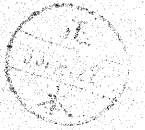


炉物理の研究

(第 37 号)

1988年 2月



巻頭言 「原子力研究の成熟と親近感」	仁科浩二郎	1
＜特別記事＞		
知識工学と炉物理の展望	古田一雄	3
＜トピックス＞		
1. 会員相互通信データベースについて	若松 進, 井口哲夫	7
2. JENDL - 3によるMCNP用汎用ライブラリーの編集 及びベンチマーク実験解析	桜井 淳, 植木絃太郎	14
＜昭和62年・秋の大会「核データ・炉物理」合同会合講演要旨＞		
(1) JENDL - 3Tのベンチマークテストの概要	高野秀機	17
(2) 原子力データベースに関する最近の状況	菊池康之	20
(3) 「崩壊熱予測のためのデータ」に関するNEACRP/NDC 専門家会議	吉田 正	26
(4) 科学と技術のための核データ国際会議	五十嵐信一	29
＜研究会報告＞		
第4回「原子力におけるソフトウェア開発」研究会	伊勢武治, 大杉俊隆	30
＜国際会議報告＞		
1. 第30回NEACRP会合報告	金子義彦, 白方敬章	33
2. 臨界安全性国際セミナー印象記	平川直弘, 松延広幸	48
＜研究室だより＞		
(1) 東工大, (2) 武蔵工大, (3) 電総研, (4) エネ総研, (5) 清水建設, (6) 日本原子力事業		55
☆事務局だより, 編集後記		66
☆昭和62年度会計(中間)報告		67
☆会員名簿(現214名)		68



(社)日本原子力学会
炉物理連絡会

この問題は案外大きい。他分野の例だが、昨今の計算機技術は、大型化、高速化だけでなく、一般人の使い易さという方向を打ち出すこと、昭和50年代から新しい局面が開けたと観察する。原子力では、物理も一般人からの理解、日常生活感覚との整合を求めた新しい局面、応用面を開拓すべきではないか。逆に一般社会からの支持がなければ、応用面でこれ以上の多様化は無理ではないか。実は一般の人といわず、お隣の理学、農学関係者の原子力に對する理解にしてから、十数年前と余り変わらない様に思う。少なくとも、原子力などの工学分野ではノベル賞の扱うような理学的価値とは異なる研究目的があることを理解し、貫く必要がある。これは上述の如き予算申請に對する理解者を増やしたいという、はなはだ功利的な理由に加えて、もっと広い効果を期待したいからである。早い話が、現在、高校の理科の先生は大学理学系学科の卒業生が非常に多い。理学系の研究者に理解して貰えないと「理学部学生⇒高校の理科の先生⇒高校生⇒他分野の大学生と一般社会人」と言う経路で誤解が伝播、拡大するこゝろになる。現に最近原子力工学科に入学しなうが、放射能に對する恐怖感を訴える新入生が目立つ。このような背景が、我々の活動の可能性を知らず知らずの内に狭くし、我々の活動に余裕を無くさせてはいないか。

一方まだ熱狂的に研究を進められる環境、段階にある方々には、その状態が長く続くことを願うものだが、同時に、今の段階で自分その研究集団以外のコミュニティによくご自分の研究の意味を理解させ、おこしをお勧めしたい。口当りのよい安直な説明でなく、本質に迫る説明を分かり易くする事が重要である。次の曲がり角で、周囲の理解が決定的な役割を演ずる可能性が高いからである。このような、言うは易くして行は難いことを敢えて述べるのは、1950-1960年代にレーザー、レーザーの分野で活躍した、C.Kikuchi博士の次の言葉を思い出すからである。

「我々は、1950,60年代に研究の急速な進展をエンジョイした。しかし、一般大衆、又は報道関係者を正しく教育するのを怠った。この華々しい発展が返って災いして、一般に研究の発展、成果が即時に挙がるものだという、誤った概念を植え付けてしまった。そこで次の時期じっくり計画を立て直す段階になっても、報道関係者は成果を性急に求め、それが提示できない時には我々を非難するようになった。日本の友よ、我々の轍を踏むな。」

原子力の研究、開発は必然的に大きな予算と巨大な装置を伴う。そのことに魅力や生き甲斐を感じるのは当然である。しかし一方では、他分野の論理や社会一般の日常性と異なる、巨大器物尊重主義的論理がしばしば支配し、周囲の人間との会話が途絶え、危険を生み出す。今、原子力技術の開発がスロウダウンし、体勢を立て直す時期だとしたら、この際回りくどくても周囲の社会、研究集団の話を忍耐強く耳を傾けて、互いの理解と生産的交流を目指しては如何だろうか。今までと同じペースで事が進行しなければ此の世の終わり、とは思わないのである。(1987年12月29日)

〈特別記事〉

知識工学と炉物理の展望

東大原施 古田 一 雄

1. はじめに

近年における計算機の性能向上は目覚ましく、GFLOPSの計算速度を持つスーパー・コンピュータが登場しており、また小型化、低廉化の波は以前の計算センタのメイン・フレームに匹敵するクラスの計算機を研究室単位さらには個人で使用することを可能にしている。しかし、このような計算機性能の飛躍的向上に比べると、その利用スタイルはあまり変化していない。カード・デッキが居室の端末に変わることはあったが、計算機に解かせる問題記述の質的レベルは全く変わっていない。このような計算機利用スタイルの停滞が人間側の負担を増大させたことにより、ソフトウェア危機とかノイマン型計算機の限界とかが言われるようになって久しい。また、人間の多彩な表現力に比べて貧弱極まりない計算機のインタフェースは使いづらく、いくら計算能力に優れていても人間の有能なパートナーと仕事をしている感じにはさせてくれない。

人間が行なう計算以外の知的精神活動を機械的に実現するための研究は人工知能として計算機の誕生以来続けられてきたが、実用という点では永く陽の目を見ることはなかった。しかし、近年になってようやくその技術の一部が応用の段階になり、計算機に数値以外の知識情報を与えてこれによる演繹推論を行なわせることができるようになった。さらに帰納推論、類推、仮説推論、学習などの演繹推論以外の精神活動についても研究が進められている。これらの技術は計算機の利用スタイルに全く新たな展開をもたらす可能性が大きく、人間の思考を真の意味で支援してくれる計算機実現への期待が高まっている。

2. 問題解決と知識工学

我々が勘や経験則を含めた様々な知識に基づいて問題解決を行なう過程では、何段階にもおよぶ問題対象のモデル変換と知識処理が繰返される。問題の表現は提起段階の言語的かつ感覚的なモデルから理想化・抽象化されることによって数理モデルとなり、さらに数学的解析を経た後に計算のアルゴリズムが構築されてプログラムが作成される。ところで、現状ではここまでの全てが人間の思考に支えられており、計算機の支援を受けられるのはこのあとの計算を実行する段階に限られている。アルゴリズム以前に計算機の支援が期待

できないのは、この段階で扱う知識にアルゴリズム以後と異なる型の知識が含まれているためであると考えられている。すなわち、アルゴリズム以後では問題を解決するには「どうしたらいいか。」という手続き型知識だけを扱えばよいのに対し、アルゴリズム以前では世界の事実は「どうなっているか。」という宣言型知識が含まれており、問題解決の過程は宣言型知識から手続き型知識への変換過程ととらえることができるからである。

ある動物の特徴からその種類を当てるとするクイズの例で、具体的に両者の違いを示すと次のようになる。まず、このクイズに答えるために用いられる知識の宣言型表現は

- (1) もし、その動物が体毛を持っていれば、それは哺乳類である。
- (2) もし、その動物が授乳すれば、それは哺乳類である。
- (3) もし、その動物が羽毛を持っていれば、それは鳥類である。
- (4) もし、その動物が飛ぶか、卵を産むならば、それは鳥類である。

.....

のように表わせる。いっぽう、同じ知識を手続き型で書くと次のようになる。

- (1) その動物が体毛を持っているか調べ、持っているならば(5)へ行け。
- (2) その動物が授乳するか調べ、授乳するならば(5)へ行け。
- (3) その動物が羽毛を持っているか調べ、持っているならば(3)へ行け。
- (4) その動物が飛ぶか卵を産むかどうか調べ、いずれかが正しければ(3)へ行け。

.....

上の例を見ても分かる通り、宣言型知識は手続き型知識に比べて独立性が高く順序制約が無いのはるかに柔軟性に優れている。しかし、従来の計算機は手続き型知識しか受け付けない。このことが人間の思考と計算機利用の間に横たわる深い淵を形成しているものと考えられる。

それでは宣言型知識を計算機で利用するにはどうしたらよいであろうか。宣言型知識の代表的なものに「もしPならばQである。」というような規則と、「Pである。」というような事実とがある。この2つの知識を与えられて、「Qである。」という新たな事実を得る三段論法は最も基本的な推論である。このような推論を計算機で機械的に行なうことによって問題を解決するシステムは、プロダクション・システムとして既に実現されている。プロダクション・システムは解くべき問題の領域に関する規則を記憶しているルール・ベース、事実や推論の途中結果を記憶するための作業記憶、推論を実行するインタプリ

タの3つの部分から成り、次のような認知行動サイクルを実行する。

- (1) ルール・ベースより規則を一つずつ読み込み、条件部が作業記憶の内容と一致するものを捜す。
- (2) 優先順位の最も高い規則を選択する。
- (3) 規則の結論部に指示された動作を実行する。
- (4) ステップ(1)へ戻って繰り返す。

以上を適用できる規則が無くなるまで繰り返すと作業記憶に最終的な結論が得られる。

宣言型の知識を計算機上に構築するための表現法や、これを用いて推論を行なう方法にはこれ以外にも様々なものが提案されている。たとえば、述語論理は数理論理的にしっかりとした基礎を持つものであり、近年人工知能プログラミング言語として注目されている Prolog がこの述語論理に基づいている。また、知識の階層構造を表現することに適したものとしては意味ネットワーク、フレーム、オブジェクト指向などがあり、さらに複数の表現法を組合わせて用いることも試みられている。以上のように、宣言型の知識を獲得し、表現し、記憶し、そしてこれを問題解決に利用する技術についての研究は人工知能の中でも知識工学と呼ばれる一分野を形成しており、計算機利用スタイルの質的革新を図る上で現在最もホットな分野であると言える。

3. 炉物理における知識工学応用の展望

今日の炉物理では多次元、多群の解析を行なうことも日常的となり、他の機器に比べても炉心特性は非常に高い精度で予測できるようになった。これは炉物理が比較的しっかりとした理論に基づいていることに加え、計算機を常に先進的に利用してきた諸先輩の努力に負うところが大きい。それでは、知識工学のように新しい技術は炉物理にとってどのような応用の可能性があるのかを、少し考えて見ることにする。

炉物理において重要な宣言型知識に核データがある。炉物理の専門家が利用する核データは既に評価済みの核データライブラリか、あるいはこれを処理したものであり、核データの評価や処理を行なうためのコードシステムも整備されている。しかし、これらのシステムは巨大なものであり、個々のツールを使いこなすためにはかなりの専門知識と労力を必要とする。そこで、これらの知識を計算機に与えて使用者を支援するようにすれば、あまり経験を積んでいない者でも必要な核データを比較的容易に得ることができるようにな

る。また、新たな実験データや理論によって評価の改訂作業を行なう場合の労力も大幅に減少すると期待される。核データに関する知識は階層構造が明確なので、その表現法には多重継承を許すネットワーク型が適していると考えられる。そして、ある反応についての一般適知識はその反応のノードに記憶し、個々の核種の反応はこのノードを継承するようにすれば一般適知識と各論的知識とを区別しながら効率良く表現できる。

また、もう一つの応用分野としては炉心設計の計算機支援が考えられる。炉心設計では単に解析コードを動かすだけでなく、熟練者が解析結果をにらんで様々な工学的判断をしながら設計仕様を決めて行く。このような工学的判断の一部を知識工学の技術を使って計算機に代替させれば、設計者はより創造的な作業に精神を集中することができる。ただし、設計問題は対象の特性を求めるといった分析型の問題と異なり、ある特性を有する対象を求めるといった合成型の問題であるため、合成型問題特有の難しさがある。これを克服するためには仮説推論、類推、常識推論といった演繹推論以外の技術を導入する必要があり、これらは今後の研究に期待するところである。

4. 結言

従来の計算機利用スタイルは人間が計算機のやり方に合わせるというものであり、少しでも高度な思考を要する仕事は端末に向かってではなく、もっぱら机に向かっての紙と鉛筆による作業で行なわれてきた。この間計算機は人間を支援することができず、計算機を使うことは人間の思考を中断し、精神的労力は増えるばかりであった。この状況は人工知能研究の進展によって変わろうとしている。人工知能や知識工学が今後どの程度の成果をもたらすかについては疑問を呈する声も少なくないが、人間の思考を支援し、さらには創造力を刺激し得るような計算機利用スタイルへの変革に貢献することは確かであろう。

<トピックス 1.>

会員相互通信データベースについて

名大・工・原子核 若松 進

東大・工・原子力 井口 哲夫

1. はじめに

炉物理連絡会では、今年度のはじめに、学術的な情報交換や一般的な事務連絡などを炉物理連絡会の会員相互間でスムーズに行えるようなデータベースの構築が提案された。その後、データベースシステムを構築するにあたり、ハードとしてパーソナルコンピュータまたは大型計算機を利用する場合の長所・短所を検討してきた。その結果、現在各大学で利用されている大型計算機の大学間ネットワークを利用してデータベースを作成することが手っ取り早い方法であると判断した。そこで、テストケースとして名古屋大学と東京大学の大型計算機センター間でネットワークの使用を試みた。この大学間ネットワークの利用法には、他の計算機センターのTSSを使うためのNVTサービスとリモートバッチサービスを受けるN1RJEサービスとがあるが、今回は、TSS用のNVTサービスを使用して

1. 名大の計算機センターに登録されたデータセットを東大の計算機センターの端末からアクセスし、その内容を見る。
2. 名大の計算機センターに登録されたデータセットを東大の計算機センターに転送して、ディスクに登録する。
3. 東大の計算機センターに登録されたデータセットを名大の計算機センターに転送して登録する。

の3点について行なった(1 は東大の井口、2, 3 は名大の若松が担当した)。

さて、これらの作業は大学間ネットワークを利用して行なうことのできる作業の一部ではあるが、私自身、大学間ネットワーク及び東大センターの利用ははじめてであったので、名大の計算機センターニュースの記事を参考にして操作したものである。

以下、この大学間ネットワークを使用したときに感じた事柄や今後の方針についての意見を述べさせていただく。また、読者の方に対してこの大学間ネットワークの雰囲気を知っていただくためにその使用例(TSS 端末のコマンド入力法)もあわせて記載しておく。

2. テストデータの登録とそのファイルのアクセス法

今回の作業では、今夏の炉物理夏期セミナーで行なわれた炉物理連絡会幹事会の議事メモをテストデータに選び、名大の計算機センターに登録した。登録方法としては、FACOM 計算機の対話型開発支援システムであるPFD の日本語処理機能を利用し、かな漢字変換により議事メモを入力しデータセット(データセット名 A40101A.TEST.DATA)をディスクに登録する。なお、名大の計算機センターでは、ディスクに登録されたデータセットは機密保護や破壊防止のためすべてプロテクトされ、他の利用者からはアクセスができない。そこで、データセットの登録後、他の会員がそのデータセットをアクセスできるように、必ず公衆アクセス件を与えておかなければならない(今回は、読み込みだけが可能とした)。

次に、他大学の計算センターからこの登録したデータセットをアクセスする際、上で述べたPFD 機能は使用できないので、EDIT 機能を使用する。名大計算機センターからの使用方法は、以下の通りである(他大学からの使用する場合、ネットワークで名大の計算機

センターのTSS セッションを開設した後は、この例と全く同じである)。

```

READY
EDIT TEST.DATA OLD DATA                                ①
DATA SET TEST. DATA NOT LINE NUMBERED. NONUM ASSUMED
EDIT
LIST
00010                炉物理連絡会幹事会  議事メモ        ②
00020
00030 日時    昭和62年7月20日(月)
00040 場所    サイクルロッジ
.
.
.
00330    6. KUCA実験授業報告(神田)
00340    7. 会員相互通信データベース(中沢)
END OF DATA SET
END                                                    ③
READY
    
```

図1. EDITの使用例(下線部分は端末からの入力を意味する)

- ①: EDITコマンドによりアクセスするデータセット名を指定する。他の利用者はデータセット名として、'A40101A.TEST.DATA'と指定しなければならない。
- ②: データセットの内容を端末に表示するためにLISTサブコマンドを入力する。
- ③: データセットの内容が分かったので、EDITセッションを終了させる。

3. 大学間ネットワークの利用について

他大学の計算機センターから大学間ネットワークを利用して名大の計算機センターを使用するには、各大学のユーザーは名大の計算機センターに対して第2センターとしての申請をしなければならない(これは、各大学の端末からSINSEIコマンドを実行すればよい)。次に、各大学の計算機センターの端末から、大学間ネットワークを利用して、名大の計算機センターのTSSセッションを開設する。そして、EDIT機能を利用して、データセットをアクセスし、リストコマンドを入力すればファイルの内容を知ることができる(前章参照)。ここでは、その使用例として、まず東大のTSS端末から名大計算機センターに登録されているデータセットのアクセスについて述べる。

3. 1. 東大センターから名大センターの使用例

東大の大型計算機センターではネットワーク利用に対して、ていねいな使用マニュアル「ネットワーク利用の手引き(第2版)」が整備されており、一読すれば少なくとも他大学センターへの接続は容易に行なえる。

以下、東大→名大間計算機ネットワーク利用のデモ例として事前に名大センターに登録

されたファイル内容「炉物理連絡会議事メモ」を参照した手順を示す。(注:既に、東大センター側TSS セッションを開いた状態からの操作を示してある。)

```

>>NTSS
JCJ650I ** WELCOME TO VOS3 N1 TSS
JCJ651I WHICH HOST ? +-
NAGOYA
JCJ652I ** NAGOYA CONNECTED
KEQ56700A ENTER USERID -
A30170A
KEQ56714A ENTER CURRENT PASSWORD FOR A30170A-
KDS40613I THE USER'S LAST ACCESS DATE(1987.09.26),TIME(10:28:06).
A30170A LOGON IN PROGRESS AT 10:35:32 ON SEPTEMBER 26, 1987
NO BROADCAST MESSAGES
READY
E 'A40101A.TEST.DATA'
ENTER DATA SET TYPE-
DATA
DATA SET 'A40101A.TEST.DATA' NOT LINE NUMBERED, NONUM ASSUMED
E
L

```

炉物理連絡会幹事会 議事メモ

日時 昭和62年7月20日(月)
 場所 サイクルロッジ
 出席者 仁科委員長 金子副委員長 中沢委員 岡委員(メモ)

- 議事
1. 次年度幹事校を九大(神田幸則先生)にお願いしてみることにした。
 2. 夏期セミナーの企画方法について議論した。若手中心で開催してはどうかとの意見や、開催業務をこなすには経験があるので、若手だけでは無理ではないかとの意見がだされた。
 3. 技術フロンティアを考える会合について、東大・原施で短期研究会として開催することを考えている。うまい成果ができれば炉物理連絡会との関係を深めたいと考えているとの希望がだされた。
 4. 夏期セミナーテキストの学会での売り上げ金は、現在、炉物理連絡会の収入に計上されているが、62年4月分より古橋基金の収入に計上してもらうこととした。
 5. 次期委員(案)の相談をした。
 委員長 金子毅彦(原研)、副委員長 神田幸則(九大)
 総務委員 工藤和彦(九大)、中島秀紀(九大)、岡芳明(東大)
 企画委員 相沢乙彦(武工大)、中沢正治(東大)
 編集委員 代谷誠治(京大炉)
 6. 大学計算センターネットワークによる会員相互通信について中沢委員と名大との間で施行してみることにした。
 7. 秋の学会の時の総会の時間を1時間とってもらよう希望をだすことになった。

総会議事案(敬称略)

1. 夏期セミナー報告(岡)
2. 次年度幹事校
3. 編集委員会報告(山根)、企画委員会報告(相沢)
4. ニュース原稿、開始会誌募集
5. 国際会議予定
6. KUCA実験授業報告(神田)
7. 会員相互通信データベース(中沢)

END OF DATA SET

END N

READY

LOGOFF

```

***** ACCOUNTING INFORMATION ( 87.09.26 - 10:35:32 ) *** CD= 0000 ***
* CPU 0.10 (SEC.) TPUT 41 (LINES) EXCP 19 (TIMES)*
* SESSION 64 (SEC.) TGET 5 (LINES) *
* REGION 116 (KB ) LP 0 (PAGES) CHARGE 3 (YEN )*
* AEREGION 0 (KB ) LP 0 (LINES) TOTAL 53 (YEN )*
***** A30170A ( NVT03F00 ) ***** << NAGOYA UNIV. >> *****
A30170A LOGGED OFF AT 10:36:38 ON SEPTEMBER 26, 1987+
KEQ54220I SESSION ENDED
JCJ653I ** NAGOYA DISCONNECTED

```

図2. データセットの参照例(東大センター→名大センター)

