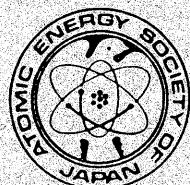


炉物理の研究

(第 45 号)

1996年 4 月

巻頭言 世界にはばたこう日本の炉物理	土橋敬一郎	1
<トピックス>		
1. 炉設計・炉心管理におけるAI技術の応用		
(1) 炉心管理への遺伝的アルゴリズム・ニューラルネットワークの応用	山本章夫	2
(2) BWR燃料集合体の濃縮度分布最適化	平野 靖	9
(3) 設計ウィンドウによる原子炉概念設計支援	久語輝彦	18
2. OECD/NEA β_{eff} 国際ベンチマーク実験の現状(II)	桜井 健, 岡嶋成晃, 根本龍男	26
3. NUCEFにおける臨界安全性実験	三好慶典, 中島 健	33
<部会員の声(自由投稿欄)>		
1. 炉物理国際会議“PHYSOR'96”の開催準備状況	中川正幸	40
2. 核融合炉専門部会の活動に関するアンケートから	大山幸夫	41
<第28回炉物理夏期セミナー予告>	若林利男	45
<委員会報告>		
1. 炉物理研究特別専門委員会「原子炉システム専門部会」	森 貴正	47
2. 炉物理研究特別専門委員会「遮蔽専門部会」	笹本宣雄, 坂本幸夫	49
3. 炉物理研究特別専門委員会「核融合炉専門部会」	池田裕二郎	50
4. 「消滅処理工学」研究専門委員会	川島克之	51
5. 「放射線挙動」研究専門委員会	中村尚司	53
6. 平成7年度「若手・学生小委員会」の活動報告	宇根崎博信	54
<研究室だより>		
1. 東大・工学系研究科システム量子工学専攻 近藤研究室	古田一雄	56
2. 阪大・工学部原子力工学科第5講座(竹田研究室)	竹田敏一	57
3. 動燃・大洗工学センター実験炉部臨界工学試験室	大谷暢夫	59
4. 電中研・炉物理・燃料工学グループ	松村哲夫	60
5. 東電ソフト・炉心管理システム部	佐治悦郎	61
6. 三菱重工・炉心技術部新型炉炉心技術グループ	池田一三	63
<国際会議情報>		
1. Topical Meeting on Advances in Nuclear Fuel Management II		65
2. GLOBAL'97の開催について		67
☆「炉物理部会」規約		69
☆事務局だより		72
☆部会員名簿		75



(社)日本原子力学会

炉物理部会



巻 頭 言

世界にはばたこう日本の炉物理

日本原子力研究所 土橋敬一郎

今年9月には原子力学会と日米炉物理部会主催で水戸でPHYSOR96を開催します。日本で初めての炉物理国際会議になります。炉物理の世界的衰退が懸念されるようになってからいく久しいのですが、2月に締め切った要旨による応募が324件をという、前回のKnoxville会議の2倍、'90年のマルセーユ会議なみの状況を見るかぎり、炉物理をまだまだ発展させたいという世界的な意欲が感じ取れます。新しい計算手法の提案、炉物理実験解析やコードのベンチマークと検証等典型的な炉物理の問題が大勢を占めています。また燃料管理、炉心管理、過渡特性といった実用的な分野での新しい提案もかなりあります。各国とも情勢が厳しいので、要旨審査で残った280件のうち何件発表できるのか予断は許せませんが、炉物理活動についての、このような意欲は今後生かして、発展を図りたいものです。その方策として国際協力の強化と利用を提案します。

まず国内の懸案事項を整理して、国際協力の場へ持ち込みたい。NEA/NSCやIAEA/CRPは新型炉戦略やベンチマークで日本の提案を待っています。 β eff国際ベンチマーク実験や核データ評価の協力活動はすでにスタートしています。

情報交換を密にして、知識・情報の共有を図りましょう。計算コードについていうと、米国製のコードは公開され、われわれはよく利用してきました。1970年代になって開発されたWIMS改良版、CASMO等は商品化されています。フランスはコードを公表する習慣を持ちません。そこで国内だけでも透明性を持ちたいものです。たとえば、マルチバンドとsub-groupは共鳴の取り扱いで同じ概念に基づくもので、ロシア、フランスが先鞭をきったものです。PHYSOR96への発表の中で1件、プログラム委員から新規性がないとの評価を受けたものがありました。情報交換を細やかにして、空回りは避けたいものです。

新しい分野へと飛び込む勇気を持ちたいものです。原研ではSpallation中性子源を中核とする中性子科学研究センター構想という基礎よりへ方向を向けるとの方針が立っていますが、これらの施設の検討にも、冷中性子源における液体水素による散乱、バルク遮蔽における高エネルギー中性子の振舞いといった諸問題の解決に炉物理、核データの知識経験が必要です。同じ構想の中で考えているマイナーアクチノイド消滅への工学利用となると、動力炉並みの規模なので、全日本いや国際協力の世界です。OECD/MegaForumでの加速器開発、NEAでの消滅システム評価についての協力が開始されています。

いろいろの国際協力活動で日本の参加は必須とされています。これからはわれわれが世界の炉物理をリードする覚悟で努力しましょう。

〈トピックス 1〉 炉設計・炉心管理におけるAI技術の応用

(1) 炉心管理への遺伝的アルゴリズム・ニューラルネットワークの応用

原子燃料工業(株)・ソフトエンジニアリング室 山本 章夫

[E-mail : KYF01572@niftyserve.or.jp]

1. はじめに

現在、日本の商業用加圧水型軽水炉 (PWR) では、ほぼ年に1回の割合で定期検査が実施されており、炉心内に装荷されている燃料の約 1/3 が新燃料と交換される。この際、取替炉心設計が実施され、炉心内での原子燃料集合体の配置方法 (装荷パターン, 図1参照) を決定するとともに、次回の定期検査に至るまでの炉心の性能が評価される。PWR では、運転中に制御棒による出力分布の調整を行わないため、炉心の安全性、経済性等の主要な特性は、装荷パターンにほぼ依存する。従って、炉心内での最適な燃料集合体配置を決定すること、すなわち装荷パターンの最適化が極めて重要となる。本稿では、遺伝的アルゴリズム及びニューラルネットワークを PWR の装荷パターン作成に応用した例について紹介する。

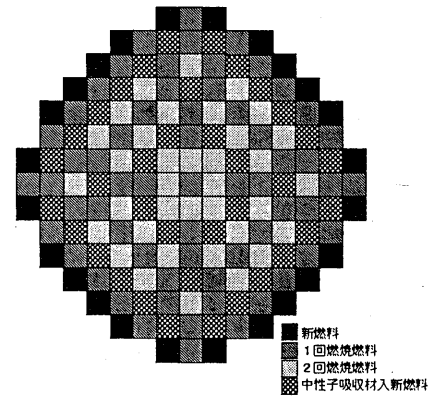


図1 PWR 燃料装荷パターン例

2. 遺伝的アルゴリズムを用いた装荷パターン最適化

2.1 PWR 装荷パターン最適化

炉心内に装荷される燃料集合体数は炉心の熱出力によって異なるが、国内でもっとも大きい 110 万 kW 級 PWR で 193 体である。したがって、燃料集合体の配置方法は 193! 通り存在することとなり、極めて探索空間が広い。通常は炉心の対称性等を利用して探索空間を限定することが可能であるが、それでもなお $10^{20} \sim 10^{30}$ のスケールとなる¹⁾。装荷パターンは、炉心内の最大燃料棒出力密度 (出力ピーキング係数)、炉心の各種反応度係数等の安全パラメータの制限を満たしつつ作成する必要があることから、装荷パターン毎に炉心核特性の評価を行う必要があり、かなりの計算時間が必要となる。また、多数の「局所的な最適解」が存在する。そのため、自動化は困難であり、従来は技術者の試行錯誤により装荷パターンを決定していた。

しかしながら、近年の計算機能力の向上に伴って、従来は計算時間の面から実用的でなかった Stochastic な最適化のアルゴリズムが使用可能となりつつある²⁾。以下では 1 例として、遺伝的アルゴリズムの装荷パターン最適化への適用を示す。

2.2 遺伝的アルゴリズムについて^{3), 4)}

遺伝的アルゴリズム (Genetic Algorithms, GA) は、生物の進化を工学的に模擬した最適化のアルゴリズムである (図2)。GAでは、まず問題の解の集合を発生させ、染色体に見立てた文字列に変換する (遺伝子型)。その後これらの文字列、すなわち解を評価し、評価値の高いもの、言い換えると特性の優れたものを残していく。これは、生物界における自然淘汰に対応する。次に生き残った文字列の集団に対して交叉、突然変異、自己再生などの遺伝的な操作を行い、次世代の集団を発生させる。このような処理を繰り返し行うことで、集団全体の評価値を上げ、最適解を求めようというものである。

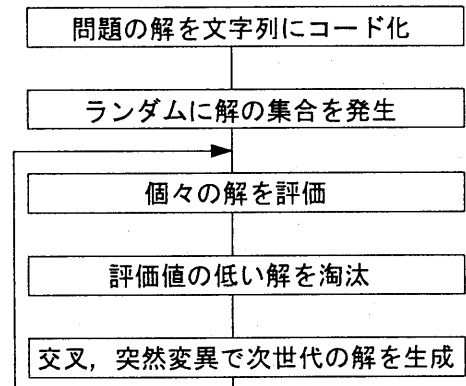


図2 GAの処理フロー

一般的に、GAは次のような特徴を持つ問題に効果的に適用できるとされている。

- (1) 多候補の組合せ最適化や離散的最適化問題
- (2) 最適化のための数学モデルの設定は難しいが、適応度 (特性の良好さを示す指標) は計算できるような問題
- (3) 厳密な最適解は必要としないが、最適解のいくつかの候補は必要とするような問題

GAはその汎用性、局所解に陥りにくい広域探索能力等から、近年注目を集めており、ジョブショップスケジューリング問題、巡回セールスマン問題などについて研究が行われている。また、応用例として、ジェットエンジン設計の最適化、戦闘機の回避行動の学習、通信ネットワークの最適化、構造物形状の最適化等に用いられている。

2.3 GAの装荷パターン最適化への適用^{5), 6), 7), 8)}

GAを装荷パターン最適化へ適用する場合、前節で述べたように問題の解、すなわち装荷パターンを遺伝子型 (文字列) に置き換える必要がある。ここで、置換した文字列が、もともとの問題の解の性質を良く表わしている必要があることに注意しなければならない。GAでは、遺伝子型として1次元の文字列 (ビット列) を使用することが多いが、装荷パターン最適化にあたっては装荷パターンをそのまま2次元の数値に置換して遺伝子型とした。これは、出力分布などの炉心特性が隣接する燃料により大きく影響されるためである。

なお、GAは広域探索能力に優れており、局所解に陥りにくいですが、逆に局所的な探索能力が弱いと言われている。そこで、GAと2体交換に基づく局所探索手法を結合したハイブリッドGAを用いている。

以上に述べたハイブリッドGAを用いて、PWRの燃料装荷パターン最適化を行うGALLOPコードを作成した。計算手順は以下の通りである。

- (1) 炉心に装荷すべき燃料集合体を用いてランダムに初期パターンを作成する(初期集団)。
- (2) 各々のパターンについて、炉心計算コードで燃焼計算を実施し、サイクル長、出力ピーキング係数などを算出したのち、適応度を評価する。
- (3) 適応度に応じた確率で集団の中からパターンを2つ選択、交叉により次世代のパターンを作成する。交叉はパターンを2次元の遺伝子と考え、一方のパターンの一部を他方のパターンのものとブロックで交換することにより行う。
- (4) ある確率で突然変異を発生させる。突然変異はランダムに2体交換を行うことで模擬する。
- (5) (2),(3),(4)を繰り返すことにより、良質のパターンを生成する。
- (6) (5)においてパターンの改善度合が小さくなれば、適応度の高いものを初期パターンとして2体交換をくり返し、局所探索を行う。

なお、GAを用いた場合、多数のパターンについて炉心特性評価を行う必要があるため、その計算時間が問題となる可能性がある。そこで、計算時間の短縮のため、3章に示すようにNeural Networksを用いて炉心特性の予測を行う研究も実施中である。

2.4 検証

検討方針

GALLOP コードで求められたパターンが最適であることを確認するためには、あらかじめ最適解を求めておく必要がある。しかしながら、前述したように実炉を対象とすると組合せの数が膨大になるため、その最適解を計算することが不可能となる。そこで、実炉の燃料構成を簡略化したベンチマーク炉心を想定し、可能な全ての装荷パターンをあらかじめ計算することで最適解をもとめ、比較評価に用いた。

ベンチマーク炉心

90万kW級PWR炉心(燃料集合体数:157体)の典型的な燃料構成を簡略化してベンチマーク炉心とした。炉心の対称性を利用し、また燃料の配置可能位置を制限することにより、可能な装荷パターンの組合せ数を約35万通りとした。図3に装荷パターンの1例を示す。これらのパターンについて出力ピーキング係数、炉心寿命末期の臨界ほう素濃度(PWRでは冷却材中のほう素で反応度を調整する)、冷却材温度に対する反応度係数等を計算した。計算結果の一例として、図4に出力ピーキング係数の度数分布を示す。

	H	G	F	E	D	C	B	A
8	2	2	1	1	NG	2	1	1
9	2	2	NG	2	1	1	NG	N
10	1	NG	2	1	2	NG	1	
11	1	2	1	2	NG	1	N	
12	NG	1	2	NG	1	N		
13	2	1	NG	1	N			
14	1	NG	1	N				
15	1	N						

N: 新燃料
 NG: 新燃料
 1: 1回燃焼燃料
 2: 2回燃焼燃料

図3 装荷パターンの一例

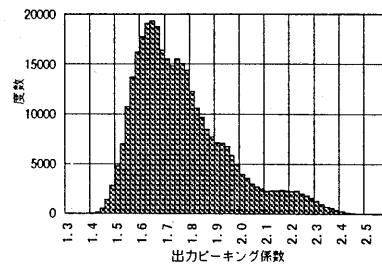


図4 出力ピーキング係数の度数分布

解析条件

上記のデータベースを用いて、以下の条件で GALLOP コードによる最適化計算を行った。

問題1 : 出力ピーキング係数 (F_{xy}^N) を最小にする。

問題2 : サイクル長を最大にする。

問題3 : $F_{xy}^N \leq 1.435$ でサイクル長を最大にする。

問題4 : $F_{xy}^N \leq 1.435$ かつ冷却材温度係数を負に保ちつつサイクル長を最大にする。

これらの4つの問題のうち、問題4は実炉の設計条件とほぼ同一である。計算パターン数はGAによる探索部で3000パターンとし、2体交換に基づく局所探索も併せて行った。計算時間はワークステーション上で約6時間である。なお、GAは確率的に探索を行なうため、初期乱数を変化させて10回の試行を行うこととした。

解析結果

問題1～4に対する解析結果を図5に示す。図5より、問題1, 2に関しては、10回の試行に対してすべて最適パターン(Rank 1)を算出しており、また問題3, 4に関しては、半数以上が最適解、残りも最適解と大差ないパターンを算出している。これらのことから、GA及び局所探索手法を組み合わせたGALLOPコードは、複数の制約条件のもとで最適解もしくは最適解に十分近い

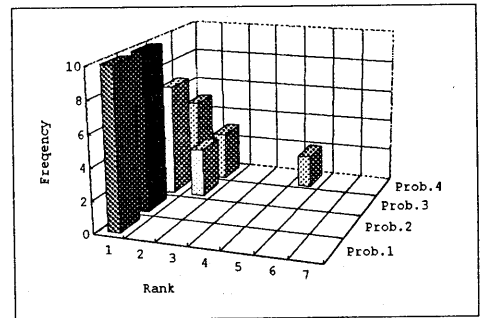


図5 各問題に対する10回の試行結果

パターンを算出可能であると考えられる。

なお、GALLOPコードは、実炉心の設計にも適用されており、熟練した技術者が作成した装荷パターンと比べて遜色ない結果が得られている。

3. ニューラルネットワークを用いた炉心特性評価

3.1 ニューラルネットワークについて⁹⁾

ニューラルネットワークは、生体の脳における神経系統を工学的に模擬した情報処理方式である。ニューラルネットワークの基本構造を図6に示すが、多数のニューロンがシナプスを通じて結合された形となっている。ニューロンは、入力信号の総和を計算するとともに、その結果を非線形に変換して出力する。シナプスは、信号の伝搬を行うことにより、ニューロン同志を結合するが、その結合の強さはシナプス荷重と呼ばれ、ニューラルネットワークの記憶を司る。

シナプス荷重は、数多くの「教師」信号を用いて決定される。すなわち、ある例題をニューラルネットワークに入力した時の出力(解答)が正解に最も近くなるようシナプス荷重を変更することにより、学習を行っていくものである。

ニューラルネットワークは、従来のノイマン型コンピュータが不得意としていたあいま

いな情報の処理、高速なパターン認識等に優れており、制御・診断の分野で幅広く応用されつつある。

次節以後は、ニューラルネットワークのパターン認識能力、高速な計算能力を生かした、原子炉内の出力分布の予測¹⁰⁾について述べる。

3.2 ニューラルネットワークの設計

ニューラルネットワークの設計において、その精度に最も大きく影響を及ぼす要因は、入出力データの選択及びネットワークの構成であると考えられる。まず、ニューラルネットワークの入力値には、燃料集合体の種類や新旧の違いを最もよく表す特徴量である集合体無限増倍率を用いた。集合体無限増倍率とは、対象とする燃料集合体を無限平面上に配置した場合

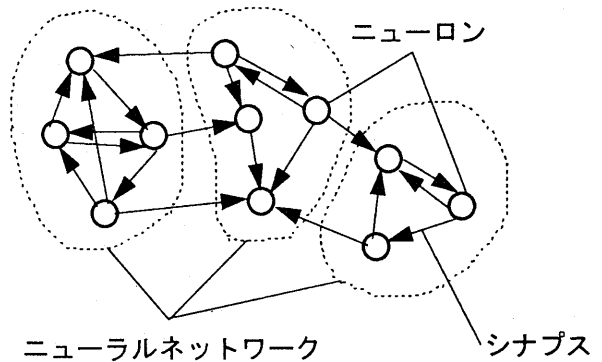


図6 人工ニューラルネットワークモデル

の臨界度を表すパラメータで、一般的に、集合体無限増倍率が高いほど原子炉内での相対的な出力も高く、また、新しい燃料ほど集合体無限増倍率は高い。

ネットワークの構成には、一般的な3層もしくは4層型の階層型モデルを用いた。入力層は、炉心内の燃料集合体の数のニューロンを設け、炉心内位置に対応させて集合体無限増倍率を入力した。出力層については、出力層のニューロンをひとつにして、そのニューロンから炉内最大出力を算出するケースと、複数の出力ニューロンから炉内の集合体出力分布を算出し、最大値を抽出するケースの2ケースを考え、予測精度の比較を行なった。図7に複数のニューロンを出力層に設けた場合のネットワーク構造を示す。

3.3 対象炉心及び燃料構成

対象とした炉心は、国内の代表的な2ループPWR炉心であり、炉心内の1/8対称性を考慮して、121体ある集合体のうち21体についてニューロンを配置した。燃料としては、燃焼度及び中性子吸収材の異なる7種類のものを用いた。

3.4 炉内最大出力の予測精度の検証

教師データ及び検証データは、上記の7種類の燃料を装荷したパターンをランダムに作成し(各500パターン)、それぞれについて炉内最大出力を中性子拡散コードを用いて評価することで作成した。この教師データを用いてニューラルネットワークの学習を行ない、検証データにより炉内最大出力の予測値と真値の比較を行なった。

なお、計算時間は拡散方程式を数値的に解く通常の方法の数百分の一であり、非常に高速である。

3.5 検証結果

表1に各ネットワーク構成条件における最大出力の予測精度をまとめた。ネットワークの構成により予測精度が著しく異なり、今回の条件では2層の中間層で複数の出力ニューロンを用いた場合が、最もよい予測精度が得られた。また、このネットワーク構造で得られた炉内の出力分布の比較を図8に示すが、出力分布についても十分な精度が得られている。従って、今後、炉心の燃焼に伴う最大出力の評価などさらなる水平展開が期待できる。

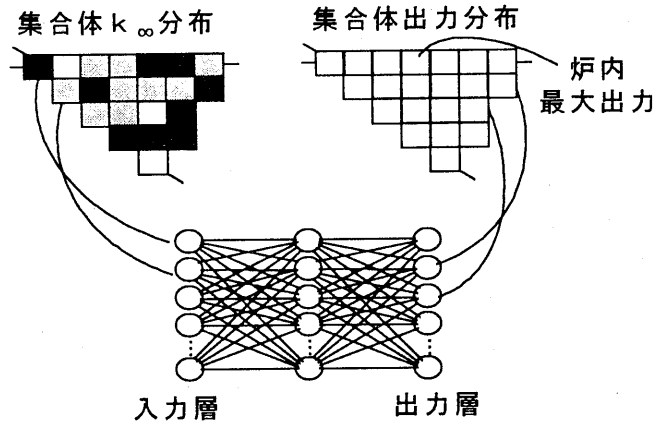


図7 ネットワーク構造 (複数の出力ニューロンの場合)

入力層ニューロンの数	中間層の数 (ニューロンの数)	出力層ニューロンの数	最大出力の平均2乗誤差
21	1(100)	1	9.2%
	1(50)	21	3.9%
	2(30*2)	21	1.4%

表1 ネットワーク構成と予測精度の比較

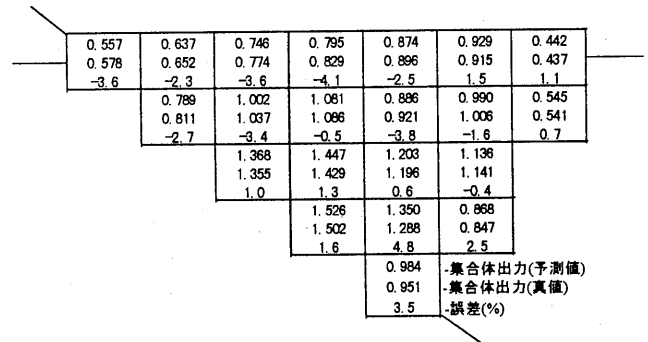


図8 出力分布の比較 (一例)

4. おわりに

遺伝的アルゴリズム及びニューラルネットワークの応用事例として、炉心管理、主に燃料装荷パターン作成にこれらの技術を適用した例について紹介した。

これら両者のアルゴリズムが、生物を手本にしているという面で共通であることは非常に興味深く、今後の計算機科学の研究の1方向を示唆しているものとも考えられる^{11), 12)}。また、両者ともに応用範囲が広いと考えられるため、今後のさらなる発展が期待される。

参考文献

- 1) Driscoll, M. J., et al., "Linear Reactivity Model for Nuclear Fuel Management", Am.Nucl.Soc., (1990).
- 2) Kropaczek, D. J. et al., "In-Core Nuclear Fuel Management Optimization for Pressurized Water Reactors Utilizing Simulated Annealing," Nucl.Technol., V95, p9, (1991).
- 3) L.デービス編, 「遺伝アルゴリズムハンドブック」, 森北出版, (1994).
- 4) 日本機械学会, 「設計最適化のための新技術開発とその応用に関する調査研究分科会成果報告書」, P-SC199, (1994).
- 5) Poon, P. W. et al., "Application of Genetic Algorithms to In-Core Nuclear Fuel Management Optimization," Proc. SNA, V2, p777, (1993).
- 6) 山本章夫, 「ハイブリッド GA を用いた PWR 燃料装荷パターン最適化の検討」, 日本原子力学会, 1994 年秋の大会要旨集, G53, (1994).
- 7) 山本章夫, 「ハイブリッド GA による PWR 燃料装荷パターン最適化問題の解析」, 日本原子力学会, 1995 年春の年会要旨集, C38, (1995).
- 8) 山本章夫, 「装荷パターン最適化における SA と GA の比較」, 日本原子力学会, 1995 年秋の大会要旨集, A17, (1995).
- 9) 「入門と実習ニューロコンピュータ」中野馨監修、飯沼一元編集、ニューロンネットワークグループ+桐谷滋著、技術評論社.
- 10) 野田秀史 他, 「ニューラルネットワークを用いた炉心特性評価手法の検討」, 日本原子力学会, 1995 年春の年会要旨集, C39, (1995).
- 11) 人工生命研究会編「人工生命」, 共立出版, (1994).
- 12) 柴田, 福田編, 「人工生命の近未来」, 時事通信社, (1994).

