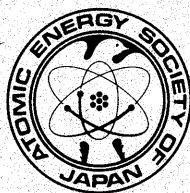


# 炉物理の研究

(第 35 号)

1986年 2 月

巻頭言 .....	平川直弘	1
〈特別記事〉		
モジュラー高速炉の概要 .....	林 喬雄	2
〈トピックス〉		
VHTRC(高温ガス炉臨界実験装置)の建設と初回臨界実験.....	SHE 炉心改造グループ	7
〈昭和 60 年原子力学会「核データ・炉物理」合同会合講演要旨〉		
核データ活動の未来像——若手からの提案——		
(1) 核融合 .....	井口哲夫	12
(2) 核分裂炉 .....	佐治悦郎	13
(3) 核燃料サイクル .....	片倉純一	14
(4) 遮蔽 .....	大谷暢夫	15
(5) その他 .....	吉田 正	16
〈研究会報告〉		
第 2 回ソフトウェア研究会 .....	秋元正幸	17
〈国際会議報告〉		
1. OECD・NEACRP 第 28 回会合 .....	松浦祥次郎, 白方敬章	19
2. 1985 Santa Fe 国際会議に出席して .....	堀部 治	24
3. 未臨界度モニター開発に関する討論会報告 .....	仁科浩二郎	27
4. 第 8 回研究試験炉濃縮度低減化国際会議報告 .....	神田啓治	31
〈演習〉		
等価体系による臨界計算で生じたある問題 .....	成田正邦	34
〈研究室だより〉 .....		
1. 原研・原子炉研修所	2. 動燃・大洗センター重水臨界実験室	
3. 北大工・放射線源工学講座	4. 九大工・原子炉工学講座	
5. 京大炉・研究炉関連部門		
☆事務局だより 編集後記 .....		42
☆昭和 60 年度会計(中間)報告 .....		43
☆「炉物理連絡会」の運営に係る内規 .....		44
☆会員名簿 .....		45



(社)日本原子力学会  
炉物理連絡会



## 巻頭言

平川 直弘 (東北大・工)

先日、ある製鉄会社に勤めている昔の卒業生が訪ねて来た。彼は今、変圧器用の珪素鋼板の研究をしているという。変圧器は現在でもエネルギー損失の極めて少ない装置と考えられている。したがって節約の余地は非常に少ないが、なお一層損失を下げようとする努力が払われていると知って感心した次第である。

さて、計算機が大型化し、大規模な高速演算が可能になるにつれて、複雑な体系を詳細なエネルギー群で計算することが可能になった。そうすると原子炉の核計算は、核データさえ正しければいくらかでも正確な計算が出来ることになり、そこに炉物理は死んだという声の聞かれる原因もあるような気がする。

しかし工学として考える場合、正確さと競うのみでなく、我々が必要とする精度の計算をいかに経済的に行うかという見方も重要であろう。従来問題を単純化することは、計算機のスピードや記憶容量の制限のために己むと得ず行う必要悪と見なされ、その結果、より大型より高速の計算機が出現するにつれ忘れられていったような気がする。実は大学院の演習問題に、高速炉のシステムでフィードバックの掛かる1点炉動特性方程式の数値解法を出したことがある。その講義の重要なテーマは、このような問題に対し、時間ステップを延ばす方法を解説することにあつたのだが、中にはマイコンを一昼夜以上も走らせて正直に有限差分法で解を求めてきた学生がいた。このような解き方も標準解と与えるという点で意味のあることではあるが、そのような計算が指数関数を下手に級数展開したことになるので、ある意味で無駄な計算を繰り返していることは教科書の教える通りである。しかし我々も習慣的に同様な誤ちを冒していることはないかどうか、そしてそれを合理的に行うことによって徒らに計算機会社を喜ばせるような無駄な計算を省くことが出来るのではないか、それが大変な仕事であることは明らかだが、僅か数%の節約の余地しかない珪素鋼板の研究より遙かに実りあるものとなる可能性は大きいのではないか、そのような目で炉物理と見直すことも必要ではないか。

このようなことを考えながら電車に乗った所、旧友のS氏に出会った。彼の会社では、年間の核設計の計算費が3億円にも達し、たとえばベクトル計算機の有効な利用によってそれを節約することとを考えているという。

ひるがえって臨界実験なども、単に複雑な計算で実験との一致を議論する段階から一歩進んで、このような実験結果があれば、解析はこの程度で済ますことができ、それはこのような計算費の削減につながる、というような見方が出来るようになれば、また新しい役割が開けて来るということも考えられるように思う。

< 特別記事 >

# モジュラー型高速炉の概要

日本原子力発電機 技術開発部  
林 喬 雄

## 1. モジュラ高速炉開発の背景

米国では FBR 原型炉 CRBR(380MWe)の建設が挫折して以後もしばらく開発の方向が定まらず混とんとしていたが最近になってエネルギー省 DOE はようやくその開発の方向を定めた。昨年リオンで行われた FBR の会議で紹介された DOE の FBR 開発戦略の論文<sup>(1)</sup>によると、原子力の開発に関してはこれを中期と長期に分けて、中期的には Advanced Converter に目標をおき、長期的には高速増殖炉に目標をおくというものである。Advanced Converter Design としては小型 LMR (Liquid Metal Reactor)に焦点をあててこれを開発し、長期的・将来的にはこの小型 LMR Converterの技術と経験を高速増殖炉 LMFBR に整合してゆく、というものである。

Advanced Converter の中には高压ガス炉 (HTGR) も含まれているが、HTGR の場合も小型 HTGR に焦点があてられており、いずれも小型であるところに共通点がある。DOE は高速炉について小型 LMR Converter の外に電力研究所 (EPRI) と協力して大型炉も開発してゆくとしているが DOE が重点を置いているのは小型 LMR Converter の方である。LMR の場合も HTGR の場合もいずれもあとに述べるような Modular Concept を採用し、共通な制御室や補助装置をつけ経済性のある multi - modular plant につくり上げるという新しい考え方に望みを託している。

CAPACITY ADDITION PREFERENCE FROM GCRA SURVEY OF UTILITIE

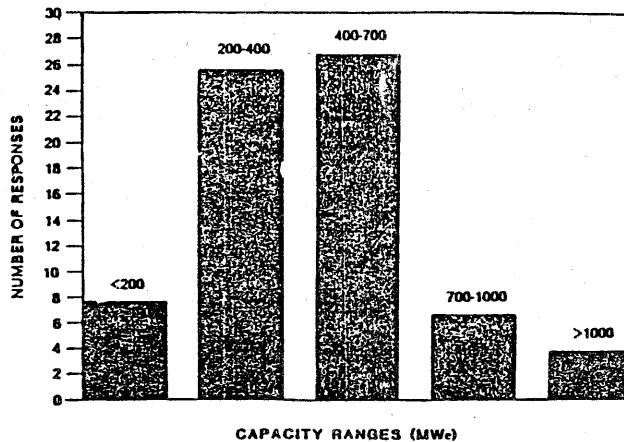


図1 米国における発電プラントの希望出力調査結果

図1は昨年米国の電力会社に対して行なわれたアンケート調査の1つで、今後つくるとしたらどういう出力規模がよいかを問うた質問に対する答えである。<sup>(2)</sup>

200 ~ 400, 400 ~ 700 MWe にピークがある。つまり実際の傾向としても米国の電力会社の間には中小型指向の傾向があるということである。

電力需要が低迷し、ここ何年か1基の発注もないという原子力不振の状況の中で DOE は何とかしてこの不振をふっ切って立上りの機会をとらえたいと努力している様子がみられるが、DOE はこの小型化を指向する理由として

(イ) 電力の需要に応じて設置することが可能で資本リスクが小さいこと。

(ロ) 建設工程が予想しやすく効率的な建設や運転が可能なこと。

(ハ) Inherent Safety や Passive Safety の特質を附与しやすく、パブリックアクセプタンスが改善できること。

といった点をあげている。

DOE が従来の大型化によるスケール・メリットに対してあえて小型炉でチャレンジしようというのは GE 等が以下に述べる PRISM Plant で提案した multi-modular plants という新しい考え方に大型炉と競争してやってゆけるというそれなりの可能性を見ているからと思われる。事実上述の論文の中でも、中期戦略の課題としてこの小型炉をベースとした multi-module plants の competitiveness を見きわめたいと述べている。

## 2. モジュラ高速炉構造の特徴<sup>(3)</sup>

図2に Power Reactor - Inherent Safe Module - PRISM と称して GE 社が進めているモジュラユニットの原子炉本体の構造を示す。1ユニットの熱出力 425 Mwt, 電気出力130MWeである。終局的にはPassive な構造だけで崩壊熱の除去ができるという条件からこの熱出力が定められている。この3つのユニットの計400MWeをもって1つのセグメントとして1つのタービン/発電機系につなげPRISM 原子力発電所の最小の単位を構成する。400MWeのセグメント2つによって800MWe の、また3つによって1200MWe

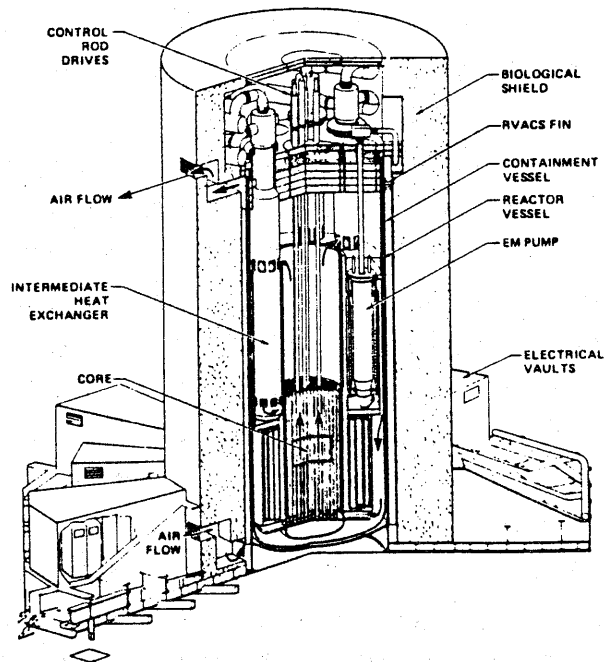


図2 GE社のモジュラ原子炉ユニット

のPRISM 原子力発電所が構成されることになる。セグメントとセグメントの間は基本的に互いに独立で最初400MWeの PRISM プラントをつくり運転を始めている間に第2のセグメントの建設を進めて800MWeの原子力発電所をつくり増すことができるという考え方である。(図3参照)

図2に見られるように PRISM 炉はタンク型である。炉容器の中に電磁ポンプ、中間熱交換器が設けられており、炉心で発生

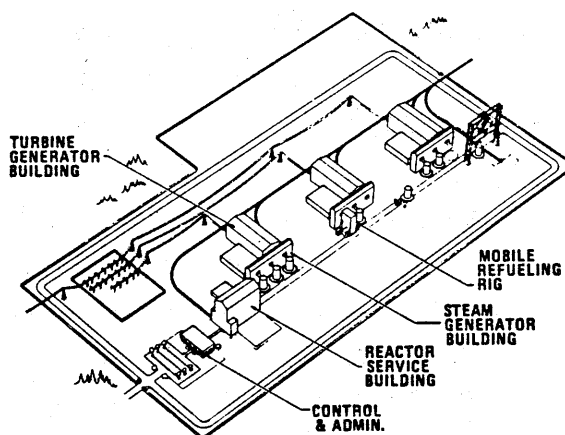


図3 GE社の PRISM 原子力発電所

した425MWtの熱は中間熱交換器を介して2次ナトリウム系に伝えられる。熱を得た2次ナトリウムは Steam Generator (SG) Buildingにいて (図3参照) SGで蒸気を発生しさらにタービンにゆく。上述のように3つのユニットからの蒸気が1つのタービンにまとめられる。

この原子炉ユニットの大きな特長の1つが Radiant Vessel Aux. Cooling System - RVACS という Inherent で Passive な崩壊除去系である。外部電源の喪失や給水系など通常のヒートシンクが喪失したとき RVACS が炉内は自然循環、炉外は自然通風という全く自然力のみによる Passive な手段だけで崩壊熱の除熱を行うというものである。普通 FBR にみられる直接炉心冷却系 DRACS、その他緊急炉心冷却系といった重装備の安全系(軽水炉の場合全コストの20%以上を占めると云われる)は見当らない。Inherent Safety の性質の経済性への積極利用の例である。

もう1つの特長が Inherent reactivity Shutdown 特性の利用に見られる。原子炉冷却系の喪失などの故障で当然入るべきはずの制御棒が入らないという二重事故、いわゆる ATWS において、これも同じく自然の力による Self Shutdown 特性を期待する設計である。炉心出口温度の上昇による制御棒駆動軸の熱膨脹→炉心挿入、炉心内温度分布変化による燃料集合体の Bowing、やや遅れて利いてくる炉心サポートプレートの熱膨脹による負の反応度 — 炉心の“Flowering”による負の反応度である。小さい炉心だからこそこういった Self Shutdown 特性が有効だと GE は主張している。また、大型の FBR でナトリウムの正の反応度が不安のタネになっているが小さい炉心では負となることも安心の拠りどころである。このような結果として大型 FBR では絶対に制御棒落下失敗は許せないということで後備炉停止系などが備えられ二重・三重の重装備になっているのに対して、PRISM 炉の制御棒は出力コントロール用が6本、安全棒として2本があるのみの簡単なものである。

図3にも見られるように PRISM 原子力発電所は図2の原子炉ユニットを単に

地上に置いた形であり、従来の軽水炉や高速炉に見られる原子炉格納容器や重厚な原子炉建物は見当らない。炉停止と崩壊熱除去の Inherent な安全機能が保証されている以上はそのような設備は不要だということであろう。 Inherent Safety の性質の経済性への積極利用をはかっている。ここでは原子炉ユニットは火力発電所の野外設置ボイラといった程度のことになっている。

こうした努力の結果として GE は、大型 FBR(1500MWe) より1200MWe PRISM 原子力発電所の方が単位出力あたりの物量が少ないという試算を示している。(図4参照) GE はこれに加えて PRISM の方が Nuclear grade の割合が少なくなっているのをこれをおりこむとコストダウンにさらに有効に利いてくるはずであると述べている。

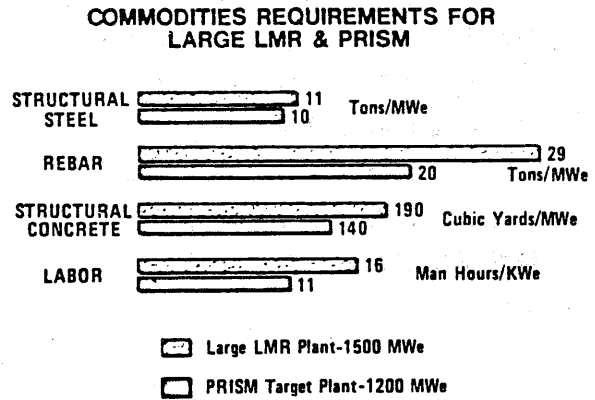


図4 大型FBRとPRISMプラント物量比較

### 3. モジュール型高速炉のコスト低減

上述したように小型炉故に得られやすい Inherent Safe の特長や Passive な機能を最大限に利用してコスト低減をはかってこれを経済性の向上にむける努力が行なわれているが「モジュラ」のコスト低減の期待はとくにその製造方式にある。130 MWe に規格化された PRISM 原子力ユニットの機器や設備は原子力部分 NSSS は勿論その他の部分 BOP もできるだけモジュール化され最大限工場生産でつくられる。モジュールやコンポーネントは工場で反覆生産されオートメ化などの Learning curve advantage を受ける。工場ベースの QA/QC のコントロール下で、安定した工期でつくられる。

一方、工場生産と平行して現地工事を進めこうして400MWeセグメントの工期を3年程度に縮める。しかもこのセグメントごとにつくり増してゆくというのが GE 社の考えである。その考え方の例が図5に示されている。現在、軽水型原子力発電所の建設は10年程度かかる。この期間の利子やエスカレーションは実際にかかったコスト以上に大きいのが普通で、これが収入を生ずる前にすべて建設コストに加算されることになっている。それに対して PRISM 原子力発電所の場合、最初のセグメントが(400MWe) 3年程度で完成すると早速発電を開始して収入を産み始める。第2セグメントを建設中にもこの収入は利子の支払いを軽減し電力経営の財政上の負担を軽減する。

GE は今後の10~20年後の10年間という条件を設定して PRISM 原子力発電所の経済性の Potential を、1200MWe(9モジュール) と大型 FBR(1500MWe) プラントを比較し、建設単価で大型炉を凌ぐとしている。(表-1 参照)

GE 社がとくに強調するのは、130MWeの商用に供するそのままの形の形のもので full Scale の安全テストを行って Inherent Safe な特性を実証し許認可側を納得させ Public acceptance を得ようとするにある、またこうして開発の費用を最低限にできるとしている。

