、その核特性を把握することは重要である。バイアス因子法による実機核特性予測<sup>1)</sup>では、1つの臨界実験の結果と解析からバイアス因子を決定している。しかし、1つの臨界実験で実機炉心を完全に模擬することは困難である。

ここでは、複数の実験から実機に対する実効的なバイアス因子、つまり一般化バイアス因子<sup>2)</sup>を決定する方法と、一般化バイアス因子法を適用した場合の実機核特性の予測誤差低減について述べる。

2. 理論

今、N個の臨界実験を実施したとすると i 番目の臨界実験より得られたバイアス因子は

$$f_i = \frac{R_{ci}^e}{R_{ci}^c} \quad (1)$$

となる。ここで、上付添え字の e、c は、それぞれ実験値、計算値を示す。また、下付添え字の ci は i 番目の実験体系を示す。一般化バイアス因子は従来の各々のバイアス因子の線形結合として表すものである。

$$\tilde{f} = \sum_{i=1}^N C_i f_i \quad (2)$$

下付添え字の r は実機炉心を表す。ここで、C<sub>i</sub> は i 番目の実験に対する重み係数である。従来法と同様に実機核特性は次式によって計算できる。

$$\tilde{R}_r^c = R_r^c \times \tilde{f} \quad (3)$$

次に、一般化バイアス因子法によって計算される実機核特性の不確かさについて検討する。実機核特性には、断面積誤差 ( $\Delta\sigma$ )、計算手法誤差 ( $\Delta M_{cr}$ ) に起因する不確かさが含まれている。

$$R_r^c = R_r(1 + S_r \Delta\sigma + \Delta M_{cr}) \quad (4)$$

臨界集合体  $i$  も同様に

$$R_{ci}^c = R_{ci}(1 + S_i \Delta\sigma + \Delta M_{ci}) \quad (5)$$

一方、臨界実験データ  $i$  には実験誤差 ( $\Delta E_i$ ) が含まれているので、

$$R_{ci}^e = R_{ci}(1 + \Delta E_i) \quad (6)$$

式(1)～(6)より次式を得る。

$$\tilde{R}_r^c = R_r(1 + S_r \Delta\sigma + \Delta M_{cr}) \times \sum_{i=1}^N \left( C_i \frac{1 + \Delta E_i}{1 + S_i \Delta\sigma + \Delta M_{ci}} \right) \quad (7)$$

ここで、 $S_i \Delta\sigma$  と  $\Delta M_{ci}$  は小さいとすると、式(9)より、実機核特性の分散は次のように表すことができる。

$$\begin{aligned} V(\tilde{R}_r^c) &= R_r^2 \times \left[ \left\{ S_r - \sum_{i=1}^N C_i S_i \right\} V_x \left\{ S_r - \sum_{i=1}^N C_i S_i \right\}^t \right. \\ &\quad + V \left( \Delta M_{cr} - \sum_{i=1}^N C_i \Delta M_{ci} \right) \\ &\quad \left. + \sum_{i=1}^N \sum_{j=1}^N C_i C_j V(\Delta E_i \cdot \Delta E_j) \right] \end{aligned} \quad (8)$$

ただし、 $V_x$  は断面積共分散を表す。また、添え字  $t$  は転置行列を意味する。

実機核特性予測精度を向上させる為には、式(8)で与えられる実機核特性の分散を最小化することが望ましい。このため重み係数  $C_i$  は以下のようにして決定できる。

$$\frac{d V(\tilde{R}_r^c / R_r)}{d C_i} = 0 \quad (9)$$

ただし、条件として

$$\sum_{i=1}^N C_i = 1 \quad (10)$$

とする。また、 $C_i$  が負の場合  $C_i = 0$  とし、 $C_i > 1$  の場合  $C_i = 1$  とする。

式(8)～(10)より  $C$  を解とする  $N-1$  個の連立方程式を得る。

$$\begin{aligned} &(S_r - S_1)V_x(S_i - S_1)^t + V(\Delta E_1) - V(\Delta E_1 \cdot \Delta E_i) \\ &+ V(\Delta M_1) + V(\Delta M_{cr} \cdot \Delta M_i) - V(\Delta M_{cr} \cdot \Delta M_1) - V(\Delta M_1 \cdot \Delta M_i) \\ &= \sum_{j=2}^N C_j \{(S_j - S_1)V_x(S_i - S_1)^t \\ &+ V(\Delta E_1) - V(\Delta E_1 \cdot \Delta E_j) - V(\Delta E_1 \cdot \Delta E_i) + V(\Delta E_i \cdot \Delta E_j) \\ &+ V(\Delta M_1) - V(\Delta M_1 \cdot \Delta M_j) - V(\Delta M_1 \cdot \Delta M_i) + V(\Delta M_i \cdot \Delta M_j)\} \end{aligned} \quad (11)$$

$(i = 2, 3, \dots, N)$

すなわち、 $C_i$  を決定する場合式(9)と式(11)の  $N$  個の連立方程式を解けばよい。

また、実機核特性の不確かさ低減 (UR) は次式で定義される。

$$UR = 1 - \frac{\Delta SV_x \Delta S^t + V \left( \Delta M_{cr} - \sum_{i=1}^N C_i \Delta M_{ci} \right) + \sum_{i=1}^N \sum_{j=1}^N V(\Delta E_i \cdot \Delta E_j)}{S_r V_x S_r^t + V(\Delta M_{cr})} \quad (12)$$

$$\Delta SV_x \Delta S^t = \left( S_r - \sum_{i=1}^N C_i S_i \right) V_x \left( S_r - \sum_{i=1}^N C_i S_i \right)^t \quad (13)$$