(下線部分は端末からの入力を意味する。)

- ①: 指定した相手ホストに対して接続を行なうコマンド。
- ②: 利用する相手ホスト名の入力。
- ③: 名大センター登録のユーザーID番号の入力。
- ④: 名大センター登録のパスワードの入力。
- ⑤, ⑥, ⑦, ⑧: 図1と同じ操作。
- ⑨: 名大センター利用の終了。

ちなみに、本ジョブの利用課金は¥3であった。(東大センターの利用課金は、別。)

3. 2. 名大計算機センターから東大計算機センターへのデータ転送

3. 1. では名大計算機センターに登録されたデータセットを東大計算機センターからアクセスして端末からその内容を見ることを行なったが、データセット自身の転送についても行ってみることにする。ここでは、名大センターから、ホストコンピュータとして東大センターをアクセス、名大センターに登録されたデータセット(データセット名: A40101A.TEST.DATA)を東大センターに転送してデータセット(データセット名: A40101.TEST2.DATA)に登録する端末の操作方法について、以下記述する。

```

READY
NVT                                     ①
KCQ10101I  N1TSS-G USER STARTED
NAGOYA UNIVERSITY NVT USER V11L21
NVT
OPEN TOKYO                               ②
KCQ10124I  CONNECTED TO HOST - TOKYO
LOGON A40101/PASSWORD                     ③

JDT253I A40101  LAST EXECUTION DATE=87.10.01 TIME=11.23.15
JET10065I TSS A40101 STARTED TIME=15:32:01 DATE=87-10-20
'>>NEWS' 0 GORAN KUDASAI.                UPDATE 87-10-01
WELCOME TO M682H.
YOUR LAST ACCOUNT WAS $10000($9942)
>> UNUSE                                  ④
>> EDIT TEST2.DATA NEW DATA              ⑤
INPUT
00010 @EXPORT TEST.DATA NOLIST           ⑥
KCQ10114I  FILE TRANSFER STARTED
CKQ10116I  END OF FILE
CKQ10115I  FILE TRANSFER ENDED
    
```

```

E> SAVE ⑦
STD5355I SAVED TO NEW DATA SET ('A40101.TEST2.DATA')
E> END ⑧
>>LOGOFF ⑨
.
.
.
KCQ10118I DISCONNECTED LINK BY HOST : TOKYO
NVT
END ⑩
KCQ10102I NITSS-G USER ENDED
READY
    
```

図3. データセットの転送例(名大センター→東大センター)
 (注) 下線部分は名大端末からの入力を示す。

- ①: NVT ユーザーを起動するため、NVT コマンドを入力する。
- ②: 東大計算機センターを呼び出すためにOPENコマンドを入力する。
- ③: 東大計算機センターに対して、ユーザーIDとパスワードを入力する。
- ④: LOGON 直後、東大センターで開発したTOOLシステムが起動するので、HITAC の標準オペレーティングシステムのTSS に切り換える。
- ⑤: EXPORTサブコマンドによって名大センターから転送されるデータセットを受け取るため、EDITコマンドを入力する。
- ⑥: EXPORT サブコマンドが投入されると名大のデータセット(TEST.DATA)の内容がEDITコマンドの入力となる。
- ⑦: データセット (TEST2.DATA)をセーブする。
- ⑧: EDITセッションを終了する。
- ⑨: 東大センターのセッションを終了する。
- ⑩: NVTユーザーを終えるため、ENDコマンドを入力する。

3. 3. 東大の計算センターから名大の計算センターへのデータ転送

次に、3. 2. で行なった逆の操作、即ち、東大の計算機センターに登録されているデータセット(A40101.TEST2.DATA)を名大の計算機センターに転送して、そのデータセット(TEST3.DATA)を登録する方法について述べる。ここで、大学間ネットワークの使用法については3. 2. と同じであるのでデータセット転送に関連したコマンドの入力方法についてのみ記述する。

```

>> UNUSE
>>@X ATTR A LRECL(80) BLKSIZE(3120) RECFM(F B) DSORG(PS) ①
    
```

```
NVT
@X ALLOC DA(TEST3.DATA) USING A((A) NEW TR SP(10 10)      ②
NVT
@IMPORT TEST3.DATA NOLIST                                  ③
LIST TEST2.DATA                                              ④
KCQ10114I FILE TRANSFER STARTED
KCQ10116I END OF FILE
KCQ10115I FILE TRANSFER ENDED
END                                                            ⑤
```

図4. データセットの転送例(東大センター→名大センター)

(注) 下線部分は名大の端末からの入力を示す。

- ①. ②: IMPORT サブコマンドの出力用データセットを準備している。
- ③: NVT コマンドが相手センターから受信したメッセージを出力先を、端末からデータセットTEST3.DATAへ切り換えている。
- ④: 東大センターのリストコマンドである。
- ⑤: NVT セッションを終了する。

4. 大学間ネットワークを使用した感想

大学間ネットワークの使用とそれに関連した作業についての感想を述べさせていただく。ただし、今回の作業は、ネットワークのごく限られた使い方なので、偏った意見になるかも知れません。

さて、データの登録は、PFD の日本語機能を使って行うが、テストデータ(約900文字の文章)を入力するのに約4時間を費やした。これは、初めての日本語機能の使用にもかかわらず、時間的余裕等の理由で必要最小限の使用法しか理解していなかったためである。そのため、カナ漢字変換の際、間違った漢字を選んだり、学習機能が働かなかったりしたため変換作業が大変な労力となった。

次に、名大の計算機センターから東大の計算機センターの使用法については、名大の計算機センターニュースに記載された「大学間コンピュータネットワークの利用法について」を参考にして行なった。この記事には名大の計算機センターから各大学の計算機センターの使用例が記載されているので、その例に従ってコマンドを入力するだけで、正確に作動したので、比較的簡単に実行することができたというのが実感であった。さらに同記事には、データセットの転送方法についても述べてあったのであわせて実行してみた。こちらの方も、例題通りにコマンドを実行するだけでデータ転送ができたので内心ほっとした(他大学の計算機を使用したことのない私にとって、何かのエラーが起こった場合その対応策に自信がないためである)。

以上のことからテキスト入力が一番たいへんな作業であると痛感した。

5. 今後の方針について

今後、会員相互間のデータベースシステムとして、今回行なった方式をとりあえず採用

し、以下のことに注意を払えばある程度利用できると思われる。

1. 利用者の便宜を計るため、データベースは1つの計算センターに登録した方がよい(複数のセンターにまたがって登録した場合、利用者は各大学の計算機センターに対して第2センターの申請をする必要が生じることや欲しい情報を得るために各大学のセンターと通信する必要が生じてくる)。

2. データベースとしてのテキストの入力は、かなり時間を要する作業であるので、データベースの利用希望者が分担してデータの登録を行い、データ転送によって1つのセンターに登録する。

3. 本データベースでは、通常のデータベースのような検索作業を期待することができない。そのため、現在登録されている内容、データセット名、登録日などの情報を明記したデータセット(インデックスして利用)を作成し、利用者自身がその中から必要なデータセットを探して、アクセスをするという方法にする。

ただし、各大学の会員がこのネットワークを十分活用できる環境にある(又は、活用する意欲がある?)という大前提の他、大学関係者以外の方の利用手段やデータベースの維持管理業務の引き継ぎ等に問題が残るように思われる。

いずれにせよ、このようなネットワークによる情報通信/データベース利用は、時代の潮流であり、当面、利用可能な範囲から長期的な展望に立って炉物理研究の分野に導入していくことが得策であると考えられる。

<トピックス 2.>

JENDL-3 による MCNP 汎用ライブラリーの編集およびベンチマーク実験解析

—SWG 活動報告—

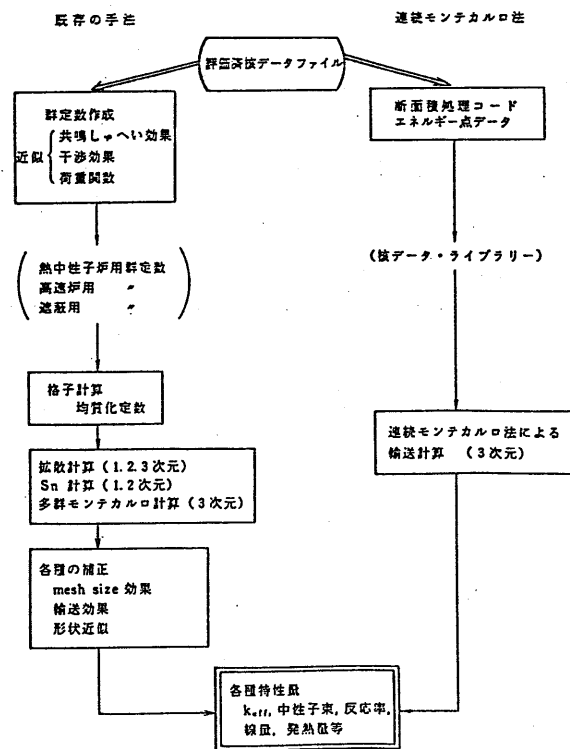
MCNP 断面積編集 SWG*

I. はじめに MCNP はロスアラモス国立研究所(LANL)で開発された“連続エネルギー”モンテカルロコードであり、Monte Carlo Neutron and Photon Transport Code の略である。(1) この輸送方程式の解法は、これまでの輸送計算コード(一次元 ANISN、二次元 DOT-3.5、三次元 MORSE-CG など)のように群定数を用いる方法とことなり、評価済み核データをそのまま数万点に“ポイントワイズ”して利用する点に特徴がある。(1) 第1図(2)に示す通り、連続エネルギーモンテカルロ法では、これまでの方法ではつねにつきまっていた不確定要因をすべてなくすことができ、評価済み核データの精度がそのまま輸送計算の精度を左右する。この点は核データ評価のためのベンチマーク実験解析の手法としてよりアドバンスであることを意味している。MCNP は4年前にわが国に導入され、主に遮蔽および核融合計算に利用されてきた。MCNP 汎用ライブラリーとしては、ENDF/B-IVをベースにして LANL が編集したものが唯一である。

II. JENDL-3 による汎用ライブラリー編集作業

わが国には独自の評価済み核データファイル JENDL があり、近く JENDL-3 が公開される予定になっている。そのためのベンチマーク実験解析が JENDL-3T(3)** を利用して進められている。モンテカルロ計算 WG では JENDL-3 による MCNP 汎用ライブラリーを編集すべく“MCNP 断面積編集 SWG”をつくり昭和62年度から作業を進めている。第1表(4)に全体的な作業スケジュールを示す。わが国においては、MCNP 用断面積を東大と原研 FNS が編集した経験を有しているが、処理核種が少なく、汎用ライブラリーの編集はこの作業が最初の試みである。そのため昭和62年度は JENDL-3T を利用してリフトの開発、編集法の妥当性の検証、さらに JENDL-3T のベンチマーク実験解析を行った。また、昭和63年度に予定されている二次ガンマ線生成断面積と熱中性子散乱法則 $S(\alpha, \beta)$ の編集法の調査もあわせて実施した。

MCNP 用断面積の編集法の調査を昭和61年度末より開始したが、その時点で技術がはっきりしており、また利用可能なコードシステムは原研 FNS



第1図 他群法と連続エネルギーモンテカルロ法の比較(2)

* 原研炉物理研究委員会遮蔽専門部会モンテカルロ計算 WG MCNP 断面積編集 SWG : 桜井 淳、小迫和明、石川智之、佐藤 理、大山幸夫、成田秀雄、笹本宣雄、前川 洋、植木 紘太郎

**JENDL-3T is a temporary file for testing the evaluated data which are for JENDL-3. The data in JENDL-3T will be partly revised in JENDL-3.

第1表 汎用ライブラリー編集のための全体スケジュール(4)

	昭和62年度	昭和63年度
J-3Tによる中性子断面積ライブラリーの編集とBM	←→	
J-3による中性子断面積ライブラリーの編集とBM		←→
ガンマ線断面積編集法の調査	←→	
J-3によるガンマ断面積ライブラリーの編集とBM		←→
S(α,β)編集法の調査	←→	
J-3によるS(α,β)ライブラリーの編集とBM		←→

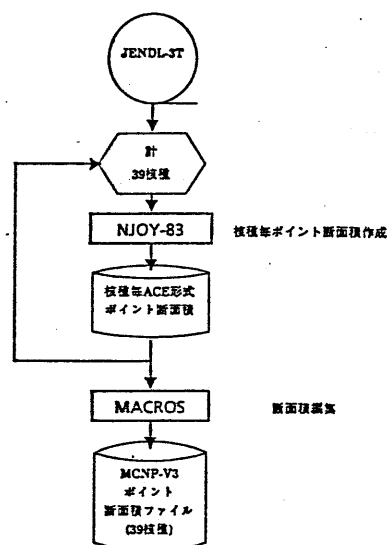
が開発したものであった。第2図にコードシステムを示す。(4)
 ここで用いている NJOY-83 はオリジナルに改良を加えてある。
 また MACROS は FNS が独自に開発したものであり、その機能は
 NJOY-83 で作成した ACE フォーマットのデータをバイナリーに
 変換し、核種 ID をディレクトリーファイルに、また断面積を
 ポイントワイズファイルに書き込むことにある。当 SWG の目的
 は FNS で開発したコードシステムと編集技術に全面的に依存し、
 さらにまだわが国では経験していない鉄より重い核種の処理に
 適用して問題点の抽出を行い編集法を発展させることにある。

Ⅲ. 汎用ライブラリーの内容 汎用ライブラリーは、炉物理、
 遮蔽、核融合、臨界の各分野をカバーすべく、中性子断面積、
 二次ガンマ線生成断面積、熱中性子散乱法則 $S(\alpha, \beta)$ よりなり、
 収納核種は JSD1000⁽⁵⁾ を参考にして決めた。昭和62年度は第2
 表の核種を 300°K で編集したが、汎用ライブラリーとしての
 必要十分性を満足させるために、核種および編集温度ともより
 多様性を持たせる予定であり、現在再検討中である。第2表の核
 種のうちトリチウムの中性子断面積は JENDL-3 に収納されない
 ので ENDF/B-IV のデータを利用した。また、二次ガンマ線生成
 断面積のうち H、D、T、B-10、B-11、F-19、K、

V-51、Mn-55、Co-59、Zr、Cd、Pu-240、Pu-241、
 Pu-242、Am-241 は JENDL-3T に収納されないの
 で、ENDF/B-IV のデータを利用する予定である(ただし、
 中性子とガンマの整合性を持たせるために、
 これらの核種については中性子も ENDF/B-IV の
 データを入れることを考えている)。JENDL-3 の
 特徴の1つは二次ガンマ線生成断面積が収納され
 ることであるが、汎用ライブラリーを編集する利
 用者の立場からすると、より多くの核種について
 二次ガンマ線生成断面積のデータを要望したい。

Ⅳ. 中性子断面積編集法の妥当性の検証および
 JENDL-3T のベンチマーク実験解析 LANL は
 NJOY を用いて主に ENDF/B-IV のデータを処理し
 た。そのため当 SWG も第2表に示すようにいくつ
 かの核種を ENDF/B-IV で編集し、相互比較を行っ
 た。14MeV 中性子源球体系で輸送計算を行い、両
 者による中性子スペクトルは FSD の範囲内で一
 致することを確認した。⁽⁶⁾ また、両者の断面積
 値の厳密度比較も行っている。⁽⁶⁾ 編集した全核
 種について簡単な体系で輸送計算を行い、正常な
 計算が行えることを確認した。⁽⁶⁾ さらに、
 JENDL-3T の信頼性を確認するために、

- (1) KfK 鉄球からの Cf-252 中性子スペクトル
実験
- (2) ORNL TSF ナトリウム中性子深層透過実験
- (3) 球状試験体からの 14MeV 中性子スペクトル
実験



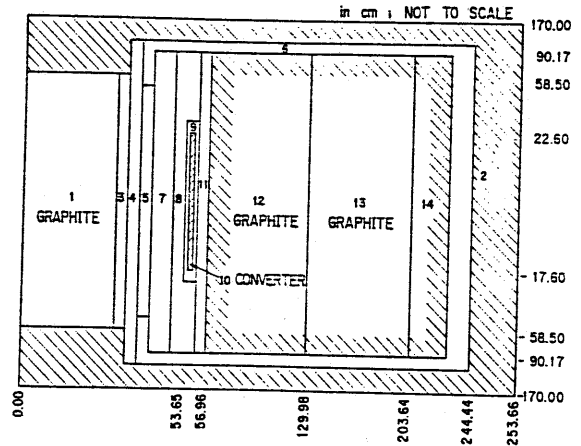
第2図 MCNP用断面積編集コードシステム(4)

核種名	ZAID
H	1001.30
D	1002.30
T	1003.40
Li-6	3006.30
Li-7	3007.30
Be-9	4009.30
	4009.40
B-10	5010.30
B-11	5011.30
C-12	6012.30
	6012.40
N-14	7014.30
O-16	8016.30
F-19	9019.30
Na-23	11023.30
Mg	12000.30
Al-27	13027.30
	13027.40
Si	14000.30
K	19000.30
Ca	20000.30
Ti	22000.30

核種名	ZAID
V-51	23000.30
Cr	24000.30
Mn-55	25055.30
Fe	26000.30
	26000.40
Co-59	27059.30
Ni	28000.30
Cu	29000.30
Zr	40000.30
Nb	41093.30
Mo	42096.30
Cd	48000.30
W	74000.30
Pb	82000.30
U-235	92235.30
	92235.40
U-238	92238.30
	92238.40
Pu-239	94229.30
Pu-240	92240.30
Pu-241	92241.30
Pu-242	92242.30
Am-241	95241.30

第2表 汎用ライブラリーに収納される核種(4)

(4) Winfrith 黒鉛ならびに鉄中性子深層透過実験の解析を行った。(6) Winfrith 黒鉛中性子透過実験の体系図を第3図(6)に示す。第3表に結果の一部を示す。(6) この解析においては、 $Al(n, \alpha)$ 、 $S(n, p)$ 、 $In(n, n')$ の反応率の C/E は1に近いが $Rh(n, n')$ の反応率のみ 70cm において大幅過少評価となっている。この傾向は LANL が編集した ENDF/B-IV の場合も同様でありこれは断面積の問題ではなくむしろ計算法等他の問題である。なお、中性子断面積処理、妥当性の検証、ベンチマーク実験解析については文献(6)(7)(8)を参照されたい。



第3図 Winfrith 黒鉛中性子透過実験の体系図(6)

Table 1. Values of C/E (Calculated/Experiment) for each threshold detector.

DETECTOR & LOCATION(cm)	ENDF/B-4	JENDL-2	JENDL-3PRI	JENDL-3T
$In(n, n')$ 0 10 30 50	1.04 ± 0.04	1.00 ± 0.03	1.00 ± 0.04	1.00 ± 0.03
	1.00 ± 0.05	0.90 ± 0.03	0.95 ± 0.04	0.94 ± 0.03
	0.87 ± 0.09	0.84 ± 0.04	0.96 ± 0.10	0.87 ± 0.04
	1.00 ± 0.20	0.82 ± 0.08	0.97 ± 0.23	0.90 ± 0.10
$Al(n, \alpha)$ 0 10 30	0.96 ± 0.10	0.92 ± 0.05	1.00 ± 0.11	0.95 ± 0.05
	1.07 ± 0.17	1.03 ± 0.07	1.08 ± 0.22	1.02 ± 0.10
	0.96 ± 0.12(*)	0.93 ± 0.12	1.17 ± 0.26	1.10 ± 0.11
$S(n, p)$ 0 10 30 50	1.05 ± 0.05	1.01 ± 0.04	1.03 ± 0.07	1.00 ± 0.04
	1.05 ± 0.06	0.98 ± 0.04	1.07 ± 0.07	1.00 ± 0.05
	1.03 ± 0.14	0.90 ± 0.05	1.09 ± 0.17	0.98 ± 0.05
	1.09 ± 0.40	0.88 ± 0.09	1.06 ± 0.26	1.03 ± 0.10
$Rh(n, n')$ 0 10 30 50	1.00 ± 0.06	0.96 ± 0.03	0.96 ± 0.03	0.96 ± 0.03
	0.92 ± 0.04	0.84 ± 0.03	0.88 ± 0.04	0.90 ± 0.04
	0.73 ± 0.06	0.71 ± 0.03	0.81 ± 0.07	0.80 ± 0.05
	0.78 ± 0.14	0.65 ± 0.05	0.75 ± 0.15	0.70 ± 0.10

(*) Calculated with the splitting.

