

炉物理の研究

(第 16 号)

1973年12月

雑 感	柴田 俊一.....	1
特集「高速炉物理国際シンポジウム」		2
菅米地顕, 弘田実弥, 古橋 晃, 瑞慶覧篤, 大竹 巖 飯島 勉, 松岡謙一, 桂木 学, 木村逸郎, 飯島俊吾 岩城利夫, 平田実穂		
日米原子力工学教育セミナーの感想	仁科浩二郎.....	28
西独およびベネルツクス諸国における 高速炉物理研究の近況	東原 義治.....	35
核融合炉インフォーマルミーティングに出席して	古橋 晃.....	42
中性子導管について	岡本 朴.....	45
炉中性子利用研究専門委員会講演要旨		51
1. 冷中性子について	井上 和彦	
2. 冷減速材における中性子パルスの減衰	秋本 正 住田 健二	
3. 冷減速材の炉物理	井上 和彦 宇津呂雄彦, 大友 詔雄 藤田 薫頭, 阿知和紀郎	
4. 軽水-天然ウラン非均質体系における熱中性子スペクトルの測定	金子 義彦	
5. 結晶性媒質における時間依存熱中性子スペクトルの測定	藤田 薫頭	
6. 飛行時間法による角度熱中性子スペクトル測定における Reentrant holeの効果	秋濃 藤義	
〈研究室だより〉		72
京大炉「中性子断面積」短期研究会		26
前号の訂正		44
炉物理連絡会々員の入退会および勤務先変更		50
炉物理連絡会第12回総会の報告		88
◇ 編集後記 ◇		89

日本原子力学会
炉物理連絡会



雑 感

京大原子炉

柴田俊一

先頃石油化学プラントの事故が相ついで起こった。私達はこれを他山の石として、十分な反省が必要であると考えている。

テレビのニュース解説の受け売りだが、これらの事故の典型的なものは大体次のように要約できる。まず、プラントの指示計器への配管に設けた弁を、修理とか校正などのために用い切り、運転再開の際開くのを忘れた。運転を再開して、計器の指示の異常に気がつき、一たん運転を停止して査検し、弁の開鎖を発見して、これを正常に開き、運転を再開したが、その後は計算機の判断にお任せ切った。計算機は正常に働いていたが途中停止と、少時間後の運転再開という過渡的現象に対して正確に判断し得なかった。人間、機械が単能化し、総合的判断を欠いた。その他いくらかルールに従わなかった点があった……などである。

このような事故原因についてよく考えて見ると、究極的には、人間が最も重要な要因であることを痛感する。計算機の判断が妥当でなかったのも結局は人間が作ったプログラムが不十分であったからである。炉物理の専門家としての皆さんは、このような事象は他人ごとのような気持ちで見えておられるかも知れないが、もはやそういう時代は過ぎた。科学者、技術者は、互に協力し、一致して事にあたらねばならない時代に来ている。ある人間の小さな怠惰がとりかえしのつかぬような大きな事故をひき起こすというようなことは、今後ますます増えてくると思われる。もし幾人かの当事者のうち1人でも、もう一步深く考えて行動していたら事故は防げられたかも知れぬという後悔はいつも聞かれることである。そのような努力は労多くして報われることは少ないがしかし、これからの時代を生き延びてゆく人達に一樣に課せられた義務であるとも言える。他人に責任を転嫁するばかりで絶えず批判者にならうとするようでは破たんは目に見えている。

どの国でも一流の炉物理研究者は、機会があれば、その力を新型炉の設計において発揮し、自からその存在価値を高める努力をしている。動物園の猛獣は見かけは立派だし、弱い動物がオリの中に入ろうものなら、たるところにやっつけるに違いない。しかし、自由な空間でえものをとるわけにはいかない。私達は、自からをこのような立場においこんではならない。いまの社会は有能な首をせまい空間に閉じこめておくほどのゆとりはない。

特集 「高速炉物理国際シンポジウム」

(1) はしがき

去る10月16日から19日まで、東京の高輪プリンスホテルで高速炉の炉物理に関する国際シンポジウムが開催され、成功裡に幕を閉じた。この国際会議は、IAEAの高速炉ワークショップ(IWGFR)からの提案を受けて、今般我国で開催されたものである。そして日本原子力研究所と動燃事業団が共催、科学技術庁、日本原子力産業会議、原子力学会が後援、前記のIWGFRが技術協力をするとする形で開催された。

この会議開催の背景には、高速炉の炉物理に関する国際会議が、こ暫く開かれておらず、一方高速増殖炉の開発は周知のように既に原型炉時代に入りつつあり、ソ連のBN-350やフランスのPhenixが臨界に到達する等、開発の新しい時代を迎えつつあるという事情がある。従ってこの会議開催の目的は、この分野の最近の情報の交換を行い、高速炉物理の技術の現状を認識すると同時に、今後の課題をも明らかにする事をねらいとしたものである。

この会議の各国の口答発表論文数及び参加者数は別表に示す通りである。但しここでは国際協同論文は口答発表者の国のものに数えてある。またこの会議の日程を下の表に示す。これらの各々の技術セッションについての印象を種々の方々にお願ひして書いていただいたので以下に載せる事とする。

動燃 若米地 顕

高速炉物理国際シンポジウム日程

日 時		(会場：東京・高輪プリンスホテル)	
		A 会 場	B 会 場
10月16日 (火)	9.00	開 会	
	12.55	(I) 各国の開発計画	
	14.30	(II) 原子炉での物理実験	
17日 (水)	9.00	(III A) 臨界装置での実験(1)	9.00 (III B) 核データ
	12.30		12.10
	14.00	(IV A) 臨界装置での実験(2)	14.00 (IV B) 数値および解析法
	17.40		17.50

18日 (木)	9.00	(VA) 計算方法とデータ	9.00	(VB) 中性子スペクトルと反応度 係数
	12.30		12.10	
	14.00	(MA) 炉 設 計 (1)	14.00	(VB) 臨界装置での実験(3)
	17.20		16.40	
19日 (金)	9.00	(VI) 炉 設 計 (2)		
	13.00	閉 会		
22日 (月)	午後	(見 学 会) 日本原子力研究所 (高速炉臨界実験装置「FCA」など) 東大原子力工学研究施設 (高速中性子源炉「弥生」)		
23日 (火)	午前	動燃事業団大洗工学センター (高速実験炉「常陽」, Na施設など)		

国 名	論 文 数	出 席 者 数	
ベ ル ギ ー	3	1	1 編は西ドイツと共同論文
フ ラ ン ス	7	3	
西 ド イ ツ	6	5	
東 ド イ ツ	—	1	1 編はイスラエルと共同論文 1 編は英仏と共同論文
イ タ リ ヤ	5	3	
オ ラ ン ダ	1	2	
ス エ ー デ ン	—	1	
英 国	14	8	6 編は MOZART 日英協同論文
米 国	10	12	
ソ 連	10	5	
国 際 機 関	—	3	
日 本	16	113	
	72	157	国際協同論文 9 編

注 : 口頭発表なし ソ 連 2 編
 イ ス ラ エ ル 2 編

(2) セッション (I) 各国の南発計画

本セッションでは7つの招待論文の発表があり、議長は武田先生であった。

まず、フランスのBussac氏がPHENIX炉は来る8月31日に臨界を達成し、臨界量は予測値とかなりよい一致を示したこと、フルトニウム高次同位元素の断面積に関する研究が進められていること、カタラッシュ多群断面積セットが積分データにより修正されたこと、さらに、過去2年間で1200 MWeの商用SUPER PHENIXプラントに関して研究がなされて来たが、出力分布が主要な問題であることなどを述べた。

ついで、西ドイツのFischer氏が発表を行った。西ドイツはベネルクス3国と密接な協力のもとに研究を行っており、高速増殖原型炉SNR-300の南発に主な努力が向けられてきたが、1978年臨界の予定でその建設が南発された。微分断面積の測定と評価活動はKEDAKファイルと多群断面積の改良に向けられている。ZDSの3Dリシセス、モンテカルロ炉心動特性およびセルコードの改良が過去数年の間に実現され、現在はモジュラーコードシステムの完成と事故解析コードの南発に主として努力されている。SNEAKでは一連のSNR炉組成における出力分布、制御棒値、ナトリウムボイド効果を中心として研究が進められている。

イタリアについては、断面積測定と評価および多群ライブラリーの作成と積分データによる修正が行なわれている。高速中性子束試験炉PECの設計に促進して多くの計算がなされてきたが、燃焼度、反応度係数、安全棒値などの計算法に確信を得る為努力している。積分実験については、現在は高速中性子源炉TAPIROが唯一の装置であるが、ポロニアのPB炉を高速-熱結合型に変更しつつあり、構造材の捕獲断面積の測定が計画されている。

我国については東原氏により「常陽」の建設が1975年始めの臨界を目指して進められていること、「もんじゆ」の設計を支援する為モジュール計画が実施されたこと、FCAにおいてもその模擬実験が行なわれていること、核データの評価と多群断面積の処理法の改良コード南発の現状などが報告された。

イギリスについてはCampbell氏から原型炉PFRおよび商用炉CFRの核特性予測の現状が発表された。積分データによる断面積の修正によって大型フルトニウム燃料高速炉のCentral propertiesの予測は確信を持ちうるようになった。しかし、distributed propertiesとくに出力分布は均一な燃料組成の系に対しても充分には予測できず、フルトニウムの規模の実験が必要であると述べた。Singularityのある炉心における特殊な核分裂計数管による出力分布のオンライン表示や、CFRの燃料装荷変更時における臨界未満度のモニターの必要性を指摘した。

アメリカはHannum氏が発表を行った。ENDF/B Version IVが来年始めに完成する予定であるが、核分裂生成物関係、と発生と輸送などが拡張されており、誤差ファイルが附いている。計算法の南発に関しては、解析シークエンスの部品コードをより進歩したものに置換することに努力されている。積分実験については、臨界実験ベンチマークとして実証プラント規模のゾーン集合体実験が行なわれてきたが、ベンチマーク仕様と結果の国際的な交換がお互にとって利益があるだろうことを指摘した。

最後に、ソ連について Orlov 氏から最初の高速商用動力炉 BN-350 が起動したこと、一連の高速炉原子力発電所の基礎データを得る為 BN-600 が建設中との報告ののち、高速度炉物理の研究のカーベイがなされた。核計算は断面積について得られた情報を考慮した新しい Version のおび群セットに基づき、拡散近似を主として行なわれている。実験的研究は BFS-1, BFS-2, COBRA, BR-1 などの装置で行なわれている。BN-350 の零出力時の臨界性は予測値と 1% 以内で一致し、安全および補正棒価値は計算値と 10% 以上は異ならなかったとのことであった。

他々の発表の主要な点は上記のようなものであるが、セッション全体の印象としては、まず原型炉級の炉が稼動を始めた国の発表はやはり迫力が違ったことである。その点は高速度増殖炉の増殖比が問題となり、その予測値と予測精度に質疑が集中した点である。とくにソ連は熱中性子炉からのフルトニウムを使用して年間増殖率が 9~10% (倍增時間 6~8 年) の高速度炉を目標としているのが注目された。その点はヨーロッパ諸国間の情報交換は密接でありむしろ我が国の感がある。それに較べ我が国はやはり遅い国であるということであった。

原研 弘田 実弥

(3) セッション (II) 原子炉での炉物理実験

本記事が企画されていることを知らず、締切り直前になって急に執筆を依頼されたのと、シンポジウム当日は「弥生」の論文発表が無事に済むよう気をとられており、それが終わった後は、いわば流れて聞いていたし、もとより英語力もないので、記事にする程の記憶を持っていないというのが正直な告白です。このセッションは運転中の高速度炉についての炉物理測定の話で、日米各工の他は、ソ連、フランス、ベルギー各1で話したが、後4者の英語には訛りがあり、特にソ連の人の話は全くと言っていい程聞きとれませんでした。それやこれやで、連絡会の諸兄の参考になるような話は書けないので、全く申し訳ない次第です。

最初のはベルギーの論文であったが、これは Enrico Fermi 炉についてのものである。内容は、各種変数(制御棒位置、出力、温度等)の測定値によって、オンラインに各時点での理論的反応度を計算しておき、一方出力の時間変動率から実験的反応度を刻々出しておいて、両者の差である異常反応度を連続モニターしようというもので、我国で JRR-4 で行なわれた異常検知の実験に似たようなものである。筆者はいずれがより進んでいるのか論評する力はないが、この論文では、制御棒の人為的引抜きに対する応答から反応度係数を出そうとしているようだったから、少し目標が違うのかも知れない。

日本のは「弥生」における炉物理実験で、論文には種々の実験項目を盛りておいたが、他の発表と異なり研究炉の話であったし、口頭発表の若林先生が非定常運転の話に限られたので、過渡応答減衰振動の実験グラフに質問がいくつか出たにだけ、あまり人の関心を引かなかったようだ。しかし後日の東海での見学会の時は、さすがに一般の見学者とは違っ

て、炉体よりは実験項目についての意向を多く浴びせられ、急には細かい内容は英語が口に出ず、答えるのに苦勞したので、興味がなくはなかつたのであろう。弱つたのは、各ビームホールに定置的な実験器材がとりついていないことを指摘され、出力が低く、カロリーホール等二・三の実験孔にのみ需要が集中するので、その都度着脱せざるを得ず、よって炉室が空いているのだと弁解したが、よくは通じなかつたようだ。W.Y. Katoが研究炉を抱えて行く苦勞は判りませよと、握手してくれたのが救いであつた。

アメリカのはEBR-IIでの実験で、EBR-IIは材料・燃料の照射装置になっているらしい。実験はその為にかなりの装荷変更などが行なわれた為、反応率分布や、反応率比などをとり直したもののようで、非均質な装荷などを細かく論じていたようだが、筆者にはあまり興味がなかつた。何か、劣化ウランペレットに代えて鉄反射体を用いたとか、ガンマ線の線量測定もしたとか云っているようだった。あとは制御棒落下など急激な反応度変化に対する応答など、「弥生」のようなことをやっているらしい。

フランスのはPhenixのスタートアップ時の測定の話で、出席者は皆相当注目していたらしいが、筆者個人としては、むしろ午前のレビューセッションで出、また最終日にも話の出た1200MWe大型炉Super-Phenixの方に興味があつた。この日のPhenixのスタートアップの方の話は、型の如く標準的な炉物理測定を順次やっていたが、制御棒フーズその他の反応度効果に力がはいつていたようである。何か臨界量は予測値とよく合つたということが身に残っているように思う。

ソ連からはBOR-60とBN-800のふたつの炉について別々に発表があつた。内容およびその水準は、上述のような次第で筆者には殆んど分らなかつた。ただ印象に残っているのは、このセッションに限らず、常にソ連の人が立つと意向が依然多くなることと、やはり他のセッションのことだつたかと思うが、ソ連の大型炉の設計では増殖比が非常に良く(1.6位)、酸化物燃料でも10年以下の倍增時間がとれるというので、意向が集中していたことである。これは炉心中の燃料体積比を大きくとる為可能となるらしいが、フランスが大型炉でも増殖比は1.24位で、倍增時間は当初30年位、努力しても15年位と答えていたのと対照的であつた。

以上、おぼつかない参列記で大変失礼しました。

東大 古橋 晃

(4) セッション(ⅢA)臨界装置での実験(イ)

このSessionは発表論文8件中7件までがMIZARTプロジェクトの成果発表であり、その7件中6件が日本と英国の共同発表、残り1件は日本国内も機関によるMIZART実験解析の成果報告であつた。MIZART以外の1件はフランスのレビュー論文であつた。そこでMIZART関係とそれ以外に分けて発表論文の概略を述べることにする。

(イ) MIZART関係の発表論文

MIZART (MOJZU Zebra Assembly React Test) は日本と英国による高速増殖原

型炉「もんじゅ」の模擬臨界実験に関する共同研究である。発表論文は臨界実験の結果とその実験解析の成果報告である。MOZARTの実験・解析結果が世にでる最初の機会であっただけに米国をはじめ欧三者の関心は予想以上に高かった。

Campbell 達の論文を引用して MOZART 臨界実験の概略を述べ、ついで実験解析の結果にふれていく。臨界集合体は MZA, MZB, MZC の三つのカテゴリーに分かれているが、個々の集合体に関して詳細に述べることはやめ、どんな体系で、何を目的に組まれたかという点に重点を置き、実験項目を列挙する。

MZA

高速原型炉「もんじゅ」の外側炉心の組成を模擬した領域炉心であり、炉心直至封高さ比物 かがほぼ 1.0 に近い。体積約 550l の Pu 炉心 (300kg Pu^{239}) と天然ウラン・フランケットをもつ円筒炉心である。この集合体は断面積の修正や積分量計算法の研究を目的としたクリーン炉心である。

実験項目

- 1) 臨界量
- 2) 中心反応率比
- 3) 反応率分布 - バックリング k_{eff} の測定の為に Al, Ni の反応率も含む。
- 4) 中心物質反応度値
- 5) Na ボイド反応度
- 6) 中性子スペクトル - proton recoil, Li^6 double-scint., T.O.F.

MZB

MZB は「もんじゅ」クリーン炉心を模擬した領域炉心で、主に空間分布 (反応率分布, Na ボイド等) の測定を目的としたものである。MZB はフランケットの組成によって MZB-1 (Nat. $\text{UO}_2 + \text{Na}$, Sector) MZB-2 (Dep. $\text{UO}_2 + \text{Na}$, Sector), MZB-3 (Nat. U metal + Na + C) の三つに分けられている。炉心体積は約 1,800l で、794 kg Pu^{239} を装荷したクリーン炉心である。

実験項目

- 1) 臨界量
- 2) 中心反応率比
- 3) 反応率分布 - 半至方向および軸方向
- 4) 中心物質反応度値
- 5) 物質反応度値の空間分布 - 特殊アセンブリーによる炉心中心, 内・外側炉心境界, 炉心・フランケット境界での測定。それ以外にフランケットにおけるPu蓄積効果の実験がある。
- 6) Na ボイド反応度 - 炉心中心及び半至方向4点。Zebra 板状燃料とピン状燃料要素におけるボイド反応度の比較
- 7) 燃料熔融・蒸気爆発実験
- 8) 反応度スケール実験

9) 遮蔽実験

MZC

MZCはMZB炉心に「もんじゅ」の模擬制御棒を挿入した体系であり、制御棒価値に関する実験主目的である。模擬制御棒は最大4本まで挿入され、制御棒価値は臨界法によって測定した。従って制御棒の挿入本数によって臨界量が変化する。外側炉心に燃料要素を追加して臨界にしておき、最大約100本の追加がおこなわれた。

クラスター型制御棒の非均質効果の計算手法の開発をめざして、制御棒価値の実験に加えて制御棒内の吸収体中における反応率分布の測定がおこなわれた。

実験解析及び問題点

英国におけるMIZART実験解析は2,000群断面積ライブラリ-FGL5と多領域セル計算コードMURALを用いておこなわれた。一方日本では各機関のABBN型26群断面積セルと S_n 及び積分型輸送計算コードを用いてセル平均断面積を計算している。以下何れの積分量に関する解析結果から主な結論と問題点をまとめる。

実効増倍率 k_{eff}

FGL5/MURALによる k_{eff} のC/E値は $1.0006 \pm 0.11\%$ (MZA), $1.0010 \pm 0.10\%$ (MZB)であり、実験誤差の範囲内でよく一致している。

実験誤差の成分のうち炉燃料の組成と寸法の不確かさによる誤差が $\pm 0.05\%$ で最も大きく、次いで遮管中性子データの不確かさとなっている。

中心反応率比

実験値と計算値の一致は全般的によいが、例外として F_0/F_1 , F_1/F_9 および C_0/F_9 があり、それぞれ3%, 6%, 1.6%のずれを示している。このうち要求精度(target accuracy)を満足しないものは C_0/F_9 であり、要求精度(0.7%)の約2倍の誤差($C/E = X \pm E$ のとき、誤差 $1/(1-X) \pm E$)をもっている C_0/F_9 の精度をあげるためには熱中性子断面積の信頼度を高めRu239 fission chamberの絶対校正(absolute calibration)の必要性がとりあげられている。

反応率分布

MZA及びMZBの反応率分布を溜と分裂計数管を用いて詳細に測定した。その結果軸方向分布に有意な非対称性が認められた。特にMZBの場合に大きい。非対称性はMZAでは上部に位置するZebra制御棒のB/O吸収体による中性子束の歪みから生じており、MZBでは炉心内における燃料板の非対称配列によるものである。

FGL5/MURALによる反応率分布の計算値と測定値間には有意な差がある。特にブランケット境界(MZB-3)における溜による F_0 (U_{238} の核分裂反応率分布)の測定値に対して計算値は約20%の過大評価になっている。この不一致の度合いが溜と分裂計数管で異なっていることを考え合わせると、主な原因として考えられるのはブランケット内の非均質性が満足に計算されていない事によるのであろう。

MZB-3のブランケット内における反応率分布計算値の実験値からのずれ $\frac{C-E}{E}(\%)$ を代表的な3点について示すと、

フランケット	Foil			Chamber	
	C8	F8	F5	F9	F0
最内側	-5.8 ± 1.1	-8.7 ± 3.5	-0.2 ± 3.3	-11.7 ± 0.8	+5.7 ± 1.6
中央	-2.7 ± 0.6	+1.9 ± 3.3	+2.6 ± 3.2	-3.6 ± 0.6	+3.4 ± 1.3
最外側	-3.7 ± 0.9	+20.2 ± 2.3	1.7 ± 0.9	-1.5 ± 0.7	+2.5 ± 0.9

Na ボイド反応度

FGLとMURALによるNa ボイド反応度の計算値は比較的よく一致しており、日本の計算結果と大きく異なる点である。特に中心ボイド—non leakage term—の計算値・実験値間の一致はMZA及びMZAともにより、これはadjustにより作成されたFGLとセットの信頼度の高さと200群セル計算(MURAL)の妥当性をうらづいているように思われる。

中心から離れた場所でのNa ボイド反応度に関してでは洩れの項(Leakage term)の計算に若干問題がある。MZAを例にとると軸方向の洩れが過大評価され、半至方向の洩れが過小評価されている傾向がある。改良法のひとつとしてセル計算コードMURALに拡散係数の異方性をとり入れることが考えられている。

ピンとプレートとのちがいによるNaボイド反応度の計算値と実験値の比較では、ピン状燃料からのボイドでは non-leakage term 及び軸方向の洩れが正しく評価されているがプレート燃料では上に述べたように軸方向と半至方向がそれぞれ過大・過小評価になっている。

炉心中心でボイド体積を漸次増していった場合の ρ/E 値の変化を見ると、ボイド体積が1要素、4要素、9要素の場合の ρ/E 値はそれぞれ 0.8 ± 0.1 , 0.8 ± 0.03 , 0.92 ± 0.01 となり、非線形性が見られる。これは non-leakage term のちがいによるものであり、9本以上になった場合の ρ/E がどう動くかは今回の問題点として残されている。

Na ボイド反応度の計算と実験における加算性を比較してみるとピン燃料では炉心部は1要素全体(炉心+フランケット)に対して加算性が成り立っているが、プレート燃料要素に対しては炉心部のみに対して加算性があり、要素全体に対しては計算値と実験値の加算性に大きな差がある。これも軸方向の洩れの計算値に問題があるらしい。

制御棒価値

拡散計算を用いた基準計算値に対して補正項をかけた最終値をえているものは日本と同じである。但し補正因子の計算法・大きさをとりおろしていきとまりがないからここでは結論だけを簡単にのべておく。

最終的な ρ/E 値はNa, BN(天然B制御棒), B80(80%濃縮制御棒)に対してそれぞれ1.03, 0.99, 1.05である。即ちFGLとMURALを用いた制御棒価値の計算精度は $\pm 5\%$ である。 ρ/E 値が制御棒のB濃縮度に依存していることは今後の問題点の一つとして残っている。同様の問題は日本側の解析でも指摘されており、目下検討中である。

(2) MOZART 以外の発表論文

フランスの高速炉物理に関するレビュー論文が報告されており、その中では cell Neutron

balance法に関する問題が中心にとりあげられている。詳細の内容は原論文をみていただくことにして割愛する。

動燃FBR 端慶崑 篤

(5) セッション(ⅢB)核データ

このセッションは「核データ」という題目で行なわれたが、発表された論文内容は、むしろ炉定数に近く、セッション(ⅣA)のいくつかの論文と似かよった内容のものもあった。最初の論文(B1)は、米国BNL核データセンターで作成が行なわれてきた評価核データファイル(ENDF)について、その構成、作業機構等についての話で、特に目新しい話はない。現在ENDF/BについてはVersion 4を作成中でHannum氏の話では、Version 3の熱領域のデータが悪かったので変更しているということであったがPearlsteinあるいはBlock氏は、これとは異なる話をしていたのでよくは分からない。Version 4では実験誤差又は信頼限界値がファイルに導入されるそうである。米国では積分データが核データ評価のバックアップ情報として使用されているので、この英英圏等とは利用方法が異なり、これに関してRowland氏の長い質問(?)があり、これに対する応酬はセッション(ⅣA)でPearlstein氏よりあった。

続く論文(B2)、(B3)はイタリーの積分データによる核データ修正の話で(B2)はLSQ修正法について特にシステムティック・エラーの有無をカーチする方法を取っており、積分データにこのエラーが混在している場合には、LSQ修正法は無意味であると結論している。(B3)は(B2)の方法でENDF/B-3を核データ修正の基本として修正を行なっている。この確率的な手法を用いて核データを修正する方法は現在かなり一般的になら、現在迄にこの方法によって得た普遍的な知識はほとんどない。この論文でも b_{c28} 、 b_{m28} の修正等以前に単純な方法で推定された結果を出しているにすぎない。現在の状態を打開するには、より進んだ統計的手法(断面積の取扱いも含めて)を開発する以外にはない。

(B4)、(B2b)は、それぞれ日本およびオランダの核分裂生成物(FP)の高速炉炉心定数を作成作業の成果であるが、日本の話はより核データ側に寄り、話の主体はオランダの話は断面積の積分測定とその修正という話であった。日本の場合、実験値がバックアップとして無いのが残念であったがオランダとの情報交流もあつたのでこの欠陥は今後補われるであろう。オランダではこの測定計画は全て終了、以後実験は行われないとのものであるがZPPRでもFP断面積の積分測定が行なわれるとの計画があり、フランスでも高速炉心での測定が行われる予定がある。

(B5)、(B10)、(B6)はイスラエルの論文であるが、中東戦争の為発表者に予定されていたYiftahが来られず、(B5)についてはドイツのFischer氏の代表があつたに過ぎない。この論文は、P-240、241、242のデータ評価の話であり、Block氏よりRPJでP-240のcapture、P-241のfission cross section等の測定が最近行なわれたとのコメントがあつた。Higher P_n核種の断面積評価作業は、今後の高速炉開発にとり、重要なテーマの

1つである。

富士電機 大竹 巖

(b) セッション(IVA) Experiments with Critical Facilities (2)

本セッションでは午前中のセッションⅢ-Aに引き継いで各国における臨界実験装置による実験および解析について7件(米口1, 日本2, ソ連2, 仏1, 英仏共同1)の報告と討論が行われた。Ⅲ-Aでの主としてMOZART計画に関する日英共同の総合発表に比して、米, ソ, 仏, 日, 等各国夫々の臨界実験についての行き方, 考え方の特徴がよく現われた発表が多く, 興味深いものであった。以下に各論文の概要と特徴, 全体の印象等について述べる。

A-22 U.S. Fast Integral Experiments Program. (米, 発表者 W. Y. Kato)

これは米国における高速炉臨界実験関係の総合報告である。ANLのZPR-6, -9, ZPPRによるデモサイズベンチマーク実験, MITのフランケット実験装置(BTF)による実験, CFRMF (Aerogel Nuclear) による実際の分裂生成物を用いた積分断面積の測定, TSF (ORNL) による遮蔽実験等について報告が行われた。ZPPR Assy3では制御棒の干渉効果やそれの出力分布への影響に研究の重点がおかれている。一般的に云って, k_{eff} , 出力分布, 反応率に関しては実験-計画値間の一致はほぼ満足すべきものであるが, 大型マルチニウム炉のナトリウムボイド効果, フルトニウム高次同位元素の反応度, 出力分布, 制御棒効果への影響, 制御棒配置による出力分布の歪, 中心反応度値等については多くの問題が残っているとしている。

A-23 Recent Progress in Fast Integral Experiment and Analysis at FCA (日本, 発表者 J. Hirota)

FCAにおける最近の実験および解析についていくつかのトピックスに重点をおいて報告が行われた。未知炉心の臨界性を実験値にもとづく外挿によって求めようとする密度係数法が紹介された。Pu-U 酸化物燃料-ナトリウム冷却大型高速炉心に関するかぎりほとんどすべての炉心はVI-1集合体で測定された密度係数の適用範囲内にあり, 例として6倍以上も炉心体積の大きいZPR-6 Assy7の臨界量が精度よく求められることが示された。

次に, VI-1, VI-2 集合体で行われたナトリウムボイド効果に関する実験とそれのAGLI/DDYCシステムによる解析結果について詳細な報告が行われた。又, VI-1, VI-2はMONJUの部分モックアップ系であるが, フルモックアップ系であるMOZART計画のMZ-A, MZ-Bでの実験値との相関が論じられた。

A-24 Use of Integral Experiments to Improve Neutron Propagation and Gamma Heating Calculations. (仏, J. Bussac)

これは, 炉心の外側の鉄-ナトリウム領域での中性子伝播と, 炉心フランケット領域でのガンマ-ヒータシンの予測精度向上の為に行なった実験の報告である。

HARMONIEを中性子源として鉄-ナトリウム体系(体積比鉄100%からナトリウム100%まで数種類)中の中性子スペクトル, 空間分布を種々の放射化箱やプロトンリコイルスペクトロメータで測定し, 計算法, 核データを評価している. 大型炉の典型的な組成に対しては実験-計算値間の一致はほぼ満足すべきものであるが, 純粋の鉄系についてはエネルギー群構造のより詳細な取扱が必要であるとしている. これらの実験結果を用いて, 炉心物質に対して行なっていると同様な最小自乗フィットによる断面積の修正を行なっている.

ガンマヒーティングに関してはMASURCA およびSNEAKにおいて電離箱およびTLIDを用いて炉心およびブランケット中のガンマ線量を測定し計算値と比較している. 炉心では一致が良くブランケットでは30~40%の差がみられ, これは主としてガンマ線生成断面積(捕獲ガンマ線, 非弾性散乱)の不確かさによるものとしている.

A-25 Investigation of the BN-600 Reactor Model at the BFS-2 (17連, Y.A. Kazanski)
オプティクス研究所の臨界実験装置BFS-2による高速原型炉BN-600の一連のモックアップ実験の報告である. BFS-2は直径約5m, 高さ約3mの縦型の大型臨界実験装置で, 不銹鋼チューブ(5mmφ, 1mm厚)に種々の燃料, 模擬物質のペレットを填め角棒手の上に組み立てて炉心を構成している. BN-600は酸化ウラン燃料を用いた領域炉心(~2000l, U-235 約1.6トン)である. BFSではナトリウムの代わりにアルミを用いている. クリーン炉心から, BN-600の1/8サイズの ^{12}C 模擬制御棒を配置した工学的モックアップ炉心に到る数種類の系において臨界量, 出力分布, 制御棒効果, Al-Na 置換効果, Naボイド効果等に関する実験を行ない, 計算値と比較している. 当然, 燃焼に伴ってフルトニウムがビルドアップしてくるがフルトニウム効果についての実験は報告されていない. 解析はABBNセットを用いた26群一次元拡散計算(円筒モデル)または26群二次元拡散計算で, 最近の他の先進国におけるようなより詳細な計算は行なわれていない. また, 実験計算値間の一致もそれほど良いとは思えない.

A-26 Analysis of the Integral Experiments Performed on Fast Critical Assemblies (17連, M.Y. Orlov)
本報告は2部から成り, 前半ではBFSでの一連の集合体における中性子スペクトル, 反応率比, 中心反応度値の実験値を解析しABBNセットの改良について提案を行なっている. ABBNセットは, 1970年に改良されて(ABBN-70), k_{eff} についてはほぼ1%以内で実験と合うようになっているが上記の諸量については一致が不十分である. レオレ, ミニで提案している断面積の修正はそれほど系統的なものではなく修正後の実験値-計算値間の一致も必ずしも良いとは言えない.

後半では臨界集合体における臨界量, 反応率比, 反応度値, 中性子寿命, および指数実験における物質バックリンクと平衡スペクトル場での反応率比等の実験値を計算値と比較する際に必要の諸補正, 誤差評価について各項目毎に詳細に検討している.