次に重み係数  $C_i$  について考える。臨界実験が 2 つ実施された場合の重み係数  $C_i$  は、

$$C_1 = \frac{(S_1 - S_2)V_x(S_r - S_2)^t + V_{E1} + V_{M1}}{(S_2 - S_1)V_x(S_2 - S_1)^t + V_E + V_M} \quad (14)$$

$$C_2 = \frac{(S_2 - S_1)V_x(S_r - S_1)^t + V_{E2} + V_{M2}}{(S_2 - S_1)V_x(S_2 - S_1)^t + V_E + V_M} \quad (15)$$

である。上式の各項は次の様に表される。

$$V_E = V(\Delta E_1) + V(\Delta E_2) - 2V(\Delta E_1 \cdot \Delta E_2) \quad (16)$$

$$V_{E1} = V(\Delta E_2) - V(\Delta E_1 \cdot \Delta E_2) \quad (17)$$

$$V_{E2} = V(\Delta E_1) - V(\Delta E_1 \cdot \Delta E_2) \quad (18)$$

$$V_M = V(\Delta M_1) + V(\Delta M_2) - 2V(\Delta M_1 \cdot \Delta M_2) \quad (19)$$

$$V_{M1} = V(\Delta M_2) + V(\Delta M_{cr} \cdot \Delta M_1) - V(\Delta M_{cr} \cdot \Delta M_2) - V(\Delta M_1 \cdot \Delta M_2) \quad (20)$$

$$V_{M2} = V(\Delta M_1) + V(\Delta M_{cr} \cdot \Delta M_2) - V(\Delta M_{cr} \cdot \Delta M_1) - V(\Delta M_1 \cdot \Delta M_2) \quad (21)$$

今、各手法誤差は 0 と仮定し、次の 2 つのケースを考える。

### ① 各実験誤差が等しい場合

仮定として  $V(\Delta E_1) = V(\Delta E_2) = V(\Delta E_1 \cdot \Delta E_2)$  とする。もし、片方の感度 ( $S_1$ ) が実機核特性の感度にとても近い場合  $C_1 \doteq 1$ 、 $C_2 \doteq 0$  となる。即ち、実機に近い感度を持つ実験データのみを使用すればよいことがわかる。また  $S_r = (S_1 + S_2)/2$  のとき  $C_1 = C_2 = 0.5$  となり、実機感度が臨界実験感度の平均の場合には、両ケースを重み 0.5 で使用することが望ましい事がわかる。

### ② 2 つの臨界集合体の感度が等しい場合

この場合、

$$C_1 = \frac{V(\Delta E_2)}{V(\Delta E_1) + V(\Delta E_2)} \quad (22)$$

$$C_2 = \frac{V(\Delta E_1)}{V(\Delta E_1) + V(\Delta E_2)} \quad (23)$$

式(22)、(23)より、 $Var(\Delta E_i)$  の小さな実験ケースの重みが大きくなる事がわかる。

### 3. 適用例

2で示された理論に基づき、稠密格子炉心<sup>3)</sup>(MOX燃料)の核特性不確かさ評価を行った適用例を示す。この炉心は軸方向に0%~80%のボイド率分布を持つ。その平均ボイド率は約60%である。図1に軸方向の炉心構成を示す。

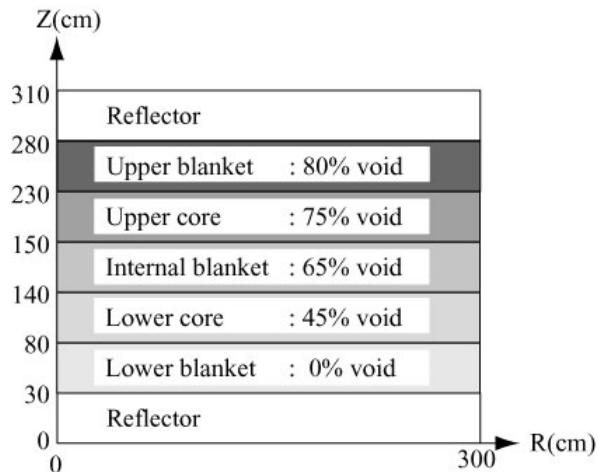


図1 計算体系(軸方向)

臨界実験体系はFast critical assemblyで、ボイド率をパラメーターとした3つの炉心、45% void(C45V)、65% void (C65V)、95% void (C95V)である。

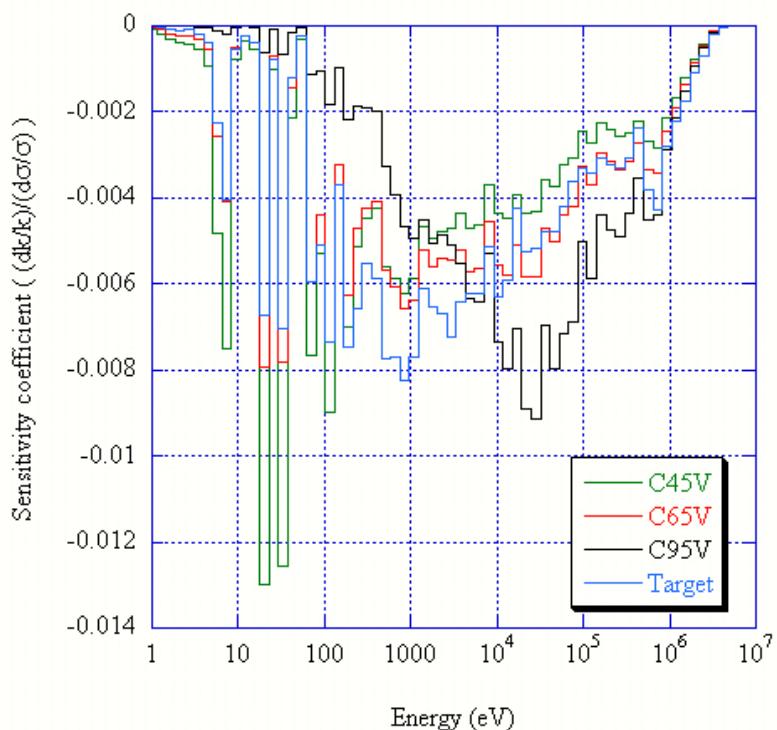
評価した核特性は、中性子実効増倍率( $k_{\text{eff}}$ )と反応率比 ( $^{238}\text{U}$ 捕獲率/ $^{239}\text{Pu}$ 核分裂; C28/F49)である。臨界実験体系、実機体系ともエネルギー70群であり、使用した群定数セットはJENDL-3.3<sup>4)</sup>に基づくものである。計算モデルは2次元R-Z体系で、感度係数は感度解析コードSAGEP<sup>5)</sup>を用いて求められている。また、手法誤差と実験誤差は0と仮定し重み係数 $C_i$ と不確かさ低減を求めた時の値を示す。