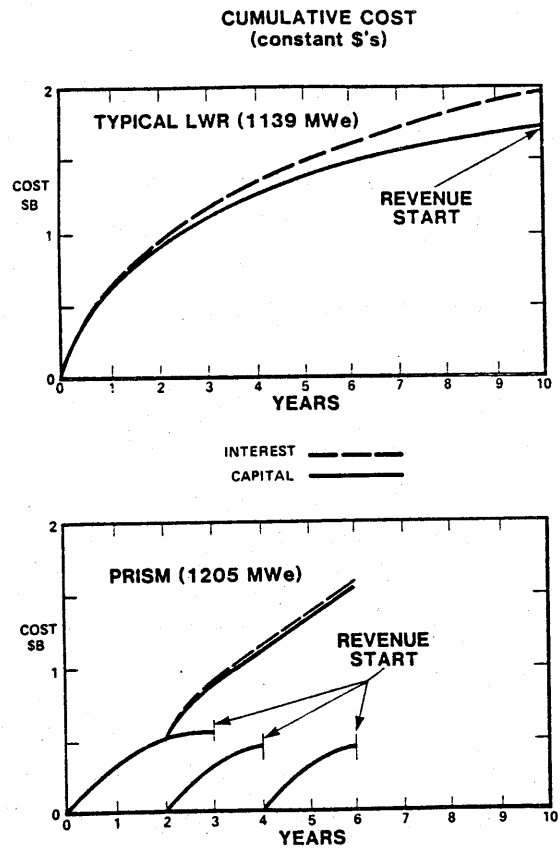


図5 大型FBRとPRISM炉のCash Flow

プラント	出力 (MWe)	労賃 (\$10 <sup>6</sup> )	材料機器 コスト(\$10 <sup>6</sup> )	合計 コスト(\$10 <sup>6</sup> )	\$/KWe
PRISM (9モデル)	1200	250	1150	1400	1200
大型FBR	1500	450	1450	1900	1300

(文献)

- (1) Lyon 会議、米国の FBR 開発の考え方：  
IAEA SM 284/4 Over review of the U.S. Fast Reactor And Related Advanvd  
Reactor Programs U.S. DOE Lyle C. Wilcox
- (2) GCRA (Gas-Cooled Reactor Associates) NEWSLETTER WINTER 1984 P3.
- (3) 1984年11月東京で開催された EAI 主催 FBR シンポジウム GE(J.S.Armijo at  
al) 社 講演論文、等。

< トピックス >

VHTRC (高温ガス炉臨界実験装置) の建設と初回臨界実験

日本原子力研究所

SHE 炉心改造グループ

高温ガス実験炉の炉心核設計、特に反応度バランス、出力分布及び温度特性については妥当性を検証することを目的とし、SHEを大幅に改造して、VHTRC (高温ガス炉臨界実験装置) を建設した。

工事は昭和58年5月に着工され、同60年5月13日に初回臨界を達成した。

1. 改造の内容: 炉心を構成する二つの1/2 黒鉛集合体は黒鉛ブロックを積み上げた横置き六角柱状のもので、周りを断熱されている。炉心黒鉛ブロックは平径30cm, 長さ120cmの六角柱状であり、燃料棒の挿入孔が6.5cmピッチで開けられ、中央には制御、安全棒の挿入孔が開けられている。黒鉛さやに装填される燃料コンパクトは、高温ガス炉用に開発されてきたもので、被覆ウラン粒子を黒鉛中に分散し中空円筒形に成型されている。VHTRCでは二重もしくは四重被覆のウラン粒子を用いた燃料コンパクトを使用する。炉心は30kWのヒータ加熱により均一に210℃に昇温される。

2. 燃料装荷前試験: 燃料装荷前において実施した燃料要素及び黒鉛の物理、化学特性に関する試験検査の結果をそれぞれ表2と表3にまとめた。また0.75kWの電気ヒータ40本を反射体中に配置し、集合体全体を約200℃に昇温した。図2は炉心部の温度を14本の熱電対により測定した結果を示した。図に示すように極めて均一な温度分布を得た。また200℃の昇温状態においても、制御棒装置、安全棒装置、1/2 集合体駆動装置、中性子源駆動装置等の性能は、常温時の性能が維持できることを確認した。

3. 燃料装荷試験: 燃料装荷前試験に引続いて燃料装荷試験を開始し、初回臨界近接を行った。初回臨界炉心 (VHTRC-1 炉心) は、炉心構成を図3に示すように、六角柱状炉心黒鉛ブロック当り12本の燃料棒を装荷した側面及び端面反射体付きの炉心である。燃料棒は、4%濃縮BISO型被覆粒子ウランコンパクト20ヶを黒鉛さやに装填したものである。炉外に設置されている核計装用1"φBF3 検出器2系統及び炉内に挿入した1/4" φBF3 検出器4系統を用いて、中性子増倍率の測定を行い、中性子増倍状態がほぼ予測通りであることを確認しながら、第9ステップ目に装荷燃料棒282本で臨界に到達した。炉内における検出器の配置にあたっては、空間高調波の影響が互いに相殺されかつ各検出器の重みが等しいとみなせるよう考慮した。測定結果を図4に示す。

4. 実効増倍係数の測定と解析: 臨界近接の各ステップにおいて実効増倍係数を測定し計算結果と比較した。パルス中性子実験のデータは面積法に空間積分法を適用して解析した。



計算については熱中性子炉体系標準核設計コードSRAC(1)を用いた。図5に示すように燃料カラムをモデル化し、格子計算を衝突確率法により61群で行い、格子内の中性子スペクトルを求め、24群に縮約した群定数を得た。但し、130.7eV以下の共鳴吸収については約4000群から成る超詳細エネルギー群計算により評価した。また、被覆粒子構造と燃料棒の構造との二重非均質性についても考慮した。黒鉛反射体については「核分裂スペクトル+1/Eスペクトル+Maxwell分布」の中性子スペクトル平均で同じく24群定数を得た。黒鉛の熱中性子散乱には、Young-Koppel散乱モデルを、他の核データには、ENDF/B-IVを使用した。炉心計算にはCITATIONコードを用いた。ここでは三角メッシュによる三次元24群拡散近似により固有値計算を行い、臨界近接時の各ステップの $K_{eff}$ のほか、燃料装荷前の黒鉛集合体の $\alpha$ 値を求めた。 $K_{eff}$ と $\alpha$ の測定値に対し、炉内挿入物等の反応度値及び炉心温度の違い等の補正を行った実験値と計算値との比較を表4に示した。両者の相違は $K_{eff}$ について、未臨界体系で0.4~2% $\Delta k$ 、臨界では0.42% $\Delta k$ であり、実験炉の炉心設計における必要精度を満足していることが結論された。又、品質保証における検査の不確かさから生じる $K_{eff}$ の誤差についても評価を行い、0.2% $\Delta k$ 以内であることを確認した。

5. 炉心の温度特性： 反射体を含む炉心集合体全体を電気ヒータで200℃に昇温し、燃料棒を追加装荷して臨界点を測定した。常温及び200℃における実効増倍係数は表5に示す通り実験値と計算値との間で極めてよく一致した。(安田秀志)

#### 参考文献

- 1) Tsuchihashi K. et al:  
JAERI-1285 (1982)

表1 SHE炉心改造の主要目

項目	旧炉心	改造炉心
炉心形状	横置六角柱 水平2分割型	変更無し
炉心の寸法 (m)	平径 約2.4 長さ 約2.4	変更無し
耐震性 (G)	装置本体 0.3	変更無し
最大熱出力 (W)	10	変更無し
燃料要素	酸化ウラン黒鉛混 合成型ディスク	被覆粒子燃料コン パクト(BISO ない し TRISO)
U濃縮度(wt %)	20	2.4, 及び6
U最大挿入量(kg)	13.153	10.4
減速材, 反射材 制御設備	黒鉛 制御棒 2本 安全棒 6本	変更無し 変更無し
核計測設備	中性子 6系統 γ線 1系統	変更無し 変更無し
スクラム条件 換気設備(kW)	14系統 排風機 5.5	変更無し 変更無し
炉心昇温実験用 の設備	炉心を100℃に 昇温し得る	炉心を210℃に昇 温し得る

表2 燃料コンパクトの試験検査結果

燃料コンパクト形式		B-4型	B-2型
燃 料	ウラン濃縮度 (wt %)	4.00	2.00
	直径 (μm)	599	602
核	UO <sub>2</sub> 密度 (g/cm <sup>3</sup> )	10.35	10.42
被 覆	直径 (μm)	913	918
	第1被覆層 (μm/g/cm <sup>3</sup> ) 厚さ/炭素密度	79.2/1.18	78.8/1.19
粒 子	第2被覆層 (μm/g/cm <sup>3</sup> ) 厚さ/炭素密度	77.8/1.87	79.2/1.87
	ウラン含有量 (g)	20.95	20.99
コ ン パ ク ト	外径 (mm)	36.0	36.0
	内径 (mm)	18.0	18.0
	高さ (mm)	36.0	36.0
	マトリックス密度 (g/cm <sup>3</sup> )	1.69	1.71

表3 黒鉛集合体の試験検査結果

密度 (g/cm <sup>3</sup> )	1.665
水分含有量 (wt %)	0.011
不純物 B当量 (ppm)	0.07
長さ (mm)	2400.8
平径 (mm)	2400.0
黒鉛素材の圧縮強度 (kg/cm <sup>2</sup> )	618

表4 実効増倍係数及び即発中性子減衰定数の  
実験値と計算値の比較

実験項目		実験値	計算値
黒鉛集合体の α (s <sup>-1</sup> )		183.9 ± 1.3	184.4
実 効 増 倍 係 数	96本装荷炉心	0.777	0.7930
	144本装荷炉心	0.869	0.8827
	192本装荷炉心	0.9410	0.9399
	240本装荷炉心	0.9817	0.9846
最小臨界燃料棒数		269.7本	261.7本

表5 VHTRC-1炉心の常温及び200℃における臨界質量の実験値と計算値の比較

炉心状態	235 U 臨界質量			実効増倍係数			実験炉の 核設計の 要請精度
	実験値	計算値	(C/E-1) ×100	実験値	計算値	(C/E-1) ×100	
常温炉心(17.7℃)	4.660kg	4.518kg	-3.0%	1.0000	1.0043	0.43% Δk/k	0.75% Δk/k 以下
装荷燃料棒数 (4%)	278.0本	269.6本					
昇温炉心(200.8℃)	6.366kg	6.305kg	-1.0%	1.0000	1.0019	0.19% Δk/k	
装荷燃料棒数 (4%) 装荷燃料棒数 (2%)	307.7本 144.0本	304.1本 144.0本					

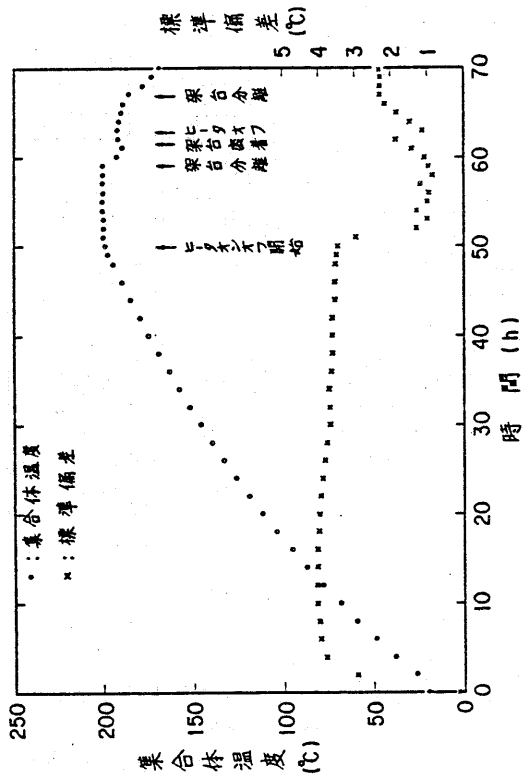


図2 集合体温度(14点平均値)およびその標準偏差の測定結果

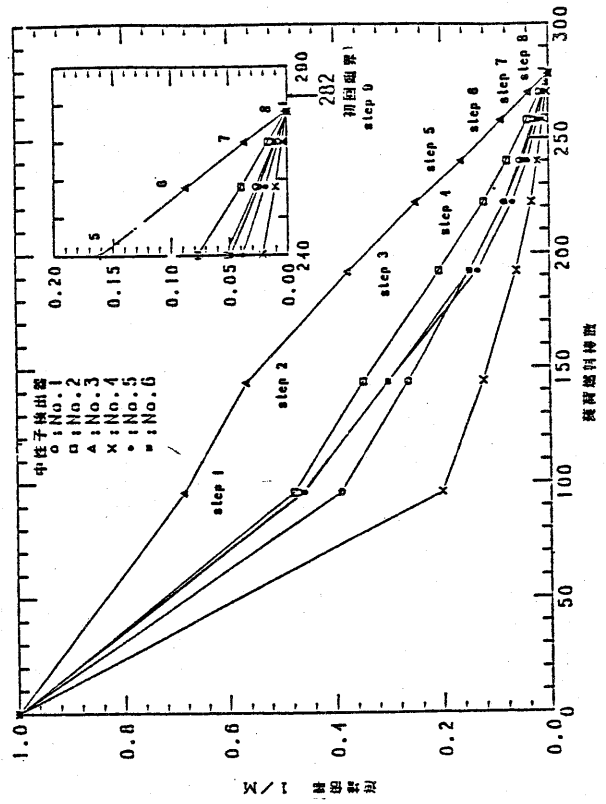


図4 VHTRC-1炉心の臨界近接(中性子源増倍法)

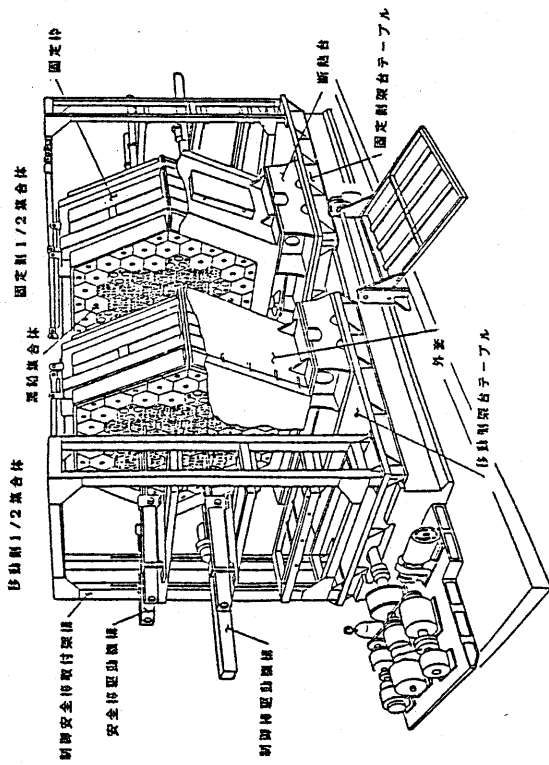


図1 VHTRCの概念図

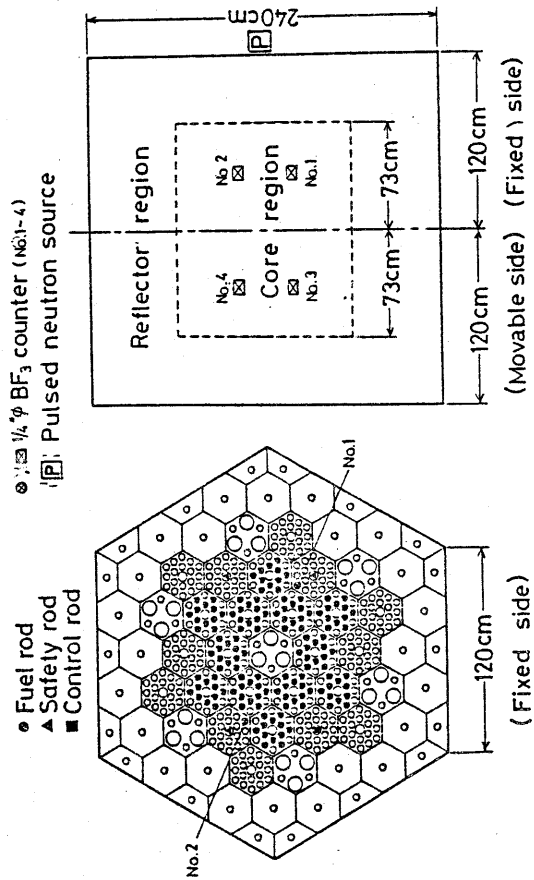


図3 Arrangement of detectors and neutron source

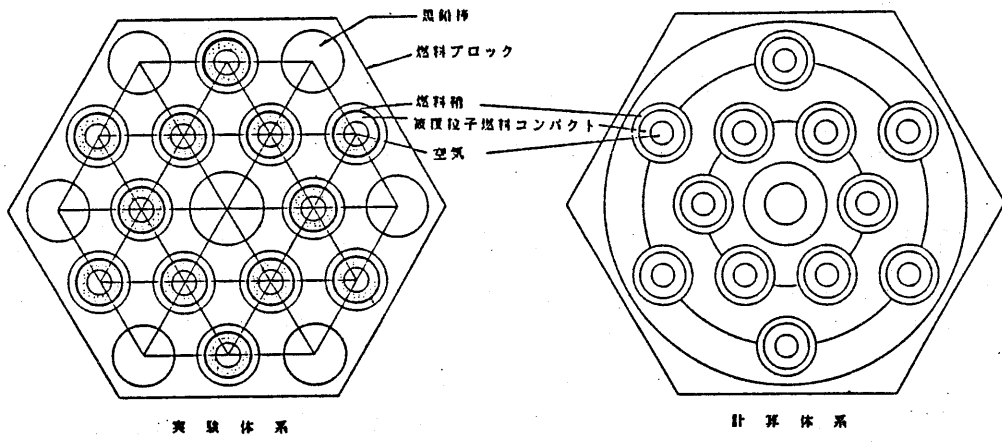


図5 VHTRC-1炉心の格子形状

<昭和60年原子力学会「核データ・炉物理」合同会合講演要旨>

核データ活動の未来像 — 若手からの提案 —

(1) 核融合

東大・工 井口哲夫

核融合炉関連の立場、とりわけ積分実験に携わっている者の立場から、核データ活動の将来像について筆者個人の認識しているごく限られた範囲内で述べてみたい。

これからの核データ活動の方向を模索する上で、最近、原研FNSにおける日米共同実験の解析用核種に対してなされた一連のJENDL-3PR1, PR2の改訂作業が参考となる。この改訂作業では、核設計、中性子工学実験及び核データ評価等の各グループにおける問題意識が一致し、老若に渡る研究者が一体となって、短期間に効率よく、しかも高い成果を挙げる事ができたと言えるであろう。