A-27 Evaluation of Fission Spectra and Cross Sections by Zero-Leakage Core Experiments (日本, T. Iijima)

FCAで行なわれた一連の $k_{00}=1$ 炉心実験とその解析結果の報告である. それぞれ $k \approx 1$ のU系およびPu-U系テストケースの核分裂比 ρ/β の差からPu-239とU-235の核

分裂スペクトルの差が実験的に求められ誤差の範囲内で両者に差のないことが明らかになった。従来原子炉の核計算においては微分核データからの核分裂スペクトルが用いられ、 k_{eff} と β_{eff} とでは平均エネルギーの比が1.0%程度であるとされていたが、今回の実験結果はそれに対する再検討の必要性を示したものである。U系テストワーン(FCA IV-1炉心)はFCAでの実験の後、英、独、仏でそれぞれ実験が行われ、セッションのA-28でその結果が報告された。IV-1炉心の k_{eff} 値より構造材を取除いた純粋の金属ウランの $k_{eff} = 1.0$ に対する濃縮度は $5.57 \pm 0.03\%$ と求められた。又、 k_{eff} 値の計算値は中性子スペクトル依存性が極めて大きく、スペクトル計算が正しく行なわれていない限り k_{eff} 値から核分裂あるいは吸収断面積を評価することは出来ないうことと示された。

A-28. Studies of Unit k_{eff} Lattices in Metallic Uranium. Assemblies ZEBRA & H, SNEAK & ERMINE and HARMONIE UK. (英独仏, E. Fischer (独))

これはFCA IV-1炉心と同様な、ウラン金属とできるだけ少量の構造材だけより成る $k_{eff} = 1$ 炉心実験についての英、独、仏の共同報告である。この様な系は考え得る最も単純な組成であり、各口での実験結果の比較より測定法の相互比較ができ、又 β_{eff} , β_{eff} 断面積のチェックの為の標準としても適当である等の利益の為FCAでの実験後、各口でこの炉心をとり上げて実験することと提案されたものである。ZEBRA (英), SNEAK (独) ERMINE および HARMONIE (仏)で実験が行われ、 k_{eff} 値、核分裂比等が測定された。HARMONIEでは指数実験の為、バックリンクの測定より、その他ではFCAと同じく中心セルの反応度値より k_{eff} 値が求められた。構造材効果を補正した純ウラン金属の $k_{eff} = 1.0$ に対する濃縮度は各装置での実験値を総合して $5.56 \pm 0.02\%$ と決定された。(IV-1では 5.57 ± 0.03)。さらにこの媒質中における β_{eff}/β_{eff} , β_{eff}/β_{eff} の比率の実験値も決定された。これらの実験値は断面積評価の為の国際的な標準として使われるよう提案され、"Scherzo 556"と名付けられた。これによるFGL-5, KFK, Cadarache 各断面積セットの評価についても述べられている。

さて、以上概観して来た如くこのセッションでの報告には各国の高速炉物理に対する考え方の違いがよく表われている。米口は多数の装置と豊富な燃料にものごとをいわせてデモサイトに至るまでオーソドックスな手法で基礎的データを網羅的に蓄積して着実に炉物理の問題点を解決して行くという方針を以てしているのに対し、他の口は装置、燃料、人員等の面からテーマを選択し重点的に研究を進める方法をとっている。ソ連の今回の発表はいかにも大陸的で大味な感じがした。これは筆者の感じであるが、高速炉開発全体の考え方が、先ず実際の炉を作、てそれで種々の問題点を洗い出していくという原則に導かれ、その為に必要な最小限のこととやるが、後は後まわしにレマ人と金と時間のむだ使いを避けようとしているように思われる。例えばウラン燃料を用いている点もその一つの現れである。熱的・機械的問題点を明らかにする上ではこれで十分であり、かつ、核設計上、安全上も問題が少ないうちもあつた。他の口のように高速炉物理を完成させ Data/Method を完全にそろえることを第一目標にしているのは大きな違いである。ソ連の報告ではとくに解析面での後進性が目についたが、これは大型計算機が核計算の方面で十分使われるようになってい

ない為と考えられるが、これも上記の如き高速炉開発の行え方から来ていると思われる。一方、日本やフランスでは、特に燃料の所持量の制限からイイダイに富んだ特徴的な研究が多く行なわれていることが示された。特にフランスの中性子源炉 HARMONIE が有効に利用されているのが目についた。又、英、独、仏においてU系の k_{∞} = 炉心実験の如き大規模な国際協力が行なわれたのは注目すべきことであり、手前もそのから、結果としてFCAのIV-1炉心のデータも有効に使われるようになるのは喜ばしい。今後ますますこのような国際協力が増えて相互の交流、情報交換が盛んになるよう希望する。

原研 飯島 勉)

(7) セッション (IVB) Numerical and Analytical Methods

フランス・イギリスそれぞれ Phenix, BN-350 の臨界試験や特性試験の発表をして、そのを聞きながら、私は、1969年のロンドン会議のことを思い出していた。フランス・イギリス対アメリカ・ドイツの対立で激論のあつた群定数の修正に関するパネル討論会に象徴されたこの会議は、その後原型炉の設計・建設と、それに対して課せられた炉物理の役割に対する強い意識があつたろう。そして運転経験のセッションで発表のあつたのは EBR-II, Rapsodie 等の実験炉であつた。4年後の東京会議では原型炉の運転開始が花々しく報告され、Methods のセッションで国際的な競演となつたのは燃焼計算、燃料管理の問題である。高速炉物理の分野においても設計から運転へのフェーズの最初の移行を具体化したと言えよう。

ここで「最初の移行」と書いたのは、言うまでもなく設計から運転へのフェーズの移行はその難度質的の深さを増したからラセン状に繰返されて行くからである。兼て今回の燃料計算、燃料管理に関する発表ではいくつかの未解決の問題が浮き彫りにされ、全般的に試行錯誤的段階にあることを感じさせられた。

1. 燃焼解析の精度が不十分なこと。この点に関しては、フランスが積算データや Rapsodie の運転データの解析を通じて着実な積上げをしていくのが注目される。
2. 計算手法が定着してゐないこと。例えばバーンアップの取り方、多次元的取扱いのニーズ、ミクロ断面積の燃焼依存性の問題、最後の問題については会場で日本・イギリス対アメリカ・フランスで意見が分かれて聞き手を悩ませたが、

"Do you really think that you need to recompute the micro cross sections as a function of burnup?" (W. Little, USA)

のよう質問に対して、果して単純に yes か no かで答えられるものだろうか。他の計算手法とも関係するであろうし、着目する物質量によっても答えが変わるのではなかろうか。

3. 制御構設計画・燃料交換計画等の技法が不熟なこと。Stacey (USA) が指摘したような "LP, DP 等の modern control theory" がどいふまで適用可能かは別としても使われているのはいふまでも "simple method" であり、これを一歩進めれば実用性のある技法の開発が必

要となる。

一般的に言って手法の精度向上は詳細化につながるが、計算のコストアップを伴う。これを理論と経験によって如何に補うか、炉物理に課せられた問題はたくさんある。本セッションでは日本から2件の発表があった。連続減速理論の一般化もその代表的な例として今後の発展を大いに期待したい。会場での質疑応答がなかったのは淋しかったが、これは原型炉の建設・運転を中心とした今回のレシポプログラムの主題からやや外れていたので、ANS ミーティング等であればもっと討論が期待できただろう。

日立原研 松岡 謙一

8) セッション(VA) Development of Methods and Data

このセッションでは日本から2件、イギリスから2件、アメリカから1件、フランスから1件が発表された。この内日本、イギリス、フランス各1件が断面積の最小自乗法を用いた修正であり、残りの3件は理論とプログラム開発に関するものであった。ただしその内1件はスペクトルコード MURAL に関するもので規定の発表時間を大巾に超過した割には内容に乏しいものであった。

日本からの2件は以下は筆者らによる原研理論グループの研究活動の現状と将来について述べたものであり、他は黒井氏らによる AGLI ライブラリーのデータ創造過程とその効用について述べたものである。これらは6月のトピカルミーティングや年会、分科会で国内には既知のものであるゆえにここでは割愛する。以下英佛の adjustment、米の理論とプログラムの開発について簡単に紹介し、そのあとでセッションから受けた印象を述べることにする。

(A) UK: Rowlands の講演

ここでは 2240 群断面積ライブラリー FGL-5 の作成とそれをもとにした少数群セット FD5 の現状について報告された。FGL-5 ライブラリーは keff, k_{∞} , 反応率比, 中心のスペクトル等の積算実験データに適合するように作成されている。このライブラリーはスペクトルコード MURAL に合わせて作られているが、共鳴エネルギー域の群では、FGL-4 で用いられた 2 sub group 表示を拡張して 50 sub group 表示を採用している。非弾性散乱では continuum of level を多数の discrete level で模擬して扱うようにしている。

FGL-5 を作る前に、 ^{235}U , ^{239}Pu , ^{238}U , ^{238}Pu 等重要反応の評価を行い、これをもとに FGL-5 を作り、これに最小自乗法 fit の結果得られた修正を加えて、FGL-5 を作成している。FD5 を用いると ^{235}U 系に対しては 29 集合体に対して σ/E は (-0.13 ± 0.6) % の範囲にあり、内 18 集合体では σ/E は 0.3 % 以内で 1 になる。 ^{239}Pu 系では σ/E の error は大きく VERA 11A では -1.23 %、ZEBRA 6A で -1.0 %、残り 11 集合体で 0.6 % 以内である。 k_{∞} は 3 集合体で大きな偏差を示している。 σ_{05}/σ_{05} は 8 集合体中 2 集合体で大きくずれており、 σ_{0c}/σ_{0c} および σ_{0c}/σ_{05} , σ_{05}/σ_{05} も 2 集合体でずれている。FD5 を用いて PFR, CFR の keff は ± 0.3 %、中心反応率比は 1 ~ 3 %、増殖比は ± 0.03 以内で予測でき

るであらうと云っている。

総体として FGL-5 は新しい ZEBR-12 の keff, k₀₀, β², 中心反応率比, 中心スペクトル, 微小反応度値のよい予測値を与えている, しかし反応率分布, 制御棒値組成が急に変る所での反応率等の予測ではよい値を与えないようである, このような所では, 計算法の検討が重要で, 計算法がより一層改善されれば核データに起因する error がはるかに現われ, adjustment に用いることも可能となろうと云っている, 224V の共鳴遮蔽因子はすでにこの adjustment に組み入れられている, 遮蔽因子の集合体依存を取入れることによつて, この方法は著しく伸展せられよう云っている。

(B) U.S.A.: Stacey の講演

USA の理論とコード開発についてまとめたものである, まず共鳴エネルギー域の取扱いは, 精度と効率のよい方法の開発, その適用域の拡張に努力が集中された, 224V に MC²-2/SDX との関連で共鳴域の炉定数作成の新方法開発, モンテカルロ用断面積を与える probability table method 炉定数作成コードの S 行列を用いた表式への改造に着目すべきである。

炉定数作成では古典的な連続減速理論の高速炉系への拡張, 減速除去断面積に対する ABBN 型遮蔽因子改良, 非弾性散乱角分布の効率的求め方, 炉定数作成用システム ETR-2/MC²-2/SDX と MINX/CODE-2 を開発中である。

感度係数解析では標準システムの諸量から別のシステムに対する反応度値, 反応率比を予測する為の変分法の開発, 臨界集合体の積分量の多群断面積作成法に対する依存性, 炉燃料系の積分量の核データ誤差に対する依存性が研究されている。

燃料サイクルでは設計用の高速炉燃料管理コード REBUS-2 の仕様が決定され, モンテカルロコードでは核燃料子の臨界実験解析コード VIM の開発および ZPPR-2, JEZE BEL GODIVA への適用, 一般の棒系や, 微小反応度値解析, ドックラ-効果解析への拡張が行われている。

動特性では 2 次元 FX-2 コードの開発があげられる, これは核計算はイイラ-座標系, 熱水カ, エネルギーバランス, 状態方程式はラグランジュ座標系で解き, 空間依存動特性方程式は改良された quasi static method で扱っている。

中性子輸送関係では拡散係数の方向依存性を扱い, また大きな体系が扱えるよう CITATION を改良した VENTURE の開発, 空間 Synthesis 法の適用性の検討, スペクトル Synthesis 法の適用性検討がなされている, 輸送理論ではテンソル拡散係数を用いた一般化された拡散理論を開発し, 輸送計算と同等の精度を目指している, またセル均質化法の完成, 有限要素法に基づく Sn 計算コード TRIPLET, Surface coupling 用コード開発, adjoint difference method の開発があげられる。

総合解析システム開発としてはモジュラーコードシステム ARC の現状と今後の開発予定 Data 管理用システム, コード交換用システム開発計画があげられている。

(C) フランス: Barré の講演

積分実験データを用いて核データを改良しようとする試みについて, 計算法の改

と adjustment の方法, 改良されたデータの適用性について述べられた。

計算法としては HETAIRE が開発された。これは特に新規な所はなく、非均質系での共鳴吸収は NR 近似により、またには Streaming を考慮している。Der は fine group 計算を用いており、非弾性散乱中性子は群間で一様なエネルギー分布を持つとして扱っている。日本の標準からはかなり低いレベルの取扱いと云えよう。

adjustment には b^2 , k_{∞} , 反応率比等が使用され、 b^2 は実験と計算値をそれぞれ最小自乗法で fit し、regression analysis を行なって決定している。実験値は MASURCA, ZEBRA, SNEAK での測定を用いている。

CADARACHE V-2 (reference set) は Pu 炉心に対し一般に over reactive であり、S.S. を含む炉心に対し under に reactive した $^{235}U/^{238}U$ は約 7%, $^{235}U/^{238}U$ は約 5% 小さい。最小自乗法を用いた修正は ^{235}U , ^{239}Pu , ^{238}U の σ_f , σ_c , V および σ_m , Fe の断面積に対して行われている。その際自己遮蔽因子は正しいものとして adjust はしていない。これについて higher isotope の断面積を直接修正して積分測定に合うようにしている。

adjustment で得られた CADARACHE V-3 セットの効用は積分量の絶対値のみならず誤差をもよくした点にあり、この結果 1200 Mwe フラントの予測を自信をもって行えるようになったといっている。今後の問題に対する認識は、各国と殆ど同じである。

(D) 感想

このセッションでは二件を除く講演は制限時間を大巾に超過した。この原因は講演者の述べようとするものが整理されていない為に論旨が不明確となった為であろう。セッションの終りに討論があり、主に米国側から LSQ procedure を受入れ難くしている、algorithm の不完全さを幾つか指摘して回答が求められた。討論は exansitive な印象を一部には与えたようであるが、しかし回答は講演で述べられた事を強調したにとどまり、本質的な philosophy には言及していない。これは回答すべき philosophy がまだないという事のようにあり、“ほかはどうでしょうか” という adjustment 派の反論に principle が明快に表明されている。

筆者の見るとこの adjustment を強かに推進している国では原型炉建設のタイムスケジュールに追いつてられ、これと高速炉物理の研究者が少ない(10名未満国内/私企業より小)ことから外圧の相乗効果が認められるようである。

adjustment を physics ために得るか否かの為には (1) FLG-1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 9, 10 等で収束性が保証されているのかどうか、(2) 多くの積分測定値にもとづいてなされる statement の内、何が不変の真理であるのか、等多くの研究課題が残されているように思う。これらに対する回答は、賛成反対両派を含む米国やドイツ(今回はセッションに登場しなかった)等からあられされるように思われる。ともあれ筆者には米国の Stacey 等の理性的でクールな論文が印象的であった。

原研 桂木 学

(9) セッション(7B) 中性子スペクトルと反応係数

セッション(7B)は中性子スペクトルと反応係数をテーマとしたもので、おなじみのANLのKato博士が座長であった。勲燃の東原氏が副座長をつとめられ、Kato博士と交互に司会をされた。

全体で7つの論文が発表されたうち、前半4篇(B16~B19)が中性子スペクトル関係であり、後半3篇(B20~B22)が反応係数であった。後者をさらに分類するとB20がNaボイド係数の論文であり、B21とB22はドップラー効果の論文であった。小生の専門からして、後者3篇すなわち反応係数の論文については、特に物を語る力が無いので、別途この炉物理の研究その他でドップラー効果やNaボイド係数の現状と問題点をとり上げて頂くことを提案しておく事でお許し願いたい。

さて、B16は筆者らの論文なので印象は省略するが、今迄使用していた ^{60}Co がラズレンケレータの初年について実験的検討を加えた結果、数百keV以上で実験値と計算値がよく合うようになったことを示した。ただし、これは予稿提出後の仕事なのでproceedingは前の手手になりそうである。

次に、B17は西独Kahlsruhe研究所のクルーが行なった。鉄、ウランおよび鉄-ナトリウム中のスペクトル測定の話であり、実験技術と解析手法の莫大なる感銘を受けた。特に：(1)鉄とウランについては、NE213レンケレータを活用して時間依存速中性子スペクトルを求めていくこと(NIMとNSEに投稿中)、(2)上述の結果と2次元Sn計算の結果を比較検討することによって、KEDAKの鉄およびウランの非線形散乱断面積を修正していくこと。そして、この修正値を使うと臨界条件がよりよく実験値に合うようになる！(3)減損ウランポリエチレンナトリウム鉄の体系における空間依存中性子スペクトルをきれいに求めていくこと、(4)そして何よりも感心したことは、いわゆる中性子発生管の製作に創意と工夫をこらし、 10^8n/burst , 300 PPS で3000時間の使用に耐えるものを開発し、これを中性子飛行時間分析に使うことであった。このところややもするとカタログ製品を購入(特に輸入)してはいる身としては衝撃的ではなかった。特にこの管の詳細はのちにWattecamps氏を京大炉に案内していろいろと聞いたので面白い。なお、こうした時間依存スペクトル測定の試みは日産でも東工大の相沢氏が ^{252}Cf を用いて試みられていることを附記しておく。(旬科会 A-34)

次のB18は英口ZEBRA臨界集合体におけるスペクトルと反応率比のレビューであった。英口はVERA以来若種の中性子スペクトル測定法の比較検討が盛んに行なわれていることで注目して来たが、その伝統はZEBRAに花咲いた感じがする。その大要はこの論文のTable IIIをここに引用してみることによって見て頂くことにしよう。この6月の高速炉物理トピカルミーティングB-11において高速中性子スペクトロメトリの比較を行なった筆者にとって、この表はより新しいものとして印象的であった。特にトピカルミーティングで原研の松田氏よりコメント頂いたDSC(double scintillator)が1MeV以上のエネルギーの中性子スペクトロメータとしてpreferされていることは面白かった。今回発表のなかったアメリカでも、いくつかの中性子スペクトル測定法の比較が行なわれており、(

例: NSE 52 330 ('73) 我々もいよいよ心引きしめつかからねばならぬ時期に入った
 ようである。もっとも日本でも東大炉 YAYOI で各種の中性子スペクトロメータのコンテ
 ンタが行なわれてゐることは意義深い。低エネルギー域 (keV 領域) がまだ不足してゐる
 ように思われる。一方、ZEBRA での反応率比についてみると、多くの炉心で ^{235}U 吸収、
 ^{235}U 核分裂と ^{238}U 核分裂が求められて、その比が計算値と比べられてゐる。また核分裂に
 ついては放射化法と SSTR (トラック法) の比較などもあつて面白い。

最後に B19 ではソ連 Obninsk の Belov 氏が高速臨界集合体 BFS-1 で行なつた高速中性
 子スペクトル測定の結果と理論計算の結果の比較について講演した。この炉でも ZEBRA
 同様複数の方法を用いており、 $30\text{keV} \sim 200\text{keV}$ は飛行時間分析、 $50\text{keV} \sim 1.5\text{MeV}$ は反跳
 陽子比例計数管として $0.8 \sim 10\text{MeV}$ は、スケルベンシンレータである。370m の環
 形距離をとつた中性子飛行時間分析なので、中性子検出器はポリエチレン付 ^3He 比例計数
 管 (分解時間 $2 \sim 3\mu\text{s}$) で 200keV まで測つてゐるのが面白い。ソ連はスケルベンシン
 レータでは伝統があるが、反跳陽子比例計数管もますますよく使つてゐるようであり、
 測定結果と計算値は $10\text{keV} \sim 1\text{MeV}$ ではよく合つてゐる。ただし、 10keV 以下では筆者
 らの鉄や西ドイツ (B17) の鉄やフランス (100keV 以下) をして ZEBRA (1keV 以下) の場
 合と同様に実験値 > 計算値となつてゐることは注目される。このことは先日の方針会の総
 合講演 (1) の甲村氏の話でも触れられてゐる (予稿集 P.355 ~ 356) ことを記してお
 きたい。

反応度係数について触れたい片手落ちの VB 印象記であることを再度お詫言つて筆を
 おく。

京大炉 木村逸郎

(B18)

TABLE III

Summary of Spectrometry Techniques

Energy Range	Technique*		Normalisation	Standard deviation of $\frac{1}{2}$ lethargy group (Core 11 results)	Comments
	Available	Preferred			
3-6 MeV	LISS, DSC	DSC		15%	DSC limited by low count rate
1-3 MeV	LISS, DSC, BPRC	BPRC + DSC	PRC (0.3-1 MeV)	10%	Errors include 7% systematic from normalisation to in-core data
0.3-1 MeV	BPRC, DSC, LISS PRC, TOF (200)	PRC	TOF (40-300 keV)	5%	TOF results show probe-size dependence above 400 keV
40-300 keV	PRC, TOF (200) LISS	PRC + TOF		5%	
10-40 keV	PRC, TOF (200, 50) LISS	TOF (200)	PRC (40-300 keV)	4%	TOF preferred because of superior resolution and PRC energy scale discrepancies near 28 keV Fe resonance
2-10 keV	TOF (200, 50)	TOF (200)		5%	Na resonance well resolved by TOF (200)
0.3-2 keV	TOF (200, 50)	TOF (50)	TOF(200)(5-15 keV)	7%	Count rates low in TOF (200)
below 300 eV	TOF (50)	TOF (50)		20% at 100 eV	Signal/background decreases rapidly in this region which contains less than 0.1% total flux

B18-15

- * TOF(50) = time-of-flight, 50 meters
- TOF(200) = time-of-flight, 200 meters
- PAC = in-core proton-recoil counter
- BPRC = in-beam proton-recoil counter
- DSC = double-scintillator
- LISS = lithium-6 semiconductor sandwich

(10) セッション (VIA) Reactor Design Problem (1) (Paper No. A36-A43)
興味を惹いた英文を述べる。

A-36: Control rod optimization for the SNR-300
C. Vandenberg et al. (Belgium and F.R. Germany)

SNR-300 はドイツ、オランダ、ベルギー共同の 300 MW(e) 炉で現在建設中である。燃
過程で出力分布の歪みを最小にするには Control rod をどう挿入すれば良いかを数値計算で
検討しており、その結果を臨界集合体 SNEAK-9A での実験で検証している。設計と実験
とのこうした相違の付着掛りのある結び付きが日本では非常に不足しており、工学的模
擬実験のあり方について大変参考になった。

A-37: Effect of rod removal on the worth of a control rod array in a large fast reactor.
J. A. Austin (UK)

3000 MWe 炉で shutdown のさい control rod の取替え等の為に数本の control rod を抜いた時
shutdown margin がどう変わるかをしらべている。この発表で興味を惹いたのは、上記のこ
とを制御棒設計への要求に盛り込まなければならないことを指摘したこと、および
control rod 間の干渉効果評価のさい、計算のメッシュサイズの影響が意外に複雑ら
しいことである。

A-38: Calculation of fast reactor control rod efficiency, N.E. Gorbatorov et al. (USSR)
BN-350 および BN-600 炉の control rod worth の計算と、臨界集合体 BFS での模擬実験
の結果との比較を述べている。計算手法の粗さにおどろかされた。ソ連の炉設計は、
ソ連人達も云っているように、燃料の増殖に重点がおかれており、経済性は重視してい
ないようだが、その為であろうかと思う。

A-42: Nuclear design aspects of the fast test reactor.
W. Little et al. (USSR)

FFTF の中心部である FTR (400 MWe) の核設計上の問題点を述べたものであり、
7年わたる実験と解析の結果を、3枚のスライドにまとめていた。核設計値を臨界実
験と付合せた結果、FTR クラスの炉心では、安全性および遮蔽以外の問題で最も困難な問
題は次の3点であったと述べている。(i) ナトリウム沸点係数 (ii) 臨界集合体固有
の非均質性の効果、(iii) 燃料の中心反応度の計算と測定の手配。結局これらの問題の角
決の為に、実験解析総計算量の約半をついやし、そのおける問題を解決し得なかったと述
べている。結論として、最大のネックポイントは臨界集合体のプレート非均質効果であ
る。多くの測定量が計算と極めて比較しにくいものとなつて、いることを強く指摘して

いる。

尚、シンポジウムに出席して私が感じた全体の印象は次のようだった。

(1) 欧米・ソ連では、高速炉開発に伴う炉物理、炉心設計の研究、開発、計画が良く練られた考案の上に立って作られているように感じた。さらに、コマット・ジェット機を作り、イポロ計画を行なった国々だけに、計画の立案がしっかりしているように思う。

(2) 特に英、米については、討論の内容が極めて具体的であり、詳細だった。結論を導くプロセスの詳細な討論を通じて始めては、より良いイメージを把握することができるといふ態度であったと思う。この態度は若い人だけでなく中堅から上層部の管理職の人達により強く現れており、この姿勢は我々にははともしなければならないものであり、学術界が務めた。

NAIG 飯島 俊吾

(11) セッション (VIB) 臨界装置での実験 (3)

18日午後、セッション VIBの冒頭には Karamの central reactivity coefficient の系統誤差に関する考察が報告された。高速中性子体系におけるこの物理量の実測値と計算値の大きな不一致はこれまで度々問題とされてきた。1972年のEACRPの会合において、UKはこの矛盾をほぼ解決したと説明した。

彼等の主張は、(i) 実測データに対する environment, sample size の効果を除く為、cell removal実験データのみをとる。(ii) 使用する delayed neutron dataは Tomlinson の物を用いる。(iii) その結果、計算値と実測値とは±7%で一致する、等であった。

しかしUS専門家はこの解決には同意しなかった。

今回のUS Karamの報告ではこの系統誤差の原因は(i) 振動計算式の分母項、normalization integral における不一致、および(ii) 測定反応度、Inhour または dollar を dk/k に直す conversion factor の不確かさ、の二点に帰着せうると主張している。

最初の誤差因子については、 U^{235} fission rate scan を用いると評価する事ができ $\frac{(NI)_{meas}}{(NI)_{cal}}$ は ZPR-6-6A で 1.077、ZPR-6-7 で 1.06 となる。しかし、 Cf^{252} source reactivity 法によりえられた $\frac{(NI)_{meas}}{(NI)_{cal}}$ の値はそれぞれ 1.19 および 1.21 であり、これらの値は central reactivity coefficient の不一致と等しい。

この Cf^{252} source 法は前記の Conversion factor に依存するので、結局、central reactivity coefficient の不一致の約 6~8% は (NI) cal の過少値に、又 10~14% は Conversion factor の不確かさに帰因すると考えられる。Conversion factor の不確かさの源としては、

(i) 各核種の delayed neutron yield (ii) 核分裂分布が考えられる。

原因(i) について従来の Keepin のデータと比べて、最近の Krick Evans のデータを用いると 9~13% 高い Conversion factor がえられている。また、Beff を正しく評価するには、(ii) の正しい予測が必要であり、炉心部での U^{238}/Pu^{239} の核分裂率比での 10% の誤差は Beff に 5% の誤差をもたらし、(fertile/fissile ≈ 6.5 の臨界体系で) レにがって

これらの問題を解明する為、今後も若同位元素の absolute delayed neutron yield の測定および種々の集合体炉でのいろいろな方法による β_{eff} の測定が必要と思われる。

US の報告にっついて西独から SNEAK による SNR 炉心フルモックアップ実験が報告された。これは主として出力分布および制御棒挿入時の予測を改善することが目的である。この実験は原型炉を対照とした目的および性格からみるとモックアップ実験と共通しに実在であり、さわめて興味深い。反応度、 k_{eff} に対して計算値と測定値とは $\pm 5\%$ 以内で一致している。

この場合、計算は6群の KFK INR セットを用いた次元 R-3 拡散計算をもとに形状、非均質効果、輸送効果等の補正をほどこしたものである。出力分布は Foil activation, Fuel plate activation, miniature fission chamber の3通りの方法で測られ、 $\pm 5\%$ 以内で測定値と計算値は一致を示した。制御棒挿入時の赤臨界度は inverse multiplication 法および Source jerk 法で測られた。この二つの測定法は $\Delta k \leq 0.01$ の場合には 1% 以内の一致を示すが、それより大きき Δk の場合、例えば $\Delta k = 0.04$ では 8% の違いがみられた。計算は Synthesis 法にもとづく3次元 XY/Z, 4群拡散計算で 10% 以内で測定値と一致している。

SNR に関するものとしては Fission Product 断面積評価に関するオランダの Petten 研究所からの報告があった。かねてから、この研究所では原子炉 STEK を用いて FP sample の reactivity worth を測り、FP の実効断面積を求めることを試みている。今回の研究は、STEK の中心部に高速炉領域を作り、FP 混合物サンプルの4通りの中性子スペクトル下における sample reactivity worth から、若 FP 核種断面積を adjust し、これをもとに SNR での pseudo FP 断面積を推定し、ABBN, UKNDL, Rose, Benzi 等、他の断面積セットによる結果との比較をしている。核データ自身の誤差を考えると adjusted 断面積は元の RCN セットと余り変わっておらず、実験値との一致は改善されており、この approach は有効と思われる。

この外、赤臨界度の測定に関する新しい実験解析法の発表および USSR からのバルス中性子実験の発表があったが、紙面の都合上、その概要は割愛する。

三菱 岩城 利夫

(12) セッション(VII) A44, 45, 46, 47, 48

本セッションは、大型高速炉の設計上の技術的問題について発表と討論が行なわれたものである。シンポジウムの最終日とみえる最後のセッションというところもあって、多くの参加者が得られ、時間が足りない程の討論が寄せられ、熱気にあふれたセッションであった。

発表された論文は、全部で5篇(予定されていたロシアの論文が一篇発表を取り下げた為、6篇から5篇となつた) - フランスの 1200 MWe 炉の核設計、日本およびロシアの核断面積セットおよび核設計計算法による核特性の変化を論じた若し一篇、アメリカの EPPR に

より積分実験の核設計工への適用につき議論した論文が二篇であった。

以下に右論文について要約し、最後に筆者の本セッションについての印象を述べる。

1. France: P. Clauzon

France は原型炉 phenix 設計を拡張した 1200 MWe の大型炉の設計研究に着手しているが、その核設計上問題となるのは、初期炉心から平衡炉心への移行に伴う炉心燃焼サイクルでの出力の平坦化と、平坦化を実現の為に必要な制御棒、炉心ゾーンの配置計画である。この内、特に重要なのは、ホット・スポット制御を良好に行われ得る制御棒効果の解析である。より具体的な問題としては制御棒のシャドウ、インチ・シャドウといった干渉効果をいかに巧みに利用するかということである。phenix から出発した炉心設計という点で、この大型炉設計は、炉心を二領域にとり、反応度制御と安全性確保の二効果を同一制御棒に兼ねさせ、炉心容量の拡大と燃料交換とを考慮し、制御棒本数を phenix の 6 本から 20 本へと増加させ、この条件での出力の平坦化を実現すべく、制御棒設計を行なっている。さて、その設計手法であるが、二領域炉心の初期出力平坦条件を、右領域の出力密度の関数として求め、ついでこれを燃焼サイクル過程にまで拡張し、これに制御棒を炉心径方向にバンクとして入れた場合の変動を求め、燃料ホットスポット温度を最少にするような制御棒位置を探し、レハダのち、制御棒-制御棒間の干渉を二次元計算によって解析するという手法をとっている。この干渉効果は近接するペア-2本の干渉係数による1次近似として解析され、他の制御棒による干渉効果は無視している。3次元計算は Hexagonal 形状で始めたばかりで、その結果は未発表である。この簡略化された設計計算結果を評価する為に、当然ながらモックアップ実験が必要ということである。

2. 日本: T. Inagaki

1000 ~ 1500 MWe の大型炉の核特性を JAERI-FAST セットを含めた 6 本の異なる核断面積セットを用いて計算し、そのセットの花による核特性の変動を調べた。結果は、 k_{eff} で 1.9%、出力ピーク・ファクターで約 2%、炉心の Na ボイドで 10 ~ 30%、ドローラ-および 1 制御棒 (炉心中心) 効果が 20 ~ 30% の不確定性がある。スペクトル・インデックス値の相異よりして、Na の散乱断面積、 ^{238}U の捕獲、 ^{241}Pu の分裂断面積の再評価が必要という発表であった。