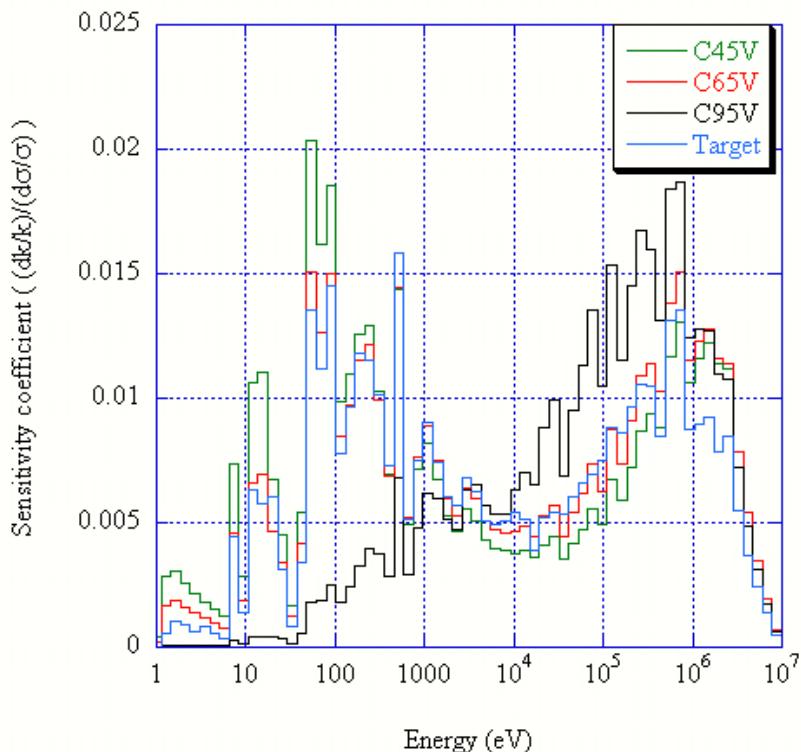
#### 1) 中性子実効増倍率( $k_{\text{eff}}$ )

表1に中性子実効増倍率に対する不確かさ低減を示す。従来法を使用した場合、不確かさ低減は最大で0.533である。一方、一般化バイアス因子法を用いた時の、不確かさ低減は0.562である。このケースではC45Vに対する重みが自動的に0.0と決定された。ここでは、一般化バイアス因子法を用いた効果はほとんど現れていない。これは、C65Vの感度係数が実機体系と似ているためである。一例として、図2と図3に $k_{\text{eff}}$ に対する $^{238}\text{U}$ 捕獲断面積の感度係数と $^{239}\text{Pu}$ 核分裂断面積の感度係数を示す。それ故に、一般化バイアス因子法による $k_{\text{eff}}$ に対する予測精度は従来法との間に有意な差が見られない。

表1  $k_{\text{eff}}$  に対する不確かさ低減の比較

Critical experiment		UR	$C_i$
Conventional method	C45V	0.340	$C_{C45V} = 1.00$
	C65V	0.533	$C_{C65V} = 1.00$
	C95V	0.473	$C_{C95V} = 1.00$
Present method	C95V		$C_{C95V} = 0.30$
	C65V	0.562	$C_{C65V} = 0.70$
	C45V		$C_{C45V} = 0.00$

図2  $k_{\text{eff}}$  に対する  $^{238}\text{U}$  捕獲断面積の感度係数

図3  $k_{\text{eff}}$ に対する $^{239}\text{Pu}$ 核分裂断面積の感度係数

## 2) 反応率比 (C28/F49)

表2に、本手法を用いた場合の反応率比 (C28/F49) に対する各領域と全炉心の不確かさ低減の評価、表3に従来法による不確かさ低減の評価を示す。

上部炉心において、本手法を使用した場合、不確かさ低減は 0.871 である。また、下部炉心において、不確かさ低減は 0.830 である。その他の領域では従来法とほとんど同じ値である。全炉心の反応率比に対しては、本手法を使用した場合不確かさ低減は 0.826 である。以上より、本手法の反応率比(C28/F49)に対する不確かさ低減の向上は炉心領域と全炉心に対して有効であることがわかった。

表2 本手法による反応率比に対する不確かさ低減

Region	UR	$C_i$
Upper blanket	0.654	$C_{C95V} = 0.00$
		$C_{C65V} = 1.00$
		$C_{C45V} = 0.00$
Upper core	0.871	$C_{C95V} = 0.57$
		$C_{C65V} = 0.43$
		$C_{C45V} = 0.00$
Internal blanket	0.810	$C_{C95V} = 0.22$
		$C_{C65V} = 0.78$
		$C_{C45V} = 0.00$
Lower core	0.830	$C_{C95V} = 0.00$
		$C_{C65V} = 0.72$
		$C_{C45V} = 0.28$
Lower blanket	0.191	$C_{C95V} = 0.00$
		$C_{C65V} = 0.00$
		$C_{C45V} = 1.00$
Whole core	0.826	$C_{C95V} = 0.31$
		$C_{C65V} = 0.69$
		$C_{C45V} = 0.00$

