

炉 物 理 の 研 究

(第 32 号)

1983年7月

卷 頭 言	楣山一典	1
<特別記事>		
1. 日米トリウムセミナー	柴田俊一, 西原 宏	2
	山室信弘, 平川直弘	
	芳賀 暢, 木村逸郎	
2. 核融合炉ブランケット工学研究の現状と将来 核融合炉ブランケット工学についてのワークショップでの 話題について	中村知夫	13
文部省・科研・エネルギー特別研究（核融合）分野における 「ブランケット工学」班の発足に当って	住田健二	16
リチウム・模擬ブランケットにおけるトリチウム増殖率測定の 共同実験計画	楣山一典	20
<寄 稿>		
西ヨーロッパの研究炉視察報告	三島嘉一郎	28
<研究室だより>		
(川崎重工) 原子力本部, (原研) 遮蔽研究室, 臨界安全研究室,		
(北大) 基礎原子核工学講座, (東北大) 原子炉物理学講座,		
(東大) 原子炉設計工学部門, 都甲研, (武工大原研) 大学院原子力工学,		
(京大原研) 若林研, (京大炉) 原子炉関係研究部門,		
(九大) 原子炉工学講座		
◇ 事務局だより		61
◇ 会員名簿		63

日本原子力学会
炉 物 理 連 絡 会



卷頭言

相山一典

「アメリカがくしゃみをすれば日本は風邪を引く」とは言い古された言葉である。しかし、新聞などにも書かれているように最近の事情はかなり異った様相を呈しているように思われる。曰く、自動車産業、NC、先端技術の数々……の分野では殊に目立っている。一方、日本にはパイオニヤ的発見試行は少く、模倣の発展がほとんどであるとも云われている。翻つて、われわれの居をおく原子炉分野はどうであろうか。これ正に模倣の発展そのものである。最近の新聞は、クリンチリバーの予算を議会が認めないとか核融合炉開発予算が大々的に削減と云ふことを述べている。ウラン資源や技術開発の投資回収からみて、アメリカは今後とも軽水炉に連綿とするにあろう。ここに日本がアメリカに優りうるセンスがありはしないだろうか。習(なら)い性となつてはならないだろう。いつまでも青空をもらつて作る時代は去りつゝある。アメリカの経済力は奥が深く、技術は尖端の見えめほと高いのは先刻承知のこと。われわれは何をなすべきか、夏休みの一日そんな夢のようなことを考えてみるのも楽しいのではないかと思つてゐる。

日米トリウムセミナー

昨年10月18日より22日まで、奈良市において Japan - U. S. Seminar on Thorium Fuel Reactors という日米セミナーが開催された。本セミナーの概要については、すでに原子力学会誌2月号談話室に、柴田教授が寄稿されているので御存知の方も多いことと思うが、今後の炉物理研究の方向を考える上できわめて重要な会議であったと考え、その中の核データ、炉物理、炉設計の関係の各セッションについて、それぞれのセッションの日本側座長（あるいは scientific secretary）を務められた方にお願ひして、「炉物理の研究」のために、担当されたセッションの論文の概要、印象などをお寄せ頂いた。

お忙しい中を御寄稿願った諸先生に厚く感謝申し上げるとともに、この特集が今後の研究への何らかの参考となることを期待したい。

上記のような主旨からセッションII（物理化学的性質）、セッションIV（照射成核）および招待講演（生物効果）については寄稿を依頼しなかった。

なお本セミナーの全論文（討論を含む）は近く刊行の予定である。

セッションIおよびIIIの発表論文および発表者を次に示す。なおセッションIV以降のものは、それぞれの報告に示されている。

セッションI

General Review for Thorium Research in Japan, T. Shibata (KURRI)

General Review for Thorium Research in the U. S., R. C. Block (RPI)

Activities in Thorium Cycle Committee of Japan Atomic Energy Society, S. Hohki (Sumitomo AEI)

Activities of the Research Committee on Thorium Molten-Salt Reactors in Atomic Energy Society of Japan, E. Takeda (Musashi Tech.) and K. Furukawa (JAERI)

セッションIII

Thorium Cross Section and Spectra Research at RPI, R. C. Block (RPI)

Measurement of Neutron Cross Section of Thorium-232 and the Investigation of BGO

Scintillation Counter for Capture Gamma-ray Detection, N. Yamamuro (TIT)

Nuclear Data Measurement of Th-232 at Tohoku University, N. Hirakawa (Tohoku U.)

ORELA Contribution of Neutron Total Cross Section Data on Th-232 in the Resonance and MeV Region, J. B. Garg (SUNYA)

Comment, D. Grenache (CEA, France)

セッションⅠ トリウム炉に関する研究の動向

京大炉 柴田俊一

セッションⅠは、トリウム研究に関する日米のレビューをすることになつておる。日本の実情として文部省科学研究所費エネルギー特別研究トリウム燃料班、日本原子力学会の二つの審査研究委員会（トリウムサイクル、トリウム溶融塩炉）などの報告があつた。米国側はR.C.Block教授が、レビューに代えて、最近Shippingportで行われたLWBR（軽水増殖炉）の実験について説明があつた。注目すべき点が多くあると思うので、その概要を説明したい。

Shippingport の PWR による実験

ThO_2 を含む Seed and Blanket の考え方による実験が、1977年に始まり、1982年9月3万時間の運転のうえ終了した。炉心はオランダとアメリカに示してある。現在BAPL (Bettis At. Power Lab.)を中心と実験結果を整理しているが、現存の軽水炉を、 Th を使えるよう若干改造するだけで、増殖炉に変えられると思ってる。

熱中性子領域で増殖させるために、

- (1) 中性子のエネルギーを最小にする — 炉心の構造を工夫
- (2) 吸収を最小にする — H/U を小さくしてスペクトルを硬くする。 SUS は使わない。制御棒は燃料そのもので動かす構造とする。(オランダ)
- (3) 燃料の有効利用 — 燃料の燃焼度を上げる。燃焼度に増殖比は非常に sensitive である。

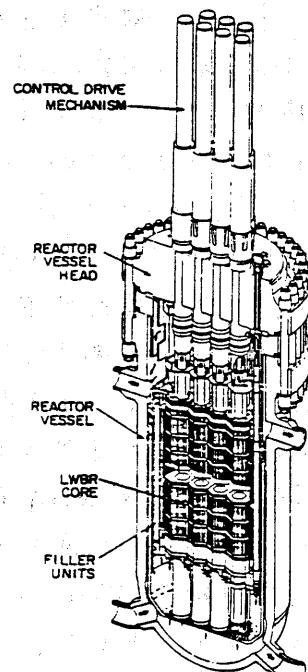
増殖比は1をせいぜい数%しか越えそうにならないので、

上の(1)～(3)の計算には非常に神経が払われた。核データには、ENDF/B-IVと一々及びORNLの新しいものが使われた。 Th の吸収の自己遮蔽で一々に比べて、一々の方が悪いとか、いくつかのコメントがあつた。

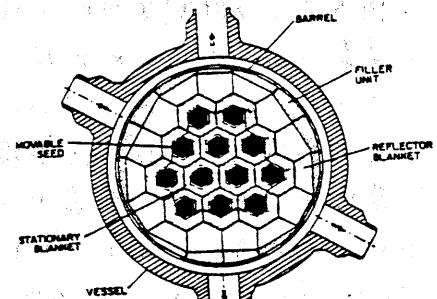
日米セミナーの全体的印象は文献(1)と、又 Block の論文は(2)であるので御関心のある方は御一読頂きたい。

〈文献〉

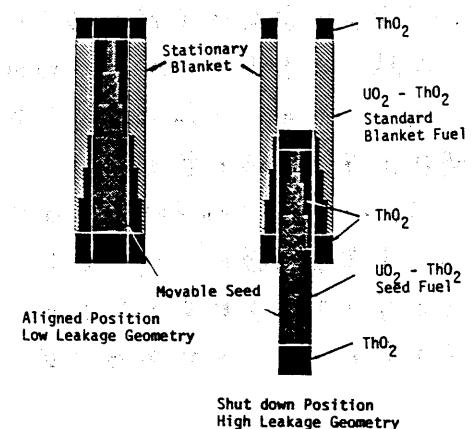
- (1) 柴田俊一、日米トリウムセミナー、日本原子力学会誌 25.1/7 (83)
- (2) R.C. Block, "The Light Water Breeder Reactor (LWBR) Program, Thorium Fuel Reactor, in print"



第1図 LWBR実験の炉心



第2図 炉心の断面図



第3図 制御機構

セッション III 中性子断面積 (I)

京大工 西原 宏

Karam 教授と 2 人でセッション III の前半の司会をつとめたのであるが、最初の発表は Block 氏の RPI におけるトリウム断面積及びスペクトル研究の発表であった。先ず、断面積データについては、つきの 2 点で ENDF/B-V の evaluation に合わない結果が報告された。(1) 0.1 eV 以下では Bragg 散乱の影響が出て σ_{in} は有意に小さくなる。(2) 同じく 0.1 eV 以下では σ_{in} の形が $1/v$ 法則よりもやがて上昇を示す。(Block 氏によれば increase less slowly) 次に、鉛スペクトロメータで σ_{in} を測定した結果が報告され、1~100 eV での実験式が示された。最後に、京大炉で以前に使われたトリアの球形集合体を用いてスペクトル測定を行った結果が報告され、ENDF/B-V は 0.7~3.5 MeV の間の σ_{in} を過大評価している可能性が示唆された。この点については、木村逸郎氏から ENDF/B-IV evaluation の方がよかつたのではないかとのコメントがあった。上記 (2) については、Olsen 氏及び Garg 氏が、共鳴レベルを設定することで説明できないかと質問し、Block 氏は、いろいろと試みたが、すべて成功しなかったと答えていた。この点については、Slater 氏は Chalk River でのデータは $1/v$ lower case v-dependence の法則を支持しているようであるとコメントした。

つぎは、山室氏の、京大炉電子型加速器によるトリウム断面積の測定についての報告及び捕獲ガンマ線測定用に試作された重水素化ベンゼン液体シンチレーション検出器についての発表であった。これに対して Block 氏は、 σ_{in} の形を測定したら面白いと我田引水的コメントをし、Olsen 氏と Garg 氏は、発表のなかで引用されたデータ等について質問した。また Greneche 氏は、共鳴積分の決定をやったかというようなことを質問した。

最後は、平川氏の高速中性子に対するトリウムの核データについての発表であった。これは、4.5 MV ダイナミotron による一連の実験の報告である。全断面積のデータは ENDF/B-IV よりも JTENDL 2 の evaluation を支持するとのことであった。微分散乱断面積、 σ_{in} 及び $X(E)$ についても報告された。これに対して Block 氏は、 $X(E)$ に対する Maxwell 分布の適合性 (χ^2 の値) について、Garg 氏は散乱中性子の角度分布について質問した。一緒に座長をつとめた Karam 氏の印象によれば、山室、平川両氏の論文は excellent ということであり、私も同感であった。また、Block 氏の周到綿密な実験と、徹底したデータ解析に強い感銘を覚えた。

Olsen 氏は impressions なかで、各種の核データ evaluation と積分実験の結果の比較という重要な主題がこのセミナーでは miss されていると指摘している。私はこの点についてもかなりの発表があったように思っていたのであるが、ORNL の Olsen 氏から見れば甚だ不十分といふことであろう。

セッション III 中性子断面積 (II)

東工大原子炉研 山室信弘

セッションIIIの前半に引き続き、 $\text{Th}-232$ などの断面積に関する研究発表が行なわれた。先ず世界的に見ても、最も多くの中性子断面積を測定し、核データに関する多大の貢献をしてきているオークリッジ研究所の電子ライナック (ORELA) による $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$ 燃料サイクルに重要なデータ測定の結果がOlsson氏により発表された。さすがにその内容は豊富でデータの精度も良くなっていた。平均共鳴捕獲幅に従来の値の中では最も大きい $25.2 \pm 0.6 \text{ meV}$ という値を出していいること、 ^{233}U の $\bar{\nu}$ を 2.490 ± 0.009 と 0.4% の高精度で与えていたことなどが注目された。

次のGarg氏の発表は同氏の測定を含めて~4keVまでの ^{232}Th の全断面積、捕獲断面積の々例の実験から、全断面積、共鳴パラメータ、中性子強度関数などの評価をまとめたものである。Garg氏は長年にわたり、この種の仕事を手掛けており、最も得意とする分野と思われる。共鳴データの解析にあたり、s-, p-, d-波の判別が最も困難な点であるが、最近の測定及び解析技術の進歩はデータの改善に役立てられてはいるようである。つづいてフランスのC.E.A.を中心とする $^{232}\text{Th}, ^{233}\text{U}$ の断面積測定、臨界実験のニートロニクス、MSRやHTRにおける燃料サイクルなどの各種の評価についての発表がGreneche氏により行なわれた。割当てられた時間が短かいにかかわらず、内容が多岐にわたったため、その印象が薄められたが、フランスにおけるトリウム研究の一端を知ることができる、有意義な発表であると思った。

セッション IV 中性子スペクトルと臨界実験

東北大工 平川直弘

このセッションでは次の3篇の論文が発表された。

- Evaluation of Nuclear Data for Thorium Fuelled Reactors and Their Integral Test by Neutron Spectrum and Decay Heat, I. Kimura (KURRI)
Measurements of β -ray, γ -ray and Delayed Neutron Data for short-lived Fission Products Using the On-line Mass Separator KURISOL K. Okano (KURRI) & T. Kato (Nagoya U.)
Critical Experiment with Thorium Using KUCA K. Kanda (KURRI)

第1の論文は3つの部分より成り、第1の部分ではJENDL-2のために行われた ^{232}Th の中性子断面積の評価についての報告がなされた。結果は主にENDF/B-VのためのANLしか行って評価と比較され、全般には良く合っているが、非弾性散乱断面積が 0.8 MeV 以上で 30% 近く小さい。 $(n, 2n)$ 断面積がやや小さいことが示され、また 21.78 eV と 23.43 eV の共鳴パラメータに問題のあることが述べられた。

オ2の部分では京大炉Linacで行われているトリウムの球体系および金属トリウムの平板体系からの漏洩中性子スペクトルの測定と、1次元輸送計算との比較が報告された。断面積にはENDF/BIVとJENDL-2が使われたが、JENDL-2を用いた場合、計算値は0.8~2.5 MeVで実験値より数10%小さく、この部分の非弾性散乱断面積に問題のあることが示唆された。

オ3の部分は東大の「やよい炉」で行われた崩壊熱データの実験に関するもので、 ^{232}Th と ^{233}U の試料について、核分裂後10秒から24000秒の間のβ線およびγ線のエネルギースペクトルを時間を追って測定したものである。結果は数種の崩壊熱データと比較され、 ^{233}U についてはJNDLファイルによる総和計算と良く合っており、 ^{232}Th のγ線については、実験値と計算値が核分裂後200秒以降で大きく違っていることが示された。

オ2の論文は、核分裂生成物についての正確な核データを測定することを目的として、KURに設置されたISOLの紹介と、 ^{235}U を照射して行った試験結果の報告で、 ^{95}Rb 、 ^{94}Rb 、 ^{94}Sr などのdecay schemeの決定、Srのいくつかの同位体のレベルの寿命の測定、 ^{94}Rb の遅発中性子放出確率 P_n の測定などの結果が報告された。

オ3の論文はKUCAで行われているトリウムを用いた臨界実験の報告で、集合体の中心3行3列を黒鉛と金属トリウムの体積比を変化させるテスト領域、その周囲を高濃縮ウランアルミニ合金とポリエチレン(H/U比約300)としたドライバー領域、その外側をポリエチレンの反射体とした3領域の炉心について、臨界性(中心3行3列が黒鉛のみから出来ていた場合からの置換反応度、中性子束分布、中心の1本について黒鉛とトリウムの体積比を変化させた場合の反応度、黒鉛とトリウムの体積比をテスト領域全体では一定のまゝ、トリウム枝と黒鉛の厚さを増した場合の反応度変化(パンチング効果))などの実験結果が説明された。

実験結果は、主にLAMP-Bで少数群断面積を作成し、2次元拡散コードで実効増倍率を求め、その差から反応度を出す、という方法で解析された。

実験値の比較では、(1)臨界性については $C/E \approx 0.97$ 、(2)中心1体のトリウムの反応度効果はほど実験値に近い、(3)中性子束分布はテスト領域内で実験値が計算値より高すぎる(この点については、実験は中性子密度を測っているのに、計算値は中性子束を与えるのではなくかという指摘があった)、(4)パンチング効果は3行3列の領域については9枚パンチの場合を除き C/E が±2%以内であった、等であった。

この解析について、一般化模動法による解析を行ったかという質問があり、日本の(少くとも大学の)ソフトウェアの整備の遅れを感じさせた。

このセッションは内容がきわめて多岐にわたっており、また内容的に必ずしもトリウム炉のデータに結びつかないものもあり、討論も活潑とは云えず、結局日本の研究の現状の紹介に終ってしまったようだ。

セッション VI 原子炉設計 1 原工試 芳賀暢

このセッションは各炉型における Th 燃料利用を主題とし、4編（アメリカ3編、フランス1編）の論文発表があった。これらの発表の論旨を以下に要約する。

Practical Introduction of Thorium Fuel Cycle, P. R. Kasten (ORNL)

軽水炉、重水炉(CANDU)、高温ガス炉および高速炉について Th サイクルの可能性を検討し、コストと燃料有効利用の両面からその優劣を論じた。これらの比較検討においては、Thサイクルの経済性が通常の U サイクルに対して同程度の水準にあることを一つの制約として考慮している。すなわち、その論点を要約すると； 軽水炉：ウラン価格が比較的低水準にある現状では、軽水炉の Th 利用はコスト的に不利になるが、実施面では U-Th サイクルより Pu-Th サイクルの方が有利である。 重水炉：CANDU 炉をモデルとして、その Th 利用を検討したが、現在の CANDU 炉における天然ウランベースの燃料費が極めて安いので、これに対する Th サイクルコストを実現するのは難しい。しかし、燃料利用率から云えば、重水炉の Th 利用は軽水炉より有利である。 高温ガス炉：この炉型は Th サイクルに最も適している。その理由は、中性子スペクトルが比較的高く、反応度寿命を長くすることができるので高い燃焼度を取り得ることによる。このため、ワансルーサイクルでも Th 燃料利用の経済性を確保する可能性がある。 高速炉：U サイクルによって高い増殖比を得ることができるので、Th サイクルに対するインセンティヴは少い。しかし、高速炉のブランケットに Th を使用し転換により得られる ^{233}U を熱中性炉に利用する "fast-thermal" システムには一考の余地がある。

Use of Thorium in PWRs, N. L. Shapiro (CE)

高速炉の目標が当初の予想より大きく遅れる一方で、軽水炉の商業化がはるかに進んだ現状において、軽水炉における Th 燃料の利用が資源節約の立場から有意義になってきた。PWR における Th 利用の形式としては、(1) Th/U サイクル、(2) Th/Pu サイクル、(3) Cross Progeny サイクルの 3 通りを考慮対象とした。Cross Progeny サイクルとは Th/Pu サイクルから回収される ^{233}U を U サイクルの濃縮用に使用し、これにより得られる Pu を再び Th/Pu サイクルにリサイクルする方式である。

これらの利用形式について、GW 当りの U_3O_8 所要量と濃縮所要量を評価した結果、各々のサイクルについてほぼ同等の節約効果のあることが報告された。また kWh 当りの燃料サイクルコストは前述 (2) Th/Pu サイクル および (3) Cross Progeny サイクルが通常の U サイクル および U/Tu サイクルに対して 10 ~ 25% 程度低くなると報告された。

A Review of Thorium Fuel Cycle Work at MIT, M. J. Driscoll (MIT)

軽水炉(PWR)および高速炉を対象として Th 燃料利用による長期節約効果、Th 装荷炉心の各種炉特性、Th サイクルのコスト評価等を主題として広範囲の研究成果が報告された。軽水炉(PWR)を対象とする場合、Th サイクルの形式として考慮した範囲は、前述の

Sheapiro の発表と類似しているが、本発表による PWR 燃料サイクルのフローチャートを参考として以下に示す。

通常のウニスル- U サイクル（ケース U-1 の前半のみ）を基準として、一基の原子炉について U_3O_8 節約効果を評価すると U/Th サイクル（ケース Th-1）か U サイクル（ケース U-1）より有利で、現在の PWR 格子を用いて 49%， Tight 格子になると 57% の節約を与える。しかし、 U/Th サイクルは燃料サイクルコストが高くなり、その実施には不利

益を伴う。このような観点から、Driscoll 論文は ^{235}U サイクル、 Pu/Th サイクル、 $^{233}U/Th$ サイクルの組合せ（ケース Th-2）を提案したが、これにより ^{235}U と ^{233}U の分離が可能となり燃料サイクルのプロセスが容易になるとしている。

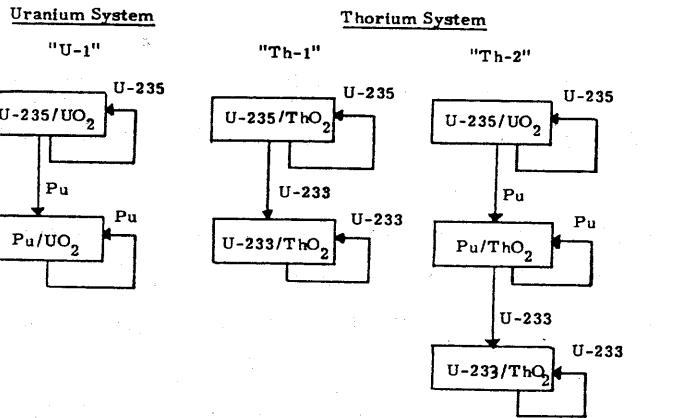
高速炉における Th 燃料利用については、7通りの装荷方法を考慮して炉特性の比較評価を行ったが、最も可能性の高いケースは Th 燃料を内部ブランケットおよび半径方向の外部ブランケットに使用する場合である。Th 利用のコスト評価については ^{233}U の価格が高く、Pu の価格が低くなると有利になるが、 ^{233}U の価格が Pu より 10~20% 程度高い位置に Th 燃料利用のコスト分歧点がある。

Thorium Cycle in PWRs: Alternative to a Slow Penetration of FBRs, Gambier (EDF, France)

PWR における Pu リサイクル研究に関連し、1975 年以降フランスで行われた Th サイクルの評価検討の結果が報告された。Th 利用の形式には、高濃縮 U/Th / ^{233}U サイクルおよび Pu/Th / ^{233}U サイクルが考えられる。前者は高濃縮ウランを必要とするため微濃縮 U を基本とする PWR 燃料サイクルの考え方と合致しないが、後者は再処理ベースの Pu と ^{233}U を使用するので通常の Pu リサイクル計画の延長上にある。