3. USSR V.L. Timchenko

径 168 cm, 高さ 112 cm, フランケット厚 50 cm (二次元円筒モデル) という大型炉で、混合酸化物および金属燃料炉心の核特性の変化を ABBN-26 (69) および ABBN-26 (70) の二セットを用い、 P_1 , S_4 および Bu nov-Galerkin の二次元シンセシス法 (P_1 近似) により計算し、解析した。ABBN (69) は ^{235}U の分裂および ^{238}U の捕獲断面積を修正したもので、ABBN (70) は、これにさらに ^{241}Pu の断面積を修正したものである。これらの断面積セットおよび計算法による k_{eff} で ±0.5%、増殖比では、シンセシス法によるもののが 2% 程度低くなっているほかは 1% 以内である。核分裂源についての炉心径方向の分布変動は 4% 以内で一致する。制御棒値は 2%、ドローラ-効果は 5% 程度の変動という報告である。

4. USA : M.W. Dyos

ANL で行なわれている ZPPR による一連の臨界実験を ENDF/B version III データを用いて解析している。これら一連の臨界実験の目的は、液体金属冷却デモンストレーション高速炉の核特性の予測精度を高めることにある。その解析は、出力分布、増殖比、制御棒効果、ドフラ-および Na ボイド係数、 k_{eff} 化度を対象としている。この内、特に問題点として指摘されているのは、ZPPR での板状燃料の実験から、実際の炉に採用されるピン形状燃料への外挿精度についてである。ZPPR によりこの二種類の形状燃料についての実験とその解析が精力的に行われている。Na ボイドおよびドフラ-効果についての解析は、ピンと板燃料のそれぞれの持つ反応度比と対応して、実験データとよく一致を示している。これは、この両係数の解析精度は燃料形状に依存しないことを意味している。他方、ピン燃料を板状燃料に置換した場合の反応度変化を解析によって説明しようとしてうまくいかない。同じ解析手法を ZPPR-6 Assembly 7 の同種実験に適用した場合には実験値と解析値とはよく一致を示したにも拘らず、このことから、大型炉のようなスペクトルの変化した体系での非均質効果の解析は決して容易であるということが出さう。

炉心とフランケットでのガンマ・エネルギー分布の実験は終了し、目下その解析が進行中である。同様に制御棒での nuclear heating と、干渉効果の解析も進行中である。

解析手法は次のとおり、群定数のプロセス・コードは IAX を用い、ABBAN 型の 7 群（初めに 100 群を作成し、縮約して 7 群とする）を作成する。単位断面積の均質断面の作成は、輸送近似を用い、炉心全体の核計算は拡散近似による。二次元計算での軸方向バックリッキングは群依存としている。

5. USA : P. Greebler

大型炉の核設計精度を高める為に、SEFOR と ZPPR-3 による実験と解析が進行中である。SEFOR による実験では、ドフラ-係数、燃料および B_{2C} 制御棒価値、 $1/\beta_{eff}$ 等が測定され、ENDF/B-Version III データと、 ^{235}U の核分裂よりの高い遷移中性子存在比とを用いた解析が行われたが、その結果はドフラ-係数については 12% (1.5) の不確かさ、燃料および B_{2C} についての中心反応度価値については k/E が約 1.2 とよく一致を示している。 $1/\beta_{eff}$ は炉雑音法と、super-prompt transient 試験とによって測定されたが、計算値との比較では実験値が 25% 低めである。ZPPR-3 は、デモ・プラントのベンチマーク・プログラムである。350 MWe の炉心に対し、19本の B_{2C} 制御棒に 40 本の全反応度価値を与える設計の検証として実験が行なわれている。特に重点をおいているのは、全燃焼サイクルを通じての制御棒価値の変動、制御棒間の干渉効果、および出力分布の変動であり、合わせて安全性追求の為、制御棒効果を組合せて Na ボイドおよびドフラ-効果もプログラムに含まれている。解析は三次元 6 群の拡散近似により、コードは CITATION および VENTURE を用いている。輸送理論補正は、59 群から 6 群に縮約した 1 次元輸送計算により行っている。炉心出力分布および干渉を含めた制御棒価値の解析精度は実験値と比較して前者は 5%、後者は 10% の範囲である。

さて、以上の発表および討論を通じ、特に筆者にとって印象的であったのは、フランス

これは米国の3篇の論文である。手づ、3篇に共通しているのは、ともに大型炉の臨界実験が核設計の精度を高め、信頼度の高い設計とイロクに必要だという意見である。オスに大型炉にとって、制御棒の干渉効果を含めた実験並に解析が主要視されている点である。オスに、解析法として、3次元多群の拡散計算の有効性が指摘され、さらにこの拡散計算の補正法(輸送、非均質を含めて)について工夫がなされていることである。オスにピン板状といった燃料形状による実験値の議論され、実際の炉の核特性を予測するのには、有効な臨界実験のやり方について研究が進展しつつあることである。米口は原型炉の建設で、ロシア、フランスに遷れたが、とはいえその5PPRによる一連の実験は、エオかと思わせる精力的なもので、その実験と核データ、解析設計法の整備という核工学上バランスのとれた研究姿勢は免事というべきであろう。高速炉の核設計手法も、細かなを要求する時代に入ったという感が深い。

原研 早田 実穂

[13] あとがき

以上が各技術セッションに関する印象記であるが、会議全体の概要を知って載く為、団会式の席上大山実行委員長が技術的なまとめとして行なった演説内容を拝借して載せる事とする。

「ロンドンにおける1969年のBNESの会議以来、高速炉物理の分野では多大の努力がなされて来た。我々は此の会議で、高速炉物理の理論と実験の両面で多くの国が著しい進歩を達成しつ、ある事を知った。此の進歩は間違いなく商用高速炉の開発を促進させるであろう。我々は又ソ連のBN-350とフランスのphenixに関し、炉起動の炉物理試験が成功裡に達成された事を学んだ。

我々は米国における基礎的な核データ評価が進展し、それがENDF/B ファイルを生んだ事を知った。この仕事は現在ガンマ線生成データと誤差ファイルを含むオ4次板へと進展しつ、ある。他の努力の中には、核分裂生成物とPuの高次アイソトープの断面積開発がある。高速炉の積分パラメータの予測では、英国のFGL-5、フランスのCadache-3、日本のAGL-2等の調整済微細断面積セットを用いて多大の成功が収められた。

手法開発の分野の主要な活動は、群定数作成コード及び燃料管理コードの改良である。多群定数作成コードの改良は、共鳴散乱のより厳密な取扱いと非均質効果を含めると言う成果である。三次元で三角メッシュが可能な燃焼コードを含めて幾つかの燃料管理コードが開発された。我々は又、技術の現状と将来の活動方向を示している理論及び計算の幾つかのプログラムを知った。

積分実験の分野では、高速増殖原型炉或は実証炉の炉物理に関し多くの系統的な研究がなされた。それらは日英のMOZART実験、米国のベンチマーク実験、フランスのMAS-URCA、西独のSNEAK、ソ連のBSF、日本のFCAの諸実験である。此等の積分実験の解析の興味ある一面は、調整済断面積セットを用いて、Keff、反応率、及び反応度価値

等のパラメーターに関して実験と計算の間に優れた一致が得られたと言う事である。Naボイド係数の予測に関しては、顕著な改善がなされたが、然しこのNaボイド効果を充分理解するまでには更に一層の努力が必要である。臨界実験の板状構造による非均質的效果を理解する為によくの努力がなされた。それには単位セル反応度やNaボイド係数等のパラメーターについての「ピン対板の効果」の測定が含まれている。制御棒が、出力分布及びそれ自身の個々の反応度値に大きな変動効果を与える事が示された。この制御棒干渉効果のよりよい理解は、炉設計者に大きな助けとなるであろう。

Phenix、BN-350、PFRのような高速原型炉が出力運転に入れば、大型高速炉の設計者に多大の価値を有する運転上の炉物理情報を提供するのであろう。商用規模の高速炉に関する幾つかの設計研究が議論され、その様な大型炉心の模擬実験を更に実施する必要性が指摘された。」

以上が今回の会議の概要である。最後に此の国際会議開催の御世話役を勤めた一人として、この会議を成功に導いた関係者の御努力に深甚の謝意を意したい。

(動燃 吉米地 頭)

京大炉 中性子断面積 短期研究会

—— 中性子断面積測定法を中心に ——

日時 昭和49年2月4日(日) 9:30~17:30 ~ 2月5日(火) 9:30~12:00
場所 京大 原子炉実験所 事務棟会議室

(仮 プ ロ グ ラ ム)

< 2/4 日 >

開会あいさつ

座長

1. 中性子断面積測定 (レビュー)

座長

2. 中性子断面積測定の意義 (1) 応用面から
(2) 核物理へのフィードバック

3. 中性子断面積測定若論

座長

(1) 原子炉キョッパー

コメント

コメント

座長

(2) 電子線型加速器

百田 光雄	(東北大)
柴田 俊一	(京大炉)
Robert C. Block	(京大, RPI)
西原 宏	(京大炉)
百田 光雄	東北大
塚田 甲子男	原研
関谷 左	阪大
神田 啓治	京大炉
相沢 乙彦	東工大
小野 正義	京大炉
小沢 保知	北大
浅見 明	原研

コメント
コメント
座長

(3) バンデグラフ

コメント

コメント

(4) コッククロット

コメント

<おひき>

4. データ処理の問題

座長

(1) 共鳴解析

(2) 多重散乱補正

座長

(3) データの Acquisition

5. 断面積測定の問題

座長

中性子束の絶対測定

コメント

関係あつ

藤田 董頭
馬場 護
片瀬 彬
田中 茂也
梶山 一典
五藤 博優
的場 優
北沢 日出男

京大炉
東北大
九大
原研
東北大
原研
九大
東工大

岡本 朴
小室 信弘
富田 芳明
古橋 晃
更田 豊治郎

京大炉
東工大
原研
東大
原研

加藤 敏郎
梶山 一典
木村 逸郎
白田 光雄

名大
東北大
京大炉
東北大

参考会は自由です。詳細は京大炉 神田啓治氏へ照会されたい。

日米原子力工学教育セミナーの感想

名古屋大学 仁科 浩二郎

1. はじめに

表記のセミナーは、10月1日(月)から10月5日(金)まで、茨城県東海村の東大原子力工学研究施設で開催された。米国側の参加者はワシントン大学原子力工学科主任 A.L. Balb 教授、ヴァージニア大学原子力工学科主任 J.L. Meem 教授(2群理論の本で知られている)、ペンシルヴァニア州立大学工学部長、原子力工学科 N.J. Palladino 教授、アリゾナ大学原子力工学科主任 R. Seale 教授、アイオワ州立大学 G. Murphy 名誉教授(原子力工学一般についての入門教科書の著者)の5人であった。日本側は、各大学の原子力工学関係学科を代表する先生方が、5日間を通して出席されたほか、地元で出席が容易な為、それに加えてコメンター、座長補佐の形で各大学メンバーが参加し、更にテーマによっては原研、動燃、原子力関係企業の方々が発言された。だから米国側はセミナー中の10 Sessionsを上記5人でカバーしたのに対して、日本側は30人を超えた人が何らかの形で発言している。この私も、Session III のコメンターと座長補佐、Session V のコメンターをつとめた。

学会中部支部発表会(12月1日)で、内藤(名大)教授が当セミナーの報告をされた時に指摘されていたが、「教育」は(例えば雑音解析の如き専門分野より)大変議論のレにくいテーマである。しかしそれだけに、一層この5日間は議論がさかんであった。私個人としては、名大において紛争直後に行なったカリキュラム検討の議論を、今度は日米の規模で行っているという実感がした。そして、視点的異なる米国側が出て来た為、議論に歯ごたえがあって、私にとってはそのセミナーの一部分しか答がなかったにも拘らず大変有益であった。又日本側同志での議論(大学間の議論、企業側からの発言)も、日頃行う機会がないだけに興味深く聞かせて頂いた。以下私が出席した Session での感想を中心に報告をする。全体の Proceeding がそのうちに発行される予定とさしているから、網羅的な叙述はさける。

2. セミナーの進行状況

ここで会の進行方向についてのべておく。まず与えられたテーマについて、日米各1名の座長のもとに日米各1名のスピーカーが報告ないし意見の発表を行う。次に日本側から数名のコメンターが出て、これを補足する。そのあと以上の発言を中心に参加者全員で討論を行う。これが会場でのプログラムであったが、これに加えて自意義だったのは、日本側出席者の宿舎(東大宿舎)で夜行った議論であった。(米国側は東海クラブ泊)特定の Session での発言については、前夜に予め日本側の座長、スピーカー、コメンターが食堂に集り、発言の分担範囲と内容を定める。日本語で発表するのではないから、相当に細かい下相談が必要である。この課程で各大学の実情が披露され、それについての意見が必然的に出て、活発な議論となる。また昼間の米国側との討論は、終ったあともそのまま日本人同志で続けられ、宿舎での夕食後の雑談にまで持ち込まれることが多かった。各大学の

先生が、これだけの大人数で一堂に集り、一週間教育ばかり考えるということが今迄になかった為であろうか。皆さん大変真剣で、每晚二時頃まで食堂で話し合っておられた。それに米国側という相手を納得させなければならぬということが、この議論の焦点をしぼる働きをしたようである。皆さんはこの夕食時の討論を「日々セミナー」と呼んで楽しんで居られた。私もこの食堂での議論に参加したが、発表用の英文の原稿作りに三時・四時まで苦しんだ為、深夜までおつきあいでできなかったのは残念であった。

3. Session I (原子カエ工教育の現状と問題点)

ここに出てきた問題の一つとして、原子カエ工(教育)の定義がある。定義などは公式的な話であって、実質的な活動こそ大切だという考え方もあると思うが、この議論で日米の考え方の違いが現れていたの以下説明する。

● 米国側が彼らのバイブル*をあげて述べたことは、原子カエ工とは平たくいえば原子カ発電(核分裂、核融合による)を目的とする工学で、その活動で原子核物理、物性物理と深く関連し、更に他の工学とも関係してくるというのであった。**そして更に米国側は「環境の保存」を新しく出てきた課題としてこの定義文に入れようという提案をした。したがって原子カエ工教育も、これらに従事する人間を養成する活動ということになる。私はこれらの主張が日本の大学での通念と異ると考え次の主張をした。

「(a)原子カ(核)工学を、原子科学とその応用分野を橋渡しする活動と定義した方が*** 原子カ発電にとらわれないし、今後の発展の可能性を含めることができる。それに各大学の特徴、実情に合っている。(b)この分野の特徴として、基礎科学での成果と、その応用の間の時間差が非常に短いこと、解決の方法論が確立していない問題に出会う事が多いことなどを何らかの形で定義、説明文の中に入れたい。(c)環境問題を定義に加えるのは、ちょうど炉物理、放射線物性などを列挙するのと同じで、今後もこの工学の発展分野をいちいち定義文に加えるのは賛成できない。又原子カエ工学科が、新しい工学の分野をいつでもとり込んで何から何まで教育しようとしても、学科のスタッフの負担が過大になるだけである。」(英語だからこれがうまく伝わったか疑問だが)

● その他、日本側からは山本先生の発言があり、結局 Murphy, Seale, 山本, 仁科がこの定義文の改訂版を作制ということになった。最初はもとの定義文に新しい文を加えたり消したりしていたが、結局 Murphy 氏の提案で原子カエ工の定義、その scope(特徴、範囲、展望)その教育の目的と三つに分けることとなった。定義文は殆ど変わらず、scopeと教育のところを上(b)を加味しようというのである。私は(a)も容れて欲しかったが、時間が迫っていたのと、Session Iでの日本側の発言が大変少なく、我々がどの程度、日本側の

* 名前は "Report on Objective Criteria in Nuclear Engineering Education, 1960-1962" 著者は ANS と Am. Soc. for Engg. Education の二学会が指名した委員会である。

** 上記の文献では、「各種の原子力の開放、制御、利用を目的とする。そこで原子カエ工には分裂炉、融合炉体系の設計・開発、及び放射線の応用が含まれる、...」となっているが、当時は、この文のうちで原子炉の部分のみが強調されたと私は感じた。

*** 京大・西原密教授

意見を代表しているか確信が持てなかつた為、これに同意する事とした。この時のMurphy氏の意見のまとめ方には感心した。

この交渉で私が感じたのは以下の点である。(1)これは相当に抽象的な問題だが、米国側はすい分と熱心にやるものだ。(2)この問題を英語でやり合うには、私の語力が不足していて、説得は難しい。(3)両国の教育の実情を照らし合わせずに定義文だけを取りあげても実は意味ない。たとえば上記(1)の教官の負担だが、私の推測では米国では学料の活動のなかで解決すみのテーマと新しい課題の交替がスムーズに行なわれるのだろう。そこでカリキュラムもこれに応じてある時間差でシフトしていく。一方数学・物理などは他学部・他学科へ向きにいかにせる。だから教官側の負担の問題など起らぬかもしれない。ところが日本では講座が固定し、それに対応してカリキュラムも固定している。新しい講義を加えても以前からの分野の講義はそのままだから、学科としては双方を背負い込むことになる。更に、工学部内部でダブった内容の講義があったりする。だから現在でも原子力工学というのは教官側、学生側双方に負担過重の危険がある。

この他産業界との関係も話題となったが、これについてはあとで述べる。

4. Session II (受け入れ側(会社・研究所)からのコメント)

ここでは米国側よりむしろ日本側からの発言が私の印象に残った。まずMAPIの岸田氏が、原子力工学卒業生の配属部門を三つに分類され(A種)軽水炉発電所の設計の解析とその建設(同卒業生の50%)(B種)LMFBR, ATR, HTGRなど新型炉についてのシステム設計、安全解析、フロントとしての最適化計画(25%)(C種)原子炉の設計と解析に専攻した研究と開発(25%)をあげられた。そして現在の配属比は上記の通りだが、今後は原子力工学の教育としては、B, C種を狙うべきだという論旨であった。

次の川合氏(日立)の発表は、日立の課長及び原子力工学出身者計60名に対して行ったアンケートの結果の報告と、それに基づく意見の発表であった。16項目の解答結果から引出された意見のうち、私も共感したものをあげると次の通りである。「(a)勉強させる気を起させる(Motivation)のも教育の一部である。(b)新しい事実の羅列でなく、より本質的な事項を体系化して教えることが大切である。(c)何でも屋でなく、電気、機械出身者に対抗できる専門分野を持って欲しい。」そしてこれらの意見の基調となっているのは「教育者が誠実な態度を示すことが最良の教育である。」という主張であった。日頃カリキュラムの検討では、ともすると単位数配分についての形式的議論、工学的についての観念的議論に時間を費してきた私にとって、まずこの主張は大変痛裂にひびき、忘れものを突きつけられた感があった。ところで上の(a)~(c)のうち(b)は川合氏も認める如く、言うは易く行うは難しい。講師が何らかの形で講義を体系化した(例えば後述のSession IVでのScale氏の如く)と信じて教えても、学生側にはそれが羅列的と映り、(a)の趣旨に反することもありうるのである。

この他、「原子力工学においても、他の工学部学科と共通した事項は教えた方がよい」(NAJG 大村氏)、「両国の大学出身研究者を比べると、日本で教育を受けた者の方が、悪条件で実験する能力が上であるが、実験の計画では劣る。」(原研 天野氏)などが

私の注意を引いた。

ところでこれら受入れ側の発言は、豊富な統計が付けてあり、大変議論しやすい形をとっていた。それは単にこの Session の資料としてだけでなく既にのべた Session I の「原子力工学の定義」を議論するにも好適のデータ、事例、考察であった。そこで私はこれら発表に対する直接の賛成・反対意見とともに、「定義」についての議論の再燃を期待したが、時間のせいかな。殆ど発言がなかったのは残念であった。上記の方々の英語は実に明快であったから、統計好きの米国側からの発言がなかったのもむしろ意外であった。

私が上記の発言の都合の良いところを借りると、もし(岸田氏の)(B, [種])で働くことを目指す原子力工学科の人達が、何か強味をもつべきだ(川合、天野氏)とすれば、やはり量子力学、放射線計測などを含めた基礎原子科学での能力と、それに基づいて原子炉を体系的に眺める視点ではないだろうか。基礎的な能力というのは、私の至験では学生の時につけるのが一番抵抗がないから、これらの訓練は、大きな強みとなりうると思う。基礎学問についての議論は又あとで述べる。

5. Session III (原子力工学教育における数学・物理)

ここではまず西原宏教授により、京大の現状が説明され、次に名大、東大、北大での相異点が各大学からのコメンターにより報告された。米口側にとっては京大で数学、物理が非常に強調されていることが驚きだったらしい。(私も驚いた。)これはどこの大学でも真似できるといった性質の事ではない。(斎藤助教授(北大)、仁科) これに関し米口側から出た質問は、このような学生の就職はどうなるかということ、西原先生は理学部物理科の卒業生と全く同じ就職状況であると答えておられた。

もう一つの話題は量子力学である。日本側は殆どの大学の学部で量子力学が教えられているのに対し、米国側のセミナー出席者の大学では、どこの原子力工学科でも、教えられていなかった。それに対する説明は、お客様(卒業生を受入れる側)がそのような知識能力を要求しないからという典型的なものであった。これに対して日本側では、量子力学における数学的手段は、如解析でも使えるから、やはりあつた方がよいという意見が大勢を占めていた。更に私の見るところ、日本では現実に量子力学を必要とする核物理、物性物理などの研究が、学科内で行なわれていることも理由の一つであろう。またそうでなくても、量子力学は、既に述べたように卒業後勉強しにくい学問だから、少しでも卒業後に使う可能性があれば、学部で教えた方がよいと思う。米口ならこれを学ぶたい一部の学生は理学部に直ぎに行くだろうが、日本ではやはり原子力工学科で行わざるを得ない。

もう一つ私が興味を持ったのは、一体米国側は、日本の教育制度が戦後米国の指図で変革されたのを知っているのかという事であった。これは私が教養部の制度を説明した時に米国側は大変珍しいものを聞くように種々質問してきたからである。私はこの制度は米口での制度を輸入したものだと思っていたが、してみるとこれは米口自身にも珍しい、奇妙な制度なのだろうか。彼等によく理解できなかったのは、教養部での方針が全く工学部と独立で、連絡があまりない事だった。

6. Session IV (原子炉工学)

米国側スピーカーは Seale 氏で、カリキュラムの数字だけでは議論としてあまり意味がないとして、炉工学で理解させるべき事項というのを箇条書きにした。それは(1)熱力学的に T-S のカーブのどの辺で炉を運転しているか。(2)燃料内で発生する熱、その熱束と出力密度。(3)燃料内の熱伝導。(4)冷却材への熱伝達。(5)冷却材のエンタルピーの変化。(6)炉心の温度、圧力、温度勾配、放射線影響(7)安全上の各観点からみた各炉型の比較とその問題点、である。

このように著くと極く平板的であり、この分野に詳しい方には当り前の項目かもしれないが、私には彼の説明が大変面白かった。つまり同じ項目でもその眺め方、並べ方が異なると感じた。これは氏が企業内で、炉の運転に近いところで働いてきたからだろう。

この Session 全体としての進行は覚えていないが、このあと座長 Bobb 氏から炉物理についてのコメントを求められ、住田氏が中性子のエネルギー・スペクトルを強調して教えている事を述べられた。仁科は向題点として(1)4因子公式に頼る教え方は時代おくれか。(2)高速炉物理をどう扱うべきか。(3)計算機の使用範囲。(4)原子炉設備なしで学生を Motivate することの難しさを挙げた。

また製図に関して、米国側はこれを Engineer の communication の手段として重視するという発言があった。

この Session から日本人は希望すれば日本語で話してもよい事になり、京大 西原英晃助教授のポイントをよくおさえた翻訳により、会議が円滑となった。

7. 私が全般的な向題点として感じたこと

(1) 産業界との連絡。Session I の討論中に米国では、大学の教室が産業界での技術発展を学ぶ機会や、産業界が大学の教育に対する希望を述べる機会が設けられていることが説明された。これは種々事情の異なる日本に安易に持込める事ではなく、米口でどのような慣例、制度で行っているか知る必要があろう。が、工学を教える者は、やはりこのように現在の工業技術の現状を何らかの形で知っておくべきではなからうか。勿論教育内容に対する選択は、あくまで大学が自由に行わなくてはならない。

これと関連して米国の大学と企業との関係はどのような形態なのだろう。私は10年程前米国の A 大学のせんい学科で、せんい企業提供の Fellowship を、ある日本人留学生に与えるか否かで教授会が議論した事を聞いた。この学生は将来競争相手となりうる日本のせんい企業からの留学生だった為、反対が出たのである。最後に主任教授が反対を押切って、この学生に与える事とした。事の是非は別として、このような事は米国でも珍しいのだろうか。また、日米経済関係のさびしい73年現在、このような事が米国で起るだろうか。その主任教授は、この決定を現在どう考えているだろう。

また、Session III で米口側は、企業がその知識を要求したことがないから、量子力学は教えていないと答えた。これを日本での感覚からみれば、大変大学としての主体性がない返事のようにとれる。が果してそうなのだろうか。私は両口の事情の違い、特に米国でのエンジニアという職に対する感覚、大学と会社の相互関係の慣例、米大学内での各学科の守備範囲の考え方を良く知らないと思わず、軽々しく断定できないと思う。今はこの両国が違った考

之方をしている事を知ったのを收穫としよう。

(2) 社会の要請に対する大学のアクションの早さ

米国では上述のように割り切っているだけに、社会の必要に対するアクションは早い。以前に私は環境問題についてのセミナー、講義、活動計画が全米の大学で始められたという話を聞いて、(R.L. Murray, 名古屋, 1972年6月)その早さに感心したが、今度は、アリゾナ大学原子力工学科で、フラスマ、核融合の学部講義が既に二つあると聞いて、再び感心した。このようにして産業または社会の必要に応じて次第に進む方向を修正していくと、少なくとも志用好みの学生に対する *motivation* の働きかけは容易であろう。その時々で目標がはっきりしているからである。又国民性として米口には向いているのではないか。

(3) 基礎と応用 セミナー報告としては少しずれるのだが、このセミナーで(私の見る限り)討論の表面に出なかったが、背後にあった大切な問題として基礎科目について考えてみたい。就職後に役に立つようにという単純な発想からでなく、もっと広い教育を大学で目指し、卒業後では学ばないより基礎的な科目を教えるのは確かによい事だが、その時、ただ基礎は大切で長い目でみれば必ず役に立つという信念で、基礎科学を並べるだけでよいだろうか。しばしば学生が基礎科目の重みで参ってしまうのを目撃することがある。私は教官が彼自身の研究活動又は何らかの応用を意識して、教え方を体系化する事が望ましいのではないかと考える。優秀な先生が優秀な学生を教えれば、何でもこなす卒業生となるだろうが、平均の話としては、この多数の基礎科目の教え方が大変重要だと思う。卒業後の就職先は原子炉関係とは限らないが、岸田氏(MAPI)の分類があるので、その分類を借用して述べると、現在のところ日本の平均的な原子力工学科は(A, B, C種)のすべてをこなす優秀な卒業生をたとえは20人と(A, B種)に対して拒絶反応を示し、(C種)でなければいざだという卒業生80人を作り出しているような気がしてならない。

(4) セミナー以前の向題 日本の大学はこのセミナーで議論されたこと以前の向題をかかえているのではないか。例えば講義が大人数クラスで行われ徹底した教育が出さない。その為、講義が終った時に向題解決の能力がつかっていない、などである。これはセミナーで議論された単位の数字には現れない違いである。これ以外にも日米の面々全く同じ言葉を使いながら、内容の異なるものがある。その現状の照合なしに議論したために混乱した面があったと思う。

(5) この米口大学は米口での典型か、この米口側々人の先生の意見又は報告は米口大学の平均値と思うが、他のMIT, Berkeleyなどの実情も知りたい。

(6) 研究との関係 本セミナーでは範囲外であったが、やはり討論をしていると研究についての考え方が出てくる。これも含めて検討しないと却って不自然な議論になると思う。

(7) 日米いずれの大学の先生が忙しいか、これは討論の最中にとび出した話題だったが「日本の大学の先生は忙しい」(この言い方が悪い為、相手から誤解をうけたことを反省している)と私が述べたところ、「年配の先生は、大学の委員会などで時間を使うよりも、若い教官に仕事の働きがいを感じさせることに努力を払うべきである」という米口側の発

言がとび出した。してみると米口でも大学の委員会には教官が時間をとられるらしい。

8. おわりに

以上で報告の大部分を終った。なおSession VII (計測・情報)では、大変実のある討論があったとのこと。ここに付け加える。又多くの日本の先生方が感想として次のようなことを残された。(1)米口側の先生方が大変真面目にセミナーのテーマに取り組んでいるので感心した。(2)社会に対して大学の教育者が何をなすうるかという責任感。彼等の方が強そうだ。(3)司会の仕方、我々の意見の汲み上げ方など。米口側は人間的に立派な人達であった。

私としてはSessionの面にもう少し自由な接触の時間があったら、(夜でも)日米間の討論が深くなつたろうと感じる。またやはり、各先生方は日頃教育に相当のエネルギーを使つて居られるのだから、今後も日本側だけでこのような形の意見交換のチャンスがあれば、お互に元気づけられることが多いのではないかと考える(ANSの発表会には教育のSessionがある。)原子力関係の先生達が1週間、このような宿舎に泊つて教育に関して議論をすれば、すい分収穫があると思う。(関係の研究所、企業の方々を加えるのもよいし、更に学生、文部省代表を加えればもっと効果があるかもしれない。その場合は收拾がつく為には1週間では足りないだろう。)

ともあれ、今回日米両口が互い考え方の違いを認識したのは、セミナーのホー一步として大きな意義があったと思う。この両口は互い相手を表面的には知つてゐるが、案外深くは知らないからである。東大の山本先生、東海大の黒田先生はじめ、このセミナーを企画された方々に敬意を表し、またこのセミナーに出席させて頂いたことを感謝します。

この感想文はもう少し表現を練りたかつたのですが、時間が無い為大分矛盾してとれる所もあると思います。性急な判断はセミナーの効果を返つて減ずると私が考え、色々考察を試みた意向を汲んで下されば幸いです。またここで「原子力工学」といったのはすべてセミナー中にNuclear Engineeringといわれた部分の訳で、むしろ「原子核工学」というべきだったかもしれません。(1973.12.11)

西独およびベネルクス諸国における

高速炉物理研究の近況

動燃事業団 東原 義治

動燃事業団とGfK (西独, カールスルーエ)との間の結ばれている高速炉協力協定に基づいて開かれたホニ回年次会議から高速炉物理分野における研究の近況をまとめてみた。西ドイツとベネルクス3国が協力してSNR-300とよばれる高速原型炉を開発していることは御存知の方も多と思う。このプロジェクトに関連した炉物理研究も西ドイツ・オランダ・ベルギー・3国が夫々分担して進めており、本会議において、過去一年間の成果が、我が国の成果と共にレビューされ、討論された。又これら3国の研究施設も見学できたので、以下にその概要を記す。

1. GfK カールスルーエ研究所 (西ドイツ)

(1) SNEAKを用いた実験

SNEAK 高速臨界実験施設はDr. F. Helm以下約25名の陣容で運営されている。施設については既によく知られているので省略するが、燃料としてPu fissile約330kg, U_{235} 約1,000kgを所有している。装置として特にあげるとautomatic reactivity control deviceおよびneutron generator (plasmatron: Dイオン)がある。

a) 実験法の概要

i) 臨界性測定

臨界性については現在のデータと方法を用いて一般に1%以内で一致しており、特殊な測定としてはmaterial bucklingを U_{235} , U_{238} , Pu_{239} , Np_{237} を用いて1%以内の精度で測定しており、又物質の組成変化(Pu同位元素, 吸収材等)の反応度効果はsubstitution法により測定している。

ii) 反応率測定

炉心、フランケット中のグローバルなトラバース測定は普通チェンバーで測定し、部分的に箔およびSNEAK燃料板の放射化法で補足する。反応率比およびセル内の反応率微細構造は箔を用いて測定し、箔の較正は絶対核分裂チェンバーの近傍で照射することにより行っている。 U_{238} 捕獲については Np_{239} 放射能を Am_{243} 標準線源と比較して較正しているが、熱中性子較正法も時に用いている。又、核分裂トラック検出器を用いる方法も開発され、 10^4 tracks/mmまで精度よく自動計測されている。

iii) 反応度測定

small sample, の反応度はパイル・オッシレータを用いて測定し、反応度変化($10^{-7} \sim 10^{-5}$ β)は較正されたautorad又はinverse kinetics analysis法により求める。計算と測定の一貫性はまだ完全に十分でないとのことである。

中程度の反応度($10^{-5} \sim 1$ β)はinverse kinetics methodで較正したSNEAKのshim rodsで

測定される。この範疇には Na ボイド効果, Pu 同位体効果, 吸収体効果および一部の模擬制御棒実験が入る。

大きな未臨界度 ($> 1\%$) の測定は inverse multiplication method および source jerk technique により行う。

