

炉物理の研究

(第 59 号)

2007 年 4 月

<巻頭言>.....	関本 博	1
<特集 5%超濃縮度軽水炉燃料の開発>		
(1)エルビア入り次世代高燃焼度燃料に関する技術開発の現状宇根崎博信、竹田敏一、山本章夫、森 正明、山崎正俊		3
(2)濃縮度 5wt%を越える軽水炉ウラン酸化物燃料の実用化に関する技術開発三橋偉司、小坂進矢		15
<炉物理実験データベース（国内版）の紹介>		
.....炉物理実験データの保存に関する WP		26
<国際会議 Physor2006 報告>.....	多田健一、吉川 崇倫	32
<第 38 回炉物理夏期セミナー報告>		
セミナー概要報告.....	代谷誠治、中島 健、三澤 毅、卞 哲浩	35
若手研究会報告		
(1) バイアス因子法を用いた実機核特性予測誤差の低減.....	佐野忠史	41
(2) 高速パルス炉心・未臨界熱中性子レーザーモジュール 結合体系の核特性に関する研.....	竹澤宏樹	46
(3)KUCA における ADSR のための放射化箔法を用いた 中性子スペクトル測定.....	志賀大史	53
<事務局便り>		
平成 18 年度炉物理部会運営委員.....		58
編集小委員会からの御願い.....		59
第 25 回炉物理部会総会の報告.....		60
第 26 回炉物理部会総会の報告.....		65
編集後記.....		66
<炉物理部会 規約>.....		67

<巻頭言>

粒子と波動：中沢先生のこと

東京工業大学原子炉工学研究所 関本 博

ひょんなことから炉物理部会の部会長リストを調べることとなった。学会から送っていただいた資料は、その前身である炉物理連絡会の平成 1 年度の委員長のところから始まっていた。平成 3 年度に中沢先生のお名前が載っていた。私が拝命したのはその翌年であり、鮮明に思い出された。先生はいわずと知れた放射線計測の専門家であり、ご葬儀の折の弔事でのご業績の紹介でもこの話が主であったと記憶している。しかし、先生は炉物理連絡会の委員長もしておられた。しかも私の 1 期前に。そう思うと中沢先生と交わした会話が懐かしく思い出されてきた。大阪大学の OKTAVIAN での共同実験のときであったか、炉物理夏の学校での夜の会話であったか定かでないが、「炉物理をやっている人は中性子スペクトルを連続関数と考えているが、私には横軸にぽつぽつと点が並んでいるようにしか考えられない。」といったようなことを切り出された。さすがに中性子が 1 個 1 個見えると言われている先生だけのことはある。ひとしきり話題ははずんだが、連続関数といっても密度分布を表しているのもあって、単位エネルギーあるいはレサジー当りの中性子の個数（正確には速さを掛けたもの）であって、定義ははっきりしており、それほど深く掘り下げられるような話でもなく、ひとしきり話し終わると次の話題に移っていった。

しかし後で、中沢先生は炉物理屋というよりやはり計測屋だなと思いながらも、先生が炉物理屋からは非常識に思われるようなことを、予想外に強く言われたことが心に残り、1 人になったとき、改めて考えてみた。

中沢先生は粒子論である。しからば炉物理屋はなんであろうか？アスキュー等は原子炉技術の発展の第 2 章「原子炉物理」の第 1 節で「中性子は絶え間なく生まれ、そして消滅してゆく。その密度は非常に高いので、あたかも絶え間なく再生している海を形づくり、原子炉全体に中性子が充満し、原子間を自由に流れている様子を思い描くことができる。」と書いている。¹⁾ここまでのイメージを持って炉物理をやっている人はそれほどいないかもしれないが、この文には海水のような連続体のイメージがある。ニュートロンウェーブ、ハイヤーモードの励起、随伴関数の有用性、固有値の重要性。先に中性子束分布を密度関数といったが、確率関数といってもよい。この場合、連続関数の方がより適切になる。炉物理屋は波動論というところであろうか。もっとも最近の炉物理屋はモンテカルロ法を使いたがる傾向が強い。モンテカルロ法計算はかつては炉物理屋よりも計測屋が

よく使っていた。炉物理屋の世界に粒子論が入り込んできたということかもしれない。

粒子論と波動論。なにやら量子力学じみてきた。もし今の私が 100 年前に戻ったら、波動関数の確率解釈といったことは（炉物理では関数そのものが確率を現すのにたいして、量子力学では関数と随伴関数の積になるが）容易に考え出せたかもしれない。そう思うと量子力学が身近なものに感じられた。

中沢先生と、この件でもう一度話をしてみたいと思った。

合掌

1) W.マーシャル編、住田健二監訳、「原子炉技術の発展 [上]」、第 2 章「原子炉物理」（J.R.アスキュー、C.G.キャンベル、J.G.タイラー著、関本博訳）（1983 原本）筑摩書房、1986.

<特集 5%超濃縮度軽水炉燃料の開発>

(1) エルビア入り次世代高燃焼度燃料に関する技術開発の現状

京都大学 原子炉実験所 宇根崎博信

大阪大学 竹田敏一

名古屋大学 山本章夫

(株)原子力エンジニアリング 森 正明

原子燃料工業(株) 山崎正俊

1. はじめに

使用済燃料の発生量抑制の観点からは燃料の高燃焼度化が有効であるが、このためには燃料濃縮度を上昇させる必要がある。一方、たとえば国内 PWR における高燃焼度ステップ 2 燃料の濃縮度は既に 4.8wt% であるなど、現在の 5wt% の制限下においては今後の濃縮度上昇の余地は小さい。また、将来的に長期サイクル運転に移行すると、取出平均燃焼度が低下するため、発電量あたりの使用済燃料の発生量が増加する。このため、将来的な使用済燃料発生量の抑制の観点からは、5wt% の制限にとらわれず濃縮度を上昇させることが望まれる。

しかしながら、現行の核燃料サイクル施設は臨界管理の観点から濃縮度 5wt% 以下を想定しており、5wt% 超の燃料を扱うには濃縮・再転換・成型加工・輸送・燃料保管・中間貯蔵あるいは再処理の各工程における設計変更、許認可取得、設備改造等が必要になり、これらに要するコストが非常に大きくなる可能性がある。このため、5wt% 超燃料の実機導入は世界的に未だ具体化していない。

この 5wt% の「壁」を越えるために、我々のグループでは、「エルビアクレジット」と呼ぶ概念を提唱している。このコンセプトは、5wt% を超える燃料について、再転換後すべてのウラン燃料粉末に低濃度のエルビア(酸化エルビウム; Er_2O_3) を混入し、5wt% 以下のウラン燃料と同等の臨界安全性を担保し、それ以降の輸送や成型加工施設への影響を限定するという概念である。このエルビアクレジットを用いたエルビア入り次世代超高燃焼度燃料 (Er-SHB 燃料: Erbia-bearing Super High Burnup Fuel) は、高燃焼度燃料の利点を活かしつつ、大幅な設備変更・設備投資を回避できる画期的な燃料である。また、取扱量(輸送量, 加工量, 貯蔵量など)も現状通りとすることが出来るので、作業効率・輸送効率・貯蔵効率の劇的な向上も期待できる。

このエルビアクレジットの実用化のためには、高濃縮度かつ様々なエルビア濃度の燃料体系における核特性評価および臨界性評価コードの信頼性確認をはじめ、様々な技術的な検討が必要である。そこで、筆者等は、革新的実用原子力技術開発費補助事業(INVET)のサポートのもと、図

1に示すように、原子燃料工業(株)(総括代表)、大阪大学、京都大学、名古屋大学、(株)原子力エンジニアリングからなる研究開発チームを発足させ、平成17年度より研究開発を実施している。

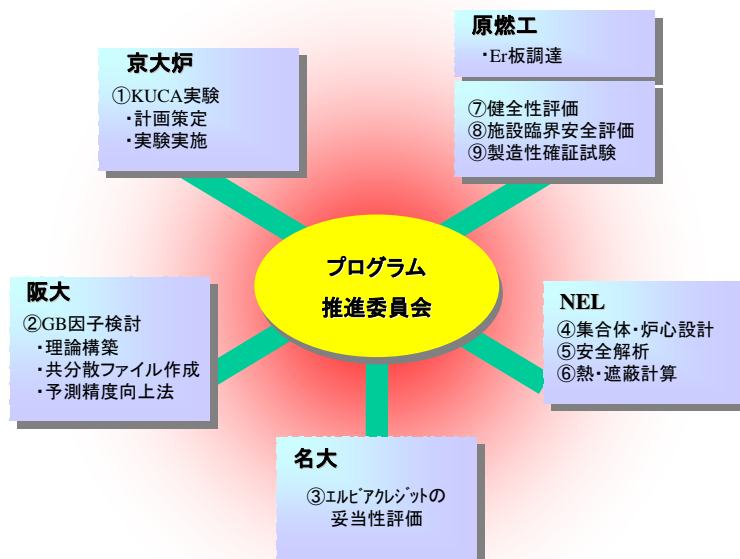


図1 研究実施体制

本稿では、このプロジェクトで実施中の各テーマについて、平成18年度の成果を中心として紹介する。

2. KUCAを用いたエルビア燃料装荷炉模擬炉心の臨界実験

核特性データの取得と評価コードの信頼性確認を実施する目的で、京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)を用いたエルビア燃料装荷炉模擬炉心の臨界実験を実施している。平成17年度に少数のエルビア板を用いたサンプル反応度値測定実験を実施し、実験手法および核特性評価手法の基本的な妥当性を確認したことをふまえ、平成18年度より、全炉心にエルビアを装荷した臨界実験を実施中である。

実験には、図2に示す KUCA の固体減速架台(B 架台)が用いられており、エルビア模擬板、濃縮ウラン板、天然ウラン板、ポリエチレン板と組み合わせて炉内に装荷し、種々のウラン濃縮度、エルビア濃度、H/U235 比を模擬した熱中性子体系を構築して、臨界量、サンプル反応度等を測定する。実験に用いているエルビア模擬板(図3)は、厚さ 1.5mm の黒鉛板の一部に凹みを設け、その中に 0.3g のエルビアを焼き付けたものである。平成18年度には、ウラン濃縮度 5.4wt%、エルビア濃度 0.3%、H/U235 比約 280 の炉心(炉心名称: B6/8" P17EU-NU-EU-NU-Er(3)): 燃料体構成図を図4に示す)を構築し、臨界近接実験、サンプル反応度測定実験及び炉雑音法による即発

中性子減衰定数(α 値)測定実験を実施した。なお、全炉心に低濃度のエルビアを装荷した臨界実験は、本実験が世界で初めてのものである。平成 19 年度以降は、ウラン濃縮度、エルビア濃度、H/U235 比を系統的に変化させた臨界実験を実施し、エルビア装荷軽水炉模擬体系の核特性データの取得を行う予定である。

実験解析としては、MVP コードと JENDL-3.3 ライブラリを用いた臨界性(実効増倍率)解析の結果、計算値対実験値比(C/E 値)は 1.004 ± 0.001 程度となり、過去の KUCA 臨界実験解析結果と比較した場合、エルビアの有無による C/E 値の傾向の違いは現段階では明確には認められないことがわかった。今後は、解析モデルの精緻化を行うとともに、物質板組成のばらつきを考慮した実験解析精度の評価を実施する予定である。

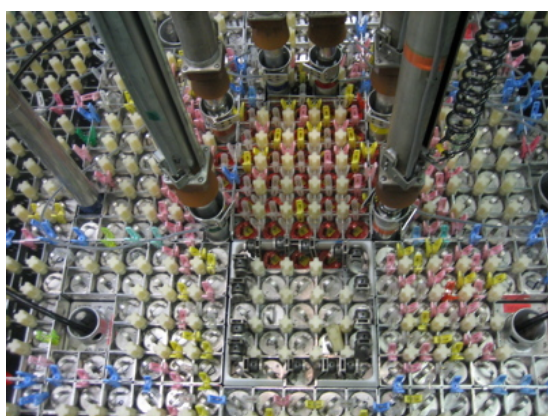


図2 KUCA 固体減速炉心



図3 エルビア模擬板

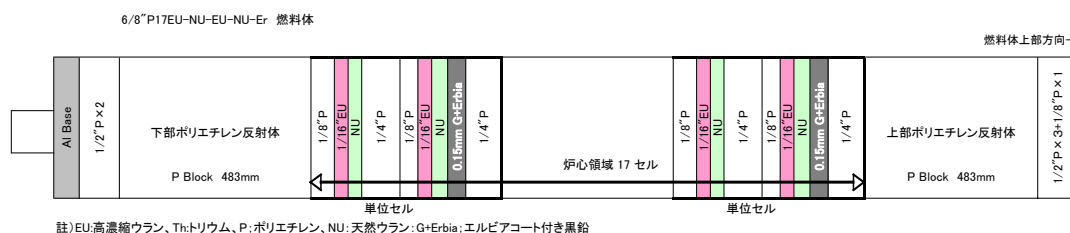


図4 6/8 P17EU-NU-EU-NU-Er 燃料体構成図

3. 核特性予測精度向上の為の一般化バイアス因子法

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り、通常、複数の臨界実験を実施し、その中から実機核特性の似通った臨界実験での結果を

用いることになる。一方、複数の臨界実験を取り扱うものとして、たとえば TSUNAMI コードでは、感度係数を用いて複数の実験と解析の相関を求め、どの臨界実験が、どの計算コード・データベースに適用できるかを指し示すようになっている。しかし、実機核特性の解析に対しては、具体的にどの実験を用いればよいのかは一般的には指し示されない。

これらの背景をふまえ、実機核特性予測精度の向上を図ることを目的とし、複数の実験から実機に対する実効的なバイアス因子を与えるものとして、一般化バイアス因子(Generalized Bias Factor:GB 因子)を提唱した。

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。GB 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ことができる。

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

下付添え字の r は実機炉心を表す。ここで、 C_i 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、GB 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(ΔM_{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(ΔE_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 ΔM_{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。

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

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。

本研究の目的は, 実機核特性予測精度を向上させることである。この為に式(8)で与えられる実機核特性の分散を最小化する。故に重み係数 C_i は以下のようにして決定できる。

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

また, 実機核特性の不確かさ低減 (UR) は次式で定義される。

$$UR = 1 - \frac{\Delta S V_x \Delta S^t + V \left(\Delta M_{cr} - \sum_{i=1}^N C_i \Delta M_i \right) + \sum_{i=1}^N \sum_{j=1}^N V(\Delta E_i \cdot \Delta E_j)}{S_r V_x S_r^t + V(\Delta M_{cr})} \quad (10)$$

$$\Delta S V_x \Delta S^t = \left(S_r - \sum_{i=1}^N C_i S_i \right) V_x \left(S_r - \sum_{i=1}^N C_i S_i \right)^t \quad (11)$$

この GB 因子を用いると, 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り, これまでの定性的な知見を定量的に評価できるようになる。なお, GB 因子は, エルビア入り燃料を用いた炉心特性のみならず, 燃料粉末等を取り扱う加工施設の臨界評価においても適用可能であり, この点で, 全ての工程の臨界安全に適用されることが期待される。

さらに, GB 因子法に断面積調整法の考えを取り入れ, より正確な計算値を得るための手法を考案した。考案した手法に基づくと, 予測される実機炉心のサンプル反応度は,

$$\rho^0 \doteq \rho_r^c \left\{ 1 + G_r W G_e^t (G_e W G_e^t)^{-1} g_e \right\} - \rho_r^0 G_r W G_e^t (G_e W G_e^t)^{-1} \Delta E \quad (12)$$

と示される。ここで ρ^0 は実機炉心のサンプル反応度の予測値, ρ_r^c は実機炉心のサンプル反応度計算値, G_r は ρ_r^c に対する感度係数, G_e は実験体系の反応度に対する感度係数, W は断面積

共分散, ΔE は実験誤差である。 g_e は実験体系のバイアス因子 $f = \rho_e^e / \rho_e^c$ により $f = 1 + g_e$ に定義され, $g_e = \Delta E - G_e \Delta \sigma$ で与えられる。式(12)より, 実機炉心のサンプル反応度は,

$\rho_r^c \left\{ 1 + G_r W G_e^t (G_e W G_e^t)^{-1} g_e \right\}$ により正確に計算できる。

次に, このようにして導出された GB 因子を用いる上で, 基礎データとして必要となる, エルビウム反応断面積の共分散ファイルの作成を行った。現在利用することができる断面積ライブラリである JENDL や ENDF などには, 断面積の誤差情報である共分散ファイルが格納されているが, エルビ

ウムは共分散ファイルが与えられていない。このため、エルビウムの捕獲反応(図5)で主要な寄与を示す質量数166と167の2核種を対象に、JENDL-3.3, JENDL-3.2, ENDF/B-IV, ENDF/B-IV revision8, JEF2.2, JEFF-3.0 のそれぞれに基づく群定数セットに内蔵されている反応断面積の差異を共分散ファイルにおける不確かさ設定の参考として、共分散ファイルの作成を行った。作成した共分散ファイルは、KUCA で行われつつあるエルビア燃料装荷模擬炉心の実験解析を通じて更新を図っていく予定である。

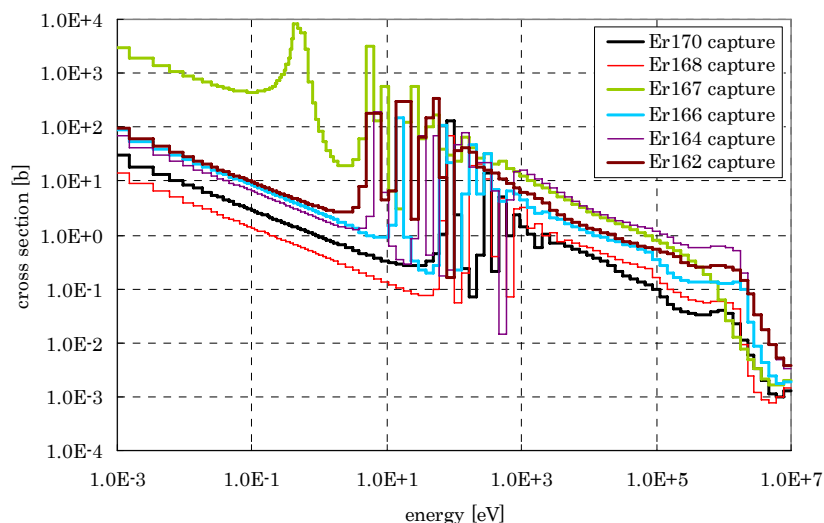


図5 JENDL-3.3 に基づくエルビウムの捕獲断面積

4. 燃料・炉心設計

様々な炉心サイクル長における次世代エルビア入り高燃焼度燃料集合体(Er-SHB 燃料集合体)装荷炉心の解析を実施し、核設計パラメータの予備的評価を実施している。

ここでは、まず、13.5, 18.5, 24.0EFPM のサイクル長において、様々なウラン濃縮度、可燃性毒物(エルビア, ガドリニア, BPR)の組み合わせで平衡炉心を作成し、臨界ボロン濃度や減速材温度係数などの観点から核設計パラメータのサーベイ検討を実施した。炉心特性の検討に際しては、17x17燃料を用いた4ループ PWR 炉心(出力 118 万 kW)を選定し、燃料棒最高燃焼度制限値としては、耐食性を向上させたジルカロイ新合金を被覆管として採用した場合を考慮して 80GWd/t とした。また、燃料集合体最高燃焼度制限値は、余裕を見込んで 70GWd/t と設定した。対象とした燃料集合体の燃料組成を表1に示す。また、燃料集合体の無限増倍率の燃焼特性を図6に示す。

表1 燃料集合体の燃料組成一覧

集合体名称	²³⁵ U濃縮度 (wt%)	エルビウム濃度 (wt%)	Gd入り燃料棒		
			本数 (本)	²³⁵ U濃縮度 (wt%)	Gd濃度 (wt%)
6.0%U-0.4%Er-SHB 燃料集合体	6.0	0.4		---	
6.0%U-0.7%Er-SHB 燃料集合体	6.0	0.7		---	
6.0%U-1.0%Er-SHB 燃料集合体	6.0	1.0		---	
5.8%U-0.4%Er-SHB 燃料集合体	5.8	0.4		---	
5.6%U-0.4%Er-SHB 燃料集合体	5.6	0.4		---	
16本10%Gd燃料棒入り6.0%U-0.4%Er-SHB 燃料集合体	6.0	0.4	16	4.4	10.0
4.95%標準ウラン燃料集合体	4.95	---		---	
24本10%Gd燃料棒入り4.95%ウラン燃料集合体	4.95	---	24	3.35	10.0

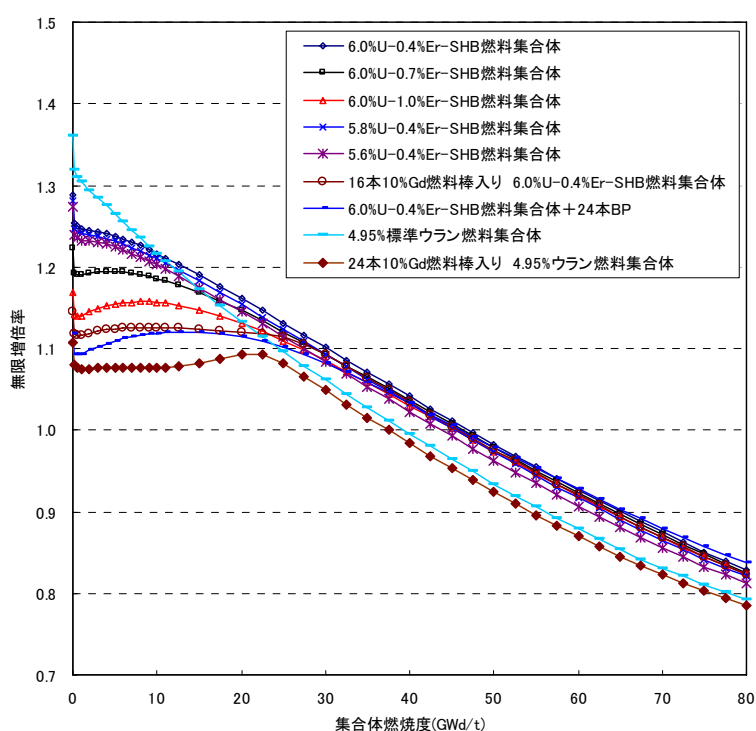


図6 燃料集合体無限増倍率の燃焼特性

サーベイ計算の結果、いずれのサイクル長においても、Er-SHB燃料集合体を使用することにより、現行濃縮度制限内のウラン濃縮度 5.0wt%以下の燃料集合体を使用するよりも燃料取替体数を削減することができ、燃料成型加工費、燃料輸送費および放射性廃棄物削減の観点で有利であることが示された。特に、13.5, 18.5EFPMの炉心に関しては、エルビウム濃度 0.4wt%のEr-SHB燃料集合体 1種類で炉心を構成することができることが示されており、エルビウム濃度 1種類の燃料集合体で炉心を構成できることは、燃料製造コストの点で優れていると考えられる。一方、24.0EFPM炉心では、減速材温度係数を負にするために、燃料中の可燃性毒物の割合を増やす必要がある。このため、Er-SHB燃料棒とガドリウム入り燃料棒を組み合わせ使用、あるいは2種類のエルビウム濃