このような観点から、Gambier 論文は $Pu-Th MOX$ および $^{233}U-Th MOX$ による燃料集合体を装荷した PWR 炉心モデルについて、その燃焼特性解析を行っている。これらの解析結果から、PWR Th サイクルを実現には当面 $Pu-Th MOX$ 燃料によりスタートし、 ^{233}U が蓄積する 10 年程度を経た時点から $^{233}U-Th MOX$ 燃料に移行するのが良いとしている。 U_3O_8 の累積所要量については、 Pu/Th / ^{233}U サイクルは従来の $Pu-U$ リサイクルに比較してさらに数 % 程度改善するものと考えられる。

以上、セッションⅦで発表された 4 件の論文は、相互に若干の相異を有するものの大勢においては類似した結論を与えている。特に Th サイクルの実現に際して初期サイクルを $^{235}U-Th$ 燃料でなく $Pu-Th$ 燃料にすべきであるとした点は、4 件の発表に共通の意見である。また Th サイクルの評価のために、資源 (U_3O_8) 節約効果のみならず Th サイクルのコストを重要な評価因子としている。しかししながら、コスト評価には、そのベースデータに不確定要因が多く、今後はより慎重な検討が必要になるだろう。



セッション VII 原子炉設計 2

原工試 芳賀 腹

このセッションでは、新型転換炉および高温ガス炉について Th 利用の可能性を検討した 2 編（日本）の論文登録がある。これらの発表の論旨を以下に要約する。

A Feasibility Study on Use of Thorium Fuel in Pu-MOX Fuelled Fugen-HWR,
芳賀 腹（動燃）

新型転換炉実証炉（電気出力 600 MW, 計画中）をモデルとする Th 燃料装荷炉心の燃焼解析と新型転換炉の Th 燃料利用についての検討結果を報告した。

予見し得る近い将来に実現可能であることを一つの目標として、ここでは最も単純な Th 燃料利用方式を考慮した。すなわち、(1) Th 燃料集合体と ThO_2 のみで構成し (MOX としない)、ワンススルーサイクル（再処理しない）で使用する。(2) Th 燃料集合体を炉心内に任意の分散パターンで装荷し、出力分布平坦化と初期反応度抑制に役立たせる。(3) Th 集合体装荷パターンと本数は必要に応じて、燃料交換のサイクルについて調整する。

新型転換炉実証炉の炉心は 648 本の燃料チャンネルから構成される。これに 44 本の ThO_2 燃料集合体を分散装荷することにより基準内の出力平坦化を達成（制御棒使用なし）、初期反応度を約 5% Δk 抑制する結果を与える。また装荷した ThO_2 燃料は初期において出力ゼロであるが、炉内滞在期間 2 年程度を経ると ^{233}U の蓄積により 1.8 MWth (平均燃料の約 60%) の出力を発生するようになる。この利用方式では Pu-UMOX 燃料の節約に加えて制御棒所要本数の節約等、副次的な効果もある。このような単純な Th 燃料の利用方式はその実現性がかなり高いと予想される。一方、Th に核分裂性物質を付加して MOX として使用するには、燃料製造が未経験である点に難がある。炉心燃焼計画上は自由度が増えて有利である。MOX とする場合には $^{235}\text{U}/\text{Th}$ より Pu/Th とするのが有利と考えられ。この点はセッション IV のアメリカ、フランスの各論文と同一意見である。

The Status of VHTR Development in Japan, 青地哲男、安野武彦、柴是行（原研）

実験用高温ガス炉 VHTR (Very High Temperature Reactor) について、原研における開発の現状とその燃料サイクルに関する報告が行われた。この実験用 VHTR の開発は下記の目的を達成することを目標としている。すなわち、(1) 将来の原子力アロセスピート応用への実証、(2) 高温下における原子炉燃料および材料の照射試験、(3) 大型 VHTR の安全性に対する確認試験。

実験用 VHTR の概念設計は Table 1 の基本仕様により与えられる。He 冷却材の原子炉出口温度が 1000°C と極めて高温であるのが特徴である。VHTR の燃料は球型の微濃縮 UO_2 核を PyC および SiC により 4 重コーティングしたもので燃料ピンに成形して使用する。実験用 VHTR に関する限り Th 燃料は必要としない。しかしながら、VHTR は Th 燃料の使用に関して多くの利点を有することが良く知られており、この関係から

ThO_2 或いは $(\text{Th}, \text{U})\text{O}_2$ を核とするコーティング燃料についての研究や照射試験等が原研において進められて来た。将来、実験用 VHTR が運転に至る時には、炉心の一部に Th ベースの燃料を装荷し照射ベッドとして使用することが考えられる。

Table 1 Main Specification of Experimental VHTR

1 General	
Reactor power	50 Mwt
Reactor outlet/inlet temp.	1000/395°C
Coolant pressure	4.0 MPa
Cooling loops	2
Fuel type	Low enriched UO_2 , Coated particles, Pin-in-block type
Pressure vessel	Steel
2 Reactor Facility	
Core dimensions (dia/height)	2.7/4.0 m
Number of fuel blocks (column #/stage #)	511 (73/7)
Number of control rods	38
Pressure vessel inner dia.	6.0 m
Power density (mean/max.)	2.2/4.2 W/cm ³
Fuel load (mean enrichment)	1.74 tU (4 w/o)
Burn-up (mean)	12000 MWd/t

セッション VIII 原子炉設計 3

京大炉 木村逸郎

このセッションは、General Atomics の J. A. Larri more 博士と小生が座長となり次の4件の論文が発表された。

1. R. A. Karam and Bencheik : The $^{233}\text{U} - ^{238}\text{U}$ LMFBR Operating on an Extended Burnup Cycle.
2. B. R. Sehgal : The Application of Thorium in Fast Breeder Reactors and in Cross-Progeny Fuel Cycle.
3. R. Ishiguro, K. Sugiyama and H. Sakashita : Basic Studies for Molton-Salt Reactor Engineering in Japan.
4. K. Furukawa, Y. Kato, T. Ohmichi and H. Ohno : The Combined System of Accelerator Molton-Salt Breeder (AMSB) and Molton-Salt Converter Reactor (MSCR).

このうち前の2篇は高速増殖炉を巻き込んだトリウム燃料サイクルの話であった。以前 ANL にて現在 Georgia 工大に移った Karam は $^{233}\text{U} - ^{238}\text{U}$ 金属燃料（初期濃縮度約 6%）液体金属（Na）冷却の高速増殖炉を提案した。これは、安全性、核拡散防止および資源の活用の3点から有利であるとし、具体的に次のようなことを挙げている。

- (1) Na-ホイド係数が (Pu-O) O_2 系より小さい。(2) 別の ^{233}U 生産用の Pu-Th 炉と組合せることによりトリウム資源の活用ができる。(3) ^{233}U を使うので核拡散防止上よい。
 - (4) 最近の研究では燃焼度 10% まで金属燃料が使用できるなど金属燃料への信頼が回復つつある。(5) トリウム系合金はウラン系より照射特性が優れている。
- そして、2領域炉心をした 3300 Mwt の $^{233}\text{U} - ^{238}\text{U}$ 炉を設計し、次のような結果を得ている。

- (1) 炉心変更に伴う反応度の変動 (swing) は $1.4\% \text{ per } \text{hr}$ 以内であり、十分制御可能である。
- (2) 金属燃料使用に鑑み、その照射挙動を予測し、平均 10.7% 、最大 14.56% という高い燃焼度でも燃料が耐えるであろうとしている（こうした照射挙動の解析を日本の炉物理層も参考にすべきであろう）。
- (3) 熱水力学的な検討の結果は現在の LMFBR と似ている。

次の B. R. Sehgal は EPRI (日本の電力中研のようなところ) の原子力部に所属する人であり、やはり高速増殖炉へのトリウム利用を取扱った研究を発表した。論題の CROSS-progeny とは子孫交換、つまり生産された ^{233}U と ^{231}Pu を交換するもので、言葉の意味は異なるが symbiotic (共生の) 燃料サイクルと同様に使われることが多い。Sehgal の論文では図のように軽水炉、高速炉、高温ガス炉を含む燃料サイクルを幅広く取扱っている。とくに、高増殖炉へのトリウム合金燃料を利用するこにより、増殖比の減少を抑制できるとしている。（これは Karam と同じ考え方である。）また、 PuO_2 - UO_2 系に比べて PuO_2 - ThO_2 系は Na ボイド係数が著しく改善できるため、前者の炉心で考案されている各種の対策が不要となる。さらに、ガス冷却高速炉 GCFR へのトリウム利用も特長があるとしている。最後に、 ^{233}U を軽水炉、高温ガス炉ならびに新型転換炉に装荷した場合の特性について幅広く論じた。最後にトリウム燃料サイクルで注意すべきこととして次のことを付言している。

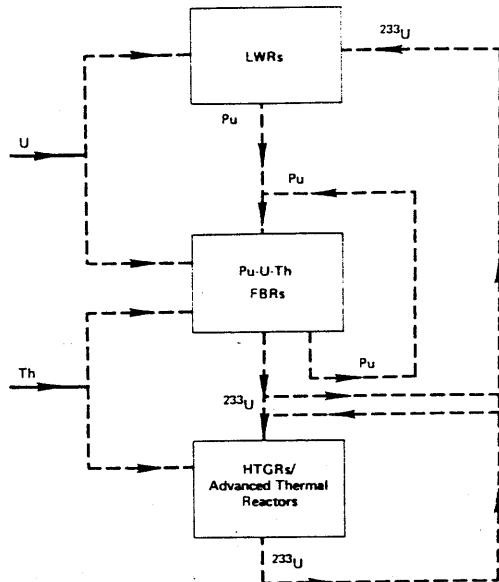
- (1) ^{232}U が蓄積し高エネルギーの γ 線源となる。
- (2) ^{233}Pa が半減期 27 日で崩壊し、 ^{233}U が生成するため炉停止後の反応度上昇が起る。

(3) 遅発中性子収率 β が小さいため炉制御上注意がいる。

現在のところ米国では安価なウランが入手でき、さらに近い将来再処理により軽水炉で生産された多量のプロトニウムが使用できるので、今すぐトリウム燃料炉とはならないであろうが、将来トリウム燃料を FBR に装荷することによりプロトニウムを ^{233}U に転換できる。その場合、この ^{233}U を軽水炉に使用するという CROSS-progeny サイクルを採用すると有利であり、かつその可能性も高かろうと結論している。

後の 2 篇は日本からの論文であり、日本における溶融塩炉工学に関する基礎研究および加速器増殖溶融塩炉に関する論文であった。しかし、両篇とも科学研究費の報告書、原子力学会専門委員会の報告書その他で詳しく紹介されている有名な研究であり、その紹介を短縮するのは筆者の能力を超えることでもあるので、ここではあえて触れないことにさせて頂く。

以上最終日の朝といふいささか疲れきった頃のセッションであったが、さすがに大詰に



トリウム装荷高速炉を含む典型的な共生燃料サイクル (Sehgal)

ふさわしい発表が並んだ。前のセッションにおけるいくつかの研究や本セッションの karam や Sekgal のような幅広くかつ深みのあるトリウム燃料サイクルの研究が、わが国でも育つかつ統くことが望ましいのではないかと座長をしながら考えた。(かなり以前は、京大の西原(宏)、大田(現九大)両先生や東大の古橋先生(現動燃)などがやっておられたのに、現在この関連の研究が少しとたえてるよう感じられる。これは筆者の不勉強による偏見かも知れまいし、それならよいか。)

本会主催、大学原子力教官協議会協賛

第15回「炉物理・夏の学校」のご案内

第15回「炉物理・夏の学校」は、次の通り菅記念研修館で開催することになりました。この研修館は富士国立公園内の河口湖畔にあり、豊かな自然に恵まれ、しかも夏期の平均気温25°Cという好環境にあります。この中でいま、炉物理にとって何が問題であるのか?について、全国の若手研究者と一緒に勉強し、討論し、そして親睦を通じて新しい何かを得たい、生み出したいと考えています。

とき 7月27日(水)~30日(土)

ところ 日本国原子力産業会議 菅記念研修館
(山梨県河口湖町大石字鳥打山2799,
Tel. 0557(6)7021)
(中央高速バスまたは国鉄中央本線立道にて河口湖駅
下車、バスまたはタクシー)

○プログラム (概略)

(第1日) 7月27日(水) 12:00~現地受付、13:15~開校式

(午後) 1. 核燃料サイクルの炉物理 (東大) 清瀬量平

2. 核融合研究開発と炉物理 (原研) 東 隆 三

(第2日) 7月28日(木)

(午前) 3. Pu 利用軽水炉の炉物理 (京大) 高橋義信

(午後) レクレーション(自由時間),
若手研究者発表会(19:00~21:00)

(第3日) 7月29日(金)

(午前) 4. 高速増殖炉「もんじゅ」発電所の概要
(動研) 森山正敏

5. FBR 非均質炉心の炉物理
(FBEC) 山本正昭

(午後) 6. 放射線遮蔽設計計算法

- (1) 基礎 (三井造船) 金森善彦
- 7. (I) 高速炉 (東大) 大谷暢夫
- 8. (II) 核融合炉 (京大) 関 孝
- 9. 炉物理研究トピカルテーマ発表会
(神田啓治、前川洋、中沢正治、他)

(第4日) 7月30日(土) 閉校式(10:00)

○参加費

- (1) 受講料 正会員 3,000円、学生会員 2,000円
非会員 5,000円

- (2) テキスト代 1,000円

- (3) コンバ(7月27日19:00~) 会費 1,000円程度

- (4) 宿泊費(1泊2食付) 4,500円(予定)

○申込方法 所定用紙に必要事項を記入し、下記宛に
申し込んで下さい。(用紙は「炉物理連絡会」幹事校
(東大)から各研究機関宛にも郵送します。)

○申込締切 6月25日(土)(定員 50名)

○問合せ・申込先 (〒113) 東京都文京区弥生2-11-16

東京大学原子力研究総合センター 小佐古敏莊

(Tel. 03-812-2111, 内線 2922)

(学会誌 Vol. 25 No. 5)

核融合炉ブランケット中性子工学についてのワークショップごく該題について

原 研 中 村 知 夫

1. 日米ワークショップ

国際協力によるトカマク型核融合炉の概念設計 INTOR を契機として、トリチウム増殖ブランケットに関する関心が高まり、我が国では原研の実験炉(FER)，また、米国ではANLを中心の DEMO 炉の概念設計においてブランケット特性の検討が精力的に進められている。ブランケットの設計には、材料物性、熱、機械設計、安全性、核特性等いろいろな要素があらわが、その中でもトリチウムの増殖性は、燃料サイクルの観点から核融合炉の将来の見通しをつけるために早急に研究を進めねばならない一つである。

良く知らかれていくように、炉の検討をより具体的にするにつれてトリチウムの増殖は、当初考えられたほど楽観的ではなく、系全体のトリチウム増殖比(TBR)が 1 という回数のは、自明とは言えなくなっている。従ってこの問題を改めて基本的かつ総合的に精緻化を上げて評価する必要が出ていている。この様な背景から核融合開発に関する日米協力が共同計画オーバーとしてブランケット、ニュートロニクスが取り上げられ、共同実験を含む協力計画を検討するなどとなつた。そこで昨年 12 月初め、初回の会合として日本においてブランケット中性子工学に関するワークショップが開催された。米国の出席者は、ANL の M. Abdou を団長として解析および実験を含む 6 人であつた。ワークショップは、原研東京本部における一般セッション(12/28)，原研東海研究室における FNS セッション(12/9, 10, 11) および改めて大阪工学部における大阪セッション(12/15, 16, 17) の三つに分かれ、それぞれ日米のブランケット炉物理の研究の現状および FNS, OKTAVIAN を用いての協力の可能性およびその進の方について発表および討論が行われた。

トリチウム生成用のリチウムを含む増殖材は、大別して Li, Li-Pb 合成液体(運動温度)、と Li₂O, Li₂SiO₃, LiAlO₂ 等の固体に大別され、それぞれ特長および問題点を抱えている。増殖材の選択および冷却材、中性子増倍材の組み合せになりブランケット設計は、これまでに変化する。米国では現時まで一つのブランケット概念を選ぶのは早いとして 1982 年 10 月からケネディ計画でこれを提案された色々なブランケット概念を工学的に比較検討し、その問題点を明確にして順位をつけ選別する(Blanket Comparison and Selection Study)作業と ANL とをまとめた後としたチームで開始した。一方、原研では、増殖材として検討の結果、酸化リチウムに軸を絞ってブランケットの詳細な検討を総合的に行つてゐる。しかしながら最近増殖比を高く得るためにには、いろいろ設計上考慮が必要なことが分つて来た。いざいの場合で固体质ブランケットとして酸化リチウムは最も重要な候補である。従つてその核特性を精度良く知る必要がある。

現在の分析によれば、トリチウム燃料サイクルを考慮すれば TBR は、最小 1.05 は必要である。また、核データ、計算法、モデリングおよび設計条件に子なる不確定性は、最も

散差に行つた時で ANL の算定によれば -2% ～ +7% で通常はもつと大きい。普通不確定度を考慮して 15 ～ 20 以上と目標としているが、設計の自由度から TBR の評価を求めるだけ散差に行えるようにする必要がある。

東研 FNS では、研究課題の一つとしてオフターケット室の回転ターゲットにおける強力な中性子発生と遮蔽壁に設けられた貫通実験孔を用いてブランケット炉工学系ベンチマーク実験を行つており、これを協力研究のテーマとして予め米国側にその概要を説明してある。この実験は核融合炉ブランケットの従来の非均質構成がトリチウム増殖性能による影響を調べる目的で、第 1 望、中性子増倍材、増殖材、冷却材および反射材をモデル化して適当な組合せがこれまでモジュールの中心軸上でトリチウム生成分布等の測定を行うものである。増殖材としては、主として酸化リチウムを用いる。

この実験およびその解析について東研および米国 (ANL が担当) から検討の報告を協力の進の方に対し熱心な討論が進められた。その後予めうれしい提案では、一つは解析面でもう出来る限り共通の核データおよび計算コードを用い設定したベンチマーク体系で双方で基準計算を行つて共に、両国独自の核データおよび計算手法で行った計算との比較を行う。この間にシグマ委員会で JENDL-2 の核融合炉用データとして、JENDL-2 について評価を進めて頂いている。予備解析および実験解析は、比較の結果に基づいて進められる。また米国で断面積および体系のシステムパラメータに対する然後解析コードを整備し、実験計画に役立てる。実験の面では、米国から 1 名以上の実験者が FNS に参加し共同で中性子深特性およびブランケット炉物理量の実験およびデータ解析を行つと共に、日本双方が得意な測定技術を分担開発し相補的協力をを行い、またトリチウム生成率の予測値に關しては、独立な手法での相互比較を行ふことにより精度を確認し実験値の信頼度向上を計る。一括査定ではバイアスが入りがちな測定値に關し新しい試みとして期待される。

この協力が具体化すれば、米国では、TFTR のリチウムブランケットモジュール計画 (JEM: 1985 年度) まで計画のない積分実験に対し設計評価に有用な測定データが得られ一方日本は、米国が行う中流いブランケット核特性についてのサーベイについての結果および核データ、計算法についての新しい情報が手に入ると期待される。

核融合炉の場合、ブランケット特性の構造依存性は大きいが、その基本的事象は中性子スペクトルと核反応断面積から来るもので基礎的なデータを対象とするクリーンベンチマーク実験および核データ測定を行うにそつ解析と手を重ねてあり、設計を念頭に置いて炉工学系実験と互いに補うものである。現在の協力計画には、入っていないが、米国は、東研および大学のベンチマーク実験に大きな関心を示している。特に最近の固体ブランケット設計では、中性子増倍材が大きな意味を持つようになり Be, Pb についての核データが現れのデータの不備から関心を引いている。また構造材の ($n, 2n$) 反応による増倍や軽スペクトルまでの寄生吸収の寄与についても精確に取扱いが必要となる。幸い我が国には東研の FNS 、改大の OKTAVIAN と強力な中性子工学用中性子源があり実験者層も厚く中性子工学の面では、世界をリード本末をもつと考えている。

2. エリーカエ: ワークショップ

ごく最近イタリアで開かれた核融合炉ブランケットに関するワークショップに出席したので、ヨーロッパの状況に関して簡単に紹介したい。この会合は、ユーラトムが後援、核融合炉工学国際学校（校長：ENE A、ラスカニア、ブルー、ブルネリ）が主催し、南イタリア・シリーのエットーレ、マヨラナ科学文化センターで6月5日から10日間にわたりて行われた。このセンターは、地中海岸近くにそびえたつ岩山の頂上に架かる山岳校エリーカエの建物にあり、国際セミナーハウスとして所属する70の諸科学分野の国際学校がいわば共用を聞いている。

出席者は、欧洲の6ヶ国（英、仏、独、伊、蘭、日）約50数人、他に日本および米国から1人づつが参加した。今回のテーマは、Blanket Concept as Reactor Componentと Out-of-pile experiment related to Blanket の二つ、8セッションで総計29件の発表があり、最後に各発表のサマリーとテーマ、リード者コメントのサマリセッションがあり。内訳は、炉概念：7、ニートロニクス：8、トリチウム、サイクル：1、トリチウム技術：1、材料共存性：2、電磁力解析：2、オーリング設計：3、それに日本および米国）ブランケット実験計画についてである。

簡単に印象を述べると、

増殖材については、トリチウム増殖性と並んで材料の特性（トリチウム放出、構造材との共存性、安全性）に関する議論が多く、まだ対象をしきれていない。Li-83Pbについての研究が多くオーリング補助燃はるが、異なる配合のリチウム鉛も考えており、また固体材料については、三元酸化物も酸化リチウムと並べて調べている。従って $^7\text{Li}(n, \alpha)^3\text{T}$ は、トリチウム増殖に効かないとして殆ど興味を失っている。一方増殖材のBe、Pbの核データには極めて大きい関心を持っています。そうまで改めてKTAVIANのPbのデータが注目されている。