ただ、しいて問題点として挙げるならば、

1. 炉設計仕様及び現在の実験レベルを反映させた妥当な(納得のいく)要求精度が必ずしも設定されていない。
2. 核データファイルの質の向上に対して明確なPolicy(即ち、どういう条件をもって、炉設計側の要求を満たしたと判断するか、又、それを実現するための手順)が確立されていない。

との印象を受けた。

このような問題は、結局、核データファイルの改訂作業や新たな実験データの供給の見通しを悪くし、小刻みな修正に対する検証作業の繰り返しを強いる元凶となり得る。特に、大学関係者(或いは筆者個人)にとっては、核データ評価作業の研究テーマとしての魅力を失わせる大きな要因になると思われる。

以上のような個人的見解のもとに、核融合炉関連核データにおける近い将来実現可能かつ有意義な活動を考えてみると、

1. 自前の実験データベースの蓄積、整備。
2. 1の実験データベースを基にした核データ評価フィードバックシステムの開発整備の2つが挙げられる。

1に関しては、二重微分断面積や単純組成・形状での積分ベンチマーク実験など、国内で世界的にみても高い水準のデータが供給可能なので、系統的かつ複数個のできるだけ独立な実験データを自前で用意すべきであろう。目安としては、反応率分布の精度にして $\sim 5\%$ クラスの実験を20コ程度欲しいところである。又、異なる研究機関の間の同一、又は、類似実験(reference実験)による相互比較を行なえば、実験データの精度のみならず確度の向上にとってなおさらよいと思われる。

2に関しては、微分実験データの乏しい領域を補強する意味で、二重微分断面積実験値の理論の裏付けによる定量的利用法や、積分ベンチマーク実験における核データアジャストメントの方向が現実的で有望であろうと思われる。

最後に、核融合炉関係では、今後5年程度の間には主要な国内の実験データが出揃うと思われるので、これからの実験解析が、JENDL-3以降の方向を決定する目安となり得よう。

<昭和60年原子力学会「核データ・炉物理」合同会合講演要旨>

核データ活動の未来像 — 若手からの提案 —

(2) 核分裂炉

PWR核設計現場の核データに対する考え方

mapi 佐治悦郎

日常PWR核設計業務に従事するものとして、核データ活動の将来について考えたとき、現在、切実な要望事項がないことに気付く。

筆者の所属するmapiでは国内に現存するPWRの大部分についてその炉心核設計を担当しており、従って豊富な設計経験を有している。更に設計結果は常に実測データで検証され設計法にフィードバックされるため、現在では非常に優れた設計精度を有するに至っている。従って現状核データに対して特に期待する事項は存在しないのである。また近い将来に予想される変化(高燃焼度化、プルトニウム利用等)を考えても今後の核データ活動に大きなテーマを提供することはないと言って良いであろう。しかし、もう少し遠い将来に目を向ければ、最近注目を集め始めている高転換型PWRがテーマ提供の有力候補となりそうである。本炉型では共鳴エネルギー領域での核反応が支配的であり、従って共鳴断面積の精度が重要である。従来PWRでは特に問題にはなっていない核分裂生成物の共鳴吸収断面積が炉心寿命評価の点から問題となるかもしれない。

以上のようにPWR核設計技術者の立場から今後の核データ活動に対してテーマを提供し得るとすればそれは将来炉の分野になると言って良いであろう。

<昭和60年原子力学会「核データ・炉物理」合同会合講演要旨>

核データ活動の未来像 — 若手からの提案 —

(3) 核燃料サイクル

原研 片倉 純一

核燃料サイクル関連の核データ活動は、核分裂炉や核融合の分野における活動に比べ、それほど活発であるとは思われません。これは、今まで重要とされ、関心を持たれて来たのが核分裂炉や各融合などの分野であったとすることが出来るかも知れません。しかしながら、最近では、核燃料サイクルにも目が向けられ始め、シグマ委員会などでは核燃料サイクルにおける核データの要求調査が実施されております。ただ、このような調査が核データの評価活動に有効に反映され、その評価結果を利用しているかと言え、まだそのようにはなっていないのではないのでしょうか。従って、核燃料サイクルにおける核データ活動の将来像と言った場合、まず、現在の核分裂炉や核融合関連での活動レベルにすることが先決であろうと思います。

そのためには、今までの核データ評価活動では見逃されていた、あるいは、重要視されていなかった核データを充実することが必要であろうと思います。例えば、核燃料取扱施設の臨界安全性の評価などの際には、ポリエチレンとかブレキシグラスなどの高分子化合物が良く出て来ますが、これらの核データ、特に、散乱則  $S(\alpha, \beta)$  に関するデータが必要です。また、アクチニドなど重核の崩壊チェインや分岐比あるいはX線データなども必要かと思えます。更には、被曝評価などでは、ベータ線エネルギーの精度の良いデータなども必要でしょう。このように、核燃料サイクルでは今まで関心の持たれることが少なかったデータが重要になって来ます。

核燃料サイクルと一口で言っても、その範囲は広く、分野によって要求も異なります。このような広範囲の様々な要求を核データ活動に取り入れるには、核データの評価活動、つまり評価済みの核データ・ファイルを作成するということだけでなく、評価者と利用者が一体となった群定数の作成・評価活動が重要ではないかと思われます。群定数は、評価者と利用者とを繋ぐ、言わば“共通言語”のようなものだと思います。この作成・評価活動を通うして、評価したデータを利用し、また、利用した結果を評価活動に反映すると言ったことが可能となると思われます。また、評価者と利用者が一体となって活動することにより、利用者側で抱えている問題を評価に反映させ、その問題の解決を計ることが出来るようになるのではないかと思います。

核燃料サイクル分野の核データ活動は、始まったばかりであるとも言えますので、今後活発な活動を進めるためにも、核データの評価活動だけでなく、群定数の作成・評価活動も核データ活動の一貫として行なえるような体制を作ることが必要であろうと思われます。

<昭和60年原子力学会「核データ・炉物理」合同会合講演要旨>

核データ活動の未来像 — 若手からの提案 —

(4) 遮蔽

動燃事業団

動力炉研究開発本部

大谷 暢夫

遮蔽と総称されている分野は対象が非常に広く、核断面積とのがかわりも多様であるが、ここでは、筆者が直接関わっているナトリウム冷却高速炉の炉体まわり遮蔽を念頭において、断面積データの利用者の立場から意見をまとめる。尚、パネルディスカッションのテーマとしては、“JENDL-3以後”との副題がついていたが、遮蔽は特に新しい分野という訳ではない為、その条件は必ずしも満足していない点を御断わりしておく。

1) 断面積活動におけるサービス体制

プラントの遮蔽設計や解析を行なっている大部分の人々は、核データや定数処理コードについて、それほど深い知識と興味を持っていない。従って、核データ活動の成果が有効に利用される為には、輸送コードに使用される群定数の形にまで、データを交換して提供する必要がある。(自分では行分やらない。) 又、プラント設計の立場からは、特定の核種の特定の反応の精度の高いデータよりも、とにかくすべてのデータがそろっている事が重要である。未評価のデータについては、他の、例えば“ENDF/B-IV”から持ってくるか、少なくとも“何を使えば良い”との指示が必要である。現状は、核データ活動の内容や方針が、評価者側にかたより過ぎていると感している。

2) ガンマ線データ

遮蔽では、中性子の他にガンマ線も対象とする事が多い。(原子炉以外では、ガンマ線を扱う事が圧倒的に多い。) ガンマ線の輸送については、dataとmethodが分離していない計算法も利用されているが、核データの立場からは、Snコード等の輸送計算コードに使用されるガンマ線輸送断面積、及び、中性子反応によるガンマ線生成断面積の整備が重要である。

3) JENDL-2の使用経験と評価

JENDL-2を処理した群定数を用いて、ナトリウム冷却高速炉体系の遮蔽計算を行なった。その結果、従来から高速炉で標準的に用いていた手法(計算法や群構造)とそのまま適用した場合、ENDF/B-IVと比較してJENDL-2は、

◎遮蔽体系を透過した後の中性子束を小さく、且つ、軟かく評価する。

事が明らかになった。又、実験解析の結果には、ENDF/B-IVによる結果と比較してC/E値が極端に悪く(小さく)なるものがあり、今の所、特にナトリウムの断面積に問題が残っているのではないかと判断している。

尚、我々の場合、JENDL-2ファイルの処理(定数処理)にとりかかっているから、上述の積分評価を得るまでに、3~4年の年月を要しており(ほとんどの時間は定数処理に費している)、この期間が長すぎる事が、断面積活動にとり、利用者にとって、大きな課題であると考えている。



<昭和60年原子力学会「核データ・炉物理」合同会合講演要旨>

核データ活動の未来像 - 若手からの提案 -

(5) その他

日本原子力事業(株) 総合研究所

吉田 正

これからの分野

JENDL3の完成により、高速炉・核融合の二次エネルギーからの核データの利用には、ほぼ十分な対応が可能となる。従って、今後新たに利用が生じるのは、加速器遮蔽、医療用線源、更には加速器増強、fusion-fissionハイブリッドなど、さまざまな分野からの核種、エネルギー、反応等が広い範囲にわたるデータとなる。核データではないが、レーザー濃縮に関連する、ウランのレベルや光断面積の詳細なデータ利用はぜひ満たされなければならぬ。近未来的には、ガス生成、放射化、放射線損傷、(α,n)線源など、在来炉周辺の、ややおぼろげにされていたデータ需要に対する対応が、現在検討されている<sup>1)</sup>。

PRなど

西独M.フランク研究所のH.V. Klapdor教授らは、ベータ崩壊の微視的理論を用いてOak RidgeのJ.K. Dickensらのデータを極めて良好に再現する崩壊熱計算を行った。結果のPRが良かったせいも、Nucleonics Week誌がこれを取りあげ(1984年10月4日号: p.4)、かなりのセンセーションを引き起した。数年前すでに、ベータ崩壊の大局的理論を用いて同様の結果を得ていたツグワ委崩壊熱ワーキンググループにとっては、成果のPRの方法を反省するきっかけとなり、現在独自の崩壊熱プログラムを作成へ向けて始動している。一般に核データのユーザーは保守的であり、ユーザーからの需要を後追いつくだけではなかなか新しい局面を開けてこない。核データの測定・評価者としては、潜在する利用を見つけ出し、新しいデータ、より精度の高いデータを、それを用いるメリットを明確にしたがらユーザーにつきつけて行くぐらいの積極性が必要である。その点でフランク研のグループは積極的だった。しかし、計算の詳細や基礎データを公けにしなるといふ点などで、米国の研究者を中心に強い反発もあり、崩壊熱WGとしても、彼らの主張を無視するにはできない<sup>2)</sup>。

データブック・付加価値核データなど

原子炉の設計現場に近いところに身を置いていると、核データに関わる大小さまざまな、多岐的で答えを急ぐ傾向にさらされる。こういう時有用なのが信頼のおけるデータブックであるが、JENDL評価のはしくれにいながら、あわせて引用するのがENDF/B-Vの米国のデータブックだったりする。ユーザーの求める情報が、先取りでもしたかのみに整理され見易くまとめられている<sup>3)</sup>。このように、評価済みデータを更に整理、編集することにより新たな価値をつけ加える、いわば付加価値核データといった考え方も今後必要となる。採集、核データユーザーが、今のパソコンでセンターから情報を引き出してくるという時代になればなおさらである。以上は主としてユーザーへのサービスに帰する事柄であるが、サービスだけが求められている訳ではない。蓋しわりでも地道な、学問的な努力を怠ると、すぐに底が干上がってしまう。この点で、大学におられる研究者の方々に我々が期待するところもまた大きい。

1) ツグワ委員会特殊目的データファイル検討小委員会 2) 秋山雅胤、核データニュース 1985年9月号 No.23 p.1  
3) EPRI NP-3787 "Summary of ENDF/B-V..." (1984)。国内でもJAERI-M 9715 "JNDC FP Decay and Yield Data" (1981) など利用し易いものも現れ始めている。

< 研究会報告 >

第2回 ソフトウェア研究会

原 研

秋元正幸

標記の研究会が昭和60年9月18, 19日の2日間, 原研東海研で開催された。本研究会は原子力の種々の分野で進められているソフトウェア開発をさらに活性化し, かつ研究者の知見を広める機会をつくるため横断的な研究会が有用であるとの趣旨に従って, 「炉物理研究会」と「原子コード研究委員会」の共催によって, 昨年に引き続き開催された。本稿では, 発表論文の要旨を紹介し, 会議の概要を述べる。

今回は, 原子炉の安全解析を含む原子炉熱流動挙動のソフト化に関する発表4件, 最近新型炉として注目を浴びている高転換加圧水炉に関する発表2件, 計算技術に関連して, 高速計算と図形表示に関する発表4件であった。特に, 二相流熱流動に関して, 米国アルゴンヌ研究所で二相流の定式化, モデル開発の研究を進め, 大きな成果を収めている石井護氏の招待講演もあり, 出席者113名と盛況で, 密度の高い討議が行われ成功裡に終わった。

松浦炉物理研究委員会長の挨拶では, 「シミュレーション万能」の誤解に墜落することなく, ソフトウェア開発を健全に生産的に発展させるためには, ソフトウェアの開発者, 評価者及び利用者の間に緊密な意見交換が不可欠であることが強調された。次いで, 以下の発表が行われた。

原子炉熱流動のソフト化

(1) 炉心伝熱流動研究とソフトウェア (株)東芝 原子力技術研究所 香川達雄氏

昭和57年に建設された試験ループによるBWR炉心伝熱流動に関する東芝の研究を中心に紹介があった。特に, 熱設計上重要な沸騰遷移(BT)予測の解析を例にソフトウェア業務の炉心伝熱流動研究への適用とその可能性が述べられた。将来研究の方向として, 物理現象を理解する詳細な実験に基づいた, 実現象に近いモデル作成や数値解析等のソフトウェアの充実と, これを実証する実規模試験とを両輪とすべきことが強調された。

(2) 軽水炉心損傷事故時の熱流動解析 原研 田辺文七氏

TMI事故のような炉心が露出して損傷していく過程を解析するために開発されたSEFDANコードの紹介と本コードの検証結果の発表であった。PBF炉を用いた燃料損傷実験の解析を通じ, 炉心露出条件下の燃料挙動を規定する主要因を明らかにした。即ち, 燃料棒ドライアウト点の高さ, 露出部での熱伝達, 被覆管における金属・水反応である。

(3) SIMMERコードと高速炉事故解析 動燃 近藤 悟氏

高速炉の安全解析に用いられる種々の計算コードのうち, 仮想的炉心崩壊事故の解析に使用されるSIMMERコードについて, その核計算及び流体力学モデル, 事故解析への適用例, 実験的検証の現状, コードベクトル化の現状等につき紹介があった。

(4) Fundamentals and Recent Development in Two-phase Flow Modeling ANL M. Ishii 氏

二流体非平衡モデルを中心に二相流モデルのレビューを行い, 今後の課題がいくつか示された。それらは, 流動様式と相界面積, 実験のスケール効果, 非平衡蒸気発生, CHF等二相流熱伝達, 蒸気爆発, 気-液対向流等に関する一般的に適用可能なモデル開発である。

この為には、これまでの研究によって蓄積したデータ・ベースの活用を図り、モデル評価用ソフト開発の重要性が指摘された。

高転換加圧水炉

(5) HCPWRの炉物理的向題点 原研 石黒幸雄氏

HCPWR について、その概要、炉物理諸特性量の子測精度、共鳴エネルギー領域の突効断面積計算法などの紹介と、炉物理上解決すべき向題点の整理がなされた。それらは、データ及び手法上の向題、転換比の向上、冷却材ボイド係数、HCPWRの制御性、出力分布の向題であり、目標転換比について議論された。

(6) HCPWRの熱的向題点 三菱原子力工業(株) 秋山美映氏

HCPWR では水対燃料体積比を小さくする(燃料棒間隔:1~2mm)稠密格子炉心が用いられる。これによる出力特性に影響を与える因子の検討と今後の課題が示された。今後の課題としては、DNB特性の把握、工学的因子の把握、炉心構造に対応した計算コードの開発、事故時冷却性能の把握、炉心およびプラントの最適化である。しかし、これらは在来PWRの経験の類推であり、炉型に密着した試験・研究の必要性が強調された。

高速計算と図形表示

(7) モンテカルロ・コード高速計算の向題点 原研 浅井 清氏

中性子輸送モンテカルロ・コード高速化を、ベクトル処理、スカラ・パラレル処理、ベクトル・パラレル処理の3つの処理方法について説明があつた。ベクトル・パラレル併用のプロセッサ・パイプライン・システムが、従来のコード利用技術を継承し、かつ高速計算処理可能なシステムであることが示された。モンテカルロ・パイプライン付のシステムでは、現在の数10~100倍の高速処理が可能になるという。

(8) ベクトル化数値計算技法 富士通(株) 徳永康男氏

ベクトル計算機の特性を最高度に利用するためにはプログラミング技術だけでなく、数値解法の変更を含む書き換えの必要性が示された。これらを踏まえて行われたベクトル化の効果が具体的に示された。

