

炉 物 理 の 研 究

(第 36 号)

1987年2月

卷 頭 言 近藤駿介 1

<トピックス>

- | | | |
|---------------------|------|----|
| 1. 黒鉛減速・沸騰水型原子炉の炉物理 | 成田正邦 | 2 |
| 2. 臨界安全と変則的な臨界 | 片倉純一 | 10 |

<昭和61年分科会・「核データ・炉物理」合同会合の講演要旨>

- | | | |
|------------------------------------|------------|----|
| (1) ガス生成断面積とその応用 | 神田幸則 | 15 |
| (2) TRU廃棄物消滅処理の研究と核データの現状 | 中原康明, 西田雄彦 | 20 |
| (3) スポレーション中性子源の話題—中性子散乱実験のための中性子源 | 鬼柳善明 | 27 |
| (4) 1988年核データ国際会議の計画 | 五十嵐信一 | 34 |

<研究会報告>

- | | | |
|-------------------------|------|----|
| 第3回「原子力におけるソフトウェア開発」研究会 | 高野秀機 | 35 |
|-------------------------|------|----|

<国際会議報告>

- | | | |
|----------------|------|----|
| 第29回NEACRP会合報告 | 金子義彦 | 37 |
|----------------|------|----|

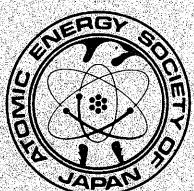
<研究室だより> 46

- | | |
|---|--|
| (1) 北大・小川研究室, (2) 東北大・楢山研究室, (3) 東北大・原子炉物理研究室 | |
| (4) 東大・放射線計測研究室, (5) 東海大・阪元研究室 | |
| (6) 京大原研・原子炉計測工学研究部門 | |
| (7) 九大総理工・核エネルギー変換基礎工学講座 | |
| (8) 原研・原子炉システム研究室, (9) 原研・高速炉物理研究室 | |
| (10) 住原工・核設計部, (11) MAPI・炉心設計部 | |

☆事務局だより, 編集後記 64

☆昭和61年度会計(中間)報告 65

☆会員名簿(現203名) 66



(社)日本原子力学会
炉 物 理 連 絡 会



巻頭言

東大・工 近藤 駿介

明けましておめでとうございます。本年もどうぞよろしくお願ひします。

さて、原子力委員会では現在昭和57年に定めた原子力開発長期計画の改定作業を行なっています。この改定に至る動機は、我が国の原子力開発利用がこれまでのいわば開発型の活動の時代から、原子力発電の主力電源としての確立、自主的核燃料サイクルの確立とプルトニウム利用の実用化といった、社会的拡張性をもった事業を目標に向かって維持発展させていく活動の時代への転換期に差し掛かっており、その目標、指針が新しく求められているとの判断にあるようです。

このような背景から、検討事項には(1)安全性、経済性に優れた原子力発電体系の整備の方策、(2)プルトニウム利用体系への発展を目指す基本指針及び推進方策、(3)原子力利用の巾をひろげる新たな技術革新を産み出し得る創造的な研究開発の推進方策、(4)世界の原子力平和利用に対し我が国が国際的地位にふさわしい役割と責任を果たしていくための方策、が特に重要課題として選定されおり、既に多くの議論がなされているようです。

長期計画というのは、誰しも未来の正確な予測はできないが運命は準備を良くした者に味方しがちという経験則を信じて作成され、これを関係者が共通の目標として受け入れコミットしていくものであります。従って、作成にあたっては注意深い思考と経験の適切な反映、さらには未来についての創造性溢れる思考のみならず、関係者間の十分なコミュニケーションが必要であると思います。

私はこの点で原子力開発利用の最前線を長く歩いてきた炉物理研究者・技術者の果たすべき役割は大きいと考えます。計画にたいしては proactiveな人、reactiveな人、inactiveな人がいるといわれますが、炉物理研究者は上の(1)から(4)の各課題にたいして多くの経験を伝えることができるという意味で少なくとも reactiveであり得ましょうし、炉物理研究自体の未来展開を関係者に伝えることにより proactiveであることもできます。しかもこれらは本会会員のためにも重要ことでありましょう。しかしそれとともに、炉物理研究者はこの分野の歴史と経験をもとに益々数の増大する原子力関係者間のコミュニケーションの確立に寄与するにふさわしい存在であることも自覚されてよいと思います。

終りになりましたが、本年の皆様のご活躍を心からお祈り申上げます。

<トピックス>・1

黒鉛減速・沸騰水型原子炉の炉物理

北大工 成田 正邦

切尔ノブイリ発電所の事故に関連して、ソ連の黒鉛減速・軽水冷却沸騰水型原子炉(RBMK-1000=1000MWeチャネル型大出力炉)の炉物理上の問題を2、3考察する。

1. 原子炉炉心と制御系

【炉心】 RBMKの構造などについては、事故以来多くの解説があるので、以下の説明に必要な点に限って図にまとめておく。

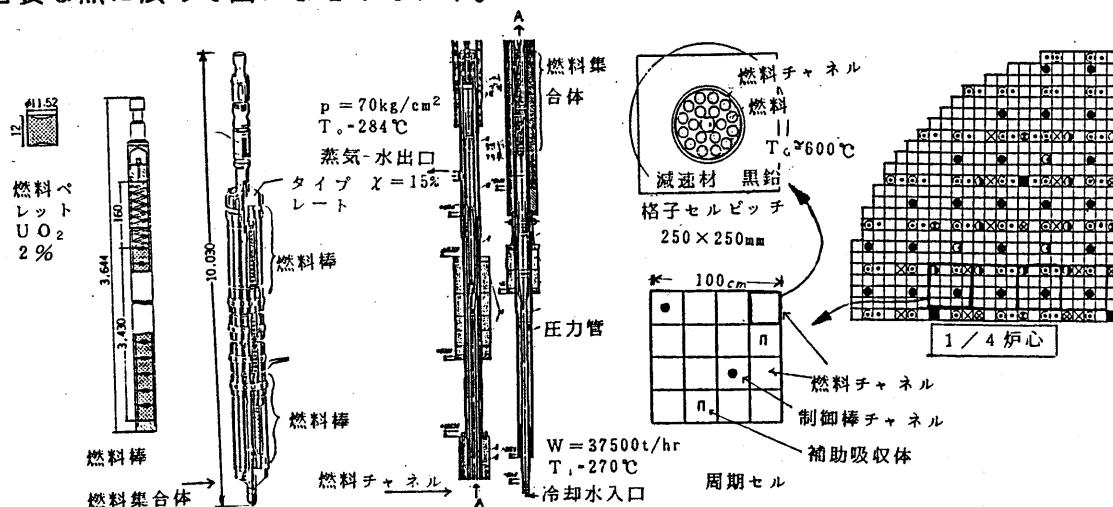


図1 RBMKの炉心の構成

【原子炉制御系】 反応度の制御にはA1合金管にB₄Cを封入した制御棒を使い、駆動には制御棒チャネルの上部に取付けたサーボモータを用いる。制御棒の挿入速度は40cm/sで、水で冷却されている。切尔ノブイリの場合、全部で211本は、次のグループに分けてある。手動制御棒(MR) 163本、自動制御棒(AR) 12本(4本を1組にして3組)、部分調整棒(SR)(軸方向下部の中性子分布の吸収調整用) 21本。この他に初期過剰反応度を打ち消すためには、ステンレス管にBをいれた補助吸収棒(AR)を燃料チャネルの燃料集合体に入れて使用する。

監視と制御には、原子炉制御と保護系(CPS)、出力分布の監視系(SPMID)、集中監視系の3つの基本的なシステムを使っている。主な検出器としては炉心の外部に取付けた電離箱(LIC)、3軸核分裂電離箱を用いる局所自動制御系(LAC)と局所安全保護系(LEP)を用いる。

制御と保護系(CPS)は0.1~100%の出力範囲で自動的に出力を維持するとともに出力と原子炉ペリオドの監視を行う。また出力が設定限界値を超えると自動的に非常用安全保護動作を行う。炉心の軸方向、半径方向とともに周辺部の第1高調波に比べて出力分布に偏差があると、自動的に保護動作が行われる。監視による手動の位置制御も行える。

局所自動制御系LACは出力分布の安定化のために用いる。出力分布監視系SPMDは、2つの独立したシステム、すなわち高さの出力分布(DMEH)と径方向出力分布(DMER)から構成される。

ここで主に取り上げる、旧型のレニングラード2号と新型の切尔ノブイリ4号のチャネル数と制御棒数など表1に示す。

表1 レニングラード2号とチェルノブイリ4号の比較

	レニングラード2号	チェルノブイリ4号
燃料濃縮度	1.8% (初装荷)	2.0% (初装荷)
装荷燃料チャネル数	1693 (公称値) 1455 (初装荷)	1661 (公称値) 1659 (事故時)
制御棒本数	179	211
全制御棒価値	8.9% (初装荷)	10.5%
過剰反応度	1.9% (初装荷)	-----

2. RBMKの炉物理上の位置

RBMKを中性子の立場からみるとBWRとGCRの中間に位置している。いくつかの炉物理量を3つの炉で比較して表2に示す。PWRはBWRよりは表の左に位置する。

表2 炉物理からみたRBMK炉の位置

	BWR	RBMK	GCR
移動距離 M^2 (直径/ L_T)	54 cm^2 180	210 cm^2 100	900 cm^2 65
炉心容積 V	60 m^3	765 m^3	1650 m^3
出力密度 P	50 kW/l	4.2 kW/l	0.9 (GCR) 2.3 (AGR)

黒鉛 $25 \times 25\text{cm}$ に入っている1チャネルを、炉心の格子セル(図1)として、セル内の各構成要素の体積比を計算すると $V_G/V_F = 30$ 、 $V_W/V_F = 1.6$ となる。1個の高速中性子がこのセルに平等に発生するとしたときの熱中性子の割合、すなわち減速密度を示すと2となる。減速密度に体積をかけて、黒鉛と水の全減速中性子数の比では1.26となり、黒鉛の方が若干多いが減速過程における重要性は黒鉛も水も同等であることがわかる。

この減速密度を源にして、熱中性子束をモンテカルロ法で計算した結果を図示すると図3となる。

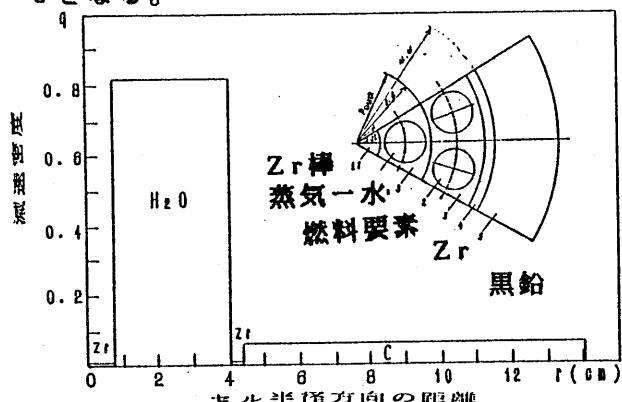


図2 減速密度のセル内の配分

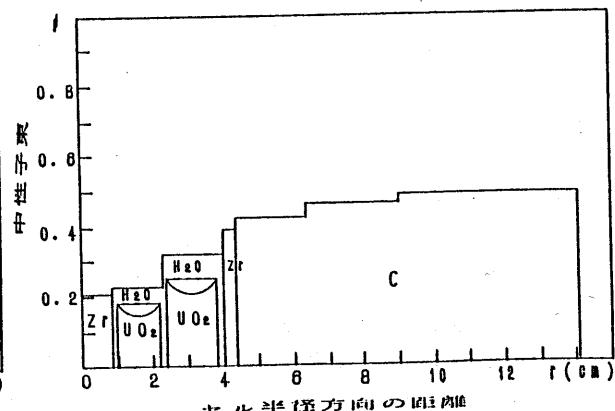


図3 図2の入力に対する熱中性子束分布

今回の事故に関係の深い反応度係数についても、BWR, GCRと比較しておく(表3)。RBMKは Chernobyl 事故のソ連報告の値であり¹⁾、BWRは最近の日本の設置申請書のもの、GCRはコールダホール型の代表値である。BWRを除き出力運転時の値である。これを見ても RBMK は、BWR と GCR の中間に位置することがわかる。

3. 反応度係数の運転パラメータによる影響

今回の事故の発端は、ボイド発生とともに反応度事故であるといわれる。これを調べるために、運転パラメータが反応度のボイド係数にどのような影響をあたえるか、詳細に調べる必要がある。RBMK の初期の段階から正のボイド係数は、注目され研究されている。しかし、そのころのボイド係数の研究は主に炉を安定に運転するためのもので、反応度事故との関連での研究はないようである。

まず初期の論文から、反応度係数に対する運転パラメータの影響を示す。図4, 5は、1.8%濃縮度の RBMK 炉の燃焼度および減速材温度に対する減速材温度係数 α_c 、ボイド係数 α_ϕ 、燃料温度係数 α_f である。

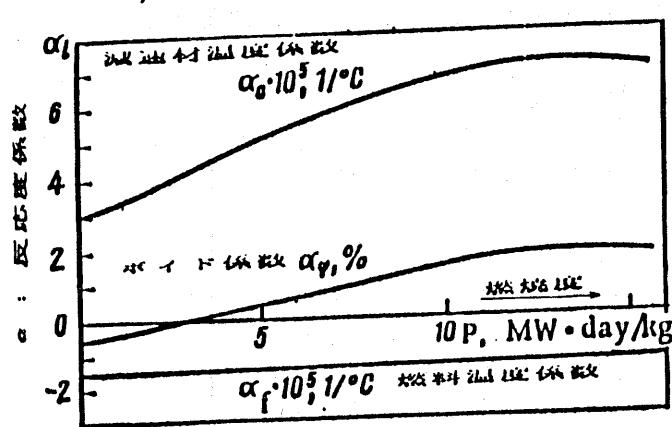


図4 燃焼度に対する反応度係数⁴⁾

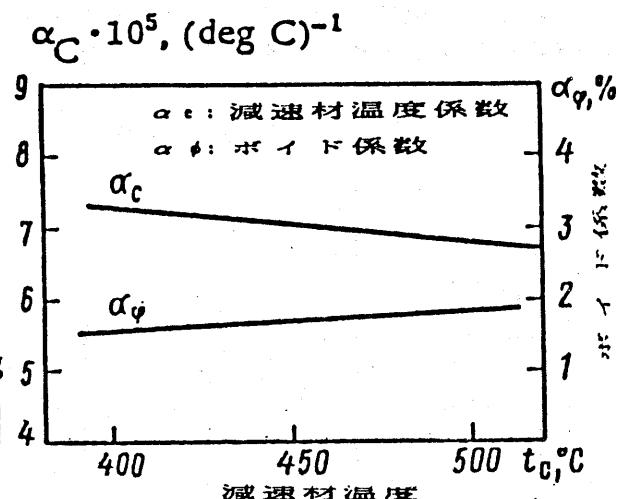


図5 減速材温度に対する反応度係数⁴⁾

3. 1 臨界特性

レニングラード1、2号炉の低温状態での初臨界特性によれば、全く吸収体を含まない場合は、それぞれ23および24チャネルの燃料集合体が装荷されたとき、つまりほぼ半径1.4mの円柱で臨界になる。さらにレニングラード2号炉では1455チャネルの初期燃料装荷を行い、補助吸収体は230体と決定している。このとき循環冷却水が燃料チャネルにはいると正の反応度がはいる。この値は逆に水がぬけたとき燃料チャネル(1455)だけだと-0.42%、補助吸収体チャネル(230)も含めると-2%の反応度減少、すなわち低温ではボイド係数は負であることを示している。一方、制御棒チャネルが排水されると、正の反応度添加となり制御棒13本挿入する必要があった。制御棒の全反応度価値は8.9%である。低温、クリーン炉心に冷却水を入れた状態で臨界にするには、47本の制御棒を抜く必要があり、したがって過剰反応度は1.9%である。低温の反応度効果は、直接高温状態の効果を示していないが、参考になる。

3. 2 反応度係数の比較

RBMKのボイド係数、減速材温度係数はしばしばかなり大きな正となる。これをさきほどの例と同様に、BWRとGCRと比較して表3に示す。いずれも出力運転時のものである。反応度係数をみても RBMK は BWR と GCR の中間に位置することがわかる。

表3 反応度係数の比較

	B W R	R B M K	G C R
ドップラー係数 (pcm/K)	-3~-0.5	-1.2	-2.4
減速材温度係数 (pcm/K)	-50~-8	+6	+15
冷却材ボイド係数 (pcm/%void)	-150~-50	+20	—
出力係数 (pcm/MW)	-1.2	-5*	—

1 pcm = 10^{-5}

*低出力で正

R B M K は、初期の頃からボイド係数と減速材温度係数の正の値のために空間振動が生じ、これを抑える方策について多くの研究がなされている^{9) - 11)}。径方向の出力分布を抑えるためには局所自動制御システム (L A C と L E P) を装備して成功している。出力振動の時定数は、人間が制御できる 1.5 ~ 2.0 分を目標としている。この目標を達成するには、初期の炉心から相当の改善を必要とし、レニングラード 1 号炉から 2 号炉にする際には、黒鉛の密度を 1.73 から 1.67 g/cm^3 に下げている。最近の原子炉では、初期の濃縮度 1.8% を 2.0% に上げたのもその理由からである。Pushkarev ら⁴⁾によると、ボイド係数は燃焼が進むと、大きく正になる (図 4)。彼らによると運転時に上述の許容時定数にするには、ボイド係数 α_v を ±1% 以内、減速材温度係数 α_c を $5 \times 10^{-5} \text{ }^\circ\text{C}^{-1}$ 以下、燃料温度係数 α_f を、 $-1 \sim 2 \times 10^{-5} \text{ }^\circ\text{C}^{-1}$ にある必要であるとしている。これを達成する方法として

- [1] 運転時で、反応度係数がこの制限値にはいるように熱水力学特性を選んで運転する、
- [2] 炉心変更や設計段階で反応度係数を減少させる、ことを提案している。

反応度係数に及ぼすパラメータの定量的オーダは、表 4 のようである。

表4 反応度係数に与える各種パラメータの影響⁴⁾

	ボイド係数	減速材温度係数
黒鉛温度 100 $^\circ\text{C}$ 上昇	0.2%増	0.45×10^{-5} 減
冷却水密度 0.1 g/cm^3 の増加	0.37%増	0.05×10^{-5} 減
挿入制御棒 10 本増加	0.3%減	
補助吸収体 10 本増加	0.12%減	
ペレット密度 0.1 g/cm^3 の増加	0.27%減	
濃縮度 1.8 → 2.0%	減	
黒鉛/ ^{235}U 比の減少	減	
軸方向出力分布 (top peak → bottom peak)	~1.0%増	

この表から、運転時に改善できるのは、制御棒操作による出力分布の改善と燃料交換時に濃縮度を増加させることである。計画段階では濃縮度の変更、燃料ペレット平均密度の増加 (金属燃料の採用なども含む)、黒鉛密度の減少、チャネル格子間隔の変更、補助吸収体の増加などがある。

3.3 ボイド係数の考察

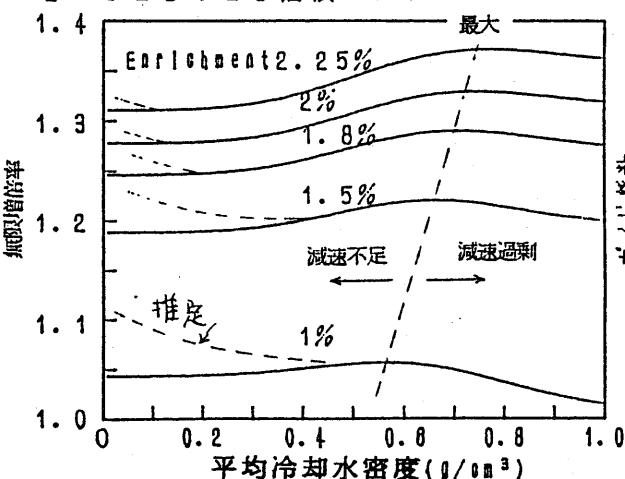
RBMKのボイド係数は正である理由を考察する。前節に述べたようにボイド係数は初期炉心に負であるように設計することも可能であるが燃焼が進むとボイド係数は正になる。ボイド係数に一番大きい影響を与えるのは、冷却水の平均密度である。この効果を考察するのには、6因子公式をボイド係数 α で微分してみるとよい。

$$\frac{1}{P} \frac{dp}{d\alpha} \quad \frac{1}{f} \frac{df}{d\alpha} \quad f_{H_2O} = \frac{(\sum_a)_{H_2O}}{(\sum_a)_{tot}} \quad \frac{1}{P} \frac{dP}{d\alpha}$$

$$\frac{1}{k_{eff}} \frac{dk_{eff}}{d\alpha} = \frac{1}{\varepsilon} \frac{d\varepsilon}{d\alpha} + \left(\frac{1}{1-\alpha} \right) \ln p + \left(\frac{1}{1-\alpha} \right) f_{H_2O} - \frac{M^2 B^2}{1+M^2 B^2} \left(\frac{1}{M^2} \frac{dM^2}{d\alpha} + \frac{1}{B^2} \frac dB^2 \right)$$

正で小 負で大 正で大 正 正
全体で負

ここで ε の項は、負で小さいので省略した。BWRでもそうであるが、RBMKでは他の項より、共鳴を逃れる確率 p と熱中性子利用率 f の項が1桁以上大きい効果をもつ。 p のボイド係数を調べるには、ボイド発生に伴うスペクトルの変化を考察する必要がある。BWRの場合は、共鳴領域の中性子の増加が大きく $\ln p$ は大きく負になる。RBMKではどうであろうか。図6に冷却水平均密度を変化させたときの無限倍率の変化を示した。この計算は中性子束の計算を平均密度0.46でしか行っていないので定性的な意味しかないが、濃縮度の減少は反応度が正である（左上がりの曲線）領域が、冷却水の平均密度が低いところまで延びている。推定によれば、燃焼が進みPuの蓄積があると平均密度が減少しても、倍率は下がらない可能性がある。実際、図7のボイド率に対するボイド係数の変化をみるとともっとも信頼のおけるWIMS-ATRによる計算ではボイド係数は常に正である¹²⁾。

図6 平均冷却水密度に対する k_{∞} の変化

【ボイド発生に伴うスペクトル変化】

図8は、Kursk炉(RBMK-1000)で測定した高さ方向のスペクトルインデックスである。ウエストコットの r 因子は、 $r \sim \phi_{p1}/\phi_{n1}$ を示している。図からサブクールの部分と出口のボイド率60%のところの r を比較すると、あまり大きく違いはない、ボイドの影響はほぼ $\sqrt{T/T_0}$ によって説明できる。すなわちエピサーマル中性子束 ϕ_{p1} と熱中性子束 ϕ_{n1} の比はおおきく変化せずに、熱中性子温度が上昇していることを示している。

物理的に考察すれば、RBMKでは黒鉛減速材があるために、ボイド発生によるスペクトルシフトは減速スペクトルより、熱中性子スペクトルに大きな影響を与える。最近の若林らの計算したスペクトルを図9に示しておこう。この図からは水が抜けても熱中性子スペクトルはあまり変化していないように見えるが、テキストによくあるParksモデルで計算

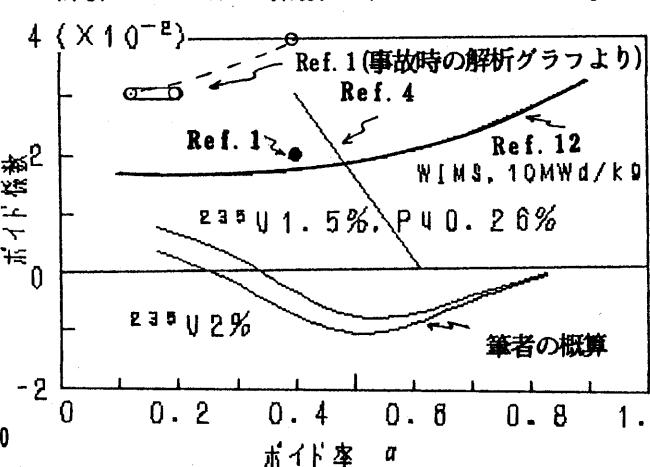


図7 ボイド率によるボイド係数の変化

した水のない黒鉛炉の結果ではかなりのスペクトルシフトがみられる。

熱中性子温度の上昇に比べ減速スペクトル変化が小さいことは、共鳴を逃れる確率のボイド係数が小さいことを示唆する。実際いくつかの実験では p の変化が小さいことを示している。⁵⁾⁻⁶⁾