FNSの実験には、多くの参加者が興味を示したが、欧洲では、当面積極的に積分実験を行う計画は、開かれなかつた。増殖材の選択が問題であるとのことでヨーロッパでの経験から実験精度（現状では15～20%との評価）が上がりないと核データについて物がえず設計寄与しないという意識が強く感じられた。設計の人が多く実験者がいなかつたせいもあるろう。炉概念および核設計は、多国それぞれに目標、考え方バラライアがあり聞いてみると面白いが、東研やANL程系統立てて検討されていない。またトリチウム特性については、日本と米国では既に検討され先に進んでいるが、事柄について議論を続いている場合もあつた。全体としてみるとヨーロッパは、次期装置（NET）に対するブランケット工学はどう進めるべきか模索している状態で、ユーラトム傘下の各機関が主導権を握ろうと競争している自主路線と、ヨーロッパ共同で日本、米国に当たろうという協調路線が微妙にからみ合つている状態で外部から仲々本音がつかみにくい。向うからは、逆に日本では、設計を行つて今後の貢献がどうなればいいのかが疑問のようではあるが、大規模の概念はないのかという質問を幾回かしてお互様より知りたいが、最近、ガルセンのマックス・プランク研究所に各国の専門家を集め、NETの炉設計と検討するチームが発足した。その意味で、今回のワークショップは、日本の方の動向を見つめ、ヨーロッパでの方向づけするのに賛意と賛成のと伝えよう。今後ニートロニクスについてどんな動きが出て来るか楽しみである。

文部省・科研・エネルギー特別研究(核融合)分野における「プラント工学」班の発足に当って

大阪大学・工学部

住 田 健 二

文部省・科研・特定研究・エネルギー(核融合)は昭和58年度から第4年目に入ったが、その機会にいくつかの大きな手直しを行った。その中の一つは、総合総括班の中に、評価委員会を設けて、研究者の自主的規制による評価を今後の推進の上に反映させようとしたことであろう。そして、私達により身近い所では、従来の5班構成が6班となり、「プラント工学」班が新設され、「中性子工学」関係はかつての材料班から離れて伝熱流体、構造強度の分野(システム班より分離)と共に、この新しい班に所属することになった。

この新しい班の発足については約半年間に亘ってケンケンカクガクの議論があり、当初は主としてプラズマ関係の分野の人々から時期尚早との声が強く、また、かなり方法論の異なる二つの分野の融合性への心配や、班の増加によって結合性を發揮すべき特定研究全体の方向づけがかえって分極化しないかとの指摘もあった。これに対して、実際の研究を担当している若手を中心に、特に新班に入った両分野からは「プラント工学」に市民権を持つ非常に強い主張があり、白熱的な論争の末、とにかく「そんなに言うのならやらせてみようではないか」という空気が次第に強くなったりの結論であった。これまで数々お世話をなってきた材料班やシステム班から、比較的好意のこもった支援が得られたことも幸したと考えられる。ここで、こうした内幕めいたことをあえて報告するのは、私達の新しい班の発足はより大きな責任を担うという意志表示のもとに進められたのであって、何か学内分野の分類上の手直しをしたもののはずみで一人前になり、予算も少しは増加するのではと甘く期待されることは困るから申し上げているのである。大変勝手な言い分だが、この分野で科研費の申請をされたり、また研究分担をされる方々はその責任をより痛感していただくようお願いしたい。

そこで、少し古い話になってしまって恐縮だが、ついでにこの特定研究のスタートの所まで振りかえってみたい。

文部省科学研究費による核融合関連研究への助成は、既に10年程の歴史を持っている。特に丁度3年前のS.55年からは、特定研究エネルギー(核融合)として7ヶ年計画による責極的な助成が開始され、年間約8億円づつという思い切った処置がとられるようになった。この特定研究の開始に当って、準備段階ではどのようないくつかに分野に主力を置くべきかという議論がなされたが、その時期には炉工学に対する関心はプラズマを閉じ込めた炉心部(原子炉の炉心とはイメージが違う!)近傍の核融合特有のものに限られたようで、材料超電導やトリチウム技術についてはすんなりと必要性が認められたものの、「プラント工学」に対する関心度はあまり高くなかった。このため、学術会議融研連を中心に作成された第一原案では、中性子工学や伝熱流体、構造強度といった分野は姿がなく、こうし

大分野での研究着手は時機尚早という声に押され気味であった。つまり、核分裂炉で既にかなりのポテンシャルを示しているこれらの分野は、適当にその技術をつまみ食いすることと、当面の核融合開発は困るまいという議論が巾をきかせていたらしい。当時の私は、そのような審議経過を直接的に知る立場にはなかったが、中性子工学関係の科研費のまとめ役をされていた数人の諸先輩がこのことを知って、大変な努力を重ねて、最終的にやっと材料班の中へ「中性子工学」サブ班の設置を認めてもらうことに成功されたと聞いている。詳しい事情は後で分ってきたが、発足当時はとにかくサブ班・班長を補佐するようにと命じられただけなので、軒下を借りていただいた材料班の会合へ出て行って勝手な気焰を上げていた。材料の大先生方は心臓の強い居候の存在に苦笑され、一方中性子工学の諸先輩はハラハラされたらしい。2年目からは総合総括班の会合へも「中性子工学」から出席するようにと仰せつかつて一人前扱いされたのはよかったです。第1回目の会で、早速~~中~~中性子散乱の精密な取扱いなど不用、DDXの測定などもつての外、当面は核理論さえあれば十分と、日頃から尊敬の念を持ってその名をうかがっていた某大家から軽くいなされて、大議論をしてしまった。正直な所、炉物理・中性子工学といった名前で呼ばれている私達の分野でのフェルミ以来の努力への方法論上の全面否定につながる発言なので黙つておれない感じた。核融合の世界でのこの種の発言は、今だに時と場所・発言者を変えてやはり聞こえてくるのは確かだが、誘導放射化の制約からTFTFのパルスショット数が大巾に押えられた頃からはさすがに正面きつての発言は減ってきたようだ。しかし、それでも遮蔽とか誘導放射化という目前の問題での必要性がやっと理解されはじめてもらえたということと、トリチウム増殖比とか、ブランケット内熱発生の最適化などのための中性子工学となると、まるで遠い空想上の世界のことのような目つきをされることが少くない。核融合炉を実現させるべき形式の選択にかかる重要な決断以前に、この種の余計なことは手を出すゆとりがないということだろうか。「核融合中性子工学」と名のつても核融合開発の中で市民権を得るにはまだまだ時間がかかりそうだ気がしている。

さて、ここから目を将来の方向に向けたい。制御された状態での核融合自体がまだ達成されていなか今日、なお「ブランケット工学」を取り上げるには、どのような理由があるだろうか。これまでの論議を通じて私が知り得た範囲では、およそ次の3つの階層での期待がある。

まず、当面の核融合研究推進のための大型装置における中性子工学や、伝熱・流体・構造強度といった分野からの直接寄与、もしくは技術的助言である。たとえば、中性子工学畠で言えば、誘導放射能関係、遮蔽、ストリーミング、スカイシャイン関係の研究の必要性を疑う人はさすがにいなくなってしまった。そんなものは原子炉や加速器での技術を少しいじれば十分と断言していた向きが、血相を変えて相談に来る有様である。この分野での助力によって、勿論それで本番の予習を兼ねることもできるが、私達は直接的な成果を与えるだけでなく、中性子輸送を取扱う上での核データや散乱取扱いの重要性を他分野の人々にも十分知らせうる筈である。单なるサービスに止めては惜しい段階というのが私の判断である。

第2の段階は、現状の核融合炉設計、特に材料やブランケット設計で我々が持っている

データや計算技術etc.から、いったいどれ位のことが保証できるのか。簡単に言えば誤差棒の長さはどれ位かをはつきりさせたいとの声が出ている。国際会議に行くと色々とすばらしいアイデアの設計が披露され、こともなげに発熱分布や丁増殖比などが書かれているのを見ると、気の弱い我々中性子工学屋はあまりこの種の話には近寄らぬ方が身のためでは…と思いたくなる。しかしそこで逃げずに、ちゃんとしたモデルと実験を通じて現状での設計への寄与可能な水準がどこにあるかを明示しなければならない。このことは、自らがすぐには役立たぬことを認める事にもなるので大変つらいのだが、避けるわけにはいかない。幸にして、中性子工学のかなりの部分はもうこのレベルに入っていると思うが、個々の研究者レベルでの認識ではなく、共通の理解が欲しいし、共用しうるだけの十分なデータやコードも欲しい。そして、自らの研究を着々と進めている頭の良い研究者にはもうその先も見えていようが、分担を決めた次の本格的攻撃のためには、やはりこの辺での問題整理をきっちりしておくことが大切だと思う。ブランケット工学班全体として、ここまでを次の3年で進めうるかどうかは分らないが、かなりに中性子工学サブ班では可能性ありと考えている。

第3段階は、しほり出された項目の掘り下げ、それを反映させたブランケットの最適化設計への寄与がある。ここでは炉型選択への助言も生じよう。そして、熱構造やシステム設計との関連は非常に強くなってくる。私見では僅か3年間にここまで行きつくことは容易ではないと思うが、少なくともその萌芽的なものが姿を見せることを期待したい。

次に、新しい「ブランケット工学」班に属する分野の範囲をどう選ぶかについて述べたい。当初に関係者の間で検討されたことは、「中性子工学」の中に「中性子源」「核断面積モデル」「放射線計測」といった比較的応用原子核工学の色彩の濃い分野を取り入れるかどうかということであった。また、伝熱・流体と構造強度とを分離してこのサブ班にしたいとの声も強かった。しかし、現状での応募申請数や研究進行状況を見ると、数多くサブ班をつくるよりは、比較的少ないサブ班内でもまず相互の協力や連絡を図り、更に二つのサブ班同志での接点での協力体制をとり易くした方がよいとの意見が強くなった。現実には、材料班から「中性子工学」が、システム班から「伝熱・流体、構造強度」が抜けて合体したというイメージが強く、ここへ新しい分野や新しい研究層を呼び込みたいとした計画が最終段階で潰れてしまつたのは残念である。しかし、「ブランケット工学」への指向性は非常に明確になったのだから、とにかくこれを支える二つの大きな柱である両分野の間で、まず協力体制を組めないようではお詫にもならないのも確かである。ところが、今すぐこの二つの分野だけを結んだ研究課題を設定しようとすると、その課題は比較的限られてくる。つまり、「中性子工学」側からブランケット内での発熱分布に対してもできるだけ正確なデータを提示し、熱・構造的な立場からの具体的提示には、遮蔽やトリチウム増殖の立場からのチェックの結果を伝えるというような、かなり具体的な設計作業段階での協力は自明なのだが、比較的基礎的な研究の段階でこの両者を複合し、協力によって大きな成果を上げうるものを探るとなると、意外な位よいテーマが見つからない。MITTなどの強中性子源のターゲット設計とか、LiPbによる丁増殖体系などは手頃な例題だけれど、

それを今すぐには取り上げたくないのである。つまり特定炉型個別の問題を避け、普遍性のある所での協力が欲しい。そしてこの二つのサブ班を結びつけるにはどうしても概念設計的な作業を前提としたくなる。だがそれを進めると、「システム班」の仕事に踏み込んでしまう。しかもそれは、これまで常に炉型を越えた一般論での範囲を越えないできた中性子工学班のあり方と矛盾する。その辺を何時割り切るか、多分この3年間を終えて次のステップへ入る時には…と思っている。

さて、では、向こう3年間に中性子工学サブ班での具体的な研究の進め方をどうするか、「計画研究」の骨子を東北大・堀山教授より説明していただけたと思うので、私の話はここまでとしよう。

トリチウム・模擬ブランケットにおけるトリチウム増殖率測定の共同実験計画

東北大學 工學部

福山一典

1. 住田教授のお話で紹介されたように、大学関係者の間で核融合炉のブランケット模擬実験が計画されているので、これについて述べる。この種の研究は、一般に、a) basic (微分データ測定を含む) b) fundamental c) feasibility d) engineering の段階を経て mock up 実験に達するのが健実な行き方である。¹⁾ 我國の大学関係核データを含む中性子工学の研究者は、これまでの数年間にわたって、炉構造材についての微分実験に、積分実験に、それぞれ成果を上げ測定技術と中性子・ガンマ線輸送およびR-I生成計算において経験を深めてきた。²⁾これを結集して、阪大オクタビヤン中性子発生装置を用い「リチウム・模擬ブランケットにおけるトリチウム増殖率および中性子増倍」に関する研究に共同して取組もうと計画されたのである。

2. 「模擬ブランケットにおける積分実験」として、従来、次の様な研究がなされている。

a. 国内では、原研FNSにおけるLi₂O Pseudosphere 実験が先ず上づられ。大学関係では、東工大におけるLiFの小集合体、また阪大におけるnat Liの小集合体やグラファイト小球および鉛小球についての研究がある。これらは、現段階でいうと fundamental experiment といえよう。

b. 海外の例については第1表に示しておいた。これらも、殆ど fundamental experimental に属しているものであるが、一部は feasibility experiment を目指しているようにも見える。KFKの1978年の測定では、⁷Li(n, n'α)T 反応断面積評価値が 15~20% 大きいという結果を得て、この微分データの再測定を促した。しかし、一般的にみると実験精度も悪く、輸送計算との不一致も大きい。

3. 日米ワークショップでANLのAbdouが強調したトリチウム増殖率測定の重要性についてのコメントを示しておく。

TRITIUM BREEDING ISSUE

CAN The Feasibility of Tritium Breeding be Assured?

NO, CANNOT

The Blanket MUST Satisfy a Number of Requirement, Tritium Breeding is Only
ONE OF Those Requirements.

Presently Favored Breeding Materials and Blanket Concepts Have a Low Breeding MARGIN.

TRITIUM BREEDING IS TOP PRIORITY ISSUE

TRITIUM BREEDING BLANKET

- A large number of blanket concepts have been proposed worldwide over the past decade.
- Each blanket concept has a number of critical feasibility issues that remain to be resolved.
- It is too early to focus on only one blanket concept.
- The present Blanket R&D Program in the USA is aimed at the critical issue for a number of blanket concepts.
- A 2-yr study led by ANL started October 1982 to rank and prioritize blanket concepts.

NEUTRONICS INTEGRAL EXPERIMENTS

Objectives

1. Identify deficiencies in data and methods.
2. Provide key input to predicting the overall uncertainty in present estimates of breeding ratio for candidate blanket concepts.
This is crucial to rejection/selection of candidate blanket concepts (breeding material, neutron multiplier, structural materials).
3. Eventually: Validate Methods and Data.

Emphasis

- Blanket Highest Priority
Shield is a Lower Priority.
- Measurements related to tritium breeding ratio (neutron spectra, tritium production, etc.) are highest priority.
- Accuracy in breeding measurements needs serious effort Accuracy Goal: < 5%
- Heating, activation, gas production, etc. are important.

TRITIUM BREEDING PROGRAM ELEMENTS

A. Reduce Uncertainties in Predicting T

1. Design Definition

- Narrow Materials & Design Concepts
- Greater Engineering Detail

2. Calculations

- Modest Improvement in Methods
- More Detailed Geometrical Modeling

3. Nuclear Data

- Measurements
- Evaluation
- Data Representation & Processing

B. Improve Predictability of UNCERTAINTY In T

1. Integral Experiments

- Basic Experiments
- Simple Engineering Experiments
- Mock Up

2. Sensitivity Analysis

- Improve Methods
- Perform Sensitivity Studies

(Geometry, Material Composition, Cross Sections, Secondary Neutron Spectra)

(24頁より続く)

- 8) Kappler et al., 8th Symp, Fusion Technol. (1974)
- 9) Bachman et al., N. S. E. 67 (1978) 74.
- 10) Perkins et al., N. S. E. 78 (1981) 30
- 11) Hansen et al., BNL-NCS-31052 (1982) p.51

4. 先に述べた大学関係の中性子工学の研究者が相談の結果、現段階でまとまつた模擬フランケットの概略を図1と2に示す。リチウム球体は二重構造とし、これに測定の4チャンネルを45°間隔のもの3本と、中性子エネルギースペクトル測定用4チャンネルを2本設けてある。二重構造としたのは、内側小球殻(図1の③)をリチウムから鉛球殻に変えて中性子増倍の影響を調べることを考えたためで、この位置にステンレスや鉄の球殻を置くことにより構造材の影響も調べることができるであろう。図2では、オクタゼアンタビームダクト位置に設置した様を見ることができます。リチウム球体の大きさは14 MeV中性子のリチウム内での mean-free-path を考えると半径 50 cm 以上が望ましい。それ以下では全く fundamental experiment になってしまい、LLL の Hansen らによる研究の一番煎じにしかならないであろう。そのような理由から半径 60 cm に達された。^{*}

予定されている測定項目は次の通りである。これらは全て、これまでの数年間にわたって大学関係研究者によって開発されたものである。²⁾

* 高橋亮人氏の計算によると $Pb10 + natLi40 + C30$ cm の体系で、T 増殖比は 1.3、漏洩中性子量は 30~40% である。

a) トリチウム生成率

炭酸リチウム(6Li および ^{7}Li) ペレットを各4チャンネルに挿入、照射したもの液シンにより 3 counting

b) 体系内中性子スペクトル

i) 小球型 NE-213 シンチを挿入、波高分布の unfolding により 中性子エネルギースペクトルを求める。

ii) 箇放射化法による中性子分布およびエネルギースペクトルを求める。

c) 漏洩中性子スペクトル

T-O-下法により方向依存の中性子エネルギー分布を求める。中性子検出器は中型 NE-213。

なお、上記は内部小球殻を Li (nat Li, 6Li および ^{7}Li) Pb, Be, SUS などに置換えた場合の効果を測定することは興味のあることである。また外部にグラファイト反射体を置いた測定も考慮している。

5. これまで述べてきたことは積分実験についてであった。これらの測定データは中性子輸送計算と比較されるが、その入力核データとして用いられるのは一般に評価すみファイルから作られたものであることが多い。しかし ENDF/B-V の Li の値でもそうであった様に、疑問点も少なくない。鉛についてみると 3 時と微分実験値がなく理論計算やシステムテックスによっているのが実情である。そこで我々は本ケルーフで微分データをも測定するこ

とを考えている。特に、最近、二重微分断面積の重要さは論をまたぬところとなつてあり。本グループ構成の一員研究者はより測定に少なからぬ成果を上げている。その点からも、この共同研究は、basic-fundamental-feasibilityまで一貫しているといえよう。

6. 本研究を実施するにあたっては、それなりに少なからぬ予算が必要である。nat. Li の量は約 800 l、約 450 kg であり、これだけで約 700 万円を超える。容器のステンレスは出来るだけ薄くして溶接し気密を保たねはならない。これにリチウムを“す”を作らず充填する技術も国内では可能かという心配と費用が気になるところである。充填リチウムの質量分析、“す”的 X 線写真による検査など考えると費用は益々かかるであろう。これらの費用は文部省科学研究費にたよるわけであるが、58年度は仲々厳しくと聞えてきており計画倒れになることを心配しているのが現状である。

7. 上述の費用のこととはともかくとして、夢は大きい方がよいわけで、次段階の計画としては次の様なことが考えられている。

a. 濃縮(減損)リチウム 7 b. 濃縮リチウム 6 c. $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$
の球体によるトリウム増殖率測定実験。

8. 本研究組織は次の諸氏によって構成されている。

(東北大) 榎山一典、平川直弘、神田一隆、岩崎信、板垣新治郎、馬場護。

(東大) 中沢正治、井口哲夫、(東工大) 関本博、北沢日出夫。

(名大) 伊藤只行、佐藤浩之助、小川雄一 (阪大) 住田健二、高橋亮人。

山本淳治、(京大) 奏和夫、林脩平、(九大) 神田幸則

(原研) 菊池康之、関泰。

参考文献

- 1) Proc. Magnetic Fusion Energy Blanket and Shield Workshop, ERDA-76/11 (CONF-760343-PI) P. 47, and also Javis, European Appl. Res. Rep. Nucl. Sci. Technol. 3 (1981) 251.
- 2) 昭和55年度文部省科学研究費、エネルギー特別研究(核融合)総合統括班事業報告 IV, p87-122 (昭和56年9月)
昭和56年度 同上報告 IV, p. 142-171 (昭和57年3月)
昭和57年度 同上報告 印刷中
- 3) Wyman, LA-2234(Yev)(1972), Muir and Wyman, Tras, A. N. S. 15 (1972) 631.
- 4) Hemmendinger et al., N. S. E. 70 (1978) 274
- 5) Benjamin, AWRE NR-4/64 (1964)
- 6) Herzog et al., N. S. E. 60 (1976) 169 and 63 (1977) 341
- 7) Cloth et al., Antwerp Conf. (1982) (22頁へ続く)

第1表 三維Li-isotopes T. B. in Li (13)

Ref.	Exp. assembly no.	Measurements	Data and Calc. code	Experimental error and Experiment-Calculation discrepancies
LASL (1954) (Wyman 1972)	3	60cm dia sphere nat LiD	Reaction rates for Li ⁷ (n,t) and nat Li(n,t) as a function of detector position	ENDF/B-3, 4 NUJOY, DTF-IV ALVIN
LASL (1978) (Hemmendinger et al.)	4	60cm dia sphere 6LiD	6LiH, 7LiH prove, gamma counting by Ge(Li)	ENDF/B-3 MCN Disc.Ord.
AWRE (1964) (Benjamin et al.)	5	nat Li cylinder 101cm X 99cm dia	Activation foils, 7Li, 6Li Au, Pu, U, Np, P, Al, Ag, Cu Flux spectra and n leakage	Total T production 5%. Spatial scatter in excess of 10%.
JURICH (1974) (Herzing et al.)	6	nat Li cylinder 120cm outer dia 20cm hollow	As a function of position, Li(n,t) reactions aby radio- chemical methods, track detector. Fast flux by Th fission track.	ENDF/B-1, 3 SUPERTOG, ANISN, DOT-II, MORSE.
JULICH (1982) (Cloth et al.)	7	Same above and 120cm cube LiAl	6Li, 7Li beta counting	ANISN, MORSE. Uncertainty of T production 15%. Determination of n source strength.
KFK (1974) (Kappeler)	8	100cm Li sphere 0.6cm SUS shell	Flux spectra at 10 and 32cm by TDF (10m path). Li-6 glass det.	ENDF/B-3, DTX(SN)
KFK (1978) (Backmann et al.)	9	Same above	Directional n spectra by TDF 10 _B -vaseline slab, 6Li-glass, NE-213	ENDF/B-3 KAMCO DTK
Birmingham (1981) (Perkins et al.)	10	125cm dia sphere LiF	Neutron spectra by miniture NE-213, H-prop. counter PH unfolding	Sn calc.
LLL (1982)	11	16.52cm sphere 6Li, 6LiD, 7Li	Emission n spectra TDF	ENDF/B-5 ENDL TARTNP
				B-5 calculation better than ENDL. discrepancies no larger than 20%.

