

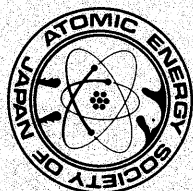
250部

炉物理の研究

(第 34 号)

1985年2月

巻頭言	—原子力の将来と炉物理連絡会—	木村逸郎	1
〈昭和59年度原子力学会分科会「核データ・炉物理」合同会合講演要旨〉			
1.	JENDR - 3PR1を用いたFNSブランケット模擬実験の解析	前川 洋	2
2.	崩壊熱研究の現状	秋山雅胤	9
〈短期研究会要旨〉			
1.	原子炉中性子ビーム利用研究会	相沢乙彦	20
2.	近畿大学原子炉共同利用研究会	三木良太	22
〈国際会議要旨〉			
1.	13th SOFT から	梶山一典	24
2.	第5回ASTM-EURATOM原子炉線量測定シンポジウムに出席して	中沢正治 関口 晃	31
3.	高速炉異常診断専門家会議(ポーロニヤ)に出席して	関谷 全	34
4.	SMORN-IVシンポジウムについて	篠原慶邦	37
5.	OECD・NEACRP第27回会合のトピックス	朝岡卓見, 白方敬章	40
〈特別寄稿〉			
	固有の安全性をもつ原子炉PIUSについて	若林宏明	44
〈研究室だより〉			
1.	東大炉・原子炉設計工学部門,	2. 筑波大・物質工学系	45
3.	筑波大・構造工学系	4. 電総研・放射線計測研究室	
5.	東大原総センター・共同設備管理部門	6. フジタ工業・原子力研究室	
7.	東工大・関本研究室		
☆	現在までの幹事機関一覧表 編集後記		57
☆	昭和59年度会計(中間)報告		58
☆	会員名簿		59



日本原子力学会
炉物理連絡会



原子力の将来と炉物理連絡会

京大炉

木村逸郎

中性子発見から53年、原子炉初臨界から43年、そして原子力平和利用の幕開きとされる第1回ジュネーブ会議から30年になる。我が国の原子力平和利用も25年以上になり、原子力発電が全電力の20%を占めるに至っている。TMI事故からも6年に近い。“The U. S. Turns Off, The World Plugs In.”⁽¹⁾といわれるように、米国などにみける原子力発電の挫折に対し、フランスを模範とし、それにソ連を中心とした東欧諸国、さらに中国はじめいくつかの国では原子力発電が推進されている。この分化した状況がいかなる明日をもたらすことになるか。(これらの将来は興味津々である。)

我が国ではこのところ比較的順調に原子力発電が稼働し、なお建設も進んでいる。また、高速増殖炉その他の将来炉や核融合炉の研究開発も着々と進められている。しかしながら今後はどうなるか、解答は人によってかなり分かれようである。少なくとも巨きな開発計画については厳しい整理を迫られる日が来るのではないかと私は考えている。安全性が第一ということについては変わりないにしても、それをも含めた広い意味での経済性の検討が必要になるものと考える。

原子力に関する議論、評論には現場と知らぬ空論や感情論が多い。これには無理からぬ理由があるが、やはりもう少し冷徹に考究すべきことである。とくに原子力の専門家は、この現実を十分よく観察し分析し、現場をよく知り、工学としての整理と見通しを立てることが肝要である。そういうしっかりした基礎を培ってこそ、やがて来る厳しい選択の時代に、自信を持って対応が可能となり、社会への指導性が発揮できる。

炉物理連絡会18年目、広い意味での炉物理を標榜したこの会は、「夏の学校」の企画、実施と会誌「炉物理の研究」刊行を中心としてきた。それはこれほど十分機能してきたと考えるがなお一層の発展が望まれる。(昨年「炉物理ニュース」を発刊しはじめた。)上に述べた大きなことが、この会で十分やれるとは思えないが、それでもこの会が会員諸氏の「炉物理への精進」にいささかでも貢献できればと考えている。「夏の学校」も一層発展させ多くの会員が競って参加するようになること、時には外国でそれと関わることも試みてはどうだろうか。(他の分野でそういう例と聞く。)また新設された核燃料や廃棄物などの連絡会との Joint Meeting も面白く意義もある。炉物理そのもの、より深い議論のためには、本連絡会が中心となり外国からの研究者を加えた Topical Meeting の再開も考えられる。「炉物理の研究」や「炉物理ニュース」も一層発展充実して欲しいが、各種のデータなどをデータベース化して中々ことも検討するとよい。例えば、京大臨界集合体実験装置(KUCA)の実験データは、目下データベース化が進みつつあるが、世界の炉物理データがこのような形で利用できるようなになると素晴らしい。それは国内だけでなく、私自身はここでのこの会の世話役から退き、新しい方々に期待したい。そして……この会が33年目(それまでは今までより短い!)を迎える日、世界は21世紀に入る。

(1) Time 誌、1984年2月13日号、表紙の言葉を引用した。



JENDL-3PR1を用いた FNSブランケット模擬実験の解析

原研

前川 洋

1. はじめに

本格的な核融合炉のニュートロニクスの研究を目的とした強力な中性子源FNSが56年3月完成した。完成後、特性試験を経て、数種のブランケット模擬体系によるベンチマーク実験が終了しており、1次元SNコードANISNと2次元のDOT3.5に主としてENDF/Bの核データファイルを用いて実験解析が行なわれてきた。しかし、核融合炉のニュートロニクスでは中性子源が14MeVと高いエネルギーを持ち、かつ、局在しており、ブランケット領域へ方向性を持って入射するため、散乱の異方性が特に重要となっている。散乱の角度分布をより正しく扱うため、二重微分断面積(DDX)を用いる新しい2つのコード、BERMUDA[1]とMORSE-DD[2]が最近原研で開発された。BERMUDAはルジャンドル展開を使用しない直接積分法による輸送計算コードであり、MORSE-DDはMORSE-CGをベースにDDXを利用できるように改良したものである。

ENDF/B-4あるいはJENDL-2は核分裂炉の臨界計算や遮蔽計算を対象としたもので、核融合のニュートロニクスの解析には不十分なものと考えられていた。そこで58年3月、原研原子炉工学部では物理部に対して、FNSの模擬実験の解析のため、JENDL-3の公開に先立ち、必要小限の核種に対してできるだけ早く評価するよう依頼した。

核データセンターではそれを受けて、シグマ研究委員会の各ワーキンググループの中で分担作業をした結果、58年12月に ${}^6\text{Li}$, ${}^7\text{Li}$, ${}^{12}\text{C}$, ${}^{16}\text{O}$, Fe, Ni, Crの評価が終了し、JENDL-3PR1[3]として利用できるようになった。58年秋から始まった日米協力によるFNSを用いた炉工学系ベンチマーク実験の日本側の解析は、核データとしてJENDLを用いることになっており、59年3月ANLで開催された第2回ブランケットニュートロニクスに関するワークショップでその結果の一部が紹介された。ちなみに、米国側の解析ではENDF/B-5の核データおよびDOT4.3とMCNPコードが利用される予定である。

以下の内容は59年度原子力学会分科会「核データ炉物理」合同特別会合で報告したもので、FNSブランケット模擬実験の解析を通して、ENDF/B-4, 5と対比しながら、JENDL-3PR1の現状を把握すると共に、各輸送計算コードを比較することを目的としたものである。なお、同分科会のB11, 12, 13, 16, 17, 18, 21, 22, 23の報告を参考にした。

2. 検討の対象としたベンチマーク実験

FNSで実施したベンチマーク実験のうち、次のものを検討の対象とした。

・角度依存リーク中性子スペクトル (Fig. 1参照)

方法… TOF法

体系… Li_2O [4]、黒鉛 [5]

半径 : 31.4 cm, 厚さ : 5, 20, 40 cm

角度 : 0° 、 12.2° 、 24.9° 、 41.8° 、 66.8°

・平板体系積分実験 (Figs. 2, 3 参照)

体系... Li_2O [6]、黒鉛

半径 : 31.4 cm、厚さ : 61 cm

測定項目... Table I、II 参照

・炉工学系ベンチマーク実験 (日米協力実験)

基準体系... Li_2O 平板体系と同じものを Fig. 4 に示す FNS の第 1 と第 2 ターゲット室との間の貫通孔に組み立てた。

測定項目... T_6 、 T_7 、 $^{27}Al(n, \alpha)$ 、 ^{24}Na 、 $^{58}Ni(n, 2n)$ 、 ^{57}Ni 、 $^{58}Ni(n, p)$ 、 ^{58}Co 、 $^{197}Au(n, 2n)$ 、 ^{196}Au 、 $^{197}Au(n, \gamma)$ 、 ^{198}Au

体系内スペクトル (NE213)

Li_2O および黒鉛平板体系はそれぞれのブロックを Fig. 2 に示すように Al 格子管の中に全体として円筒となるように組み立てた。TOF 実験、積分実験ともターゲットと体系前面の距離は 20 cm である。積分実験における測定項目を Table I にまとめてあるが、その中の各反応のエネルギーレスポンスを知る参考として、しきい値を Table II に示してある。

実験から得られた結果についてまとめると次のようになる。

- 1) 測定項目および実験体系の種類が増加したことにより、総合的評価が可能となった。
- 2) 実験結果は絶対値で得られており、計算結果と直接比較できる。
- 3) 実験値同志の整合性が良いことから、実験データの信頼性が高いと考えられる。

3. 実験解析

解析に用いた輸送計算コードおよびその特徴と使用条件をまとめて Table III に示す。対象とした ENDF/B の核データは炭素に対しては B-5 を、それ以外は B-4 を用いた。BERMUDA-2DN による TOF の解析では 120 群の断面セットの上から 50 群を用いた。DOT3.5 の計算のみ処理コードとして NJOY を用いており、他は PROF-GROUCH 系のものを用いている。

TOF 実験のようにスペクトルの測定では、もちろん測定されたスペクトルの形を計算結果と直接比較すると同時に、各散乱レベルに対応したエネルギー領域を積分して、C/E でも比較した。積分実験や炉工学系実験での各反応率分布は C/E で比較した。実験解析から得られた解析の現状をまとめると次のようになる。

- 1) どの計算コードを用いても同程度の結果が得られる。
- 2) 同じ核データファイルを用いても、コードによって 10~20% の差がある。

4. JENDL-3PR1 の現状

4.1 炭素の断面について

従来炭素の断面は比較的良いとされており、断面の基準としてもちいられてきた。しかし、今回の解析から、高エネルギー中性子に対して必ずしも十分な精度があるとは思えない。弾性散乱についてはほぼ良さそうに見える。非弾性散乱については検討が必要であり、特に $(n, n'3\alpha)$ に関しては断面、2次中性子の角度分布とも再評価が望ま

れる。

T O F 実験の解析をまとめると次のようになる。スペクトルの例を Fig. 5 に示す。

- 1) 非弾性散乱の各レベルが一応対応しており、全体としては良く一致している。
- 2) 3 P R 1, B-5 とも、L i 2 0 平板に見られるような、角度や厚さに対する C / E の系統的変化はない。
- 3) 非弾性散乱第 3 レベルに対応する中性子束は 3 P R 1 は過大評価、B-5 は過小効果である。
- 4) 非弾性散乱第 2 レベルに対応する C_{B-5} / C_{3PR1} の角度依存性は、他のエネルギー領域に比べて大きい。すなわち、両者の核データの差が大きい。

体系内スペクトルの測定でも非弾性散乱の各レベルに対応したピークが観測されており、ほぼ同様の傾向が得られている。

積分実験における各反応率分布を解析した結果をまとめると次のようになる。

- 1) 高いしきい反応に対しては、体系前面で 3 P R 1, B-5 とも一致している、しかし、後面に近くなると 3 P R 1 は一致しないし、過小評価であり、B-5 は過大評価であり、両者の差は大きくなる。(Fig. 6 参照)
- 2) 1 MeV 近辺のしきい反応に対しては、体系前面では B-5 は一致しているが、3 P R 1 は過大評価である。また、3 P R 1 は後面に行くにしたがって逆転し、過小評価となる。
- 3) 熱中性子に対しては体系前面で B-5 は一致し、3 P R 1 は 20% 程度過小評価となっている。また、後面に行くにしたがって、両者とも過小評価が大きくなる。

スペクトルの解析からは 3 P R 1 の方が B-5 より若干良さそうであるが、反応率分布の解析からは必ずしもどちらとも言えない。いずれにしても、MeV 以上の核データの再評価が望まれる。

4. 2 ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha){}^3\text{T}$ の断面積について

Fig. に示すように J E N D L - 3 P R 1 では E N D F / B - 4 に比べて、 ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha){}^3\text{T}$ の断面積は 15% 程度低い値となっている。その結果、Fig. 7 の 60 cm 厚い L i 2 0 平板体系における T_7 の C / E のグラフで明らかのように、3 P R 1 を用いることによりどのコードの結果も誤差の範囲で一致しており、 T_7 の予測精度が大きく向上する。 T_7 の重要度からみて現状でかなり満足できるものと考えられるが、次のステップでは更に精度向上が要求されるかもしれない。この断面積の変更による波及効果として、Fig. 8 のグラフに示すように、体系前面に近い T_6 の C / E の値が 1 に近づいていることは特筆に値する。炉工学系基準体系の実験解析でも同様の結果が得られている。

4. 3 トリチウム生成率の予測精度

上述の Fig. 8 の T_6 の実験値には自己遮蔽効果および Room Return 効果の補正は含まれていない。概算から自己遮蔽効果は 2 ~ 5% 程度と予測されている。モンテカルロ計算によると Room Return 効果は 56 cm の所で 6.9%, 51 cm で 3.8%, 40 cm で 1.6% であると評価されている。これらを考慮すれば、3 P R 1 を用いた解析結果は実験結果と誤差の範囲で全域にわたり一致している。炉工学系基準体系でも同様である。すでに述べて T_7 の結果を考慮すれば、トリチウム生成率の予測精度はほぼ満足できる状態

にある。今後、他の組成および形状での実験を行なうことにより、更に評価を続ける必要がある。

4.4 一連の Li_2O 平板体系の結果からの評価

Li_2O 平板体系からの角度依存リークスペクトルの例をFig. 8に示す。絶対値での比較であることを考慮すれば全体としては実験と計算は良く一致していると言える。しかし、 ^7Li の非弾性散乱によるピークは3PR1を用いることにより、改善しているものの、まだ不十分である。また、3~7 MeVの間で不一致が目立つ。

Li_2O 平板体系の積分実験のうち、 T_6 、 T_7 以外の例をFig. 9~11に示す。

Uの核分裂率分布に対するRoom Return効果は T_6 の場合とほぼ同様であり、解析の結果は T_6 の場合と傾向が良く一致している。 $^{238}\text{U}(n, f)$ と $^{115}\text{In}(n, n')$ ^{115}mIn

の反応はMeV以上で感度があるが、どちらも10%前後計算が過大評価となっている。

このことはリークスペクトルにおけるMeV領域の計算の過大評価と対応しているものと思われる。球体系積分実験でも同様であったが、C/Eが右下がりの傾向は計算コードに関係していない。この傾向は測定法に特に依存しているわけではなく、黒鉛体系でも若干その傾向がみられる。断面積あるいは角度分布に原因があるのか、それとも他に原因があるのかは今後の検討が必要である。

5. おわりに

最近のFNSにおけるベンチマーク実験の解析を通して、JENDL-3PR1の現状を簡単にまとめてみた。今後、ベンチマーク実験の種類が増え、データが蓄積されることにより評価が進展し、実験および解析側から核データ評価者へのフィードバックが行なわれるものと期待される。短時間の間に最小限の核種について評価と整備を実施してくれたシグマ委員会の努力に感謝すると共に、今後とも、核融合炉ニュートロニクス分野における核データ評価者と実験者および解析者のこのような密接な関係を維持したい。

[参考文献]

- [1] SUZUKI T. et al.: JAERI-M 82-190 (1982) (in Japanese); Proc. of 6th Int. Conf. on Radiation Shielding, Vol.1 246-258, Tokyo (1983)
- [2] NAKAGAWA M., MORI T.: JAERI-M 84-126 (1984); Proc. of 6th Int. Conf. on Radiation Shielding, Vol.1 171-179, Tokyo (1983)
- [3] ^6Li ; SHIBATA, K.: JAERI-M 84-198 (1984)
 ^7Li ; SHIBATA, K.: JAERI-M 84-204 (1984)
 ^9Be ; SHIBATA, K.: JAERI-M 84-226 (1984)
 ^{12}C ; SHIBATA, K.: JAERI-M 84-221 (1984)
 ^{16}O ; KANDA, Y.: To be published in JAERI-M report
Cr, Fe, Ni; 菊池、他: JAERI-memo 59-049 (1984)
- [4] OYAMA, Y., MAEKAWA, H.: JAERI-M 83-195 (1983)
- [5] OYAMA, Y., et al.: To be published in JAERI-M report
- [6] MAEKAWA, H. et al.: To be published in JAERI-M report; "Measurement of Tritium Production-Rate Distribution in a 60 cm-thick Li_2O Slab Assembly and Its Analysis," 6th ANS Topical Mtg. on Fusion Technology, San Francisco, March 3-7, 1985

Table I Measured items

〔測定項目〕

- 1) 核分裂率分布
- 小型核分裂計数管 (m f c)
(U-235, U-238, Np-237, Th-232)
 - 固体飛跡検出器 (S S T D)
(U-235, U-238, Th-232)
- 2) 放射化箱反応率分布
(Al, Ni, Nb, Zr, In, Au)
- 3) ${}^6\text{Li}(n, \alpha){}^3\text{T}$
- ${}^6\text{Li}_2\text{O}$ ペレット + 液シン法
 - Li ガランシンテレータ
- 4) PINダイオードレスポンス分布
- 5) TLDレスポンス分布
TLD-600, TLD-700, TLD-100...LiF
UD-110S...CaSO₄
UD-136, UD-137...LiF & CaSO₄
MgSiO₄, Sr₂SiO₄, Ba₂SiO₄
- 6) 体系内中性子スペクトル
- 小型球形NE213スペクトロメータ
 - 多数放射化箱法

Table II Used reactions

Reaction Name	Threshold(MeV)	Method
1. ${}^{27}\text{Al}(n, a){}^{24}\text{Na}$	6	Foil Activation
2. ${}^{58}\text{Ni}(n, 2n){}^{57}\text{Ni}$	13	
3. ${}^{93}\text{Nb}(n, 2n){}^{92m}\text{Nb}$	9	
4. ${}^{90}\text{Zr}(n, 2n){}^{89}\text{Zr}$	12.5	
5. ${}^{58}\text{Ni}(n, p){}^{58}\text{Co}$	1.5	
6. ${}^{115}\text{In}(n, n'){}^{115m}\text{In}$	0.8	
7. ${}^{197}\text{Au}(n, g){}^{198}\text{Au}$	****	
8. ${}^{235}\text{U}(n, f)$	****	Micro Fission Chamber
9. ${}^{238}\text{U}(n, f)$	1.5	
10. ${}^{232}\text{Th}(n, f)$	1.5	
11. ${}^{237}\text{Np}(n, f)$	0.5	Glass Scintillator ${}^6\text{Li}$ Pellet LSC
12. ${}^6\text{Li}(n, a)\text{T}$	****	
13. PIN diode	0.2	

Table III Features of each code and calculational conditions

Code	DOT3.5	BERMUDA-2DN	MORSE-DD
Method	2D-S _N	2D-Direct integration	3D-Monte Carlo
DDX	No	Yes	Yes
Group number	135 G*1, 125 G*2	47 G *3	125 G
Process code	NJOY (21)	PROF-GROUCH-G/B (22)	PROF-DD (23)
Remarks	first collision source method P ₅ - S ₁₆	first collision source method	track length estimator method

Cross section library : ENDF/B-4, -5, JENDL-3PR1
Source neutron spectrum : calculated by Monte Carlo method

- *1 for ENDF/B-4 cross section set GICXFNS1 (24)
*2 for JENDL-3PR1 GICXJ3
*3 collapsed group constant from a 121 group set

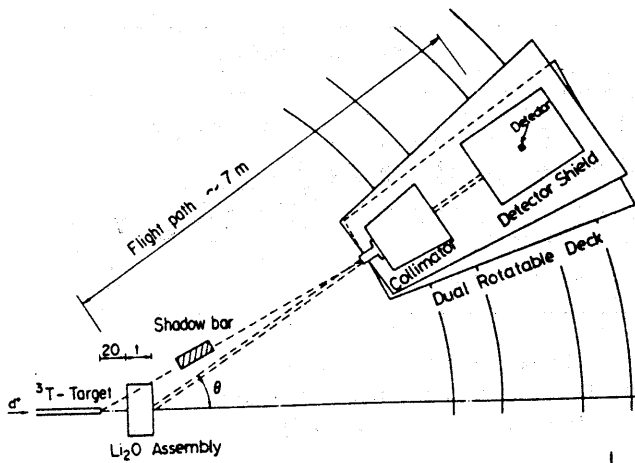


Fig. 1 Layout of time-of-flight experiment

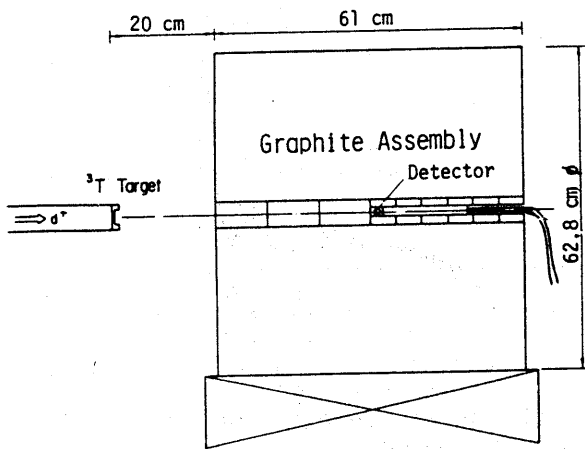


Fig. 3 Experimental arrangement

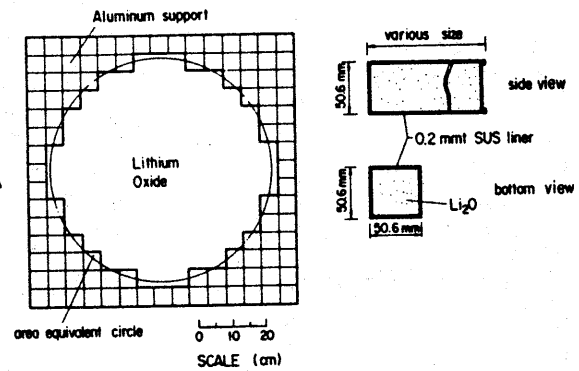


Fig. 2 Sectional views of Li₂O slab assembly and blocks

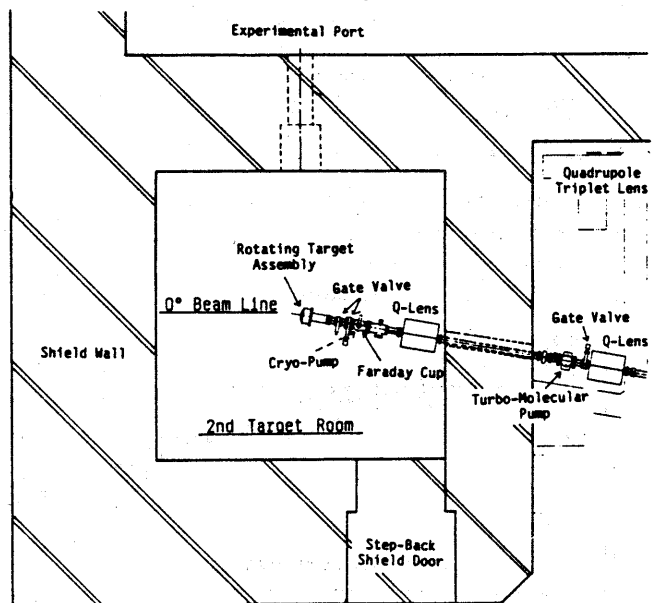


Fig. 4 A view of 2nd target room and experimental port

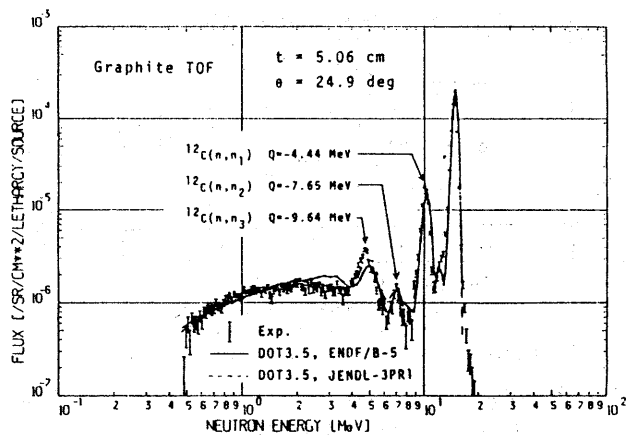


Fig. 5 Angle-dependent leakage spectrum from graphite slab assembly

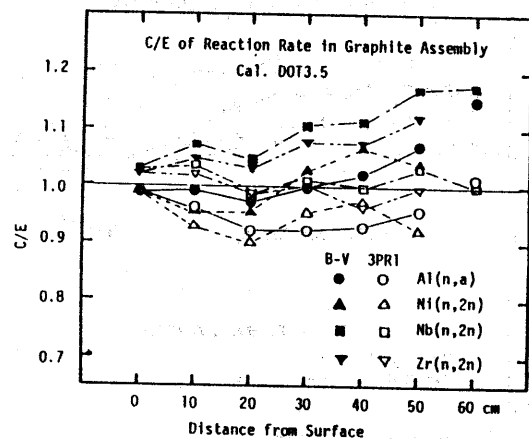


Fig. 6 C/E distributions of reaction rates in graphite assembly

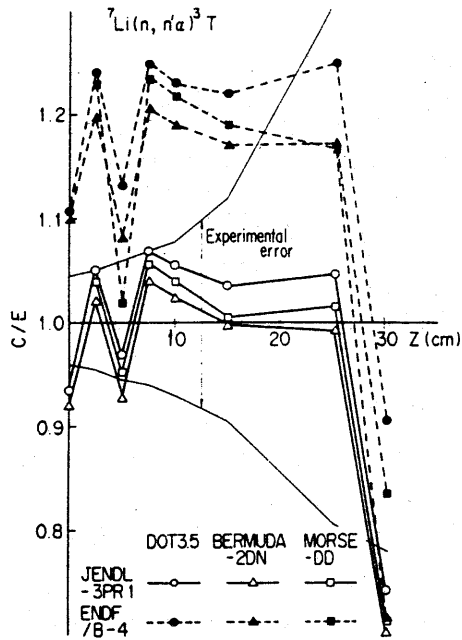


Fig. 7 Comparison of C/E values for tritium production rate of ${}^7\text{Li}$ in 60 cm-thick Li_2O assembly