(2) BWR燃料集合体の濃縮度分布最適化

(株)東芝 原子力技術研究所 平野 靖

1. はじめに

沸騰水型原子炉 (BWR) の核設計は、運転性、過渡・安全性、経済性などの要請から種々の制約が課され、以下に示す燃料集合体設計と炉心設計の2つに分けられる。

まず、燃料集合体設計では、燃料の取出燃焼度などに応じて決まる機械的な構造設計 (燃料棒径、燃料棒間隔、減速材対燃料体積比など) と、個々のプラントの特性や運転期間などに応じて決まる燃料集合体の濃縮度・Gd (中性子吸収材) 設計を行う。

次に、炉心設計では、運転時の熱的特性 (例えば、最大線出力密度: MLHGR)、炉停止余裕、余剰反応度などが設計目標を満足するように、燃料集合体設計で決定した燃料の炉心内での装荷パターンや制御棒計画を決める。

通常は、エンジニアが両設計を何回か繰り返し、試行錯誤的に最終設計を求めている。

BWRでは燃料集合体内は水と蒸気の二相流が流れ、燃料集合体と燃料集合体の間には非沸騰水が流れているので、軸方向・径方向に減速材が分布している。したがって、燃料集合体設計で、軸方向・径方向に濃縮度分布をつけ、出力分布を平坦化している。

燃料集合体の濃縮度・Gd設計には、①燃料集合体の軸方向の断面平均濃縮度分布・Gd分布 (本数と濃度) を決める作業^[1]と、②各燃料棒に数種類の濃縮度 (製造上、濃縮度種類数はできるだけ削減する) を割り付ける作業の2つがある。前者は、運転中の軸方向出力分布を制御して熱的特性と経済性を向上させるために行い、後者は、集合体の径方向の出力分布を平坦化 (局所ピーキング係数: LPF低減) するために行っている。

本研究では、後者のうち、燃料集合体の軸方向単一断面に限定した場合の濃縮度分布の最適化問題を対象とする。なお、Gd入り燃料棒については、本数・濃度・位置は与えられているものとし、燃料濃縮度のみを対象とする。

なお、同様な研究としてLimらの研究^[2]があるが、そこでは、燃焼初期 (BOL) のみを対象とした出力分布平坦化を議論しているだけであり、燃焼効果が考慮されておらず、Gd入り燃料棒の濃縮度も対象外とされている。

本研究では、運転時のMLHGRを抑えるため、与えられた燃焼期間を通じて、通常燃料棒の局所出力の低減と、Gd入り燃料棒の局所出力の低減 (Gd入り燃料棒は通常燃料棒より熱伝導率が低いので、通常燃料棒よりもさらに局所出力を低減する必要がある) を目指し、以下の2つのステップに分けて濃縮度分布の最適化問題を解いた。

(1)燃料棒を同じ濃縮度からなる N_s 個のグループに分割する。

(2)(1)の分割パターンを用い各グループの濃縮度 ($e = (e_1, e_2, \dots, e_i, \dots, e_{N_s})'$) を決める。

(2)の最適濃縮度は(1)の分割パターンに応じて変わるので、分割パターン決定時には濃縮度も決める必要がある。次節で(2)について先に説明し、3節で(1)について述べる。

2. 分割パターンを与えた場合の濃縮度値の最適化問題

先述のように、BWR燃料は数種類の濃縮度からなる燃料棒で構成される。ここでは、濃縮度の分割パターンが与えられた場合の濃縮度値の最適化問題を考える。

初めに、以下の前提条件が与えられているものとする。

- 集合体の幾何学形状
- 通常燃料棒の本数 (N) ・位置、Gd入り燃料棒の本数 (N_G) ・Gd濃度・位置、燃料棒総本数 ($N_T = N + N_G$)
- 領域平均濃縮度、濃縮度種類数 (N_S)、分割パターン

最大線出力密度は炉心内の集合体ノード出力とLPFの積で決まるので、与えられた燃焼期間 (L 点の燃焼ステップに分割) を通じてこの積の最大値を最小化する問題は、以下に示すようなミニマックス型の最適化問題となる。

まず、変数ベクトル u は、各グループの濃縮度 $e = (e_1, e_2, \dots, e_i, \dots, e_{N_S})'$ と後述の変数 (新たに導入した変数) の X 、 X_G とする。

$$u = (e, X, X_G)' \quad (1)$$

本節の最適化問題は、以下の目的関数を最小化するベクトル u を求めることにある。

$$A(X, X_G) = C_1 X + C_2 X_G \quad (2)$$

ここで、 C_1 と C_2 は X と X_G に対する適当な重み (定数) で、設計上の調整因子である。

また、制約条件は以下ようになる。

$$\text{通常燃料棒に対し、} \quad W_l P_{jl}(e) \leq X, \quad j = 1, \dots, N, \quad l = 1, \dots, L \quad (3)$$

$$\text{Gd入り燃料棒に対し、} \quad P_{kl}^{Gd}(e) \leq X_G LPF_l(e), \quad k = 1, \dots, N_G, \quad l = 1, \dots, L \quad (4)$$

$$\text{および} \quad \alpha/100 \leq X_G \quad (5)$$

さらに、領域平均濃縮度保存の条件と濃縮度の上下限の制約として以下を用いる。

$$\frac{1}{N_T} \sum_{i=1}^{N_S} m_i e_i = \bar{e} \quad (6)$$

$$e_{\min} \leq e_i \leq e_{\max}, \quad i = 1, \dots, N_S, \quad (7)$$

ただし、 W_l : 燃焼度ステップ l での重み関数で、集合体ノード出力の燃焼変化を模擬

$P_{jl}(e)$: 燃焼ステップ l での燃料棒 j の局所出力

X : 通常燃料棒のLPFに相当する変数

$P_{kl}^{Gd}(e)$: 燃焼ステップ l でのGd入り燃料棒 k の局所出力

X_G : Gd入り燃料棒の局所出力の最大値のLPFに対する比

不等式(3)は通常燃料棒の局所出力に関する制約で、燃焼ステップ依存の重み関数 W_l と燃料棒 j の局所出力 $P_{jl}(e)$ の積で線出力密度を模擬している。また、G d 入り燃料棒については、不等式(4)と(5)の制約を課し、G d 入り燃料棒の局所出力 $P_{kl}^{Gd}(e)$ が燃焼期間を通じてLPFの X_G 倍以下で、かつ、 X_G が $\alpha\%$ 以上となるようにしている。

したがって、目的関数(2)を最小化すれば、燃焼期間を通じて、通常燃料棒の線出力密度 ($W_l P_{jl}(e)$) の最大値 X が抑えられ、また、G d 入り燃料棒の局所出力 $P_{kl}^{Gd}(e)$ がLPFの $\alpha\%$ 以下に抑えられる(制約が厳しい場合は、できるだけ $\alpha\%$ に近づく解が得られる)。なお、 C_1 と C_2 は、通常燃料棒とG d 入り燃料棒の線出力密度に対する制約のどちらを優先させるかを定める設計上の調整因子で、通常はG d 入り燃料棒の制約を優先させている。

(1)から(7)式に示した問題は、非線形計画問題の1種であるので、逐次線形計画法^[3]により解くことができる。逐次線形計画法とは、非線形関数を局所的に線形化し、線形計画法(シンプレックス法)を逐次適用し、繰り返し法により解く手法である。

ここでは、 $P_{jl}(e)$ と $P_{kl}^{Gd}(e)$ を適当な濃縮度分布 e_0 のまわりに1次まで展開する。

$$W_l(P_{jl}(e_0) + (e - e_0)' \nabla P_{jl}(e_0)) \leq X, \quad j = 1, \dots, N, \quad l = 1, \dots, L \quad (8)$$

$$P_{kl}^{Gd}(e_0) + (e - e_0)' \nabla P_{kl}^{Gd}(e_0) \leq X_G LPF_l(e_0), \quad k = 1, \dots, N_G, \quad l = 1, \dots, L \quad (9)$$

ここで、(9)式の右辺の $LPF_l(e_0)$ 中の e_0 は変数 e を近似したもので、線形計画法を適用するために行った。この近似はかなり粗いが、繰り返し計算が収束した場合は成立つ。感度行列 $\nabla P_{jl}(e_0)$ 、 $\nabla P_{kl}^{Gd}(e_0)$ の要素は、次式のように、同じ濃縮度グループ $g(i)$ に属する燃料棒の感度係数を合成することで作成した。

$$\frac{\partial P_{jl}}{\partial e_i} = \sum_{m \in g(i)} \frac{\partial P_{jl}}{\partial e_m}, \quad i = 1, \dots, N_s, \quad j = 1, \dots, N, \quad l = 1, \dots, L. \quad (10)$$

各燃料棒の感度係数は、燃焼ステップ毎に各燃料棒の濃縮度を変化させ局所出力の変化を1次近似的に求めて評価している。この近似は収束解には影響しないと考えられる。

さらに線形近似の精度保証のため、反復計算での濃縮度変化幅に制限を付けている。

$$|e_i - e_{i0}| \leq \delta, \quad i = 1, \dots, N_s, \quad (11)$$

以上の線形計画問題を濃縮度が収束するまで逐次繰り返すことにより、非線形最適化問題を解くことができる。

3. 分割パターンの決定まで含めた濃縮度分布の最適化問題

濃縮度だけでなく分割パターンまで含めた最適化は、組合せ最適化問題となり解法が難しい。ここでは、エンジニアと同程度の分割パターン（準最適解）を作成することを目的として以下の方法を試みた。

ここで、濃縮度種類数 N_s は与えられているとする。

[1]濃縮度の初期値（均一分布）を与え、全燃料棒の濃縮度 ($e = (e_1, e_2, \dots, e_i, \dots, e_{N_T})'$) を変数とした最適化計算（2節の手法）を行い、反復計算により濃縮度の収束値を得る。

[2]得られた N_T 個の濃縮度分布を大きさ順に並べ、大きさの順序が変わらないとして N_s 個に分割する。各グループの濃縮度はグループ内の平均値をとるとして、線形近似により(2)式の目的関数 $A(X, X_G)$ 値を評価し、この値が小さい分割パターンの上位50ケース程度を、全分割パターン (${}_{N_T-1}C_{N_s-1}$ ケース) から選択する。

(全数探索、下図参照)

[3][2]で選んだ分割パターンについて各グループの濃縮度 ($e = (e_1, e_2, \dots, e_i, \dots, e_{N_s})'$) を変数として、目的関数 $A(X, X_G)$ を最小化する線形計画問題を解き、最良の分割パターンを決める。なお、各グループの濃縮度がグループ内の最小濃縮度から最大濃縮度程度の範囲の解を取り得るように、2節(11)式の制約を緩くしている。

[4][3]で得られた最良の分割パターンを採用し、濃縮度値が収束するまで最適化計算（2節の手法）を繰り返す。

なお[2][3]で用いる感度行列は、分割パターンごとに[1]の感度行列を合成して(2節の(10)式参照)作成している。

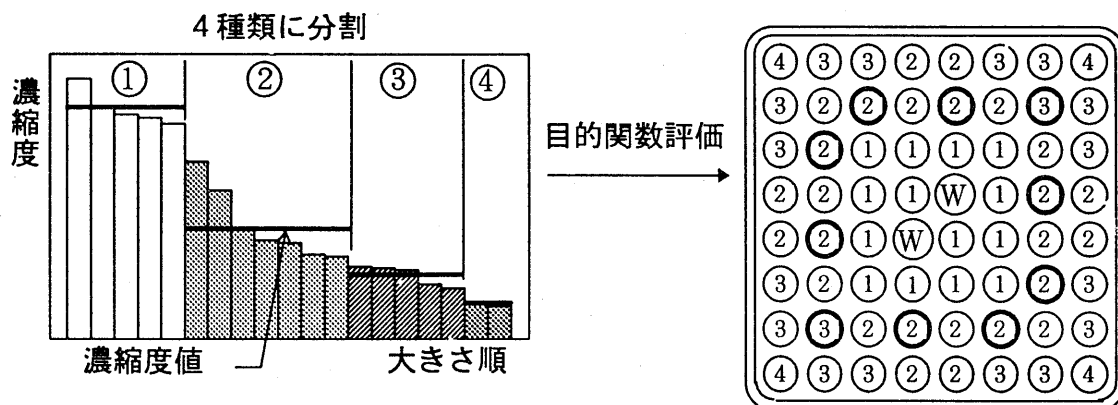


図1. 分割パターン決定例

4. 計算例 (MOX燃料)

4-1. 計算条件

計算例として、図2に示す8行8列のMOX燃料のPu富化度分布を最適化する。
設計条件、計算条件は以下の通りである。

・設計条件

平均PuO₂富化度：4.25wt%

(取出燃焼度30GWd/t程度相当)

富化度種類数：4

Pu組成^[4]：Pu-239=57.80wt%，

Pu-240=24.77wt%，

Pu-241=12.70wt%，

Pu-242=4.73wt%

通常燃料棒：1~16 (対称性考慮)

Gd入り燃料棒：本数=10、

濃度 (Gd₂O₃) = 2wt%、

位置 (図2参照、G1~G3)

・計算条件

PuO₂富化度の上下限：0~100wt%

燃焼計算時の履歴ボイド率：40%

燃焼ステップ[GWd/t]：0.0, 0.22, 2.2, 4.4, 6.6, 8.8, 11.0, 13.2, 15.4, 18.7, 22.0

制約をかけた燃焼度点数：10 (0.22GWd/tを除く)

変数の数 (X、X_Gを含む)：全燃料棒の濃縮度を変数とした場合：21 (図2参照)

分割パターン決定後の場合：6

燃焼度ステップ*l*での重み関数W_{*l*}：無限増倍率で近似

Gd燃料棒のパワーサプレッションを考慮する因子α：90

目的関数の重み：C₁=1.0, C₂=5.0

反復計算の収束判定：全燃料棒の濃縮度を変数とした場合：0.03wt%

分割パターン決定後の場合：0.01wt%

・燃焼計算：TGBLA^[5]による

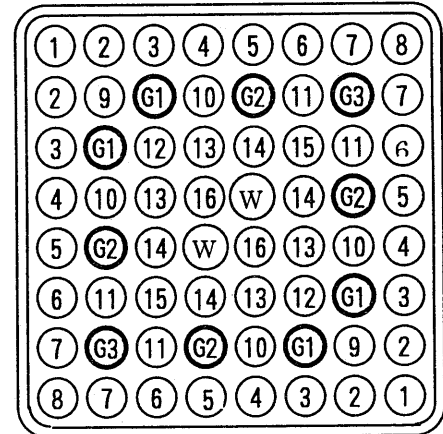


図2. MOX燃料集合体

4-2. 全燃料棒の富化度を変数とした場合の最適富化度

図3に、全燃料棒の富化度を変数とした場合の最適富化度分布を示す。局所出力の高い集合体外周部の富化度が下がっている。図4に、通常燃料棒の無限増倍率と局所出力の積の燃焼変化を示す。無限増倍率と局所出力の燃焼期間を通じての最大値は、全ての通常燃料棒ともほぼ1.16で一致している。また、Gd入り燃料棒のLPFに対する比(図5)の燃焼期間を通じての最大値も、全てのGd入り燃料棒でほぼ制約値0.9となっている。

以上より、全ての燃料棒とも燃焼期間のどこかで制約値に接しており、本富化度分布が厳密に最適解であることが示された。

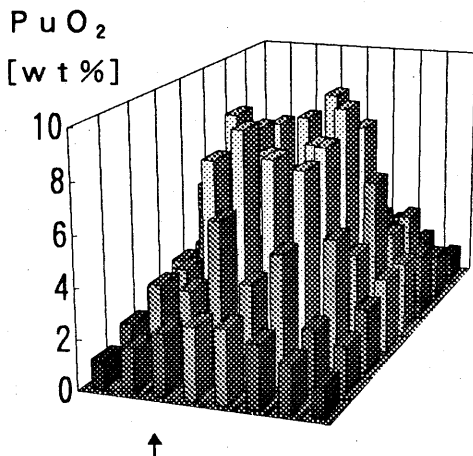


図3. 全燃料棒の最適富化度(PuO₂)分布

無限増倍率・局所出力(通常燃料棒)

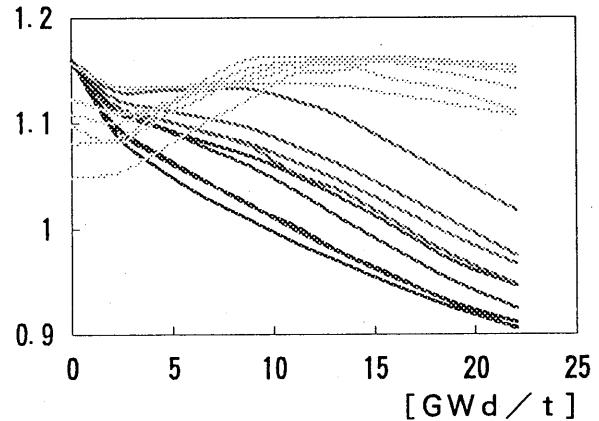


図4. (無限増倍率・局所出力)の燃焼変化

1.15	1.77	2.48	2.88	2.96	2.53	1.92	1.21
1.77	3.47	3.36	6.18	3.87	5.17	2.4	1.92
2.48	3.36	7.84	9.11	8.07	7.73	5.17	2.53
2.88	6.18	9.11	7.53	0	8.07	3.87	2.96
2.96	3.87	8.07	0	7.53	9.11	6.18	2.88
2.53	5.17	7.73	8.07	9.11	7.84	3.36	2.48
1.92	2.4	5.17	3.87	6.18	3.36	3.47	1.77
1.21	1.92	2.53	2.96	2.88	2.48	1.77	1.15

Gd棒の局所出力/LPF

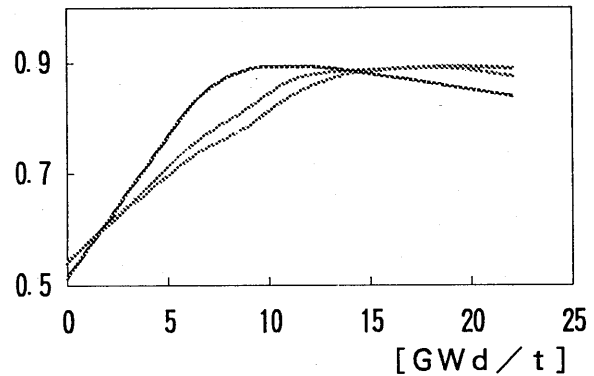


図5. Gd棒の局所出力/LPFの燃焼変化

4-3. 上位3ケースの分割パターンと目的関数値

全燃料棒の富化度 (PuO_2) を変数とした最適解をベースに、3節のアルゴリズムに従い、上位3ケースの分割パターンを決めると以下ようになった。括弧内に示した目的関数値の差はわずかで、分割パターンに応じて富化度を適切に調節すれば、同程度の特性の解がいくつか得られることが分かる。なお、第2位の分割パターンではGd入り燃料棒は富化度1種類となっている。

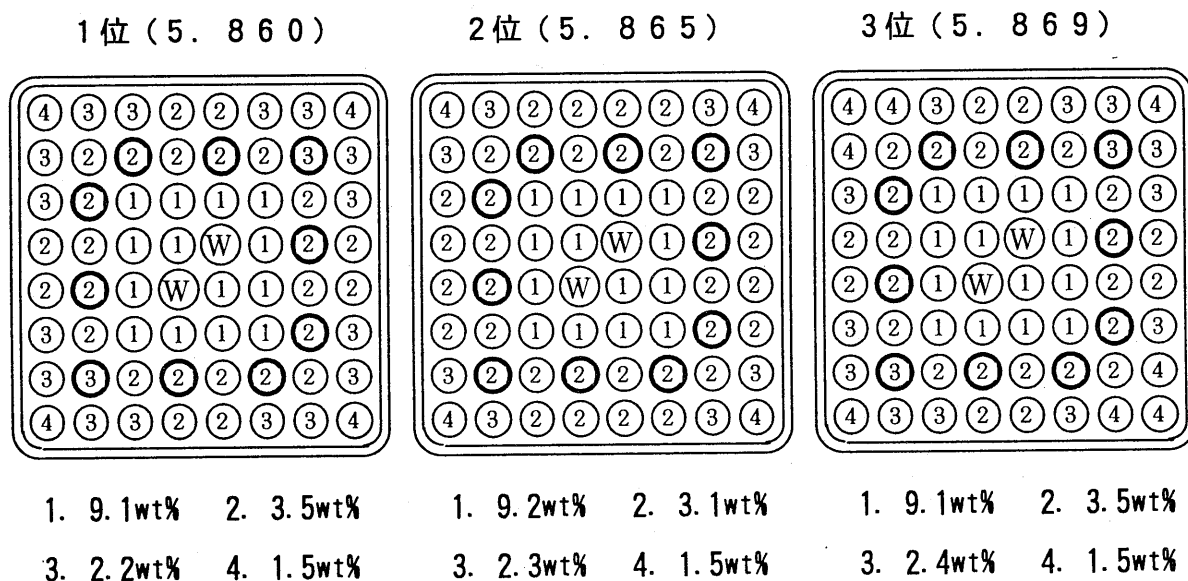


図6. 上位3ケースに分割パターン、目的関数値、 PuO_2 富化度値

4-4. 分割パターン決定後の富化度最適化

第1位の分割パターン(図6)を選択し、富化度値が収束するまで最適化計算を繰り返した(図7)。今回の計算例では、富化度の収束値(図7)は分割パターン決定時に線形計画法で予想した富化度(図6)とほとんど同じ結果となっており、3節で示した分割パターン決定アルゴリズムの妥当性が示された。

図8に、通常燃料棒の無限増倍率と局所出力(各富化度グループにおける局所出力がグループ内で最大となる燃料棒での値)の積の燃焼変化を示す。燃焼期間を通じた積の最大値は、燃料集合体外周部に位置する燃料棒(図6の2~4)は燃焼初期で、燃料集合体内部の燃料棒(図6の1)は燃焼後期(12GWd/t時)で、共に1.27で一致している。

一方、Gd入り燃料棒のLPFに対する比(図9)は0.9より小さいが、これは、Gd入り燃料棒の富化度が、同じ富化度をもつ通常燃料棒の制約で決まったことによる。

以上のように、本富化度分布の分割パターンは妥当なものであり、また、この分割パターンを用いた場合は、本富化度値が最適であることが示された。

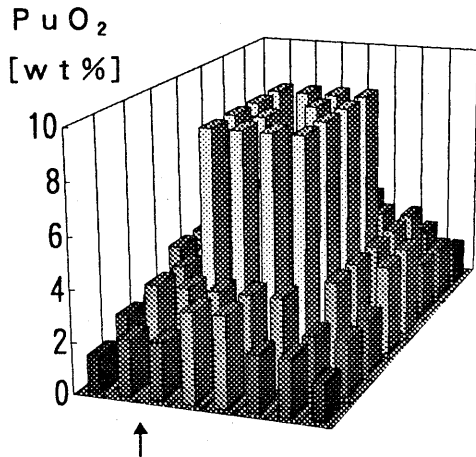


図7. 最適富化度(PuO₂)分布

無限増倍率・局所出力(通常燃料棒)

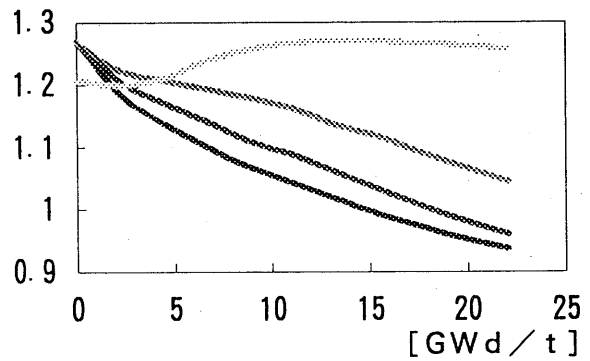


図8. (無限増倍率・局所出力)の燃焼変化

1.45	2.2	2.2	3.52	3.52	2.2	2.2	1.45
2.2	3.52	3.52	3.52	3.52	3.52	2.2	2.2
2.2	3.52	9.07	9.07	9.07	9.07	3.52	2.2
3.52	3.52	9.07	9.07	0	9.07	3.52	3.52
3.52	3.52	9.07	0	9.07	9.07	3.52	3.52
2.2	3.52	9.07	9.07	9.07	9.07	3.52	2.2
2.2	2.2	3.52	3.52	3.52	3.52	3.52	2.2
1.45	2.2	2.2	3.52	3.52	2.2	2.2	1.45

Gd棒の局所出力/LPF

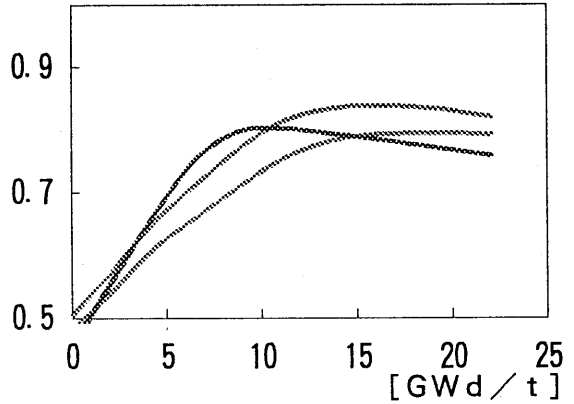


図9. Gd棒の局所出力/LPFの燃焼変化

5. まとめ及び今後の課題

本研究により、軸方向単一断面で、燃焼期間を通じた最大線出力密度を抑える最適濃縮度分布を決定できるようになった。

今後の課題としては、軸方向多断面まで含めた最適濃縮度分布の決定などがある。これについては、原子力学会1996年春の年会(A12)で報告した。

参考文献

1. K. Hida, "Burnup Shape Optimization for BWR Cores by Enrichment and Gadolinia Zoning," Proc. 1994 Topl. Mtg. Advances in Reactor Physics, Vol. III, Knoxville, 233 (1994).
2. E. Y. Lim and A. Leonard, "Optimal Pin Enrichment Distributions in Boiling Water Reactor Fuel Bundles," Nuclear Science and Engineering 64, 694-708 (1977).
3. R. E. Griffith and R. A. Stewart, "A Nonlinear Programming Technique for the Optimization of Continuous Processing Systems," Manage. Sci., 7, 379 (1961).
4. Y. Naito, M. Kurosawa and T. Kaneko, "Data Book of the Isotopic Composition of Spent Fuel in Light Water Reactors," JAERI-M 94-034, 157 (1994).
5. M. Yamamoto, H. Mizuta, K. Makino, and R. T. Chiang, "Development and Validation of TGBLA BWR Lattice Physics Methods," Proc. Topl. Mtg. Reactor Physics and Shielding, Chicago, Illinois, September 17-19, 1984, Vol. I, p.364 (1984).