表3 従来法による反応率比に対する不確かさ低減

Region	Critical experiment	UR
Upper blanket	C65V	0.654
Upper core	C65V	0.657
Internal blanket	C65V	0.805
Lower core	C45V	0.631
Lower blanket	C45V	0.191
Whole core	C65V	0.770

#### 4. まとめ

実機核特性予測精度向上の為に複数の臨界実験データを使用する一般化バイアス因子法を紹介した。一般化バイアス因子は各々の臨界実験に対するバイアス因子と、その重み係数から成る。本手法を用いた稠密格子炉心の核特性不確かさ低減評価の適用例を示した。手法誤差と実験誤差を無視した場合、 $k_{eff}$ に対する不確かさ低減は 0.562 となった。一

方で、従来法による評価は 0.533 であった。

反応率比(C28/F49)に対する不確かさ低減評価では、本手法を適用すると上部炉心において 0.871 であり、従来法では 0.657 であった。また、全炉心において、本手法による不確かさ低減は 0.826 であり、従来法によるものは 0.770 であった。

以上の結果より、本手法による反応率比に対する実機核特性予測精度は従来方と比べて向上されている。また、本手法の特徴は、実施された全ての臨界実験に対して自動的に重み係数が求まる点である。

## Reference

- 1) T. Takeda and A. Yoshimura, "Prediction Uncertainty Evaluation Methods of Core Performance Parameters in Large Liquid-Metal Fast Breeder Reactors," *Nucl. Sci. Eng.*, **103**, 157 (1989).
- 2) T. Sano and T. Takeda, "Generalized Bias Factor Method for Accurate Prediction of Neutronics Characteristics," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **43**, 1465 (2006).
- 3) T. Kugo, K. Kojima, *et al.*, "Preliminary Evaluation of Reduction of Prediction Error in Breeding Light Water Reactor Core Performance," *Proc. of ICAPP'05*, Seoul, Korea, May. 15-19, E-5250 (2005).
- 4) K. Shibata, *et al.*, "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **39**, 1125 (2002).
- 5) A. Hara, T. Takeda, *et al.*, "SAGEP: Two-Dimensional Sensitivity Analysis Code Based on Generalized Perturbation theory," JAERI-M 84-065, Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), (1984) (in Japanese).

## &lt;事務局便り&gt;

## 平成19年度炉物理部会運営委員

部会長 (1年)	代谷 誠治 (京都大学原子炉実験所)
副部会長 (1年)	松村 哲夫 (電力中央研究所)
庶務幹事 (1年)	三澤 肇 (京都大学原子炉実験所)
庶務幹事 (2年)	亀山 高典 (電力中央研究所)
部会等運営委員会担当運営委員	岩崎 智彦 (東北大学)
編集委員会担当運営委員	山本 章夫 (名古屋大学)
シグマ委員会担当運営委員	森 貴正 (日本原子力研究開発機構)
HP 担当幹事	外池 幸太郎 (日本原子力研究開発機構)
HP 担当幹事	須山 賢也 (日本原子力研究開発機構)
HP 担当幹事	奥村 啓介 (日本原子力研究開発機構)
財務小委員会担当幹事 (1年)	安藤 真樹 (日本原子力研究開発機構)
財務小委員会担当幹事 (2年)	巽 雅洋 (原子燃料工業)
編集小委員会担当幹事 (1年)	卞 哲浩 (京都大学原子炉実験所)
編集小委員会担当幹事 (2年)	東條 匡志 (GNF ジャパン)
セミナー小委員会担当幹事 (1年)	松村 哲夫 (電力中央研究所)
セミナー小委員会担当幹事 (1年)	亀山 高典 (電力中央研究所)
学術交流小委員会担当幹事 (1年)	田渕 士郎 (三菱重工業)
学術交流小委員会担当幹事 (2年)	辻 雅司 (北海道大学)
学生・若手小委員会担当幹事 (1年)	佐藤 大介 (三菱重工業)
学生・若手小委員会担当幹事 (2年)	小嶋 健介 (日本原子力研究開発機構)

## 編集小委員会からの御願い

部会報に対するご意見・ご要望などがございましたら、編集小委員会までお知らせ下さい。また、部会報の原稿として、「部会員の声（自由投稿欄）：内容不問で自由に投稿・意見を述べられる場」を常時募集しています。また、部会ニュース（ホームページに掲載）の原稿もございましたらお知らせください。

連絡先：編集小委員会（会報担当）

卞 哲浩 pyeon@kuca.rri.kyoto-u.ac.jp  
東條 匡志 Masayuki.Tojo@gnf.com

炉物理部会員の名簿は、日本原子力学会の名簿を基づいて作成しております。学会名簿は、部会報の郵送、部会マーリングリストの発信先 E メールアドレス、部会ホームページにおける名簿検索などに使用されます。勤務先、メールアドレス等に変更がある場合には、速やかに日本原子力学会に登録情報の変更手続きをして頂くようお願いいたします。変更手続きは、以下の URL からオンラインで申請が可能です。

<http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/member/henkou.html>

## 第27回炉物理部会総会の報告

### 日本原子力学会炉物理部会第27回総会議事録

日時：平成19年3月29日（木）12:00～13:00

場所：日本原子力学会2007年春の年会E会場（名古屋大学IB電子情報館IB大講義室）

配布資料：

1. 平成18年度炉物理部会活動報告
2. Note of discussion for AESJ/KNS Joint Session
3. Technical Collaboration Agreement (DRAFT)
4. 部会表彰規定
5. 平成18年度炉物理部会収支予算報告・平成19年度炉物理部会収支予算案
6. 平成19年度炉物理部会運営委員交代（案）
7. 部会等運営委員会報告
8. 炉物理部会2007年度夏期セミナーの開催予定（案）