(9) プラント状態表示用図形編集システム 原研 大久保収二氏

グラフィックディスプレイ上で図形を編集、表示するプログラム Graphic Synthesis System を開発し、その特徴が報告された。図形は作図指示データと呼ばれる言語形式で記述される。原子炉プラントの事故状態表示に利用可能であり、その汎用性から、原子力の他の多くの分野での図形表示にも適用可能であることが強調された。

(10) ビジュアル・シミュレーション技術の原子力分野への応用 (株)三菱統研 三輪建夫氏

ラスタ方式によるカラー表現、しかもアニメーション手法による、熱流体の温度のカラー表示と、原子炉プラントの安全解析用シミュレーションのビジュアル化の紹介が行われた。これらの表示の最大の利点は、体系全体のマクロ的挙動の認識が有効にできる点にあることが強調された。

佐野川原子力コード研究委員会長の御会の挨拶では、炉物理の分野では計算コードの完成度は比較的高いが、炉工学の分野では、乱流、二相流等まだ完成度の低いものが多くある点が指摘された。これらの完成度を高かめるためには、種々の実験結果を謙虚に受け止めて計算コードに反映させていくことが重要であると強調された。

< 国際会議報告 >

OECD・NEACRP第28回会合のトピックス

松浦 祥次郎(原研) 白方 敬章(動燃)

NEACRPの第28回会合は、スペインのマドリードで1985年11月4日～8日に開かれた。今回の会合は、スペインのJunta de Energia Nuclear(JEN)のR.Caroがホスト役を引受け、M.Salvadores(仏)が議長を、P.Garvey(加)が書記を務めた。会合は、前27回会合で予定され、あらかじめ通知されていた議事予定に従って進められた。本稿では、今会合の技術セッションに予定されていたトピックスに対して各国から発表された論文および討議の概要を述べる。発表された技術論文の総数は、60編であったが、このうち我国からのものは、16編を数え、昨年と並んで我国の炉物理研究活動の活発さを参加国に印象づけたことと思われる。

1. 新しいトピックス

(1.1) 3次元決定論的輸送計算法の現状と今後の役割り

(Sn法、ノーダル法、有限要素法等)

ここでは我国からの6編を含む10編の論文が発表された。西独はNational Paper(L-285)の中で、2D Sn-Code DIAMANTZと1D拡散法との合成による3D輸送問題へのアプローチがよい結果を与えること、また3Dノーダル法の開発状況を示した。A-704(スウェーデン)は、POLCA-3を改良しPOLCA-4をつくったこと、この中で特にアルベド計算に工夫したことを述べた。日本からの論文A-705～A-710では、A-705で2重有限要素法によるコードの開発状況を、A-706,707,708でそれぞれdiscrete ordinate codeであるBERMUDA-3DN, TRISTAN, TRITACの方法及び特徴を示した。A-707は、さらにTRISTANのストリーミング計算の能力を実験値との比較で示し、一方TRITACの拡張及び応用計算結果がA-709,A-710に示された。

英国はA-711でMARC/PN codeについて、非等方散乱の取扱い及び結果の図形表現の改良点を示した。仏の論文A-712は2D-Sn code BISTROの加速法の改良と、その結果のDOT code計算値との比較を示したものであった。

議論の中で強調されたのは、3D codeの有効性を示すには、ray-effectや非均質効果に対する計算能力が端的に示される例題が選ばれるべきであった。

(1.2) 反応度測定への空間動特性の適用

この問題については、5編(A-713～A-717)の発表があった。A-713(米)はZPPRでの反応度測定法を示し、異種燃料ゾーンを含むZPPR-13Cには空間-時間効果がはっきり示されることを述べている。A-714(ソ連/オブザーバー)は臨界集合体と動力炉BN-600におけるインバース・カイネティックス法とパルス中性子法による測定値を示し、A-717(仏)はMASURCAの非均質炉心RACINE IFでの測定結果を示した。RACINE IFの例では、空間的効果

は、明かであったが、空間-時間 効果は小さいものであった。ZPPR-13C のような特別な異種領域を含む炉心以外では、空間-時間 効果は重要なものではないであろうとの議論があった。

このほか、A-715 (米) で Mihalczko の方法による反応度測定法が、また A-716 (仏) でフィードバックモデルと重みづけ補正を用いた PWR の制御棒測定法が示された。前考については中性子源と検出器の相対位置関係に注意が必要であるとの議論があった。

ここで示された方法は、原理的にはいずれも古いものである。しかし、データ処理装置の発達や、計算値の援用が新しい可能性を開き直したとも言えるものである。この種の見直しは、かつては測定装置の不十分さのために見捨てられた手法の再生の可能性につながるかもしれない。(1.3) 高速炉における幾何形状に起因する局所非均質効果の解決

このテーマには 3編 (A-718~A-720) の発表があった。A-718 (米) は過去 10 年に渉る中心反応度価値の測定を総括し、「その計算-測定間差異はほぼ解消されたが、円筒形状サンプルについては未だ数%の差異が残っている」との現状を示している。A-719 (日) は FCA における軸方向非均質炉心の実験と解析結果を示した。A-720 (仏) は制御棒の非均質効果を摂動法を用いて補正する手法を示し、詳細な輸送計算法と良い一致を得たことを述べている。

(1.4) 原子炉の中性子雑音の利用(機械的原因による雑音は除く)

ただ 1編の論文 A-721 (米) のみが提出された。これは、この数年において 6種の ZPR 炉心でなされた  $\beta_{eff}$  測定値をまとめたものであった。最近の ENDF/B-5 において U-238 の遅発中性子の平均発生数がやや大きくなっているが、C/E はこれにより良くなることを示している。

(1.5) ガンマ線及び中性子源モデルの特別な利用

これも A-722 (米) 1編のみであった。これは炉の中性子ビーム管から引き出される中性子束をモンテカルロ法で計算する手法を示したものであった。なお、このトピックに関連して、我国の National Paper により、KUR におけるファントムを用いたボロン濃度測定法について紹介した。

## 2. 前回会合より持ち越されたトピック

(2.1) モンテカルロ法による全炉心計算モデル

3編の論文 (A-723~725) がこのトピックに提出された。A-723 は特にピン/プレート不一致問題を解決すべく、CADENZA 炉心と ZPPR 炉心の解析を進めている現状を述べているがまだ最終結果には至っていない。A-725 は

MONK code と WIMS F1 data を用いて 7%濃縮燃料のベンチマーク格子を解析した結果を示していた。これによると U-238 の吸収が小さすぎるのではないかと考えられている。同様の結果を Golineri (仏) も  $UO_2/H_2O$  格子で得たと述べた。一方、A-724 は極端な臨界計算を行う場合に、固有値と標準偏差の評価に生ずるバイアスについての議論であった。

(2.2) 稠密格子の炉物理問題

7編の論文(A-726~731及びL-286)によって議論されたが、このうち3編(A-726,727及び731)はスイスEIRでなされたPROTEUS実験に関するものであった。

A-726(スイス)は種々の方法とデータのセットによるPROTEUS実験の解析をレビューしたものであるが、これによれば通常のLWR用計算手法は稠密格子解析には不十分であるとされる。A-731(スウェーデン)はCASMO codeによるPROTEUS実験の解析結果を示していた。A-727(日)は、ダンコフ因子の一般的取扱い法を示したものであり、この方法によってPROTEUS実験のような非均質体系での実効共鳴吸収を等価単位格子モデルより正確に計算できることをモンテカルロ計算との比較で示している。A-730(仏)は高転換PWRに関する仏のR&D活動を示したものである。過去12カ月間にEOLE炉を用いてERASME計画の第1次計画を完了したこと及び今後の計画について述べている。一方、A-729(日)はFCAを用いる原研の実験計画を述べている。L-286(西独)は高転換PWRについてのKfKの炉物理研究をまとめたものであり、FBRの計算法を改良した方法と1次元衝突確率法コードWEKCPMでSNEAK集合体の $K_{eff}$ 測定値を十分に解析できたと報告している。

本テーマについては関心の強いメンバーが比較的多く、かつERASME計画での実験(仏)、PROTEUS実験(スイス)、FCA実験の進捗が期待されるので、課題の対象を中速中性子体系の炉物理として次回会合でも議論を継続することとなった。

#### (2.3) 中性子源の物理モデル(研究炉、核破砕加速器等)

このテーマではA-732~734とL-285,L-288が提出された。A-732(米)は新施設として考えられている200MWの研究炉の案を示すもので、その反射体中での熱中性子束ピークは $5 \times 10^{15}$  n/cm<sup>2</sup>·secを目指している。また、L-285(加)はチョークリバー研究所のNRU利用のための中性子工学モデルを示していた。このほか、核破砕加速器計画がA-733(スイス)によって述べられた。これはSINサイクロトロンからのビームを利用する計画であった。また、L-288はJRCにおける核破砕加速器の提案を示すもので、これは以前計画された米国のFMITに比してdpaで10倍の能力を有すると評価されている。A-734(米)はIPNS施設における時間依存の中性子束を計算するためにモンテカルロコードVIMを応用することを述べたものであった。

次世代の高中性子束源として、原子炉か核破砕加速器か興味のあるところであり、評価因子に関する議論がなされた。

#### (2.4) 核融合ブランケットの物理モデル

6つの論文A-735~739及びA-741が提出されたが、このうち4つは日本からのものであり、さらに米国からのA-741はFNSを用いた協同実験に関するものであった。A-735(日)はトリチウム増殖比を最高にするためのブランケット構成を理想的な条件で追及したものであり、A-736(日)はブランケット解析においてどの核データの不確定性が最大の影響をもつかをしめしたものである。A-737(日)とA-738(日)はベンチマーク実験結果で、前者はリチウ

ム球体系の、後者は板状体系の中性子工学的データを提供している。また、A-739 (EC) は第1壁の誘導放射能に関するデータを与えるものであった。

(2.5) 炉の構造の変化による反応度フィードバックの計算

唯一の論文 A-740 (仏) は、PHENIX の反応度係数に関するもので、燃料棒の湾曲によって反応度フィードバックが生ずる証左は何もない事が述べられている。

(2.6) 熱中性子炉及び高速炉の高度化燃料サイクル

小型の固有安全 LMRS に関する3編の論文 A-742~744 が米国から発表され、LMRS の着眼点は金属燃料を用いて燃焼度の高い小炉心をつくり、安全性、経済性、資源有効利用を改善することにあることが主張された。このほか、カナダから CANDU 炉の高度化燃料サイクルの、また日本から ATR の Pu 利用特性の論文 (A-744) が示された。西独と仏はいずれも LWR における Pu 利用について発表した。この中で仏は論文 A-745 で 1988 年に 8トンの、1992 年以後は 85 ~ 100 トンの Pu を LWR にリサイクルすることを述べた。

(2.7) FBR における燃焼による反応度ロスの研究

日本から A-746 によって、JOYO MK-II 炉心の燃焼反応度変化の解析に U-238 の吸収と Pu-239 の生成との間の時間差を考慮することの効果が示された。一方、英国からは、PFR の10年間の反応度履歴が発表され、運転中の反応度ロスについての C/E は、約 0.92 であることが示された。また、仏からは、反応度評価における FP の取扱い方による効果の検討結果が示され、PHENIX の照射済燃料を用いて高燃焼度における Cs の移度について実験が進行中であることが述べられた。

紙面の都合で、討議内容は余り書けなかったが、総じて「何が新しい知見か」に関心が高いことを感じるとともに、単なる情報交換や研究ニーズの表明のみでなく、これまでの知識、経験のシステムティックな有効利用の仕組みをつくりだすような作業が炉物理コミュニティにとって重要ではないかとの感想をもった。

最後に、次回第29回会合(予定:1986年9月22日~26日 於チヨークリバー)のためにとりあげられたトピックスを付表に紹介しておく。新しいトピックスとして4つの課題があがっている。1.1は反応度の尺度となる $\beta$ について新しい測定値について検討したいとするものである。1.2は核燃料サイクルのための臨界安全評価が各国で改めて問題となっていることに関連して、data banking を考えてみようと言うことから採択された。1.3は動力炉燃料の高燃焼指向に伴って重要さが増して来た FP data について再検討しようとの趣旨であり、最後のテーマは IAEA や米国その他で話題となっている本来的に安全性の確保される炉概念を議論の対象としている。継続して議論の対象とするトピックスとしては 2.1~2.6 の6課題が採択されたが、このうち2.5は tight lattice の問題を中速中性子領域に視点をしぼり、炉型としては軽





< 国際会議報告 >

1985 Santa Fe 国際会議に出席して

近畿大 堀部 治

この会議は核定数に関する国際会議で、これの学問的報告は既に他でなされており、ここでは印象等について一部の報告をする。Santa Fe は1609年より 1824 年まで Spainの Indian 統治と宣教の中心地として発展した町。現在、米国最古の都市で 1912 年 47 番目の New Mexico 州に於ける人口 6万の州都で、近くには Los Alamos がある。

Albuquerque 空港よりSanta Feに向かって一路北東に60マイル、夜のハイウェイを定期バスは進むこと約二時間、我々三人は終点まで行き、降りた所は薄暗く夜目には定かでないが、何となくマニラの場末の雰囲気似ていた。それは共に十七世紀から数世紀間 Spain の支配下に有ったためであろう。宿、シェラトン・インには、既に夜も更け十時頃玄関に入る。木造の古い造作である。一夜明け、十時頃、朝食後会場に出掛けることにした。玄関を出ると小高い丘の上で、左前方には、何んと殆んど目の高さに、遙か遠く白雪を戴く山が白雲に見え隠れして横たわて居る。これは七千フィートの高地に居るからであろう、右前方にはや、眼下に遠くSanta Feの町並が盆地に広がっている。周囲は半砂漠の土地である。扱、歩行者は全く見当たらないが意を決して歩く事にした。途中、一人の男の歩行者に会い“Good morning”と挨拶され慌てて返礼する。地図を見ながら進む、只一人で人気なく、死の町の様である、日曜日の様かも知れ無い。San Francisco 通りに来たら人と車の往来が増え始め、横断して進む。再び静かになり、こんもりと緑の並木に囲まれた広い通りの側に意外と早く会場を見付ける。時計を見ると、未だ十一時過ぎ。時を費す為に附近を見物する。近くには、最も古く 1610 年に設立された教会があり一見普通の建屋と変らない。街の建屋はどれもが日干し煉瓦の平屋根の茶一色のムーア建築様式で、目につく看板がなく、近くまで行かないと分らない。二時頃に引き返し、登録を終わる。次第に人も増え日本からの参加者も見えて来た。ポスター貼りに掛かる、我輩のポスターは掛軸式で、途中厄介な荷物だったが、上部を固定、広げて済む。反対側は相沢氏で綺麗なポスターを貼りつけており、隣りはバーミンガム大学の人でポスターを、薄茶色のテープを引きち切つて貼り付けており、余りにも見苦しいので小生のセロテープで貼り代えを手伝う。ポスターはJA01-JA39は別室に、JA40-79、JB01-64、JC01-51は会場周辺に林立して置かれ、見る気がしないほど多い。指定通りの大きさの文字は以外と少なく、中には、A 3 程の用紙に、小さな文字の 2, 3 枚程度のポスターも見られた。五時から会場で Welcome mixer が開かれ、終了後、皆とプラザ近くのメキシコ料理店にて会食する。

13日、月曜日、道に迷い、開会式に遅れる。会議では専ら図表に頼るのみ。三時半から一時間のポスターセッションには、大勢の人が来た。質問には一応、何とか無事対応。夜はひっそりとした道路ぞいに孤立せるムーア建築の古い教会にてレセプション。mariachi 音楽の演奏を楽しみながら、交歓する。16日、木曜日、午後、Los Alamos National laboratory 見学。正午、北西30マイルに在るLANLにバスにて出発、弁当を車内でとる。途中から松に似た木立の見られる山合いの道を登り詰め一時間程で着く。各施設は分散しており、まず、Weapons Neutron Research/Proton Storage Ring の見学。コントロール盤の説明を受け、PSR の地下道に入る。十角形の ring と magnet は頭上の天井から釣り下