(3) 設計ウィンドウによる原子炉概念設計支援

日本原子力研究所 久語 輝彦

1. はじめに

原子炉の設計では、最終的に要求性能を満足させるシステム構造と構成要素を一定の経済性、安全性、信頼性の枠内において決定する必要がある。このため、システムの持つ特性を解析計算によって明らかにし、その結果が要求性能を満足しない場合には、設計案や要求性能に修正を加えていく作業を繰り返し、最適と思われるシステムを見つけるという循環的な探索が必要となる。従来の設計解析作業では計算機は主に解析計算の実行のみを担っていたが、ワークステーションをはじめ各種情報処理技術の高度化により、上記の作業全般を計算機上で支援できる環境が整ってきた。

日本原子力研究所では、原子炉炉心の概念設計、概念検討を効率的に行うことを目的とした知的原子炉設計システムIRDS (Intelligent Reactor Design System) ^{(1)~(4)} を数年来開発してきた。原子炉の概念設計段階で必要となる多角的な工学解析計算を行うため、本システムは複数の解析計算コードを内蔵している。また、効率的に設計案の作成・解析・評価・修正といった作業を行うために、ワークステーションのGUI (Graphical User Interface) やメニューウィンドウにより会話型に駆動する。概念設計や基本設計の段階では、設計案の最適化を図るため設計プロセスの繰り返し頻度が多くなるため、設計者はパラメータサーベイ計算を行い、要求性能が満足される設計パラメータの範囲(設計ウィンドウ)を明らかにし、最適設計点を探索するという手順を多用する。このような設計評価作業段階を直接支援するような機能を計算機に代替させるため、本システムでは、設計ウィンドウ自動探索機能を組み込んでいる。IRDSでは、境界探索法⁽⁵⁾を用いて、2次元設計空間に対する設計ウィンドウを探索する。また、多次元探索空間に対する設計ウィンドウをニューラルネットワークを利用して探索する機能を現在試作している。本報告では、設計ウィンドウ探索による設計支援機能について、探索手法と実際の炉心設計への適用例を紹介する。

2. 2次元設計ウィンドウ探索(境界探索法)

2.1 境界探索法

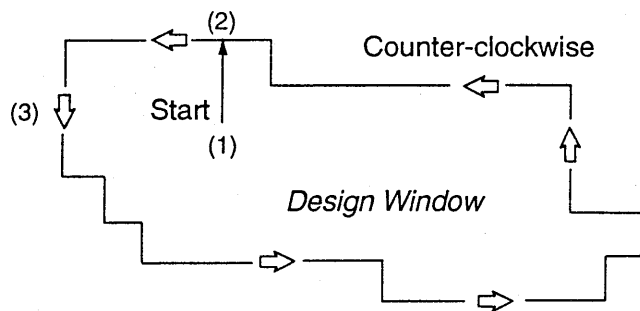
設計が妥当である境界、すなわちその境界内ではどの点でも設計が可能である

という境界（範囲）を探索することは有用であり、この設計ウィンドウを種々のパラメータの組み合わせに対して求めることは、設計者の意志決定を直接支援することになる。全てのパラメータの組み合わせに対して計算することの代わりに、AI技術を基に自動的に設計ウィンドウを検索する方法を研究している。まず第一段階として、2つパラメータすなわち2次元空間を対象とした設計ウィンドウを探索する手法の開発を行った⁽⁴⁾。

境界探索法のフローを図1に示す。(1)まず、初期設計パラメータより解析計算をスタートし、その解析結果が設計基準を満足するかどうか判断する。満足しない場合は知識ベースに蓄えられている知識の記述を参照して、設計パラメータを修正していく。この過程を繰り返し、設計基準を満足すると、(2)次は設計ウィンドウの境界を探索する。(3)

ある境界が探索されたならば、設計パラメータを予め定めた設計パラメータの刻み値毎にパラメータを変更していき、設計基準を満足するような領域が常に左手側に来るように反時計回りでショートカットしないように境界を探索していく。最終的には、設計ウィンドウが閉じたことが確認されて、その設計ウィンドウを図形表示して終了する。本手法は、判断基準知識を選択的に適用することが可能であり、判断基準の知識の知識ベースへの追加が容易に行えることから、各種炉計及び他の分野への拡張が非常に容易にできる。

IRDSでは境界探索法を燃料ピン設計に応用した。核設計では、ピン直径、ピンピッチ、燃料濃縮度から、熱設計では、ピン直径、ピンピッチ、炉心高さ、ホットチャンネル因子、平均線出力から任意の2パラメータが選択可能である。また熱流動設計分野の安全性に関する設計基準としては、燃料最高温度、被覆管最高



- (1) search a feasible point
- (2) search an edge point
- (3) continue boundary search until a window is closed

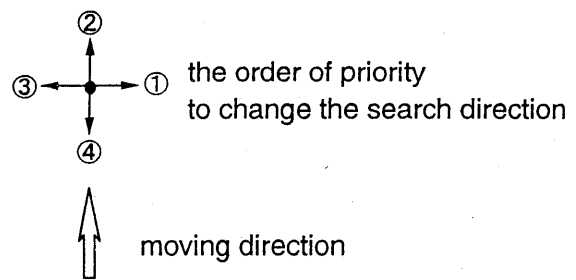


図1 境界探索法のフロー

温度、DNBR、圧力損失等を考慮し、核設計の要求性能としては、増殖比（転換比）、冷却材反応度係数、反応度特性を考慮する。

2.2 鉛冷却高速炉の窒素化合物燃料ピン設計への応用

鉛冷却高速炉の窒素化合物燃料ピンに対して行った境界探索法の応用例について述べる。2パラメータとしてピン直径とピンピッチを選択した。ここでは、燃料濃縮度、炉心高さ等他のパラメータは固定した。要求性能として、核設計では初期余剰反応度が正、冷却材ボイド反応度が負、増殖比1以上を課した。また、熱流動設計に関する設計基準のほかに、炉心部の圧力損失を $2\text{kg}/\text{cm}^2$ を課した。図2に探索結果を示す。両ウィンドウの重なった領域が核設計及び熱流動設計の両観点からみて設計可能領域となる。なお、要求性能を厳しくしたり、他の設計パラメータを引き上げるなど高性能化をめざして、設計ウィンドウを求めることによって設計案の最適化を行える。

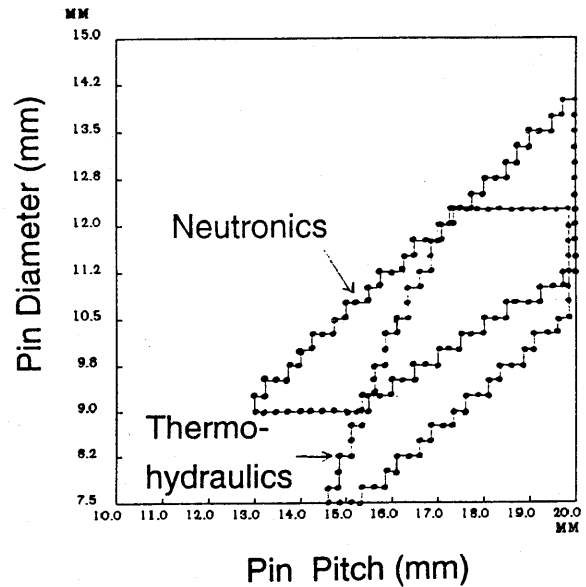


図2 複数の設計ウィンドウによる設計可能領域の絞り込み

2.3 設計ウィンドウの比較

Na冷却の高速炉の燃料について、窒化物燃料と酸化物燃料の熱流動特性の比較を行った。2パラメータとしてピン直径とピンピッチを選択した。ここでは、炉心高さ等他のパラメータは固定した。要求性能として、燃料最高温度を酸化物に対しては 2500°C 、窒化物に対しては、 1500°C を設定した。酸化物に対しては、燃料の熔融温度、窒化物に対しては、窒素の乖離温度を考慮した。ほかの

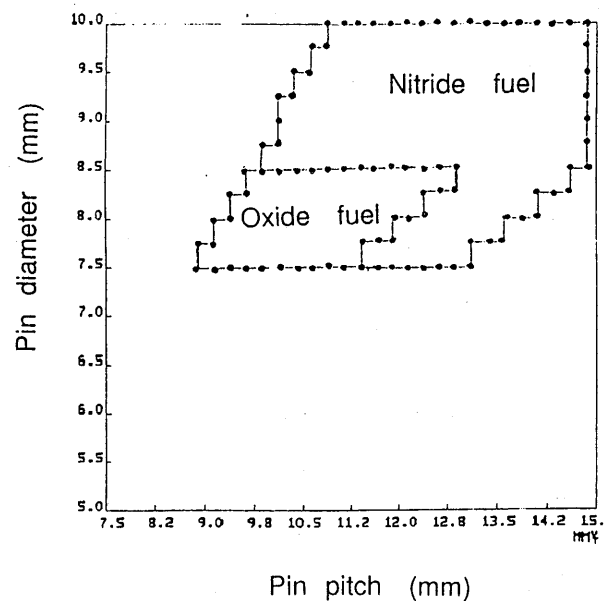


図3 設計ウィンドウの比較による新概念の検討

制約はそれ以外の設計基準に従った。探索結果の比較を図3に示す。窒化物の設計ウィンドウが酸化物のそれより大きく、窒素化合物のほうが太径が可能であることがわかる。これは、窒化物のほうが伝熱性能がよいことからくるものであるが、このように設計ウィンドウの比較により材料特性が容易にわかる。

上記の2応用例でわかるように、設計ウィンドウ探索は、設計案の絞り込み・最適化の支援またウィンドウの比較による新概念のメリット・デメリットを提示するのに有効であることが確かめられた。ただし、境界探索法の欠点としては、設計ウィンドウ内の評価ができないとともに、多次元での適用は計算時間が多大となるために困難であることである。

3. ニューラルネットワークを用いた多次元設計ウィンドウ探索

3.1 手法の概要

境界探索法は、ウィンドウ内部の情報が得られない、3次元以上の探索空間では探索に多大な時間を要する等の欠点があった。これらの欠点を克服するため、フィッティング及び分類能力に優れたニューラルネットワークを利用した設計ウィンドウ探索システムを試作した。

入力層に設計変数、出力層に炉心特性を設定する3層構造の階層型ニューラルネットワークを構築し、それを用いて炉心特性値及び設計成立性を推定する。本ニューラルネットワークは、入力層の各ニューロンに設計変数、出力層の各ニューロンには炉心特性を割り当てた構造となっている。このニューラルネットワークを用いた多次元設計ウィンドウ探索手順を図4に示す。最初に、多次元空間(図では2次元空間)を粗く分割する格子点上で解析計算を実行し、その実行結果から教師信号を作成する。次にこれをネットワークに学習させる。その学習則には、

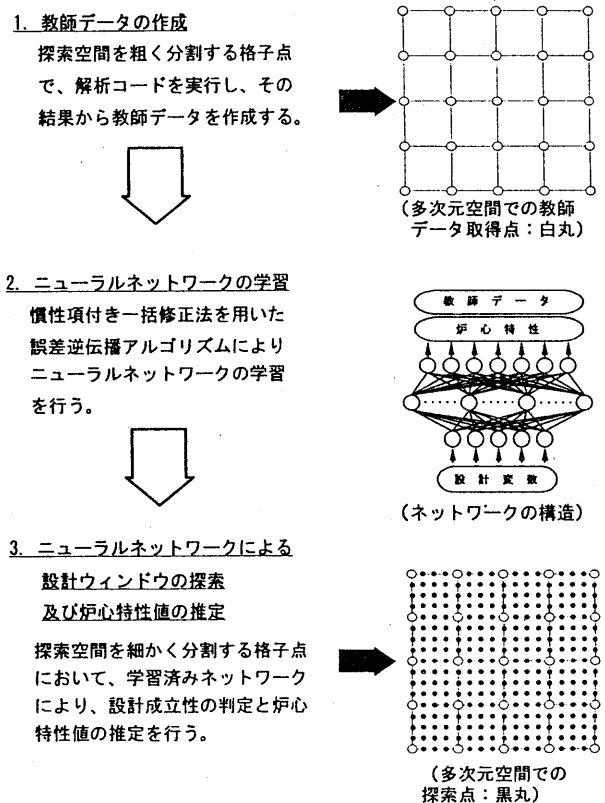


図4 ニューラルネットワークを用いた設計ウィンドウ探索手順

一種の誤差逆伝播アルゴリズムである慣性項付き一括修正法を採用している。学習係数、慣性項の係数、シグモイド温度等の学習パラメータは、対象の問題、炉心特性により最適な範囲が異なるため、炉心特性毎に設定できるようにしている。最後に学習済みネットワークを用いて探索空間を細かく分割する格子点上で炉心特性値の推定を行い、同時に設計成立性を下す。

3.2 検証例 (高転換軽水炉への適用)

(i)核設計

高転換軽水炉の燃料ピン設計を例に本システムを適用した。入力層にピン径、ピンピッチ、燃料濃縮度を、出力層に余剰反応度、転換比、冷却材ボイド反応度を設定した。教師信号は、SRACの実行結果から作成し、十分な収束が得られるよう学習パラメータを適正化した後、出力が要求性能を満足する設計変数の範囲を探索した。この適用例では、探索する空間は、

ピン径：9～12mm、ピンピッチ：10～15mm、濃縮度：5～15wt%

の範囲とし、要求性能は

初期余剰反応度 $>10\%dk/kk'$ 、転換比 >0.7 、冷却材ボイド反応度 <0.0 、とした。

粗分割数 $6 \times 6 \times 6$ の教師データを基にニューラルネットを学習させ、学習済みネットワークにより探索空間を $25 \times 25 \times 25$ で分割する格子点上で設計ウィンドウを推定した(図5)。この推定結果と実際に上記の詳細分割点で解析計算を行って得られた結果を図6に比較する。この図は、ピン径を9.5mmに固定した場合の、燃料濃縮度とピンピッチの2次元設計ウィンドウを比較したものである。この図より、推定結果と直接解析計算によって得られた結果は類似おり、本手法が精度よく設計ウィンドウを推定することがわかる。

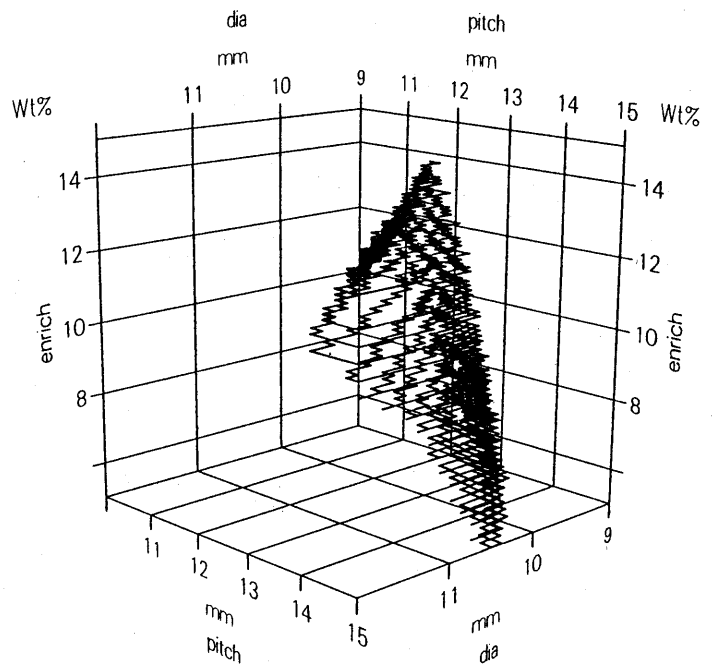


図5 3次元設計ウィンドウ推定結果

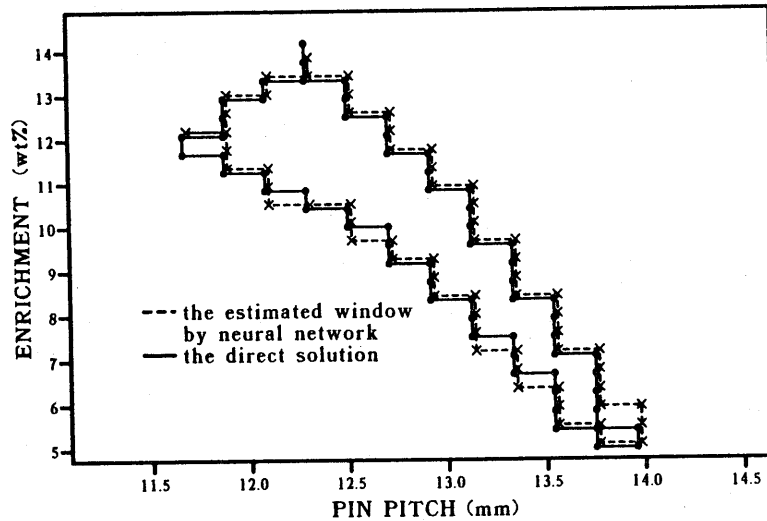


図 6 ニューラルネットによる推定結果と全領域解析計算結果と比較 (ピン径=9.5mm)

(ii) 熱流動設計

本ニューラルネットワークの利点の一つとして、ウィンドウ内部の炉心特性値が推定できることである。この例について、熱流動設計への適用例によって紹介する。入力層にピン径、ピンピッチ、ホットチャンネル因子を、出力層に最小限界熱流束比、燃料・被覆管最高温度、冷却材出口温度等を設定した。教師信号は、GAPCON-THERMAL2の実行結果から作成し、十分な収束が得られるよう学習パラメータを適正化した後、出力が設計許容基準を満足する設計変数の範囲を探索し、またその範囲内における冷却材出口温度を推定した。

図7は、ピン径を9.5mmにおけるホットチャンネル因子とピンピッチの2次元ウィンドウ内部の冷却材温度と飽和温度との差を示したものである。推定結果は、粗分割数5の教師データを基に学習したネットワークにより得られたものである。冷却材温度に関する安全設計基準は、冷却材温度が飽和温度を超えてはならないという条件であり、この差が負になれば設計基準を満足しないことになる。この図によると、設計ウィンドウ上部(ピンピッチ10.8mmから11.4mm)における境界では、冷却材温度の設計基準が満足されていないことがわかる。図8は以前に多数のパラメータ計算を実施し内挿してえられた設計ウィンドウ⁽⁶⁾を示したものである。この図より、設計ウィンドウの境界は、限界熱流束比(DNBR)と冷却材温度に関する設計基準を満足しないことにより定まることがわかる。また、ピンピッチが11.0cm近辺の設計ウィンドウ上部の境界は、冷却材温度に関する設計基準が満足されていないことから定まることがわかるが、この結果はニューラルネットワークの推定結果と一致する。このように、設計ウィンドウ内部の炉心特

性の分布もほぼ正確に推定できる。最後に計算時間の比較について表1にまとめる。この表より、計算時間は全領域でパラメータサーベイ計算をするのに比べ、数十分の一に短縮される。

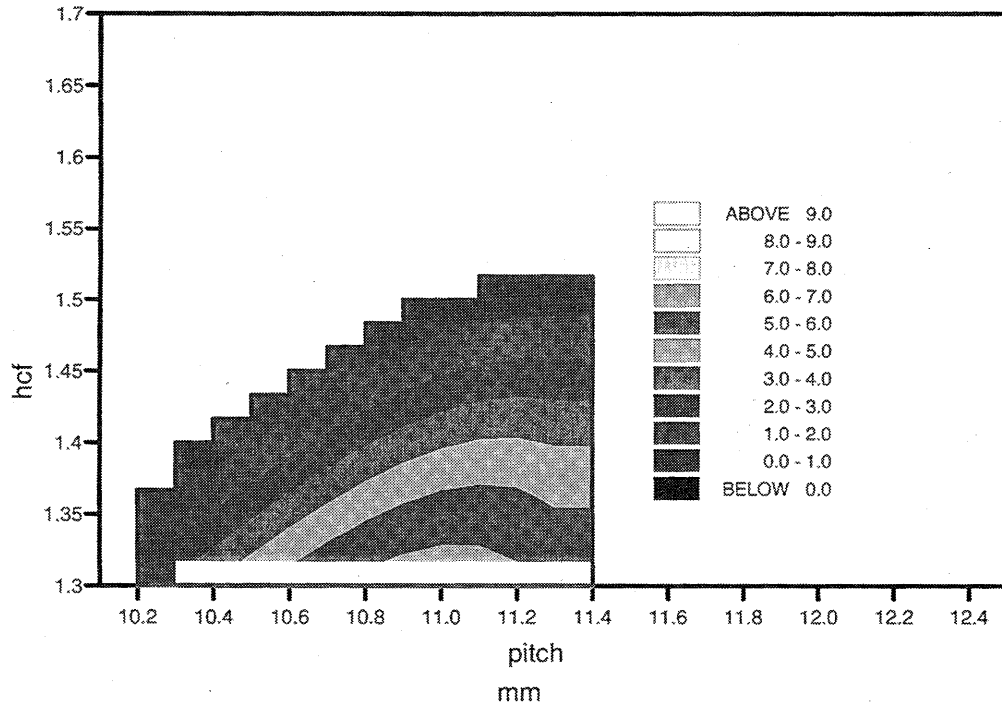


図 7 ニューラルネットにより推定された設計ウィンドウ内部の冷却材出口温度の分布 (ピン径=9.5mm、飽和温度との差を示す)

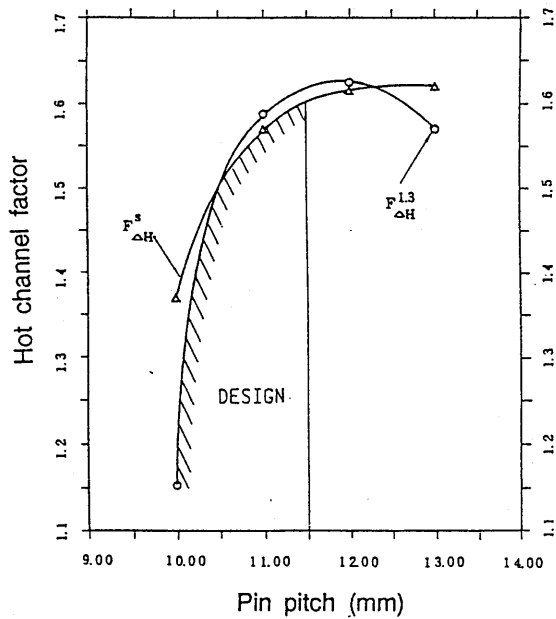


図 8 従来のパラメータサーベイ計算により得られた設計ウィンドウ

表 I 計算時間の比較

解析計算回数	教師データ 作成時間	結合係数 学習時間	合計時間(25x25x25 計算時間との比較)
4×4×4	45"	35"	1'20" (1/140)
5×5×5	1'30"	2'15"	3'45" (1/50)
6×6×6	2'40"	3'10"	5'50" (1/32)
7×7×7	4'25"	4'10"	10'15" (1/18)
25×25× 25	187'		187' (1)

4. まとめ

新型炉の概念検討段階の設計解析活動を効率的に支援することを目的とする知的原子炉設計システムIRDSでは、各種炉型の炉心設計の設計評価を効率的にかつ直接的に支援するために、短時間でかつ自動的に設計ウィンドウを探索する機能を開発してきた。従来、設計案の最適化を図るために実施してきた多数回のパラメータサーベイ計算を設計ウィンドウ探索機能に代替させることにより、時間や手間を大幅に短縮また省力化できるようになった。従来の工学手法にAI技術を融合することにより、より質の高い設計検討を行う環境が構築されていくと期待できる。

参考文献

- (1)Kugo. T., et al. : M&C+SNA'93, Vol. 2, p. 199-209 (1993).
- (2)久語輝彦、他：“知的原子炉設計システム (IRDS) 用炉心熱流力設計モジュールの開発”、JAERI-Data/Code 94-001 (1994).
- (3)吉川他 : 日本原子力学会誌 Vol. 37 pp472 (1995).
- (4)Kugo T., Nakagawa M. : Trans. Am. Nucl. Soc. , 77, 207-208 (1995).
- (5)Nakagawa, M., et al. :, J. Nucl. Sci. Technol., 29, p.1116, (1992).
- (6)森他 : “高転換軽水炉の熱流力特性パラメータサーベイ” , JAERI-M 88-224(1988).