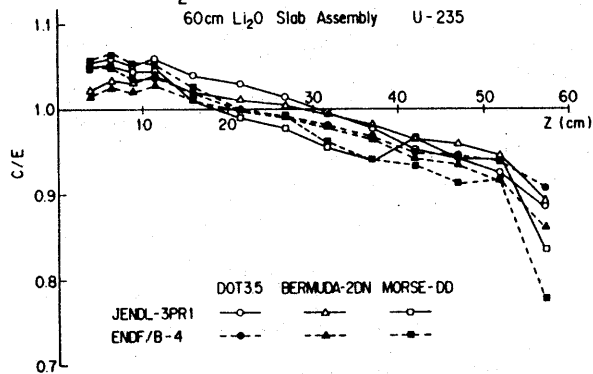


Fig. 10 Comparison of C/E values for fission-rate of ${}^{235}\text{U}$ in 60 cm-thick Li_2O assembly

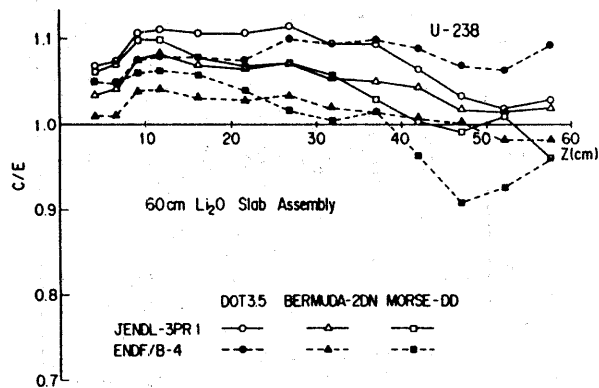


Fig. 11 Comparison of C/E values for fission-rate of ${}^{238}\text{U}$ in 60 cm-thick Li_2O assembly

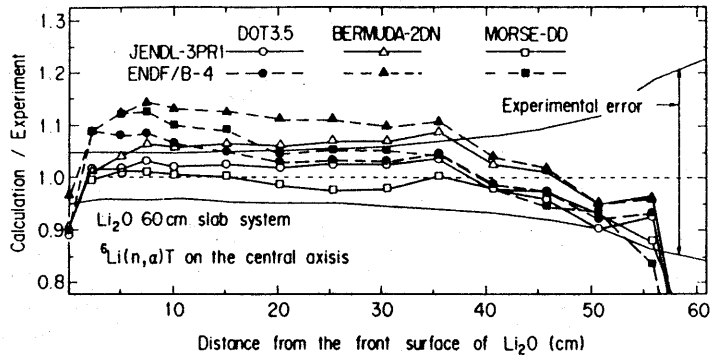


Fig. 8 Comparison of C/E values for tritium production rate of ${}^6\text{Li}$ in 60 cm-thick Li_2O assembly

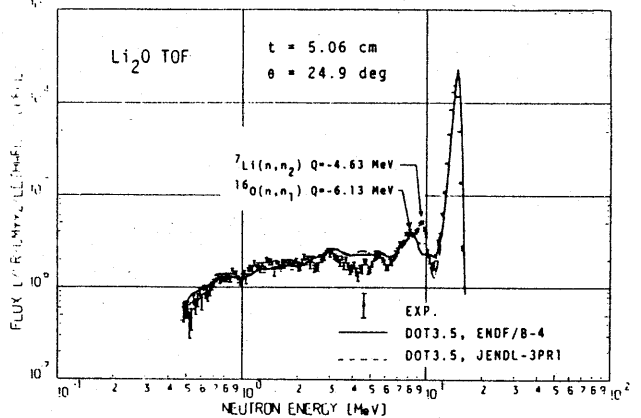


Fig. 9 Angle-dependent leakage spectrum from Li_2O slab assembly

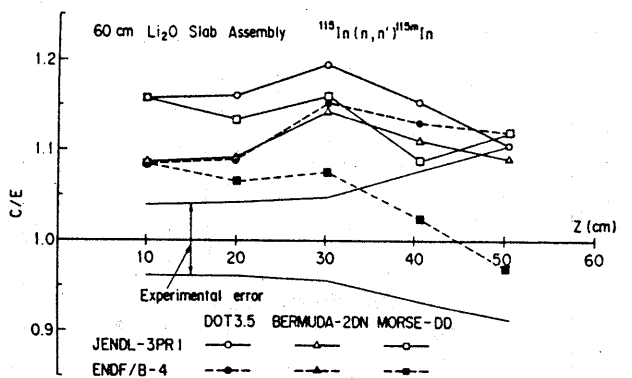


Fig. 12 Comparison of C/E values for ${}^{115}\text{In}(n, n'){}^{115m}\text{In}$ in 60 cm-thick Li_2O assembly

崩壊熱研究の現状

東大工

秋山雅胤

1. はじめに

1970年代以降、軽水炉による原子力発電所の大巾な増大に伴い、原子炉の安全性研究が活発化し、それと相俟って核分裂生成物の崩壊熱の研究は実験・理論両面でこの十年間に大きな進歩があった。ここでは、この十年間の研究成果を見直し、今後に残された問題点について述べる。なお、これは1984年日本原子力学会秋の分科会における「核データ・炉物理」合同特別会合で発表したものをまとめたものである。

2. 崩壊熱測定実験の現状

1970年代後半以降、崩壊熱測定実験は日本(東大^{1~4})、米国(ORNL^{5,6}, LASL⁷, IRT^{8,9}, UCB¹⁰)、英国(Winfrith¹¹)、フランス(CEA^{12,13})およびスウェーデン(Studsвик)で行われ、あるいは進行中である(第1表)。これらの実験は従来の実験(実験誤差10~20%)に比べると測定精度は一段と向上(実験誤差~5%)し、しかも実験値間のバラツキも小さく崩壊熱に対する要求精度¹⁴をほぼ満足する結果が得られてきた。しかし、未だ個々の実験値間に不一致が存在し、どの実験値がより信頼性が高いかという点では問題が残っている。以下に実験値間、実験値と計算値との比較を通して問題点を述べる。東大とWinfrithの実験は高速中性子核分裂によるもので、他は全て熱中性子核分裂崩壊熱であるが、計算によると両者の差は高々2~3%であり、現在の実験誤差(~5%)を考慮すると両者は等しいと仮定できるので、以後両者を区別せずに議論する。

2-1. 無限照射崩壊熱での比較

²³⁵U, ²³⁹Pu, ²³³Uについて、各実験値を無限照射条件に変換して比較したものを図1から図3に示す。これらの図には後述するJWDC 1.5 File¹⁵を用いた総和計算値および新ANS 5.1 Standards¹⁶も含めて示してある。²³⁵Uの場合、LASLの値が一番大きく、東大(YAYOI)とIRTの値は200秒以内で一致し、それ以後ではIRTの値は多少小さな値を示している。ORNLの値は一番小さな値を示している。計算値は東大の値と一致し、新ANS 5.1 StandardsはLASLの値と一致している。²³⁹Puの場合、東大とORNLの値が一致し、計算値とも一致している。LASLの値は前二者と比べて大きな値を示し、新ANS 5.1 Standardsは中間の値を示している。²³³Uの場合は東大の値と計算値とは一致し、LASLの値は大きな値を示している。これらの実験値間の不一致の原因については個々の実験値間の比較を通して述べる。

2-2. 東大とORNLの実験値の比較

両者共瞬時照射崩壊熱の形で実験値を与えているのでそのままの形で比較したものを²³⁵U, ²³⁹Puについて図4と図5に示す。図中に示した計算値はJWDC File¹⁷を用いたものであり、²³⁵Uの崩壊熱の2000秒以降で実験値と不一致があるが、JWDC 1.5 Fileを用いるとこの不一致は改善される。東大(Present Data)とORNLの値は²³⁵Uの崩壊熱の冷却時間300秒以上での不一致(最大20%)を除けば、実験誤差の範囲で両者は良く一致している。前

述した無限照射崩壊熱で ORNL の ^{235}U の値が他の実験値より低めに出ているのはこの崩壊熱における小さな値に起因している。

2-3. 東大と LASL の実験値の比較

LASL の実験は液体ヘリウム内の放射線吸収用銅グローブの中に照射試料を挿入して、液体ヘリウムの蒸発量から発熱量を求める高時間分解能をもつ Boil-off Calorimeter を用いた測定である。この測定値は実験精度が高く(誤差 3~5%)、 ^{235}U の場合 ENDF/B-IV を用いた計算値と良く一致していたことより、新 ANS-1 Standards を決める際に最も重きを置かれた実験値である。この実験値は 2×10^4 秒照射のものなので、東大の実験値を 2×10^4 秒照射の値に変換して比較したものを ^{235}U 、 ^{239}Pu 、 ^{233}U について図 6 から図 8 に示す。図には JNDC 1.5 File を用いた計算値も合わせて示してある。いずれの場合も LASL の値は東大の値および計算値より大きな値を示している。この結果を E/c の形で示したものを図 9 に示す。この図からわかるように、LASL の E/c 値は 3 核種でほぼ平行移動した傾向と短冷却時間で計算値より大きく、その不一致は冷却時間と共に減少する傾向がある。前者の傾向は規格化、つまり核分裂数の導出に伴う系統的誤差によるものであり、後者の傾向は試料がカロリメーターに入るまでに液体ヘリウム温度まで冷却されておらず、試料の冷却のためのヘリウム蒸発の効果が含まれているのが原因ではないかと想定される。

2-4. その他の実験値との比較

IRT の実験はプラスチックシンケレーターと多数本の液体シンケレーターとを組み合わせて、照射試料からの β 線、 γ 線を全て捕捉するものでカロリメーターの特性をもつ Nuclear Calorimeter と称する測定したものである。図 10 に ^{235}U について東大の値との比較を、図 11 に JNDC 1.5 File を用いた計算値との E/c 値を示す。短冷却時間では東大の値および計算値と一致しているが、長冷却時間で約 8% 小さな値を示している。

CEA の実験は Calvet Calorimeter を用いた測定で、瞬時照射崩壊熱の形で実験値を与えている。 ^{235}U の結果を図 12 に示す。冷却時間 100 秒以上では東大の値に良く一致しているが、100 秒以内では小さな値を示している。 ^{233}U の場合も ^{235}U の結果と同様の傾向を示しているが、 ^{239}Pu の結果は東大の値より 5~10% 大きい値を示している。

Winfrith の実験は現在 β 崩壊熱のみ測定されており、図 13 に示すように東大の値と非常に良く一致している。 ^{239}Pu も ^{235}U 同様良く一致している。

ULB の実験はカロリメーター法による ^{235}U の測定であるが、短冷却時間で東大の値より 10% 以上大きな値を示し、実験誤差も大きい。Studsvik の実験結果はまだ発表されていない。

2-5. 実験値間の比較のまとめ

以上の実験値の比較の結果、次の事が言える。

i) カロリメーター法による実験

- ・短冷却時間領域において問題がある。
- ・規格化に伴う系統的な誤差を含んでいる。

ii) β 、 γ スペクトル測定法による実験

- ・各実験値は実験誤差の範囲で良く一致し、計算値とも一致している。
- ・ ^{235}U の β 崩壊熱において、ORNL と東大の実験値の間に冷却時間 300 秒以上で最大

20%の不一致がある。JWDC 1.5 Fileを用いた計算値は東大の値と一致している。

3. FP核データファイルの現状と問題点

崩壊熱の計算は総和計算法に基づいて行われる。この計算法は放射性核種の生成崩壊の式を各FP核種について解き、それらの結果を全FP核種について総和を取ることで求められる。つまり、

$$P(t) = \sum_i \bar{E}_i \lambda_i N_i(t) \quad (1)$$

$$\frac{dN_i(t)}{dt} = f_i F(t) + \sum_{j \neq i} \lambda_j N_j(t) + \sum_{m \neq i} \alpha_m \phi(t) W_m(t) - (\lambda_i + \alpha_i \phi(t)) N_i(t) \quad (2)$$

である。(1)式右辺は全FP核種についての総和である。(2)式の右辺第1項は核分裂による生成項、第2項は核変換による生成項、第3項は中性子反応による生成項、第4項は核変換と中性子反応による消滅項である。この式を解く際に必要となる核データとして、

i) 崩壊データ (λ_i , $\bar{E}_i (= \bar{E}_{\alpha i} + \bar{E}_{\beta i} + \bar{E}_{\gamma i})$)

ii) 核分裂収率 (f_i)

iii) 中性子捕獲反応断面積 (α_i)

がある。これらを収納した核データファイルとして、

i) ENDF/B-IV, UKFPDD-1, TASAKA (第1世代)

ii) ENDF/B-V, UKFPDD-2, JWDC, French File (第2世代)

等がある。これらのファイルの基になっているデータとして、崩壊データは Table of Isotopes や ENSDF 等であり、核分裂収率は Meek-Rider や Crouch の評価データである。第1世代と第2世代のファイルの大きな違いは、収納されている千数百のFP核種の崩壊データの1/5~3割が実験データに基づき他は全て推定値(第1世代)であるか、6~7割が実験データに基づいている(第2世代)かである。ここでは、崩壊データと核分裂収率データの違いが崩壊熱の計算結果に与える影響について議論する。

3-1. 核分裂収率データ

既存のファイルの多くは核分裂収率として Meek-Rider あるいは Crouch の評価データを使用している。この2つの評価データの違いが計算結果に与える影響を調べるため、James は UKFPDD-2 File (Crouch を使用) と、崩壊データはそのままにして核分裂収率データのみを French File のデータ (Meek-Rider を使用) と入れ換えたファイルの2つを用いた計算値の比較を行った¹⁸。その結果(図14)は短冷却時間領域で両者の差は特に大きく5~10%になる。崩壊熱のみで見るとさらにその差は拡大し、6~10数%になる。この結果はさらに実験値との比較を通して詳細に検討する必要がある。

3-2. 崩壊データ

各崩壊データファイルを用いた計算値の比較を図15¹⁹に示す。JWDC 1.5 File を除けば第2世代のファイルはいずれも崩壊熱で実験値を過大に、 γ 崩壊熱を過小に評価している。この傾向は JWDC File の preliminary version の段階でも認められた。実験データに基づく崩壊データを大中に採用している第2世代のファイルが何故このような傾向を示すのか。この原因として、レベルスキームを組立てるのに使用される γ 線測定実験において Q_β 値の大きな核の場合高エネルギー γ 線が計測されない問題、いわゆる Pandemonium 問題²⁰がある。その結果から組立てられたレベルスキームでは高エネルギーレベルが欠落し、そのため低エネルギーレベルへの崩壊の割合が過大に評価されることになる。その結果、

\bar{E}_β 値を過大に、 \bar{E}_α 値を過小に評価され、それらを用いた総和計算値は前述の傾向を示すようになる。従って、JNDC File の作成にあたっては、 Q_β 値が 5 MeV より大きい 78 核種について実験値があるにもかかわらず β 崩壊の Gross Theory (実験値のない核種の \bar{E}_β , \bar{E}_α の推定に使用) による推定値を採用した。その後、2 核種の \bar{E}_β , \bar{E}_α 値は Gross Theory による推定が良くないことかわかり実験値に戻したものを JNDC 1.5 File と称している。この結果、これまでみてきたように JNDC 1.5 File を用いた計算値は β , γ スペクトル測定法による実験値と非常に良く一致するようになった。ただし、図 4, 図 5 の β 崩壊熱にみられるように、冷却時間数 100 秒から 2000 秒の間で最大 10% 程度 (核種に依存する) 過小評価する問題が残っている。

3-3. 核データファイルについてのまとめ

以上の議論から次の事が言える。

- ・シグマ委員会で作成した JNDC 1.5 File は Pandemonium 問題を解決し、どの核種の崩壊熱に対しても実験値を良く再現する唯一の核データファイルである。
- ・JNDC 1.5 File を用いた計算値は β 崩壊熱の冷却時間数 100 秒から 2000 秒の範囲で実験値を若干過小評価する傾向がある。
- ・核分裂収率データについては、図 14 に示した例が崩壊データに問題のあるファイルを用いた結果であるため、今後さらに詳細な検討が必要と思われる。

4. 今後の検討課題

崩壊熱の実験値については、 β , γ スペクトル測定法を用いた実験値の方がカロリメーター法による実験値より信頼性が高いという共通的认识ができてつある。このことは 1983 年 10 月に BNFL で開催された「FP の核分裂収率と崩壊データに関する NEANDC 専門家会議」においても支持されている。この観点からみて、軽水炉で最も重要な ^{235}U の β 崩壊熱における東大と ORNL の値の不一致は早急に解決されなければならない問題である。崩壊データの問題としては、Pandemonium 問題の実験的解決が必要であり、核構造決定のための β 線データの精密測定と共に Aleklett 5²¹ の行っている \bar{E}_β , \bar{E}_α の直接測定等の新しい測定手法が必要となってくる。以下に今後の検討課題をまとめて終) とする。

i) 崩壊熱測定実験

・ ^{235}U β 崩壊熱実験値間の不一致の問題解決

東大と ORNL の β 線スペクトルデータの比較検討を通して不一致の原因を探ると共に Winfrith, Studsvik での実験データを期待するか、あるいは再測定が必要である。

・ ^{235}U , ^{232}Th の β 崩壊熱の測定

この 2 核種については東大での β 崩壊熱の値しかなく、 β 崩壊熱の測定が望まれている。この測定は現在東大で実施中である。

・ ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu の崩壊熱の測定

軽水炉の高燃焼度化や高速炉の実用化に伴って、高次アルトニウムの崩壊熱の値が重要になってくる。現在、 ^{241}Pu については ORNL での測定が 1 例有るにすぎず、今後これらの測定が望まれる。

ii) 核データファイル

○核分裂収率

Meek-Rider と Crouch の評価データの比較検討

○崩壊データ

高 Q_{α} 値を持つ核の E_{α} , E_{γ} の高精度 γ 線測定や直接測定による評価

○ γ 崩壊熱における計算値と実験値の間の不一致の原因究明

iii) 日本における研究成果を利用しての努力

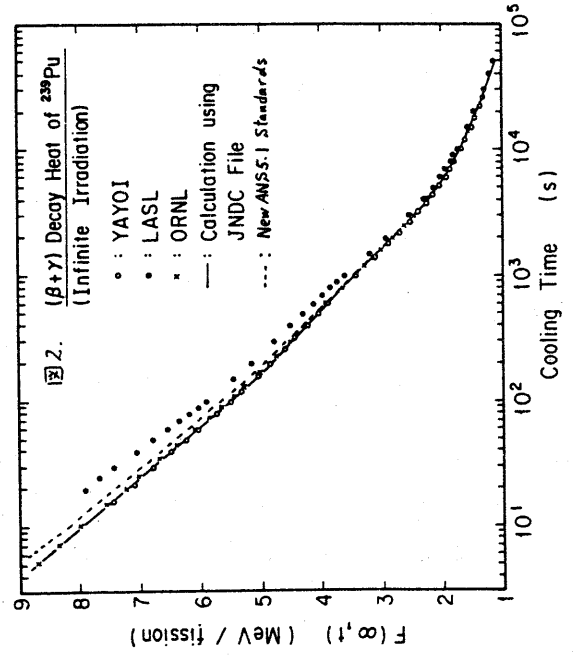
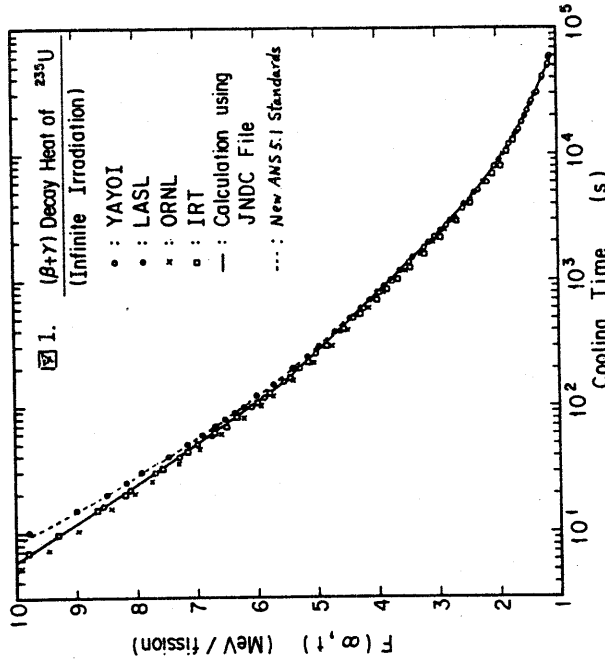
○ 使い易い総和計算コードシステムの開発

○ 崩壊熱データの Fitting 式の作成

○ γ 線スペクトルデータの整備

参考文献

1. 秋山他 : 日本原子力学会誌, 24巻, 709~722, 803~816 (1982).
2. 秋山 : 東京大学博士學位論文 (1983).
3. M. Akiyama, S. An : Nuclear Data for Science and Technology, P237, edited by K.H. Böckhoff, D. Reidel Publishing Company (1983).
4. M. Akiyama, S. An : Proc. NEANDC Specialists Mtg. Yields and Decay Data of FP Nuclides, BNL 51778, P305 (1984).
5. J.K. Dickens, et al. : Nucl. Sci. Eng., 74, 106 (1980).
6. J.K. Dickens, et al. : ibid., 78, 126 (1981).
7. J.L. Yarnell, P.J. Bendt : NUREG/CR-0349, LA-7452-MS (1978).
8. S.J. Friesenhahn, et al. : EPRI-NP-180 (1976).
9. S.J. Friesenhahn, M.A. Lurie : IRT 0304-004 (1977).
10. V.E. Schrock, et al. : EPRI-NP-616 (1978).
11. M.F. Murphy, et al. : AEEW-R1212 (1979).
12. M. Lott, et al. : J. Nucl. Energy, 27, 597 (1973).
13. C. Ficke, et al. : SEN/022 (1976).
14. C. Devillers : Proc. 2nd Advisory Group Mtg. on FPND. (1978).
15. J. Katakura, et al. : JAERI-M 84-117 (1984).
16. ANSI/ANS-5.1-1979
17. T. Yamamoto, et al. : JAERI-M 9357 (1981).
18. M.F. James : Proc. NEANDC Specialists Mtg. Yield and Decay Data of FP Nuclides, BNL 51778, P227 (1984).
19. T. Yosida, et al. : ibid., P265 (1984).
20. J.C. Hardy, et al. : Phys. Letters, 71B, 207 (1977).
21. K. Aleklett, G. Rudstam : Nucl. Sci. Eng. 80, 74 (1982).