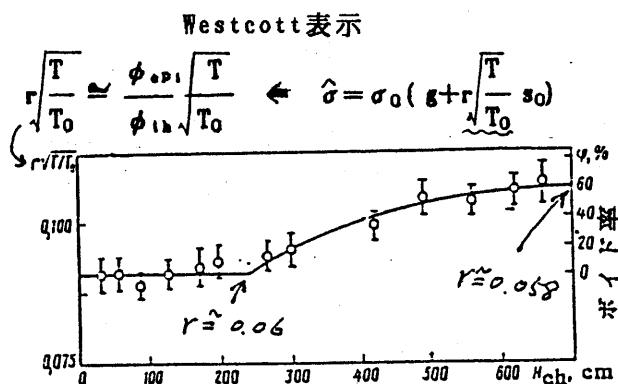


図8 Kursk炉におけるスペクトルインデックスの測定例⁷⁾

【ボイド係数が正になる理由】

RBMKでは熱外中性子による共鳴吸収がBWRほど大きくならないとすれば、主に熱中性子吸収で考えられる。ボイドの熱中性子吸収の及ぼす影響は、①水の相対吸収の増加と、②スペクトル硬化である。これを燃焼によるボイド係数の増加を例に考察すると、

- ① 燃料の燃焼など低濃縮になると、熱中性子吸収が減り相対的に水の吸収が増す。
 - ② Pu-239が蓄積して、水の減少によりスペクトル硬化がおこると、非 $1/v$ 吸収が増加する。(スペクトル硬化で、Xe断面積の減少を生じるが、これは後でのべる)。
- 燃料の燃焼によるPuの蓄積は、①の効果も助長するので二つの理由は競合するように見える。それを説明するのには、熱中性子利用率 f に及ぼす水、黒鉛、その他の物質の燃料に対する比を調べるとよい。

$$f = \frac{1}{1 + \frac{n_w \sigma_w}{n_F \sigma_F} + \frac{n_G \sigma_G}{n_F \sigma_F} + \frac{\sum n_i \sigma_i}{n_F \sigma_F}}$$

[1] [2] [3] [4]

ここで σ は平均吸収断面積で添字 F, G, W, i は、それぞれ燃料、黒鉛、水、その他を表す。ボイド発生の多少によって、熱中性子の吸収を考察すると、次のように考えられる。

[ボイド少=水の平均密度大の場合]

- [3] + [4] が [2] と同じくらいか小さいので、理由① 水の相対吸収大
→ 対策 U濃縮度またはU密度を高める、補助吸収体を入れる。

[ボイド多=水の平均密度小の場合]

- [2] + [4] が [3] に比べて小さいので、理由② Pu核分裂多い
→ GCRの正の減速材温度係数 → 対策 黒鉛を少なくする。補助吸収体。

4. 低出力における不安定

RBMK炉はチャネルの増加で定格出力の増加が容易である。それに伴って体系が大型

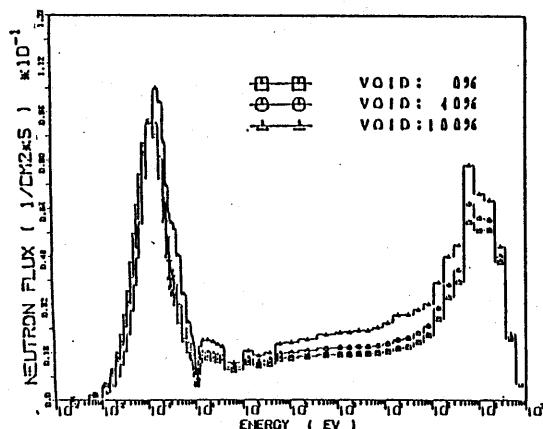


図9 WIMS-ATRによる燃料中のスペクトルのボイドによる変化の計算(10.3MWd/kg)¹²⁾

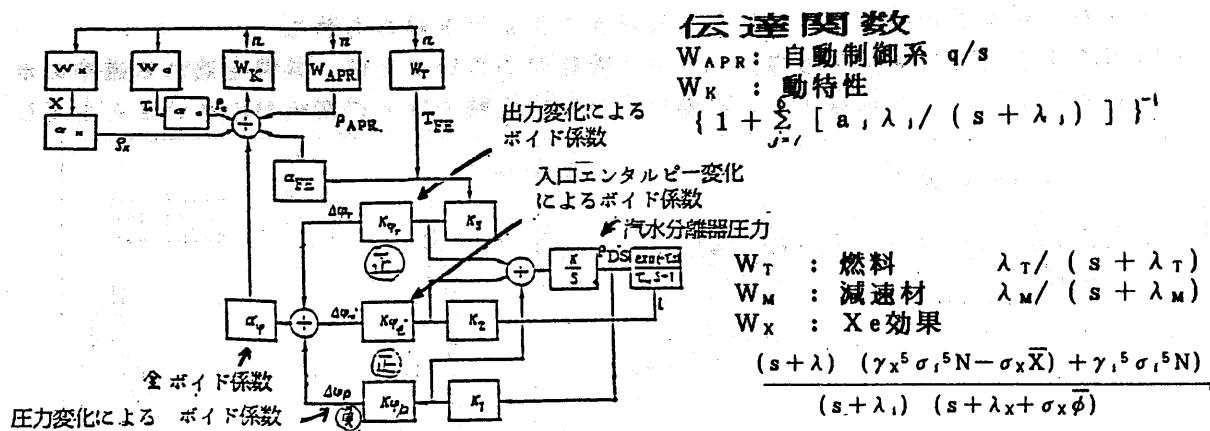


図10 RBMKのブロック図

($R^2/M^2 \geq 10^3$) になる。そのうえ低濃縮度の炉心や燃焼が進むとボイド係数が正で、減速材温度係数もまた正であるので出力分布に不安定を生じ易い。(Xeの空間自由振動ではない。この振動が生じても10数時間以上の周期ではほとんど問題にならない。)。特に低出力の不安定は今回のチェルノブイリ事故の起因事象と直接に関係したといわれる。この原因を考察する。

RBMKの動特性を考察するために、伝達関数によるブロック図を描くと図10となる。全ボイド係数に影響を与える要素は、出力変化による速いボイド係数(沸騰開始点の移動による沸騰長さが変化することなど)、入口条件の変化(入口エンタルピーと流速)によるボイド係数、汽水分離器の圧力増加が原因で生ずるいわゆる圧力係数によるボイド係数がある。全ボイド係数が正のとき、速いボイド係数と入口エンタルピー増加によるものは正である。圧力係数によるものは負である。(BWRは全ボイド係数が負なのでこの反対になる。)入口流速の増加は、常に負であるが人為的で、出力にあまり依存しない。しかし今回の事故のように、流量をしばる操作が入るとき正の反応度投入となる。

もうひとつの正の反応度係数は、減速材温度係数によるものである。キセノンの負の反応度係数は、今回の事故のように高出力運転の後の低出力運転時には重要である。なぜな

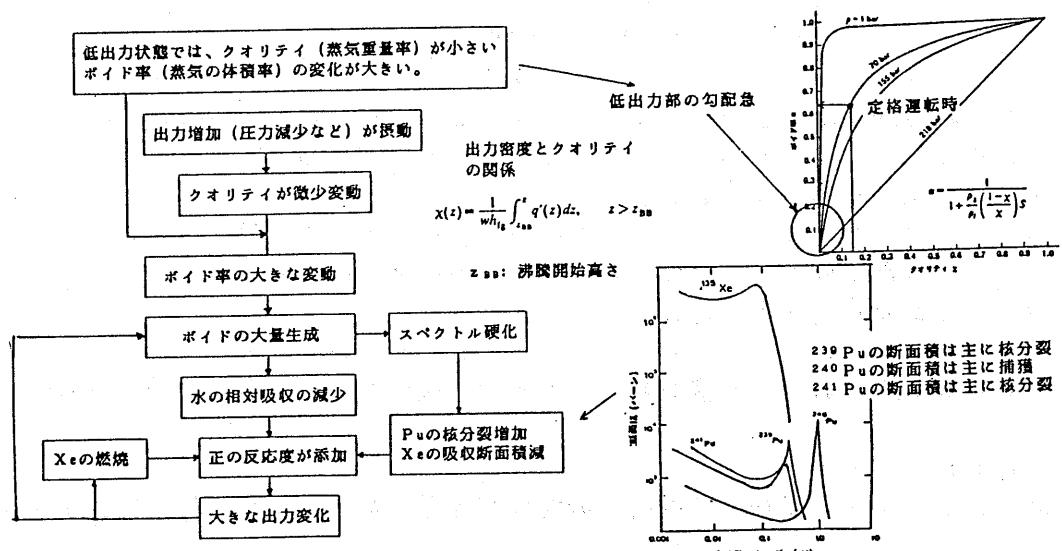


図11 低出力における正の反応度の添加機構(今回の事故の発端は、給水の増減を除いてこの図の流れに添って起こったのではないかと、筆者は考えている)

らば Xe の蓄積があり、かつ出力の増加があると Xe の燃焼により正のフィードバックをうける。さらにスペクトルの硬化が生じると、 Xe の断面積の急激な減少がおこり同様の効果となるからである。

この低出力の不安定は、出力変化によっておこるボイド率の変化と密接に関係する。図 1-1 に示すように、低出力状態では、クオリティ（蒸気重量率）が小さいので、ボイド率（蒸気の体積率）の変化が大きい（図 1-1 のグラフ、またクオリティは図中の式で出力と関係する）。このような状態で、わずかな出力増加（圧力減少など）が摂動として加わると、クオリティの微少変動が生じ、これがボイド率の大きな変動となる。したがって大量のボイド発生となり、前述の理由によって正の反応度が加わる。その結果、大きな出力変化となる。全出力運転の後のように Xe の蓄積があると、出力増加は Xe の燃焼を生じさらに大きな出力増加を生むことになる。

5.まとめ 一 質問に答えて 一

連絡会の講演のとき、その後で筆者がうけた質問に答えながら、まとめとしたい。

第 1 は、 Xe 振動のしきい値に関連すると思われる中性子束の絶対値についてである。出力密度から計算すると、初期の 2% 濃縮度のとき $5.4 \times 10^{11} n/cm^2 s$ となり、もし 1% なら $1.1 \times 10^{12} n/cm^2 s$ となった。 Xe 蓄積の問題だけに限ると、出力一定とすれば出力密度 $4.2 kW/l$ は一定で Xe の生成率は変わらない。

第 2 は、スペクトル硬化による $Pu240$ の 1eV の共鳴吸収についてである。負になる効果で重要であるが、ドップラー効果とともに今回の考察で省略した。

第 3 は、九大の大沢氏からいただいた手紙によるもので、反応度事故の際、出力上昇によって発生する中性子が減速される過程で放出するエネルギー (PMH=Prompt Moderator Heating) は、LWR では 3% といわれているが、RBMK では 5% にもなるので、無視できないと指摘された。黒鉛の熱容量が大きいのですぐにはきかないと思われる。しかし無視はできないであろう。

最後に、ボイド係数が正であること自身が、炉の設計にとって悪いことではないという指摘があった。もっともあるが今回の事故に限っていえば、望ましくなかった。正のボイド係数に対処する制御機構が働かないことを考慮した設計と運転員の教育が必要であった。

なお筆者の計算は講演のため急いで概算したもので精度の高いものではないことをおことわりしておく。詳しい計算は最近の論文を参照されたい。¹²⁾⁻¹⁴⁾

参考文献

1. "The Accident of the Chernobyl Nuclear Power Plant and its Consequences", Information Compiled for the IAEA Experts' Meeting, 25-29 Aug. 1986, Vienna.
2. I. Ya. Emel'yanov et al., Atomnaya Energiya, Vol. 40, No. 2, 127-132 (1976)
3. V. G. Aden et al., Atomnaya Energiya, Vol. 43, No. 4, 235-239 (1977)
4. V. I. Pushkarev et al., Atomnaya Energiya, Vol. 46, No. 6, 386-389 (1979)
5. P. M. Kamanin, V. M. Kachanov, Atomnaya Energiya, Vol. 47, No. 5, 309-313 (1980)
6. P. M. Kamanin et al., Atomnaya Energiya, Vol. 50, No. 3, 176-181 (1981)
7. V. I. Kulikov et al., Atomnaya Energiya, Vol. 48, No. 6, 400-401 (1980)
8. B. A. Vorontsov et al., Atomnaya Energiya, Vol. 48, No. 3, 145-148 (1980)
9. P. T. Potapenko, Atomnaya Energiya, Vol. 50, No. 1, 8-13 (1981)
10. A. P. Aleksandrov, L. N. Podlazov, Atomnaya Energiya, Vol. 49, No. 6, 357-363 (1980)
11. A. P. Aleksandrov et al., Atomnaya Energiya, Vol. 46, No. 4, 227-232 (1979)
12. T. Wakabayashi, N. Fukumura, 29th NEACRP-A796 (1986) Chalk River.
13. 若林ら、学会誌、28, 1153-1163 (1986)
14. K. Yosida, et al. J. Nucl. Sci. Tech. 23, 1107-1109 (1986)

<トピックス>・2

臨界安全と変則的な臨界

原研 片倉純一

1. はじめに

臨界安全とは、ご存知のように燃料加工施設や再処理施設などの核燃料物質を取り扱う施設において、核燃料物質が臨界に達しない、即ち、如何なることがあっても核分裂の連鎖反応が起きないように核燃料物質を管理することである。このためには、各種の核燃料物質の臨界量や臨界になる条件を把握する必要がある。この手段として炉物理があるが、従来の炉物理は原子炉の設計を主目的としており、中性子経済上好ましい条件で臨界条件を達成し、且つ維持するように、言わば積極的に炉物理を利用しているのに対して、臨界安全では、核燃料物質やその周辺環境に制限を加え臨界にならない事を確認するために炉物理を利用しておらず、消極的な面が強いことは否めない。しかしながら、消極的であるが故に臨界安全で対象とする核燃料物質の物理的・化学的形態や中性子の減速条件、反射条件が多様で、予期しない、あるいは変則的ともいえる臨界事象にも注意することが必要であり、且つ重要である。例えばCd、Gd等は反応度を下げるあるいは原子炉を停止する制御棒として炉心内にある場合には非常に有効であるが、もし炉心表面や外部で反射体として使う場合には、反応度を上げ臨界性を増すことになる。なぜなら、如何に吸収断面積が大きい物質であれ中性子を戻す散乱断面積がゼロである物質は決して存在しないからである。これは当然のことではあるが盲点になりやすい事でもある。

このような、変則的な臨界事象はE.D.Claytonのレビュー”Anomalies of Nuclear Criticality”¹⁾に詳細に述べられているが、このなかから変則的な例を幾つか紹介する。

2. 臨界量と幾何形状

核燃料の質量や体積などは、臨界安全管理上の基本因子であり、これらの量を制限することにより臨界安全は達成される。例えば、質量管理の場合には予め実験なり計算なりで求められた臨界質量以下に十分な余裕をもって核燃料物

質の質量を制限してあれば、臨界になることはないと考えで行なわれる。この時、核燃料物質の幾何形状はどの様なものであってもよく、単に質量のみで臨界防止を達成する。それでは、制限を加える臨界質量はどの様な幾何形状で求めておけば良いであろうか。この例では、質量に制限を加えるわけであるから核燃料の濃度、反射条件等が同一の条件で臨界質量が最も小さくなる形状を考えればよい。話を簡単にするために燃料領域では濃度が一定で分布はないとする。この時、直感的には体積と表面積の比の最も小さいものが、中性子の生成に対し洩れが最も少くなり、臨界質量が小さくなると思われる。即ち、球形状のときが臨界質量が最も小さい。臨界安全で使用されている各種のハンドブック等²⁾でも臨界質量は球形状で求めてある。これは、計算手法上の問題が幾らかはあるにしても上記の考えが根底にあると思われる。それでは、球形状の場合に臨界質量が最も小さくなると常に言えるのであろうか。この様な疑いの目を向けることが”いかなる場合でも臨界を防止する”³⁾ことを要請される臨界安全には必要となる。

実際、反射体があるような場合には、球形状の核燃料よりも立方体形状の核燃料の方が臨界質量（体積）が小さくなることが実験及び計算によって示されている。^{4), 5)}これは、PuO₂と水あるいはポリスチレンとの均質混合燃料でブレキシグラスの反射体が付いた体系で見られている。燃料部のH/Pu比は0.04で非減速状態となっている。図11)は、臨界データを整理したものであるが、縦軸に(1+H/Pu)、横軸に球形状と立方体形状の臨界体積の比を示してある。この図から分かるように、H/Pu比が大きい時は、球形状の方が臨界体積即ち臨界質量が小さいが、H/Pu比が小さくなると立方体形状の臨界体積つまり臨界質量の方が小さくなる。このような傾向は、高濃縮(93.5%) Uと水の混合系でも見られている。⁶⁾このように、条件によっては球形状よりも他の形状の臨界質量が小さくなることがあり得るので、臨界安全を考える場合には注意する必要がある。最も通常は全濃度範囲で最小となる臨界質量に余裕を見込んで制限値あるいは管理値として臨界管理を行っており、この場合最適な減速比は上に述べたものよりも水素の多い所にあって、球形状の方が最小の臨界質量を与えるため特に問題はない。ただ、特別な場合には常識的なことも疑って見ることが必要である。

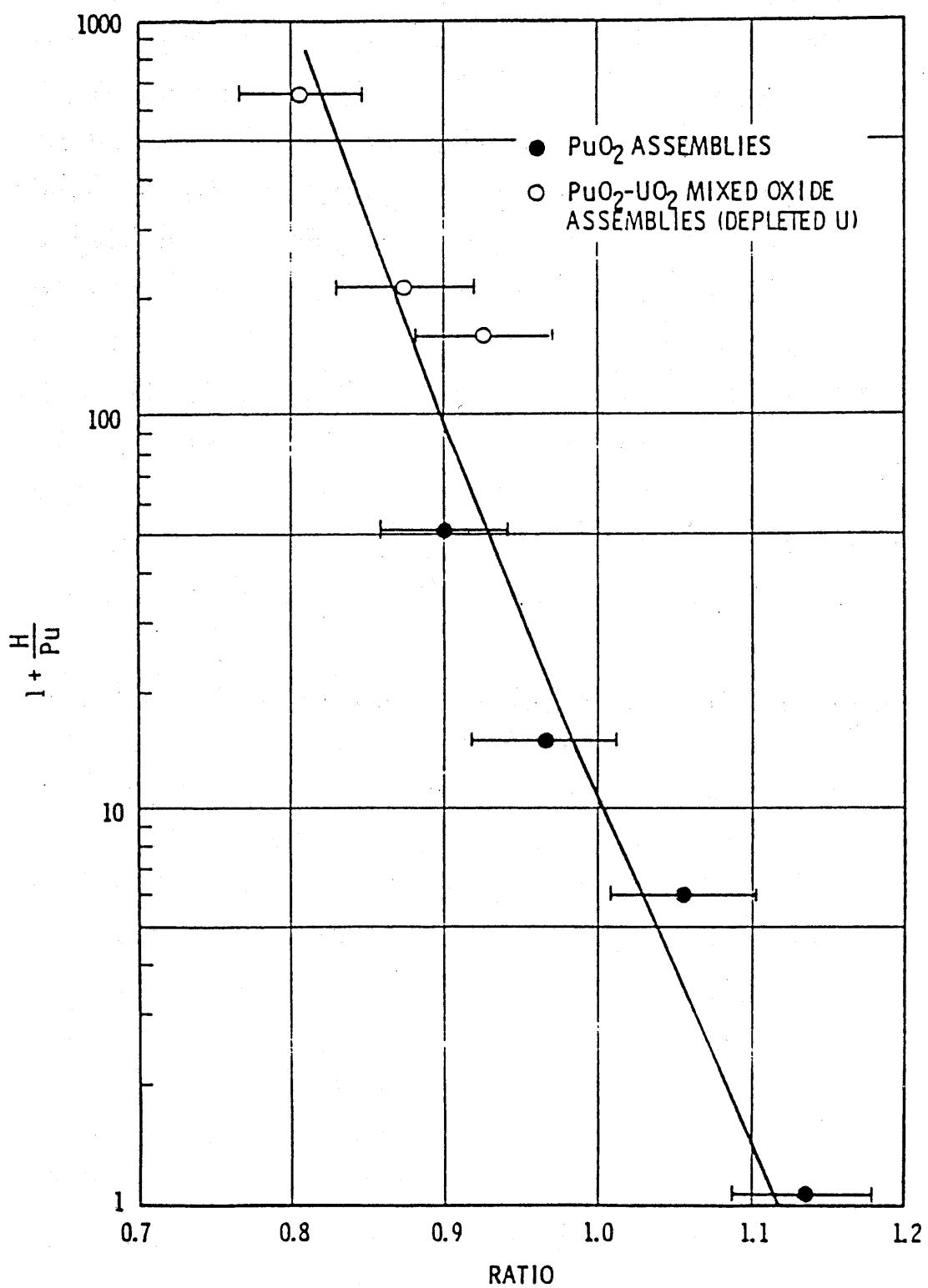


図 1 Ratio of Critical Sphere Volume to Cube Volume -
Plexiglas Reflected Assemblies

以下に、もう一例同様な例を示す。

3. 無限増倍率と実効増倍率

無限増倍率(k_{∞})と実効増倍率(k_{eff})は、中性子が体系から洩れない確率をPとすれば、 $k_{eff} = k_{\infty} \cdot P$ との関係で結ばれている。従って、 k_{eff} の最大値は、 k_{∞} であり、これは体系が無限に大きい場合に対応する。つまり有限な体系の k_{eff} は無限体系の k_{∞} より常に小さく $k_{eff} < k_{\infty}$ が成り立つ。このことがどの様な場合でも言えるならば、 k_{∞} が1.0より小さい核燃料物質を扱っている限り臨界になる恐れを抱く必要はないことになる。しかし、この事は常に言える事ではなく、ある場合には $k_{eff} > k_{\infty}$ となる事も念頭におく必要がある。表1にその例を示す。⁷⁾この表に示した例では、燃料部の k_{∞} は1.0より小さいが、燃料部の外側に重水を反射体として用いた体系の k_{eff} は1.0より大きくなっている。つまり、 k_{∞} が1.0より小さな核燃料物質であっても場合によっては臨界に達する恐れがあることを示している。この様に、無限増倍率よりも実効増倍率の方が大きくなる場合もあり無限増倍率が1.0より小さいからといって臨界に達する恐れがないとは言えない。ここに示した例は重水の反射体が付いた場合であるが、軽水の反射体が付いた場合はどうであろうか。Claytonのレビューには軽水反射体の場合には結論が出ておらず問題として残っていると記されている。この様な事が実際の臨界管理上で問題となる場合は殆ど無いと思われるが、認識しておく必要はある。

表 1 Computed k_{eff} for Spheres of 1000 cm Core Radius
With 500 cm Thick D₂O Reflector

<u>Material</u>	<u>Enrichment</u>	<u>H/U in Core</u>	<u>k_{∞}</u>	<u>k_{eff}</u>
UO ₂	3.10 wt%	0.59	0.999	1.109
Uranyl Nitrate, UO ₂ (NO ₃) ₂	2.25 wt%	5.90	0.999	1.012
Metal - Full Density	2.96 wt%	zero	1.006	1.170

3. おわりに

上に述べた例の様に直感的に言えることと反する事を、臨界安全では考えに入れなければならない場合がある。又、対象とする核燃料物質の形態等も多様であることにより、従来の炉物理ではあまり問題にされなかつた事象が重要になることもある。ここでは述べなかつたが、例えば溶液燃料の場合、燃料の濃度が場所によって変化するような濃度分布がある場合臨界量がどう変化するか、あるいは、非均質系で燃料棒が同一のピッチではなく、中心で密にし次第に粗に成るように配列した場合、同一ピッチで配列した場合と比べどちらが臨界量が小さくなるか、等の問題もある。この様にいろんな問題が臨界安全には今後の課題として残っている。