議事：

（進行：関本H18年度部会長）

1. 平成18年度活動報告

(1) 部会長報告

関本部会長から、資料1に基づき平成18年度の活動報告があった。フェローの部会推薦については、部会推薦枠が1名であったため、仁科浩二郎氏を推薦した旨報告があった。また、小原庶務幹事から資料2、3に基づき日韓ジョイントセッションに関する協議経過と協定書案について説明があり、2007年5月に韓国済州島で開催される日韓ジョイントセッションの際に各部会長による署名・調印がなされる予定である旨説明があった。

(2) 決算報告（財務小委員会）

財務小委員会安藤委員より、資料5に基づき報告があり、了承された。

(3) 編集活動報告（編集小委員会）

代理の小原庶務幹事から、「炉物理の研究」の発行が遅れているが4月には発行できる見込みである旨及び編集中の部会報の概要について報告があった。

(4) 学術研究交流活動報告（学術研究交流小委員会）

山本敏久委員より、昨年計画されていた日韓ジョイントセッションは、韓国側との調整がうまくいかず中止となつたが、その後の調整で本年 5 月 11 日に韓国済州島で開催されることなり、炉物理部会からは、京大炉宇根崎氏、東工大小原氏、阪大学生の桐村氏の 3 名が参加することとなつたことが報告された。また、学生の桐村氏には部会より 50,000 円の旅費の補助をすることが確認された。

#### (5) その他

上記以外の報告は特になかった。

### 2. 平成 19 年度運営委員選出

関本部会長から、資料 6 に基づき平成 19 年度運営委員案について説明があった。資料で未定となっている学術交流小委員会担当幹事（任期 2 年）の後任については、北大の辻氏の内諾が得られている旨山本敏久平成 18 年度委員より説明があつたため案に加えることとなった。他の未定となっている財務小委員会幹事（任期 2 年）、編集小委員会幹事（任期 2 年）については人選を次期部会長に一任としていることで平成 19 年度運営委員案が了承された。

（進行：代谷 H19 年度部会長）

### 3. 学会委員会報告

#### (1) 部会等運営委員会報告（部会等運営委員（東工大小原代理））

代理の東工大小原氏より、資料 7 に基づき報告があつた。

#### (2) 編集委員会報告（編集委員会担当委員）

中島編集委員会委員より、学会誌の投稿が Web 化される予定である旨の説明があつた。

### 4. 平成 19 年度の活動について

#### (1) 平成 19 年度予算案（財務小委員会）

安藤委員より、資料 5 に基づき説明があつた。発行が遅れている炉物理部会報の印刷費等は平成 18 年度予算で支出するのか、平成 19 年度予算で支出するのかについて質問があり、平成 19 年度予算で支出する場合は予算、決算を一部修正することを確認したうえで、了承された。

#### (2) 炉物理夏期セミナー

松村副部会長から、資料 8 に基づき 2007 年度の炉物理夏期セミナーの計画の説明があつた。日程は、平成 19 年 8 月 6 日～8 日、場所は東京麻布で、内容等については検討中と説

明があった。また銀行口座開設の必要上、2007年度炉物理夏期セミナー実行委員会要領を作成した旨説明があった。

(3) 秋の学会企画セッション

代谷部会長より、秋の学会での炉物理・核データ合同セッションは炉物理部会側が企画することになる予定で、約1ヶ月以内に企画を学会に提出する必要があるので、企画についての提案があればメール等で寄せてほしい旨要請があった。

(4) 炉物理部会表彰

代谷部会長から、平成19年秋の大会から部会賞表彰を行うので今後推薦の募集等を連絡する予定である旨説明があった。

(5) 日韓合同セッション

次回の日韓合同セッションは2007年5月に韓国で行うので、その次の日韓合同セッションは2009年3月に日本で行うことになることが確認された。

(6) 日韓サマースクール

日韓サマースクールは2年に1度の開催であるので、今年度の開催はなく、次回は2008年度であることが確認された。

5. その他

HP 担当幹事構須山氏より、原子力機構のサーバーのシステムの変更作業のため、作業中(1ヶ月程度)ホームページが使用できなくなる旨説明があった。また、卒業等で炉物理部会メーリングリストに登録されている学生のアドレスが変わった場合は連絡してほしい旨依頼があった。

以上

## 第 28 回炉物理総会の報告

### 日本原子力学会炉物理部会第 28 回総会議事録

日時：平成 19 年 9 月 28 日（金）12:00 ~ 13:00

場所：北九州国際会議場（日本原子力学会 2007 年秋の大会 M 会場）

配布資料：

1. 炉物理部会賞の公募について
2. 第 1 回（平成 19 年度）「日本原子力学会炉物理部会賞」受賞候補者推薦書
3. 部会表彰規程
4. 第 39 回 炉物理夏期セミナー報告
5. 平成 19 年度 炉物理部会収支予算 中間報告
6. シンポジウム「アクチノイド・マネジメントのための炉物理と将来の実験施設：（仮称）の提案
7. ワークショップ「革新的原子力システムに関するアジア・ネットワーク」（第 5 回アジア ADS ワークショップを兼ねる）開催のご案内及び発表の募集

議事：

1. 庶務幹事の交代について

代谷会長から、庶務幹事の横尾 健氏（電中研）が原子力委員会に出向となったことに伴い、亀山高範氏（電中研）に交代することについて提案があり、承認された。

2. 部会表彰について

代谷部会長から、諸準備の遅れに伴い、部会表彰を 27 回総会時から 28 回総会時に変更したいとの提案があり、了承された。これに関連して、部会表彰の応募資格、判定基準、選考方向、締切、表彰時期についての説明があり、近日中に RPD-Mail を通じて正式にアナウンスを行う予定であるとのアナウンスがあった