6) 最近の実験

1972年初めから SNR 300 に直接関連した SNEAK-9 シリーズの実験がなされている。

i) 最初のアセンブリーは SNEAK-9B で $67\text{cm}^2 \times 90\text{cm}$ の Pu テスト領域 (SNR 300 の内炉心を模擬) と V_{235} ドライバー領域から成り、主として中性子バランス (反応率)、広領域 Na ボイド効果および種々な吸収材の反応度効果を測定している。反応率測定では増殖比に関連して k_{eff}/k_{inf} 比とその空間分布に重点がおかれた。KFKINK セットを用いた計算との一致はよい。Na ボイド実験では 60cm 高さで、半至を 32cm まで段階的に大きくして測定している。又、 B_2C , Ta , Eu_2O_3 のサンプル ($10 \times 10 \times 10\text{cm}^3$) を炉心中心に挿入して反応度効果を測定している。 B_2C と Ta については $5 \sim 10\%$ 計算値が大きく、 Eu_2O_3 についてはまだ結論が出ていない。

ii) 現在、NR 300 の形状と組成を模擬した V_{235} 炉心 SNEAK-9A の実験を実施している。高さ 90cm の広領域炉心で半至は制御棒パターンにより $59 \sim 71\text{cm}$ である。(V_{235} 装荷量は約 1トン で全て臨界炉心)。実験は次のステップで行われている。

SNEAK-9A-0: 模擬制御棒が挿入されていない体系で、材料バックリング、反応率比、物質反応度フーズ等を測定している。又中心の4エレメントおよび最内層模擬調整棒位置 (3ヶ所) で濃縮ウラン対劣化ウラン、炉心物質対 Na の反応度比を測定している。

SNEAK-9A-1: 模擬制御棒位置にフォローが挿入された体系で、これに9本の模擬制御棒を半分挿入した状態での未臨界度および3本の最内層模擬調整棒の特性曲線を測定している。

SNEAK-9A-2: 9本の模擬調整棒がほぼ半分挿入され、3本の安全棒が引き抜かれた体系で、チェンバー、箔、SNEAK 燃料放射化により出力分布を次の3形状について測定している。

形状 1 全調整棒が等しく 40cm 挿入された状態

形状 2 6本の外周調整棒を 50cm 、3本の内周調整棒を 28cm 挿入した状態。

形状 3 6本の外周調整棒を 20cm 、3本の内周調整棒を 57cm 挿入した状態。

又いくつかの異なる状態 (安全棒が引き抜かれた状態で調整棒がいろいろな深さに挿入された場合と種々な調整棒パターンにおいて安全棒が完全に挿入された場合) について未臨界度も測定されることになっている。

iii) SNEAK-9C は $90\text{cm}^2 \times 70\text{cm}$ 高さの純粋な Pu 炉心 ($PuO_2 - UO_2 + Na$) で、主な目的は純粋な Pu 炉心の臨界性および Pu 同位体効果を驗ることである。

SNR 300 に関連した実験は、1974年中頃迄続く予定であるが、更に1975/1976年頃には運転開始に関連した実験と未臨界度決定法の実験が計画されている。

大型炉に対する実験についても既に検討が始められているようである。1980年頃建設を

目標としたSNR-3 (約2000MWe)は炉心直径が4.4m位になり、その実規模実験は例え燃料が十分あったとしてもSNEAKでは寸法的に無理である。重要な実験項目としてNaボイド効果、反応率バランス、軸方向反応率分布、制御棒ワース等が考えられているが、国際的な協力が特に望まれるところであろう。

(2) 核データ評価

1972年におけるドイツの高速炉物理の現状がDr. H. Kisters等により総括的にまとめられている。以下、その概要を紹介する。

a) 目標精度

SNEAK-9シリーズの臨界実験が計画された1970年にSNR300に対する種々な炉物理パラメータの要求精度についての評価が行われた。原則的には必要な研究費と設計上のペナルティを考慮した総費用が最小になるような最適目標精度が設定できるが、ここでは、SNR-300一基のみを対象としており、当然既存の施設等を利用した範囲の研究にもとづくことになっている。その結果、90%確度での目標精度を次のように設定している。

K_{eff} (E.O.L.)	1.5%
Peak to Average Power	3~5%
Breeding Ratio	5~10%
Control Rod Worth	10~15%
Doppler Coefficient	10~20%
Na Void Coefficient	15~20%

b) 計算精度の現状

過去4~5年間、下記項目の研究・開発がなされてきた。

i) 断面積の評価と処理

ii) 拡散コード、輸送コード、シンセシス、コードに関する数学的、数値解法の肉題

iii) 非均質性、境界効果、ストリーミング等特殊な肉題の解析コード

iv) 時面依存の肉題に対するモデル化

v) モジュラー・コード・システムの新しいスキームについての評価

これらの成果にもとづいて、計算精度の現状がまとめられている。

① KFKINR セット(1972年)を用いて27集合体の解析を行った結果が表にまとめられている。臨界性については1例を除いて1%以内におさまっている。なお、表中にはMOXTOTセット(1969年)およびSNEAK セット(1967年)の結果も比較されている。

② 反応率分布についてはアランケット中で差が大きい。

③ Doppler係数については不確さは1%以内である。

④ Naボイド効果については非均質効果がかなりあることが示されており、炉心中心部のボイド効果については比較的よく合っているが、炉心高さまでボイドにした場合には差が現われている。

⑤ U238の非弾性散乱断面積についてはKEDAK ファイル、ENDF/B-3共、1.6 MeV にピークがあるが、SUAKでのスペクトル測定からこれを取り除く必要のあることが確認された。

- ⑥ 動特性パラメータの問題に関連して遅発中性子スペクトル測定を行ったが結果は, Batchelor のデータと一致した。
- ⑦ 現在までの臨界実験からは時間依存の特性(燃焼特性)と大きな温度効果の問題が残されている。
- ⑧ 代表的な炉物理パラメータについて計算誤差(標準偏差)の現状を整理したのが次表である。

K_{eff} (fresh core)	±1%
Peak to Average Power	2~3%
Breeding Ratio	5~10%
Material Worth (Heavy Nuclei)	5~10%
(Medium Nuclei)	10~25%
Control Rod Worth (Boron)	5%
(Follower)	10~15%
Doppler Coefficient	10%
Na Void Coefficient	10~20%

C) SNR-300 への外挿性

各炉物理パラメータに対する目標精度と推定不確かさの一覧を表に示してある。臨界性については未だ目標精度に達していないが、設計値の最終決定がなされる、1974年までには十分達成されることか期待されている。

(3) モジュラー・コード・システム

GfK における最初のモジュラー・コード・システム NUSYS は IBM-7070/74 用に開発されたもので簡単な one-level overlay structure と磁気テープによるモジュラー間データ移送システムを採用している。1968年に IBM-360用にそのまま変換されたが、この version ではモジュラー間データ移送が高速メモリ内だけに限定され、小さな問題に対しても turn-around times が長く、又 overlay 構造も柔軟性がない為、新しいシステム KAPROS を開発することにした。

KAPROS ではダイナミック構造を採用し、又データ移送も直接アクセスで外部貯蔵装置を用いることにしている。現在、殆どどの NUSYS モジュールを包含してテスト中である。

(4) 微分核データの測定

a) Van de Graaff 加速器を用いた測定

3MV の Van de Graaff 加速器は top terminal pulsing および Mobley buncher を用いて 10mA, 1n sec 内の陽子パルスを供給できる。 ${}^7\text{Li}(p,n){}^7\text{Be}$ 反応を利用して 10 KeV ~ 1.5 MeV のエネルギー範囲の測定が可能である。1972年には以下の測定が行われた。

- i) 0.5 ~ 1.2 MeV の範囲で $\text{H}(n,p)$ 反応に対する U_{235} 核分裂断面積の精密測定。
- ii) 15 ~ 200 KeV の範囲で構造材に含まれる幾つかの同位体についての高分解能全断面積および捕獲断面積の測定。
- iii) 0.1 ~ 1.3 MeV の範囲で U_{235} の相対測定。

又、現在準備中のものは、

- i) 10~60 KeV の範囲で Pu_{240} , Pu_{242} , Am_{241} の捕獲断面積.
 - ii) 0.5~1.2 MeV の範囲で 3~4% の精度を目標とした Pu_{239} 核分裂断面積の精密測定
 - iii) 10~500 KeV の範囲で U_{235} 核分裂断面積に対する U_{238} の捕獲断面積測定.
 - iv) 10~400 KeV の範囲で U_{235} の α 値.
 - v) 15~200 KeV の範囲で Co_{59} および Fe_{58} の高分解能全断面積および捕獲断面積.
- ⊕) サイクロトロンを用いた測定

サイクロトロンからの 45 MeV 重陽子を天然ウラン標的に当て、約 1 msec. $\sim 2 \times 10^8$ μ sec. sr (前方向) のパルスを生じさせ、T.O.F. 法 (flight path = 15, 60, 195 m) により数百 KeV から 30 MeV の範囲で断面積の測定が可能である。最近行った測定は、

- i) 0.8~13 MeV の範囲で Fe_{56} および Al_{27} の非弾性散乱による γ 線生成断面積の測定.
- ii) 0.8~30 MeV の範囲で U_{238}/U_{235} および Pu_{240}/U_{235} の核分裂断面積比.
- iii) 0.8~15 MeV の範囲で nq 散乱断面積に対する U_{238} , Pu_{240} , U_{235} の核分裂断面積測定.
- iv) 0.5~15 MeV の範囲で C および Ca の高分解能角度依存弾性散乱断面積の測定.
- v) 0.5~30 MeV の範囲で 0.015 nsec/m の分解能で O, Al, Mg, Fe の透過測定

⊕. 現在準備中のものは

- i) 0.5~20 MeV の範囲で U_{238} の (n, n', γ) 断面積の測定
- ii) 構造材, 遮蔽材の角度依存弾性散乱断面積の測定
- iii) Ni_{58} , Ni_{60} , Fe_{56} の (n, p) 断面積の測定.

(5) その他

a) SUAK

SUAK 自体は現在母本の Pu 燃料要素 (6mm-thick PuO_2-UO_2 + 6mm-thick C) の周りを 15cm 厚の Ni で囲んだ未臨界体系で ($k_{eff} \approx 0.95$, decay time $\approx 3.5 \mu$ sec) $\sim 10^{14}$ μ sec のパルス運転により T.O.F. 法等でスペクトル測定を行っている。スペクトロメータには比例計数管 (in-core & out-core; 10eV ~ 14 MeV), B-10 γ セリン検出器, Li-b からス検出器, 液体シンチレータ (> 700 KeV) 等が使用されている。

最近行われた実験では Fe フロック (30cm² x 30cm), 天然ウラン フロック (30cm² x 30cm) の漏洩スペクトル測定により核データの評価を行っている。計算は 2D, Snコードと KEDAK データに基づく 270 群又は 26 群の定数を使用している。まだ最終結果はできていないが Fe の MeV 領域で KEDAK のデータとかなり食い違った結果がでてきているようである。今後の予定としては Na タル + Fe の層に対する実験を行い境界の behavior を験べることになっている。

b) SEFOR

実験結果の評価が完了している。再評価ではより改善された方法が用いられたが結果は僅かに変わっただけである。Core I の実験値は -0.0075 (02-0.0079) に対して計算値が -0.0084, Core II の実験値は -0.0059 (02-0.0056) に対して計算値が -0.0063 で、

らも計算値が約10%大きな値を与えている。同じデータ、同じ方法を用いればSNR-300のDopplerエネルギー係数を±1%以内で予測できると結論している。

C) EURACOS

Euratom Ispraで行った遮蔽モックアップ実験は昨年完了した。中性子減衰に関してMonte Carlo計算と測定値間の相異は2~3倍で許容できるものとしている。

2. RCN バッテン研究所 (オランダ)

Dr. J. Dragtの案内でTEK施設を見学した。ここで行なわれているSNR-300関連研究は高速-熱中性子結合研究炉STEKを用いたFP断面積の研究である。

5つのエネルギー・スペクトル(STEK-500, -1000, -2000, -3000, -4000)体系でFPサンプルの反応度ワースの測定が行われているFPサンプルとしては4種の混合物(約90% B.V. HFR燃料2種, Dragon照射Pu燃料1種, 模擬FP組成1種)および5種の分離FPを使用している。

実験装置で特記すべきものとしては、サンプルの出し入れを自動遠隔装置で行っており照射燃料のサンプルも扱うことができる。又、FPサンプルについては初期の頃、水分の除去に苦心したようだが、缶かス雰囲気のセル内で高温、長時間乾燥し、遠隔操作によるアルゴン・アーク溶接で密封することにより十分満足するものが得られているようである。実験はSTEK-500を残すのみで、1973年後半に全ての実験が完了する予定である。

一方、理論面では75FP元素に対する26群の捕獲断面積を計算し、積分データを用いて最小自乗法によるアジャストメントを行っている。現在、SNR-300用に5核分裂枝種の擬似FP断面積を求めつつあり、1973年中旬迄に終ってSNR-300の制御棒濃縮度の決定に使用されることになっている。更にFP断面積の再評価と同位体反応度ワースを用いたFP断面積の改良を1974年中旬迄に行い、最終的に燃料濃縮度の決定に使用されることになっている。

3. CEN モル研究所(ベルギー)

Dr. F. Motte等の案内で施設を見学し、ENDF/B-3のKEDAKフォーマットへの変換作業、TRIBUバーンアップコードの開発等に関する説明を受けた。

a) 施設は研究炉BRIの水平サーマル・ウラム内に設置した5cm厚天然ウラン球殻とその内側に1.5cm厚のBaC層をもつキャビティで中間エネルギーのsecondary standard spectrumを与える。主として中性子スペクトルと反応率測定技術の相互比較を行ってきたが、最近ではFe等構造材の断面積評価を行っている。

スペクトロメータの研究所間相互比較では、プロトン反跳型カウンタ、He-3カウンタ、Li-6検出器が使用されたが、±5%以内で良好一致を得ている。一方、反応率の測定では今迄のところ一致は悪く、再測定が必要かあるとのことであった。

現在、垂直サーマル・ウラム内に1m直径の球型キャビティをもつprimary standard spectrum facility πの設置を準備中である。cavity wallはポリエチレンとB-10から成り、主として構造材の断面積評価が行われる予定である。

b) 計算コードの開発では次元3角メッシュ拡散バーンアップコードTRIBUが

あり。現在テスト中である。TRIBU₂コードは point-wise バーンアップ計算 %A毎に群定数を identify し、シャッフリンク、ローテーション、新燃料置換の取り扱いが可能である。今後、このコードを G+K の synthesis コード KASY と結合して 3次元バーンアップ・コードに変換する計画である。

又、原子炉コード・システム MULCDS の開発が進められている。

4. おわりに

高速炉物理の研究は各国の高速炉開発プロジェクトと結びついて精力的に進められているが、それだけに又重複も多いのが現状であろう。原子炉が大型化するにしたがい、一国での実験が非常に困難となる情勢では、相互に補完的な研究、あるいは共同研究などの国際協力がますます重要となってこよう。炉物理分野は、国際協力が比較的やり易い分野であり、我々も日英共同の MOZART プロジェクトを通して大きな成果をあげたいと考えている。

表 1 Comparison of Calculated and Measured Criticality Values

ASSEMBLY	EXPERIMENT k_{eff}	SNEAK Set		MOXTOT Set		KFKINR Set	
		k_{eff}	k	k_{eff}	k	k_{eff}	k
SUAK UIB	0.86 ± 0.01	0.855	-0.005	0.856	-0.004	0.852	-0.003
SUAK UHIB	0.945 ± 0.01	0.918	-0.027	0.930	-0.015	0.925	-0.020
ZPR III-10	1.0	0.999	-0.001	1.011	+0.011	1.001	+0.001
ZPR III-25	1.0	0.980	-0.020	0.998	-0.002	1.000	+0.
ZPR III-48	1.0	0.977	-0.023	0.989	-0.0011	1.007	+0.007
ZPR III-48B	1.0	0.975	-0.025	0.987	-0.013	1.006	+0.006
ZEBRA-6A	1.0	0.974	-0.026	0.985	-0.015	0.998	-0.002
SNEAK-3A1	1.0	0.994	-0.006	1.019	+0.019	1.004	+0.004
SNEAK-3A2	1.0	0.989	-0.001	1.012	+0.012	1.001	+0.001
SNEAK-3B2	1.0	0.984	-0.016	0.998	-0.002	1.005	+0.005
ZPR III-55	1.0	0.958	-0.042	0.934	-0.016	1.011	+0.011
SNEAK-5c	1.031±0.005	1.026	-0.005	1.042	+0.011	1.052	+0.021
3A0	0.930	0.938	+0.008	0.937	+0.007	0.932	+0.002
SNEAK-3A1	0.962	0.967	+0.005	0.968	+0.006	0.963	+0.001
Series 3A2	1.000 ¹⁾	1.000	-	1.000	-	1.000	-
3A3	1.048	1.039	-0.009	1.036	-0.012	1.046	-0.002
GODIVA	1.0			1.016	+0.016	1.011	+0.011
JEZEBEL (clean Pu)	1.0			1.000	+0.	1.011	+0.011
JEZEBEL (dirty Pu)	1.0			0.997	-0.003	1.009,	+0.009
VERA-11A	1.0			1.000	+0.	1.006	+0.006
ZEBRA-8H	1.027			0.996	-0.031	1.022	-0.005
ZPR IX-25	1.0			0.975	-0.025	0.995	-0.005
SNEAK-8	1.007±0.002			0.934	-0.023	0.999	-0.008
SNEAK-8Z	1.018±0.003			0.997	-0.021	1.012	-0.006

SNEAK-2A-R1	1.0	1.029	+0.029	1.013	+0.013
SNEAK-GA-Z1	1.0	1.000	+0.	1.007	+0.007
SEFOR-1C	1.0	0.997	-0.003	1.011	+0.011

1) Normalization for the SNEAK series

(KFK-1632より)

表

Comparison of target accuracies and estimated uncertainties for the prediction of physics parameters of a prototype reactor. (90% confidence)

Quantity	Target accuracy	Uncertainty	Uncertainty	Expected Uncertainty 1974
k_{eff} (end of life)	1.5%	2.2%	1.8%	1.3%
Peak to average power	3 - 5%	6%	4.5%	2.6%
Breeding ratio	5 - 10%		10%	6%
Control rod worth	10 - 15%	18%	13%	8%
Doppler coefficient	10 - 20%		20%	20%
Na-void coefficient	15 - 20%		20 - 30%	15 - 20%

(KFK - 1632より)

核融合炉インフォーマル ミーティングに出席して

東大 古橋 晃

表記に関して編集者から寄稿するよう依頼を受け、行きかかり上、この文を書くことになったが、このインフォーマルミーティングは奇妙な会合であった。時は1973年11月8日の19時から21時、場所は東海の東大原子工学研究施設、出席者は20数名であったと記憶する。この会合は炉物理・炉工学分科会のひとつのインフォーマルセッションとして、プログラムに「核融合炉IM」とだけ記してあり、主催者も、会合の性格も、一切現場に出てみる迄分らなかった。私は核融合炉に関するテクニカルなフリディスカッションとか、分科会発表に対する追加討論とか、あるいは外遊してきた方の帰朝談でもあるのかと思い、予算要求に何か参考にでもなればと思っ、て何の気もなく顔を出した所、意外にもこの会合の性格は「核融合炉研究連絡会」の発足総合的なものであることが分り、何かワナにかかったような気がした。同じような意外感を持った人が相当多かったようで、事情を知って

いた人は、小沢先生、柴田先生など、ごく僅かだったようである。聞いてみると、その直前に核融合炉研究連絡会の設立準備会が開かれていたそうで、そのために会場をお貸しした筈の東大の原子力工学研究施設の方では、私をはじめ誰も、この両会合間の関係もEMの性格も知らされていなかった。

ともかく19時に顔を出してみた所、小沢先生につかまってしまい、何も事情を知らないままにメモをとらされました。以下にもそれを要約して炉物理連絡会の方の会員の方にお伝えします。要するに事は、炉物理研究連絡会、海外調査研究連絡会に引続いて、氷三の研究連絡会として「核融合炉研究連絡会」が発足することになり、今日がその設立総会的なものだという話である。会員は原子力学会和文誌上等で公募し、10月末の一志の締切り迄に61名が登録した。(私はこれには確かに登録していたが、この会合との関連には思いがけなかった。) 炉物理連絡会などにならって早い機会に幹事の選出をしたいが、登録者として予期される顔ぶれがまだそろっていない。一方発足は急ぐので、設立準備会の意見として、幹事公選に先き立って当番校をきめてしまい、その当番校の努力で、公選や連絡会誌の発刊に進んでもらいたい。については初代の当番校は東大(本郷・東海のみ)だという話である。

事の意外な急展開に驚いたが、企画委員会からの幹事は小沢先生、編集委員会からの幹事は内藤先生ということもさまっている。一方、炉物理連絡会と異なり、学会理事から入る代表幹事は置かず、当番校幹事を複数とし、そのヘッドが即、核融合炉連絡会の代表幹事だという線途をさまっているということである。私はこの最後の点は、炉物理連絡会と異なり、親学会の責任体制が明瞭でないので反対であると発言したが、将来考慮するという事で抑えられてしまった。以下にしたがって、当夜の会合でしまった(あるいはきめられていた)ことを箇条書きにすると、

- ・連絡会の行事として、連絡会誌を発行し、討論会等も開く。
- ・年会・分科会等を利用して連絡会総会を開く。
- ・公選幹事の選出は、100名位と予想される加入者が、多分年末には出揃うから、そこで締切、11月頃に実施する。その世話は当番校を東大とし、東大と原子力学会が協力して行なう。
- ・幹事校から複数名の幹事を出す。任期は1年とするが、最初のみ昭和50年3月迄の任期ということはある。
- ・連絡会員の性格としては、グループの代表者のみが入る形でなく、核融合炉の研究者がなるべくすべて入る方向である。
- ・プラズマ研究者を中心に、核融合懇談会が既にできており、「核融合」という会誌を出しているのだから、これとうまく融和してゆく必要がある。

などである。

このほか当夜の出席者間で、連絡会誌を出すとするれば、どのような記事をのせるべきとか、核融合関係の委員会の類が多機関で多重に分立っていて、全貌がざっとは分らないとか、だからこそ連絡会誌がいるのだとか、いふ到底事情に通ずることは無理で、編集者

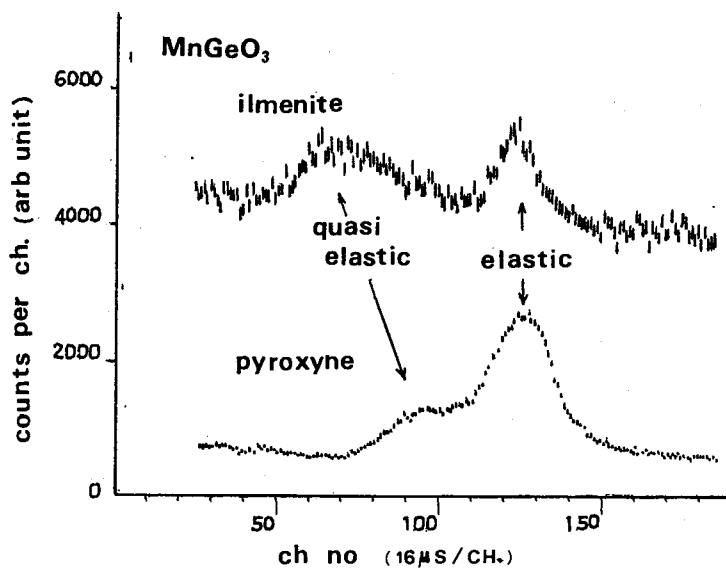
の能力を越えているとか 学会の核融合炉研究調査専門委員会との関係はどうなるのかとか、いろいろフリディスカッションがなされ、又将来、原子力学会のワケから逸出してゆく心配があるのではないかなどの議論も出た。

ともあれ、かなり久しい旧原子力学会の唯一の研究連絡会として存在してきた炉物理研究連絡会も、沖ニ沖三の競合者?の登場を迎えるわけで、会員のより一層のもりエリによって先輩連絡会としての荣誉を守り、貫録を示したいものと考えます。安逸に流れているとも思いませんが、この機会にあえてアラームを発する次第です。それにしても新しい連絡会の発足が、学会誌の例えは談話室欄にでも紹介されることなく、会員募集のみにて進行してしまうのは、あまり適当なこととは思えないのですが。

訂正 (前号)

前号で東北大核理研・渡辺昇氏の「冷中性子の利用」(P.P. 15-18~15-21)において図が脱落しておりましたので下に追加いたします。

これは東北大ライナックで、同氏らが出されたデータで、同氏の説明を引用しますと、
「これはpyroxyne型の $MnGeOs$ とこれを $1000^{\circ}C$ 数万気圧で圧縮して得られるIlmenite型 $MnGeOs$ について、磁気相互作用の違いによる準弾性散乱巾の変化を見たものである。これより Mn^{2+} イオン間に働く最近接磁気相互作用がそれぞれ求められたが、Ilmenite では巾の増加が著しく直接相互作用が大きいことを示している。」



中性子導管について

京大原子炉実験所 岡本 朴

I 中性子の全反射

通常中性子と物質との相互作用は波動関数の点ポテンシャルの集合体による散乱として取り扱われていて、その場合個々の原子核は Fermi の擬似ポテンシャルとして表わされている。しかし、非常に小さな角度で中性子が物質に入射するような現象の場合には、物質の表面に垂直な波長の成分が長くなるので中性子の為の物質に対する実質的な波長が非常に長くなり、たこことになり、物質は粒子密度に等しい一定の密度を持つ連続体と考えるよいこととなる。したがって、このような場合には物質全体を一つのポテンシャルとして取り扱うことが出来る。このポテンシャルは物質の表面で踏み段状に変化したその高さは

$$U = \frac{\hbar^2}{2\pi m} N b_{coh}$$

であらえられる、ここで N は粒子密度、 b_{coh} はコヒーレントな散乱半径、 m は中性子の質量で \hbar はプランクの定数である。

物質の表面に垂直な運動量の成分が $\sqrt{U}/2m$ より小さい場合には中性子はこのポテンシャルの中へ入ることが出来ないで、その物質の表面で反射されることになる。このことから平らな物質の表面に中性子が入射する場合、その入射角が臨界角よりも小さいければ全反射がおこることがわかる。この臨界角は上の関係から簡単に計算出来て、この角度が小さいことを考慮すると

$$\theta_{crit} \approx \frac{\lambda}{\sqrt{\pi}} \sqrt{N b_{coh}}$$

であらえられる、ここで λ は中性子の波長である。波長 4 \AA の中性子の場合には、ニッケル面による臨界角は 0.0069 rad 、ガラス面による臨界角は 0.0045 rad で銅の表面による臨界角は 0.0059 rad である。

全反射するような中性子の波動関数は、所謂トンネル効果によってごく僅か物質中に浸透するだけで、物質の表面近くで急激に減少する。したがって、全反射に寄与するのは反射面近くに存在する原子核だけで、中性子の全反射に必要な物質の厚さは通常 500 \AA 以上あれば充分である。このためガラス面にニッケル蒸着したものが全反射鏡として使用される。表面の平滑さも全反射鏡としては重要であるが、上に述べたように中性子の全反射には物質の表面から数百 \AA の範囲の原子核が寄与しているので、これより充分小さい凹凸は無視することが出来る。實際上、反射面の凹凸深さや高さが数百 \AA 以上あ

ても、その傾斜がゆるやかに臨界角より充分小さい場合にはその影響は問題にならない。

鏡用に生産されているフロートガラスは、溶融金属の上にガラスを流して作られるので、その面は液体の表面と同じく極めて平滑であって98%以上の全反射率が得られる。6mm程度の厚さのものは大量生産されているので安価であり、これにニッケルを蒸着すれば臨界角の大きな良質の全反射鏡が出来る。

II 中性子導管

全反射鏡を用いて導管を作ると、臨界角より小さい発散角の中性子束を損失なしにどこまでも導びくことが出来る。パルス炉から得られる中性子束のよりに大きなパルスで飛行時間分析を行う場合には、飛行距離が長くなって中性子束の発散が問題になるので、導管を飛行管として用いると有利である。

円周状に曲った導管を作って導管の出口から直接中性子源を見込めないようにしておくこと、ガンマ線や高速中性子を取り除いて比較的長い波長の熱中性子だけを取り出すことが可能である。この場合ガンマ線の線量は真直ぐな導管の場合の十万分の一以下にすることが出来る。導管を円周状に彎曲させてあるので中性子が導管の外周反射面へ入射する角度は内周反射面へ入射する角度よりも大きくなる、したがって中性子が導管を透過するためには外周反射面への入射角が臨界角より小さくなければならぬ。中性子の波長が短くなると臨界角も極端に小さくなるので、これより小さい角度で外周反射面に入射した中性子は内周反射面に達することなく外周反射面だけをつたって導管を透過することになる。導管の外周反射面と内周反射面で交互に反射されるから、ジグザグに導管を通過することの出来る最も短い中性子の波長とその導管の特性波長と呼んでいる。この特性波長はその導管で実用的にとり出し得る最も短い波長の中性子に対する目安として考えることが出来、臨界角に相当する発散角を持つ特性波長の中性子束は約70%導管を透過する。

導管の特性波長 λ^* は次式であらえられる。

$$\lambda^* = \sqrt{\frac{\pi}{Nb_{\text{coh}}} \frac{2d}{\rho}}$$

ただし、 d は外周反射面と内周反射面との間隔で ρ は外周反射面の曲率半径である。KUR中性子導管の場合にはニッケル膜の反射鏡を用いており $d=1.0\text{cm}$ で $\rho=833\text{m}$ であるので λ^* は 285\AA となる。導管の長さはその出口が直接中性子源を見込めないようにする必要があるので、その長さ L とすると

$$L_1 = \sqrt{8d\rho}$$

であらえられる。実際の導管の長さ L は L_1 より長くってあるが、あまり長いと導管内での中性子の損失が大きくなるので通常 $L=1.2L_1$ 程度に定める。KUR中性子導管の場合

合 $L_1 = 8.16 \text{ m}$ $L = 10.8 \text{ m}$ である。長い円周状に彎曲した導管を制作するのは実際的でないので、むしろ短い導管要素を多数接合して作った正多角形で円周を近似するのが普通である。この近似のために導管内で矢われる中性子の割合は $L = 1.2L_1$ にと、 L 導管の場合に特性波長の中性子に対して

$$\lambda_p = \frac{l}{2d} \sqrt{\frac{\rho}{d}}$$

であたえられる、ここで l は導管要素の長さである。KUR 中性子導管の場合には $l = 90 \text{ cm}$ であるので約 6% の損失があることになる。

実際の導管では、製作技術上の問題からこの他にも導管を透過する中性子の損失となる原因がいくつかある。

(1) 中性子が導管を透過するさいの反射の回数はかなり多いので、反射鏡の反射率が正確に 100% でないことによる損失も考えなければならぬ。この損失は臨界角が大きくなって中性子の波長が長くなる、で反射回数の多い中性子の割合が多くなる程影響が大きくなる。反射率が 97% の場合、特性波長の中性子の損失は数% であるが、 $\lambda = 3\lambda^*$ 程度の波長の中性子の損失は約 30% に達する。

(2) 多数の導管要素と接続して正多角形を作る場合に、導管要素の接合部に段差があるとその部分に入射した中性子は損失になる。さらに、各導管要素が正確な正多角形の各辺に対して斜行しているとその要素で反射した中性子の方向が変化し、その中には次の反射鏡に入射したときに臨界角を超えるものが出て来てこれも損失となる。

(3) 導管の内部が完全に真空ではないので、残留空気によって散乱された中性子も損失となる。KUR 中性子導管のように空気をヘリウムで置換していると、ヘリウムによる散乱が損失となる。

KUR 中性子導管の場合には、(1) による損失 6%、(2) による損失 12%、(3) によるものは 2% で合計約 20% の損失がある。

先に示した式からわかるように、 ρ と d に対して大きくとればいくらかでも特性波長の短い導管を作ることが出来る。しかし ρ を大きくすると、導管の全長が長くなって導管内での中性子の損失が大きくなるだけでなく、波長の短い中性子に対しては臨界角が小さくなり導管を透過する中性子束の発散角が小さくなる。透過中性子の発散角が実用上要求される中性子の発散角よりも小さくすれば、その発散角の差に相当する分は損失となる。したがって、あまり波長の短い中性子に対しては導管は有効でなく、半径曲率が大きくなると(2)の原因による損失を少なくするために要求される工作精度が実現出来な程になること等から考えて、 λ は $2\lambda^*$ 程度が実用上の限界である。

このように円周状に曲った導管を用いれば、ガンマ線や高速中性子を極端に減少させ $2\lambda^*$ より長い波長の熱中性子を有効に取り出すことが可能である。反射鏡の臨界角に相当する発散角の中性子束に対しては、原理的な損失及び工作上的損失等を含めて導管で得られる中性子束の収率は 60% 以上に出来る。したがって、この程度の発散角を持つた比