<トピックス 2>

OECD/NEA β_{eff} 国際ベンチマーク実験の現状 (II)

桜井 健、岡嶋成晃、根本龍男

日本原子力研究所 原子炉工学部

319-11 茨城県那珂郡東海村

1. はじめに

臨界集合体における制御棒校正等の反応度値測定ではドル単位で測定値を得る。一方、計算結果は $\Delta k/k$ 単位で得る。従って、反応度に関する実験値と計算値を比較するには、両単位の換算係数として実効遅発中性子割合(β_{eff})が必要となる。反応度測定の一例として、実機及び臨界集合体における修正中性子源増倍法による制御棒値測定の実験誤差を表1に示す。これより、反応度実験誤差に対する β_{eff} 誤差の寄与は大きく、 β_{eff} の予測精度向上は反応度実験精度向上のために最も重要であることがわかる。

表1 修正中性子源増倍法による反応度実験精度 (2σ) /1/

	実機 (起動試験)	臨界集合体
基準反応度	$\pm 6\sim 7\%$	$\pm 2\sim 3\%$
計数率	$\pm 2\%$	$\pm 1\%$
M S M 補正係数	$\pm 3\%$	$\pm 2\%$
β_{eff}	$\pm 10\%$	$\pm 10\%$
Total	$\pm 12\%$	$\pm 10.5\%$

これまでに、 β_{eff} を評価するために高速炉臨界実験装置で β_{eff} 実験が行われた^{2, 3/}。これらの結果を用いたENEA-CEAグループによる最新の解析では、炉心間での β_{eff} の実験値対計算値比(C/E)は0.93から1.08とばらつきが大きい^{4/}。これより、特に、PuやU-238を燃料とする高速炉では β_{eff} の予測精度は悪く、現状で $\pm 10\%$ (2σ) 程度であると報告された^{1, 5/}。

そこで、OECD/NEA/NSCの枠組みで、 β_{eff} を再度評価するために新たな実験計画が作成された。この計画をもとに、フランスCadarache研究所のMASURCA炉^{1/}及び原研FCAにおける β_{eff} 国際ベンチマーク実験が進行中である。これらのベンチマーク実験の目的を以下にまとめる。

- (i) β_{eff} の予測精度を向上する。目標精度は $\pm 5\%$ (2σ) である。
- (ii) β_{eff} の実験精度の確認または向上を行う。

β_{eff} の予測精度の大部分は遅発中性子データの精度で決定される^{5/}ことから、予測精度向上のためには、核種別の β_{eff} を分離して評価し、遅発中性子データへのフィードバックを行うことが必要となる。このた

め、 β_{eff} ベンチマーク実験では、これまでのモックアップ炉心における β_{eff} 実験と異なり、U-235、U-238、Pu-239の β_{eff} への寄与を系統的に変化させた単純形状の炉心で β_{eff} を測定する。

β_{eff} の実験精度は、当然 β_{eff} の予測精度の目標である $\pm 5\%$ (2σ) より良くなければならない。ところが、 β_{eff} の実験値は、核分裂率の絶対測定等、系統誤差の影響を受け易い複数の測定量を組み合わせた間接測定で得る。従って、このベンチマーク実験では、実験精度を確認または向上するために、互いに独立した手法により測定を行い、 β_{eff} 実験値間の相互比較を行う。

これまでに、MASURCAでの β_{eff} 実験が一段落し、昨年11月からFCAでの β_{eff} 実験を実施している。ここでは、実験手法を中心に本ベンチマーク実験の現状を報告する。

2. β_{eff} ベンチマーク実験の現状

(1) 実験の経過と β_{eff} ベンチマーク実験炉心

MASURCAでは、当初、'R2'、'ZONA2'及び'COMPACT'の3つの炉心を構築し、 β_{eff} 実験を行う予定であったが、フランス側の研究計画の変更により3番目のCOMPACT炉心は延期となった。参加機関(国)は、CEA(フランス)-ENEA(イタリア)-AEA technology(イギリス)のヨーロッパグループとIPPE(ロシア)、LANL(アメリカ)及び原研である。

FCAでは、昨年11月から約2年をかけて、3つの炉心において β_{eff} を測定する予定である。参加機関(国)は、CEA(フランス)-ENEA(イタリア)、IPPE(ロシア)、LANL(アメリカ)、KAERI(韓国)、名古屋大学及び原研である。以下に、MASURCA実験の経過及びFCA実験の予定を示す。

MASURCA実験

- 1989年10月	NEA/CRP会合(シカゴ)において、フランスCadarache研究所よりMASURCAを用いた β_{eff} ベンチマーク実験の提案
- 1993年4月~9月	R2炉心実験
- 1993年12月~1994年3月	ZONA2炉心実験

FCA実験

- 1994年6月	NEA/NSC会合(パリ)において原研よりFCAを用いた第2期 β_{eff} ベンチマーク実験の提案
- 1995年11月~1996年4月	XIX-1炉心実験
- 1996年5月~10月(予定)	XIX-2炉心実験
- 1997年3月~8月(予定)	XIX-3炉心実験

ベンチマーク炉心の構成を表2に示す。FCA炉心の組成はMASURCAでの実験を補完する様に選定した。図1には β_{eff} に対する核種別の寄与割合の炉心間の比較を示す。U-235、U-238およびPu-239の β_{eff} に対する寄与が系統的に変化していることがわかる。

表2 β_{eff} ベンチマーク実験炉心の特徴

炉心名	燃料	濃縮(富化)度	減速材	炉心容積
<u>MASURCA/5/</u>				
R2	濃縮Uロッドレット	30%	ナトリウム	460 リットル
ZONA2	Mox ロッドレット	25%	ナトリウム	520 リットル
COMPACT (延期)	Mox ロッドレット 劣化Uロッドレット	11%	ナトリウム	1200 リットル
<u>FCA</u>				
XIX-1	濃縮Uプレート	93%	黒鉛	170 リットル
XIX-2 (予定)	Pu プレート 天然Uプレート	25%	ナトリウム	240 リットル
XIX-3 (予定)	Pu プレート	100%	ステンレス	230 リットル

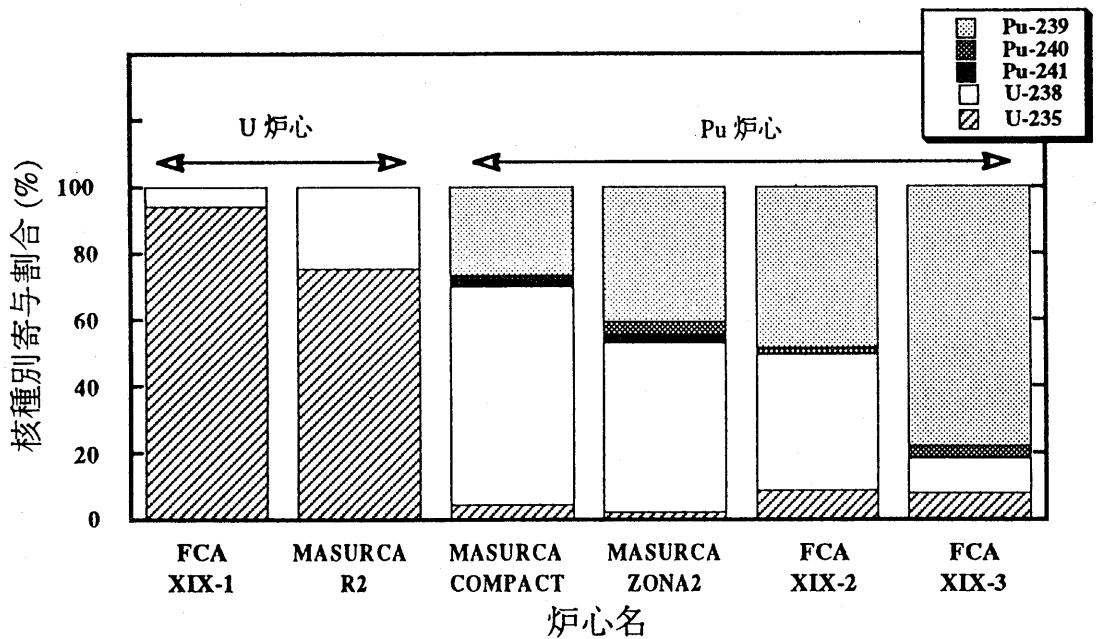


図1 β_{eff} に対する核種別寄与割合の炉心間の比較
(FCA XIX-3炉心では、ブランケット中のU-238の β_{eff} への寄与が約9%有る。)

(2) β_{eff} 実験手法

MASURCA実験及びFCA実験における、各参加機関の β_{eff} 実験手法を表3にまとめる。 β_{eff}/β_{eff} (β_{eff} :即発中性子寿命)は、原子炉の折点周波数解析または Rossi- α 法等で直接測定することが可能であるが、単

表3 β_{eff} 実験手法

MASURCA実験		FCA実験	
参加機関	手法	参加機関	手法
CEA, ENEA, AEA technology	Cf中性子源法/2/(a) 周波数解析法/6/	CEA ENEA	周波数解析法
原研	Cf中性子源法(b)	原研 KAERI(d)	Cf中性子源法 分散対平均法/8/
IPPE	Rossi- α 法(c)	IPPE	Rossi- α 法
LANL	Nelson-数法/7/(c)	LANL	Nelson-数法
		名古屋大学	Bennett法/9/

- (a) MASURCAのCf-252中性子源を用いた測定
- (b) 原研FCAのCf-252中性子源を用いた測定
- (c) R2 炉心のみ
- (d) Cf中性子源法のみによる参加

独自の β_{eff} を得るためには、複数の測定量を組み合わせる間接測定が必要となる。以下に各測定手法を簡単に紹介する。(手法間の比較を容易にするために、以下の β_{eff} 評価式には、原典より変形を加えているものがある。さらに、小さな補正量は省略した。)

Cf中性子源法では、炉心中心でのCf-252中性子源の見かけの反応度値(ドル単位: $\Delta\rho_s$)と中性子源強度(S_{Cf})より、(1)式で β_{eff} を測定する。

$$\beta_{eff} = \frac{S_{Cf}}{\Delta\rho_s R_f \bar{\nu} NI} \quad (1)$$

R_f は炉心中心での核分裂率である。核分裂当たりの平均中性子発生数(炉心全体での平均値) ($\bar{\nu}$)は、計算で求める。 NI は(2)式で定義する積分量であり、計算値に対して出力分布及び核分裂インポートンス分布のC/Eを考慮して補正を行った半実験値を用いる。

$$NI = \frac{\int_{\text{Reactor}} dv \left(\int dE \chi_f \phi^+ \int dE v \Sigma_f \phi \right)}{\left(\int dE \chi_f \phi^+ \int dE v \Sigma_f \phi \right)_{\text{Center}}} \quad (2)$$

周波数解析法では、2本の中性子検出器の出力スペクトル密度 (CPSD) より (3) 式で β_{eff} を測定する。

$$\beta_{\text{eff}} = \sqrt{\frac{2D}{F(1+\rho_s)} \frac{1}{\text{CPSD}}} \quad (3)$$

ρ_s はドル単位の未臨界度である。Diven因子 (D) は計算で求める。炉心全体の核分裂率 (F) は、炉心中心で核分裂率を測定し、これに炉心全体の核分裂と中心の核分裂の比を乗じて求める。この比は計算値に対して出力分布のC/Eを考慮して補正を行った半実験値を用いる。

Rossi- α 法では時定数 α と非相関振幅項 (c) より (4) 式で β_{eff} を測定する。

$$\beta_{\text{eff}} = \frac{1}{1 + (1 + \rho_s) \sqrt{\frac{2SF}{cD} \left(\frac{\alpha}{\alpha + c} \right)}} \quad (4)$$

Bennett法では2本の中性子検出器の局所共分散量 (σ_{12}^2) より (5) 式で β_{eff} を測定する。

$$\beta_{\text{eff}} = \sqrt{\frac{(3/2)D}{F\tau\sigma_{12}^2(1+\rho_s)^2}} \quad (5)$$

τ は、共分散測定時の中性子検出系のゲート幅である。

Nelson-数法は Rossi- α 法を改良した手法であり、(6) 式で β_{eff} を測定する。

$$\beta_{\text{eff}} = \frac{-\rho_s}{N(1-\rho_s)^2 - \rho_s} \quad (6)$$

ここで、Nelson-数 (N) は、Rossi- α 測定における相関振幅項 (A)、炉心内の自発中性子発生数 (Q) 及び計算による空間補正因子 (g^*) 等より (7) 式で求める。

$$N = -\frac{2g^*Q}{D} \frac{A}{v\alpha c} \quad (7)$$

各手法の特徴を以下にまとめる。

- (i) 分散対平均法及び周波数解析法では、中性子検出器の検出効率(原子炉全体の核分裂率に対する検出器の計数率)が大きくなれば精度の高い中性子相関測定が出来ない。 10^{-4} 程

度の検出効率は必要である/6,8/とされている。高速炉臨界集合体では、熱中性子炉臨界集合体よりも一般に臨界量が大きくなるため、この検出効率を増加させる工夫が重要となる。ただし、パルス型検出器では、計数率の増加に伴い不感時間補正が大きくなる。

- (ii) 自発核分裂中性子の多いプルトニウム炉心では、Rossi- α 法及びNelson-数法の適用は困難となる。
- (iii) Nelson-数法を除く測定手法では、炉心全体の核分裂率を高精度に評価する必要が有る。
- (iv) Cf中性子源法では、核分裂当たりの平均中性子発生数 ($\bar{\nu}$) の計算値が必要であり、その他の測定手法では、Diven因子 (D) の計算値が必要である。

この様に、いずれの手法にも、測定精度において有利な側面と不利な側面が有る。さらに、いずれの手法も何らかの形で、核データファイルを用いた計算より評価せざるを得ない物理量を含む。従って、複数の測定手法の相互比較は、個々の手法の精度確認とベンチマーク実験の目標精度を達成する上で必要となる。

(3) 原研チームによるMASURCAでの β_{eff} 実験と解析

MASURCAでの β_{eff} ベンチマーク実験では、原研チームはCf中性子源法により β_{eff} を測定し、JENDL3.2に基づく解析を行った/10/。解析では、遅発中性子収率としてKeepinの評価値、Tomlinsonの評価値及びJENDL3.2の評価値を用いた3ケースの計算を行った。表4に実験と解析の結果を示す。Keepin、TomlinsonとJENDL3.2間のC/E (計算値) の相違は、主にU-238の遅発中性子収率の相違に起因する。図1に示した様に、U-238の β_{eff} への寄与はR2炉心よりもZona2炉心で大きい。このためC/E間の相違はZona2炉心で大きくなり、最大で9%に達した。参加機関の間での実験結果の比較はPhysor 96で報告を予定している。

表4 原研チームによるMASURCAでの β_{eff} 実験と解析/10/

炉心	R2	Zona2
実験	697 pcm \pm 3%	346 pcm \pm 3%
C/E		
Keepin (a)	1.04	0.95
Tomlinson (b)	1.05	0.99
JENDL3.2 (c)	1.07	1.04

- (a) Keepin の遅発中性子収率評価値を用いた解析
- (b) Tomlinson の遅発中性子収率評価値を用いた解析
- (c) JENDL3.2 の遅発中性子収率評価値を用いた解析

3. おわりに

MASURCAとFCAを組み合わせれば、幅広い炉心燃料組成が構成できる。 β eff実験データより遅発中性子データへのフィードバックは、MASURCA実験解析及び進行中のFCA実験とその解析を系統的に実施することにより行いたい。さらに、イギリスやロシアでは、遅発中性子データの新たな微分測定が進行中である/11/。NEA/NSCの評価国際協力ワーキンググループ (WPIEC) Sub Group-6では、これらの微分データと積分データ (β eff) の整合性を検討するとのことである。

参考文献

- 1/ M. Martini et.al., Private communication
- 2/ E.A.Fischer, "Integral Measurements of the Effective Delayed Neutron Fractions in the Fast Critical Assembly SNEAK," Nucl. Sci. Eng. 62, 105-116 (1977).
- 3/ E.F.Bennett and R.W.Schaefer, Private communication
- 4/ A.D'Angelo and M.Salvatores, Private communication
- 5/ A.Filip and A.D'Angelo, "On the measurement of the delayed neutron Yields in 'Effectively Infinite Critical Media'," Proc. Topical Meeting on Advances in Reactor Physics, Charlestone, USA (1992).
- 6/ A. M. Avramov et.al., "The Measurement of the Effective Delayed-Neutron Fraction in the Fast Critical Assembly BFS with Uranium-Plutonium Metal Fuel," Proc. International Conference on the Physics of Reactors: Operation, Design and Computation, Marseille, France (1990)
- 7/ G.D.Spriggs, "Two Rossi- α Techniques for Measuring the Effective Delayed Neutron Fraction," Nucl. Sci. Eng. 113, 161-172 (1993).
- 8/ L. Morberg and J. Kockum, "Measurement of the Effective Delayed-Neutron Fraction in Three Different Cores of the Fast Assembly FRO", Nucl. Sci. Eng. 52, 343-349 (1973).
- 9/ 山根義宏他, "共分散測定法に基づく実効遅発中性子割合の測定," 日本原子力学会誌 Vol.37, No.6, 513-525 (1995).
- 10/ T. Sakurai and T. Nemoto, "Measurements and Analyses of Effective Delayed Neutron Fraction β eff," Proc. 1996 Symposium on Nuclear Data (to be published in JAERI-Conf.)
- 11/ M. A. Kellett et.al., "Measurement of Delayed Neutron Yields From U-235 and U-238," Proc. International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, Gatlinburg, USA (1994)

<トピックス 3>

NUCEFにおける臨界安全性実験

日本原子力研究所

三好 慶典

中島 健

1. はじめに

使用済燃料の再処理施設では、低濃縮ウランやウランとプルトニウムの混合物を含む硝酸水溶液等の溶液燃料が取り扱われる。これらの溶液燃料の臨界安全性に関する知見を得ることを主な目的として、2つの臨界実験装置 STACY と TRACY が燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF) に設置され、昨年(1995年) にホット試験を開始した。STACY では、溶液燃料の基本的な臨界データを広範に取得するとともに、再処理施設の機器を想定した体系について臨界安全裕度が十分大きいことを実証する。また、TRACY では、再処理施設での臨界事故を模擬した実験を行い、このときの溶液燃料及び放射性物質の挙動を研究するとともに、万が一臨界事故が起きたとしても、放射性物質が施設内に閉じ込められることを実証する。STACY は昨年2月23日の初臨界以来56回の運転を行い、臨界ベンチマークデータを蓄積しつつある。また、TRACY も昨年12月20日に初臨界を達成し、今年のパルス運転による過渡実験に向けて使用前検査を進めて、これまで18回の運転を行った。ここでは、両臨界実験装置における臨界安全性実験の概要とこれまで行った実験における主要な結果について述べる。

2. STACY 実験

1) 概要

STACY (定常臨界実験装置) は、燃料として低濃縮のウラン硝酸水溶液及びウラン/プルトニウム混合硝酸水溶液を使用する臨界実験装置である。STACY のフローシートを Figure 1 に示す。STACY では溶液燃料をダンプ槽から炉心タンクに給液し、炉心の反応度を燃料液位により制御する。炉心タンクは反射体水槽内に設置されており、基本的なベンチマークデータとして、水反射体有/無しの臨界実験が行える。また、炉心タンクは、交換可能であり、種々の形状寸法のタンクを設置する予定である。また、炉心タンクを2基設置した相互干渉炉心や溶液中に燃料棒が配置された非均質炉心の実験を予定している。これらは、再処理施設の槽類の複数配列や溶解槽を模擬したものである。STACY では大きくわけて以下の項目に関する実験を行う。

- ・ウラン/プルトニウム溶液の臨界量、温度係数、動特性パラメータ等の基礎的臨界データの収集
- ・相互干渉効果、吸収体効果等の解明
- ・未臨界度測定技術の開発
- ・再処理施設の工程機器を模擬した実証試験

実験体系の主要な構成条件を Table 1 に示す。

2) 主要な実験結果

STACY は、濃縮度 10% のウラン硝酸水溶液を燃料として、Figure 2 に示す直径 60cm の円筒炉心タンクを用いた特性試験を実施し、その後種々の炉物理量に関するベンチマーク実験を行った。ここでは、特性試験及びベンチマーク実験の結果を示す。

(i) 特性試験

・初回臨界

1995 年 2 月 2 3 日に水反射体付炉心により初回臨界を達成した。炉心は、核的制限値を満足する上で反応度制御系への要求が最も厳しくなる条件を選定した。ウラン濃度及び硝酸濃度が、各々 310.1g/l 及び 2.17mol/l における臨界液位は 41.5cm であった。臨界近接では、本体設備の起動系 A、B と実験系の He-3 計数管と B-10 計数管を用いて逆増倍曲線(1/M 曲線)を測定した。

・原子炉停止余裕

炉心タンク上部に設置されている 4 本の安全棒の全挿入時及びワンロードスタック時における安全棒反応度値をロードドロップ法により測定した。測定データは、従来の積分法と、反応度をパラメータとして 1 点動特性方程式から得られる計数率減衰カーブを安全棒落下後の計数率変化にフィットする 2 つの方法により処理し、十分な停止余裕があることを確認した。

・核計装較正

初回臨界から最高出力(200W)まで炉心出力を段階的に上昇させ、線型出力系及び安全出力系の中性子核計装の較正を行った。各段階における炉出力評価には、溶液燃料中の Ce-143, Ru-103 等の溶液中の核分裂生成物及び Np-239 のガンマ線スペクトル分析及び金箔放射化法を適用し、良い一致が得られた。

(ii) ベンチマーク実験

・臨界液位と中性子実効増倍率

溶液燃料をウラン濃度が 313g/l から 225g/l の範囲で順次希釈し、周囲に十分な厚さの水反射体がある体系と水反射体のない裸の体系について臨界液位の系統的データを取得した。結果を Table 2 に示す。臨界体系に対しては、SRAC システムの 2 次元 SN コード TWOTRAN(16 群) 及び連続エネルギーモンテカルロコード MCNP-4A と核データファイル JENDL-3.2 を組み合わせて中性子実効増倍率を求め、解析精度を評価した。解析例を Figure 3 に示す。計算結果は、いずれも実効増倍率を過大評価していることがわかる。