推薦締め切り：10 月末、表彰：2008 年春の年会

3. 日韓合同セッションおよび日韓サマースクールについて

代谷部会長から、日韓合同セッションが 2009 年日本原子力学会春の年会時に、日韓サマースクールが 2008 年 8 月に韓国で開催予定となっているが、今後、核データ部会等の関連部会と調整の上、次期の体制で具体化をお図りいただく予定になっているとのアナウンス

があった。

#### 4. フェロー会員の推薦について

代谷部会長から、フェロー会員の推薦時期が近づいているので、候補者の推薦をお願いしたいとのアナウンスがあった。関本教授（東工大）から昨年度推薦を予定していた方の中から推薦をしてはどうかとの提案があり、今回推薦があった方を候補者に加え、その中から1名を推薦することになった。

#### 5. 2008年春の大会企画セッションについて

代谷部会長から、部会員から企画を積極的に提案していただきたい旨のお願いがあった。

#### 6. 第39回夏期セミナー報告

松村副部会長から、資料4に基づき8月に開催された炉物理夏期セミナーについての報告があった。

#### 7. 次回夏期セミナー幹事機関について

代谷部会長から、次回夏期セミナーの開催機関を民間企業にお願いしたいとの提案があり、異議なく了承された。今後、部会長から候補企業に対して打診することになった。

#### 8. 炉物理部会 収支中間報告について

安藤担当幹事から、資料5に基づき部会会計の中間報告があった。

#### 9. 学会各種委員会（部会運営委員会、編集委員会、理事会等）の報告

代谷部会長から、編集委員会及び理事会の報告として、学会英文誌、和文誌の価格改定についての紹介があった。

#### 10. 炉物理部会懇親会について

左藤担当幹事から、本日、夕刻開催予定の部会懇親会についての案内があった。

#### 11. シンポジウム「アクチノイド・マネジメントのための炉物理と将来の実験施設」（仮称）の提案について

大井川氏（JAEA）から、資料6に基づいて上記シンポジウムの開催の趣旨および内容についての説明があり、炉物理部会の主催として行うことについて、異議なく了承された。なお、核データ部会との共催とすることについては前向きに検討することになった。

#### 12. ANINS (Asian Network on Innovative Nuclear Systems embedding 5<sup>th</sup> Workshop of

Asian ADS Network)

卞氏（京大炉）から、資料7に基づいて上記ワークショップの開催についての案内があつた。

以上

「炉物理部会賞」の創設および規定

2007 年 10 月 1 日

炉物理部会賞の公募について

日本原子力学会 炉物理部会  
部会長 代谷 誠治

以下の要領により、平成 19 年度炉物理部会賞の公募を行います。

炉物理部会賞は原子炉物理学分野の若手研究者・技術者の奨励を目的として、本分野において優れた活動を行っている若手研究者・技術者に対して贈呈するものです。

➤ 応募資格

- (1) 2007 年 4 月 1 日時点で満 35 歳以下であること。
- (2) 炉物理部会正会員または学生会員であること。

➤ 受賞の判定基準

- (1) 原子炉物理学分野の研究・技術開発等において積極的かつ優れた活動を行っており、かつ研究・技術開発などの活動の成果を、学術雑誌、国際会議、または原子力学会の大会等で発表していること。ただし、今後の更なる発展が期待できるものであれば完成度は問いません。
- (2) 受賞者は 3 名以内となっています。

➤ 応募の方法

応募は自薦または他薦とし、所定の用紙にて炉物理部会長宛提出して下さい。

炉物理部会長：代谷 誠治（京都大学原子炉実験所）

提出先メールアドレス：[shiroya@kuca.rri.kyoto-u.ac.jp](mailto:shiroya@kuca.rri.kyoto-u.ac.jp)

➤ 応募の締切日

2007 年 10 月 31 日（水）必着

➤ 選考・表彰手順

- (1) 選考委員会は部会長、庶務幹事、その他の運営委員の中から部会長の指名する 2

名で構成し、選考委員会で候補者の選定を行います。

- (2) 部会長は、運営委員会の了承を得て、候補者の受賞を決定します。
- (3) 受賞者の表彰は、2008年春の年会時の炉物理部会総会において行い、表彰状及び副賞を贈呈します。

## 日韓合同セッションの開催要項改訂

# TECHNICAL COLLABORATION AGREEMENT

THIS AGREEMENT made the \_\_\_\_ day of \_\_\_\_, 2007 between both Reactor Physics Division and Nuclear Data Division of Atomic Energy Society of JAPAN (RPD/NDD AESJ) having its principal office in 3-7, Shinbashi 2-chome, Minato-ku, Tokyo, Japan and Reactor Physics and Computational Science Division of Korea Nuclear Society (RPCSD KNS).

### 1. Technical Collaboration

Technical collaboration means making a Joint Session in the AESJ meeting in Japan or in the KNS meeting in Korea.

### 2. Objectives

The objectives of the technical collaboration are:

- (1) To exchange technical information on nuclear research and applications for its peaceful use;
- (2) To develop human relationships between the both countries.

### 3. Opening of the meeting

The joint session will be held every two years either in the KNS meeting in May or in the AESJ meeting in March.

### 4. Topics reported in the session

The topics of paper for the joint session shall be the latest research activities in each country.

The topics to be presented will be decided by each side.

A paper about general information of recent research activity and trend in each country can be included. (Optional)

There are included seven or eight papers in the morning session and ten papers in the afternoon session in the KNS meeting, whereas six papers are allowed at most from the limitation of the allotted time in the AESJ special session.

### 5. Dead line of papers and limitations

Papers should be submitted six weeks before the KNS meeting if the joint session is

held in the meeting.

A plan of the joint session shall be applied to AESJ if the joint session is planned to be held in Japan.

Details shall be discussed and determined by the both parties.