第3表 当 SWG が編集した ENDF/B-IV と JENDL-3T の黒鉛より計算した $Rh(n, n')$ の反応率 C/E(6)

文献

- 1) MCNP-Monte Carlo Neutron and Photon Transport Code, CCC-200(1983).
- 2) 中川正幸、他：モンテカルロ法による輸送計算コードの開発—世界の現状、JAERI-memo 58-440(1983).
- 3) JENDL Compilation Group (Nuclear Data Center, JAERI) : Private Communication(1987).
- 4) 桜井 淳、MCNP 断面積編集 SWG : JENDL-3 による MCNP 用汎用ライブラリーの編集およびベンチマーク実験解析、JENDL 速報 No.11、原研核データセンター(1987).
- 5) N. Yamano : JSD1000-Multi-group cross Section Sets for Shielding Materials, JAERI-M84-038(1984).
- 6) 桜井 淳、植木絃太郎、他 MCNP 断面積編集 SWG : JENDL-3 による MCNP 用汎用ライブラリーの編集およびベンチマーク実験解析(I)~(IV)、原子力学会、昭和53年度春(1988).
- 7) 6)の内容を詳しく記述した JAERI-memo(1988) : to be published.
- 8) K. Sakurai, et al : Compilation of MCNP Data Library Based on JENDL-3 and Its Test through Analysis of Benchmark Experiment, 7th shielding conf. (1988), to be submitted.

(文責 桜井 淳、植木絃太郎)

＜「核データ・炉物理」合同会合講演要旨. 1＞

JENDL-3Tのベンチマークテストの概要

原研 高野 秀機

JENDL-3Tのベンチマーク・テストはΣ-委員会炉定数専門部会において、(1)高速炉、(2)熱中性子炉-高転換軽水炉、(3)核融合炉、(4)遮蔽、(5)核分裂生成物(FP)の各積分データ、5分野に分けられ、各々の担当者と役割分担が決められた。(1)と(2)についてのベンチマーク・テストが先行し、10月の原子力学会において予備的な結果を発表した。ここではその要約を述べる。(3)、(4)、(5)の分野については11月に開催された核データ・セミナーの報告集を参照されたい。

JENDL-3編集グループと密接なコンタクトをとりながら、重要核種より順次群定数の計算が行われた。高速炉用としては、JFS-3型70群構造、熱中性子炉用としてはSRAC型高エネルギー74群と熱領域48群の群定数ライブラリーを25核種について作成した。群定数計算コードはTIMS-PGGプロセス・コード・システムである。但し熱中性子散乱則 $S(\alpha, \beta)$ はJENDL-3の評価が済んでいないためENDF/B-IIIのデータを用いた。

高速炉ベンチマーク炉心は、従来より用いられてきた21ヶの臨界集合体に、2次元ベンチマークのためにFCA-6-2とZPPR-9を追加した。熱中性子炉ベンチマークとしてはU-235、Pu-239及びU-233を燃料とする臨界安全実験とTRXとETA炉心での格子パラメータ実験である。高転換軽水炉はPu炉心のPROTEUSとU炉心のFCA-XIV-1である。以下にベンチマーク・テストの概要を述べる。

1. 熱中性子炉(LWR)

ベンチマーク炉心の特徴をTable 1に示す。臨界実験の解析は一次元 S_n 計算コードANISNで P_1S_0 近似で行った。計算結果の要約を以下に述べる。

U-235系燃料では $H/U-235$ の値が小さくなるに従ってJENDL-3Tは k_{eff} を過大評価する。特に金属燃料でスペクトルが非常にかたい場合には実験値を3%、JENDL-2の値を2%も過大評価することが分った。これはJENDL-3Tでは ν_{-235} 値が高エネルギー領域でJENDL-2よりも非常に大きく評価されたためである。Pu系に対してはJENDL-3TはJENDL-2よりも良い結果を示す。U-233系に対しても幾分過小評価ではあるが良い結果となっている。但しスペクトルの硬いmetalの場合には k_{eff} を2.5%大きく見積っている。

TRXとETA炉心での格子パラメータの実験解析結果から分かることはエピサーマル領域での $\sigma_c(U-238)$ がJENDL-3TではJENDL-2の過大評価を改善していないこと、更に $\sigma_f(U-238)/\sigma_f(U-235)$ も10%近く実験値を過大評価する。一方U-233、Th-232系のETA炉心ではJENDL-3はJENDL-2の結果をかなり改善したが $\sigma_f(Th-232)/\sigma_f(U-235)$ 及び $\sigma_c(Th-232)/\sigma_f(U-233)$ は、実験値をかなり過小評価する。

2. 高転換軽水炉 (HCLWR)

Table 2 にPROTEUSとFCA炉心の特徴を示す。PROTEUSのcore (1,2,3) は6%Pu fiss. core(4,5,6)は8%Pu fissに相当する。

PROTEUS炉心に対する解析結果から k_{eff} に対してJENDL-3Tはボイド率ゼロの場合実験値との一致は良いが、ボイド率の増加と共に過小評価の傾向にある。また転換比に相当する $\sigma_c(U-238) / \sigma_c(Pu-239)$ の反応率比に対して、JENDL-3Tは過大評価の傾向にある。FCA-XIV-1炉心での解析結果、 k_{eff} はJENDL-3では1.5%過大評価で、JENDL-2よりも3%実効増倍率が大きくなっている。これはU系炉心のため ν -235値の相違が大きな影響を及ぼしているためである。

3. 高速炉 (FBR)

一次元拡散ベンチマーク計算は、従来JFS-3-J2セット等で行われてきた21ヶの臨界集合体に対して実施した。計算結果は非均質及び輸送効果の補正を行って実験値と比較された。 k_{eff} (Fig. 1) に関しては、JENDL-3TはU系炉心に対して過大評価、Pu系炉心に対しては過小評価になっている。又増殖比 $[\sigma_c(U-238) / \sigma_c(Pu-239 \text{ or } U-235)]$ に対してはJENDL-3Tは大型炉心に対して~10%近く過大評価の傾向にある。一方、 $\sigma_c(Pu-239) / \sigma_c(U-235)$ は、JENDL-2の過小評価がかなり改善されている。しかし、しきい値核分裂反応率比 $\sigma_c(U-238) / \sigma_c(U-235)$ に対しては非常にJENDL-3Tは過大評価となる。

二次元ベンチマーク計算がFCA-6-2とZPPR-9に対して実施された。主にドップラー反応度、Na-ボイド反応度及び反応率分布が計算された。

ZPPR-9でのサンプルドップラー反応度の計算結果、JENDL-3Tは~6% JENDL-2より大きくなり実験値に近づく。FCA-6-2とZPPR-9でのNaボイド反応度の解析ではJENDL-3TはJENDL-2での過大評価及びボイド領域依存性を大幅に改善する。又反応率分布に関してはFCA-6-2での $\sigma_c(U-238)$ 反応率分布はドライバー領域での過大評価が著しい。JENDL-3Tではドライバー領域はU-235燃料であるため一層実験値との不一致が拡大されている。ZPPR-9での $\sigma_c(Pu-239)$ と $\sigma_c(U-238)$ 反応率分布に関してはJENDL-3Tは約1% JENDL-2での外側炉心での過大評価を改善する。

4. 要約

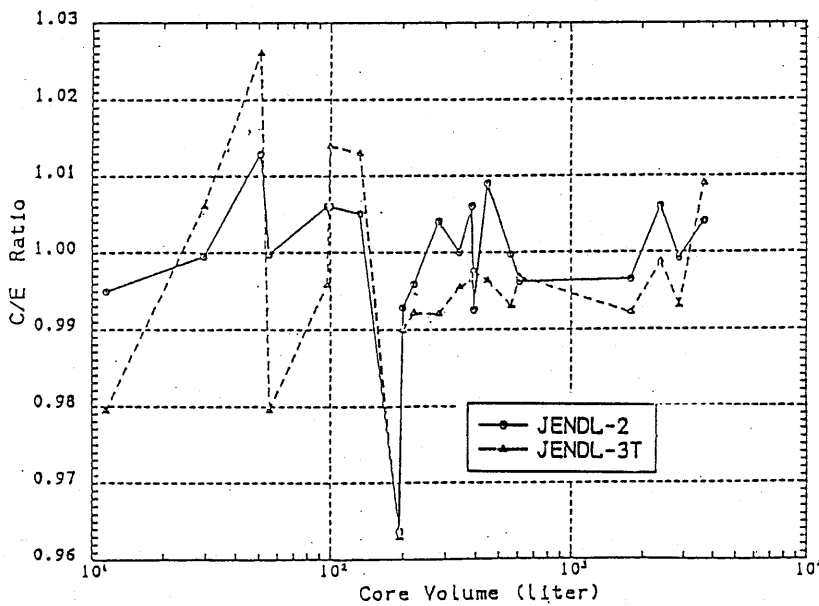
JENDL-3Tは、FBRの解析ではNa-ボイド、ドップラー反応度がJENDL-2と比べて良く実験値と一致する。又LWRでの k_{eff} もJENDL-2よりも実験値との一致がよい。一方増殖比等のスペクトル・インデックスではかなり実験値を過大評価する。

Table 1. LWR benchmark cores

Critical experiment	Lattice parameter experiment
U-235 fuel	
ORNL - 1, 2, 3, 10 H/U-235 : 972 - 1835	TRX-1,2(1.3 wt% U235 metal) V(H2O)/Vf : 2.35, 4.02
McNeany & Jenkins-Cores 1, 2, 3 H/U-235 : 0.0, 50, 1393	ETA-1 (6.7wt%U235-ThO2) D2O (Driver TRX)
Strawbridge & Barry-Cores 53 U-metal and 61 UO2-rods	
U-233 fuel	
McNeany & Jenkins-Cores 1 - 10 H/U-233 : 0.0 - 381	ETA-2 (3 wt% U233-ThO2) D2O (Driver TRX)
McNeany & Jenkins -Cores 11, 12 U-233 + Th-232 H/U-233 : 1533, 1986	
PU-239 fuel	
PNL - 1, 2, 3, 4, 5 H/Pu-239 : 131 - 1204	

Table 2. HCLWR benchmark cores

PU-239 fuel
PROTEUS(pin) - cores (1, 2, 3) & (4, 5, 6)
Vm/Vf : 0.5
Void fraction(%) : 0, 42.5, 100
Two rod heterogeneity : UO-PuO + DUO
U-235 fuel
FCA-14-1 (plate, 6.5% E)
Vm/Vf : 0.6
Void fraction (%) : 0.0, 45



No	Core Name	Core Volume (l)
1	YERA-11A	11.45
2	YERA-1B	29.37
3	ZPR-3-6F	50.94
4	ZEBRA-3	55.56
5	SNEAK-7A	96.97
6	ZPR-3-12	99.64
7	ZPR-3-11	132.31
8	ZPR-3-54	193.61
9	FCA-5-2	199.23
10	ZPR-3-53	221.71
11	SNEAK-7B	281.16
12	ZPR-3-50	343.13
13	ZPR-3-48	387.97
14	ZEBRA-2	393.27
15	ZPR-3-49	449.77
16	HZA	565.06
17	ZPR3-56B	613.78
18	HZB(1)	1777.61
19	ZPPR-2	2382.00
20	ZPR-6-7	2870.14
21	ZPR-6-6A	3668.11

Fig. 1 k-effective

<「核データ・炉物理」合同会合講演要旨. 2 >

原子力データベースに関する最近の状況

日本原子力研究所 菊池康之

1. 序

最近の計算機の進歩にともない、科学的情報の交換はデータベースを介して行われる事が要求されるようになってきた。しかし、我が国における研究成果がデータベースとして整備され、広く流通しているケースはまだ少なく、ことデータに関しては、日本は輸入超過の後進国であり、既に”データただ乗り”の国際非難を受け始めている。

この現状に鑑み、科学技術庁技術振興課は、1986年度の原子力平和利用研究委託費により、(財)未来工学研究所に、”原子力開発利用に係わるデータベースの整備に関する調査研究”を委託した。同研究所では、学識経験者よりなる研究委員会(主査:中沢正治東京大学教授)を設置して検討を行った。ここでは、その結果を中心に報告する。

2. データベースの現状調査

最初に、主要原子力開発機関において開発されているデータベースの現状がアンケート調査された。その結果を表1に示す。全部で106件の回答があった。データベースの整備が進んでいる分野としては、炉工学、材料、物理、保健物理が挙げられる。機関別に見ると、原研が57件で過半数を占めている。

さらに回答されたデータベースを、その加工度により、0次から3次まで分類したものを図1に示す。加工度の低い0次と1次データが全体の2/3を占めている。評価済みデータである2次データの多いのは、物理と保健物理である。これらは、物理では核データ、保健物理では環境データである。

またこれらのデータベースを作成するに当たり、外部の利用を想定したかについては、30の回答が想定したとしており、36が想定していないと答えている。利用の実績で見ると、外部利用を想定していなかったデータベースが外部に利用されたケースはなかった。一方、外部利用を想定して作成されたデータベースの内、実際に外部で利用されたものは18ケースに過ぎなかった。即ち、106件のデータベースのうち、20%以下しか流通していないことになり、わが国のデータベース整備の立ち後れが定量的に実証された。

データベース作成に対する機関としてのポリシーに関しても、原研と動燃では著しい違いが見られた。原研では、核データ等の例外を除くと、殆どのデータベースは研究上の必要性から作成され、個々の研究室で管理されている。一方動燃では、データベースを技術移転の重要な手段として位置付け、機関として整備、管理する方針を打ち打している。このポリシーの違いは、データベースの公開性にも反映されている。即ち、原研では殆どのデータベースが公開と考えられているに対して、動燃では契約者以外には非公開が原則である。

3. 国内のニーズ調査

データベースに対するメーカーサイドのニーズの調査を行った。この調査は小規模で、6人に対して行ったのみである。6人の専門分野は、核データ2名、材料1名、安全2名、管理部門1名であった。

核データに関しては、国産データの認識も期待も高かったのに対して、材料や安全に関しては、認識も期待も極めて低かった。これは、材料や安全の分野では、現実に利用可能な国産データがなく、外国のデータに頼らざるを得ないことの反映であると思われる。この様に、データベースの整備とニーズとは、鶏と卵の様な関係にあり、ニーズが無いから整備は不要とは言えない。

ユーザーから、国産データを利用する条件として、必要なデータが完備していて穴のないこと、学会や論文等でオーソライズされていることが指摘された。

3. 調査結果の検討

今回の調査結果から、かなりの数のデータベースが、研究室レベルでは作成されていることが分かった。しかし、これらのデータベースが、外部の利用者にまで広く流通しているケースは少ないことも判明した。

研究室レベルのデータベースが、外部に利用され難い理由としては、以下の点が指摘された。

- 1) 研究室に蓄積されたデータは、元来その研究室の研究のために集められたものであり、外部の利用者にとっては、内容が特殊であったり、偏っていたり、抜けがあったりして、そのままでは使い物にならない事が多い。
- 2) データベースマネジメントシステムも、内部利用のための未整な物が多い。またマニュアルも整備されていないことが多い。
- 3) 外部の利用者にとっては、データベースの存在そのものを知らないことが多い。

そこで、研究室レベルのデータベースをグレードアップして、外部の利用に耐えられるようにする方策が問題になる。この作業の困難さとしては、以下の点が挙げられる。

- 1) この作業は、元のデータベース作成に比べて、数倍以上の費用とマンパワーが必要となる。
- 2) 日本の予算制度は、ソフトウェア開発に不利になっている。
- 3) 研究室にとって、この作業は自己のミッションではないと考えがちであり、インセンティブに欠ける。
- 4) 個々の研究者の評価も研究論文によって行われ、データベースの作成等は評価の対象にならない。

以上のような検討に基づき、原子力データベース開発の問題点を整理して、図2に示す。

4. 今後の原子力データベースのあり方

以上の分析に基づき、原子力データベースの今後の整備のために必要な事項が提言された。

- 1) 国に対しては、"信頼おけるデータベースは、先進工業国の技術基盤である"との認識のもとに、この分野に人と金を投入すべきである。現在のようなデータに関する輸入超過が、将来的に許されるはずがない。
- 2) 研究者に対しては、"研究は、その成果をデータベース化した段階で終了する"との意識変革が要求される。現在のように、"ただ論文を書けばよい"との意識では、研究そのものが社会から取り残され見捨てられる恐れがある。
- 3) 研究者の評価も、これに応じて変えなければならず、データベース作成のような地味な仕事は、高く評価されなければならない。
- 4) 研究機関に対しては、データベースの作成と管理について、統一されたポリシーを確立し、その整備を助長すべきである。
- 5) データベースの整備のための組織、データベースセンタを早急に設立すべきである。

5. データベースセンタ構想

日本のデータベース整備の問題点を検討した結果、データベースの整備を、研究室の片手間仕事に委せていることの不合理が共通に認識された。研究室では、個々の研究が最大の課題である。一方、外部利用に耐えるような、データベース整備は、1研究室の研究テーマに匹敵する大仕事であり、両者を同時に行うことは不可能であり、2兎を追う者は1兎も得ずの結果になり易い。

そこで、データベースの整備をミッションとする組織、データベースセンタが必要になる。そこにおいて、データベースの整備、保守、管理、サービスを一元的に行うのが理想的であると結論された。そして、原子力開発機関の中でも、特に多様なデータベースを有する原研において、データベースセンターを早急に設立することが勧告された。

ここで特筆しなくてはならないことは、データベースの整備は、研究的な要素が強いことである。この点を誤解して、データベースセンタを、研究支援組織として位置付け、その研究活動を軽視するならば、良いデータベースは絶対に得られない。このことはデータベースセンタと研究室の関係にも反映される。研究室は元のデータベースを作成し、データベースセンタにその整備を委ねるが、その際に、そのデータの専門家もデータベースセンタへ移籍しなくては、良いデータベースの作成は困難であろう。

原研に設置するとした時の組織の1案を図3に示す。これはまだ素案であり、今後海外のデータベースセンタの実状を調査し、その実現を図っていく。また今後の課題としては、国内外のきめ細かいニーズ調査が必要である。

表1. 分野と機関のクロス集計

	全体	原研	動燃	理研	金材研	放医研
炉工学	28	25	3	0	0	0
材料	20	8	7	0	5	0
物理	20	15	0	5	0	0
化学・化工	8	0	7	1	0	0
保健物理	16	8	4	0	0	4
医療	6	0	1	0	0	5
加速器工学	2	1	0	1	0	0
その他*	6	0	3	3	0	0

*生物資源, 資源探索等

単位:

註 格納データの加工度の定義は次の通り。

0次…データの加工を加えていない生データ

(例: 実験データ)

1次…生データに簡単な処理を施して, 他人にも利用できるようにしたデータ

2次…1次データから理論的計算や評価を行い, 世の中に広く使われるようにした評価済データ

3次…2次データをある目的の下に加工して, 特定のコードの入力のために整理・統合した編集データ

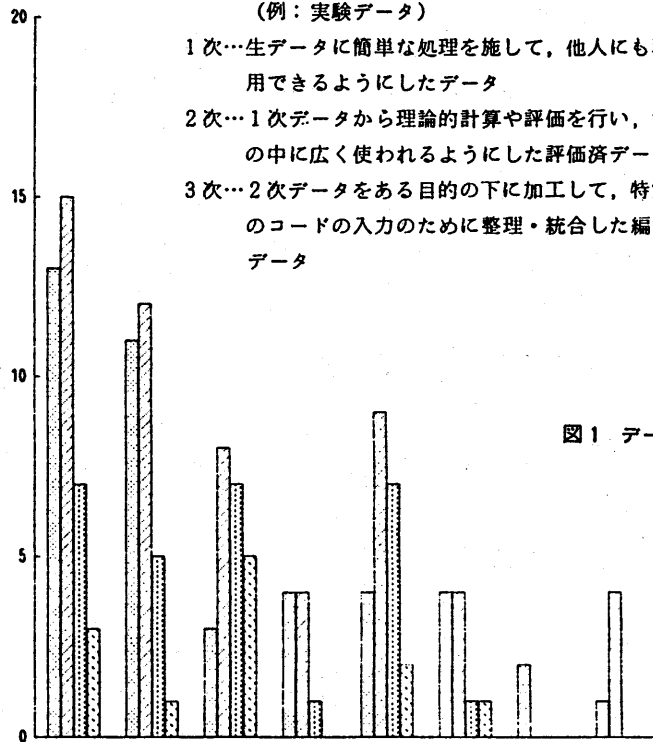


図1 データ加工度 (重複回答有り)

	炉工学	材料	物理	化学化工	保健物理	医療	加速器	その他
0次	13	11	3	4	4	4	2	1
1次	15	12	8	4	9	4	0	4
2次	7	5	7	1	7	1	0	0
3次	3	1	5	0	2	1	0	0