度の Er-SHB 燃料集合体を使用するなどが考えられる。核特性的には両者に特に大きな差異はなく、最終的には燃料製造コスト等を含めた全体的な燃料サイクルコストにより採用燃料仕様を決める必要があると考えられる。

この知見を元に、Er-SHB 燃料を装荷したサイクル長 13.5EFPM、18.5EFPM、24.0EFPM の平衡炉心に対して、制御棒挿入により炉内出力分布がひずむ異常な過渡変件事象の解析を行ない、PCI 破損特性の評価を実施するとともに、濃縮度・エルビア濃度分布による耐 PCI 破損特性の改善効果を径方向分布と軸方向分布に分けて検討した。こうして得られた結果を基に、異なる運転サイクル長への移行に対応できる燃料集合体仕様を検討した。

その結果、運転サイクル長 13.5EFPM では、濃縮度・エルビア濃度分布なしでも現行の PCI 破損しきい値に対する余裕は少ないものの、耐 PCI 破損特性に問題がないことがわかった。また、18.5EFPM および 24.0EFPM では EOC の炉心下部で PCI 評価結果が破損しきい値に対して厳しいこと、とくに、24.0EFPM では、PCI 評価結果が現行燃料の破損しきい値を逸脱する可能性があることがわかった。

集合体内径方向の濃縮度およびエルビア濃度分布による集合体内燃料棒出力の平坦化の効果については、エルビア濃度分布はサイクル初期にしか改善が期待できないこと、濃縮度分布はサイクルを通じて効果はあるが、24.0EFPM では PCI 評価結果が破損しきい値を満足するまでには至らないことがわかった。

一方、軸方向の濃縮度分布については、図7に例示したように軸方向上下部の濃縮度を低下させることにより、特に運転サイクル長 18.5EFPM や 24.0EFPM の場合でも、PCI 評価結果が破損しきい値に対して厳しい炉心下部の EOC での反応度を低下させることにより、PCI 評価結果が破損しきい値を満足することがわかった。さらに、異なるサイクル長への移行を考慮しつつ、PCI 評価結果が破損しきい値を満足する燃料仕様の検討を行った結果、それぞれのサイクル長で1種類の燃料を共通に用いて、13.5EFPM および 24.0EFPM についてそれぞれ1種類の燃料集合体を追加することによって、合計3種類の燃料集合体仕様を用いることにより、PCI評価結果が破損しきい値を満足させることができ、異なるサイクル長への移行に対応可能であることがわかった。

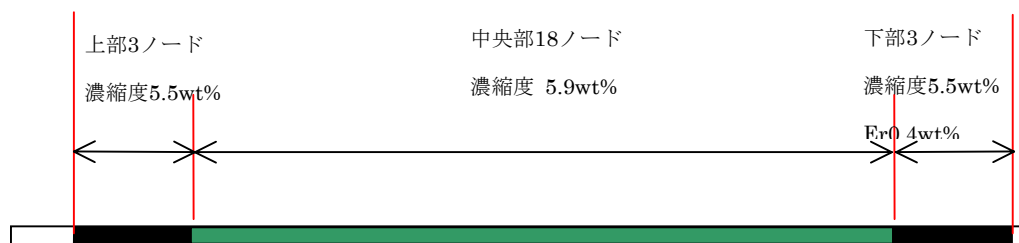


図7 軸方向濃縮度・エルビア濃度分布を設定した燃料棒の模式図(例)

5. エルビアクレジットを考慮した燃焼度クレジットの評価

PWRの使用済み燃料キャスクを想定して、燃焼が進んだEr-SHB燃料において、エルビアクレジット

ットによりウラン濃縮度 5wt%のウラン燃料と同等の臨界安全性を担保できるウラン濃縮度, エルビウム濃度を解析評価し, 燃焼も考慮した Er-SHB 燃料のエルビウムクレジットについて検討した。

まず、使用済燃料キャスクの燃料部の基本的な幾何形状となる燃料棒無限格子体系において、Er-SHB 燃料の臨界安全評価上、保守的となる解析条件(ボロン濃度, 運転履歴, 冷却期間, エルビウム断面積の誤差の影響等)について AEGIS コードを用いて検討し, 濃縮度 5wt%のウラン新燃料と同等の臨界安全性を担保できるウラン濃縮度, エルビウム濃度の組み合わせを求めた。図8より, ウラン濃縮度 6.0wt%の Er-SHB 燃料において, 4.95wt%濃縮のウラン新燃料以下の反応度を担保するためには, 0.36wt%以上のエルビウムの添加が必要であることがわかる。

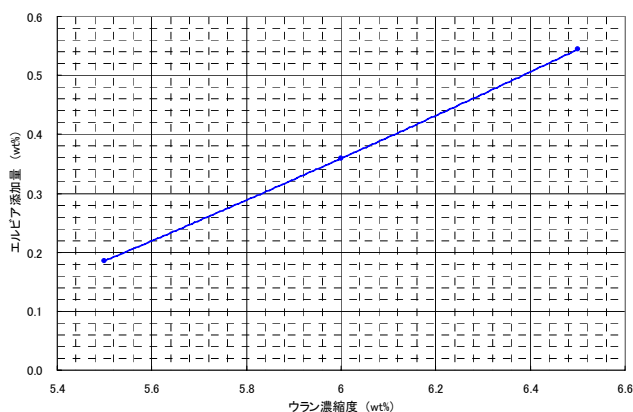


図8 ウラン濃縮度とエルビウム濃度の組み合わせ

次に, 燃料棒無限格子体系における検討結果をもとに, 各ウラン濃縮度, エルビウム濃度の組み合わせにおいて反応度的に最も保守的な燃焼度点の燃料組成を典型的な使用済燃料キャスク体系に適用した結果, 燃料棒無限格子体系での検討結果が保守的な評価であることが確認できた。

また、加工施設臨界評価として、単純形状に対する臨界評価を SCALE5 コードシステムの KENO V.a コードを使用して実施し、エルビウム入り5wt%超ウラン燃料の未臨界判定図の作成を行った。なお、計算体系の寸法は、エルビウムが添加されていない濃縮度 5wt%のウラン燃料において、体系の反応度が最も高くなる条件で決めた寸法と同一とした。その結果、体系が未臨界と判定できるエルビウム添加量は、非均質体系より均質体系の方が多く、均質体系の方が保守的であること、および、均質体系に関して、図9に示すように、球、無限円柱、無限平板のどの形状でも、体系が未臨界と判定できるエルビウム添加量は極めて近い結果となっていることがわかった。すなわち、単純形状に対しては、均質体系(球、無限平板、無限円柱のどの形状でも適用可)の未臨界判定図を用いて未臨界を判定できることが考えられる。

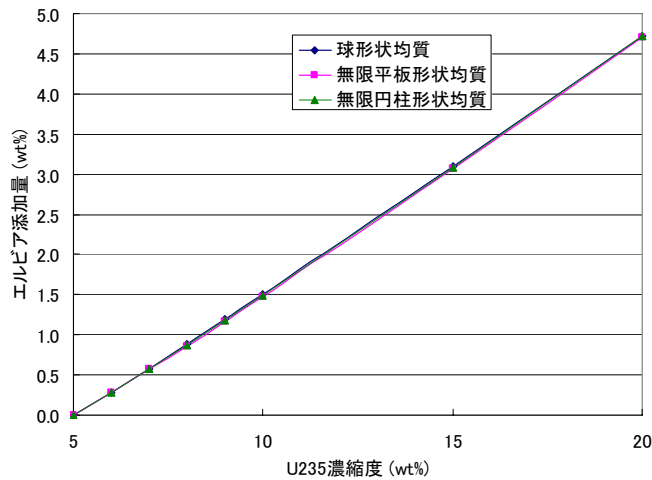


図9 均質体系に対する 5wt%超エルビア入りウラン燃料の未臨界判定図

6. 製造性確認試験

原料ウラン粉末(天然組成 UO_2)にエルビア粉末(99.99%純度 Er_2O_3)またはガドリニア(Gd_2O_3)粉末を機械的に混合し、エルビア添加量が 0, 0.2, 0.4, 1, 6wt%となるペレット及びガドリニア添加量が 0.2wt%となるペレットを製造し、外観観察、寸法密度、液浸密度、金相試験(気孔観察、結晶粒観察)、X線回折、SEM/EDSによるU, Erのマッピング、ICP-MSによる Er_2O_3 含有量(重量割合)の定量分析を実施した。その結果を以下に挙げる。

- 上記評価の結果、製造されたペレットに欠陥は観察されず、製造性に問題が生ずるようなことは無かった。また、エルビア添加による燃料ペレットの焼結性に問題が発生することは無く、今回の濃度域でのエルビア入り燃料の焼結性は、既存のガドリニア入り燃料の場合と比較して大きな差異は生じないと判断される。
- X線回折による格子定数の評価結果から、エルビア濃度の増加と共に格子定数の低下が確認され、文献との比較から、添加されたEr(エルビウム)がペレット中にほぼ固溶していることが確認された。
- SEM/EDS結果からは、Erの偏在は、低濃度エルビア試料(0.2, 0.4, 1wt%)のマッピングでは明確には確認されず、高濃度試料(6wt%)においては僅かであるが確認された。
- ICP-MSによる定量分析では、製作されたペレットを硝酸に溶解・希釈後、エルビア含有量を定量した。分析結果は、製造目標値とほぼ一致していることが示された。

以上により、エルビア入り燃料のペレットを製作し、分析・評価した結果から、焼結性について既存のガドリニア入り燃料と大差なく、製造性に問題ないことが確認された。また、既存の分析手法の応用によるエルビア添加量の分析が可能であることが示されたことにより、エルビアの中性子吸収効果により未臨界性を担保すること(エルビアクレジット)を燃料製造工程中において確認できる見通しが得られた。

なお、以上述べた研究開発項目に加え、エルビア入り超高燃焼度燃料を実用化する上での基本情報として、工業原料としてのエルビア粉末の供給性について詳細な調査を実施している。

7. おわりに

本プロジェクトで提唱されたエルビアクレジット燃料は、世界中が躊躇している濃縮度 5wt%の障壁を乗り越えることを可能とする革新的かつ画期的なアイデアであり、当研究によって開発あるいは取得される様々な知見は、次世代燃料開発において幅広い応用発展性を持つものと考えている。今後も引き続きこの体制を維持し、適切に計画を見直しながら継続的に技術開発を遂行することによって、原子力の安定供給と経済性向上に貢献すべく、より効果的な研究開発を推進して行く所存である。これまでの関係各位からの御助言、御批判に感謝を申し上げるとともに、引き続き、忌憚の無い議論をお願いする次第である。

【本研究開発に関連した外部発表】

- 「エルビア入り次世代高燃焼度燃料の研究開発(1):全体計画」, 山崎他, 日本原子力学会 春の年会:2006年3月
- “Development of Erbium-bearing Super High Burnup Fuel”, Akio Yamamoto et.al., International congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP'06):2006年6月
- 「エルビア入り次世代高燃焼度燃料の研究」, 山崎他, 日本原子力学会 第11回アクチノイドの物性科学研究専門委員会:2006年7月
- 「PWR/BWR 炉心設計手法」, 山崎他, 日本原子力学会 核燃料部会 核燃料・夏季セミナー(第21回):2006年7月
- 「エルビア入り次世代高燃焼度燃料の研究開発(2):KUCAを用いた予備実験」, 宇根崎他, 日本原子力学会 秋の大会:2006年9月
- 「エルビア入り次世代高燃焼度燃料の研究開発(3):核設計パラメータサーベイ」, 今村他, 日本原子力学会 秋の大会:2006年9月
- 「エルビア入り次世代高燃焼度燃料に関する技術開発」, 山本他, 日本原子力学会「先端技術と原子力」研究専門委員会「名古屋大学若手研究者による原子力シンポジウム:2007年1月
- 「エルビア入り次世代高燃焼度燃料の研究開発(4):2006年度成果概要」, 山崎他, 日本原子力学会 春の年会:2007年3月
- 「エルビア入り次世代高燃焼度燃料の研究開発(5):KUCAを用いた臨界実験」, 宇根崎他, 日本原子力学会 春の年会:2007年3月
- 「エルビア入り次世代高燃焼度燃料の研究開発(6):一般化バイアス因子(GB)法の改良」, 竹田他, 日本原子力学会 春の年会:2007年3月
- 「エルビア入り次世代高燃焼度燃料の研究開発(7):集合体核設計」, 今村他, 日本原子力学会

会 春の年会:2007 年 3 月

- “Erbia-bearing Super High Burnup fuel: A Pathway for Breaking 5wt% Enrichment Barrier in LWR Fuel”, Akio Yamamoto et al., 15th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE15) :2007 年 4 月
- “Current Status of Development of Erbium-bearing Super High Burnup Fuel”, Masatoshi Yamasaki et al., 2007 International congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2007) :2007 年 5 月
- “Current Status of R&D on Erbium-bearing Super High-Burnup Fuel”, Hironobu Unesaki et al., AESJ-KNS joint session on Reactor Physics and Nuclear Data (2007 Korean Nuclear Society meeting) :2007 年 5 月

(2) 濃縮度 5wt%を越える軽水炉ウラン酸化物燃料の実用化に関する技術開発 (H16 革新的技術開発補助事業)

株式会社東芝 電力システム社 三橋 偉司
株式会社テプコシステムズ 小坂 進矢

1. はじめに

軽水炉燃料の更なる高燃焼度化、増出力や長期サイクル運転を実現し、また、ウラン燃料を使用する次世代炉・革新炉を実現する技術革新を行い、資源の有効利用や経済性向上を図るには、現行の軽水炉燃料サイクルでは濃縮度が 5wt%未満であることを前提としており、燃料サイクル全般で「 ^{235}U 濃縮度が 5wt%を超えるウラン燃料 (以下、5wt%超燃料) の実用化」に向けた技術基盤を確立することが必要である。そこで、経産省 H16 革新的技術開発補助事業において、5wt%超燃料実用化のためのフェージビリティ・スタディ (以下、FS) を実施した。以下に、その成果の概要を紹介する。

2. 研究成果について

本 FS では、表 1 に示す 6 項目について調査・検討を行った。まず、FS 全般の検討で使用する 5wt%超燃料の燃料設計・炉心設計を行い、これを用いて 5wt%超燃料の経済性及び炉心成立性を確認した。

続いて、該当する各指針を参照し、5wt%超燃料導入の際の燃料サイクル各工程の課題を抽出した。現行の燃料サイクル施設は 5wt%未満の燃料を取り扱うことを前提に設計が行われており、5wt%超燃料導入に際しては何らかの設備設計および設備運用方法の変更が必要となる。この設備設計変更等を、保守性を保ちつつ合理的に実施するためには、安全評価手法の信頼性検証が必要となるが、5wt%超燃料の臨界実験データの現状について調査したところ、軽水炉の 5wt%超燃料体系を模擬した臨界実験データは濃縮度 5wt%以下の臨界実験データに比べて少なく、5wt%超燃料に対応した臨界実験データの整備が臨界計算コードの信頼性評価を行う上で重要であることを確認した。この調査結果に基づき、今後の臨界実験計画を立案した。

表 1 FS における調査・検討項目

	FS 調査・検討項目
1	5wt%超燃料の燃料設計
2	5wt%超燃料の経済的効果の評価
3	5wt%超燃料の環境負荷軽減効果の評価
4	燃料サイクル各工程における課題抽出
5	臨界実験データの現状調査
6	臨界実験計画の立案

2.1 ターゲット燃料の設計および炉心成立性評価

燃料設計対象の炉型は ABWR、取出平均燃焼度は 70GWd/t、運転サイクル期間は 24 ヶ月と設定した。ABWR は現有 BWR の中では炉心特性の面で自由度が大きく燃料の大幅な燃焼度増加にも適しており、濃縮度 5wt%を超える燃料が実用化される将来において、最も

適切な炉型と考えることができる。また、取出平均燃焼度は照射実績のある 70GWd/t を設定し、運転期間は現在通常運転として実施される運転期間の範囲ではほぼ最長と考えられる 24 ヶ月を設定している。燃料機械設計は現行の 9x9 燃料とし、核設計のみ変更を行い 5wt% 超燃料を設計した。図 1 に 5wt% 超燃料の燃料設計例、図 2 に現行燃料との無限増倍率推移の比較を示す。なお、5wt% 超燃料装荷炉心の成立性に関しては、このターゲット燃料を装荷した平衡炉心を作成し、炉心特性に特に問題が生じないことを確認している。

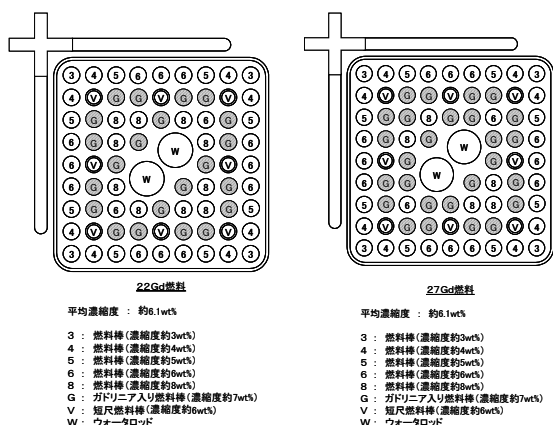


図 1 5wt%超燃料の設計例(運転期間 24 ヶ月運転、平均取出燃焼度 70GWd/t)

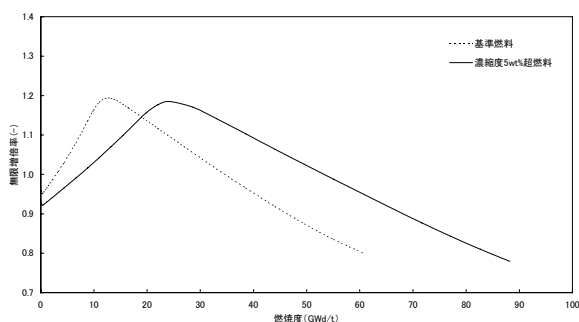


図 2 無限増倍率の変化(履歴ボイド率 40%)

2.2 経済的効果および環境負荷低減の効果

5wt%超燃料の経済的優位性を確認するため現行 BWR 9x9 燃料との燃料経済性比較を行った。比較対象とした現行 9x9 燃料は、運転期間を現在国内 BWR の標準的な運転期間 14 ヶ月 (取出平均燃焼度 47GWd/t) とし、定期検査の期間は 5wt%超燃料、現行 9x9 燃料ともに 1 ヶ月とした。燃料経済性評価には OECD/NEA 推奨のデータ(1994)を使用し、標準耐用年間均質化コスト手法にて評価した。設備利用率、定検費、火力燃料費、原子燃料費及び総費用について 5wt%超燃料、現行 9x9 燃料のコスト比較した結果を表 2、表 3 に纏める。

5wt%超燃料を使用した 24 ヶ月運転の方が燃料サイクルコストを大きく削減 (約 38 億円/(年・プラント)) できる。これは濃縮度を高めることでフロントエンド費用は高くなるものの、発電電力量あたりの燃料体数削減によりバックエンド費用が減少し、また運転長期化による設備利用率向上により定期検査費、火力燃料費が大きく抑えられるためである。

コスト削減の効果は火力燃料費、再処理費及び定検期間などの評価条件により大きく影響を受けるが、双方の定検期間がほぼ同等とした場合は、常に同様の大きなコスト削減効果がある

表 2 経済性評価結果

項目	単位	経済性評価 (5wt%超 - 現行)
設備利用率	%	+4.8
定検費	億円/(年・プラント)	-17.4
火力燃料費	億円/(年・プラント)	-22.6
原子燃料費	億円/(年・プラント)	+2.3
総費用	億円/(年・プラント)	-37.6

ことを確認している。なお、2005 年度策定された原子力政策大綱のコスト試算で用いられた最新の燃料経済性評価データを用いて評価を行った場合、よりバックエンド費用を高く見積もることになるため、燃料体数削減の効果がより顕著になると推測される。

以上、高燃焼度化に伴う設備利用率向上により経済性は大きく改善することを確認した。なお、現行燃料を用いた

場合でも、現状の 14 ヶ月より運転期間を長くすることで設備利用率を向上させることはできるが、1 バッチの燃料取替体数は増えることとなる。5wt%超燃料を用いた場合、燃料取替体数を大きく変更することなく設備利用率を向上させることが可能となる。

使用済燃料の再処理から発生する高レベル放射性廃棄物は、ガラス固化等の処理の後、冷却のための中間貯蔵を経て深地層処分することが検討されているが、環境への負荷軽減及び、中間貯蔵・地層処分後における管理の負荷軽減という観点から、高レベル放射性廃棄物の発生量抑制が原子力発電の重要課題となっている。高レベル放射性廃棄物発生量抑制のためには発電電力量あたりの燃料体数を削減することが必要であり、これには燃料の高燃焼度化が必須となる。

この背景の下、5wt%超燃料により削減できる燃料体数を評価した。表 4 に炉心設計による燃料取替体数を纏める。この結果、14 ヶ月運転換算の燃料体数 (= 発電電力量あたりの燃料体数) は、5wt%超燃料を使用することにより約 3 割削減され、環境への負荷及び、中間貯蔵・地層処分後における高レベル放射性廃棄物管理の負荷軽減の観点から 5wt%超燃料の大きな優位性を確認した。なお、発電電力量あたりの燃料体数は取出平均燃焼度に依存し、本評価結果は取出平均燃焼度を現行燃料 47GWd/t、5wt%超燃料 70GWd/t と設定した場合のものである。