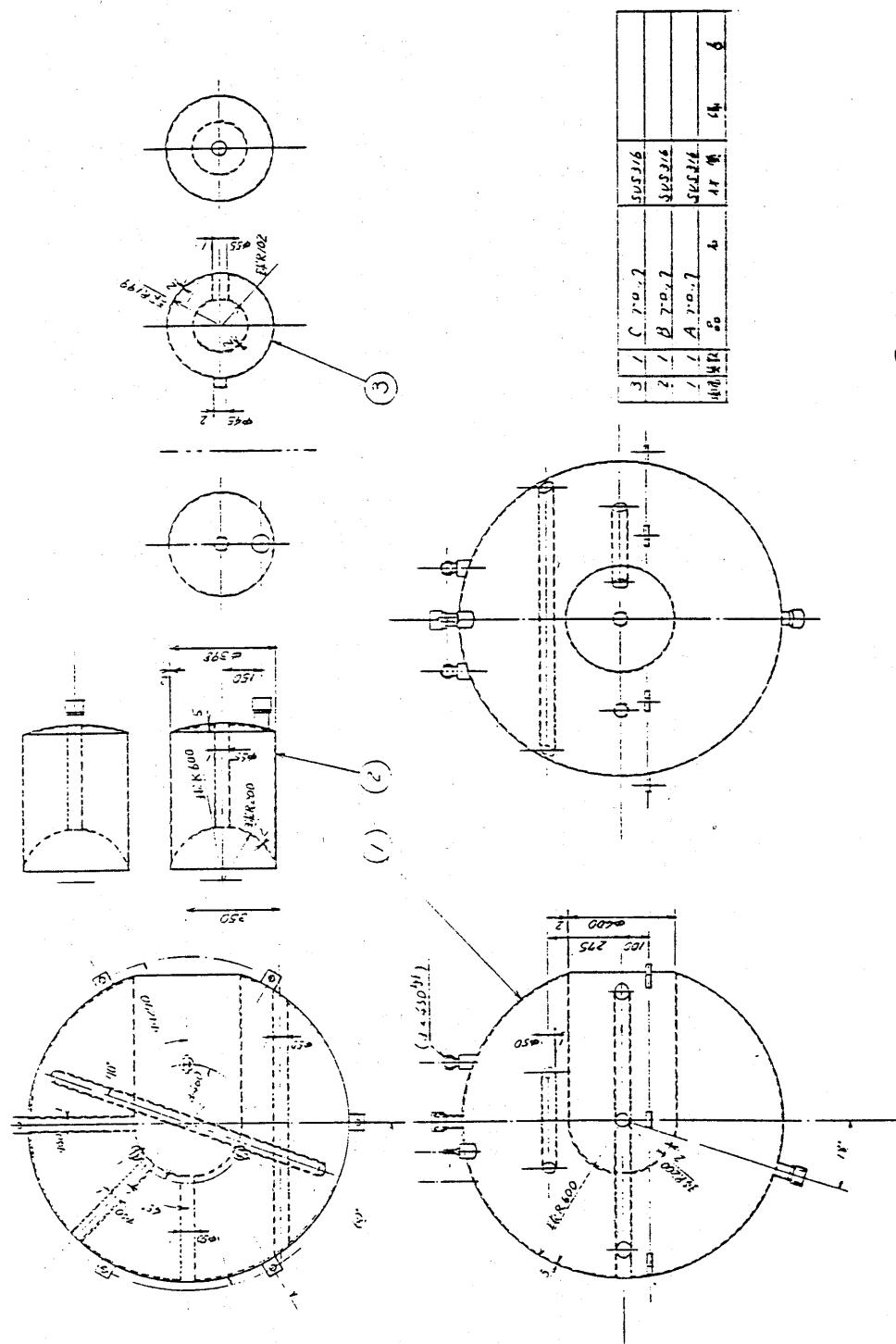
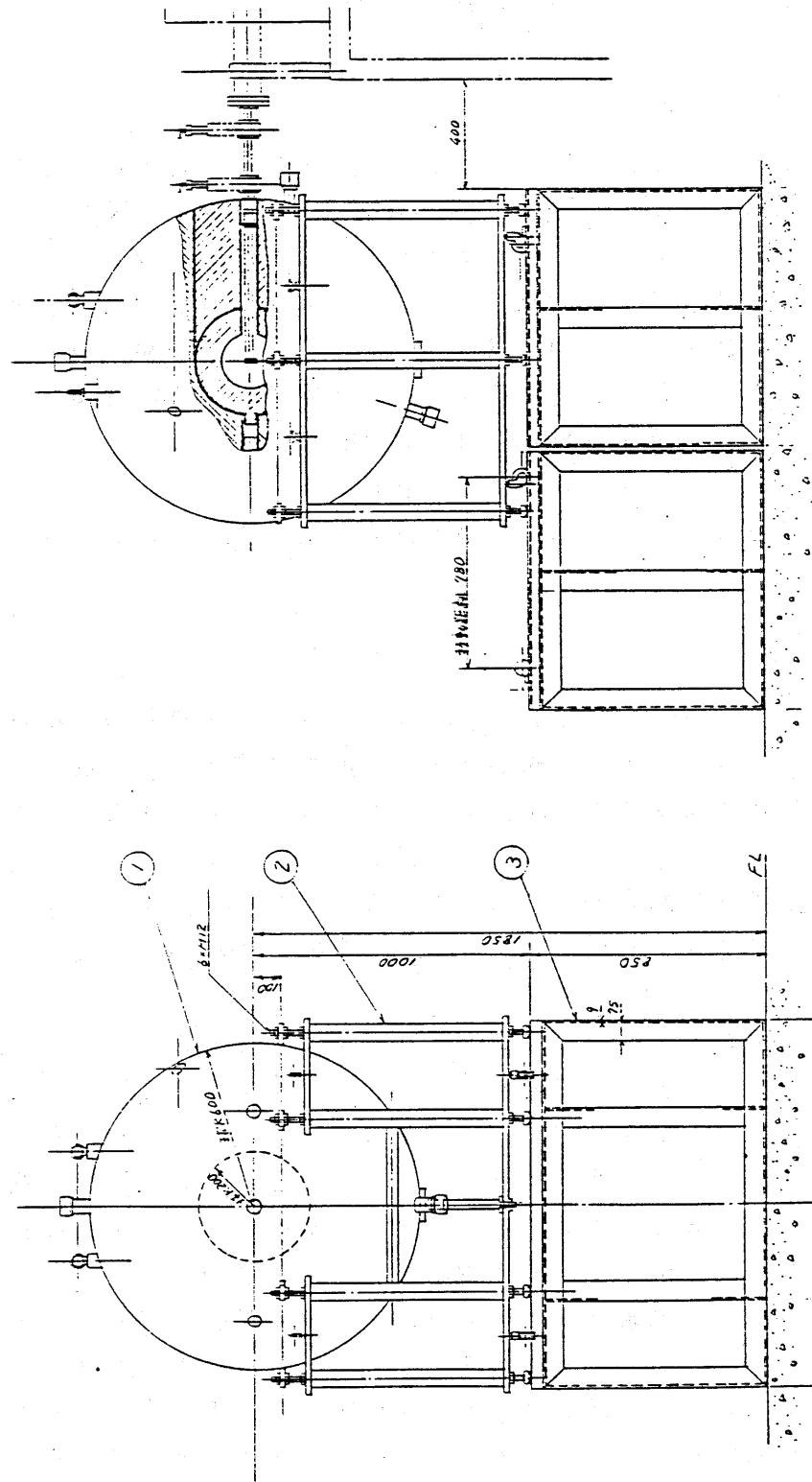


图 - 1



西ヨーロッパの研究炉視察報告

京大炉 三島 嘉一郎

1. はじめに

1982年9月6日から9月10日まで、ミュンヘン工科大学において第7回国際伝熱会議(7th International Heat Transfer Conference)が開かれ、筆者はそれに出席した。この会議は、西ドイツ、アメリカ、日本をはじめ、イギリス、フランス、ソビエトなど45ヶ国、約800人が参加する大会議で、4年に1回開かれるため、まさに伝熱研究の分野でのオリンピックの観がある。同会議については、これ以上触れないことにして、ここでは、この機会を利用して訪問した研究用(又は試験用)原子炉(以下、単に研究炉と呼ぶ)について報告したい。視察の対象となる研究炉は、西ドイツ、ミュンヘン工科大学のFRM、ベルギー、モル原子力センターのBR-2、フランス、サクレー原子力研究所のORPHEE、イギリス、ハーウェル原子力研究所のD1D0である。これらの炉の主要目を表1に掲げる。

2. FRM

まず、9月8日にミュンヘン郊外ガルヒンにあるミュンヘン工科大学研究炉(FRM)を訪問した。⁽¹⁾ゲートで入門をうと、金網でできた二重扉の間で待たされ、A. Steyerl教授が現われて入門手続きを済ませたのち、中に入れられた。彼は以前、京大炉に招かれたことがあり、京大炉がらもすでに何人かここに訪れている。あいにく、Physik DepartmentのBöring教授は出張期間中であるので、原子炉自身の詳細については聞けなかつたが、それを利用して研究する立場にあるSteyerl教授とManuel氏に実験設備について説明していただいた。

さて、筆者は、中性子回折や冷中性子などについては門外漢であるので、実験設備のうち、とくに低温照射設備(TTB)の安全対策について説明を受けた。⁽²⁾FRMは熱出力4MWの軽水減速・冷却、プール型原子炉で、炉心は最近改造して、4行6列の格子状にMTTR型燃料を並べ、その周囲に、性能向上のためベリリウム反射体を配して構成する。炉心格子の1ヶ所にはアルミで被覆した鉛ブロックが立てられ、その中心に開けられた孔にTTBの先端を挿入する。この位置での速中性子束($E > 0.1 \text{ MeV}$)は $3 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ で、鉛ブロックは照射場のY線遮蔽のためである。この炉の特徴は表1図に示すように、炉心を支持する構造物もTTBも、それぞれプールの上を移動できるブリッジに固定されていふことである。このため、炉の停止中、それぞれ別々に作業のし易い場所に動かすことができる。実際、筆者が炉室に入ったとき、炉は解体されており、オペレータがブリッジを移動させていた。TTBの冷凍機や操作パネルなどはこの炉頂ブリッジに据付けられていて、そこから下方に照射管が下がっている。照射する場合、この照射管の先端を炉心

に挿入するのである。この照射管は、炉心からの直接の放射線を避けるため2ヶ所で折れ曲がっており、その形状から「象の鼻」と呼ばれている。この中に液体ヘリウムを循環させる同様の重管が走り、その外側を真空ジャケットが取り巻いている。照射試料は液体ヘリウムの供給管（二重管の内側）を通して先端のクライオスタットに入れ照射する。冷凍機の能力は150Wであり、そのうち30~40Wを費して試料の温度を4、5Kまで下げることができる。また高温側の限界は、クライオスタットの製作に使ったロウ着けの材料強度から決められ、壁温500°C以下という制限がある。そのためクライオスタットの壁温とヘリウムの温度を常時監視し、壁温が200~300°C（実験によって変える）を超えると原子炉をスクラムさせるようになっている。この他にも様々な項目が炉の安全系に繋がっていて、例えば、クライオスタットの内圧上昇、真空ジャケットの真空度異常などもスクラム項目である。クライオスタットの内圧上昇に対しては、1.5気圧で全弁が、2気圧でラバダイヤーディスクが働くようになっている。真空度異常に対しては、機械的検出法により8Torr、電気的検出法により0.1Torrでスクラムする。真空ジャケットに空気が混入し照射された場合、クライオスタットの温度を上げると窒素と酸素の爆発的反応が起こる恐れがある。これを防ぐため、真空度モニタの外、さらに空気凝縮モニタ⁽²⁾を真空ジャケット上部のプール水面より少し下の位置に取り付けている。これは、クライオスタット外壁に銀の鏡を着け、反対側から光を当て、鏡で反射させ、反射光をフォトセルルで検出するものである。空気が混入すれば、冷たい鏡面に凝縮し、反射率が低下する。それにより、フォトセルルの電流が50%以下になれば警報を出すようになっている。この検出器は3組をほぼ同じ場所に取り付けられている。このように様々な安全対策が施されているが、これは前に、アルゴンの結晶を照射中に温度が上昇し、それが蒸発して内圧が上がり、放射性アルゴンガスが吹き出すというトラブルがあり、たためといふ。もちろん環境に影響はなかったが、このことを重視した政府は十分な安全対策をとるよう命じ、その報告書を提出させたということである。⁽³⁾

FRMは、1957年10月に西ドイツで最初に臨界に達した原子炉で、すでに25年を経過している。その間、中性子ビームを利用した実験で多くの業績を上げ、グループのFGHFRの実験設備建設に大きく貢献した。現在でも、超冷中性子の研究や低温照射の分野で盛んに利用されている。しかし、性能向上を希望する研究者も多く、1981年にBöning教授のグループを中心として、FRMの性能向上に関するいくつかの案が示された。⁽⁴⁾最も規模の大きい改造案によれば、炉出力を20MWに上昇し、実験孔先端での最大熱中性子束 $4 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ を達成しようというのである。炉心はMTF型燃料を用いた軽水減速・冷却型にし、その周囲を重水反射体を取り囲む。その場合、冷却系の増強、緊急冷却系の新設、プールの改造、原子炉室の改造などが必要であり、実質的な工期は約3年、総工費約150億円が見積られている。この原子炉の利用も、ビーム実験主体とのことである。しかし、西ドイツ政府はまだ計画の予算化を認めておらず、FRMでは、これまでの業績や、この計画を宣伝するためのパンフレットを作成していることである。西ドイツも新しい炉の建設は難しい状況のようである。

3. BR - 2

次いで9月9日、国際夜行列車(TEN)に乗ってブリュッセルに向かった。寝台車で寝る前に車掌にパスポートを渡しておき、眠っている間に列車は国境を越えて、朝起きると車掌がパスポートを返してくれた。ブリュッセルでアントワープ行きの列車に乗り換え、アントワープからモルの原子力センター(CEN/SCK)までは Reactor Physics Department の A. Fabry 氏が手配して下さった車で送ってもらった。彼は、以前は断面積の測定を行っていたが、今は RELAP-5などの計算コードを使って動力炉の事故解析をしているようである。原子力センターでは、先づ Reactor Physics Department の Ch. De Raedt, A. Renoy の両氏に迎えられ、その後 Renoy 氏に連れられて Department of Technology and Engineering の作業室に行った。

ここでは、P. Vanderstraeten 氏に BR-2 で行われているループ実験について説明してもらった。BR-2 の炉心には直徑 20 cm の円筒チャンネルが燃料領域内と反射体内に計 5ヶ所あり、その他に直徑 8.5 cm, 5 cm などのチャンネルが多數設けられていて、これらをループ実験、照射実験として RI 生産などに利用する。⁽⁵⁾ また、中性子ビーム実験孔もあり、中性子回折や中性子ラジオグラフィの実験も行われている。ループ実験は、冷却材により分類すれば、水ループ、ヘリウムループ、ナトリウムループの 3つである。水ループは主として軽水炉燃料の照射挙動の研究に、ヘリウムループは高温ガス炉やガス冷却高速炉の研究開発に利用されている。しかし、現在、BR-2 が最も力を注いでいるのは、ナトリウムループを利用した液体金属冷却高速増殖炉の開発研究のようである。そのため、高速炉用構造材や被覆材、二酸化ウラン、混合酸化物燃料などの照射を行っている。直徑 20 cm の炉心内チャンネルを利用すれば、燃料ビン 37 本（うち 7 本はダミーブラウンレスビン）までの燃料集合体の照射が可能で、速中性子束 ($E > 0.1 \text{ MeV}$) は最高 $7 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ である。照射する燃料集合体はループのシンブルの先端に収納し、それを適当なチャンネルに挿入する。シンブル内には、液体ナトリウム（又は NaK を用いられる）の循環パイプと熱交換器、2 次冷却材のヘリウム循環パイプ、各種計装類がコンパクトに収納される。速中性子照射の場合、シンブルの外側にカドミウムのスクリーンを置いたり、燃料で取り巻いたりする。また、出力変動、Power-Cooling mismatch, 局部流路閉塞など原子炉事故時の条件を模擬して照射することも可能である。^{(6), (7)} そして、このような実験ループの設計、製作、運転を行うのが Department of Technology and Engineering の仕事である。広い作業場の台の上に、組み立て途中のナトリウムループが置かれていた。そのオゴと内部構造を写真に収めようとしたら断られた。それは、西ドイツの KfK の実験に使用するものらしい。実は、BR-2 の実験孔に関しては、ベルックス三国と西ドイツとの間の高速炉共同研究の一環として、CEN/SCK と EURATOM のグループと西ドイツの研究センター (KfK, KfA など) との間で、実験孔占有に関する協定がある。⁽⁸⁾ しかし、オ三者からの実験依頼も受け入れてあり、アメリカや日本の企業などのためのループ実験を行っているようである。その場合、実験の計画、遂行のみではなく、照射後試験も一括して請負うこともできる。以上のようないくつかの実験のみでなく、新しく

ハテーマとして、核融合炉材料の研究を行なうようである。⁽⁷⁾

次に、BR-2 Department の F. Leonard, H. Lenders 及び E. Koonen の三氏に BR-2 の運転経験などについて語っていただいた。BR-2 は 1962 年に完成した、整木減速、冷却、ベリリウム反射体付きの燃料試験炉で、その主要目はオーバーレイ示すとおりである。燃料要素は 93% 濃縮ウランを含むサーメット型板状燃料を同心円筒状に組み合わせて作り、それをオーバーレイ示すような双曲幾何学的配列をした円筒群に挿入して炉心を構成する。⁽⁸⁾ 炉心部はオーバーレイ示すような蜂の巣状のベリリウム・マトリックスの中に燃料、制御棒、実験孔などが配置される。燃料要素や制御棒の数や配置は、実験の目的によって変えることができるが、通常微調整棒 1~2 本、粗調整棒 6~8 本を使用する。制御棒はベリリウム、フッロア付きウカドミウムであるが、制御棒の動きを小さくするためホウ素とサマリウムを可燃性毒物として使用している。BR-2 の公称出力は 80 MW であるが、実際は実験の目的に応じて 58~88 MW で運転している。そのとき、最高熱中性子束 $1 \times 10^{15} n/cm^2 \cdot s$ 、最高中性子束 ($E > 0.1 \text{ MeV}$) は $7 \times 10^{14} n/cm^2 \cdot s$ に達する。

BR-2 の運転サイクルは、21 日間運転、7 日間停止であり、理論稼動率 75% であるが、実際は 55~65% である。稼動率を下げる原因是、制御棒の故障、人的ミス、実験設備の異常、一次冷却水中的 FP 検出などである。制御棒の故障は、電磁石コイルに水が浸り込んでスクランブルしたといふもの。一次冷却水中的 FP の原因は破損燃料で、その燃料板をラジオグラフで調べたところ、ミート部に異常に大きい UAl_3 粒子が見つかった。そのため、その部分の被覆厚さはほとんど零に等しかったと言う。⁽⁸⁾ たとえども、こういう異常は燃料板検査でひつかかるはずだが、と言っていた。そのことがあって、燃料検査の手順を改良した。

以前、主熱交換器の細管の漏洩が頻繁に起こった。その原因の一つは、伝熱管が振動しバッフル板とこすれたことであるが、その後の調査により、より重要なのは、冷却塔の貯水槽の補修に使用したセメントから 2 次冷却水中に不純物が溶け出し、それが伝熱管の腐食を促進していたことである、ということが分かったようである。⁽⁸⁾

この炉はベリリウム反射体を使用しているため、 3He 毒作用があり、長時間の停止に注意を要する。⁽⁸⁾ つまり、 $B_e(n, \alpha)^4He \rightarrow \beta\text{崩壊} \rightarrow ^4Li(n, \alpha)T$ 反応でトリチウムが生成され、それが β 崩壊して 3He になり、ベリリウム内に蓄積されて反応度を下げるのである。現在の BR-2 の場合、7 日間の停止では問題ないが、数週間以上停止すれば、次の起動の度に、吸収の大きい実験ループなどは炉外に出さねばならず、4ヶ月以上の停止では、起動の度に可燃性毒物の入っていない特殊燃料を使う必要がある。それでも間に合わないときは、ベリリウムの交換しかない。BR-2 のベリリウム反射体は、放射線損傷のため、約 20 年使用したのち、1979 年から 1 年半かかりで新しいものと取り換えた。⁽⁶⁾ 1974 年以来、TV カメラによる観察から、クラックが見つかっていたのであるが、注意深く監視しながら、それまで運転していた。使用済ベリリウムの観察によれば、ほとんどのものに、クラックやスエーリングが見られ、最初 0.2 mm であったベリリウムブロック同志の隙間は全くなくなり、押し合っていたようである。交換時の中性子フレン

ンスは $8.2 \times 10^{22} n/cm^2$ と見積られた。照射量と延びの関係を調べてみて、 $6.4 \times 10^{22} n/cm^2$ の辺りで延びの増加率が増すことが分かった。また、1次冷却水中のトリチウム濃度の記録によると、1976年頃から濃度が急に増えているが、これは、ベリリウムにたまっていたトリチウムが、クラックの増加により放出されたもので、その時までの照射量も上の値にはほぼ一致する。そこで、BR-2では、中性子フルエンス $6.4 \times 10^{22} n/cm^2$ をベリリウム交換の目安とした。他のMTR型炉では、通常もっと部厚いベリリウムを使用するので、不均一なスウェーリングが起こり、曲がり易いので、照射量は $2.5 \times 10^{22} n/cm^2$ 程度に制限した方が良い。このような観察結果については詳しい報告書が出ていて⁽⁹⁾、以下に、京大2号炉(KUHFR)の説明をし、そこで用いられる重水反射体の代りに、ベリリウムを用いれば、どういう問題があるか聞いてみた。それについては、先程の ${}^3\text{He}$ 毒作用やトリチウム蓄積(これはベリリウムに限らないか)の問題があり、また2分割炉心にベリリウムを使えば、2つの炉の結合が弱くなるので、制御上の問題が出てくるだろう、という意見であった。

実験上の要求から、燃料の最高熱流束を、現在の 470 W/cm^2 から 600 W/cm^2 に上げる必要があり、のために、将来炉出力を 100 MW 以上に上げる計画のようだ。また、同時に2つのループを使用して実験を行えるようにする。燃料の濃縮度低減化については、現在の高濃縮ウランでは燃料のウラン密度は 1.3 g/cm^3 であるが、20%まで濃縮度を下げようとすれば、 7 g/cm^3 のウラン密度が必要になってしまった。高密度燃料の開発のため、1983年までに新型燃料のプロトタイプを作り、BR-2で照射テストを行い、その結果を見て、1986年頃に結論を出す予定だということである。