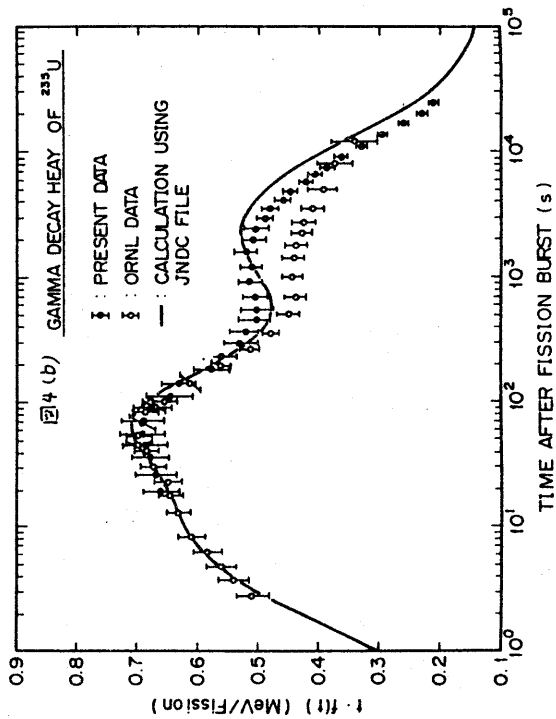
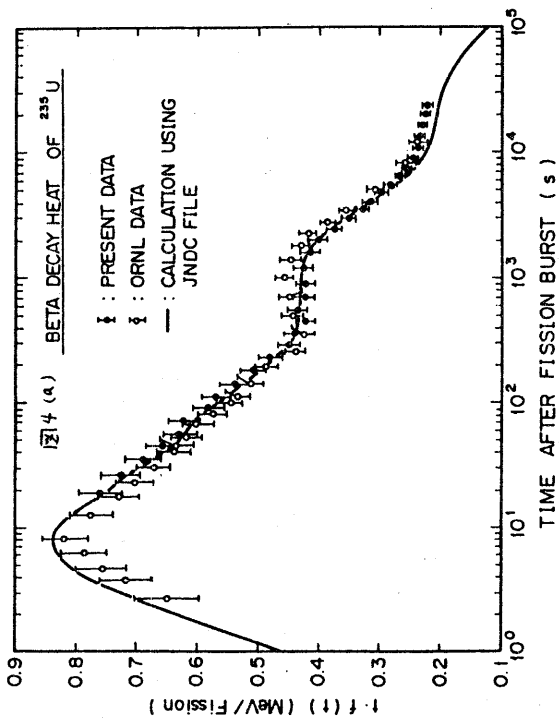
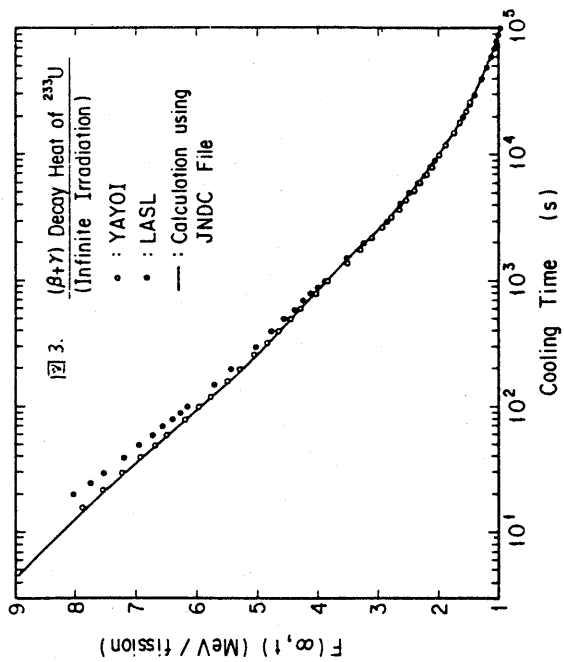


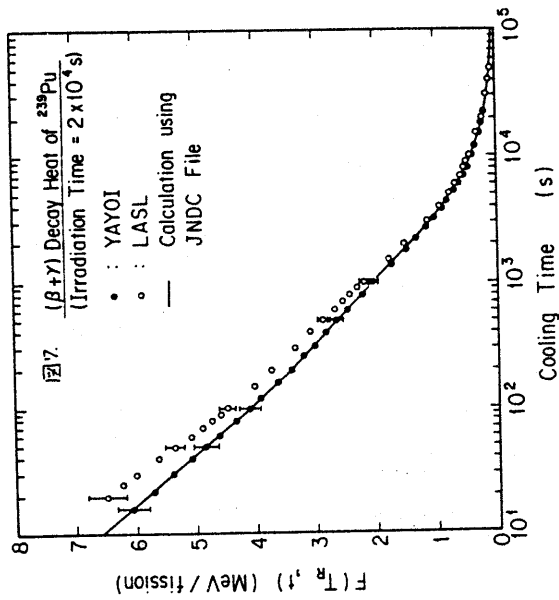
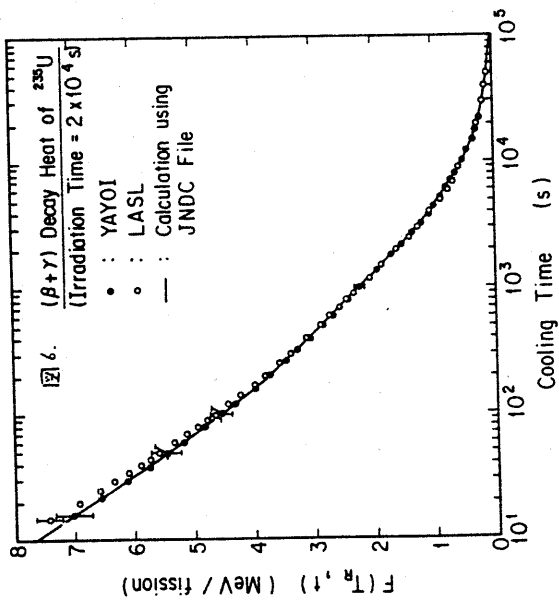
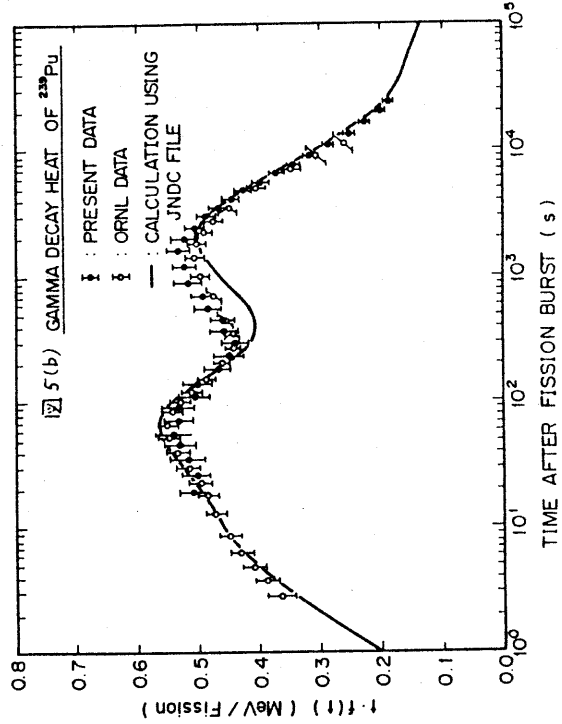
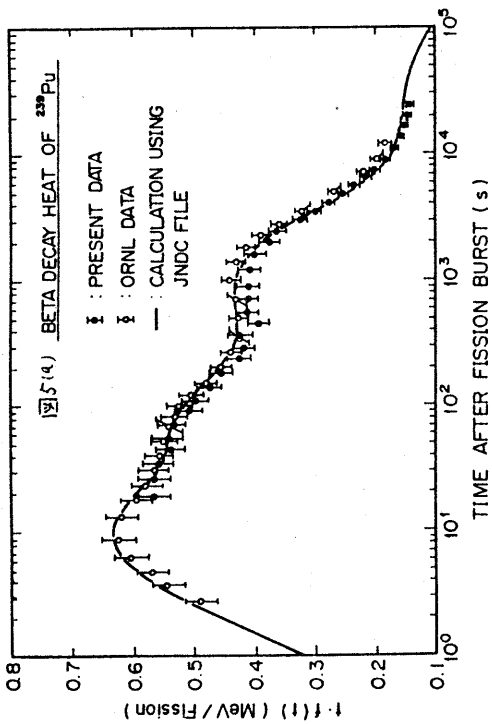
第1表 Summary of Modern Fission-Product Decay-Heat Measurements (a)

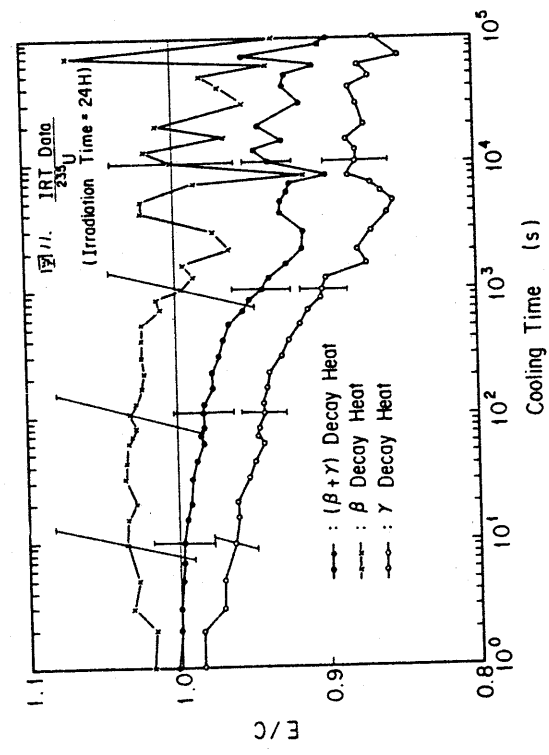
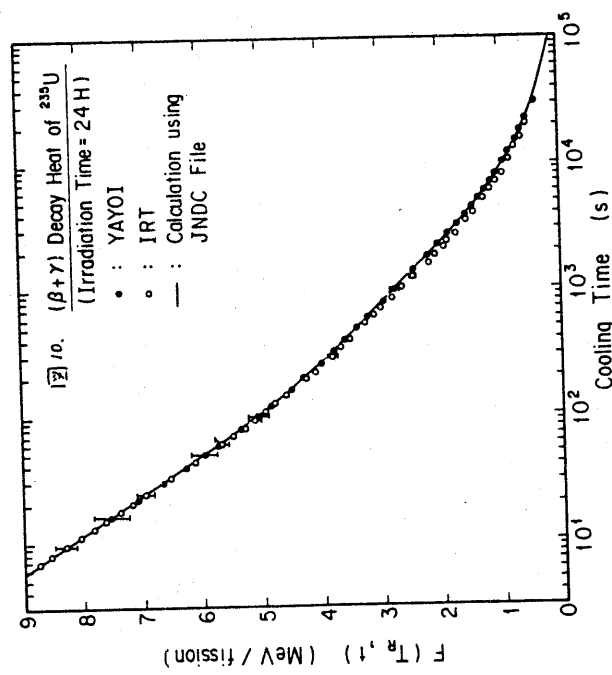
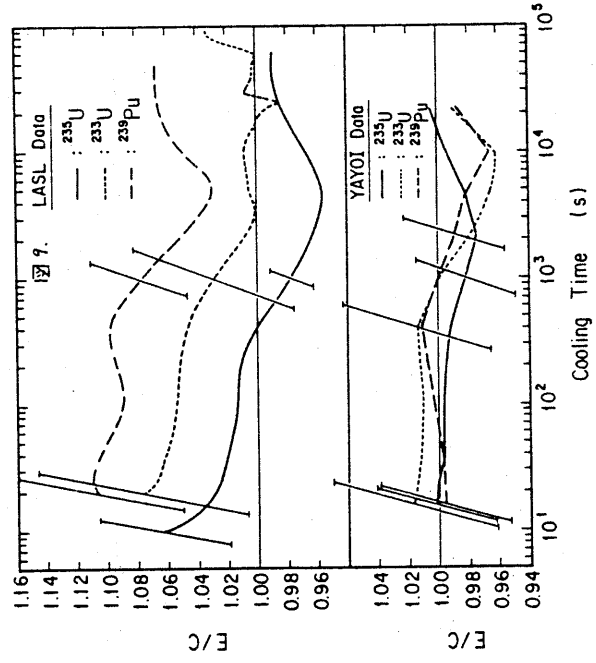
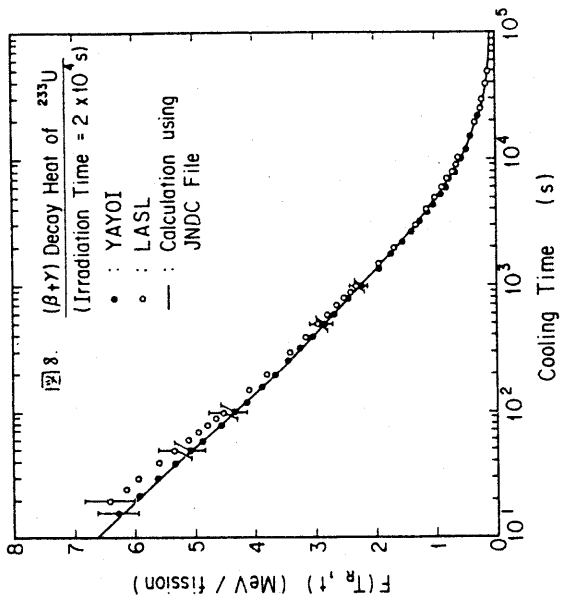
Fissionable Nuclides	Quantity Measured(a)	Neutron Energy	Irradiation Time	Measuring Time(s)	Reference
235U	T	Thermal	20000s	10-10 ⁵	LASL(1)
235U	T	Thermal	1-22 hr	10-10 ⁴	U. of Cal.(2)
235U	β, γ	Thermal	0.4-22 hr	0.7-1.5x10 ⁵	IRT(3)
235U	T	Thermal	1000s	80-10 ⁴	CEA(4)
235U	β, γ	Thermal	1, 10, 10 ² s	2-14000	ORNL(5)
235U	β, γ	Fast	10, 60, 100, 300s	11-26000	Tokyo(6)
235U	γ	Thermal	4, 10, 120s	10-10 ⁴	Scudsvik
235U	β, γ	14MeV	1000s	(Ongoing)	Tokyo(7)
235U	β	Fast	10 ³ s	10-7000	Winfrith(8)
235U	γ	Fast	10 ⁵ s	14-3x10 ⁷	Winfrith
				(Ongoing)	
239Pu	T	Thermal	20000s	10-10 ⁵	LASL(1)
239Pu	β, γ	Thermal	24 hr	0.7-10 ⁵	IRT(3)
239Pu	T	Thermal	1000s	50-10 ⁵	CEA(4)
239Pu	β, γ	Thermal	1, 10, 10 ² s	2-14000	ORNL(5)
239Pu	β, γ	Fast	10, 10 ² s	11-26000	Tokyo(6)
239Pu	γ	Thermal	4, 10, 120s	10-10 ⁴	Scudsvik
239Pu	β	Fast	10 ³ s	(Ongoing)	(Ongoing)
239Pu	γ	Fast	10 ⁵ s	10-3x10 ⁷	Winfrith(8)
				10-3x10 ⁷	Winfrith
				(Ongoing)	(Ongoing)
241Pu	β, γ	Thermal	1, 10, 10 ² s	2-14000	ORNL(5)
233U	T	Thermal	20000s	10-10 ⁵	LASL(1)
233U	β, γ	Fast	10, 10 ² s	11-26000	Tokyo(6)
233U	β, γ	Thermal	1000s	2-7000	Tokyo(7)
233U	β, γ	14-MeV	1000s	10 ² -7000	Tokyo(7)
232Th	β, γ	Fast	1000s	15-2x10 ⁴	Tokyo(7)
232Th	β, γ	14-MeV	1000s	10 ² -10 ⁴	Tokyo(7)

a) "T" denotes total (i.e., β & γ) decay heat. The symbols β and γ denote beta-decay heat and gamma-decay heat, respectively.

*) BNL51778 と7 報載







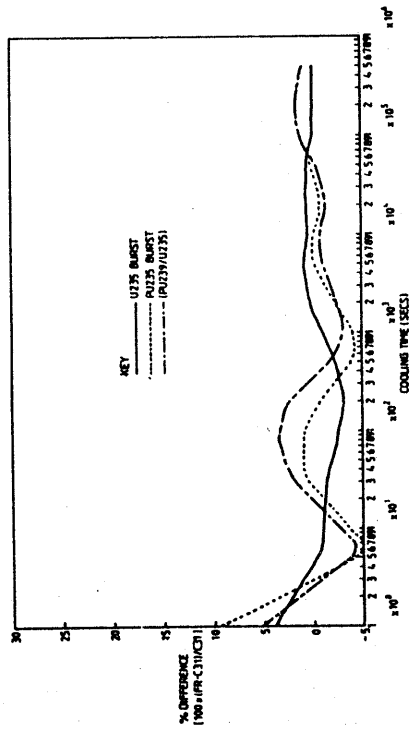
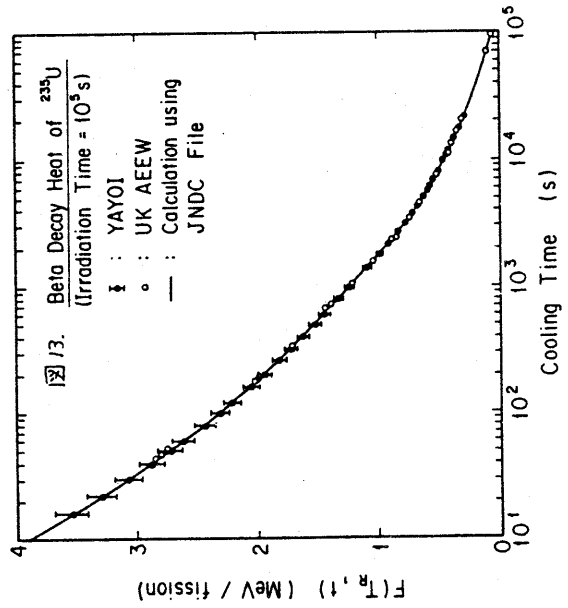
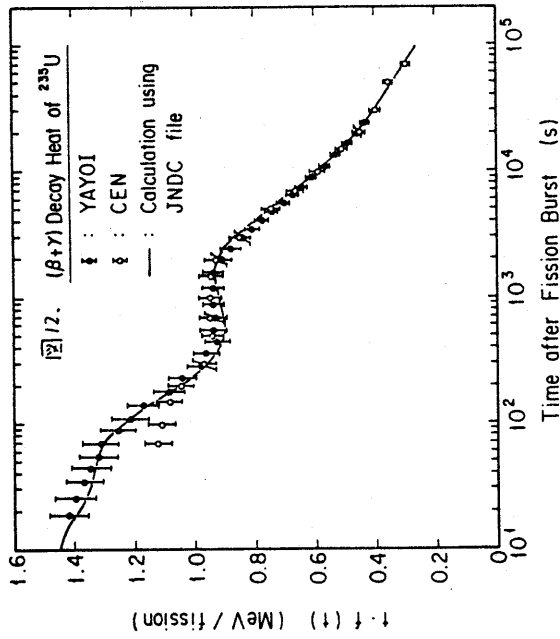


图 14(a). Percentage differences in total decay power from one fission between calculations using French and UK (C31) fission yields.

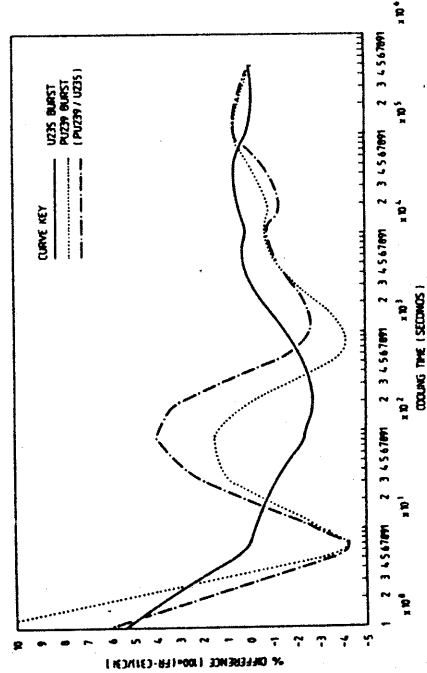
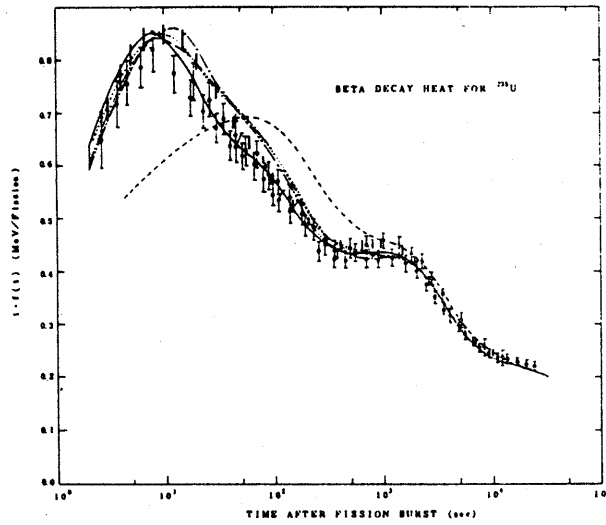
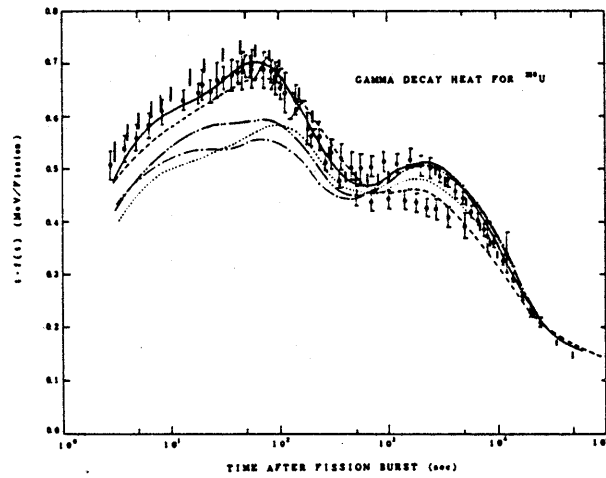


图 14(b). Percentage differences in beta decay power from one fission between calculations using French and UK (C31) fission yields.

(参考文献 1P 小 5 页)



15(a) Beta-Ray Component of U-235 Decay Heat After a Fission Burst
 ——— : JNDC (version 1.5) - - - - : ENDF/B-IV
 - - - - : ENDF/B-V ······ : UKFPDD-2 [37]
 ——— : CEA (699 FPs) [39] | : LS Fitting [25]
 ○ : ORNL [40] [41] ● : Tokyo Univ.