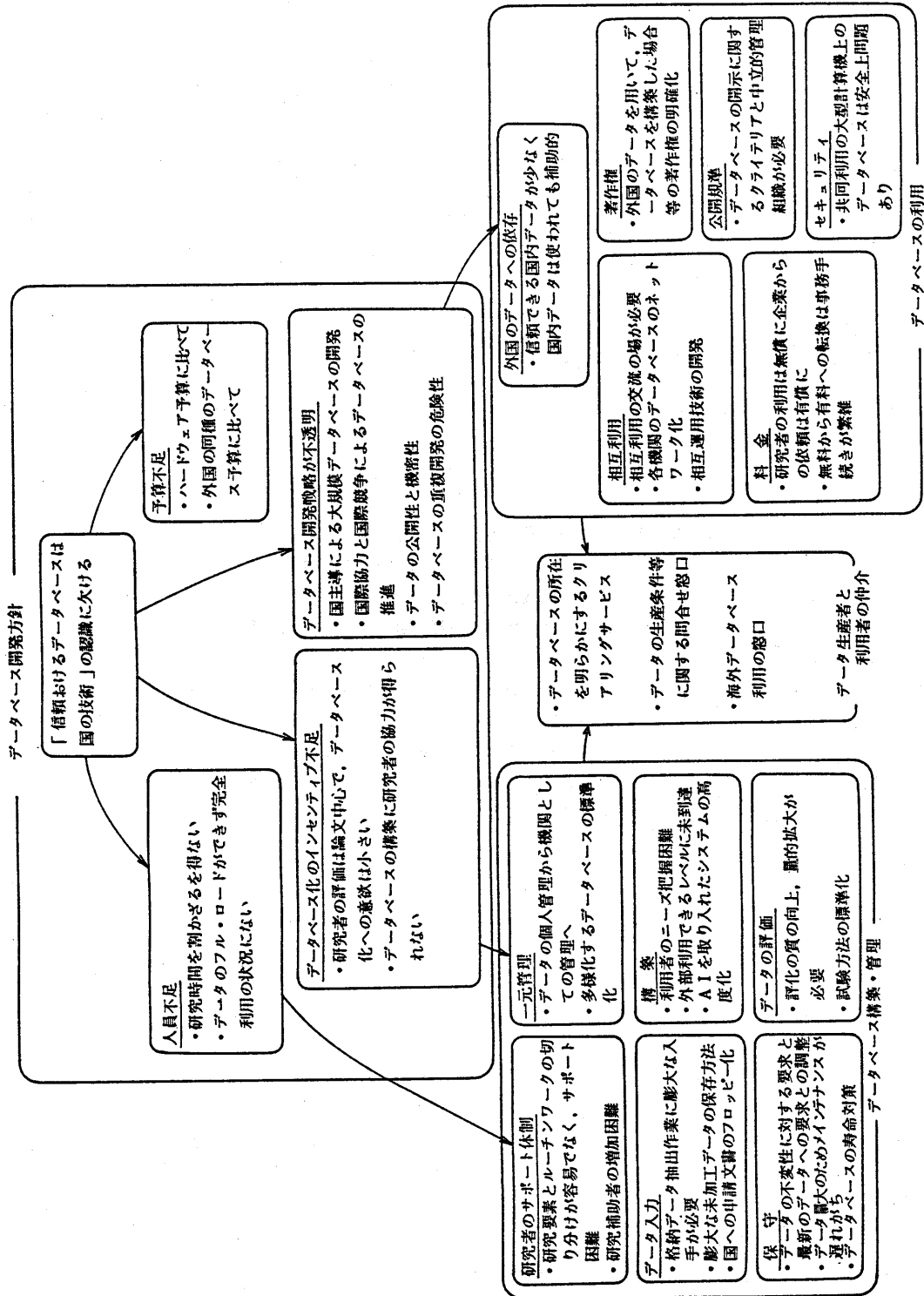


図 2. 原子力データベースの現状における問題点

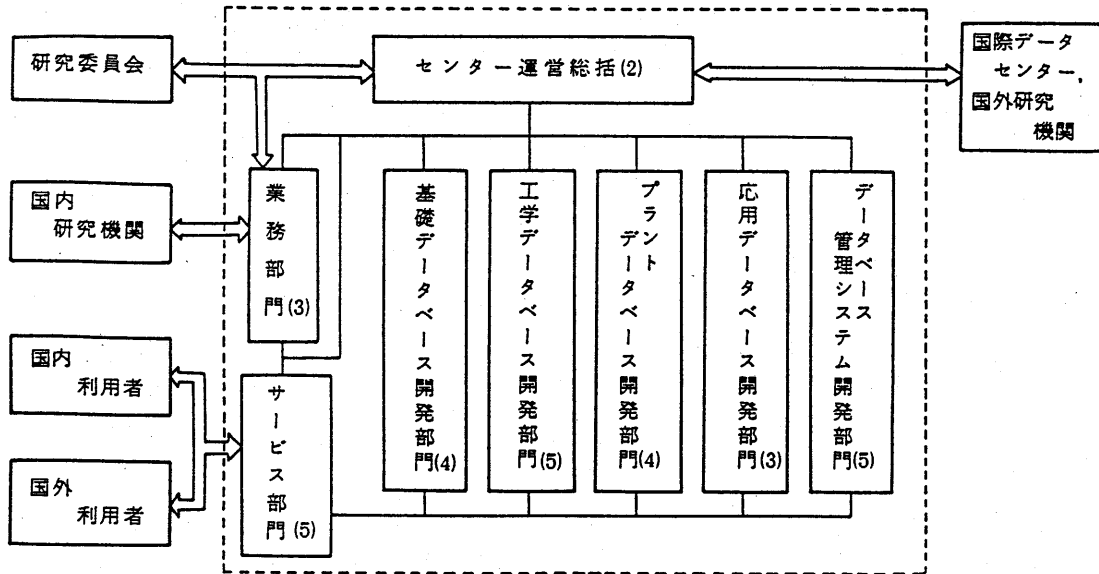


図3. データベースセンターの組織図

点線内がセンターの組織。↔はセンターと外部組織との間の連絡またはデータの交流を示す。各部門間の結びつきは緊密であるが、特にサービス部門との緊密さを強調して示してある。括弧内数字は専任職員数を示す。データベース開発部門には同数程度の外部出向職員を充て、2～5年任期で入れ換える。

備考

今回の委託研究の報告は以下の報告書に纏められている。本報告の図表もそこから採った。

昭和61年度原子力平和利用研究委託試験研究成果報告書

試験研究題目(番号61原(技振)第30号)

「原子力開発利用に係わるデータベースの整備に関する調査研究」

昭和62年11月, (財)未来工学研究所

<「核データ・炉物理」合同会合講演要旨. 3 >

『崩壊熱予測の為のデータ』に関するNEACRP/NDC専門家会議

日本原子力事業(株)総合研究所 吉田 正

経緯

1970年代の初頭に、軽水炉のLOCAに関連して崩壊熱基準の抜本的な見直しが求められた。これを受けて、米国を中心に理論および実験の両面から崩壊熱の実証研究が精力的におし進められ、我が国も比較的早い時期にこの動きに参入した。1983年に米国のブルックハヴンで、70年代の成果を整理し残された問題を洗い出す目的で『核分裂生成物の収率と崩壊データ』専門家会議が開かれ、この分野の専門家が一同に会した。今回、スウェーデンのStudsvik(図1)でNEAの炉物理/核データ委員会共催で開かれた標記の国際会議はこれらの経緯の延長上にあり、欧、米、中国、日本等から約30人が出席した。会期は昨年(1987)の9月7~10日の四日間であった。

会議の印象

1970年代、米国のDOEは上記の経緯から崩壊熱の研究に多くの資金を投入した。80年代に入り、この研究費の流れが止まり、米国の研究者だけが難かしくなった。1983年の会議をきっかけに、研究者の間で打解けた。今回、崩壊熱の理論を初めて測定に成功したが、日本の主張は十分に化し、今回は地道な努力の連続により力を付けたヨーロッパ勢、とくに地元スウェーデンの会議は『欧高・米低』であった。

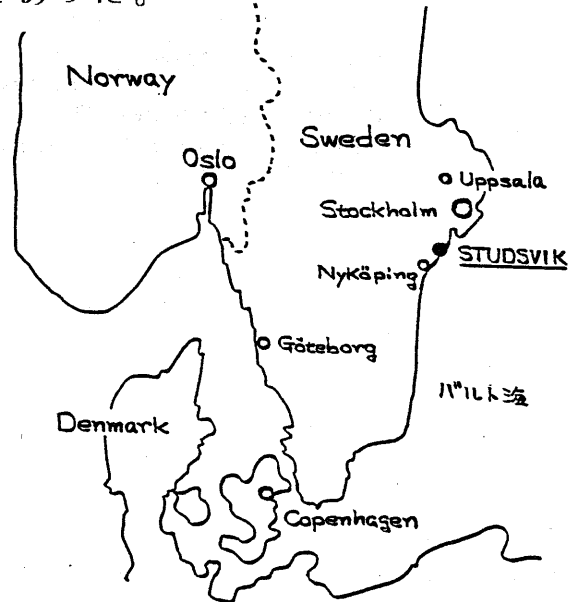


図1 スカンジナヴィア半島南部

『米高・欧低』、それに対し今回の会議は『欧高・米低』である。

セッション

最初核分裂収率データのセッション。元GEで退職後もロシアラモスのコンサルタントとして活動を続けるB. Rider氏が米国における核分裂収率の評価ということで報告した。米国の評価済みデータは今

放出されるβ線γ線のエネルギーをトータルに測定するの積分測定である。まず、Oak Ridgeの積分測定でLos Alamos測定も議論を下げてOslo大学があるが、東大・Oak Ridgeを支持している。

我が国のOak Ridgeと東大・Oak Ridgeが相互に値を出している。J.K. Dickens氏とUppsala大学のP.I. Johansson氏が共同で行った測定で、まだpreliminaryなデータであるが、東大・Oak Ridge組を支持するよう。ちなみに、日本の計算は東大・Oak Ridgeを支持している。

動力炉への応用のセッションでは、米国の大御所T.R. England氏の報告が注目される。LASLでは、CINDERをベースとした計算コードDKPOWER87で崩壊熱、βおよびγ線スペクトル、ガス状FPのactivity等を計算している。ライブラリーとしてはENDF/B-5を基本として日本のEβ及びEγデータを組込んで使用している。(図2)。英国は、崩壊熱の誤差評価を正攻法でも現行と同じ課題に取り組んでいる。) JEF1ライブラリーをベースとしたこの仕事はCEGB(中央電力局)のA. Tobias氏によるものだが、HEDLのR. E. Schenter氏、日本の秋山氏と同様、彼が会議に来られなかった事は非常に残念であった。UKAEAのM. James氏が代読した。図3にブルックヘヴンと今回のStudsvikの二度にわたる崩壊熱分野の国際会議を中心にして、この分野の研究の動向を簡略に図示、纏めたい。

おわりに

この目で見た美しい自然のイメージ、しかし、在る想を越え、人達への海侵襲に強い『アメリ領今し、一質たき幸

は、この国、狭い海が領土を西の側でも、坂氏はこの参加者

デンの狭い海が領土を西の側でも、坂氏はこの参加者

エ社に前トーデン領土を西の側でも、坂氏はこの参加者

ウな感は、スウエーデン領土を西の側でも、坂氏はこの参加者

ス切ら緊張、スウエーデン領土を西の側でも、坂氏はこの参加者

豊西世界で、スウエーデン領土を西の側でも、坂氏はこの参加者

見ると、東の緊張、スウエーデン領土を西の側でも、坂氏はこの参加者

この目で見た美しい自然のイメージ、しかし、在る想を越え、人達への海侵襲に強い『アメリ領今し、一質たき幸

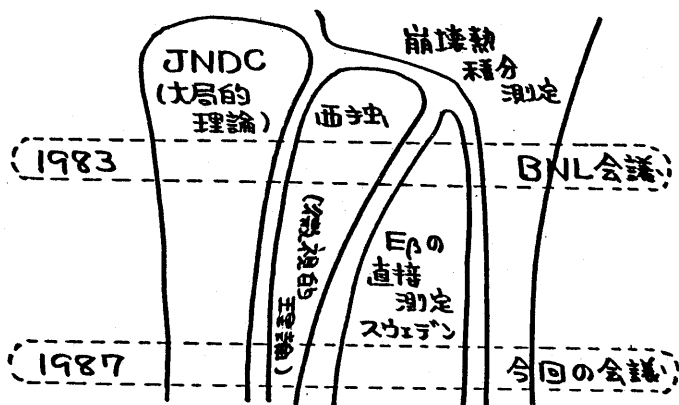


図3 BNL及びStudsvik会議を取巻く研究の潮流

でもあり、中立国をリードする。その結果、私はかえって

声明を取った。その結果、私はかえって

政府英語で常会を常会を取った。その結果、私はかえって

の事だ。その結果、私はかえって

＜「核データ・炉物理」合同会合講演要旨・4＞

科学と技術のための核データ国際会議

原研 五十嵐 信一

本誌第36号に標記国際会議の概略を紹介してあるので、ここではその後の準備状況を記すことにする。第1次案内は1986年12月に配布し、会議の主要テーマ、組織、開催場所、日時などをアナウンスした。

第2次案内では論文募集を中心に、アブストラクトの書き方、締切り日などを知らせ、また登録料などの情報も載せ、1987年6月に配布した。この間、組織委員会のプログラム調整部会では招待講演テーマ及び講演者の選定、プログラム枠の見積りなどを行い、また、企画運営部会では準備に関する諸般の事項を検討し、準備のスケジュール、必要な機器類のリストなどの作成、案内原稿の作成等々を行った。

仮登録の締切日である9月15日までに参加を申し込んできた人数は約200名であったが、その後の申し込みを加えると9月末現在で275名、論文発表希望者が246名になった。この原稿は10月2日に行った報告のものであるが、書いている唯今は1988年1月7日であるので、その間の情勢は大いに変わってきており、その意味で現状を書くべきかどうか悩むのであるが、やはり10月2日にはこだわらずに書くべきであろうと決心して、現在の申し込み数を書くと、350名、アブストラクト提出310件になる。即ち、締切日以後の申し込み者が半数近くにもなっている。

この原稿も締切日ぎりぎりに書いているし、10月2日の話も忘れたこととして、その後の様子を紹介すると、アブストラクトの締切日、11月5日までにアブストラクトを送ってきた人は約200名であったので、このため事務局は数10名の人に催促状を出した。その効果があって、12月3日に国内プログラム調整部会を開いて論文選考を行った際には275件のアブストラクトが集まった。

これを基に国内で論文選考を行い、更に、12月15日と16日に国際プログラム委員会を開いてプログラムの基本構成を固めた。従って、これ以後に35件程のアブストラクトがきているが、これらは選考の対象にならなかったものとして扱わざるを得ない。なお、この原稿を書いているうちにもアブストラクトの送付が数件あったことを付記しておきたい。

以上のように、この国際会議への関心は極めて高いと言える。しかし、実際の参加者は会議を開いてみるまでは判らない。10月に配布した第3次案内には登録申し込み用紙とホテルの申し込み用紙とを入れてあるので、国内の参加申し込み者はお忘れなく、2月15日までに御提出下さるようお願いしたい。

<研究会報告>

第4回「原子力におけるソフトウェア開発」研究会

原研 伊勢 武治・大杉 俊隆

例年通り今年も昭和62年9月9日・10日の両日、日本原子力研究所東海研究所で、標記研究会(原子力コード研究委員会・炉物理研究委員会共催)が開催されたので、その概要を以下にのべる。

今回は、原子力コードの開発と利用で2件、中小型次世代炉の研究開発の動向で3件、知識工学およびCAD/CAMで3件の発表があった。出席者は約150名と盛況であり、参加者の6割は原研外からであった。(財)原子力データセンターの招きによる米国ORNL先端システム工学研究センター(CESAR)所長Weissbin博士による講演もあった。

開会の挨拶では、金子義彦炉物理委員会委員長が、テーマ選定に際しては、今年改訂が行われた原子力長期開発利用計画を参考にしたこと、及び原研以外の人にも実行委員に加わっていただいたことを述べた。ついで以下の発表があった。

原子力コードの開発と利用

(1) パソコンの原子力分野での応用: 大竹巖(アイ・エス・エル)

利用形態としては、本計算迄すべてパソコンで行うものと、本計算はメインフレーム(大型計算機)で行い前後処理のみをパソコン行うものがある。

核データ関連では、前平衡過程を統計モデルで処理する非弾性散乱断面積および放出粒子スペクトル計算コードGNASH、多段蒸発理論反応断面積コードPEGASUS等、多くがメインフレームを用いるものである。

炉物理計算では、拡散コードの1DX及び2DB、軽水炉出力分布計算に使うNODE-P, FLAME3, SIMULATE等はパソコン版があり、3次元炉心燃焼計算に用いるFLARE, NODE-B等は計算はメインフレームでおこなう。遮蔽計算では既にANISN-W, QAD-CG, ISOSHL D等今までもよく使われているものがパソコン版となっている。

熱流動解析では、燃料バンドル解析のCOBRA-PCがパソコン版(FORTRAN77)であり、許認可用の解析ができる。プラント動特性解析及び安全解析のコードの多くは、メインフレームを用いるのが普通である。

いずれのコードも米国の小さな子会社製であり、多くがIBMPC版である。

米国では、DOE, NRC等がこれらの会社と契約し、成果が良ければ次年度の契約金額が4倍されるという奨励制度があるそうである。

(2) 原子炉熱水力過度解析コードJ-TRACの開発の現状と今後の課題：
村尾良夫(原研)

原研では、米国で開発されたTRAC-PF1/MOD1を改良して最適予測解析コードを開発中である。再冠水モデルが実験との比較で不十分であったので、原研で開発した再冠水最適予測コードREFLAのモデルを組み込んだ。また、大破断LOCA解析等の結果から今後の開発課題としては、REFLAモデルの3次元熱水力計算への組み込み、凝縮モデル及び二相流モデルの改良等が計画されていて、各種原子炉の廣範囲の予測解析ができるように改良を行っていく。

中小型次世代炉の研究開発の動向

(1) 固有安全軽水炉：伊勢武治(原研)

固有安全(受動的安全或は静的安全)原理を用いると、炉システムが簡素化でき、経済性も良くなるということであった。安全原理確証試験をも含む設計研究が外国で先行しており、その改良型が日本で開発中である。パイオニアであるPIUS(スウェーデン)、このコンクリート炉容器を鋼製炉容器に替えたISER, SPWR, MISER(いずれも日本)は、大LOCAを防ぐため一体型PWRである。BWRでは、炉ポンプを省略した自然循環冷却炉心のSBWR(米)、この系列のHSBWR, TOSBWR(いずれも日本)があり、簡素化により経済性を達成し今世紀内実用化を狙っているとのことである。

(2) 固有安全高温ガス炉：山田正夫(富士電機)

高温ガス炉は、事故時熱的挙動が緩慢で且つ燃料のFP保持性がよい等で固有安全性が高い。事故時冷却では自然対流、熱伝導、熱輻射等、受動的原理に基いている。球状燃料(ペブルベッド)を用いたHTR-500, HTR-100、及びMRS(いずれも西ドイツ)、ブロック燃料を用いたMHTGR(米)がある。西ドイツと米国で運転実績がある。

(3) 固有安全高速炉の技術：服部禎男(電中研)

PRIZMとSAFR(米)が提唱されていて、その金属燃料及び炉心構造材は熱膨張による負のフィードバックが大きく、制御棒は熱消磁により重力落下し、崩壊熱除去は自然循環、熱輻射、及び自然対流によっている。また冷却材のNa

はFP保持性が高い。冷却系事故における除熱能力確認試験はEBR-2で実験が行われ、よい成果が得られている。

知識工学とCAD/CAM

- (1) 事故・故障再発防止支援用エキスパートシステム(CSPAR)の開発
: 西山琢也(電中研)

原子力プラントの情報を収集し、異常事象再発防止に役立つよう整理されたエキスパートシステムである。異常診断システムと異なる点は、CSPARではオフライン・ノンリアルタイムで使用されるので、同種設備全般を適用対象として、未然防止対策策定者の判断意志決定行動を支援する。機能的枠組みは完成したので、今後2年から3年かけて実用ベースに充実させる予定である。

- (2) 3次元プラントレイアウト計画CADシステム{原子力プラントへの応用}
: 好永俊昭(日立)

原子力プラントでは、大小さまざまな機器を配管、ケーブル等で有機的に結合しているが、多重且つ複雑であるので、3次元グラフィックCADを用いて、配管等のレイアウトの追加・変更等を自動的にを行い、適切な配置を行おうとするものである。計画段階でケーススタディーできるので、やり直し作業が削減できるとのことで、ビデオでの説明は明快であった。

- (3) ORNLにおける知能ロボットの開発: Weisbin(ORNL)

ORNLのCESARはロボット知識工学の先端的研究で知られており、既に実用規模の再処理施設用遠隔操作システムCFRPを開発しており、動燃との共同研究も実施している。ビデオで紹介されたHERMIES-2Bは、NCUBE並列プロセッサを搭載し、小型カメラと超音波センサーで障害物を認識して回避あるいは取り除き、目的に進むことのできる自律運動型知能ロボットである。応答動作も早く、小型コンピュータの高性能さを感じさせる。

閉会の辞では、佐野川好母原子力コード研究委員会委員長が、会場の座席が足りない程の参加者の関心の高さに感謝すると共に、興味深い発表をされた講演者に謝意を述べた。承った率直なご意見・ご批判は、今後の運営に反映させたいとのことであった。

なお、当研究会の内容は、原子力学会誌(Vol. 30, No. 2, 1988)に公刊予定である。

< 国際会議報告 1 >

第30回 NEACRP 会合報告

日本原子力研究所 金子 義彦
動力炉核燃料開発事業団 白方 敬章

1. 概 要

第30回NEACRP会合は、9月14日より18日まで、フィンランドのヘルシンキ市のフィンランド技術研究センターで開催された。出席者は別添1の通りである。

会合は別添2に示す議事予定により進められ、Executive sessionでは、前回会合のサマリーの採択から始まり、前回において約束された各国代表の行為について報告があった後NEACRPに関係の深い国際会議の予定(別添3)が紹介された。また、関連事項としてJEFの作成、評価の状況が報告された。次に、第31回会合は日本で開催することとし、議長にPNCの白方氏、副議長にスイスのP. Wydler氏が選出された。