表 3 原子燃料費評価内訳

分類	項目	必要費用*1 の差 [円/kWh] (5wt%超燃料 - 現行燃料)
フロントエンド	天然ウラン	0.019
	転換	0.003
	濃縮	0.060
	成型加工	-0.023
	小計	0.059
バックエンド	使用済燃料輸送	-0.004
	再処理	-0.053
	高レベル廃棄物処分	-0.007
	小計	-0.063
クレジット	U クレジット	-0.005
	Pu クレジット	0.001
	小計	-0.004
合計		-0.008

*1 現在価値換算とした場合の費用

表 4 燃料取替体数

	現行 9x9 燃料炉心	5wt%超燃料炉心
運転期間	14 ヶ月	24 ヶ月
燃料取替体数	204 体	240 体
14 ヶ月換算の燃料体数	同上	140 体
バッチ数	4.3	3.6

2.3 燃料サイクル各工程における課題

5wt%超燃料導入に伴い、燃料サイクル各工程において発生する課題を調査した。軽水炉の燃料サイクル工程を図 3 に示す。ここでは、燃料製造から、輸送、原子炉における使用、

貯蔵、及び再処理にわたって現行の許認可体系、関連規制等に照らし合わせ課題の抽出を行っている。各工程の調査結果は以降に纏めるが、5wt%超燃料導入における最も大きな課題は、5wt%超燃料を取り扱う燃料加工施設は安全審査指針において「特定ウラン加工施設」に指定され、許認可解析における臨界事故評価を義務付けられている点である。臨界事故評価に基づく安全対策を行う場合、設備の大幅な変更若しくは新たな燃料加工施設の建設が必要となり、高燃焼度化に伴う経済的優位性を損なう恐れがある。

これに関しては十分な事故の発生防止策・設備等の拡充により事故発生の可能性を無視できる程度まで低減するなどの、高燃焼度化の優位性を損なわない合理的な対応策の可能性を探っていく必要がある。なお、検討項目のうち、課題が大きいと考えられる燃料製造と再処理について、対応する指針への課題を表5、表6にまとめた。

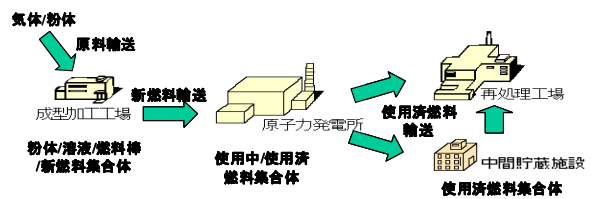


図3 軽水炉の燃料サイクル

○燃料製造における課題

原料輸送から燃料輸送までに関する許認可体系、関連規制等の現状について整理し、5wt%超濃縮ウランに対する施設、設備の臨界管理、被ばく管理、廃棄物管理等の課題について検討した。各施設で適用される燃料の組成、性状に応じた質量、平板厚さ、円筒直径、減速度及び貯蔵施設の形状などについて、新たな核的、取扱制限値が必要となることを確認した。これらの制限値を設定するにあたり、これまで使用実績のある臨界計算コードと断面積ライブラリに関する信頼性検証が必須となる。特に、5wt%濃縮ウラン対応の既存設備に、中性子吸収材を用いて対策するケースが多いと考えられるため、中性子吸収材を取り入れた体系について評価手法の検証が必要となる。また、「特定のウラン加工指針」で要求されている臨界事故評価について、合理的な対応策の可能性を探っていく必要がある。

○原子力発電所における燃料使用での課題

原子力発電所での5wt%超燃料使用に関し、炉心及びプラントの安全性、運用の観点から技術的課題について検討した。安全審査指針の観点から炉心成立性、設備余裕を評価し、全ての項目において炉心成立性を確認し、各設備について現行設計から変更の必要が無いことを示した。なお、現行の炉心解析手法は濃縮度5wt%以下の燃料に対してその信頼性が確認されており、5wt%超燃料への適用に対してもその外挿性が期待できるが、より信頼性を向上させるためには5wt%超燃料を対象とした検証が必須である。その検証項目としては、制御棒価値、ホウ素価値、反応度係数及び濃縮度やボイド率の集合体間 mismatch 拡大に関する炉心燃料の核特性等が挙げられる。

○輸送・貯蔵における課題

原子力発電所での燃料貯蔵及び使用済燃料の輸送・貯蔵に対する許認可法体系、関連規制等の現状について整理し、技術基準への適合性の観点から施設、設備の遮蔽性能、除熱性能及び臨界管理等の課題について検討した。5wt%超燃料の輸送・貯蔵では濃縮度上昇に対応した臨界安全設計が最も重要となる。ガドリニアを含む BWR 燃料に関しては使用済燃料の臨界安全性は Gd クレジットの採用が重要な課題であり、ガドリニアを含まない PWR 燃料では新たな設備対応が必要となることが確認された。これらの合理的安全設計には 5wt%超燃料および Gd クレジットに関する臨界安全評価手法の信頼性検証が重要となる。

○再処理における課題

再処理工程における許認可法体系、関連規制等の現状について整理し、技術基準への適合性の観点から各施設、設備の遮蔽性能、除熱性能及び臨界管理等の課題について検討した。使用済燃料受入施設及び溶解槽では、採用している燃焼度クレジットの濃縮度範囲を 5wt%から 10wt%までに拡大して使用することの適用性について検討が必要である。また、溶液系工程では施設の Pu 処理能力の観点から工程の運用方法について検討する必要があることが確認された。事故評価に関しては溶解槽における臨界事故評価を行う場合、全核分裂数を再検討する必要がある。これらの検討では、濃縮度が 5wt%を超える集合体体系、及び溶液系における臨界安全評価手法の信頼性検証が重要となる。

2.4 臨界実験データの現状調査

国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト(ICSBEP)臨界実験データのハンドブック¹⁾より、現時点での世界における 5wt%超濃縮ウラン体系の実験の現状を軽水減速の棒状燃料集合体体系、溶液体系及び非均質溶液体系の分類で調査した。溶液系の臨界データは整備が進められているものの、集合体体系については国内軽水炉燃料に対し、棒状燃料寸法・材質、格子ピッチ、水対ペレット体積比、集合体形状等のすべての条件を満足するものは存在せず、新規のデータ取得が必要であること、ガドリニア入り燃料については集合体体系、溶液体系共に殆どデータが存在しないことを確認した。

また、各国の代表的な臨界安全ハンドブックについて調査した。日本及び欧州のハンドブックには、濃縮度 10wt%の均質系の臨界データは比較的記載が多いが、5wt%と 10wt%の間の濃縮度の臨界データや非均質系の UO₂-H₂O 系の臨界データは極端に少ないこと、中性子吸収体を含んだものは殆ど存在しないこと等を確認した。

1) "International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments,"

NEA/NSC/DOC(95)03, Nuclear Science Committee, Nuclear Energy Agency (2005)

表5 燃料製造（濃縮、再転換、成型加工）における濃縮度 5wt%超（10wt%）の安全設計への影響評価

分類	指針毎の安全設計 () 内は、特定のウラン加工指針		影響を与える要因			必要な対策	
			濃縮度	放射能量	線量当量		
臨界安全	指針 10. 単一ユニットの臨界安全		○			制限値変更に伴う設備改造	
	(指針 10. 単一ユニットの臨界安全)		○			溶液系については、全濃度安全形状を基本	
	指針 11. 複数ユニットの臨界安全		○			制限値変更に伴う設備改造	
	(指針 12. 臨界事故に対する考慮)		○			臨界警報装置の設置及び事故時の未臨界措置装置	
臨界安全以外の安全設計	放射線管理	指針 4. 閉じ込め機能				—	
		指針 5. 放射線遮蔽			○	(影響は軽微)	
		指針 6. 放射線被ばく管理		○	○	(影響は軽微)	
	環境安全	指針 7. 放射性気体・液体・固体の放射管理		○		(影響は軽微)	
		指針 8. 貯蔵に対する考慮			○	敷地境界線量に対する遮蔽対策の必要性は、施設に依存	
		指針 9. 放射線監視 (指針 9. 放射線監視)		○		(影響は軽微) 放射線測定装置やモニタリングの追加	
	その他	指針 13. 地震に対する考慮		○		(影響は軽微)	
		指針 14. 地震以外の自然現象				—	
		指針 15. 火災・爆発に対する考慮				—	
		(指針 16. 電源喪失に対する考慮) (指針 17. 放射性物質の漏洩に対する考慮)	○ ○			臨界警報設備の非常用電源系への接続 バッチ処理工程における核的制限値維持のための設備設計上の対策	
	事故評価	指針 3. 事故時条件		○	○		(影響は軽微)
		(指針 3. 事故時条件)		○	○		臨界事故の考慮による事故評価、その結果によっては、遮蔽対策要
		指針 18. 事故時に対する考慮					—
(指針 18. 事故時に対する考慮)					放射線計測器、放射線防護具等の確保、電源喪失時にも機能を失わない退避用の照明、単純/明確/永続性のある標識のついた安全退避通路		

表6 再処理における 5wt%超燃料の安全設計への影響評価

分類	指針毎の安全設計		影響を与える要因		必要な対策
臨界安全	指針 10. 単一ユニットの臨界安全		濃縮度		<ul style="list-style-type: none"> 採用している燃焼度クレジットの適用性を 10wt%まで検討し、必要があれば施設の改造又は新たな設備の建設が必要 ウラン量に対するプルトニウム生成量が多くなるため、工程対応または設備の追加の他、臨界安全設計の見直しが必要 燃焼度計測装置及び安全系インライン中性子モニタへの影響や適用性の検討が必要
	指針 11. 複数ユニットの臨界安全				
臨界安全以外の安全設計	被ばく	指針 5. 放射線遮蔽	放射能		(影響は軽微)
		指針 7. 放射性廃棄物の放出管理			
	化学的及び熱的制限値	指針 4. 閉じ込め機能	—		—
		発熱量	指針 8. 貯蔵等に対する考慮	崩壊熱	
臨界事故	指針 12. 臨界事故に対する考慮		濃縮度		<ul style="list-style-type: none"> 総核分裂数等の事故規模の評価が必要

2.5 臨界実験計画

本 FS 及び次期技術開発が最終的に目指すところは我が国の軽水炉燃料サイクルでの 5wt%超燃料の実用化であり、国内の臨界実験施設での実験が重要である。溶液系は日本原子力研究開発機構 STACY による 6wt%及び 10wt%燃料の実験データを活用するが、燃料棒と燃料集合体の臨界実験は軽水減速で棒状燃料を使用する東芝 NCA または日本原子力研究開発機構 TCA が候補となる。NCA は濃縮度 5wt%未満の燃料に対する BWR 炉心燃料の開発や燃料サイクル施設の臨界安全設計、研究開発及び測定機器システム開発に貢献し、また、ガドリニアを含む燃料集合体の臨界実験を実施してきた実績がある。TCA での実験は ICSBEP にて評価され、国際的に信頼度の高いデータを提供した。これら国内の実験施設に対しては、今後、実験技術リソースの確保・継承を行い、国際的に信頼度の高いデータを取得するニーズがある。

2.3 に示した燃料サイクル全般にわたる調査から、5wt%超燃料導入に係る課題を基に臨界安全性および燃料核特性の観点から燃料集合体体系及び溶液体系における臨界実験を下記のように立案した。

○燃料集合体体系

燃料棒および集合体体系における臨界実験は 5wt%超燃料の臨界安全性および炉心燃料の核特性の観点から立案した。臨界安全性および炉心燃料の核特性に関する実験計画を図 4 に示す。実験では濃縮度 5wt%未満から 10wt%程度までの一貫したデータを燃料棒ピッ

**新規に導入する燃料棒の濃縮度は5wt%以上で3種類、
総本数は400本程度**

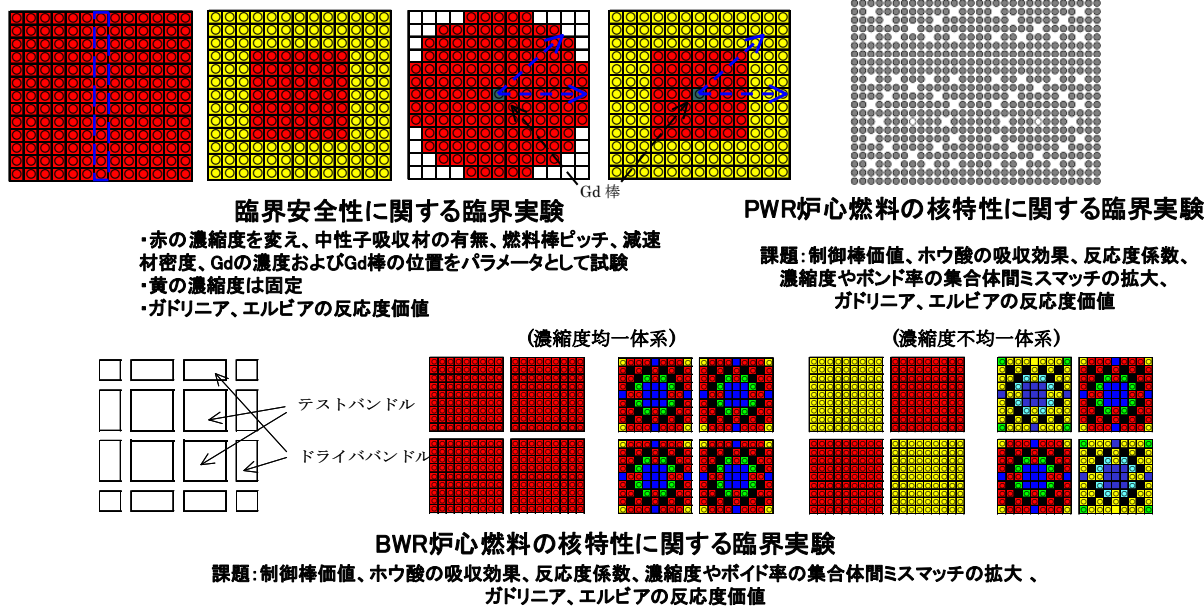


図 4 燃料集合体体系の臨界実験計画(臨界安全性、炉心燃料の核特性)

ち、減速材密度及び燃料棒配列数をパラメータとして、濃縮度依存の臨界量とそれらに関する詳細データを取得する。また、ガドリニア反応度の基礎データ及びそれらの濃縮度依存性に関する実験も実施する。炉心燃料の核特性に関するものとしては、濃縮度ミスマッチ、ガドリニア棒反応度、濃縮度依存の吸収体反応度データ取得のための実験を実施する。

○溶液体系

現在までに濃縮度 6wt% および 10wt% のウラン溶液を用いた STACY 臨界実験が実施されており、今後の実験計画として、これらを補間する濃縮度について実験データを取得することが提案された。また、Gd クレジット及び FP クレジット導入の観点から、主要な核分裂生成物(FP)模擬物質あるいはガドリニウムをウラン溶液に添加した臨界データを取得する。

2.6 感度解析による試験体系の実体系に対する模擬性の検討

本 FS では、特定の実体系を想定するのではなく、広い範囲に対応できる可能性を示すために感度解析・不確かさ解析の手法を適用し、臨界実験の組み立て方とターゲット燃料への核的模擬性を定量化して、技術的に有効な基準臨界実験の可能性と模擬性を検討した。

○既存臨界実験データの模擬性の検討

高燃焼度燃料のために有効な試験データを把握するため、²³⁵U 濃縮度範囲が 5~10wt% の既存データを ICSBEP から抽出した(固体タイプ: 49 ベンチマーク、溶液タイプ: 73 ベンチマーク)。これら既存の 122 ベンチマーク体系の断面積感度係数は米国オークリッジ国立研究所でデータベース化されており、本検討で想定した 3 種類のターゲット実体系 5~10wt% の範囲

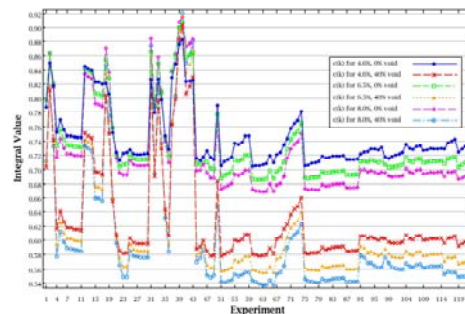


図 5 ベンチマーク臨界実験のターゲット燃料に対する Ck 値評価結果

から 3 つの体系 (平均約 4.6wt%、6.5wt% と 8.0wt% のウラン濃縮度を持つ燃料) の断面積感度係数計算結果および断面積データの不確かさとを組合せ、ベンチマーク体系のターゲット実体系に対する模擬性を示す相関係数 Ck 等^{2),3)}を評価し、模擬性の評価を行った。その結果を図 5 に示すが、適合性の定量評価目安である Ck 値が 0.9 以上で対象を満たすベンチマーク実験データは数個程度であり、今後の高燃焼度燃料の手法検証に適用できる既存

2) B. L. Broadhead, B. T. Rearden, C. M. Hopper, J. J. Wagschal, and C. V. Parks, "Sensitivity- and Uncertainty-Based Criticality Safety Validation Techniques," *Nucl. Sci. Eng.* **146**, 340-366 (2004)

3) B. T. Rearden, "Perturbation Eigenvalue Sensitivity Analysis with Monte Carlo Techniques," *Nucl. Sci. Eng.*, **146**, 367-382 (2004)

のベンチマーク実験は不足していることが分った。

また、現在、米国 NERI プログラム Project 2001-0124 の中で Framatome、ANP、AREVA と Siemens、サンディア国立研究所(SNL)、オークリッジ国立研究所 (ORNL) およびフロリダ大学(UF)が連携し、約 7wt%濃縮ウランで構成している PWR 用模擬試験体系の実験を行っているが、この PWR 用模擬試験体系の実験の C_k は 0.85 であり、BWR 用に試験体系を最適化すること、ガドリニア等バーナブルポイズン試験体の導入などで、臨界性に関する模擬性指標を改善できる余地があることが分った。

○新たな NCA 臨界実験体系の立案と模擬性評価

NCA 体系を想定して、新規・既存濃縮度燃料棒との組合せにより広い範囲の実験体系が構成できることを検討した。ウラン濃縮度 10wt%程度の燃料棒を 200~400 本程度、新たに製作し、図 4 に示した 2 または 4 体の模擬燃料を配置した場合の実験計画案例である。 C_k 値は 0.9 程度以上となり、高燃焼度燃料の主要実効断面積を反映した臨界予測手法の高精度化のために、基盤的臨界実験が有効に実施できること、BWR 運転状態模擬のためには減速材密度をパラメータとした臨界実験が可能であることが分った。データベースを国際視点で協力・拡充する上で、SNL 臨界試験計画と新しい NCA 臨界実験を相互に補完して、手法検証用に信頼性の高いデータベースとなることが分った。

3. 5wt%超燃料による大幅高燃焼度燃料実用化への道筋

5wt%超燃料の実用化に向けた技術開発計画(ロードマップ)を表 7 の通り作成した。本 FS 終了後、燃料溶液体系に関しては日本原子力研究開発機構による 6wt%および 10wt%燃料の STACY 臨界実験データを活用して解析評価を進め、また、5wt%超燃料の燃料棒・燃料集合体体系の臨界安全性および原子炉プラント炉心燃料体系における核特性に関する試験では、米国 NERI 研究で実施されている 7wt%燃料棒による臨界試験研究の動向を調査、連携を検討しつつ、燃料棒を新たに製作し、国内施設において臨界試験を実施する。また、並行して、70GWd/t の高燃焼度化を図る燃料ハードの課題を解決する試験研究を別途、行い、燃料サイクル施設の許認可変更、施設の改造または新設を行って、現有軽水炉・次期炉での 5wt%超燃料の導入がなされる。革新型将来炉では革新型将来炉の研究開発の結果も受けて、5wt%超燃料が導入される。

5wt%超燃料の導入後は、現有軽水炉・次期炉および革新型将来炉における核特性や燃料ハードに関する試験を行い、燃料サイクル各施設の技術にフィードバックを行い、5wt%超燃料の実用を確実なものとし、実用化が完結する。

なお、表 7 の④に示した燃料ハードの実験・評価については、「最新核燃料工学」⁴⁾によれば、濃縮度 5wt%制限内で達成可能な燃焼度は BWR、PWR とともに集合体燃焼度約 65GWd/t で、これまでの燃料使用経験から燃料健全性は 70GWd/t 程度までは現在の実績

4)最新核燃料工学—高度化の現状と展望—,「高度燃料技術」研究専門委員会(社)日本原子力学会,2001年6月

を延長し得るものとしている。更に、5wt%を超えた高燃焼度化を確実に進める上では、表 8 に示す研究・開発項目が重要であるとしているが、それぞれの項目に対して必要となる試験・評価も合わせて、表 8 に示した。

4. まとめ

本 FS では 5wt%超燃料の実用化に向けた技術基盤確立のため、燃料の製造、使用、輸送、貯蔵及び再処理の燃料サイクル全体での課題を調査し、必要対応策を示した。また、これらの調査に基づき、5wt%超燃料実用化に向けて最も重要な臨界および炉心燃料の核特性に係る安全性に着目した臨界実験を中心とした技術開発計画を策定した。

今後は本 FS 成果に基づき、臨界実験、解析コードの精度検証作業を進める予定である。溶液系に関しては既に取得されている 5wt%超燃料の解析評価を進めると共に、追加すべき実験計画の検討を行い、集合体体系に関しては臨界安全性、及び核特性に関する実験の準備を進め、実施を図る予定である。

本研究開発は経済産業省「平成 16 年度革新的実用原子力技術開発費補助事業」の一環として行われたものであり、株式会社テプコシステムズ、株式会社東芝、京都大学原子炉実験所、武蔵工業大学原子力研究所、日本原子力研究所(現、日本原子力研究開発機構)、及び株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパンの共同研究として実施した。

表 7 5wt%超燃料の実用化に向けた技術開発計画(ロードマップ)