参考文献

- 1) E.D.Clayton, "Anomalies of Nuclear Criticality," PNL-SA-4868 Rev.5 (1979)
- 2) J.T.Thomas(ed.), "Nuclear Safety Guide. TID-7016 Rev.2," NUREG/CR-0095(1978)
P.Lecorche, "Guide de Criticie," CEA R-3114 (1967) 等
- 3) 核燃料施設安全審査基本指針について (昭和55年2月7日 原子力安全委員会) 等
- 4) S.R.Bierman and E.D.Clayton, "Critical Experiments With Unmoderated Plutonium Oxide," Nucl. Technol., 11, 185 (1971)
- 5) S.R.Bierman et al., "Critical Experiments With Homogeneous PuO₂-Polystyrene at 5 H:Pu," Nuclear Applications, 6, 23(1969)
- 6) W.R.Stratton, "Criticality Data and Factors Affecting Criticality of Single Homogeneous Units," LA-3612 (1967)
- 7) M.L.Blumeyer, "The Effects of Moderating Reflectors on Under-moderated Negative Buckling Cores," University of Washington (1968)

〈昭和61年分科会「核データ・炉物理」合同会合の講演要旨〉

(1) ガス生成断面積とその応用

神田 幸則 (九大・総理工)

1. 序論

中性子による核反応で荷電粒子を放出する反応はガス生成反応といふことが出来る。この様に、従来、荷電粒子反応と呼ばれていたものを、殊更にガス生成反応と言うようになった由來は知らないが、核反応をどの時点で考えるかという時間的経過と関係がありそうである。核分裂片と核分裂生成物との関係に対応している。荷電粒子放出という時点で核反応を見る視点は物理学的であるし、それをガス生成といふ見方をする立場は、むしろ、応用分野というか、核反応それ自体よりも反応が起こす二次効果に関心を持った表現である。

核反応の断面積は、反応生成物を検出して測定される。通常、軽い生成物 p、d、 α 等の荷電粒子の方が重い生成物である残留核よりも検出し易いので、反応時の測定には前者の軽いイオンが対象となる。しかし、核反応断面積の測定には、残留核が放射性であれば、残留放射能を測定する放射化法の方が多くの利点を有し、測定値の数は放射化法によるものが圧倒的に多い。従って、現状では、ガス生成断面積の測定の殆どが放射化法による残留核の検出によってなされている。しかし、一般的には、放射化法ではガス生成断面積は測定出来ない。測定可能なのは或る条件が充された時である。

核反応を放出粒子で分類したのが表-1 である。 (n, α) と $(n, n' \alpha)$ の残留核は別の核種である。両核種が共に放射性であっても、放出放射線の違いで両者を選別することが可能である。しかし、 α 粒子を直接検出する測定法および α 粒子を生成 Heガスとして測定する方法では、両者を区別することは出来ない。両核反応生成物の和しか測定出来ない。従って、放射化法で測定可能なのは (n, α) しか起らない場合、すなわち、 $(n, n' \alpha)$ のしきい値以下の中性子エネルギー領域でしか放射化法によって Heガス生成断面積は測定出来ない。

以上の理由で、厳密にはガス生成断面積は生成ガスそれ自体の測定またはガス・イオンの検出によってしか測定出来ない。放射化法で測定出来るのは物理的にはっきりした部分断面積である。この様な点に配慮せず安易にガス生成断面積といふ表現が使用されている場合があるので注意しなければならない。測定される断面積は測定方法に対応した量であって、物理的に定義される量との対応は必ずしも一対一でない場合があるので、この点を充分理解して測定値を見る必要がある。これは、反応断面積を応用する場合にも重要で、何に、どんな両を利用するかで、いずれの断面積を使用するかが決ってくる。

表1 核反応の分類

(n, p)	(n, d)	(n, t)	$(n, {}^3\text{He})$	$(n, {}^4\text{He})$
(n, d)	$(n, n' p)$			
(n, t)	$(n, 2np)$	$(n, n' d)$		
$(n, n' t)$	$(n, 3np)$	$(n, 2nd)$		
$(n, {}^3\text{He})$	$(n, n' 2p)$	(n, pd)		
$(n, {}^4\text{He})$	$(n, n^3\text{He})$	(n, pt)	$(n, 2d)$...	
$(n, n' {}^4\text{He})$	$(n, 2n^3\text{He})$	(n, npt) ...		

2. 測定および評価

ガス生成断面積の測定および評価に関して、最近、飯島、山室[1] によってまとめられ

たすぐれた報告がある。

中性子による核反応の断面積の大きさを14.6 MeVでのデータについて比較したのが図1である。これ以外の中性子エネルギーでは比較出来る程の測定値はない。

Asymmetry parameter $[N-Z]/A$ (N :中性子数、 Z :原子番号、 A :質量数、いずれも試料核種の値) でデータを整理すると割合よく systematics がはっきりするので、この種の処理法がよく用いられるが、実際にはバラツキが相当にある。データは殆ど放射化法による測定である。 (n, d) と $(n, n'p)$ が区別できないのはこのためである。重い核では n は放出され易いが、荷電粒子はクーロン力が効いて来て出難くなる傾向がある。荷電粒子放出は、 p 、 α 、 t 、 ${}^3\text{He}$ と断面積が小さくなるのがよく判かる。

前述の如く、これ等の殆どは放射化法による測定値であるが、この方法では断面積のみしか測定出来ない。放出粒子の角度分布やエネルギー・スペクトルはガス・カウンター、原子核乾板、半導体検出器で測定する努力がなされて来た。しかし、断面積が小さい上に、外部に出てくる放出粒子を測定する方法であるために試料を薄くしなければならぬ、統計精度があがらない。加えて、粒子選別が必要であり、エネルギー分解能も希望する程にあがらず、これ等の測定データの質はあまり良くない。しかし、最近、Grimesらによって、磁気四重極スペクトロメータ[2] および荷電粒子飛行時間法[3] が開発されて、新しいデータが測定されていた。そのデータの一部を図2 [2]に示す。特に、14 MeVによる p と α のエネルギー・スペクトルは Livermore の強力中性子源 RTNS-I を用いて、多くの元素についてのデータが得られて、モデル計算との比較に頻繁に引用されている。

ガス生成それ自身の測定がなされているのは、 T と ${}^4\text{He}$ の生成反応である。

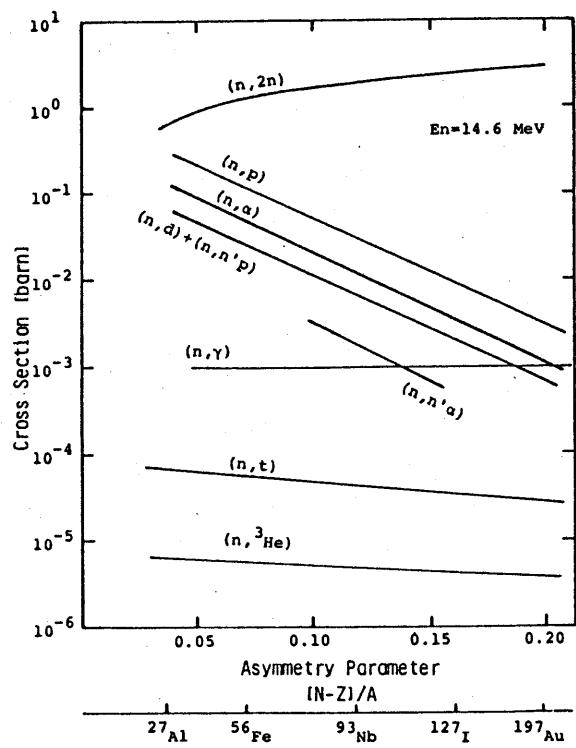


図1 14.6 MeV中性子による荷電粒子放出断面積の比較

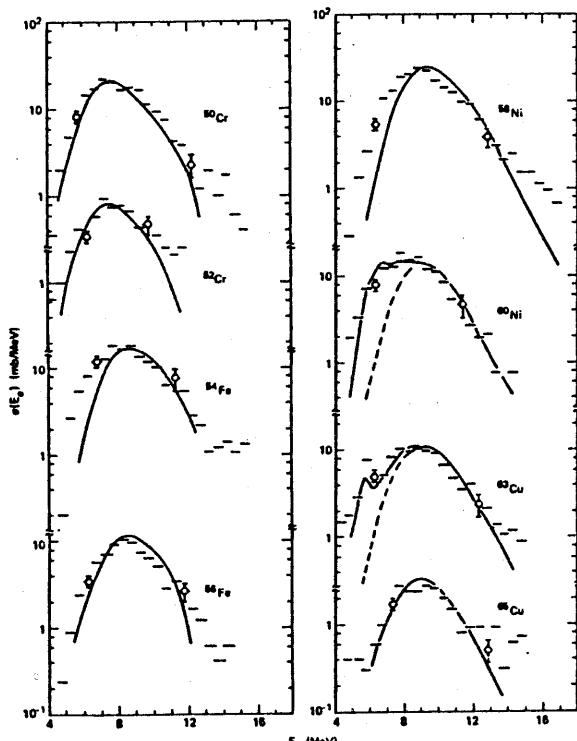


図2 (n, α) からの α スペクトル($E_n=15$ MeV)

T生成反応断面積測定はQaimら[4]のJulichグループの独断場である。中性子照射試料を化学処理してTを集め、その放射能を測定している。この方法では試料を大量に使用出来て、全体の測定効率を大きくすることが可能なため、中性子源の強度の条件が緩和され、小さな断面積でも測定可能となる。この方法でT生成断面積データを蓄積している。

Rockwell InternationalのFarrar-IVら[5]のグループは、強力14 MeV中性子源RTNS-I/IIで照射した試料中に集積したHeを質量分析器で測定して、多くのHe生成断面積を求めた。この方法は直接Heをガスとして測定していると共に、放射化法に必須な照射中性子束の時間変化の補正は必要でない点など、断面積測定法として有利な特徴を有する。筆者らもこの方法でHe生成断面積を測定している。[6]この方法は全測定効率が高くなく、高い中性子照射量を必要とする欠点があり、今の所、強力14 MeV中性子源による測定に限られている。この方法はHe集積法と呼ばれ、後で述べる如く、中性子ドジメトリーとしての利用と有望である。

H、Dおよび³He生成断面積の測定を生成ガスを利用して測定した例は見当たらない。いずれも放射性でないために、QaimらのT測定法を採用することは出来ない。原理的にはHe集積法がそのまま応用可能だが、筆者らの経験から、技術的困難が大きく、今の所測定不可能と言わざるを得ない。

核データ評価の立場からは、ガス生成断面積は直接に評価すべき物理量ではない。前述のごとく、ガス生成反応は複数種類の核反応を含む。例えばHe生成断面積は、(n, α) (n, n'α) (n, pα) . . . の各部分断面積の和である。実験値とこの様な和をとった比較の例がGrimesら[7]の報告にある。

荷電粒子生成反応の励起関数の測定の多くは、前述のごとく、放射化法によるものである。放射化法で求まるものは単一反応の断面積であるために、それらの測定結果は断面積評価に直接利用できる。この様にして、多く荷電粒子放出反応の断面積が評価されている。しかし、残留核が放射性である場合に限られることは当然であるし、測定困難な放射性残留核もある。従って、評価値はすべて測定値から求めることが不可能で、現在では、核反応模型を用いて計算せざるを得ない。現在よく使われているのは、Multi-step Hauser-Feshback model と Pre-equilibrium model の並用である。この手法では、多くのパラメータを必要とする。関連する核物理学の知識やデータを考慮してそれらのパラメータを決定して計算する。計算値は必ずしも実験に合うとは言い難いが、相当良い一致が得られるようになって来た。桁違いという状態は脱し、精度を向上させる努力がなされる段階にまでなっており、今後は、計算で評価値を求める方向が益々強化されるであろう。また、技術的に実験値が多く出て来る情勢ではないので、計算による評価が主流にならざるを得ない。

3. Dosimeterの応用

neutron dosimeter は放射化法が実用化され、手法として確立されている。しかし、放射化法には幾つかの欠点がある。最大の欠点は放射能強度が照射時間に対して飽和することである。Heガス生成断面積を利用するHe集積法dosimeterは照射時間に依存せず、中

性子フルーエンスに比例する値が直接測定可能である。その他、必要核データが断面積のみという長所がある。この点は絶対測定に有利である。使用核データが多いことは、それらのデータの誤差が加算されて求められる結果の誤差の大部分が使用データの誤差に依存することとなり、測定における精度向上の効果が小さいことになる。この点では、He集積法は有利である。He集積法の最大の欠点は感度が低いことがある。しかし、14 MeV中性子が強い核融合炉には利用度が高い。

これらの点に着目して、筆者らはHe集積法によるneutron dosimetryを検討してきた。^[8]測定技術としての問題点は、少量のHeの絶対測定である。Dosimeterを真空中で蒸発させるために、測定対象ガスは多量のバックグラウンドガスを含有する。特に、真空容器内壁からのアウトガスに含まれる水素除去が課題となる。Heは少量ため、関係する真空容器、配管等の容積を小さくする必要もある。これ等を勘案すると、今の所、 10^{12} He原子が測定に適した量である。これは40mgのAlを使用した14 MeV中性子照射でフルーエンス 10^{15} に相当する。この条件をHe集積法に、放射化法には測定効率1%、計数率0.1 cpsを条件として両者を比較したのが図3である。単純にこの比較を見れば放射化法優位と見える。しかし、Alの例で見ると、下限は放射化法の場合、一定となっており、放射能強度の飽和の結果が現われている。結局Alでは残留核²⁴Naの半減期(15 hr)に相当する短時間のフルーエンスしか測定出来ないことを示している。この点で長期照射下でのフルーエンス測定には、He集積法が有利であることが明らかである。

He集積法での他の課題は、適当なdosimeterの選択が難しいことがある。 $(n, x\alpha)$ の断面積が小さいこと、およびこの種の断面積の測定値が少ないと、しきい値が核種によってそう変化しないこと等がその理由である。 $(n, x\alpha)$ の断面積は個々のxについては中性子エネルギーについて増加そして減少する変化をするであろうが、総量としてのHeは中性子エネルギーの増加とともに増加するので、高エネルギー中性子の高照射の許でのdosimeterとして有望である。測定された $(n, x\alpha)$ の励起関数はないが、 (n, xt) については最近の測定例^[4]がある。その様子を図4に示す。この励起関数は、Be(d, n)中性子源で測定した値で、D-T反応からの单色中性子による測定とは違い、巾広いエネルギー分布をしている中性子源である。そのため、中性子エネルギーで積分された値である。それを励起関数に変換するために計算機処理(LSQ-2 code 使用)をしている。それを单色中性子源で測定した (n, t) 断面積と比較している。

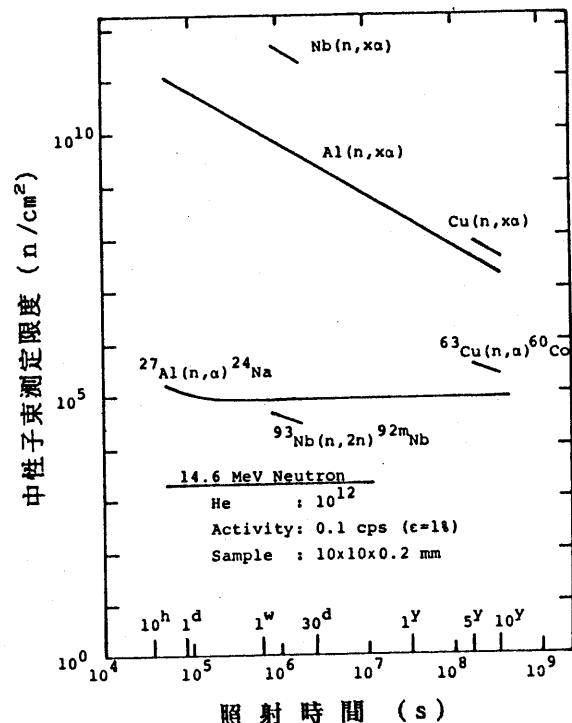


図3 He集積法と放射化法による中性子フルーエンス測定限界

4. 結論

ガス生成反応は荷電粒子反応とは一対一には対応しないので、測定された量は測定方法を参照して確認する必要がある。

ガス自体を測定している例はTと⁴Heにあり、最近データが蓄積されつつある。放出荷電粒子の測定技術も発展があり、限られた中性子エネルギーではあるが、核反応模型計算の検証によく引用されている。

Heガス生成をneutron dosimeterに応用したHe集積法は中性子フルーエンスの絶対量測定に適している。しかし、断面積データの蓄積、測定技術の向上が今後の課題である。

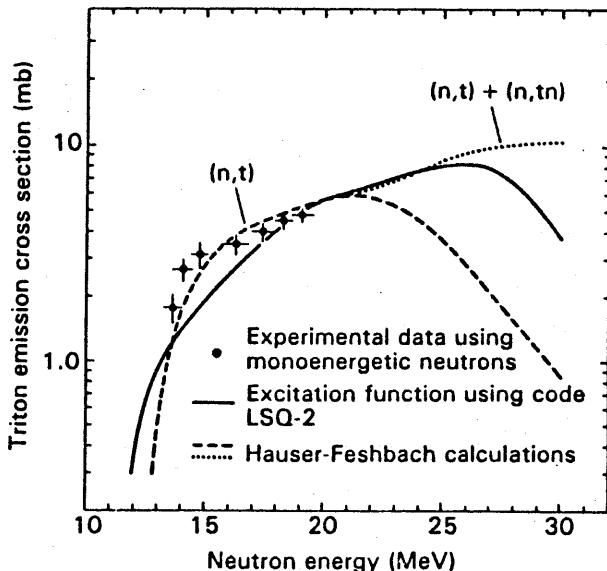


図4 (n, t)と(n, tn)断面積の比較

参考文献

- (1) 飯島俊悟、山室信弘； 日本原子力学会誌28巻285頁(1986)
- (2) Grimes, S. M., Haight, R. C., Alvar, K. R., Barshall, H. H., and Borchers, R. R.; Phys. Rev. C 23, 700 (1981)
- (3) Private Communication from M. S. Grimes (1984) and Ref.[7]
- (4) Wölfle, R., Sudár, S., and Qaim, S. M.; Nucl. Sci. Eng. 91, 162 (1985)
- (5) Kneff, D. W., Oliver, B. M., Farrar IV, H., and Greenwood, L. R.; Nucl. Sci. Eng. 92, 491 (1986)
- (6) Fukahori, T., Kanda, Y., Tobimatsu, H., Maeda, Y., Yamada, K., Nakamura, T., and Ikeda, Y.; J. Nucl. Sci. Technol. 23, 91 (1986)
- (7) Ahmad, M., Gralram, S. L., Grimes, S. M., Satyanarayana, H., Saraf, S. K., and Stricklin, S.; Nucl. Sci. Eng. 90, 311 (1985)
- (8) Fukahori, T., Kanda, Y., Nakamura, T., Mori, K., Tobimatsu, H., and Maeda, Y.; J. Nucl. Sci. Technol. 23, 503 (1986)

(2) TRU廃棄物消滅処理の研究と核データの現状

原研 中原 康明・西田 雄彦

1. はじめに

高レベル廃棄物中の半減期の長い長寿命核種を短寿命の核種に核種変換してしまえば、隔離保存に要する期間を大幅に短縮できるため、いわゆる消滅処理と言われている方法が最近再び注目されるようになってきている。FPの消滅処理については、我が国においても原子力産業会議が1973年に報告書を出すなど[1]、早くから注目されていたが、FP核種は核断面積が小さいため、効率が良くなく、その後も散発的な検討が行われていたにすぎない。一方、TRUW(TransUranic Waste)については、絶対量が少ないとあって、FPほどの緊急性が無かったことから検討が遅れていたが、最近になってTRUWの処理処分法及び高速炉や加速器の技術の利用法としての消滅処理の研究が具体化しつつある。

消滅処理の方法としては、専焼原子炉と加速器利用方式の二つの構想が提案されているが、本報告では加速器利用方式の研究とそれに関連した核データの現状について述べる。

2. TRUW消滅処理の基本構想

加速器としては陽子リニアックを用いる。その理由は、陽子リニアックは大電流ビームを連続的に加速できることという工学的利用上の要求に応えられる利点を持っていることである。実用規模の加速器としては、陽子エネルギー1.5 GeV、陽子ビーム強度300 mA のものが想定されている。これは元来加速器増殖の構想の中で最適化された加速器条件であったが、我々の予備的な検討では消滅処理の場合も同じ条件で良いという結果が得られている。

ターゲットにTRUWを配置し、陽子の直接照射によるスポレーション反応を利用して超ウラン核種の核種変換処理を行うと同時に、その際大量に放出される中性子は核分裂性物質の生産に利用しようというのが我々の基本構想である。このスポレーション中性子を消滅処理に振り向けることも勿論可能である。

プランケットをターゲット周辺に配置し、そこで核燃料増殖を行わせる複合方式の設計からターゲット・プランケット一体型システムで消滅処理を行う専焼方式の設計に至るまで、单基当たりの処理量への要求に応じて幅広い設計上の自由度があることも加速器利用方式の利点である。複合方式についての我々の予備検討の結果では、ターゲット中で1000 MWe LWR約4基分のTRUWを処理すると同時にプランケット中で同型LWR約4基の核分裂性核種消費分を生産することが可能である。一方、専焼方式では同型LWR10基分の消滅処理ができるというBNLの試算もある。[2] 勿論、これらの値は、あくまでも予備解析的なものであり、最適設計のターゲット・プランケットに対するものではなく、解析手法やターゲット・プランケットの設計についての今後の研究の進展によって変わり得るものであることを御承知置き頂きたい。

3. 消滅処理研究の課題と現状

消滅処理研究上の課題としては、先ず次の三つの問題を解決する必要がある。

(1) 陽子によるスポレーションでどれだけの量の超ウラン核種を破壊できるか? スポレーション

で放出される高速二次粒子によるスポレーションも含めて考える。

- (2) スポレーションの結果どんな核種がどれだけ生成されるか?
- (3) 陽子で連続照射した時、種々の核種のbuild-up&decayによってactivityは時間的にどう変化するか?