Technical sessionでは、New topicsとCarried over topicsについて論文発表討論があった後、各国の研究活動の報告があり、意見の交換がなされた。このsessionでのA論文の発表総数は34件であるがその中10件は日本からのものであり、日本の活動の重みが再認識された。

2. 技術論文発表

< Topic 1.1 > Recent results from operating reactors

西独ではL-297(西独)に示すように、PWR燃料要素のend-pieceの放射化量及び ^{14}C の生成量についての予測が実験と良く一致することを確認した。

フランスではL-297(フランス)にやはり示すように、SUPER-PHENIXの最近の試験では最初の臨界炉心については、ストリーミングと非均質性に対して精密な輸送解法を使用することによって実験との良い一致が得られた。しかしながら、制御棒価値については10%もの差異があり、非均質性のほか、核データの不確かさにも原因が求められる。遮蔽については、2次系のNaの放射化について推定が正確であることがわかった。

カナダではL-297(カナダ)に示すように、CANDU炉のボロン注入系の解析モデルの妥当性が確認された。

<Topic 1.2> Calculation and measurements of void coefficients on thermal and epithermal lattices

Paper A-825 (日本) はソ連のチェルノブイリ炉事故の解析に関するものであり、格子計算には、WIMS-ATRが使用された。計算結果は概ねソ連のデータと良く一致した。

Paper A-826 (日本) はチェルノブイリ炉の安全性向上のための提案の技術的妥当性を裏付けるものであり、80本の吸収棒の挿入によって正のボイド係数をかなり小さくすることができる見通しを明確にした。

Paper A-827 (日本) はSRACによるチェルノブイリ炉の格子計算について述べたもので、反応度係数等は他の機関の発表と良い一致を示した。

Paper A-828 (イタリア) はチェルノブイリ炉の事故に関連して自国の圧力管型炉のシレーネ炉の安全性について、重水臨界実験装置RB-3での系統的な実験について述べている。

Paper A-829 (CEC) はKENO-IVの摂動計算のための改訂版であるKENO-EURについて述べている。

Paper A-830 (Canada) はWIMSのChalk River版を用いてCANDU格子のボイド係数に関する格子特性についての評価について述べている。圧力管中の37燃料要素の中、内側の7燃料要素を黒鉛シリンダーで置換することにより、燃焼が進んでも正のボイド効果を低減することが可能としている。

Paper A-831 (Canada) はチェルノブイリ炉の解析において、空間効果の重要性を示している。炉心の下部に出力のピークが現れるが、制御棒の下部の黒鉛フオロワの挿入は正の反応度効果の原因を作るとしている。

<Topic 1.3> Uncertainties in reactivity feedback coefficients in fast reactor

Paper A-832 (英) はPFRにおける反応度フィードバック因子についての実験をまとめたもので、因子ごとの分離が試みられている。

Paper A-833 (フランス) はSUPER-PHENIXについての反応度フィードバックの測定について述べ、炉心温度上昇について予測と外れているので、原因を探索している。

Paper A-834 (USA) は高速炉のATWS事象に関しての不確定性の伝播についての単純な解析法を提案している。この結果、評価は正確になり不確定性がある程度減らせることがわかった。

Paper A-835 (ソ連) は高速炉の反応度係数の不確定さの決定因子について述

べると共に、BN-350とBN-600における実験に関連して、受動的な安全因子について議論している。

<Topic 1.4> Reactivity effects of fuel fragmentation in light water cooled reactors

Paper A-836 (フィンランド) は燃料の飛び散りと冷却水による温度降下により引き起こされる反応度効果を解析し、ある条件下では10ドルもの反応度が上昇することがわかった。

<その他> ソ連代表から提案があり、次のような討論を行った。

Paper A-838 (ソ連) は (^{235}U , ^{238}U , H_2O), (^{235}U , ^{238}U , D_2O), (^{239}Pu , U , H_2O), (^{233}U , ^{232}Th , H_2O) 系の臨界集合体炉心についてのモンテカルロ計算 (MCU-code, USSR) について述べている。水素の非均質炉心については、計算は k_{∞} を 0.5% 過小評価することの他、 ^{239}Pu は第一の共鳴準位を含む共鳴領域において核データの精密化が必要であるとしている。

<Topic 2.1> Integral validation of recent delayed neutron data

Paper A-840 (フランス) は ANL 及び SNEAK の高速臨界実験装置で実施したいくつかの β_{eff} の積分測定の解析についてまとめている。 ^{238}U と ^{239}Pu については Tuttle より高めの値が実験との一致のために必要である。鉄を大量に含んだ体系においては、C/E 値は 1 より大きくなり、共役関数に対する鉄の断面積の不確かさが影響していると考えられる。

Paper A-841 (ソ連) は個々の先行核からの遅発中性子の全収量推定値は積分測定とかなり良い一致を示している。

C/E 値のバラツキに対するコメントとして、バーミンガム会議の結論のまとめにおいて、最も推奨される中性子収量とスペクトルを明示すると共に、次回のトピックスとして持ちこすこととなった。

<Topic 2.2> Validation of fission product data (in particular for thermal reactors)

Paper A-847 (フランス) は軽水炉における核分裂生成物に関する研究について述べており、JEF-1 の評価に由来する APOLLO コード用のセットができたとしている。PWR の使用済燃料サンプル及び試験サンプルの反応度の測定が振動法で実施されている。

Paper A-848 (フランス) はガス状の FP (Br, Xe, I 及び Cs) の移動が

大型炉心の反応度の減少の計算に重要であるとし新たな移動モデルを設定し、JEFの断面積を用いてSUPER-PHENIXについて解析している。

Paper A-837 (ソ連) はRh 103とPd 105のサンプルのBFSにおける反応度値の測定について述べ計算との良い一致を得たとしている。

<Topic 2.3> Physics aspects of design innovation to increase inherent safety for fast and thermal reactors

Paper A-852 (日本) は1000MWeのループ型LMFBRの設計について述べ、ATWS条件においても、Naが沸点以下に保たれるなど固有の安全特性を有することを明確にした。

Paper A-839 (ソ連) は燃料集合体中に非均質性をもたせたNa冷却高速炉の概念について述べた。この炉心は、各サブアセンブリーがMOXと親物質の金属の燃料ピンの規則的格子から成っている。設計上の特長としては高増殖性の他、燃焼についての反応度のスウィングが小さくTOP関連の安全性上の有利さ、燃料交換の間隔の長さ、中性子のフルエンスの低下による構造材のスウェリングの低さが挙げられる。

Paper A-856 (ソ連) は安全性及び性能の向上を目的とした反応度を最適化する炉のパラメータを決定する方法について述べている。

米国の高速炉計画では受動的安全設計が強調されるようになり、小規模のプラントに焦点があてられている。Paper-A 853 (USA) はプラントの大きさと受動的安全性の関係についてさぐり、大型炉への拡張の可能性について論じている。そして、大型の金属燃料LMFBRsにおいてやや受動的安定性の度合は低下するものの実現は可能としている。

Paper-A 854 (USA) は炉心の加熱時の機械的挙動についての単純なモデル化について述べている。

Paper-A 855 (USA) は炉心の径方向への曲りによる反応度のフィードバックに対して新しい設計モデルを提案している。

<Topic 2.4> Fusion blanket experiments. Comparison of measurement and calculation

Paper A-857 (日本) は日米協力の第2段階の積分実験がFNSで開始され、閉鎖体系が採用されていること、また、試験領域がLi₂O体系であるが、今後はBeの平板が挿入される予定であることを述べている。

Paper A-860 (USA) は以上の積分実験では低エネルギー側の中性子スペ

クトルを測定するため、小型の反跳陽子計数管が開発されたことを述べている。

次に Paper A-858 (日本) では断面積のブランケット特性解析用の計算コード SUSD の開発と、代表的なブランケット設計への応用が発表された。

一方、西独では、Paper L-297 の中で、DD断面積を利用した一般的な輸送コード GANTRAS と一次元モジュールの ANTRAI の開発が記述され、球形の鉛体系での中性子の増倍について評価研究がなされており、高橋氏等の実験との比較が実施されている。

以上の研究発表のほか、日本からトリチウムの生成量の絶対測定について国際ベンチマーク実験についての提案が Paper A-857 (日本) に基づいてなされ、以下の事項が決定された。

1. ベンチマーク実験は二つの段階よりなる。第一段階はリチウムを含んだサンプルを用いたトリチウムの生成率の測定に関するものであり、第二段階は他の測定方法のほか 14 MeV 中性子の投入量等の推定を含むものになる。
2. A-857 にのべた第1次案は JAERI と LOTUS グループの間で意見交換により修正を加え、修正された案を他の参加候補者に配布しコメントを求めるものとする。
3. このようにして最終的に修正された案は次回の NEACRP 会合に付託され承認されてから、照射実験を行う。
4. この第1段階のベンチマーク実験の最終報告は次回の NEACRP 会合で報告される。

<Topic 2.5> Physics issues related to intermediate spectra reactors
まず、日本から提出した NEACRP-HCLWR ベンチマーク計算の結果 (A-849) について討論が行われた。当面次の結論が得られている。

- k_{∞} について不一致はかなり大きい。0 ボイドの体系まで 3~5% ボイド状態では最高 8% にも達する。
- k_{∞} より転換比 CR についての不一致が大きく 10% にも達する。
- k_{∞} の不一致の原因の多くは ^{239}Pu の $r_{\Sigma f}$ に原因している。
- CR は fissile の他 fertile の吸収にも影響される。
- ^{241}Pu と ^{242}Pu の共鳴の取扱いが重要であり、自己遮蔽の評価を十分精密に行う必要がある。
- 燃焼による反応度低下は ^{241}Pu の反応率に強く影響される参加者からの訂正が実行中であり来年 1 月 5 日に最終結果が集められる。

討論の結果、ベンチマーク計算参加者相互の議論が必要であり、1988 年 4 月にパリのデータバンクで専門家会議を開催することが推奨された。

A-844 (西独) は核データセットの適用性について述べている。JEF-1 のデータを KEDAK-4 に導入した。KEDAK はやや高い ^{238}U の吸収を与える。重みづけのスペクトルの影響については、HCLWR と PWR の中性子スペクトルではボイド反応度は 15% もの相異を生ずるとしている。最後に JEF が PROTEUS の実験解析に適用され、KEDAK-4 と JEF-1 は k_{∞} について良好であるが、前者は C_8/F_9 は 3% 過大評価し、後者は 4% 過小評価する。

A-850 (フランス) と A-851 (スイス) は HCLWR ベンチマークについての追加回答について述べている。

A-842 (フランス) は EOLE, MINERVE 及び MELUSINE における低減速系についての精密化をめざした実験計画について記述している。APOLLO と新しい LEA-86 の用いた解析結果は良好な結果を与えている。

A-843 (日本) は FCA における実験の解析について述べられており、 k_{∞} と k_{eff} 及びボイド効果について計算・実験の良好な一致が得られた。

A-845 (日本) は HCLWR のボイド効果の不確定性の評価について ^{238}U の非分離領域の核データの不確かさに強く影響されているとしている。

A-846 (スイス) では PROTEUS-LWHCR Phase-II 計画の 7.5% Pu 富化レファレンス炉心に対して中性子バランスの計算と実験について報告している。WIMS-D/1981 と KARBUS/KEDAK-4 が使用され問題点が特定された。実験精度は Phase I より向上している。 k_{∞} のボイド係数は正となしている。

A-861 (ソ連) は中速炉について詳細に共鳴領域を取扱った中性子スペクトルの計算について述べ、SPEKTOR コードは FCA-XIV 炉心について FCA の k_{∞} の実験を良く説明し、転換比は SRAC の解と良く一致した。

最後に、西独の活動をのべた L-297 において大型の HCLWRs の設計について見解が示された。

KWU は格子を稠密化することにより、今日の Convoy-PWRs を改良する戦略の概要について述べている。一方、KfK は大型の稠密格子の理論的熱流力研究から均質及び非均質設計は同等である。炉物理及び熱流力研究からこの稠密格子は全燃焼度において負のボイド係数及び好ましいプラント特性を実現するため、格子間隔を広げるべきとしている。

3. 各国の炉物理研究活動の概況

(1) 米 国

経済性に改良された信頼度の高い受動的安全性を強調した新型の LMR の設計の支援に炉物理研究活動の主目標が置かれている。金属燃料設計の GE の PRISM と

Rockwell International の S A F R に努力が集中し, back up 炉心として We-
sting house は酸化物炉心の検討を進めている。EBR-II と FFTF での試験は
LMR の受動的安全性を実証しようとするものであり, システムとしての設計手法
の検証をめざしている。ZPPR では大型の軸方向非均質炉心の臨界実験が PNC と
の共同で続けられている。日米遮蔽ベンチマーク実験は ORNL で新型 LMR の設計
のために実施されている。

臨界実験に関しては, 宇宙炉のための濃縮ウラン, 黒鉛, SUS を用いた ZPPR
- 16 の後, 日米協力の JUPITER-III 実験が実施され軸方向非均質の ZPPR-17
炉心に続いて, 目下, 8500 ㄷの通常炉心構成中である。

受動的安全性試験に関しては 1986 年に行った FFTF の試験の解析を実施してい
る。これらの試験は定常実験, LOFWS 等を含んでいる。

炉心実証実験に関しては CDE 実験 (Core Demonstration Experiment) のた
めの炉心の設計が終り, FFTF は出力状態にある。

金属燃料炉心に関しては FFTF の全炉心の 3 次元的炉物理計算が実施されてい
る。

遮蔽に関しては日米協力第 1 次実験が終り解析が進行中である。鉄, 黒鉛, B₄C
の板状体系でベンチマークでもあり設計のためのモックアップでもあり, 断面積検
討に適している。鉄, ¹¹B の評価により C/E の改良があった。第 2 次実験は 1987
年に終わる。これは FP ガスのプレナム領域のモックアップ試験であり, 中性子スト
リーミングを調べようとするものである。

核データに関しては ENDF/B-6 file が進行中, 核融合材料を含んでおり, 良
い一致が期待されている。

手法改良に関しては, 輸送理論のノード法の研究が続いている。メッシュの影響
transversal leakage の角度依存について解析方法がみつげられた。

(2) フランス

PWR の運転・建設共順調であり, 今後は MOX 燃料の利用が検討されている。
SUPER-PHENIX-I については Na の漏洩事故があったものの, 予定されていた
出力試験はほぼ全部終了し, 停止中である。

高速炉物理の分野では, SUPER-PHENIX については第 1 炉心について計算と
実験の一致度は k_{eff} について $0.1\% \Delta k$ であったものの, 制御棒の反応度値につい
て 10% であった。その他, 反応度の温度係数, 出力分布, 2 次系の Na の放射化に
ついて解析が進められている。PHENIX では核データの修正のため, Np-237 の
照射が実施された。MASURCA では γ -加熱のほか, Pu と Au 及び ²³⁵U の反応度
値の測定が行われた。以上の他実験の分野では CONRAD (Common European

Experiment) 計画がECで承認された。理論的研究の面では、ECCOコードの開発に着手された。格子の非均質性に対して、超微細群とサブグループ法が適用される見込みである。その他、制御棒効果に対する等価断面積法の適用のほか基礎データについては、JFT-2について、 ^{239}Pu の他、 ^{241}Pu 、 ^{235}U の共鳴領域の再評価が実施されている。 ^{239}Pu の $\bar{\nu}$ の再評価で終了した。

軽水炉の分野では、新しい炉心計算コード(multicell code, 3D-on line)の開発が着手されるほか、EOLEでの $V_m/V_f = 0.5 \sim 0.9$ の実験が4月に終了し、現在、ERASMEではdriverなしの正方格子の $V_m/V_f \sim 2.0$ の実験が実施されている。MINERVEでは高燃焼したサンプルの反応度からFPの吸収断面積を評価する実験が実施されている。その他、理論的研究の分野では、CEA86(核データ)の整備、マルチセル計算を可能にする1990年に完成予定のAPPOLO 2 codeの開発、次にPWRの炉心管理を目的として、オンラインコードと別に3次元炉心計算コード、Decay heat評価コードの開発が取組まれている。

(3) 英 国

SizewellのPWRの設置が許可され、建設が開始された。UKAEA/BFNLの再処理工場の設置については公開聴聞の段階にある。一方、低レベルの廃棄物の浅地処分は放棄されるようである。

熱中性子炉の分野では、まず、WIMSEの86年度版が公開されたことがあげられる。 ^{238}U の共鳴積分及びFPの断面積について正規化が実験に基づいてされているのと、JEF-1からのアクチノイドファイルが追加されたのが特長である。また、熱中性子炉で照射した燃料サンプルの反応度測定がDIMPLEで実施されているが、FPによる吸収の評価のためである。

高速炉物理の分野では、現在PFRの運転が燃料交換のため停止されているが、これまで、遮蔽体中にChamberを置いて、未臨界度を確認しながら、燃料交換する技術が開発されている。pin-plate非均質性についてのCADENZAベンチマーク問題に参加し、金属燃料について、 $0.004 d\rho$ という結果を得た。

新しいcell計算コードがヨーロッパ高速炉協力の下に進められ、仕様が定まった段階にある。

その他、臨界安全についてはMONK 6の内容がANSWERSの枠組みの中で取替えられた。DIMPLEでは、ボロン鋼を壁材とする施設での燃料の装荷失敗があった場合の模擬実験が行われた。また、遮蔽については、NESTOR炉を用いたSUSのベンチマーク実験(JANUS)が実施されている。Winfrithでは、可搬型のNeutron Spectrometerが開発された。

(4) 西 独

PWR 4基が建設中で運転に入る予定であるが、一方、原型炉SNR-300は許可条件の見直しが実施された。USSRとの国際協力がLWRs, HTRs及びFBRsの分野で4月から実施された。

KfKにおいては、SNEAKが解体されたが、実験の解析を続行している。APWRについて、EIR, KWUとの協力で進め、PROTEUS-II実験を実施し、KfK KARBUS Codeの高度化に取り組んでいる。炉物理と熱流体力研究の結果、稠密格子は70GWd/tの燃焼まで負の反応度温度係数を確保するため、また、過渡条件において、許容できる炉の特性を得るため、格子間隔を広げるべきとしている。核融合炉ブランケットについては、概念研究のほか、輸送コードGANTRAS, ANTRAの開発を進めている。

KWUにおいては高速炉に対する3-Dの拡散及び輸送コードの開発が進められている。このコードでは、hexagonal prismが対象であり、response matrix法が利用されている。nodal transportはnodal diffusion theoryと比較して因子で2だけ大きい計算時間を要するまでになっている。また拡散方程式の平行解法が試みられている。computer architectureと数値的なアルゴリズムがこの問題に不可欠である。中性子と熱流体力計算には、非線形偏微分方程式を解く必要があり、これを対象としている。また、革新的なハードウェア(ベクトル計算機等)のほか、改良されたアルゴリズムにより計算時間の短縮が可能としている。

HCLWRについては $V_m/V_f \sim 0.5$ のhomogeneous core, 7.5%Pu富化度転換比0.9以上の炉心設計が可能としている。また、BWRに関しては 9×9 fuel assembly (3×3 water channel)の研究が核と水力特性のほかフルスケール実験によって実施されようとしている。

(5) ス イ ス

原子力発電から後退する政策的判断が以前として強く、電力の自給が困難であり、今後はフランスからの輸入を想定している。EIRとSINの合体が予定され、核分裂に関する研究はHTR-500と地域暖房用炉の開発に重点が向けられよう。

核破砕に関する600MeVプロトン加速器の設定が決定された。ILLには及ばないものの、10MWの研究炉級の中性子束を得ることができ、冷中性子源として用いる。

PROTEUS臨界実験装置におけるHCLWR研究は強化されている。すなわち、最近、西独との研究協力が成立した。PROTEUS-LWHCR Phase II格子研究が継続されている。7.5%Pu富化、燃料対減速材比が2.07である。 k_{∞} , void係数及び格子定数が測定された。この格子ではvoid係数は正であることがわかった。

この原因は C_8/F_9 (^{238}U 吸収/ ^{239}Pu 分裂) が小さくなったことによる。1988年～89年においては、格子間隔の広い体系について実験を行い、HCLWR 計画全体への炉物理的基礎をつくりたいとしている。

実験の解析は WIMS-D/JEF-1 によって実施している。

地域暖房用の SHR 炉は最適設計段階にある。BWR 型の燃料集合体を用いるが、中央に非沸騰水チャンネルがあり、反応度を増加させると共に燃料集合体中の出力分布を平坦化する働きがある。

(6) ソ 連

BN-600 はこの6年間順調に運転され、稼働率 72～74% 燃焼度平均 7% に達した後、燃料交換のため停止された。プール型で、SG のモジュラーを使用する炉の概念の実証が進められているといえる。この炉では、性能向上を目指した炉心変換を行い、燃料棒の熱負荷は 540 w/cm を期待している。径方向の燃焼度変化のある炉心で、起動にさいして、制御棒効果、炉雑音実験 Pu の蓄積、1 次系 Na 中の核分裂性物質の測定 (10^{-10} g U/g Na : 感度) が実施された。