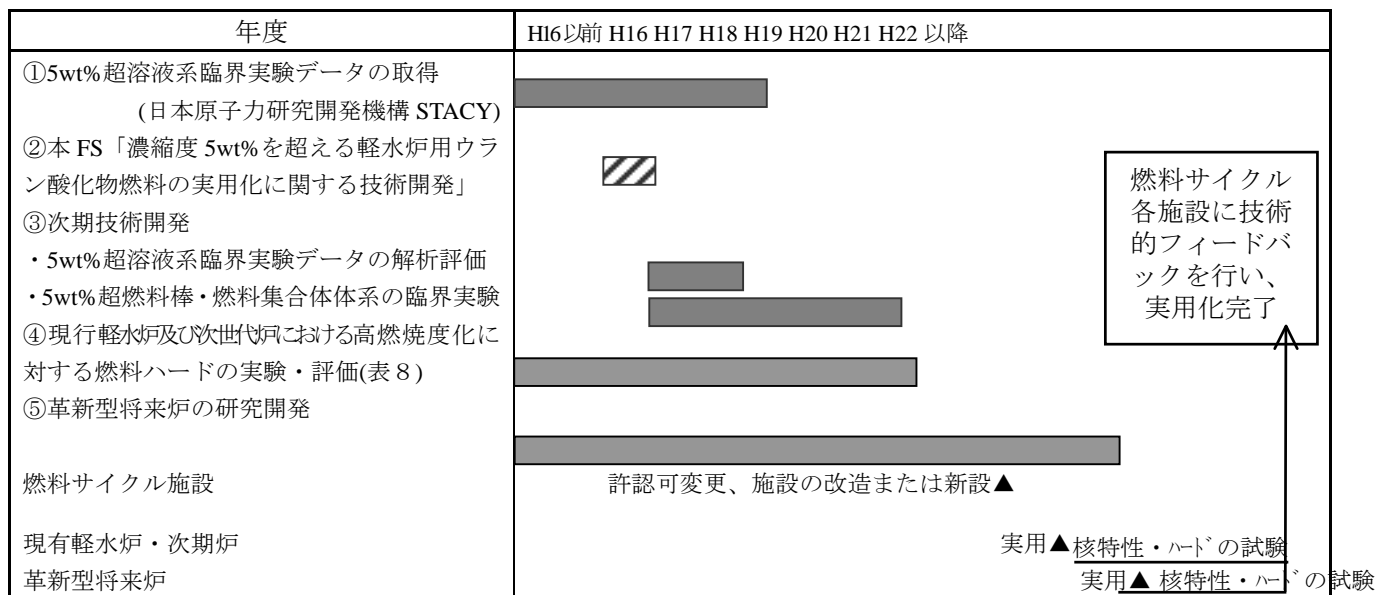


表 8 5wt%超燃料実用化における高燃焼度化に対する燃料ハードの課題と試験

課題	試験・評価
被覆管水側腐食(酸化、水素化)に対応する改良合金の開発	数年間の炉外開発と改良材の照射による実証試験
FP ガス放出機構の評価と、抑制のためのペレット組織改良	数年間の照射済み燃料照射後試験による評価と改良ペレットの照射による実証試験
ペレット熱伝導率低下、リム組織、ボンディングの評価	数年間の照射済み燃料の照射後試験による評価
過渡時燃料健全性の評価、事故時挙動の評価	現行の高い燃焼度燃料ならびに段階的に燃焼度が進んだ上記の照射済み燃料を用いた試験炉での試験

＜炉物理実験データベース（国内版）の紹介＞

炉物理実験データの保存に関するワーキングパーティ

1. はじめに

近年、世界各国において運転を停止する研究炉や臨界集合体が増えてきており、そのためこれまでこれらの装置で取得されてきた炉物理実験データが散逸する危機に直面している。そこで、OECD/NEA/NSC において「炉物理積分データ保存に関するプロジェクト (International Reactor Physics Benchmark Experiments (IRPhE) Project)」が発足し、平成 15 年度よりこれらの実験データを取りまとめて、データベースを作成することが開始されている。IRPhE の設立目的は、「散逸の危機に直面しているデータを散逸前に保存して、核データや核計算手法の評価の利用に供するようにまとめるだけでなく、今後の実験計画の立案や新たな実験装置建設に役立てること」であり、過去の実験データを集大成して利用に供するだけでなく、将来への糧とすることも含まれている。

一方、日本国内においても、VHTRC,DCA 等の施設が閉鎖されており、また他の臨界集合体等においても、実験者や担当者の世代交代等により、これまで蓄積されてきた実験データが埋もれてしまう可能性がある。そこで、炉物理研究委員会のもとで平成 15 年度より「炉物理実験データの保存に関する WP」が設置され、IRPhE の日本における窓口としての役割を果たすとともに、日本国内においてこれまで蓄積されてきた炉物理実験データをどのように保存し、さらに公開できるものについてはどのような方法で公開し、今後のベンチマーク計算等に役立てていくかを議論してきた。

ここでは、WP 内で試作した国内版の炉物理実験データベースについて、紹介する。

2. 炉物理実験データベース（国内版）の試作

IRPhE データベースはベンチマーク計算が可能なように、炉心の詳細な寸法や組成等が記載されたものであり、その作成には相当の労力を要する。現段階で IRPhE レベルの国内版データベースを作成するのは困難であるため、今回、簡易版として、まず、各施設でどのような試験が行われており、公開可能であるか、連絡先はどこかなどの情報を記載したデータベースの構築を試みた。

今回、データベースに登録した施設は、原子力機構 TCA、FCA、京都大学 KUCA、東芝 NCA、さらに国内施設ではないが、旧 JNC が主導で実施しデータを保持していることから米国 ANL の ZPPR で行われた JUPITER 実験も登録した。

データベースの項目は以下のように設定した。

施設、 実験番号、 実験名称、 炉心名称、 燃料、 日時、 キーワード

測定データ、 測定データ：コメント、 公開の可否（炉心データ、実験データ、入力データ）

公開文献、問合せ先

実験番号や炉心名称など、各施設で番号付け方法が異なるが、そのまま記載している。測定データは IRPhE の記載に似た記号を用いた。記号の意味を以下に示す。

記号

CRIT : 臨界量

RRATE : 反応率

POWDIST : 出力分布

REAC : 反応度

KINEPARA : 動特性パラメータ

これらの記号の定義については、現在、明確な定義は行っていないので、目安である。公開の可否については 3 項目に分類した。

炉心データ : 炉心寸法や燃料棒ピッチ、燃料の組成など

実験データ : 臨界量や出力分布のデータなど

入力データ : MCNP や CITATION などの計算コードの入力データ

それぞれの項目について 3 段階のレベル分けを行っている。

- 1) 公開可 : 公開可能である。または既に公開済みである。公開済みの場合は参考文献を示す。
- 2) 公開不可 : 公開は不可である。
- 3) 共同研究 : 公開はできないが、相談により共同研究等でデータを提供できる可能性がある。データが委託研究等により取得したものである場合、委託先との協議が必要な場合もある。

表 1 に試作したデータベースを示す。

3. まとめ

国内の炉物理実験データに関するデータベースを試作した。簡易版ではあるが、各施設の協力の下にこのようなデータベースの作成は初めての試みであり、今後、どのような形で発展させていくか等の議論を行い、データの有効活用を図っていきたい。

炉物理実験データの保存に関するワーキングパーティ :

(京大炉)三澤毅、代谷誠治、中島健 (名大)山根義宏 (阪大)北田孝典

(東芝)三橋偉司、吉岡研一 (三菱重工)松本英樹 (GNF-J)池原正 (NFI)伊藤卓也

(JNC)* 羽様平、石川眞、庄野彰 (原研)* 岡嶋成晃、小嶋健介、杉暉夫

※現 原子力機構

表1 炉物理実験データベース (国内版)

施設	実験番号	実験名称	炉心名称	燃料	日時	キーワード	測定データ	測定データ:コメント	炉心データ	実験データ	入力データ	公開文献	問合せ先
KUCA A	KUCA-C45G0R5-1	C45G0R5炉心の制御棒校正と温度係数測定	C45G0R5	高濃縮ウラン-平板	1985.11-1986.5	KUCA,C45炉心,G0炉心,5列,余剰反応度,正ベリオド法,制御棒校正,落下法,温度係数,減速材温度	CRIT REAC	27.4°C~61.0°Cの減速材温度(5点)において正ベリオド法による測定した余剰反応度。27.4°Cにおいて落下法の積分法により測定した制御棒反応度(3本)	公開可	公開可	共同研究	M.Mori, S.Shiroya and K.Kanda, "Temperature Coefficient of Reactivity in Light-water Moderated and Reflected Cores Loaded with Highly-Enriched-uranium Fuel.", J.Nucl.Sci.Technol.24(8),653(1987) K.kand, M.Mori, S.Shiroya and S.Shibata, "Study on temperature coefficient of reactivity in KUCA light-water moderated and reflected core. Effect of M/F ratio and core shape on this quantity.", ANL-RERTR-TM-9,P0998A US-DOE Rep, 320 (1988)	京都大学原子炉実験所臨界装置部 kuca-admin@kuca.ri.kyoto-u.ac.jp
KUCA A	KUCA-C45G0R5-2	C45G0R5炉心の金線による反応率分布測定	C45G0R5	高濃縮ウラン-平板	1986.5	KUCA,C45炉心,G0炉心,5列,金線,反応率分布	CRIT RRATE	直径0.5mmの金線を一方に張り、放射化法により反応率分布を測定(1cm毎に切断して、NaI(Tl)で放射化量を測定、合計70点)	公開可	公開可	共同研究		京都大学原子炉実験所臨界装置部 kuca-admin@kuca.ri.kyoto-u.ac.jp
KUCA A	05-0517	加速器駆動未臨界炉の未臨界測定実験	A3/8" P36EU(3)	高濃縮ウラン-カーボン型燃料	2005.5.31-6.3	ADS,未臨界度,炉雑音測定,Feynman-α法,Rossi-α法	CRIT REAC KINEPARA	未臨界状態にて炉雑音測定し、即発中性子減衰定数を測定。BF3検出器から時系列データの測定	公開可	共同研究	共同研究		京都大学原子炉実験所臨界装置部 kuca-admin@kuca.ri.kyoto-u.ac.jp
KUCA A	05-0518	B6/8" P17EU-Th-EU-EU(3)炉心の中性子束分布測定	B6/8" P17EU-Th-EU-EU(3)炉心	高濃縮ウラン-カーボン型燃料、Th金属板	2005.6.7-10	トリウム,金線反応率分布	CRIT RRATE	直径0.5mmの金線をz方向に張り、放射化法により反応率分布を測定(1cm毎に切断して、NaI(Tl)で放射化量を測定、合計50点)	公開可	公開不可	共同研究		京都大学原子炉実験所臨界装置部 kuca-admin@kuca.ri.kyoto-u.ac.jp
KUCA A	2631-2634	不均一燃料	A3/8" P36EU(3), A3/8" P36EU-I(3), A3/8" P36EU-II(3)	高濃縮ウラン	1987.1.19-1987.1.30		CRIT RRATE	臨界性(余剰反応度、制御棒校正)、均一、不均一(I)及び(II)体系の臨界近接実験	公開可	公開可	共同研究	Y.Yamane,Y.Hirano,S.Shiroya,K.Kobayashi,J.Nucl.Sci.Technol.,31,pp.640-646(1994).	名古屋大学工学研究科マテリアル理工学専攻 y-yamane@nucl.nagoya-u.ac.jp
FCA	FCA-IX炉心	FCA U標準スケトル炉心(アクチノイド核種積分測定)	FCA IX-1,-2,-3,-4,-5,-6,-7	IX-1,-2,-3:HEU+C -4,-5,-6:HEU+SS -7:EU	1980.12-1982.3	U燃料,標準スケトル炉心,アクチノイド核種,積分実験,小型高速炉	CRIT RRATE POWDIS T REAC	臨界性(k _{eff})、中心核分裂率比(F28/F25,F37/F25,F49/F25)、中心サンプル反応度値(U,Pu,B4C,他)、アクチノイド核種積分実験(中心核分裂率比(F37/F25,F48/F25,F49/F25,F42/F25,F51/F25,F53/F25,F64/F25)、中心サンプル反応度値(Np-237,Pu-238,-240,-Am-241,-243))	共同研究	公開可	共同研究	Mukaiyama T., Obu M., Nakano M., Okajima S. and Koakutsu T.: "Actinide Integral Measurements in FCA Assemblies," Proc. Int. Conf. Nuclear Data for Basic and Applied Science, vol. 1, p.483-488, (Santa Fe, 1985)	日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門 okajima.shigeaki@jaea.go.jp
FCA	FCA-X炉心	高速実験炉「常陽」Mk-II炉心模擬実験	FCA X-1,-2,-3	X-1(劣化ウランブランケット付): Pu,Eu,DUO2,Na,Al2O3 -2(物理的模擬炉心): Pu,Eu,DUO2,Na,Al2O3 -3(工学的模擬炉心): Pu,Eu,DUO2,Na,Al2O3	1982.4-1983.3	FCA,常陽,Mk-II,反射体,制御チャンネル,小型高速炉	CRIT RRATE POWDIS T REAC	臨界性(k _{eff})、中心核分裂率比(F28/F25,F37/F25,F49/F25)、核分裂率分布(F25, F28, F37, F49)、中心サンプル反応度値(HEU,Pu,B4C,他)、模擬制御棒反応度値、ガンマ発熱、ドップラー効果	共同研究	公開可	共同研究	岡嶋成晃, 向山武彦:「FCA X-3およびXI-1集合体におけるドップラー効果の測定」JAERI-M 84-086(1984)	日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門 okajima.shigeaki@jaea.go.jp
FCA	FCA-XI炉心	大型高速炉の炉物理特性(均質炉心の核特性)	FCA XI-1,-2	XI-1: テスト領域 Pu, NU, DUO2, Na, Al2O3 ドライバ領域 Pu/HEU, DUO2, Na, HEU, EU, Na, Al2O3	1983.4-1984.3	Naボイド	CRIT RRATE POWDIS T REAC	臨界性(k _{eff})、中心核分裂率比(F28/F25,F37/F25,F49/F25)、核分裂率分布(F25, F28, F37, F49)、中心サンプル反応度値(HEU,Pu,B4C,他)、Naボイド効果、模擬制御棒反応度値、ドップラー効果	共同研究	公開可	共同研究	Osugi T., Nakano M., Iijima S., Koakutsu T., Okajima S. and Yoshida H.: "Integral Experiment of Alternative Structural Materials for an LMFBR," proc. Topical Meeting on Reactor Physics and Shielding, Vol. II, P.800-810, (Chicago, 1984). 大杉 俊隆, 向山武彦, 岡嶋成晃, 小坪龍男, 三田敏男 他1名:「FCA XI-1集合体の選定と特性試験」JAERI-M 83-211(1983) 岡嶋成晃, 大杉 俊隆, 川瀬幸夫, 大野秋男, 三田敏男 :「FCA XI-1集合体におけるガンマ発熱分布の測定と解析」JAERI-M 84-144(1984) 大杉 俊隆, 飯島進, 小坪龍男, 岡嶋成晃, 三田敏男 他1名:「FCA XI-1集合体による大型高速炉臨界実験」JAERI-M 84-075(1984) 岡嶋成晃, 向山武彦 :「FCA X-3およびXI-1集合体におけるドップラー効果の測定」JAERI-M 84-086(1984) 飯島進, 三田敏男 岡嶋成晃, 中野正文:「FCAでの大型軸方向非均質炉心の炉物理研究(I)-実験体系の選定とFCA XI-2集合体の特性試験-JAERI-M 84-076(1984)	日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門 okajima.shigeaki@jaea.go.jp

FCA	FCA-XII炉心、FCA-XIII炉心	大型高速炉の炉物理特性(軸方向非均質炉心の核特性)	FCA XII-1、-2(軸方向模擬) FCA XIII-1、-2(径方向模擬)	XII: テスト領域 IB NU、DUO2、Na、Al2O3 炉心 Pu、DUO2、Na、Al2O3 ドライバー領域 Pu/HEU、DUO2、Na、HEU、EU、C、Al2O3	1984.4-1986.5	軸方向非均質炉心	CRIT RRATE POWDIS T REAC	臨界性 (keff)、中心核分裂率比 (F28/F25,F37/F25,F49/F25)、核分裂率分布 (F25、F28、F37、F49)、中心サンプル反応度値 (HEU,Pu,B4C他)、Naポイド効果、ガンマ発熱、制御棒値	共同研究	公開可	共同研究	Iijima S., Obu M., hayase., Ohno A., Nemoto T., and Okajima S.: "Experimental Study of the Large-Scale Axially Heterogeneous Liquid-Metal Fast Breeder Reactor at the Fast Critical Assembly -Power Distribution Measurements and Their Analyses-", Nucl. Sci. Eng. 100, 496-506 (1988) Iijima S., Okajima S., Obu M., et al.: "Experimental Study of Nuclear Characteristics of Large Axially Heterogeneous Core Using Fast Critical Assembly", J. Nucl. Sci. Technol., 26, 221-230 (1989) 飯島進、岡嶋成晃、三田敏男、大部誠、小坪龍男 他1名:「FCAによる大型軸方向非均質炉心の炉物理研究(III)-FCA XII-1集合体による実験と解析-JAERI-M 85-045(1985) 岡嶋成晃、向山武彦:「FCA XII-1集合体におけるドブラー効果の測定-JAERI-M 85-218(1985) 岡嶋成晃、飯島進、早瀬保、大部誠、小坪龍男 他1名:「FCAによる大型軸方向非均質炉心の炉物理研究(V)-FCA XII-2集合体による実験と解析-JAERI-M 86-016(1986) 飯島進、岡嶋成晃、早瀬保、大部誠、大杉俊隆 他6名:「FCAによる大型軸方向非均質炉心の炉物理研究(VI)-FCA XIII-1集合体による径方向核特性の測定とその解析-JAERI-M 86-065(1986)	日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門 okajima.shigeaki@jaea.go.jp
FCA	FCA-XIV,XV炉心	高転換軽水炉の炉物理特性	FCA XIV-1、-1(45V)、-2 FCA XV-1、-2、-2(65V)、-2(80V)、-2(95V)	XIV-1、-1(45V)、-2: テスト領域 EU、NU、DUO2、(CH)n、Al2O3 ドライバー領域 EU、NU、C Al2O3、C XV-1、-2、-2(65V)、-2(80V)、-2(95V) テスト領域 Pu、EU、NU、DUO2、(CH)n、Al2O3 ドライバー領域 EU、NU、C Al2O3、C	1986.6-1989.9	高転換軽水炉(HCLWR)、制御棒チャンネル、小型高速炉	CRIT RRATE POWDIS T REAC	臨界性 (keff)、中心核分裂率比 (F28/F25,F37/F25,F49/F25)、中心サンプル反応度値 (U,Pu,B4C他)、バックリング測定	共同研究	公開可	共同研究	Okajima S., Osugi T., Sakurai T., and Tahara Y.: "Experimental Study on Reactivity Worth for Absorber Material in High Conversion Light Water Reactor Using FCA-HCLWR Core Fuels with Enriched Uranium," ibid., 27,950-959(1990). Osugi T., Okajima S., Sakurai T. and Oigawa H.: "Experimental Study on Criticality and Reactivity Worth in High Conversion Light Water Reactor Using FCA-HCLWR Core," Proc. Int. Conf. Physics and Reactors: Operation, Design and Computation, vol. 3, p.PI-93-PI-102,(Marseille, 1990). 岡嶋成晃、桜井健、大杉俊隆、大井川宏之:「FCA 高転換軽水炉模擬実験における反応度値測定」JAERI-M 90-042(1990) 桜井健、岡嶋成晃、大杉俊隆:「高転換軽水炉を模擬したFCA XIV-1炉心における中心セル反応度値を用いた無限増倍率 k_{∞} の測定」JAERI-M 91-014(1991)	日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門 okajima.shigeaki@jaea.go.jp
FCA	FCA-XVI炉心	金属燃料高速炉の炉心特性実験	FCA XVI-1、-2	XVI-1:Pu、EU、NU、Na -2:Pu、EU、NU、Na	1989.10-1992.9	金属燃料FBR、Naポイド、ドブラー効果、燃料膨張効果	CRIT RRATE POWDIS T REAC	臨界性 (keff)、中心核分裂率比 (F28/F25,F37/F25,F49/F25)、中心サンプル反応度値 (U,Pu,B4C他)、Naポイド効果、燃料膨張効果、ドブラー効果	共同研究	公開可	共同研究	Iijima S., Oigawa H., Sakurai T., Nemoto T., Okajima S.: "Benchmark Experiment for Physics Parameters of Metallic-Fueled LMFBFR at FCA", Proc. of Int. Conf. on the Physics of Reactors PHYSOR 96, (Mito, 1996) 大井川宏之、岡嶋成晃、向山武彦、佐藤邦雄:「FCA XVI-1及びXVI-2炉心における ^{235}U ドブラー反応度値の測定と解析」JAERI-M 92-113(1992) 飯島進、大井川宏之、坂東勝、中野正文:「FCAによる金属燃料高速炉ベンチマーク実験(I)-FCA XVI-1炉心の選定と臨界性-JAERI-M 92-196(1992) 飯島進、大井川宏之、坂東勝、大野秋男、桜井健、根本龍男、大杉俊隆、佐藤邦雄、早坂克久:「FCAによる金属燃料高速炉ベンチマーク実験(II)-FCA XVI-1炉心の実験と解析-JAERI-M 93-186(1993)	日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門 okajima.shigeaki@jaea.go.jp
FCA	Run No.: 4108,4304,4385,4305,4384,4306,4383,5439	TCA1.50U 臨界水位測定実験	1.50U(19X19):410 8,4304,4385 1.50U(20X20):430 5,4384 1.50U(21X21):430 6,4383,5439 ※括弧内は格子形状	2.6UO2ペレット	1970.9,22(4108), 1971.3,12(4304), 4305,4306,1971 4,30(4385,4383), 1971.4,28(4383), 1973.6,13(5439)	TCA低濃縮ウラン臨界水位、水位反応度値、反応度温度係数、外挿距離、臨界バックリング、体積比	CRIT REAC	格子間隔1.849cm(H/U:4.33、V _m /V _f :1.50)、燃料ピン数19X19、20X20、21X21の3体系で臨界水位、外挿距離、臨界バックリングを測定(外挿距離とバックリングは計算により導出した)	公開可(a)	公開可(a)	公開可(a)	(a)Yoshinori Miyoshi, Takuya Arakawa: "Critical Array of Low-enriched UO2 Fuel Rods with Water-to-Fuel Volume Ratios Ranging from 1.5 to 3.0", LEU-COMP-THERM-006, NEA/NSC/DOC/(95)03 (b)Karumichi Tsuruta, Iwao Kobayashi and et al.: "Critical Sizes of Light-Water Moderated UO2 and PuO2-UO2 Lattices", JAERI254(1978) (c)鶴田晴道、北本統一: "軽水減速UO2およびPuO2-UO2格子の2領域炉心における β_{eff}/ℓ の測定と計算", JAERI-M 4649(1972)	日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門 kojima.kensuke@jaea.go.jp (暫定)
TCA	Run No.: 582,4253,4390,5469,4254,4382,5790,4255,4394,4256,4398,5461,4257,4400,5330,5351	TCA1.83U 臨界水位測定実験	1.83U(17X17):582, 4253,4390,5469 1.83U(18X18):425 4,4392,5790 1.83U(19X19):425 5,4394 1.83U(20X20):425 6,4398,5461 1.83U(21X21):425 7,4400,5330,5351 ※括弧内は格子形状	2.6UO2ペレット	1963,12,13(582), 1971.3,2(4253,4 254,4255,4256,4 257),1971.5,6(43 90),1971.5,7(439 2),1971.5,11(419 4,4398),1971.5,1 2(4400),1973.2,2 1(5330),1073.3,2 9(5351),1973.7,4 (5461),1973.7,11 (5469),1975.7,4(5790)	TCA低濃縮ウラン臨界水位、水位反応度値、反応度温度係数、外挿距離、臨界バックリング、体積比	CRIT REAC	格子間隔1.956cm(H/U:5.28、V _m /V _f :1.83)、燃料ピン数17X17、18X18、19X19、20X20、21X21の5体系で臨界水位、外挿距離、臨界バックリングを測定(外挿距離とバックリングは計算により導出した)	公開可(a)	公開可(a)	公開可(a)	(a)Yoshinori Miyoshi, Takuya Arakawa: "Critical Array of Low-enriched UO2 Fuel Rods with Water-to-Fuel Volume Ratios Ranging from 1.5 to 3.0", LEU-COMP-THERM-006, NEA/NSC/DOC/(95)03 (b)Karumichi Tsuruta, Iwao Kobayashi and et al.: "Critical Sizes of Light-Water Moderated UO2 and PuO2-UO2 Lattices", JAERI254(1978) (c)鶴田晴道、北本統一: "軽水減速UO2およびPuO2-UO2格子の2領域炉心における β_{eff}/ℓ の測定と計算", JAERI-M 4649(1972)	日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門 kojima.kensuke@jaea.go.jp (暫定)