げられており、750 マイクロ秒のパルス状の平均1 mA 800MeV protonが入射され45Amp になる、これに困り 1マイクロ秒以下の強力な pulse protonsが得られる。pulse magnetと偏向 magnetで下方に導かれ、地下の#1 target に衝突し、time of flight energy 測定に対して、十分に短い high intensity pulse neutronsがえらる。targetの上部床上は厚い遮蔽で囲まれた hot cave で、magic handが取付けられていた。time of flight path tubeが数本が床下から外部に伸びていた。現在未だ付帯設備が工事中。更に多分PSR の上部床上と思われる所も同様であった。次はバスにて、Antares, inertia confinement fussion facilityの見学に向かう。炭酸ガス・レーザに因る加熱。蒸気機関車の様に大きなpower amplifier が二組みあり放電は電子銃にて行なわれる。target hall は別棟で島の様に周囲と仕切られた所に装置が置かれていた。更にバスで、最終のLos Alamos Meson Production Facilityの見学に移動する。講堂で説明を受けたのち、先ず階段を上って、injection roomの廊下に入ると750kV の初段加速用、cockcroft 高電圧装置が窓から見られ、続いて二段目の加速部に至り見学す。ここは drift tube type のlinac で buncher とよばれる rf freq. cavityにより proton が100 MeV まで、更に三段目の加速は side coupled cavity のlinac で、最も長く、地下9 m 長さ 731 mにて800 MeV まで加速される。beam intensityは平均1 mAである。続いて各種の実験が出来るように、beam switch yardがあり、experimental area は幾つもあって、meson の測定 area A を高い二階から見学する。大きなmagnetをもった測定装置が幾つも見られ、夫々について説明を受ける。control room は beam switch yard の近にあり、ここから加速器の正常運転をcomputer で制御しており 8500 以上の信号と命令回路がある。以上で見学を終わり、バスでbanquet 会場の community center に向かう。起伏の多い、深く切り込んだ谷の見られる山の上の町で、Santa Feより300 フィート高い。開宴時間の7時まで、近くの Fuller lodge にて cocktail party が開かれる。近くにみすばらしい木造の低い家がありこれが何んと博物館とのこと。入場無料、入って陳列品を見る。この地域の先史時代からの歴史を順に展示してある。1943年頃の原爆開発当時の関係写真も見られた。左側の一室では書籍を販売しており、色々な興味ある本が多く揃えられていた。banquetは 9時頃終わり、バスにて各宿まで帰る。会議は17日、金曜、午前中までで、自由な一時間のポスター・セッションの受持ちを終わり、午後取り外す。閑話休題、TAOS見学、快晴。正午前出発、附近には八箇所に Pueblo Indianの居留区が有り途中、2, 3の Indian の居留地を訪ねながら往路は景色のよい山道を選らぶ。左折して緩かな川沿いの道に登る、次第に緑は無くなり小高い丘に建つアドベ作りの高い一軒家の所で小休止。遠くに白雪を頂く山々が見え広大な見晴らし。山道に登るににつれて眺めは益々広大で、半砂漠のなかに巨大な奇形の岩があちこちに見られ、蛇行しながら坂道を進む。高度は7500フィート程であろうか。途中から草木が茂げりはじめ、馬の遊牧がみられる。更に進むと、道の両側に数軒の農家と店屋がある。飲食物を仕入れ、出発すると直ぐ下坂で、しだいに悪路となり、大きな水溜りで車はエンストすること2回。再び、松に似た木の多い山道を更に登って行くと、前方から乗用車が下りてくる。悪い予感があたり、尋ねると不通とのこと。止む無く方向転換して、小

休止。元の路を途中まで引き返えし、ハイウェイに出る道を取る。そのうち、ハイウェイが見えてきた、Espanolaの町である。右折してハイウェイの流れに乗る。左側は一段と低く、Rio Grande川があり、緑の平野である。右側は半砂漠の荒地で、地勢はこの道を挟んではっきりと区別されている。平坦な道をトレーラー等大型車の多い列が延々と続いている。途中、これらの列と別れる。右側は次第に山が迫ってくる。山肌は大きな岩石で、中には、見るからに不安定な平衡岩もある。更に進むと、山裾に差し掛かり、左側はRio Grande川に近い。左にカーブしながら山合いの道に入る、ここを過ぎると、また景色は開け、左側は再び、大平野で前方には新たに白雪を戴く山並が見える。右側は灌木の点在する緑の丘陵地が広がっている、ここからは坦々と、この様な眺めの連続である。TAOSの町についたのは四時頃で、あちこちを慌しく見学する。十字路の一角には木造の古い土産物店が低い軒を運ね、店内には手工芸品が目につく。ここでも看板が少なく、食堂を捜すのに一苦労。TAOSのIndian集落の見学は五時まで、更に東へ約三軒の所にある。時間が無く急いで向かう。高い山の裾に位置し、内部は小川を挟んで南北に別れている、南は外観だけ、北は数階建のテラスの有る日干煉瓦の集合住宅もあり、内部まで入って見ることができた。早々に切りあげ、帰途につく。途中、RIO GRANDE GORGEの立札の所で休む。道路より一段と低い一面緑の中に切れ込むRio Grande川の縁が深い谷の様に見える。太陽は既に傾いており西側の縁は黒ずんで見え、地の果てまで続いている。TAOSの方向を見ると白雪を戴く連山が遥かに見える。しばし、景観を満喫し再び出発する。山合いの道に入る、三叉路で道を間違え、立直して行くと右は直ぐRio Grande川、左は山が迫っている。ここで又休む。川面は増水して吊橋の床を洗っている。往路と同様、ここからは平坦な道をひたすら走る。途中、駱駝の形をした珍しい岩を見付け、入って行くと追返され、別の所で一服し、7時過ぎ薄暮のSanta Feに着く。

扱、これまで、このような会議には出席した事は無く良く分から無いが、今回は核反応等の理論的講演、研究報告が多く、次の新しい段階に来ている感じを持った。実験の方も、PSRにより得られる強力なhigh energy pulse neutron sourceにより新しい発見、精細な知見が期待されるであろう。正に強力なweaponで、自然科学のすべての分野に跨がる研究が可能な様計画し準備されている。就中、short lived isotopesに関する諸々の研究に就いては新しい知見が予期される。これ等の予期される利益に因り、LAMPFの運転に要する37 MWの動力も正当化されるであろう。

Santa Feの町は未だ、十七世紀の様相を止どめており、非常に質素な無駄の無い町である。これを支えているのは地域住民の内面的宗教的価値観では無からうか、又は、歴史的文化的観光都市としての政策から来ているのか、僅か一週間の滞在では分らない。広い国で未だこの様な町が多くあるようで、単に、東海岸や西海岸の都市だけが米国ではない。日本では至るところ無駄が多く電力、紙の無駄は目にあまる。確かに日本は先進国である、而しそれは工業化の其れでしかない。外面的物質的価値観のみに支えられた国家、それは歴史的に見て新しい実験国家なのか、それとも歴史的に見て実証ずみの滅亡を辿った国家なのか、そんな事を調べて見たいと思いながら帰途につく。

< 国際会議報告 >

未臨界度モニター開発に関する討論会報告

名古屋大学工学部 仁科浩二郎

1. まえがき このパネル討論会は1985年8月下旬開催の未臨界度測定ワークショップ(Subcritical Reactivity Measurement Workshop: 米国ニューメキシコ州アルバカーキ市。当連絡会ニュース Nos. 3, 4参照)の最終日に2部に分けて開かれた。第1部が「安全課題に対する各測定方法の実用性」、第2部が「これから何をすべきか--将来の活動」であった。そこでは臨界警報装置への発展も含めて現場志向反応度測定法が討論されたので、便宜的に表記の名称で呼んでおく。

ところでこの要請に応えるために検討される測定方法や理論は、当然原子炉の運転中や停止時の反応度決定法と共通点があり、まさに我々の従来の炉物理の延長線上にある。この討論会ではモニターを通して我々炉物理屋が臨界安全という当面の社会的課題ないしは境界領域にいかに関与するか可能性が示されていたと思う。各々の討論会での内容は、与えられた上記の課題から脱線気味だが、これは未だこれら課題について結論を出す段階でなく、まずさまざまな要請を抱える現場からの人々が認識を確め合うので精一杯であったということであろう。以下2つの討論会をまとめて報告する。

かつて当連絡会では1976年秋の分科会に前後して、住田、金子、松浦、中野らの各先輩が大きな負の反応度測定法についてアンケートをとられ、各研究炉担当者が採用している方法を一覧表にされた(学会和文誌 Vol. 19, No. 6, 382(1977))。誠に先見の明ある処置であったが、当時経験不足の筆者は十分に協力申上げられず、今にして思うと残念である。以下の文で多少なりとも理合わせをさせて頂く。なおこの討論会を含む4日間全体のワークショップについては、学会和文誌の「談話室」に投稿済みである。

2. 当ワークショップ開催の背景 何故いまアメリカでこの問題が採り上げられるのか。全貌は筆者には掴みきれない。他の出席者でワークショップ開催前夜にこの負向を察している人もいた。しかし討論会中の発言の限りでは次の通りである。まず現状では核燃料処理工程、燃料貯蔵庫、使用済燃料プールなどで、「反応度」の物指して中性子増倍を把握しているところは殆ど存在しない。単なる検出器計数、または中性子束の値で判断しているとみられる。これは技術の未成熟という理由のほかにも経済性もある(D.R. Finch, デュポン)。そこで各現場は安全裕度を見込むことで済ませてきた(D. Smith, ロスアラモス)。

ところが、①技術の進歩から未臨界度モニターの可能性が人々の口により(Busey, DOE)、②しかも経済的にも満足のものかもしれない。③膨大なデータ処理機能を持つプロセッサも今や現場向きにコンパクトなものを入手できる(Dowdy, ロスアラモス)。④いま原子力分野で事故を起すことは何にも増して非経済的であり、モニター開発のコストなど軽く超えてしまう。しかも⑤ Public acceptance をこの上なく損う(Busey)。⑥さらに原子力分野における世代交替が進み、臨界のニワさを知らない世代に代りつつあるので、モニターによって臨界安全を確保したい(Elliott, DOE)。⑦米国といえども使用済燃料貯蔵場所が涸渇して来たので、経済上の要請として安全を確保しつつ場所を節約したい(D.

Smith)。以上が少なくとも *Motivation* の一部である。

Sweden から出席した *Sjöstrand* 教授は、UF<sub>6</sub> 転換工場や燃料貯蔵庫の例を挙げ、現在の安全対策は十分だが、モニターがあれば大変便利であると述べている。

3. モニターに対する期待 モニターがあれば、一般的に臨界に対する安全マージンを定量化し、任意性の入り込む余地をもつ保守主義を抑制し、一様なマージンを見込んだ臨界安全管理が可能となるであろう (*J. T. Thomas*, オークリッジ)。また臨界管理担当者の中で、核的祭想の訓練を受けていない人々に対して、モニターによって臨界または増倍率の概念を明確に示せる意義は大きい (*Walston*)。

具体的な適用例としては①使用済燃料貯蔵スペースを稠密化する時のモニター (*D. Smith*)、②使用済燃料の燃焼による反応度減少を明確化する事で経済効果を上げる (*Bidinger*, *MRC*)、③溶解槽に適用すれば必要以上の吸収材使用を避けることができる。再処理工程に対する適用の手始めとしてこれが最もよい (*D. Smith*)、④TMI-2のように燃料が壊れて混合している場合、燃料を動かすにあたって反応度変化をモニターできれば、必要以上の安全手順を省ける (*R. Long*, *GPU*; *Walston*)、⑤燃料貯蔵庫 (*Storage vault*) のうちで燃料の出入りの激しいものに対して燃料移動のたびに反応度をモニターしたい (*Elliot*) などがあつた。

また炉外管理でなく原子炉の臨界近接実験においても、臨界達成以前に反応度を決定できれば、近接途中のデータが有効に活用できると指摘された (*J. T. Thomas*)。すなわち未臨界集合体しか持たない我が国の大学においても、反応度に関する実験ができることも意味する。また原子炉の運転管理において、燃料装荷作業を簡素化できると指摘された。

4. モニターに対する仕様上の要求 以下3人の人達の発言を列挙する。相互に矛盾するものもあるが了解されたい。

- ①素人に使い勝手が良いこと、例えば出力データが解りやすい、②校正が容易なこと、③頑丈で信頼性が高いこと (以上 *Whan*, ニューメキシコ大学)。
- ④ *Fail safe*, ⑤偽のアラームを最少限に、⑥モニターの限界を担当者に理解させること、⑦小型で可搬、⑧精度上の要求 (例えば  $k = 0.6$  で 20%) を満たす、⑨低コストで大量生産可能、⑩耐久性 (以上 *Busey*)。
- ⑪早い応答 (15秒以内に  $k$  を決定)、⑫長期的目標としては大きな空間 (300 m<sup>2</sup> 以上) をモニターできるように、⑬30日以上目を離しても作動に異常がない。⑭モニターが原因で放射線障害を招かぬこと (*Finch*)。

5. 技術上の問題点、および特徴 以下大変詳細かつ断片的だが、討論会での発言なので止むを得ない。各種の指摘を列挙する。

- ① *Feynmann- $\alpha$*  実験 (特に高速中性子系の) でゲート巾と不感時間が同程度になるのに注意。これは見かき上頁の相関をもたらす (*Vincent*, *AWRE*)。
- ② *Inherent source* が体系中に存在することを解析上注意し、活用する (発言多岐)。
- ③2個の検出器があれば (#1, #2), 中性子源増倍の原理により、系の臨界近接に伴い、各々の計数  $C_1, C_2$  は増加し、 $C_1/C_2$  は1に近づく。この情報だけでもモニターとして十

分な場合が多い(Levine, Penn. State Univ.)。

④ PacilioのAdvances in Nucl. Sci. Technol. Vol. 11, 1979の記述は大変Elegantに未臨界増倍系の振舞をまとめてある。ただし高次モード効果と不感時間の影響については記述がない(Dowdy)。

⑤ Feynmann- $\alpha$ 法で求まる $k$ が、Monte Carlo法で算出される $k$ と同じ量かを検討して大変な時間をかけた(Dowdy)。

⑥ Monte Carlo法の結果はしばしば実験と合わぬばかりか、使い方によっては基礎方程式と矛盾する。またMonte Carlo法の結果と関連してbiasという言葉を使うのは混乱を招く。これらには注意が必要だし、教育の問題である(J. T. Thomas)。

6. 本ワークショップに対する評価と今後の態勢 ニニで種々のモニター法候補が紹介された事に対しては、大変良かったという発言がいろいろあった。各user候補者は自分の課題に向きそうな方法を頭の中に収めた模様である(Elliott)。このワークショップが扱った分野の固口は適切な広さである、引続き次の機会に開いて欲しいとか(Elliott)、使用する検出器に関してモニターを希望する(Brunson, ロスアラモス)などの声もある。多数の方法の中では、中性子源増倍法と雑音法(Mihalczgo法を含む)が人々の口の上を二つ多かった。

一方、何10ドルの程度まで測れそうに見えるとはいうものの、ニニの発表では源の型、検出器位置、寸法、数、増倍系の形状が注意深く選ばれている。才1段階としては結構だがこれから更に現場向きに適合させねばならない(Lewellen, DOE)という妥当な指摘もあった。この適合化に要する費用が大きい(J. T. Thomas)ニとは大勢として覚悟している模様である。たゞ予算の見通しについてはやりくりをしなければ難しい(Koelling, DOE)とされ、user候補者からの援助を求める声もあった(Finch)。

今後DOEとしてのニニの件の活動の中心は、経験および装置開発の状況から、ロスアラモスのDowdy(Advanced Nuclear Technology, LANL)に頼むことになった(Busey)。Dowdy自身は、どうか個々の方法を試しにロスアラモスへ来て、臨界集合体を使って欲しいと呼びかけていた。

7. 結果論的なモニター有効性の検討 過去の臨界事故の当時、もしモニターが存在していたら果して有効に防止し得たろうか、という興味ある考察がD. Smithから述べられた。これには、問題箇所がモニター設置場所として建設の際に採り上げられたろうかという考察が含まれている。その結論は次の通り(事故の年月は、館盛ほかJAERI-M 84-155(1984)を参考にした)。

① Y-12, 1958年, No. ② Los Alamos, 1958年, Yes. ③ Recuplex, 1959年, No.

④ ICPP, 1978年, Yes. ⑤ Wood River, 1964年, No. ⑥ Windscale, 1970年, Yes.