15(b) Gamma-Ray Component of U-235 Decay Heat After a Fission Burst
 (see legend under Fig. 15(a))
 (参考文献 19 小 5 転載)

「原子炉中性子ビーム利用研究会」報告

武蔵工大・原研

相沢乙彦

標記の研究会が、炉物理連絡会と共催の形で昭和59年2月27日に武蔵工業大学にて開催された。プログラムは下記の通りであった。以下々々の内容について略述する。

- | | | |
|-------|--------------------------------------------------------------|---------------|
| 座長 | 木村逸郎 (京大炉) | |
| 9:20 | 1. フィルター中性子による断面積実験
ミズーリ大研究がと京大炉ライナックにおける経験
(京大炉) | 藤田 薫 顕 |
| 9:50 | 2. シリコンフィルターによる54KeVならびに144KeV
単色中性子ビーム実験
(武蔵工大炉) | 相沢 乙彦 |
| 座長 | 飯元重康 (東海大) | |
| 10:20 | 3. KURによる中性子ラジオグラフィーの研究
(京大炉) | 神田 啓治 |
| 10:50 | 4. 高感度中性子ラジオグラフィ
(名大) | 松本 元一 |
| 座長 | 仁科浩二郎 (名大) | |
| 11:20 | 5. 弥生炉における原子炉中性子線量測定法の研究
(東大炉) | 中沢 正治 |
| 11:50 | 6. 近畿大炉における炉中性子利用の紹介
(近大炉) | 三木 良太 |
| | 〈昼休み〉 | |
| 座長 | 新井栄一 (東工大) | |
| 13:20 | 7. 捕獲γ線を利用した中性子エネルギースペクトル
測定
(武蔵工大炉) | 松本 哲男 |
| 13:50 | 8. 中性子導管を用いた生体サンプル中のppmオーダー
¹⁰ B濃度の測定
(京大炉) | 古林 謙
神田 啓治 |
| 14:20 | 9. 「弥生」における高速中性子遮蔽および崩壊熱の
研究
(東大炉) | 岡 芳明 |
| | 〈休憩〉 | |
| 座長 | 飯泉 仁 (原研) | |
| 15:00 | 10. 原子炉による冷中性子・超冷中性子実験の近況
(京大炉) | 宇津呂 雄彦 |
| 15:30 | 11. JRR-3改造計画について(ビーム利用計画)
(原研) | 宮坂 靖彦 |

1. 京大炉藤田薫顕氏の講演は、ミズーリ大研究所と京大炉ライナックを用いた実験の紹介で、フィルター中性子と中性子断面積の測定に応用した例が示された。最初にミズーリ大のフィルター中性子設備の紹介と、その線算についての話があり、応用例として鉄フィルター24 KeVビームによるトリウム試料の透過実験の例が示された。その後、京大炉ライナックによるフィルター材の断面積測定についての話があった。

2. 次は同じく武蔵工大炉で行なわれていたフィルタービーム実験の話として、シリコンフィルターによる54 KeV並びに144 KeV中性子を用いた全断面積の測定の話して貰った。また最後にZrとNbの全断面積のサンプル厚さ依存性についての実験データが紹介された。

3. 京大炉神田啓治氏の講演は、京大炉における中性子ラジオグラフィー装置の概要が紹介された。中性子TV画像処理装置の話があり、原画像を複数回積分したときの有効性が示された。最後に中性子CT装置についても進捗状況が紹介された。

4. 名大松本元一氏の講演は、高感度中性子ラジオグラフィーの話として、名大にある可動NTV装置をはじめ、1Wの近大炉を用いて $\phi \approx 3 \times 10^4 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ で画像が得られたという興味ある報告であった。

5. 東大中沢正治氏の講演は、弥生炉を用いた中性子線量測定法に関するもので、最初に弥生炉の中央スペクトルの測定と4パラメータ表示について紹介された。次に放射化反応率測定・国内相互比較実験について紹介され、続いて放射化法反応率データ・アンフォールディング法についての国際相互比較研究の話があった。

6. 近大炊三木良太氏の講演は、近大炊を用いた炉中性子利用の紹介で、実験設備について紹介の後、小動物用照射設備の南苑ほうびにトリウム臨界実験の話があり、続いて標準中性子場の研究について紹介された。
7. 武蔵工大松本哲男氏の講演は、捕獲γ線を利用した中性子エネルギースペクトル測定について話して、直交関数展開法の理論から始めて、解析のレミュレーションほうびに実験結果についての議論が行われた。
8. 京大炊古林徹氏の講演は、京大炊の中性子導管を用いた行なったボロンの定量に関する研究の紹介で、本測定法の実用的定量限界は約0.5 ppmとのことであった。
9. 東大岡芳明氏の講演は、埼玉炊で行なわれていた高速中性子通版実験および崩壊熱の測定に関するもので、広い範囲にわたって各種の実験が紹介された。
10. 京大炊宇津呂雄彦氏の講演は、冷中性子・極冷中性子実験の近況についての話して、諸外国における研究の紹介と、KURのスーパーミラータービンの研究について紹介された。
11. 日本原子力研究所宮坂靖彦氏の講演は、JRR-3改造計画に関するもので、改造3号炊に設置される予定の各種ビーム実験装置の計画について紹介された。

以上、研究会の概要を紹介したが、本研究会の報告書は既に武蔵工業大学原子力研究所の研究情報 (ISSN 0285-0354) の特集号として昭和59年5月に発行されており、現在のところまだ印刷部数に余裕があるので、御関心のある方は当研究所に請求していただきたい。

最後に本研究会開催にあたり、色々と助言をいただいた京大炊木村忠即先生をはじめ、御講演ほうびに座長をこころよく引き受けていただいた諸先生方々に心より感謝申し上げます。

近畿大学原子炉共同利用研究会の概要

近畿大 原研 三木良太

昭和59年9月8日(土) 近畿大学において、近畿大炉の特色を生かした原子炉共同利用研究成果の発表と新設された原子炉付属実験設備の紹介と兼ねた標記の研究会が、近畿大学原子力研究所主催、近畿大学原子炉共同利用運営委員会共催、炉物理連絡会後援の下に開催された。参加者は国公立大学14校、その他の6国公立研究機関からの含めて学外から40名、学内16名、合計56名に達した。広い分野の原子炉利用者が一堂に会して原子炉利用の研究成果の発表と討論、意見交換を行い極めて有意義であった。研究会のプログラムは、一般討論を含めて6つのセッションに分けられ、生物照射、炉物理、放射化学分析、中性子ラジオグラフィーまで広い範囲の分野にわたる研究成果が発表されたが、本稿では炉物理に関連した発表に限定してその概要を紹介する。

(1) 近畿大炉を利用する標準中性子場 (京大炉 木村逸郎, 小林捷平氏)

近畿大炉の2分割炉心は46cmの内部黒鉛反射体で隔てられている。この内部反射体の中央にある96mm角、122cm高の垂直黒鉛ストリンガーを引き抜いた空間を、標準中性子場として利用する可能性について実験と解析計算を行った結果について発表があった。この空間は両側に燃料タンクがあり、かつ反射体が軽水でなく黒鉛であるため、熱中性子束分布が平坦で、方向性も少ないことが予想されたが、測定の結果も熱中性子束が中心の水平面で極めて平坦($1.76 \sim 1.82 \times 10^7 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$)であり、Cd比もほぼ一定(4.2~4.5)であった。更に縦方向の分布も中央から上下7.5cmの範囲で約4%の傾斜を示すに過ぎなかった。中核は他の原子炉熱中性子場に比べると2~4桁も低い。空間と方向依存性が少なく、これが大きな特長であり、RI使用中性子場よりは中核も大きい。

In, Au, W サンドイッチ箔を用いた熱外中性子スペクトル測定はほぼ $1/E$ 特性をもつことが示され、一方原研で開発されたSRACコード・システムによるCITATION計算*の結果、約1eVから数100keVまで5桁以上のエネルギー範囲にわたってほとんど平坦な $1/E$ 特性をもつことが示され、 $1/E$ スペクトル中性子場として極めて良質であることが判明した。また速中性子については、電総研の道川太一氏らとの共同で、球形反跳陽子比例計数管によるスペクトル測定も行われている。なおγ線量率は炉心内であるため35~45R/h程度である。

この中性子場は、小型炉を利用しているため炉心条件による経年変化が少く、再現性があり、空間および方向依存性もわずかであるので、生物等への中性子照射効果の評価やスペクトロメータの較正などを含めて、標準中性子場としていろいろな利用法が考えられる。またスペクトルのtailoringを積極的に行えば、制御中性子場としても利用できる可能性をもっている。

(2) 近畿大炉によるトリウム実験 (京大炉 小林圭二氏)

近畿大炉の2分割された炉心の間の広い黒鉛反射体領域は平坦な熱中性子場を形成して

* 原研炉工学部土橋敬一郎氏の協力による。

いるので、この領域はトリウム体系を組み込んで積分実験を行うための予備実験を実施した。近畿大炉は運転、停止が簡単で、停止後の試料の操作も容易であり、従って放射化箔による中性子束の微細構造測定などの場合のように、何回も繰り返えし照射を必要とする実験には KUCA より有利で、KUCA でのトリウム実験を補充する意義をもつ。予備実験では中央垂直ストリンガーの中心部に、2" 立方の小空間を設け、そこに 2" 角、厚さ $\frac{1}{8}$ " のトリウム金属板を最高 16 枚、2" 角、厚さ $\frac{1}{4}$ " の黒鉛板と組み合わせて種々のトリウム小体系をつくり、(a) トリウム板の増加に伴う反応度変化、(b) トリウム板相互の干渉効果、(c) バンチング効果、(d) トリウム小体系内の中性子束分布等を測定した。KUCA のトリウム体系 (3 行 × 3 列) と同一寸法、形状の大型トリウム体系の実験も進行中である。

(3) 近畿大炉による炉雑音実験 (阪大・エ 山田澄氏)

近畿大炉の燃料タンク、中央垂直ストリンガーなど炉心内の種々の位置に、ボイド発生装置等と小型検出器を組み込んで炉雑音実験を行った。実施したのは、(a) 連続ボイドによる炉雑音実験、(b) 間欠ボイドによる炉雑音実験、(c) 吸収体振動実験、(d) 零出力炉雑音実験で、統計モデルによる理論的解析の結果と比較検討している。炉出力が 1W で、熱中性子束も最高 $10^7 \text{ m/cm}^2 \cdot \text{sec}$ のオーダーであり、自製の小型検出器を用いたため、 σ/N 比が低く十分な成果をうることができなかつた。近畿大炉を用いて有意な成果をうるには、マイクロフィッション・チェンバーなど高感度中性子検出器と出力の上昇による σ/N 比の改善が必要である。

(4) 近畿大炉による中性子ラジオグラフィ (名大・エ 松本元一氏)

近畿大炉の炉心上蓋の可動プラグを取り除いて、フィルムカセットまたは中性子テレビジョンシステムをセットし、弱い中性子源施設によりどの程度実用的な中性子ラジオグラフィ像をうるることができるか、また中性子テレビジョンでどの程度の撮像ができるかという試験的実験を行った。本格的なコリメータを使用しない条件の下でも、当初の予想を上回る良質の像がえられ、中性子テレビジョンも動的被写体は困難であるが、静的被写体には十分使用できる目途がついた。近畿大炉では、撮影位置の γ 線のバックグラウンドが約 50 mR/h と低いため、低中性子束、低コリメータ比にもかかわらず高い mR/γ 比がとれ (約 $8 \times 10^5 \text{ m/cm}^2 \cdot \text{mR}$)、高感度フィルムを用いて長時間撮影を行っても γ 線によるカブリを低く抑えることができる。出力がもう一桁上れば、中性子ラジオグラフィ用に近畿大炉は更に期待できる。

研究成果の発表・討論を通じて、極低出力炉である近畿大炉の特色を生かした極めてバリエーティブで豊富な "賢い" 研究内容が紹介され有意義であったが、低出力炉の長所を殺すことなく熱出力を 1 桁程度上昇できれば、実験上の種々の制約が解決し、炉の利用範囲が大きく広がることを指摘する声が強かった。

(昭和 59 年 12 月 15 日記)

なお本研究会の報告書 (B5, 75 頁) が刊行されましたので、ご希望の向は近畿大学原子力研究所共同利用係 (〒577 東大阪市小若江 3-4-1) までお申込み下さい。

13th SOFT から (Blanket 関係の論文)

東北大学工学部

相山 一 典

SOFTとは Symposium on Fusion Technology の略称で、1960年にHarwellにおいて開催以来隔年毎にヨーロッパ各地で催され、前回の12th SOFTはJulichで、今回の13th SOFTは1984年9月24~28日 Italy, Milano近郊 Ispra の隣町 Varese にある古い貴族の屋敷 Villa Ponti で開催された。参加者は約700名(事前登録者数402名、うち日本人27名)とのことである。

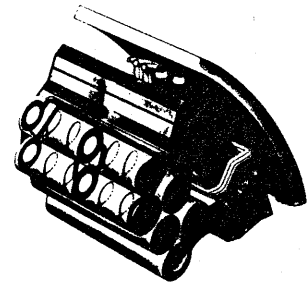
シンポジウムは、招待講演、口頭発表および15のセッションに分れたポスター発表で行われた(論文数は、それぞれ14, 9, 239)。今回は何と言つても、ECの核融合炉開発計画

JET- NET- DEMO

の紹介とJETに関する現況報告が中心であった。全体の紹介は原子力学会誌に報告したので、ここではブランケット・ニュートロニクスについて詳しく報告する。ブランケット・セッションでの発表論文を第1表に示す。



Thirteenth Symposium on
Fusion Technology - Soft
Varese, 24th to 28th September 1984



COMMISSION OF THE EUROPEAN COMMUNITIES
Joint Research Centre
Ispra Establishment

第1図. 13th SOFT シンボルマークとイラスト

ブランケット工学に関する講演

招待講演のなかで、GEOKOOP (ECN, Petten) が欧州における炉工学研究の現状を review した。ブランケット工学については、中性子経済の点からトリチウム増殖比をあげるため概念設計計算とベンチマーク実験の必要を強調、また、Li-Al, Li-Si, Li-Pb 合金の採用を検討するために核データの再検討が重要で、その例として $Pb(n, 2n)$ 反応断面積をあげ ENDF/B-IV と最近の実験値 (Frehouら、および Iwasakiら) と比べてみると無視できない差異が見出されたことを示した。CECFEP (Commission of the European Communities Fusion Program) では、核融合炉核設計に必要な核種の中性子データを急拠評価し、EFF (European Fusion File) を作成していると述べた。

口頭発表では、Abdou (UCLA) による Fusion Nuclear Technology: Issues and Strategy と題する講演が組まれていたが、欠席のためキャンセルされた (Proceedings には掲載されるとのこと) 配布されたアブストラクトによれば、fusion nuclear technology の開発に存在する technical and programmatic issues を明らかにしようとする FINESSE 計画について述べる予定であったようである。

ブランケット工学ポスターセッション

提出された論文23件のうち、日本の2件(阪大、東北大)と米国の1件(TFTR)を除いた20件はソフトであった。前回は14で計算と実験が殆ど半々であったのに比べると、えらい違いである。また、前回 INTOR のブランケット設計のほか Li-Pb にかんするものが目立って多かったが、今回の特徴は NET, DEMO のブランケット設計計算の発表であろう。

Blanket Technology

- 5P 18 **A. Takahashi, K. Yugami, K. Kono, N. Ishigaki and J. Yamamoto**
(Dept. Nuclear Engineering, Osaka University)
Measurements of Tritium Breeding Ratios in Lithium Slabs Rotating Target Neutron Source
- 5P 19 **L.J. Baker**
(AERE Harwell, Didcot)
EURATOM/UKAEA Fusion Association)
Neutronics Development of a Breeding Blanket Concept for a DEMO Reactor
- 5P 20 **J. Needham**
(AERE Harwell, Didcot)
EURATOM/UKAEA Fusion Association)
Monte Carlo Neutronics Studies of a DEMO Breeding Blanket
- 5P 21 **R.S. Challender, G. Coast, E.C. Heath**
(Risley Nuclear Power Development Establishment, UKAEA)
EURATOM/UKAEA Fusion Association)
A Lead/Lithium Blanket for a DEMO Reactor
- 5P 22 **A. Bond, K.E. Lavender**
(Culham Laboratory, Abingdon)
Euratom/UKAEA Fusion Association)
A Solid Ceramic Breeding Blanket for a DEMO Reactor
- 5P 23 **M. Biggio, G. Casini, F. Farfaletti-Casali, C. Ponti, M. Rieger, M. Turri, P. Li Bassi**
(JRC, Ispra)
Progress in Blanket Designs with 17Li83Pb Liquid Breeder
- 5P 24 **G. Vieider, W. Danner**
(The NET Team c/o IPP, Garching)
Design Concepts for NET-First Wall and Blanket
- 5P 25 **W. Danner**
(The NET Team c/o IPP, Garching)
Neutronics Scoping Studies for the NET Blanket
- 5P 26 **K. Sugiyama, K. Kanda and S. Iwasaki**
(Tohoku University, Sendai)
S. Nakazawa and T. Iguchi
(Tokyo University)
H. Sekimoto
(Tokyo Institute of Technology)
S. Itoh
(Nagoya University)
K. Sumita, A. Takahashi and J. Yamamoto
(Osaka University)
Neutronic Experiments in a 120 cm Lithium Sphere
- 5P 27 **S. Taczanowski**
(Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik Kernforschungszentrum Karlsruhe)
Significance of the Resonance Self-Shielding in Source Driven Breeding Blankets
- 5P 28 **G. Raia, P.G. Avanzini, M. Grattarola, M. Magnasco, M. Peluffo, F. Rosatelli**
(NIRA S.p.A., Genova)
An High Breeding Li₂O Blanket Study for Next Generation Tokamak Reactors
- 5P 29 **A. Cardella (1), P.G. Avanzini (1), F. Farfaletti Casali (2), G. Raia (1), F. Rostelli (1)**
(1) NIRA S.p.A., Genova
- (2) JRC, Ispra
An Alternative High Breeding Ratio Design Concept for NET/INTOR Blanket
- 5P 30 **J. File and L. Jassby**
(Princeton Plasma Physic Laboratory)
The TFTR Lithium Blanket Module Program A Status Report
- 5P 31 **by G. Cheverau**
(Detached from FRAMATOME-NOVATOME)
C.E.N./SACLAY)
Adaptation to NET of a Ceramic Beryllium Canister Blanket Concept
- 5P 32 **F. Gervaise and L. Giancarli**
(C.E.N./SACLAY)
Progress in Neutronic Analysis of Fusion Reactor Blanket
- 5P 33 **E. Proust**
(C.E.N./SACLAY)
Analysis of the Tritium Inventory and Permeation in a Li₂O Blanket for INTOR and Extrapolation to a Power Reactor
- 5P 34 **D.W. Muir**
(Los Alamos National Laboratory)
COVILS-2: Neutron Cross-Sections and Covariances for Sensitivity and Uncertainty Analysis
- 5P 35 **H. Attaya and M. Sawan**
(University of Wisconsin, Madison)
Neutron Wall Loading Distribution in Toroidal Reactors with General Plasma and Wall Shapes
- 5P 36 **P. Fauvet, J. Sannier, G. Santarini**
(CEA, Fontenay-aux-Roses)
Solubility of Hydrogen in Liquid 17Li 83Pb Alloy
- 5P 37 **V. Zampaglione, R. Werner, L. Anzidei**
(ENEA, Frascati)
V. Rado, V. Vidlante
(ENEA, Casaccia)
L. Loreto
(University of Rome)
"Il Mantello" - A Scoping Study Using Solid Breeders in a Gas Cooled Tokamak Blanket with NET Physics
- 5P 38 **P.J. Garcia Sedano, J.M. Perlado**
(Dpto. de Energia Nuclear
E.T.S.I. Industriales, Madrid)
Neutronics Considerations for First Wall Materials in a Hybrid Blanket
- 5P 39 **P.J. Garcia Sedano, J.M. Perlado**
(Dpto. de Energia Nuclear
E.T.S.I. Industriales, Madrid)
Transient Neutronics of a Hybrid Blanket in ICF
- 5P 40 **G. Velarde, J.M. Aragonés, R. Arroyo, C. Cabezudo, J.A. Gago, M.C. Gonzales, J.J. Honrubia, J.J. Martinez Caballero, F. Martinez Fanegas, J.F. Martinez-Val, E. Minguez, J.L. Ocana, R. Otero, J.J. Pena, J.M. Perlado, L. Sanchez, J.M. Santolaya, J. Sanz, J.F. Serrano, P. Velarde**
(Dpto. Energia Nuclear, E.T.S.I. Industriales, Universidad Politécnica, Madrid)
Neutronic Damage, Tritium Generation and Energy Deposition in Two Different Cavity Designs for ICF Systems

DEMO (Demonstration tokamak reactor)ブランケット

5P19, 20, 21, 22 は、UKAEA/EURATOM Fusion Association で行われた DEMO のブランケット (Fig.2) の設計報告である。

5P20 は、blanket neutronics 計算のための 3次元モンテカルロコードの報告で、MORSE-CG の Harwell version "MORSE-H" をもとにしている。核データは DLC37F から作られた中性子 100群、ガンマ線 21群で、anisotropic scattering は P8 まで (通常は P3 以上使うことはないとのこと)。INTOR/MET ブランケットのハネカム構造を homogeneous layers と近似しても良いことを確かめて、複雑な形状は "combinatorial geometry" により表現するようにしているとのこと。Solid breeder (Fig.3a) (5P19) に対して $TBR = 1.243 + 0.004$ で、断面が $140 \times 100 \text{ cm}^2$ の中性粒子入射ポートをつけると $TBR = 1.205 + 0.004$ となり、Fig.3b の liquid breeder (5P21) においては TBR が $1.117 + 0.003$ となることを示している。

5P19 では DEMO ブランケットへの要求: i) 1st wall は、erosion 問題を解決させるほかにプラズマ安定化のため十分な電導性を持ち、且つ中性子の吸収を少なくする (鉄にくらべて)。ii) トリチウムの自給を可能にするような TBR を持たせること。iii) ブランケットの発熱は 2.6 MW/m^2 に対応して リチウム反応率の peak/mean を小さくする (TBR を犠牲にせず) をあげ、これに応えるため次のような設計を行った。1st wall を 3 mm 鋼とし He 冷却、3 mm タングステン タイルを張り付ける。主ブランケット (外側) には、Be 20cm の増倍材に 30% ^6Li の Li_2SiO_3 ピンを埋め、さらに Li_2SiO_3 (30% ^6Li) 50cm 厚の増殖層を置き、He冷却を行う。Be 量の決定の計算結果を Fig. 4 に示す。この設計 (計算体系は Fig.3) で、TBR 1.5 - 1.7 を、peak/mean として 2.6 MW/m^2 で 2年間にわたり 8.85% が保たれるとしている。内側ブランケットは厚さ 70cm で、Be 反射材と 20% ボロン鋼 + 80% TiH の TR コイル遮蔽を置いている。

5P21 は、Li-Pb 溶融合金を用いた 2000 MWth reactor のブランケット設計で、計算の結果 (5P20)、 $TBR > 1$ と結論している。He 20atm で breeder element can の外壁から冷却している。600度で He を取り出しターボ発電機へ供給するとしている。1st wall はモザイク構造のタイルで輻射による効果を期待している。

5P22 では、ceramic breeder を用いた 1 GWe DEMO reactor の設計を提案している。He 冷却の Li_2SiO_3 と Be 増倍材を用い、冷却材から連続してトリチウムを取り出す方式である。AGR 炉の蒸気プラントを利用することまで考えている。ブランケットの構造は INTOR の Culham design をもとにしており、トロイダル真空容器に完全に密閉 (後方に vacuum door) する構造となっている (Fig.2)。構造材はフェライト鋼 FV448 または WN1.4914 を low activation と low swelling の点から提案している。増殖材は、7mm dia, 850mm long の metasilicate で、Be と適当に組合せることにより TBR 1.5~1.7 を得るそうである (5P19)。

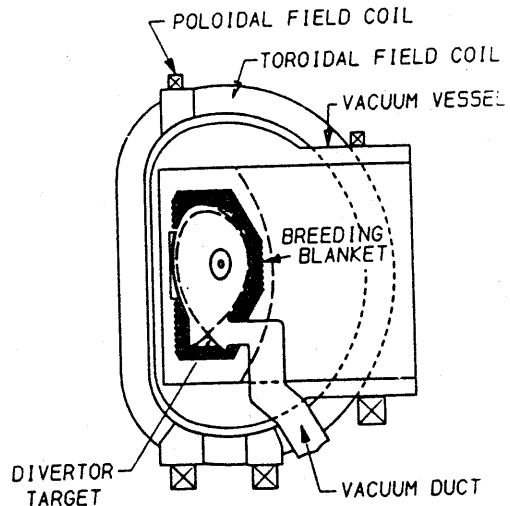


Fig.2 DEMO reactor cross-section

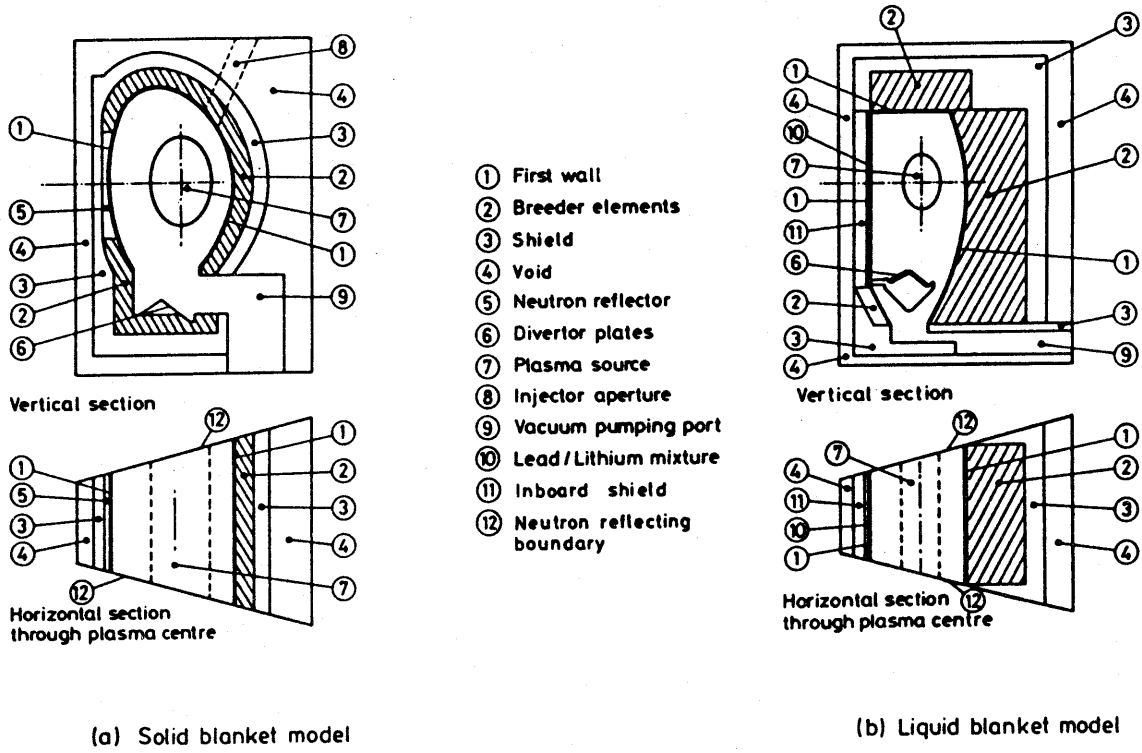


Fig. 3 DEMO sector models (not to scale)

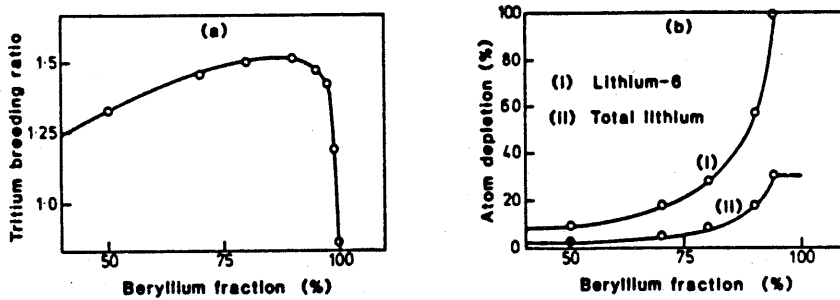


Fig. 4 The variation with beryllium/breeder volume ratio of (a) the tritium breeding ratio. (b) the lithium burnup at blanket replacement time.