TCA	Run No.: 4347.4372.434 5.4373.5447.4 344.4374.4336 4378.4335	TCA2.48U 臨界水位測定実験	2.48U(16X16):434 7.4372 2.48U(17X17):434 5.4373.5447 2.48U(18X18):434 4.4374 2.48U(19X19):433 6.4378 2.48U(20X20):433 5 ※括弧内は格子形状	2.6%UO2ペレット	1971.4.7(4335.4336),1971.4.8(4344.4345,4347),1971.4.22(4372.4373),1971.4.23(4374.4378),1973.6.20(5447)	TCA.低濃縮ウラン臨界水位、水位反応度値、反応度温度係数、外挿距離、臨界バックリング、体積比	CRIT REAC	格子間隔2.150cm(H/U: 7.16、Vm/Vf2.48)、燃料ピン数16X16、17X17、18X18、19X19、20X20の5体系で臨界水位、外挿距離、臨界バックリングを測定(外挿距離とバックリングは計算により導出した)	公開済(a)	公開済(a)	公開済(a)	(a)Yoshinori Miyoshi, Takuya Arakawa: "Critical Array of Low-enriched UO2 Fuel Rods with Water-to-Fuel Volume Ratios Ranging from 1.5 to 3.0", LEU-COMP-THERM-006, NEA/NSC/DOC/(95)03 (b)Karumichi Tsuruta, Iwao Kobayashi and et al.: "Critical Sizes of Light-Water Moderated UO2 and PuO2-UO2 Lattices", JAERI254(1978) (c)鶴田晴道、北本統一: "軽水減速UO2およびPuO2-UO2格子の2領域炉心におけるβeff/λの測定と計算", JAERI-M 4649(1972)	日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門 kojima.kensuke@jaea.go.jp (暫定)
TCA	Run No.: 4362.4363.436 1.4365.5454.4 360.4366.4367 4358.4368.43 49.4369	TCA3.00U 臨界水位測定実験	3.00U(14X14):436 2.4363 3.00U(15X15):436 1.4365.5454 3.00U(16X16):436 0.4366.4367 3.00U(17X17):435 8.4368 3.00U(18X18):434 9.4369 ※括弧内は格子形状	2.6%UO2ペレット	1971.4.13(4349), 1971.4.14(4358), 4360.4361.4362, 1971.4.16(4363), 1971.4.19(4365), 4366.4367, 1971.4.21(4368.4369), 1973.6.27(5454)	TCA.低濃縮ウラン臨界水位、水位反応度値、反応度温度係数、外挿距離、臨界バックリング、体積比	CRIT REAC	格子間隔2.293cm(H/U: 8.65、Vm/Vf3.00)、燃料ピン数14X14、15X15、16X16、17X17、18X18の5体系で臨界水位、外挿距離、臨界バックリングを測定(外挿距離とバックリングは計算により導出した)	公開済(a)	公開済(a)	公開済(a)	(a)Yoshinori Miyoshi, Takuya Arakawa: "Critical Array of Low-enriched UO2 Fuel Rods with Water-to-Fuel Volume Ratios Ranging from 1.5 to 3.0", LEU-COMP-THERM-006, NEA/NSC/DOC/(95)03 (b)Karumichi Tsuruta, Iwao Kobayashi and et al.: "Critical Sizes of Light-Water Moderated UO2 and PuO2-UO2 Lattices", JAERI254(1978) (c)鶴田晴道、北本統一: "軽水減速UO2およびPuO2-UO2格子の2領域炉心におけるβeff/λの測定と計算", JAERI-M 4649(1972)	日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門 kojima.kensuke@jaea.go.jp (暫定)
TCA	Run No.: 5109.5390.539 2.5393.5585	TCA2.42Pu 臨界水位測定実験	2.42Pu(23X23) ※括弧内は格子形状	MOX燃料ペレット(Pu富化度: 3.01%、ウラン組成: 天然ウラン)	1972.6.7(5109), 1973.5.14(5390), 5392.5393, 1974.5.14(5585)	TCA.MOX.臨界水位、水位反応度値、反応度温度係数、外挿距離、臨界バックリング、体積比	CRIT REAC	格子間隔1.825cm(H/Pu: 402、Vm/Vf2.42)、燃料ピン数23X23での臨界水位、外挿距離、臨界バックリングを測定(外挿距離とバックリングは計算により導出した)	公開済(a)	公開済(a)	公開済(a)	(a)Toshihiro Yamamoto: "Critical Arrays of Mixed Plutonium-Uranium Fuel Rods with Water-to-Fuel Volume Ratios Ranging from 2.4 to 5.6", MIX-COMP-THERM-004, NEA/NSC/DOC/(95)03 (b)Karumichi Tsuruta, Iwao Kobayashi and et al.: "Critical Sizes of Light-Water Moderated UO2 and PuO2-UO2 Lattices", JAERI254(1978) (c)鶴田晴道、北本統一: "軽水減速UO2およびPuO2-UO2格子の2領域炉心におけるβeff/λの測定と計算", JAERI-M 4649(1972)	日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門 kojima.kensuke@jaea.go.jp (暫定)
TCA	Run No.: 5094.5401.540 6.5407.5759	TCA2.98Pu 臨界水位測定実験	2.98Pu(21X21) ※括弧内は格子形状	MOX燃料ペレット(Pu富化度: 3.01%、ウラン組成: 天然ウラン)	1972.5.18(5094), 1973.5.22(5401), 1973.5.23(5406), 5407, 1975.5.21(5759)	TCA.MOX.臨界水位、水位反応度値、反応度温度係数、外挿距離、臨界バックリング、体積比	CRIT REAC	格子間隔1.956cm(H/Pu: 494、Vm/Vf2.98)、燃料ピン数21X21での臨界水位、外挿距離、臨界バックリングを測定(外挿距離とバックリングは計算により導出した)	公開済(a)	公開済(a)	公開済(a)	(a)Toshihiro Yamamoto: "Critical Arrays of Mixed Plutonium-Uranium Fuel Rods with Water-to-Fuel Volume Ratios Ranging from 2.4 to 5.6", MIX-COMP-THERM-004, NEA/NSC/DOC/(95)03 (b)Karumichi Tsuruta, Iwao Kobayashi and et al.: "Critical Sizes of Light-Water Moderated UO2 and PuO2-UO2 Lattices", JAERI254(1978) (c)鶴田晴道、北本統一: "軽水減速UO2およびPuO2-UO2格子の2領域炉心におけるβeff/λの測定と計算", JAERI-M 4649(1972)	日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門 kojima.kensuke@jaea.go.jp (暫定)
TCA	Run No.: 5060.5416.541 8.5419.5615	TCA4.24Pu 臨界水位測定実験	4.24Pu(20X20) ※括弧内は格子形状	MOX燃料ペレット(Pu富化度: 3.01%、ウラン組成: 天然ウラン)	1972.4.13(5060), 1973.5.29(5416), 5418.5419, 1974.6.5(5615)	TCA.MOX.臨界水位、水位反応度値、反応度温度係数、外挿距離、臨界バックリング、体積比	CRIT REAC	格子間隔2.225cm(H/Pu: 703、Vm/Vf4.24)、燃料ピン数20X20での臨界水位、外挿距離、臨界バックリングを測定(外挿距離とバックリングは計算により導出した)	公開済(a)	公開済(a)	公開済(a)	(a)Toshihiro Yamamoto: "Critical Arrays of Mixed Plutonium-Uranium Fuel Rods with Water-to-Fuel Volume Ratios Ranging from 2.4 to 5.6", MIX-COMP-THERM-004, NEA/NSC/DOC/(95)03 (b)Karumichi Tsuruta, Iwao Kobayashi and et al.: "Critical Sizes of Light-Water Moderated UO2 and PuO2-UO2 Lattices", JAERI254(1978) (c)鶴田晴道、北本統一: "軽水減速UO2およびPuO2-UO2格子の2領域炉心におけるβeff/λの測定と計算", JAERI-M 4649(1972)	日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門 kojima.kensuke@jaea.go.jp (暫定)
TCA	Run No.: 5080.5427.543 2	TCA5.55Pu 臨界水位測定実験	5.55Pu(21X21) ※括弧内は格子形状	MOX燃料ペレット(Pu富化度: 3.01%、ウラン組成: 天然ウラン)	1972.4.28(5080), 1973.6.6(5427), 1973.6.7(5432)	TCA.MOX.臨界水位、水位反応度値、反応度温度係数、外挿距離、臨界バックリング、体積比	CRIT REAC	格子間隔2.474cm(H/Pu: 921、Vm/Vf5.55)、燃料ピン数21X21での臨界水位、外挿距離、臨界バックリングを測定(外挿距離とバックリングは計算により導出した)	公開済(a)	公開済(a)	公開済(a)	(a)Toshihiro Yamamoto: "Critical Arrays of Mixed Plutonium-Uranium Fuel Rods with Water-to-Fuel Volume Ratios Ranging from 2.4 to 5.6", MIX-COMP-THERM-004, NEA/NSC/DOC/(95)03 (b)Karumichi Tsuruta, Iwao Kobayashi and et al.: "Critical Sizes of Light-Water Moderated UO2 and PuO2-UO2 Lattices", JAERI254(1978) (c)鶴田晴道、北本統一: "軽水減速UO2およびPuO2-UO2格子の2領域炉心におけるβeff/λの測定と計算", JAERI-M 4649(1972)	日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門 kojima.kensuke@jaea.go.jp (暫定)
ZPPR	JUPITER-1	JUPITER臨界実験 (Phase-1)2領域均質炉心の核特性	ZPPR-9,ZPPR-10	Pu平板燃料	1978.4-1979.9	大型高速炉、JUPITER、ZPPR、2領域炉心、プランケット付	CRIT RRATE POWDIST REAC	臨界性、制御棒価値、Naポイド反応度、反応率比(F28/F49,F25/F49,C28/F49)、反応率分布(F49,F25,C28)、微小サンプル反応度、サンプルドプラー反応度(UO2)	公開可	公開可	公開可	石川真、他: 「核設計基本データベースの整備(VIII)-JUPITER実験解析結果の集大成」, PNCTN9410 97-099(1997) M.Ishikawa, "ZPPR-10A Experiment-A 650MWe-Class Sodium-Cooled MOX Fueled FBR Core Mock-Up Critical Experiment with Two-Homogeneous Zones and Control-Rod Withdrawal", IRPhe database	日本原子力研究開発機構 ishikawa.makoto@jaea.go.jp
NCA	NCA-1	燃料貯蔵機ラック材臨界試験		低濃縮ウラン酸化燃料	1989	NCA、低濃縮ウラン、B-SUS	CRIT REAC	臨界性、B-SUS(0.5%ホロン、4mm厚)、2wt%一様炉心	公開不可	共同研究	共同研究	日本原子力学会1991春A6 「燃料貯蔵機構造材の臨界試験と解析」	(株)東芝 原子力技術研究所 三橋偉司/吉岡 研一 ishi.mitsuhashi@toshiba.co.jp /kenichi.yoshioka@toshiba.co.jp

NCA	NCA-2	BWRSTEP3型燃料臨界試験	低濃縮ウラン酸化燃料	1990	NCA、低濃縮ウラン、粗密格子	CRIT REAC	臨界性、2wt%燃料、9x9燃料、粗密格子	公開不可	共同研究	共同研究	日本原子力学会1993春A11 「燃料棒ピッチ粗密化による反応度効果」	(株)東芝 原子力技術研究所 三橋偉司/吉岡 研一 ishi.mitsuhashi@toshiba.co.jp / kenichi.yoshioka@toshiba.co.jp
NCA	NCA-3	制御棒材料反応度試験	低濃縮ウラン酸化燃料	1990	NCA、低濃縮ウラン、制御棒	CRIT REAC	臨界性、高反応度制御棒(Hf、B4C)	公開不可	共同研究	共同研究	Physor96 p.E104-p.E113 "Critical Experiments on High-worth Control Blades for BWRs"	(株)東芝 原子力技術研究所 三橋偉司/吉岡 研一 ishi.mitsuhashi@toshiba.co.jp / kenichi.yoshioka@toshiba.co.jp
NCA	NCA-4	BWRSTEP3模擬ポイド模擬炉心試験	低濃縮ウラン酸化燃料	1993-1995	NCA、低濃縮ウラン、ガドリニア	CRIT POWDIS T REAC	臨界性、出力分布、9x9燃料、ガドリニア入り燃料、ウォーターホール効果 冷温、高温0%模擬、高温40%模擬	公開不可	共同研究(共同研究先/委託先の了解も必要)	共同研究(共同研究先/委託先の了解も必要)	Physor96 "Critical Experiments on Simulated BWR High-burnup 9x9 A-type Fuels".p.E114-p.E122 "Validation of CASMO-4 with BWR High Burnup 9x9 Fuel Critical Experiments".p.C192-p.C199	(株)東芝 原子力技術研究所 三橋偉司/吉岡 研一 ishi.mitsuhashi@toshiba.co.jp / kenichi.yoshioka@toshiba.co.jp
NCA	NCA-5	低減速BWR試験(稠密三角格子)	低濃縮ウラン酸化燃料	1998	NCA、低濃縮ウラン、稠密格子	CRIT RRATE POWDIS T REAC	臨界性、出力分布、修正転換比、中性子束分布、稠密格子、燃料体積比=0.51、0.59、0.74、0.89	公開不可	共同研究	共同研究	日本原子力学会1999秋E27、E28 「低減速稠密格子の臨界実験」	(株)東芝 原子力技術研究所 三橋偉司/吉岡 研一 ishi.mitsuhashi@toshiba.co.jp / kenichi.yoshioka@toshiba.co.jp
NCA	NCA-6	小型高速炉4S反射体価値測定試験	低濃縮ウラン酸化燃料	1999-2000	NCA、低濃縮ウラン、小型高速炉、反射体価値	CRIT RRATE POWDIS T REAC	臨界性、出力分布、中性子束分布、反射体価値	公開不可	共同研究(共同研究先/委託先の了解も必要)	共同研究(共同研究先/委託先の了解も必要)	ND2001 "Physics Benchmark Experiments and Analysis for Reflector-Control-Type Small Fast Reactors at TOSHIBA Nuclear Critical Assembly" 日本原子力学会2000秋G40 「反射体制御小型炉の反射体価値の測定」	(株)東芝 原子力技術研究所 三橋偉司/吉岡 研一 ishi.mitsuhashi@toshiba.co.jp / kenichi.yoshioka@toshiba.co.jp
NCA	NCA-7	ポイド係数測定試験(正角格子)	低濃縮ウラン酸化燃料	2000	NCA、低濃縮ウラン、ポイド係数	CRIT POWDIS T REAC	臨界性、出力分布、修正転換比より無限増倍率を導出、ポリスチレンによるポイド模擬	公開不可	共同研究(共同研究先/委託先の了解も必要)	共同研究(共同研究先/委託先の了解も必要)	日本原子力学会2000秋G41 「修正転換比によるポイド係数の測定」	(株)東芝 原子力技術研究所 三橋偉司/吉岡 研一 ishi.mitsuhashi@toshiba.co.jp / kenichi.yoshioka@toshiba.co.jp
NCA	NCA-8	部分長燃料棒/コーナGd (POST-STEP3)の臨界試験	低濃縮ウラン酸化燃料	2000	NCA、低濃縮ウラン、BWR、POST-STEP3	CRIT POWDIS T REAC	臨界性、出力分布、中性子束分布、9x9燃料、ガドリニア/ウォーターホールコーナー配置	公開不可	共同研究(共同研究先/委託先の了解も必要)	共同研究(共同研究先/委託先の了解も必要)	原子力学会02春F15F16 「BWR用改良型9x9燃料の開発」	(株)東芝 原子力技術研究所 三橋偉司/吉岡 研一 ishi.mitsuhashi@toshiba.co.jp / kenichi.yoshioka@toshiba.co.jp
NCA	NCA-9	小型高速炉4S可燃性毒物反応度効果試験	低濃縮ウラン酸化燃料	2001-2002	NCA、低濃縮ウラン、小型高速炉、可燃性毒物	CRIT POWDIS T REAC	臨界性、出力分布、中性子束分布、ガドリニア入りポリエチレン、中性子吸収材と水排除により、局所的に高速スペクトル模擬	公開不可	共同研究(共同研究先/委託先の了解も必要)	共同研究(共同研究先/委託先の了解も必要)	ICONE10-22231 "Experimental Study on Reactivity Worth of Burnable Poison in Ultra-long life, Small LMR" ICONE11-36198 "Reactor Physics Experiments and Analysis for Burnable Poison in Ultra-Long Life, Small LMR"	(株)東芝 原子力技術研究所 三橋偉司/吉岡 研一 ishi.mitsuhashi@toshiba.co.jp / kenichi.yoshioka@toshiba.co.jp
NCA	NCA-10	低減速スペクトルBWRポイド係数測定試験	低濃縮ウラン酸化燃料	2002	NCA、低濃縮ウラン、低減速スペクトルBWR、ポイド係数	CRIT RRATE POWDIS T REAC	臨界性、出力分布、中性子束分布、修正転換比、稠密格子、ポイド係数、ポリスチレンによる高温60%ポイド模擬	公開不可	共同研究(共同研究先/委託先の了解も必要)	共同研究(共同研究先/委託先の了解も必要)	ICAPP03, Paper 3125 "Critical Experiments on Reduced-Moderation BWR: BARS-Reactivity Coefficients Measurements" 原子力学会03 春G55「高経済性低減速スペクトルBWRの研究(6)-臨界集合体試験」 METI革新的実用原子力技術開発費補助事業 [提案公募事業]平成12年度採択テーマ「高経済性低減速スペクトルBWRの技術開発」報告書	(株)東芝 原子力技術研究所 三橋偉司/吉岡 研一 ishi.mitsuhashi@toshiba.co.jp / kenichi.yoshioka@toshiba.co.jp
NCA	NCA-11	低減速スペクトルBWRストリーミングチャンネル反応度効果試験	低濃縮ウラン酸化燃料	2003	NCA、低濃縮ウラン、低減速スペクトルBWR、ストリーミングチャンネル	CRIT RRATE POWDIS T REAC	臨界性、出力分布、SUS製、アルミ製ストリーミングチャンネル、水位反応度係数の変化からストリーミング効果測定	公開不可	共同研究(共同研究先/委託先の了解も必要)	共同研究(共同研究先/委託先の了解も必要)	原子力学会04春O24「高経済性低減速スペクトルBWRに関する技術開発(12)-ストリーミングチャンネル反応度効果測定臨界試験-」 原子力学会05春F57「高経済性低減速スペクトルBWRに関する技術開発(18)-材質の違いによるストリーミングチャンネル反応度効果の検討-」 METI革新的実用原子力技術開発費補助事業 [提案公募事業]平成12年度採択テーマ「高経済性低減速スペクトルBWRの技術開発」報告書	(株)東芝 原子力技術研究所 三橋偉司/吉岡 研一 ishi.mitsuhashi@toshiba.co.jp / kenichi.yoshioka@toshiba.co.jp

<国際会議 Physor2006 報告>

～ PHYSOR-2006 に参加して ～

名古屋大学大学院工学研究科マテリアル理工学専攻

修士一年 多田健一

国内の学会に参加した経験はあったのですが、国際学会はもちろん初めてで、きちんと発表できるのか非常に不安でした。

発表前日は何かしていないと発表のことが気になって仕方がなかったため、気を紛らわせるために一日中動き回っていました。また、発表当日は非常に早く目が覚めてしまい、二度寝するにも寝られる精神状態ではなく、ずっと発表練習をしていました。

発表当日に **Speakers Breakfast** があることを知らなかったため、自分ではかなり早めに行ったつもりだったのですが、実際には他の発表者の方々よりも遅くなってしまいました。また、突然 **Speakers Breakfast** があることを知らされたため緊張してしまい、何をしようか分からずただ席に座っていることしか出来ませんでした。今思えば他の発表者の方々ともっと話しておくべきだったと後悔していますが、その時は同席している方々から振られた話に返答するだけで精一杯でした。

発表の時間が近づくにつれ、自分の発表のことが心配になり、他の方の発表に集中することが出来ませんでした。

発表では周囲を見ながらゆっくり話そうと心がけていたのですが、発表前半はうまく気持ちを落ち着かせることが出来ず、同席していた他大学の学生に「前半はかなり目が泳いでいた」と言われるくらい視線を動かし過ぎてしまいました。後半になるにつれ徐々に緊張も解け、周囲の人々の反応を見る余裕が出て来たのですが、発表内容を理解してくれているのかどうかあまり分かりませんでした。