較的長い波長の熱中性子を用いる実験に用いると彎曲した導管はかなり有用であると考えられる。

導管の入口から中性子源を見込む角度は中性子束の発散角つまり臨界角に等しいから、導管入口と中性子源との間が数米はなれていても中性子源の大きさは $10\text{cm} \times 10\text{cm}$ 程度あれば充分である。数米はなれた場所からであれば $10\text{cm} \times 10\text{cm}$ 程度の小さい中性子源であっても数本の導管が同時に見込むことが可能でありさらに導管の長さは数米から数十米であるからその出口では大型の実験装置をそれぞれ配置するだけの空間が得られる。このことが導管の有用性の中で最も重要なものであって、例えば冷中性子源のようにあり大きくすることが困難な中性子源を有効に利用して、いくつもの実験を行うことが可能となる。

II KUR中性子導管の性能

KUR中性子導管はKUR E-3実験孔に設置されていて、現状では炉室内の部分 10m だけを使用しているが炉室外に更に 5m の導管を延長することが可能である。この 10m の導管の出口で得られる熱中性子束を金箔の放射化から計算すると、原子炉の出力が 511MW の場合に $2 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ である。この計算には中性子の波長分布が必要であるが、E-3実験孔の中性子は炉心の外側にある厚さ約 8cm の黒鉛反射体要素から出て来るので、炉心内の中性子温度を 420°C 黒鉛反射体の温度を 160°C として波長分布を計算した。

臨界角以内の発散角の中性子束に対する完全な導管の収率は計算で求められるが、この収率は勿論中性子の波長

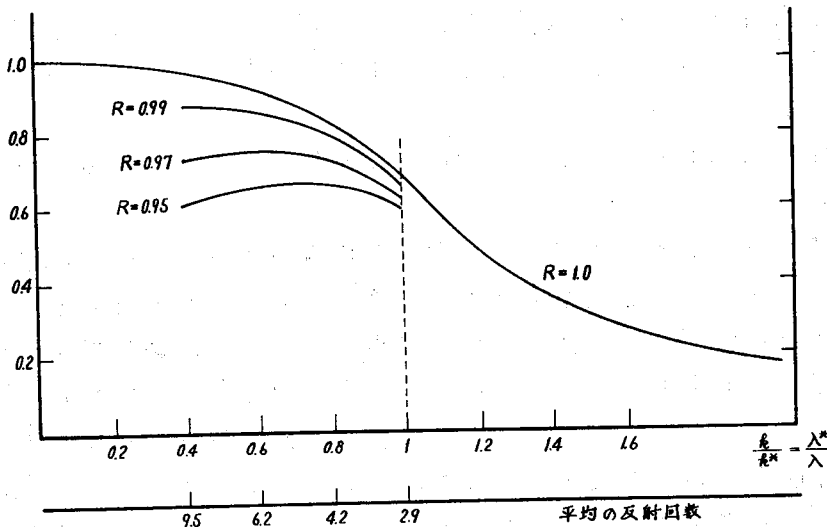
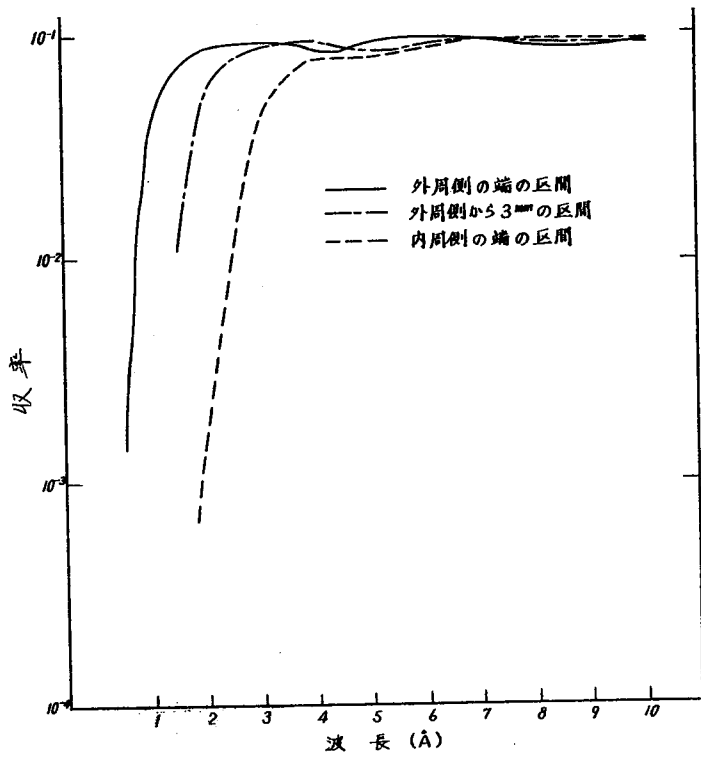


図 III-1 彎曲した中性子導管の収率
(AERE TRANS 1074 より引用)

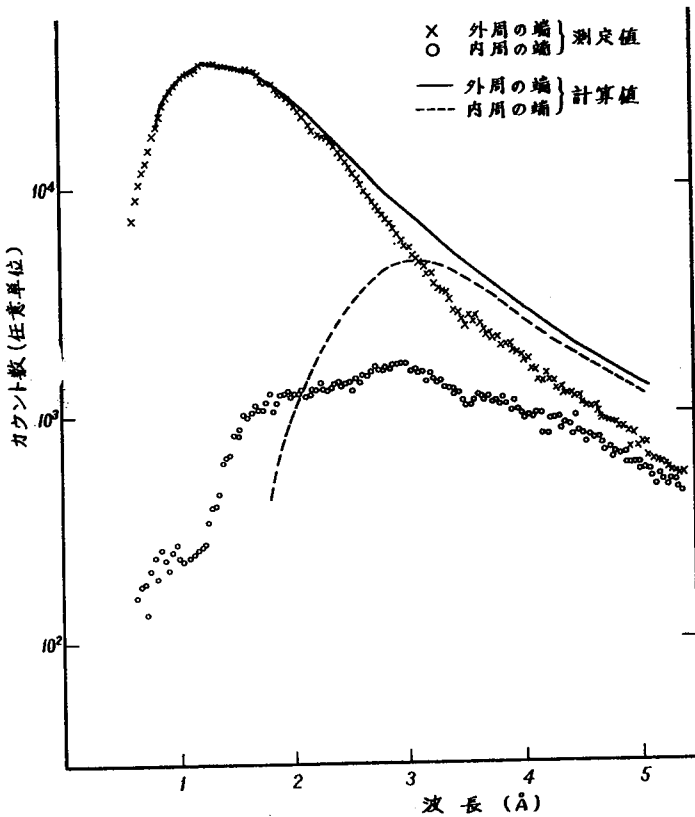
によって変化し特性波長 λ^* を単位として示すと図 III-1 のようになる。先に述べたように、導管内を透過する中性子は内側反射面よりも大きな角度で外側反射面へ入射するから、臨界角に近い角度で内側反射面へ向って導管へ入射した中性子は導管を透過出来ない。

したがって、臨界角の小さい波長の短い中性子は導管の外側近くを通りやすくなるので、この収率は導管の曲率半径方向の場所によっても変化する。

収率の導管出口の場所による変化を KUR 中性子導管について計算したものを図-2に示してある。この収率が波長の長い部分でも多少変動しているのは、導



図Ⅲ-2 KUR中性子導管の収率

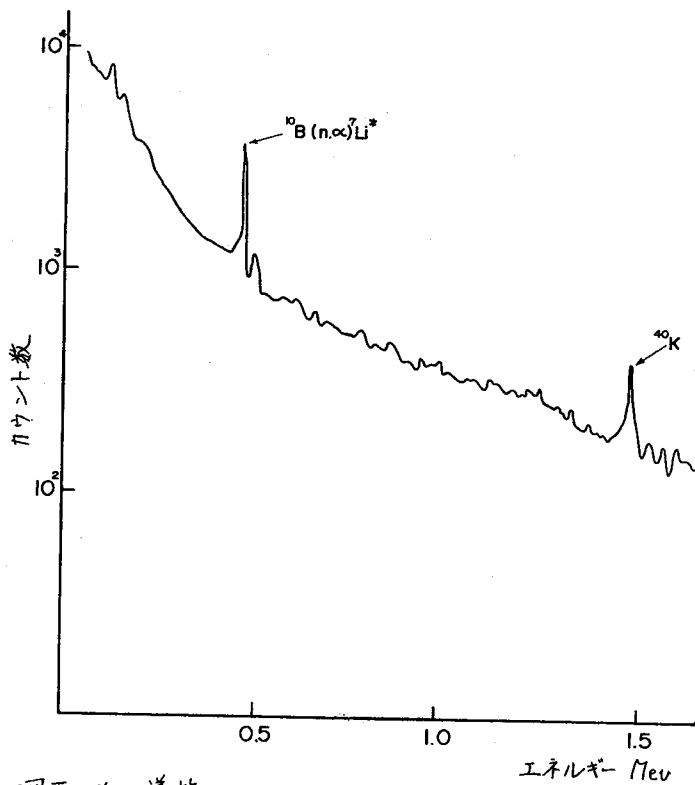


図Ⅲ-3 KUR中性子導管の中性子波長分布

管が完全な円周でなく、正多角形近似した導管であるためである。実験孔から出て来る中性子の波長分布とこの収率とから導管出口での中性子の波長分布を求めることが出来る。図Ⅲ-3に、このようにして計算した波長分布と実測した波長分布の比較が示してある。これによれば波長が長くなる程度測定値は計算値より小さくなっていくが全体として内周側の方が外周側よりもその差が大きい。これは波長が長くなると反射回数の多いジグザグ透過中性子の割合が多くなるからで、鏡の反射率が実際は98%程度であるのに計算では100%にしてあることによるものである。

らせん型速度選別器で得られる8.8Å, 6.6Å, 4.4Åおよび3.8Åの単色中性子を用いて収率の絶対値を実測した。この場合、導管へ入射する中性子束をあらかじめ臨界角に一致した発散角にコリメートしておく、入射中性子束と導管出口の中性子束の強度を同一の検出器によって測定して収率を計算した。測定した各波長に対して実測値は完全な導管について計算した値の80%弱であったが、これは後に導管要素の位置を調整して接合誤差を少なくすることによって80%以上まで改善された。

導管から出て来るガンマ線の線量率は蛍検電器を用いて測定した。この際熱中粒子は導管出口にボロンカーバイト板を置いて遮断したが、このボロンカーバイトあるいは導管出口付近の構造物から出る捕獲ガン



マ線による線量は導管の向きに直角な方向におかれた検電器によって測定して差引いた。導管の向きにおかれた検電器で測定された正味の線量率は導管出口から検電器までの距離に関係なく 1 mr/hr であって、これは大部分炉心部で発生したガンマ線が導管内で散乱されて出て来たものと考えられる。半導体検出器でガンマ線のスペクトルを調べてみると、図Ⅱ-4に示すように、数MeVまでの範囲にわたってほとんど連続で天然のカリウム 40からのガンマ線とボロン 10の (n, α) 反応によるガンマ線がみとめられる。

図Ⅱ-4 導管出口におけるガンマ線スペクトル

炉物理連絡会 入退会者 および勤務先変更者
(敬称略)

- 新入会員 (北大) 秋本正, 大友詔雄, 金沢信博, 千葉正人
 (東北大) 白田光雄, 渡辺昇
 (東海大) 小口正男
 (名大) 小根義彦
 (京大) 中島洋, 安藤正人, 杉本正明, 海老沢徹
 (原研) 大塚剛宏, 木下豊
 (日立) 三木一克
 (Westinghouse) M. Gene Lim

- 退会者 (東北大) 中屋重正, (東大) 末広忠輔
 勤務先変更者

- 森洋介 (川口工業高校) → (東海大)
 小早川透 (原研) → (原子力発電訓練センター)
 築城諒 (三菱原子力) → (NAIG)
 三田敏男 (日立) → (原研)

冷中性子源の炉物理の一二の問題点について

北大

井上和彦

冷中性子発生に関する全般的な事柄については、前号に宇津呂氏、渡辺氏および筆者の解説があるから参照されたい。本稿では、炉中性子利用研究専門委員会における筆者の話の要旨と一二の事柄について述べる。前号の解説と若干重複する所があるが御了承いただきたい。

冷減速材は極低温で使用されるから、中性子冷却の振舞いを理解するためには、極低温における分子運動の特徴をよく把握する必要があることについてはすでに述べた通りである。ただ、この種の実験をやろうとすると強い冷中性子源が必要になり、国内では実行は簡単ではない。現状では、積分的な実験と理論的なアプローチということになろう。後者に力を入れるのはそれほど困難ではない。

前号でも述べたように、凝集体構造に応じて冷却の主役となる分子運動モードが異なる。冷却の主役となり得る運動モードは独立な運動モードで小さな固有エネルギーのものでなければならぬが、我々の経験則から言うと、分子結晶で分子回転を冷却の主役とするものでは、回転子の対称性が高いものがすぐれていると言えそうである。

冷中性子利得の理想値と実測値の間にはかなりの差異がある。その理由については定性的に理解できるが、個々の冷減速材について詳細な分析が必要であろう。今後の利得向上の方途を見いだすためにも、このための実験あるいは計算が必要である。

時間依存スペクトル（あるいはエネルギー依存時間分布）の検討がパルス状冷中性子源にとっては大切である。過渡特性を調べる必要がある。時間依存スペクトルは長時間後に熱平衡に漸近する。定常スペクトルには冷却限界が現れるが、これは零度極限における定常スペクトルの *hardening* にほかならない。

国内では、加速器の冷中性子源についてはすでに或る程度の経験があるが（別稿参照）、原子炉の冷中性子源については経験が絶無である。炉物理的な面に限っても、加速器での情報・経験では不十分なことが多い。早急に研究に着手すべきであろう。

最後に、下表に二三の典型的な冷減速材について、主な冷却機構と各分子運動モードの特性を表わすエネルギーの大小の関係を参考のために示す。

冷減速材	主な冷却機構	特性エネルギーの大小
H ₂ O	格子振動（音響学的）	Debye温度 < ねじれ振動数 < 分子内振動数
L.H ₂	併進（自由ガスの）	併進エネルギー < 回転定数 < 分子内振動数
CH ₄	分子回転	回転定数 < Debye温度 < 分子内振動数

冷減速材内の冷中性子パルスの減衰

北大工 秋本正

1. はじめに

冷中性子の発生方法として、LINACをパルス状中性子源として冷減速材と組合せた場合冷中性子強度のみならず、時間特性は特に重要となる。LINACをパルス状中性子源とした場合の冷減速材内の中性子パルスの減衰過程を測定した。また得られた減衰定数より中性子強度の1指標である中性子温度の推定を試みる。

2. 実験

冷減速材として有用と考えられる CH_4 、 C_2H_6 、 H_2O の3種について減衰定数を求めた。冷中性子パイプは $20\text{cm}\phi \times 20\text{cm}$ の円筒型クライオスタットである。構造上の制約より検出器は減速材体系に密着できなかったので、体系から異なる距離の点における減衰定数を求め外挿法によりTOFの影響を除き、真の減衰定数を求めた。TOFの影響は減速材温度 T_m が低いほど大きいことがわかった。これは温度が低くなるほど平均の中性子速度 v が小さくなり冷中性子成分が増すことや漸近的なスペクトルになるまでの時間が長くなることによると考えられる。図に減速材温度依存の減衰定数を示す。図中の H_2O は減速材体系から 5.5cm の点での減衰定数であり、 $\text{H}_2\text{O}(\text{calc.})$ はtime-step methodを修正した計算法により求めたものである。この値にTOFの効果を加えれば実験値とよく一致する。一般に減速材温度の高い部分では、減衰定数は減速材温度に比例して線形に減少し、低い部分では飽和の傾向がみられる。これは温度の高い部分では主に $\lambda = \overline{v\Sigma_a} + vDB^2 - CB^2$ の第2項の v の変化が顕著に λ にあらわれ、低い部分では第1項に比較して第2項が十分小さくなり、その変化分の影響は λ に顕著にあらわれなくなることによると考えられる。

3. 中性子温度の推定

一般に平均の中性子温度は、中性子スペクトルのピークの位置から得られるが、減衰定数の減速材温度依存性からも簡単な推定ができる。

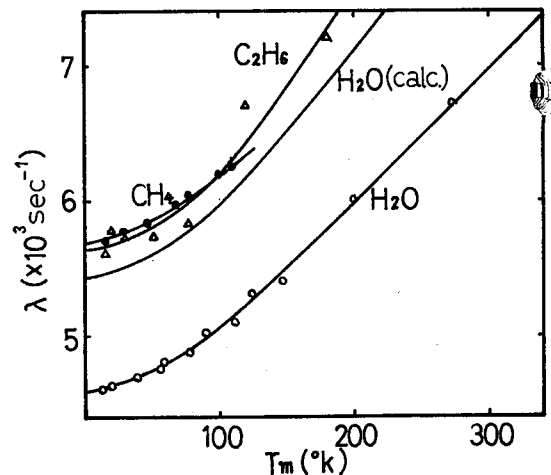
中性子束をマックスウェル分布に近似し、 B^2 が小さい場合は、中性子温度 T_n は

$$T_n = \frac{3v_0 \Sigma_0 (1 + \frac{k_0}{\beta^2} T_n^{k_0})}{2Q} \frac{\lambda(T_n) - \overline{v\Sigma_a}}{\beta^2}$$

となる。ここで $v^2 = 2E$ であり、 $\overline{v\Sigma_a}$ はconst.、 v_0 、 Σ_0 は任意なエネルギーに対応するものである。 T_m が 0°K の時の T_n を冷化限界温度とすれば、 CH_4 で 16°K 、 H_2O では 49°K となる。

4. おまわり

減衰定数と冷化限界温度より判断すれば、冷減速材としては CH_4 が最適と考えられる。



冷減速材におけるハルス中性子実験

大友大学・工学部 佐田 健二

ある体系に高速ハルス中性子を打込み、適当な検出器によって体系中の中性子密度の時間的变化を観測し、それから体系の却物理的特性を知ると中々のハルス中性子実験の原理である。この手法で冷減速材の中性子減速特性の実験を行った例は数多くない上に、これまでに行われたのは770K以上の気体体系を対象としたものである。¹⁾

ゆえに、さらに低い100K前後までの気体体系について、ハルス中性子実験を行った理由は次の通りである。これまでの実験範囲では、体系の減衰定数の観測値は温度の低下と共に減少し、ほぼ一次関数で表わされている。これは温度と共に中性子スペクトルの変化が生じ、中性子濃度をインデックスとすれば、これが体系の物理的溫度と共に低下することを示していたといえる。しかし、井上氏の研究によってこうした物理的溫度の低下はある温度以下では中性子濃度の変化、つまり中性子スペクトルの変化に等しいと示すことが予測された。²⁾³⁾ 勿論、オーソドックスな手法として、T.O.F法によって定常スペクトル、さらに4エッチャーや結晶回折と組合せた時間依存スペクトルの測定を行えば、これらの予測の正当性は直接的に確認しようが、Linacのような強ハルス中性子源を使用しないで、なるべく簡単な手法で上記の予測を確認しようとするのがこの実験の狙いである。つまり、 α 値に集約されている中性子エネルギーに与える実験的擾乱量は、超低温で中性子と気体媒質との衝突にエネルギー変化が生じることによって、物理的溫度の変化にかかわらず、ある一定値に停留してしまふことが考えられる。

実験結果として本稿に α 値から、時間依存中性子スペクトルの計算結果との比較によってモデル検証を行う方法については、大友氏の報告⁴⁾がある予定なので、ここでは主として現象的観測結果と実験上の問題点についてのべておこう。実験体系は200cm \times 200cm相当の円柱で、液・固体化したH₂O、CH₄、H₂について実験を行った。中性子源は14MeV D-T中性子で、ハルス中10 μ s、検出器は裸、Agフィルター(0.5mm厚)、Cdフィルター(0.2mm厚)つきBF₃比例計数管である。与えられた検出器はクライオスタットの円筒で体系表面に密着している。表面より5.5cm \sim 10cmの2層について測定を行った。

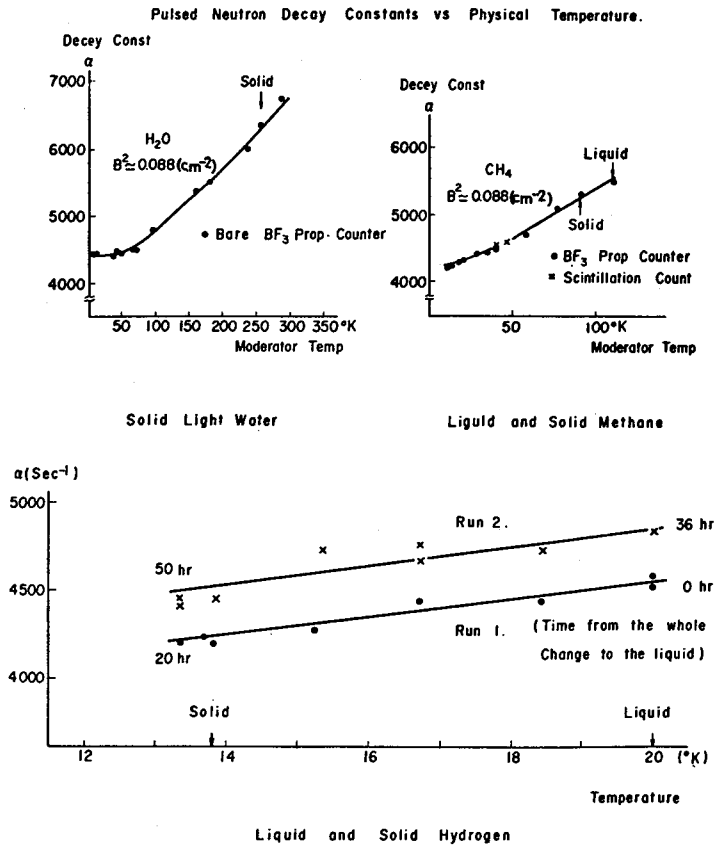
体系の物理的溫度を低下させていくと各物質共に α 値の減少が見られるが、H₂Oの場合は550K以下、CH₄では300K以下で一次関数が失われ、後者でも100K辺りの α の停留がほぼ推定された。H₂については120K程度ではなお α が変化している停留の予想が予測された。またH₂については長時間冷却を続けると、同一温度に達していても α 値の増大がみられる。これは明瞭に実験誤差以上の変化である。これは超低温でオレシ水素がパラ水素に徐々に遷移する可能性があり、その増加が生じているものと考えられる。またこの停留点附近ではフィルターつき検出器と裸の又別の比をとった時間依存Ag比、Cd比

を計算すると、その値がゆるやかに時間変化する事が分り、長時間に亘って中性子スロウクトンが降着をなすことが認められた。このような状態では、すでに減衰定数 α 値自体が物理的意味を失っているに等しいが、便宜上一つの指標として減衰定数 α 値を算出するとして求めたものである。

また検出器位置による α 値の変化であるが、 CH_4 , H_2 の 20°K 以下で約 10% の差異が生じている。一方 77°K 附近の H_2O ではほとんど差がない。これらの結果から、これまで示してきた α 値は体系そのものの値ではなく、低エネルギーでの中性子飛行時間の影響が考えられていることが窺える。中性子エネルギーが正確にわかればこの補正値を正確に求めることも可能であるが、実験的には外挿法によって α 値を求めることで処理することが便利である。(図の α 値は未補正値である。)

なお、本報告のデータは阪大・工と北大・工の共同実験から得られたものである。^{5) 6)}

- 1) E. G. Silver: Nuclear Sci. & Eng. 34 p. 275 (1968). 2) 井上和彦: 北大工学部紀要: 1969. p. 49. 3) K. Inoue: Nuclear Science & Tech. 7. p. 36 (1970)
 4) 大友詔雄: 炉物理研究 16号(本誌)掲載予定. 5) 佐田純: 原学会昭和46年年会 B. 51 (1971), 原学会. 昭和46年秋 炉物理. 切工学分科会. (1971), 6) K. SUMITA EUR (EURATOM Report) 4954 e p. 287 (1973)



パルス状冷中性子源

北大 井上和彦

電子線型加速器に組み合せて使用するパルス状冷中性子源を完成し、所期の性能の第一段階を達成したので、概略を紹介する。本装置は北大45MeV電子線型加速器における最も主要な中性子実験のための装置の一つである。

装置のレイアウトの概要をFig.1に示す。また、冷中性子源よりの中性子スペクトルと冷中性子利得をFig.2とFig.3に示す。長波長における利得は、予備実験から予期した通りに40に達した¹⁾。Fig.4に異なるエネルギーにおける冷中性子パルスの時間分布を示す。長波長の冷中性子の平均放出時間も、ほぼ予測通りに²⁾、180 μ sないし200 μ sである。

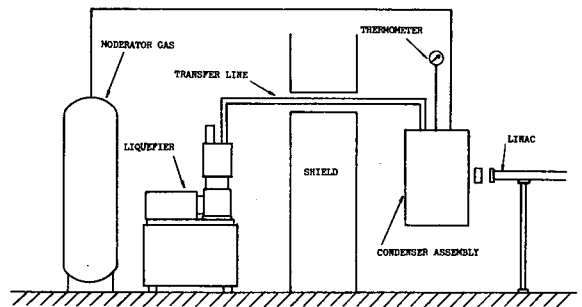


Fig.1 Layout of pulsed cold neutron source

現在、冷中性子断面積による分子回転束縛の研究に使用しているが、S/N比と統計の向上の効果は極めて著しい。

アセンブリ本体の炉物理的設計、と線加熱の問題、ターゲットと遮蔽、スペクトルの安定性、無人運転時の信頼性と安全性など、多くの有効なデータと情報を、短期間であるがこれまでの使用経験から得ることができた。引きつづき、実さいの研究に利用しながら、併せて特性の詳しい検討と性能の向上を行なう。これまでの第一段階では、冷減速材に極低温固体メタンを用いているが、間もなく性能向上の第二段階にとりかかり、利得を80ないし100に増大させる。

詳細についてはいずれfull paperで報告する。なお、これまでの経験から二三の点についてコメントを述べておく。

- (i) 液体水素とメタンを比較すると、利得の点では大同小異であり、取り扱いではメタンの方が容易である。我々が、第一段階でメタンを採用したのはこの理由によるものであり、事実この判断は正しかった。
- (ii) パルス状冷中性子源では、冷減速材の種類と使用方法に多様性が考えられる。メタンは確かに適切な冷減速材であるが、最善のものと考えべきでない。検討の

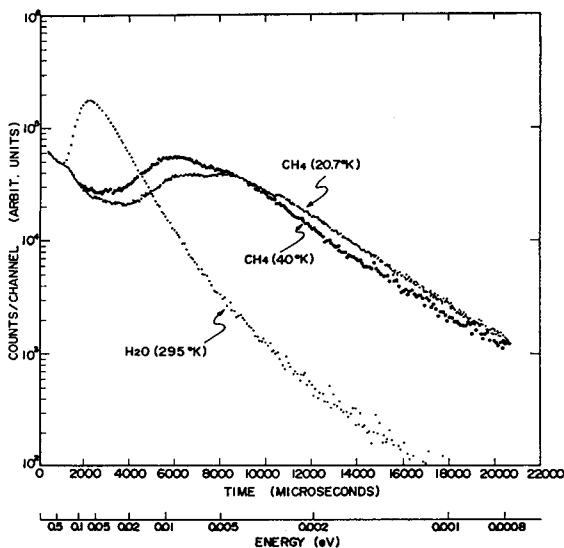


Fig.2 Neutron time spectra from cold source assembly

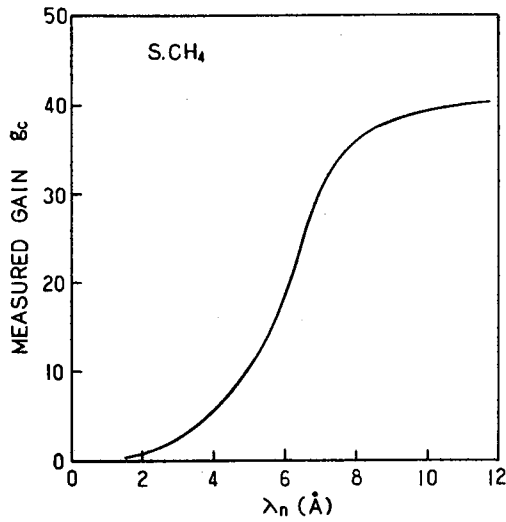


Fig. 3 Measured gain in cold neutron beam from pulsed cold source

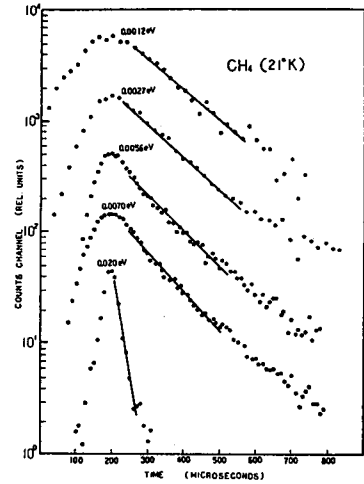


Fig. 4 Neutron time spectra in different energies from condensed methane

余地がまだある。我々は第二段階においてこの英を検討・確認する計画である。

- (iii) パルス状線源(加速器)ではもともと速中性子強度があまり高くないから、少しでも利得を上昇させた工夫が必要である。この英については、原子炉の場合よりも加速器の場合の方が工夫の余地が相対的に多い。
- (iv) 炉加熱の問題は原子炉の場合程深刻ではないが、配慮の必要がある。
- (v) 時間特性についてはさらに検討する必要がある。パルス中の短縮化は簡単ではない。

参考文献

- 1) 井上, 大友; 日本原子力学会48年年会C-38
- 2) 井上; 日本原子力学会47年炉物理・炉工学分科会C-33

原子炉における冷中性子源

宇津呂雄彦

原子炉からとり出される冷中性子ビームの強度を増すために、炉内に低温に冷却した減速材を附設することは、かなり以前から考えられ、またこれまでにいくつかの実施例が報告されている。これは減速媒質を低温に冷却することにより、その中の熱中性子の分布がより低エネルギー側に移動して、その中の冷中性子成分の割合が増大するとともに、冷中性子束の絶対値も増大することをねらったものである。しかし簡単な炉物理的考察からしても、中性子吸収の割合の増大、低温減速材の有限性、中性子スペクトルのマックスウェル分布からのずれ、等の諸問題のために、中性子の分布は低温減速材との熱平衡状態とは異なったものになる。このようなことから、如何なる種類の減速材を、如何なる形状・寸法位置にして、どのような温度にまで冷却すると冷中性子の利得や強度が最大になるかという課題を実行可能な条件の範囲内で解くことが必要になってくる。

このような課題について、これまでに原子炉に実際に附設された冷中性子源の例を比較検討することからでも、いくつかの有益な指示を得ることが出来る。例えば、冷中性子源の寸法形状については、核的加熱や輻射熱等のことから、冷減速材としては適当な大きさがあること、また一般に、冷減速材を透過した中性子ではなく、その内部や表面近くで散乱されてきた中性子を増やすような条件が望ましいと考えられている。次に、冷減速材をとりまく媒質の冷中性子源効率に及ぼす影響については、二種類の相反する作用があって、単純ではない。この点については、例えばガラス状カーボンのごとき非晶体や氷のごとき含水素物質は検討の価値があると考える。また、炉心に対する冷減速材の相対的な配置も重要因子の一つであることがわかる。最後に、低温減速材の散乱核については、これまでの原子炉用冷減速材としては殆ど液体水素が用いられているが、液体水素や液体重水素は、オルソとパラの種類があり、一般にはこれらの混合体であるが、これらの物質の中子散乱の詳細な性質はまだよくわかっていない。

このような複雑な関係を有する問題について、より詳細かつ正確な見通しを得るためには、種々のアプローチが考えられるであろうが、さしあたっては、これまでの炉物理的手法を活用して、例えば空間依存多群数値計算などを行ない、中性子スペクトル等の実験結果と比較して、寸法形状の最適条件や散乱核の性質に関する知見を得ること、また一つには解析的取扱いが比較的容易な模型を用いて、中性子スペクトルの空間変化や幾何学的条件の影響などを広範囲に調べ、その一般的様子を理解することとが有効であろう。前者については、グルーブルのSILLETTEについての例が報告されており、後者については、定吸収ガス模型が一つの簡単な模型と考えられる。

最後に、液体水素などを原子炉内にもちこむ際には、その安全対策は特に重要な課題となる。これについては、例えばバリウムバリヤー等いくつかの対策がこれまでも実施されており、冷中性子源の長時向運転実績が証明されている。