最後にLenders氏の案内でBR-2を見学した。原子炉室の内部は、たくさんの装置が置かれてあるため、それほど広く感じられない。炉頂からプールをのぞき込むと、青く澄んだ水の底に無数のノズルが出ている原子炉容器の蓋が見える。そのノズルから、多くのケーブルが出て、くねくねとプールの中をはっている。制御室は、核的制御と実験ループ制御を別けていて、2つの部屋がある。実験フロアには、実験ループや、その他の装置から送られる種々の情報を収録・処理するための計算機がありと並んでいた。全体の印象として、この原子炉は最大限有效地に利用されている感じがした。

4. ORPHEE

第3の訪問先は、フランス、サクレー研究所のORPHEE炉である。パリに着いて以来、危うくスリの難を逃れたり、安宿に泊ったため言葉が全く通じなかつたりで、いさざか辟易していた。サクレーなら英語が通じるだろうと期待して来てみると、ほとんどの人が英語をしゃべらない。ORPHEEのマネジャーのP. Breant氏が現われて、英語で言葉を交わしたときは、急に彼に親しみを覚えた。

さて、Breant氏に案内されて見てまわったORPHEEは、1980年12月に初臨界に達したばかりで、新しいだけあって、いかにも近代的な原子炉という印象を受けた。炉室も直径28mでさほど大きくはないが、運転用と実験用の床を完全に分離しているこ

とあるって、すっきりと整頓されている。残念ながら、その様子をカメラに収めることは禁じられている。この炉は、コールドソース（液体水素、 20°K ）及びホットソース（黒鉛、 1500°K ）を中心とした中性子ビーム実験を主目的とする、出力 14MW の原子炉である。⁽¹⁰⁾ 最高熱中性子束は $3 \times 10^{14} \text{n/cm}^2\cdot\text{s}$ であり、中性子散乱実験のみでなく、中性子ラジオグラフィ、放射化分析、R-I 製造などにも利用される。この目的のため、水平実験孔と垂直照射孔をそれぞれ9本ずつ設けてある。図4は炉心と実験孔の配置を示したものである。水平実験孔は炉心を直視しないようになっていて、そのうち3本はスローワードドソースに、2本はホットソースに繋がっている。標準の実験孔には、それぞれ2本のビームが、集合型の実験孔には4本のビームが走り、合計20本の中性子ビームが取り出せる。そのうち6本のビームは、内面をニッケル・コーティングした硼珪酸ガラスで作った中性子導管により原子炉室外の実験室まで導かれる。導管の建家貫通部には、隔壁弁があり、異常が発生したとき、外との連絡を断つようになっている。

ORPHEEの炉心は3行3列の格子の中央にベリリウムを置き、その周囲8ヶ所に燃料要素を並べて構成する。炉心寸法は $25\text{cm} \times 25\text{cm}$ 、有効高さ 90cm というコンパクトなもので、ジルカロイ製正方形管内に収納される。燃料要素は93%濃縮ウラン-アルミニ合金板状燃料により組み立てる。1次冷却水はジルカロイ管内を上から下に流れ、軽水である。炉心部のまわりは、ステンレスタンクに満たした重水で取り囲み、さらにそつ外側に、熱生体遮蔽として軽水プールとコンクリート壁がとり囲む。重水内の発熱は全出力の約1割で、重水を循環させ除去する。反射体にベリリウムではなく、重水を使用した理由を聞いてみた。ベリリウムを使えば、熱中性子束が高くなるといいうメリットがあるが、 ${}^3\text{He}$ 毒作用があり、支持固定に不利であり、また、ベリリウムの照射テストをやって放射線損傷も無視できないことが分かり、クラックが発生すればトリチウムも出てくるので、メリットは無くなる、といいうのが彼の意見である。

制御棒は長さ1mのハフニウムの金属板をフォークのように組合せたもので、4組の制御棒を4体の制御棒用燃料要素内に上から挿入する。流れによる制御棒の振動や引っかかりが気になるので聞いてみたが、これまで運転して問題はなかったそうである。4組の制御棒は全く同じもので、1から4まで番号を付けておき、番号順に交互に動かす。そして常に各制御棒位置が 2cm 以上違わないよう自動制御している。また、安定に制御するため、制御棒位置は 0.5mm の精度で動かす必要がある。この制御棒の寿命は、5年だそうである。ORPHEEの制御室のデザインは見た目に美しい。グラフィックパネルは黒地に赤、黄、青などの色彩で描いた系統図が浮かび上かって見える。系統の分け方はKUCAと似ている。制御台には、操作スイッチやメータの他、安全保護回路にかかる項目ごとに非正常、正常、アラーム、スクラム、バイパスを示す小さなランプを一列に並べてマトリックスにした表示板がある。この安全保護回路にかかる系は、検出器から回路まで完全に独立分離した3つの同じ機能を持つラインにより構成すること、といいう安全基準がある。従って、例えば、原子炉の計算機制御をしようすれば、計算機が3台要ることになり、ばかりでないので、計算機制御はするつもりはないと言っていた。

ORPHEEの初期特性試験に関しては、核特性を含まない冷却系などのテストを約1年半、その後100kW以下の低出力試験を6ヶ月、100kWから14MWまでの出力上昇試験を約3ヶ月かけて実施したそうである。その膨大な試験結果は未公表であるが、模擬実験を全くやっていなかったので、試験結果の判定のためにいちいち複雑な計算をやって安全を確認せねばならず、たいへんな作業だったらしい。Brent 氏の懸念では、KUHFRの場合、臨界実験装置があるのなら、高出力試験までに、十分な模擬実験をやっておいた方が良い、ということである。

ORPHEEをこれまで運転して、最大のトラブルは、プールの水が実験孔に漏れ出たことである。原因は、プール内にある実験孔のフランジのステンレス・ガスケット（商品名：ヘリコフレックス）の不良である。それは、シールの設計の問題ではなく、品質管理の問題だといふことが分かったので、新しいヘリコフレックスと交換した、ということである。しかし、そのために実験孔を引き抜く必要があり、大変な作業だったらしい。元々大まかに手順は、重水ドレン → プール水漏洩防止のためプール水につかっていよい実験孔の部分に水密のケーシングをあてがう → 実験孔を抜く、そして取り付けの際は逆の手順である。重水のドレン後と、重水を入れる前には、重水純度低下を避けるために、重水系統の乾燥が必要である。真空乾燥を採用したが、2回の乾燥にそれぞれ2週間費やしたそうである。こうした作業の前後で、重水純度は99.7%から99.6%へと、少ししか低下しなかったということである。

この他にも、様々なトラブルはあったが、大したことなく、概ね順調に運転している様子で、最新鋭のORPHEEの、こうした姿を見ると、KUHFRも、一日も早くそろそろって欲しいと願う。

5. D1DO

最後の訪問先はイギリスのハーウェル原子力研究所である。ハーウェルはロンドン、ペディントン駅から急行列車で西へ約40分のディドコット駅からさらに車で約10分の所にある。朝、ロンドンを出たとき、きれいな青空だったが、列車に乗って10分も郊外に出ると、たらまら濃い霧に包まれた。ディドコットで研究炉部のT. D. A. Kennedy氏に再会した。彼は以前、KUHFRの熱水炉設計のチェック・アンド・レビューの関係で熊取に来たことがある。10年以上乗っていよいよ彼の CITROEN でハーウェルに向かった。ハーウェルは入門のさへカメラを受け付けに預けなければならぬ。ゲートを入ってからも、大部分の区域は、さうにエリアごとに金網で囲まれ隔離されていて、入口にガードマンが居る。広い敷地の一一番奥に目ざすD1DOとPLUTOが並んでいる。

D1DOの見学に先立って、D1DO炉の Head である R. Panter 氏に会って話をうかがった。彼は、研究炉用燃料の濃縮度低減化に関する仕事にも従事しており、1980年にアメリカのアルゴンヌ国立研究所で開かれた、その関連の国際会議でお目にかかったことがある。さて、D1DOとPLUTOはそれぞれ 1956年11月と1957年10月に相次いで臨界に達した炉で、いずれも重水减速・冷却、黒鉛反射体付きの原子炉である。

燃料要素は、高濃縮ウラン-アルミ合金板状燃料を同心円筒状に組み合せたものである。燃料要素の中心のチャンネルには直径 5 cm までの照射用シングルを挿入することができる。このように燃料要素を 26 体ほど並べて炉心を構成する。制御棒は一端に回転軸の付いた細長い板で、踏切りの遮断機のように上下に動かす。出力は 23 MW で、24 日間運転、4 日間停止という運転パターンである。最高熱中性子束は $2 \times 10^{14} n/cm^2 \cdot s$ であり、1 年間の照射線量は最大 $5.4 \times 10^{21} n/cm^2$ である。⁽¹⁾ この炉は主として、動力炉開発のための材料試験に利用されていて、物性に関する基礎的研究や商業的照射も盛んに行われている。⁽²⁾ 商業的照射としては、医療用あるいは工業用 RI の製造を行い、それをイギリス国内の Radiochemical Centre Ltd. に売っている。また、毎年数トンのシリコンを照射し、ヨーロッパや日本の半導体メーカーに供給している。このような照射サービスによる収入は年間 4 億円以上であり、炉のランニングコストの一部となっているようである。動力炉開発のための試験は、炉心や反射体内の照射孔のほか、水ループあるいはガスループを使用して行う。ガスループは炭酸ガスを冷却材とする AGR の開発研究に利用される。高圧水ループでは、PWR の運転条件を再現することが可能である。⁽³⁾ また、中性子ラジオグラフィも盛んに行われている。

Panter 氏は、どちらの炉もすでに 25 年を経過しているので、100 MW 級の新しい炉が欲しい、と言っていた。しかし、それが実現するのは 10 年位先の話だろう、ということで、具体的な計画はまだのようだ。そこで KUHFR の話が出て、建設が遅れている状況を説明すると、彼は、イギリスでも核に対する風当たりは強い、と言って嘆いた。とは言え、イギリスは使用済燃料の問題についても、放射性廃棄物の問題についても、日本ほど厳しい状況ではなかっただろう。ハーウェルでは、イギリス国内で発生する低レベル廃棄物を処理し、北大西洋に投棄している。廃棄物はコンクリート固化して、漁場や海底ケーブルのない海域の、深さ 4000 メートルの海底に沈める。その手順は、ロンドン協定と呼ばれる IAEA の規準に定められていくようである。そして、例えば、1979 年にイギリスが海洋投棄した量は、2700 トンの固化体、放射能量にして 10 万キエリである。⁽⁴⁾

研究炉部の Taylor 氏の案内で D1DO を見学した。これまで見てきた 3 つの原子炉と異なり、炉頂にはプールも制御棒駆動装置などもなく、床の一部が直径 2 m 程度の円型の蓋になっていて、その下に原子炉の本体がある。円型の蓋には、炉心構成要素の位置に合わせて多数の大小の孔が設けてあり、その孔にはプラグを挿入している。燃料交換などのとき、そのプラグを抜き、その位置にフラスコと呼ばれる燃料交換装置を置いて、燃料を炉心から引き抜く。フラスコには厚い遮蔽が施されているので、使用済燃料をフラスコに入れたまま底のシャッタを閉じ、隣接する建室内にある使用済燃料プールに移送する。フラスコの重さは 20 トンもあるので、燃料交換は大変のようである。

実験室では中性子回折の実験を行っていた。1 つの実験孔に中性子ラジオグラフィ装置が備わっていた。あいにく実験者はいなかったが、かたわらにエンジン部品らしい物が沢山入った箱があった。ある会社の依頼でその部品のラジオグラフを撮るためにらしい。D1

DO炉の建家入口に、中性子ラジオグラフィによる写真を何枚か飾ってあった。その中の2枚は、タービンブレードの内部構造の透視したもので、中性子ラジオグラフィとX線写真の違いを示していた。X線写真の方は金属部分とブレード内の冷却スリットが白黒の対比をなして構造がよく分かった。一方、中性子ラジオグラフィでは、構造はさほど明確ではないが、冷却スリットを異物が閉塞している様子がくっきりと写っていた。それは、この2つの方法を相補的に使えば、物体の内部構造の検査の有力な武器になることを示していた。

見学が終わってゲートの外に出ると、朝は濃い霧のため気が付かなかつたが、ハーウエル研究所の前面には、アメリカの穀倉地帯を思わせるひだらかな起伏のある広大な農地があがっていることに気が付いた。Kennedy氏の話では、このような景色は、イギリスでは珍しく、ここは昔、航空基地があったらしい。彼の車で30分ほど田舎道を走り、古い小さな町のはずれにある緑に包まれた彼の赤レンガ造りの家にちょっと立ち寄ったあと、Pangbourneという小さな駅で彼と別れた。

6. おわりに

西ドイツのFRM、ベルギーのBR-2、フランスのORPHEE、イギリスのDIDOの現状を垣間見て、それでわざる特色とか印象があるて、それは単に設計や利用目的の違いのみによるものでなく、それぞれの国情も反映されているのかもしれないと思った。とくにフランスは、先進諸国の沈滞した原子力情勢の中において、ひとり意気盛んであるが、最新鋭のORPHEEは、その象徴であるかのように思えた。また、基礎的學問的研究から、動力炉の研究開発、照射サービスに至るまで、その利用の目的の多様さは研究炉の価値を改めて認識させた。我が国の研究炉の利用のスペクトルは、それほど広くないよう気がする。さらに、グルノーブルのFGHFRに対するORPHEEのように、量（中性子束）の増大を追求するのでなく、復的に新しいものを創り出し、それらを相補的に利用していくという考え方には健全であると思う。

終りに、この視察に同意し、ご協力下さった各研究所の方々、そしてこの機会を与えて下さった京都大学原子炉実験所所長はじめ、原子炉関係の方々に謝意を表したい。

参考文献

1. FRM Reaktorstation Garching der Technischen Universität München, FRM Research Reactor Munich, 1973.
2. Richt, N., Schilling, W. and Meissner, H., "Design and Installation of a Low Temperature Irradiation Facility at the Munich Research Reactor FRM,"

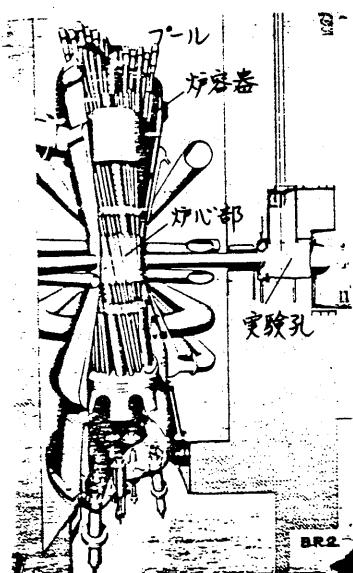
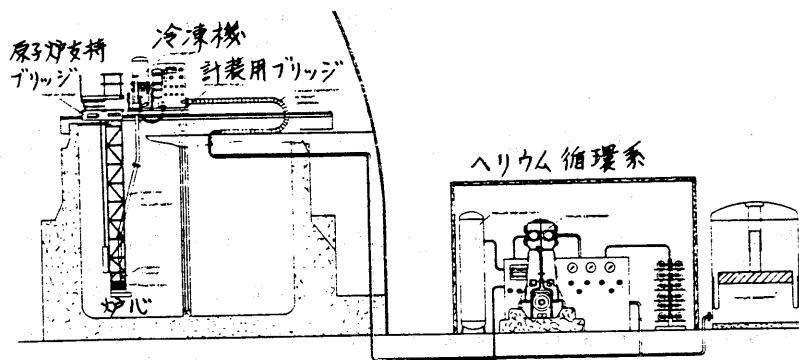
Research Reactor Journal, Vol. 3, No. 1, 1962.

3. Mansel, W., "Sicherheitsbericht der Tieftemperaturbestrahlungsanlage für Neutronen am Forschungsreaktor in München", Tech. Univ. München, 1981.
4. Böning, K., Gläser, W. and Meier, J., "Vorschlag einer Modernisierung des Forschungsreaktors München FRM," Physik Department der Technische Universität München, Report, 1981.
5. CEN/SCK, BR2 Nuclear Data, July, 1976.
6. Baugnet, JM., Boeykens, W., Gandolfo, JM., Lenders, H. and Léonard, F., "General Outline of the Operation and Utilization of the BR2 Reactor," Revised issue of a paper presented at the BR2 Reactor Review Meeting, Mol, June 1, 1978.
7. Baugnet, JM., de Raedt, C., Léonard, F., Moons, F. and Vanmassenhove, G., "The BR2 Materials Testing Reactor, Its Capability for Fast, Thermal and Fusion Reactor Experiments," presented at the Fast, Thermal and Fusion Reactor Experiments Conference, Salt Lake City, April 12-15, 1982.
8. CEN/SCK, Results of Five Years of BR2 Reactor Utilization, Proceedings of a Symposium, Mol - Belgium, December 4-5, 1973.
9. Koonen, E., Lenders, H. and Léonard, F., "Détérioration de la Matrice en Beryllium," Department BR2 Report, CEN/SCK, 1980.
10. Laboratoire Léon Brillouin, CEA-CNRS, The ORPHEE Reactor.
11. Research Reactor Division, AERE Harwell, Facilities in Heavy Water Reactors.
12. UKAEA, Harwell-Research Laboratory of the United Kingdom Atomic Energy Authority, 1980.

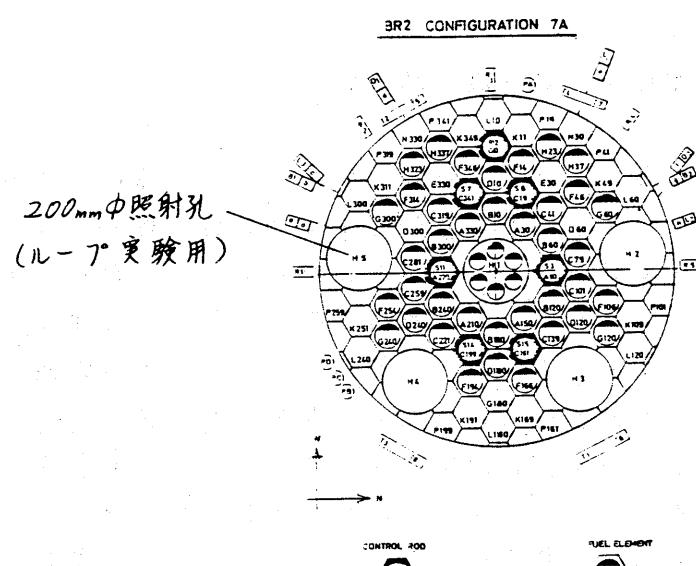
表1表、観察した研究炉の概要

名 称	F R M	B R - 2	O R P H E E	D I D O
場 所	Garching, 西ドイツ	Mol, ベルギー	Saclay, フランス	Harwell, イギリス
主 目 的	ビーム実験、低温照射	材料試験(ループ実験)	ビーム実験(コールドホットソース)	材料試験、照射サービス
公称出力	4 MW	80 MW	14 MW	23 MW
型 式	フーリー型 MTR型炉心(移動可能)	タンク型 炉心の床板マトリックス炉心	タンク型 正方形炉心	タンク型 三角形混合格子炉心
燃 料	高濃縮ウラン・アルミニ合金 MTR型	高濃縮ウラン・アルミニウム 同心円筒型	高濃縮ウラン・アルミニ合金 MTR型	高濃縮ウラン・アルミニウム 同心円筒型
減速材、冷却材	軽 水	軽 水	軽 水	重 水
反 射 材	ベリリウム	ベリリウム	重 水	黒 金
制 御 棒	B ₄ C 粗調整棒5本、 微調整棒1本	Cd, Be フォロア付き 粗調整棒 6 ~ 8本 微調整棒 1 ~ 2本	ハフニウム 微調整/粗調整兼用 4本	カドミウム ジカル・アム型粗調整棒 6本 安全棒2本、微調整棒 1本
最高中性子束	$\phi_{th} : 4 \times 10^{13} n/cm^2.s$ $\phi_f (E > 0.1 MeV) : 4 \times 10^{13} n/cm^2.s$	$\phi_{th} : 1 \times 10^{15} n/cm^2.s$ $\phi_f (E > 0.1 MeV) : 7 \times 10^{14} n/cm^2.s$	$\phi_{th} : 3 \times 10^{14} n/cm^2.s$	$\phi_{th} : 2 \times 10^{14} n/cm^2.s$
運転サイクル	月曜~金曜運転、土日間停止	3週 運転、1週停止	EFP.D (約100日運転後) 120日 (1年)全炉交換	24日 運転、4日停止
実験設備	水平ビーム孔 7本 傾斜孔 1本、貫通孔 1本 傾斜貫通孔 1本 垂直ビーム孔 1本 低温照射設備 ニューアークループ 2本、 その他 照射孔 中性子導管 6本、 中性子導管 9本、 ラジアルビーム孔 5本、中性子 ラジオグラフ、 ナトリウムループ、ヘルガス ループ、水ループ。	炉心内又は反射体内に、 200中照射孔(ループ実験用) 5本、85中照射孔 13本、 その他 照射孔多数、 305中タングンチャルビーム孔 4本、 ラジアルビーム孔 5本、中性子 ラジオグラフ、 ナトリウムループ、ヘルガス ループ、水ループ。	水平ビーム孔、タンクシール 1本 (ビームは合計20本)、う ち 3本は 2つのコールドソース、 他の2本は 1つのホットソースをに らす、 垂直照射孔 9本、 中性子導管 6本、 中性子導管 9本、 垂直照射孔 1本、 200中6本、100中2本、水実験 孔 12本、 (黒金内)垂直照射孔 25中2本 150中6本、100中2本、水実験 孔 12本、 高压(2000PSI)水ループ 1本 CO ₂ ガスループ 1本 ホットソース、コールドソースも可能 中性子ラジオグラフ、	(タンク内)垂直照射孔 150中4本、 100中5本、50中8本、燃料料量 素内照射孔多数、水実験 孔 8本、貫通孔 1本、 (黒金内)垂直照射孔 25中2本 150中6本、100中2本、水実験 孔 12本、 高压(2000PSI)水ループ 1本 CO ₂ ガスループ 1本 ホットソース、コールドソースも可能 中性子ラジオグラフ、