発表が終わり質問の時間になった時、質問がきちんと理解出来るのか、そして質問にきちんと英語で答えることが出来るのか不安でしたが、座長の方が 2,3 秒程軽く左右を見回しただけで質問を打ち切ってしまったために質問がないまま発表が終わってしまいました。質問が無くて助かったと思う一方、質疑応答が一番の不安材料でしたのでそれが無いまま終わってしまい拍子抜けしてしまいました。

セッション終了後は気分も大分落ち着き、また発表に関する心配もなくなったことで、他の発表者の方々の発表を安心して聞くことができました。

他の方々の発表を聞いていると、発表者の母国語が英語の発音に如実に表れているなど感じました。もちろん、非常に流暢な発音をされる方もいましたが、何も知らずに音だけ聞いたら中国語にしか聞こえないような発音をされる方などもいて、自分の発表の時は他

の人にはカタカナ英語のように聞こえていたのだろうかと気になりました。

今回は初めてということもあり発表するだけで精一杯でしたが、もしまた発表する機会があるならば今回の反省を踏まえ、他の発表者の方々とコミュニケーションや発表の発音などをより向上させたいと思います。

東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻
修士一年 吉川 崇倫

9 月 10 日から 14 日にかけて、カナダのバンクーバーにて開催された **PHYSOR** に参加した。私自身は、国際会議はおろか国内の会議にすら参加経験が無く、さらには海外へ渡航した経験すら無かったため、正に右も左もわからないといった気持ちで挑むことになった。

バンクーバーに到着し、空港から市街地までは直通バスで移動した。バスから見たバンクーバーの街並みは美しく、郊外の住宅地ではどこか日本の田舎町の雰囲気に通じるものすら感じた。今回は単身での参加ということもあり、懸念していたことのひとつに、治安の問題があった。カナダの治安は比較的良いと聞いてはいたものの、やはり不安であった。しかし実際にバンクーバーの街を歩いてみると、夜中でも人通りが多く、人々も穏やかで、平和そのものだった。また、カフェが非常に多いことも印象的だった。それにもかかわらず、どこのカフェもたくさんの人でにぎわっており、街中がいつも穏やかな活気に満ちているという印象を受けた。

PHYSOR の開催期間は 5 日間だが、実際に発表が行われているのは 4 日間で、自分の発表は 3 日目であったため、それまでできるだけ多くの発表を聞くように努めた。自分の興味のある研究や関連した研究について聞きたいということももちろんあるが、それ以上に発表に慣れたいという思いがあった。それは、母国語でない言語での発表、コミュニケーションの難しさを思い知ったからである。というのも、国際会議は様々な国、地域から参加者が集まるため、それぞれの英語が千差万別であるためである。例えば、ロシアやフランスの方の英語は、酷く巻き舌で、中国の方は基本的にアクセントが尻上がりである。個人的には、中東の方に多い独特のイントネーションが最も聞き辛かった。そのため、自分の発表の際に、ディスカッションでの質問を理解できるか、きちんと聴き取れるのか非常に心配だった。

3 日目、いよいよとなった自分の発表は本当に無我夢中だった。本番は意外に落ち着いて発表できたが、実際のところは、自分の発表時はおろか同じセッションでの他の方々の発表についてもほとんど覚えていない。懸念していたディスカッションでは、一応質問に

は答えられたものの、少し勘違いをしてしまった上に、拙い英語でどれだけ伝えられたのかもわからない。しかし全体として見れば、初めての国際会議は成功に終わったと思う。

今回 **PHYSOR** に参加して、コミュニケーションの難しさ、大切さ、そして楽しさを知った。もともと知り合いの方を通じて、あるいはレセプションなどで様々な方と面識を得ることができた。日本の方はともかくとして、それ以外の方と英語で研究のことなどを話し合うことは非常に難しいことではあったが、同時に伝わる喜びも感じることもできた。このことは自分にとって良い勉強となったし、何より楽しかった。

最後に、今回の **PHYSOR** を無事に終えることができたのは、ご指導くださった教官をはじめ諸先生方、先輩方のご協力によるところが大きく、到底自分ひとりの力ではここまでできなかった。この場を借りてお礼申し上げます。

< 第 38 回炉物理夏期セミナー報告 >

セミナー概要報告

京都大学原子炉実験所

代谷誠治、中島 健、三澤 毅、卞 哲浩

第 38 回炉物理夏期セミナーは平成 18 年 8 月 2 日から 4 日までの日程で、香川県仲多度津市（こんぴら温泉）の琴平グランドホテルで開催された。参加者は、学生 21 名、社会人 21 名、講師・幹事 11 名の計 53 名で、昨年（52 名）とほぼ同数であった。今回は、京都大学原子炉実験所が幹事機関となったが、京大炉と言えば高野山（または比叡山）というイメージを払拭するべく、また、過去に夏期セミナーが開催されていない地域（他の機関の縄張りを侵さない地域）、温泉地など複合的な要素を勘案し四国・香川での開催となった。

ところで、産業界では、設計や炉心管理の際の膨大な計算ケース数に対応するため決定論的手法が現在も多く用いられており、いくつかの解析項目の中でも燃焼計算に関連した計算精度はここ数年ますます重要になっていると考えられる。一方、大学や研究機関などでは計算精度が高いモンテカルロ法による確率論的手法が用いられるようになって久しい。燃焼計算およびモンテカルロ法による計算手法はいずれも、基本的な概念や理論、計算手法などは講義あるいは教科書などではあまり取り扱われことはなく、また、若手研究者や学生の間からは計算のもとになっている理論や計算手法を深く考慮せずに計算コードを使っているケースが多いという話をよく耳にする。

そこで、今回のセミナーでは、炉物理計算コードの基本概念や基礎理論に関連したテーマを引き続き取り上げてほしいという要望が特に若手研究者・技術者からあったこともあり、ここ数年の傾向を踏襲する形で、「燃焼計算&モンテカルロ法」をテーマとさせていただいた。講師陣も燃焼計算とモンテカルロ法に精通し、かつ、第一線でご活躍の若手研究者・技術者を中心をお願いすることにした。

セミナーが行われたホテルが金比羅宮の参道のふもとにあるという立地条件や、香川名物・さぬきうどんの店がホテル周辺（15 件ほど）に点在していること（夜鳴きそばならぬ夜鳴きさぬきうどんまでありました。）は予想外に参加者からは好評であった。また、早朝から 1500 段ほどの石段を上って“こんぴらさん”の奥社までを往復する（約 1 時間）参加者もあり、一方、2 日目のエクサカーションの時間を利用して参道の散策を楽しんだり、さぬきうどんの食べ歩きに挑戦するなどして、非常にメリハリのある時間を過ごしていた。

最後に、本セミナーの開催にあたり、十分な財政的支援ができなかったにもかかわらず講演を快く引き受けて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。特に、四国電力の方々には多大なるご協力をいただきました。また、企業活動について厳しい選択が求められる経済状況下にも関わらず例年になく財政的支援をしていただいた賛助企業の方々、そして、セミナー準備にご尽力いただいた本セミナー事務局の方々に深く感謝の意を表したいと思います。

セミナー実施概要

日程： 2006 年 8 月 2 日 (水) ～ 4 日 (金)
 場所： 琴平グランドホテル (香川県仲多度郡琴平町)
 テーマ： 燃焼計算&モンテカルロ法
 参加人数： 53 名 (内訳：講師 9 名、部会員 17 名、
 正会員 0 名、一般 4 名、学生部会員 15 名、学生会員 1 名、
 学生 5 名、幹事 2 名)

・ セミナープログラム

8 月 2 日 (水)

13:00 - 14:00	参加受付	
14:00 - 14:15	開校式	
14:20 - 15:50	講義 1 「燃焼の基礎理論」	山本章夫 (名古屋大学)
16:00 - 17:00	講義 2 「照射後試験とベンチマーク」	須山賢也 (日本原子力研究開発機構: JAEA)
19:00 -	懇親会	

8 月 3 日 (木)

9:00 - 10:40	講義 3 「軽水炉商用炉心の燃焼特性と解析」	小坂進矢 (テプコスシステムズ) 巽 雅洋 (原子燃料工業: NFI)
10:50 - 11:50	講義 4 「燃焼計算の精度評価について」	笹原昭博 (電力中央研究所)
12:00 - 15:00	昼食・エクスカージョン	
15:00 - 16:00	トピックス 1 「四国電力の炉心管理コードシステムについて」	今村康博 (四国電力)

16:00 - 17:00 トピックス 2 「REBUS 試験とその解析」
山本 徹 (原子力安全基盤機構: JNES)

19:30 - 21:30 若手研究会

8 月 4 日 (金)

9:00 - 10:30 講義 5 「モンテカルロ計算の基礎理論及び実験解析への適用」
長家康展 (日本原子力研究開発機構: JAEA)

10:40 - 11:40 講義 6 「BWR 炉心解析へのモンテカルロ計算コードの適用」
東條匡史 (GNF-J)

11:50 - 12:00 閉校式

・ **講義要旨**

「燃焼の基礎理論」 山本章夫 (名古屋大学)

燃焼の基礎理論を中心に、前半は燃焼の基礎、燃焼に伴う物理現象および燃焼チェーンについての紹介があった。後半は、燃焼方程式の定式化および数値解法、そして誤差低減のための手法についての説明があり、特に燃焼マトリックスについての興味深い解説があった。また、大学の講義を思わせるような講演であり、内容は実機の解析手法を取り扱い入れつつも平易で興味深いものであった。

「照射後試験とベンチマーク」 須山賢也 (JAEA)

照射後試験 (PIE) についての一般的な説明があり、炉物理的な観点から見た PIE の意義や重要性についての解説がなされた。そして、PIE の測定、実施状況をベンチマーク問題と関連させながら解説され、当事者であるが故に PIE の利点や問題点など結果に対する評価が非常に説得力がある内容であった。最後に、「PIE 実験とデータ解析には原子力の総合力が問われている。」という言葉がとても印象的であった。

「軽水炉商用炉心の燃焼特性と解析」 小坂進矢 (テプコシステムズ) 巽 雅洋
(NFI)

前半は主として BWR の炉心設計および燃焼解析についての詳細な説明がなされた。教科書などでは取り扱わない解析事項についてわかりやすく解説していただいた。後半は前半の内容を受けて、炉心設計における計算機の発展と設計現場における理想と現実について当事者ならではの説得力のある興味深い説明がなされた。ここでは、マクロ断面積を求める重要性とそれをいかに編集するかということが強調されていた。

「燃焼計算の精度評価について」 笹原昭博 (電力中央研究所)

高燃焼度使用済燃料の燃焼度を ORIGIN で解析した結果が紹介された。また、各種組成分析で求めた局所燃焼度や γ 線源分布の評価を行い、燃料棒軸方向の γ 線分布の測定値と計算値の比較が発表されていた。さらに、Cs の γ 線測定から照射履歴を求める方法や ORIGIN に核種生成量の評価についての興味深い講演がなされた。

「四国電力の炉心管理コードシステムについて」 今村康博 (四国電力)

核データ処理および群定数算出などを実機のデータをもとに、各種計算コードを用いて解析した結果についての解説がなされた。炉心解析の実測値と計算値の比較という観点から非常に貴重な結果を発表していただいた。他方、炉心設計支援システムとして、クライアント対サーバ型システムを用いた対話形式による炉心装荷パターン作成システムの紹介があった。

「REBUS 試験とその解析」 山本 徹 (JNES)

REBUS 試験 (燃焼度クレジットのため、実機軽水炉で燃焼させた UO_2 燃料および MOX 燃料をベルギーの臨界実験装置 VENUS に装荷して反応度等を測定する国際共同プログラム) およびその解析結果についての解説が行われた。燃料および水位を変化させたときの反応度差から燃焼反応度を算出した結果や、その他に γ スキャンなどによる炉心の出力分布や放射化箔法による反応率分布の結果などについても解説がなされ、非常に貴重なデータについて紹介いただいた。

「モンテカルロ計算の基礎理論及び実験解析への適用」 長家康展 (JAEA)

講演題目に従い乱数やサンプリング、信頼度などの基礎的な概念を丁寧に解説いただき、本セミナーで最も好評を博した講演の一つであった。後半は、モンテカルロ燃焼コードシステムについての解説があり、MVP-BURN についての簡単な紹介とモンテカルロ計算のこれからの改善すべき課題についての講演があった。

「BWR 炉心解析へのモンテカルロ計算コードの適用」 東條匡史 (GNF-J)

実機 BWR へのモンテカルロ計算の適用上の問題点について、主に燃焼度誤差伝播と燃焼度点数を関連させて説明がなされた。また、BWR 集合体計算への適用においても核定数作成の問題点についても解説がなされ、最後に応用例として、燃料棒 3 次元出力分布計算や ABWR の初臨界解析についての結果についての発表がなされた。

第 38 回炉物理夏期セミナー決算

収入	備考
参加費 ¥111,000	¥4,000×17 (部会員)、¥6,000×0 (正会員)、 ¥8,000×4 (一般)、¥1,000×1 (学生会員)、 ¥2,000×5 (学生)、学生部会員 15 名は無料、 講師 9 名は無料
宿泊費 (食事、懇親会費込み) ¥754,335	¥19,100×37 (2泊3日)、 ¥11,500×1 (8/2泊1泊2日) ¥7,600×4 (8/3泊2泊3日)、 ¥5,000×1(懇親会代金) ¥735×1(昼食追加分)
部会補助金 ¥250,000	
部会繰越金 ¥2,771	
賛助金 (広告掲載) ¥490,000	¥30,000×13 (広告代金)、¥100,000 (賛助金)
テキスト販売 ¥34,500	¥2,000×6、¥2,500×9
利息 ¥108	
収入合計 ¥1,642,714	

支出	備考
宿泊 (朝夕食付) ¥927,000	
昼食 ¥36,015	
懇親会追加料金 ¥46,950	2名分の追加 (¥5,000×2)、飲料代 ¥36,950
夕食代追加 (2日目) ¥41,600	飲料代
会議費用 ¥15,000	スクリーン代金 ¥15,000
若手研究会費用 ¥19,335	
テキスト印刷代 ¥210,000	150部
学生部会員旅費補助 ¥150,000	
事務費等 ¥2,520	振込手数料 ¥630、宅急便 ¥1,890
部会経費へ繰り越し ¥194,294	
支出合計 ¥1,642,714	



< 第 38 回炉物理夏期セミナー報告 >

若手研究会報告

(1) 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

佐野 忠史

1. 背景

全く新しい原子炉を作る場合、必ず実機炉心を模擬した臨界実験を行い様々な核特性を測定する。この時、数値計算による臨界実験の解析もおこなう。実機核特性は実機核特性の計算値にバイアス因子を乗じることで補正される。このバイアス因子は臨界実験値とその計算値の比($f = E/C$)で与えられる。即ち、核データを含めた計算値がどの程度、実験値からずれるのかを知ることで、実機核特性を予測する。

さて、臨界実験を実施しない場合実機核特性には以下の誤差が含まれる。

- ① 核データの誤差
 - ② 計算手法誤差 (モデル化誤差、実効断面積縮約誤差、実効断面積均質化誤差等)
- 一方、臨界実験を行いバイアス因子によって補正された実機核特性には、更に以下の誤差が含まれる。
- ③ 実験誤差
 - ④ 臨界実験計算値に含まれる核データの誤差、計算手法誤差

以上のように、実機核特性の予測誤差には様々な誤差要因が含まれていることがわかる。ここでは、バイアス因子法を適用した実機核特性の予測誤差低減¹⁾について述べる。

2. 理論

先ず臨界実験を実施しない場合での実機核特性の予測誤差について検討する。この場合、実機核特性の予測値 \tilde{R}_c は計算値 R_c と等しい。

$$\tilde{R}_c = R_c \quad (1)$$

さて R_c には核データに基づく誤差と計算手法誤差が含まれる。核特性計算値の真値を $R_{c,0}$ とすると、実機核特性は次式で表すことができる。

$$\tilde{R}_c = R_{c,0} (1 + S_c \Delta \sigma + \Delta M_c) \quad (2)$$

上式の右辺の括弧中の第 2 項が核データに基づく誤差、第 3 項が計算手法誤差を表している。またサフィックス c は計算値であることを示している。ここで S は解析対象の核特性に対する感度係数で次式により与えられる。

$$S = \frac{dR}{R} / \frac{d\sigma}{\sigma} \quad (3)$$

即ち、計算された核特性の分散は、

$$Var(\tilde{R}_c) = S_c V_x S_c' + Var(\Delta M_c) \quad (4)$$

となる。ただし V_x は断面積共分散であり、サフィックス t は転置行列を表す。

次に、臨界実験を実施した場合での実機核特性の予測誤差について検討する。臨界実験を実施することでバイアス因子 f が求められる。

$$f = \frac{R_e^e}{R_e^c} \quad (5)$$

ここで R_e^c : 臨界実験計算値、 R_e^e : 臨界実験値である。このバイアス因子を用いると実機核特性は以下のように補正される。

$$\tilde{R}_c = R_c \times f \quad (6)$$

核特性計算値の真値を $R_{c,0}$ とすると、実機核特性の計算値、臨界実験計算値はそれぞれ、

$$R_c = R_{c,0}(1 + S_c \Delta\sigma + \Delta M_c) \quad (7)$$

$$R_e^c = R_{e,0}^c(1 + S_e \Delta\sigma + \Delta M_e) \quad (8)$$

ここでサフィックス e は臨界体系を示す。また ΔM は計算手法誤差を示す。実験値にも実験誤差が含まれるので

$$R_e^e = R_{e,0}^e(1 + \Delta E) \quad (9)$$

式(7)~(9)を式(6)に代入すると、

$$\tilde{R}_c = R_{c,0}(1 + S_c \Delta\sigma + \Delta M_c) \times \frac{R_{e,0}^e(1 + \Delta E)}{R_{e,0}^c(1 + S_e \Delta\sigma + \Delta M_e)} \quad (10)$$

さて、臨界実験において、その実験値と計算値の真値は等しいはずである ($R_{e,0}^e = R_{e,0}^c$)。

更に各誤差は十分に小さいとすると、式(10)は近似的に以下のようなになる。

$$\tilde{R}_c = R_{c,0} \{1 + \Delta S \Delta\sigma + \Delta E + (\Delta M_c - \Delta M_e)\} \quad (11)$$

但し、 $\Delta S = S_c - S_e$ である。

上式の分散をとることで、予測される実機核特性の分散を示すことができる。

$$Var(\tilde{R}_c) = \Delta S V_x \Delta S' + Var(\Delta E) + Var(\Delta M_c - \Delta M_e) \quad (12)$$

この式の右辺第一項は核データ、第二項は実験誤差、第三項は計算手法誤差に基づく実機

核特性の分散値への寄与を示している。

バイアス因子法を適用することにより臨界実験を実施したときの、実機核特性の不確かさは以下のように低減する。

$$UR \equiv 1 - \frac{Var(\tilde{R}_c)}{Var(R_c)} = 1 - \frac{\Delta S V_x \Delta S' + Var(\Delta E) + Var(\Delta M_c - \Delta M_e)}{S_c V_x S_c' + Var(\Delta M_c)} \quad (13)$$

上式は UR が 1 に近づくほど実機核特性の分散値は減少することを表している。この為には、

- ① $S_c \approx S_e$ となるような、臨界実験を実施する。
 - ② 実験誤差は $\Delta E \ll S_c V_x S_c'$ となるよう実験を実施する。
- が必要である事がわかる。

3. 適用例

2 で示された理論に基づき、バイアス因子法を適用することによる実機核特性の予測誤差の低減を評価する。実機体系として稠密格子炉心を想定する²⁾。この原子炉の特徴は Pu 増殖を目的とした沸騰水型軽水炉である。燃料は MOX であり平均ボイド率は 60% である。また軸方向に非均質な構造を持っている(図 1)。臨界実験はボイド率をパラメータとして 3 つの炉心 45%void(45V) , 65%void(65V) , 95%void(95V) を想定した。また数値計算に使用した核データライブラリは JENDL-3.3³⁾、感度計算では一般化摂動論に基づく感度解析コード SAGEP⁴⁾を使用した。今回の解析対象の核特性は実効増倍率とした。

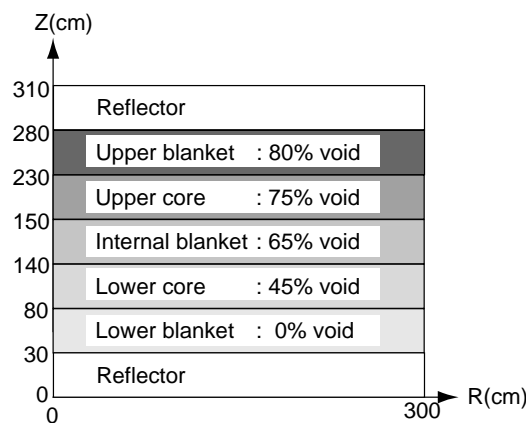


図 1 実機軸方向体系図

3 つの臨界実験から得られたバイアス因子を適用した場合の実機核特性の不確かさ低減を表 1 に示す。

表 1 実機核特性の不確かさ低減

臨界実験	45V	65V	95V
UR	0.34	0.53	0.47

この表からわかるように、65V の臨界実験を使った場合一番良く不確かさが減少していることがわかる。これは図 2 に示すように 65V 炉心の中性子スペクトルが実機炉心の中性子スペクトルが一番良く一致しているからである。

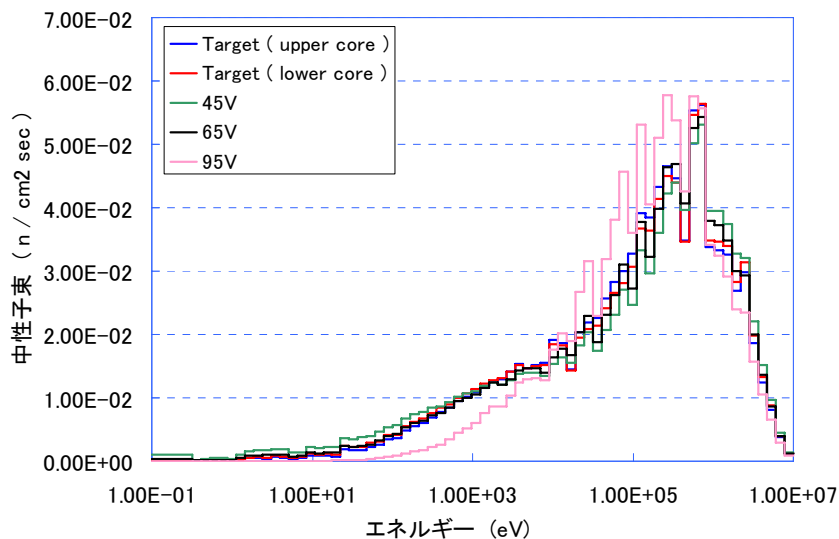


図 2 中性子スペクトルの比較

次に実機核特性の不確かさに対しどの核種の断面積による寄与が大きいのかを検討した。

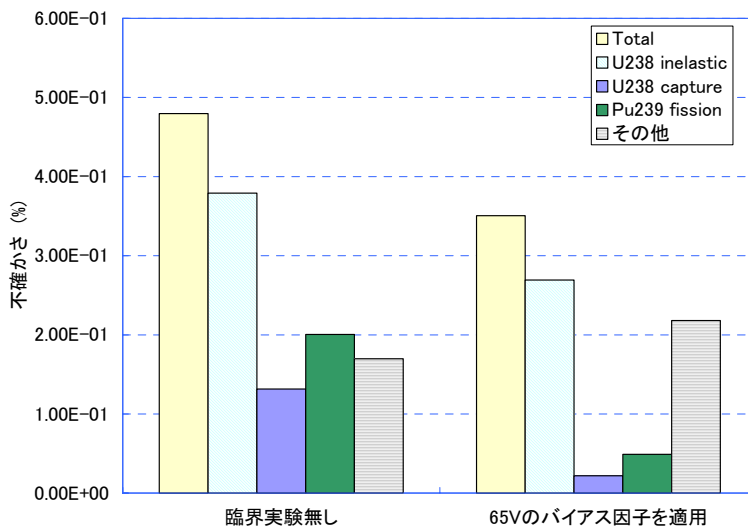


図 3 臨界実験の有無による実機核特性の予測誤差

図 3 に示すように、特に U238 非弾性散乱断面積の不確かさによる影響が大きいことがわかる。U238 非弾性散乱はスペクトルの硬い体系でその影響が大きくなる。従って本報告で採用したようなスペクトルの硬い体系で実機核特性の予測誤差を減少させるには、

- ① 実機体系に対し U238 非弾性散乱断面積の感度が近い実験体系を構築する。

② U238 非弾性散乱断面積の核データのさらなる精度向上を目指す。
ことが挙げられる。

4. まとめ

今回はバイアス因子を適用した場合の実機核特性予測誤差の減少を紹介した。バイアス因子法を適用する場合、実機核特性の感度に似た臨界実験を行う必要があることがわかった。また、今回の適用例で示したようなスペクトルの硬い体系では、U238 非弾性散乱断面積の核データの精度向上が鍵となることがわかった。

5. 参考文献

- 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. 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, p.E-5250(2005).
- 3) K. Shibata, *et al.* , "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3 : JENDL-3.3," *J.Nucl.Sci.and Technol.* , 39 , 1125(2002).
- 4) 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).