NET (Next European Torus) ブランケット

5P23, 24, 25, 28, 29, 31, 32, 36, 37, は、NET ブランケットについて EC 諸国の各研究所から提出された論文である。

5P24, 25 は Garching に新設された NET チームによるもので、前者は構造設計、後者はニュートロニクスについて述べられている。NET ブランケット設計上の最優先事項を operating reliability と availability に置き、次いで inherent safety と good TBR を挙げている。構造設計の基本として Fig. 5 に示したように、
 i) 1st wall と増殖ブランケットを分離する、
 ii) 冷却材圧力管を poloidal 配置とする、
 iii) 冷却材を上部から供給する、

としている。1st wall に対する要求として、
 a) 中性子負荷は 2.5 MWy/m^2 で 約 30dpa、
 b) 2年間に約 10 サイクル、 c) peak surface heat flux は 0.2 MW/m^2 , d) peak surface erosion は 5~10 mm 。

316 オーステナイト鋼よりマルテンサイト鋼が 3 倍の強度をもつ、また、『プラズマ・デストラクションによる局部溶解対策としてセラミック・タイルを張付ける』改良の検討を行うとしている。

現在のところ、水冷却 liquid Li-Pb か He 冷却セラミックス増殖材か決っておらず、両者にたいする詳細な構造設計を示していた。今後の課題は、He 冷却セラミック・ブランケット構造の単純化と 1st wall のセラミック保護を挙げている。

一方、トリチウム増殖材については 水冷却 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ を第一選択とし、He 冷却の solid LiAlO_2 , Li_2SiO_3 , または Li_2O を候補とし、Fig. 5 の構造にもとづいて一次元の輸送計算で TBR を評価している。これに用いている計算コードは ANISN で核データは VITAMIN-C 及び MACKIB-IV である。結果の例を第 2 表にあげておく。 ^6Li 濃縮リチウムと、中性子増倍材として Be の採用を提案しており、今後の研究課題としている。

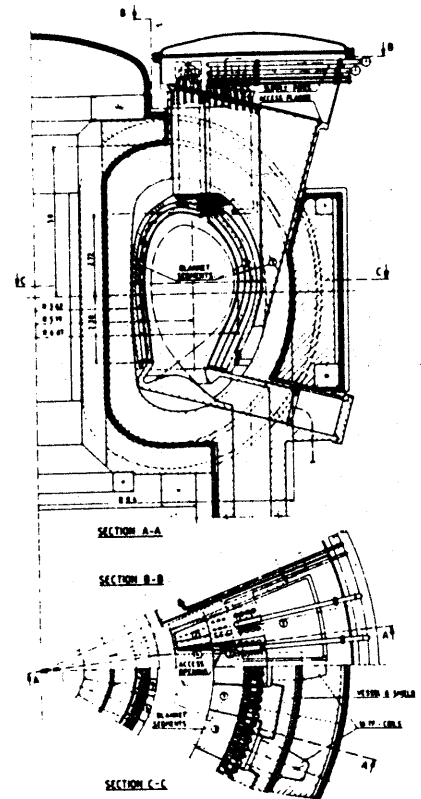


Fig. 5 Blanket scheme with vertical access and poloidal breeding modules for NET II

第 2 表. Fig. 5 の設計でのトリチウム増殖比 (ϵ_6 は ^6Li 濃縮度)

Case	ϵ_6	G	Bond	Breeding Ratio		
				total	inboard	outboard
A1	90	100	Pb	1.099	0.248	0.801
A2	90	150	Pb	1.141	0.307	0.834
A3	90	200	Pb	1.167	0.313	0.854
A4	90	100	Br	1.161	0.317	0.844
A5	90	100	none	1.081	0.290	0.791
A9	75	100	Pb	1.083	0.293	0.790
A10	60	100	Pb	1.063	0.287	0.777
A11	45	100	Pb	1.036	0.278	0.758
A12	30	100	Pb	0.993	0.264	0.730

Case	Pins per Module					HT	TCG	Breeding Ratio		
	inb. row		outb. row					total	inboard	outboard
	2	1	1	2	3					
B1	7	19	37	19	7	yes	yes	0.934	0.226	0.707
B2	7	7	19	19	7	yes	yes	0.966	0.245	0.722
B3	7	7	19	7	7	yes	yes	0.978	0.244	0.734
B4	7	7	19	7	7	yes	no	1.024	0.264	0.760
B5	7	7	19	7	7	no	no	1.029	0.268	0.761

5P23, は, Ispra から提案の NETブランケットである。Ispra では $Li_{17}Pb_{83}$ について物性データの研究が行われており(別の場所に詳しいディスプレイがあった)、この論文は 12th SOFT で発表した INTORブランケットを NETのため円形断面とし、増殖部を 40cm から 60cm に変更したものである(Fig.6)。保守の点からブランケット・セグメントを水平と上部方向に取外し可能な設計としている。5P37 (ENEA, Italy) では NETも対象にしているがトカマク動力炉のガス冷却 solid breeder ブランケット "IL Mantello" と称する概念設計 (Fig.7)が述べられている。増殖材は $LiAlO_2 + Li_2O$ で、増倍材は Be 或は $Zr_{15}Pb_3$ を取り上げ三次元モンテカルロ計算で比較している (Fig.8)。

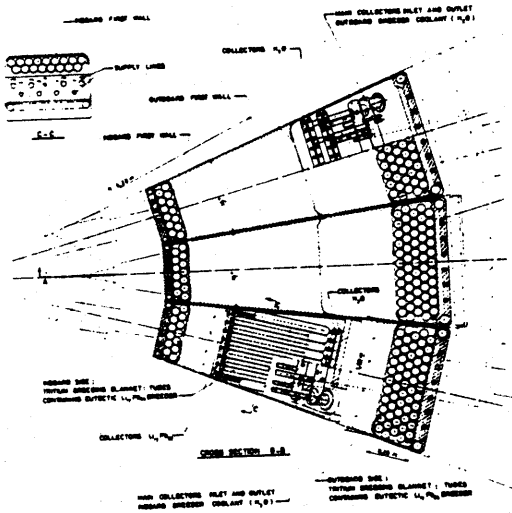


Fig. 6 - Top view of the NET-II reactor with the blanket units arrangement

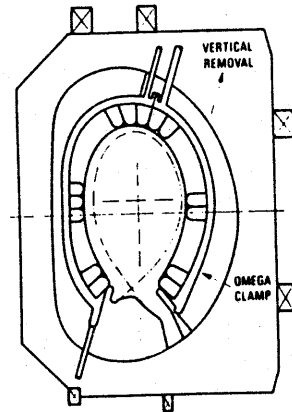
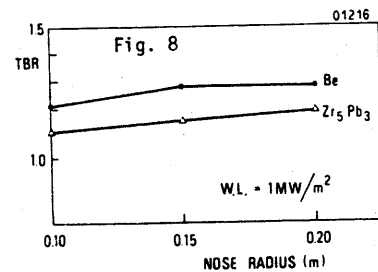


Fig. 7 - Poloidal modularization



5P31, 32 は, Saclay からの論文である。5P31 は, He冷却 radial canisters 構造の利点を強調したもので、直径 14 ~ 20 cm の pressureized canister or cell に Be および Li セラミックス の hollow ペレットを満たし、これらを 19 clad tube バンドル に配列している。cell 数は 16,000 とのことである。これらの冷却は 6 MPa He でおこなっている。ブランケット材料組成は、SS 14%, Be+Li 40%, vacuum 13% で、non-breeding region として 1st wall側に 10cm, 後側に 40 ~ 50 cm 設けてある。内側ブランケットには Pb を満たした cells を置いて中性子増倍を計っている。

5P32 では、現在提案されている各種ブランケット核設計について詳細な評価を行っている。TBR > 1 に対してかく設計上許容しうるマージンは 5% であり、ラフな estimation はブランケット構造の決定を混乱させるものであるというのが、この論文の motivation である。検討したのは Carre (Rapport ENT/SERMA/BP, N 854T: Fusion Reactor Blanket Comparative Evaluation Study) により選択されたつぎの 4 種である。

- Liquid blanket poloidal cooling
- . pure lithium cooled by Helium e = 120 cm $T_0 = 1.28$
- . $Li_{17}Pb_{83}$ " " H_2O or D_2O e = 80 cm $T_0 = 1.30$
- " " H_2O and D_2O $T_0 = 1.35$

- Solid blanket with beryllium as multipliers $e = 80$ cm

toroidal cooling cooled by D_2O	$LiAlO_2$	} $T_0 = 1.55$ $T_0 = 1.57$ $T_0 = 1.37$ $T_0 = 1.65$
radial " " by helium	Li_2SiO_2	
	$LiAl$	
	LiO_2	

この結果の accuracy には 3つの問題 (geometry, Boltzman' equation, および nuclear data) があるとし、前三つはモンテカルロ計算と比較して評価され、あとは sensitivity profiles と covariance matrix の適用 (SWANKAK code) により判断されるとしている。これらの結果を第3表に示しておく。

23-GROUP COVARIANCES MATRICES
Pb(n,2n)
from CEA measurements

CR. SECT. (Born)	COVARIANCES MATRICES					
	ENDF	CEA	1	2	3	4
1	2.15	1.98	1.5E-3			
2	2.08	1.74	1.8E-4	4.3E-4		
3	1.84	0.99	8.0E-5	2.6E-5	3.5E-4	
4	0.25	0.15	1.1E-5	1.2E-5	8.2E-5	1.1E-3

1 0.10 MeV
2 1.0 MeV
3 0.06 MeV
4 0.05 MeV

ACCURACY OF THE
TRITIUM BREEDING RATIO
IN THE 4 CONFIGURATIONS

PURE LITHIUM	$Li(n,\alpha)T$	2.5%	} 1.25 ± 0.04
	Li	0.5%	
LITHIUM-LEAD	$Li(n,\alpha)T$	0.5%	} 1.35 ± 0.05
	$Pb(n,2n)$	0.5%	
	Pb inelastic	1.5%	
	Li	0.5%	
Li_2O	$Be(n,2n)$	4%	1.85 ± 0.07
$LiAlO_2$	$Be(n,2n)$	2%	1.53 ± 0.05

SUMS OF THE SENSITIVITIES

JMRES	Li (n,α)	Li Pb	Li ₂ O	LiAlO ₂
6Li				
Elastic	0	0	0	0
Inelastic	0	0	0	0
μ, n, T	+0.05	+0.04	+0.05	+0.08
μ, n, D	0	0	0	0
μ, n, T_{total}	0	0	0	0
7Li				
Elastic	-0.01	-0.01	0	0
Inelastic	0	0	0	0
μ, n, T	0.21	0.02	0	-0.02
Lead				
Elastic		-0.02		
Inelastic		0		
μ, n, T		0.14		
Beryllium				
μ, n, T			0.30	0.31
Iron				
Total			-0.18	-0.18

その他

5P29 は NIRA において研究されている H T M R (Hybrid Toroidal Magnet Tokamak, 6P29) 水冷型 Li_2O ブランケットの設計である。

5P38, 39, 40 はスペインからの I C F 用 Fission-Fusion Hybrid ブランケットの設計である。1st wall としてグラファイト、構造材として Inconel 718 を採用、fissile zone には $U Si_3$ 、トリチウム増殖に LiH を用いている。また、fission delayed neutron の効果も調べているほか、kerma と damage rate の計算も行っている。さらに、SOLASE と HIBALL を取り上げ、中性子損傷、トリチウム生成量、エネルギー賦与の計算も報告している。これらの計算に用いたコードは、時間依存に対しては TIMEX、定常に対しては ANISN, ONEDANT で、核データとして EURLIB, MACKLIB-IV, および ENDF/B-IV から NJOY により縮約した n:22群 γ : 12群である。

米国から 3件の論文があったが、うち 2件は欠席のためディスプレイのあったのは T F T R のブランケット計画(5P30)のみであった。この Lithium Blanket Module (LBM) は、EPRI がスポンサーになって計画されたそうで $80 \times 80 \times 80$ cm³ の立方体モジュール (He冷却 Li_2O) を 1985年後半に T F T R に設置し、1985~1987年にわたって中性子輸送とトリチウム生成の測定と計算とを比較しようとするものである。GA の設計では、SUS 管 920本からなり、2.5cm 径 Li_2O ペレットが封入される。これは 1985年 4月までに製作されるところである。ANL と P P P L のテストでは、この LBM で生成するトリチウム量は 0.1 nCi/g とのことである。LBM については、GA のレポートに報告されているので詳細を省略する。

アブストラクトによると、5P34 の COVFILS-2 は原研 FNS による日米協力の Li_2O 実験解析のために開発された 80 群のライブラリーとのことである。この 1st version に含まれているのは、^{6,7}Li, Fe, Ni, Cr, O, H, Be, Pb (ENDF/B-V) であり NJOY の covariance module によりつくられているとのことである。5P35 は、Wisconsin で作られた neutron wall loading 計算のためのコード NEWLIT に関するものである。

第5回ASTM-EURATOM原子炉線量測定シンポジウムに出席して

東大・工

中沢正治, 関口 晃

1. 全体的概要

正式名称	5th ASTM-EURATOM Symposium on Reactor Dosimetry
日程	1984年9月24日 - 28日
場所	西独 GKSS 研究所 (ハンブルグから約40km a Geesthacht) 原子力船 Otto Hahn を開設したところ
主たる内容	軽水炉, 高速炉, 核融合炉等の燃料材料照射研究及び試験のための放射線量測定を主対象として, その測定手法, データベースの標準化等に関するシンポジウム
従来の経過	1回, Petten (1975, 9月 フランス), 2回, Palo Alto (1977年10月 米) 3回, Ispra (1979年, 10月, 1974-), 4回, NBS (1982年, 3月 米)
セッション名* (A, B) ↑ 口頭発表 ↑ ポスター発表 合計 {口頭発表32件 ポスター発表69件	(A) LWR-PV Surveillance (軽水炉圧力容器監視) (7-7) (B) Techniques (5-16) (C) General Interests (4-10) (D) Benchmarks, Reference, and Standard Spectra (2-7) (E) Neutron and Gamma Spectrum Determination (3-15) (F) Damage, Models, Physics Dosimetry and Materials (2-5) (G) Fusion and Spallation (3-6) (H) Nuclear Data (3-2) (I) Fast Reactors (3-1)
スポンサー	ASTMのE-10 Committee, DOE, NRC, EPRI (米上米国協会), EURATOM (欧州協会) 及び IAEA 共催
出席者数	約100名 (日本からは筆者らを含む4名)

(*) 各セッション毎に口頭発表とポスター発表があり, その発表件数は()内の数値を示した。

2. 軽水炉圧力容器の監視用ドーズメーター

軽水炉の圧力容器鋼材が 10^{19} n/c の中子照射により脆くなること, したがって圧力容器としての寿命が決まると考えられている。そのため, 発電炉としての供与期間中適切な監視試験を行ない, 常に余寿命を評価しなくては必要がある。この軽水炉圧力容器監視(LWR-PV-Surveillance)試験の方法を改良し, 使用可能なデータベースの精度を高め, 余寿命予測精度を向上させたための研究プロジェクトが米国の中心に, 精力的に進められている。(LWR-PV-SHIPと呼ばれる) このプロジェクトは, 必要に応じて, 9-9とASTM規格とを完成し, 実証し且つデータ精度向上のための各種ベンチマーク試験を行ない, 最終的に fluence と damage の関係は明確にしたいとすべきであった。

本研究は、主催者であり ASTM も強く関与してあり 年々コンピュータの主要議題であった。なお本研究については、中核子照射テータ計(西巻(原子力学会)の成果報告書、ORR の PCA 及び PSF を用いた Blind-Test Test にてこの資料を 71 年発行された研究の 2、左右に参考照頂す。

3. 測定技術等

$^{93}\text{Nb}(n, n')^{93\text{m}}\text{Nb}$ の放射化検出器は、半減期が 16.1 ± 0.2 年と長いため、中性子に対する放射化断面積は閾型で、この間エネルギーは約 20 keV と短いため、LWR-PV 監視試験は長期フルタイムモードに通じた。但し、断面積が短いため、中性子放出がその絶対測定法が未確立のため、そのための研究が進められた。今回このため 4 件の発表(米、独、スイス、フィンランド)が提出された。今回のトピックの一つである。

Ge 検出器の線に対する光電ピークと Eu-152 標準が、2 標準で決める際、この知覚通子線エネルギーに對し内外種別が必要である。この手帳は、測定を 9 進し、例として 0.5 MeV の知覚通子評価してみよう。国際比較の専門家間の実施計画 (GAM-83 と呼ばれる) は、この結果が Zipp による報告であった。各種のフットプリントの使用は、筆者が大表面に感度については、eye-guide-fitting (況中がラフな手書き方式による内種) は、他の方法と比べて特に差異を生じることがある。このようにして、今後マイコンで容易に実施できるように eye-guide fitting の相互比較の必要性も感じられた。

この場合、軽水炉圧力容器周辺であり、 $^{238}\text{U}(n, fission)$ に対し、光核分裂反応、つまり $^{238}\text{U}(n, fission)$ の割合が 20-50% に達していることが示された。我が国の多くの LWR では、やはり U-238 によるイラン使用ドットと使用していることが知られている。この点の注意が必要である。

4. Adjustment and Uncertainty Analysis

放射化検出器のテータから中性子ストロを算出する unfolding 或いは Adjustment 計算手法については、REAL-80 計画による国際相互比較研究が終了しており、況中が最少二乗法方式と SAND-II 方式の差が明らかになった。その結果、この最少二乗法型と差違工場の研究方向は、ほゞ単純であり、今回も同連発表の 4 件程であった。筆者は、このための計算に与える入力データの誤差の大きさ、特にその成分、例として入力のストロの量、エネルギー間での成分、計算結果は大きく影響を及ぼすこと、また、入力データの値間には、異なる整合性の意味での統計的妥当性の検証が必要であったことを報告した。また、もう一件、モンテカルロ型 unfolding 計算プログラムを示し、誤差の確率分布を推定する方式を提示し、多一に興味を引くところである。

2. 中性子輸送計算の不確実性解析が報告されたのは、特に軽水炉圧力容器周辺の中性子束計算結果については、Macken (ORNL) 博士の、精力的な Uncertainty Analysis と呼ばれる。この計算結果を見ると、現在の輸送計算の結果は、かなり相対的に大いなる不確実性を有していることが分かった。つまり、70 年代意味でのストロ

形状自身には余り不確定性はなく、むしろ、その絶対値がよく変動するところが不確定性の強いところである。又、Maeker博士の解析した誤差要因では、モデル化と材料自身の密度或いは圧力容器自身の内腔形状からの若干のズレと、極めて現実的仮因子が大きいところとが興味があった。

5. 核融合炉研究用ドックトリ

核融合炉材料の照射損傷研究用に Spallation Neutron Source が使用された後、24 MeV の高能中性子ドックトリ研究が報告された。-MILC (2, ANL) の Greenwood 博士が 800 MeV 近位中性子スポットを測定した結果を Fig. 1 に示す。

又、14 MeV 中性子スポットの精密測定は、プロセス診断の観点から重要である。筆者らは、平均エネルギーは $^{90}\text{Zr}(n, 2n)$ 反応と $^{93}\text{Nb}(n, 2n)$ 反応の比により決める方法を検討している。今回は、もう一つの巧妙な方法として $^{54}\text{Fe}(n, 2n)^{53}\text{Fe}$ 反応を使用する方法が提案された。これは Fig. 2 に示す。つまり、この反応断面積は、13.7 MeV あたりから立ち上がるため、図中に書かれているように、D-T 中性子のエネルギー域が 1 keV の場合と 9 keV の場合で反応率が大きく異なることを利用している。 ^{53}Fe は約 10 sec の半減期のため、理論的研究設備のプロセス生成装置からの中性子測定に最適であることが知られる。

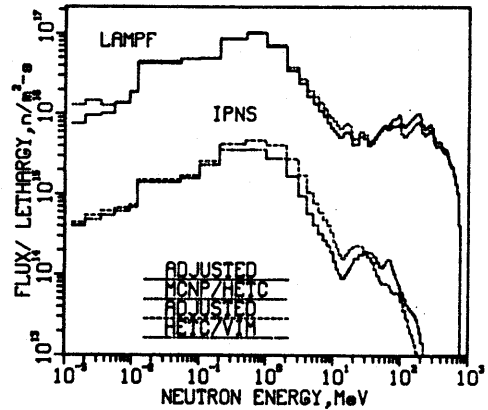
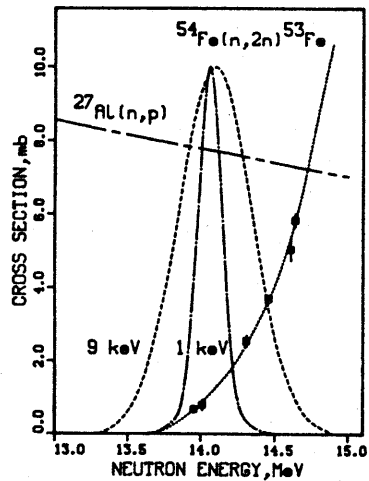


Figure 1. Calculated and adjusted neutron spectra are compared for IPNS and LAMPF. Note that the adjustment can now be done up to 800 MeV using spallation cross sections for dosimetry.

6. その他

日本、仏国は高速炉開発のドックトリ研究の現状などが報告されたが下部支持板に関するテーマは2の必要性などが議論された。

今回のツツボツツの試みとして、ボスヌー登表に7112、芸術的(?)は採集、違考が行われ、審査委員の優秀と認められたものは、記念品として「アイト」があった。団体の際は表彰式が行われ「アイト」は、付録の「アイト」であり、もし、予かしの連絡があれば、ボスヌー製作の際に組み込むことを思わされた。日本からも受賞者(谷口武俊氏、工務院)が出たので、その記念品を見せたいと Otto-Hahn 博士の奥付記とドイツにみける原子力及原子力船開発局から70112のドイツ語の書物であった。是非、今後のボスヌー登表には、とり入れられたい「アイト」であることを願った次第である。



Cross section measurements are shown for the $^{54}\text{Fe}(n, 2n)^{53}\text{Fe}$ reaction. Superimposed on the cross section data are two neutron energy distributions for d-t plasmas with ion temperatures of 1 keV and 9 keV (shown in arbitrary flux units). ^{53}Fe can be used for plasma diagnostics. Since ^{53}Fe decays to ^{53}Mn , the reaction is also of interest to fusion waste management.