アドリブ的な発言で受取る側にはそれなりの配慮が必要だが、このNoの例についてはモニターで解決せず、むしろ臨界管理システム全体の改訂が必要なことを意味する。つまり当然ながらモニターは万能薬ではない。さらに、これまでに起つたニアミスに対する分析も重要(Clayton, バテル; Dowdy)という発言には賛成である。

8. 我が国での活動に関する提案 Dowdy も発言していたが、炉物理屋にしてみれば、一体どういう現場でモニターを必要としているのかももっと具体的に知らされないと、方法選定、精度検討の議論が空回りしてしまう。つまり、対象とする系の幾何的形狀、長の範囲、要求精度などが使用場所別に知りたりのである。それが明らかになれば、次に勅燃の山名元氏の発言の如く、その各々に対して考えうる方法の候補を *list up* し、系統的に評価して、有望な方法を育てていくべきである。このような一連のアクションに必要な情報が、現在我々には欠けている。アメリカからの情報は、これ以上あまり具体化しないのではなにかと感じる。我が国独自の情報交換が盛になることを期待したい。

(1986年1月6日記)

《お知らせ》

ANS Topical Meeting on Advances in Reactor Physics  
on Safety への Invited Paper の提出について

米国 Rensselaer Polytechnique Institute の R.C. Block 博士から京大炉・柴田教授宛に、本年9月17~19日に New York 州 Saratoga Springs で開催される予定の Topical Conference in Advances in Reactor Physics and Safety に日本の原子炉物理研究の現状を紹介するスピーカーを推薦してほしい旨の依頼状が参りました。

これを受けて松浦祥次郎(原研・炉物理委員会委員長)、平川直弘(炉物理連絡会委員長)、竹田敏一(大阪大学、Saratoga 会議出席予定)の連名で、"State of Reactor Physics in Japan" という論文を提出することとし、Dead Line (86年1月20日)に間に合うように Summary を発送しました。

(文責・平川直弘)

< 国際会議報告 >

第8回 研究試験炉濃縮度低減化国際会議報告

京大原子炉実験所 神田啓治

- 1、 日 1985年10月14-16日  
1、 場所 オランダ・ペッテン原子力研究所  
1、 主催 IAEA, EC, ANL/RERTR

1、 出席者 (公式登録者 109名, 第1表参照)

日本からの出席者

阪大	住田健二	教授
京大	神田啓治	助教授
原研	亀井和夫	核燃料管理室長
	土橋敬一郎	主任研究員 (炉物理研究室)
	数土幸夫	副主任研究員 (研究炉開発室)
	原見太幹	副主任研究員 (リスク評価解析)
	島川聡司	研究員 (JMTR計画課)
日商	高橋昭浩	原子燃料第2課長

1、 発表論文

36編	口頭発表	22編 (この内日本 3編)
	ポスター発表	14編 (この内日本 3編)

1、 全体的印象

- (1) IAEAガイドブックの編集会議が前週で終了したこと、低濃縮化が各国で路線に乗ってきたこと (特に冒頭のアッセルスタイン・NRCコミッショナーの発表) などから、これまでと違ってあまり“活気溢れるという感じ”ではない会議となった。
- (2)  $U_3Si$  及び  $U_3Si_2$  の照射研究は着実に進み、サンプルの相互乗り入れ、研究者の交流などが行われたことから、比較的同傾向の結果が発表された。
- (3) 炉心変換の努力が各国で着実に進んでおり、かなり細かい内容の発表が多かった。一般的に濃縮度低減化の方向で足並みが揃っていた。



- (4) 代表的燃料メーカーであるCERCAとNukemが共同で、燃料加工及び検査の標準化について文書による提案があった。内容は一段と進んだと評価できるが、両社が競争者(コンペティター)という印象が薄らいたこと、実行の過程で経済性の問題が現実化してきたこと、などを感じさせた。
- (5) 日本の検査の厳しさについて幾つかコメントがあったが、暗に必要以上に厳しいのではないか、経済性も少しは考慮すべきだと指摘しているようだった。
- (6) 米国が9月に発表した濃縮SWUの値上げ問題は各国にかなり混乱を与えていた。公式の説明はなく、単に経済上の問題であるとしかコメントはなかった。
- (7) それと合わせて、 $U_3Si$  (又は $U_3Si_2$ ) の再処理問題がもたもたしていることへの不満が多かった。これに対しても明確な説明はなかった。  
(ちなみに米政府からは、NRC・2名、国務省・1名、エネルギー省・1名、軍縮庁・1名の常連が出席していた。但し、エネルギー省の担当者はK. MatternからD. E. Baileyへ代わった。)

#### 1、注目された発表

- (1) 原研JRR-3の発表は内容も発表の仕方も優れており大変好評であった。KURの低濃縮化も前回の熱水力特性と共に核計算も実証できて、最初の全体計画も含め日本の着実な歩みを示すことができた。
- (2) 西ドイツから新しい研究炉の設計について発表があり、中濃縮ウランがいかに優れており、低濃縮化をあえて実行することの疑問が投げかけられた。
- (3) アッセルスタイン・NRCコミッショナーが、米国のNRC炉(主に大学関係)の低濃縮化のために、不十分ではあるが相当額の予算を用意したことが発表された。これまで、米国に対する風当たりが強かっただけにやっと他国からの不満に応えたと云える。
- (4) 米国内大学炉関係者が会合を持ち、今後の計画を打ち出してきた。(世話人 レンスラー工科大学)、MIT炉とミズーリ大炉の2基だけは例外的取扱いをするが、全体として濃縮度低減化に努力する姿勢を示した。

1、今後の予定など

(1) 燃料の加工・検査について、標準化ワーキンググループがIAEA内に発足する予定。2年間に数回、メンバーは7名程度(メーカー代表、オペレータ代表、規制当局代表)で行う。この作業は燃料加工の時間と経費節約に役立つ。検査については各国の事情を慎重に考慮し、必ずしも統一したものにならなくてもいいが、ある程度の提案を行うという前提で作業を進める。

(2) 次回は、1987.11.3~6 米国 テネシー州 で行う。

次々回は、ヨーロッパ(多分、仏・グルノーブル)になるかと思われるが、アルゼンチンが主催させてくれと強く希望している。「アルゼンチンは主催国に相応しい leading country か」という意見があった他NPTもからんでかなり紛糾した。

第1表. RERTR 1985 公式参加者の国別人数

米	17	インドネシア	3	オーストリア	1
西独	17	IAEA	2	パキスタン	1
オランダ	17	スイス	2	トルコ	1
仏	12	オーストラリア	2	カナダ	1
日	8	ギリシア	2	コロンビア	1
デンマーク	7	イスラエル	2	アルゼンチン	1
英	5	スウェーデン	2	EC	1
ベルギー	4				
				合計	109

第2表. 各セッションの座長とテーマ

セッション1.	P. von der Hardt (オランダ)	— 各国の現状-1
2.	A. Travelli (アメリカ)	— 各国の現状-2
3.	R. Muranaka (IAEA)	— 許認可
4.	F. C. Merchie (仏)	— 炉心変換
5.	W. Krull (西独)	— 熱・核設計
6.	K. Kanda (日)	— 燃料加工

< 演習 >

1960年代に炉物理を学んだ人たちは「炉物理談話会誌」(原研発行)をおぼえておられるであろう。その会誌のなかに大塚益比古氏が「演習」というタイトルで興味ある炉物理の話題を書いておられた。筆者もそれを読んで勉強した一人なので、たまたま編集子をおおせつかったことをいいことにタイトルを借用して、1984年の京大炉の大学院実験で生じた問題を話題としてみた。

等価体系による臨界計算で生じたある問題

北大工 成田 正邦

ご存じのように図1(a)は、京大炉臨界集合体(KUCA)のC炉心の一つで、高さは75cmで一定である。炉心の構成は図1(b)の直方体の燃料フレームを並べて、ある程度任意に炉心を構成できる。燃料は板状で燃料フレームに、あるピッチで一枚ずつ挿入できる。同実験所では、このピッチを炉心記号Cの後につけてC35G0炉心のように呼ぶ。35は35mmピッチで、G0は炉心を分割して二つに分けていないことを示す。

この燃料フレームで炉心を構成するとき、テキストにある図1(a)または図2(a)以外に、図2(b)の炉心も構成できる。一番端の燃料板の装荷を、両側の中央から外側へ向けて臨界近接を行うと、臨界時の形状は長方形に近い十文字形になる。これを単純な形状に近似して次元近似の臨界計算を行う。この場合高さは一定なので、上から見た平面の形状のみで議論できる。このとき等価体系をどのように選んだらよいかは、この実験の事前臨界計算における設問の重要なポイントであるので詳細な解答は差し控えるが、結論からいうと

$$( \text{でこぼこの臨界体積} ) > ( \text{等体積の臨界体積} ) > ( \text{等表面積の臨界体積} )$$

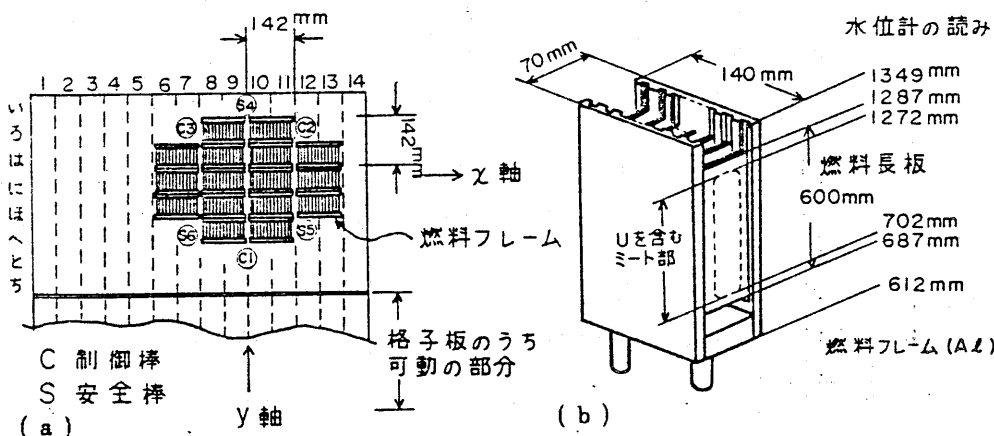


図1 KUCA燃料フレーム(b)とフレームの配置(平面図)(a)

(京大臨界集合体実験装置 大学院実験テキスト59年度版より)

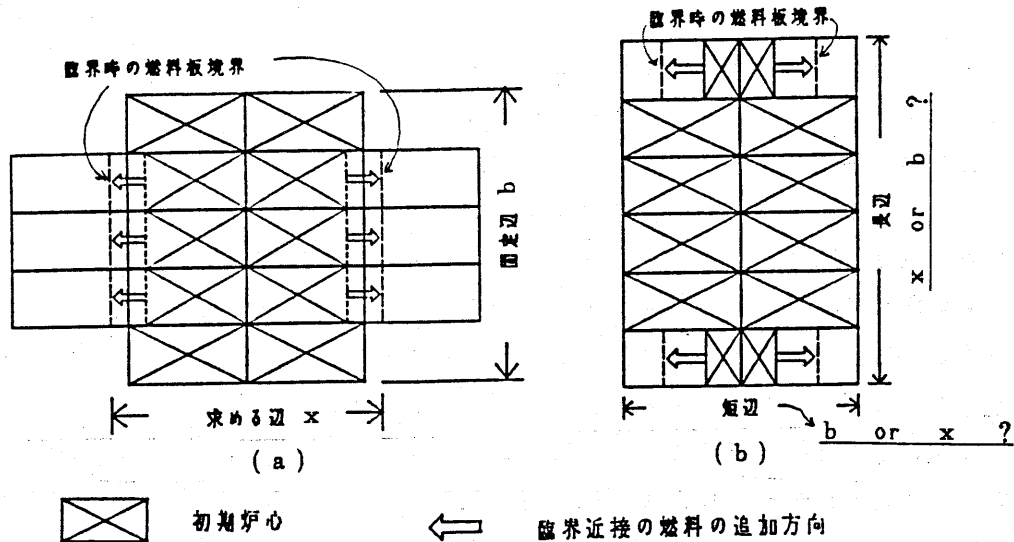


図2 二つの炉心のフレーム配列と臨界近接時の燃料板の増加の仕方  
 (a) 図1 (a)と同形(中ほどの燃料増加で、1辺は固定と考えやすい)  
 (b) 59年の配列(十字形のへこみが大きく、長方形の4角に向かって燃料を増加する)

が成り立つ。そこでここでは直方体の等価体積体系への変換を考える。

そこで直方体に置き換えて、高さと平面の一边を固定し他の一边を求める問題になる。図2 (a)では、従来から固定する辺に疑問をもつことなく臨界計算を行ってきた。ところが、図2 (a)の炉心とは違って図2 (b)の炉心で学生諸君が計算した事前レポートをみると、系統的に二つの違った結果があった。学生諸君の計算は無限反射体付平面長方形炉心の二群拡散臨界計算がほとんどである。そのレポートを詳細にみると、上平面の長方形の短辺を固定するか、長辺を固定するかで違った答が得られていることがわかった。表1の59年度Aと59年度Bは、学生の計算した結果を確かめるために筆者が計算したものである。Aは短辺を固定し、長辺を求めたもの。Bは長辺を固定し、短辺を求めたものである。また参考までに、最小臨界(計算値)、実験テキストの炉心(図1 (a))、58年度の極めて幅の狭いもれの大きい炉心の結果も示した。計算値I及びIIは反射体節約 $\delta$ を一定にしたときと、その結果から得られた臨界厚さと炉心中性子分布を余弦分布として外挿した長さから $\delta$ を求め、反復計算(バックリング反復法)をした結果である。計算結果をみると、バックリング反復法による短辺固定、長辺探索が実験値(59年度A)と良い一致を示していることがわかる。

計算結果を用いて臨界近接実験を行うという立場からは、長辺を固定し短辺を求めることによる大きめな臨界燃料枚数の算出は安全性からみて好ましくない。表には他に極めて幅の薄い直方体、最小臨界の炉心、実験テキストの図にある炉心の五つの場合を示してある。バックリング反復法の結果(計算値II)を見ると、59年度Bを除いて安全側で相当良く実験値とあっている。58年度の21cm厚さの違いは相当大きい、一応もっともな結果と思われる。

ここで問題となるのは59年Bの42.6cm固定辺の計算がどうして大きくでるかである。実験結果からは59年Aがよいことは明らかである。その理由は次のように考えられ

る。

でこぼこの炉心の等体積体系を作るとき、もっとももれの近い(表面積に近い)直方体に変換しなければならない。高さを変化できないと上半面の長方形の面積を考えるだけでよい。実験体系の上半面の周の長さ $l$ と等価体系の周の長さ $l'$ の差をできるだけ小さくしようとする、それは正方形である。[なぜならば、でこぼこの体系の周の長さ $l$ から等価長方形の周の長さ $l' = 2(x + b)$ を引いた $y = l - 2(x + b)$ に等価面積 $S = x b$ の $x$ を代入して、最小になる $x$ を求めると、 $x = \sqrt{S} = b$ となるから]。ところが長い辺と短い辺が制限された実験体系であるため正方形に近い変換ができない場合がある。その例が59年度の燃料装加の場合で、どちらを固定しても変換できる。長辺か短辺のどちらかを固定して変換しようとする、できるだけ正方形に近い方がよい。長辺を固定した変換で臨界計算を行うと、一層幅狭い長方形になり、短辺を固定すると正方形に近くなる。すなわち短辺を固定して臨界計算をした方がより、でこぼこ体系の臨界体積に近くなる。以上から短い辺を固定して長い辺を求めた方がよいことが判明する。

以上の議論は他の2, 3次元問題を低次元等価体系に置き換えるときも生じるであろう。例えば円柱炉心で、高さ方向を求めるか、径方向を求めるかなどときにも同様におこる問題であると考えてここで取りあげてみた。

本問題を提起されたのは学生のレポートであり、実験に参加した学生には講評として既に示したものである。実験に参加した学生諸君及びKUCAと各大学の指導教官の皆さんに感謝する。

表1. 昭和59年度KUCA大学院実験・臨界実験と計算のまとめ  
炉心 C35G0

	58年度	59年度A	最小臨界	テキスト	59年度B
固定辺 $b$ (cm)	21	28	32	35.5	42.6
燃料枚数の実験値	565.8	415.6	—	413.0	415.6
計算値I (反射体節約固定 $\delta = 8.2$ cm)					
求める辺 $x$ (cm)	76.66	38.74	32.90	29.80	26.07
燃料枚数の計算値	639.8	431.2	418.5	<u>411.9</u>	441.4
計算値II (バックリング反復法)					
反射体節約 $\delta$ (cm)	8.60	8.53	8.50	8.48	8.46
求める辺 $x$ (cm)	65.34	37.27	32.0	29.26	25.77
燃料枚数の計算値	<u>545.4</u>	<u>414.8</u>	408.3	<u>412.9</u>	<u>436.4</u>

59年度A: 今回の計算で短辺を固定して長辺を求めたもの。

59年度B: 今回の計算で長辺を固定して短辺を求めたもの。

下線は実験値より小さい値のもの。

最小臨界は計算による。58年度は前年の大学院実験の値。

## &lt; 研究室だより &gt;

日本原子力研究所原子炉研修所

杉 暁夫

原研には東京にRI研修所、東海に原子炉研修所があり、両者共30年近く研修活動をつづけています。この紙面をいまだに東海の研修所を紹介させていたをします。

歴史 昭和33年JRR-1において、将来原子炉の実務に携わる人達を対象とする運転訓練課程が開設された。概要説明の後、起動停止、制御棒校正、温度係数測定、中性子束測定、熱出力算出など10日間で実習するコースで、大学関係からも多数の参加があり、合計200人余が実習を行った(38年閉講)。受講者には原子力工学科修了程度の知識が前提とされており、当時から既に指導的立場にあつた方々も多く参加された。34年度に入ると、高級課程と一般課程が相次いでスタートした。前者は大学院博士課程修了程度の研究者を対象とし、各人のテーマに応じて各研究室に配属され1年間研究する個別研修コースであり、後者は学部理工系の原子力以外の学科を卒業した技術者一般を対象とし、6ヶ月間で原子炉に関する一通りの知識を習得する集団研修コースである。前者は外来研究員制度との関係もあり、現在、在籍者はないが、後者は今でも東海における基幹的研修コースとして存続している。40年代中期から50年代にかけて原子力発電が本格化すると、社会の要望も多様化し、保物、燃料、廃棄物、防災等の講座が次々に開講された。また、60年度末にはアジア地域の人達を対象とする国際コースも発足する。

研修内容 例として一般課程について述べる。この課程では時間割の半分以上が、実験、実習、演習に充てられる。実施科目は毎回異なるが、炉物理関係の実験では、JRR-4を用いた前述の運転訓練のほか、炉雑音による $\beta/\beta$ の測定、天然ウラン軽水系の指数実験、水中の移動面積の測定、黒鉛中の拡散距離の測定、関連実習として中性子ラジオグラフィがある。計算実習(FACOM大型計算機とアナログ計算機を使用)として、中性子スペクトル計算、四因子公式による $k_{\infty}$ の計算、臨界計算、燃焼計算、空間分布の過渡変化、Step状反加度印加、Xe-build up、反加度 feed back 効果など動特性関係の計算が行われる。また小人数(10人程度)クラスによる演習ゼミがあり、減速、拡散、臨界などの基礎理論と向題の解法と討論を通じて学習する。研修生は所属と出身学科が片寄らないよう3~5人の班に分かれ、互に助け合いながら課題に取り組む。

課題 我々の研修活動は社会人教育の分野で発展してきた。正史に述べたように、原子力技術の定着に伴い、研修に対する要望も多様化しつつある。①目標を明確にした講座の設定、②受講者の予備知識の把握、③講義、実験、演習の相互に関連させた適切な配置が我々に課された課題である。社会の各方面で原子力の知識を必要とする方々に、炉内で発生する莫大なエネルギーや五感に知覚し得ない放射線のことを理解いただくには、層層の努力が要求されている。