第1図 FRMの本体と
低温照射設備



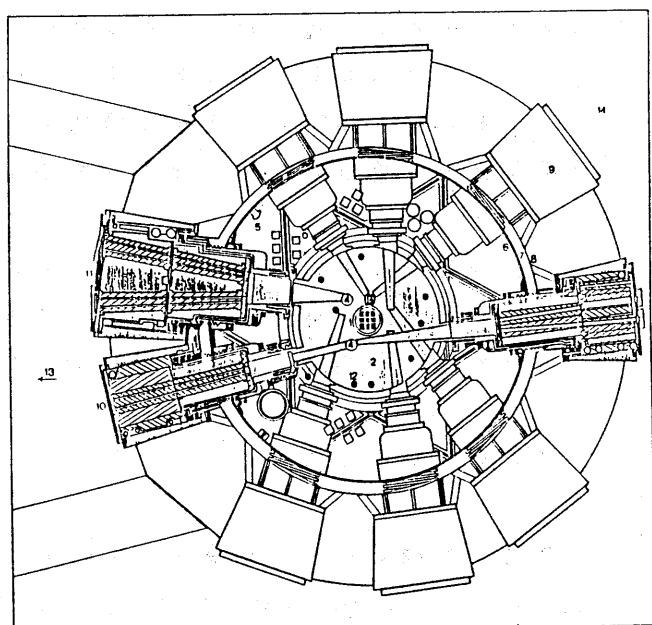
第2図 BR-2の炉本体



第3図 BR-2炉心配置の一例

1. Core
2. Heavy Water Reflector
3. Hot Source
4. Cold Source
5. Pool
6. Reactor Tank
7. Vacuum Annulus
8. Pool Liner
9. Standard Beam Hole
10. Single Beam Hole
11. Dual Beam Hole
12. Vertical Beam Hole
13. Neutron Guide Hole
14. Experimental Hole

第4図 ORPHEE炉の実験孔
配置図



「研究室だより」

川崎重工業(株) 原子力本部

当本部における炉物理関連の研究は、炉心設計、遮蔽設計の作業を通じて得られた現場の要求によるものが殆んどである。対象として取組んでいこうへは、従来から高温ガス炉、高圧増殖炉であるが、最近は核融合プラントのニュートロニックスの解析研究も行ってい。

1. ガス炉の炉心設計関連研究

1) 高温ガス炉、原研の委託を受けて実験炉の炉心設計を富士電機製造と協力して実施している。従来、黒鉛体系の群定数の作成はGGC-4コードを主として使用して、実験値の解析を行い、主要な核種のミクロ核データの更新など、設計精度の向上の努力をしてきた¹⁾が、最近原研の委託を受けて広範囲に、SHE、HTLTR、MCF、体系の解析を行つ²⁾ている。この外に、高温ガス炉に特有な燃料の2重の非均質性を、熱および共鳴領域の群定数作成の段階でも考慮出来る格子計算コードを整備中である。

わが国で研究開発中の高温ガス炉は発電専用のものよりも出口ガス温度が150～200°C高く、毛穴だけに炉内出力分布の詳細評価が必要である。かつ核設計と熱流動設計との調整の緊密化が要請される。この様な要求に基づいて、3次元出力分布評価の際のメッシュ効果改善のため、3角-2座標・改良粗メッシュ拡散コードの開発を行つた³⁾。この外、燃料体中には燃料棒の外、可燃性毒物が配置され径方向の不規則性を加え、軸方向、黒鉛端部がサーマルピークを生じる。燃料破損率の評価のため燃料棒毎の出力分布を正確に評価出来る様に力を入れて⁴⁾いる。炉心設計の際は多量の核熱バラメータ計算が要求される事が多い。高温ガス炉の場合、径方向燃料装荷に加えて、チャンネル軸方向装荷も重要な課題である。この軸方向装荷の設計の参考とするため、連続装荷が可能な理想的な場合の最適化の検討を行つた⁵⁾。

2) ガス炉開発の長期展望に資するため、原研の委託により、Th径プランケット・ガス高圧炉と高温ガス炉の共存システムを導入した際の、わが国の長期核燃料サイクルに及ぼす影響の検討⁶⁾および大型炉炉心の性能解析の一部を分担し、検討を行つた⁵⁾。

2. 炉定数の評価作業

学会／原研のシグマ委員会のFPWGに参加し、FP領域の核種を中心に、核データの評価を行い、JENDL作成に協力して⁶⁾いる。

3. 遮蔽設計関連研究

- 1) 高温ガス実験炉の放射線管理計画、主遮蔽体の遮蔽設計、ストリーミング解析など原研の委託を受けて実施している。これらの作業を通じて、手法とともに遮蔽群定数の検討にも力を入れている。放射線源評価の一環として、高温ガス炉燃料からのFP放出、1次系配管機器への沈着解析の検討を行った。⁷⁾
- 2) Na冷却高速炉の遮蔽について、動燃の委託により、3次元モンテカルロ法を含めF解析手法の常陽臭酸データとの比較・検討、遮蔽体の発熱評価、構造材の放射線損傷評価手法の開発を行っている。
- 3) メーカとして、原子炉以外に広く原子力機器を扱う関係上、これらの放射線安全設計に関連したソフトの整備を行っている。その外、専会、原研、動燃団、原船団の委員会に参加し、ベンチマーク解析などに協力している。

4. 核融合炉ブランケットの設計関連

原研の委託によりINTOR、核融合実験炉のブランケット・遮蔽体の設計とニユートロニックス解析を行っている。

[参考文献]

- 1) 川崎重工業、炉物理の研究、第28号、59. (1979)
- 2) 川辺他、FAPIG、第98号、2. (1981)
- 3) 田中(良)、FAPIG、第99号、2. (1981)
- 4) 原研との共著、JAERI-M9544 (1981)
- 5) 同上、JAERI-M82-183 (1982)
- 6) シグマ委、FPWG 共同発表、学会58年年会予稿集 C-35
- 7) 仁熊他、FAPIG、第102号、21 (1982)
- 8) 原研との共同発表、学会57年秋の分科会予稿集 C-55
- 9) S.Mori et al., J.Nucl.Sci.Techol. 20 [2] 154 (1983)

(田中(良)記)

〈研究室だより〉

原 研

遮 蔽 研 究 室

我々の研究室の主な研究内容を以下に記します。

(1) 遮蔽ベンチマーク実験 発電炉使用済燃料キャスクの遮蔽安全実験が続いてます。今、PWR用のキャスク形状評価¹⁾及び線源形状評価²⁾の実験が終了した処で、引続きBWR用キャスクの実験を行っております。

核融合炉物理関係では、FNSを用いての二次ガンマ線ストリーミング実験及び遮蔽材SS316Lの深層透過実験を行っています。原子力学会速中性子専門委員会と協力して、核融合炉遮蔽解析法の検討を行いました³⁾。

(2) 遮蔽解析法の研究 核分裂炉及び核融合炉双方を考慮した遮蔽用群定数作成コードシステムPROF-GROUCH-G/Bを開発中です。又、これと併行して、核融合炉用高精度多次元輸送計算コードシステムBERMUDAを開発中です。両コードシステムにおいて、断面積計算では、Legendre展開を用いないPoo散乱を採用し、離散レベルの非弹性散乱についても非等方性を考慮しています。ボルツマン輸送方程式の解法は、輸送方程式を粒子の飛行跡に沿って積分していく、即ち、直接積分法に基づいています。各エネルギー一群毎に反復計算をし、その都度系全体でのバランスをとっています。

群定数作成の基本ルーチン及び一次元⁵⁾及び二次元⁶⁾の中性子輸送計算コードは既に完成しています。現在、三次元中性子輸送コードを開発中で、今後はガンマ線輸送コードの開発を行う予定です。又、ベンチマークテストを行った結果から、共鳴断面積処理コードのRESEND⁷⁾を改良しました。感度解析コードの整備も実施中です。

(3) 放射能インベントリー計算コードシステムの開発整備 二次元($r-z$, $r-\theta$)及び三次元($X-Y-Z$)の直接積分法による中性子輸送計算コードを組合せて、原子炉内構造物、配管などを含めた、発電炉プラントの内蔵放射能(インベントリー)計算のコードシステムの開発を行いました⁸⁾。このシステムはGRAVと呼んでおりますが、現在このシステムの評価及び改良を行っています。又、その中の単体コードの改良も行っていきます^{9,10)}。

その他、船舶技研との共同研究として、JRR-4を利用しての“二次ガンマ線の生成・透過に関する実験的研究”を実施しています。これに関連して、電子のエネルギー損失データ計算コードが開発されました¹¹⁾。東大と“放射線発熱に関する積分実験と解析”的研究をしています。

今年は原研がスポンサーのオ六回遮蔽国際会議が五月に行われます(十六日から二十日迄、於高輪プリンスホテル)。関係者はこの準備に追われていますが、外部の方の協力も得て順調に準備が進められています。尚、当研究室では、三つの論文を発表する予定です^{12,13,14)}。

[主な発表論文]

- 1) 田中, 山路, 他, "PWR 使用済燃料による 'キヤスク' の形状評価のための実験," JAERI - M 82 - 201 ('82)
- 2) 田中, 山路, 他, "PWR 使用済燃料による '線源形状評価のための実験,'" JAERI - M 82 - 202 ('82)
- 3) S. Tanaka, Y. Oyama, N. Sasamoto & T. Nakamura, "A Bench mark experiment on D-T Neutrons and Secondary Gamma Rays Streaming through a Concrete Bent Duct," JAERI - M 82 - 130 ('82)
- 4) 笹本, 他, "核融合炉遮蔽解析法の検討," JAERI - M 82 - 216 ('83)
- 5) 鈴木, 石黒, 松井, "核融合炉物理解析用一次元中性子輸送コード PALLAS-TS," JAERI - M 9492 ('81)
- 6) 鈴木, 長谷川, 森, 伊勢, "二次元中性子輸送コード BERMUDA-2DN," JAERI - M 82 - 190 ('82)
- 7) A. Hasegawa & T. Narita, "Comparisons of Energy-Dependent, Point-Wise Cross-Section Generation Codes : RESEND, RESEND, RESENT," JAERI - M 82 - 128 ('82)
- 8) 進藤, 笹本 (非公開資料)
- 9) N. Sasamoto & K. Takeuchi, "Direct Integration Method for Solving the Neutron Transport Equation in Three-Dimensional Geometry," Nucl. Sci. Eng., 80, 554 - 569 ('82)
- 10) N. Sasamoto, "A Study on Direct Integration Method for Solving Neutron Transport Equation in Three-Dimensional Geometry," JAERI - M 82 - 167 ('82)
- 11) S. Tanaka, "EELOSS : The Program for Calculation of Electron Energy Loss Data," JAERI - M 9151 ('80)
- 12) S. Tanaka, Y. Sasamoto et al., "Shielding Experiments for a Shielding Safety Evaluation Code System of Spent Fuel Transport Cask" 6th ICRES (Tokyo, '83) Paper 7 - 6
- 13) T. Suzuki, A. Hasegawa, T. Mori & T. Ise, "BERMUDA-2DN : A Two Dimensional Neutron Transport Code," 6th ICRES (Tokyo, '83) Paper 3b-2
- 14) N. Sasamoto, K. Takeuchi & Y. Kanai, "Analysis of Neutron Streaming through Void Duct with Three-Dimensional Transport Code PALLAS-XYZ," 6th ICRES (Tokyo, '83) Paper 6a-4
(伊勢記)

「研究室たより」

原 研 臨界安全研究室

「臨界安全研究室」から「動力試験炉部 開発室（TCA）」から研究室名を変えて安全工学部の一研究室として発足してから早くも2年を経過した。つい先日はTCAの20周年を祝ったばかりである。初臨界から数えて約7000回の臨界を達成し、いまだ健在である。最近は、主として未臨界度測定実験や中性子吸收板効果実験等を精力的に行っている。

「開発室」から「臨界安全研究室」に研究室名が変わった理由は、これまでの軽水炉体系の棒状燃料臨界実験から、核燃料サイクルの臨界安全に関する実験的研究を実施するために、「臨界安全性実験施設」の設計・建設を進めることになったためである。これは、國の原子炉施設等の安全性研究計画の一環として計画されたもので、核燃料サイクルで取扱う低濃縮ウランやアルトニウム等の溶液・粉体あるいは棒状燃料に関する臨界実験データの収集を目的としたものである。

すでに、当研究室では「予備設計」および「概念設計」を終了し、58年度からは「詳細設計」に着手することになっている。現在の計画では60年から62年にかけて建設を行い、63年から実験を開始することになっている。

「臨界安全性実験施設」の実験計画」特徴は、これまでの棒状燃料の他に、低濃縮ウラン、アルトニウムおよびこれらの混合物の溶液燃料や粉体燃料に関する臨界実験データをとることと、実験が定常臨界実験の他に、主に溶液燃料体系の出力急上昇時における特性を調べるために過渡的臨界実験の二種類を計画していることである。これらの実験を行うために、密封系、非密封系に分けられた二つの炉室には合計3基の臨界実験装置が設置されることになっている。また、溶液燃料の濃縮度や濃度を種々変えて実験を行るために、施設内にはかなり大規模な核燃料調整設備が設置される予定である。「臨界安全研究室」という名前が示す通り、従来の臨界実験から一步出た臨界安全に係る実験的課題を総合的に取扱って行こうというわけである。

当研究室の業務拡大に伴い、ここ数年少じんまりした研究室として実験を行ってきた当研究室も、現在では、ほゞ2倍の15名となった。また、室員も炉物理関係者のみならず、化学工学系や安全工学系のスタッフも加わり討論もバラエティに富んできた。研究員全員が一丸となって計画の実験のため努力している今日このごろである。

(記 大西信秋)

< 研究室より >

北海道大学工学部原子工学科基礎原子核工学講座

私たちの研究室では、プラズマ物理、ライナックの研究、炉物理、放射線計測を中心に研究を進めています。現在の研究室のメンバーは山崎教授、成田助教授、沢村晃子助手、藤田助手、本間技官と大学院生4名、学部4年4名が所属しています。本年4月1日付で本講座の創設者であり、その後エネルギー交換工学講座を担当された小沢教授が学部長を辞められると同時に退官され名誉教授になられました。

プラズマ物理の研究は主に負グローブラズマの発生と測定（プローブ、マイクロ波など）を行っており、ライナック研究はビコ秒ライナックの入射部の研究を続けています。

放射線測定ではライナックからのγ線の空中伝播特性を同期検出法で、約1kmも離れた点での微弱漏洩線を測定しています。この方法はスカイシマインやしゃへい測定などいろいろの応用を考えられます。

固体飛跡検出器の炉物理実験への応用も数年間実施したもので、いま使用しようとすると、この反跳検出器と呼ばれる種類のものにその中性子に対するエネルギー依存感度がほとんど知られていないことばかりあります。このためポリカーボネイトと硝酸セルロースの反跳飛跡のエネルギー感度を測定し、理論と一緒に作りました。実験結果と理論の整合性はよくとれていますと判断しています。DT核融合炉ブランケットのトリチウム生成率の測定に固体飛跡検出器を利用しようと原研FNSとの協力研究を進行しています。α粒子と反跳飛跡の識別に現在苦労しています。軽水炉圧力容器サーベイランス線量測定に水晶飛跡検出器が使えるのではないかと、人工水晶中の飛跡検出も研究を続けており、この問題では天然水晶に比べ人工水晶のアーリング開始温度が低くどのような水晶が高温までもつかがポイントのようです。

私たちが翻訳しました Duderstadt, Hamilton の「原子炉の理論と解析」(現代工学社) のことですが、上巻4章(訳本では p.125~126, 式(4-81)~(4-90)) は一見正しそうですが重要な誤りがあり、筑波大前藤先生が指摘されました。昨年ミシガン大学で Duderstadt (工学部) と会い、さそく修正した日本語版は改訂しました。カリフォルニアバークレーの Ruby 先生もこの本を使っており、この話をしたら NSE の手紙欄にでも出してくれるとよいのにがとすきみう子しにが未だやっておりません。もし訂正表が必要な方がありましたら連絡下さい。なお蛇足ですが Duderstadt 先生のお顔を知りたい人は最近の面白い著書「Principle of Engineering, John Wiley 1982 p.25 Fig. 1.17 = Prof. Duderstadt の講義中の写真があります。(成田記)

(最近発表の論文)

Effect of Gamma-Ray Irradiation on Cellulose Nitrate Track Detector.

T. Sawamura,
H. Yamazaki and
Y. Ozawa

J. Nuclear Science and
Technology, 16(7), 497
(1979)

高速炉物理及び核融合炉物理におけるエッチトラック法の応用

成田 正邦・沢村 晃子
藤田 文行・他

原研施設共同利用報告書,
UTRCN-G-10, 189 (1981)

同期法によるパルス状放射線源からの線量空間分布の測定

沢村 晃子・村井 邦夫
谷田 弘明・猪田 謙市
小沢 保徳

日本原子力学会誌, 22, 725
(1980)

Fast-Neutron-Induced Tracks in Cellulose Nitrate

T. Sawamura,
H. Yamazaki and
Y. Ozawa

Nuclear Tracks, 5, 271
(1981)

Radiation-Burst Propagation in Air

T. Sawamura,
I. Murai, H. Tanida,
K. Inoda, Y. Ozawa

J. Nucl. Sci. Technol.,
17, 942 (1980)

Sparc Counting of Tracks Directly Induced
by Fast Neutrons in Cellulose Nitrate
Detector

成田 正邦・今 秀記
秋山 雅風

J. Nucl. Sci. Technol.,
18, 766 (1981)

固体飛跡検出器の高速炉物理実験への応用(第1報)
—中性子検出感度の決定と「発生炉」の核分裂率の測定—

成田 正邦・藤田 文行
和田 龍一・秋山 雅風

北海道大学工学部研究報告,
(103), 28 (1981)

Energy Dependent Sensitivities for Neutrons
of Solid State Recoil Track Detectors

M. Narita,
F. Fujita, K. Wada,
K. Kudo and
T. Michikawa

Proceedings of the 4th
ASTM-EURATOM
Symposium on Reactor
Dosimetry, NUREG/CP-
0029, I, 451 (1982)

研究室だより

東北大学工学部原子核工学科 原子炉物理学講座

昨年度は研究室の総勢が11名で、出張者があるとソフトボールのチーム編成にも苦労しましたが、本年度は6名。4年生を迎えて、一方研究室を去ったのが2名（修士卒、学部卒各1）でしたので、15名の大世帯となりました。

スタッフは相変わらず平川教授、馬場、神田両助手の3名で、学生は院生から名（博士1、修士5）それに上述の6名の4年生です。

研究室は3つのグループに分かれています。まず計算班では、従来から計算コードの開発、整備とそれ用いて解析を行っており、現在の主なテーマは「空間依存動特性を考慮した高速炉の炉心事故解析コードの開発」と「京大原子炉実験所KUCAのトリウム装置ゾーン炉心の解析」です。前者は一昨年度開発したQUASARというコードを用いて、非均質型高速炉についての解析を行い、現在論文を準備中です。

第2のグループは通称「散乱班」と呼ばれています。馬場助手を中心として、高速中性子が試料に散乱して出て来る2次中性子のエネルギーおよび角度分布を測定し、それから弾性、非弾性散乱断面積を求めています。昨年度は核融合炉の基礎データである⁶Liと⁷Liについて、separated isotopeの試料を作成して測定を行いました。昨年測定した中性子エネルギーは4.2~6 MeVの間の3点でしたが、今後エネルギー点を増していく予定です。

また最近、全断面積を測定するとき、共鳴領域での中性子束の減衰が自己遮蔽を受けるため、測定される断面積がこの効果を無視した場合より低くなる、ということが議論されています。そこで鉄とニッケルについて、異なる厚さの試料を用いて透過率を測定し、これから自己遮蔽効果を補正した平均断面積を測定することを試みています。

第3のグループは「fission班」と、神田助手を中心に、高速中性子に対するアチナイド核種の核分裂断面積を²³⁵Uとの相対測定で測定しています。昨年度は4~6 MeVの中性子エネルギーの範囲で²³²Th, ²³⁸U, ²³⁷Np, ²⁴³Amなどについての測定を行いました。これら²³⁵U, ²³⁷Np, ²⁴³Amの試料は原研より協力研究で借用したものですが、²³²Thと²³⁸Uの試料は我々の所で電着により作成したものです。本年度はエネルギー範囲を広げるとともに、²⁴²Puや²³⁹Puについても測定を始める予定です。またこのグループでは核融合炉のニュートロニクスに関連して「NE213シンチレータの発光効率曲線の測定」なども手がけています。

56, 57年度に「トリウム系核データ測定装置」としてダイナミトロン加速器の半導体化と真空系の改良が行われるとともに（そのため昨年度はマシンタイムがかなり制約されました）、本年始めにデータ処理装置(CANBERRAシリーズ88PHA + ECLIPSE S/140)が設置され、また2次中性子の角度分布測定のためのゴニオメータも近く運転開始の予定です。従来は角度を変えようと3度に、マシンを止めて人力で装置を動かしていましたが、今後はそういうこともなくなり、実験の能率とデータの質の向上が図られるものと期待しています。（平川直弘記）

<研究室だより>

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

本研究室は、教授 安成弘、助教授 岡芳明、助手 枝山雅樹と橋倉宏行で構成されている。安教授は昨春より工学部の基礎工学講座の担当となられたが、研究面では引きつづき本研究室を指導されている。大学院生は現在 6 名で、冬学期には 2 ~ 3 名の卒論生が来る。さらに昨年 9 月よりマレーシア原子力研究所からの大学院研究生 1 名が 9 カ月の予定で研修を受けている。最近の研究テーマは次の通りである。