高速炉異常診断技術専門家会議 (ボローニヤ) に出席して

大阪大学工学部 原子工学科

関 谷 全

北イタリアのボローニヤで、この10月8日から10日まで IAEA により主催された、IWGFR (高速炉の国際ワーキンググループ) の活動の一つとして Methods and Tools to Detect Thermal Noise in Fast Reactors と題する会合が行われ、竹田助教授と共に出席した。これは SMORN II の前週でもあり共通点があるが、こちらは17人と言う小じんまりした会議で、参加国はフランス、西独、イタリア、日本、英国で IAEA からソ連人の Efimenko 氏がセクレタリーとして参加した。この会の目的は LMFBR の燃料やグラシケット中の局所閉塞を検出する可能な一手段として、温度ノイズ検出とその解析の方法及び装置について討議することにある。この会は4つのセッションに分けられた。

1. National review presentations on application purposes and research activities for thermal noise detection

このセッションでは、各国から LMFBR の管理のためにノイズの検出及び解析法が発表されつつあることが示された。冷却材流れの乱れから、サブアセンブリー中の局所閉塞及び、たとえばスエリングや変形による機能不全のような欠陥をも診断することが高速炉ノイズ検出の主な応用面である。ブロック装置、加熱ピンを含んだ、炉内、炉外実験装置と物理モデル及び信号処理法について各国の紹介が行われた。将来に残された課題としては、センサーの改良、理論の発展は当然のこと、参加者の一致した意見として、将来の商用炉での実用化に向けて解決しておかねばならない重要事項が2つ挙げられた。

- (i) サブアセンブリー出口と検出器の位置との間の温度情報伝達機構の解明。
- (ii) 適当な応答性をもつて信頼しうる判定をするために最適な信号処理ストラテジを見出すこと。

2. Detection instruments and electronic equipment for temperature measurements in fast reactor

フランス、日本、西独、英国 からサブアセンブリー出口で温度振動をモニターする装置につき発表があり各国の比較を行った。

フランス: SUS/Na 熱電対の性能を強調し、タイプKのものよりこれの方がKタイプセンサーの伝達特性評価に同いられ得ることが示された。

日本: JOYO で既にテストされ、MONJU でもサブアセンブリー出口に於いて置かれる予定の流速温度を同時に測定できる渦電流型センサーが開発されていること、及びそれがタイプKの熱電対と同じ位の感度をもつこと、そしてウエルの中に入れられるメリットがあることを強調し、併用される予定の SUS/Na の熱電対との性能の比較討議を行った。

西独： 一対の永久磁石型流量計と一対の3ワイヤ型熱電対からなる多目的プローブの開発について発表があり、KNK-IIで新しく採用されており流れと温度の平均及び揺動成分のオンラインでの比較が可能なこと、0.5 mm直径のタイプKの熱電対が非常に限られた揺動教応差を示すのに対し SUS/Na 熱電対は歪のない測定値を与えることが示された。

英国： 同軸型クロメル・アルメル熱電対につき周りの流れの影響と、ナトリウム中にもちこまれるカーバスの熱電対に及ぼす影響につき議論がなされ、熱電対が同軸型でクラスター組んだための時定数の違いや周波数領域の変化が発表された。

3. Physical Model

日本からは当研究室がこの数年間 PNC と協力の下で行った研究成果を中心に発表を行い 37本、91本ピンバンドルに対する温度揺動の RMS 値を予測するための物理モデルについて発表し、バンドル中のピン数の増加 につれてそれが顕著になることを指摘し、動力炉の局所閉塞検知の可能性を示した。

西独 (KfK): 計算法に関しては我々とほとんど同じである。ただ水とナトリウムの違いや RMS と軸方向での温度上昇に対する比を表わすパラメータが導入され、それが流れの乱れに敏感な指標となることが強調されている。

英国： モンテカルロ法に基づいて温度及びその揺動を予測する計算コード STATEN の開発と、そのパイプフロー、ジェットフロー実験による検証が示された。

4. Signal processing techniques

イタリア： ENEA とミラノ工科大学の協同研究としてブーツラップ法と呼ばれる統計法の応用が示された。これは分布の型について何らの仮定をすることなしに、独立に観測された単一のサンプルからも測定量の精度を決定することのできる方法で、例として熱電対の時定数の決定に用いられているが、それに限らず 1 次、ゆらぎの 3 次、4 次の能率等、閉塞検出のための種々の量にも適用できることが強調された。

英国： サブアセンブリに温度勾配があることによるバックグラウンド信号のレベルに対し、ブロッケージの生じたことを自動的に決定するシステムが識別できるためのテストデータが STATEN コードにより作られ、それを用いて、現在の段階ではサブアセンブリ中の位置がどこであつても閉塞が 6% 以上で、温度勾配が $0 \sim 50^{\circ}\text{C}$ に対し自動的に検出可能であることがそのモデルの仮定の下で示されている。

最後に総括を行ったが、今回は5つの国に限られることになったので次回には高速炉経験の蓄積の多いソ連からの発表をうながさうということになり IAEA からのセクレタリとして出席したエフィメンコ氏に伝えられた。この会の最終日には、全員 ボローニヤの南西約 60 km の BRASIMONE ENERGY RESEARCH CENTER の PEC REACTOR 建設地を訪問した。そのアクティビティの説明を聞いた後 SUPER PHENIX 1 に関連してフルサイズの 1 次系ポンプシャフトにつき行われた実験、現在進行中の蒸気発生器の安全性に関する実験施設の見学を行った。高速炉の建設ではイタリーは一步おくれではいるが、フランス

ドイツと組んだ国際的な協力体制の強みを感じさせられた。

ボローニヤ滞在中、ENEAの好意によりボローニヤ大学の図書館を見学した後、大学本部の一室で懇親会が行われた。この大学は世界で最初にユニバーシティとしての形態を取った歴史的名ものということ、亦2次世界大戦で破壊した建物も修理したそうであるが11世紀の後半にその源を弁したとのことで、現在も解剖学の部屋が見学の1つのコースになっている。その中心をなす図書館はそのまゝ使われて居るようで、建物の壁や廊下に至るところ多くのファミリーのマークが見られたがそれは一つ一つが古い卒業生のものだろうである。壁の同窓会名簿といったところである。本部の大広間に通された時、ミラノ大学の教授が私を呼ぶので何かと思つて受ると、明治の末期にボローニヤ大学に留学した学生のために東大の総長が出した手書きの感謝状で帝国大学と去る朱印が壁の書類を一まわらざっていった。

ボローニヤからミラノ・ローザンヌを経てパリへの旅は鉄道にした。ヨーロッパの鉄道でアルプスを見ようと云うことと、EURAILPASSという半月間なら約6万円、ヨーロッパ15カ国を1等車で乗り放題の周遊券を買つていつたこともある。ローザンヌ・パリ間はTGV(フランス新幹線)に始めて乗ったが、座席指定料は10フラン(約300円)で、大きな駅では自動販売機でも買える。TGVは日本の新幹線より車中は狭く座席の数は少ないが、いつ行つてもそう混んでいないようである。リクライニングは日本のグリーンカーの方が余程ゆったりしているが車内照明は間接的で飛行機のように一人毎の座席にスポットライトがつくようになっていた点はさすが個人主義の国と感心させられた。振動が日本よりはるかに少くスピード感も余り感じられなかつたが260km/hも走っていることであつた。食事は座席まで運んでくれるのだが、注文を聞きに来たボーイのおいていつたメニューの中味如何とフランス語の辞書をさんざんくつて、やっとなColdとHotのどちらかを選ぶように、左右にわけ書きしてあることが分つた頃には品切れになつて了つていた。始発駅^{パリ}ではしばしば5分、10分は遅れて出発するが、着駅には可成り正確に着いたので時間割には十分余裕がとつてあるように思われた。パリのリヨン駅には、原研の高野さんが丁度パリに来ておられた桂木さんと一緒に出迎えて下さつた。最近ぶつそなた話を聞かされて心細さがふつとんだ。駅の至るところに出口のある構造で、よくつかまえて下さつたことと感謝して居ります。このあとのSMORNの会議につつてはどなたかがお書き下さるとのこと、私のつたない文章はTGVの紹介でおわらせて頂きたいと思つています。

SMORN-IVシンポジウムについて

原研

篠原慶邦

1. はじめに

昭和59年10月15日から19日まで、OECD/NEACRPとCSNIの共催、IAEA/IWGNPPCI協力による「炉雑音に関するシンポジウム SMORN-IV」がフランスのディジョン市のバレ・デ・コングレにおいて開催された。SMORNとはSpecialists' Meeting On Reactor Noiseの略であり、第1回(1974)をイタリアで、第2回(1977)を米国で、第3回(1981)を日本で、そして今回の第4回(1984)をフランスで原子力庁(CEA)と電力庁(EDF)が共同でホスト機関となって開催したのであるが、従来はその名の通り専門家会合と呼んでいたのを今回からこの会議の規模を考慮してSMORNシンポジウムと呼ぶことになった。会議には日本からも大勢の人が参加したので、その内容については学会誌に別途詳しく紹介されるであろうから、以下に会議の構成や印象について簡単に述べる。

II. セッションの構成

この会議には21か国から約160名、日本からは21名が参加した。また、今回初めて中国からの参加があった。論文数は約100件と多かったが、セッションの構成はパラレル・セッションにはせず、トピックス別にオラル・セッションとポスター・セッションとに分けて行われた。ポスター・セッションでは論文のポスターを会期中ずっと別室に貼り出しておき、2回に分けてポスター・セッション会場で討論する時間を設けるとともに、オラル・セッションのなかでポスター・セッションの座長が要約を報告するという形をとった。以下に各セッションのタイトルと概要を述べる。*印はポスター・セッションを示し、()内はセッション座長と発表件数を示す。

- (1) システム開発 (D.N.Fry、5件)：冷却材の漏洩、ルースパーツ、炉内構造物の振動等の自動監視のための種々の方法の報告。PWRに関して2件、BWRに関して1件、FBRに関して2件。
- (2) 手法開発 (J.C.Carre、7件)：解析的手法に関するポスター・セッションの要約の他、主として信号処理に関する自己回帰モデル手法とパタン認識手法の報告。
- (3) 安全関連研究と応用—その1 (R.J.Cox、5件)：沸騰検知に関するポスター・セッションの要約の他、BWRの減圧プロセスにおける炉雑音の解析結果が1件、過渡的過大出力時の燃料要素の挙動の推定に関して1件、FBR燃料集合体における閉塞の検出を目的としたものが1件、及びIAEA主催の「高速炉における熱雑音検出のための方法と道具」に関する専門家会合の概要報告。
- (4) ルースパーツ監視* (C.Puyal、9件)：ルースパーツに伴う音響信号の性質や伝播に関する研究が3件、信号処理方法と実験や実炉への応用に関するものが6件。
- (5) プラント熱水力学* (J.Valko、9件)：炉型としてはBWRが4件とPWRが5件であり、うち中性子検出器の「視界」あるいはそれに関連するもの3件、PWRの圧

力振動に関するもの2件、サブクール沸騰に関するもの2件、2相流の流速に関するもの2件。

(6) 熱水力学的監視 (H.Nishihara、6件) : プラント熱水力学に関するポスター・セッションの要約の他、PWRにおける温度、圧力および2相流に関してそれぞれ1件づつ、BWRの炉雑音に関して1件、炉雑音の非線形モデルについて1件。

(7) 安全関連研究と応用—その2 (F.Akerhielm、5件) : 中性子信号スペクトルの高周波領域に含まれる「検出雑音」を利用して核計装を監視する方法に関するものが2件、音響信号の解析によるPWRの加圧器弁及びBWRの主蒸気安全弁からの漏洩の検出に関するものが3件。

(8) 炉内振動監視 (Y.Shinohara、5件) : PWRにおける中性子信号、圧力信号、あるいは変位信号の雑音スペクトルの解析による燃料集合体、炉内構造物あるいは压力容器の振動の推定に関するもの。

(9) 流れの計測* (D.Stegemann、7件) : 冷却材の流速や流量の推定に関するもので、各種手法の比較が1件、N-16を利用した相関法によるものが1件、電磁流量計(及び熱電対)を用いたものが3件、超音波を用いたものが1件、中性子検出とガンマ線検出によるものが1件。

(10) 沸騰検知* (K.Behringer、9件) : 軽水沸騰に関するものが5件、ナトリウム沸騰に関するものが4件。それらのうち、音響信号によるものが2件、中性子信号あるいは温度信号によるものが7件で、手法としては通常の統計的データ処理の他にパターン認識や知識工学の応用が試みられている。

(11) 解析手法* (R.F.Sax、9件) : 自己回帰モデル法に関するもの5件、パターン認識法に関するもの1件、知識工学的手法に関するもの2件、時間領域解析のものが1件。それらのうち非定常プロセスの解析に有効と思われる短時間データの処理方法の研究が2件含まれている。

(12) 機械的振動監視 (H.Van Dam、6件) : 制御棒振動だけを扱ったものが1件、燃料集合体や他の炉内機器の振動に関するものが4件、非線形振動の効果に関する理論解析が1件。

(13) 運転経験—その1 (M.Lippens、7件) : ルースパーツ監視に関するポスター・セッションの要約の他、オランダ、フランス、ハンガリー、米国におけるPWRのプラント機器の動作状態の監視に関する研究開発状況の報告。

(14) 運転経験—その2 (M.Edelmann、7件) : BWRに関するものが4件、FBRに関するものが3件。

(15) 運転経験—その3 (R.Bayaens、4件) : 流れの計測に関するポスター・セッションの要約の他、1984年に米国で行われたPWRの炉雑音解析に関する電力会社の経験についてのインフォーマルな会合の結果の紹介、西ドイツにおけるオンライン監視システムの経験、及び雑音解析による診断技術と安全性や稼働率の関係についての報告。

(16) ベンチマーク (P.Bernard、3件) : SMORN-IIIにおける数値計算のベンチマーク

テストに用いたデータと同じデータを用いてBWR、PWR及びFBRのパラメターの推定に関して行われた物理的ベンチマークテストの結果の概要の報告。

III. 会議の印象

今回の会議の多数の論文の内容を十分に把握し整理するにはまだ時間がかかるので、以下には個人的な興味をもついくつかの点についての印象を述べる。

まず、信号解析手法に関しては、従来定常プロセスに対する解析手法が主として応用されているが、非定常プロセスの解析に対して有効であると思われる短いデータの処理手法の研究が報告されるようになった。特に異常診断への応用を考える場合には、非定常プロセスを取り扱う必要があるため、今後の研究の発展を期待したい。

雑音スペクトル等の解釈に関しては、炉雑音の空間依存性を考慮した解析も行われ、雑音スペクトルの定量的評価の精度が次第に向上しつつある。特に加圧水型動力炉については研究が最も進んでおり、中性子、圧力、変位等の信号スペクトルのピークを説明する解析モデルの開発が行われて、ピーク周波数についてはかなりの精度で計算できるようになった。しかし、振幅についてはまだ推定精度が低く、さらに研究がなされる必要がある。

異常診断への応用に関しては、パターン認識の応用がすでになされているが、新しい傾向としては2値論理に代わるファジイ論理の応用や応用人工知能の分野で開発されたエキスパートシステムのような知識工学的手法の応用が試みられつつある。しかし、これらの手法が役立つためには、データベースの構築に関して実用的な方法が開発されることが必要である。

物理的ベンチマークテストの結果も前回の数値計算ベンチマークテストと同様に概ね良好であり、炉雑音解析によるプラント監視の方法の実用化のための努力を勇気づけるものであった。さらに時間をかけて討論するために、物理的ベンチマークテストだけの会合を開いてはどうかという提案がなされた。

IV. おわりに

会議に付随した見学会が翌週の月曜日と火曜日の2日間にわたって行われ、初日にフラマトム社の工場を、次の日にクレイマルビル原子力発電所の高速炉スーパーフェニックスとビュージェイ原子力発電所のPWRとを見学した。30台以上の製作中の蒸気発生器が並べてあるフラマトム社の工場は壮観であったし、一部は既に単体試験に入っている建設中のスーパーフェニックスも高速炉開発におけるトップランナーとしての迫力を感じさせるものがあり、今回の会議に対するフランスの熱の入れようもさることながら、現在のフランスの原子力開発の活況を見てさらに感銘を深くした次第であった。

なお、SMORN-Vは3年後に西ドイツのミュンヘンで行われる予定になった。また、中国の専門家の個人的希望かも知れないが、SMORN-VIを中国で行いたいと考えているようであった。

OECD・NEACRP 第27回会合のトピックス

原研，動燃

朝岡卓見，白方敬章

1984年10月22～26日に，フランスのAix-en-Provenceで標記会合が開催された。この概要については，すでに学会誌，27〔1〕の談話室に投稿してあるので，本稿では，紙面も限られているので，第1表に示した技術セッションで討議されたテーマから，トピックス的なものを取上げて報告したいと思う。第1表で(1.1)～(1.6)が今回取上げられた新トピックスで，(2.1)～(2.6)が前回からの継続トピックスである。

まず(1.1)であるが，各国から多くの論文が発表され，このトピックスに各国が興味を持っていることが窺えた。この中で，日，米からの3編が，ENDF/B-IVを用いた連続エネルギー-VIMコードによる解析を扱っており，日本からのA639は，FCA-Xの実験とその解析で，VIMによる k_{eff} が，多群エネルギーモデルによる決定論手法(SLAROMとTWOTRAN)による値より0.5～2%小さくなっている。米のA644は，前回と同様，VIMによるZPPR, ZEBRAの k_{eff} が，決定論手法による値より，0.2～0.5%

小さいことを示している。しかし，拡散計算の代りにノード法輸送計算を用いればVIMの結果に近付くことが述べられ，決定論手法の中性子漏洩の取扱いに差の原因があるとの意見が出された。また有限サンプルのモンテカルロ計算は k_{eff} を過小評価するという結果のあることも述べられた。A645は，ZPPR-11Bの半径方向反応率分布の実験と計算の比較であり，前回も，また今回の(2.6)の(1)でも議論されているC/E値の半径の増加に伴う

第1表 技術セッション発表論文番号リスト

	日	米	英	仏	その他	計
1.1 Monte Carlo whole core models	A639	A644 A645	A640 A641 A642	A643	A646, A647 (EC)	9
1.2 Physics problems of tight pitch lattices	A637	----	----	A635	L272 (西独) A636 (スイス) A638 (スウェーデン)	5
1.3 Physics modelling of research reactors	A652 A653	A650 A651	A648	A649	-----	6
1.4 Physics modelling of fusion blankets	A656 A657 A658	A654	----	----	A655 (EC)	5
1.5 Structural reactivity feedback effects	A659 A660	----	----	----	-----	2
1.6 Double heterogeneity effects in FRs	----	A662	A661	A664	A663 (USSR)	4
2.1 Reaction rate measurements in FRs	----	----	----	----	A665 (USSR) A666 (西独・仏)	2
2.2 Three dimensional transient models	A667	----	----	----	-----	1
2.3 Advanced fuel cycles	A669 A670	----	----	A668	L275 (西独) L274 (カナ)	5
2.4 Prediction of pin rating	A671 A672	----	----	----	A673 (デンマーク)	3
2.5 Neutron and gamma energy deposition	----	A675	----	----	A674 (仏・西独・英)	2
2.6 Burnup of FBR cores						
(1) Spatial distribution	----	A681	A687	A678	A679 (USSR)	4
(2) Integral data for burnup analysis	A680 A682 A683 A684 A686	A677	----	----	A685 (伊・仏)	7
計	19	9	6	6	15	55

増大が50万ヒストリーのVIM、及び拡散計算にもみられている。

英からの3編は、いずれも69群WIMSデータを用いたMONK-5Wコードの適用性を示した報告で、A640はLWR、A641は高速炉、A642はガス炉を扱っている。一方、仏のA643は、UKNDLの45,000ポイントデータを用いたTRIPOLIコードによるORPHEE炉の制御棒反応度価値の解析を報告している。ECからの2編は、手法に関する報告で、A646は、前回にも発表された微分モンテカルロ法と、相関サンプリング法による摂動計算、A647は、核分裂源分布の収束加速法と、体系の増倍係数の定義についての発表であった。

西独でもMOCAコードでの全炉心解析が進められているとの報告もあり、現在モンテカルロ法が各国で広範囲に使用されてきているが、モンテカルロ法が他の確立されている手法に取って代るかはまだ不明な状態であり、本トピックスについては、次回にも継続して討議することとした。

(1.2)については、前回の会合の(2.3)のトピックスで高転換LWRに関し、スイスがPROTEUS実験とその解析を発表し、西独が均質及び非均質型の炉心設計を発表したことに端を発し、今回詳しく討議することとなった。スイスのA636は、前回の平均6%のPu富化格子PROTEUS実験の継続として、8%Pu格子についての実験結果と、WIMS-DとEPRI-CPMによる解析を発表した。日本からは、6%格子PROTEUS実験を、JENDL-2とENDF/B-IVを用いたSRACコードで解析し、その適用性を検討した結果を発表した。スウェーデンも、格子計算コードCASMOの検証のためにPROTEUS実験を解析し、スイスの解析と同様な結果を得ている。西独は、1984年冬のANS会合に出すL272を発表したが、前回の論文と本質的に同じで、均質及び非均質構造の高転換LWR概念についての考察結果を述べている。なお、実験は、SNEAK-12Fでポリスチレン減速材を用いて進めているとのことであった。一方仏は、高転換LWRの技術面での可能性研究のため、EOLE炉に大きいテスト領域を設けたERASME臨界実験、MELUSINE炉に小テスト領域を設けた炉物理実験、及び熱水力実験の3年計画について報告した。

以上のように活発になっている各国の活動を合成していく必要性も説かれ、次回にも討議を継続することとなった。

(1.3)については、日本のA653と米のA651は研究炉の性能向上に関する発表で、前者は、JRR-3が20%濃縮ウランMTR型燃料・軽水減速・重水反射体付の20MW炉へ改造されることにより、ピーク熱中性子束 2.0×10^{14} n/cm²secが得られるようになること、後者は、200 MWのHFIR-IIの設計が進捗しており、重水を冷却材と反射材として採用し、寿命初期には 4×10^{15} n/cm²secのピーク熱中性子束が得られるようになることを報告した。

燃料濃縮度低減に関しても、日、米から発表があり、A652はKUHFの燃料中濃縮(45%)化のためのKUCAでの臨界実験とその解析、A650は低濃縮高密度U燃料(5gU/cm³のU₃Si₂-Al及び7gU/cm³のU₃Si-Al)の開発の現状を述べ、ORRは、1985年中に低濃縮U₃Si₂-Al燃料に置換することとしていることを報告した。一方英のA648は、NESTOR炉の安全性評価のための制御棒、安全棒、実験物間の反応度相互作用の解析モデルとその検証、仏のA649は、PHEBUS、CABRI、SCARABEEの運転管理核計算システムGOLEMの説明であった。

現在20年前に建設された研究炉が更新される時期にあるので、次回にはspallation反応によるものも含め、広く中性子源について、さらに討議することとした。

(1.4)については、米のA654、ECのA655とも、INTORの設計に関係した発表で、特にA654はINTOR関係会合への提出論文の一部であった。日本からのA656は、FNSでの Li_2O スラブでのT生成率の測定と解析、A657とA658は、1984年9月のSOFTへの提出論文で、両者ともOKTAVIANでの実験と解析を報告している。

このように日本以外からの発表論文は少なかったが、論文発表後各国が発言を求め、西独は種々のブランケット概念について検討中であること、スイスはLOTUSでNE213による中性子スペクトル測定がなされ、現在解析中なので次回に発表できること、オランダは欧州核融合技術計画との関連でDDX計算コードを作成中であること、さらにイタリアはNETの設計グループが結成されたことを報告した。仏、ソ連も次回には論文発表を行うと発言した。以上のようにこの分野の研究活動が拡大しているので、次回にもさらに討議することとした。

次の(1.5)は、日本からだけの発表であるので省略するが、米はANLで現在研究が進捗しており、また英もPFRについて実験と解析が進んでおり、両国とも次回に結果を発表するとの発言があり、このため次回にも取上げることにした。

(1.6)は、高速炉の燃料ピンとサブアセンブリの二重非均質性効果についての1983年の日本の発表(Nucl. Sci. Engng., 83, 214)を契機として、今回取上げられたトピックスである。英のA661と仏のA664が、この二重非均質性の影響を扱っており、A661はMURALセル計算コードによりNaボイド効果とドップラー効果について、A664は簡単な1次元モデルSP法により臨界性とNaボイド効果について評価しており、いずれも日本の結果と一致している。米のA662は、ANLの2次元衝突確率法計算コードの開発について、日本の二重非均質性評価手法の採用等の現状を発表した。ソ連のA663の二重非均質性の意味は異なっており、臨界実験装置BFS-45と600MWeのBN-600との間のセルの差及び炉心・ブランケット境界の差の2つを取上げて、その影響を評価した報告である。本トピックスもまだ検討する必要があるということで、次回にも取上げるようになった。

(2.1)、(2.2)はもう次回には取上げないこととしたが、(2.3)については、Uリサイクルに関し、日本のA669とカナダのL274の発表があり、Puリサイクルに関し、西独から前回と同様、PWRへのMOX燃料としてのリサイクルがKWU/ALKEMで順調に進められていることが報告され、また再処理Uのリサイクルにも言及した。日本のA670はTh炉についてのベンチマークデータ取得のためのKUCAによる臨界実験とその解析の報告であった。仏のA668はGd入りPWR燃料の実用性評価実験の報告で、この関係では日本は、(2.4)のトピックス中のA672で臨界実験と解析を発表した。(2.3)の分野の活動は各国で進捗しているので、次回にも何らかの形で取上げることにした。

次の(2.4)では、上記のA672の他に、A671のDCAによる臨界実験とその解析、A673の前回にも報告があった粗メッシュ差分法研究の進展についての発表があった。西独も3次元ノーダル法を開発中であるとの発言があり、次回にはさらに絞った形で討議することとした。なお(2.5)については、大体問題は片付いたので、次回には取上げないことにした。

(2.6)の(1)については、(1.1)のA645と同様、A681はZPPR-13について、A678はRACINE-1Bについて、半径方向反応率分布をそれぞれENDF/B-IVとKFK/INRを用いて計算し、C/E値が炉心周辺で中央部より5%程度大きくなることを報告した。しかしA678で

の CARNAVAL-IV による計算では、ほとんどこの差はみられていない。A679でも同様、BFS-46 臨界集合体についての BNAB-78 データによる計算は、周辺部程 C/E 値が増大している。しかし A687 では BIZET について、FGL5 データによる計算で反応率分布を 1~2% の差で予測できると発表している。CARNAVAL-IV、FGL5 とも修正データであり、これらから、この半径方向分布の問題の原因は断面積データにもあることが明らかにされた。

一方(2)の燃焼解析のための積分データに関しては、日本からは燃焼計算の精度向上のため、A683 は一般化摂動理論による感度解析、A682 はこの感度解析に基づく積分実験データによる核データ修正を報告した。また A686 は常陽 MK-I 炉心の大部分の燃焼データが JENDL-2B で精度良く解析できること、A680 はこの解析結果を核データ修正に用いてその修正の有用性を示している。伊・仏共同の A685 は燃焼による損失反応度の予測精度向上のための MASURCA による BALZAC 計画を、また米の A677 はすでに米国で実施した大型非均質炉についての燃焼解析ベンチマーク問題を紹介している。

なお日本からの A684 は、FCA で実施したアクチノイド核種断面積評価のための積分実験とその解析の報告であった。アクチノイド断面積については各国とも興味を持っているので、(2.6) のトピックスについては、次回にもテーマを絞った形で討議することとした。

以上が今回の NEACRP 会合での技術セッションでの討議の様相であるが、最後に 1985 年 10 月末か 11 月初めにスペインで開催される 次回会合 の技術セッション・トピックスを紹介しておこう。第 2 表にまとめておいたが、(1.1) は日本から提案したトピックスで、これは今回の第 1 表の (2.4) にも関連している。(1.2) は今回の (2.2) にも関連しており、(1.3) は今回の (1.6)、また従来から問題となっている高速炉のピン・プレート非均質性相互比較と関連したトピックスである。また (1.4) はこの数年のベンチマーク活動で取上げられてきた炉雑音解析の炉物理を再考するためのトピックスである。(2.1) ~ (2.5) は今回の (1.1) ~ (1.5) をそのまま継続しているが、(2.6) は今回の (2.3) の Th サイクルと、今回の (2.6) のアクチノイド関連を 1 つにまとめている。

第 2 表 次回会合の技術セッション・トピックス

NEACRP の A レポートは委員会限りの報告書であるので、炉物理連絡会各位が、研究中の第 2 表のトピックスについて投稿され、各国のコメントを今後の研究の進展のために利用される等、NEACRP の場を活用して下さることをお願いして本稿を終える。

1. New Topics

- 1.1 3-D deterministic transport methods (S_N , nodal, FE, etc.): Status and future role
- 1.2 Spatial neutron kinetics: Application to reactivity measurement
- 1.3 Resolution of local geometric heterogeneous effects in FBRs
- 1.4 Application of neutron noise in reactor systems (to reactivity, kinetics, etc.)
- 1.5 Special applications of gamma/neutron source modelling (Medical therapy, accelerators, beam tubes, etc.)