#### 6. Registration fee

Registration fees of the Korean speakers in the joint session are waived in the AESJ meeting and vice versa.

#### 7. Management

This technical collaboration is managed as follows:

- (1) Reactor Physics Division and Nuclear Data Division of AESJ and Reactor Physics and Computational Science Division of KNS will constitute a contact person in each side for the arrangement of the joint session.
- (2) Three divisions of AESJ and KNS shall discuss the arrangement and the procedure of the next session at the end of the meeting.

#### 8. Termination

This agreement can be terminated by the requirement of one of the parties.

#### 9. Miscellaneous

Articles above can be changed and additional articles can be included by mutual agreement.

Reactor Physics Division of Atomic Energy Society of JAPAN

Chairperson \_\_\_\_\_ Date \_\_\_\_\_

Nuclear Data Division of Atomic Energy Society of JAPAN

Chairperson \_\_\_\_\_ Date \_\_\_\_\_

Reactor Physics and Computational Science Division of Korea Nuclear Society

Chairperson \_\_\_\_\_ Date \_\_\_\_\_

## 編集後記

平成19年度の編集が終わり第60号を会員の皆様のお手元に届けることができ、原稿の執筆にご協力していただいた方々に心から御礼申し上げます。

ところで、編集中に気がついたことですが、今回で60号ということで「炉物理の研究」もおかげさまで還暦を迎えることになり、ご多分に漏れず「炉物理の研究」も“団塊の世代”であったということでしょうか。それはさておき、これまでの諸先輩方が築き上げてきた60年という歳月の重みとそれに関わる者としての責任、そして、「炉物理の研究」の編集作業に携われたことに誇りを感じる次第です。

他方、人材育成という観点から、団塊の世代の退職に伴う技術の継承や新しい世代の台頭などはわれわれの身近な関心事ではないかと思います。ここ数年の傾向ですが、原子力学会での学生の発表が以前より少なくなっています。これは日本の炉物理の置かれている状況を端的に表しているのではないかと思われます。原子力人材育成ということが呼ばれて久しいですが、これから「炉物理の研究」が人材育成なども含めた情報の発信元になることを願っております。

(編集小委員会：卞 哲浩)

## <炉物理部会規約>

昭和42年9月25日 第95回理事会,研究連絡会決定

昭和58年7月26日 一部改定

平成5年12月 研究部会移行

専門分野別研究部会規定（規定第11号）により、炉物理部会を本規約により設置し運営する。

### (目的)

第1条 炉物理部会（以下本部会）は、炉物理に関する専門分野の研究活動を支援し、その発展に貢献することを目的とする。

### (部会員)

第2条 学会正会員および学生会員は本部会員となる資格を有する。

第3条 本部会に参加を希望する会員は、所定の事項を記入した入会申込書に部会費を添えて、事務局に申し出る。なお、退会の際はその旨を事務局に通知する。

### (運営費、部会費)

第4条 本部会の運営費には、部会費,事業収入,寄付,その他をもってあてる。

第5条 運営費については、企画委員会の了承を経て理事会に報告し、その承認を得ることとする。

### (総会)

第6条 総会を年1回以上開催し、本部会の事業,予算,運営等の重要事項について承認を得るものとする。

第7条 本部会の運営は、学会正会員の本部会員より選ばれた部会長、副部会長各1名および幹事若干名からなる運営委員会が行う。運営委員の任期は別に定める。

第8条 事業の実施のため、運営委員会のもとに小委員会を設けることができる。

### (事業)

第9条 本部会は次の事業を行う。

- (1) 定期的に部会報を発行する。
- (2) 隨時、技術情報提供等のためのニュースレター等を発行する。
- (3) 学会の学術講演会に積極的に参加する。
- (4) 関連する専門研究委員会、特別専門研究委員会等の活動を積極的に支援する。

- (5) 討論会、研究発表集会等を開催し、優秀な発表論文については、学会誌への投稿を積極的に奨励する。
- (6) 関連する国内外の学協会、諸機関との共催による研究集会の企画、実施を行い、国内および国外研究協力を積極的に進める。
- (7) 年1回以上、セミナーを開催する。
- (8) 炉物理の理解を一般に広めるため、隨時、講演会、見学会等を開催する。
- (9) その他、適切な事業は隨時、実施する。

(変更)

第10条 本規約の変更は、運営委員会の発議に基づき、総会での承認を要する。

(本部会は、昭和42年9月25日に研究連絡会として発足し、平成5年12月に専門分野別研究部会に移行)

改正 平成11年9月11日

## 日本原子力学会「炉物理部会」内規

### 1. 趣旨

この内規は、炉物理部会規約に基づき、炉物理部会（以下、本部会）の具体的な運営の方法について定めるものである。

### 2. 総会

- (1) 本部会の総会を、年2回、学会春の年会及び秋の大会時に開催する。
- (2) 総会では、本部会の事業、予算、決算、運営に関する重要事項について、審議する。

### 3. 部会費

本部会の部会費は、正会員及び学生会員につき、それぞれ年額1,500円、1,000円とする。

尚、学生会員会費については、平成7年4月1日を以て、年間500円に減額する。

### 4. 運営委員会の構成

本部会に次の役員からなる運営委員会をおく。

部会長	1名
副部会長	1名
学会炉物理部会担当企画委員	1名
学会編集委員	1名
学会炉物理委員会委員長	1名
幹事	若干名

### 5. 運営委員会の職務

- (1) 運営委員会は、本部会の運営の中心となり、運営に関する事項を分担する。
- (2) 部会長は、本部会を代表し、本部会の業務を総括する。
- (3) 副部会長は、部会長を補佐し、部会長に支障があるときは部会長の職務を代行する。
- (4) 幹事は、庶務及び各小委員会委員長の職務を分掌する。
- (5) 各小委員会委員長は、各小委員会を統括する。