・動特性パラメータ

動特性パラメータは、パルス中性子法及びノイズ法を用いて β_{eff}/l (β_{eff} : 実効遅発中性子割合、 l : 即発中性子寿命) を測定した。ノイズ法では、2 個のガンマ線補償型電離箱の信号に対してコヒーレンスを測定し、折点周波数から β_{eff}/l を

求めた。測定例を Figure 4 に示す。2つの手法で求めた結果は、良い一致を示している。

・温度反応度係数

室温 (約 25°C) から最大 40°C までの範囲で昇温実験を行い、液位反応度及び臨界液位の変化から温度反応度係数を測定した。実験では、電気ヒータにより炉心タンク及び燃料給液系配管を加熱した後、炉心タンクへ溶液燃料を給液した。温度変化に伴う反応度効果の測定結果を、解析結果とともに Figure 5 に示す。解析は実験をほぼ再現していることがわかる。

3. TRACY 実験

1) 概要

TRACY (過渡臨界実験装置) は、再処理施設等における臨界事故を模擬するために低濃縮のウラン硝酸水溶液を用いて超臨界実験を行う装置である。TRACY のフローシートを Figure 6 に示す。TRACY の炉心タンクは、直径 50cm の SUS 製円筒容器であり、この中に 10% 濃縮のウラン硝酸水溶液燃料を給液することにより実験を開始する。炉心タンクの中心には直径約 7cm の貫通孔があり、その内部を調整トランジェント棒 (制御棒) が移動する。超臨界実験を開始するための反応度添加は、①溶液燃料を一定の給液速度で炉心タンクに給液する (ランプ給液) 方法、②調整トランジェント棒を電動駆動により一定の速度で炉心から引抜く (ランプ引抜き) 方法、③調整トランジェント棒を圧縮空気駆動により瞬時 (約 0.2 秒) に炉心から引抜く (パルス引抜き) 方法の 3 とおりで行う。同装置を用いて、臨界事故における下記の項目に関する実験的研究を行う。

- ・核熱流体挙動 (特にフィードバック機構) の解明
- ・放射性物質の放出、移行、沈着挙動の評価
- ・放射線強度、線量当量等の測定

TRACY の実験パラメータを Table 3 に示す。実験では、超臨界時の出力 (中性子束)、温度、圧力等の時間変化を測定し、反応度フィードバック等のメカニズムを明らかにする。このための計測系として、炉心タンクの周囲に核計装が設置されている他、タンクに温度計、液位計、圧力計が取り付けられている。また、現在も各種計測系統の整備を進めている。Table 4 に、計測系の整備状況を示す。

2) 主要な実験結果

初臨界達成後、現在までに 18 回の運転を行い、安全棒反応度値等の定出力運転時の安全性に関する試験を実施してきた。以下に、TRACY の初回臨界試験及びその後の試験の結果について述べる。

(i) 初回臨界試験

平成 7 年 12 月 20 日に初回臨界試験を行った。使用した燃料は、 ^{235}U 濃縮度

9.96wt%、ウラン濃度 433g/l、遊離硝酸濃度 0.9 規定のウラン硝酸水溶液である。9 段階の給液ステップ後、液位 450.0mm (液温 23.4°C) で臨界を達成した。

(ii) 調整トランジェント棒反応度値の測定

過渡臨界実験において炉心に反応度を添加するために使用する調整トランジェント棒の反応度値を測定した。ロッドドロップ法により測定した反応度値は 1.81 ドルであった。また、臨界液位差法による反応度値の評価結果 (暫定値) を Figure 7 に示す。ここでは、調整トランジェント棒の有無の 2 つの状態の臨界炉心において測定した液位 (微分) 反応度値を使用している。評価に必要な軸方向外挿距離 λ は中性子束分布の計算値より求めた。この評価結果 (1.85 ドル) はロッドドロップ法の結果と良い一致を示している。

(iii) 実験解析

実験の解析を STACY と同様の計算手法により行った。計算では、①調整トランジェント棒が無い状態 (Tr-rod Out) で臨界の炉心 (液位 450.0mm)、②調整トランジェント棒が挿入された状態 (Tr-rod In) で臨界の炉心 (液位 497.9mm)、③ Tr-rod In の炉心の臨界液位で調整トランジェント棒を抜いた状態 (超臨界) の炉心 (液位 497.9mm) の 3 つの体系について中性子実効増倍率を求めた。結果を Table 5 に示す。同表には、次の 2 つの方法により求めた調整トランジェント棒の反応度値の計算結果も示してある。

(a) Tr-rod Out 状態で液位を変化させた体系から求める方法

(b) 液位一定 (497.9mm) で棒の有/無の体系から求める方法

Table 5 より臨界炉心に対する実効増倍率は、1%以上の過大評価となっていることがわかる。これは、STACY の場合よりも大きめの値である。また、調整トランジェント棒の反応度値は、評価手法の差による違いはあるが、ほぼ実験値を再現している。

4. 今後の予定

STACY では、引き続き 10%濃縮の硝酸ウラニル溶液を用いて、コンクリート、ポリエチレン等の反射体効果に関する実験を行う。また、平板炉心タンク用いて、燃料濃度がより高い範囲を対象とした実験と 2 基の炉心タンクを用いた相互干渉効果に関する実験を行う。一方 TRACY では、定出力運転時の反応度制御能力に関する性能検査後、過渡出力運転に関する試験・検査を行い、平成 8 年度後半には、反応度添加条件を広範に変化させる本格的な過渡臨界実験を開始する予定である。

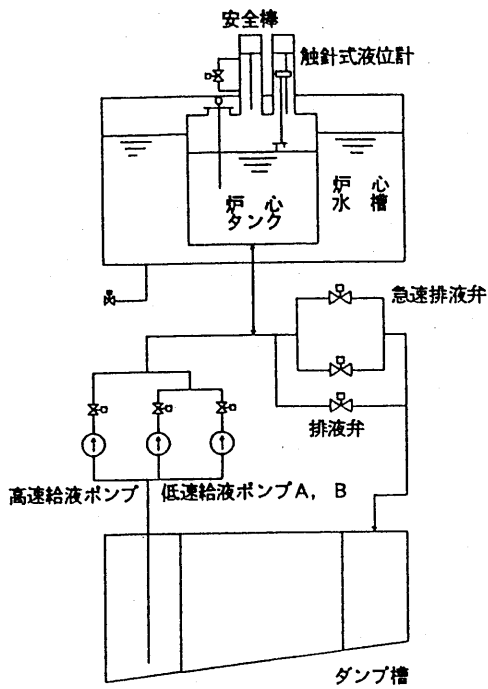


Figure 1 STACY のフローシート

Table 1 STACY の実験炉心範囲

炉心条件	運転条件
基本炉心 円筒タンク : 直径 21~100 cm 平板タンク : 厚さ 10~50 cm (U系) 10~35 cm (Pu系) 幅 70 cm 高さ 1.5 m	最大過剰反応度 : 0.8 \$ 最大反応度添加率 : 3 \$/sec 原子炉停止余裕 全挿入 : $k_{eff} \leq 0.985$ ワンロードスタック : $k_{eff} < 0.995$
相互干渉炉心 円筒タンク : 直径 21~60 cm 平板タンク : 厚さ 10~35 cm 幅 70 cm	臨界液位 : 40~140cm 燃料温度 : 常温~40℃
非均質炉心 円筒タンク : 直径 60 cm 燃料棒/溶液体積比 : 1.5 - 15	最大出力 : 200 W 最大積分出力 : 3 kWh/y
燃料 : 硝酸ウランニル水溶液 濃縮度 6, 10 wt% 濃度 500 gU/l 以下 ウラン-プルトニウム混合溶液 Pu 富化度 0~100 wt% 濃度 300g(Pu+U)/l 以下	
中性子吸収体 : 可溶性, 固形 反射体 : 水, コンクリート, SUS, ポリエチレン等	

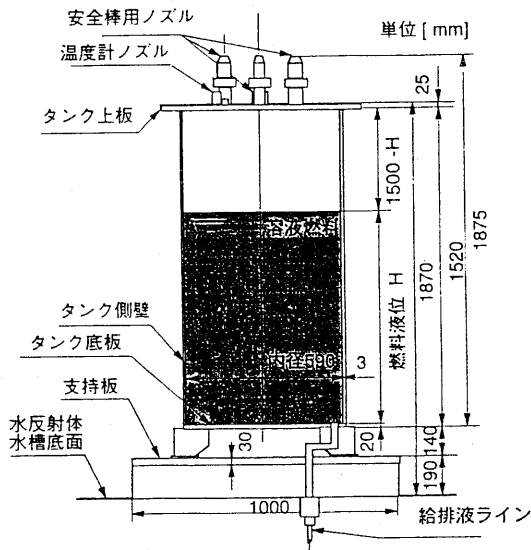


Figure 2 STACY 炉心タンクの垂直断面

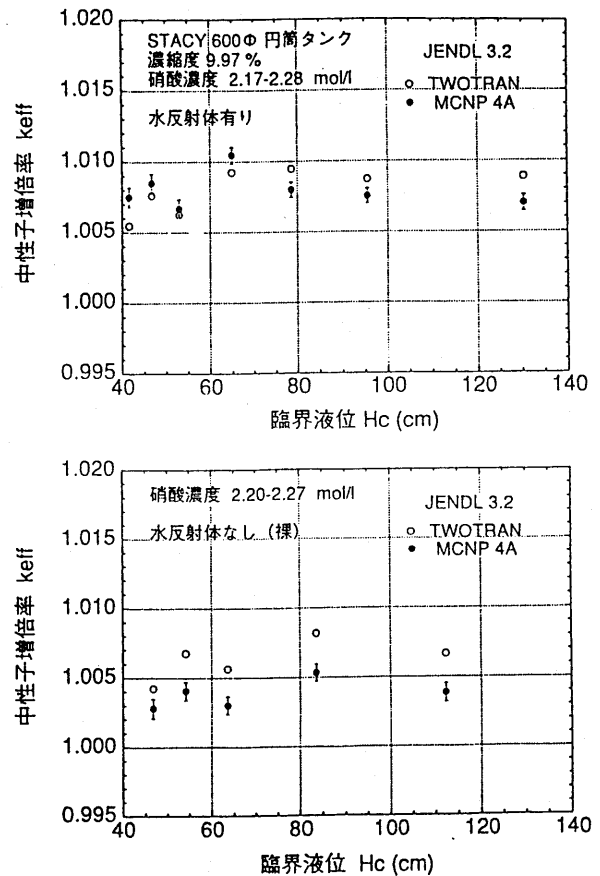


Figure 3 臨界体系に対するベンチマーク解析 (STACY)

Table 2 臨界液位の測定結果 (STACY)

Run No.	Reflector	Uranium concentration (g/l)	Acidity (mol/l)	Core Temperature (°C)	Critical height (mm)	Density (g/cc)	Date
1	Water	310.1	2.17	23.1	415.3	1.48266	1995/2/23
29		290.4	2.23	24.8	467.0	1.45717	1995/5/30
33		270.0	2.20	24.7	529.3	1.43479	1995/6/9
34		253.6	2.24	24.8	648.5	1.40902	1995/6/14
46		241.9	2.27	24.6	785.6	1.39357	1995/7/6
51		233.2	2.28	22.4	955.0	1.38480	1995/9/20
54		225.3	2.28	23.3	1303.3	1.37220	1995/9/26
14	None	313.0	2.25	23.8	468.3	1.48807	1995/4/11
30		290.7	2.23	25.4	542.0	1.45711	1995/6/1
32		270.0	2.20	25.8	635.5	1.43479	1995/6/7
36		253.9	2.23	25.8	835.5	1.41018	1995/6/21
49		241.9	2.27	23.5	1122.7	1.39410	1995/7/13

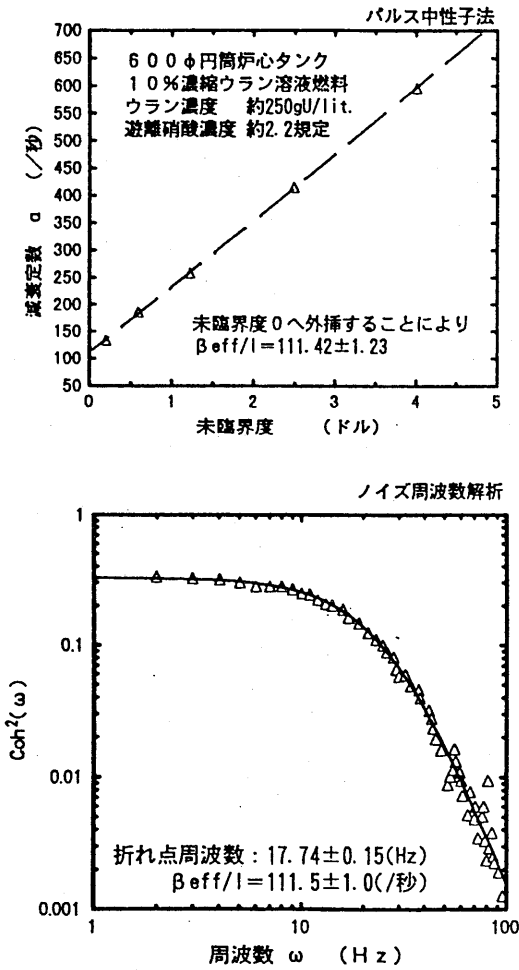


Figure 4 動特性パラメータ β_{eff}/l の測定例

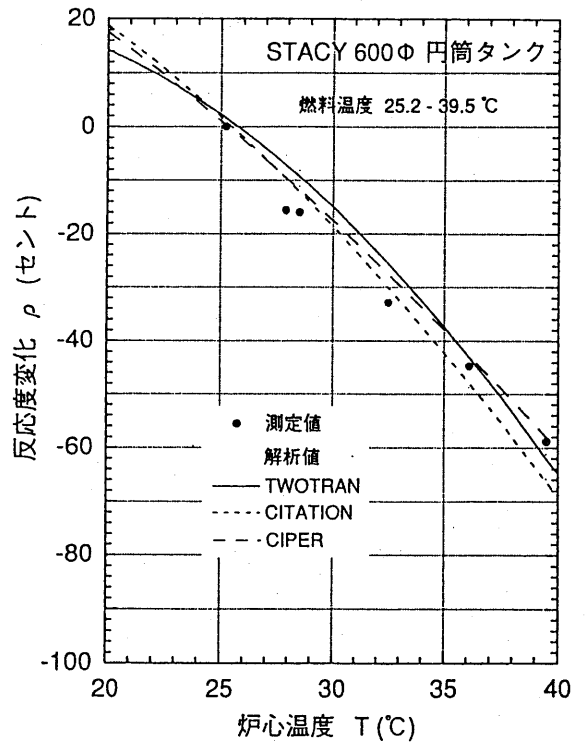


Figure 5 溶液燃料の温度上昇に伴う反応度効果 (STACY)

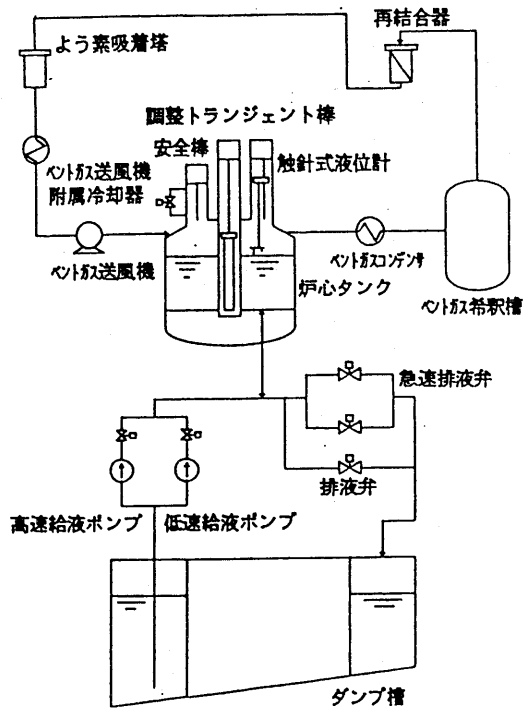


Figure 6 TRACYのフローシート

Table 4 計測系の整備状況 (TRACY)

計測項目	設 備
中性子束	核計装過渡系 (線型2系統、対数1系統) 核計装過渡系 (対数2系統: 整備中)
ガンマ線	線量率計 (2系統: 整備中)
温度	温度計 (炉心タンク底部) 温度計 (軸方向10点)
圧力	圧力測定系 (炉心タンク底面、槽ベント系) 炉心タンク歪み計 (8点: 整備中)
ボイド	ボイド率計 (未整備)
液位	マイクロ波液位計 超音波液位計 (未整備)、 炉内監視カメラ (未整備)
放射性物質移行	ベントガスサンプリング系 (整備中)
その他	実験データ収集装置

Table 3 TRACYの実験パラメータ

炉心タンク	外径 50cm、内径約 7cmの円環形状 臨界液位 40~100cm
燃 料	硝酸ウラニル水溶液 (²³⁵ U濃縮度 10wt%)
反 応 度	最大 3ドルまで添加 ・給液によるランプ状添加 ・調整トランジェント棒連続引抜きによる ランプ状添加 ・調整トランジェント棒パルス引抜きによる パルス状添加
熱 出 力	最大 5000MW (定常運転時は 10kW)
積分出力	最大 9kWh/実験 (=10 ¹⁸ fissions) 230kWh/年
最高圧力	9kg/cm ² G

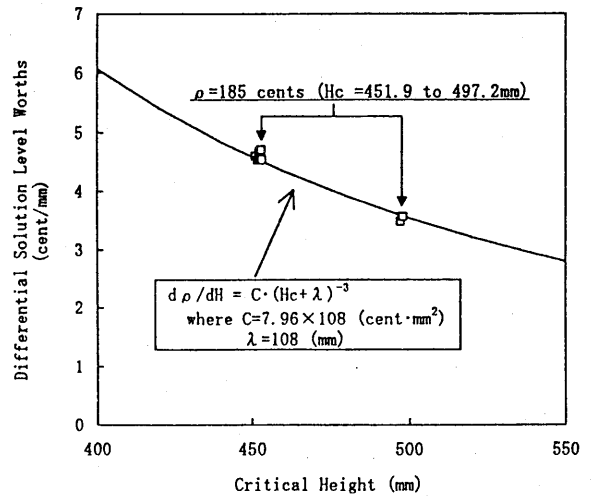


Figure 7 調整トランジェント棒反応度値の評価 (TRACY)

Table 5 実験解析結果

計算手法	体系	ウラン濃度 (gU/l)	遊離硝酸濃度 (N)	臨界液位 (mm)	実効増倍率	備 考
MCNP-4A + JENDL-3.2	Tr-rod Out	433.3	0.89	450.0	1.0106 ±0.0003	Level worth = 1.37% Δ k/k Tr-rod worth = 1.29% Δ k/k
	Tr-rod In	432.3	0.87	497.9	1.0114 ±0.0002	
	Tr-rod Out	432.3	0.87	497.9	1.0248 ±0.0003	
SRAC (TWOTRAN) + JENDL-3.2	Tr-rod Out	433.3	0.89	450.0	1.0119	Level worth = 1.42% Δ k/k Tr-rod worth = 1.27% Δ k/k
	Tr-rod In	432.3	0.87	497.9	1.0135	
	Tr-rod Out	432.3	0.87	497.9	1.0267	

調整トランジェント棒の反応度値計算結果 ($\beta_{eff} = 0.74\%$ とする)

[MCNP-4A]

液位差に基づく値: 1.37/0.74 = 1.85 ドル

棒有/無による値: 1.29/0.74 = 1.74 ドル

[SRAC]

液位差に基づく値: 1.42/0.74 = 1.92 ドル

棒有/無による値: 1.27/0.74 = 1.72 ドル

<部会員の声(自由投稿欄)>

1. 炉物理国際会議” PHYSOR 96” の開催準備状況

日本原子力研究所

中川正幸

本部会の会員の殆どの方は、既にご存じと思いますが、今年の9月16日～20日水戸市において、標記の国際会議が開かれます。アブストラクトの締め切りが2月に終わり、3月初めには国際、国内プログラム委員会が開催され採択論文と会議期間中のおよそのスケジュールが決まりました。受け付けたアブストラクトの総数は324件、参加国27と予想をはるかに上回る数になりました。これを各プログラム委員が精力的に査読し、それを元に委員会で最終的に決定した国別の受理発表件数は下の表に示すような結果となりました。この結果は3月中には各著者に通知されています。

これからお分かり頂けるように、日本からは最多の73件が受理されましたが、これは総数283件の内、約1/4で国際会議としてのバランスも良いところかと思えます。また口頭発表は144件、ポスター発表が139件予定されています。これらの件数は本国際会議シリーズの最多数になりますので、会議の運営は皆様のご協力を得て十分な準備が必要だと思っておりますのでよろしくお願いいたします。なお、アブストラクトは、締め切り日前後に集中したため、事務局は大変でしたので、本論文は余裕を持って送って頂けるようお願いいたします。

国別受理件数

Japan	73	Switzerland	4
France	41	Argentina	3
Russia	35	Finland	2
USA	31	Norway	2
Korea	18	Mexico	2
UK	14	Indonesia	1
India	8	Spain	2
Belgium	8	Taiwan	2
Brazil	7	Bangladesh	1
Netherlands	7	Poland	1
Sweden	6	Hungary	1
Germany	5	Yugoslavia	1
P.R.China	4	Bulgaria	1
Italy	3	27	283

2. 核融合炉専門部会の活動に関するアンケートから

原研 大山 幸夫

核融合炉専門部会では、専門委員を対象に核融合炉の炉物理または中性子工学についてアンケート調査を行いました。設問は

- (1) 核融合中性子工学 (または核融合炉物理) の定義について
- (2) 核融合炉工学での位置付け
- (3) 核融合中性子工学の要素技術
- (4) 核融合中性子工学の現状 (到達度)
- (5) 核融合中性子工学の問題点
- (6) ITERをはじめとする次期装置での役割
- (7) 現在の核融合炉開発路線に密着した形で良いと思いますか
- (8) 新概念の創出のようなものは可能だと思いますか
- (9) 今後の方向について
- (10) その他の意見

の10項目にわたって意見を伺いました。アンケートの回答は主に以下のようにまとめられると思います。まず、核融合中性子工学 (または核融合炉物理) の学問領域の定義についてですが、これは核融合中性子に起因する現象 (1次的効果) に関する研究というのが共通認識です。役割ではトリチウム増殖、エネルギー生産の概念構築、到達度については核設計的には不十分な状態であるが、学問的には成熟しているといった印象です。問題点としては、原子炉のように最上流に無いため、後回しになりがちであることや、中性子工学においては原理的な問題 (学問的に) はないのではないかとと思われる点が揚げられています。また、この分野での未完成な領域についての質問では材料損傷・材料応答に関連した領域が揚げられ、今後の方向としては、間口を広げて狭い領域にとらわれないことが望まれています。回答全般では、核融合中性子工学の枠を広げて解釈し、また高エネルギーへの展開を説く意見が目立ちました。別に質問とアンケートに寄せられた主な意見をまとめましたので、会員の皆さんの意見もお寄せいただけるとありがたいと思います。

私の個人的な意見では核融合の中性子工学は、いわゆる炉物理の様な閉じた系を扱うものではなく、従来の遮蔽分野と類似した中性子輸送現象と核反応生成物評価を扱うものになっていると思います。従って、要素技術として共通性を取り出して再構築すると、中性子・ γ 線など放射線挙動及び核反応を扱う核反応工学的 (一般的な中性子工学) な所に戻らざるを得ないのではないかと思います。本流として一般的な中性子工学があり、その時々々の要請に従って例えば核融合中性子工学の様に分科的活動を行うということで、全体としての中性子工学の体系化に進むというのが筋ではないでしょうか。この意味で高エネルギーへの拡張という意見がでるのも納得できる気がします。要素技術として統合化をはかるという観点からみると、原子炉の従来の炉物理とも無関係ではないと思われますし (実際、共通のモンテカルロコードが使われ出した)、新しい中性子源の設計、その中性子利用技術 (核変換、計測等)、さらに材料損傷解析等も中性子工学的観点から対象となり得ると思います。その意味で今は核融合中性子工学自身でなく、そもそもの本流としての中性子工学の再構築が問われているのではないのでしょうか。