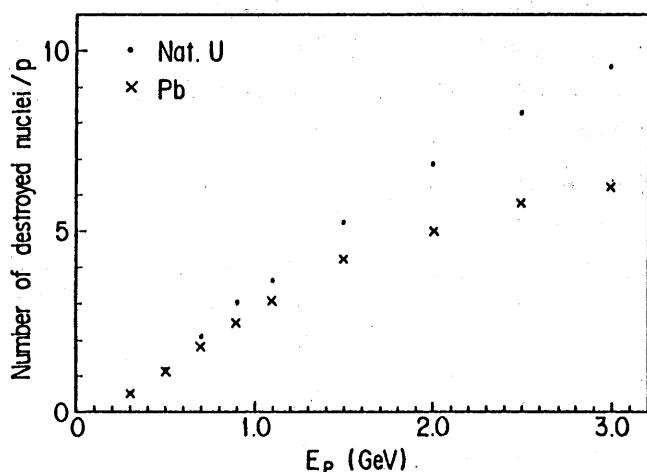
課題(1)については、現在の研究レベルで十分な精度の計算が可能である。第1図には半径 10 cm、長さ 60 cm の天然ウラン及び鉛のターゲットに軸方向に半径 5 cm の陽子ビームを打込んだ時に、入射陽子 1 個当たり破壊される原子核の個数が示されている。1000 MWe LWR 約 4 基分の TRUW を消滅処理するためには、陽子 1 個で 5 個の原子核を破壊できれば十分である。従って、実効的にこの計算で用いたターゲットに等価な TRUW ターゲット(ターゲット・サイズ、核種密度分布)を設計すれば、陽子エネルギーとしては 1.5 GeV あれば十分であると言える。

課題(2)については、スポレーション生成物(Spallation Product、以後 SP と略記する)についての実測データの決定的な不足により、定量的な解明は未だほとんど行われていない。SP そのものについては、いん石中の核種の分析の必要から Silberberg らによりデータの収集や解析が宇宙物理の分野で行われていたが [3]、超ウラン核種については、特に工学的な大きなターゲットについては、ほとんど何も分っていないと言ってよい。薄いフォイルを用いた核物理的実験による SP データは若干発表されているので、我々はこれらのデータと直接比較するために、1 個の原子核のスポレーション反応のみをモンテカルロ法で計算するコード NUCLEUS を開発し、実験値との比較検討を進めている。[4] 大きなターゲット中の SP 分布については、理論的にも実験的にも全て今後の研究課題である。

課題(3)については、課題(2)が十分解明されないと精度の高い計算の実行は困難であるが、ORIGEN コードなどを改良して行った計算が数例報告されている。[5] [6] ターゲット中には陽子、中性子とパイ中間子が混在し、粒子の空間、エネルギー分布は原子炉の場合とかなり異なるので、ORIGEN をベースとした計算の適用性の検討も必要であり、新しいコードの開発やデータ・ファイルの作成等も含めて、現状は全てこれから本格的な研究をスタートさせる状況にあると言つてよい。

4. スポレーション生成物

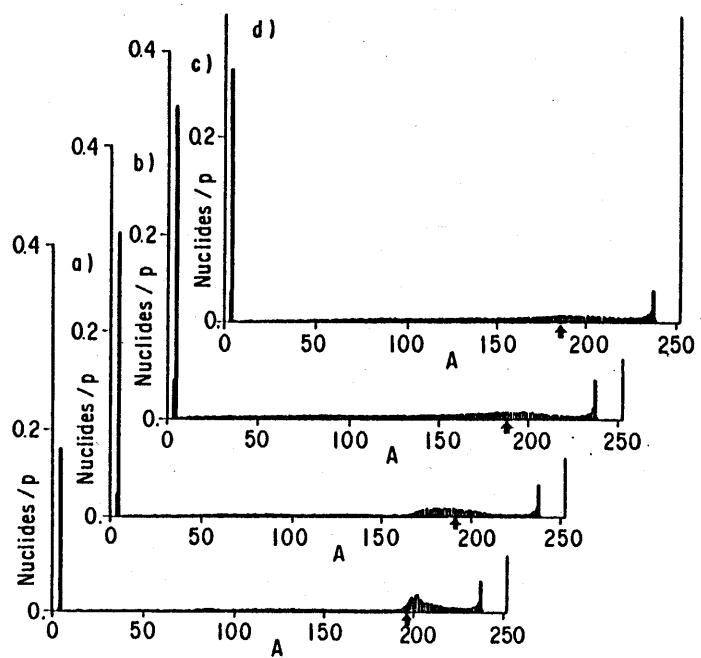
スポレーションによって放出される二次粒子による核反応を全く除外し、入射陽子とターゲット原子核 1 個との核反応のみを計算するコード NUCLEUS を用いて行った計算結果の一部を示す。[4] ターゲットの巨視的構造が影響する大きなターゲットの場合、1 GeV で入射しても、電離損



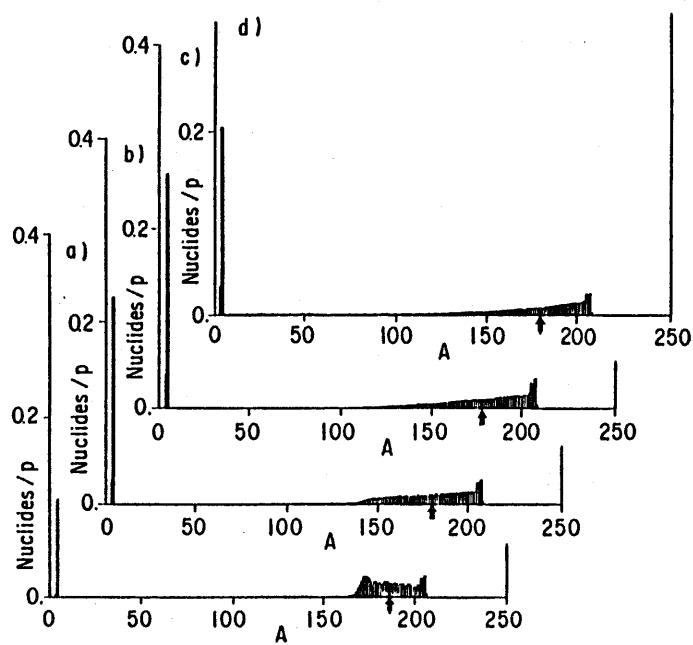
第1図 入射陽子 1 個当たり破壊される原子核の個数

失で陽子が減速されるので、実際に核反応起こす陽子のエネルギーは 1GeV よりかなり低くなっているが、ここでの計算は入射エネルギーでの核反応に対するものである。

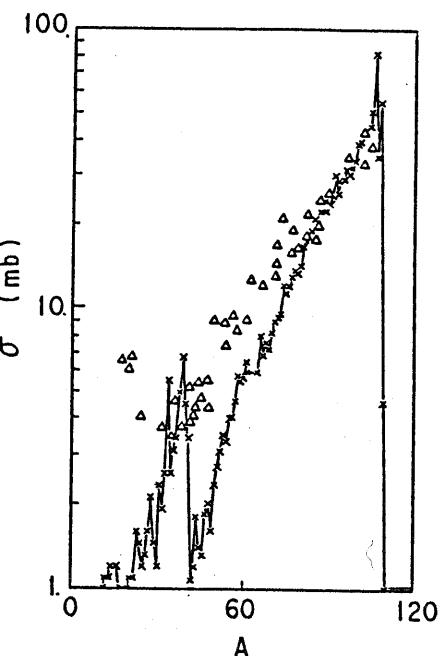
SP分布の特徴を示すために、先ず天然ウランに対するSP質量分布を陽子エネルギー 0.5-3.0 GeV の範囲で求めた結果を第2図に示す。この図から分るSP質量分布の顕著な特徴は $A = 200$ 付近におけるピークの存在である。このピークは陽子エネルギーが上がるとともに、崩れて平坦化して行くが、2 GeV 以上では大きな変化は見られなくなる。 $A = 100$ 周辺に広がる台地状分布は高エネルギー核分裂による生成核種である。左端における鋭いピークは蒸発で生成されるHe-4である。SP分布の特徴は核分裂の割合が小さい鉛の場合には第3図に示してあるように、顕著にその特徴が見られる。この中間的ピークの存在は



第2図 ウラン原子核に対するSP質量分布
(a) 0.5, (b) 1, (c) 2, (d) 3 GeV
図中の矢印はSPの平均質量を示す。



第3図 鉛原子核に対するSP質量分布
陽子エネルギーは第2図と同じ。



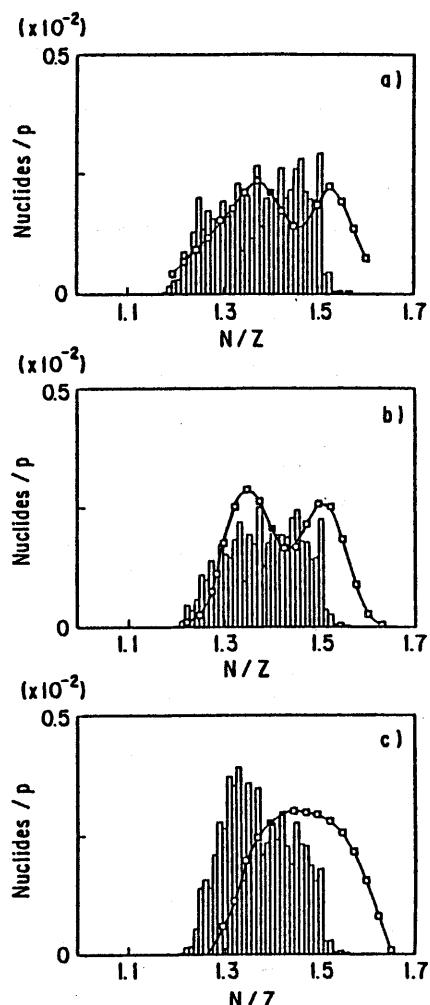
第4図 銀原子核に対するSP質量分布
陽子エネルギー = 3 GeV.
x : 計算値; △ : 実験値 (Katcoff ら)

未だ実験的には確認されていないので、どこかで測定が行われることを期待している。

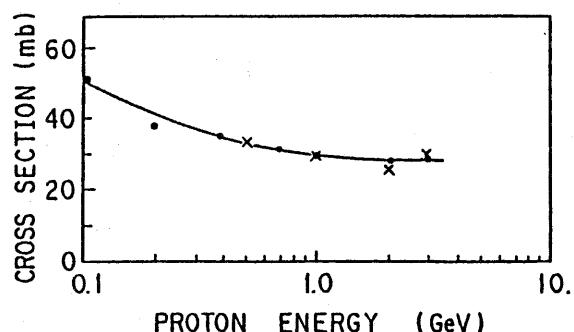
第4図には3 GeV の陽子による銀のスポレーションの場合のSP質量分布を示してある。実験値はKatcoff らのもので、文献[3]から引用した。我々の計算で極端に値が小さい成分は計算では未だ考慮されていないfragmentation と呼ばれる核反応に対応する部分と考えられる。Fragmentation は非平衡状態にある高励起核からNaやMgのような大きな粒子が放出される反応で、そのメカニズムは未だ解明されていない。

一方、SPの電荷分布を見るために、Friedlander らのデータ[7]と我々の計算結果を示したのが第5図である。これは天然ウランの反応生成物のうち $A = 125-140$ の核種だけを集めて、中性子数と陽子数の比 N/Z に対してプロットしたものである。この質量の範囲では高エネルギー核分裂による成分が主体であり、主な安定核の N/Z は約1.4で、図中で黒い四角でしめされている。多少のずれはあるものの、測定値は陽子エネルギーに関係なくおよそ対称的な分布になっているが、計算値は中性子欠損核側（左側）に偏っている。この原因は二つ考えられる。一つは質量公式である。我々は主としてCameron の質量公式を用いているが、これは古いデータに基づいているので、特に安定ラインから離れた核種への適用性に問題があると考えられる。事実、最新のデータを取り入れた宇野・山田の質量公式[8]を用いた我々の試算では、中性子過剰側（右側）の不一致はかなり改善されている。もう一つの原因是核分裂片の質量数と電荷数をサンプリングする方法間の不整合である。質量数の決定には半実験的な確率分布、電荷数にはPick-Pichak らのCameron の質量公式に対応する確率分布が用いられており[9]、両者間の不整合性を吟味し、改良する必要があると考えられる。

このように分布量においては計算値と測定値の間に未だ大きな不一致がみられるが、全断面積といった積分的データについては、現在の計算法でもかなり良い結果が得られている。第6図は、ウランの核反応で生成される $A = 131$ の生成物に対する全同重核断面積 (total isobaric cross section) を陽子エネルギーに対して示したもので、測定値[7]と計算値は良い一致をしめしている。



第5図 ウラン原子核に対する
SP分布
($A = 125-140$)。ヒストグラム：計算値； 曲線：実験値
(a) 2.9, (b) 1, (c) 0.38 GeV



第6図 ウランの $A = 131$ に対する全同重核断面積
 \times ：計算値； \bullet 及び曲線：測定値 [7]

5. スポレーションのシミュレーション計算で必要な核データ

スポレーションのシミュレーションは核反応の素過程をモンテカルロ法で追跡する方法によって行われる。スポレーションは二段階モデルで模擬される。第一段階は、核内に飛込んだ陽子によって引起される核内の核子・核子散乱であり、核子としては陽子、中性子の他に非弾性散乱で放出されるパイ中間子も含めて計算される。

核子のカスケード計算で必要な核データ：

核半径

核子（陽子、中性子）の核内密度分布

フェルミ・エネルギー分布

質量公式（結合エネルギーの計算に用いる。）

核子・核子（N, N）散乱データ：

(p, p) , (p, n) 弹性散乱断面積、微分断面積（角度分布）、

非弹性散乱断面積（ 1π 生成、 2π 生成）

(π^-, p) , (π^0, p) , (π^+, p) , (π^0, n)

弹性散乱断面積、微分断面積、電荷交換断面積、

吸収断面積、非弹性散乱断面積（ 1π 生成）

第1表 核子・核子散乱データの現状

Channel	Lab energy (MeV)	Source	Date	Completeness*
$pp \rightarrow pp$	25, 50	Rutherford PLA	1960-1965	8
	140	Harvard, Harwell, Orsay	1954-1968	8
	210	Rochester	1957-1966	8
	325	Berkeley	1954-1957	6
	425	Chicago, Carnegie	1954-1968	7
	445-580	SIN	1976-1984	9
	650-800	LAMPF	1976-1984	8
	970	Gatchina	1980-1982	7
	50	UC Davis	1975-1978	4
	140	Harvard, Harwell, Orsay	1952-1967	7
$np \rightarrow np$	210	Rochester	1952-1968	6
	220-500	TRIUMF	1976-1980	8
	630	Dubna	1967-1976	3
	800	LAMPF	1976-1984	5
	300-500	TRIUMF	1976-1984	5
$pp \rightarrow d\pi^+$	445-580	SIN	1979-1984	9
	500-800	LAMPF, SIN	1979-1984	9
	420-510	TRIUMF	1980-1983	6
	650, 800	LAMPF	1978-1984	3

*The column labelled completeness gives a subjective impression on a scale of 10, with a passmark of 5.

D. V. Bugg: Ann. Rev. Nucl. Part. Sci.,
35, 295 (1985).

核反応の第二段階は核内カスケード終了時の高励起残留核の崩壊で、これは高エネルギー核分裂と粒子蒸発の競争過程として取扱われる。[9]

核分裂と蒸発計算のために新たに必要となる核データ：

エネルギー準位密度パラメータ

逆反応断面積

クーロン障壁パラメータ

これらの基本データの中で(N, N)散乱データ以外のものは、データ量も少なく、評価・改良も比較的に容易に行なえるが、(N, N)データ・ファイルの整備・改良は、データ量が多いので、一研究グループで行うのには負担が大きく、国際協力による作業が望まれる。現在用いられている(N, N)散乱データ・ファイルは主として1960年以前の測定値に基づいているので、その後の精度の良い測定データを取り入れて、再評価する必要がある。特に、第1表に示されているように、SIN、TRIUMFやLAMPFで精力的な測定が行われており、これらの最近の成果を取り入れる必要があろう。実験データを評価し、更に実験データでカバーし切れないデータを補強するためにも、クォーク・モデル等による理論計算の研究を進めることも重要である。

6. 消滅処理計算に必要な核データ

陽子によって連続的に照射されるターゲット内での核種のbuild-upとdecayを計算するためには、通常の核分裂炉の中のburn-upの計算に用いられる核データを必要とするほか、新たに次の核データも必要となる。

新たに必要となる核データ：

(1) 陽子、中性子に対するスポレーション断面積： $\sigma_i(E_p), \sigma_i(E_n)$

i : 超ウラン核種 及び SP核種

20 MeV $\leq E_p, E_n \leq 1.5$ GeV

(2) SP核種の生成率： α_{ij}

j核種のスポレーションによって生成されるi核種の割合

(3) 原子炉ではできない様な新しい核種（主に中性子欠損核）の核データ

これらの核データについては、測定例も未だ少なく、従ってデータ・ファイルの作製作業も未だ着手されておらず、わずかに断片的なデータ集[10]や文献調査報告[11]（これには関連文献がほとんど洩れなく収録されている）などが入手できるに過ぎない。この分野の核データに関しては、全てが今後の研究課題である。

スポレーション関連の核データを巡る最近の国際的な動きとしては、今年の5月にBNL・NNDCの呼掛けで1000 MeVまでをカバーする陽子、中性子に対する核データに関するワーキング・グループ(MENDWG=Medium Energy Nuclear Data Working Group)の第1回会合が開催されたことは特記すべきことである。[12] その会合では今後の活動方針として、NNDCと協力して次の7項目の活動を組織し、支援することが確認されている。（原文のまま）

1. Index the bibliography.
2. Compile and exchange relevant experimental data.
3. Intercompare nuclear model codes.

4. Validate nuclear model codes in the calculation of differential and integral benchmark experiments.
5. Compile list of discrepancies between calculation and experiment.
6. Recommend future work.
7. Periodically return to Step 5 and iterate until convergence is achieved.

なお、1987年秋にBNLで中高エネルギー核データに関する国際シンポジウムの開催が予定されている。

7. おわりに

スポレーション反応モデルの改良や拡張、(N, N)散乱データ・ファイルの更新、スポレーションに関する核物理的実験研究、核データの生産、収集、評価及びファイル化、SP核種のbuild-up & decay 計算コードの開発、大きなターゲットによる炉物理的実験と理論解析等、今後の研究課題は山積している。スポレーション反応モデルについては、現在の計算モデルでは考慮されていない前平衡状態からの粒子蒸発過程とフラグメンテーション過程を組込む必要がある。SP核種分布を精度良く求めるためには、フラグメンテーションの考慮が重要であるが、未だ計算に使えるようなモデルは提案されていないため、先ず、使いものになるモデル、それもモンテカルロ法に適した出来るかぎり簡単なものを考案する必要がある。

研究活動にもcritical mass が存在すると考えられ、一つの研究分野での活動が順調に発展するためには、研究者数がある一定数以上になることが必要であり、スポレーションの分野においても一人でも多くの人が参加されることが今後の発展のために必要である。大出力陽子リニアックの開発も消滅処理技術の実用化のためには不可欠であり、加速器工学における今後の研究の進展に期待する。

参考文献：

- [1] 日本原子力産業会議：核分裂生成物等総合対策懇談会報告書 一放射能クローズドシステムの構想一、1973、日本原子力産業会議。
- [2] Takahashi, H. : 私信、1986。
- [3] Silberberg, R., Tsao, C.H. : *Astrophys. J. Suppl. Series*, No. 220(1973).
- [4] 西田雄彦、中原康明、筒井恒夫 : JAERI-M 86-116(1986).
- [5] Atchison, F. : RL- 81-006(1981).
- [6] 松本高明 : 日本原子力学会61年分科会、F32(1986).
- [7] Friedlander, G., et al. : *Phys. Rev.*, 129, 1809(1963).
- [8] Uno, M., Yamada, M. : INS-NUMA-40(1982).
- [9] 中原康明、筒井恒夫 : JAERI-M 82-198(1982).
- [10] 中原康明、西田雄彦 : JAERI-memo 59-270(1984).
- [11] Arthur, E.D., Madland, D.G., McCallen, D.M. : LA-10699-MS(1986).
- [12] Pearlstein, P. : BNL-NCS-38404(Informal Report, Limited Distribution)(1986).

(3) スポレーション中性子源の話題

中性子散乱実験のための中性子源

北大工 鬼柳善明

I.はじめに

中性子散乱実験は液体や固体の原子スケールでの運動や構造を調べるために用いられる。中性子の測定は光学的方法を追うような形で発展してきたが、特に、磁性体の磁気構造の研究や最近の生体分子、高分子の構造解析などは中性子の持つ次のような特長により、独自の成果を上げている⁽¹⁾。

- 1) 中性子は熱中性子においてその波長は約1.8Åであり、物質内での原子間距離と同じである。一方、光では波長をこの程度とすればエネルギーが数keVとなってしまい、物質内での原子の運動エネルギーに比べて極端に大きくなってしまう。そのため、光学的手法では物質内での空間情報とエネルギー情報を同時に見難いが、中性子では同時に見れるという長所がある。
- 2) 中性子は磁気モーメントを持っているので、物質中の原子との磁気相互作用によって、磁気構造を調べる事ができる。これは、光学的方法では出来ない。
- 3) 中性子は光学的方法では見難い軽元素を見る事ができる。特に軽水素に対する散乱断面積が大きいため選択的に軽水素だけを観測することができる。また、重水素を用いれば物質内での水素原子の位置を決定することができる。

ビーム実験用の中性子源の実効的熱中性子強度は、図1に示す様な変遷を示し

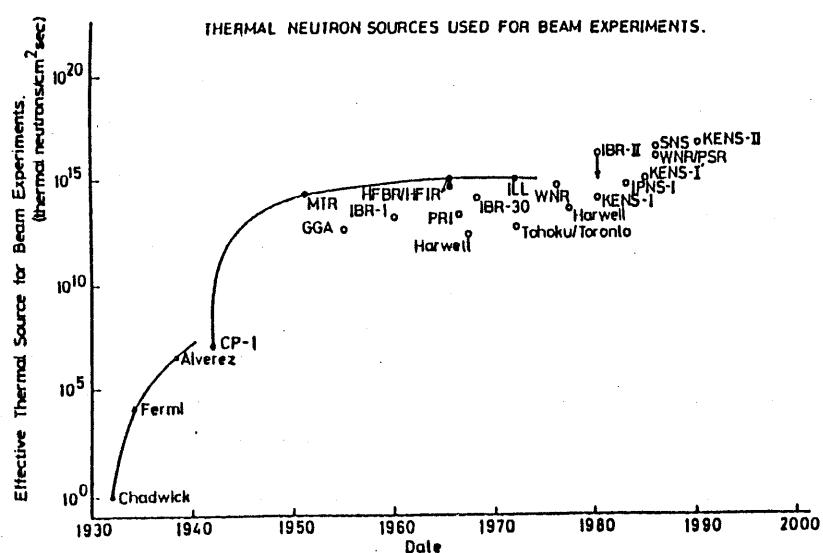


図1 実効中性子強度の変遷

ている⁽²⁾。現在、最も強い中性子源は原子炉で、1970年代初めにフランスのILLに作られた高中性子束炉である。技術上の困難さから、その後これ以上の強度の原子炉は作られていない。加速器による中性子源は1960年代から1970年代にかけて最初電子線型加速器を用いて作られた。イギリスのHarwell研究所や東北大学の核理研などで散乱実験が行われ、加速器中性子源の有用性が確立された。その後高エネルギー物理で用いられる陽子シンクロトロンによって核破碎（スポレーション）反応による強中性子源が作られて来ている。スポレーション中性子源は原子炉を越える実効熱中性子強度を達成できるものとして期待されている。

ここでは、スポレーション中性子源の特徴、現状、構造、将来計画などについて述べる。

II. スポレーション中性子源の特徴

中性子を大量に発生させる方法としては、先に述べたように原子炉、電子線型加速器、陽子シンクロトロンを用いる方法などがある。それらの他、核融合反応なども今後は強中性子源として考えられるであろう。表1に各種中性子発生法の特性を示す⁽³⁾⁽⁴⁾。

表1 各種中性子発生法の特徴

発生法	中性子数／プロセス	中性子数／発熱(MW)	エネルギー
光核反応 (電子リニアック)	0.01／電子	4×10^{15}	蒸発スペクトル ～1MeV
核分裂 (原子炉)	2-3／fission	2.5×10^{16}	核分裂スペクトル
D-T核融合反応 (コッククロフト)	1／fusion	2.4×10^{15}	14MeV単色
スポレーション反応 (陽子シンクロトロン)	30／spallation	1.6×10^{17}	90%は蒸発スペクトル 残りは 入射陽子エネルギーまで分布

ここで示した数字は、使用するターゲットの種類あるいは加速粒子のエネルギーなどによって若干変化するが、単位発熱当たりの中性子発生数が最も多いのがスポレーション反応であることに変わりはない。表よりわかるように単位発熱当たりの中性子数は、スポレーション反応では核分裂の約七倍、光核反応の四十倍にもなる。また、発生中性子の殆どが蒸発スペクトルを形成するため、光核反応の時と同様の減速材集合体を用いて熱中性子を得る事ができる。パルス運転であるため平均熱中性子束は原子炉と比較すればかなり弱くなるという欠点がある。しかし、中性子散乱実験について言えば、パルス線源のピーク強度が散乱実験での測定強度に比例すると言われており、平均熱中性子束はあまり問題とならない。

また、加速器中性子源は熱外中性子の強度が原子炉より強いと言う特徴をもつ(図6参照)。そのため、同じ中性子強度を得るために熱除去の問題が他の方法と比べて非常に容易となるスポレーション中性子源が超強中性子源として期待されている。

III. スポレーション中性子源の現状

スポレーション中性子源の有用性は既に1970年代から言われており、アメリカのANLなどにおいて予備実験的なことが行われていた⁽⁵⁾。しかし、中性子散乱実験用としての本格的なものは、1980年に作られた日本の高エネルギー物理学研究所の中性子源(KENS)が初めてである。その後、アメリカ、イギリスなどで次々とスポレーション中性子源が作られてきた。それらを表2に示す⁽³⁾。

表2 世界のスポレーション中性子源

施設名 (国名)	エネルギー (MeV)	加速器 平均電流 (μA)	繰返し (pps)	最大熱中性子束 (n/cm ² ・s)	稼働年
KENS (日本)	500	2	20	$\sim 1 \times 10^{14}$	1980 ~
IPNS (米)	500	12	30	$\sim 4 \times 10^{14}$	1981 ~
LANSC (米)	800	100	24	$\sim 4.4 \times 10^{15}$	1986 ~
ISIS (英)	800	200	50	$\sim 1 \times 10^{16}$	1986 ~