2. Topics carried over from Previous Meetings

- 2.1 Monte Carlo whole core models
- 2.2 Physics problems of tight pitch lattices
- 2.3 Physics modelling of neutron source (Research reactors, spallation sources, etc.)
- 2.4 Physics modelling of fusion blankets
- 2.5 Calculation of structural reactivity feedback effects such as bowing during the normal operation of reactors
- 2.6 Advanced fuel cycles for Th and fast reactors

固有の安全性をもつ原子炉 PIUS について

東京大学工学部附属
原子力工学研究施設

WAKABAYASHI HIROAKI
若林宏明

1. 序

原子エネルギーの平和利用、ことに原子力発電が世界的で長期にかつ、安定に行われる条件として以下の4S+1Eが大切である。

- 1) 基本的な世界平和の維持。(Security)
- 2) 核不拡散体制(含核物質保障措置体制)の維持。(Safeguardability)
- 3) 原子力施設の安全設計(Safety)
- 4) 原子力施設の長期安定運転。(Stability)
- 5) 上記が経済的になされること。(Economy)

もとよりこれらは独立ではなく、夫々他の関数関係をなしているもので、そこに一体、安定な解があり得るのか否か分からない。ことに原子力の主要な分野である核兵器への拡散を制御し続けられるのか？ 長期にわたる放射能管理を誰が負担するのか？ という問題にユニークな解を見出すことは困難である。結局、原子力は今後共、国際的な社会問題であり続けると想像される。

ここでは、一つの仮定として固有の安全炉と呼ばれる PIUS (Process Inherent Ultimate Safety) をとり上げ、原子力総合システムの一つとして、上記 1) ~ 5) との関連を検討する。ここで云う、PIUSの Safety の意味は単に炉心や、放射能安全上の意味では無い。つまり上記 2) ~ 5) の事項について、広義に Safe であり、1) に寄与するものであってこそ PIUS の名に値すると考える。この観点より、以下 PIUS とその開発状況を述べる。

2. PIUS 炉

PIUS炉は Sweden ASEA-ATOM 社が類似の安全原理をもつ SECURE炉(熱供給炉)を発電用に発展させたものである。(Fig.1) 特徴的なことは、

- ① 1次系機器がプレストコンクリート圧力容器(内径13m, 厚さ約8m, 全高63m)の高濃度ボロン入りプール水中に入っている。
- ② SGよりの熱除去不全などがあると、圧力バランスがくずれプール水が1次系に入り、ボロンにより炉停止すると共に自然循環冷却に移行する。
- ③ プール水インベントリは豊富で残留熱除去機能などに一週間放置しても燃料破損に至らない。
- ④ PIUSには制御棒及び駆動装置がない。緊急炉停止は、バルブによるプール水混入により行われる。
- ⑤ 使用済燃料は、15~30年にわたり、プール内に貯蔵したままでおく。

以上により、PIUS炉のメリットは、

- ① 原子炉の規制、許認可が多くので変革し、根本的に簡素化される。
- ② 事故時において、人的要素、機械的要素に依存する部分が極めて少ない。
- ③ サボタージュ、テロリスト行為など意図的なものを含め、人的過誤に対し耐性がある。
- ④ 原子炉圧力容器部以外(BOP=Balance of Plant)は、原子炉級である必要がない。
- ⑤ モジュールの標準化が可能で、炉容器を除き工場大量生産に向いている。
- ⑥ 比較的立地を選ばないので、大多数広域利用が可能である。

PIUSの問題点としては、当初考えられていた安定性はほぼ解決がつき、一部メンテナンスツールの開発を必要とすること及び全体的な経済性がある。経済性については今のところ明確では

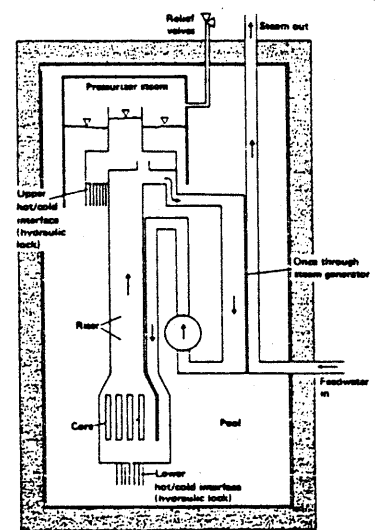


Fig. 1 Schematic diagram of the PIUS primary system

ないが ASEA-ATOMによる以下の検討をした。

- a. 600MW(e) (200 × 3 モジュール) の PIUS は 700MW(e) BWR より KW 当り建設コストで大巾に安価であり、発電コストでもやや低い。
- b. 500MW(e) × 2 の PIUS と 1050MW(e) BWR との比較では、建設コストで PIUS の方が 10%、発電コストで 5% 高価である。(但し、ここでは Twin Plant の利点は無視。その他の利点、運転要領に対する能力緩和、事故保険、許認可事項の低下、立地条件の緩和などを見込むと当然安くなる。)
- c. 500MW(e) 以下では、石炭火力との比較となる。500MW(e) PIUS を脱炭装置付の火力と比較すると、建設費では、2 倍であるが発電コストでは、石炭価格 \$50/ton では 15% 安価であり、\$60/ton では 25% 安価となる。

3. 現在の原子炉開発状況

世界的な原子力開発に伴う最近の状況、つまり、

- 1) 1970年代に予想されたような、急激な原子力発電の増加の必要は無くなっている。ウラン、濃縮サービスは差し当り世界的に余剰であるので高速増殖炉(従って再処理)の導入が必要になるのは僅に21世紀に入ってからのごとである。
- 2) 使用済燃料は、長期プール又は乾式貯蔵し、再処理をしない戦略がポピュラーである。
- 3) 来世紀、然るべきときにさらに貯蔵し続けるか、廃棄物として処分するか再処理をするか決定をする戦略がとれる。

すなわち、少なくとも一つの選択として、差し当ってはワンス・スルーのオプションで、原子力の利用を行い続ける方向がある。これにより、核燃料サイクルの輪を極めてゆっくり閉じんとするオプションである。この前提の理由は、1.- 2) ~ 5) のいずれにとっても状況が緩和されると考えられ、ひいては 1) に寄与すると考えられる。(ほとんど何もしないのであるから自明である。) PIUSはこの状況に向いている。

4. PIUSの開発現状

PIUSは、ASEA-ATOMでその基本原理の確認を30KWヒーターによる非核的実験を終わりに、今3MW熱交換器炉心シュミレーターにより、設計モックアップの建設が行われている。実験炉又は実証炉は米国DOE、EPRI電力等の協力で具体化したい意向のようであり、日本よりの参加も期待される。

一方、我国でも電力、メーカーが興味をもっており、PIUS炉の経済性を高める設計研究が開始された。

5. 結論

固有の安全性を強調する炉として、PIUS以外にもモジュラー型のHTGR、高速炉その他のアイデアが出されている。いずれにしても、建設費及び運転費が十分経済的なものでなければ、単に原理的な興味でとり上げられることは無い。現在炉と共有して、都市接近立地や、途上国での利用等が見込まれてこそこの種の炉の意義が明らかとなる。今後の動きが注目される。

(以上)

<研究室概要>

東京大学工学部付属原子力工学研究施設

原子炉設計工学部門

昭和59年4月に近藤駿介教授が着任された。現在の研究室のメンバーは近藤教授、岡助教授、秋山助手、橋倉助手と大学院生5名(博士1名、修士4名)、卒業生3名である。本部門の初代の教授であり、その後基礎工学講座を担当された安成弘先生は、昭和59年3月定年退官され名誉教授に選ばれた。最近の研究テーマは次の通りである。

(1) 14 MeV 中性子ウランウムの透過実験。劣化ウランウムブロックを積み上げて作った半径約50 cmの球体系の中央に14 MeV中性子を入射しその透過特性を測定した。この種の実験としてはWealeの実験がよく知られているが、本実験はターゲットとウランが取り囲んでいることと構造材は一切入っていないことに特徴がある。

(2) 高速炉ブランケットに関する基礎実験。劣化ウランウムブロックを組み立てて作った平板とアルミニウム、黒鉛、SUSなどの多重層を高速中性子が透過する場合の特性を「弥生」を用いて測定している。高速炉のブランケットの核特性の予測には拡散計算が使われているが、これには大いに問題があり、又多群Sn輸送計算の精度についても従来弥生で行ってきた構造材系の材料以上に問題があると考えている。

(3) 鉄球とニッケル球の14 MeV中性子透過実験。半径50 cmの鉄球の中心で14 MeV中性子を発生させて漏洩スペクトルをTOF法で10 keVまで測定した。ニッケルの実験は半径16 cmの小さい球を用いて同様にTOF法で漏洩スペクトルを測定した。核データと輸送計算精度の検討に有用と思われる。(これらの実験は阪大のオクタピアンで行った。お世話になった皆様に感謝いたします。)

(4) TLDの中性子レスポンスの作成。 ${}^6\text{LiF}$, UD136N (${}^6\text{LiF} + \text{CaSO}_4$), UD137N (${}^7\text{LiF} + \text{CaSO}_4$), CaSO_4 , Sr_2SiO_4 , BaSO_4 , Ba_2SiO_4 のTLDの中性子レスポンスを14 MeVまで計算した。14 MeVまでのレスポンスの計算に必要な種々の核反応のデータをそろえて計算に用いた。

(5) 鉄のガンマ線発熱の測定。 Cf-252 線源と14 MeV中性子源を用いて上記の50 cmの鉄球中でのガンマ線発熱をTLDを用いて測定した。中性子による寄与を上記の中性子レスポンスを用いて補正した。鉄とTLD材料とのガンマ線吸収のエネルギー依存性の違いは実効原子番号の異なる多数のTLDの測定結果を内挿して補正した。

(6) 二次中性子データの不確かさを考慮した誤差解析コードシステムの開発。二次中性子のエネルギー分布、角度分布データの不確かさがトリチウム増殖比等の計算値に与える誤差を計算できる。感度誤差解析コードシステムを作成しつつある。また ${}^6\text{Li}$, ${}^7\text{Li}$ の共分散を評価してファイルを作った。

(7) 高速中性子狭小間隙ストリーミング実験。「弥生」を用いて3 mm程度の円環状の間隙の高速中性子ストリーミングを測定している。狭小間隙ストリーミングの評価は従来の輸送計算法では困難であり、新しい評価法を開発する必要がある。またますますの間隙を漏洩して出てくるビームは平行ビームであり、減衰しないので遮蔽施工面でもその対策が必要である。

- (8) 核分裂核融合ハイブリッド炉の研究。粉末状 UD_2 を使用した再処理なしハイブリッド炉方式につき核特性、生産した燃料の崩壊熱、放射能等を計算した。1983年秋の米国原子力学会で発表した。なお核計算用に開発した1次元輸送燃焼計算コードBISONはNEA data bankとRSICに送って公開した。またversion-upを行ってさらに使いやすくした。
- (9) LMFBR炉心3次元核熱動特性解析コードIBISの開発と解析。3次元(六角-Zメッシュ)核熱動特性計算コードIBISを開発しANLで作られた2次元のFX2-THとの比較により検証した。1000MWe LMFBRの均質、径方向非均質、軸方向非均質炉心の制御棒逸走事故に対する応答を解析した。結果をまとめて1984年秋のANSのシカゴの会議で発表した。
- (10) 慣性核融合ターゲットの爆縮燃焼過程の1次元多群シュミレーションコード、MEDUSA-IBの開発。イオンビームで爆縮するシェルターゲットの爆縮燃焼過程を計算できるコードMEDUSA-IBを開発した。X粒子、X線、中性子のターゲット内での輸送をそれぞれparticle tracking法、variable Eddington法、衝突確率法を用いて多群で扱っていること、温度依存のイオンビーム吸収過程を扱えることに特徴がある。これらの効果のターゲットゲインに与える影響を解析した。
- (11) 黒鉛による電子の制御放射測定。逃走電子による軽い核の制御放射は核融合実験装置の遮蔽で重要である。35MeV電子ライナックを用いて黒鉛を材料として電子の制御放射を金箔の放射化で測定した。電子・光子輸送計算コードETRANで解析を行っている。
- (12) JRR-4生物照射コラムの設計計算。JRR-4リドタンクに高熱中性子束低ガンマ線の生物照射場を作るための重水タンク等とどう改造すればよいかの検討をANISN、DOTを用いて行った。層のすきまに入るパール水の厚さをうすくすること、重水タンク中のアルミニウムのしり板を取り払うことが熱中性子束の増加に大きく寄与する。
- (13) 東大原子カグループで行っている核融合炉概念設計研究の世話と核計算等を担当している軽イオンビーム慣性核融合炉の設計は当初の3年計画を終了し、現在は逆転磁場ピンチ動力炉の設計研究を行っている。
- (14) 崩壊熱の研究。 ^{238}U と ^{232}Th の崩壊熱測定値に中性子捕獲反応生成物の影響が混入していることを究明した。この効果を差し引くと一致がよくなる。現在は ^{238}U 、 ^{232}Th の β 崩壊熱の測定を行うとともにJNDC FP decay data fileの改訂作業を行っている。
- (15) 核融合炉材料の放射化断面積の測定。Al, V, Fe, Ni, Cu, Zr, Nbについて14MeV中性子による放射化断面積の測定を行った。(岡 芳明記)

研究室だより

筑波大学物質工学系

斎藤慶一
金野秀敏

工学研究科(5年制各学系定員8名)も、来年度は初めての卒業生を送り出すこととなり、建設期特有の学務はケリがつく。理工学研究科(全定員140名)修士課程が併存しているので、本学大学院に関心のある知人がいたら応募をすすめていただきたい。

筆者等は、主として「原子炉雑音解析とその診断技術への応用」に関する基礎的研究を行っている。変換工学か物質分子工学を専攻中の卒論生(現員3)や院生(1名)には、Otsuka, Williams, Thieのテキスト等を輪講しつつ時系列解析の理論(Akaike et al., Bendat et al., Hino等)と実際的手法を身につけるよう指導している。原子炉雑音解析専門家会議(SMORN)の benchmark testsに参加・配布を受けた実データも活用しているが、他面、IC素子を中心とした回路製作(炉雑音のアナログ・シミュレーション用)や大型計算機による統計的時系列の作製、さらには確率微積分方程式論(Kubo, Hori等)による炉雑音理論解析をすすめている。

データ解析面は着手してから日は浅いが、計算コードの整備(FACOM-M380及びその端末機として切替使用可能なSony-Tektronix4051とNEC-PC9801用)や時系列解析機器(データレコーダSonyとOno測器製実時間相関・フーリエ解析器)とIC素子に関するもろもろの経験を積み重ねつつ理論面との機能的結合を目指している。

筑波に居を構えてからの発表論文

解説等

ランダムパラメータ動振の理論的取扱

昭和55年1月21日開催京大炉短研「原子炉における統計現象」KURRI-TR-203, PP3-12

ランダムデータの統計的解析における誤差評価

日本原子力学会誌、23[10], 751-752(1981)

Summary of Session 3 of the SMORN-III

OCT. 26-30(1981), Prog Nucl. Energy, 9, 277-278(1982)

SMORN-IIIのまとめ(Session 3及び4)

昭和56年11月24日開催第20回「原子力プラント運転の信頼性に関する研究会」

エネルギー総合工学研究所報告書 IAE-M8201, PP.173-179

原子炉雑音解析の安全関連応用における最近の進歩—スペクトル解析と時系列解析

日本原子力学会誌、24[3], 188-190(1982)

中性子減速の数学モデル

日本原子力学会誌、25[10], 808-809(1983)

Original Papers

- An Application of Novikov-Furutsu Formula to Solving Stochastic Point Reactor Kinetics Having a Gaussian Parametric Noise with an Arbitrary Spectral Profile
Ann. Nucl. Energy, 6, 591-593 (1979) Saito
- Theory of Stochastic Space-Dependent Neutron Kinetics with a Gaussian Parametric Excitation
Ann. Nucl. Energy, 7, 83-98 (1980) Saito
- Exact Solution of Point Reactor Kinetic Equation with Gaussian Reactivity Fluctuation Having Exponential Type Correlation
J. Nucl. Sci. Technol., 17, 162-164 (1980) Saito
- On the Point Reactor Kinetic Equation with a Non-Stationary Random Reactivity Excitation
J. Nucl. Sci. Technol., 18, 77-78 (1981) Saito
- Two-Group Theory of Space-Dependent At-Power Reactor Noise
J. Nucl. Sci. Technol., 19, 20-33 (1982) Konno & Saito
- Effect of Spatial Higher Harmonics and Reactivity Feedback upon At-Power Reactor Noise Patterns
SMORN-III Oct. 26-30 (1981), Prog. Nucl. Energy, 291-302 (1982) Konno & Saito
- Nonlinear Nuclear Stochastic Theory
Advances in Nuclear Science and Technology, Volume 15, 79-128 (1983) Saito
- Mirage Effect of Non-Linear Transfer Element (Symmetric Limiter) upon Power Spectral Density Function of Statistical Fluctuation
J. Nucl. Sci. Technol., 20, 521-522 (1983) Hiroshi Fujita, Konno & Saito
- On the Non-Linear Dynamical Power-Reactor Model with Temperature Feedback
Ann. Nucl. Energy, 10, 451-456 (1983) Konno
- Non-Stationary Behavior of the Non-Linear Dynamical Power Reactor Model with Temperature Feedback
Ann. Nucl. Energy, 11, 405-417 (1984) Konno
- Effect of a Local Non-Linear Vibration on the Space-Time Behavior of the Neutron Field in Nuclear Reactors
Ann. Nucl. Energy, 11, 1-13 (1984) Konno & Saito
- Identification of Non-Linear Random Vibration of the Structural Components in Nuclear Reactors
SMORN-IV Oct. 15-19 (1984) Konno & Saito
- Study of the Origins of Random Bursts and Anomalous Fluctuations Based on the Generalized Non-Linear Power Reactor Model
SMORN-IV Oct. 15-19 (1984) Konno
- Steady Inhomogeneous Patterns of Non-Equilibrium Superconductor--Long Time Behavior of the β Model System
J. Phys. Soc. Japan, 52, 4074-4080 (1983) Konno
- On Inhomogeneous Patterns in Non-Equilibrium Superconductor-- μ Model with Boundary Condition in One Dimension
Prog. Theor. Phys., 69, 674-677 (1983) Konno

研究室だより 筑波大学 構造工学系

筑波大学は講座制ではなく、また原子力関係の学科もない。ここでは従来の工学部の力学系諸学科(機械、土木、建築、原子力、船舶、電気、制御、計測)に対応する(境界)領域をカバーする構造工学系の原子力に多少とも関係ある研究グループを紹介する。

1. 森岡・松村グループ 我々の研究の重点は混相流及び混相液体金属MHDの基礎研究に置かれている。分子や原子レベルの研究から物質のいろいろな性質が理解されるように、気泡や固体粒子レベルの研究から混相流のいろいろな性質を理解しようというのである。このような考え方は今日に始まったわけではないが、一般の流れの中の単一気泡や単一粒子の振舞でさえも十分理解されておらず、気泡群や粒子群の行動はそれらの干渉舞と深いかかわりをもっている上、さらに集団効果または集積効果によって新しい特徴が現れ、対象が変形や体質変化を伴う流体だけに取扱いが非常にむずかしいのが現状である。(しかし、そのような残構が解明されない限り、混相流の液動、流動、輸送などの特性を本当に理解することはできないだろうと信ずる研究者も多く、我々もその仲間である。しかし、このような研究が着実に進展していることも事実である。

我々が筑波大学へ来てから6年前後になるが、混相流の研究はそれに先立って、前任地の大阪大学基礎工学部の頃から始めていた。当時非線形波動の研究チームということもあって、研究は気液混相流体中の圧力波から始まった。その結果わかったことは、気液混相流には二相間の相対運動や気相の体積振動に起因した緩和や分散が生じ、いわゆる緩和、分散液としての特徴を示すことであった。混相流には気泡流、液滴流、成層流、栓列流などの多様な流動様式があり、それぞれ違った緩和、分散をもっているため、現象が多様になるのである。普通の気体では、波が流れをさかのぼるとき定在することがある。例えば、臨界条件に近いノズル内の流れや、噴流の出口近くで見られる。混相流でも類例した定在波が生じることが多様な緩和、分散に伴うため、波のパターンやプロファイルの変化だけでなく、臨界条件や近づく方向にも影響が及ぶ。このような研究は原子炉冷却系の基本問題として有用であろう。

筑波大学へ来てから3年ほどは、実験室はおろか研究室もなく、カリキュラム作成、学生実験の準備、就職先の開拓などに多くの時間を費やねばならなかった。この間に冒頭で述べた考えの下に、混相流のモデル化、それに基づく混相流の構造及び安定性を調べていたが、やがて、混相流に固有な二相間の相対運動、気泡の振動、層構造がすべて不安定の原因になりうることがわかって来た。これらが混相流に見られる特有な乱れと関連し、特有の輸送特性を産出していると思われる。これらもまた流動様式によって異なることは言うまでもない。不安定の種類、発生する主流条件、成長する乱れの特徴、その主流への効果を見いだすことは現在進めている研究の一つの柱になっている。

我々の一人が過去にMHDの研究をしていたこともあって、MHD効果を含む混相流の問題として混相液体金属MHDの研究に手を付けた。これは液体金属のすぐれた熱伝導率、熱容量、電気伝導率を最大限に利用して、コンパクトな装置で原子炉や核融合炉を含むあらゆる種類の熱源から熱エネルギーを取り出し、電気エネルギーに変換しようという狙いがあるが、また多くの面白い混相流の問題をかっえている。我々の研究室には溶融金属ピロタウソ装置があり、900K以下、0.9MPa以下で液体の状態にある金属の单相流または混相流を作り出すことができる。この装置のテスト回路部に加速ノズル及びMHDチャンネルを取りつけて実験が行われている。現在は液体金属としてNaK-78が使用されている。研究の目的は有効な発電、各種損失の低減をもたらすコンポーネントの幾何、構造、材料及び作動流体の種類、作動条件を見いだすことにあるが、特に加速ノズル及びMHDチャンネルにおける損失の原因と見られる二相間滑り、混相MHD境界層、混相MHD乱れの機構の

解明と損失低減方法の研究に力を入れている。

特に大きな圧力勾配の下で発生する異常な=相周滑りは、水-空素ガスによる可視ミゼレーション実験でも確認され最も深刻な問題と見られる。原因が気泡の変形による見かけの慣性及び抵抗の減少、気泡群の集団行動による見かけの慣性の減少にあることはほぼ間違いなく、現在その程度の見積りと低減に有効なパラメータの発見に全力を傾けている。この問題は冷却系破損事故に見られる高圧高温水の噴流における蒸気泡の核化過程に続く二相流の問題にも関係していると思われる。

圧力変換器、LD流速計といった計測センサー及び「マグナリアライザ」、マイクコンピュータといったデータ処理デバイスの発展に伴い、混相流の計測技術の進展には目覚ましいものがある。これらは上の研究でも逐次活用されているが特にこれらを最大限に利用して、管路内の混相流の流動様式を管路の数値に取りつけた圧力変換器からの信号の統計的特徴と対応させようとする実験が我々の一人により大阪大学の頃から引続き行われている。(文責: 森岡)