- (6) 庶務幹事は、本部会運営の庶務を担当し、学会企画委員会等の窓口となる。

#### 6. 運営委員会委員の選任

- (1) 部会長、副部会長、及び幹事は、学会正会員の部会員の選挙で選ばれる。
- (2) 正副部会長の任期は、2年までとする。ただし、副部会長及び部会長を継続する場合、任期は合わせて2年とする。
- (3) 幹事の任期は2年とし、約半数を毎年改選する。
- (4) 学会炉物理部会担当企画委員、学会編集委員、学会炉物理委員会委員長は部会長の推薦により、運営委員会委員に選任する。

#### 7. 小委員会

- (1) 本部会の事業の実施のために、運営委員会のもとに、小委員会を設ける。
- (2) 部会長は学会正会員の部会員より、小委員会委員を委嘱する。
- (3) 運営委員は、小委員会委員を兼務できる。

#### 8. 小委員会の活動

当面、本部会に以下の小委員会を設置し、各事項を掌握、分担する。

##### 8-1 財務小委員会－健全な部会運営のための財源確保と支出を分担する。

###### －収入に関する事項

- (1) 部会費
- (2) 一般向け特別セミナー参加料
- (3) 学術集会開催参加料
- (4) 連合講演会予稿集販売
- (5) セミナー資料集・啓蒙資料集販売
- (6) 専門技術情報販売
- (7) 寄付
- (8) その他

###### －支出に関する事項

- (1) 部会報出版
- (2) ニュースレター発行
- (3) 若手セミナー開催
- (4) 学術交流経費

- (5) 通信連絡事務経費
- (6) その他

8-2 編集小委員会－技術構報提供のため定期的に出版物の発行業務を行う。

- (1) 部会報出版
- (2) ニュースレター発行
- (3) 集会資料集、予稿集、資料集などの編集・発行
- (4) その他

8-3 セミナー小委員会－会員を対象とした炉物理研究情報提供の企画・開催業務を行う。

- (1) セミナーの企画・開催
- (2) セミナーテキスト・資料集の企画・作成
- (3) その他

8-4 学術研究交流小委員会

- (1) 国内連合学術集会の企画・開催
- (2) 国外連合学術集会の企画・開催
- (3) 対外協力事業の企画・実行
- (4) その他

8-5 学生・若手小委員会－若手研究者及び学生の活動を企画実行する。また、若手・学生の入会を促進する。

- (1) 若手セミナーの開催
- (2) その他

## 9. 変更

本内規の変更は、運営委員会の発議に基づき、総会での承認を要する。

## 付記

- (1) 本内規は「平成6年日本原子力学会春の年会」における炉物理研究連絡会総会での議決を経て施行するものとする。
- (2) 炉物理研究連絡会は、本内規の施行をもって廃止し、炉物理研究連絡会会員は、本部会会員となる。
- (3) 炉物理研究連絡会の財源は本部会が引き継ぐ。

付則

(4) この改訂は、平成12年4月1日より施行する。

## 炉物理部会運営委員会内規

平成16年2月1日制定

### (目的)

第1条 本内規は日本原子力学会「炉物理部会内規」に定められた運営委員会の構成及び運営委員会委員（以下運営委員）の選任方法について定める。

### (運営委員会の構成)

第2条 運営委員会を、次の各号に掲げる運営委員によって構成する。

(1) 部会長	1名
(2) 副部会長	1名
(3) 庶務幹事	2名
(4) 企画委員会担当運営委員	1名
(5) 編集委員会担当運営委員	1名
(6) 炉物理委員会担当運営委員	1名
(7) HP 担当幹事	3名
(8) 財務小委員会担当幹事	2名
(9) 編集小委員会担当幹事	2名
(10) セミナー小委員会担当幹事	2名
(11) 学術交流小委員会担当幹事	2名
(12) 学生・若手小委員会担当幹事	2名

### (運営委員の選任)

第3条 運営委員は総会の議決により選任されるものとする。

### (運営委員の任期)

第4条 運営委員の任期は、部会長及び副部会長については1年とする。企画委員会担当運営委員、編集委員会担当運営委員、炉物理委員会担当運営委員、HP 担当幹事及びセミナー小委員会担当幹事については原則1年とするが、再任も可とする。庶務幹事、及び各小委員会（財務小委員会、編集小委員会、学術交流小委員会及び学生・若手小委員会）担当幹事については原則2年とし、半数ずつ交替する。

(運営委員候補者の推薦)

第5条 運営委員会は以下の手続きにより次期年度の運営委員候補者を推薦する。

- ・ 部会長候補者は、当該年度の副部会長とする。
- ・ 副部会長候補者は、次期年度の夏期セミナー担当者とする。
- ・ 庶務幹事候補者は、部会長及び副部会長の推薦による。
- ・ 企画委員会担当運営委員候補者は、部会関連の学会企画委員の互選による。
- ・ 編集委員会担当運営委員候補者は、部会関連の学会編集委員の互選による。
- ・ 炉物理委員会担当運営委員候補者は、学会炉物理研究委員会委員長とする。
- ・ HP担当幹事候補者は、HPの設置される計算機の所有機関に所属する部会員の互選による。
- ・ 財務小委員会、編集小委員会、セミナー小委員会、学術交流小委員会及び学生・若手小委員会の各小委員会担当幹事候補者は、部会員2名以上による推薦による。但し、候補者が定数を満たさなかった場合或いは複数の候補者が出了した場合には委員会の調整により候補者を選任する。

(例外処理)

第6条 この内規及び関連する規程等に定めのない事態が生じたときは、運営委員会は、関連する規程等の趣旨を尊重して適切な処置をとることができる。但し、事前又は事後に部会総会に報告し、その了承を得なければならない。

(付則)

- (1) この内規の改廃は、運営委員会の承認を得るものとする。
- (2) この内規は、平成16年2月1日から施行する。