〈アンケートに対する主な意見〉

設問1：核融合中性子工学（または核融合炉物理）の定義について

D-T、D-D核融合における核融合プラズマから発生した中性子、それによる2次ガンマ線に起因する現象（1次的効果）を解明、予測、制御する工学研究すべてのことといえる。即ち中性子に対する反応特性、遮蔽、放射化およびガンマ線に対する反応特性、遮蔽、照射損傷の評価等に関して、核データの評価、収集、線源評価、輸送計算、反応特性計算の実施とコードの開発およびベンチマーク、モックアップ等の実験による計算・解析精度の検証を行う基礎工学、設計等に関する研究分野。

設問2：核融合炉工学での位置付け

ブランケット、ダイバータ、真空容器等の中性子工学の点からの構造・材料選定等の最適化、生体被曝、材料劣化、機器損傷を最小にするためのプラント・システムの最適化。核融合炉工学の中でも大きな位置を占めるD-T中性子に起因する物理的工学的現象のうち、核融合炉を設計・建設・維持していくために必要な研究・開発項目（遮蔽、誘導放射能、材料損傷等）を受け持つ。また、DT炉に関しては、トリチウム増殖ブランケット、エネルギー変換という面から重要な役割を演ずる。

現在の核融合炉の設計の流れでは比較的下流側で、微修正により設計の仕様を満たすことが多いが、データと経験の蓄積が進めば設計の初期に基本条件の呈示をして行くことも可能。さらに核融合-核分裂ハイブリッド、ビームドリブン核融合中性子源等の提案・研究を行う基盤でもある。

設問3：核融合中性子工学の要素技術

核設計工学、遮蔽工学、核計装・診断・制御工学・測定技術（中性子、 γ 線、核発熱、損傷パラメーター等）、強力中性子源開発、安全工学、計算機技術、数値解法、システム設計、加速器、トリチウム取扱い、線源評価・核データ（評価と蓄積）・輸送問題（計算と実験）・形状の取扱い（計算と実験）、反応特性の評価（核発熱、材料劣化、材料損傷、放射化データ等に関する応答関数の評価と実験検証）

設問4：核融合中性子工学の現状（到達度）

1. 核データ、輸送計算コードの開発等についてはかなり成熟している。但し核データは新しい材料に対して新たなデータが必要で、輸送問題に対しては形状データのモデル化の仕方等計算法の適用の仕方に問題がある。これらは実験により検証しながら問題点を整理していく必要がある。実形状に近い大規模な実験など、実験例が少ない。
2. 遮蔽設計技術では3次元的評価が充分にはできる状況に至っていない。
3. ブランケットでは5-10%以下の設計精度に到達した。核設計に対する一次目標は達成されたが、核・熱的に成立するブランケットの提案に至っていない。
4. 放射化評価技術では、評価という点では手法が確立したが、低放射化材等の提案には至っていない。
5. 材料照射損傷評価技術では、ニュートロニクス側から照射特性の予測ができていない。

設問5：核融合中性子工学の問題点

核融合での中性子工学は原子炉のように最上流に無いため後回しになりがちで、核融合炉のシステム設計と少し独立した分野である。このため、システムの機能、構成、必然性等について絶えず認識を新たにしながら研究を進める必要がある。形状模擬、材料選定、要求される精度等を絶えず見直して最も優先する課題を見逃さないように気をつける必要がある。

核融合中性子工学の研究範囲は、使用できるD-T中性子源の強さで決まってくる。現在のD-T中性子源の強度よりも大きなD-T中性子源を作ろうという動きはあるが、すべて計画のみで、建設の見通しがたっていないのは問題である。また、材料を主体的に研究する研究者が、必ずしも核融合中性子工学に属しておらず、“お客さん”の形で参加している形態は、密接な情報の交換、研究の促進という点でマイナスであろう。

核データ等の核融合中性子工学に係わる要素技術の進展が、核融合炉開発にどのように寄与しているか、定量的（もっと目に見える形）に評価してアピールする努力が必要。例えば、コストや安全信頼度に対する核データ精度の感度解析などの分野が効果的である。

原子力全体で共通であるが若い人口をなんとか確保したい。

設問6：ITERをはじめとする次期装置での役割

装置の核設計の精度を向上させるための課題の整理と問題解決の推進母体と受け皿としての役割。ITERを使用した実験において1) 計測、中性子条件の決定（ソースターム）2) モジュールテストにおける外挿補正技術3) 遮蔽実証試験などが必要になる。また、トリチウム増殖の実証、また装置の放射線からの遮蔽という点から重要な役割を演ずることが期待されている。

プラズマ閉じ込め技術が発達すれば、次第に高出力密度、小型炉が設計されるようになり、新しい材料も採用される。その時には核データの一層の蓄積、核設計、遮蔽設計精度の向上と共に中性子工学の点からの提言も必要になる。

設問7：現在の核融合炉開発路線に密着した形で良いと思いますか

核融合炉開発路線に密着した形で研究がいかどうかの判断は各人様々であると思うが、現段階では核融合炉開発路線をこなしていくことも強く求められており、プロジェクトを担っているところではそうせざるを得ない。核融合炉開発路線以上に緊急で大きなテーマがあれば、そちらを優先することが必要となるが、今のところそのようなものはないと思う。しかし、あまり密着しすぎると、研究というよりも作業の側面が強くなり、大学にはなじまない。ITERやLHD、JT-60SUなどに協力すべきだがその道はゆきどまりかもしれないので、コンパクトでシンプルな核融合炉概念の確立をめざす研究活力にも大いに協力して行くことが大切。即ち、若者に夢を与えるような核融合システムを見出す努力必要。

設問8：新概念の創出のようなものは可能だと思いますか

ブランケット、遮蔽、核計装などの概念において、新材料や先端技術導入による新概念創出の可能性があると信じる。また、核計算では既に並列計算等、従来の計算能力を大幅に越える技術進展が期待できる。中性子工学の点からは材料の応答特性（核特性だけでなく材料劣化、損傷等も含めて）の点から新しいアイデアが出る可能性がある。但しその場合化学特性、共存性、強度等、他の特性にも注意して総合的な判断が必要になります。

今までのように線型輸送方程式で記述出来る問題を相手にしている限りは、新しい学問分野が生まれるとは考えられないが、考えないとこの分野は若い人を引き付けられない。対照的な例としてプラズマ現象を記述する方程式は非線形であり、自己組織化、「複雑性の科学」など、新しい学問体系へ展開しつつある。

設問9：今後の方向について

現在の核融合炉開発の最大の課題である材料開発をにらんだ研究展開（例えば、照射損傷パラメータに係わる核データ評価や測定法開発、損傷を低減化する新しい核設計概念、中性子源開発など）が一つの有力な方向と思われる。

今後は実機の核融合炉等を用いた中性子工学実験に進む道と、D-T中性子にとらわれず、広いエネルギー範囲での中性子（もちろん、D-T中性子もその中に入るが）に起因する現象を研究する道の2つに分かれていくと思う。このために、消滅処理、材料科学等のための高エネルギー加速器科学との学問的共通性を重要視すべきで、低エネルギーから高エネルギーの中性子へと包括することで中性子工学が一分野として確立するのではないか。

設問10：その他の意見

FNS, OKTAVIANにつづくハード拠点の実現が大切。

計算機と計算コードの発達により核融合中性子工学の分野で単なる解析のみではあまり面白い課題はないように思います。但しD-T中性子を発生できる装置は世の中にそれほど多くありません。実験的検証をしつつ解析精度の不足を補う仕事はまだ重要だと思います。

技術がほとんど同じだから高エネルギーから低エネルギーにまで中性子輸送、中性子反応工学として統一し、その中で核融合を応用分野として捉えるのが良いと思う。つまり、基盤的に広くとらえる。

<第28回炉物理夏期セミナー予告>

「炉物理部会」主催 大学原子力教官協議会協賛

第28回炉物理夏期セミナー

テーマ：「炉心設計解析コードの現状と高度化」 & 「新しい炉心概念の創出にむけて」

日時：1996年7月29日(月)～31日(水)

場所：いこいの村酒沼 茨城県鹿島郡旭村大字箕輪3604 Tel. 0291-7-1171
常磐線水戸駅下車、タクシー30分。水戸駅より大洗鹿島線酒沼駅下車。
水戸駅及び酒沼駅よりマイクロバス送迎あり。

第1日 7月29日(月)

参加登録受付(12:00～)

開校式(13:00～)

13:15～17:00

A. テーマ「炉心設計解析コードの現状と高度化」

1. 炉心設計コードの高度化にむけて (阪大) 竹田敏一
2. PWRの炉心設計コードについて (三菱重工) 田原義寿
3. BWRの炉心設計コードについて (東電ソフトウェア) 佐治悦郎
4. 高速炉の核設計コードについて (阪大) 山本敏久

懇親会(18:00～)

第2日 7月30日(火)

9:00～17:00

5. 遮蔽設計コードについて (川重) 竹村守雄

B. テーマ「新しい炉心概念の創出にむけて」

6. フルMOX-PWR炉心について (三菱重工) 栃原 洋
7. フルMOX-BWR炉心について (東芝) 永野 護
8. 次世代型沸騰水型軽水炉RBWRの概念 (日立) 竹田練三
9. 超臨界圧軽水冷却炉の概念 (東大) 岡 芳明
10. Pu燃焼炉の概念 (原研) 高野秀機

若手研究者発表会(19:30～)

第3日 7月31日(水)

9:00～11:00

11. リサイクル炉の概念 (動燃) 早船浩樹

12. 金属燃料高速炉の概念 (電中研) 横尾 健

閉校式(11:00)

見学 動燃大洗工学センター(13:00～17:00)

(費用)

参加費：炉物理部会員 4000円、学会正会員 6000円、学会非会員 8000円

学生部会員 1000円、学生正会員 2000円、学生非会員 3000円

テキスト代：1500円 宿泊費：8500円(1泊2食付き) 懇親会費：1000円

(申込方法)

所定の申込用紙に必要事項を記入し、下記に郵送又はFAXしてください。参加費等は前金でお願いします。振り込み口座番号は申込用紙に記載してあります。なお、申込用紙は「炉物理部会」会員のいる機関に配布いたしますが、必要な方は下記にお問い合わせください。

(申込メ切)

申込メ切：6月21日(金) (定員70名、先着順)

(問い合わせ、申込先)

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002
動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター
基盤技術開発部 炉心技術開発室
「炉物理夏期セミナー事務局」 若林利男

Tel. 029-267-4141 (内2390) Fax. 029-267-0579

E-mail waka@oec.pnc.go.jp

〈委員会報告 1〉

炉物理研究特別委員会

(1) 原子炉システム専門部会の活動

原研 森 貴正

原子炉システム専門部会では会合を開いて国内諸機関の研究成果や計画を紹介頂いている。前回報告以後3回の会合が開かれたが、平成7年3月に開催された第41回会合では、以下のトピックスが取り上げられた。

(1) 重水臨界実験装置(DCA)の概要と実験解析 (動燃 相原永史氏)

DCAの概要、ATRタイプクラスター型燃料の特徴、炉物理実験項目、DCA実験を通じて開発・整備された解析コード(WIMS-ATR、CITATION、PHLOX-BURN、PIEX)とともに幾つかの解析例が紹介された。

(2) 実機のための炉心設計・燃料管理用ソフトウェア：その4 —東電ソフトウェアにおける炉心設計管理コードシステム—

(東電ソフト 佐治悦郎氏)

炉心管理業務に使用されている解析コード群(集合体核特性CASMOと3次元定常炉心核熱水力解析SIMULATE)、3次元動特性解析コードSIMULATE-Kinetic及び炉心設計支援ツールSIMLOAD(簡易マニュアルシャッフリングコード)、X-IMAGE(炉心設計用グラフィックツール)、FINELOAD(炉心装荷パターン最適化コード)の概要が紹介された。

(3) 境界要素法を用いた中性子拡散方程式の解法 (原研 板垣正文氏)

境界要素法による中性子拡散方程式の解法の利点と困難及びそれを克服するアルゴリズムが説明された。無限水反射体2吸収領域3群問題の計算結果とともに、多重相反法による核分裂中性子源の境界積分化とWielandtの原点移動法の導入が説明された。

(4) Puリサイクルの物理に関するワーキングパーティ報告 (原研 高野秀機氏)

1994年11月に開催された標記第3回会合の概要が報告された。軽水炉ベンチマークでは k_{eff} の差が非常に大きく、高速炉ベンチマークでも、 k_{eff} 、反応度値に大きな差異が見られた。また、Radiotoxicityでは $T_c=0.0$ 年における ^{242}Cm と ^{244}Cm に大きな差異が見られた。

第42回会合(平成7年7月)では、

(1) 臨界実験装置STACYを用いた低濃縮ウラン溶液に関する実験 (原研 三好慶典氏)

燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)定常臨界実験装置STACYの概要と、特性試験の結果及び現在実施中の臨界ベンチマーク実験の内容とともに今後の計画が説明された。

(2) KUCAを用いた臨界安全実験について (名大 山根義宏氏)

名大—京大炉の共同実験として行われてきたKUCAを用いた臨界安全実験の経緯、ならびにGeorzelの予測及び燃料インポートンス理論の検証を目的とした不均一燃料濃度分布の実験と未臨界度測定を目的としたFeynman- α 値準定常測定の詳細が説明された。

(3) OECD/NEA/NSC β_{eff} ベンチマーク実験の現状 (原研 桜井健氏)

実験装置で実施された標記ベンチマーク実験の概要と現状の報告とともに、第2期実験として1995年11月から原研FCAを用いて計画されている実験の概要が紹介された。

(4) 実機のための炉心設計・燃料管理用ソフトウェア：その5

—原燃工におけるPWR燃料装荷パターンの最適化— (原燃工 山本章夫氏)

遺伝的アルゴリズム (GA) を用いたPWRの燃料集合体最適装荷パターン最適化手法が紹介された。原燃工で開発したGALLOPコードでは、実炉心の最適化で人間が経験的に作成したパターンと比べて遜色のない結果が得られている。

第43回会合 (平成8年1月) では、

(1) 空間高次モードの解析法とその応用 (近大 橋本憲吾氏)

空間高次モードと固有値間隔の物理的な意味、及びべき乗法 (源反復法) による高次モード計算の概要が幾つかのZPPR炉心の計算例とともに説明された。また、BWR出力分布安定性解析への応用例と、固有値間隔の測定例が紹介された。

(2) 並列処理によるBWR炉心解析及びSn輸送計算の高速化

—決定論的解析手法の並列化— (東芝 上松幹夫氏)

2つのタイプの異なる計算 (BWR炉心解析、2次元Sn法遮蔽解析) に対する並列計算による高速化の試みが紹介された。前者では64台のPEを使用し、核計算部55倍、熱水力計算部30~50倍、後者では16PEで7~10倍の高速化が達成されている。

(3) 未臨界度の測定 (京大炉 代谷誠治氏)

未臨界度測定法の内、(1)中性子源増倍法、(2)パルス中性子法、(3)指数実験法、(4)ミハルゾ法、(5)ファインマン α 法、(6)その他の概要と問題点が指摘された。どの方法も、基本モードによる式に基づいており、未臨界度が深くなると核計算による大きな補正が必要となる。

(4) 実機のための炉心設計・燃料管理用ソフトウェア：その6

—動燃における高速炉炉心解析システムの適用性評価— (動燃 石川眞氏)

感度解析、炉定数修正を含む高速炉炉心解析システムの概要と、JUPITER実験解析等についての適用性評価の結果が紹介された。課題は幾つかあるが、本システムは全般的には大型高速炉実機設計に十分な信頼性を有すると考えていると結論された。

会合はオープンなのでご希望の向きはご出席下さい。予めオブザーバーとして登録した方には案内をさしあげています。トピックスの選択についても遠慮なくご意見を寄せて頂きたい。

〈委員会報告 2〉

(2) 「遮蔽専門部会」の活動

原 研 笹本 宣雄、坂本 幸夫

遮蔽専門部会では専門部会(第37回会合)及び加速器遮蔽WGを開催し、大型加速器における高エネルギー放射線に対する遮蔽設計法及び遮蔽問題に関する調査・検討を行った。

1. ハドロンカスケードFLUKAによる高エネルギー放射線の遮蔽解析

Dr. Fasso (CERN) からハドロンカスケードFLUKAコードを用いた遮蔽解析と題して、大型加速器プロジェクトの進捗状況に応じた遮蔽設計及び解析法、FLUKAコードの改良、ベンチマーク実験解析例が紹介された。中性子レムカンタの高エネルギー中性子に対する感度特性解析、遮蔽解析及び放射化計算、スカイシャイン、迷路のストリーミング解析、線量当量評価、薄いターゲットでの線源強度解析に大いに同コードは威力を発揮している。現在遮蔽上課題が若干残るものは、 γ 線と熱中性子の寄与の評価についてである。なお、同コードの使用に関する要望が多数出された。

2. 加速器遮蔽専門家会合について

将来の大型加速器の放射線遮蔽課題を討議するため、NEANSCの「加速器、ターゲット及び照射施設の遮蔽」に関する第2回の専門家会合が炉物理委員会「遮蔽専門部会」、NEANSC、ORNL/RSICの主催で95年10月12、13日にCERNで開催された。会合には9カ国の30機関及び2国際機関から49名(日本から9名)が出席し、前回の各機関が分担した課題についての検討状況が報告された。

日本からは、①厚いターゲットの中性子測定及び深部透過実験データの文献調査、②減弱距離の検討、③高エネルギー放射線に対する線量換算係数の検討、④TIARA等の日本の施設での検出器特性測定及び遮蔽実験、⑤加速器遮蔽ベンチマーク問題に対する解析について報告した。次回第3回の専門家会合は97年4月下旬に日本(仙台東北大)で開催することになった。

3. 加速器遮蔽WG

当WGが遮蔽ベンチマーク問題集としてまとめた "Benchmark Problems for Intermediate and High Energy Accelerator Shielding" 中の線源評価問題と中性子透過問題を各種の遮蔽計算コードで解析を行い、その結果を専門家会議で報告した。一部の実験解析では実験値と比較して不一致が見られるので、さらに検討を進めている。さらに、専門家会議に参加している各機関で比較計算すべき中高エネルギーの中性子に対するベンチマーク透過問題を選定するとともに、減弱距離を比較検討する問題を選定している。

〈委員会報告 3〉

炉物理研究特別専門委員会「核融合炉専門部会」

原研 池田裕二郎

本部会は専門委員20名とオブザーバ8名から構成されており、1979年に発足して以来18年目になる。平成7年度部会は7月20日と11月28日に第44、45回の2回開催された。特に45回はシグマ委員会との共催で行なった核融合炉核データ専門家会議に合わせて東海研究所で開催した。

第44回部会では、ITER/EDAの中性子工学R&Dタスクのバルク遮蔽実験、核発熱実験及びパルス運転時の放射化実験が報告された。また、ITER核設計の最新の現状の報告では、ITER遮蔽ブランケットでは3種類の熱負荷を想定した設計であり、各部はモジュラー型に交換可能のものであること、遮蔽解析ではブランケット枝管のHe生成が目標を上回る等が示された。核融合炉核工学に関するIEA国際協力「中性子工学」サブタスクの現状については、合意に基づきFNSが提案したものを骨子として4つのワークグループを設定し各グループから計画案の募集を行ったことが報告された。また、FNSの増力計画として、短期間で増力することで、ITER等の建設に必要な許認可用データ及び材料照射データを取得できる事や、現在進められている強力中性子源計画のR&Dも行える事を目指したFNS-21構想が報告された。

第45回部会ではITERブランケットの設計・工学試験計画についての紹介があり、ITERの増殖ブランケットはTBRで0.8以上必要であるが、設計上はかなり厳しい条件であること、また、工学試験ではテストブランケットワーキンググループ(TBWG)がITERにできて議論をしていることなどが報告された。原研がIEA協力の基に進めている国際核融合材料照射施設(IFMIF)の概念設計活動に関連した中性子工学の課題について、詳細設計の段階では高エネルギー核データが必要になるため整備を進めていることや、実験をする段階ではドシメトリー用の断面積が重要になることが報告された。さらに10月中旬に行なわれたIAEA主催のFENDL-1の評価会議でベンチマークテスト結果のまとめを行なったことが報告された。IEA国際協力サブタスク「中性子工学」ではEUのd-Be中性子源を用いた計画に実験参加を計画しており、中性子源比較でもENEAから研究者を1人受け入れを予定していると報告された。

11月29日からの2日にわたってシグマ委員会との共催で核融合炉核データ専門家会議を行なった。本会議は5年毎に行なわれ今回は3回目になる。会議の目的は、核融合炉核設計のための核データ整備を進めるために、核データの評価研究者、核融合核設計研究者そして両者をつなぐ中性子工学実験の研究者が集まって問題点の認識と対応を議論することである。会議全般としては、前回会議までの、ガンマ線データの改善、File6形式のFusion Fileの必要性、File6形式のファイルの処理コードの必要性、感度解析の必要性、高エネルギーデータの必要性等の課題のうち感度解析を除いてほぼ達成され、大きな進歩があったと印象づけられた。また、今後の方向として再度、感度解析の必要性が強調された。

〈委員会報告 4〉

「消滅処理工学」研究専門委員会

日立 川島克之

近年、高レベル放射性廃棄物の管理技術としての消滅処理技術に対する研究開発への関心が益々高まり、世界的にその研究開発が活発化している。本委員会はこのような情勢に対応するため平成7年4月に発足した。本委員会では、消滅処理技術の新たな展開であるアクチニドリサイクルや軽水炉MOX燃料利用における消滅処理の技術的可能性および燃料サイクルへの影響等の課題についても調査・検討を進めている。

これまでに開催された委員会の主要な議題を以下に示す。

(1) 第1回 平成7年7月14日 動燃本社会議室

- ・ 各研究機関における研究状況
 - ・ 原研：群分離プロセス（久保田委員）、消滅処理（滝塚幹事）、燃料サイクル（小川委員）
 - ・ 動燃：先進的燃料リサイクル（山名委員）、FP消滅処理（原田委員）
 - ・ 電中研：群分離・消滅処理（電中研 坂村義治氏）、MA/RE入り三元合金燃料（横尾委員）
 - ・ 大学：長寿命核廃棄物の消滅処理法に関する基礎的研究（木村委員）

(2) 第2回 平成7年10月3日 原研本部会議室

- ・ 群分離・消滅処理が地層処分に与える影響（地層処分から見て）（東電 赤坂秀成氏）
- ・ 国際会議GLOBAL'95(Int. Conf. on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems) 報告
 - ・ 全体概要報告（向山主査）
 - ・ 分野別報告：Puリサイクル（若林幹事）、原子炉による消滅処理（川島幹事）、加速器による消滅処理（滝塚幹事）、燃料・ターゲット（横尾委員）、再処理・群分離（北本幹事、久保田委員）
- ・ OECD/NEA/NSC WPPR(Working Party on Physics of Plutonium Recycling)活動について（若林幹事）

(3) 第3回 平成7年12月5日 電中研会議室

- ・ エネルギー長期安定供給に対応した軽水炉システムの開発 (日立 竹田鍊三氏)
 - ・ リサイクルのための再処理と群分離の考察 (GLOBAL95会議報告を中心として) (北本幹事)
 - ・ 電力中央研究所狛江研究所設備見学 (井上幹事、横尾委員)
- (4) 第4回 平成8年2月20日 航空会館会議室
- ・ 酸化物燃料の乾式再処理と振動充填法による燃料製造 (鈴木一弘委員)
 - ・ PWRプラントにおける100%MOX炉心設計 (三菱重工 栃原洋氏)
 - ・ 国際会議報告
 - ・ OECD/NEA及びIAEAにおける群分離消滅処理関連の活動について (向山主査)
 - ・ CAPRAセミナー報告 (若林幹事)

〈委員会報告 5〉

「放射線挙動」研究専門委員会

主査 東北大学サイクロtron・ラジカルイット-フセクター
中村 尚司

92年4月に発足し二年間の延長が認められた本委員会は、物質内での放射線挙動に関する諸問題の調査検討・情報交換の場として最終年度の活動を行った。

第12回会合(5月26日開催)では、原委員(ハザマ技術研究所)からつくば市にある施設の紹介と宇宙関連技術についての報告、高木委員(三菱総研)から宇宙空間における放射線環境の報告がなされた。ハザマ技術研究所では、地下水中の ^3He やラドンの測定、HETC-KFA2コードを用いた宇宙基地での太陽フレアの遮蔽計算等を行っている。また、圧搾空気を推進力に利用する計画、日本版バイオsphere計画の紹介があった。宇宙空間での放射線環境の報告では、銀河宇宙線、太陽フレア粒子、放射線帯粒子に関して説明がなされ、人工衛星「あけぼの」に搭載した ΔE 、 E 半導体検出器による放射線帯粒子の観測結果及び測定上の困難さが紹介された。