<追記> この文を書かせていただいたことを契機に、炉物理談話会の方々と“原子力教育のあり方”について意見を交換させていただきたいと考えて居ります。

## < 研究室だより >

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター 実験炉部, 重水臨界実験室

新型転換炉(ATR)の実証炉の開発および原型炉"ふげん"の運転支援を中心とした作業を一貫してすすめている。最近の研究開発テーマは以下の通りである。

### (1) 炉心核特性の確認実証

重水臨界実験装置(以下DCA)へ新たに実証炉仕様の格子ピッチ24.2cmおよび平均核分裂物質質量約3.0%, 3.2%の2種類の36本型燃料集合体を追加し, 実証炉炉心の性能を実証する上で必要な, 局所出力ピーキング(LPF), 冷却材ボイド反応度(30%, 70%, 100%)および炉心径方向出力分布を測定した。この試験では, 設計コード(METHUSELAH-II, WIMS-ATR, LAYMON)の精度評価を実施する場合の燃料等の仕様の相違から生ずる誤差要素を取り除く事に主眼をおいた。

### (2) ほう酸急速注入系の反応度効果実証

実証炉では, 原子炉本体の小型化を図るため, "ふげん"での重水ダンプ方式に代えて, 事故時にほう酸溶液( $^{10}\text{B}$ 濃度3000ppm)を急速に, 制御棒案内管の吐出孔からカランドリアタンク内の重水中に注入して原子炉を停止する方式であるほう酸急速注入系を制御棒と独立な原子炉停止系として採用した。試験では, 制御棒案内管にほう酸溶液を満たした時の静的な反応度価値, および窒素ガスで加圧したほう酸溶液を制御棒案内管吐出孔からカランドリアタンク内へ注入した時の反応度価値を求めた。注入したほう酸溶液により生ずる時間依存の反応度価値は, 測定した出力を一点炉動特性解法を利用したKERIAコードにより変換して求めた。これらのデータは設計仕様における原子炉停止能力の裕度確認に用いた。

### (3) 解析コードの改良と整備

- ① 新型転換炉炉心核特性についての詳細解析を目的として改良したPHLOX-コードの精度評価を"ふげん"運転実績およびDCA実験解析結果を用いて行った。
- ② "ふげん"で13,600MWD/t照射したプルトニウム・ウラン混合酸化物燃料の同位体組成比と燃焼度の試験結果をPHLOX-BURNコードで解析し, 精度評価を行った。この燃焼度解析モデルの精度が良い事を確認した。
- ③ 長期運転サイクル時の出力ピーキング抑制方策としてのGdの効果を確認するために, Gd入り燃料集合体を用いた実験解析を行い, WIMS-ATRコードの精度評価を行った。

(以上)

< 研究室だより >

北大工学部原子工学科放射線源工学講座

我々の研究室では、これまで冷中性子源とそれを用いた中性子散乱分光器の開発を行ってきた。現在、研究の主流は中性子散乱による物性研究に移っているが、炉物理に関連した加速器中性子源についての研究も行っているので、そのことについて述べてみたい。

現在世界で最も強い中性子源はフランスのグルノーブルにあるILLの高中性子束炉であり、強中性子源としては原子炉が相変わらずそのトップの座を占めている。しかし、陽子シンクロトロンが中性子の発生に用いられるようになると、加速器中性子源でも原子炉と同程度の強度が得られる可能性が出てきた。現にイギリスのラザフォード研究所に建設された加速器中性子源SNS(スパレーション中性子源)はILLの中性子強度を上回るような計画になっている。これよりは強度的に劣るが、陽子シンクロトロンを用いた強中性子源が日、米でも建設されている。一方強中性子源としてばかりでなく、加速器中性子源は比較的容易に作れる為の中、小規模の中性子源としても別の用途から注目されてきている。

この様な状況のもとで、加速器中性子源に対する研究が最近また行われるようになってきた。比較的強い中性子束を得るのに用いられる加速器としては、14MeV中性子源を除けば、先に述べた陽子シンクロトロンと電子線形加速器がある。何れも蒸発中性子が主で、エネルギー分布はほぼ同じである。それで北大45MeV電子線型加速器を用いて種々の測定を行った。加速器中性子源の減速材集合体はターゲット、減速材、反射体が主な構成要素であり、加速粒子をターゲット物質にあてて速中性子を発生させ、減速材で減速させれば一応熱中性子が発生する。その点、どの様な体系を組もうと中性子は発生するわけで、あまり問題が無いように思われるが、減速材とターゲットの配置、減速材の大きさ、反射体などとの組み合わせによって中性子特性が大きく変化するため最適設計は意外と難しい。その為、今使用されている加速器中性子源も必ずしも最適設計がなされているとは言いがたい。これまで、熱中性子減速材について減速材の厚さ・大きさ、減速材とターゲットの配置などによって中性子特性がどのように変化するかを調べ、減速材集合体を設計するための基礎的なデータを得ることが出来た。更に反射体についても検討を進めており、反射体の特性としては、減速が悪く、マクロ散乱断面積が大きいことが望まれる事が分かった。所が、これらの特性の効きかたは減速材の大きさに依存するため、一概にどの反射体が最も良いとは言えないが、通常使われる10x10cm<sup>2</sup>程度の放出面をもった減速材においてはベリリウムが良かった。しかし、黒鉛などに比べるとその差は30%程度のものであり、価格の点を考えると問題が残る。

熱減速材については大体の事が明らかとなったが、冷減速材については放射線損傷や熱除去の問題があり、メタン、水素などについて更に詳細な検討が必要である。

(鬼柳記)



## < 研究室だより >

九州大学工学部応用原子核工学教室 原子炉工学講座

当研究室では、原子炉、核データ、融合炉の3つのパートに分れて研究活動を進めている。

### 1. 原子炉関係

多目的高温ガス炉(VHTR)を対象として、その起動・停止時の運転法、および負荷追従制御の方式について検討を行った。起動・停止時には原子炉出力および冷却材温度を一定の割合で変化させる必要があるが、このための操作法についてシミュレーションプログラムを用いて計算した。また負荷追従運転にさいしては、一次冷却材の流量制御を行うことが有効であることがわかった。

高速増殖炉の冷却材の沸騰検出について、その基礎的な解析を行った。ナトリウム沸騰を模擬するテストループを用いて得られた沸騰音響のデータを用いてそのパワースペクトルを求め、非沸騰時のスペクトルからの変化を線型識別法で判別する方法を適用した。その結果ナトリウムの場合、その沸騰音響域は約200KHzにもおよぶが、このうち50~110KHz帯域のスペクトルを監視することにより沸騰が発生したことを感知できることがあきらかになった。

### 2. 核データ関係

トリウムサイクル関係の核種を中心としたアクチニド核種の中性子核データの研究を行っている。Th-232の核データ評価を行った際に、中性子非弾性散乱断面積の統計モデル計算値が実験値と大幅に食い違うことに気付いたことが契機となり、直接反応過程と複合核過程を統一的に扱う計算法を開発した。現在は高い励起状態(振動+回転状態)への非弾性散乱をDWBAで扱う方法を検討している。以上の方法はThに限らず、集団運動状態の励起が重要な寄与をなす核種一般に原理的に適用できるのでその検証も行う予定である。アクチニド核種のもう一つの特徴である核分裂については、二山障壁モデルに基づき核分裂障壁高さの系統性を解析した。このほか、核分裂における質量収率・分裂片運動エネルギー分布の計算、核分裂中性子スペクトルの解析などの問題についてもモデルの検討・改良を続けてゆきたい。

### 3. 融合炉関係

核融合の分野ではアドバンス燃料を使用する核融合炉をとりあげ、点火条件、プラズマ生成法燃焼プラズマの動特性と制御等の問題を解析している。これに関連してプラズマ中での衝突素過程と荷電粒子輸送につき理論的検討を行っている。また核分裂-核融合ハイブリッド炉の動特性と安全性に関する研究を行っている。

## &lt; 研究室だより &gt;

## 京都大学原子炉実験所 研究炉関連部門より

原子炉部門, 原子炉核特性部門, 原子炉熱特性管理部門(合わせて研究炉関連部門と呼んでいます)から簡単なたよりをお届け致します。

(研究炉) この数年, 劣化した部分を順次更新し, 一号炉のテコ入れがはじられてきました。新しい部分とまだ古い部分が混在し, 不調和な面もありますが, 幾分かは若返った感じを与えます。テコ入れの仕事や日頃のメンテナンスは主に技官が受け持ち, 教官の役目は人によりさまざまです。研究炉燃料の濃縮度が現在の93%から20%に近い将来変更されることになっており, このため新しいタイプの燃料の開発や変更後の核特性・熱水力の解析に数人のスタッフが取組んでいます。又, 燃料の燃焼限度を現在の25%から35%に引き上げようとしており, このためには制御棒の本数変更が必要になってきます。さらに使用済燃料の返送が宿題になっており, 研究炉運転と取り巻く仕事が山積している状況です。

(冷中性子源など) この春より又し振りに修理や作り換への仕事ではない新しい仕事が始まります。それは冷中性子源がよいよ炉内設置されることによるからです。既に炉外テストの終わった約25K, 4Lの液体水素(又は重水素)の冷減速材槽が黒鉛熱中性子柱内の炉心に接した部分に設置されます。炉建屋外に配置される圧縮機等との連結も夏までに終り, 秋には見通しが得られるよう, 担当者も休日返上の比喩です。測定室で中性子導管の設置はその次にあります。利用者からはその完成が待たれております。

(臨界実験装置) 毎年夏の初めには, 広く原子力工学関係大学院生の実習をお引き受け致しております関係上, 近況に詳しい方も多くお存じます。現在取組んでおります主な研究テーマは次のようなものです。(1) 中濃縮ウランと高濃縮ウランを用いた混合炉心の特性についての実験と解析; これには臨界量, ボイド反応度効果, 温度反応度効果が含まれます。(2) パルス中性子法による高束臨界度の測定と解析。(3) トリウムを全炉心にうめた炉心における特性実験。

(ライナック) ライナックはやはり共鳴エネルギー領域の中性子源であり, 現在取組んでいるのは非分離領域における自己しゃへい効果の実験です。ウラン238やトリウム232の捕獲断面積での測定を目指していますが, 先ずタンタルを試料として測定の可能性を検討しています。

(その他) 実験所の創設が昭和38年でしたから来々年で25周年を迎えます。これを祝うと同時に実験所活性化の契機にすべく, 種々の計画が検討されています。又, 将来計画について, 所長は相当具体的な内容の発言をしております。次回のこの「だより」では相当変化した状況をお知らせすることになるのではないのでしょうか。

(文責 藤田薫頭)

《事務局だより》

☆ 第17回炉物理夏期セミナー(札幌)の会計報告(60年8月終了時)

収 入 (円)	1,115,600	(内訳) 参加費 236,500 宿泊費 257,600 食事代 322,000 テキスト代 97,000 広告掲載費 102,500 学会助成金 100,000
支 出 (円)	1,107,052	(内訳) 会場費 40,100 テキスト印刷代 230,000 講師謝礼 200,000 アルバイト料 26,000 宿泊費 257,600 食事代 343,180 雑費 10,172
残 金	8,548	古橋基金へ

なお黒字になったおもな理由は講師の旅費を自弁していただいたためであり、負担していただいた講師及び団体に、運営委員及び幹事機関は深く感謝いたしております。

☆ 次期(昭和61年度)の幹事機関は東工大・武蔵工大に決りました。

☆ 次回総会は61年3月27日(年会B会場・京大宇治キャンパス)で行います。

☆ 本年度(60年度)運営委員

委員長 平川直弘 副委員長 近藤駿介

委員 小川雄一、金子義彦、神田啓治、相沢乙彦、仁科浩二郎、成田正邦

《編集後記》

出来上がってみると、例年より若干うすいのではないかと編集担当者として努力のたがなかったことをお詫びします。どうやら「研究室だより」の依頼を少なくしたらしいことがわかりました。雑誌などで比較的記事の少なかったモジュラータイプの高速炉を原電の林さんにお願ひしました。前号の編集者が「核データ・炉物理」合同会合の講演要旨を載せるべきだと書いてありました。秋の分科会の若手からの提案は魅力的で絶好のテーマとさっそく掲載しました。編集者が1ページ程度と指定したのは失敗でしたせっかくの若手の意見ですからもっと書いてもらうべきでした。ただこの「核データ・炉物理」合同会合の企画などに炉物理連絡会の意見も反映できればよいという話が、運営委員会ですていました。なにはともあれ今年度の私の仕事のひとつが終わったと一息ついています。

忙しいところ原稿を書いて下さった方々にお礼申し上げます。(成田記)

**昭和60年度収支中間報告**

(昭60.4.1.~61.1.25.)

収 入		備 考
前年度繰越金	577,838	(含古橋基金 116,370円)
会 費	136,500	60年度 1,500×77名 1,000×3名 61 " 1,500×10名 500×3名 62 " 1,500×1名
60年度学会補助金	100,000	
夏期セミナーテキスト売上げ	30,100	1,500×2冊 送料2,100円 2,000×10冊 (28,000円は 2,500×2冊 古橋基金へ)
第17回夏期セミナー残金	8,548	古橋基金へ返戻
合 計	852,986	

支 出		備 考
会 議 費	5,850	第36回総会(60.10.3)
通 信 費	19,170	「ニュース」送付切手代
ニ ュ ー ス 印 刷 費	72,000	No.3 250部, No.4 250部
雑 印 刷 費	3,540	コピー代
合 計	100,560	

残高 752,426円

(古橋基金収支報告)

(昭52.11.1.~61.1.25.)

収 入		支 出	
52.11.1. テキスト立替金戻入 (56~59年度)	500,000 154,800	「夏の学校」テキスト補助 (第11,12回)	450,000
60年度テキスト立替金戻入	28,000	「夏の学校」補助 (第13,15回)	117,800
第16回「夏の学校」残金	29,370		
第17回「夏期セミナー」残金	8,548		
合 計	720,718	合 計	567,800

残高 152,918円

「炉物理連絡会」の運営に係る内規

(59-3-31第33回総会決定)  
(アンダーライン, 59-10-25改正)

1. 趣旨

この内規は、「炉物理連絡会規約」にもとづき、本連絡会の具体的な運営の方法について定めるものである。

2. 会員および会費

- (1) 種別として、会員および学生会員とする。
- (2) 会費は、会員と学生会員についてそれぞれ年額1,500円と1,000円とし、前納するものとする。

3. 役員

(1) 本会に次の役員をおく。

委員長	1名
副委員長	1名
運営委員	若干名

- (2) 委員長は本会を代表し、本会の業務を総括する。
- (3) 副委員長は委員長を補佐し、委員長に支障があるときは委員長の職務を代行する。
- (4) 正副委員長の任期は1年とする。  
運営委員の任期は1年とするが、必要な場合、重任して会務の継続をはかるものとする。
- (5) 運営委員は、必要により下記の職務分掌を行う。

- a. 総務（庶務、会議の開催記録、会員リスト、選挙実施、会計など）
- b. 企画（各種会合の企画、開催、企画委員会との連絡）
- c. 編集（「炉物理の研究」の編集・刊行）

- (6) 役員は会員の選挙によって決定する。
- (7) 役員選挙は原則として例年2月とし、総務担当運営委員がこれを実施する。

(8) 運営委員会において予め候補者を出して選挙を行う。但し、秋の総会において立候補者があれば、これも候補者に加えるものとする。また、それ以外の方を選挙することも可能とする。

(9) 運営委員は当 faced 6名程度とするが、うち1名は企画委員兼務とすることが望ましい。

4. 会議

- (1) 本会の重要な事項は総会において決定する。総会は原則として春秋の学会のさいに開催する。
- (2) 本会の運営に関する事項は、運営委員会において決定する。
- (8) 総会および運営委員会は委員長が招集し、その会の議長となる。

5. 幹事機関

- (1) 本会の運営を円滑に行うために幹事機関（旧幹事校）を置き、主要会務は主としてここで実施する。
  - (2) 幹事機関は、1年交代とする。
  - (3) 幹事機関は総会において決定する。（秋の総会）
  - (4) 原則として幹事機関から総務担当の運営委員候補者を出すものとする。
6. 本内規の改廃
- (1) 本内規は総会において決定する。
  - (2) 本内規の改廃も総会において決定する。

「炉物理連絡会」 会員名簿

(計201名)

(1986年1月20日現在)

北大 - 5名-  
秋本 正  
鬼柳 善明  
小川 雄一  
成田 正邦  
松本 高明

北海道自動車短大  
- 1名-  
小澤 保知

弘前大 - 1名-  
葛西 峯夫

東北大 - 4名-  
神田 一隆  
梶山 一典  
平川 直弘  
本多 毅

筑波大 - 1名-  
斎藤 慶一

東大 - 9名-  
秋山 雅胤  
岡 芳明  
清瀬 量平  
小佐古 敏莊  
近藤 駿介  
関口 晃  
都甲 泰正  
中沢 正治  
若林 宏明

東工大名誉教授  
- 1名-  
武田 栄一

東工大 - 3名-  
井頭 政之  
北沢 日出男  
関本 博

東海大 - 7名-  
安成 弘  
石田 正次  
黒田 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 - 7名-  
伊藤 只行  
加藤 敏郎  
仁科 浩二郎  
橋本 憲吉  
平野 靖  
増川 史洋  
山根 義宏

岐阜大 - 1名-  
岸田 邦治

京大 - 9名-  
神野 郁夫  
小林 啓祐  
小秦 和夫  
西原 宏典  
兵藤 知毅  
三澤 正明  
森島 信弘  
山形 浩史

京大原研 - 2名-  
吉川 栄和  
若林 二郎

京大炉 - 18名-  
市原 千博  
宇津呂 雄彦  
海老沢 徹雄  
岡谷 重雄  
神田 啓治  
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  
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  
錦 織夫