BN-350 は 15 年間運転され、設計値を超えた。平均燃焼度は 9% に達している。

臨界実験装置 BFS-2 では、BN-800 炉の軸方向非均質性についてのモックアップ炉心を組んで出力分布等の実験を行っている。

同じく BFS-1 では、Pu 燃料の単純なモデル化が試験され、 ^{239}Pu 、 ^{235}U 、 ^{238}U の反応率が測定された。Na の void 効果については、計算予測があまりうまく行っていない。また、現在は BFS-53 集合体になっており、下部には金属燃料を上部には酸化物燃料を用いた新型の炉心で、炉心中心に金属ウランの軸方向ブランケットを有するものである。

4. 次回会合

次回 NEACRP 会合について、次のトピックスが決定された。

(1) New topics

- 1) Advanced FBR Core Design Studies
- 2) Physics Aspects of TRU Burning by Reactors and Accelerators
- 3) r -Energy Deposition (Critical experiments, Power reactor, r -Production data, etc)
- 4) Actinide Monitoring Method

(2) Carried over topics

- 1) Validation of Fission Product Data

- 2) Reactor Design Innovation to Increase Inherent Safety for Fast and Thermal Reactors
- 3) Recent Results from Operating Reactors
- 4) Reactivity Effect of Fuel Fragmentation in Light Water Cooled Reactors
- 5) Integral Validation of Recent Delayed Neutron Data
- 6) HCLWR Results
- 7) Measurements and Calculations of Void Coefficients

ANNEX 1

LIST OF PARTICIPANTS

Delegates

For Australia	Dr. D.B. McCulloch	
For Canada	Dr. F.N. McDonnell	
For Japan	Dr. K. Shirakata Dr. Y. Kaneko	
For the USA	Dr. L.G. LeSage Dr. P.B. Hemmig	<u>Chairman</u>
For the countries of the European Communities and the European Commission acting together	Dr. H. Rief Dr. H. Küsters Dr. M. Darrouzet Dr. M. Salvatores Dr. R. Martinelli Prof. H. Van Dam Dr. M.J. Halsall Mr. J.M. Stevenson	(CEC) F.R. of Germany (France) (France) (Italy) (Netherlands) (United Kingdom) (United Kingdom) <u>Scientific Secretary</u>
For the other European countries of the OECD	Dr. M. Rajamäki Dr. P. Wydler	(Finland) (Switzerland)
Nuclear Energy Agency	Dr. P. Nagel Dr. E. Sartori	<u>Secretariat</u> <u>Secretariat</u>
<u>Observers</u>	Prof. H. Condé Mr. M.J. Crijns Dr. I. Matveenko Dr. I. Slessarev Mr. R.E. Glass	NEANDC (IAEA Secretariat) (IAEA) (IAEA) (USA)

Apologies for absence were received from Dr. Caro (Spain) and Dr. Maienschein (USA). Following an established rotation, Dr. Rajamäki (Finland) also represented Denmark, Norway and Sweden. The delegates for Netherlands and Switzerland also represented Belgium and Austria, respectively.

ANNEX 2

PRELIMINARY AGENDA FOR THE 31st MEETING

PART A: Executive Session

1. a. Participants in the meeting
b. Committee membership
2. Adoption of the final summary record of the 30th meeting
3. Adoption of the agenda of the meeting
4. Completion of actions arising from previous meetings
5. Activities of other bodies of interest to NEACRP
6. Matters related to NEANDC
7. Activity report on the creation of a Joint Evaluated File of Neutron Data (JEF)
8. Arrangements for the 32nd meeting of the Committee
9. Other business
10. Election of Committee officers

PART B: Technical Sessions

1. New Topics
 - 1.1 Advanced FBR Core Design Studies (high burn-up, long life, long cycle, non-oxide fuel, axial heterogeneous concepts, etc).
 - 1.2 Physics Aspects of TRU (Transuranium burning by Reactors and Accelerators).
 - 1.3 γ -energy Deposition (Critical Experiments, Power Reactors, γ -production data, etc).
 - 1.4 Identification of Factors Affecting Local Stability in LWR's (eg 3D effects, phases and amplitudes of disturbances occurring between processes).
 - 1.5 Actinide Monitoring - Physics Aspects.
2. Topics Carried Over
 - 2.1 Reactor Design Innovations to Increase Passive Safety including the Effects of Uncertainties on the Reactivity Feedback Coefficient.
 - 2.2 Reactivity Effects of Fuel Fragmentation in Light Water Cooled Reactors.

- 2.3 Validation of Fission Product Data.
- 2.4 Integral Validation of Recent Delayed Neutron Data.
- 2.5 New HCLWR results.
- 2.6 Calculations and Measurements of Void Coefficients in Thermal and Epithermal Lattices.
- 3. National Programmes
- 3.1 Review of recent activities and national programmes
- 4. Benchmarks
- 4.1 Radiation shielding benchmark
- 4.2 Criticality of fuel undergoing dissolution
- 4.3 Shielding in transport casks
- 4.4 Noise Analysis
- 4.5 Reaction-Rate Comparisons in MASURCA (IRMA)
- 4.6 Calculation of Fission Product Data in Thermal Reactors
- 4.7 Calculation of Reactor Characteristics in HCLWR's
- 4.8 Measurement of Tritium Production Rates
- 5. General
- 5.1 Highlights of recent meetings of interest to the NEACRP
- 5.2 Future Meetings of Interest to the NEACRP
- 5.3 Other business

Future Meetings of Interest to the NEACRP

SMORN-V. Symposium on Reactor Noise. Munich F.R. of Germany.
October 1987 (NEA/IAEA)

Advisory Group Meeting on Nuclear Data for Calculation of
Reactivity Coefficients, IAEA. Vienna. December 1987
(IAEA/NDS)

Technical Committee Meeting on Reactor Fuel Burn-up
Determination. Argentina. June 1988 (IAEA)

Specialists' Meeting on In-Core Instrumentation and Reactor
Core Assessment. Cadarache, France. June 1988 (IAEA)

International Shielding Conference. Bournemouth, UK.
September 1988 (NEACRP)

Reactor Physics Topical Meeting. Jackson Hole, USA. September
1988 (ANS)

Specialists' Meeting. Methods for Reactor Physics
Calculations of Control Rods in Fast Reactor. Winfrith, UK.
December 1988 (IAEA)

Activation cross-sections for Fission and Fusion
Applications. ANL, USA. Spring 1989 (NEANDC)

Advisory Group on Possible Modifications of Fuel Assemblies'
Design and Materials to Improve Safety in Off-Normal and
Accident Conditions (Undated, IAEA)

Man-Machine Interface in the Nuclear Industry (Undated,
IAEA)

<国際会議報告 2>

臨 界 安 全 国 際 セ ミ ナ ー 一 印 象 記

東北大・工 平川直弘

1987年10月19日から22日まで東京郵便貯金会館で臨界安全国際セミナーが開催された。私は原研のNUCEF (Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility) 臨界実験装置の安全基準調査の委員会に加わっていた縁でこのセミナーに参加する機会を得たので、本セミナーの発表論文の2、3を紹介しながら印象を記すこととした。

本セミナーの参加国は11、参加者は外国からの39名を含む151名に及び、発表件数は81件でこのうち40件を日本人が占めた。このことは、あるセッションで座長を務めたMcLaughlin氏が述べたように、これまで殆ど外国に知られていなかった日本の仕事を世界に紹介するのに大いに役立ち、本セミナーを日本で開いた意義は大きかったといえよう。

論文は 1. Criticality Safety Experiments and National Programs 2. Criticality Safety Design and Analysis 3. Criticality Safety Guides, Handbooks and Data Base 4. Criticality Safety in Specific Techniques 5. Measuring Techniques of Criticality Parameters 6. Criticality Accident Analysis and Alarm Systems の6つの分野に分かれて発表された。私はこれまで臨界安全といえば燃料の貯蔵や再処理に関係した比較的狭い分野のように考えていたが、本セミナーで発表された論文は、インドにおけるU-233を燃料とした臨界実験装置(PURNIMA II)やパルス炉 Godiva-IV を中心とした Los Alamos の一連の臨界実験装置の紹介から、チェルノブイル事故の解析や TMI-2 における溶融炉心の未臨界維持に関係した問題までの幅広い分野をカバーしており、この点で認識を新たにした。

さて、インドの臨界実験装置はU-233とBeの断面積データの確認とKAMINI という中性子源炉のモックアップとして設置されたものである。BeOを反射体とする直径148mm高さ500mmの円柱状の炉心容器に自国産のU-233の硝酸ウラニル水溶液を入れた均質型臨界実験装置でグローブボックス内に設置されている。そして70.7g/lという燃料濃度のとき405.1±0.3gという臨界量が達成されたことが報告された。我々がトリウム炉の研究を何年も行ってなお国産のU-233をgオーダでも手に出来なかったことを考えるとインドの力に圧倒される思いである。

Los Alamos の Godiva は有名な高速中性子パルス炉であるが、そのシリーズの最新のものが Godiva-IV で元の Godiva が球形であったのに対し、これは円柱形(私の聞き取りが誤りでなければ炉心は直径11インチ高さ13インチで中心に大きな cavity を持ち臨界量が170kg)をしている。実験目的の中に特に、最近はU-235の小試料を照射し、遅発中性子のスペクトルを1~4 MeV

の範囲で測定しているということがあって注目された。Godiva は元来核兵器開発を目的として開発されたものであり日本でこの種の研究が行えるとは考え難いが、中国人がかなりしつこく質問していたのが印象的であった。その他単純形状や複雑形状の炉心に対する臨界実験とその解析が種々報告されたが、そのなかでは原研三好氏らのスロッシングに対する研究などが興味を持たれたようであった。

一方、解析面においては、モンテカルロ法の使用が全盛のように見えるが、フランスの G.Ermont の発表した Power and Weakness of Monte Carlo Methods Used in Safety Criticality Calculations of Nuclear Facilities という論文は、現状のモンテカルロ法では k_{eff} が収束したように見えたときでも、たとえば円を対称に4等分したそれぞれの4分円の反応率を比較すると大きな違いの有ることを述べ、それを改善するための方法を提案して注目された。局所的に反応率が違うのに k_{eff} が収束するのは、系全体で見た場合に局所的な効果が相殺されるためと説明されるが、もしもそうだとすると、このとき4分円の1つに吸収物質を置いたとすると、その置かれた場所によって、同一の反応度効果を与えないことになるのではないかと考えられる。このことがこの論文の提案で解決されるのかどうかは分からないが、何れにせよモンテカルロ法による解析の妥当性については、ヒストリー数や分散の他に何らかの基準があるのではないかと思われる。

臨界安全研究の歴史の浅い日本では若い研究者が殆どであるのは当然として、ことにアメリカからの参加者にはこの道何十年というベテランが目立った。その代表が PNL の E.D.Clayton 氏で彼は Reflections on the Criticality of Special Actinide Elements と Safety Implications of Anomalous Effects of Neutron Absorbers on Criticality という2つの論文を発表した。

前者はアクチニド核の核分裂性についての系統的なレビューで、通常の Fissile という言葉の他に高速中性子のみで連鎖反応を維持出来る核(例えば Pu-240)に対して Fissible という言葉を提案し、Fissible 核が臨界管理に大きな影響を持つことを示したものである(例えば $^{24}_{95}\text{AmO}_2$ の最小臨界量は僅か 19g であるが、 $^{24}_{95}\text{Am}$ を 10% 含む $^{24}_{95}\text{Am} + ^{24}_{95}\text{Am}$ 酸化物と水の混合物では最小臨界量中に含まれる $^{24}_{95}\text{Am}$ の量が約 250g となる)。後者は例えば Pu(NO₃)₄ 水溶液と Pu(metal) の水溶液を比べれば、同一の Pu 濃度に対し Pu(NO₃)₄ の方が大きな臨界量を与える。

しかしこれを未臨界にするためにボロンを加えるとき、Pu 濃度の高いところでは Pu(NO₃)₄ の方が高い濃度のボロンを要する(同一の Pu 濃度に対し Pu(NO₃)₄ の方が水の占める割合が小さく中性子スペクトルが硬化してボロンの効きが悪くなるため)というような例を幾つか挙げて中性子吸収材の使用における注意を喚起したものである。何れも新しい事実の発表ではなく講義といった感じである。いかにも多年の経験の産物という観があった。前者の質問

に答える中で No body looks me as frontier scientist. と言ったのがアクチニドの核分裂断面積に関心を持つ私には特に印象に残った。

もう一人目立ったのがインドの M.Srinivason 氏で、彼は前述の臨界実験装置の論文の他に Application of Trombay Criticality Formula in the Assessment of Nuclear Criticality Safety Problem と Experimental Determination of k_{eff} of Highly Subcritical Enriched Fissile Units Through Statistical Correlation Technique という2つの論文を発表した。Trombay Criticality Formula (TCF) は漏れの大きな体系に対して k_{eff} が球体系に対しては Normalized core size parameter $\bar{\sigma}/\sigma_0$ に等しく ($\bar{\sigma}$ は Surface Mass Density で mean chord length \bar{L} に比例する量)、臨界時の σ_0 は裸の球体系での $\sigma_{0,ball}$ に反射体効果、形状効果、希釈物質の効果に対する補正を掛けて得られるので、結局、臨界時の σ_0 が分かれば、任意形状の k_{eff} を計算コードに頼ること無しに知ることが出来る、というものである。彼はあちこちのセッションでコメントしては TCF の有用性を力説していた。確かにモンテカルロ全盛時代にこのような論文に出会うと何となくほっとした気分になる。

もう一つ私が面白いと思ったのは GPU Nuclear の R.A.Kief 氏の Criticality Safety for the TMI-2 Recovery Program という論文で、TMI-2 は炉心溶融後の未臨界をボロン水で維持しているわけであるが、溶融により燃料ペレットが水中に不規則に配置されると、燃料体積比 (全体積中に占める燃料の体積) が規則格子の場合の 0.31 から 0.63 になる。ボロン水中ではむしろ燃料体積比が高いときの方が反応度が高く、炉心形状で最もありそうなのは、上から3グリッド分が崩壊しランダムに配置され、燃料体積比が 0.55 になり、下部は規則格子で燃料体積比が 0.31 という状態と考えられ、これからボロン水濃度 (初期 3500ppm 後 5000ppm) が定められたこと、原子炉容器下部に燃料ペレットが球状に集中した場合を解析し、燃料取り出し時のボロン濃度が最小 4350ppm と定められたこと、原子炉容器内外の汚染水の浄化作業に使用する Submerged Demineralizer や冷却系 (たとえばポンプ)、取り出し燃料を入れる canister やその貯蔵、更に canister を輸送するキャスク等々の臨界性の検討等が報告された。一度事故を起こすとその跡始末にいかにも莫大な努力が費やされるかを痛感した。

最期に、臨界安全においても実験解析は言う迄もなく Best Estimate を与えるような手法で行われるが、一方安全審査等で用いられる Handbook においては、常に安全側の結果を与える手法が要求される。臨界安全における炉物理の目標は、この違いをなくすことであるが、現状では両者をまだ区別して考えねばならぬのではないかと感じた。

<国際会議報告 2>

臨界安全国際セミナーの印象記

佐原工 松延廣幸

昨年10月下旬に東京の郵便貯金会館で開催された臨界安全国際セミナー(*International Seminar on Nuclear Criticality Safety*)の印象に就ての寄稿依頼が東大の中沢先生よりあり、お引受けはしたものと、セミナー開催より約2ヶ月半も経ったので、その印象も可成り薄らいで了っています。そこで、もう一度 *Proceedings* をめくり、私が出席したセッションの印象を思い出したり下記のような拙文に纏めてみました。御笑覧頂ければ幸甚です。

今回のセミナーで先ず予想外であったのは、参加者が非常に多かった事である。私の先入観では、臨界安全の分野およびこれに関与している関係者の数は、もっと小さなものと云うイメージであった。しかし実際に幕が開かれてみると、海外から40名、国内から約110名、計150名と云う盛況であった。特に国内に於ては若い人の参加が非常に多かった事が強く印象的であった。しかしよく考えてみれば、核物質の存在する所には必ず臨界安全の問題がつきまとうわけであるから、学会的な分類は兎も角として、関係又は関心のある人の数が多いのは当然かもしれない。

私が今回のセミナーで一番期待していた事は、再処理施設の実機の設計に関する臨界安全解析の話である。中でも使用済燃料の受入時における燃焼度の同定、溶解槽(固形燃料と溶解した燃料とが混在する)の体系のモデル化、およびFPによる中性子吸収効果の考慮に就て、海外ではどのように取扱っているかと云う点である。しかし残念な事に、実機に関係した臨界安全解析又はその測定の話は1件も無かった。少くとも米、英、佛の3ヶ国では今迄の実績から考えても可成りの経験があると思われるが、矢張り

此等の問題は *know-how* に属するのであろうか。そうであれば日本としては、今後原研の NUCEF 等の施設によって経験を積むしか方法は無いであろう。但し、上記の使用済燃料、燃焼度、FPの効果に一部関連する発表としては、Session 5.3 (*Criticality Parameters of Burned Fuel*) で日、米、佛より夫々1件ずつ発表があった。しかし、その内容は米国の場合、使用済燃料の貯蔵・輸送用カスクの臨界性に関するものでFPの考慮に関しては否定的、又フランスの場合は始めからFPは考慮せず、燃焼に伴う *fissile* および *fertile* の組成変化のみを対象にしたものであった。これに対して日本は再処理プラントを対象として、19核種のFPを考慮し、且つ、燃焼度に依存した中性子吸収断面積を使用して解析したものであった。この成果が実機設計に反映される事を期待したい。

再処理以外に目を向けてみると、Session 2.2 (*Partial Moderation Effects*) で興味ある発表が3件あった。これは私自身が以前から関心を持っていた問題でもあったのだが、減速材である水の密度が $1g/cc$ より小さくなると、 k_{eff} もこれに伴って減少する。しかし水の密度が $0.2g/cc$ 位から更に小さくなると、 k_{eff} は逆に増加し、密度が $0.05g/cc$ 位で最大となる(即ちピークが現れる)現象で、一般にこれを k_{eff} の第2ピークと呼んでいる。これに就て米国より1件(計算)日本より2件(計算および実験)の発表があったが、第2ピークが現れる位置(水の密度)は日米共に殆ど同じで $0.05g/cc$ であったのには少なからず驚いた。又、強い注目を集めたのは米国の発表であった。米国は KENO-N コードと PDQ-7 コードとを使用して計算しているが、水の密度が $1.0 \sim 0.4g/cc$ の範囲では両コード共殆ど完全に同じ値(k_{eff})を出しているのに、密度が $0.4 \sim 0g/cc$ の範囲では著いずれを示しており、第2ピークに於ては KENO-N コードによる k_{eff} の値は、PDQ-7 コードによる値の $1.5 \sim 2.0$ 倍に達している。何故このようなずれが生ずるのか、その原因究明に関しては何の説明もなかったが、唯一つ気に

注) * : 何れも LWR 新燃料貯蔵に関する臨界安全問題

なったのは、日本では臨界安全解析の常套手段として、KENO-IVコードが大きな信頼性をもって使用されているが、米国ではどうもそうでは無いらしいと云う点である。示されたグラフ(21×38 inch array)では密度が1.0 g/ccで k_{eff} が0.9強なのに対し、第2ピクでは k_{eff} が約1.05となっており、この1をオーバーする事が信用出来ない理由のようである。確かに日本でもKENO-IVコードの結果は大きく出過ぎると云う話を時々聞くが、この問題は使用コードによる結果のずれの問題と共に、日本でも至急再検討する必要があるように思う。

次にSession 2.3 (Validation of Calculation Models and Benchmark Studies)も非常に興味深いセッションであった。ベンチマーク解析は核データや原子炉の核設計の分野でも昔から盛んに使用されている検証手段であるが、このセッションの場合はタイトルの通り、計算モデルの妥当性を検証する為のベンチマーク解析が主であった。この中に唯1件、イタリーの発表でJEF-1 (Joint Evaluated File)から作成した219群中性子断面積の検証の為のベンチマーク解析があったが、これは核データの立場から非常に関心のある話であった。又、此等のベンチマーク解析に使用されている計算コードおよび核データライブラリに関しては、各国で独自のものが使用されているが、何れも日本でもなじみの深いものが多い。此等の計算コードおよび核データライブラリによる解析結果がこのセッションで発表され、測定値とどの程度の一致が得られるかを示された。非常に参考になる話が多かったが、唯、計算結果が測定値から可成りずれた場合、その原因究明に関する説明と討議とが充分ではなかったのが残念である。

計算値が測定値からずれる原因としては(今、測定値は正しいと仮定して)、実体系のモデル化の誤差、計算コードが有する誤差(拡散理論、輸送理論、モンテカルロ計算等の手法の差、およびエネルギー群数、空間メッシュの切り方およびメッシュ数等に基づく)、