(2) 高速パルス炉心・未臨界熱中性子レーザーモジュール
結合体系の核特性に関する研究

東京工業大学 理工学研究科 原子核工学専攻

竹澤 宏樹

1. 研究背景

核励起レーザーは、中性子や γ 線による核反応を利用してレーザー活性媒質を励起し、レーザー発振を得る。特に、原子炉内部において炉内中性子を利用した核反応をレーザー媒質励起に用いるものを原子炉励起レーザーという。これを用いることで、核分裂によって発生する核エネルギーを直接光エネルギーへ変換することが可能であり、これまで熱源としての利用に限られてきた核エネルギーに対して、新たな利用方法を提案することができる。

ロシア IPPE では原子炉を用いた核励起レーザーの理論及び実験による研究が行われており^[1]、核励起レーザー発振実験用に設計した原子炉を保有している。この原子炉を用いた核励起レーザー発振実験は成功しているため、IPPE が設計した原子炉は核励起レーザー発振用原子炉に対する一つの選択肢になるものと考えられる。核励起レーザー発振用原子炉の一例として、図 1.1 に IPPE の核励起レーザー発振実験用原子炉の概念図を示す。

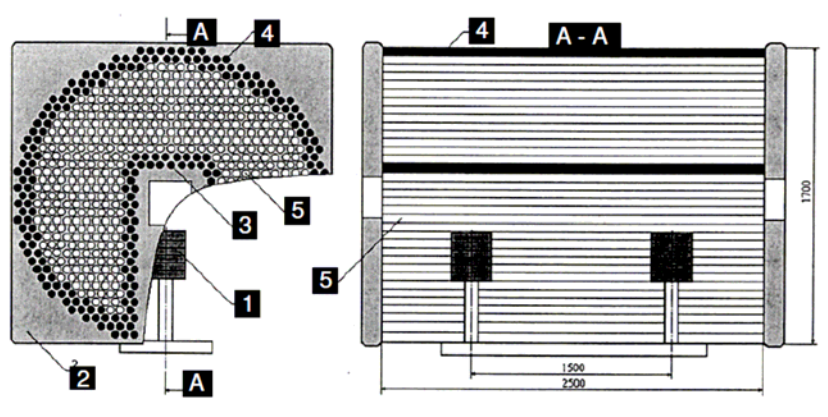


図 4.1 IPPE が保有する核励起レーザー発振実験用原子炉の概念図^[1] (1-高速パルス炉心 BARS6 2-レーザーモジュール (LM) 3,4-反射体 5-レーザーセル及び模擬体)

本体系は、高速パルス炉心 BARS6 と、それを取囲むように配置された未臨界レーザーモジュール (LM) との結合体系である。LM の中央領域はレーザー管及びその模擬体が配置されており、管と管の間はポリエチレン減速材で満たされている。

高速パルス炉心 BARS6 は、半径 11cm、高さ 22cm の高濃縮金属ウランの円柱体系であり、反応度調節機構などの複雑な内部構造をもつ。

レーザー管の概念図を図 1.2 に示す。レーザー管は外径 50mm、内径 49mm、長さ 2.5m のステンレス管であり、内壁上に厚さ 5 μ m の高濃縮金属ウランがコーティングされている。また、管内はレーザー活性媒質である Ar と Xe が分圧比 200:1 ($P \sim 1$ atm) で閉じ込められている。

レーザー発振を得る仕組みを簡単に説明する。まず、コーティングに含まれるウラン 235 の核分裂によって発生する FP がレーザー活性媒質である Ar 及び Xe と衝突する。この際、FP の運動エネルギーによって Ar 及び Xe 原子が励起される。その後、複数の遷移を経て Xe₁ の反転分布を形成し、最終的に波長 1.73 μ m のレーザー発振を得る。

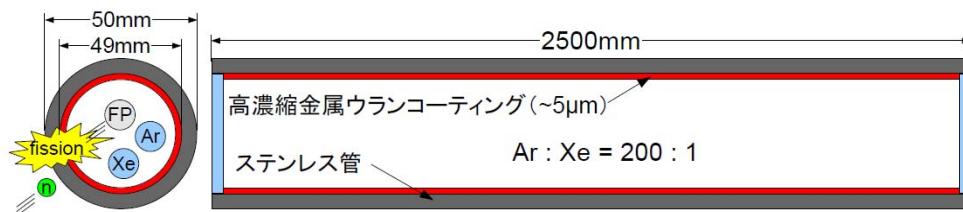


図 1.2 レーザー管の概念図

2. 研究の全体構想と本研究の目的

学位研究の最終目標は、低濃縮ウランを用いる高速パルス炉心・未臨界熱中性子レーザーモジュール結合型核励起レーザー発振用原子炉の設計及び核特性解析である。核特性解析を行うためには、以下の事項を考慮する必要がある。

本体系では、高速パルス炉心から発生するパルス中性子束が基点となり最終的な出力であるパルスレーザーを発生させる。この一連のエネルギー変換過程は、パルス中性子束の発生からパルスレーザーの終了までの時間依存性をもつ。また、解析対象となる原子炉は、高速体系であるパルス炉心と熱体系である未臨界熱中性子レーザーモジュールを結合させた体系である。以上をまとめると、高速体系と熱体系の核特性の違いが空間的に強い体系の動特性解析を行う必要がある。このため本研究では、本体系に適した動特性解析手法を開発する必要がある。

研究の全体構想をふまえて、本研究では高速パルス炉心・未臨界熱中性子レーザーモジュール結合型核励起レーザー発振用原子炉に対して、以下の項目を明らかにすることを目的とした。

- 低濃縮ウラン結合体系の臨界可能性検討
- 高濃縮ウラン結合体系と低濃縮ウラン結合系の核的静特性の比較検討
- 結合体系の出力上昇にともなう反応度フィードバック効果に対する重要な要因の検討
- 結合体系の動特性解析を行うための解析手法検討

3. 高濃縮ウラン結合体系の核特性解析

本解析の目的は、高濃縮ウラン結合体系（パルス炉心及びコーティングともに濃縮度 100%の金属ウランを利用）の実効増倍率及び出力分布評価である。本研究では、解析対象を、IPPE 型原子炉（図 1.1 参照）を模擬した体系とした（図 3.1）。これは、IPPE 型原子炉が核励起レーザー発振実験に成功しているために、本原子炉が核励起レーザー発振用原子炉に対する一つの選択肢となると考えることができるためである。解析結果を図 3.2 及び表 3.1 に示す。尚、本解析には解析コードとして連続エネルギー汎用中性子輸送計算モンテカルロコード MVP2.0^[2]、核データとして JENDL-3.3 を用いた。

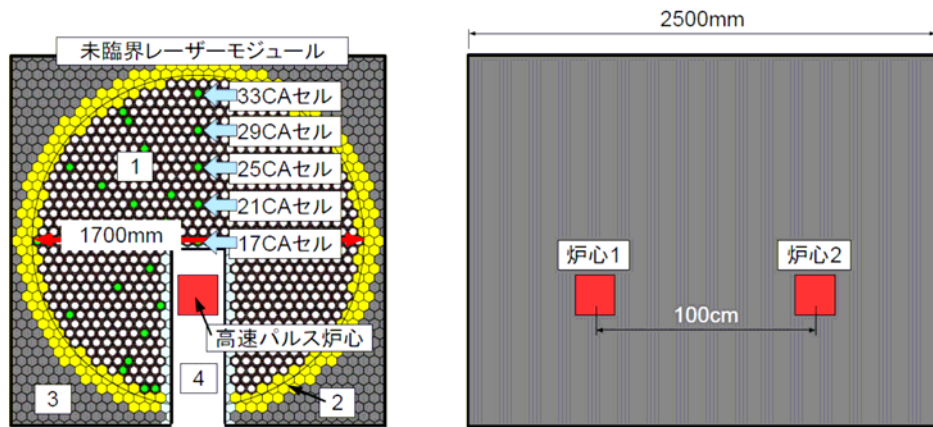


図 3.1 計算体系概念図 (1-レーザーセル領域 2-反射体領域 3-構造材領域 4-真空ポイド領域) (左) 正面図 (右) LM 軸方向側面図

出力分布の特徴として、高速パルス炉心位置±50cm に出力のピークが発生していること及び、外側のセル 25CA、29CA、33CA が出力にほとんど貢献していないことがあげられる（図 3.2）。これらの特徴から、レーザー活性媒質の励起密度が LM 径方向及び軸方向に分布をもち、その結果として径方向及び軸方向に様なガス励起を行えない可能性があることが明らかとなった。また、LM 及びパルス炉心の相対出力から、約 80%のエネルギーがパルス炉心において熱として放出されることが明らかになった（表 3.1）。

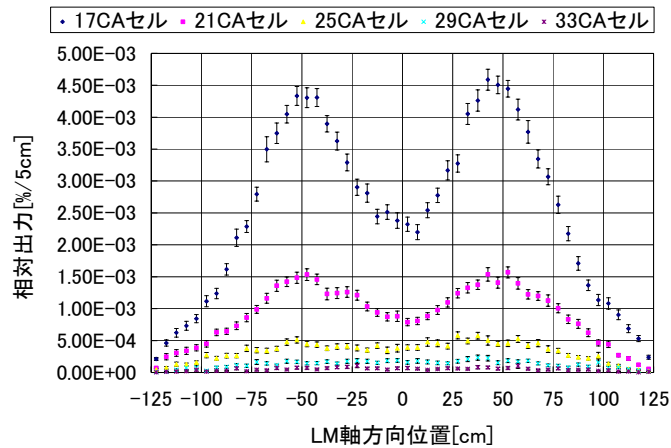


図 3.2 LM 軸方向の出力分布比較

表 3.1 高濃縮ウラン結合体系における核燃料を含む領域の相対出力密度

領域	相対出力 [%]	平均相対出力密度 [%/cc]	出力密度比
パルス炉心	82.6		
LM コーティング	17.4	1.3E-02	1.0
パルス炉心#1	40.8	4.9E-03	0.4
パルス炉心#2	41.8	5.0E-03	0.4

4. 低濃縮ウラン結合体系の核特性解析

本解析の目的は、低濃縮ウラン結合体系（パルス炉心及びコーティングともに濃縮度 20% の金属ウランを利用）の臨界可能性検討及び、高濃縮ウラン結合体系との核特性比較である。臨界可能性の検討では、臨界達成と出力分布の平坦化を条件として検討を行った。その結果、本解析では半径 13cm、高さ 30cm の拡大された高速パルス炉心を 8 個用いる体系を解析体系として選択した。解析結果を図 4.1 及び表 4.1 に示す。

本解析により、低濃縮ウランを用いた設計が可能であることが明らかとなった。また、8 個の高速パルス炉心を LM 軸方向に適切に配置することで、出力分布を平坦化することが可能であった。これにより、LM 軸方向に一樣なガス励起を行うことができる可能性があることが明らかになった。さらに、高濃縮ウラン結合体系と低濃縮ウラン結合体系との相対出力密度比較では、濃縮度によらず LM 内のコーティング領域が結合体系の出力を制限することが明らかとなった（表 3.1 及び表 4.1 参照）。

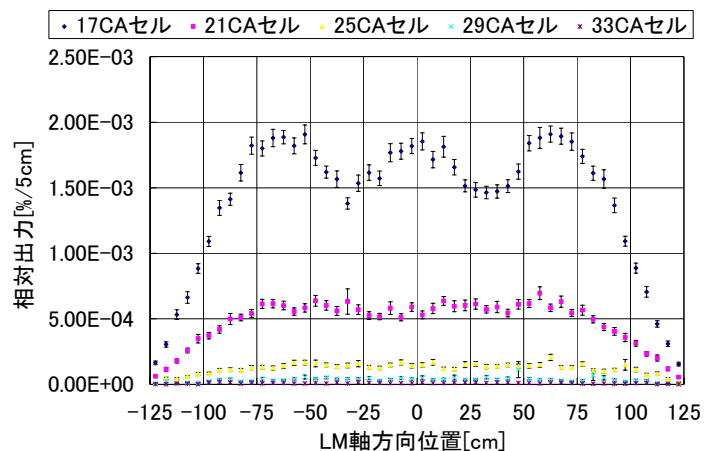


図 4.1 低濃縮ウラン結合体系における LM 軸方向出力分布比較

表 4.1 低濃縮ウラン結合体系における核燃料を含む領域の相対出力密度

領域	相対出力 [%]	平均相対出力密度 [%/cc]	出力密度比
パルス炉心	93.1		
LM コーティング	6.9	5.1E-03	1.0
パルス炉心#1	7.2	4.5E-04	0.1
パルス炉心#2	13.3	8.3E-04	0.2
パルス炉心#3	12.8	8.1E-04	0.2
パルス炉心#4	12.7	8.0E-04	0.2
パルス炉心#5	12.6	7.9E-04	0.2
パルス炉心#6	13.1	8.2E-04	0.2
パルス炉心#7	14.0	8.8E-04	0.2
パルス炉心#8	7.4	4.6E-04	0.1

5. 結合体系の出力上昇にともなう反応度フィードバック効果の検討

パルス中性子束の自己収束には出力上昇にともなう反応度フィードバック効果が重要な役割を果たす。本解析では、熱膨張効果及び核的な温度効果（熱中性子スペクトルシフ

ト及びドップラー効果による共鳴吸収増大) が本体系において反応度に与える影響を検討した。解析結果を図 5.1 及び図 5.2 に示す。

本解析により、濃縮度によらず最高出力のパルス炉心が 100K 温度上昇した場合の LM 内部の温度上昇は 1K 以下であるために、LM の熱膨張効果を無視できることが明らかとなった。また、結合体系の反応度フィードバック効果として、濃縮度によらずパルス炉心の熱膨張効果が支配的であることが明らかとなった。

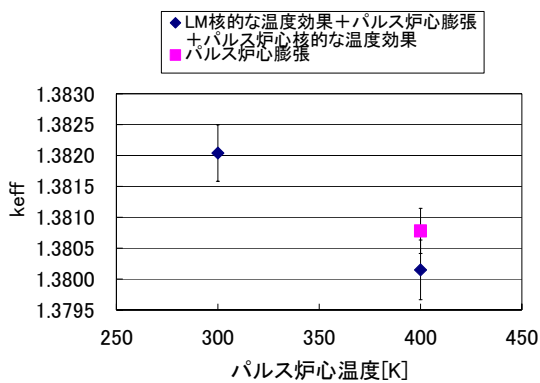


図 5.1 高濃縮ウラン結合体系反応度 FB 効果解析結果

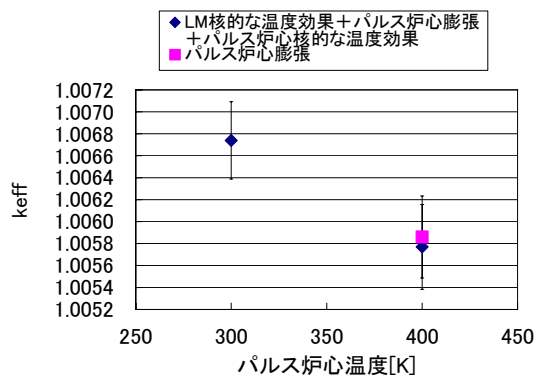


図 5.2 低濃縮ウラン結合体系反応度 FB 効果解析結果

果

6. 動特性解析手法の検討

空間に依存した動特性解析手法の理論として、積分型動特性モデル^[3]を検討した。

$$P(\mathbf{r}, \tau) = \int_0^\tau \int_V \alpha(\mathbf{r}', \tau' \rightarrow \mathbf{r}, \tau) P(\mathbf{r}', \tau') d\mathbf{r}' d\tau'$$

ここで、 $P(\mathbf{r}, \tau)$ は時刻 τ 、位置 \mathbf{r} における核分裂密度[fissions/cm³/s]を、 $\alpha(\mathbf{r}', \tau' \rightarrow \mathbf{r}, \tau)$ は最初の核分裂が位置 \mathbf{r}' 、時刻 τ' で起きた場合の、位置 \mathbf{r} 、時刻 τ における次の核分裂強度[fissions/cm³/s]を表している。本理論には体系に関する制約が無く、また体系で平均化した動特性パラメータを必要としないことから、核特性の違いが空間的に強い本体系の動特性解析手法として適していると考えられる。今後は、本理論に基づく動特性解析手法の検討、開発及び動特性解析を行うこととしている。

本理論を用いるためには α を求める必要がある。 α の解析にはモンテカルロシミュレーションが有効であると考えられるため、現在は α を出力できるように MVP2.0 を改造している。また、反応度フィードバックはこの α の変化として組み込むことを計画している。

7. 本研究の結論

学位研究の最終目標をふまえて、本研究では以下の事項を明らかにした。

高濃縮ウラン結合体系の核特性解析では、高濃縮ウラン結合体系においては LM 軸方向及び径方向に一様なガス励起を行えない可能性があることを明らかにした。

低濃縮ウラン結合体系の臨界可能性検討では、低濃縮ウランを用いた結合体系の設計が可能であることを明らかにした。また、8 個の拡大された高速パルス炉心を LM 軸方向に適切に配置することで、LM 軸方向の出力分布を平坦化することが可能であり、その結果として、LM 軸方向に一様なガス励起を行うことができる可能性を明らかにした。

高濃縮ウラン結合体系と低濃縮ウラン結合体系との相対出力密度比較では、濃縮度によらず LM 内のコーティング領域が結合体系の出力を制限することを明らかにした。

結合体系の反応度フィードバック効果検討では、濃縮度によらず高速パルス炉心の熱膨張効果が反応度フィードバック効果に対して支配的であることを明らかにした。

動特性解析手法の検討では、積分型動特性モデルを検討した。本理論は本体系の動特性解析手法として適していると考えられるため、今後は本理論に基づく動特性解析手法の検討、開発及び動特性解析を行うこととした。

参考文献

- [1] A. V. Gulevich et al., Status of the research for nuclear-pumped lasers in IPPE, Proceedings of the ISTC-TITech Japan Workshop on Nuclear Reactor Technologies in Russia/CIS
- [2] 長家康展、MVP/GMVP 第 2 版：連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード、JAERI-Review (2004)
- [3] Oleg F. Kukharchuk et al., COUPLED FAST-THERMAL REACTOR SYSTEM: THEORY AND EXPERIMENT, Proc. Int. Topical Meeting PHYSOR 2000

(3) KUCA における ADSR のための放射化箔法を用いた中性子スペクトル測定

京都大学大学院 エネルギー科学研究科 エネルギー基礎科学専攻

志賀 大史

1. 背景・目的

加速器駆動未臨界炉(ADSR)は加速器と未臨界炉心を組み合わせたハイブリッドシステムであり、次世代の原子炉として研究開発が進められている。ADSR は従来の原子炉よりも安全性が高く、燃料増殖特性や核変換特性に優れ、また燃料に自由度があるため核燃料サイクルに柔軟性があるといった利点がある。その一方で、未臨界体系での中性子エネルギー分布や未臨界度測定法、高エネルギー中性子の体系からの漏れの影響といった核特性が良くわかっていないなど課題が山積みである。

京都大学原子炉実験所では臨界集合体実験装置(KUCA)に隣接する形でイノベーションリサーチラボが建設され、そこに設置される新型の FFAG 加速器を用いて 150MeV の陽子をタングステンターゲットに照射し、核反応により発生する高エネルギー中性子を中性子源として用い ADSR の基礎研究を行う予定である。

FFAG 加速器導入の準備段階として高エネルギー中性子を用いたときの炉心内での中性子束分布や発生等の炉心特性を調べることが必要であり、これまでコリメータ有りの未臨界体系に加速器により 14MeV の中性子を打ち込み実験を行ってきた^[1]。しかし、9MeV 以上の閾値の高い反応では γ 線のピークが殆ど検出されず、数 MeV 程度の反応も計数率が少なく計算コードでの計算結果との一致も悪かった。