近畿大 - 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  
大片 瀬彬  
工藤 和彦  
中島 秀紀

原研 - 45名-  
秋濃 藤義  
朝岡 卓見  
飯島 進  
池田 裕二郎  
石川 寛雄  
石黒 幸雄  
伊勢 武治  
板垣 正文  
大石 晃司

大杉 俊隆  
大岡 嶋成  
金菊 子池  
黒沢 康一  
五藤 一博  
後藤 頼男  
小近 林岩  
笹本 藤育  
新藤 宣雄  
杉 暉夫  
関 泰吉  
田次 邑吉  
田中 俊一  
土橋 敬一郎  
中川 正幸  
中島 宏勝  
中野 正文  
中原 康明  
中村 知夫  
能沢 正雄  
平岡 徹  
藤村 統一郎  
古田 悠洋  
前川 祥次郎  
松浦 浩彦  
三谷 武彦  
向山 貴正  
森野 武彦  
安山 誠哉  
山口 剛  
山根 弘幸  
吉田 弘幸

杉部 誠晃  
岡嶋 成彦  
金菊 子池  
黒沢 康一  
五藤 一博  
後藤 頼男  
小近 林岩  
笹本 藤育  
新藤 宣雄  
杉 暉夫  
関 泰吉  
田次 邑吉  
田中 俊一  
土橋 敬一郎  
中川 正幸  
中島 宏勝  
中野 正文  
中原 康明  
中村 知夫  
能沢 正雄  
平岡 徹  
藤村 統一郎  
古田 悠洋  
前川 祥次郎  
松浦 浩彦  
三谷 武彦  
向山 貴正  
森野 武彦  
安山 誠哉  
山口 剛  
山根 弘幸  
吉田 弘幸

動燃 - 7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 一恵

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

船研 - 2名-  
伊従 功  
竹内 清

電総研 - 1名-  
工藤 勝久

原工試 - 3名-  
駒田 正興  
桜井 淳暢  
芳賀 暢

防衛庁 - 1名-  
佐久間 雄平

エネ総研 - 1名-  
谷口 武俊

原電 - 2名-  
武田 充司  
立花 昭

電発 - 2名-  
大塚 益比古  
平田 昭

中部電力 - 2名-  
金井 英次  
村田 尚之

アイエスエル  
- 1名-  
真下 昇司

石川島播磨  
- 1名-  
大村 博志

川崎重工 -2名-  
田中義久  
田中良信

木村化工 -1名-  
豊田道則

呉羽化学 -1名-  
松井一秋

原燃工 -2名-  
青木一彦  
川本忠男

FBEC -2名-  
片岡巖  
小林節雄

住原工 -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

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

日本情報サービス  
-1名-  
桂木学

間組 -1名-  
原明久

日立 -6名-  
大西忠博  
金沢信博  
三田敏男  
瑞慶覧篤  
丸山博見  
三木一克

日立エンジ  
-1名-  
堀江淳之助

日立造船 -2名-  
小林徹二  
山田毅

フジタ工業  
-1名-  
石川敏夫

富士電機 -1名-  
中村久

三井造船 -1名-  
八谷雅典

MAPI -5名-  
荒木勉  
駒野康男

千田康英  
弘田実弥  
渡海親衛

三菱電機 -1名-  
路次安憲

韓国原研 -1名-  
趙満

ANL -1名-  
丁政晴

## 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。



抜刷 100部

< トピックス 1. >

超高中性子束炉設計の日米共同研究と

国際原子力基礎研究構想

Japan-US Joint Study in Ultra-High Flux Research Reactor Design  
and  
International Laboratory for Nuclear Science and Engineering (ILANSE) Concept

近畿大学 原子力研究所 柴田 俊一

学術会議の原子力研究連絡委員会(現、原子力基礎研究連絡委員会)で「大学関係を中心とした原子力基礎研究将来計画」案をまとめたのは昭和58年の夏頃でした。

総会に「対政府勧告」案として提出するため、何ヶ月かかけて協議、修正を行ないました。結局、対政府勧告とするには、内容が膨大で、かつ、詳細過ぎ、総会では、細部にわたって検討することができないので、同案は原研連の計画としておき、これとは別に、その精神を述べた勧告が行われることになり、並行して進んでいた、放射線影響関係とあわせて、「原子力基礎研究並びに放射線影響研究の推進について」勧告が行われました。「勧告」には詳しい内容は盛り込まれていませんでしたが、その添付資料、或いは、下敷とも言うべき原研連の将来計画には、多年にわたって温めてきた、国際研究所構想がもりこまれました。当初の研連の案では在外研究所として、外国に作る事が明記されていましたが、上記の学術会議総会に提出するための修正の段階でかなりの議論があり、結局所在は「どこでもかまわない」という意味で「国際原子力基礎研究所」となりました。

総会としてはその内容にまで責任をもつわけにはいかないが、研連レベルの活動に同計画を使うことは差し支えないとの了解でありました。私は同研連の委員長として、この将来計画の策定に十年余もかけてきましたので、当然同計画の実現にはかなりの責任を感じていました。しかし、一方では京大原子炉実験所の所長として、また、昭和46年の対政府勧告の際、伏見委員長の下で幹事としてその将来計画の策定にもかかわった関係で、ここにもられた、臨界実験装置や、高中性子束炉の実現にも責任がありました。幸い臨界実験装置は建設することができましたが、高中性子束炉(2号炉と呼ばれています)はせっかく、予算を認めて頂きながら、不徳の至すところで、実現に至りませんでした。所長を退任した後も、実現に向けて努力したつもりですが、中々思うように進展しませんでした。

遂に、定年までに完成する可能性のなくなった時点で、「それ以後は、不十分な引き継ぎで不満足なものを作るのはよくない」という、「むつ」の教訓に従い、2号炉から手を引き、私自身としては新しい将来計画の実現に向けて努力を始めることを決心しました。

さてとなりますと、何からどう手をつけてよいか、1年程は、悩み続けました。

いろいろ考えましたが、まず第一に、かねて、京大炉の濃縮ウラン問題で頻繁に交渉していた相手を頼って、米国の意向を探ることにしました。

1985年、最初に訪問したアルゴンヌ国立研究所では滞在中の京大卒業生の前もっての口添えの効果かと思いますが、予想外に多く十人以上も部長クラスが集まり、国際原子力基礎研究所(International Laboratory for Nuclear Science and Engineering—以下ILANSEと略称)について検討されました。アルゴンヌ側からも組織的な説明があり熱心であったのは勿論、昼食時には、下院議員まで出席して熱心に話し合いをされたのには驚きました。

ワシントンのエネルギー省では、国際関係の担当官と多数と話し合いましたが、一様に

興味を持たれました。「数年前ならば恐らく問題にならなかったと思うが、現在では、米国の事情から考えて大変興味ある話」だとのことでした。

そして、日米両国でそれぞれ準備委員会を作り、検討した上で、約1年後に合同会議をもち論議しようということになりました。

我が国では大学、研究所の研究者を主体とした構成で作業を進めましたが、米国では、エネルギー省が主体で検討されたため大学側からは殆んど参画されなかったようです。

約束通り、約1年後の1986年2月、ワシントンでStudy Meetingを開きました。日米の中間点、ハワイあたりでの開催を予定していたのですが、米国側が多数出席したいということで、ワシントン開催に落ち着きました。

この会議では多くのことが討議されましたが、重要なことを挙げるとおよそ次の通りです。

- i) 日本側からILANSEに関する基礎方針(例えば、日米対等の立場で協力すること、所長も日米交互にだすこと、費用も対等に出す、それぞれの国の必要性に応じて施設或いはproject毎に出資する、など)が述べられ討議された。米国側からは、責任の所在にからみ外国人の所長についての問題、予算制度の違いの問題等が指摘された。
- ii) 米国の現在の大型設備計画の説明があり、その中の1つ、超高中性子束炉( $10^{16}$  /  $\text{cm}^2 \text{sec}$ 計画はILANSEの中の高性能研究炉とは相互に強い関係をもつことが確認された。
- iii) Basic designの段階から共同で行うことはILANSEの基本方針に沿うものであり、日本側が強く希望した。米国側もこれを受け入れる意向を表明したこのワシントン会議の結果を原子力委員長代理の向坊先生に御報告したところ、原子力委員会から国際協力に関する調査費を出すことを検討しましょうということになりました。

科学技術庁では、この線に沿い、「国際協力による原子力基礎研究の推進」に関する調査を原子力学会に委託されることになり、学会では同名の特別委員会を組織して頂き、筆者が主査を勤めさせて頂くことになりました。

この調査については、日米に限ることなく、広い範囲の国際協力について調査することが要請されました。しかし、予算上の制約もあり、米国については直接訪米して調査、ヨーロッパ諸国については、経験のある研究者から情報を求めて調査するという方針を立てました。第1年度の報告書については、概要の英訳が、“Atoms in Japan”に掲載され、各国から反響がありました。

ところで、米国としては、他の広範囲の設備を含むILANSE構想よりも、現実に政府の計画として確定している、超高中性子束炉の推進を熱心に考えたいという姿勢が次第に露骨に出てくるようになり、私たちも、たとえそれが10年以上を要するもので、緊急の研究を推進するということから外れるという点では気ががりでありましたが、これらは並行して検討することはいずれ可能となるであろうとの判断から、当面の高束炉計画の協同を躊躇すべきではないと考えました。

そこで、その翌年、超高中性子束炉建設の幹事機関となったオークリッジ国立研究所

(ORNL)において、新型研究炉(Advanced Neutron Source—ANS)\*について、先ず設計研究段階の日米協力問題を討議しました。( \*アメリカ原子力学会と同じ略で米国でも気にしている人が多い)

そのORNL—JAPAN会議では、渡航費は日本が負担すれば、滞在費は米国が負担することが、合意されました。この会議には、日本側は大学、原研、メーカー等10名以上が出席しORNL側も担当副所長以下、略同数が出席して、詳しい討議が行なわれました。当面の研究開発協力の対象となる研究課題として合意されたのは、次の通りです。

- HFIR\*\*用の熱水力詳細解析コードの改良；手引書の作成と検証；ANS設計への応用
- ANSの中性子輸送解析用計算技術の改良
- 反応度係数及び温度係数の計算
- 反応度制御系及び安全保護系の設計と評価
- 冷中性子源の設計
- 燃料開発と特性評価
- 制御棒、各種実験設備等による中性子束変化の計算
- 半径方向及び接線方向ビーム孔の比較
- 実験用設備の開発
- 中性子医療設備の仕様と予備設計
- 中性子ラジオグラフィ設備の仕様と予備設計
- 上昇流冷却方式と下降流冷却方式の比較評価
- 原子炉用燃料、核分裂・核融合炉用材料、トリチウム増殖材料及び核変換研究に必要な照射設備の設計
- その他工学的諸問題

(\*\*ORNLにある100MWの高中性子束炉)

このような申し合わせに応じ、かねて協力研究を想定して申請してあった文部省科学研究費の海外学術研究「超高中性子束炉に関する調査及び設計研究」の採択が決まりました。そこで早速、派遣する研究者を選ぶことになりましたが、第一段階では核特性関係の計算が主で基本的炉型(Reference core)の決定を先ず行なうとのことで、京大炉の林正俊さん、東北大工の岩崎智彦さんの2名に行って頂きました。原研もORNLとの独自の協力協定に基づき、土橋敬一郎さんを派遣して頂きました。

第一段階の最重要課題は、ORNLグループの推す、単一炉心(円筒)型と、INELの推す、分割炉心(上下2分割円筒)型の何れを採るかということでした。

京大炉が2号炉の設計に採用した2分割炉心のこともよく調べていて、既に詳しい検討が行なわれていましたが、最終決定までにはなお種々の特性、性能を正確に把握して比較検討することが必要、というわけです。

炉型決定には、単に核特性だけでなく、冷却、すなわち熱水力学特性の検討が特にこのような高中性子束炉では必要で、半年後の1988年3月からは、核特性の阪大の錦織毅夫さんとともに、名大伊藤只行さん、近大研究生望月哲朗さんが加わり、3名が同時に

滞在することになりました。

実は、当初米国側は対等を主張するなら、日本側は少なくとも $\frac{1}{4}$ の寄与をすべきだと言っておりましたので、数を増やすことにしたわけです。ところがエネルギー省の意向としては、次回から日米協力の一般的原則である、派遣研究者の旅費、滞在費は、派遣元の国が負担するという原則で来て欲しいということになりました。

急に方針が変わったので戸惑いましたが、文部省に相談したところ、若干の増額が認められ、7ヶ月滞在の研究者が常時1名はORNLに滞在できることになりました。

その単独滞在の第1例が九大の清水昭比古さんで、1988年9月から89年3月までの予定で滞在中です。清水さんの場合、奥さんと5才3才1才の3人のお子さんを連れての渡米で、さぞかし大変だったと思いますが、1人だけの滞在场合かえって、その方が何かと精神的にはよいのではないかとお見受けしました。

清水さんの次は、89年3月から既に阪大錦織さんが2回目で行っていただきました。

筆者は研究者交代の都度、渡米して、Projectの進捗状況と今後の進め方、派遣研究者の研究課題等について報告を受け討議していますが、率直に言って $10^{16}n/cm^2 \cdot sec$ という前人未踏の高中性子束炉を作るのは容易なことではないと感じています。毎回1~2名の先生方にも御同行願って、一緒に討議して頂いていますが、恐らく同じような感想をお持ちではないかと思えます。

共同研究に参加した方の仕事については、それぞれの方からの御報告を待つこととし、ここではこの設計が、如何に困難かを示す典型的な具体例を説明しておきます。

まず第一は、基本炉型の問題です。昨年春の段階では一応は上下2分割の円筒(というより断面角型のドーナツ状)型を採ることに決まりました。(図1)

しかし、2分割の最も大きな特長である冷却上の有利さは、1つのドーナツを通して来た冷却水をもう一方のドーナツに入れたいのではほとんど失われてしまうので、中央部から新しい水を入れる必要がありますが、これには図2のようなシェラウドを採ってはどうかと提案しました。この場合かつて経験のない大流量のため(燃料板部分で流速 $27m/s$ )予想外の大きな力を生じて、大いこの構造物は強度的にもたないことがわかってきました。そこで、最近では、図3のように、Offset型にすることが検討され、これが有力となりつつあります。

ところが、そうなりますと、これまでに行なってきた、各種の計算は、すべて新しい炉心に合わせてやり直す必要が生じてきました。

また、このような極限の中性子束を得るには、燃料板表面で最大の熱流束を実現しなければなりません。この場合、燃料板のアルミ被覆表面に生ずる酸化膜による熱伝達率の低下が致命的で、これによって、重大な燃料損傷を引き起こすことが問題となります。この対策について、ORNLで実験を行なっているものの、実験条件等から見てまだ十分とは思えません。

その他、炉物理、炉工学的問題があります。これらは、1994年着工を目標として、詳細設計のかたわら、計算や、実験によって解決していかなければなりません。

大変なことですが、まさに炉物理、炉工学を専門とする者にとって力を発揮する千載一遇の好機とも考えられます。恐らく、一生にこんな機会に出会うことはあまりないと思ひ

ます。

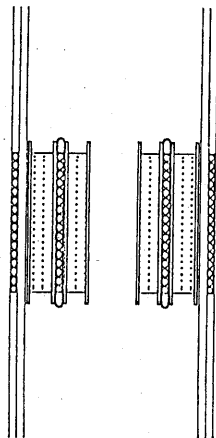
ところが、いろいろな方面にこの共同研究に参加することをお勧めすると、「研究室の仕事が忙しいので」といった理由でお断わりになる例が多いのです。例はあまり適当ではないかも知れませんが、近い方に、「丁度戦争が始まっているのに、訓練が忙しいとか、訓練が完全になるまで待つて欲しいというようなものではありませんか。」と言いました。

自分の研究の意義を言葉だけで宣伝しなくても、こういう時に力を発揮したら本当に周囲から認められると考えます。また、何よりも、架空の現象ばかり扱うのではなく、人類未踏の高性能の研究炉で自分の寄与を実際に試せるということは、この分野では滅多にあることではありません。少々の自信不足は何とでもなります。先生方の御理解の下に多くの熱意ある研究者がこのProjectに参加されることを期待しています。

そしてこのことから、次第にILANSE構想へ進むことができれば、原子力のこの分野でわが国の大学関係で非常に欠けている部分を十分に補う事ができ、わが国の原子力の健全な発展のために一層貢献できると信じています。

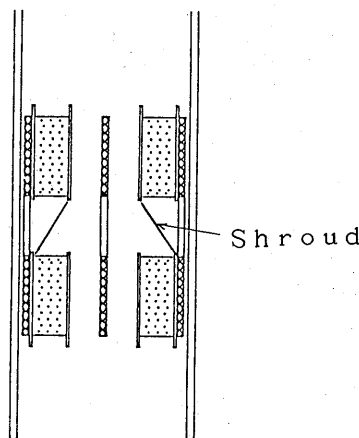
(以上)

(図 1)



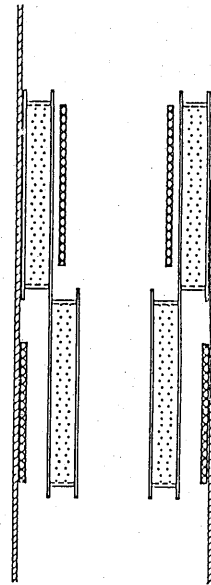
35 LITER  
SINGLE CORE

(図 2)



27 LITER  
SPLIT CORE

(図 3)



67 LITER  
OFFSET CORE