第13回会合(9月11日開催)では真木氏(日立研究所)より核融合遮蔽の課題について、富田氏(東大大学院)より放射線誘発DNA切断シミュレーションコードについて講演がなされるとともに、成山氏(船研)からGSFでの放射線リスク評価研究についての報告があった。核融合遮蔽の課題が、国際熱核融合実験炉(ITER)の概要、炉設計における遮蔽設計の位置づけとともに報告され、同分野における遮蔽設計の重要性に対する啓蒙が必要であることが述べられた。DNA切断シミュレーションコードについては、単純なDNA系であるプラスミドDNAを用いた ^{60}Co γ 線による鎖切断定量実験、 ^{60}Co γ 線によるエネルギー付与のシミュレーション、ラジカル生成・拡散のシミュレーション、プラスミドDNAの形状モデルのシミュレーションについて説明があり、今後放射線工学部会等でこの種の討論を続けることが提案された。GSFの研究報告では、マイクロドシメトリーの分野の第一人者である所長のParetzkeの研究内容、放射線飛跡構造解析コードMOCA及びPARTTRACの概要及び計算例について報告があった。

第14回会合(1月12日開催)では近隣アジア地域の研究者との交流を行った。最初に中村主査(東北大)から日本原子力学会での遮蔽関連研究委員会の推移とともに、遮蔽計算法並びにベンチマーク実験のレビューがなされた。引き続き、Dr. Su(台湾核能研究所)より台湾での保健物理研究の現状が紹介され、フィルムバッジサービス、サーベイメータの校正等の現状と共に、原子炉施設からの放射性廃棄物による住宅の汚染について紹介があった。また、Dr. Kim(韓国原子力研究所)からは韓国での放射線遮蔽の現状の紹介があり、動力炉及び研究炉の開発における遮蔽設計法が報告された。

第15回会合(3月19日開催)では、「加速器遮蔽・遮蔽定数」合同WGにおける加速器遮蔽データに関する文献調査及び遮蔽データの調査、「遮蔽計算法」WGにおける宇宙線に対する遮蔽など遮蔽計算の新しい応用等の検討結果が報告されるとともに、本委員会の総括を行った。

また、「放射線工学部会」では「放射線の防護と利用」に関する夏期セミナーが開催され43名の参加があった。

〈委員会報告 6〉

平成7年度「学生・若手小委員会」の活動報告

京都大学原子炉実験所 宇根崎博信
unesaki@kuca.rri.kyoto-u.ac.jp

2年目を迎えた「学生・若手小委員会」は、平成7年度の委員長を京大炉・宇根崎、副委員長を原研・安藤が拝命し、昨年度に引き続いて、

- 「炉物理夏期セミナー」における「若手のつどい」の開催、
- 「学生・若手ネットニュース」の発行、

を中心とした活動を行った。以下に、平成7年度の活動について報告する。

「炉物理夏期セミナー」における「若手のつどい」

「炉物理夏期セミナー」では、幹事校の学生が中心となって、例年「若手研究者発表会」が開催されていたが、昨年度より、「若手のつどい」として、従来の若手研究者発表会に加え、学生・若手研究者同士が自由に意見交換を行う場を設けることを目的として、フリーな討論会が開催されている。平成7年度炉物理夏期セミナー（比叡山）における「若手のつどい」は、47名という多数の参加の下で、第2日目の夜に開催された。前半は恒例の若手研究者発表会として、幹事校の阪大・北田氏の司会の下に、名大、東北大、東工大の各大学院生による研究発表が行なわれた。また、後半の討論会では、京大炉・宇根崎の司会の下に、「TRU変換・消滅処理問題」をテーマとして、大学・研究所・企業、それぞれの立場からの問題提起をもとに、お互いの考えを述べあった。「若手のつどい」と銘打っている関係上、参加は35歳以下という制限付きの会合である。その分、フランクな雰囲気の中、活気のある討論ができていたように感じる。特に、後半の討論会では、昼間のセミナー以上に活発な意見交換が行われた。TRU変換・消滅処理に限ったことではないが、若手自らが明確なスタンスを持って、来るべき将来に向けた準備を進めておくべきことが再認識されたように思われる。なお、「若手のつどい」終了後も、「非」若手(?)の研究者の方々を新たに交えて、活発な意見交換が深夜まで続いたことを付記しておく。

「学生・若手ネットニュース」の発行

本ネットニュースは、学生、若手研究者間の情報交換の場を提供するとともに、互いの交流を深めるという目的で始められたもので、平成7年度は、計5回のネットニュースを発行した。このネットニュースは、会員より自由に投稿してもらった記事を掲載している。ネットワーク環境そのものの利用形態に関する投稿の他、最近のネットニュースの話題では、消滅処理に関連するものが目立ってきている。これは、本年度、昨年度と、「炉物理夏期セミナー」で消滅処理がトピックス的に取り上げられたことを反映しているものと思われる。

今年度に入ってインターネットが爆発的に普及したことを反映してか、本ネットニュースの配布先数も大幅に増加し、現時点では63名（機関）に達している。それぞれの機関内でニュースを転送、回覧している場合もあるようなので、実際にこのネットニュースを手にする人数は恐らく100名を越えているものと思われる。本ネットニュースの発足当初は、企業に所属する若手の参加が少ないことが心配されていたが、現在では、学生・院生、大学関係、研究機関、企業の参加メンバー数のバランスも徐々にとれてきている。なお、投稿の内容を眺めていると、学生、院生のメンバーからの投稿が少ないのが残念である。学生、院生の皆さんには、臆することなく、これまで以上に「学生・若手小委員会」の活動に活発に参加して欲しいと願っている。

以上、平成7年度の活動について紹介させていただいた。年度の初めには、合宿を兼ねた見学会、学会の際の会合（コンパ?）等、いろいろと企画案はあったのだが、幹事の力不足で実現するには至らなかったことが残念である。

学生、若手の情報交換の場は、これまでは極めて限られていたように思う。特に、大学・研究機関と企業の若手との接点が少ないことが、互いの研究に垣根を生み出す要因の一つでもあったように思う。このような垣根を取り外す第一歩として、「学生・若手小委員会」の果たす役割は決して小さなものではないと考えている。今後とも、ネットニュース等、実質的な活動を通じて、学生・若手研究者間で活発、かつ率直な意見交換が続けられることを期待したい。また、会員の皆様には、「学生・若手小委員会」の活動に対するより一層のサポートをお願いする次第である。

〈研究室だより 1〉

東京大学工学系研究科システム量子工学専攻 近藤研究室

古田 一雄

我々の研究室は近藤駿介教授を中心に助教授、講師、助手各1名、博士課程5名、修士課程6名(3月現在)の大学院生で構成されています。近藤研究室では、「人への優しさ」(Human Consciousness)という概念が、将来の原子力を含む工学システムが社会に受容されるための要件と考え、これを実現するために不可欠な要素技術、体系化技術に関する研究を行っています。具体的研究テーマは新型炉の概念設計、設計に必要な数値解析手法(主に熱流動)、安全評価基準と評価技術など非常に広範囲に及んでいますが、特にプラントのマンマシンシステムやインタフェースに関する研究、AIやニューラルネットワークを用いたプラントの知能化等に関する研究を主に手がけています。以上のようなわけで、本研究室でもかなり以前には新型炉核設計、核融合炉中性子工学、高速炉の空間依存動特性、モンテカルロコードの高速化などの炉物理関係の研究を行っていましたが、最近では残念ながら炉物理関連の分野にはご無沙汰しております。

炉物理に少し関連のある研究としては、原子炉設計支援システムGS³の開発があげられます。これは探査的アブダクションとしての設計の定式化から始めて、ATMSによる多重文脈管理、黒板制御モデルと計画器を用いた推論制御、記号処理と数値処理の協調による問題解決などの技術を応用したかなり複雑なものです。この研究ではCITATIONコードを組み込んで、炉心核設計を対象分野にテストを行いました。GS³では使用する数値解析コードの用途、機能、入力データ、出力データに関する知識を宣言的に記述するようにし、既存のコードと比較的容易に連携がとれるよう工夫されています。

ところで、認知工学ではよく人間の認知過程のモデルを構築して、これを基に人間行動の予測やマンマシンシステムの評価を行います。しかし、人間の認知過程は自然現象と違って外部から直接観測できませんので(脳に電極を刺しても高次機能は分かりません)、認知モデルの直接的検証はほぼ不可能です。そこで、反応時間や正答率などの外部から観測可能な測度を頼りに、認知モデルからの予測と突き合わせてモデルの改良を行います。しかしこのような測度は認知過程のトータルな結果でしかないのです、何か歯がゆいばかりです。このような状況は以前にも経験した覚えがあると思って気が付いたのは、これは私が過去に関わったことのある積分実験による核データ評価と似ているということです。ご存知の通り、あらゆる種類の核反応の断面積を全エネルギー領域に渡って直接測定できるわけではありませんので、核データ評価においても理論モデルや「専門的判断」に頼らざるを得ない部分が残ります。このような部分を検証するために積分実験が行われますが、積分実験では様々な反応の重ね合せしか測定できませんので、これから個々の微分データ見ようとするのはやはり歯がゆいものがあります。

ということで、炉物理に比較的近い核データと認知工学との接点を見出したという話で本稿を終りたいと思います。

〈研究室だより 2〉

大阪大学工学部原子力工学科第5講座(竹田研究室)

職員	教授 竹田 敏一	学生	M2	2名
	助手 山本 敏久		M1	5名
	助手 北田 孝典		研究生	1名
	秘書 橋本 牧子		B4	5名

(平成8年2月末日現在)

1. 主な研究と特徴

資源に乏しい我が国にとって、エネルギー源として有望な原子力システムの経済性の向上を図り、核燃料サイクルを確立することは、極めて重要な課題である。当研究室では、将来の原子力の基礎・基盤を担うべく、新しい原子力システムの設計・解析法に関する研究を行っている。

研究の特徴としては、数学・物理等の基礎学問をベースに中性子輸送・拡散理論および動特性理論に対する基礎研究を行うとともに、その基礎研究を原子炉設計に適用し、安全性・経済性に優れた新型炉を提案し、その炉心特性の解明を理論・実験の両面から行うことにより基礎から応用までの研究を実施している事である。

現在、実施している研究項目の概要について以下に説明する。

1) 燃料集合体及び炉心解析法の研究

燃料集合体解析法としては、中性子断面積の共鳴による中性子スペクトルの自己遮蔽効果を評価し、燃料集合体の核特性を正確に把握するための計算法として、マルチバンド法の応用や改良を中心とした計算法の開発を行っている。

炉心解析法としては、炉心の臨界性、出力分布等の炉心内空間分布を正確に評価するために、中性子輸送理論に基づいた3次元計算法の手法開発を行っている。なかでも、高速炉実機体系を模擬した六角柱体系の核特性を詳細に計算できる手法として、ノード法に基づく輸送計算法の開発に力を入れている。

2) 炉心燃焼特性及び運転特性の解析

炉心燃焼特性については、燃焼に伴って発生する核分裂生成物の蓄積や、重核種の密度変

化が炉心核特性に及ぼす影響（燃焼感度）の解析に関する研究を行っている。特に、燃焼感度に対して系統的かつ包括的な解析が可能な、一般化摂動論に基づく解析法の開発を進めている。この解析法により高速実験炉「常陽」の燃焼特性を解析した。

運転特性については、軽水炉で問題になっている原子炉出力振動現象を定量的に分析する手段として、空間高調波に関する研究を実験・理論の両面で進めている。将来的には、この基礎研究を出力振動が発生しない原子炉の設計に反映する予定である。

3) 新型炉の設計

ドップラー反応度、減速材反応度等のフィードバック反応度を考慮した炉心の動特性解析を行い、安全性に優れた新型炉の概念設計を行っている。高速炉では、正のナトリウムボイド反応度が安全性上の問題となるため、水素化ジルコニウムを内部ブランケット内に配置してナトリウムボイド反応度を負に抑さえる炉心概念を提案し、水素化ジルコニウムの最適配置等に関する研究を実施している。

高レベル放射性廃棄物に含まれるマイナーアクチニドの処理に関する研究では、マイナーアクチニドを原子炉および加速器で消滅させる手段について、広範囲な検討を行っている。

2. 今後の展望

現在実施中の基礎研究を引き続き実施するとともに、将来ますます重要度が増加すると予想されるマイナーアクチニド消滅処理に関する研究や、高速炉をベースとする新型炉の研究を進めていく予定である。

マイナーアクチニドの研究としては、研究炉を使ったNp、Am、Cmの照射実験および実験解析を通じて、マイナーアクチニド核種の断面積の精度評価を行なう予定である。また、マイナーアクチニド消滅処理に適した炉心概念の研究を進めていく。

新型高速炉の研究については、最近、現行の核燃料サイクルの持つ経済的な課題や、高速炉の安全性に関わる問題が浮上し、従来的高速炉路線に対する見直し論が高まっている。これを踏まえ、核燃料サイクルの省力化、高増殖性、超安全性を狙った、これまでにない概念に基づく新型高速炉を提案し、概念の検討を進めていく。また、核燃料サイクル全体から見て、経済性、安全性、核不拡散性に優れたシステムを構築し、日本の将来にとり理想的な原子力利用システムを確立するための研究を目指していく。

〈研究室だより 3〉

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター実験炉部
臨界工学試験室

当研究室の現在の主な研究テーマは、核燃料取扱い施設の臨界安全管理のための未臨界度測定である。原子炉炉心の炉物理ではあまり問題とされない低い実効増倍率 ($k_{eff}=0.3\sim 0.95$) の変化を、実時間で測定する未臨界度モニター技術の開発をおこなっている。高速炉燃料再処理施設等を想定して、Pu富化度が高く中性子バックグラウンドが高い増倍体系を対象として、ミハルゾ法を含む周波数解析法やファインマン-アルファ法等のノイズ法による測定を検討している。未臨界度モニターでは、炉心の炉物理パラメーターの測定に要求される精度は必要ではないが、従来、炉物理実験手法として臨界近傍の体系で用いられてきた手法を、条件の全く異なる低い実効増倍率の状況でモニター手法として適用することについては、中性子測定法、測定データの統計計算処理に課題がある。研究開発の進展については学会等で報告させて頂いているが、重水臨界実験装置(DCA)を用いた実験において、検出下限($k_{eff}\sim 0.3$)や応答時間($k_{eff}\sim 0.9$ に対して1分程度)について実績が得られつつある。

当室では炉物理実験研究とともに、実験装置である重水臨界実験装置の管理・運営をおこなっている。装置の管理・運営には、原子炉の運転、保守、原子炉定期検査の受検、Pu燃料等の核物質管理等が含まれ、小規模ながらも原子炉施設として一式の管理が必要とされている。重水臨界実験装置は、新型転換炉(ATR)の炉心設計技術の開発を目的として建設され、昭和44年に初臨界となった臨界集合体であり、最大出力1KW、重水減速、クラスター型燃料の集合体である。未臨界度測定研究のために平成5年度から3か年で炉心を改造し、現在は軽水減速領域を含む2領域炉心でも実験ができる様になっている。

我々の未臨界度測定の研究では、事業団内外の幅広い関係者の協力が得られている。上記のミハルゾ法で用いられるカリフォルニウム線源検出器は、通産省電子技術総合研究所及び事業団内で放射性物質取扱いの為にセルを持つ施設との共同研究によって開発された。又、中性子測定や測定データの処理、統計計算手法の検討についても、関心を持って頂いた大学等の研究者の参加を得て実験を進めている。

当室では、核的施設を有効に利用するという観点もあって、学生実験の実施やアジア地域からの研修研究者の受け入れ等も積極的に進める様にしているが、これから原子力開発の規模を拡大しようとしているアジアの国からの研究者においてもソフト指向が強く、実験をやろうという人は非常に少ないのが現状である。我々にとっては今後の施設運営の課題でもあるが、本誌の表題である「炉物理の研究」において、今更実験は不必要との意見も多く、関係諸兄の御考察をお願いしたい次第である。(大谷記)

〈研究室だより 4〉

(財) 電力中央研究所 炉物理・燃料工学グループ 松村哲夫

電力中央研究所(電中研)の狛江研究所に所属する炉物理・燃料工学グループ(9名)は、炉物理および燃料工学(即ち、炉心・燃料)に係わる研究を行っている。グループ員の内、炉物理研究者は5名ではあるが、炉物理と燃料工学の境界領域の研究が多く、この仕訳は厳密ではない。

対象分野としては軽水炉、原燃サイクルからFBRまでと多岐に亘っている特徴があり、以下にその概要を示す。

(1) 軽水炉燃料の高燃焼度化およびプルサーマル

軽水炉では燃料コストの低減、使用済燃料体数の削減の観点から高燃焼度化が進められている。炉物理面からは、 ^{238}U の共鳴吸収が燃料ペレット表面領域で、中心領域よりも大きくなるため、高燃焼度燃料ペレットの表面領域ではPuの蓄積が多く、燃焼度が中心領域よりも2~3倍高くなるリム効果が発生する。このリム効果は、高燃焼度燃料の健全性に大きな影響を持つため、連続エネルギーモンテカルロ法コードVIM2をベースに、リム効果を詳細に解析出来る計算コード(VIM-BURN)を開発し、種々の解析を進めている。

また、任意四角形メッシュでSn計算が可能な輸送計算コード(FLEX-BURN)を開発し、将来の高燃焼度化を念頭にしたBWR、PWR燃料集合体の概念検討などを進めている。

プルサーマルについては、VIM-BURNコードなどを用いてMOX燃料ペレット内のプル・スポット(Pu濃度の高い領域)の燃焼解析などを進めている。

(2) 金属燃料FBRおよびTRU消滅処理

金属燃料は熱伝導率が高く、運転中の燃料温度が低い特徴がある。また、中性子のエネルギースペクトルが硬く、燃料の増殖比を高く設計する事あるいは燃焼反応度変化を小さくする事が容易である。これらの特徴を活かして、受動的な安全炉心など安全性・経済性の高い、小型炉心から大型炉心までの金属燃料FBR炉心概念の検討、ATWS解析などを進めている。

また、金属燃料FBRはTRU消滅効率が高い特徴があるため、これを活かしたTRU消滅研究を進めている。マイナー・アクチニド(Np、Am、Cm)を含んだ金属燃料の仏Phoenix炉での照射準備中であり、照射前の炉物理計算などを行っている。

(3) 使用済燃料の貯蔵技術

使用済燃料を再処理するまで発電所などで中間貯蔵する研究が進められている。貯蔵施設の遮蔽・熱設計に寄与するため、高燃焼度燃料やMOX燃料の使用済燃料の核種組成を分析し(海外の研究所への委託)、ORIGEN2コードなどの評価性能を検証する研究を進めている。また、上記のVIM-BURNコードを用い、JENDL3.2を使用した詳細燃焼解析も併せて行っている。更に、貯蔵施設の未臨界設計を容易にする燃焼度クレジット研究も進めている。

これらの研究は、燃料工学など他の研究分野との境界領域の研究が多く、学会などでの発表分野に迷う事が多い。

尚、研究の推進に当たっては、日本原子力研究所や他の国内機関、海外の研究所などの御協力を頂いており、ここに感謝を表明したい。

〈研究室だより 5〉

東電ソフトウェア(株)炉心管理システム部

佐治悦郎

〈研究室だより〉を書くようにとのご依頼ですが、当社には研究室と呼べるはっきりした組織はありませんので本稿が業務内容紹介のようなものになってしまうことをお許しください。

当社炉心管理システム部は、東京電力が所有するBWRプラントの炉心管理を行うことを目的として1986年に当社設立と同時に組織されました。こう言うと奇異に感じる方がおられるかもしれません。「では、それ以前はいったいどうしてたのか?」と。

その疑問にお答えする前に、そもそも炉心管理の中身についてご説明したいと思えます。ここで言う炉心管理には以下の業務が含まれます。

- ・燃料手配体数決定用解析
- ・取替炉心設計解析
- ・炉心性能監視用オンラインシミュレーターの入力定数作成及び装荷
- ・起動、制御棒パターン交換などの運転管理支援解析
- ・炉心運転実績評価

これらは言うまでもなくBWRプラントの運転に伴って必須の業務でありますから当然、当社設立の15年も前からBWRプラントを運転している東電にとっても必要な業務であった訳です。では、当社がこれらの業務を実施する前は東電自身が行っていたかと言えばそうではありません。これらは、すべてプラントメーカーにお願いしていたのです。私のような若輩者には日本の原子力発電の草創期のいきさつなど知る由もありませんが、諸先輩方のお話を伺っていると、必ずしも初めからそうであった訳ではなく、急激な原子力プラントの増大に伴い、徐々に電力は運転管理に専念し、炉心の解析を伴う業務はメーカーにお願いすると言う役割分担ができていったように思えます。

電力自らが取替炉心設計管理を行うことは、自主技術の確立という点で望ましいのは言うまでもありませんが、近年、経済性向上の観点からのニーズが高まってきています。原子力発電のコスト低減策として燃料費の削減は重要な課題のひとつです。その方法として高燃焼度化のように燃料の性能の向上を図ることも重要ですが、一方、全く違った観点からの方法として、市場原理の導入により燃料価格そのものの低下を図ることがユーザーサイドからの発想として出てきます。(他製造業と同様に市場原理を導入することの是非について様々な議論があることは承知しておりますがここでは触れません。それだけで与えられたスペースを使いきってしまいそうですし、第一、本稿の主旨からもはずれるでしょう。但し、それが時代の要請であり、またそうしていかなければ健全な発展も得られないであろうことは昨今の金融業界を見ても明かであると思えます。) コストパフォーマンスの優れた燃料を自由に選択し購入するためには、自らが取替炉心設計管理を行う能力を有することが不可欠なのです。

さて、少し長くなりましたが、当部の基幹業務とその意義についてはご理解いただけましたことと思いますので、それ以外の業務について以下にご紹介したいと思います。

(1) 炉心設計コードの改良

我々は、炉心設計コードとしてStudsvik社で開発されたCASMO/SIMULATEを用いておりますが、単なるユーザーとしての立場に甘んじることなく、数多くの実機データによるフィードバックや高燃焼度燃料、MOX燃料といった燃料設計高度化に対する適用性検証研究を通じて同コードの改良に積極的に関与しております。

(2) BWR安定性解析

核熱水力相互作用によるBWR炉心の中性子束振動事象については、BWR運転管理における長年の関心事となっておりますが、当部では、自ら設計した炉心の安定性の裕度を独自に確認するため、当現象を解析するコードの開発や実機試験解析によるベンチマークを精力的に行って、最近、当部自身による解析能力を確立するに至っております。

(3) 炉心動特性解析

炉心動特性解析のためのコードとして、当部では、炉心設計コードであるSIMULATEに動特性モデルを組み込んだSIMULATE-KineticsをStudsvik社と共同で開発しました。同コードは炉心の3次元核動特性と熱水力動特性に加え、炉内構造モデル、原子炉再循環ループモデルを内蔵しており、現在、原子炉スクラム特性解析や安定性解析に利用されています。将来は、反応度投入事象解析に適用することも考えております。

(4) オンライン炉心3次元シミュレーターの開発

BWRでは、プロセス計算機に内蔵されたオンライン炉心3次元シミュレーターを用いて炉心の熱的制限値を監視することが一般的となっておりますが、現在、用いられているものはプラントメーカーより供給されたものであります。東電ではこれをプロセス計算機から独立させて汎用EWSを用い当部で独自開発したものに置き換えることを考えております。これにより、

- ・炉心設計と同じシミュレーターを用いることによる一貫性のとれた炉心管理
 - ・よりユーザーサイドに立った使い勝手の良いユーザーインターフェイスの開発、整備
 - ・プロセス計算機の負荷軽減によるコスト削減
- 等の効果が期待できます。

その他、炉物理とはあまり関係ありませんが、プラントの確率論的安全評価(PSA)や、最近では、プラント全体の過渡、事故事象解析の能力整備にも取り組んでいます。

以上、炉物理部会報の記事としては不適切かも知れない、アカデミックな香りの無いものになってしまったようで一部の方からはお叱りを受けるかも知れませんが、普段より実務に携わりながら、一方では炉物理と何らかの関わりを保っておこうと努力されている部会員の方も多数おられることを思い、自然体で当部の紹介記事をまとめさせていただきました。ご容赦下さい。