何れも既存の加速器を用いて作られており、陽子の加速エネルギーは500MeVと800MeVの二種類となっている。中性子源としての最適エネルギーについては後に述べるように検討の余地がある。このエネルギー範囲では、発生中性子数はエネルギーに比例するため800MeVは500MeVの1.6倍の強度となる。現在、世界で最も強いスポレーション中性子源はイギリスのISISであり、現在の所はまだフルパワーでは運転されていないが、KENSの約百倍の強度を目指している。アメリカのLANSCもISISに次ぐ強度を持ったもので、現在建設中である。これらの他、スイスのSINQが現在計画されている。

IV. 日本のスポレーション中性子源

高エネルギー研のKENSを例にして実際の中性子源の構造を見てみる⁽⁶⁾。陽子を受けて中性子を発生する物質としては、タンゲステンやウランが用いられる。発生量はウランのほうがタンゲステンの倍になる。しかし、核燃料物質であるウランは取り扱い、維持管理が非常に大変であるため、KENSでは当初タンゲステン

を用いて経験を積み、最近になってウランに取り替えている。500MeV陽子のウラン内の飛程はあまり長くないので、ターゲットの長さは12cmとなっている。その上下に減速材を配置する。その様子を図2に示す。ここでは上に20K固体メタン冷減速材を配し、下に室温のポリエチレン熱減速材を配している。減速材の大きさの程度は断面が10cm×10cm、厚さが5cm位である。これら全体を図3に示すベリリウム反射体の中に納めている。500MeVでは陽子の飛程が短いため、減速材は上下

図2 KENS中性子源における減速材配置

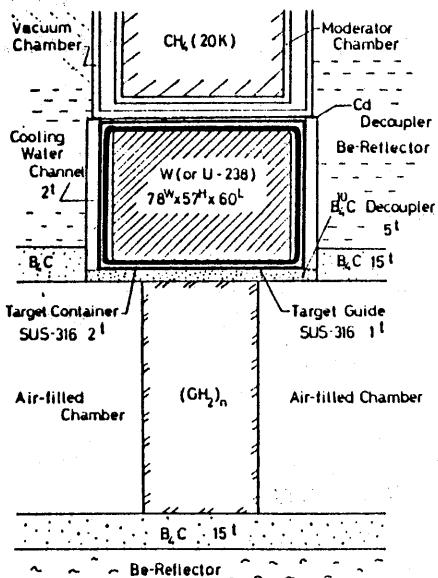
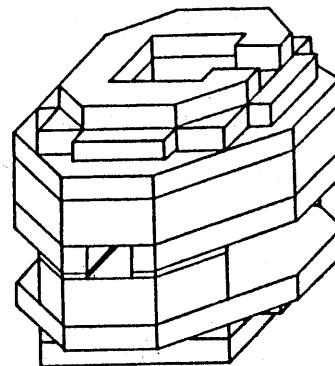


図3 ベリリウム反射体



一個ずつしか置けないが、800MeVでは上下二個以上の減速材を置く。その例を図4に示す。(a)はISISのもので、(b)はLANSCEで検討中のものである^{(7), (8)}。現在

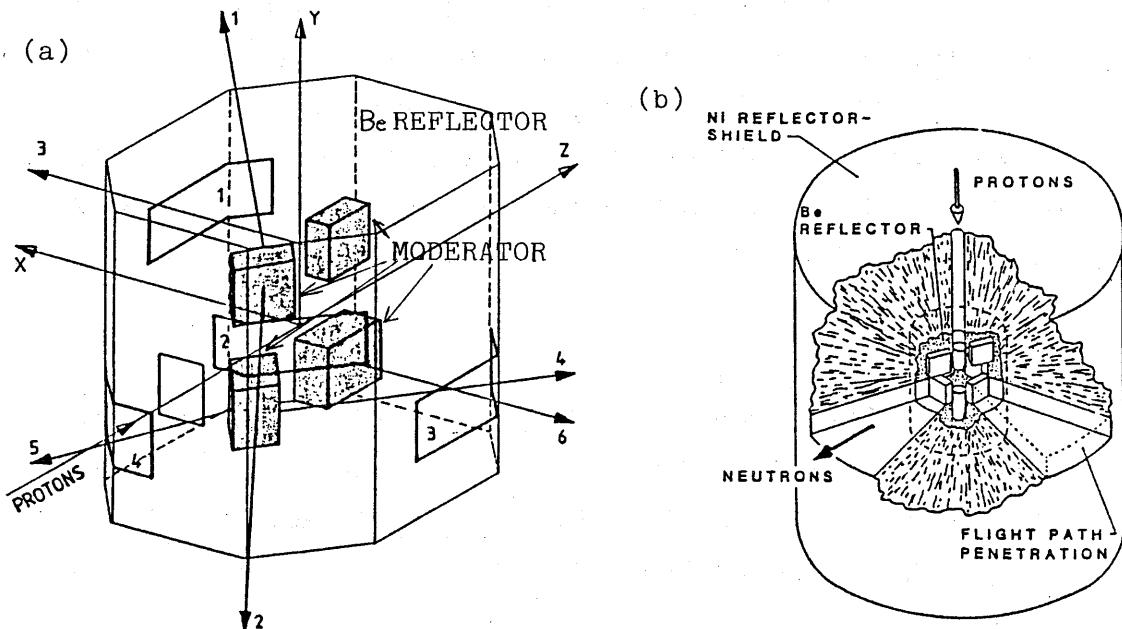
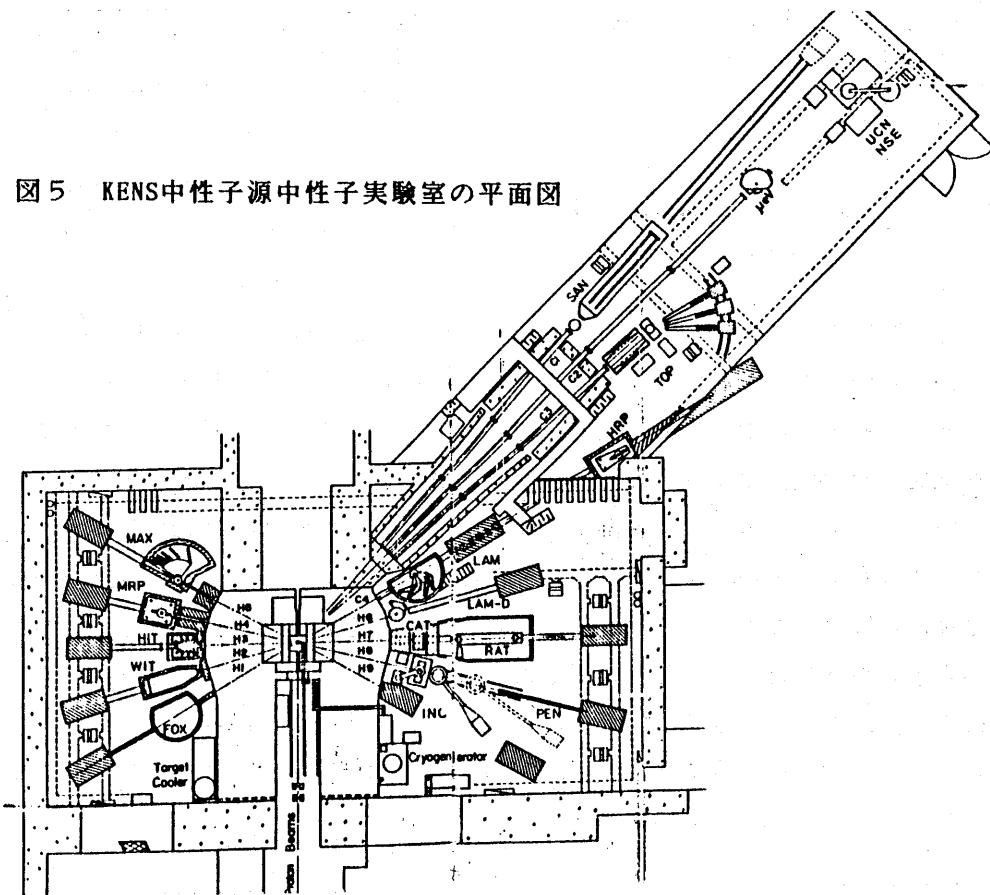


図4 強中性子源での減速材配置の例

のところ、減速材の配置の仕方についても必ずしも最適化されているとは言いがたい。また、反射体の材料についても、これまでベリリウムが使われてきたが、ベリリウムだけよりもニッケルを組み合わせるほうが強度が増えるという報告もある⁽⁸⁾。この様に減速材集合体の最適化に関しては、今後更に炉物理的に検討していく必要がある。図5にKENSの平面図を示す。上述した減速材集合体を中心にして放射状に中性子が取り出され、いろいろな中性子散乱装置で利用されているのが分かる。減速材集合体のまわりの生体遮蔽は、鉄、コンクリートで構成されており、厚さは4mである。

図5 KENS中性子源中性子実験室の平面図



国内のスポレーション中性子源の計画は、大型ハドロン計画の一部としてのKE NS-IIと京都大学の中間子科学総合研究センターの二つがある。両者ともISISに匹敵するような強度を目指している。何れも当初は陽子エネルギーを800MeVとしていたが、その後それぞれの事情によって変化してきている。図6に現在のKENS(KENS-II)の中性子束とKENS-IIで期待される中性子束をILLのものと比較して示す。KENS-II計画に関連して最適な陽子エネルギーに対する考察を行ってみたので、簡単にそのことについて述べる。陽子エネルギーが増加すると図7に示す様に、約1GeVまではエネルギーに比例して中性子の発生量も増加していくが、それ以上で

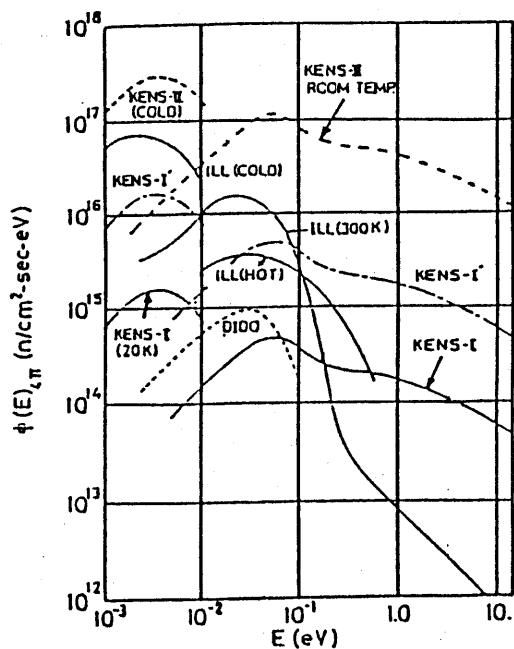


図6 KENS-I, KENS-IIの中性子エネルギースペクトル

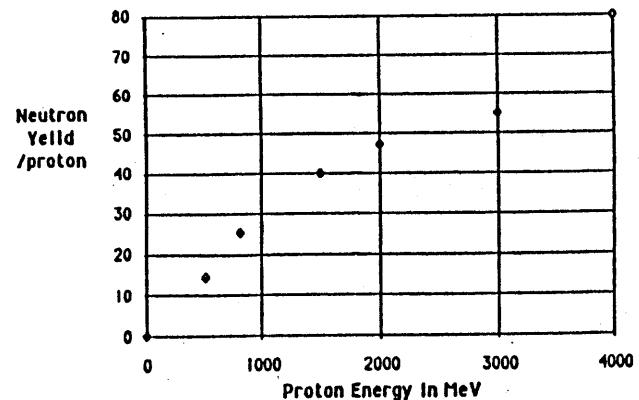


図7 陽子エネルギーと中性子強度

は飽和傾向を示す。その時、ウランターゲット内軸方向（陽子の入射方向）での中性子の分布は図8の様になる。エネルギーが大きくなると空間的に広く中性子が分布するようになるため、上下二個ずつの減速材ではターゲットの端の中性子が有効に利用出来なくなる恐れがある。図9にウランターゲットからの漏洩中性子のエネルギースペクトルを示す。陽子エネルギーは800MeVと3GeVである。ビーグエネルギーは入射陽子エネルギーに関係なく一定であるが、20MeV付近の強度の増加の程度が他のエネルギーの所より大きくなっている。この様な高エネルギー中性子は減速材とうまく相互作用しないため熱中性子に対する寄与は小さく、逆に生体遮蔽を厚くしなければならないというデメリットをもたらす。以上のような事から中性子源としては、陽子エネルギーは2GeV程度以下が望ましいと考えられる。

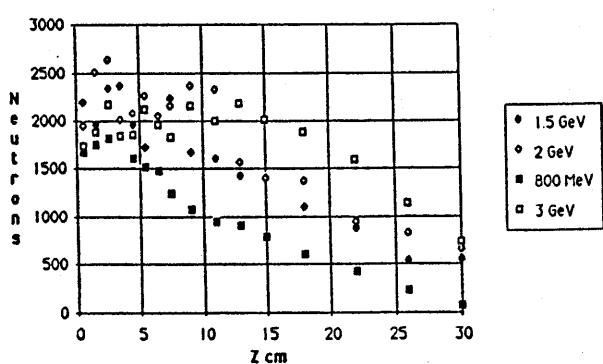
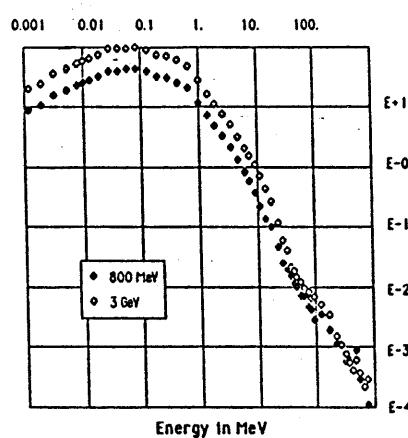


図8 発生中性子の空間分布

図9 ターゲットからの漏洩
中性子スペクトル

V. おわりに

スポレーション中性子源は、実用に供されてからまだ数年しか経っていない新しい中性子源である。今後、加速器の進歩に伴って更に強力な中性子源が作られようとしているが、中性子減速材集合体関係の最適化などについてはまだ十分研究されておらず、炉物理的な課題が残されている。KENS-IIの様な強中性子源においては、これは重要な問題であり、今後十分に検討される必要がある。

原子力と関係が深い中性子の応用が、これまで物性研究などの基礎的なものに主に使われてきたが、強中性子源ができて工学も含めた広い分野にその応用範囲が広がって行くことが期待される。

引用文献

- (1) 石川義和：「加速器とその応用」（日本物理学会編）、丸善 1981年。
- (2) 石川義和：Proc. of The Meeting on BSF Future Prospect-II, KEK,
Tsukuba, 11-12 March, 1983.
- (3) 渡辺昇：原子力工業、第32巻、第3号(1986) p20.
- (4) 塚田甲子男：「加速器とその応用」（日本物理学会編）、丸善 1981年。
- (5) J.M.Carpenter: Nucl. Instrum. Methods, 145, 91(1977).
- (6) Y.Ishikawa et al.: Proc. of ICANS-IV, 20-24 October 1980.
- (7) F.Aitchison: RL-81-006(1981).
- (8) G.J.Russel et al.: Proc. of ICANS-VII, 8-12 July 1985.

(4) 1988年核データ国際会議の計画

原研 五十嵐 信一

1984年のNEA核データ委員会(NEANDC)及びIAEA核データ委員会(INDC)において、1988年に予定されている核データ国際会議の開催国として日本がその候補にあげられた。

核データの国際会議は1960年代から米国、西欧、ソ連で開催されてきているが、1975年のWashington会議の折にこれら三系統の国際会議を統一し、持ち回りで行う案が出された。特に、西欧と米国での開催はOECD/NEAシリーズとして、2~3年の周期で交互に開き、NEANDCがその組織、運営の調整に当る。ソ連での開催はこれとかち合わないようにINDCが調整役をつとめる。この提案に従って、1978年のHarwell会議を最初として、1979年にKnoxville、1980年にKiev、1982年にAntwerp、1983年にKive、1985年にSanta Feでそれぞれ開催してきた。

日本が開催国候補としてあげられた理由は我が国の核データ活動の水準の高さが認められたことによる。アジアでの最初の開催であり、シグマ委員会でも時期的にも開催すべき時であるとの意見が大勢であった。これらの事情を原研及び科技庁に伝え、了承を得、OECD/NEAへも連絡をして、1988年5月30日~6月3日に水戸市で「科学と技術のための核データ国際会議」の名称で開催することにした。

この会議には核データを提供する核データの測定、評価、理論の研究者と核データを利用する分野の研究者、技術者が参加する。世界的な学者、研究者が一堂に集り、核データの国際会議としては最大で且つ権威のあるものである。参加者数は過去の例から見て250~300名と考えられる。また会議の主要テーマは

- (1) 核分裂炉及び核融合炉用の核データ
- (2) 核データ測定技術、装置の研究開発
- (3) 核データ評価、理論計算方法の研究
- (4) 核構造・崩壊データの測定、評価、利用の研究
- (5) 核燃料サイクル及び廃棄物処理用の核データ
- (6) 線量測定及び照射損傷研究用の核データ
- (7) 医学及び工業用の核データ
- (8) その他、核データの基礎的及び応用的研究

などである。我が国では核データの基礎的研究は勿論のこと、原子炉の研究開発、廃棄物処理・処分、安全性研究など広い分野で核データに関連を持った研究が行われている。また、原子力以外の分野でも核データを利用するようになってきている。これら多くの分野からの多数の参加と発表を期待する。

なお、主催は原研で、日本原子力学会には後援をお願いしてある。

<研究会報告>

第3回「原子力におけるソフトウェア開発」研究会 原研 高野 秀機

「炉物理研究委員会」と「原子力コード研究委員会」の共催による第3回「原子力におけるソフトウェア開発」研究会が、昭和61年9月10日、11日の2日間、日本原子力研究所東海研究所で開催された。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、核燃料有効利用上注目を浴びている高転換軽水炉に関する発表4件、3次元輸送コードのベンチマーク問題の提案、データ・ベースに関して3件、知識工学に関して2件、そして新世代大型計算機の開発のレビューに関するものであった。特に、高転換軽水炉に関して、スイス連邦原子力研究所(EIR)で稠密格子軽水炉の炉物理及び熱水力両部門のプロジェクト・マネージャーであるChawla博士の招待講演もあり、出席者は約130名と盛況で、活発な討議が行われ成功裡に終った。

佐野川好母原子力コード研究委員会委員長の開会の挨拶では、原子力分野におけるコンピュータ・シミュレーションの最近の発展・進歩は著しいが、膨大な計算時間を必要とし、実験の方が手取り早いこともあり、特に3次元問題に関しては演算の超高速化が要望されると共に、自然環境と生物系までを含めた巨大複雑化システムの解析のための第5世代コンピュータの必要性を強調された。次いで以下の発表が行われた。発表者については講演者とその所属機関のみを記す。

高転換軽水炉(HCLWR)

(1) 炉特性解析計算コードのベンチマーク：鈴木勝男氏(三菱原子力工業(株))

HCLWRの格子セル計算を、原研がSRACを三菱がWIMS-Eを用いて実施し、計算手法と核データ・ライブラリーの相違が主要核設計バラメータへ及ぼす影響が述べられた。特に増倍係数とボイド係数に関して両コード間の差は大きく、これは、主に共鳴領域での計算手法と核データの相違にあることが明らかにされた。

(2) FCAにおける臨界実験と解析：大杉俊隆(原研)

FCAによるHCLWR臨界実験計画(Phase-I—濃縮ウラン板状燃料、Phase-II—ブルトニウム・ウラン混合酸化物ピン状燃料、Phase-III—ブルトニウム・ウラン混合酸化物ピン状燃料)が紹介された。Phase-I実験の第1炉心が臨界に達し、主要核特性が測定された。SRACコードでSRACLIB-JENDL2ライブラリーによる解析計算の結果は k_{∞} と k_{eff} に対して大変良い実験値との一致を得たことが述べられた。

(3) Reactor Physics Experiments and Theoretical Investigations for Tight Lattice Light Water Reactors: R. Chawla (EIR)

HCLWRのヨーロッパにおける開発研究の現状がレビューされた。EIRの臨界集合体PROTEUS Phase-1での実験解析が各国(米国、スエーデン、日本、西独)で現在の軽水炉用として使用されているコードと核データを用いて行われた結果が紹介され、特にボイド反応度と転換率に関しては非常に大きなバラツキが見い出された。これは共鳴エネルギー領域での核データの不確かさと、中性子スペクトル計算法に概ね原因があることが指摘された。更にEIRでのPhase-2実験や仏国でのERASME臨界実験などの情況や計画などが紹介され、最後に2000年までにウラン有効利用のための良い転換率をもつたPWRが開発されるであろうとフラマトム社のLenyの言葉を用いて講演を締めくくった。

(4) 高転換沸騰水炉の熱水力特性：角山茂章氏(日本原子力事業)

HCLWRは加圧水型炉の研究が現在のところ世界的に進んでいるが、BWRの方が水対重元素比を蒸気が存在するため低減でき、格子稠密度がゆるくなるため熱水力特性上優位であると強調された。過度事象解析ではボイド係数やドップラー係数の予測精度の不確定性が高く今後の研究課題であることが述べられた。

三次元輸送コードのベンチマーク問題の提案：藤村統一郎氏(原研)

炉心解析と遮蔽計算の立場から2つの三次元輸送コードのベンチマーク問題が提案された。炉心の問題としては高速炉の非均質炉心模擬実験 FCA-XII-1における様々な制

御棒パターンでの固有値と出力分布に関するもの、遮蔽問題としてはJRR-4での中性子漏洩の実験に関する反応率分布の計算であった。3次元輸送コードは単目的に開発されたものが多く、良いベンチマーク問題の作成が汎用性の高いコードの開発へつながることが述べられた。

データ・ベース

(1) KUCAにおける炉物理実験データ・ベース(I)と(II)：市原千博氏(京大炉)、若松進氏(名大)

長い歴史をもつ炉物理実験の貴重なデータの喪失を防ぐと共にデータ利用を容易にするため、KUCAで行われた種々の膨大な測定結果のデータ・ベース化についての発表で、各大学での計算センター間のネットワークを通じて、これらのデータを共同利用可能にするための汎用情報検索システムの開発について述べられた。この分野での初めてのデータ・ベース化で今後さらにその内容とシステムの充実及びネットワーク機関の拡大が強調された。

(2) 原子炉安全にかかわるデータ・ベースの開発：小林健介氏(原研)

軽水炉の安全研究によって蓄積されてきた原子炉安全にかかわる種々のデータ・ベース：機器故障率データ・ベース、OECD/NEA/IRS情報検索システム、原子力発電所データ・ベース等の作成について紹介された。それらデータソースからのデータ抽出作業軽減のためのデータ自動抽出システムの開発や知識工学手法を適用した運転経験データの事象因果関係自動抽出システムの開発について述べられた。

知識工学

(1) 原子力用ロボットのソフトウェア開発の課題：篠原慶邦氏(原研)

原子力用知識ロボット制御のためのソフトウェア開発における主要な技術的課題について紹介された。複雑な作業まで要求される将来の原子力ロボットには人工知能を備えることが必要であり、その制御のための膨大な信号量の情報処理には作業レベルの高いロボット制御言語の開発と高性能並列処理計算機の開発が必須であると強調された。

(2) 原子力分野での研究事例：小林康弘氏(日立エネルギー研)

原子力分野で知識工学を適用した2つの研究事例が紹介された。1つはプラントの異常診断や運転操作ガイドスに関するもので知識工学をダイナミック・システムに適用した例であり、その有効性をシミュレーションによって評価している。もう1つは配管ルーチングCADへの応用例で、知識工学手法と最適化アルゴリズムを用いて最適経路を求める3次元自動ルーティング手法の開発について述べられた。

日本における新世代計算機システムに向けてのプロジェクト：弓場敏嗣氏(電総研)

通産省の主導のもとに進められている科学技術用高速計算システムと第5世代計算機システムの開発プロジェクトの概要及びそのための計算機アーキテクチャ技術の研究が紹介された。前者の新世代スーパーコンピュータの目標性能は10GFLOPSであり、現在の大型コンピュータの性能の約1000倍であり、原子力分野の計算コード開発への影響は大である。