そこで、中性子数を増加し計数率を上昇させる必要があり、それには臨界炉心が最適である。よって臨界点にて照射を行い、炉中心での中性子スペクトルを評価する。また、その結果を用いて箔を選定し、再び未臨界体系で加速器照射による実験を行い、臨界点照射と同様に中性子スペクトルを評価することを目的とする。

2. 実験条件

実験は KUCA のポリエチレン固体減速架台である A 架台を用いて行った。用いた箔の種類・炉心等を表 1 に示す。また、計算には MCNP 計算コード^[2]を、核データは JENDL-3.3 を使用した。臨界炉心では炉中心でのスペクトルピークの平均値である 2MeV 付近に閾値を持つ箔を選定して用い、全ての箔を同時に照射した。また、未臨界炉心では臨界照射実験の結果を考慮して箔を選定し、箔ごとに個別に照射を行った。

3. 結果

臨界照射実験の結果を表 2 に示す。実験値と計算値ともに金箔で規格化した値を用いて C/E 値を求めた。Fe 及び Al の C/E 値は 1.1、0.9 と精度が良いが、In と Ni は一

致

表 1. 実験条件

	臨界照射		未臨界照射	
	種類	閾値[MeV]	種類	閾値[MeV]
箔	Au	Normalized	In	0.32
	In	0.32	Fe	2.075
	Ni	2.075	Al	2.966
	Fe	2.966	Nb	9.05
	Al	3.247		
炉心	A3/8"P36EU(3)		A3/8"P36EU(3)	
コリメータ	無		有	

表 2. 臨界点照射実験の結果

箔	¹¹⁵ In	⁵⁶ Fe	²⁷ Al	⁶⁰ Ni
C/E	0.4	1.1	9	0.04

が良くなかった。この不一致の原因としては反応断面積・箔同士の相互作用・自己遮蔽などが考えられるため、これらについて考察を行った。

始めに反応の断面積であるが、各反応の断面積を図 1 に示す。各箔とも閾値から立ち上がると 7MeV 付近からほぼ同じ値をとっており、Ni の C/E 値が大きく異なっているのは断面積の違いにより反応が起こりにくいというわけではないと考えられる。

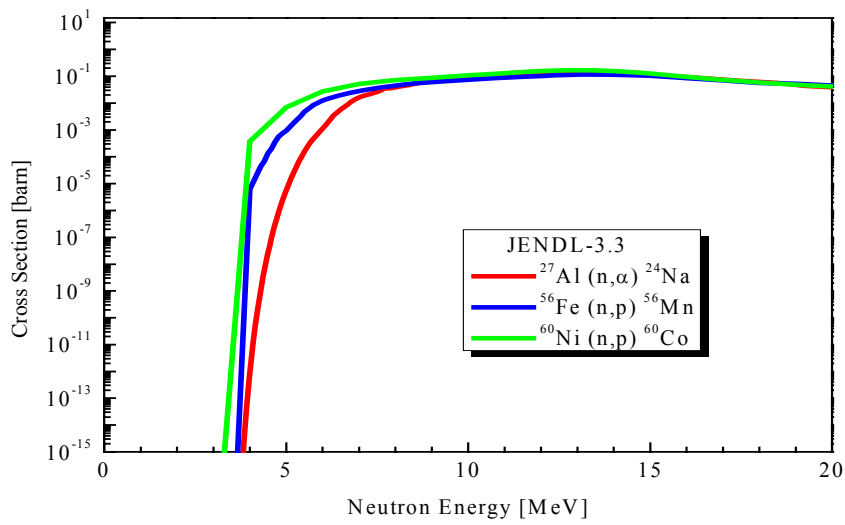


図 1. 各箔の反応断面積

また箔同士の相互作用を検証するために、シミュレーションにより箔の枚数を変化させ炉中心でのスペクトルを求めた。その結果を図 2,3 に示す。

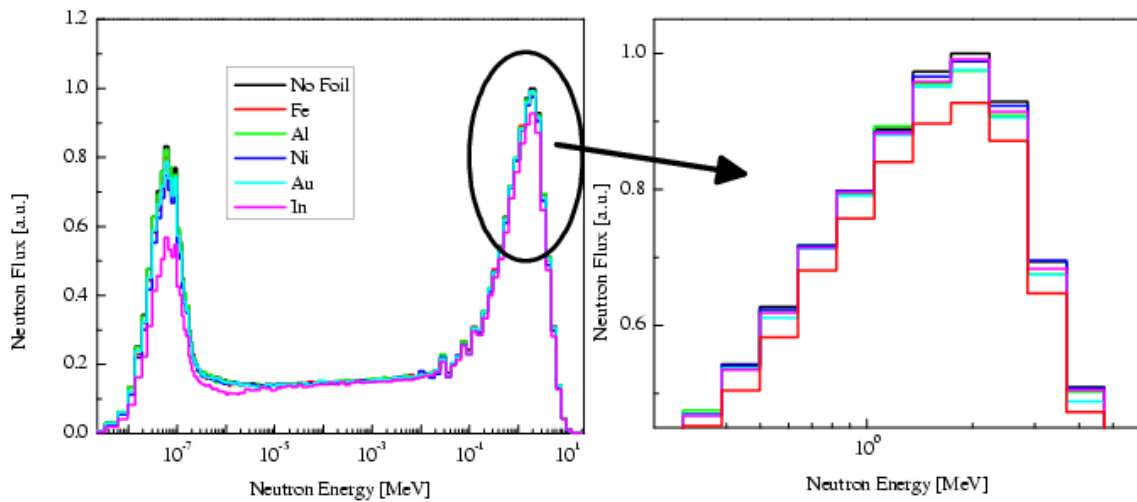


図 2. 箔の相互作用効果 1

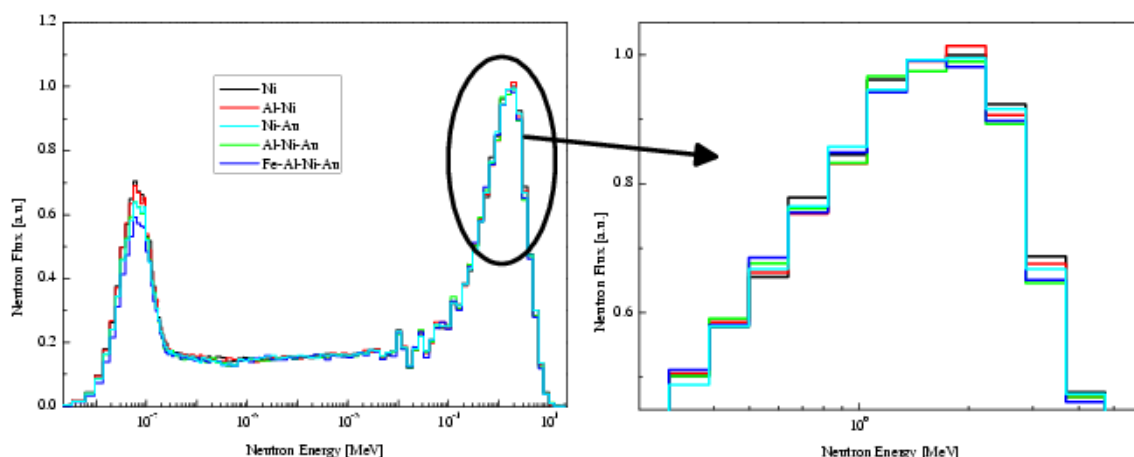


図 3. 箔の相互作用効果 2

図 2 では箔を設置していないときのピークの最大値で、図 3 では Ni が一枚のときのピークの最大値で規格化してあり、統計誤差は 1.3%以内であった。In 箔を設置すると他の箔を設置した場合と比較して 5~10%程度フラックスが低下している。このため In 箔を照射する場合は他の箔と分けて照射する方がよいことがわかった。また図 3 の結果より、In 箔を設置しない場合は箔の数を変化させても誤差の範囲で一致しており、Fe,Al,Ni,Au は同時に照射しても問題が無いことが分かった。

次に臨界照射実験の結果を考慮してコリメータ有+加速器照射の体系で実験を行った。臨界照射実験との違いは未臨界度・加速器照射・箔を個別に照射した点である。使用した箔は In,Fe,Al,Nb の 4 種類である。結果を表 3 に示す。位置の target とはトリチウムターゲット前で core は炉中心のことであり、Nb 箔にて規格化を行い C/E 値を求めた。

表 3. 未臨界照射実験結果

箔	¹¹⁵ In		⁵⁶ Fe		²⁷ Al		⁹³ Nb	
	target	core	target	core	target	core	target	core
C/E	0.5	0.005	0.6	0.2	0.1	0.07	1.9	0.3

結果はターゲット前の Nb 箔を除いて計算値が実験値を過少評価しており、臨界照射実験で C/E 値の一致が良かった Fe と Al でも 0.6 と 0.1 という結果であった。またターゲット前と比較して炉中心での一致はさらに悪かった。特にターゲット前は中性子源から箔までの間が近くその間に何も存在しないため、この不一致の原因は現段階では説明できていない。

4.まとめ・今後の課題

臨界点照射実験を行い、核分裂スペクトルの平均値ピークである 2MeV 前後に閾値を持

つ箔を使い実験値と計算値を比較しスペクトルの評価を行った。用いた箔のうち Fe と Al は C/E 値の一致が良かった。また、箔の自己遮蔽・箔同士の相互作用効果の検証を行った。今後はさらにシミュレーションを行い、実験結果に対しどの程度の補正が必要であるか定量的に評価していく必要がある。未臨界照射実験では、実験体系を厳密に模擬していたにも関わらずどの箔も C/E 値に大きな差異が見られた。ターゲット前と炉中心の共に C/E 値の差異をなくす必要がある。特にターゲット前での差を縮めるのが急務である。

参考文献

- [1] 平野祥之：FFAG 導入に向けた KUCA 加速器駆動未臨界炉基礎実験に関する研究，修士学位論文，京都大学 2003 年度
- [2] J. F. Briesmeister, Editor, "MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C," LANL Report LA-13709-M, Los Alamos National Laboratory(2000)

<事務局便り>

平成18年度炉物理部会運営委員

部会長 (1年)	関本 博 (東京工業大学)
副部会長 (1年)	代谷 誠治 (京都大学)
庶務幹事 (1年)	小原 徹 (東京工業大学)
庶務幹事 (2年)	三澤 毅 (京都大学)
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 (原子力機構)
HP 担当幹事	須山 賢也 (原子力機構)
HP 担当幹事	奥村 啓介 (原子力機構)
財務小委員会担当幹事 (1年)	小坂 進矢 (テプコスシステムズ)
財務小委員会担当幹事 (2年)	安藤真樹 (日本原子力研究開発機構)
編集小委員会担当幹事 (1年)	吉岡 研一 (東芝)
編集小委員会担当幹事 (2年)	卞 哲浩 (京都大学原子炉実験所)
セミナー小委員会担当幹事 (1年)	代谷 誠治 (京都大学)
セミナー小委員会担当幹事 (1年)	三澤 毅 (京都大学)
学術交流小委員会担当幹事 (1年)	山本 敏久 (大阪大学)
学術交流小委員会担当幹事 (2年)	田渕 士郎 (三菱重工)
学生・若手小委員会担当幹事 (1年)	横山 賢治 (原子力機構)
学生・若手小委員会担当幹事 (2年)	佐藤大介 (三菱重工)

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)

吉岡 研一 kenichi.yoshioka@toshiba.co.jp

卞 哲浩 pyeon@kuca.rri.kyoto-u.ac.jp

炉物理部会員の名簿は、日本原子力学会の名簿に基づいて作成しております。学会名簿は、部会報の郵送、部会メ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>

日本原子力学会炉物理部会第 25 回総会議事録

日時：平成 18 年 3 月 24 日（金） 12：00～13：00

場所：日本原子力研究開発機構大洗研究センター核熱利用試験棟 2 階

（日本原子力学会 2006 年春の年会M会場）

配布資料：

1. 炉物理部会第 25 回総会議事案
2. 平成 17 年度炉物理部会収支予算 実績（見込）報告
3. 平成 17 年度～18 年度炉物理部会運営委員
4. 第 25 回日本原子力学会炉物理部会 平成 17 年度活動報告及び審議メモ
5. 炉物理部会 web システムなどについて 一報告と依頼一
6. 「部会等運営委員会（平成 17 年度下期分）」のご報告
7. 平成 18 年度炉物理部会収支予算案
8. 炉物理夏期セミナーについて
9. 大強度陽子加速器プロジェクト(J-PARC)の核変換実験施設に対する予備的な研究提案 (Letter of Intent : LOI)の募集案内
10. JAEA-KEK Joint Project on High Intensity Proton Accelerators J-PARC Project Office
11. 核データ部会・炉物理部会の次期合同アクションのための準備委員会の発足について

議事：

・ 17 年度決算報告

小坂委員（財務担当）より、配布資料 2 に基づいて平成 17 年度決算報告があり、了承された。

・ 17 年度編集活動報告

羽様委員（編集担当）より平成 17 年度部会報発行についての報告があった。

・ 17 年度学術研究交流活動報告

松本委員（学術交流担当）より平成 17 年度の日韓サマースクールを 6 部会合同で実施したこと等について報告があった。

・ 17 年度運営委員選出

次期運営委員案について配布資料 3 に基づき山根部会長から説明があり、炉物理委員会担当運営委員についてはとりあえず未定とし、また財務小委員会委員については長家氏に

代わり、安藤真樹氏（原子力機構）と修正することで承認された。

（交通機関のトラブルによって到着が遅れた関本新部会長に代わり、この後も山根前部会長が引きつづき議事を進行した。）

・ 炉物理委員会担当運営委員について（配布資料 4）

山根前部会長から、旧原研の炉物理研究委員会が廃止されたことを受けて以下のことが提案され、了承された。

○ 炉物理研究委員会の担当運営委員を廃止する。

○ 新しく原子力機構で発足するシグマ委員会担当の運営委員を選出し、シグマ委員会とのリエゾンの役割をしてもらう。

○ 担当委員はシグマ委員会の原子力機構の委員から選出することとし、平成 18 年度委員については今後決定する。

○ 今後、個別のテーマ等について検討の必要が生じた場合には個々に対応する。

・ 部会HPへの名簿掲載について（配布資料 4）

山根前部会長より個人情報保護についての要請が学会事務局よりあった旨説明があり、その後須山委員より配布資料 5 に基づいて以下の説明があり、了承された。

○ 部会員で部会からのメールを受け取っていない人は担当委員に連絡する。

○ アドレス変更は web 上で各自が行う。不明な点がある場合は須山委員に問い合わせる。

○ 学生会員の関係者（教員等）は可能であれば卒業後の新アドレスを連絡する。

○ 部会の成果を掲載するページが全く活用されていない。ページの廃止を含め、対策を運営委員会で決める。

○ 個人情報保護の観点から web での部会員個人名の掲載をやめた。運営上不便であるという意見もあるため、その対策については運営委員会で決める。

・ 次期代議委員の選出について（配布資料 4）

山根前部会長より、代議委員の選出について、これまでのルールでは不都合が生じたため、部会長、副部会長と相談の上で新ルールを定めたとの報告があり、新ルールが承認された。これにより平成 18 年度代議員は、関本部会長及び山根前部会長を推薦することとなった。

・ 炉物理部会表彰制度について（配布資料 4）

山根前部会長より、炉物理部会表彰制度について、前回総会から特に意見がなかったのが原案通りに承認することが提案され、了承された。

・フェロー会員の推薦方式について (配布資料 4)

山根前部会長より、フェロー会員の推薦方式について、前回総会以降今回までに寄せられた意見がなかったため、原案通り承認いただきたいとの提案がなされ、了承された。

・日韓合同セッションについて (配布資料 4)

山根前部会長より、次回日韓合同セッションについて、2006 年 10 月に核データ部会と合同で開催予定であり、今後核データ部会と内容を詰める旨の報告があった。また今後の開催方式については、核データ部会から「炉物理部会、核データ部会、韓国でルールを明確化したい」と提案が来ているとの報告があった。

・炉物理部会報の発行方法について

中島委員より、アンケートの結果冊子での部会報配布の希望が 5 件あった旨説明があり、原則として今後部会報は web 公開とし冊子を希望している部会員については編集担当委員が冊子版を作成して送付することが提案され、了承された。これに関連して、web 版では個人情報掲載について注意する必要があるとの意見が出され、編集の際に留意することとした。

・部会等運営委員会 (平成 17 年度下期分) 報告

青木委員より、部会等運営委員会活動について配布資料 6 に基づき報告があった。この中で、現在 3 年任期となっている部会等委員について 2 年任期とする必要があるとの説明があり、部会の運営委員会で対応することとした。

・編集委員会報告

中島委員より、1) 編集委員の一部交代について検討中であること、2) 論文誌掲載料見直し、投稿規程の改正 (論文と技術報告の区分の廃止) について編集委員会で検討されていること、3) 学会誌をより読みやすくするため、紙面が変わる予定であること、4) 編集委員会推薦により 2 年連続で炉物理分野から学会賞 (論文賞) 受賞者がでたこと、などについて報告があった。

・平成 18 年度予算案について

小坂委員より、配布資料 7 に基づき平成 18 年度予算案について説明があり、了承された。このなかで繰越金は年々減少しており今後何らかの対策が必要である旨指摘があった。

・平成 18 年度炉物理夏期セミナーについて

宇根崎氏 (三澤委員代理) より配布資料 8 に基づき来年度の炉物理夏期セミナーの開催日、場所等について説明があった。テーマとしては「燃焼」を中心に考えているが、もし取り上げてほしいテーマがあったら連絡してほしいとの要請があった。

・ J-PARC 研究提案について

辻氏より配布資料 9、10 に基づき J-PARC の予備的な研究提案の募集について説明があり、広く提案を寄せてほしいとの要請があった。

・ 懇親会について

伊藤委員より、本学会会期中に開催予定の炉物理部会懇親会について説明と参加者の追加募集に関する案内があった。

・ 核データ部会・炉物理部会の次期合同アクションのための準備委員会の発足について

石川氏より、表記の件について配布資料 11 に基づき説明があり、1) 表記準備委員会を立ち上げること、2) 提案するテーマは準備委員会で検討を行うこと、3) 準備委員のメンバーはメールで募集すること、4) 最低 1 回は会合を開くこと、5) 最終的に研究専門委員会設置の提案を目標とすること等について説明があり、本取り組みを炉物理部会として承認することが提案され、これを了承した。

・ 新部会長挨拶

関本新部会長より挨拶があり、今後の活動について長期的展望に立った提案があったら是非寄せてもらいたい旨要請があった。

第25回総会で提起された懸案事項とその対応状況について

庶務幹事 小原 徹

1. シグマ委員会担当運営委員の選出

本総会で部会長より提案。

2. 部会HPの部会成果を掲載するページの扱い

平成18年5月に該当ページを閉鎖した。

3. 部会HPの名簿の扱い

平成18年7月に検索機能を持たせた名簿ページを開設した。当該ページは炉物理部会員宛メーリングリストで連絡したパスワードがないと閲覧できない。また一覧表として閲覧できるのは氏名、所属のみで、連絡先等は検索機能を用いないと調べることは出来ない。開設前にメーリングリストで周知し、3週間ほど掲載削除希望者を募ったが申出はなかったため、自宅住所等が連絡先になっている人を除き全員掲載した。

4. 炉物理部会表彰規定

運営委員会で規程案を作成した。本総会で規程案提案。

5. フェロー会員の推薦

部会長より本総会で推薦者提案。

6. 日韓合同セッション

運営委員会で今後の対応について検討した。部会長より本総会で方針の提案。

7. 部会等運営委員の任期

平成18年5月の部会等運営委員会に部会長名で任期を3年から2年に変更するよう要望書を提出した。

8. 部会予算について

運営委員会での検討結果について本総会で報告。

9. 2006年秋の大会での部会・連絡会企画セッションの提案の検討

炉物理部会・核データ部会合同企画セッション「分離変換技術の実現に向けて炉物理・核データは如何に寄与できるか」を提案し、提案どおり採択され本大会で開催予定。

日本原子力学会炉物理部会第 26 回総会議事次第

日時：平成 18 年 9 月 28 日 (木) 12:00～13:00

場所：北海道大学情報科学研究科棟 A21

(日本原子力学会 2006 年秋の大会 0 会場)

配布資料：

1. 第 25 回総会で提起された懸案事項とその対応状況について
2. 第 37 回 炉物理部会夏期セミナー収支報告書
3. 平成 18 年度 炉物理部会収支予算 中間報告
4. 部会運営に関する提案及び報告
5. 炉物理部会表彰規定 (案)

議事：

1. 第 25 回総会で提起された懸案事項とその対応状況について (小原庶務幹事)
2. 炉物理夏期セミナー報告 (全体報告・収支報告) (三澤担当幹事)
(若手研究会報告) (横山担当幹事)
3. 部会会計中間報告 (小坂担当幹事)
4. 編集小委員会報告 (代理：小原庶務幹事)
5. 学術交流小委員会報告 (山本敏久担当幹事)
6. 部会等運営委員会 (平成 18 年度上期) 報告 (岩崎委員)
7. 学会編集委員会報告 (山本章夫委員)
8. シグマ委員会担当運営委員の選出について (関本部会長)
9. 次回夏期セミナー幹事機関について (関本部会長)
10. フェロー会員の推薦について (関本部会長)
11. 2007 年春の大会企画セッションについて (関本部会長)
12. 炉物理部会表彰規定案について (小原庶務幹事)
13. 日韓合同セッションについて (関本部会長)
14. 日韓サマースクールについて (関本部会長)
15. 部会予算方針について (関本部会長)
16. 部会活動の検討について (関本部会長)
17. その他

編集後記

平成 18 年度の編集が大変遅れましたことをここにお詫び申し上げます。原稿執筆を依頼させていただきました方々には多大なご迷惑をお掛けし大変申し訳ございませんでした。おかげさまで無事発行することができ、皆様のご協力に深くお礼を申し上げます。

今年度からは部会誌は WEB 版となりました。より広くの方々に読んでいただくため、また、少しでも技術開発や研究の役に立つような情報を提供できるようにと、トピックを企画いたしました。より多くの方々に興味を持っていただければ幸いです。

(編集小委員会：吉岡 研一)

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）随時，技術情報提供等のためのニューズ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, 随時, 講演会, 見学会等を開催する。

(9) その他, 適切な事業は随時, 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1500円、1000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。

- (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

(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

(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

(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

(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、学术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。