<研究室だより 6>

三菱重工業株式会社 炉心技術部 新型炉炉心技術Gr

池田 一三

はじめに

旧MAPIが三菱重工業と合併し、原子力事業本部原子力センターとして発足して、ほぼ1年が経過しました。場所は横浜・ランドマークタワーの北側隣にあります。新型炉炉心技術GrはFBR、ATR及びガス炉を主な事業分野とし、核設計、遮へい設計および燃料・熱設計を担当しています。また炉心技術部は他にPWR関連の基本計画、核および炉心関連のR&Dを担当する部門が含まれます。また、2年前に発足した新型炉技術開発株式会社が新宿にあり、新型炉関連のおもにソフトを中心とした業務を当Grと共同しておこなっています。以下当Grの業務内容等について概略を紹介します。

1. 当Grの業務内容

(1) FBRの設計開発

常陽(MK-II炉心, MK-III炉心), もんじゅの炉心設計を受注し, 動燃殿のご指導のもと当Grの枢要な業務として進めて参りました。幸い無事にもんじゅの臨界を迎え, 実証炉以降への展開が期待されます。

FBR実証炉ではJENDL-2をベースに, JUPITER等の実験解析データを反映された修正炉定数を各社共通に設計で利用しています。

(2) ATR及びガス炉の設計開発

ATR及びガス炉では遮へいが主な受注業務で, 独自に炉心及びその周辺システムの研究開発を行っています。

(3) 加速器, 中性子ラジオグラフィおよびBNCT

新分野として加速器, 中性子ラジオグラフィおよびBNCTの開発業務を小規模ですが取り組んでいます。

2. 核データと関連するR&D

(1) MVP, MCNP

JENDL-3ライブラリーが公開され、MVP, MCNP用のものも提供されたことから設計およびR&Dに利用しています。従来の設計手法との比較など各機関から報告がありますが、設計担当として確認が必要であると思います。

(2) 設計コード

3次元Snコード(ENSEMBLE)をシリーズで開発し、摂動コードを含め、3次元三角メッシュ版が平成7年に開発されました。計算時間等課題もありますが、原型炉の性能試験解析等に利用し、成果をあげています。今後も実績を積み、設計に利用する予定です。

(3) 新分野

加速器およびBNCTでは高速炉等とは異なるエネルギー範囲、反応が着目され、核データのニーズがあります。今後の展開の中でシステムの整備を進めつつあります。

3. 最近の動き

原子力関連の業務量は三菱重工業原子力事業本部の本業であるPWRを含め、低調に推移しています。また当Gr関連ではATR実証炉の中止、もんじゅトラブル、不透明なFBR実証炉の見通しなど重苦しい環境にあります。同時に大きな課題として技術力の伝承があります。70年代に人員を充実した結果、現在の業務量との不均衡と同時に、10年後には基幹要員の不足が懸念されます。当Grにあっては、幸いここ数年新人を確保することができましたが、ますます合理化の波の中で資質向上に割ける時間や機会の確保は容易ではありません。

単に営業としてでなく原子力の安全の根本が人づくりであることから、他の業務に増して取り組んでいます。

おわりに

私個人はもっぱら利用者として核データを利用させて頂いている立場から、この場を借りてお礼を申し上げます。

〈国際会議情報 1〉

1. Topical meeting on Advances In Nuclear Fuel Management II

下記の国際会議の Call for Papers が届きましたのでご案内致します。本会議は、1986年に Pinehurst, North Carolina, USA で開催された第1回会議に続いて約10年ぶりに開催されるもので、炉内燃料管理に関する会議です。なお、日本原子力学会誌2月号(または3月号)にも案内が掲載される予定です。

会議名 Advances In Nuclear Fuel Management II

主催 Reactor Physics Division and Fuel Cycle & Waste Management

Division of ANS

協賛 日本原子力学会, EPRI, CNS, ENS, BNES, INUCE, KNS

会期 1997年3月23-26日

会場 Ocean Dunes Resort & Villas, Myrtle Beach, South Carolina, USA.

topics

- New Core Concepts and Fuel management For Advanced Reactor Systems
- Innovative and Advanced Core Loading Strategies
- Advanced Burnable Poison Designs
- Validation Of Core Analysis Tools For Fuel Management
- Utility Experience In Reload Design and Licensing
- Multi-Cycle Fuel Management
- Advances In Fuel Performance (Extended Burnup Fuel Designs)
- Application Of High Performance Computing For Core Analysis & Fuel Management
- Extended Cycle Fuel Management Designs and Economic Analysis
- Reload Design Strategies For Weapons Grade Plutonium Disposition
- Recycling Of Transuranic Isotopes From Spent Fuel
- Advanced Lattice Designs
- Reprocessed Uranium and MOX Utilization In Current Reactors
- On-Power Refueling Fuel Management
- On-Line Core Monitoring Systems
- Isotope Production / Research Reactor Fuel Management
- Modern Nodal and Lattice Physics Methods (Applications To Fuel Management)
- Application Of Perturbation Methods and Sensitivity Analyses To Fuel Management
- Addressing Practical Design Constraints On Fuel Management
- Advanced 'Best Estimate' Analysis Tools For Improving Fuel Cycle Performance
- Automated and Interactive Fuel Management Design and Optimization Tools

申込要領

要旨締切(英文。図表を除いて1250-2500語) 1996年8月16日

著者確定の通知 1996年9月20日

本論文締切(英文。8頁程度) 1996年12月6日

要旨送付先(発表申込は、要旨3部を下記へご送付ください)

David Kropaczek

Studsvik of America

477 Shoup Avenue, Suite 105,

Idaho Falls, ID 83402, USA

Tel: (208)522-1060

Fax: (208)522-1187

e-mail:krop@studsvik.com

国内問合せ先(Call for Paperも下記へご請求ください)

山本章夫

大阪府泉南郡熊取町大字野田950番地 (郵便番号590-04)

原子燃料工業株式会社 PWR燃料事業部 炉心計画部

Tel: (0724)52-8111

Fax: (0724)52-7244

e-mail:KYF01572@niftyserve.or.jp

肥田和毅

神奈川県川崎市浮島町4-1 (郵便番号210)

株式会社東芝 原子力技術研究所 原子炉技術担当

Tel: (044)288-8132

Fax: (044)270-1806

e-mail:hida@rcg.nel.rdc.toshiba.co.jp

〈国際会議情報 2〉

2. GLOBAL'97 : International Conference on Future Nuclear Systemsの開催について

(1) GLOBAL'97国際会議の主旨

本国際会議は、使用済燃料の再処理といくつかの核種のリサイクルを含む、将来の原子力システムと核燃料サイクル全般に関する、国際的な議論の場である。特に、プルトニウム利用を前面に押し出した地球規模での、核エネルギー利用戦略が議論される。したがって、平成6年に原子力委員会が策定した「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」において強調されている「将来の核燃料リサイクル体系」と、本国際会議のスコープは完全に合致するものであり、我が国の原子力政策が国際的なコンセンサスを確保するうえで、極めて重要な会議となっている。

(2) GLOBAL'97国際会議の経緯

本国際会議 (GLOBAL'97) は、主要国の原子力学・協会が米国原子力学会(ANS)と協力して2年ごとに開催する民間レベルの国際会議、GLOBALシリーズの第3回会議である。その第1回会議 (GLOBAL'93) は平成5年 (1993年) に米国シアトル市で開催され、約500名、20ヶ国、3国際機関の参加をみた。第2回会議 (GLOBAL'95) は平成7年 (1995年) に仏国ベルサイユで開催され、約600名、23ヶ国、3国際機関と第1回会議を上回る規模のものとなっている。参加者の中には、主要国及び国際機関の原子力界のトップクラスの重要人物が多数含まれており、原子力開発利用の将来の方向づけに大きな影響を及ぼす会議といえる。

本GLOBAL'97国際会議については、米国原子力学会 (ANS) からの書状による日本開催の打診をうけて、日本原子力学会は平成6年 (1994年) 3月の理事会において、日本開催の方向で対処することを決定し、主たる運営者として動燃及び日本原研が当たることとされた。

(3) GLOBAL'97国際会議の概要

平成7年 (1995年) 8月、国内の大学、企業その他関連機関から多数の賛同を得て、前原子力委員長代理 大山彰東大名誉教授を名誉委員長、日本原子力学会副会長 秋山守東大教授を委員長とする組織委員会が発足された。同組織委員会の指示のもとに、国際諮問委員会 (委員長：植松邦彦前OECD/NEA事務局長)、国際技術委員会 (委員長：近藤駿介日本原子力学会企画委員長・東大教授)、国際企画委員会 (委員長：鈴木篤之東大教授)、実行委員会 (委員長：大和愛司動力炉・核燃料開発事業団企画部長、早田邦久日本原子力研究所企画室長) などの組織化が進められている。

GLOBAL'97の開催地はパシフィコ横浜で、平成9年10月5日 (日) ~10日 (金) を予定しており、その第1日 (月) ~第4日 (木) の間には、全体会議、パネルディスカッションとともに技術セッション (口頭発表とポスター展示)、また、技術展示も行う。第5日 (金) にはテクニカルツアーを企画している。

(4) GLOBAL'97国際会議のスコープ

本GLOBAL'97国際会議の全体会議では、将来の原子力システム像を展望するとともに、使用済燃料の再処理、MOX加工、廃棄物処理・処分の今後の展開、あるいは

有用核種の再利用を含む燃料サイクルシステムの新たな可能性を討議する。とくに、核不拡散とプルトニウムの平和利用に関する地球規模での将来構想は、重要な討議テーマとなる予定である。

また、研究成果の発表を行う分科会では、将来の原子力システムを展開する上で必要なFBR等の炉技術、再処理、燃料加工、廃棄物処理・処分等に関する基礎的な研究、燃料特性等に関する物理・化学的な知見、核種分離、消滅処理技術開発も重要なスコープであり、これらについての積極的な論文発表が期待される。

このように、本国際会議は核燃料サイクルを強く意識しつつ、原子炉ないし中性子の新たな役割を展開しようとするもので、本炉物理部会とは深いかかわりの有るものとなっている。

(5) 今後の予定

本年5月から論文要旨の募集を開始し(本年11月30日締切り)、審査のあと(採否通知は平成9年2月20日頃)、本論文の締切りを同年7月1日としている。詳細についてのお問い合わせ先は下記のとおりである。

<問い合わせ先>

〒107 東京都港区赤坂1-9-13 (三会堂ビル)
動力炉・核燃料開発事業団 企画部
GLOBAL'97 事務局
溝尾宣辰

Tel. 03-3586-3311 Fax. 03-3586-7726

「炉物理部会」規約

専門分野別研究部会規程（規程第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、炉物理に関連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 学会正会員及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名及び幹事若干名からなる運営委員会が行なう。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) 関連する研究専門委員会、特別専門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、総会で承認を要する。

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
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年とする
- (3) 幹事の任期は2年とし、約半数を毎年改選する。

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……技術情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。

第27回炉物理夏期セミナー収支決算報告書

参加者：71名

日時：1995年7月24日(月)～26日(水)

場所：比叡山(宿坊 延暦寺会館)

【収入の部】

参加費		290,000円
内訳：炉物理部会員	$4,000 \times 22$ 、学会正会員	$6,000 \times 15$ 、学会非会員
	$8,000 \times 8$	
	学生部会員	$1,000 \times 12$ 、学生学会員
	$2,000 \times 3$ 、学生非学会員	$3,000 \times 10$
テキスト代	$2,000 \times 70$	140,000円
宿泊費	$8,000 \times 129$	1,032,000円
懇親会費	$2,000 \times 67$	134,000円
弁当代	800×68	54,400円
広告料	$30,000 \times 13$	390,000円
預金利子		114円

合計 2,040,514円

【支出の部】

宿泊費及び懇親会費用	1,261,552円
テキスト印刷費	123,600円
講師謝礼	110,000円
学生参加費援助	50,000円
若手研究会懇親会援助	15,000円
写真代	8,157円
茶・菓子代等	21,377円
通信費	14,560円
事務費等	32,535円
炉物理部会への繰り入れ金	403,733円

合計 2,040,514円

平成8年度炉物理部会運営委員一覧 (括弧内は任期)

部会長	(1年)	原研	土橋敬一郎
副部会長	(1年)	東北大・工	平川直弘
庶務幹事	(1年)	武蔵工大	相沢乙彦
財務小委員会			
	(1年)	近大炉	大澤孝明 (留任)
	(2年)	三菱重工	佐々木誠
編集小委員会			
	(1年)	原研	岡嶋成晃 (森貴正から引継ぎ)
	(2年)	東電ツト	佐治悦郎
セミナー小委員会			
	(1年)	動燃	若林利男
	(1年)	動燃	石川眞
学術研究交流小委員会			
	(2年)	原研	中川正幸
	(1年)	阪大	竹田敏一 (留任)
学生・若手小委員会			
	(1年)	原研	安藤真樹 (留任)
	(2年)	三菱重工	木村純

《編集後記》

前号までの数号では部会への移行に対応して言葉『炉物理』を取り上げいろいろ特集を組んできましたが、一段落ついたと感じましたので、本号では〈トピックス〉、〈研究室だより〉を復活しました。後者では、3～4号で主な研究室を一回りできたらと思っています。その他、〈部会員の声〉、〈国際会議情報〉は前号を引き継ぎました。年一回発行の会報ということで、どのような内容にするか悩んでしまいましたが、今では少し工夫が足らなかつたかなという気がします。次号以降の編集委員の方に期待しています。

尚、最後になりましたが、ご多忙中、原稿をお寄せいただいた方々に厚く御礼申し上げます。

(森貴正 記)

「炉物理部会」平成7年度収支報告

平成7年4月1日～8年3月31日

(単位: 円)

収 入		備 考
前年度繰越金	3,073,440	(含 古橋基金 1,827,942円)
会 費	418,000	
第27回夏期セミナー残金	403,733	
㊦「夏期セミナー資料」残部売上	25,990	2,000円×12冊 (古橋基金へ繰入) 送料1,990円
合 計	3,921,163	

支 出		備 考
会 議 費	33,320	第4回会員総会
通 信 費	76,108	ニュース, 他発送費
「会報」印刷費	92,700	第44号 280部
「ニュース」印刷費	28,840	No.2 300部
雑 印 刷 費	5,720	封筒, コピー代, 他
会 員 事 務 管 理 費	60,000	ワゴンリース料 (5,000円×12ヶ月分)
合 計	296,688	

平成8年度繰越金 3,624,475円 (含 古橋基金 1,851,942円)

「炉物理部会」会員名簿 (機関別) ○印は新入会員 会報No.44以降 (計 251名 平成8年4月23日現在)

- 大山 彰
桜井 淳
榎山 一典
武田 栄一
弘田 実弥
後藤 頼男
- 北海道大学 (7名)
秋本 正文
板垣 正文
鬼柳 善明
辻 雅司
成田 正邦
平賀 富士夫
松本 高明
- 東北大学 (6名)
岩崎 智彦
北村 正晴
辻本 和文
馬場 護弘
平川 直弘
- 埼玉工業大学 (1名)
関口 晃
- 東京大学 (7名)
岡 芳明
岡野 靖
倉橋 智彦
近藤 駿介
高田 英治
中沢 正治
○品川 亮介
- 東京工業大学 (7名)
井頭 政之
小原 徹
北沢 日出男
関本 博
竹村 一仁
トシキ 裕之
山崎 裕之
- 東海大学 (6名)
朝岡 卓見
○織田 浩一
- 清瀬 量平
阪元 重康
砂子 克彦
永瀬 慎一郎
中土井 昭三
- 武蔵工業大学 (2名)
相沢 乙彦
松本 哲男
- 立教大学 (1名)
林 脩平
- 名古屋大学 (15名)
井口 哲夫
石谷 和己
伊藤 只行
岡村 信生
児山 昌司
竹本 吉成
田尻 英幸
渡嘉 敷幹郎
下 哲浩
古橋 貴之
三澤 毅
免取 学
山根 義宏
吉井 貴人
渡邊 将人
- 岐阜医療短大 (1名)
加藤 敏郎
- 岐阜大学 (1名)
岸田 邦治
- 愛知淑徳大学 (1名)
仁科 浩二郎
- 近畿大学 (9名)
○伊藤 佳央
大沢 孝明
小川 喜弘
柴田 俊一
○白井 浩夫
辻 良夫
- 橋本 憲吾
堀口 哲男
三木 良太
- 京都大学 (4名)
木村 逸郎
小林 啓祐
○西原 健司
森島 信弘
- 京都大学原子炉実験所 (19名)
市原 千博
宇津呂 雄彦
宇根崎 博信
海老沢 徹
神田 啓治
小橋 昭夫
小林 捷平
小林 圭二
古林 徹
桜井 良憲
代谷 誠治
茶谷 浩
中込 良広
西尾 勝久
西原 英晃
長谷 博友
林 正俊
藤田 薫
米田 憲司
- 大阪大学 (5名)
北田 孝典
高橋 亮人
竹田 敏一
村田 勲
山本 敏久
- 神戸商船大学 (1名)
中島 雅
- 九州大学 (4名)
石橋 健二
神田 幸則
工藤 和彦
中島 秀紀
- 大阪国際女子短期大学 (1名)
堀江 淳之助
- 吉備国際大学 (2名)
関谷 全
錦織 毅夫
- 東和大学 (1名)
片瀬 彬
- 九州帝京短期大学 (1名)
大田 正男
- 日本原子力研究所 (41名)
秋濃 藤義
安藤 真樹
飯島 進
馬野 琢也
大井川 宏之隆
大杉 俊隆
大野 秋男
岡嶋 成晃
金子 義彦
川原井 照男
菊池 康之
久籍 一彦
黒沢 藤博
五近 藤青
新藤 隆一
杉山 賢也
須関 泰樹
曾野 浩機
高野 秀一
田中 俊一郎
土橋 敬太郎
外池 幸孝
内藤 敏春
長尾 美正
中川 正幸
中島 健宏
中野 正文
- 中野 佳洋
中原 康明
藤村 統一郎
前川 洋
松浦 祥次郎
水本 元治
向山 武彦
明午 伸一郎
森 貴正
山田 毅剛
山根 剛
- 動燃事業団 (9名)
飯島 一敬
大木 繁夫
重留 義明
白方 敬章
長沖 吉弘
中村 詔司
望月 恵一
山口 隆司
若林 利男
- 原子力安全委員会 (1名)
住田 健二
- 科学技術庁 (1名)
市村 鋭一
- 船舶技術研究所 (1名)
小田野 直光
- 電子技術総合研究所 (1名)
工藤 勝久
- 電力中央研究所 (3名)
平岡 徹
松村 哲夫
横尾 健
- 原子力発電技術機構 (2名)
駒田 正興
芳賀 暢

エネルギー総合工学研究所

(1名)
松井 一秋

核物質管理センター

(1名)
古橋 晃

高度情報科学技術

研究機構 (5名)

飯島 勉
中村 知夫
能沢 正雄
吉田 弘幸
伊勢 武治

高エネルギー物理学

研究所 (1名)

山口 誠哉

若狭エネルギー研究センター

(1名)
清水 彰直

原子力安全研究協会

(1名)
大塚 益比古

原子力システム研究

懇話会 (1名)
安成 弘

特許庁 (1名)

居島 一仁

防衛庁 (1名)

佐久間 雄平

電源開発 (1名)

木下 豊

レーザー濃縮技術研究

組合 (1名)
金井 英次

BWR運転訓練

センター (1名)
野村 孜

日本原子力発電 (3名)

○植松 眞理
武田 充司
立松 篤

中部電力 (1名)

村田 尚之

東京電力 (1名)

高木 直行

アイ・イー・エー・シー (1名)

末広 祥一

石川島播磨重工業

(1名)
倉重 哲雄

原子燃料工業 (3名)

○井手 秀一
伊藤 卓也
景平 克志

原子力安全システム

研究所 (1名)
西原 宏

原子力エンジニアリング

(2名)
川本 忠男
杉田 裕

原子力エンジニアリング

(1名)
小林 岩夫

高速炉エンジニアリング (1名)

亀井 孝信

清水建設 (1名)

大石 晃嗣

情報数理研究所 (1名)

磯野 彬

大洋テクノ (1名)

○佐藤 秀雄

住友原子力工業

(2名)
○奥田 泰久
松延 廣幸

CRC総合研究所

(1名)
角谷 浩享

東芝 (18名)

青木 克忠
安藤 良平
猪野 正典
植田 精敏
川島 正敏
黒澤 正彦
小林 裕司
櫻井 俊吾
桜田 光一
築城 諒文
中 隆文
野本 昭二
肥田 和毅

深井 佑造

松村 和彦

三橋 偉司

水田 宏

山本 宗也

新型炉技術開発 (1名)

菅 太郎

志賀希金属化学

工業 (1名)

志賀 清人

ウッドランド (1名)

梅田 健太郎

東電リワーク (2名)

佐治 悦郎

○小坂 進矢

東電設計 (1名)

遠藤 信隆

日本原燃 (1名)

須田 憲司

総合技術情報研究

機構 (1名)

桂木 学

ニューリア・デベロップメント

(1名)

嶋田 昭一郎

日立エンジニアリング (1名)

山口 正男

日立製作所 (8名)

内川 貞夫

大西 忠博

三田 敏男

瑞慶寛 篤

別所 泰典

丸山 博見

三木 一克

山中 章広

フジタ (1名)

石川 敏夫

富士電機 (2名)

中村 久

安野 武彦

三井造船 (1名)

伊藤 大一郎

三菱重工業 (5名)

木村 純

駒野 康男

田中 豊

千田 康英

田原 義寿

三菱電機 (1名)

路次 安憲

ANL (1名)

丁 政晴

“ The 1996 Frederic Joliot Summer School in Reactor Physics ”のお知らせ

This school has been created to promote knowledge in the field of reactor physics and international exchange of teachers, young scientists and researchers. The aim is to address the challenges of future reactors, to define optimal solutions to the problems of the back-end of the fuel cycle and to broaden basic understanding in theory and experiments. This international course is intended for young post-doc physicists or young researchers in R&D laboratories, nuclear industry and utilities.

テーマ : Modern Reactor Physics and the Modeling of Complex Systems

期間 : August 19-28, 1996

場所 : CEACadarache, France

“Cadarache Château” near CEA Research Center

(40km from Aix-en-Provence, 80km from the Marseille airport).

費用 : FF 6,900 (travel expenses not include).

Fee cover : lectures, documentation, workshop papers, all meals and hotel accommodations (starting on August 18).

Bus transportation to / from Aix-en-Provence and the Marseille airport will be provided on August 18 PM / August 28 PM.

A limited number of fellowships will be available for qualified candidates. Number of participants is limited. It is required that all applicants provide a short curriculum vitae, which will be used for selection purposes. Selection by the academic review board is final.

Topics

Reactor Physics, Statics, Kinetics (5 hours)

Prof. A. F. Henry, MIT, USA

Physics of the MOX Fuel and Operating Experience (8 hours)

Dr. K. Hesketh, British Nuclear Fuels Limited, UK

Dr. S. Cathalau, CEA, France

Dr. J. C. Barral, EdF, France

Current Research Topics on Reactor Safety (6 hours)

Prof. D. Cacuci, Univ. of Karlsruhe, Germany

Fluctuations and Stochastic Phenomena in Particle Transport (7 hours)

Prof. I. Pazsit, Chalmers Univ. of Technology, Sweden

Dr. R. Sanchez, CEA, France

Monte Carlo versus Deterministic Methods (6 hours)

Dr. F. B. Brown, Knolls Atomic Power Laboratory, USA

Experimental Techniques for Differential and Integral Nuclear Data Measurements (from eV to GeV) (8 hours)

Dr. H. Weigmann, Institute for Reference Materials and Measurements, EC

Prof. R. Chawla, Swiss Federal Institute of Technology, Switzerland

Prof. D. Weaver, Univ. of Birmingham, UK

Dr. A. Boudard, Laboratoire National Saturne, France

Special events

An Industrial Perspective on Fuel Reprocessing

Dr. L. Patarin, R&D Vice-President, COGEMA

Visit of the MASURCA Critical Facility with Seminar on Experimental Needs and Techniques

Drs. J. C. Cabrilat and P. J. Finck