金子義彦炉物理研究委員会委員長の閉会の挨拶では、高転換軽水炉、3次元輸送コード、データ・ベース、知識工学、大型スーパーコンピュータ開発と多分野に渡っての横断的な意見の交換ができ、この研究会も第3回でかなり定着してきたとの感想があった。またソフトウェアを開発するときには、例えば軽水炉について開発したコードが高転換軽水炉や高速炉にも、そして最近話題の切尔ノブイリ炉や固有安全炉の特性解析にも使用できるという汎用性のあるソフトを心掛けておくことが大切であると強調された。

本研究会の報告集は公開レポートJAERI-M86-178として61年12月に発刊された。

<国際会議報告>

第29回 NEACRP 会合報告

原子炉工学部 金子 義彦

1. 概要

第29回 NEACRP 会合は、9月22日より26日まで、カナダのチョークリバー研究所において開催された。

本年4月末に起きた、ソ連チェルノブイリ事故は、各国の原子力発電推進に大きな衝撃を与え、原子力発電を支持する国民の割合を急激に低下させているものの、しかしながら、ソ連を除く各国における発電炉の運転状況は順調であり、高い稼動率を示していることが各国の代表から報告された。

会合は、別添1に示す議事予定により進められ、Executive sessionではNEACRP会合の延長、NEA DATA BANKとの関連事項の処理、NEACRP関連会議の状況また、1988年の中ごろ in core-instrumentationに関する専門家会議が計画されているとの報告がなされた。

Technical sessionではNew topicsとCarried Over topicsについて、論文発表討論があった後、各國の研究活動についての報告があり、意見の交換がなされた。New topicsには予定したものに、チェルノブイリ炉の解析が加えられた。

Technical sessionで発表された55件の論文のうち、日本からのものが18件であり、最も多数であった。この傾向は数年続いており、今後は運営面においてもさらに一層日本の積極的な姿勢が期待されよう。

また、次回会合はフィンランドで開催することとし、トピックスは別添2の通りとすることとなった。

2. 技術論文発表

1.1では、まず日本から積分データに基いた ^{235}U の遅発中性子の評価に関して熱中性子核分裂に対して、 $\beta = 0.00676 \pm 0.00011$ で、 λ についてはKeepinの値が実験誤差の範囲内で正当とし、全体として、ENDF/B-Vを支持するという報告があった。英國からは、9月の15~19日 Birminghamで行った専門家会議の報告があり、2.5 MeV以上と0.1 MeV以下の遅発中性子スペクトルの測定が必要とされた。フランスからは、SUPER-PHENIX-Iの β_{eff} の計算の不確定さについて報告があった。

1.2では日本から大学共同によるK UCA臨界実験に関するデータバンクと原研の臨界安全研究用のデータバンクについて報告があり、つづいて米国からZPPR実験、フランスからMASURCA、SNEAK及びSTEK実験及びPHENIXの照射実験についてのデータバンクの構築について現状が発表された。諸外国においては、実験データ

の詳細を収めておくだけでなく、核データ、計算コードの基本的なものも収納しており、データ・手法の検証に役立てようとしている。また、そのようなねらいをもったNEA DATA BANKの構想が発表され、意見の交換があり、協力できる各国の専門家の同定を行うことになった。

1.3では、英国からドラゴン炉の照射物のHECTORにおける反応度価値の測定が報告され、計算値が20~30%過大であるとされた。米国からは、PFRにおける英国と共にアクチナイドサンプルによるFPの生成量のX線による測定が発表され、ENDF/B-Vの改良が指差された。USSRからは、臨界実験装置により15種類のFPの反応度価値の測定が着手されているという報告があった。各国とも、FPのデータ評価のための積分実験が本格化している。

1.4では、高速炉の設計に関する発表で占められている。日本からは1000MWeのループ型高速炉においてチームニーを設けることにより、制御棒駆動機構の加熱を加速することで負の反応度を発生する仕組みが報告された。また、米国からは、FBR-IIの固有安全性実証実験の報告があり、LOFとLOHS時の安全性の確認について、また、ZPPR-15でのPu/U加熱炉心の模擬実験について報告があった。カナダからは、地域暖房用の小型炉の開発について報告があり、極めて安全な特性を有することが示された。

1.5では、日本からチェルノブイリ炉のW1MS-Dを用いた核特性解析について報告があり、実測値との全般的な良い一致が示された。また、この炉のもつ二重非均質構造の解析が本質的であり、これを実施できるデータと手法が非OECD国にはない。そのため、NEACRP委員会は何等から手だてが講じられるようとの勧告を行うこととなった。

3. 前回から継続されたトピックス

2.1ではまず日本からdiffusion synthetic accelerationによる3-D輸送計算コードの報告について、ベクトル化により計算速度を高めたENSEMBLEについての発表があった。つづいて米国から深部透過問題に対する3D-TORTコードの適用について報告があった。また、フランスからPITMEコードの開発が進み、PWRの出力分布計算に適用されているという報告があった。このコードは新しいsource to source kernelに基づいているという。その他イスプラからLMFBR安全解析用のEACコードについての発表の他、ソ連から複雑形状に対応するCharacteristics in Regionsという手法の説明があった。

2.2では、米国からZPPRにおいて空間依存動特性の反応度測定の解釈に関する実験が行われているむねの報告があった。ソ連からは、第28回NECRP会議以後の進歩

について報告があり、制御棒落下法及び中性子源引抜き法における中性子検出器の最適位置についての計算が示された。

2.3では、UKからZEBRAで行った制御棒集合体の内部のB₄C吸収棒を減速材物質で置きかえることによる反応度価値の増加に関する実験について報告があった。つづいてフランスからは、いわゆるCR非均質性についての検討が発表され、SUPER PHENIX-1の起動への応用が、また、米国からは、ZPPRにおける部分挿入制御棒内部のB¹⁰(n, α)反応についての実験が報告された。日本からはFCAにおける軸方向非均質実験が、ソ連からは酸化物／金属混合燃料を用いた非均質LMFBRの潜在的価値について発表があった。メリットは増殖の改良であり、反応度係数についても利点があるとしている。

2.4では日本からJAERI／USDOE共同によるFNSを利用したLi₂O体系についてのPhase-I実験の概要と実験技術について報告があった。また、やはり日本の大学共同グループによるLi体系についての報告がつづいた後、スイスの代表によりLOTUSにおけるLi₂O実験の開始について発表があった。米国からは、FNSにおける反跳陽子法による中性子スペクトルについて説明が、カナダから研究炉を使用したトリチウム増殖実験におけるバナジウムを用いた自己出力モニターの開発について報告があった。このトピックスでは、TBRの測定について将来ベンチマークが可能であるか討論がなされた。

2.5では、日本からのHCLWRについての5件の論文の発表があった。まず、FCAにおける板状燃料を用いたウラン体系の実験について、格子の感度関数計算法の開発、ボイド反応度の各核種の寄与の計算、炉心設計コードHELIOS・HXの整備とMC法との比較、さらにFPの燃焼度に対する反応度効果について自己遮蔽効果の検討について報告があった。HCLWRについては可成り理論面での進歩があり、C/E値の改善があったことが確認された。またHCLWR等の格子計算についてのベンチマーク試験に関する日本からの提案については、V_m/V_f=0.6に限定して行うこととし、訂正案を1ヶ月以内に各委員に配布することになった。

2.6については、ZPPRにおいてNaマノメータの反応度効果の実験と解析の他、軸方向の膨張に関する実験が行われている報告の後、ソ連から中性子計算において、bilinear functionalsによる群表示が重要であるという発表があった。

4. 各国の炉物理研究活動の概況

(1) 米 国

最近の活動は新型の液体金属冷却高速炉の設計に集中しており、経済性の改良、信頼性、安全性の向上に重点がおかかれている。燃料は金属と酸化物の両面を追求している。FBR-IIでは、冷却材流量喪失及びスクラム失敗時にも安全に炉を停止できることを実証する試験が行われている。ZPPRではRI社の設計による炉に近い規模で金属燃料炉心に対する実験を終了した。また、FFTFRにおいては特殊なガス膨張モジュールの試験が行われておりスクラム失敗条件のもとで、冷却材流量喪失に対して出力を停止できる証明がなされた。ORNLでは新型のLMRに対する遮蔽実験がPNC／日本との協力のもとに開始された。

(2) 英 国

1985年において、原子力発電は、全発電の20%に達しており、各発電所とも良好な稼動率を示している。ヒンクレイポイントのマグノックス発電所(430MW(e))は年間稼動率94%を記録した。

熱中性子炉の分野では、WIMSコードのデータライブラリーの改良が進んでいること、Source/sink法によるAGR炉の3D出力計算法の改良、同じくMC法の改良の他PWRの2D計算の各手法による比較、マイクロコンピューターの開発等がある。高速炉の分野では、PFRの最高出力運転が実施された。熱出力は65万キロ、電気出力は25万キロである。Cadenzaベンチマーク問題で、残ったのは、U-235、238及びPu-239の核分裂及びU-238の吸収の分布である。実験結果をMURAL/FGL5断面積セットとXYZ拡散理論を用いた計算と比較した。一致はかなり良い。ヨーロッパにおける高速炉協力(European Fast Reactor Collaboration)のために、新しいcell計算コードECCOの開発が進行している。

臨界性の分野では、MONK6に対するsuperhistory-powering法の導入の他、Dimpleでは、広範な臨界安全研究が実施された。

遮蔽研究では、WinfrithでANSWERS計算がつづけられていると共に、ベンチマーク問題においてJEF-Iが良好な結果を与えている。また、RIの輸送容器について、NESTORを使用した実験が進められている。

(3) フランス

SUPER PHENIXが起動すると共に全てのPWRが順調に稼動した。原子力発電の割合は1985年において、64.8%に達し、これは理論的な限界の80%に近い。

高速炉物理の分野ではSUPER PHENIXは1986年6月、最高出力の50%に達していても炉物理実験の主なものは、終了している。制御棒価値のC/Eは~1.1であった。出力分布については、計算との比較を開始している。ドップラー係数に

についてはC/Eは~1.06である。

PHENIXについては、照射実験の解析を行い JEF file がアクチニドに良い適用性を示すことが示された。MASURCAでは、BALZAC計画が再度開始された、最初の実験は制御棒非均質性に関するものである。

今後の臨界実験計画については高速炉に関するヨーロッパ協力の枠のなかで、共同の臨界実験計画が原則的に合意された。Pu 2000 kgを含むもので、大型のLMFBRs の物理特性を研究しようとするものである。1988年に開始されよう。

理論的研究の分野では、設計計算コードCCRRの改良、ECCOの開発、摂動論の出力分布のゆがみに対する適用、核データの評価(JEF-1の予備評価、-FP及び²³⁹Puの共鳴領域、²⁴¹Pu、²³⁹Puの³H生成断面積がある。)

軽水炉の炉物理の分野では特に昨年からの大きな進歩はない。経続している項目はプルトニウムリサイクル、炉心管理、改良PWRsである。

ERASME計画はHCLWR炉心設計コードの不確かさを減じ精度を高めることを目的としており、APLLOコードの妥当性の検証を目指している。

EOLEでは3角格子の試験領域が拡大された。減速比は0.9である。ERASME計画-3が計画されており、1988年より実施を目標としており、この炉心ではドライバー領域がない。MINERVEではFBRとPWRの両方の実験を実施している。MELUSINEでは、GEDEON計画により、可燃性毒物に関する研究が実施されている。

理論的研究の分野ではAPPOLLO11コードの開発の他拡散理論については、高速度で熱水力と結合して全炉心を解くPHAETONプロジェクトがある。その他の摂動論の改良と共に残留熱とソース項について研究がある。

(4) ゾ連

BN-350とBN-600が順調に稼動した。BN-350は熱／電気出力が750／130MWで燃焼は7.9%に達した。BN-600は設計出力で運転され、大型高速炉計画に有用な経験をもたらした。燃焼は7.55%に達した。BOR-60高速実験炉は15年間も運転されて来ており、混合酸化物燃料の試験が燃焼度10~14%について行っている。BR-10実験炉は燃料の他構造材の照射が行われている。

BFS臨界実験装置では高速炉のモックアップ実験が、また、構成が簡単な臨界実験装置(BFS及びCOBRA)では、核データに対する情報を得るための実験が、また出力もしくは実験炉では炉設計において性能向上のための実験が実施されている。BFS-2では、金属ウラン22cm厚を軸方向にはさんだ炉心についての実験が実施されており、理論、実験の一貫性は良い。単位形状炉心BFS49-1~4実験では、keff反応率のほか、FPの吸収実験が実施されている。

COBRA装置ではBN-1600炉のスペクトルのKBR-11実験が実施されている。

SUS 及び Ni の吸収が評価されている。また、ウラン、SUS 等の除去断面積の実験が行われ BNAB-78 の定数による計算と比較された。C/E の 1 からのはずれは実験誤差の範囲であった。

出力炉における研究

BN-350 では MOX 燃料の試験領域を使った実験が終了した。出力分布測定の他 $\sigma_{\text{c}}/(\sigma_{\text{f}}/5)$ 等の中性子バランスの反応率が測定された。また、照射済燃料が分析された。

(5) スイス

5 基の発電炉は順調に稼動し、全発電量の 40% にも達している。また、スイスの企業とスイス研究センターは 10~50 MWt の小型の地域暖房用熱源炉についての関心をもちつづけており、3 種類の設計の提案がされている。これを支援する炉物理及び遮蔽実験が EIR において実施された。

LWHCR 炉物理実験と解析について PROTEUS-LWHCR Phase II 実験が EIR と KFK の協定の下に実施されている。新しい実験では試験領域が広がると共に実験の時間が長くとれるようになった。このため実験精度が向上した。 k_{∞} の誤差は 0.5 % である。

核データの改良のため、JEF-1 に基礎をおいた WIMS ライブラリーが用意されている。制御棒材質の検討のため、天然、濃縮 B_4C 等の棒の中心位置が測定評価された。この結果 B_4C が選定された。Phase-II における中性子バランスの要素と制御棒値の測定は進行中である。ボイド係数についてはバックリングによる方法の他、cell 値の測定が行われている。

核融合プランケット実験については LOTUS-LBM 実験は TFR 実験で使用することになると考えられる実験及びデータ処理技術に対するベンチマークである。Li₂O 体系の TPR の測定が液体シンチレータ、熱蛍光法のほかに solid state nuclear track の検出が試みられている。解析が MCNP により他の研究所 (LANL DPPL 及び EIR) との共同で進めている。

SINQ スポレーション中性子源については Swiss Institute for Nuclear Research の スポレーション中性子源計画は 詳細設計段階に入ったと報告された。

フランス

(6) その他

西ドイツについては委員欠席のため報告がなかった。また、イタリー、ベルギー、フィンランド及びカナダから現状報告があったが紙面の都合により省略する。

別添 1

ORGANISATION FOR ECONOMIC
CO-OPERATION AND DEVELOPMENT

NUCLEAR ENERGY AGENCY

SEN/NEACRP/A(86)1

RESTRICTED

Paris, drafted : 7th April 1986

dist : 8th April 1986

Dr. Engl.

NOTIFICATION OF MEETING

STEERING COMMITTEE FOR NUCLEAR ENERGY

NEA COMMITTEE ON REACTOR PHYSICS

Twenty-Ninth Meeting

22nd-26th September 1986
Chalk River Nuclear Laboratories, Canada

After consultation with the Chairman and Members of the Committee, and with the approval of the Secretary-General of OECD, the twenty-ninth meeting of the NEA Committee on Reactor Physics will be held at Chalk River Nuclear Laboratories, Atomic Energy of Canada Ltd., Chalk River, Ontario, Canada, from 22nd - 26th September 1986. Arrangements for the local organisation will be handled by Dr. F.N. McDonnell at Chalk River.

The following outline agenda is proposed. The detailed programme for the meeting will be established by the Chairman in consultation with Committee Members and the NEA Secretariat.

Part A : Executive Sessions

1. a. Participants in the Meeting
- b. Committee membership
2. Adoption of the final summary record of the 28th meeting
3. Adoption of the agenda of the meeting
4. Completion of actions arising from previous meetings
5. Activities of other bodies of interest to NEACRP
6. Matters related to NEANDC
7. Activities report on the Joint Evaluation File
8. Committee Mandate
9. Arrangements for the 30th meeting of the Committee
10. Other business
11. Election of Committee officers

Part B : Technical Sessions

1. NEW TOPICS

- 1.1 Integral validation of recent delayed neutron data
- 1.2 Critical (integral) experiment data banking: needs, work in progress or planned
- 1.3 Validation of fission product data (in particular for thermal reactors)
- 1.4 Physics aspects of design innovation to increase inherent safety for fast and thermal reactors.

2. TOPICS CARRIED OVER FROM PREVIOUS MEETINGS

- 2.1 3-D deterministic transport (S_n , nodal, FEM)
- 2.2 Application of spatial kinetics to reactivity measurements
- 2.3 Local heterogeneous effects in LMFBR (including modelling of secondary shut-down systems)
- 2.4 Fusion blankets experiments. Comparison of measurements and calculations
- 2.5 Physics issues related to intermediate spectra reactors (experiments, burn-up related problems, eventual design features)
- 2.6 Advanced concepts with emphasis on measurements and calculations for ad hoc experiments

3. NATIONAL PROGRAMS

- 3.1 Review of recent activities and national programs

4. BENCHMARKS

- 4.1 Radiation shielding
- 4.2 Criticality of fuel undergoing dissolution
- 4.3 Heat transfer in transport casks
- 4.4 Shielding in transport casks
- 4.5 Noise analysis
- 4.6 Reactivity scale and central worth benchmark

5. GENERAL

- 5.1 Highlights of recent meetings of interest to NEACRP
- 5.2 Specialists' meetings planned or proposed
- 5.3 Other business

別添 2

Topics for 30th Meeting of NEACRP

1. NEW TOPICS

- 1.1 Recent results from operating reactors.
- 1.2 Calculations and measurements of void coefficients on thermal and epithermal lattices.
- 1.3 Uncertainties in reactivity feedback coefficients in fast reactors.
- 1.4 Reactivity effects of fuel fragmentation in light water cooled reactors.

2. TOPICS CARRIED OVER

- 2.1 Integral validation of recent delayed neutron data.
- 2.2 Validation of fission product data (in particular for thermal reactors).
- 2.3 Physics aspects of design innovation to increase inherent safety for fast and thermal reactors.
- 2.4 Fusion blankets experiments. Comparison of measurements and calculations.
- 2.5 Physics issues related to intermediate spectra reactors (experiments, burn-up related problems, eventual design features).

<研究室だより> (1)

北海道大学工学部 原子炉工学講座(小川研究室)

当研究室では前回の報告以来、特に人事面での変化は無いが、小川が昨年2月から原子炉安全審査会審査委員に、また本年4月からは日本原子力学会北海道支部長になり、学外活動においても、やや多忙ぎみである。

研究室の研究活動は、最近は

- (1)原子炉および原子力発電プラントの非干渉制御の研究(辻、小川)
- (2)北大45MeV電子線LINACを用いての中、高速中性子スペクトルの測定(秋本、小川)を主な柱として進めている。

◎非干渉制御とは、多数の状態変数と制御入力を持つ系において、各入力がそれぞれに対応する特定の状態量のみを制御し、他の状態量には影響を与えないようにする制御で、分離制御とも呼ばれる。実際には、全ての状態量は互いに干渉し合うが、しかるべき設計された前置補償器とフィードバック補償器を系に付加することによって、少なくとも系の動特性に重要な周波数帯域内において、上記の非干渉制御を実現できる。

本研究室では上述の非干渉制御を、①炉心内出力分布の制御、および、②炉心、加圧器、蒸気発生器などを含むPWR型原子力蒸気供給(NSS)系の負荷追従制御に適用している。正確な非干渉制御理論にもとづく制御設計を行なっているとともに、制御系の設計と適用を容易にする観点で、正確な理論によるものと性能上大きな差のない種々の近似的設計法を提案し、それらの有効性と有用性を示している。非干渉制御の研究で本研究室が従来より発表してきた研究論文のなかで、主要なものをまとめると以下のとおりである。

- Decoupling Control of a Nonlinear Coupled Core Reactor, M. Tsuji and Y. Ogawa, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 14, No. 12 (1977)
- Approximated Decoupled Control of Coupled Core Nuclear Reactor, M. Tsuji and Y. Ogawa, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 19, No. 4 (1981)
- Approximated Noninteractive Power Regulation of a Coupled-Core Nuclear Reactor M. Tsuji and Y. Ogawa, IEEE Transactions on Nuclear Science, Vol. NS-20, No. 3 (1983)
- Load Following Control of a Pressurized Water Reactor Power Plant by Using an Approximate Noninteractive Control, M. Tsuji and Y. Ogawa, IEEE Transactions on Nuclear Science, Vol. NS-33, No. 4 (1986)
- Suboptimal Control of a Pressureized Water Reactor Power Plant by Using an Approximate Model-Following Method, M. Tsuji and Y. Ogawa (in Preparation)

このほか、制御関係としては、北大汎用シミュレータ共同利用施設がPPA(Parallel Processor Array)を有し、並列演算機能と階層構造を持つことをを利用して、並列演算による原子炉システムの制御の有効性を示す研究を、大学院生の研究として行なわせている。

研究テーマとしては、「PPAシステムを用いた原子力発電プラントの最適階層制御」(北大工学部研究報告第133号)、「並列演算手法を用いたモンテカルロ法による原子炉の実効増倍係数 k_{eff} の計算」(北大工学部研究報告掲載決定) および「並列演算手法を用いたPWR型原子炉シミュレーションコードの開発」(日本原子力学会北海道支部第4回研究発表会予稿集)などがあり、それぞれある程度明確な結論を得ている。

◎中. 高速中性子スペクトル測定の研究においては、昨年度と本年度の2回にわたり、科研費エネルギー特別研究、トリウム炉の核特性・核設計班(代表:柴田俊一京大炉教授)より研究分担金を受け、また京大炉からトリウムとウラン燃料板を借用し、北大においてTOF法により、各種の試片や体系内の中性子スペクトルを測定し、結果の解析を行なっている。昨年度は主に鉄を試験体とし、鉄の厚さを種々に変えて透過スペクトルを測定、比較し、浅い角度の多重散乱によるエネルギー損失が試験体内的共鳴反応に与える影響を考察した。本年度はトリウム板と黒鉛板を周期的に配列して形成したトリウム小領域を黒鉛反射体で囲み、トリウム領域内に表れるスペクトルの測定を行ない、あわせて計算解析を行なっている。昨年度の科研費研究にもとづいて、下記の報告書を提出している。

- ・「LINAC-TOF法によるトリウム炉材料の中性子透過実験」: 小川雄一、秋本正(北大)、木村逸郎(京大炉), エネルギー特別研究「トリウム燃料に関する総合的研究」昭和60年度研究成果報告書(1986)

本研究室では従来より、毎年1回または2回、教官と院生が一緒に京大炉に出かけ、臨界集合体(KUCA)で種々のテーマにより協力または共同研究を行なってきている。本年は、この12月に出かけ、C架台に置いた黒鉛体系内にパルス中性子を導き、体系内に現れる中性子スペクトルをTOF法を用いて測定し、測定システムの改良とS/N比の低減化に努めた。明年度はトリウム体系を組んで、測定したいと考えている。

北海道においては、現在、北海道電力株式会社が岩内郡の泊村に電気出力 57.9万kWのPWR型原子力発電炉を2基建設中であり、会社の技術陣と当研究室との間に技術交流や意見交換を持つ機会が多い。また学会支部活動の一環として、去る10月9日に日本原子力研究所原子炉安全工学部長の佐藤一男氏に「チェルノブイリ原子力発電所の事故について」と題する講演をしていただき、話題が話題であり、大学の教官、学生、および電力会社を始めとする諸会社の原子力関係者が多数聴講した。佐藤氏は本年8月にウイーンで開催された専門家会議に出席されて帰国後間もない頃であり、最新の情報を極めて明解に説明されて、聴講者に多大の感銘を与えた。当研究室の教官、学生も全員聴講に参加し、原子炉の安全性に対する学術上の大変な裨益を受けたことは云うまでもない。(小川記)

<研究室だより> (2)

東北大学工学部原子核工学科 桜山研究室(核計測計装講座)

我々の研究室の活動内容は、核データの測定と評価、新しい計測手法開発、原子力プラントの診断やPRAのための手法開発に大別されます。メンバーは桜山教授、古田島、北村板垣、岩崎の4名のスタッフ、大学院生8名(内1名はインドネシアからの留学生)、学部4年生4名の計17名です。研究内容は相当に広い範囲にわたり、全テーマを紹介するのは困難ですが、おおまかな説明を以下に記します。