冷中性子パルスの時間特性

北大

大友 詔雄

冷中性子パルスの時間特性は、パルス状冷中性子源の研究・開発に重要な因子であり、この特性を明らかにするためには、冷中性子パルスの立上りの過渡部分から漸近部分の減衰の状態にわたって、時間依存中性子スペクトルの性質を詳細に調べる必要がある。

時間依存中性子スペクトルの計算は、冷中性子成分より高いエネルギー領域については Marshak⁽¹⁾ 及び von Dardel⁽²⁾ らの仕事があって、時間の早い領域から有効な解を与えている。しかし、彼らの散乱模型は実際的に中性子減速材としては実用的でない。又、Reichardt⁽³⁾ や Tewari と Kothari⁽⁴⁾ らは、氷の場合について、時間依存熱化方程式を解き、パルス状冷中性子の時間的挙動を調べているが、時間の早い過渡領域について殆んど触れていない。我々は、過渡的時間依存中性子スペクトルの計算に適した方法⁽⁵⁾ によって、二、三の冷減速材について時間依存中性子スペクトルの計算を行い、冷中性子パルスの時間特性を調べた。以下に、その方法の一般的形式と、その計算精度及び実験結果との比較も含めて記述する。

有限等方均一非増倍体系内の中性子スペクトル $\phi(E, t)$ に関する時間依存輸送方程式：

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi(E, t)}{\partial t} + \Sigma_T(E) \phi(E, t) = \int_0^{E_{max}} \Sigma(E' \rightarrow E) \phi(E', t) dE' + S(E) \delta(t) \quad (1)$$

$$\Sigma_T(E) = \Sigma_a(E) + \Sigma_s(E) + D(E) \cdot B^2$$

を基礎方程式として、まずエネルギーについて多群に分割する。これによって、定数係数線形一階非斉次常微分方程式を解く問題とし、初期値 $\{\phi_i^{(0)}\}$, $(t=t_0)$ を与えて、時刻 t_1 の解 $\phi_i^{(1)}$ を解析的に求める ($\Delta t = t_1 - t_0$)。

$$\phi_i^{(1)}(\Delta t) = e^{-\nu_i \Sigma_i' \Delta t} \left\{ \phi_i^{(0)} + \int_{\Delta t}^{\nu_i \Sigma_i' t'} \nu_i [J' \phi(t)]_i dt' \right\} \quad (2)$$

$$\therefore \Sigma_i' = \Sigma_{Ti} - \Sigma_{ii}$$

$$[J \phi(t)]_i = \sum_{k=1}^I \Sigma_{ik} \phi_k(t) = \int_0^{E_{max}} \left(\int_{\Delta E_i} \Sigma(E' \rightarrow E) dE \right) \phi(E', t) dE'$$

$$[J' \phi(t)]_i = \sum_{k=1}^I \Sigma_{ik} \phi_k(t) - \Sigma_{ii} \phi_i(t)$$

(2)式の右辺の積分項の $\phi(t)$ を Taylor 展開で与えて、積分を実行すると、数値計算に極めて適した解が求まる。

$$\phi_i^{(1)}(\Delta t) = \phi_i^{(0)} e^{-\nu_i \Sigma_i' \Delta t} + \frac{1 - e^{-\nu_i \Sigma_i' \Delta t}}{\Sigma_i'} [J' \phi^{(0)}]_i + \frac{\nu_i \Sigma_i' \Delta t - (1 - e^{-\nu_i \Sigma_i' \Delta t})}{\nu_i \Sigma_i'^2} [J'' \nu ([J' \phi^{(0)}] - \Sigma' \phi^{(0)})]_i + \dots \quad (3)$$

(3)式の形から、誤差の評価が容易であることがわかる。さらに、右辺が二項までとり、指数部を展開して近似すると、よく知られた Direct Integration Method⁽⁶⁾ の解が導かれる。

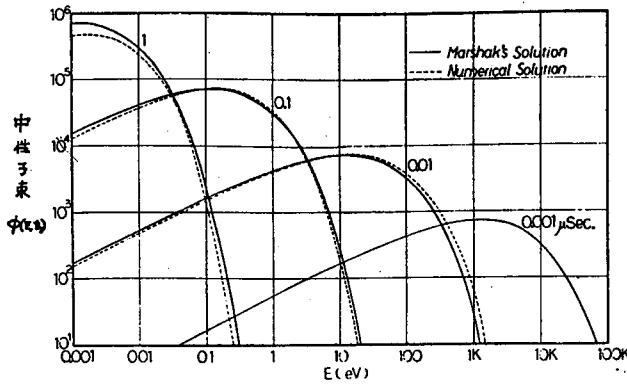


図1. 数値計算とMarshakの厳密解との比較

この解の精度を調べるために、 0°K の自由気体($A=1$)の時間依存中性子スペクトルを数値計算して、Marshakの厳密解⁽¹⁾と比較した。結果は、図1のように、全体としてMarshakの解と良く合っている。従って、我々の解法は、Marshakの解の妥当なエネルギー領域を含めて解くことが出来るので、エネルギー領域全域にわたって時間依存中性子スペクトルを適切に解くのに有力である。

固体メタン⁽⁸⁾内の時間依存中性子スペクトルを示す。前者では、初期に分子振動の励起の影響を示すピークを 0.075 あるいは 0.15 eV 付近にもった、特徴のある過渡スペクトルを形成し、 10 数 μs 程後に、ほとんどの中性子が 0.01 eV 以下のエネルギーへ急速に減速し、その後、数 $100 \mu\text{s}$ あるいはそれ以上の長期間にわたって徐々にスペクトルのピークを低エネルギー側へ移動させながら減衰し、スペクトルは落ちつかない。一方、後者では、束縛回転模型を用いているので、その励起の影響を 0.0013 eV 付近に示すスペクトルが形成されているが、全体の傾向は自由ガス模型によく似たスペクトルの形状を示し、スペクトルは、ほぼ落ちつかっている。

図2に、 0°K の極限温度における氷⁽⁹⁾及び

図3に、図2の場合の冷中性子パルスの時間特性を示す。氷の場合は、当然スペクトルが落ちつかないから、実質的に殆んど基本モードの励起は見られない。しかし、長時間後においては、中性子密度が小さくなるが、当然詳細釣合の原理が作用するから、基本モー

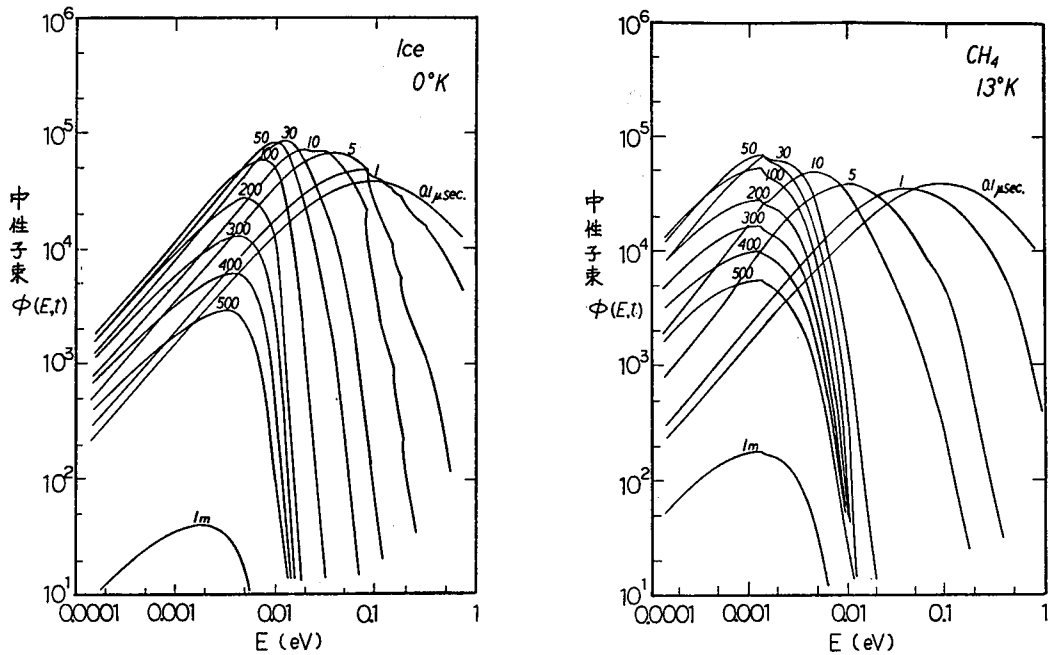


図2. 時間依存中性子スペクトル (氷及び固体メタン)

ドに近い形で減衰するはずである。メタンの場合、状況はかなり氷の場合とは違って、比較的高いエネルギーの成分で、基本モードに至る迄の数10 μ sの間に、特徴的な過渡状態が認められる。また、早くから詳細釣合の原理が作用するため、スペクトルは落ちついて、ほぼ基本モードに近い形で減衰することかわかる。しかし、この状況も、メタン温度が約10 $^{\circ}$ K以上の場合についてであり、温度がこれより低くなると異なる状況が生じるはずである⁽⁸⁾。

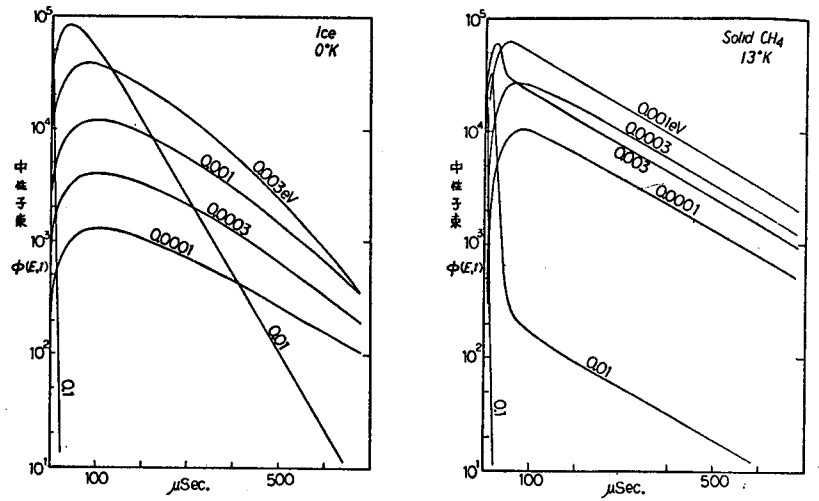


図3. 冷中性子パルスの時間特性。

図4に、21 $^{\circ}$ Kの固体メタンについての冷中性子パルスの時間特性の計算結果と実験結果の比較を示す。全体として両者は良い一致を見ている。パルスの立上りの部分については実験の分解能を考慮することが必要である。

冷中性子パルスの時間特性は、一般に基本モードの励起が遅い。従って、冷中性子パルスを利用する立場からは、冷中性子パルスの立上りの過渡領域から漸近領域にわたる時間依存中性子スペクトルを求めることが必要であって、この点から見て、我々の解法は有力なものである。

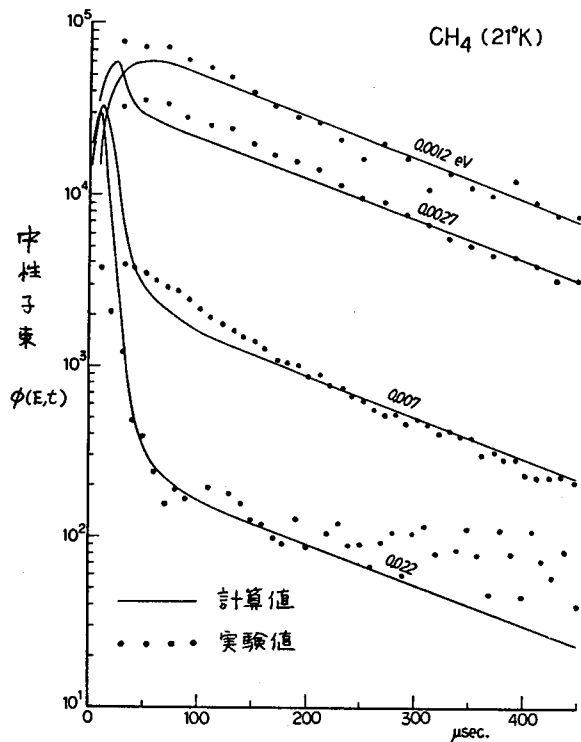


図4. 固体メタン(21 $^{\circ}$ K)における実験結果との比較

参考文献

- (1) R.E. Marshak, *Reviews of Modern Physics* vol. 19, No. 3 (1947)
- (2) G.F. von Dardel, *Transactions of the Royal Institute of Technology* Nr 75 (1954)
- (3) W. Reichardt, *IAEA Symposium on Neutron Thermalization and Reactor Spectra*, Ann Arbor, USA, July, (1967)
- (4) S.P. Tewari and L.S. Kothari, *Nucl. Sci. Eng.*, 39, 193 (1970)
- (5) 大友詔雄, 井上和彦, 北大工学部研究報告 64号 (1971)
- (6) M.J. Ohanian and P.B. Daitch, *Nucl. Sci. Eng.*, 19, 1343 (1964)
- (7) K. Inoue, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 7[11], 580 (1970)
- (8) 井上和彦, 北大工学部研究報告 64号 (1971)

コメント “ 加速器による冷中性子源 ”

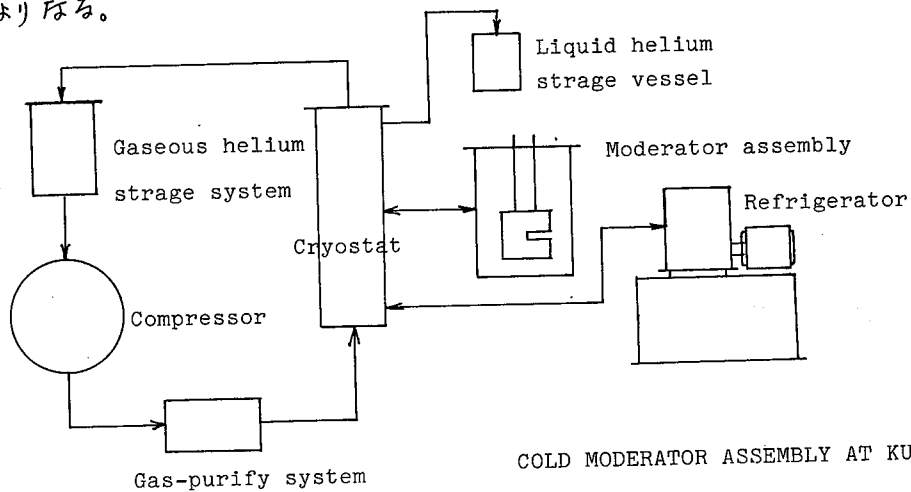
京大炉 後田道雄

冷減速材による冷中性子の収量，時間依存スペクトルの測定などを行うため KUR-LINAC に付設している冷減速材アセンブリの概要を紹介し簡易型クライオスタットを用いて行った冷メチレン中の中性子スペクトルの測定結果を報告した。

(i) 冷減速材アセンブリ

当アセンブリは約 12 l (円筒型) の減速材を 4.5°K まで冷却する能力を有するもので冷凍機にはフィリップス社製 PEH-100 型を用いこれは 20°K で 100 W の出力をもちている。全系統は同上冷凍機，減速材パイプ，圧縮機，クライオスタット，ヘリウムガスの清浄及び貯蔵系よりなる。

系全体としての能力は減速材パイプを 4.5°K まで冷却するのに約 12 時間を要し定常状態では 10 W 出力或は 1.8 l/H の液体ヘリウム製造能力をもちている。



COLD MODERATOR ASSEMBLY AT KUR-LINAC

(ii) 冷減速材としてのメチル基化合物

冷減速材としては固体メタンが今では最も優れていると考えられるが常温で可溶性ガスであるためその取扱いは必ずしも容易でない。従って減速能としては次善としてもその取扱いの容易なものが望まれる場合もある。この場合メチル基を有する化合物が考えられるが液体室温温度における軽水，ベンゼン，メタノール，アセトン中での中性子スペクトルの測定結果はこのことを裏付けている。そこでメチル基回転の束縛が比較的小さいと考えられるメチレン (~2l) を 22°K まで冷却し通常の LINAC-TOF 法でそのスペクトルを測定してみた。

その結果中性子温度 (中性子束スペクトルのピーク値に相当するエネルギー) は 45°K となり，常温の同じ体系での結果と比較すると 1 meV 中性子の利得は約 20 倍となっている。現在ではデータ量が十分でないためメチル基化合物が次善のものとして興味あることだけをコメントしたい。

§1 はじめに KUR 2号炉計画が30MW熱出力のHFBRとして現実のものになろうとしています。冷中性子を用いた中性子散乱実験には出来るだけ強力な冷中性子源が望まれています。軽水減速のHFBRの炉心近くに冷中性子源を入れる事は、技術的に困難な問題が多いと思えますが、その実現のために今一度冷中性子の有用性をふり返って見たいと思えます。まず最近開発された曲った中性子導管は、中性子源から出てくる熱外中性子、γ線を除き、冷中性子のみフィルターして、しかも強度の減衰なしに中性子源より離れた場所に冷中性子を導くことが出来る。又全反射鏡に酸化したG-Fe磁気鏡を用いれば、偏極した冷中性子を得る事が出来る。これらの事を考えるとこれからの冷中性子分光器は中性子導管の先に設置するのが望ましい。又測定法としては、波長が5~6Åより短い冷中性子はP. Graphite モノクロメータを有する高分解能3軸型分光器を用いて利用し主として干渉性散乱の測定に有利である。パルス中性子源や6Å以上の波長とも冷中性子散乱や、非干渉性散乱の測定には一般にTOF法が有利である。以下どのような研究に冷中性子が役立つか調べて見よう。

§2 弾性散乱を中心として

2-1) 主として物質の分子的構造、更に大きな構造解析

・単位胞の大きい高分子の構造。第2種超伝導体の渦糸構造^①。格子欠陥、不純物の散乱、磁性体の磁区。常磁性散乱、その他種々の非干渉性散乱等の研究に有用である。

2-2) 偏極中性子導管により強力な偏極中性子束が得られる場合

・偏極解析の方法^②により非スピン反転散乱とスピン反転散乱を別々に測定する事が出来る。この方法によれば、干渉性散乱と核スピン非干渉性散乱の分離。核スピン非干渉性散乱と常磁性散乱の分離。磁性体の核散乱と磁気散乱の分離(弾性及び非弾性)等の広い応用がある。

・更に散乱体が水素を含む場合、水素の核スピンを低温で磁場中偏極出来れば、水素の(b^+ - b^-)の干渉性散乱断面積を偏極中性子により測定出来、分子中の水素の位置決定を非常に容易にする。

・又極偏極に伴う核磁性の諸問題に対して偏極中性子は非常に有力な手段である。

2-3) 冷中性子の全反射の研究

・吸収断面積の高い物質の干渉性散乱断面積の測定
 ・薄膜による中性子の干渉^③、特に磁性体薄膜の中性子干渉散乱。
 ・偏極中性子全反射面における電場との相互作用^④ 金属全反射面の表面電荷による電場と中性子磁気モーメントのスピン-オービット相互作用による。

§3 冷中性子による非弾性散乱

冷中性子の非弾性散乱は中性子のエネルギー変化や運動量変化の小さい散乱に対して精密測定出来る点でより有効である。

3-1) 中性子臨界散乱

・2次相転移を行う物質の相転移温度附近で起る密度の時間, 空間的ゆらぎによる中性子散乱で, エネルギー変化 運動量変化 とも小さい。特に磁性体の転移点近くの臨界散乱の実験が多いが, 相互作用の性質を研究する上で重要である。

3-2) 液体の散乱機構の研究

・液体の中性子散乱は弾性散乱と非弾性散乱より成る。弾性散乱は液体中の分子の拡散運動と短距離秩序を反映し, 非弾性散乱は液体中の分子の量子化された運動すなわち, 制限された分子の回転並進運動(振動を含む)を反映する。前者は入射単色中性子の散乱角のエネルギーの広がりにより調べることも出来る。このような実験には, 高分解能のエネルギー測定が有効であるが, Heidemann^④等は, 中性子ガイド^③の先端にSi単結晶をおいて表面反射により単色中性子を得, エネルギー解析もこの方法でやる事により 3.5×10^{-7} eV の分解能で測定する事に成功し, グリセリンの散乱係数の測定^⑤, V_2O_5 の核スピン散乱の測定から核の内部磁場の測定等が行われた。

3-3) 比較的 low エネルギー スペクトルをもつ 集団運動。

・高分子の低次元振動, 液体ヘリウムフォノン, ロトン等の量子化された分子の集団運動。
・変位型強誘電体や金属のマルチサイト転移等の転移点で起るソフトフォノンの研究, や一次転移を起す磁性体のソフトマグソンの研究。これらは相転移の機構の研究上非常に重要な部分である。

3-4) 電子準位散乱^⑥

・主として結晶場により分離した核外電子準位が研究の対象になり, 現在までに希土類化合物($PbBi$, $TmSb$)等の4f準位の研究がある。特に伝導電子を持つ物質や光を通さない物質の結晶場準位の決定にはこの方法以外の手段は少ない。

3-5) 第2種超伝導体の渦糸の動的性質

第2種超伝導体に磁場をかけると磁束が量子化されて糸状に超伝導体の中に入って行きの磁気量子の糸が2次元格子をつくる事が中性子回折等により示されたか^⑦その動的性質^⑧冷中性子源をもったHFBRの完成が待たれる。

3-6) 超冷中性子による全散乱断面積の測定

・比較的単純なフォノン, マグソンを持った物質ではエネルギースペクトルを調べよう。

参考文献

1) J. Schelten. et al : Z. Phys. 253 (1972) 219

1) R. M. Moon et. al : Phys. Rev. 181 (1969) 920

1) 47年度 KUR-E3 中性子導管の共同利用に関する短期研究会報告 (岡本朴他)

1) P. H. Handel : Z. Phys. 252 (1972) 7

1) A. Heidemann ; Z. Phys. 238 (1970) 208

1) M. Birr : Z. Phys. 238 (1970) 221

1) R. J. Birgeneau et al : Phys. Rev. 134 (1971) 718

般参考 パルス中性子源における中性子散乱 石川義和他 物理学会誌 28 (1973) 461

軽水-天然ウラン非均質板状体系における熱中性子スペクトルの測定

日本原子力研究所

金子 義 孝

原子炉の炉心中の熱中性子スペクトルを微分測定することは古くから炉物理実験の一つの大きな意味の対象であった。初期の研究の主なものは1950年代の後半から60年代にかけて英国等においてスローキョッパーを使用して行われた出力炉の熱中性子スペクトルの測定である。この実験から、原子炉格子について平均した熱中性子スペクトルは理論的に予測されたように硬化したマックスウェル分布と $1/E$ 領域に対する接続数の和として表現されることがわかり、Weinert 表示として現在ではよく知られている。この成果は熱中性子群定数作成のさいの重みづけ関数の逆定に実験的根拠を与え、とともに落放射化法による積分実験の解釈を見通しのものであった。しかし一方、これらの実験ではビーム引出し孔をかなり広くとることが実験上不可欠なため熱中性子スペクトルの格子内における空間依存性についてはほとんど情報を得ることは出来なかった。1960年代の後半からLINA (Eパルス中性子源とする中性子飛行時間法により原子炉格子に近い体系の熱中性子スペクトルの測定法 RPI⁽¹⁾ と GA⁽²⁾) において試みられるようになった。これまでにホウ素を添加したポリエチレン板状格子、 Zr 燃料を円筒形のCd添加重水タンクを中心においた体系等の簡単な体系について Neul⁽²⁾ 等は実験に成功した。格子系における熱中性子スペクトルの測定における実験技術上の問題は、1) 中性子スペクトルに対する擾動効果を少なくするためレントホールを細くする必要があり、この結果計数統計の不足とバックグラウンドに対する信号比の低下が起る。このため、2) 中性子ビームのエリミネーションに、極度の正確さが必要になると同時に遮蔽を厳重に行ななければならない。3) 格子中の空間変化と熱中性子スペクトルがもっているのでレントホールのセッティングの精度に注意を要する。さて今回、原研では天然ウラン-軽水非均質板状体系における燃料表面、中心および燃料近傍の軽水中の 0° 方向の角度熱中性子スペクトルをLINA C-TDF法により測定した。⁽³⁾ この研究の目的は(1) 燃料を含む非均質体系における軽水の中性散乱に対するHaywood modelの妥当性の検証(2) 同体系における熱中性子スペクトルの計算における散乱核および熱中性子源の非等成分の影響の評価および(3) 中性子束の流束の強い非均質体系における多群一次元 S_n 法による熱中性子スペクトルの計算方法の精度の吟味である。今回の実験の特徴は以上の目的を実現させるため一次元による詳細な理論解析が可能とすように実験体系の形状をFig. 1のように造らせたことである。測定結果の熱中性子スペクトルをFig. 2に示した。測定値に対する理論解析結果の比較は1eVで規格化して熱中性子スペクトルのピーク値の相異について行った。その結果をTable 1と2に示した。その結果次のことが結論された。

1. 熱中性子スペクトルの理論解析において S_n 法の order は $N=8$ 以上の必要があり、さらにこのとき散乱核および熱中性子源の非等方性を考慮すれば測定と理論解析の一致はかたより。つまり燃料の表面および中心では計算結果は実験結果を $1/E$ 領域に対する熱中性子領域のピークの相対高さで 3~6% 程度低く、また軽水中では約 6% 高く見積るにこだまる。
2. 熱中性子源の空間分布には注意を払わねばならない。平坦な分布を仮定して入力した場合は、金線放射化分布より求めた熱中性子源と入力とした場合と比較して軽水中で $1/E$ 領域に対する熱中性子領域のピークの相対高さで 20~30% 程度大きく見積るにこだまるので実験との不一致も著しい。しかし燃料の中心と表面ではその不一致はさして大きくなる。
3. 熱中性子スペクトルにおける実験と計算の不一致が熱中性子群定数に与える誤差はその計算モデルの精度度によりこだまるが、 ^{235}U の吸収断面積について約 2% くらいであつて、このことから表の通りには 0.1~0.2% の order の影響にこだまると推定される。

さらに今後の検討事項としては、減速領域とくに ^{238}U の共鳴領域における実験・理論の不一致は T O F 実験における時間分解能の不足により主に起こり得るものと考へられるので補正を行うこと、さらに理論計算の面でも $\sim 10\text{eV}$ を出発エネルギーとして、群計算を行い正確に中性子スペクトルのエネルギーに対する変化を求めることが求められる。

Table 1 S_n 近似における order の影響

Position	1 - $\frac{\text{Calculated neutron flux}}{\text{Measured neutron flux}}$		
	S_2	S_3	S_{10}
A	+0.074	+0.059	+0.053
B	+0.055	+0.018	+0.005
C	+0.077	+0.042	+0.028
D	+0.047	+0.077	+0.087
E	-0.061	-0.035	-0.026

Note : P_0+P_1 kernel- P_0+P_1 fixed source, 78mesh

文献

- 1) Cerbone, R. J. et al. ; *Nucl. Sci. Eng.* Vol 15, p 115~123 (1963)
- 2) Neil, J. M. and Young, J. C. ; *Nukleonik* 12 B D, Heft 1. (1968)
- 3) 秋濃, 金子, 比佐, 黒川 ; *JNERI-M* 5173 (1973)
"軽水-天然ウラン非均質核状体系における角度依存熱中性子スペクトルの測定"

Table 2 熱中性子源と熱中性子散乱の非等方性の影響

Position	1 - $\frac{\text{Calculated neutron flux}}{\text{Measured neutron flux}}$		
	P_0+P_1 kernel- P_0+P_1 fixed source	P_0 kernel- P_0 fixed source	P_0 kernel- P_0 fixed source (flat distribution)
A	+0.059	+0.017	+0.016
B	+0.018	+0.002	+0.026
C	+0.042	+0.048	+0.046
D	+0.077	-0.053	-0.196
E	-0.035	-0.167	-0.309

Note : S_2 calculation, 78mesh

Table 3 空間メッシュの相違による影響

Position	$1 - \frac{\text{Calculated neutron flux}}{\text{Measured neutron flux}}$		
	$P_0 + P_1$ kernel - $P_0 + P_1$ fixed source		P_0 kernel - P_0 fixed (Flat distribution)
	246 mesh	78 mesh	78 mesh
A	+0.030	+0.059	+0.016
B	-0.010	+0.018	+0.026
C	+0.021	+0.042	+0.046
D	+0.082	+0.077	-0.196
E	-0.026	-0.035	-0.309

Note : S_8 calculation

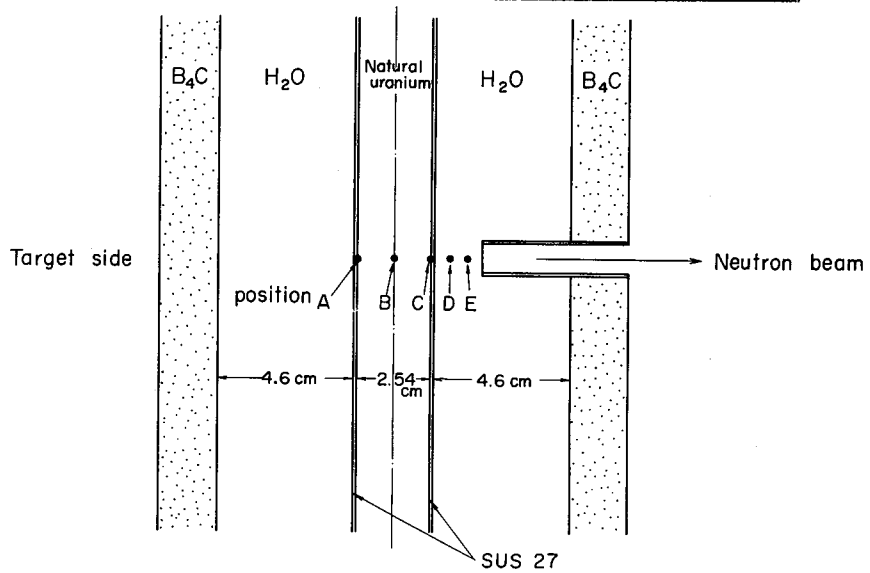
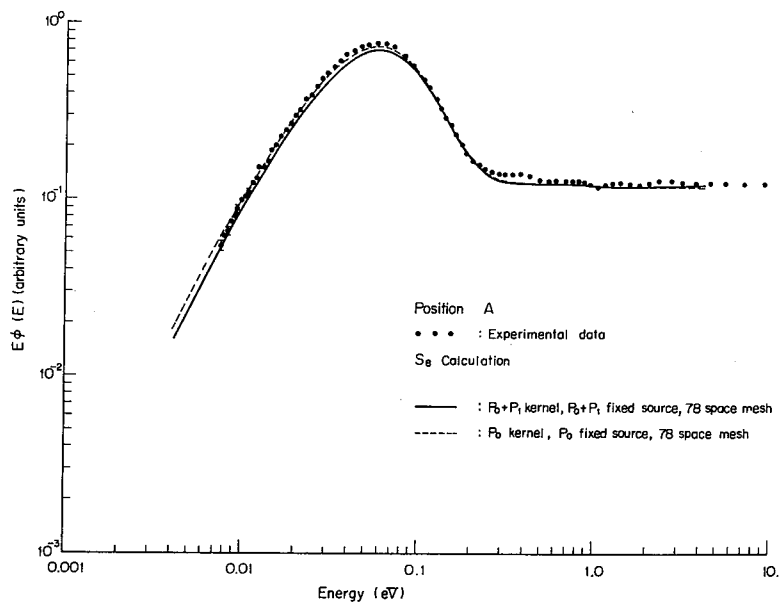


Fig. 1 Positions of space dependent neutron spectrum measurement in natural uranium-H₂O slab lattice