そして核データライブラリの有する誤差の三つが主要なものとして挙げられる。今回の発表では計算コードの違い、或いは核データライブラリの違いは一切気にせず、単に計算手法やモデル化の妥当性の検証のみを目標にして議論が展開された感がある。勿論、これも大事な事であるが、計算コードおよび核データライブラリに就ても信頼し得る測定データに基づいてベンチマーク解析を実施し、夫々の誤差評価をする事が肝要であり、今後の課題であると思う。上記3種類の誤差が明確になれば、現在、臨界安全で問題になっている k_{eff} の上限値(この値以下であれば実体系は必ず未臨界になる)も、もっと根拠のある値が得られるのではないかと思う。

実験に関しては私は全くの素人であり、その内容に就てコメントする事は出来ないが、今回のセミナーに於ても臨界又は未臨界実験に関する発表が多数あった。又、LANLのPruvost氏が会場で配布したLA-10860-MS (TID-7028の改訂版)には多量のデータが収集されている。更に今迄に原研で収集したデータも相当な数にのぼると聞いている。勿論、此等のデータの間には可成りの重複があるかもしれないが、量が豊富な事は確かである。そこで、専門家によって此等のデータの中からベンチマーク解析に適した *most reliable* なデータを選出してもらえると、核データライブラリの信頼性を検証するのに大変有効である。と云うのは熱領域～共鳴領域の核データライブラリのベンチマーク解析を行うのに必要な軽水炉関係のベンチマーク実験が高速炉関係と比較して意外に少い為である。この方法で選定された *most reliable* な核データライブラリを使用して、上で述べた計算コードの信頼性および精度の検証を実施する事を提案したい。尚、核データの信頼性検証に臨界安全のデータを使用する試みは、既に昨年より原研に於てJENDL-3Tに対して実施されている事をここに附記しておきたい。

この稿を終るに当たって、今回のセミナーを予想以上の盛会に導いた委員長始め事務局の方々、およびプログラム委員の方々の並々ならぬ御努力と御苦労に対して、心より感謝の意を表します。

<研究室だより 1 >

東京工業大学・原子炉工学研究所

東工大・原子炉研で炉物理関係の研究を行っているのは炉物理講座の北沢研（北沢助教授，井頭助手）と関本研（関本助教授）及び共通講座の播磨助手です。学生数は北沢研がD1-1名，M2-2名，M1-3名，関本研がD2-1名，M2-2名，M1-1名，4年-1名，外国人研究生-1名となっています。研究が専門的に分化し原則としてグループは独立して研究を進めていますが，必要な時は協力体制をとり，特にコンパやハイキングといった時には一体となって動いています。以下にこれらのグループの最近の活動を簡単に紹介させていただきますが，更に御関心のある方は今年（1987年）発行された原子炉研要覧の創立30周年記念号をご覧くださいとよいかもしれません。

北沢研では中性子，荷電粒子及び電磁波と物質との相互作用に関する物理現象を微視的・巨視的立場から研究し，これらの成果を原子炉工学，核融合工学及び放射線計測技術へ応用することを目標に次のような研究を続けています。①大きな換算中性子幅をもった共鳴における中性子捕獲反応，②非分離共鳴領域の中性子捕獲ガンマ線スペクトルに見られるピグミーE1共鳴，③原子力エネルギー開発のための高精度原子核データ，④偏極中性子による原子核反応の研究，⑤高エネルギー陽子加速器による核燃料増殖及び放射性廃棄物の消滅処理のための原子核データ。

播磨助手は彼女の提案したガンマ線透過に関する再生係数の近似式（GP法）の有効性が広く認められるところとなり，米国や日本の共同研究者とともに再生係数の改良に取り組んでいます。

関本研ではかつての核融合中性子工学実験も続けてはいますが，更に新しいテーマの模索に力を入れています。次回の原子力学会が東工大であるということで学生達も沢山投稿しました。タイトルを並べると関本研での研究内容のおおよそが浮かび上がってくると思いますので以下に並べておきます。①燃料放出型安全原子炉の概念，②1群中性子拡散方程式の固有値問題に対する前処理つき共役勾配法の適用，③2次計画法にもとづくアンフォールディングコードの開発，④Thサイクル及びUサイクルを用いた高温ガス炉の固有安全特性の比較，⑤超ウラン元素の中性子核データ評価，⑥コンパクト核融合炉（CFAR）におけるブランケット及びスーパーヒーターの概念設計，⑦黒鉛減速ガス冷却高中性子束炉の設計研究

先に紹介した要覧に1986年までの5年間の研究業績がのっています。関連する部分を参考資料として次ページにのせておきます。 （文責：関本博）

研究業績

以下に、この5年間に学術雑誌に発表された主な研究論文を紹介し、研究業績の申身をかいまみていただく次第である。なお、紙面の都合上、国際会議、国内学会等の予稿集、著書、解説、科研報告書、研究所報、等は除いてある。

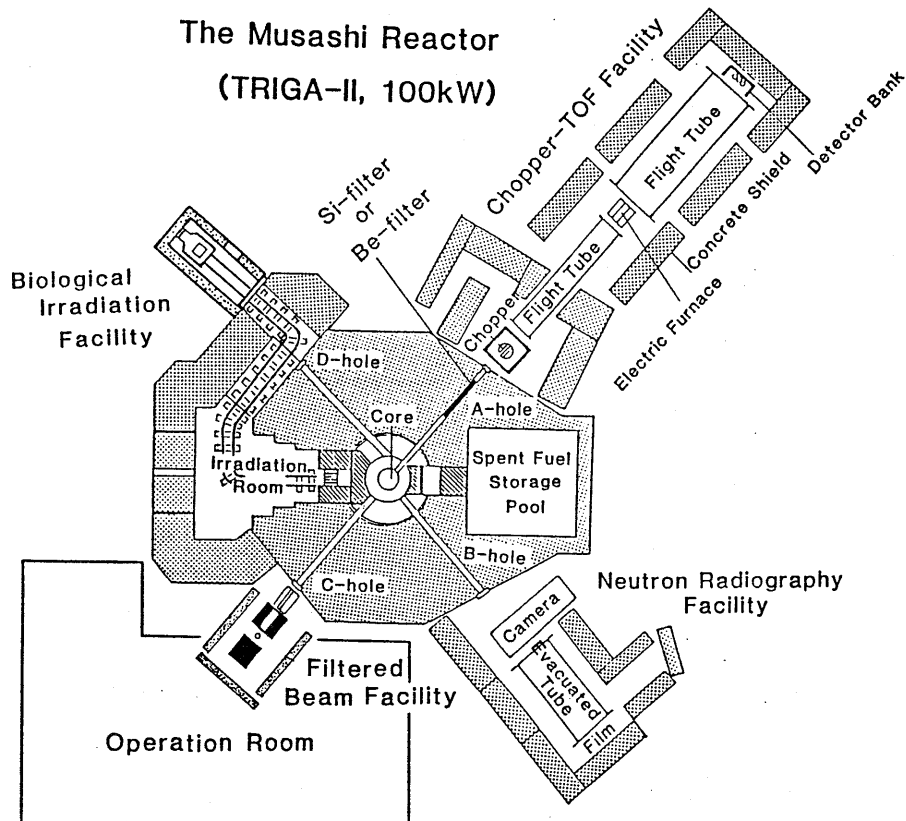
1. Calculation of Gamma-Ray Production Cross Sections at Neutron Energies of 1~20 MeV, *J. Nucl. Sci. Tech.*, **20**, [4] 273 (1983), H. Kitazawa, Y. Harima, M. Kawai, H. Yamakoshi, Y. Sano, T. Kobayashi.
2. keV-Neutron Capture in Cesium-133, Gold-197 and Tantalum-181, *J. Nucl. Sci. Tech.*, **20**, [10] 797 (1983), N. Yamamuro, M. Igashira, T. Sekiya, H. Shirayanagi.
3. Gamma Rays from 27.7 keV s-Wave Neutron Resonance Capture by ⁵⁶Fe, *Phys. Rev.*, **C29**, 345 (1984), H. Komano, M. Igashira, M. Shimizu, H. Kitazawa.
4. Polarized Neutron Capture on ¹³C, *Phys. Rev.*, **C31**, 1125 (1985), M.C. Wright, H. Kitazawa, N.R. Roberson, H.R. Weller, M. Jensen, D.R. Tilley.
5. γ -Ray Transitions Following p-Wave Neutron Resonance Capture and Off-Resonance Capture by ²⁸Si, *Nucl. Phys.*, **A452**, 205 (1986), M. Shimizu, M. Igashira, K. Terazu, H. Kitazawa.
6. A Heavy Shield for the Gamma-Ray Detector Used in Fast Neutron Experiments, *Nucl. Instr. and Meth. in Physics Research*, **A245**, 432 (1986), M. Igashira, H. Kitazawa, N. Yamamuro.
7. Systematics of the Pygmy Resonance in keV Neutron Capture γ -Ray Spectra of Nuclei with $N \approx 82-126$, *Nucl. Phys.*, **A457**, 301 (1986), M. Igashira, H. Kitazawa, M. Shimizu, H. Komano, Y. Yamamuro.
8. Particle-Vibrator Coupling Model Calculation of Partial Radiative Widths for p_{3/2}-Wave Neutron Resonance on ²⁸Si, *Nucl. Phys.*, **A464**, 61 (1987), H. Kitazawa, M. Ohgo, T. Uchiyama, M. Igashira.
9. Unfolding Methods with the Prior Knowledge and Integral Data of Neutron Spectrum, *Nucl. Sci. Eng.*, **80**, 101 (1982), H. Sekimoto, N. Yamamuro.
10. The Perturbation Produced in the Neutron Spectrum of an Assembly by a Spectrometer, *Nucl. Sci. Eng.*, **80**, 407 (1982), H. Sekimoto, M. Ohtsuka, N. Yamamuro.
11. Some Characteristics of a Miniature Neutron Spectrometer, *Nucl. Instr. and Meth.*, **227**, 146 (1984), H. Sekimoto, K. Oishi, K. Hojo, T. Hojo.
12. An Unfolding Method Leading to a Positive Solution Only, *Nucl. Instr. and Meth.*, **228**, 129 (1984), H. Sekimoto.
13. Fast Neutron Spectrum in Lithium Fluoride Pile with D-T Neutron Source, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **22**, 28 (1985), D. Lee, H. Sekimoto, N. Yamamuro.
14. Fast Neutron Spectrum Generated in Graphite Pile with D-T Neutron Source, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **22**, 174 (1985), H. Sekimoto, K. Hojo, T. Hojo.
15. A Simple Facility to Measure the Scalar Neutron Spectrum in an Assembly, *Nucl. Instr. and Meth.*, **A234**, 148 (1985), H. Sekimoto, K. Hojo, T. Hojo, K. Oishi.
16. Integral Experiments in a 120-cm Lithium Sphere, *Fusion Technol.*, **8**, 1491 (1985), K. Sugiyama, K. Kanda, S. Iwasaki, M. Nakazawa, H. Hashikura, T. Iguchi, H. Sekimoto, S. Itoh, K. Sumita, A. Takahashi, J. Yamamoto.
17. Measurement and Calculation of Fast-Neutron Spectra in Water, Graphite and Lithium Fluoride Assemblies with a D-T Neutron Source, *J. Nucl. Mater.*, **133**, 882 (1985), H. Sekimoto, D. Lee, K. Hojo, T. Hojo, K. Oishi, T. Noura, M. Ohtsuka, N. Yamamuro.
18. Fast Neutron Spectrum in Water with a Deuterium-Tritium Neutron Source, *Nucl. Sci. Eng.*, **91**, 359 (1985), H. Sekimoto, K. Oishi, T. Hojo, K. Hojo.
19. Scalar Fast Neutron Spectra in Graphite-Reflected Lithium Fluoride Pile with D-T Neutron Source, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **23**, 381 (1986), H. Sekimoto, D. Lee.
20. Spectral Covariance Associated with the Monte Carlo Method, *Nucl. Sci. Eng.*, **94**, 277 (1986), H. Sekimoto.
21. An approximation of Gamma-Ray Buildup Factors by Modified Geometrical Progression, *Nucl. Sci. Eng.*, **83**, 299 (1983), Y. Harima.
22. An Approximation of Gamma-Ray Buildup Factors for Two-Layer Shields, *Nucl. Sci. Eng.*, **85**, 45 (1983), Y. Harima.
23. A Study of Buildup Factors, Angular and Energy Distributions at Small Distances from Three Source Geometries-Plane Isotropic, Point Isotropic, and Plane Normal-for Low-Energy Gamma-Ray Incidence on Water, *Nucl. Sci. Eng.*, **90**, 165 (1985), Y. Harima, S. Tanaka.
24. Three-Dimensional Neutron Streaming Analysis Using the Monte Carlo Coupling Technique in a Medical Irradiation Room of the Musashi Reactor: Comparison with Experiments, *Nucl. Technol.*, **71**, 617 (1985), Y. Harima, K. Ueki, O. Aizawa.
25. Validity of the Geometric-Progression Formula in Approximating Gamma-Ray Buildup Factors, *Nucl. Sci. Eng.*, **94**, 24 (1986), Y. Harima, Y. Sakamoto, S. Tanaka, M. Kawai.

< 研究室だより 2 >

武蔵工業大学 大学院原子力工学専攻 原子炉工学研究室

本学の原子力研究所には学部を持たない大学院原子力工学専攻修士課程が昭和56年度に設置された。学部を持たない大学院は私学では非常にユニークで、全国に3つしか存在しないときいている。本専攻には5つの研究室が存在するが、そのうち炉物理関係の研究室が原子炉工学研究室であって、創設当時は武田栄一教授が担当されたが、現在は相沢乙彦教授、松本哲男助手、青木くみ子技術員と修士2名、学部4年生4名の合計9名の研究室である。

研究テーマは主に原子炉の水平実験孔を利用したビーム実験とその解析である。下図に本学原子炉の水平断面図を示すが、A、B、C、Dの4つの水平実験孔がある。



現在、A実験孔にはチョッパー・TOF実験装置が設置されており、本年度は主に液体試料の中性子全断面積の測定を重点的に行っているが、来年度は角度依存散乱スペクトル測定を計画している。

また、B実験孔では中性子ラジオグラフィーの適応性の拡大に関する研究が行われている。本年度はCR-39フィルムを用いた高速中性子ラジオグラフィーと、中性子TVを利用したコンピュータモグラフィー実験を重点的に行っている。また、C実験孔では原子炉フィルタービームの応用実験が行われており、本年度は熱中性子領域でシリコンフィルターを用いた捕獲 γ 線測定法の確立に関する研究を重点的に行っている。次に、照射室では医療照射時のオンライン線量測定法の開発研究が進められており、これまでPN-Si検出器やBGO検出器を利用したオンライン検出器の開発を行ってきた。その他のテーマとしては、原子炉炉心特性の測定と解析を行っており、本年度は原子炉出力較正法に関する基礎的研究を行っている。

尚、本研究室で行っているビーム実験については、1987年10月19日～23日にフランスのグルノーブルで開催された「多目的研究炉の利用に関する国際シンポジウム」で“Utilization of the Low-Power Musashi Reactor — Multi-purpose Beam-Experiments — (IAEA-SM-300/010)”という題で発表した。

(相沢 記)

<研究室だより 3>

電子技術総合研究所における中性子標準研究の最近の動向

放射線計測研究室 工藤勝久

早いもので筑波へ移転してから約8年が経過しました。研究活動も過渡期の混乱した状況からどうにか抜け出し、安定期にさしかかっています。単色中性子の発生源であるペルトロン加速器(4MV)に加えて、コッククロフト型加速器も2年計画で改造を実施しており、RFイオン源にディオプラズマトロンイオン源を加えてd+T中性子源強度の増強を図っています。以下に最近の主な活動および文献を列挙しました。

(1) 中性子標準研究

1978~84年に渡り14標準研究所が参加して実施された ^{252}Cf 中性子源の国際相互比較において、電総研の結果は、最適値からのズレが0.06%と非常に満足できるものであり、今後の標準供給の高精度化が確認出来た。

IAEAの標準反応断面積である $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$ および $^{56}\text{Fe}(n, p)^{56}\text{Mn}$ 断面積を14~20MeVエネルギー範囲で精密測定した。一方、

$^{115}\text{In}(n, \gamma)^{116\text{m}}\text{In}$ 反応断面積を144および565keVで測定した。

また、現在 $^{27}\text{Al}(n, p)^{27}\text{Mg}$ 断面積を測定中である。

以前から問題になっていた反跳陽子型中性子検出器の水素含有量についての考察をNE213液体シンチレータについて行った。その結果、同じサイズのシンチレータでも水素原子数密度に違いがある可能性が指摘された。また、ポリエチレンの水素原子数密度について従来化学量論的な値を用いてきたが、系統的な化学分析により水素含有量の不確かさの程度を明らかにした。

標準場における直接中性子線以外の寄生中性子、 γ 線および荷電粒子の定量は最も重要な問題の一つであるが、d+T中性子場においてトリチウムの放射性崩壊で生成される ^3He 原子核と加速された重水素による $^3\text{He}(d, p)^4\text{He}$ 反応による高速陽子が裸の個体飛跡検出器等へ重大な影響を与える事を発見した。

d+T中性子標準場の高精度化と、中性子平均エネルギーおよびエネルギースペクトルの測定を行っている。

(2) 外国標準研究所との協力研究

1982~83年に、西ドイツ連邦物理工学研究所(PTB)においてNE213液体シンチレータのレスポンス関数測定および相互比較を実施した。

1985年、米国国立標準局(NBS)において ^{252}Cf 、重水減速 ^{252}Cf 線源および電子線加速器を用いた中性子源による ^3He 比例計数管およびNE213検出器の校正を行った。

1986年、 ^{235}U および ^{238}U 核分裂計数管を仲介検出器とする単色中性子フルエンス(0.144、0.565、5.0、14.6MeV)の国際相互比較に参加した。現在結果の解析が英国のHarwell研究所で行われている。

1981年からd+T中性子場の平均エネルギーに関する国際相互比較が継続して実施されている。Zr/Nb比放射化法だけでは相互比較の結果をうまく説明出来ず、 ^3He 比例計数管による比較を検討中である。

1986年12月に先進国のコロポ計画に基づく韓国への専門家派遣プログラムにより、韓国標準研究所において中性子放出率測定 of 技術指導を行った。マンガバス法は、放射線および放射能測定、化学分析、データ解析技術などの広範に渡る技術が要求されるが、今回はデータ解析と補正因子計算を中心とした指導を行った。

(3) 最近の主な文献

K.Kudo and G.Dietze;"Cross Sections of $^{12}\text{C}(n, \alpha)^9\text{Be}$ and $^{12}\text{C}(n, n'3\alpha)$ Reactions at Neutron Energies from 10.2MeV to 11MeV", Bull. Electrotech. Lab., 49, 23(1985).

K.Kudo, T.Michikawa and T.Kinoshita;"Contribution of Fast Protons Produced by $^3\text{He}(d, p)^4\text{He}$ Reactions in the Neutron Field of a T(d, n) ^4He Source", Nucl. Instr. Meth., B12, 135(1985).

Y.Hino, T.Michikawa, T.Kinoshita and K.Kudo;" $^{115}\text{In}(n, \gamma)^{116\text{m}}\text{In}$ Reaction in Connection with the International Intercomparison of Fast Neutron Fluence Standards", Bull. Electrotech. Lab., 49(10), (1985).

工藤勝久;" Cf-252中性子源放出率の国際相互比較の結果", 日本原子力学会誌, 27(9), 830(1985).

K.Kudo, T.Michikawa and T.Kinoshita;"Measurements of Contaminated d+D Neutron Fields by Using a ^3He Proportional Counter", Nucl. Instr. Meth., A249, 339(1986).

K.Kudo et al.;"Cross Section Measurements of $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$ and $^{56}\text{Fe}(n, p)^{56}\text{Mn}$ Reactions for Neutron Energies between 14.0 and 19.9MeV", J. Nucl. Sci. Technol., 24, 684(1987).

工藤勝久;"反跳陽子型中性子検出器の水素含有量についての考察", 日本原子力学会誌, 29(10), 891(1987).