核データ関係研究としては、核融合炉のプランケットや第一壁、原子炉の構造物や遮蔽体などに用いられる物質についての核データ測定研究を継続的に行っております。本学ダイナミトロン加速器を用いた断面積測定の最近の具体的テーマとしては、ニッケル、クロム、トリウムなどの非弾性散乱断面積や γ 線角度分布の測定、鉛の全断面積や($n, 2n$)断面積測定があります。核融合炉材料物質の残留放射能評価も重要なテーマですが、これに関しては米国LLNLの強力中性子源 RTNS-II によって長い時間照射された、鉄、銅、アルミニウム、SUSなどについて測定を行っています。また科研費大学連合のプランケット中性子工学実験班にも複数のメンバーが参加して阪大オクタビアンでのリシウム球、リシウム+鉛球体系積分実験を行いました。これらの実験的研究を支えるデータ処理用の計算機プログラムの改良や開発も随時行われています。

計測手法開発の分野では、新しいコンセプトに基づき在来型手法の技術的課題を解決することを意図した種々の手法の開発が進められています。そのひとつは($\Delta E, E$)検出器系と陽子ラジエータ兼用のシンチレータとを近接位置に配置し、3つの検出器からの信号の高速並列演算処理により出力を求めるという方式の、中性子スペクトロメータの開発です。反跳陽子テレスコープカウンターの有する実時間性を保持しつつ、分解能をなるべく劣化させずに検出効率を大巾に向上させようというのがその狙いです。より広義の計測手法開発という観点からは、散乱中性子によるバックグラウンドの低減を目的とした集束性のよい中性子源の開発も進められています。軽い標的核に重いイオンを吸熱反応しきい値より僅かに高いエネルギーで入射させることでこの実現を図っています。実験は主に本学のAVFサイクロotronを用いています。

プラント診断、PRA等に関連しては、知識情報処理技術の応用が大きな割合を占めつつあります。炉雑音解析や計装系健全性監視などの運転安全性向上を目的とした技術はいずれも知識集約型という側面を有しています。その高度化と客觀化には知識処理技術の適切な利用が必然という認識に立って、異常症候や診断ルール生成の自動化、プラント設計データベース構成法などの基礎研究を行っています。PRAについては、作業過程でのヒューマンエラー軽減を目的として、フォールトツリーの生成、縮約、解析までを一貫して支援するシステム開発を試みています。より基礎的な観点からは、時系列解析技術それ自体の高度化と炉雑音への適用というテーマでも継続的研究を進めています。

このように研究のスペクトルが広いと大変な面もありますが、様々な観点からの討論ができるとの研究・教育上のメリットは極めて大です。このメリットを生かした独創的な研究を今後とも積極的に進めていきたいと考えております。
(北村 記)

<研究室だより> (3)

東北大学工学部原子核工学科原子炉物理研究室

我々の研究室では計算、散乱、fissionの3つのグループに分かれて研究を行っている。計算グループ（平川教授担当）では主に、空間依存動特性コードの整備、開発、およびこれを用いた炉心事故解析に取り組んできた。解析対象炉心として、非均質型高速炉に関しては、準静的手法を用いた解析が一段落し、今後溶融塩炉や高転換軽水炉へと対象を広げていく予定である。また、この他にKUCAにおけるトリウム装荷臨界実験の解析も行っており、現在この目的のため、原研で開発されたSRACコードシステムのACOS-1000へのコンバージョンに取り組んでいる。

散乱グループ（馬場講師担当）では、当学科の高速中性子実験室（ダイナミトロン型加速器）において高精度な中性子TOF測定装置を使用して、核融合材料核種（Cu、Ti、Zr、C等）の全放出中性子二重微分断面積や、Thの核分裂中性子スペクトルの測定を行っている。また、数MeVまで複雑な共鳴構造を持つ中重核（Fe、Ni、Cu、Zr、Mo等）を対象に厚さ依存の透過率を測定し、中性子全断面積の評価も行っている。

fissionグループ（岩崎助手担当）では、やはりダイナミトロンを用い、アクチノイド核種の核分裂断面積の測定を行っている。現在行っているのは、標準断面積として極めて重要なU-235の核分裂断面積の絶対測定、およびAm等の核分裂断面積データの希少な同位体のU-235に対する断面積比の測定である。また、測定の高度化を目指して、核分裂計数管の高時間分解能化に取り組んでいる。なお昭和61年度から文部省科学研究費により3年計画で「統計的手法を用いた($n, 2n$)反応断面積の測定」に取り組むこととなり、現在検出器の購入や予備的検討に入っている。

ところで、これまでfissionグループを担当してきた神田助手は昨年3月に東北大学を退職し、代わって岩崎智彦氏（東芝より）がその後を受け継ぐことになった。

<研究室だより> (4)

東京大学工学部原子力工学科 放射線計測研究室

東大・工・原子力工学科の放射線研究室関連のメンバーは、1986年12月現在、職員6名、大学院生5名からなり、「土方仕事からスーパーコンピューターまで、体力と知力の限界に挑戦する。」をモットーにして、個人の興味の赴くまま、日夜（実際には、主として夜ですが、）研究・勉学に励んでおります。ここでは、当グループにおける最近の研究活動の概要を、かいつまんで紹介させていただきます。

まず、これまでの研究活動で大きなテーマの1つであった放射化箔データ処理に関するアジャストメント手法の開発研究は、共分散ファイルを含む信頼性の高い核データベースの整備や中性子輸送計算上の不確定性評価手法の開発等、やっかいな問題が残されているものの、NEUPAC-83 コードシステムの完成とともに、ほぼ一段落したと考えております。現在、本研究の延長及び発展課題として、条件付きベイズ推定に基づく逆問題解法という広い視野からの応用を検討中である。例えば、分解能補正という観点から、入力データの不確定性を考慮に入れた放射線CTにおける画像再構成と鮮明化への応用や NaIシンチレータの出力波高分布からGe半導体検出器級のスペクトルデータを得ようというエネルギー分解能補正等において、一応の成果を収めている。又、確率論的安全評価手法の研究という立場から、幾つかの標準的な類似事象をデータベースにして、別の事象におけるヒューマンエラーを誤差付きで推定する方法等、経験の乏しい分野への拡張にも、鋭意挑戦しているところであります。

次に、測定値等から最終的に得られる結果の不確定性評価に対する執拗なまでのこだわりも、当グループの研究上の特徴として挙げられるが、これまで核融合炉プランケット中性子工学のベンチマーク実験とその解析で、～5%以上の高精度化を目指すという悪戦苦闘の末、少々過労気味となってきており、最近では、プラズマ診断のための中性子計測や、保健物理に関連した放射線安全における不確定性評価等、もう少し大きな誤差があっても許してもらえる分野に矛先を変えつつある。前者のプラズマ中性子計測の研究方面では、井口助手を実働部隊として、名大プラズマ研や阪大レーザー研との共同研究の形で、JIPPII-II Uトカマク型磁気閉じ込め装置からの D-D中性子、或いは激光XII号ガラスレーザーを用いた慣性核融合の D-T

中性子の実測と総発生量評価を手始めに、実機を対象とした中性子によるプラズマ診断技術の検討に着手している。この核融合に関連する研究の一環としては、さらに、ブランケット材と中性子との一次反応で放出された二次荷電粒子による放射化の問題やHe-3ガスをベースにしたトリチウム増殖ブランケットの概念等、これまでほとんど検討されたことのなかった課題にも取り組んでいる。又、後者の保物方面的研究では、小佐古敏莊助教授(東大・原総センター)の協力のもとに、現用の線量規制体系の根拠や人体の被曝線量評価に見込まれるべき妥当な不確定性について、基礎的な視点からの見直しを進めている。

当グループにおけるもう1つの大きな研究の流れとして、長谷川賢一助教授、持木幸一助手、細野米市技官を中心に、放射線位置検出器とそれに関連した高計数率・高速信号処理回路の開発と応用研究を行なっており、一連のX線位置検出システムの設計・製作や高速パルス発生技術では、国内外で高い評価を得ている。

以上のように、当研究グループは、「放射線計測の研究分野では、「放射線」と名が付けば、何をやってもよい。」という信念のもとに、東大・工・原子力工学科の中で、弥生炉、ライナック、重照射棟バンデグラフ及び核融合炉ブランケット棟コッククロフト加速器等、東大の有するすべての中性子源を使いこなせる数少ない実験グループとして、これまで蓄積してきたハード・ソフト両面に渡るノウハウを生かしながら、今後とも経験・未経験を問わず、いろいろな分野に積極的に取り組みたいと考えている次第です。

(中沢正治／文責；井口哲夫)

<研究室だより>(5)

東海大学工学部原子力工学科

阪元研究室

東海大学では講座制を採用しておりませんので、従来は主として学科全体の活動を報告してまいりましたが、学科内には炉物理あるいは炉工学と無関係のスタッフも多いことから、今回は、学内の慣習として用いられている学部学生の卒業研究グループを単位とした、研究室の呼称に従い近況を報告致します。

当研究室の専任スタッフは阪元助教授1名で、61年度は他に院生1名、学部卒研生4名のグループで、主な学内研究設備は55年に設置したカリフォルニアム照射実験装置(TUCF)であります。京大炉・阪大OKTAVIAN等による共同研究も行なっておりますので、次にその概要を紹介致します。

1. TUCFを用いた中性子の遮蔽に関する研究。

昨年から今年にかけては、主として水中において3脚ダクトの中性子ストリーミングの研究を行なっておりますが、核分裂中性子の深層透過特性等の実験も行なっております。

2. 14MeV中性子のダクトストリーミングに関する研究。

大阪大学のOKTAVIANを利用した科研費によるダクトストリーミングに関する共同研究で、リコイルプロトンカウンターを用い速中性子スペクトルの測定を行ない、現在データの整理を行なっております。

3. 臨界集合体(KUCA)を用いた研究。

数年来継続して行なっているKUCAのトリウム装荷炉心の速中性子スペクトル測定は、KUCAに2次元MCAも整備され、n- γ 弁別が容易になったことから50keVから1.3MeVのエネルギー範囲については、測定・データ処理ともにほぼルーチン化されました。

今後、さらに測定エネルギー範囲の上下限を広げるため、これまで種々の問題点が有った米国製(LND)のカウンターに代わるベンジャミンタイプのリコイルプロトンカウンターを国産化する事を含めて研究を進めております。

(以上 阪元記)

<研究室だより> (6)

京都大学原子エネルギー研究所 原子炉計測工学研究部門

1. はじめに

当研究室では、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、安全性に関し、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る。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チームに分かれて研究を進めている。

原子力発電システム関係では、射影作用素を適用した異常判別手法、実時間事故追跡シミュレータTOKRAC、カルマンフィルタを適用したプラント重要状態変数の推定、液体ナトリウム沸騰二相流の解析が最近のトピックスである。核融合炉では、トカマク炉を対象とした燃焼制御およびアドバンスド燃料炉のフィージビリティに関する研究を進めている。並列計算機ではPACS-IIIのアーキテクチャを踏襲した試作機CX-1の4台並列化が完了し、計算速度・効率等の評価を進めている。

ここでは、前回の研究室だより(昭和58年7月)以後の研究の概要と成果を紹介することにしたい。

2. 研究室の構成と設備

若林二郎教授を中心に、吉川栄和助教授、大西正視助手、五福明夫助手、技官2名、技術補佐員1名、電気系の大学院生D1-1名、M2-2名、M1-1名、および四回生4名の構成で研究を進めている。研究室では、昭和59年4月にリプレースされた中型汎用機 FACOM M-340Rを中心とした計算機システムを所有しており、日夜、シミュレーションにまた並列計算機CX-1のホストコンピュータに大活躍している。また、知識工学に関する研究を進めるため、最近(昭和61年11月)AIマシンが導入された。昭和61年12月現在の研究室の主要設備は以下の通りである。

デジタル計算機

FACOM M-340R OSIV/X8 FSP

主記憶 4MB, ディスクメモリ 1.8GB / 6台

磁気テープユニット 2台, XYプロッタ 1台, 日本語ラインプリンタ 1台

キャラクタディスプレイ 4台, 日本語端末 3台

グラフィックディスプレイ モノクロ 1台, カラー 2台

(なお、4800ポーの専用回線で京大型計算機センターに接続)

並列計算機

試作機 CX-1 (4台並列)

アナログ計算機

日立 DS-1000 (デジタル・ディファレンシャル・アナライザー)

AIマシン

ソニーテクトロニクス 4404型

3. 研究課題

I 原子力発電システム関係

研究内容は、a)制御理論、システム理論、知識工学などを原子力システムに応用するための理論と現実のギャップをうめる研究、b)複雑大規模で長大計算の一典型である原子力計算を、より効率的に行なうための基礎的開発研究などで、具体的テーマは次のようである。

1)原子力プラントの異常診断システムの研究

観測信号を用いて、システムに生じた異常の検出や、内部状態の実時間推定を行なうもので原子力プラントの安全性や信頼性向上のためのソフトウェア技術の研究。

2)原子力発電所の事故時運転支援技術の研究

原子力発電所に事故が発生したときに、観測信号を用いて、その内部状態を実時間追跡したり、その将来を予測して、保護操作の決定に役立つ情報を与える研究。

3)原子力システムのダイナミックシミュレーションの知識ベース化の研究

知識工学的手法により、原子力発電のような複雑大規模なシステムのコンピュータシミュレーションを効率的に行なうソフトウェア手法に関する研究。および、試作した並列計算機のソフトウェア開発への知識工学の応用も研究する。

II 核融合炉関係

4)アドバンスト燃料核融合炉のフィージビリティに関する研究

D - D および D - ^3He 炉の概念設計を行ない、炉心プラズマの平衡、安定性および加熱に関する研究を行なう。

5)トカマク核融合炉の燃焼制御に関する研究

プラズマ圧縮・膨張による熱的不安定性の安定化を解析し、定常燃焼制御のためのシナリオを研究する。

III 並列計算機関係

6)多次元偏微分方程式の数値計算超高速化のため、共有メモリ型並列計算機のアーキテクチャ検証のための並列計算機 CX - 1 の試作研究。

4. 研究成果

昭和58年4月以降のものを以下に列挙する。

I 原子力発電システム関係

(発表論文)

H. Yoshikawa, K. Itoh, K. Tokura, M. Ukon and J. Wakabayashi: TOKRAC: A Computer Code System for Real-Time PWR Accident Tracking Simulator Program, Technical Reports of the Institute of Atomic Energy Kyoto University, No.199 (1984).

H. Yoshikawa, S. Nakayama and J. Wakabayashi: Computer-Aided Modelling-Approach to the Understanding of Liquid Sodium Boiling Two-phase Flow, Proc. Liquid Metal Boiling Working Group(LMB WG), Grenoble France, Oct. 23-26 1984, Vol.II Ed. H.M.Kottowski and J.M.Seiller, 720-749 (1985).

J. Wakabayashi, S. Tashima, and A. Gofuku: Two Identification Techniques for Disturbance Diagnosis in Nuclear Power Plants, Nuclear Technology, 70, 343-353 (1985).

J. Wakabayashi, A. Gofuku, F. Okazaki and S. Tashima: Application of Projective Operator Technique for the Disturbance Identification of Nuclear Power Plants, Proceedings of ANS International Topical Meeting on Computer Applications for Nuclear Power Plant Operation and Control, Pasco Washington, U.S.A, Sept. 8-12 1985, 419-426, ANS (1985).

吉川栄和, 若林二郎: モジュール統合型シミュレーションシステムのヒューマンインターフェースに関する研究, 第1回ヒューマン・インタフェース・シンポジウム, 昭和60年10月24-25日, 京都, 81-86 (1985).

H. Yoshikawa, A. Gofuku, K. Ito and J. Wakabayashi: Study on Diagnostic Plant Analyzer Method for Support of Emergency Operation, Proceedings of International ANS/ENS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, San Diego, California, U.S.A., Feb. 2-6, 1986, Vol.2, XII.3-1-8, ANS (1986).

H. Yoshikawa, A. Gofuku, S. Hayashi, K. Itoh and J. Wakabayashi: A Simulation Study of Real-Time Diagnostic Method for Small Break Loss of Coolant Accident Using the Observed Signals from PWR Plant, Proceedings of 2nd International Topical Meeting on Nuclear Power Plant Thermal Hydraulics and Operations, Tokyo, Japan, April 15-17, 1986, Ed. J.Wakabayashi and H.Nariai, 8-17-24, The Atomic Energy Society of Japan (1986).

A. Gofuku, H. Yoshikawa, K. Ito, J. Wakabayashi: Study of Time-critical Diagnostic Method for Emergency Operation of Nuclear Power Plant, Proceedings of 6th Power Plant Dynamics, Control & Testing Symposium, Knoxville, Tennessee, April 15-17, 1986, Vol.2, 67.01 (1986).

H. Yoshikawa, K. Nakaya and J. Wakabayashi: Conversational Module-based Simulation System as a Human Interface to Versatile Dynamic Simulation of Nuclear Power Plant, Proceedings of the International Topical Meeting on Advances in Human Factors in Nuclear Power Systems, Knoxville, Tennessee, April 21-24, 1986, 311-319, American Nuclear Society (1986).

H. Yoshikawa, K. Nakaya, N. Mizutani, M. Ukon and J. Wakabayashi: Conversational Module-based Simulation System for Nuclear Power Plant, Proceedings JSST Conference on Recent Advances in Simulation of Complex Systems, Tokyo, July 15-17 1986, 531-536 (1986).

吉川, 水谷, 右近, 若林: モジュール統合型シミュレーションシステムのモジュール統合支援システム, 2nd Symposium on Human Interface, Oct. 29-30 1986, Tokyo, 423-428 (1986).

吉川, 若林: 原子力プラントの異常・緊急時運転におけるオペレータ認知行動モデルの検討, 2nd Symposium on Human Interface, Oct. 29-30 1986, Tokyo, 391-397 (1986)

(学会発表)

五福, 田嶋, 若林: 日本原子力学会年会, D 3 0, (1983).

田嶋, 若林: 日本原子力学会年会, D 3 1, (1983).

中山, 吉川, 若林: 日本原子力学会秋の分科会, A 6, (1983).

吉川, 若林: 日本原子力学会秋の分科会, C 3 0, (1983).

吉川, 中山, 若林: 日本機械学会関西支部秋期大会シンポジウム二気液二相流, 1 7, (1983).

田嶋, 五福, 若林: 日本原子力学会秋の分科会, C 4 3, (1984).

五福, 白石, 田嶋, 若林: 日本原子力学会秋の分科会, C 4 4, (1984).

吉川, 伊藤, 若林: 日本原子力学会秋の分科会, D 2 7, (1984).

吉川, 伊藤, 若林: シンポジウム「計測・制御におけるマンマシンインタフェース」講演論文集, 7-12 (1984).

若林: 電気学会シンポジウム, 4 1, 原子力発電所の計装と制御, (1984).

中屋, 吉川, 若林: 日本原子力学会年会, E 6 1, (1985).

若林: 第23回原子力総合シンポジウム, 1 - 4, (1985).

吉川, 中屋, 若林: 日本原子力学会秋の分科会, D 1 6, (1985).

五福, 吉川, 若林: 日本原子力学会秋の分科会, D 1 8, (1985).

岡崎, 五福, 若林: 日本原子力学会秋の分科会, D 1 9, (1985).

右近, 吉川, 若林: 日本原子力学会年会, E 1 2, (1986).

水谷, 吉川, 若林: 日本原子力学会年会, E 1 3, (1986).

五福, 林, 吉川, 若林: 日本原子力学会年会, E 1 8, (1986).

林, 五福, 吉川, 若林: 日本原子力学会年会, E 19, (1986).

水谷, 吉川, 有近, 若林: 日本原子力学会秋の分科会, E 39, (1986).

(学位論文)

田嶋眞一 : 原子力プラントの異常診断システムに関する研究, 昭和60年9月.

(修士論文)

伊藤広二 : 原子力プラントの事故時緊急対応システムに関する研究-実時間 PWR 事故追跡コードと GMDH による将来予測モデルの構成-, 昭和59年2月.

白石宏司 : 原子力プラントの診断システム-外乱推定器の設計手法-, 昭和59年2月.

中山誠昇 : 液体ナトリウム沸騰二相流の解析研究, 昭和59年2月.

中屋賢一郎 : 原子力プラントのモジュール統合型シミュレーションシステムに関する研究, 昭和60年2月.

林俊介 : PWR 型発電所の一次系小破断事故を対象とした実時間事故追跡コードの研究(入力状態量の実時間推定), 昭和61年2月.

II 核融合炉関係

(発表論文)

M. Ohnishi, H. Matsuoka and K. Yoshikawa: Shell Stabilization of Tilting Mode Instability in a Moving Ring Reactor, Nuclear Technology/Fusion, 3, 342-350 (1983).

M. Okamoto, M. Ohnishi, K. Hirano and T. Amano: Feedback Control of Thermal Instability by Compression and Decompression, in Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research (Proc. 9th Int. Conf. Baltimore, 1982) Vol.II, IAEA, IENNA, 493-445 (1983).

M. Ohnishi, A. Saiki and M. Okamoto, "Space-Dependent Analysis of Feedback Control to Suppress Thermal Runaway by Compression-Decompression," Nuclear Technology/Fusion, 5, 326-333 (1984).

A. Mohri, M. Ohnishi, et al.: Conceptual Design of a Moving Ring Reactor, KARIN-I, Fusion Technology, 8, 1956-1605 (1985).

(学会発表)

佐伯, 大西, 若林, 岡本: 日本原子力学会年会, B 5, (1983).

大西 : 日本原子力学会秋の分科会, C 37, (1984).

藏永, 大西, 若林 : 日本原子力学会秋の分科会, C 1, (1985).

大西, 若林, 岡本 : 日本原子力学会年会, A 65, (1986).

大西, 大井, 岡本, 百田 : プラズマ核融合学会年会, 23PD12, (1986).

(修士論文)

藏永寛 : 逆磁場配位プラズマの回転不安定性に関する研究, 昭和61年2月.

III 並列計算機関係

(学会発表)

引間, 三浦, 谷田, 清原, 中屋, 吉川, 若林, 井上 : 日本原子力学会秋の分科会, F 40, (1986).

(修士論文)

谷田眞一 : 偏微分方程式専用並列計算機 PACS III の試作並びにシステムソフトウェアの開発, 昭和59年2月.