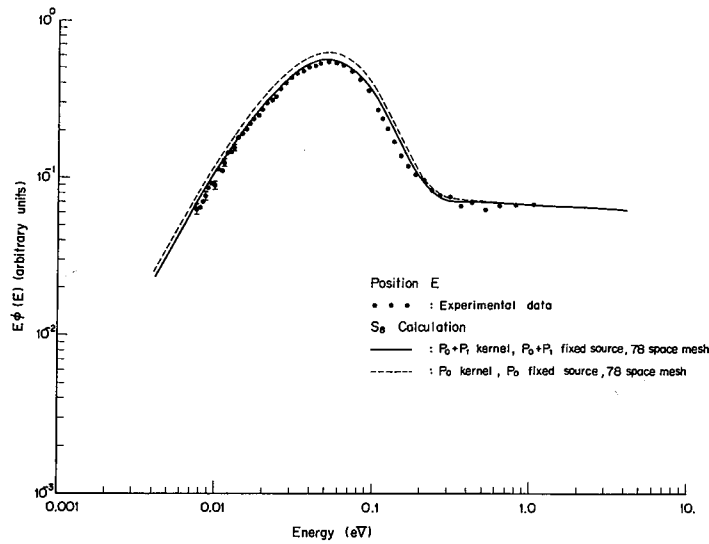
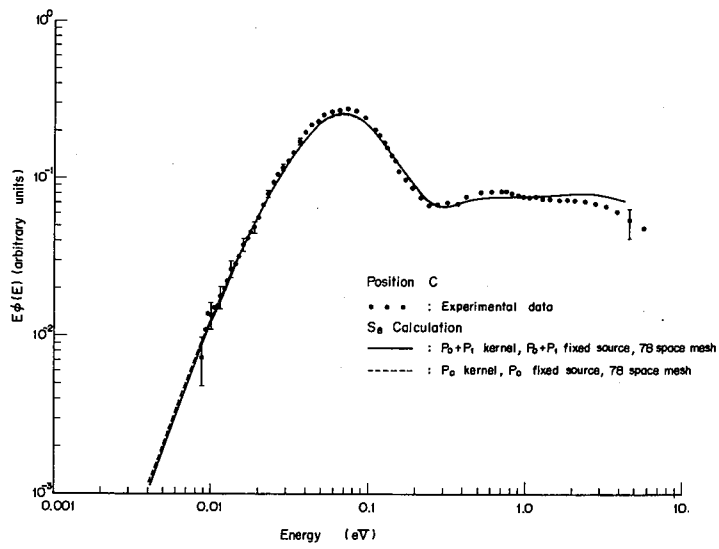
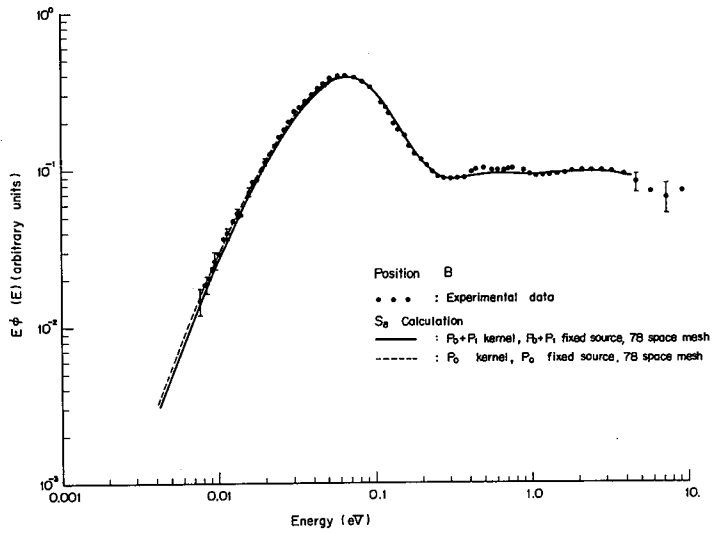


Fig. 2 Comparison of measured 0° angular spectra neutron spectra with calculated spectra

“結晶性媒質における時間依存熱中性子スペクトルの測定”

京大炉 後田 董 題

1. ホルス中性子の Die-away 実験或は解析的な立場から予想すると 小さな黒鉛体系においては時間的固有スペクトルが存在しないと考えられるがこれを直接確かめるための実験を行った。得られた状態は予想と一致している。測定には 30 cm 立方の体系を選び LINAC-CHOPPER 法を用いて行った。実験可能な熱中性子収量を得るため黒鉛の近傍にポリエチレン体系を設けこれを熱中性子源としたが、このため黒鉛体系内でのスペクトルの空間依存性が強くなり、従来の体系を一点で代表する解析方法では実験を十分説明できず新たに空間依存性を考慮した時間依存スペクトルの計算方法を用いた。実験結果、解析方法共に昭和48年京大炉物理・炉工学会 A-11, 12 で詳細な発表をしているので下図に結果の一部を再録するだけにするが 実験結果と解析結果の一致は低エネルギー部を除けば相まらよい。

2. 話題の提供は 実験技術上の問題について行った。バックグラウンドを極度に下げることのある実験であるがその経験、その他 LINAC とチョッパーの同期の安定性の問題、異なる時間遅れをもつスペクトルの間の規格化の問題、バックグラウンド差引きの信頼性の問題を述べた。これらを解決する方法として下記ブロックダイアグラムに示すような実験遂行の自動化を提案したが、これはチョッパーの回転数のドリフトが短時間には十分小さいものと考えて一回転の間の時間をフロックによってデジタル化し、これをもとに同期の安定性の保持、その自動変更、数種のスペクトル測定時間の自動配分、規格化を行うと共に時間分析器記憶領域選択を自動的に行なうものである。後日軽水氷体系での測定に用いたが結果は良いようである。

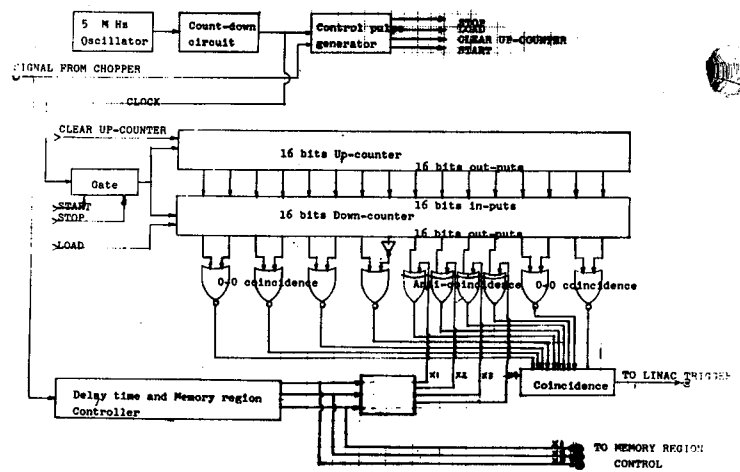
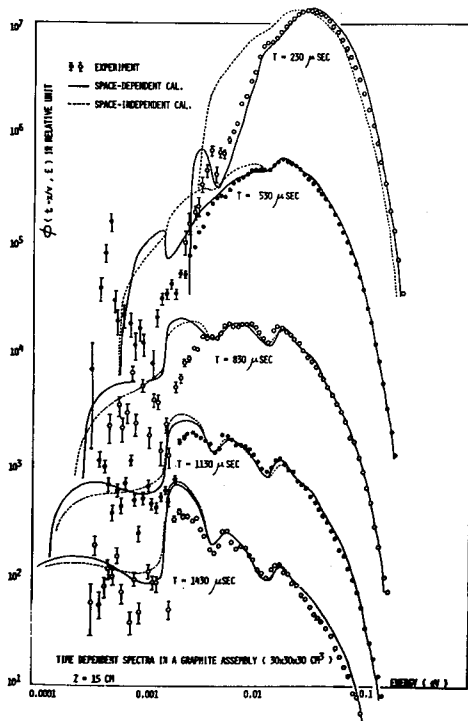


FIG. BLOCK DIAGRAM OF AUTOMATIC DELAY TIME AND MEMORY REGION CONTROLLER FOR LINAC-CHOPPER MEASUREMENTS

飛行時間法による角度熱中性子スペクトル測定における Reentrant hole の効果

日本原子力研究所

秋津藤義

飛行時間法による微分中性子スペクトル測定における問題点の1つは、体系内から中性子を引き出すためにもうけた reentrant hole による perturbation の効果である。さき、我々は LINAC-TOF 法により軽水に Cd および In を添加した均質体系¹⁾、および軽水-天然ウラン非均質体系における0°方向の角度熱中性子スペクトル測定²⁾を、それぞれ直径2cm および1cm の reentrant hole を用いて行なった。これらの reentrant hole が角度熱中性子スペクトルにおよぼす効果を2次元多群 S_N 近似で解析した結果について報告する³⁾。

実験を行なった体系は下記の2つの体系で、図1に実験体系を示した。

- 実験体系 I ; 12cm 厚さ \times 40cm \times 40cm の直方体体系に Cd および In を添加した軽水均質体系、中性子吸収体の濃度を図3に示す。直径2cm の reentrant hole を使用した。
- 実験体系 II ; 1インチ厚さの金属天然ウラン板の両側を4.6cm 厚さの純軽水でサンドイッチした非均質体系。直径1cm の reentrant hole を使用した。

計算方法: 図1における直方体の実験体系において、垂直方向に7.12cm の Cd カバーの金線の放射化空間分布の測定結果から、COS 分布であることがわかった。そこでこの実験体系を高さ12cm の円筒体系におきかえ、2次元解析により reentrant hole の効果をかなり正確に計算に取り入れることが出来る。 S_N 近似により2次元 S_N コード TD⁴⁾ を使い、reentrant hole がある場合とない場合の角度熱中性子スペクトル $\phi_{\text{perturbed}}$ および $\phi_{\text{unperturbed}}$ の計算を行なった。軽水の散乱モデルには Haywood model (ENDF/A T=296°K)⁵⁾ を使い、輸送近似を行なった PIXSE⁶⁾ コードで熱中性子散乱断面積を、実験体系 I においては4.9eV以下を10群で、実験体系 II では1.0eV以下を15群で、半径方向24 mesh、軸方向24 mesh 又は48 mesh とし計算した。熱中性子源は Cd カバーの金線の放射化分布を4.9eVにおける空間分布と見なし、各群への熱中性子源を PIXSE で作成した。

計算結果: reentrant hole による中性子スペクトルの perturbation の割合を、

$$\Delta = 1 - \frac{\phi_{\text{perturbed}}}{\phi_{\text{unperturbed}}}$$

で表わし、 $\phi_{\text{perturbed}}$ と $\phi_{\text{unperturbed}}$ との規格化は1eV近傍にとった。実験体系 I の純軽水(スペクトルソースA)の場合、直径2cm の reentrant hole の時の Δ を図2に、吸収体入りのスペクトルソースについての Δ を図3にそれぞれ示した。実験体系 II の各測定位置における Δ を図4に示した。これらの計算結果から、実験体系 I において直径1

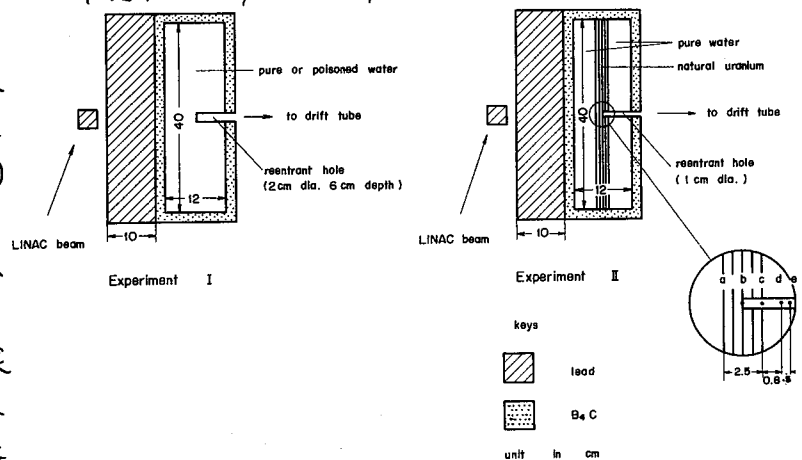


Fig. 1 Cross-sectional views of spectrum sources used in the experiment I and II

cmの reentrant hole の場合を除いて約 0.3 eV 以下で特に Δ が大きくなる。
 直径 3 cm の reentrant hole で、深さ 3 cm の時の熱中性子スペクトルのピークで Δ は、
 -0.24 になる。実験に使用した直径 2 cm、深さ 6 cm の純粋軽水の場合は -0.11 に、吸収
 体が増加されると Δ はやや小さくなるがスペクトルベースの場合でも -0.09 程度の per-
 turbation があることがわかった。実験体系 II の場合は体系 I より小さい直径 1 cm の
 reentrant hole を用いているため Δ は小さい。reentrant hole の直面積が天然ウラン領
 域にある場合には、perturbation により中性子束は減少であるがむしろ上がる。C 束で
 は熱中性子スペクトルのピークにおいて Δ は +0.02、さらに低いエネルギーで Δ は +0.10
 になる。一方直面積が軽水領域にある場合の Δ は -0.02 ~ -0.04 程度である。
 実験体系 I における各スペクトルベースの測定結果に、この reentrant hole の効果を補正
 した結果としない結果との比較を図 5 にした。この結果 reentrant hole の効果を補正し
 た測定結果は、一次元 S_4 近似 46 群の計算結果との一致は非常によくある。

以上の検討から、1) 軽水の均質体系における熱中性子スペクトル測定には、直径 2 cm
 以下の reentrant hole の使用
 が望ましい。2) 非均質体系 Δ
 の燃料内の中性子スペクトル測
 定には、直径 1 cm 以下であるこ
 とが必要と思われる。
 3) reentrant hole の効果を
 計算出来る geometry の体系
 の場合であつて、かつ perturbation
 が有意と推定されるときは実験
 的に perturbation の効果を測定
 することが必要である。4) 従来の
 Beyster⁷⁾ や Würj の軽水体系
 の角度熱中性子スペクトルの測
 定において、かなり大きな理論
 と実験との相異が報告されてい
 るが、この原因の多くは、最も大
 きなものは reentrant hole によ
 る perturbation が原因と考えら
 れる。

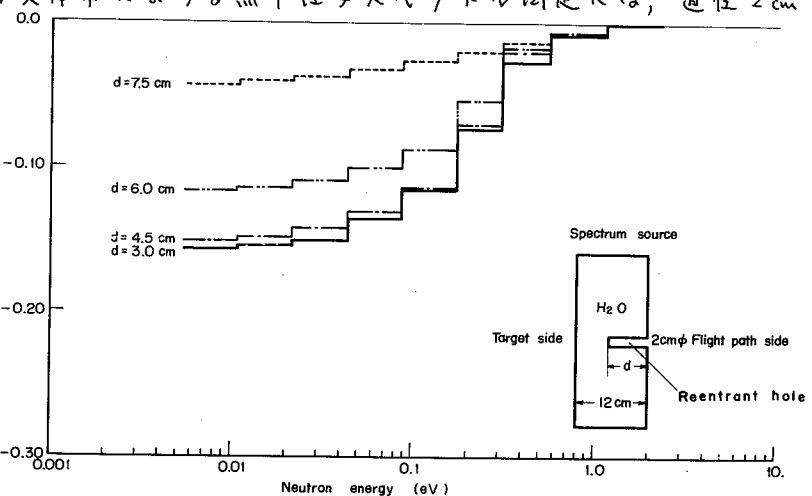


Fig. 2 Fractional distortion of angular neutron spectra due to perturbation by the reentrant holes with diameter of 2 cm in the pure water spectrum source A.

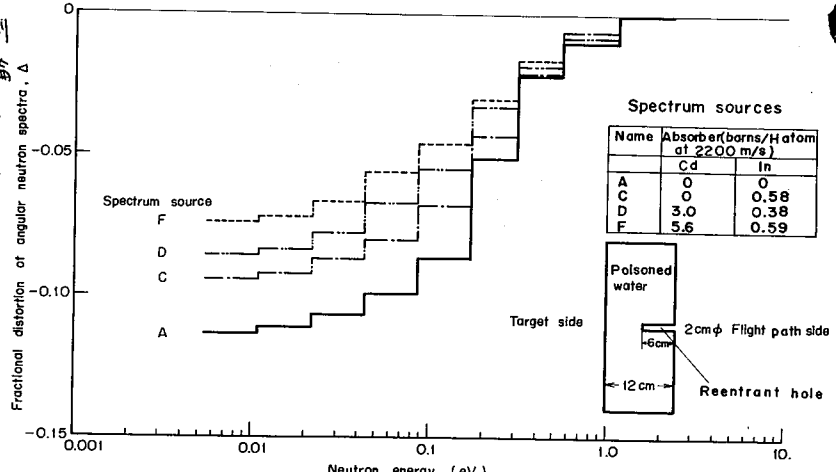


Fig. 3 Fractional distortion of angular neutron spectra due to perturbation by the reentrant holes with diameter of 2 cm and with depth of 6 cm in poisoned water spectrum sources.

参考文献

1) Akino F. et al : J. Nucl. Sci. Technol. 9[10] p574(1972)

2) 林濃藤 義 地, : JAERI-M5173 (1973)

3) Akino F. and Kaneko Y. : J. Nucl. Sci. Technol 10(1) p45 (1973)

4) Rodgers R.J. and Cheek P. S. : TIM-890 (1965)

5) Honek H. C. : BNL-8381 (1965)

6) Macdonald J.D. : AEEW-M318 (1968)

7) Bayster J.R. et al : GA-3542 (1962)

8) Würz H. : Nukleonik 11, 270(1968)

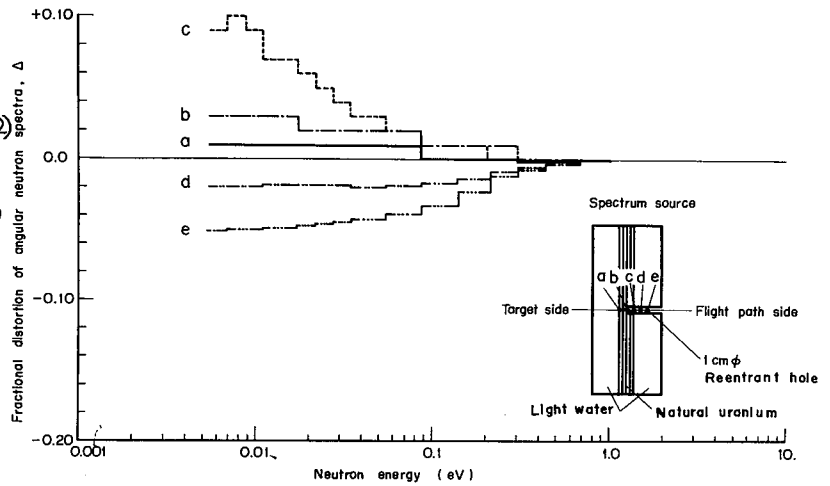


Fig. 4 Fractional distortion of angular neutron spectra due to perturbation by reentrant holes with diameter of 1 cm in the natural uranium and light water spectrum source.

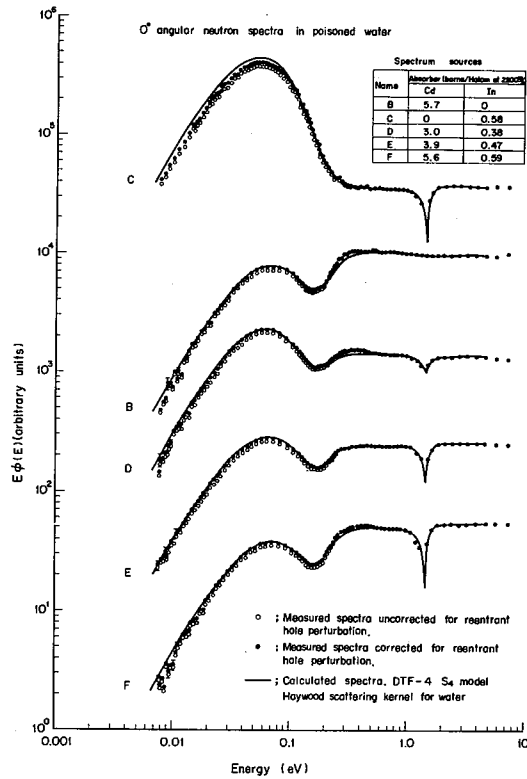


Fig. 5 0° angular neutron spectra in poisoned water experimental system I

研究室だより

(到着順)

1. 大阪大学 関谷研究室

(1) 発表論文

"An analytical approach to fast neutron spectra by the modified Wigner approximation", Y. Yamamura (Okayama College of Science), K. Yamamoto and T. Sekiya; International Symposium on Physics of Fast Reactor, B. 9. Tokyo (1973)

"Neutron Diffusion Coefficient in a Square Cell" T. Takeda (Hitachi), T. Ogawa, K. Azekura and T. Sekiya; Technol. Rep. Osaka Univ. 23, No. 1122 (1973).

(2) 発表予定論文

"Intermediate resonances in the neutron total cross section of ^{235}U at low energies II", Y. Kitazoe, H. Suzuki (Kansai Denryoku), and T. Sekiya; submitted to Atomkernenergie

"Comparison of disadvantage factor among square, hexagonal and cylindrical cells", K. Azekura and T. Sekiya; submitted to J. Nucl. Sci. Technol.

"Neutron-deuteron scattering and deuteron structure—an imprint of the impulse approximation—", S. Morioka and T. Ueda (Applied Mathematics); submitted to Progress of Theoretical Physics.

"Generalized synthetic scattering kernel approximation for elastic moderation of fast neutrons", K. Yamamoto, Y. Yamamura and T. Sekiya; to be submitted to J. Nucl. Sci. Technol.

"Effect of lateral leakage on neutron waves in polycrystalline media", T. Yamagishi; submitted to Transport Theory and Statistical Physics.

"Pseudo-mode analysis of neutron wave propagation in polycrystalline moderators", T. Yamagishi submitted to J. Physics D (Applied Physics)

(3) 昭和48年炉物理・炉工学分科会発表

"結晶性減速材体系における時間・空間依存中性子スペクトルの解析" A12
高橋亮人, 住田健二, 藤田薫顕 (京大炉), 相沢乙彦 (東工大), 阪元重康 (東海大)

"黒鉛の小さな体系における時間依存中性子スペクトルの測定" A11
住田健二, 阪元重康 (東海大), 相沢乙彦 (東工大), 高橋亮人, 藤田薫顕 (京大炉)

"パルス炉用線型出力系の高速化I" B21
若山直昭 (原研), 飯田敏行, 住田健二

(4) 近況

実験グループ: ^{252}Cf と ORTEC 製 ns パルス計測系が本年度購入されたので, 修士学生を中心に高速中性子系の研究がおそまきながらはじめられた。当面は鉛体系での高速中性子パルス伝播現象解明をターゲットとして実験が行われる。又当グループスタッフ (住田, 高橋) と京大炉 (藤田), 東工大 (相沢), 東海大 (阪元) が実験グループを作って, KUR-Linac と chopper による時間依存中性子スペクトル測定の研究を昨年より継続して進めデータが出はじめた。これは一つの新しい動きである。住田は P 型 YAYOI の波形測定に

DC-Amp系をもって院生とともに参加しており相変らず東西に忙しい。(高橋)

理論グループ: 現在漠然と次のようなグループに分かれている。

非均質系(畦倉 D_2 , 小川 M_2 他), 高速中性子の減速理論(山本 D_3 他), 断面積を求める基礎としての原子核反応(北添, 森岡 D_2), 統計物理(輸送, 雑音理論)(錦織, 岸田 M_2), モンテカルロ法(山岸, 村上 M_1)。11月からは Indian Institute of Technology から Dr. Sengupta (高速炉理論) を研究室に迎え, 各グループに刺激となるであろう。(山岸)

乙. 九州大学 大田研究室

(1) 活動状況

発表論文 口頭

(A) 高速炉関係

1) 大田正男, 宮原啓二; ^{233}Pa , ^{239}Np の非弾性散乱断面積の計算 (昭和48年年会)

2) H. Nishihara and M. Ohta; Simulation of Fast-Reactor Spectra: Applications to Calculation of Reactivity Effects and of Fission to $(n, 2n)$ -Reaction Ratios in Fast Reactors, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 10, 402(1973)

3) M. Ohta and K. Miyamoto; Calculation of Neutron Inelastic Scattering Cross Sections for Pa-233 and Np-239 , *J. Nucl. Sci. Technol.*, 10, 583(1973) (S.N.)

4) K. Miyamoto, M. Ohta and T. Ohsawa; Calculation of Neutron Inelastic Scattering Cross Sections for ^{233}Pa and ^{239}Np , *Memoirs Faculty, Eng., Kyushu Univ.* 33, 47(1973)

5) 大田正男; Pu-Th系大型高速中性子炉のバーン・アップ: ^{233}Pa のビルド・アップ, 九大工学集報, 46, No. 6 (1973) 掲載予定

(B) 核融合炉関係

1) 大田正男, 中島秀紀, 西原密; 核融合炉ブランケットに関する断面積の計算: $(n, 2n)$ -反応, 九大工学集報, 46, No. 5 (1973)

(2)

(A) 高速炉関係

大型 Pu-U 系および Pu-Th 系高速炉の Doppler 係数およびその温度依存性等を計算している。

1) H. Moriyama and M. Ohta; Comparative Study of Reactivity Effect of Large Pu-U and Pu-Th Fast Reactors, *Memoirs Faculty, Eng., Kyushu Univ.*

投稿準備中

(B) 核融合炉関係

真空壁材料として, Nb, Mo, W を規定し統計モデルを使用して (n, p) , (n, α) の断面積を計算し, (2)更に直接過程の寄与を検討中である。更にこれら材料の sputtering ratio の計算を準備中で, 材料学的な検討およびイオンによるプラズマの純度低下の検討を実施する予定。

1) 中島秀紀, 大田正男; 核融合炉真空壁での反応断面積の計算 (昭和47年秋の分科会)

2) H. Nakashima and M. Ohta; Cross Section Calculation Relevant to Fusion Reactor (II); (n,p), (n, α)
-reaction, J. Nucl. Sci. Technol.

投稿準備中

(大田 正男)

3. 動燃・ATR

重水臨界実験室 DCA は既報の通り、ATR 原型炉「ふけん」炉心の核特性部門を担当している。ウラン燃料を装荷した炉心での実験は一応終了し、昭和47年7月からは0.54%富化フルトニウム・ウラン混合燃料を昭和48年8月からは0.87%富化の燃料を装荷した実験を続けている。

ATR 型炉心は複雑で、構造・組成等の少シの変化に対しても核特性は大巾に変化する。こうしたことから炉設計点を中心に格子ピッチ、冷却材ホイド率、燃料濃縮度等の広範囲のパラメータ・サーバイが必要であるので、初臨界以来実験データ解析、報告書作成のくりかえしで、データの集積に追われる毎日が続いています。

ウラン燃料炉心を終了した機会に集積されたデータを今一度炉物理的観点から検討し、この結果を日本だけでなく——外国にも ATR 関係の発表をしろという理事の指示もあったので——昭和48年6月の ANS の年會に発表した。

表題

*Critical Experiments on the Cluster-Type Fuel Lattices
of ATR in Japan, Trans. 16 267 1973*

誰が行くかで大いに室員間の話題を提供した。結局八谷副主研が発表された。シカゴの会場では“熱心な質問を受けた。日本の ATR は基礎実験のデータに基づいて開発を着実に進めているとの印象を与えた。”とのことだった。また彼がカプタのトヨーク・リバーも訪問し、ここでも“我々の実験は大いに評価され、さらに現在行われているフルトニウム実験の詳細な結果に興味を持っているようだ。特にフルトニウム燃料内の測定に関しては大いに注目を得た。”と言う事です。毎日実験、実験と大型プロジェクトに追われている我々はこれを聞いて大いに意を強くした。

最後に DCA を建設し、それ以来ずっと我々を指導してこられた坂田室長がこの11月7日榮転され、変って宮脇主研が室長に昇格された。今後も新室長を中心にして、世界的に不足している、又注目されているフルトニウム燃料装荷炉心の実験が忙しく続けられていくであろう。

(仁紫 明人)

4. 近畿大学 原子炉工学教室

近頃(10月~12月)は、卒研のまとめ、大学の各種行事、学会等で一年を通して最も忙しい時期の為、研究室全体が活気に満ちあふれている。

今年の研究室の人員構成は、掘部、水本と 卒研生1名、研究生2名の計5名からなっている。

今日まで実施してきた研究は、研究室の名称から明らかな如く、主として炉物理に関するもので、その内容は、化学分離による線源の製造から原子核物理に至るまで広範囲にわたっている。現在取組んでいるテーマは、次に示す二つである。

- (1) ^{91}Sr の decay scheme に関する研究。
- (2) $^{95}\text{Zr}(n, \gamma)$ 反応の断面積の測定。

テーマ(1)は、4年前から実施してきたもので、すでに本会誌の“研究室だより”に紹介した。当初の実験では $^{94}\text{Zr}(n, \alpha)$ 反応の断面積の測定をも考慮して、 $^{94}\text{Zr}(n, \alpha)$ 反応から化学分離にて得た1マイクロキュリー程度の弱い ^{91}Sr 線源を用いた為、満足したデータを取得することができなかった。この為、昨年からは、京大の西研究室から譲っていただいた、核分裂生成物から分離した100マイクロキュリー程度の強い ^{91}Sr 線源を用いて実施している。その結果、一応満足したデータが得られ、現在それを解析している段階である。

次にテーマ(2)は、昨年から実施してきたもので、まだ予備実験の段階である。従って満足した結果は得られていないが、以下にその概略を紹介する。

原子炉の運転において、バーンアップの計算が実際と合わないのは、核分裂生成物として燃料中に蓄積する多くの元素中、まだ十分中性子吸収断面積が分っていないことによると言われている。 ^{95}Zr は、これらの内、代表的なものでその測定が要望されている。そこで ^{95}Zr の断面積を放射化法にて求めた。

- ターゲットとしては、 ^{95}Zr が安定元素として存在しない為、 ^{94}Zr と ^{95}Zr がある割合で存在するものを用いた。断面積の測定は、 $^{95}\text{Zr}(n, \alpha)$ 反応の生成核 ^{91}Zr が安定元素である為、 $^{94}\text{Zr}(n, \gamma)$ $^{95}\text{Zr}(n, \gamma)$ ^{96}Zr から生成する ^{95}Zr 量を絶対測定し、これから求めることにした。

実験を実施する前に、諸条件(1)中性子束、(2)ターゲット量、(3)照射時間、(4)断面積をパラメータとして、実験条件を確立する為のパラメータ計算を実施した。そしてさらに、実際の測定で生ずる各種の測定値の誤差に伴う断面積の誤差の範囲を検討した。この計算結果から、断面積が10⁶バーン程度の大きな値をもたないかぎり、 $\sim 10^{14}$ n/cm²sec の極めて高い中性子束及び長時間照射が要求されることが明らかになった。

そこで、断面積などの程度の値をもつかを知る為、予備実験として京大炉の Hyd 照射孔 (6×10^{13} n/cm²sec, 45時間照射)にて実験を実施した。得られた結果は、 1×10^6 バーンで今仮に ^{95}Zr の絶対測定値のみに±3%の誤差を考慮すると、その値は最小のバーン、最大 2.3×10^4 バーンとなる。これは、今回の中性子束では、生成する ^{95}Zr が (n, γ) で減少するよりも崩壊で、減少する割合の方が大きい為であり、中性子束を $10^{14} \sim 10^{15}$ n/cm²sec

としなにかぎり誤差は小さくなり得ない。

尚、断面積の導出にあたり、照射中の中性子束を求める為のAuの断面積及び ^{242}Pu の断面積は、Westcott流の断面積を使用すべきであるが、この為に必要な諸因子が明確でない為、とりあえず 2200m/sec の値を用いている。

今後は、今回以上の高中性子束が照射時間による実験が望まれ、現在計画中である。

(水本 良彦)

5. 三井造船株式会社

(1) 当事業室は昭和47年8月に発足したばかりで、事業内容、研究開発計画など漸く緒についたところであり、推進体制づくりの段階にあります。(現在炉物理関係者5名)造船会社という体質上、一応船用炉と将来炉の本命高速増殖炉開発のシステム・エンジニアリングと機器製作を対象としておりますが、あくまで動燃、原船団などのナショナル・プロジェクトに参加協力していく立場をとっております。

(2) という事で過去の研究は、八谷が原研シグマ研究委員として、統計理論および直接反応理論による核データの評価に従事したものに限りられます。(別に遮蔽関係には、いくらかあり 速中性子スペクトルの解析などもやっております。)

(3) 発表論文の例

1) HATCHYA.M.et.al. Fast-Neutron on Capture Cross Sections of Cr. Fe. Ni. and Mo. IAEA-CN-26/28, 2nd. Int. Conf. on Nuclear Data for Reactors, at Helsinki 15-19 June 1970 Vol.11 805

2) 中村久, 八谷雅典, 高速中性子捕獲反応断面積の計算

3) 中村久, 八谷雅典, 統計理論による核分裂の計算

4) 現在 酸素の核データの評価

(八谷 雅典)

6. 川崎重工業株式会社

(1) 2次元遮蔽設計計算コードの開発

ライン-オブ-サイト計算と2次元除去-拡散計算との結合により、含ボイド巨大遮蔽体系の取扱い法の改良を実施している。

(2) 小数群遮蔽計算定数に関する研究

空間独立の小数群定数の可能性を明らかにする。特に非含水物質の取扱いにおける問題点を解明する。

(3) ガス冷却炉の炉心特性に関する研究

ガス高速炉・高温ガス炉について核・熱特性を解明している。

(田中義久)

7. 京都大学 工学部 岐美研究室

われわれのところでは、原子炉工学の全領域について広範な関心を持ちながらも、いくつかの基本的なテーマを重点的に研究している。これは次に掲げた4年度の原子力学会の年会、分科会で発表した研究題目からもうかがい知ることができよう。