< 研究室だより 4 >

(財) エネルギー総合工学研究所
(The Institute of Applied Energy)
プロジェクト試験研究部、エネルギー技術情報センター

はじめに

当研究所(所長:山本寛、東京大学名誉教授)は、昭和53年4月に「エネルギーの開発、供給、利用等に関する諸問題について技術的側面から総合的に研究を行い、その成果の普及に努めることにより、エネルギー技術の確立、向上を図るとともにエネルギーの合理的な開発、安定な供給ならびに適正な利用等に寄与し、国民の健全な発展に貢献することを目的として設立された産官学を結ぶ中立的シ

プロジェクト試験研究部、エネルギー技術情報センター

研究部および情報センターでは、現在、30名(プロパー:7名、出向者:電力、ガス、石油、電機、建設、鉱業、エンジニアリング会社等)がエネルギーの利用に係わる社会経済や技術の長期展望をとらねばならないデータや方法論を整理していくと調査研究を行っており、このエネ

< 研究室だより 5 >

清水建設㈱技術研究所 先端技術研究部放射線グループ

我々のグループは、昭和59年に放射線グループという建設会社らしい(?)名前で、以前からありました施工研究部という建設会社らしい名前の部から独立し現在に至っております。メンバーは、研究員3名(1名は現在米国 PPPL へ出向中)、研究補助員の3名にグループリーダー1名のこじんまりしたグループですが、建設会社の研究所の原子力関係部門ということで、原子力とか放射線という名のつくものに関しては全てに対応していくことが日常の業務となっています。そういう業務とは別に自主研究を進めているわけですが、今回はその中でも現在取り組んでいる主な研究の紹介をさせていただきます。我々の研究は主として原子力関係施設の施設側から見た安全性、経済性、などに関する研究が中心となっています。また、現在のところ大規模なホットの実験施設を所内に保有しておりませんので、実験に関しては各研究機関や大学の御世話になっています。

1.核融合ニュートロニクス関係

(1)核融合炉材の遮蔽能及び放射化量に関する研究(原研との共同研究)

実験は日本原子力研究所核融合炉物理研究室(FNS)で行っています。遮蔽に関しては核融合施設の遮蔽材であるコンクリートや鉄などを対象とし、バルク体系内の反応率分布及び中性子スペクトル測定を行っています。この研究は、主として各種断面ライブラリーの検証を行い遮蔽設計へのフィードバックを目的とした研究です。また、実際の施設で必ず問題となるストリーミングについても、実験を行い解析との比較を進めています。放射化については、核融合炉材の14MeV付近の放射化断面積の精度よい測定を行い、データの整備を進めています。さらに、体系の照射実験を行いここで得られた放射化断面積の検証を行うとともに、放射化量の評価のための計算コードの精度の検討も行っています。

(主要参考文献)

- ・K.Oishi, et al.; "Analyses of Neutron Spectra in Concrete Cylindrical Assembly Irradiated by D-T Neutrons," JAERI-M 87-126, 1987
- ・Y.Ikeda, et al.; "A Program of Activation Cross Section Measurements on Fusion Reactor Structural Components for 14 MeV Neutrons Using FNS Facility," JAERI-M 87-025, 1987
- ・K.Oishi, et al.; "Experiment and Analysis of Induced Activities in Concrete Irradiated by 14-MeV Neutrons," Fusion Technol., vol.10, Nov. 1986
- ・大石, 他; 14MeV中性子によるコンクリート体系内放射化測定, 原子力学会「昭61年秋の大会」

予稿集

(2)中性子計測に関する研究(米国 PPPL に於ける研究)

プリンストンプラズマ物理学研究所のTFTRに於いて中性子計測を行っています。ここでは、Delayed neutron counting system を使い、主にプラズマ電流のスキャン、NBI パワースキャンなどの計測を進めています。また、 $^{115}\text{In}(n, 2n)$ 及び $^{63}\text{Cu}(n, 2n)$ 反応を利用した1MeVのtritonのburn up ratioの測定も同時に行っています。どちらかというところプラズマ側の研究ですが、実炉に近いトカマクを用いたプラズマ計測技術の向上という点で貴重なデータが多く得られています。また線源特性を把握するという点から今後の設計に大きく役立つものと思われる。

(主要参考文献)

- ・T.Saito, et al.; "Delayed Neutron Counting System for TFTR Plasma Neutron Source Yield Measurement," Annual Fall Meeting of Nuclear Physics, 1987
- ・T.Saito, et al.; "Delayed Neutron Counting System and Activation Foils for TFTR"

Neutron Source Determination," Twenty-Ninth Annual meeting, Division of Plasma Physics, PPPL, Nov 2-6, 1987

2. γ 線の補償遮蔽設計手法に関する研究(船研との共同研究)

γ 線遮蔽壁を対象に原研JRR-4に於いて、直ダクト、一回屈曲ダクト及びスリット等の遮蔽欠損部における補償遮蔽の手法の研究を行っています。放射線取扱い施設の遮蔽設計で最も取り扱いにくい問題は、遮蔽壁に組み込まれた種々のダクトから漏洩する放射線量の評価とその低減対策です。ダクトに関する遮蔽解析法については、簡易計算及びモンテカルロコード等の詳細計算に関する多くの研究が発表されていますが、ダクト等の遮蔽欠損部による遮蔽性能の低下を補うために遮蔽壁内に組み込む補償遮蔽に関する研究は、ほとんど行われていません。この設計法では、ダクト出口から線源を直視しない配置を対象として、ダクト出口部及びその周辺の線量率をバルク遮蔽壁の場合の線量率と同程度になるように補償遮蔽形状を決定することを目的としています。特長は、 γ 線エネルギーに依存せず補償遮蔽形状を決定できることと、狭隘な場所にも設置可能なように遮蔽壁厚を変えずに壁内に組み込むことです。またその形状の決定では、施工のし易さにも配慮しております。補償遮蔽体の材料を鉄とした場合のダクト形状に対する設計例について実験を行い、設計手法の妥当性を確認しております。この成果は、ホットラボラトリーや再処理施設の遮蔽設計に役立つと期待しています。

(主要参考文献)

- ・沼田, 他; 1回屈曲コンクリートダクトの γ 線遮蔽実験と解析, 原子力学会「昭62年会」要旨集
- ・山路, 沼田, 斉藤; 直ダクト付き γ 線遮蔽用コンクリート壁に組み込む補償遮蔽体の設計手法及び線量率分布の測定と解析, 日本原子力学会誌, vol. 29, No. 6, 1987
- ・S. Numata, et al.; "Shielding Experiment for Gamma-ray Streaming through a Two-legged Concrete Duct and Analysis by Single Scattering Method", J. Nucl. Sci. and Tech., to be published

3. トリチウムのコンクリート材料中への浸透機構の研究(名大プラズマ研との協力研究)

原研3号炉の解体撤去工事の汚染事前調査において、空気中に存在するトリチウム水蒸気が壁や床のコンクリート中へ浸透していることが判明したのをきっかけに、トリチウム汚染コンクリートの除染方法及び浸透メカニズムの研究を行っています。原子炉(特に重水炉)や再処理施設では環境への放出規制に対応して、燃料体や冷却水中に生成したトリチウムの蓄積量が増加しています。また将来建設される核融合実験施設においても、現在の取扱い量に比べはるかに大量のトリチウムが使用されます。これらの施設におけるトリチウムの安全取扱いの問題は多様ですが、つまるところ施設から環境への放出を極力少なくすることが最重要課題であります。我々の研究は、建屋のコンクリート壁を環境への最終バリアとしてとらえ、コンクリート中のトリチウムの挙動を明らかにすることにより、トリチウム取扱い施設の環境安全性に関する設計基準の明確化を目的としています。既に今までに、実験的にトリチウムの浸透現象を確認し、加熱によるトリチウム除染方法を考案いたしました。今後は、浸透メカニズムの解明に注力して研究を進めていく予定であります。浸透メカニズムの解明は、建屋外への漏洩量とコンクリート中のインベントリーの評価には不可欠であるとともに、施設の廃止措置や核融合施設でのトリチウム放出事故時の回収除去のコストとその所要時間に関する考察にとっても重要です。

(主要参考文献)

- ・斉藤, 大石他; コンクリートのトリチウム(HTO)の浸透, 原子力学会「昭58分科会」予稿集
- ・沼田, 斉藤他; コンクリートのトリチウムの浸透に関する実験的研究(I)セメント固化体に含まれる水の存在状態の弁別, 原子力学会「昭61分科会」予稿集

(大石 記)

<研究室だより 6>

NAIG 総合研究所 (炉物理研究の一面)

NAIG は炉物理の理論研究では長い歴史と数々の武勳を
 持ち、研究上の幾つかのピークも作ってきたと思っている。この
 10 年間は古典的な意味での炉物理研究は減っているが、世界的
 にもそうであるように、炉物理境界の拡がりも著しい。最適化、
 CAE, AI, 流動・構造解析、量子工学等にも、アプローチの仕方によって
 炉物理研究が数学とコンピュータの強腕をふるっている。そういう訳で
 研究室紹介のヒントを合せにいろいろで、核データの研究・開発を中心と
 して雑感も交えつつ雰囲気を紹介させて頂きたい。

NAIG では原研に先立つこと数年前、1970 年代初めに核データ
 センターが作られた。これは、当時は高速炉設計が華やかであり、
 軽水炉も外国の技術提携の情報だけでは不足であることが判り、技術
 部隊から研究所へ、それこそおんがた、この感じで年間に 20-30 件も
 核データの要求があったためである。その後も商賈(余りお金にならないこと
 が多いため)は結構繁盛している。メンバーもパートタイムから、学会、研究会で
 御存知のように一騎当千の豪華メンバーである。年齢スペクトルも 20-60 才
 台にフラットに分布している。(但しこの 2 年程でおじい御先祖様は、
 御先祖様は新化石とはなった。(脚注参照))

この核データセンターの特徴は、核データのメーカーであると同時にユーザー
 であることであり、この点は諸外国にも余り例を見ないユニークさと思
 っている。研究所の河井所長は原子核実験者であつたし又心情的に純粋自然派
 なので、核データを作ることは神を恐れぬ工業といふまけであるが、それ程悪
 いことはしていない。ただ、必要に応じて乱数で核データを発生させる事
 があるので所長はいろいろ憤慨するのである。話しは変わるがこの所アクティ
 一家を消滅処理する理論殺し屋を始めた。殺しのテクニックの基礎として
 核データを含むデータベースの知識が大変必要であることを感じている。ポアンカレ
 が力学は物理学におけるにかわりのようなものであると云ったことであるが、
 核データも又領域の拡がった炉物理に対して、稍狭いながらもにかわりの役割を
 もっているとするのは云い過ぎであるか。

注) 20 でアサヒ、25 でおじい、30 で御先祖様、40 以上はすべて化石(ヤング語録より)。

《事務局だより》

☆ 第19回炉物理夏期セミナー(伊豆)の会計報告 (62年8月終了時)

収入 (円)	1,205,200	(内訳) 参加費 172,000 テキスト代 42,000 宿泊費(会場費を含む。)645,700 昼食代 112,000 コンバ代 63,500 学会助成金 100,000 広告料 70,000
支出 (円)	1,158,645	(内訳) テキスト印刷費 155,200 講師交通費 40,000 講師謝礼 60,000 宿泊費(会場費を含む。)678,000 昼食代 118,000 コンバ代 87,750 雑費 19,695
残金(円)	46,555	古橋基金に繰り入れ。

なお、黒字になった主な理由は、テキスト印刷代が安く済んだこと、講師の方を少数にして、1件あたりの講演内容を充実させる方針をとったため、講師交通費/謝礼が軽減できたことなどにあります。

☆ 次期(昭和63年度)の幹事機関は、九州大学にお願いすることになりました。

☆ 本年度(62年度)運営委員

委員長 仁科浩二郎 副委員長 金子義彦
委員 中沢正治、岡芳明、相沢乙彦、工藤和彦、関本博

《編集後記》

本誌の編集は、昨年10月末頃から着手したにもかかわらず、担当者の不手際(怠慢?)により大幅に刊行が遅れましたことを、まずはお詫び申し上げます。近年、炉物理研究の分野において新展開が切望される中、本誌記事の節々には、古典的炉物理から現代炉物理へ脱皮していくための数多くのヒントが示唆されているように思います。特に、炉物理研究の先達にあたる先生方の達文には考えさせられるところが多く、まさに「温故知新」という言葉にピッタリの感があります。このように、本誌が単なる研究上の情報交換だけでなく、幅広い意見交換の場として積極的に活用されるならば、炉物理研究の新しい方向性を見出すための大きな一助となる気がしました。

最後になりましたが、お忙しいところ快く原稿執筆をお引き受け下さいました方々に、心よりお礼申し上げます。(井口/中沢 記)

昭和62年度中間収支報告

(昭62.4.1~63.1.31)

収 入		備 考
前年度繰越金	1,039,262	(含古橋基金 257,473円)
会 費	164,500	
夏期セミナーテキスト売上げ	55,900	2,000円×26冊, 送料 3,900円 (52,000円は古橋基金へ)
第19回夏期セミナー残金	46,555	古橋基金へ返戻
合 計	1,306,217	

支 出		備 考
会 議 費	17,040	第40回総会
通 信 費	22,580	「会報」「ニュース」等, 発送費
ニ ュ ー ス 印 刷 費	27,860	No.7 250部, No.8 250部
雑 印 刷 費	2,960	コピー代
合 計	70,440	

残高 1,235,777円 (62年度補助金50,000円含まず)

(古橋基金収支報告)

(昭52.11.1~63.1.31)

収 入		支 出	
52.11.1 「夏の学校」テキスト立替金 戻入 (第13~17回)	500,000	「夏の学校」テキスト補助 (第11, 12回)	450,000
第16回「夏の学校」残金	188,800	「夏の学校」補助 (第13, 15回)	117,800
第17回「夏期セミナー」残金	29,370		
第19回「夏期セミナー」残金	8,548		
「夏期セミナー」テキスト売上げ	46,555		
	52,000		
合 計	825,273	合 計	567,800

残高 257,473円

「炉物理連絡会」会員名簿

(計214名)

(1988年2月10日現在, ○印は新入会員)

<p>比大 -5名-</p> <p>秋本正 小川雄一 鬼柳善明 成田正邦 松本高明</p> <p>北海道自動車短大 -1名-</p> <p>小澤保知</p> <p>▲前大 -1名-</p> <p>葛西峯夫</p> <p>▲北大 -6名-</p> <p>○岩崎智彦 ○北村正晴 ○梶山一典 ○馬場護 平川直弘 本多毅</p> <p>埼玉工大 -1名-</p> <p>関口晃</p> <p>東大 -5名-</p> <p>岡芳明 小佐古敏荘 近藤駿介 都甲泰正 中沢正治</p> <p>東工大名誉教授 -1名-</p> <p>武田栄一</p> <p>東工大 -3名-</p> <p>井頭政之 北沢日出男 関本博</p> <p>東海大 -8名-</p> <p>安成弘 石田正次 清瀬量平 黒田義輝 阪元重康</p>	<p>砂子克彦 永瀬慎一郎 中土井昭三</p> <p>武蔵工大 -2名-</p> <p>相沢乙彦 松本哲男</p> <p>早大 -1名-</p> <p>並木美喜雄</p> <p>名大 -14名-</p> <p>○安達悟志 伊藤只行 ○長壁正樹 ○加藤敏郎 ○須田憲司 ○立松篤洋 中野佳洋 仁科浩二郎 橋本憲吾 平野靖 増川史洋 ○松村和彦 ○本山聡宏 山根義宏</p> <p>岐阜大 -1名-</p> <p>岸田邦治</p> <p>京大 -4名-</p> <p>小林啓祐 秦和夫 西原宏 森島信弘</p> <p>京大原研 -2名-</p> <p>吉川栄和 若林二郎</p> <p>京大炉 -18名-</p> <p>市原千博 宇津呂雄彦 海老沢徹治 神田啓治郎 木村逸郎 小林捷平</p>	<p>小林圭二 古林徹 代谷誠治 中込良広 西原英晃 林脩平 林正俊 藤田薫 三澤嘉一郎 米田憲司 米林賢二</p> <p>阪大 -5名-</p> <p>住田健二 関谷全人 高橋亮一 竹田敏毅 錦織毅夫</p> <p>近畿大 -6名-</p> <p>小川喜弘 柴田俊一 柴辻良夫 堀部治太郎 水本良彦</p> <p>帝国女子短大 -1名-</p> <p>堀江淳之助</p> <p>神船大 -1名-</p> <p>中島雅</p> <p>九大 -7名-</p> <p>石橋健二 大沢孝明 大田正男 片瀬彬 ○神田幸則 工藤和彦 中島秀紀</p> <p>中央医療技専 -1名-</p> <p>百田珠樹</p>	<p>原研 -44名-</p> <p>秋濃藤義 朝岡卓見 飯島進 池田裕二郎 石黒幸雄 伊勢武治 板垣正文 大井川宏之隆 大杉俊誠 大岡嶋成晃 金子野郁夫 神菊池康一 黒五藤頼男 後藤林岩夫 小近藤育朗 笹本隆一 新杉暉夫 関野秀機 ○高田次邑吉 田中橋敬一郎 中川正幸 中田宏勝 中野正文 中原康明 中村知夫 能沢正雄 平岡徹洋 前川祥次郎 松浦谷浩彦 三向山武貴 森安野武彦 山根誠哉 山吉田弘幸</p>	<p>動燃 -8名-</p> <p>飯島一敬 倉重哲雄 三田敏男 白方敬章 野本昭二 古橋晃夫 宮脇良夫 望月恵一</p> <p>原子力安全委員会 -1名-</p> <p>大山彰</p> <p>原子力安全技術センター -1名-</p> <p>天野文雄</p> <p>船研 -2名-</p> <p>伊従功清 竹内清</p> <p>電総研 -1名-</p> <p>工藤勝久</p> <p>原工試 -4名-</p> <p>駒田正興 桜井淳暢 芳賀暢昭 平田昭</p> <p>防衛庁 -1名-</p> <p>佐久間雄平</p> <p>エネ総研 -3名-</p> <p>大塚益比古 谷口武俊 松井一秋</p> <p>原子力データセンター -1名-</p> <p>藤村統一郎</p> <p>原電 -2名-</p> <p>武田充司 立花昭</p>
---	--	---	--	--

中部電力 - 2名-	CSK - 1名-	NAIG - 9名-	日立 - 6名-	○田原義寿
金井英次	田中健一	青木克忠	秋山雅胤	弘田実弥
村田尚之		飯島俊吾	大西忠博	渡海親衛
	清水建説 - 1名-	植田精	金沢信博	
東京電力 - 2名-	大石晃嗣	亀井孝信	瑞慶覧篤	三菱電機 - 1名-
尾野昌之		黒沢文夫	丸山博見	路次安憲
○渡邊史紀	情報数理研 - 1名-	角山茂章	三木一克	
	○磯野彬	野村孜		ANL - 1名-
アイエスエル - 1名-		水田宏	日立造船 - 1名-	丁政晴
真下昇司	住原工 - 1名-	門田一雄	山田毅	
	松延広幸			その他 - 1名-
石川島播磨 - 1名-		日本システム - 1名-	フジタ工業 - 1名-	八谷雅典
大村博志	CRC - 1名-	○大谷晋司	石川敏夫	
	角谷浩享			
川崎重工 - 1名-		日本情報サービス - 1名-	富士電機 - 1名-	
田中義久	東芝 - 1名-		中村久	
	深井佑造	桂木学		
京燃工 - 3名-			三井造船 - 1名-	
青木一彦	東芝プラント建設	ニュークリアデータ	伊藤大一郎	
川本忠男	- 1名-	- 1名-		
森正明	山中武	小机わかえ	MAPI - 6名-	
			荒木勉	
ニベック - 2名-	ナサック - 1名-	間組 - 1名-	駒野康男	
片岡巖	梅田健太郎	原明久	千田康英	
小林節雄				

炉物理連絡会の概要

(1968年4月)

1. 趣意 原子力研究の最近の進歩は誠に目ざましいものがあり、本学会の責任もますます大きくなってきた。また、とくに原子力研究においては、諸外国との交流がきわめて重要なものとなってきた。このような情勢に対処するためには、まず、国内における研究者間の十分な情報交換や連絡・調整が大切である。この点については、従来わが国の原子力研究体制の進展があまりに急であったため、必ずしも適当な現状にあるとはいえない。かねて炉物理関係研究者の間において、約2年前より4回にわたる“炉物理研究国内体制のインフォーマルミーティング”を初め、いろいろの機会をとらえて、意見の交換が重ねられた結果、本学会内に常置的な組織を設け、その活動を通じてこれらの問題を解決して行くべきであるという方針により、この連絡会が設置された。

2. 事業 国内における炉物理研究者間の相互連絡、調整の役割りを果たすため、年間約6回連絡会報として、『炉物理』（B5判オフセット印刷20～30頁）を編集刊行する。『炉物理』はオリジナルペーパーの前段階としての報告・発表、検出器・試験装置など研究に関する情報交換、研究を進める上で必要な各種の意見発表および討論等を活発に行う

ためのもので、さらに、関連するニュースをも含ませまた諸外国からのインフォメーションも伝わるように努める。（別途に（季刊）炉物理連絡会ニュースを発行）また、春秋に総会を開催し、討論会・夏の学校なども計画して、学会行事として実施する。

3. 対象 対象とする専門分野の範囲は、つぎのとおり。

- ① 原子力の基礎としての核物理
- ② “ ” 中性子物理
- ③ 原子炉理論
- ④ “ ” 実験
- ⑤ “ ” 核計算（Burnup Physics を含む）
- ⑥ “ ” 動特性
- ⑦ 原子炉遮蔽
- ⑧ 関連する計測
- ⑨ その他の関連分野

（たとえば、エネルギー変換の基礎反応）

4. 運営 委員長1名・副委員長1名・委員若干名により組織される運営委員会が行う。（任期1年）

5. 連絡会員 本連絡会に加入する本会会員は、氏名・専門分野・所属・連絡先を明記して書面で事務局へ申込み、連絡会費を前金で納付する。なお、前金切れと同時に失格する。