- (1) 遠敵実験。「弥生」では、鉄とナトリウムの透過積分実験につづき、ストリーミング実験との解析を行ってきた。核融合炉関係でも、当施設のブランケット実験棟の加速器でストリーミング実験を行っている。今年度からは、鉄球を用いた透過積分実験を開始する。リシウム含有物質を用いた透過積分実験も遠敵実験の一環なのでやりたかと思つてはいるが、材料が高くてやむなしである。その他、核融合プラズマからの逃走電子による制動放射量の評価のため、ライナックの電弓を用いた制動放射実験も開始している。
- (2) 崩壊熱・放射化測定。「弥生」での高速核分裂崩壊熱の測定は、学会賞をいたたき、原型炉の安全審査に役立つデータともなった。まだ測定していない超ウラン元素に関する測定を検討中である。 14 MeV 中性子による核分裂崩壊熱の測定を行つてはいる。核融合・核分裂ハイブリッド炉設計の基礎データになると思われる。又、核融合炉構造材料の放射化の測定も開始している。
- (3) 核融合・核分裂ハイブリッド炉設計研究。昭和 53 年より開始している。一次元の輸送燃焼計算コード BISON とのライブラリーを作つて使用している。ハイブリッド炉の場合、核分裂炉のように臨界保持による制約がないので、核分裂物質の生成と消滅をつりあわせて、長期燃焼可能な平衡濃度型のブランケットが構成できることを指摘した。核分裂燃料生産を行う場合は、粉末状の UO_2 を用いて 3%までの Pu 富化を行う方式が種々の点で有利であることを指摘した。これらについて概念設計を行つた。
- (4) 高速増殖炉設計研究。径方向非均質炉心の特性解析などを行つてはいる。又、空間依存動特性は、本研究室の伝統的テーマで、最近は 3 次元（6 角メッシュ）の核熱結合動特性計算コード IBIS を作り解析を行つた。従来の 2 次元コードでは解析できなかつた現象を解析できるので非均質炉心の解析に有効である。
- (5) その他。東大原子力グループで行つてはいる軽イオンビーム慣性核融合炉の概念設計の事務的仕事と、核設計・ターゲット設計を担当してはいる。爆縮するターゲットのシェミレーション計算のため MEDUSA コードを改良して、中空の single shell ターゲットに軽イオンビームが入射した場合の運動を解析できるようにしてパラメータサーベイ等を行つてはいる。共同利用関係では、T0F 実験系の整備や世話、ニュートロニクスグループの実験や研究会の世話、計測器の保守、共同利用実験に伴う事務的業務等を行つてはいる。

(岡芳明記)

<研究室だより>

東大 都甲研 (原子炉工学研究室)

わが研究室は、58年4月現在、都甲教授、近藤助教授・下遠野助手、小平助手のスタッフ及び8名の大学院生(M1-2名、M2-3名、D1~3各1名)、2名の外国人研究生(中國とマレーシア)、教授秘書から構成されている。又、東海の原子力工学研究施設の原子炉設計学研究室(安教授、岡助教授)の大学院生の東京での研究室ともなっている。

研究テーマとしては、以前は動特性関係など、炉物理的なものがいくつか見られたが、現在では、安全性、信頼度、システム工学的なものが多くなっている。例えば、軽水炉・高速炉では、信頼度解析・異常診断・FP移行放送などのテーマがあり、特に高速炉ではFCIや構造安全性などの事故解析が行なわれている。又、核融合炉関係としては、CTRシステムの概念設計・ブランケットの核設計などがあり、システム工学的なものとしては、ヒューマンリラibility・運転支援システム・FTAなどのテーマが取り上げられている。

研究は実験と解析の双方にウェイトがあるが、テーマによっては実験の困難なものがみるので、計算機使用による解析が、近年増え盛んになっている。特に最近では、オ2研究室(通称アナコン室)は、東大・大型計算機センターのM280HのTDMシステムによる専用回線のためのTSS端末・プリンター・カセットMT・グラフィックCRT・APL端末などで、計算機センターの様を呈しており、朝から晩まで常時多くの者がCRTに向かっているという光景が見受けられる。

一方、研究室の学外行事としては、都甲先生の影響の下、春へ秋に登山やハイキングを行ない、既に富士山を除く日本の名峰の大半は登頂されている。又、原子力工学科内の他の研究室の学生たちとのスポーツの交流も盛んで、ゴルフコンペやスキー旅行などの主要構成員となっている。

わが研究室の卒業生の進路としては、メーカー(東芝・日立・三菱重工・MAPIなど)と動燃に就職するものが多く、その他、官庁・電力・原研等、各方面で中堅並びに若手として活躍しており、研究室の後輩のよき励みとなっている。

(東大・工・原子力 小平秀基)

〈研究室により〉

武藏工業大学 原子力研究所 (大学院 原子力工学専攻)

前回の「研究室により」は、1981年1月(第30号)に書かれて居り、既に2年以上経過してるので、その後の報告をさせていただきます。

この間の一一番大きな変化は、昭和56年度より本学に大学院原子力工学専攻が誕生したことあります。学部に原子力工学科をもたず、大学院だけ新設されたのは私学でははじめてのケースで、学科名は次。4つから成っています。

1. 原子炉工学
2. 原子炉計測制御工学
3. 原子炉材料工学
4. 放射線応用工学

定員は合計8名ですが、実際に昭和56年度入学者1名、57年度1名、58年度3名で、昭和58年3月にははじめての修士が誕生した次第です。本原子力工学専攻新設にあたっては、東京工業大学名誉教授の武田栄一先生はじめ、東京工大の新井栄一教授、井上見教授、岡本真実助教授、京大炉の西原英晃教授、神田啓治助教授には、極めて力強い学生のために、熱意ある講義を担当していただけており、この場を借りて厚くお礼申し上げます。

さて「炉物理」関係の行事は、当研究所では上記の1. 原子炉工学部門が担当し、実験的には、相沢ひ彦助教授、松本哲男助手、青木くみ子技術員の他、大学院生2名、学部3名(電気工学科2名、電子通信工学科1名)が卒論として研究にたずさわっています。

この2年間に進行した行事は、当研究所発行の「研究所報」(ISSN 0285-0354)通巻3号と通巻4号に詳しく報告されております。その中で「炉物理」関係。テーマをひしきてみると以下の通りです。

- (1)「医療用照射場の高速中性子束と頭部内部線量分布」(松本、相沢、野崎)
- (2)「マグネシウムの熱中性子全断面積の検討」(相沢、角谷、松本)
- (3)「拡散計算における2次元と3次元解析・比較検討」(角谷、相沢)
- (4)「低温水体系内の時間依存中性子エネルギースペクトル」(相沢、角谷)
- (5)「捕獲反応を利用して熱及び熱外中性子エネルギースペクトル測定

- (I)直交周数展開法を用いた解析のシミュレーション」(松本、相沢、角谷)
- (6)「鉄体系内における擬似モードと漸近モードの確証」(相沢、アーメッド、角谷)
- (7)「捕獲反応を利用して微量¹⁰B濃度の測定」(松本、相沢)
- (8)「鉄フィルター法による24 keV単色中性子透過実験」(相沢、松本、角谷)
- (9)「単結晶および多結晶シリコンの熱中性子全断面積」(相沢、角谷、松本)
- (10)「CITATIONコードによる中環状ウラン・重水反射体付き円柱状炉心の解析」(相沢)

尚、最近は、Si-filter法による144 keV単色中性子ビームを用いて全断面積の測定を行なっています。(相沢ひ彦助)

研究室 だより 若林研究室

京大原子エネルギー研

原子炉計測工学研究部門

1.はじめに

若林研では、軽水炉、高速炉などの原子力発電プラントや、トカマク炉などの核融合炉など、原子力システムを対象として、その動特性、制御、安全性に關し、計算機シミュレーションを中心としたシステム工学的研究を続けていた。大別して、原子力発電システム関係、核融合炉関係および並列計算機関係の3チームに分かれて仕事を進めていた。

原子力発電システム関係では、異常診断システムおよび事故追跡シミュレータの研究、核融合炉ではトカマク炉の垂直磁場のフィードバック制御による安定化の研究が最近のトピックスである。並列計算機関係では、S 55年12月に、PACSの創始者屋野先生がPACS-32と共に筑波大に移られた頃からスタートしていた次期マシンPACS-Ⅲの設計製作が歴代修士学生の努力で本年中には完成し、テスト段階に入る所まで達した。

こゝでは、こゝ1~2年の研究室の研究進展の状況と成果を中心に、紹介することにしたい。

2.研究室の構成と設備

若林教授を中心とする吉川栄和、大西正視、田嶋眞一のスタッフ4名、技術補佐員1名、電気系の大学院生D.1 1名、M2 4名、M1 1名および四年生若干名で「よく遊ぶ、よく学ぶ」の精神で研究を進めている。研究室所有のハイブリッド原子炉計算システムは、シミュレーションの友として、又、並列計算機PACS-Ⅲのホストコンピュータとして、昼夜大活躍の状況である。昭和58年4月現在のシステムの構成は、以下のとおりである。

デジタル演算部 FACOM M-150 F OS IV/x8

コアメモリ 128 KB, ディスクリメモリ 320 MB,

磁気テープユニット 2台

キャラクタディスプレイ 4台

グラフィックディスプレイ モノクロ 1台、カラー 1台,

X-Yプロッタ 1台, ラインプリンタ 1台

アナログ演算部 日立 DS-1000 (デジタルデータインターフェース)

演算器 255台

アナログ-デジタル接続部 PANAFACOM D-200

3. 研究の進捗状況

I. 原子力発電システム関係

(1) 原子力アラントの異常診断システムの研究

原子力発電所の運転中に何らかの原因で異常外乱が加わり、運転状態が設定値から変動した場合に、異常状態を早期に検出し、異常の分類判別を行なうと共に異常外乱の大ささをオンラインで同定するシステムの構成法を研究している。最近は多重異常（時間差をもつて生ずる場合と同時生起の2つが考えられる）に対する異常診断法を対象としている。

異常の分類法では多変量確率密度関数法をベースとして、シーケンシャルに発生する多重異常に対処するため、(1)原点移動とカーテンリの拡大を行なう方法と、さらに、同時生起にも対応するため、(2)射影子による判別法を提案し、BWRシミュレータによる数値実験での有効性を確かめた。

多重の異常外乱の大ささをオンライン推定する方法として、ARMA法による系の低次元化モデルの同定とカルマンフィルタによる多入力推定法を提案した。さらに多入力一多出力系における入力推定のフィルタ構成法として、(1)クロスマームの直干渉化、(2)雜音に対するS/N比向上、(3)推定の速応性を達成する方法を提案し、同様にBWRシミュレータによる数値実験でその有効性を確かめた。

(2) 原子力プラントの事故追跡シミュレータに関する研究

重大事故が発生し、炉停止した原子力発電プラントの内部状態を実時間で推定し、またその後の状態を予測できるような計算機シミュレータを開発する研究で、TMI-2事故のような複合異常が原子力アラントに発生し、重大な損傷状態に発展する場合にも最小の被害で事故を終結させるための対応策を敏感に選定するために有用に用いられるものである。

PWRアラントの原子炉1次系を対象に、事故を起して停止した原子炉から得られる観測信号をできるだけ有効に計算過程に取り入れたり、ECCSなどの保護動作機能の模擬もできる構造とした、デジタル計算機シミュレータTOKRACを開発した。TOKRACによるTMI-2事故を対象とする数値シミュレーションでは計算精度を下げずに、実時間の約 $\frac{1}{10}$ で事故追跡が行なえることを示した。

II. 核融合炉関係

(1) トカマク核融合炉における燃焼制御に関する研究

核燃焼アラズマは熱的（反応度）不安定であると考えられており、定常および準定常動作を目指す核融合炉ではその不安定性の安定化が重要課題となっている。この問題点を克服するため、アラズマに加えろ垂直磁場を制御し、圧縮・膨張によるフィードバック制御を提案し、1点近似および1次元モデルに基き、計算機シミュレーションによるイメージ

の方法の有効性を確かめた。

(2) アドバンスド核融合炉の概念設計および評価に関する研究

D-T燃焼炉はリチウム資源の制約、トリチウム・環境に及ぼす影響、14MeV中性子の遮蔽および放射化等、工学的に見て困難な問題点が多い。当研究室ではトリチウムを使わず、重水素に基づいた核燃料サイクルの、フィールドリバースドミラー炉を取り上げ、炉心プラズマの物理、生成加熱および配位の維持方法、エネルギーの取出し、および周辺炉工学の研究を通じて、アドバンス炉の評価検討を行なっている。

III. 並列計算機関係

原子力の解析計算では高次元偏微分方程式の数値計算での対象が、複雑な幾何形状、非線型性、高次の連立次元数などそのため、従来の逐次型計算方式では一般に長大計算の典型となる、といふ。その超高速化のため、並列計算方式の有効性を PACS リーズの試作研究を通じて実証してきている。PACS-III ではこれまでの PACS-32 と比較し、プロセスユニット (PU) 間のデータ転送の方式を改め、シェアドメモリ (SM) をベースにデータ駆動式のアーキテクチャを採用しているが、本年中にシステムの製作完了を目指して進行中である。一方、PACS-III でユーザーが特定の偏微分方程式を解く際のユーザーサポートのためのシステムソフトウェアの検討も行なっていふ。

4. 研究成果

I. 原子力発電システム関係

(発表論文)

J. Wakabayashi, S. Tashima, A. Gofuku : Study on the Diagnostic System of Nuclear Power Plants Operation, IAEA-SM-265/33, Proc. International Symposium on Nuclear Power Plants and Instrumentation, Munich, FRG, Oct. 11-15, 1982

田嶋真一, 若林二郎: 低次元化モデルを用いた原子力プラントの外乱推定, 計測自動制御学会論文集, 第19巻第1号, PP. 15-20, 1983

H. Yoshikawa, J. Wakabayashi, K. Tokura, K. Ito : Development of a Real Time PWR Accident Simulator and Its Application for TMI-LOCA Analysis, Thermal-Hydraulics of Nuclear Reactors, Vol. I, PP. 595-603, American Nuclear Society, USA, 1983

(学会発表)

田嶋, 五福, 若林: 日本原子力学会秋の分科会 C31 (1981)

五福, 田嶋, 若林: 日本原子力学会秋の分科会 A24 (1982)

伊藤、吉川、若林：日本原子力学会秋の分科会 D39 (1982)

五福、田嶋、若林：日本原子力学会年会 D30 (1983)

田嶋、若林： 同上 D31 (1983)

(修士論文)

五福明夫 「原子力アラートの異常診断システムの研究」 昭和58年2月

II. 核融合炉関係

(発表論文)

M. Ohnishi : Burn Control in a Moving Ring Compact Torus Reactor, Nuclear Technology / Fussion, Vol. 2, PP 609-616, 1982.

M. Ohnishi and K. Yoshikawa : Limitation of Burn Time due to Ash Accumulation in a Moving Ring Reactor, J. Nucl. Sci. Tech., Vol. 19, PP. 1054-1056, 1982.

M. Okamoto and M. Ohnishi : Feed back Control of Fussion Output Power with Observational Errors in a Tokamak Reactor, Tech. Reports of the Institute of Atomic Energy, Kyoto Univ. No. 189, PP. 1-10, 1982.

M. Ohnishi, A. Saiki and M. Okamoto : Effect of Particle Recycling on Burn Control by Compression-Decompression, J. Nucl. Sci. Tech., Vol. 20, PP 177-179 1983.

(学会発表)

大西、岡本 : 日本原子力学会秋の分科会 C43 (1982)

佐伯、大西、若林、岡本 : 同上 C44 (1982)

佐伯、大西、若林、岡本 : 日本原子力学会年会 B5 (1983)

(修士論文)

佐伯昭 「トカマク炉における熱的不安定性の垂直磁場によるフィードバック制御に関する研究」 昭和58年2月

III. 並列計算機関係

(学会発表)

清原、西川、若林 : 日本原子力学会秋の分科会 C21 (1981).

(修士論文)

清原智三 「偏微分方程式専用並列計算機 PACS-Ⅲの試作研究」 昭和57年2月

西川晃平 「偏微分方程式専用並列計算機 PACS-Ⅲのシステムソフトウェアの開発」 昭和58年2月

以上

(吉川栄和、大西正視 記)

<研究室だより>

京都大学原子炉実験所原子炉関係研究部門

(柴田俊一教授, 木村逸郎教授, 西原英晃教授)

2号炉(KUHFR, 30MW)の着工がのびのびになっていたために、何となくすっかりしない日が過ぎていきます。その間1号炉(KUR, 5MW)を大切に使おうと、大幅な修理・改修オーバーホールを繰り返しながら研究を続けています。精神的な圧迫感と年命から来るある種のあせりのようなものも感じられます。お互に励まし合いながら一同頑張っています。それにしても古い原子炉の管理は、予想外に労力の要るものです。

研究の方は、文部省科学研究費(エネルギー特別研究トリウム燃料班、原子炉の安全性向上研究班など)や日本共同研究費などの補助金を中心に進められています。

(1) トリウム関係 ①ライナックを使、た核データグループは、実験・解析共に相当成果を上げています。(22, 22', 23, 24など)

② KUCAを使、た積分データグループは、天然ウランとトリウム金属板の差を反応度や中性子束分布から見ています。解析はこれからです。(15など)

(2) 安全性関係 冷却系統の異常を中心に成果を上げ始めています。三島助手の奮闘振りが目立ちます。(32, 33, 34, 36, 37, 38, 39など)

(3) 日本共同研究 研究炉燃料低濃縮化計画で、核特性の計算・実験、熱特性、燃料が燃焼したときの健全性など、共同利用を含めて非常にアツイブな仕事が進められています。(3, 5, 8, 13, 16, 17, 42, 43, 44, 45など)

[柴田教授が 82.11 の ANL 会議で素晴らしい研究発表をされ、参加した所員だけでなく、出席者を驚かせました。(45)]

その他、主なものを拾ってみると

(4) 冷中性子関係 冷中性子発生用の中性子タービンが動き始め、研究が進んでいます。(46, 47)

(5) 中性子ラジオグラフィー 工業界への応用を考え、オンラインイメージの研究が進んでいます。(12, 18, 19, 20, 21)

(6) 中性子医療 実験・理論共奥りの多い2年間でした。(1, 10, 27, 28, 29, 30)

(7) ライナック(①以外) トリウム以外でも、核データ、Filtered Beamなどの研究が進みました。(2, 7, 22, 25, 26, 40, 41)

(8) KUCA (①-②, ③以外) 付設の加速器が動き始め、やっと共同利用の成果が出はじめました。(31, 大部分未発表)

研究室がマンモス化し、なかなか全貌が把握できません。炉物理連絡会の会員に研究成果のアンケートを出し、それに回答されたものから、この研究室便りをまとめてみました。前回以降(81.1~83.4)のものです。抜けているものもあると思いますがお許し下さい。

(神田啓治 記)

発表論文 (国内の学会発表などは含まない。出版物と国際会議の発表のみ。炉物理連
81.1-83.4 絡会の会員で所員又は大学院生にはアンダーライニングしてある。)

1. K.Aoki, S.Shiroya, T.Kobayashi, K.Kanda, T.Shibata, "Technique to Calculate the Effect of (,n) Reactions of Heavy Water Moderator on Beam Quality of Biomedical Irradiation Facility", Annu. Rep. Res. Reactor Inst. Kyoto Univ., 15, 27-44 (1982)
2. Y.Fujita, "Measurement of Neutron Total Cross Section of Scandium Near 2keV", J. Nucl. Sci. Technol., 20, 191 (1981)
3. M.Hayashi, S.Shiroya, "Few Group Constants for the HEU and MEU Core in the KUCA", Annu. Rep. Res. Reactor Inst. Kyoto Univ., 14, 153 (1981)
4. Y.Naito, S.Tsuruta, M.Hayashi, "A New Mixed Method with Finite Difference and Finite Element Method for Neutron Diffusion Calculation", J.Nucl. Sci. Technol., 18, 571 (1981)
5. T.Tamai, M.Hayashi, K.Mishima, T.Sagane, H.Yoshida, K.Kanda, T.Shibata, J.C.Posey, S.T.Rimshaw, "Release of Fission Products from Irradiated Aluminide Fuel at High Temperatures", Annu. Rep. Res. Reactor Inst. Kyoto Univ., 15, 15 (1982)
6. P.S.Feigenbaum, R.C.Block, D.R.Harris, M.Becker, B.K.Malaviya, S.A.Hayashi, S.Yamamoto, "Neutron Spectrum Measurements of ThO₂", Trans. Am. Nucl. Soc., 43, 721 (1982)
7. 林脩平, 木村逸郎, 小林捷平, 山本修二, 西原宏, 金沢哲, 森貴正, 中川正幸, "飛行時間分析法による原子炉燃料中の高速中性子スペクトルの測定と解析", UTNL-R-0122 (1981)
8. K.Kanda, S.Shiroya, M.Hayashi, Y.Nakagome, T.Shibata, "KUCA Critical Experiments Using MEU Fuel", IAEA-SR-77/30 (1981)
9. K.Kanda, K.Mishima, M.Okuda, T.Shibata, "Control of Radioactive Argon Produced in the KUHFR", IAEA-SR-77/31 (1981)
10. K.Kanda, K.Kobayashi, O.Aizawa, "Reactor Neutron Field for Boron Neutron Capture Therapy of Cancer", IAEA-SR-77/32 (1981)
11. Y.Ujino, K.Takimoto, K.Kanda, T.Kobayashi, K.Ono, "RBEs Nuclear Reactor Beams and Thermal Neutrons in Responses of B-16 Melamoma", Strahlentherapie, 157, 682 (1981)
12. K.Kanda, K.Yoneda, S.Fujine, "Development of an Online Neutron Radiography System of High Resolution for Nuclear Materials", 1st World Conf. on Neutron Radiography, 4A3 (1981. 12. San Diego)
13. K.Kanda, S.Shiroya, M.Hayashi, Ke.Kobayashi, N.Nakagome, T.Shibata, "KUCA Critical Experiments Using Medium Enriched Uranium Fuel", Annu. Rep. Res. Reactor Kyoto Univ. 15, 1 (1982)
14. 神田啓治, "研究炉の新しい動向", 日本原子力学会誌, 24, 523 (1982)
15. K.Kanda, Ke.Kobayashi, M.Hayashi, S.Shiroya, T.Shibata, N.Hirakawa, K.Ohashi, S.Sakamoto, O.Aizawa, Y.Ogawa, "Critical Experiment with Thorium Using KUCA", US-Japan Seminar on Thorium Fuel Reactors", III-9 (1982. 10. Nara)
16. K.Kanda, "Reducing Enrichment Program for Research Reactors in Japan", Int'l Meeting

- on Res. and Test Reactor Core Conversion from MEU to LEU Fuels 1-3 (1982. 12. ANL)
17. K.Kanda, M.Hayashi, S.Shiroya, Ke.Kobayashi, H.Fukui, K.Mishima, T.Shibata, "KUCA Critical Experiments Using MEU Fuel (II). ibid 10-1 (1982. 11. ANL)
18. 松本元一, 神田啓治, "在界中性子ラジオグラフィの開発現況" 原子力工業, 29, 3.27 (1983)
19. 神田啓治, 石田隆一, 佐藤勝, "核燃料の非破壊検査" 原子力工業, 28, 9.56 (1982)
20. 藤根成熟, 米田憲司, 神田啓治, "ビデオ画像処理システムと中性子ラジオケラスへの応用", KURRI-TR-230 (1982)
21. K.Kanda, K.Yoneda, S.Fujine, "Development of an Online Neutron Radiography System of High Resolution for Nuclear Materials", Neutron Radiography, (eds. J.P.Barton, P.vonder Hardt), D. Reidel Pub. Co. Holland, 219 (1983)
22. I.Kimura, S.A.Hayashi, T.Mori, Ka.Kobayashi, S.Yamamoto, H.Nishihara, M.Nakagawa, "The Integral Check of Neutron Cross Section Data for Reactor Structural Materials by Measurement and Analysis of Neutron Spectra", Nucl. Data for Sci. and Technol., (1982.9. Antwerp)
- 22! I.Kimura, "Neutron Spectrum and Group Constants", the Neutron and Its Applications, (1982. 9. Cambridge)
23. I.Kimura, Ka.Kobayashi, S.A.Hayashi, H.Nishihara, T.Mori, T.Osawa, M.Akiyama, "Evaluated Nuclear Data for Thorium Fueled Reactors and Their Integral Test by Neutron Spectrum and Decay Heat", Japan-U.S. Seminar on Thorium Fuel Reactors, III-7 (1982. 10. Nara)
24. Ka.Kobayashi, Y.Fujita, N.Yamamoto, "Measurement of Neutron Capture Cross Section of Thorium-232 from 1keV to 408keV", J. Nucl. Sci. Technol., 18, 823 (1981)
25. Ka.Kobayashi, S.Yamamoto, I.Kimura, "The U-235 Fission Spectrum Averaged Cross Section for the Hg-199(n,n')Hg-199m Reaction Processed with Covariances between the Data Uncertainties", Annu. Rep. Res. Reactor Inst. Kyoto Univ. 14, 1 (1981)
26. Ka.Kobayashi, I.Kimura, W.Mannhart, "Measurement and Covariance Analysis of Californium-252 Spectrum Averaged Cross Sections", J. Nucl. Sci. Technol. 19, 341 (1982)
27. T.Kobayashi, K.Kanda, T.Ebisawa, T.Akiyoshi, "Development of Microanalysis System of ¹⁰B in Tissue for Neutron Capture Therapy by Prompt Gamma-ray Spectroscopy", Annu. Rep. Res. Reactor Inst. Kyoto Univ., 14, 75 (1981)
28. T.Kobayashi, K.Kanda, "Microanalysis System of ppm-order Boron-10 Concentrations in Tissue for Neutron Capture Therapy by Prompt Gamma-ray Spectroscopy", Nucl. Instr.Meth. 204, 525, (1983)
- 29 T.Kobayashi, K.Kanda, "Analytical Calculation of Boron-10 Dosage in Cell Nucleus for Neutron Therapy", Radiot. Res. 91, 77 (1982)
30. 古林徹, 神田啓治, "繊維状中性子遮蔽材の開発とその利用", Isotope News (2), 6 (1983)
31. C.Ichihara, "An Experimental System for Fast Neutron Induced -ray Spectroscopy", Annu.