1. 液体ビスマス強制対流熱伝達実験
2. 環状流の液膜表面波に関する測定
3. 気泡流の乱流構造の研究, (I)~(III)
4. 導電性流体の沸騰熱伝達に及ぼす磁場の研究
5. 沸騰水流路における雑音解析
6. 冷却材沸騰の音響雑音法による診断

このように、当研究室では熱伝達、流動に関する研究(1~4)を柱とし、最新の動的計測技術とデータ処理をとり入れた実験が多い。これとあわせて、主に冷却材の熱水力的ゆらぎ現象(雑音)を原子炉の診断に使用することを目的とした、基礎的研究(5, 6)も進められている。なお、本年度は職員の出張などで研究室に現在籍をおく者の口頭発表としては表に現われていないが、従来よりMHD発電の基礎的研究が精力的に行なわれている。また(4)に見られるように核融合炉工学への関心も深まりつつある。

(岐美格, 西原英晃)

8. 東京大学工学部 附属 原子力工学研究施設

本誌第14号に当施設の古橋助教授によりかなり詳細な「F-1」があり、それ以後余りつけ加えることがなく残念である。強いて言うと、5月、6月の炉生非定常運転使用券検査は、8月に一部合格し、早速、使用を開始、特性測定を行なっている。これまでに、投入反応度、0.6% Δk の実験を含めて、多数回の出力上昇運転を経験し、装置の安定性、信頼性が確認され、一般的に小型高速炉の非定常運転法に関する認識を得ることが出来た。このような大きなプロジェクトが順調に進みつつある要因の一つには、このテーマが、京大、京大炉、阪大、名大、東工大、東海大の人物、能力、共に第一級の熱心な研究者の方々との共同研究であることがあげられる。このことは原子力研究の分野における新しい研究環境の創造という観点からも意義が大きく、この場を借りて関係の皆様へ感謝申し上げます。

一方、特徴ある炉生の附属設備である液体He低温照射設備も、多くの技術的困難を克服して完成し、使用券検査に合格し、順調に利用運転が進んでいる。

現在の懸案は建設的方面として炉生のパルス運転のための技術的検討であり、逆の面としては炉心部の放射比に伴う炉心メンテナンス、解体技術、将来に及んでは、炉心部廃棄技術の開発を検討することである。現在、システムは極めて安定、且つ順調であると云えるが、そのことが却って不気味であり、我々にとってより一層の慎重さが必要であると考えている。利用の面からも、単なる原子炉マシンとしてではなく、炉生の特徴、本質を促え尽くした炉生にふさわしいテーマ、研究方法は何かと摸索しつつある。

いづれにせよ、新しい研究環境のもつメリット、デメリットを見通して、創造力を発揮することが我々の責務でありと考え、職員、学生一同頑張っている。

(若林 宏明)

9. 京都大学・工学部・兵藤研究室

初めての投稿であるので、少し古い時期から簡単に書きます。

我々の研究室では、一貫して、 α 線と高速中性子の物質透過および散乱を、巨視的に見るという立場に立って研究を進めて来ました。

放射線物理学の中心的問題であったこともあり、放射線しゃへいおよび原子炉しゃへいの中心的問題であったこともあり、将来融合炉ができるとすれば、フランケットおよびマクネットシールドの重要な物理的問題の一つとなりましょう。

どのような事をやってきたかを簡単にかいてみましょう。

当初は α 線の後方散乱と透過をシンチレーションカウンタを用いて測定しました。得られた波高分布はエネルギースペクトルに変換する(unfolding)必要があり、この研究もしました。得られた結果は、後方散乱でアルbedo、透過でビルドアップ率として、整理しております。

α 線の後方散乱の問題を種々取り上げていく過程で、対比すべき計算結果が不足しているものもあり、若干幾何学的条件の合わないものもあって、中村尚司が中心となって、モンテカルロ計算を行ないました。

これらの α 線の透過と後方散乱の実験とモンテカルロ計算は、ほぼ昭和44年頃に一段落しました。しかしまだに、我々の研究室はシンチレーションカウンタとモンテカルロ計算が得意です。

高速中性子の物質透過の測定は、昭和44年頃、松本高明が手がけました。其後何代かつづいて現在に致っており、現在の実験の主流です。最初はスチルベンを使用しましたが現在はNE-213(有機液体シンチレータ)を多く使用しています。有機シンチレータは、中性子と α 線の分離とunfoldingのむづかしいテクニックをこつ用いるには中性子エネルギースペクトルが得られないので、実験家としては非常にはかゆい所です。西野誠治が中心となってやっております。現在コックロフト加速器を用いてD-T、D-D中性子の鉄

反などの透過実験をやってみます。金属リチウム、ニオブなどの透過スペクトルなど、是非やってみたい所です。昨年および本年は東大「弥生」炉での共同研究に参加し、これらの技術を用いて炉心からの中性子スペクトロスコピー、物質透過後の中性子の空間エネルギー分布の測定などを手がけております。

高速中性子の物質透過なら何でもやってみようという事で、京大原子炉実験所と共同研究で、LINACで加速した電子を鉄板に打込んだ場合の高速中性子分布を平山英夫が中心となって、放射化法で測定しました。中性子分布が予想に反しておかしい所があるので、断面積をチェックしたところ制動放射による放射化があることがわかり、逆に制動放射のスペクトルを放射化法で測定しました。又この為には、どのような核種が使用可能かを平山と中村が洗い出しました。

これらの放射化法に用いる断面積は小であるので、大型の試料を必要とし、臭線源と考えたのでは誤差が多少あると考え、中村尚司がモンテカルロ法で 3×3 NaI(Tl)の効率の計算をしました。

引き続き平山と中村が中性子透過計算の為のモンテカルロコードを開発しSYGNUSと名付けております。

LINACの制動放射スペクトロスコピーに関心を持ち、たついでに、電子バンデグラフからの制動放射もNaI(Tl)で測定しました。

「弥生」炉での中性子測定中、中性子捕獲と線が以外に多いことに気付き、目下マクロな立場から測定する方法を考えています。

他に丸橋晃が半導体タイオードを用いて、小型線量計の研究、藤田治之がグラフィットなどの放射線損傷の研究を行っております。

(兵藤 知典)

北海道大学工学部 原子工学科 井上研究室

第14号の研究室だよりに寄稿したので、それ以降の現状について述べる。

パルス状冷中子源(PCNS)の1stステップが完成した。PCNSの概略については、本号別稿に述べてあるので、それを参照されたい。まず、冷中性子全散乱断面積の精密測定に利用するために、データ処理のハードとソフトを含めて、システムの整備を行なっている。PCNSについては、別稿にも述べてあるように2ndステップにとりかかり、間もなく強度・利得が合せてさらに約10倍上昇する。パルス状ビーム線源の強度の表現は簡単ではないので、簡単のために冷中性子全断面積の測定についてだけ考えると、おそらく国内の研究炉よりもこのPCNSの方が短い時間で測定可能であるように思われる。INSについては、条件が違うので簡単には比較できない。今後は利用方法の研究を進める。

冷中性子の $\Delta\omega/\Delta\lambda$ による分子内回転の研究はRush等によって始められたが、この方法は炉物理的表現に従えば積分的測定であって、隔別強度の測定手段であり、最近伸び

なやんでいる。しかし、短期間に簡単に多量のデータを集積できる利便があり、理論解析の手段の裏付けがしっかりしていれば、まだ充分活用の余地がある。我々もこのテーマの一部に力をさいており、PCNSをNH₄イオンおよびCH₃基の分子内回転の研究に使用し、冷中性子利得40倍の威力を活かして、面白いデータが出始めている。理論的アプローチに関しては、1次元こまの理論および固有値・固有函数とこまの散乱断面積の計算コードについて、狂葱の丸回軸に対して発展させ、全および微分散乱断面積の大容量計算が可能になっている。

次に、PCNSのINSへの利用に関しては、2ndモノクロメーターの準備を開始している。当面は多結晶および単結晶のフィルタとモノクロメーターを使用する。原子炉のCNSに比べて、PCNSは特に低エネルギーのINSに有利であると考えられるが、これが実現できればいろいろ用途が広いことが予想される。このためには、PCNS自体の強度向上に力を入れて、適切な分光・検出器の開発と感度の向上の必要がある。この方向にかなりの力を集中する予定である。

11. 名古屋大学 工学部 加藤研究室

当研究室は原子核工学科の中で主として放射線の計測およびそれに関連した核物理の分野を担当している。研究室ができたのは昭和43年5月でそれまで玉河研究室に所属していた加藤が分離独立してスタートした。現在の研究室員は加藤敏郎(教授)、雨宮進(助手)、河出清(助手)、小本洋(助手)、森さき子(事務官)とD.C. 3名、M.C. 2名、研究生 2名、4年生 2名である。

研究のテーマは核分光學、放射能分析の基礎研究、およびそれらに関連した計測技術の開発である。主な装置は共同利用設備のMeVバンデグラフとZOC.C. Ge 検出器、4096チャンネル波高分析器、および放射能分析装置であるが、研究はこの他に京大原子炉、原研、東大核研の設備を利用しておこなっている。

名大での研究は主としてバンデグラフにより高速中性子をLi(d,n), ²⁷Al(d,n)反応で発生させて、その中性子によって、(n,p)反応で短寿命の放射性核を作りその核からの放射線を測定して核の構造を調べたりまたそれを放射能分析に応用したりすることをおこなっている。この場合、(n,p)反応による短寿命核は収量が少くまた短寿命なので中性子発生ターゲット系の改良(照射位置で $\Phi_{th} = 3.0 \times 10^{19} n/cm^2 \cdot sec$ を得た)と自動くり返し照射装置の開発をおこなった。最近では4096チャンネルの改造もおこなった。また²⁷Alターゲットからの²⁷Alがスリーク対策についても種々検討をおこなって安全を期した。京大炉・原研では主として(n,t)反応による放射性核の放射線測定をおこなっている。

東大核研では空芯型ベータ線分析器による内部転換電子の精密測定をおこなっている。また短寿命核研究の一環として「オンライン同位体分離器による短寿命核研究」のプロジェクトにも参加しそのイオン捕集装置の開発を担当し開発した。以上の研究に関連して

今年発表した論文(口頭発表は省略する)は次の通りである。

河出, 山本, 土屋(D₂), 加藤

Decay of ¹⁶⁸Ho to Levels of ¹⁶⁸Er.
(J. Phys. Soc. Japan 34(1973)p857)

山本, 河出, 吉川(D₃), 加藤

Decay of ^{165m, g}Dy to Levels of ¹⁶⁵Ho
(J. Phys. Soc. Japan 34(1973)p1676)

河出, 山本, 雨宮, 樋江井(研究生), 加藤

Thick Lithium Metal Target for
Fast Neutron Production.
(J. Nucl. Sci. Tech. 10(1973)p507)

雨宮, 伊藤(M₂), 河出, 山本, 加藤

Fast Neutron Automatic Irradiation System
(J. Nucl. Sci. Tech. 投稿中)

河出, 樋江井, 山本, 雨宮, 加藤

Decay of ¹⁷⁰Ho Isomers to Levels in ¹⁷⁰Er
(J. Phys. Soc. Japan 投稿中)

山本, 河出, 深谷(M修了), 加藤

Decay of ¹⁵⁴Pm to Levels of ¹⁵⁴Sm
(J. Phys. Soc. Japan 投稿中)

(加藤 敏郎)

12. 京都大学原子炉実験所

1) 発表論文

I. Kimura: A Two Mode High Speed Time Analyzer with a Plated Wire Memory,
Nucl. Instr. Methods, 111, 169 (1973)

M. Utsuro: A Simple Relation for Effective Neutron Temperature in Cold
Moderators with Lattice Vibrational Modes,
J. Nucl. Sci. Technol., 10, [7], 428 (1973)

I. Kimura, K. Kobayashi, T. Shibata: Measurement of Average Cross Sections
for Some Threshold Reactions with a Small Fission Foil in Large Thermal
Neutron Field, J. Nucl. Sci. Technol., 10, [9], 574 (1973)

K. Kobayashi, I. Kimura, H. Gotoh, H. Yagi: Measurement of the Cross Section
for the ¹¹⁵In (n, n') ^{115m}In Reaction,
J. Nucl. Energy, 27, 741 (1973)

K. Kobayashi, I. Kimura, H. Gotoh, H. Yagi: Measurement of the Cross Section
for the ²³⁷Np (n, f) Reaction,

Annual Reports of KURRI, 6, 1 (1973)

M. Hayashi, K. Kanda, T. Kobayashi: Fundamental Reactor Physics Experiment using Water Moderated Critical Assembly TCA I. Measurements of Control Rod Interference and Flux Peaking, *ibid.*, 6, 91 (1973)

K. Takami: A Proposal of Period Trip Circuit with Linear Amplifier System, *ibid.*, 6, 104 (1973)

S. Kobayashi, K. Yoneda, S. Hayashi: High Pressure Gas Scintillation Counter, *ibid.*, 6, 97 (1973)

(2) 発表予定論文

K. Kobayashi, T. Hashimoto, I. Kimura: Measurement of Average Cross Section for U-233(n, 2n)U-232 Reaction, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 10, [11], (1973)

M. Sugimoto, M. Utsuro: Measurement of Cold Neutron Spectrum with Liquid Mirror Reflection, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 10, [12], (1973)

(3) 口頭発表 (共同発表者中 *印は他機関所属)

i) 第一回トピカルミーティング「高速炉物理」(6月)

小林捷平, 木村逸郎, 柴田俊一, 五藤博*, 八木透之*: 中性子レキい反応 断面積の測定と評価およびこれを用いた核分裂中性子スペクトルの検討, A-4
木村逸郎, 小林捷平, 林脩平, 小本修二, 西原宏*, 金沢哲*, 三木一克*, 中島洋*: 原子炉材料中の高速中性子スペクトル(1)実験, B-11

ii) 昭和48年秋の炉物理・炉工学分科会(11月)

神田啓治, 相沢乙彦*, 深野宜伸*, 角谷若享*: 鉛の断面積の検討, (III) 熔融鉛の温度依存全断面積の測定, A-13
小林圭二, 満尾宣辰*, 弘田実弥*: 高速炉系における²³⁸U捕獲率のドップラー効果の放射化学による測定, (II) A-30

米田憲司, 林脩平, 小林茂治*: 中性子検出用ガス・シンチレーションカウンタの試作, B-17

宇津呂雄彦, 杉本正明, 奥村清: メチル化合物の冷中性子散乱実験, B-38

林脩平, 小塚敏彦, 神田啓治: KURにおける破損燃料検出法に関する実験, C-8

住田健二*, 阪元重康*, 相沢乙彦*, 高橋亮人*, 藤田薫*: 黒鉛の小さな体系における時間依存中性子スペクトルの測定, A-11

特別講演, R.C. Block (レンスラー工科大学, 京大炉帯在): 高速増殖炉開発のための中性子断面積の研究

iii) 第32回癌学会総会(東京, 10月)

神田啓治, 古林徹, 小野光一, 佐藤孝司, 柴田俊一, 三島豊*: 悪性黒色腫の原子炉治療, I 炉物理的基礎, 一般講演-642

佐藤孝司, 小野光一, 神田啓治, 柴田俊一, 三島豊*: 悪性黒色腫の原子炉治療, II 生体モデル内の線量解析, 一般講演-643

(4) 近況

本年後半の状況と来年前半の予定について主なものを述べると、まず臨界集合体の建設は、現在建家の外観がほぼ整って来て、順調に進行している。従って来年度からは、予定通り特性実験等が開始される見通しである。この臨界集合体計画についての説明は、例えば原子力工業、19、(4)、40(1973)などがある。次にLINACはすでに本誌で述べたエネルギー増強および電流増強の性能向上工事が終了し、改造後の特性(46 MeV, 約3 A)も明らかとなり、本年後半から共同利用に供せられ始めている。一方原子炉の方は、上述の臨界集合体建設工事および所内基幹施設整備工事の影響で本年後半は若干運転時間が短かったが、この影響も来年3月頃には終了する見通しであり、来年度から再び実験が多忙となろう。

最後に、文部省外国人研究員としてレンスラー工科大学のR.C. Block博士が8月21日来所され、LINACを中心とした実験が順調に開始されている。目下のテーマは「鉄フィルターによる中性子断面積の測定」ということであり、当初の滞在予定(49年3月まで)は数ヶ月延長される見通しである。

(宇津呂 雄彦)

13. 原研、動力試験炉部開発室 TCAグループ

従来、原研では研究の中核課題について「大テーマ」およびその下にいくつかの「小テーマ」を設定し、それに沿って仕事を進め、行くことになってきている。47、48年度において我々TCAグループも名が従事しているのは、「大テーマ：プルトニウムの熱中性子炉利用に関する実験および解析」、「小テーマNo.1: PuO_2-UO_2 格子の臨界実験および解析」、「小テーマNo.2: PuO_2-UO_2 集合体の燃焼実験および解析」である。

小テーマNo.1は、TCAを用いた実験的研究であり、これは動燃事業団と原研との共同研究として実施されている。 PuO_2-UO_2 格子についての系統的な実験値は、燃料棒を多量に製造することの困難さと、燃料組成や格子構成の多様さの故に、 UO_2 格子と比較すると、不足している部分がかなりある。我々の目的は、入手可能なPuを用いてこの不足の一部分をうめることであり、そのため

- (イ) ベンチマーク的に使用される実験値の系を、可能な限りの精度で提供すること、
- (ロ) 一般的に軽水炉設計に用いられている理論的手法の精度を実験的に検証すること、
- の2点を基本的な考えとして仕事を進めている。この上に、最終的には、
- (ハ) PuO_2-UO_2 を UO_2 の直接的な代替品として用いる上で最も望ましい体系を見出すための設計過程を実験値の系から示す、と云う段階に到ることを目標としている。

すなわち数年前から、ごく少量の PuO_2-UO_2 燃料棒を用いた実験を進めて来たが、47年4月から、ようやく PuO_2-UO_2 燃料棒のみで臨界体系を組める程度のPu量(約6 kg)が準備できたので、これを用いた臨界実験を進めている。測定対象とする物理量は、実用上の重要性和、実験値と計算値の対応が明確であることから、臨界形状、出力分布、中性子束分布、 β_{eff}/λ 、反応度係数を選んでいる。また、格子構成については、H/Pu、炉内内の PuO_2-UO_2 量と UO_2 量の比率、水ギャップ配置、吸収体濃度をパラメトリックに変更している。

本テーマ No. 2 は、JPDR に $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 燃料集合体を装荷し、燃焼にともなう集合体および炉心の特性変化を追跡しようとするものであり、動燃事業団、原電、原研の三者共同研究となっている。残念ながら、 $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 集合体の設計が終了した段階で、JPDR の故障等の理由で一時的停止状態にある。ただし、このテーマが実施しようとしている燃焼追跡を燃料棒のガンマ・スペクトロメトリを行うための技術を準備することは、原研の燃焼率測定開発研究室の協力を得て、JPDR-1 炉心の照射済燃料 (UO_2) およびハルデン炉心の照射済燃料 ($\text{PuO}_2\text{-UO}_2$) を用いて、比較的順調に進められている。

ここ1~2年の研究成果は、以下の発表に示されている。

○原子力学会口頭発表

47年年会 C-1 $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 格子臨界実験における β_{eff} / l の測定と計算 (鶴田)

47年炉物理分科会

C-19	$\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 格子臨界実験および解析	I	臨界量測定 (村上 他)
C-20	同	上	II 臨界計算 (須崎 他)
C-21	同	上	III β_{eff} / l (大野 他)
C-22	同	上	IV 出力分布と放射化率分布 (松本 他)
C-24	$\text{Gd}_2\text{O}_3\text{-UO}_2$ 燃料棒の炉物理特性	(1)	反応度効果 (松浦 他)
C-25	同	上	(2) 燃料棒内外の中性子束分布 (津田 他)
C-26	同	上	(3) 出力分布 (鳥羽 他)

48年年会

C-44 JPDR 燃料の γ 線スペクトロメトリー

		(1)	オンサイト・スキANNER (須崎 他)
C-45	同	上	(2) γ 線スペクトロメトリー (鈴木 他)
C-46	同	上	(3) 燃料集合体 A-20 の測定結果 (鶴田 他)

C-47 Z 領域炉心の出力分布の比較因子の測定 (大野, 松浦)

48年炉物理分科会

A-16	$\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 格子臨界実験および解析	(V)	^{240}Pu の崩壊による反応度減少 (小林 他)
A-17	同	上	(VI) 水ギャップ効果 (松浦 他)

○ H. Tsuruba, Measurement of Ratio of Fission Product Gamma Activity from Plutonium-239 and Uranium-235 Fissions, J. Nucl. Sci. Technol. 10, No. 9, 73

○原研資料

JAERI-M 5189 JPDR 用 $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 燃料集合体の第2次設計, 内藤, 松浦 (48年3月)

JAERI-memo 5055 Gamma Spectrometry and Burnup Measurement on the JPDR Fuel, H. Natsume, S. Matsuura et al. (47年11月)

JAERI-memo 5224 同 上 (48年3月)

JAERI-memo 5138 ガドリニウム燃料の炉物理特性に関する実験的研究, 松浦, 小林 他,

○投稿準備中

(48年2月)

Critical Experiments and Analyses on 7×7 $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ Lattices in Light-Water Moderated UO_2 Core.

Critical Experiments and Analyses on the Light Water Moderated $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ Lattices.
The neutron activation Experiment through $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ fuel rods.

(松浦祥次郎)

14. 原研, 核設計研究室

核設計研究室は途中で熱度か名称は変ったが、原研院以来続いてきた古い研究室である。現在の名称から受ける感じは炉物理とは無関係なものに誤解されやすい。原子炉の核設計をする研究室を連想される方が、実は核設計のための研究をする所である。研究室のテーマは原子炉特性解析法の研究とあり、英文名も *Reactor physics Analytical Laboratory* となっている。

過去には、石川 寛、高橋 博、朝岡 卓見、首藤 慶一氏が有能な方々の指導を受け、これら4人を含めて9人の学生教員者が出現している。その間研究室のテーマは熱度も改換され、昭和40年頃から現在のテーマとしてまともに今日に至っている。

現在人員は専任研究員8名、兼務研究員3名、外来研究員1名、女子アルバイト2名、原研では中規模の研究室である。研究者の平均年齢は30代前半位で大学の研究室に比べると多少高いように思われる。

計算機の利用、計算外注費等の研究費の面からは、この研究室と比べても大同小異であろう。しかしこの研究室は大学の基礎研究、産業界の応用研究の中間に位置して存在価値が常に問われている。(存在意義が不要線の下にいよほどの意見も聞かぬが、それでは研究者の集団としては士気を失うのである) 原研の研究室が単なる海外情報の消化機関として、あるいは *Hard ware* 側の一時的な要求をこなすものとして、便利大工的に活動することは、結果において *Soft ware* の海外への依存度を高める事になるとの認識もある。このように常に外圧を意識せざるを得ない莫からはよい研究環境とは云えないかも知れない。この事情は前述のテーマ遂行の際の基本的態度—実用的で精度のよい—一般的に使用可能な *Soft ware* を作る—に反映されている。

前述のテーマの下に、熱中性子炉特性解析法の研究と高速炉特性解析法の研究の2小テーマがある。また動燃事業団との契約で高速実験炉運転監視用コードの開発、大型高速炉用炉足数開発の2テーマを奥抱している。さらにシグマ委員会炉足数専門部会、原子カコード委員会高速炉安全性コード開発およびモジュラコード開発両専門部会の主要テーマに従って研究活動も行っている。

熱中性子炉特性解析法の研究には、中原康明のリーダーシップの下に伊智 武治、田次 竜吉が参加しており、

- 1) 断面積ライブラリーの整備として熱中性子散乱則、散乱カーネル、速中性子炉足数の研究と整備
- 2) 安全性研究炉 NSRR の各種実験計画の予備的解析
- 3) 中性子・γ線透過熱計算コードの開発、
- 4) 過渡状態の原子炉特性解析法の研究

を実施中である。

高速炉特性解析法の研究は、石黒 英雄、鈴木 友雄のリーダーシップの下に、橋本 孝、菊地 康之、高野 秀機、中川 正幸、長谷川 明、秋元 正幸、鷗田 新一郎が参加し、

- 1) 高速炉用炉定数 JAERI Fast set の改訂、核分裂生成物用炉定数の作成
 - 2) 詳細解析計算法として、多領域セル内の共鳴吸収、構造材の共鳴吸収、非均質効果、非均質散乱媒質中の中性子スペクトルの取扱ひ法の研究
 - 3) 実用計算法としての非均質効果の取扱ひ、共鳴散乱媒質中の除去断面積の取扱ひの研究
 - 4) 燃焼度解析用の詳細燃焼計算コード開発と解析モデルの検討
 - 5) 総合解析システム用のシステムプログラムの開発
- を実施中である。

高速炉に限って云えば総合解析システム用のプログラム開発は1970年初に企画され、原案が出来上ったのが1971年秋である。その後システムの機能テストが実施されたが、今後ほむろーコード作成用プログラムを作る予定で総合解析システムの完成は1975年度末を予定している。JAERI Fast set はその企画を1966年に発しているが、最終版の出来上りは1976年度に予定している。運転監視用コードシステムは1971年春以来開発を続けてきており、一応の完成は1974年度末を予定している。先に述べたように現在の欠テーマが確定してから約10年に近く、そろそろ次の課題を摸索すべき時機が到来していると思われる。以下に昨47年度の成果発表のリストを示す。

年月日	題 目	発表者	発表箇所
47.4	A Computational Method of Thermal Neutron Scattering Kernels for High Temperature Crystals	中原	JAERI-1220
47.10	熱中性子散乱則の温度内挿	中原	炉物・炉工学会
47.10	平板における中性子輸送	田次	" "
47.12	The JN Method for Neutron Transport problems in Multilayer Slab Systems and its Application to the Optimization of Moderators in Pulsed Reactors	朝岡 地	J. Nucl. Energy 26, 605 ('72)
47.12	Interpolation Formula of Thermal Neutron Scattering Law in Temperature Interval	中原	J. Nucl. Sci. Technol. 9, 743 ('72)
47.4	Na-void 実験の解析	中川	原子力学会年会
47.6	²³⁵ U, ²³⁸ Pu, ²⁴² Pu と ¹⁰ B の炉定数作成	石黒, 長谷川, 高野, 中川, 橋本	JAERI-memo

年月日	題 目	著 者	発 表 場 所
47.6	Analysis of Sodium Void Experiments at FCA Assembly V-1	中川, 高野, 佐木	EACRP- Report
47.7	「常陽」運転監視用コードの作成(I)-1	佐木, 鈴木, 長谷川	JAERI-memo
47.7	「常陽」運転監視用コードの作成(I)-2	佐木	JAERI-memo
47.8	「常陽」主要稼働性の検討評価(3)	高野, 長谷川, 中川, 佐木	JAERI-memo
47.8	JAERI-Fast set 70群用一次元拡散臨界及び擾乱計算コード EXPANDA-70D	長谷川, 佐木, 東松	JAERI-M-4953
47.8	²²² Rn の70群及び25群炉定数	中川, 三木*, 西原* (*東京)	JAERI-M-4927
47.10	多準位近似による共鳴断面積のフィッティングコード (MXSFIT)	高野	JAERI-M-4999
47.10	An Analysis of the Doppler Effect of Structural Materials	石黒	Nucl. Sci. Eng., 49, 228 (1972)
47.11	イトリロウ・ボイド実験におけるストリーミング効果の評価	中川, 高野, 佐木	炉物理学会
47.11	共鳴レベル間の干渉効果	高野	" "
47.11	共鳴散乱媒質中の中性子スペクトルの解析的表示	佐木, 長谷川	" "
48.1	Analysis of Sodium Void Reactivity Measured in FCA-V-1 Assembly	中川, 高野, 佐木	submitted to J. Nucl. Sci. Technol.
48.3	JAERI-Fast set の改訂(1)	高野, 長谷川, 佐木	JAERI-memo
48.3	Comparison of Effective Capture Cross Sections and Doppler Coefficients for Structural Materials Calculated by Three Nuclear Data	高野, 石黒	submitted to the working group meeting (EACRP and EANDC) at Karlsruhe

(佐木 学)

炉物理連絡会総会の報告

日時：昭和48年11月7日

場所 原研 東海研 (炉物理炉工学分科会)

出席者：約20名

(報告) 1. 小林幹事から、例年は次期幹事の選挙がおわってからの総会を開いていたが、今回は次期当番校が決ってからの幹事選挙をすることにしたとの報告があった。
2. 会費未納者が約20%もあるのだからなるべく早く納入してもらいたいとの報告があった。

3. 夏の学校：小林幹事から次のような報告があった。最初約50名を予定したが、若干少なく39名であったが盛会であった。今回は3月にハケ岳小腹の涼しいところを見つけたが、会場探しが大変なので今後は1月くらいから探すのがよからう。会計上は問題なかった。

(議事) 1. 来年度の当番校について：従来、東日本、西日本が交互になっており、今回は東北大がすいせんされ承認された。次期幹事の選挙と炉物理の研究(カ16号)発刊を11月中に終了して幹事校の引継ぎをする。東北大は12月から来年の分科会まで担当する。

2. 来年度の夏の学校について：次期幹事校・東北大が当る。東北大百田教授から開催地について東北地方でも良いかとの質問があり、交通の便が良い方がいいだろうという意見と、いつも中部小岳ではなしに東北でやらせようが良いという意見とがあった。百田教授から鳴子などはどうかとの発言があった。相沢氏からの伝言として京大炉の臨界集合体で講義と実験をやたらどうかということが紹介されたが、京大柴田教授から来年度の夏の学校としては時期尚早なので別途考えたいとの発言があった。

3. 次期幹事の選挙の件：5名連記で投票し、アンケートも行なうことになった。学会事務局の立会で開票する。送信事務は京大で行ない、学会宛に集めて開票する。東北大の当番校幹事は投票のあとで百田教授から申し出てもらうことになった。

4. 来年度炉物理連絡会誌に対する意見：非常に良くなったのでこれをつづけてほしいという意見があった。もっと若い人の意見を出してもらうようにしたらという意見もあった。日米原子力教育セミナーのこともものせてはどうかという発言があり、名大・仁科助教授がとりまとめることになった。科研上の状況などもものせてもらえないかとの意見があり、関連して科研費の現状についていろいろな発言があった。今後こうした記事もとり上げてはどうかという意見が強く、これは次の幹事に引つぐることになった。

編 集 後 記

年の瀬になる、さうやく会誌No.16の編集がほぼ完了した。予定では11月始めのつもりだったが、原稿の遅れの為に2ヶ月も遅れてしまった。しかしながら予定した企画はすべて盛り込むことができた。ここに御協力賜わった執筆者各位に心から御礼を申し上げたい。

ところでNo.16はページ数も大きくなり、内容もすばらしいが、いわゆる物価高騰とくに印刷代の暴騰の為に、のれと実際の印刷に至るまでスムーズに運べるかどうか見通しは必ずしもよくない。何しろ従来とおりのやり方では1回の印刷で会費の大半を費消せざるを得ないほど値上がりは著しいとのことである。次の幹事校の方にはいろいろ御苦勞な事が多からうと思われる。

先号No.15を配布したとたん動燃事業団の理事の方から電話があり、その編集後記に書かれていたことについて説明された。とくに、動燃事業団の活動の中で非公開の事が多くと指摘された事について、動燃では原則的には公開の方針をとっており、とくに諸外国との確定にせられていゝものや国内的にもまだ公表以前の過程にあるものは非公開の場合もあるが、一般的には公開の原則にたっているとのことであった。これに関連し、前号では止っていた原稿が今号で陽の目を見るに至ったことは喜ばしいことであり、今後ともこの原則を貫いて頂きたい。

前号からのち会員の数も相当増えた。と、3退会された方もあったが入会者がずつと多く外人の入会もあった。しかしながら、まだ会費を滞納したままの方もある。応用物理学会の分科会費用の払込みのように学会会費と一諸に払込み易くして頂ければ滞納は減ることだろう。とくに、海外原手力調査とか核融合炉と姉妹連絡会も増えたので、こうした制度を確立して頂ければ有難い。それにしても、まだまだこの方がというふうな炉物理の權威で連絡会に入っていない方が多い。このことは連絡会そのものの問題点を反映しているとも考えられる。東大の佐橋先生が本誌の中で書いていられるように、炉物理連絡会のあり方についてもう一度よく考えてみるべき時に至っているのかも知れない。

それではこれで次の幹事校、東北大学へバトンタッチする。本会の発展と本誌の充実を期待しつつ。

49年歳末、京大炉 木村逸郎

炉物理連絡会の概要

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。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 理事1名のほか、企画・編集両委員より各2~3名および加入会員より選出した幹事若干名により運営する。

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。