2. 成合グループ 現在、成合助教、他学生5名で「核融合関係と原子炉の熱流動関係」の研究をほぼ50%づつづのウェイトですすめている。核融合では主に以下の(1)(2)原子炉熱流動関係では(3)(4)をすすめている。

- (1) タンDEMミラー核融合動力炉の概念設計を3年前から行なっており、具体的には「クーリングミラーのアラスタマ条件の検討」「全体システム構成の検討」などを行っている。
- (2) サブクール沸騰水による高熱負荷除熱、核融合炉機器の特に狭い流路の高熱負荷除熱に関する研究を行っている。
- (3) ツール水中への蒸気吹込時の圧力と流体の振動圧力抑制型格納容器のLOCA時の現象のメカニズムを解明する。
- (4) Cold Leg Flow振動、加圧水型原子炉のLOCA時の冷水注入時の振動問題の解明。
- (5) その他原子炉における自然循環等の研究をすすめている。(文責: 成合)

3. 斎藤、寺本グループ 現在スタッフは斎藤助教、寺本講師と大学院生一人であり

- (1) 核融合炉用超電導マグネットの構造材をターゲットとしてヘリウム温度での低温脆性の研究。
- (2) タンDEMミラー型核融合炉のチークコイルの構造設計(数値解析)行っている。(文責: 斎藤)

4. 星野、白川グループ 高並列計算機PAXのハードウェア、ソフトウェアの開発、科学技術計算の並列処理アルゴリズム、新しいコンピュータ、アーキテクチャの研究を行っている。スタッフは星野教授、白川講師、他学生10名である。PAX計算機は周知のごとく(原子力学会誌「解説記事」Vol.26, No.3 pp.199-204)原子力分野の巨大計算の高速処理を目標として、京大原子エネルギー研において、開発がスタートした。その後、星野の筑波大学への転任にともない、科学計算全般に対象をひろげ、現在PAX-128(3 MFLOPS)とPAX-64J(6 MFLOPS)の2つのシステムが稼働している。1990年代の1つの日か1 TFLOPS(10¹²演算/秒)の世界最高速のスーパーコンピュータまたは汎用機よりも10~100倍経済的なエンジニアリングワークステーションの実用化を夢みて、日夜肩のこる仕事に励んでいる。

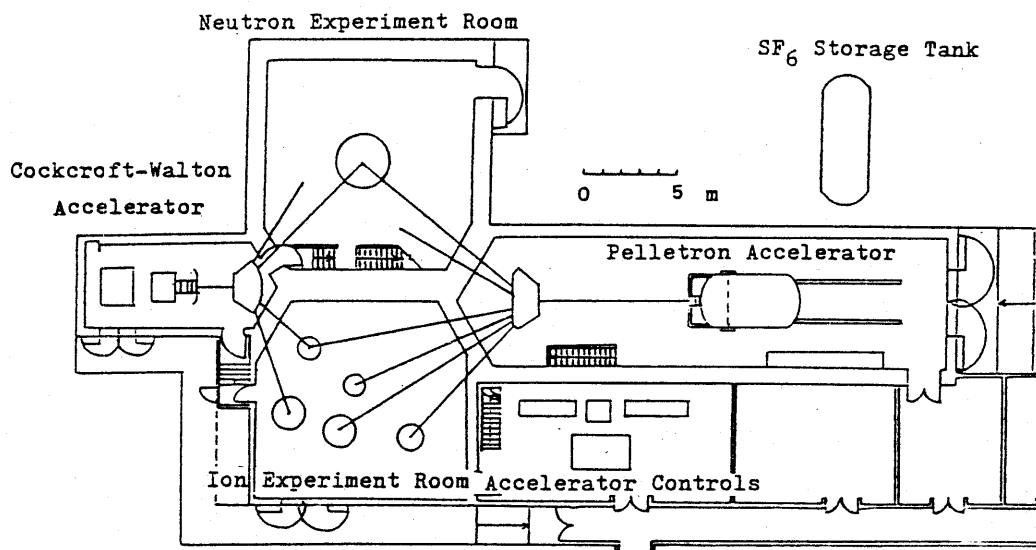
現在の研究テーマは Navier - Stokes 流体方程式・気象力学 Primitive 方程式・格子ゲージモデル U(1)・境界要素法・フラスマ粒子シミュレーション・LSI 設計問題(配置配線)・新しいマーケティングによるハードウェアの試作。PAX計算機は学内外を問わずすべての科学技術計算の高速化に興味をもつ方々に開放されている。ただし私達は計算サービス業ではないので、利用者自身のプログラミングと操作が原則である。(文責: 星野)

昭和54年3月までに東京都田無市から筑波研究学園都市への研究所全体の移転作業が終了した。筑波では、従来から用いていたコッククロフト型加速器と、米国NEC から新規に購入したPelletron(4UH-HC)を単色中性子の発生源として使用している。図-1に中性子標準研究施設の平面図を示す。中性子照射室は、床、壁からの中性子線の散乱を低減するために、内のり11.3mX11.3mX11.3mの大きさで、かつアルミニウムの格子状床構造となっている。Am-Be中性子源に対するレムカウンタ(Studs vik社製2202D)による散乱線の測定では、田無の旧施設と比較して散乱線が半分以下であり、通常の床構造の部屋での実験と比較しても約1/5と大幅な散乱線の低減がみられる。

単色中性子線は、Pelletron(最大加速電圧4MV,プロトンビーム150 μ A,パルスビーム2ns幅以下、尖頭電流1mA)を用いて、 ${}^7\text{Li}(p,n){}^7\text{Be}$, $\text{T}(p,n){}^3\text{He}$, $\text{D}(d,n){}^3\text{He}$, $\text{T}(d,n){}^4\text{He}$ などの核反応により得られ、10-13MeV領域を除いて、原子力分野に必要な10keV-20MeVの範囲の単色中性子の発生が可能である。単色速中性子フルエンスの絶対測定は、主に水素原子核とのn-p散乱を用いた陽子反跳型の水素含有ガスまたは固体の検出器が用いられ、14-15MeV領域では、随伴粒子法が用いられる。

各国で確立された速中性子フルエンス標準の国際的整合性を確認するために、1973-1978年にかけて単色中性子フルエンスの第一回国際相互比較が行われた。比較の方法は、特定の仲介検出器を各標準研究所へ巡回させて検出感度の校正をおこない、その結果を比較することにより、間接的に各研究所の標準測定技術の是非を判断するものである。表-1に対象となった中性子エネルギーと仲介検出器を示す。その結果、 ${}^{235}\text{U}$ チェンバ-とFe箔を仲介検出器として用いた場合には、 $\pm 3\%$ 以内で各研究所の一致が見

図 - 1 電総研の中性子標準研究施設



られたが、散乱線などの低エネルギー-中性子線に感度有するボナ-球の場合には、±10%程度のバラツキがみられた。このように、速中性子フルエンス技術の高精度化のためには、どのようなエネルギー-特性を持つ検出器を仲介に選ぶかが重要な課題であると改めて認識された。これらの観点から、1981年から1985年まで第二回の単色中性子フルエンスの国際比較がスタートし、既に ^{235}U 、 ^{238}U の fission chamberを除いて、電総研での測定は終了した。ボナ-球、 ^3He 比例計数管、 $\text{In}(n, \gamma)$ 箱仲介検出器は、部屋の散乱やターゲットマウント部からの低エネルギー-散乱線の影響を直接受けやすく、また14.8 MeVの $\text{In}(n, n')$ 反応では、ターゲットバックリング部からの非弾性散乱中性子線の寄与が問題となる。144 keVの場合に、計算した散乱スペクトルの11keV付近にあるピークは、 $\text{Li}(p, n)$ 反応のプロトンの入射方向に対して約90度方向へ放出して散乱した中性子線に起因する。この散乱線による $\text{In}(n, \gamma)$ 反応への寄与は、直接線のそれと比較して約5%であることが明らかとなった。またこの散乱線の強度は、ターゲットからの距離 r と共に直接線同様 $1/r^2$ で減衰するので、通常のシャド-コン法や逆二乗則法では分離測定ができない。

これらの国際比較を通じて、中性子フルエンス標準のdirect成分測定の技術は徐々に向上してきたが、反面、散乱線などのindirect成分のエネルギー-スペクトルを含めた定量的評価が今後の測定精度向上に欠くことのできない問題となってきた。

確立された標準場の応用として、 $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$ 、 $^{56}\text{Fe}(n, p)^{56}\text{Mn}$ 標準反応断面積の測定が終了し、他の断面積測定も計画されている。また $d+T$ 中性子場に混在する $^3\text{He}(d, p)^4\text{He}$ 反応からの高速陽子の固体飛跡検出器等への影響についての研究も行われている。

表 - 1 中性子エネルギーと仲介検出器のエネルギー-特性

(MeV)	$^3\text{He}(n, p)$	Bonner ball	^{238}U	^{235}U	$\text{Fe}(n, p)$	$\text{In}(n, \gamma)$	$\text{In}(n, n')$	$\frac{\text{Nb}(n, 2n)}{\text{Zr}(n, 2n)}$
0.144				X		X		
0.250	X	X						
0.565	X	X		X		X		
2.5		X	X	X			X	
5.0			X	X			X	
14.8			X	X	X		X	X

最近の主な文献

- (1) 工藤勝久;"高速中性子標準場の確立のための測定技術とその応用に関する研究" 電総研研究報告、第825号(1982)。
- (2) 放射線特集号、電総研イ報47号(1983)。
- (3) K.Kudo, T.Michikawa, T.Kinoshita, Y.Hino and Y.Kavada;"Cross sections of $^{56}\text{Fe}(n, p)^{56}\text{Mn}$ and $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$ between 14MeV and 19.9MeV", IAEA Advisory Group Meeting on Nuclear Standard Reference Data held in Geel on November in1984.
- (4) T.Michikawa, K.Kudo and T.Kinoshita;"Some practical problems in the standardization of monoenergetic fast neutrons", 同上。

東京大学原子力研究総合センター・共用設備管理部門

原子力研究総合センターは、センター長（工学部 関口 晃教授）の下に、総合研究部門（定員なし）、共用設備管理部門（助教授1、助手2、技官11）、重照射研究設備管理部門（助教授1、助手1）、原研施設共同利用部門（助教授1、技官1）があり、原子力関連設備の整備、管理運営を行ない、学内および学外（原研共同利用のみ全国共同利用）の研究者の共同利用に供するとともに、原子力に関する共同研究の推進調整を行なうことを目的としている。

総合研究部門では、セミナーの開催や、3年位を目安としたプロジェクト研究を学内研究者の協力を得てすすめている。

筆者の所属する共用設備管理部門は本郷-弥生キャンパスの原子力工学科の隣接地にあり、以下に述る学内共同利用設備を持っている。大型の装置としては、核分裂実験装置、原子動力実験装置、高温核燃料実験装置、電子ビーム溶解装置、核燃料高温蒸発分析装置、中性子較正用標準パイル、ヒューマンカウンター装置、タンデム型イオン加速装置、ダイナミトロン装置、中性子発生装置、ガンマ線照射装置、生物用照射装置、放射線損傷実験装置、液体シンチレーションカウンタ、電磁性共鳴吸収装置、等を備えている。又、非密封RI、等の使用可能な共同利用実験室のサービスも行っている。

重照射部門と原研共同利用部門は茨城県東海村にあり、重照射研究設備として、バンデグラフ型加速器、およびタンデム加速器があり、核融合炉材料の重照射研究の外、一般の応用研究にも用いられる予定で現在整備がすすめられている。又、原研共同利用部門は、日本原子力研究所の原子炉等の全国共同利用を行なうため、原研東海研究所内に本センター分室（通称、大学開放研究室）をおき、共同利用の世話をしている。

筆者は共用設備管理部門の主任として上記設備の管理を行っているが、炉物理関連の研究では、工学部原子力工学科関口研（関口教授、長谷川助教授）、工学部付属原子力研究施設の中沢助教授に指導をお願いし、院生とともに、①「常陽」炉上部の中性子線量、及び、スペクトルの評価、②原爆線量再評価、③中性子スペクトロメータの開発、④高エネルギー電子による光中性子の発生、⑤高エネルギー加速器遮蔽の研究、等をすすめている。又、電気学会で、放射線信号処理専門委員会での調査、原子力安全研究協会での核燃料施設の放射線防護に関する調査、等の活動も行なっている。

（小佐古 敏荘）

< 研究室だより >

フジタ工業(株)

技術研究所 原子力研究室

土木・建築業界における炉物理と言いますと、コンクリートに関わる放射線遮蔽が主要なテーマであります。今回は、当研究室の遮蔽研究と共に、耐震研究も紹介します。

(1) 遮蔽研究

1. 原子炉以外の核燃料施設の遮蔽設計では、透過計算と共に、ダクトストリーミングやスカイシャインの正確な評価が求められています。当研究室では、コンクリート壁を貫通しているダクトから漏れ出る放射線を、一回散乱線計算コードSCAP-82、モンテカルロコードMORSE-CG、また屈曲ダクトアルベド計算コードDUCT-79を用いて計算し、正確な評価手法の確立に努めています。
2. 原研コード委員会に参加し、遮蔽安全評価基準コードシステムRADHEAT-V4の精度及び適用性評価作業に協力しています。
3. 原子炉のデコミッションングでは、放射性廃棄物の発生量を極力減らすことが必要です。我々は、コンクリートを中性子照射して放射化量を調べると共にいろいろな低放射化コンクリートの開発を行っています。
4. 現在、保健物理の分野では、ラドンとその娘核種による体内被曝が問題にされています。当研究室では、コンクリート壁からのラドンの漏洩と室内濃度を解析すると共に、コンクリート中のウラン、ラジウム濃度を測定することを計画しています。
5. 今後は、加速器施設、核融合実験施設の遮蔽研究を行う予定です。

(2) 耐震研究

原子炉建屋の耐震研究は、静的な問題と動的な問題の両面に分けられます。

1. 静的研究： 鉄筋コンクリート製格納容器やPCCV(プレストレスト・コンクリート製格納容器)に荷重を加えて破壊機構を調べると共に、それに対する有限要素法によるシミュレーション解析を行っています。
2. 動的研究： 地震波に対する原子炉建屋の応答の解析、建屋と地盤の相互作用(地盤のばねとエネルギー逸散現象)の解析、設計用地震波のシミュレーション解析等の研究を行っています。

(石川敏夫 記)

<研究室だより>

東京工業大学・原子炉工学研究所

関本研究室

昭和58年3月に関本研究室が誕生しました。専任のスタッフは関本助教授1人で今迄運営されてきました。昭和58年度はD4が1人、59年度はM1が1人という文字通りの最小単位(これはこれで昔の徒弟制度を思い起こさせるよさがあります。)でやってきましたが、60年度はM2が1人、M1が2人となって幾分研究室らしくなるのではないかと考えています。核融合炉ニュートロニクス(研究室内だけでなく科研共同研究として阪大OKTAVIAN実験にも参加している。)及び黒鉛炉の炉物理を中心テーマとして、フィルム・バッジの研究や古典的パルス実験等に関しても研究をおこなっています。小研究室であるだけに炉物理連絡会の会員の皆様には色々お世話になることも多かろうとおもいますが、今後共よろしくお願い申し上げます。

以下に最近発表した(出版予定も含めて)代表的な論文をのせておきます。

- 関本, 大塚, 山室, "A Miniature Fast-Neutron Spectrometer for Scalar Spectrum Measurement", NIM, 189, 469 (1981).
- 関本, 山室, "Unfolding Method with the Prior Knowledge and Integral Data", NSE, 80, 101 (1982).
- 関本, 大塚, 山室, "The Perturbation Produced in the Neutron Spectrum of an Assembly by a Spectrometer", NSE, 80, 407 (1982).
- 山室, 関本, 山根, 李, "Studies on Fusion Blanket Neutronics", Bull. Res. Lab. Nucl. Reactor TIT, 7, 43 (1982).
- 梶山, 神田, 岩崎, 中沢, 井口, 関本, 伊藤, 住田, 高橋, 山本, "Neutronic Experiments in a 120 cm Lithium Sphere", 13th SOFT, 5P26, Varese (1984).
- 関本, 大石, 北条, 北條, "Some Characteristics of a Miniature Neutron Spectrometer", NIM, 227, 146 (1984).
- 関本, 李, 北条, 北條, 大石, 能浦, 大塚, 山室, "Measurements and Calculations of Fast Neutron Spectra in Several Assemblies with a D-T Neutron Source", 1st ICFRM, 3P30, Tokyo (1984).
- 関本, 北条, 北條, 大石, "A Simple Facility to Measure the Scalar Neutron Spectrum in an Assembly", NIM (出版予定).
- 関本, "An Unfolding Method to Obtain a Positive Solution Only", NIM (出版予定).
- 関本, 北条, 北條, "Fast Neutron Spectrum in Graphite Pile with a D-T Neutron Source", J. NST (出版予定).
- 李, 関本, 山室, "Fast Neutron Spectrum in Lithium-Fluoride Pile with a D-T Neutron Source", J. NST (出版予定).

(関本記)

現在までの幹事機関の経緯一覧表

当連絡会総会、または運営委員会で次期幹事機関の候補をたてる際、しばしば今迄の順番が話題となります。既に設立以来15年以上を経過したことであり、記憶も不確かになりつつありますので、ここで当連絡会設立以来の幹事機関を表にし、今後の参考に供します。

オ1ラウンド		オ2ラウンド	
昭和44年度	京大原子炉実験所	昭和54年度	京大原子炉実験所
45	日本原子力研究所	55	日本原子力研究所
46	大阪大学	56	大阪大学
47	東京大学	57	東北大学
48	京都大学	58	東京大学
49	東北大学	59	名古屋大学
50	名古屋大学	昭和60年度	北海道大学
51	東京工業大学+東海大学	⋮	⋮
52	九州大学	⋮	⋮
昭和53年度	北海道大学	⋮	⋮

このような順番が決った事情は、そのときどきで種々在ったと推測しませんが、大筋としては、オ1ラウンドとオ2ラウンドの順番が同じに存っているのにお気づきと思います。
(総務・名大工 仁科浩二郎)

〈編集後記〉

会報34号をお届けします。本号は、今迄の号と大分趣が異って、国際会議に関する報告が多く、時代の流れを感じさせられます。炉物理における現在の中心課題を、世界的視野で把握するのに、大いに役立てたいと思います。「核データ・炉物理」合同会合の講演につきましては、なぜ今迄、記録を残さなかったのかと云う気が致します。「PIUS」に関しては、過去数年間に亘って、研究会で検討を重ねられた結果を紹介して頂きました。「研究堂どより」は、すべて初登場の研究堂にお頼いしました。最後になりましたが、御多忙中にも拘らず、短期間での執筆をお引き受け下さいました。方々に、深く御礼申し上げます。
(伊藤只行 記)

59年度 中間収支報告 (59.4.1~60.2.15)

収入		備考
前年度繰越金	432,348	
会費	129,000	58年度 1,500 × 4名 学生 1,000 × 1名 59年度 1,500 × 79名 1,000 × 3名 500 × 1名
60年度 会費前受金	19,000	1,500 × 12名 内金 500 × 2名
学会補助金	100,000	
「復の学校」 〒外戻上付	49,250	1,000 × 4冊 1,500 × 28冊 送料 3,250 (394,600円内) (右橋基金へ)
「復の学校」残金	29,370	右橋基金へ
合計	758,968	

支出		備考
会議費	17,210	第34回統会 (59.10.25)
通信費	36,690	「エース」、案内送付用、他
会報 エース印刷費	69,800	エース No.1 250部 " No.2 "
雑印刷費	32,320	「内規・案内」外印刷代、コピー代
合計	156,020	

残高 602,948円

右橋基金 収支報告 (52.11.1~60.2.15)

収入		支出	
52.11.1	500,000	第11回「復の学校」〒外	200,000
立寄金戻入		・ 立寄金	50,000
56年度	32,000	第12回「復の学校」〒外	200,000
57 "	27,300	第13回「復の学校」補助	50,000
58 "	43,500	第15回	67,800
59 "	46,000	(昭和58年)	
第16回「復の学校」 残金	29,370		
合計	678,170	合計	567,800

残高 110,370円

「炉物理連絡会」 会員一覽 (機関別)

(202名 1985年2月20日現在)

大 - 5名 -
本 正
上 和彦
川 雄一
田 正邦
本 高明

工大 - 1名 -
澤 保知

前大 - 1名 -
西 峯夫

北大 - 4名 -
田 一隆
山 一典
川 直弘
多 毅

波大 - 2名 -
藤 慶一
野 力

大 - 9名 -
山 雅胤
芳 明
瀬 量平
佐古 敏莊
藤 駿介
口 晃
甲 泰正
沢 正治
林 宏明

工大 - 3名 -
頭 政之
沢 日出男
本 博

海大 - 7名 -
成 弘
田 正次
田 義輝

阪元重康
砂子克彦
永瀬慎一郎
中土井昭三

武蔵工大 - 2名 -
相沢乙彦
松本哲男

早大 - 1名 -
並木美喜雄

名大 - 4名 -
伊藤只行
加藤敏郎
仁科浩二郎
山根義宏

岐阜大 - 1名 -
岸田邦治

京大 - 8名 -
神野郁夫
小林啓祐
小秦和夫
西原宏典
兵藤知典
三澤毅明
森島信弘

京大原研 - 2名 -
吉川栄和
若林二郎

京大炉 - 17名 -
市原千博
宇津呂雄彦
海老沢徹治
神田啓逸郎
木村逸郎
小林捷平

小林圭二
古林徹一
柴田俊一
代谷誠治
中込良広
西原英晃
林脩平
林正俊
藤田薫顯
三島嘉一郎
米田憲司

阪大 - 5名 -
住田健二
関谷全人
高橋亮一
竹田敏毅

近大 - 5名 -
小川喜弘
辻良夫
堀部治太
三木良彦
水本良彦

神戸商船大 - 1名 -
中島雅

九大 - 5名 -
大沢孝明
大田正男
片瀬彬彦
工藤和彦
中島秀紀

原研 - 46名 -
秋濃藤義
朝岡卓見
飯島裕二郎
池田寛
石川幸雄
石黒幸雄

伊勢武治
大大石晃司
大杉俊隆
大杉部成
大岡嶋成
桂木子義
金菊池康
黒沢一
五藤頼
後藤岩
小近藤育
笹新宣
杉関田次
田中俊
土橋敬
中川正
中島宏
中野正
中原康
中能村知
橋本正
平岡統
藤村悠
古前川祥
松浦次
三谷浩
向山彦
森野武
安山誠
山根弘
吉田幸
動燃 - 8名 -
飯島一敬
倉重哲雄
白方敬章
野本昭二
古橋晃夫
宮脇良夫
望月惠一
湯本鎌三

原子力安全委員会 - 1名 -
大山彰

原子力安全局 - 1名 -
天野文雄

原船団 - 1名 -
板垣正文

船舶技研 - 3名 -
伊従功
竹内清
布施卓嘉

電総研 - 1名 -
工藤勝久

原工試 - 2名 -
駒田正興
芳賀暢

防衛庁 - 1名 -
佐久間雄平

工ネ総研 - 1名 -
谷口武俊

原電 - 2名 -
武田充司
立花昭

電源開発 - 2名 -
大塚益比古
平田昭

中部電力 - 2名 -
金井英次
村田尚之

NAIG - 9名 -
青木克忠
飯島俊吾
植田精
亀井孝信
黒沢文夫

角山茂章
野村孜
水田宏
門田一雄

間組 - 1名 -
原明久

日立 - 5名 -
大西忠博
金沢信博
三田敏男
瑞慶覧篤
三木一克

日立エンジ - 1名 -
堀江淳之助

MAP I - 7名 -
荒木勉

駒野康男
坂田薫
千田康英
中村邦彦
弘田実弥
渡海親衛

アイエスエル - 1名 -
真下昇司

石播 - 1名 -
大村博志

川崎重工 - 2名 -
田中義久
田中良信

木村化工機 - 1名 -
豊田道則

京大炉研G - 1名 -
石黒九州男

呉羽化学 - 1名 -
松井一秋

原燃工 - 2名 -
青木一彦
川本忠男

フジタ工業 - 1名 -
石川敏夫

高速炉エンジ - 2名 -
片岡巖
小林節雄

住友原子力 - 1名 -
松延広幸

CRC - 1名 -
角谷浩享

東芝 - 1名 -
深井佑造

東洋エンジ - 1名 -
木邨祐二

JNF - 1名 -
清水康一

日立造船 - 2名 -
小林徹二
山田毅

富士電機 - 1名 -
中村久

三井造船 - 1名 -
八谷雅典

三菱電機 - 1名 -
路次安憲

韓国原研 - 1名 -
趙満

ANL - 1名 -
丁政晴

東工大名誉教授 - 1名 -
武田栄一

炉物理連絡会の概要

(1968年4月)

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

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

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

3. **対象** 対象とする専門分野の範囲は、つぎのとおり。

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

(たとえば、エネルギー変換の基礎反応)

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

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