- Rep. Res. Reactor Inst. Kyoto Univ. 14, 177 (1981)
32. 三島嘉一郎, 荒木康正, 石川良昭, 今中哲二, 木村康洋, 嵐嶋根俊光, 辻本日東実, 中村博, 中山善雄, 南馨, 山本弘志, 柴田俊一, "京都大学高中性子束炉実寸大模擬炉心活動実験" その1."炉心内流速分布と圧力損失" KURRI-TR-216 (1981)
33. 同上 その2."流れにより誘起される炉心構成物の振動" KURRI-TR-224 (1982)
34. K.Mishima, M.Ishii, "Experimental Study on Natural Convection Boiling Burnout in an Annulus", Annu. Rep. Res. Reactor Inst. Kyoto Univ., 14, 19 (1981)
35. I.Kataoka, M.Ishii, K.Mishima, "Generation and Size Distribution of Droplet in Annular Two-phase Flow", ASME No.83-FE-2 (1983)
36. K.Mishima, M.Ishii, "Experimental Study on Natural Convection Boiling Burnout in an Annulus", Proceed. 7th Int'l. Heat Trans. Conf. 4, 309 (1982, Munchen)
37. M.Ishii, K.Mishima, "Liquid Transfer and Entrainment Correlation for Droplet-annular Flow", ibid. 5, 307 (1982, Munchen)
38. K.Mishima, T.Shibata, "Thermal-hydraulic Calculation for KUHFR with Reduced Enrichment Uranium Fuel", KURRI-TR-223 (1982)
39. K.Mishima, M.Ishii, "Critical Heat Flux Experiments under Low Flow Conditions in a Vertical Annulus", ANL-82-6, NUREGICR-2647 (1982)
40. T.Mori, H.Nishihara, I.Kimura, S.A.Hayashi, Ka.Kobayashi, S.Yamamoto, M.Nakagawa, "Measurement and Analysis of Neutron Spectrum in a MOlybdenum Pile", J. Nucl. Sci. Technol., 19, 427 (1982)
41. 森貴正, 林修平, 小林捷平, 木村逸郎, 山本修二, 西原宏, 中川正幸 "原子炉材料中の中性子スペクトルの測定と解析" JAERI-M 9999, 205 (1982)
42. 柴田俊一, 神田啓治, "中濃縮ウランによる臨界実験" 日本原子力学会誌 24, 363 (1982)
43. S.Shiroya, H.Fukui, Y.Senda, M.Hayashi, Ke.Kobayashi, "Measurements of Neutron Flux Distributions in a Medium Enriched Uranium Core", Annu. Rep. Res. Reactor Inst. Kyoto Univ., 15, 141 (1982)
44. S.Shiroya, M.Hayashi, K.Kanda, T.Shibata, W.L.Woodruff, T.E.Matos, "Analysis of the KUCA MEU Experiments Using the ANL code System", Int'l Meeting on Research and Test Reactor Core Conversion from HEU to LEU Fuels, 10-2 (1982. 11 ANL)
45. T.Shibata, K.Kanda, K.Mishima, J.L.Suelgrove, O.Stahl, J.E.Matos, F.N.Case, J.C.Posey, "Release of Fission Products from Irradiated Aluminide Fuel at High Temperature", ibid. 4-3 (1982. 11. ANL)
46. M.Utsuro, "A Comparison of Conversion Process of Various Ultra Cold Neutron Sources", Annu. Rep. Res. Reactor Inst. Kyoto Univ. 15, 111, (1982)
47. M.Utsuro, "Production and Guide Tube Transmission of Very Cold Neutrons from Pulsed Cold Source", J. Nucl. Sci. Technol., 19, 863 (1982)

海外出張・留学 (81.1 - 83.4 会員のみ)

<長期出張・留学>

1. 藤田薰顯 81.6 - 82.4 (米) ミズーリ大学 Filtered Beam Neutron
2. 森 正俊 81.6 - 11 (米) ORNL, ANL 濃縮度低減化日米共同研究
3. 青木一彦 81.6 - 12 (米) ANL 日米交換学生
4. 千田康英 82.5 - 83.3 (米) ANL 国際留学生
5. 代谷誠治 82.6 - 82.11 (米) ANL 濃縮度低減化日米共同研究

<短期出張>

6. 神田啓治 81.1-2 (仏、独、米、墨) KUCA燃料、日米共同研究、環太平洋会議
7. 同上 81.3 (仏、瑞) IAEA 炉心変換専門家会議
8. 同上 81.9 (瑞、独) 同上 エーリッヒ研究炉会議
9. 柴田俊一 81.10 (仏) 開発途上国原子炉技術国際会議
10. 同上 81.11-12 (瑞、独、仏) 海外原子力調査団
11. 神田啓治 81.12 (米) 濃縮度低減化日米共同研究、中性子ラジオグラフ国際会議
12. 同上 82.5 (瑞、仏) IAEA 炉心変換専門家会議
13. 中込良広 82.5 (米、独、瑞) 燃料輸送調査団
14. 木村逸郎 82.9 (英、ベルギー) 核データ会議、中性子とその利用国際会議
15. 三島嘉一郎 82.9 (独、英、仏、ベルギー) 伝熱国際会議
16. 柴田俊一 82.11 (米) ANL濃縮度低減化国際会議
17. 神田啓治 82.11 (米) 同上 使用済燃料再処理契約

九州大学工学部 原子炉工学講座

当研究室では、炉工学、核データ、融合炉工学の3グループが活動している。

炉工学：原研において研究開発が進められている多目的高温ガス実験炉を対象として、シミュレーションによってそのプラント動特性の解析および制御系についての検討を行なっている。ガス炉の特徴として炉心部の熱容量が軽水炉等に比べてかなり大きいため、その動特性が極めて緩慢である。他方原子炉構造材の性能上の制限から、常用温度以上の温度上昇は極力避けなければならない。

これらの要求を満たすため、炉の制御系として原子炉入口温度制御および出口温度制御の双方が必要になり、炉の応答の非線型特性に対応するためPID制御系を内包した適応制御的な系を考案した。これは基本的には炉出力(核出力)制御系の目標値をプラントの幾種(冷却材流量その他)に応じて変化させるものである。このような制御系の適用の結果、出力のオーバーシュートが抑えられ、整定時間が短くなること等が確認された。今後も炉外コンポーネントも含めた系について解析を行なっていく予定である。

核データ：トリウムサイクル関連核種の中性子核データの評価・解析を継続している。この過程でアクチニド核種に共通した問題点が明らかになってきており、この点での改善が積分実験上の不一致の改善にもつながるとの見通しの下に解析法の検討を進めている。

①集団励起準位の直接励起による非弾性散乱：従来は結合チャネル理論で計算し、それをMoldauer理論計算値に単純に加算する方法がとられてきたが、より一層した計算法としてJUPITOR-IとELIESE-IIIを連結する方法を考案した。従来の基底状態回転バンドのみの結合に加えて、~700 keV附近の β -, octupole振動準位をも結合することが必要であることがわかった。

②2次中性子スペクトルおよび角分布における前平衡過程の効果：一般化マスター方程式モデルの適用可能性を検討し、U, Puにも前平衡過程のかなりの寄与が認められた。

以上のほか、他機関との協力研究としてシグマ研究委員会(JENDL作成)、およびKUC-A共同利用研究(Th炉)に参加している。

融合炉：中性子工学的研究と炉心プラズマ工学的研究に大別される。中性子工学の面ではD-T反応を用いたヘリオトロン炉、レーザー炉、タンデムミラー炉、重イオンビーム慣性炉、磁場反転移送リング炉の核設計を進めている。具体的にはトリチウム増殖比、核発熱率分布、誘導放射能、超伝導マグネットの放射線損傷率、中性子ストリーミング等を1~3次元輸送コードを用いて計算し、中性子工学の立場から最適なアランケットを探すこととしている。

炉心工学の面ではD-D, D- ^3He 等アドバンス炉の成立条件を緩和する要素を見出すことを目的としている。現在は、反応生成物のプラズマ中の核弾性散乱による減速の効果に着目し、それが炉の点火条件や熱的不安定性等に及ぼす影響を調べているところである。

発表論文

- 1) K. Kudo, Y. Tanaka, M. Ohta and T. Ohsawa, "Boiling Detection by Acoustic Analysis Applying Linear Discriminant Function", J. Nucl. Sci. Technol. 19, 768 (1982)
- 2) I. Kimura, K. Kobayashi, S.A. Hayashi, H. Nishihara, T. Mori, T. Ohsawa and M. Akiyama, "Evaluated Nuclear Data for Thorium Fuelled Reactors and Their Integral Test by Neutron Spectrum and Decay Heat", Japan-U.S. Seminar on Thorium Fuel Reactor, Nara (1982)
- 3) Y. Fujita, T. Ohsawa, R.M. Brugger, D.M. Alger, and W.H. Miller, "Measurement of the Nuclear Inelastic Scattering Cross Section of Thorium-232 for 144 KeV Silicon-Filtered Neutrons", to be published in J. Nucl. Sci. Technol.
- 4) H. Nakashima, et al., "Tritium Breeding Capability of Heliotron-H Fusion Reactor Blankets", J. Nucl. Sci. Technol., 19, 762 (1982)
- 5) H. Nakashima, et al., "Nuclear Analysis of Blanket/Shield Design for D-D Tokamak Fusion Reactor", ibid., 19, 663 (1982)
- 6) Y. Nakao, et al., "Effects of Nuclear Elastic Scattering on Ignition and Thermal Instability Characteristics of D-D Fusion Reactor Plasmas", Nucl. Fusion, 21, 973 (1981)

☆核融合炉設計及び研究開発の現状と課題☆

「核融合炉物理・工学」「核融合炉燃料・材料」両研究専門委員会 成果報告書

1983年4月1日 発行(限定出版) 好評発売中

◇B5判 タイプオフセット印刷 約750ページ 定価10,000円(会員特価8,000円)(税400円)

「核融合炉物理・工学」「核融合炉燃料・材料」研究専門委員会が1979年4月に設置され、4年間にわたって調査研究活動が続けれられてきた。前者においては、近年著しい進展を遂げているトカマク炉の設計の整合性および問題点に視点を当て、工学上の広い観点から検討され、またトカマク炉以外の炉型式についても議論され、工学上の利害得失が明らかとなるように試みた。一方、後者においては、炉の燃料サイクル、重要な課題であるブランケット構造材、第1壁を始めとする特殊材料における研究成果の評価、今後の展望を内外の資料を基に詳細に論じている。

本報告書は、両研究専門委員会において、4年間にわたって蓄積された成果を基に、核融合炉設計および研究開発の現状と今後の課題を集成したるものである。具体的には、下記の目次が示すように、近年の核融合炉研究開発の最新の情報と動力炉概念設計の問題点ならびに燃料・材料に関する広範な調査結果が盛られている。本報告書が会員各位の核融合炉に関する研究活動の策定や成果の確保に役立つことを期待するものである。

目 次(概要)

I. トカマク炉研究の進展	V. 超電導マグネットの設計	IX. トカマク炉以外の概念設計
II. 炉心プラズマ設計	VI. 分解修理	X. 核融合炉燃料サイクル
III. 核設計及び遮蔽設計	VII. 安全性	XI. ブランケット構造材
IV. 热構造設計	VIII. 経済性	XII. 第1壁材料及び他の特殊材料
ご希望の方は学会事務局へ。		

◎今秋10月13~15日の3日間、国立教育会館(虎ノ門)で、本報告書をテキストとして「核融合炉設計および研究開発」講習会を開催します。詳細は後日「会誌」上で発表いたします。ご期待願います。

57年度收支報告 (57.4.1～58.3.31)

收入	備考
前年度繰越金	539,263 (含吉橋基金残 2,000円*)
会費	186,500 55年度 1,000×5名 56 1,500×11名, 1,000×1名, 500×2名 (学生) (不区分) 57 1,500×10名, 1,000×2名, 500×1名 (学生) (不区分)
58～59年度 会員前受金	100,500 58年度 1,500×65名 1,000×1名 500×1名 (学生) (不区分) 59 " 1,500×1名
夏の学校 アキストモウザ	27,300 1,000×25冊 送付料 2,300 (内18,000円吉橋基金へ)
合計	653,563

支出	備考
会議費	20,765 29回総会(%) 30回総会(%) 31回総会(%)
通信費	51,290 会報、案内送付用、他
会報印刷費	92,000 第31号 200部
雑印刷費	7,060 20～一代、他
次年度繰越金	482,448 (内吉橋基金 50,000円)
合計	653,563

* 吉橋基金收支報告 (52.11.1～58.3.31)

收入	支出
52.11.1 立場金戻入	500,000 第11回夏の学校アキスト " 立場金 200,000
56年度	32,000 " " 50,000
57年度	18,000 第12回夏の学校アキスト 200,000
	第13回夏の学校補助 50,000
	次年度繰越金 50,000
合計	550,000 合計 550,000

57年度入退会者 (敬称略) 会員現況 183名

入会(1名) 三島嘉一郎 (京大)

退会(5名) 玉河元、清水定明、森洋介、峯雅夫、阪部弘己

58年度入退会者 (敬称略) 会員現況 181名

入会(2名) 岡秀明(東大)、千田康英(京大・学生)

退会(4名) 上野茂樹、山室信弘、久世實信、村松朔

事務局報告

昭和58年度「炉物理連絡会幹事の選挙結果について」

去る5月に行われた選挙の結果 次の方々が幹事に選ばれました。

秋山雅胤 (東大・原施)	岡 芳明 (東大・原施)	金子義彦 (原研)
神田啓治 (京大・炉)	木村速郎 (京大・炉)	関本 博 (東工大)
高橋亮人 (阪大)	中沢正治 (東大・原施)	仁科浩二郎 (名大)
平川直弘 (東北大)	若林宏明 (東大・原施)	-以上 11名-

各連絡会の運営法改善のための「規約第4項」の改正案は
次の通りです。
(学会事務局)
「本連絡会の運営は、互選により選出された委員長1名・副委員長1名
および委員若干名等により組織される運営委員会が行う。」
なお、本連絡会の企画委員を経て企画委員会との連絡に努める。

編集後記

何よりもまず発行せ大変遅れてしまつたことを詫びしたい。実は、出来れば会誌に今後の会員諸氏の研究に役立つ記事を、と考え、昨年10月に開かれた日米トリウムセミナーおよび12月の日米協力の核融合炉アランケットニュートロニクスのワークショップを取り上げては、ということになったのが3月で、実際に原稿を依頼したのは3月末になってしまった。後者は学会の折の「核データ、炉物理合同会合」のテーマであつたのでまたしても、前者については、セミナーから半年近く経過しての依頼であったので、御執筆の方々に大変御迷惑をお掛けした。それにも拘らず、原稿料なしの当会誌に御寄稿下さった諸先生には全く感謝する他ない。しかし、忙しいオ々に無理を承知でお願いした午前もあり、当方も忙しさにまけて原稿の督促をさぼっていたこともあって、とうとう当初の予定より2ヶ月も遅れる破目となってしまった。しかし特に中村氏には、この6月にイタリヤで開催されたエリーエ、ワークショップの報告を書いていたがいた。

しかし会員諸氏の協力のおかげで出来上がってみると、60頁の堂々たる内容となつた。57年度は夏の学校以外何の活動も出来ず、会員諸氏には大変御迷惑をお掛けしたが、58年度は炉物理連絡会の会員も多數居られる東大が事務局を引き受けた運営に当つて下さるのをその活躍を期待したい。(平川記)

「炉物理連絡会」会員名簿 (◎は58年度幹事, ○は新人会)

(1983年7月20日現在)

(北大・工)	(東海大・工)	(京大炉)	片瀬 彰	(動燃事業団)
秋本 正	石田 正次	市原 千博	工藤 和彦	飯島 一敬
井上 和彦	黒田 義輝	宇津呂雄彦	中島 秀紀	倉重 哲雄
小川 雄一	阪元 重康	海老沢 徹	(原 研)	須藤 収
成田 正邦	砂子 克彦	◎神田 啓治	朝岡 卓見	野本 昭二
松本 高明	永瀬慎一郎	◎木村 逸郎	石川 寛	古橋 晃
(北海道工大)	中土井昭三	小林 捷平	伊勢 武治	宮脇 良夫
小澤 保知	(武藏工大)	小林 圭二	桂木 学	望月 恵一
(弘前大)	相沢 乙彦	古林 徹	金子 義彦	湯本 錠三
葛西 峰夫	武田 栄一	柴田 俊一	菊池 康之	(原子力安全委員会)
(東北大)	松本 哲男	代谷 誠治	黒沢 一男	大山 彰
神田 一隆	(早大・理工)	中込 良広	五藤 博	(原子力安全局)
梶山 一典	並木美喜雄	西原 英晃	後藤 賴男	天野 文雄
◎平川 直弘	(名大・工)	林 倭平	小林 岩夫	(原船団)
本多 肅	石川 敏夫	林 正俊	近藤 育朗	板垣 正文
(筑波大)	伊藤 只行	藤田 薫顕	新藤 隆一	(船舶技研)
斎藤 慶一	加藤 敏郎	○三島嘉一郎	杉 嘉夫	伊従 功
星野 力	◎仁科浩二郎	山田 修作	関 泰	竹内 清
(東 大)	山根 義宏	米田 憲司	田次 邑吉	布施 卓嘉
秋山 雅胤	(岐阜大)	(阪大・工)	中川 正幸	(電総研)
安 成弘	岸田 邦治	住田 健二	中田 宏勝	工藤 勝久
○岡 芳明	(京大・工)	関谷 全	中野 正文	(防衛庁)
清瀬 量平	青木 一彦	◎高橋 亮人	中原 康明	佐久間雄平
小佐古敏莊	神野 郁夫	竹田 敏一	中村 知夫	(原電)
近藤 駿介	小林 啓祐	錦織 肇夫	能沢 正雄	武田 充司
関口 晃	秦 和夫	(近 大)	橋本 憲吉	立花 昭
谷口 武俊	○千田 康英	堀部 治	平岡 徹	(電源開発)
都甲 泰正	西原 宏	三木 良太	弘田 寒弥	大塚益比古
○中沢 正治	兵藤 知典	水本 良彦	古田 悠	平田 昭
○若林 宏明	森島 信弘	(神戸商船大)	前川 洋	(中部電力)
(東工大)	(京大・原研)	中島 雅	松浦祥次郎	金井 英次
井頭 政之	吉川 栄和	(九大・工)	三谷 浩	村田 尚之
北沢日出男	若林 二郎	大沢 孝明	向山 武彦	
関本 博		大田 正男	森 貴正	
			安野 武彦	

(NAIG)	駒田 正興	(石川島播磨)	(高速炉エンジ)	(富士重機)
青木 克忠	三田 敏男	大村 博志	片岡 巍	中村 久
飯島 俊吾	瑞慶覧 篤	(川崎重工)	(住友原子力)	(三井造船)
植田 精	三木 一克	田中 義久	松延 広幸	八谷 雅典
亀井 孝信	(日立エンジ)	田中 良信	(C R C)	(三菱電機)
黒沢 文夫	堀江淳之助	(木村化工機)	角谷 浩享	路次 安憲
角山 茂章	(MAPI)	豊田 道則	(東芝)	(韓国原研)
野村 孜	荒木 勉	(京大炉研G)	深井 佑造	趙 満
水田 宏	小林 隆俊	石黒九州男	(東洋エンジ)	(ANL)
門田 一雄	駒野 康男	(吳羽化学)	木邨 祐二	丁 政晴
(日立)	坂田 薫	松井 一秋	(JNF)	
大西 忠博	中村 邦彦	(原燃工)	清水 康一	
金沢 信博	渡海 親衛	川本 忠男	(日立造船)	
小林 節雄			小林 徹二	
			山田 育	(計181名)