(五福明夫, 大西正視 記)

<研究室だより> (7)

九州大学 総合理工学研究科 エネルギー変換工学専攻
核エネルギー変換基礎工学講座

本講座では幾つかのテーマで研究・教育を進めているが、その中で本誌に関係の深いテーマについて内容を紹介する。

核データの評価は古くからの継続的テーマであり、特に、評価それ自身よりも、評価方法の研究に力点を置いている。最近は、一般に評価済み核データ・ファイルへの関心や理解は強くなり、利用者は増加していると思う。しかし、評価の手法には理解が無いかというより、いい加減に値を出しているのではないかとの疑惑の目で見ている節もある。評価をしているお互いにもその様な後めたさがあったことは事実である。しかし、評価法の最近の進歩はその様な疑いの余地を解消しつつある。その一例は、本講座で開発した同時評価法である。考え方は断面積の絶対測定と相対測定のデータをそのまま使うことにある。例えば ^{235}U と ^{238}U の核分裂断面積の絶対測定値と両者の比の測定値に矛盾なく両断面積を求めようとする方法である。この方法で重い核の7反応断面積を14種類の測定から求めた。この結果はベンチマーク実験と合わない。以前は、評価が悪いから合う様にせよとの要求に沿う様に修正したことがあった。しかし、同時評価の結果を修正する根拠はないので、むしろ、他の断面積に原因を求める方向にある。同時評価法は米国でも使われている。その結果も、われわれと殆ど同じである。そのために日本でも納得して貰えるのかも知れない。彼我の比較では、当方の方法の方が秀れていると思っている。最近の会議での議論でその感を強くした。開発した手法は、さらに応用拡張が可能で、その方の研究も進めている。

He集積法の中性子ドジメトリーとしての可能性を検討している。この発想は核融合炉関係の中性子照射場では($n, x\alpha$)反応が起り易いので、生成Heを質量分析器で測定出来るだろうということにある。誰でも思いつきそうなことで、事実、このテーマを開始してからFarrar IV達が相当の所まで開発していることを知った。不勉強であったことがこのテーマを始めた原因であった。彼等の到達度を知っていたら、手掛けなかったかも知れない。その後は、彼等の仕事を参考に進んで来た。従来の放射線計測法とは異質の手法であり、中性子ドジメトリーとしての発展も未知なので、測定しているのは彼等とわれわれ、それにJulichにもいるらしいといった程度である。放射化法と相補的に使用し、特に中性子フルーエンスの絶対値を求めるのに適している特徴を活かした中性子ドジメトリー体系を作ることを目標としている。

核融合炉がどんな形式で実現してゆくかは未だ不透明であるが、現在は磁場閉じ込め、そして、TOKAMAK路線が中心となって大勢は動いている。しかし、実用化を目指すのには余りにも課題が多く、外の可能性の検討が必要である。その一つは慣性閉込めである。磁場閉込めの場合、プラズマをどの様に閉込めるかは別として、ブランケットの構成はほぼ決まってしまって居る。核融合反応はプラズマ内で起こり、核エネルギーの他種エネルギーへの変換はブランケット中の中性子の挙動に依存して、発生と変換は分離して扱える。慣性核融合の場合は、ペレット燃焼は高密度で時間・空間の変化があり、その中の中性子の平均自由行程はペレットより小さい。従って、ペレット中の中性子輸送をも考慮した解析が必要である。核エネルギーの発生と変換は分離して扱えない。これは中性子工学としても極めて興味のある問題である。加えて、ペレット・プラズマへの外部注入エネルギーの吸収、エネルギー形態の変化等の考慮が必要で、高励起原子状態、高速流体の問題と中性子工学とを共に取扱う必要がある。逆に、これをを利用して、エネルギー発生効率の高いペレット設計の期待があり、これらペレット・シミュレーション手法の確立を目指している。

(神田)

<研究室だより> (8)

日本原子力研究所 原子炉システム研究室

当研究室は、「原子炉システム解析法の研究」と「数値解析法の研究」の2つの研究テーマのもとに、11名の研究員(+外来研究員2名)で研究を進めている。前者及び後者の研究テーマには、それぞれ、3つ及び2つのサブテーマがある。これらについて、順次簡単に紹介させていただく。

原子炉特性解析法の研究では、SRACシステムの炉心燃焼計算機能の充実作業を行う一方、熱中性子炉、高速炉、高転換軽水炉に共通に使用できるFP及び高アクチニド核種に対する燃焼チェーン及び対応する多群断面積の整備作業を進めている。また、JENDL-3に基づくSRAC用ライブラリーの作成準備も進んでいる。現在、SRACシステムは原研外にも公開され、京大、名大、東北大、近大で実験解析に使用されて良好な結果を得ている。当サブテーマでは、モンテカルロ法輸送コードの開発研究も進めている。連続エネルギー・モンテカルロ・コードVIMのライブラリーを任意温度に対して用意できるコード群を開発し、必要な温度点及び核種に対してライブラリーを整備してVIMコードの適用範囲を広げた。現在、VIMコードの有用性を検証するため、従来、大型高速炉系における反応率分布等に見られた矛盾が消えるか否かを検討する準備を進めている。さらに、総合モンテカルロ・コードを開発するため、VIMコードの処理内容を分析し遮蔽計算等への拡張が容易な構造に再構成するとともに、繰り返し形状表現の容易なCGA表現への変更作業にも着手している。

核融合炉物理解析法の研究では、多群DDXライブラリー作成コードPROF-DDの連続レベル非弾性散乱の角度分布及び離散レベル非弾性散乱のしきい値エネルギー付近の取り扱い等を改良し、より高精度のライブラリーを作ることが可能となった。また、DDXライブラリーを使用する2次元SnコードDOT-DDの精度を上げるための改良及び種々のテストを終了させた。これで、DDXライブラリーを使用する1、2、3次元輸送コード(ANISN-DD, DOT-DD, MORSE-DD)の開発はほぼ完了したと考えられる。これらのデータ及び手法の開発と並行して、FNSの協力を得て、JAERI/US核融合炉プランケット共同実験の解析も進めている。DOT-DDを用いたフェイズI実験の解析を終え、フェイズII実験に入るための準備を開始している。

高転換軽水炉(HCLWR)の炉心解析法の研究では、燃焼による反応度損失に対するFP及びAm, Cmの蓄積効果の大きいことから、燃焼チェーン・モデルの充実及び対応するデータ整備を進めている。さらに、FP核種の共鳴遮蔽効果、ガス状FP核種の放出効果、FP及び高アクチニド核種の核データの不確かさの燃焼特性への影響などの研究を進めている。一方、高転換軽水炉の特性の概要を把握するために、炉心パラメータを広範囲に変化させて格子燃焼パラメータ・サーベイを行っ

てきた。又、炉の制御性に関して、ケミカルシムの効果及び制御棒反応度価値について、 V_m/V_f 等を変えたパラメータ・サーバイも実施している。さらに、燃料棒、ガイドチューブ等の含む六方格子集合体を厳密に考慮して衝突確率を計算するルーチンをSRACコードに組み込み、既存の簡便法による制御棒価値計算法の精度の検証も行っている。2、3次元炉心燃焼コードにより、 $V_m/V=0.8$ 近傍において炉心燃焼計算を実施し、炉心特性解析も行っている。HCLWRの重要課題の1つである熱水力的特性を把握するため、簡易熱水力計算により、燃料棒ガスプレナム長の検討、DNBR等についてのパラメータ・サーバイも進行中である。一方では、当研究室が提案したNEACRPでのHCLWRの燃焼計算ベンチマークが進行しており、共通した問題に対する各国のデータと手法による特性評価に対する相違が明らかになり、各国間の理解が一層深まるものと期待される。

システム解析手法の研究では、二重有限要素法による輸送コードの開発を進めしており、一層の精度向上のため角度についてスプライン関数型、P1展開型、Sn型の基底関数を検討し、Sn型のものが角度分点数を自由に選択でき精度も最も良いことが判明した。このコードの検証のためにモンテカルロ法との比較計算に着手するとともに、3次元輸送コードの精度検証のためのベンチマーク問題設定の努力もなされている。一方で、2次元拡散動特性コードの開発も進めているが、種々の数値計算上の問題に遭遇しているようである。

加速器利用システム解析法の研究では、実験データとの比較を通してスポレーション反応による粒子輸送現象を解析する手法を確立するための研究を行っている。スポレーション反応に新たに前平衡状態からの粒子放出過程を考慮できる計算手法を提案し、モンテカルロ法で粒子放出を計算するコードを開発した。また、当研究室で開発したスポレーション反応生成核種計算コードに宇野・山田の質量公式を使えるようにコードの改良を行う一方、Cameronと宇野・山田の公式の比較計算も行った。この改良版コードでスポレーション生成物分布を計算したところ、中性子過剰核側での実験値との不一致が改善され、良好な結果を得ている。さらに、代表的なスポレーション生成物の崩壊チェーンを計算するための崩壊定数、崩壊系列を整備するとともに、生成物のbuild-up and decayの予備的な計算を進めている。

(石黒 幸雄 記)

<研究室だより> (9)

日本原子力研究所 原子炉工学部高速炉物理研究室

我々の研究室では、高速炉の炉物理研究、アクチノイドの消滅処理の炉物理研究を進めるとともに、本年度始めより、FCAによる高転換軽水炉の実験研究を開始した。

(1) 高速炉の炉物理の研究

58~60年度にわたって、FCAによる軸方向非均質炉心高速炉の実験研究を実施し、現在その結果をまとめている。この炉心では、内部ブランケットが炉心中心面上に配置されるため、均質炉心と比較して多くの核特性空間分布が軸と径の両方向で平坦化する特徴を有している。本実験の目的は内部ブランケットの存在が特徴的な核特性の予測精度にどの程度影響するかを評価することであった。

FCAではこの炉心全体を模擬することが困難であり、均質炉心体系に対するFCA X I 計画、軸方向特性を重点的に測定するFCA X I I 計画と径方向特性の測定を主対象とするFCA X I I I 計画に分離した実験を実施した。これまでの解析によると、内部ブランケットの存在による予測精度低下の効果が若干みられるが、本質的な解析上の問題はない。

現在、高温ドップラー効果測定法、燃焼炉心特性の実験法を検討するとともに金属燃料高速炉の調査も進めながら、FCAによる高速炉の次期実験計画を立案中である。

(2) アクチノイドの消滅処理の炉物理の研究

再処理廃棄物中のアクチノイド核種の効率的な消滅処理を図るため、しきい核分裂反応を効果的に活用する硬中性子スペクトルを形成できるアクチノイド専焼高速炉の検討を進めている。このため米国IFR構想に着目し、混合アクチノイド核種金属燃料に基づく小型炉のモジュール化の有効性評価研究を開始し、次年度中にはある程度の見通しを得たいと考えている。しかし、このような金属燃料の物性データは皆無であり適切な炉心設計を困難にしている。

一方、アクチノイド専焼高速炉の検討には信頼性の高い核データも必要とするが、充分ではない。FCA IXシリーズのアクチノイド積分測定を解析することによって、アクチノイド核種の核データ評価・修正を進めているが、その結果を次期積分実験に反映する計画である。

(3) 高転換軽水炉の炉物理の研究

FCAでは、高転換軽水炉の実験研究を本年度から開始した。実験の目的は、1) 無限増倍率、2) ボイド効果、3) 転換比、4) 制御材反応度効果を測定し、共鳴領域の反応が支配的となる高転換軽水炉の核特性評価のデータと手法の確立に資することである。

FCAでは減速材の軽水を適切に模擬する固体減速材を選択することが重要であったが、ボイド化模擬の容易さも考慮してポリスチレンを採用した。

第1期計画では、組成模擬の自由度の高い20%U燃料を用いて問題となる共鳴領域に係わる基本特性を燃料濃縮度(E)と減速材/燃料体積比(R)の関数として測定する。第1炉心($E = 6\%$, $R = 0.6$)は5月に臨界に達し、バックリング測定とそれによる無限増倍率の推定、反応率分布と反応率比の測定、制御材の反応度値の測定等を実施した。第1炉心のポリスチレンを55%密度のもの(45%ボイド相当)に変更した炉心は11月末に臨界に達したが、SRACコードによる臨界性の予測精度は、第1炉心同様に極めて良好であった。また、稠密度を若干ルーズにした、第3炉心($E = 5\%$, $R = 1.0$)の実験も計画している。次年度の第2期計画では、Pu燃料を用いて前述の1)~4)の特性に対するPu同位元素組成効果の実験、ピン燃料炉心の実験を計画している。

<研究室だより> (10)

住友原子力工業株式会社 核設計部

本会報に寄稿の御依頼を受けたので、前回は何を書いたのかなと今までの会報を遡って調べたところ、何と丁度10年前の第21号に寄稿していたことが判った。随分長いこと御無沙汰したものである。その当時の私の所属は技術部炉物理グループとなっているが、10年の間に所属名は二回程変わっており、つい今年の6月迄は核設計部門であったが、7月から会社の組織が昔の部課制に戻り、現在は核設計部を名乗っている。しかし名前通り、炉心の核設計に関する仕事が出来たのは10年前に記載した「むつ」の炉心再解析までで、それ以後は炉心からすっかり遠ざかってしまった。現在、我が核設計部で実施している主な業務を炉物理的?に分類すると、古くから関係してきた核データ評価、次いで臨界安全解析、最近になって仕事が増えて来た遮蔽解析、といったところである。これらの業務について以下で簡単に御紹介したいと思う。

1) 核データ関係

原研にシグマ研究委員会が設置されたのはS38年4月であったと記憶しているが、それから既に24年近く経過した現在、日本の核データ評価活動も完全に軌道に乗り、確固たる協力体制の下に来春3月を目途にJENDL-3作成の為の評価作業が追い込みに入っている。当社は15年前からU-235、次いでU-233の核データ評価にたずさわって来たが、重要核種に関して10年程の間に蓄積された測定データは膨大な数に上り、また、その間に評価手法もコンピュータの進歩と相俟って、かなり芸の細かい事ができるようになった。今回の評価では、重要核種(U-235、U-238、Pu-239、Pu-240、Pu-241)の各評価担当者の協議により1970年代以降に測定された核分裂断面積(U-238に関しては中性子捕獲断面積も含む)について、夫々の共分散データ(断面積の部分系統誤差)を各担当者が評価した後、測定データとこの評価値とを入力データとして、九大(工)の神田研究室で開発された同時評価コードを使用して5核種の核分裂断面積及びU-238の中性子捕獲断面積の評価値を同時に求める手法が採られた(この計算は總て神田研究室でやって頂いた)。得られた結果を夫々測定データと比較してみると、50keV~20MeVのほぼ全域に亘って、大体測定データの中庸を行く形となっており、微分データの評価曲線としては満足すべき結果と考えられる。しかしU-235の場合、1MeV以下でJENDL-2よりも数%低い値となっており、これに準じてPu-239等の核分裂断面積もJENDL-2より低くなるものと想定されるので、後日、積分データによるベンチマーク解析の結果、 k_{eff} 等の値が測定値を下回る事が予想される。このギャップ(discrepancy)をどうして埋めるかが今後の大きな課題であるが、その対応策は未だ確立されていない。

核分裂断面積以外の全断面積、弾性及び非弾性散乱断面積、闘反応断面積等の評価では、収集された測定データと共に、最近開発された理論計算コードが駆使されて評価作業の大きな助けとなっている。

2) 臨界安全解析

核燃料貯蔵施設、又は核燃料再処理施設等における臨界安全問題は近年、特にその重要性が認識され、臨界安全に関するフィロソフィ及び解析手法の確立が急がれていますが、この問題については当社も約7年前から原研・プラント安全解析研究室のプロジェクト(KENO-IVコードの信頼性の検討を目的とした一連のベンチマーク解析)に参加して、解析手法の経験を積んで来ました。また、5年前より日本原燃サービス(株)から委託を受けて、再処理施設に於ける大型溶解槽の臨界安全問題と取り組んできました。更に、2年ほど前より住友グループ内の協力業務として、vault式使用済み燃料貯蔵施設に於ける臨界安全問題にも着手している。臨界安全に関する解析を行う際の難しさは、特に再処理施設に於ける溶解槽の場合、幾何形状が炉心と異なって複雑である、溶解した燃料と溶解していない燃料とが共存しており、かつ非溶解燃料の累積形状に再現性が無いといった点に集約されよう。また、使用済み燃料の燃焼度の判定も厳密に考えるとなかなか難しい問題である。これらの問題を一挙に解決できる解析手法や、計算コードが無いため、解析はどうしても安全側の値に片寄り勝ちになるが、安全性過剰に陥らず、もう少し経済性を考慮した解析手法は無いものか、この問題に直面する度に考えているが、なかなか名案は出ないものである。そこで、解析的には容易に解決出来そうにない上記のような問題は、例えば近々、建設が予定されている原研のNUCEFに於てでも実験的に解決して貰えないものかと、密かに期待している次第である。

3)遮蔽解析

核燃料施設の安全性に関して上記の臨界安全問題と対をなして要求されるものに放射線遮蔽問題がある。遮蔽解析と一言で言うが、その内容は放射線源の評価、崩壊熱の評価、構造材の放射化、発熱及び損傷量の評価を含む多彩な分野にまたがった仕事である。従って必要とする知識も多く、統一的な手法もない現在では、与えられた問題毎にケース・バイ・ケースで対応して行かねばならない。これらをシステム化する事が必要ではないだろうか。米国ではSCALEシステムの開発が行われており、日本でも原研が中心となって、原子力コード研究委員会等でその構想が練られている。当社でも、これらの活動に積極的に参加しており、放射線源・崩壊熱評価計算コードの改良等を行っている。また使用済み燃料の高燃焼度化が図られている現在、その新燃料及び使用済み燃料の輸送容器の臨界・遮蔽解析を実施し、将来の安全審査で問題となり得る項目の検討を行っている。シグマ研究委員会でもJENDL-3整備が終了した後はこれらの解析に必要なデータの整備が考えられており、当社としても参画して行きたいと考えている。また、当社では核燃料施設以外においても遮蔽設計を行っており、RI使用施設、加速器等の放射線利用施設の業務も受託している。特に加速器においては高エネルギー中性子等の反応断面積が必要であり、その測定データが乏しい現在においては断面積評価に長年の経験と実績を有する当社の技術力が大きく役立つものと考えられる。

(松延廣幸、山野直樹 記)

<研究室だより> (11)

三菱原子力工業㈱エンジニアリング総括部炉心設計部

研究所という名称ではないが、炉心設計部が軽水炉、新型炉及び核融合炉の炉心設計ならびに関連した開発研究を行っている。開発研究は炉心開発、改良といった工学的なものが主体であるが、炉物理に比較的近い研究内容について紹介する。

1. 軽水炉関係

最近のPWR炉心の改良の1つとしてガドリニア入り燃料の使用がある。ガドリニアは、中性子吸収断面積が大きく、急激に燃焼するため、出力分布の燃焼による変化が大きく計算手法、使用法など開発を要した。運転プラントでの照射試験もほぼ完了に近く、間もなく実用になろうとしている。

最近話題の高転換炉の開発に関連して、計算手法の確立のために、EIRの実験データ解析、ベンチマーク計算、制御棒反応度価値の計算法の開発などを行っている。

臨界安全関係では従来よりプラントの新燃料貯蔵庫、使用済燃料ラック、燃料工場の設計などのため計算手法の確立を行って来たが、再処理工場の設計に関連した臨界安全解析手法の改善を行っている。

又、軽水炉プラントでは初起動前検査として炉物理試験が行われるが、試験方法の確立、試験時に使用する反応度計の開発を行って来た。反応度計は当初アナログ式であったが、現在デジタル式を開発し使用している。又、炉物理試験データを直接マイコンで処理する炉物理データ処理装置を開発した。

2. 新型炉関係

高速増殖炉の発電コストの低減を目指した高燃焼度炉心の設計研究を行っている。炉心の高燃焼度化に伴い顕著となった核特性解析上の問題点につき解析手法を検討中である。

現時点での高速増殖炉には、酸化物燃料が主流であるが、将来的には炭化物燃料も有望である。この炭化物燃料の特長を生かした炉心の設計研究を実施中である。

中性子束分布計算のリファレンスとなる様な、3次元SNコードENSEMBLEを開発中である。本コードは特に複雑形状での中性子透過計算に威力を発揮し、高速増殖炉の遮蔽設計の確認解析に用いられた。又、計算時間短縮の為にベクトル化を行った。

3. 核融合関係

核融合の分野では炉物理という概念は定義されていないが、炉心であるプラズマおよび中性子エネルギーの熱エネルギーへの変換と燃料トリチウムの再生産を行うブランケットの核熱設計を考えるのが自然であろう。

プラズマに関しては、主要パラメータの設定、平衡、輸送、加熱および電流維持等に関して解析・設計用のプログラムを開発しながら設計を行っている。この分野は実験、理論とも急激に進歩しているので、プログラムやデータを常に更新している。ブランケットの核熱設計に対しては、核分裂炉用に開発された計算プログラムをベースに核融合炉用にアルゴリズムの一部やデータベースを改良して使用している。

《事務局だより》

☆ 第18回炉物理夏期セミナー(箱根)の会計報告(61年10月16日)

収入 (円)	1,539,470	(内訳) 参加費 184,000 宿泊費 994,000 昼食代 73,000 コンパ代 46,000 テキスト代 37,000 学会助成金 100,000 寄付 105,470
支出 (円)	1,539,470	(内訳) 講師謝礼 220,000 講師交通費 105,000 会場費 37,620 宿泊費 925,020 昼食代 73,000 コンパ代 83,030 テキスト印刷代の一部 54,680 雑費 41,120

☆ 次期(昭和62年度)の幹事機関は東大に決まりました。

☆ 次回総会は62年4月1日昼休みにE会場にておこないます。

☆ 本年度(61年度)運営委員

委員長 近藤駿介、副委員長 仁科浩二郎

委員 金子義彦、神田啓治、成田正邦、工藤和彦、相沢乙彦、関本博

《編集後記》

日本社会は今明治維新以来の大きな転換期を向かえているそうであり、原子力の見直しに対しても極めて厳しいものが感ぜられます。原子力のなかでも最も原子力らしい炉物理を専門とする(少なくとも関心を持っている)会員の皆様にあっては、将来の展望を切り開くべく努力しておられることと思います。本連絡会の活動がこのような努力への一助となるようにと努めたのですが、幹事の非力のため充分なことが出来ず申し訳なく思っています。

夏期セミナーでは固有安全炉、高転換軽水炉及びパソコンと炉物理という主要テーマを決めましたが、講師の決定等すべて終えた頃、パソコンで講師を依頼していた小久保氏から電話がかかり、自分達を降ろしてもらって数日前から新聞を賑わしている切尔ノブイリ炉の事故を取り上げていただいて結構であるという申し出をいただいた。面白い原子炉であり、事故も非常に大きなものであることがはっきりしており検討しましたが、なにしろ情報が不足しておりセミナー迄に準備が整うか心配されたことや、パソコンに関心のある人も多かろうということでプログラム通り実行しました。最近のパソコンの発達は素晴らしい(遂に「炉物理の研究」も本号で初めて手書き原稿が無くなりました!)この判断は間違っていたかったと思っています。切尔ノブイリ炉の事故に関しては、セミナーでの幹事会で近藤委員長より提案があり、秋の分科会で炉物理的観点にたった講演を企画することになりました。この時の講演内容がトピックのひとつとして本誌に掲載されています。また最近学会等で非常に多くの人を集めている臨界安全についてもトピックとして取り上げました。

末尾ながら忙しいところ原稿を書いてくださった方々に心より御礼申し上げます。

(関本 記)

昭和61年度収支中間報告

(昭和61.4.1.～62.1.30.)

収入	備考
前 年 度 繰 越 金	788,736 (含 古橋基金 158,918 円)
会 費	135,500 60年度 1,500×9名 1,000×3名 61 " 1,500×69名 500×4名 62 " 1,500×9名
61 年 度 学 会 補 助 金	100,000
夏期セミナーテキスト売上げ	70,650 2,000×33冊, 送料4,650円
合 計	1,094,886

支 出	備 考
通 信 費	29,390 「ニュース」「案内」送付切手代
ニ ュ ー ス 印 刷 費	32,000 №5 250部, №6 250部
雑 印 刷 費	4,630 コピー代, タイプ印刷代
合 計	66,020

残高 1,028,866 円(古橋基金収支報告)

(昭52.11.1.～62.1.30.)

収入	支出
52.11.1. 「夏の学校」テキスト立替金 戻入 (第13～17回)	500,000 188,800 「夏の学校」テキスト補助 (第11,12回)
第16回「夏の学校」残金	29,370 「夏の学校」補助 (第13,15回)
第17回「夏期セミナー」残金	8,548 117,800
合 計	726,718 合 計 567,800

残高 158,918 円

「炉物理連絡会」会員名簿

(計 203 名)

(1987年1月30日現在、○印は新入会員)

木村化工機	CRC	- 1名 -	黒沢文夫	瑞慶覧篤	MAP I	- 5名 -	
- 1名 -	角谷浩享		角山茂章	丸山博見	荒木勉		
豊田道則	東芝	- 1名 -	野村孜	三木一克	駒野康男		
原燃工	- 3名 -	深井佑造	水田宏	日立エンジ	千田康英		
青木一彦			門田一雄		弘田実弥		
川本忠男	東芝プラント建設		日本情報サービス	堀江淳之助	渡海親衛		
森正明		- 1名 -			- 1名 -		
F BEC	- 2名 -		○山中武	桂木学	日立造船	三菱電機	- 1名 -
片岡巖	東洋エンジ				山田毅	路次安憲	
小林節雄		- 1名 -				ANL	- 1名 -
	木邨祐二		○小机わかえ			丁政晴	
コンピュータサービス						- 1名 -	
- 1名 -	ナサック	- 1名 -	間組	- 1名 -	石川敏夫	その他	- 1名 -
○田中健一	○梅田健太郎		原明久	富士電機		八谷雅典	
清水建設	- 1名 -	NAIG	- 9名 -	日立	- 7名 -		
大石晃嗣		青木克忠		秋山雅胤	三井造船	- 1名 -	
		飯島俊吾		大西忠博	○伊藤大一郎		
住原工	- 1名 -	植田精		金沢信博			
松延広幸		亀井孝信		三田敏男			

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”を始め、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。