

## FNS における実験

日本原子力研究所

池田 裕二郎

e-mail: ikeda@fnshp.tokai.jaeri.go.jp

### 1. はじめに

本稿では、核融合中性子工学実験用 D-T 中性子源 FNS 施設でこれまでに行ってきた様々な 14MeV 中性子に係わる実験について紹介する。FNS は Fusion Neutronics Source の略で D-T 核融合炉の開発に必要な核的設計課題の実験的な検証、核データの測定整備を目的に 1981 年に原研東海に設置された装置である。最初の D-T 中性子発生以来 15 年にわたり中性子工学研究における世界の中心として多くの成果を挙げた。(文献 1~22) 研究領域は、ブランケット核特性に関するニュートロニクスと放射化断面積測定を中心とした核データ測定に分けられる。ニュートロニクスは個々の核データの積分的検証を目的としたベンチマーク実験と、設計計算の総合的妥当性検証を目的とした核融合炉構成モックアップ積分実験で構成される。前者は、より単純な系での実験を行い核データの良し悪しを評価することに主眼を置き、後者はその時点での設計に基づく目的量の不確定性の範囲を明らかにすることに焦点を当てた実験である。関連するものとして、日米協力で行ったブランケット炉工学実験や ITER 工学設計の R&D として実施している遮蔽ブランケット実験がある。実験を遂行するために必要な測定技術も要請に応じ開発してきた。核データ測定は、1984 年から本格的に開始し、核融合設計で緊急に必要な放射化断面積について一連の構成材料を対象として系統的に進めてきた。

### 2. FNS の性能・施設の機能

FNS では重陽子を静電型加速器で加速し  ${}^3\text{T}(d,n){}^4\text{He}$  反応で 14MeV 中性子を発生させる。運転は通常加速エネルギー 350keV で行い、ビーム電流は実験により変化させる。高強度 14MeV 中性子発生を必要とする実験では最大出力 20mA で定期的に運転を行っている。TOF による中性子スペクトル測定に必要なパルス運転性能は最小パル

ス巾 1.5 ns、最大繰り返し周波数 2Mhz で両者とも可変である。2本のビームラインと各々のターゲット室が設置され実験の応じて多用なモードの運転が可能である。中性子発生量は随伴 $\alpha$ 粒子計数法で誤差2%以下でモニターし全ての実験の基準としている。(文献 23、24)

### 3. ニュートロニクス実験

#### 3.2 基礎ベンチマーク実験

D-T中性子源を用いた核融合核設計計算手法のベンチマーク実験はFNSの設置以来、最も重要な研究目的であり施設運転開始より総力を上げて実験環境の開発整備に取り組んできた。第1の課題として核データと計算手法の検証のための基本的なブランケット及び構造材の単純形状・単純組成体系による基礎ベンチマークを開始した。

##### 3.2.1 対象材料

原研の計画として取り組んでいる増殖ブランケット材料の酸化リチウムを最優先で整備した。その後、中性子増倍材のベリリウム、鉛、反射材の黒鉛、主要構造材の鉄、SS-304、第1壁や遮蔽材としてのタングステン、超伝導コイル材の銅、その他、最近では、IEA 協力研究で進めているバナジウム (+バナジウム合金)、リチウムジルコネート、リチウムタイタネート等の先進増殖材をそろえ系統的な積分実験体系での実験を実施乃至予定している。全体の整合性と柔軟性を確保するために材料はすべて2インチ立方のブロックを基準として製作された。ブロックを模擬的な円筒系に積み体系とした。実験の種類は平板体系の体系内測定とTOFを用いた体系後方からの漏洩中性子スペクトル角度分布測定の2つに分けることができる。図-1に基礎ベンチマーク実験、図-2にTOF測定レイアウトを示す。

##### 3.2.2 体系内測定

###### (a) トリチウム生成率

増殖ブランケットのニュートロニクスで最も重要なトリチウム生成性能の関する実験を実施した。14MeV中性子照射した体系中のトリチウム生成率分布を測定し計算と比較し設計精度の検証と同時に核融合炉としての燃料増殖・自己供給性を確認することが求められる。そのために、実験精度が設計要求精度(2%)と比較して十分よいことが条件であるが、実験の誤差を最も追及した場合でも2%以下にすることは難しい。しかしながら、FNSでは以下の測定手法の開発に精力的に取り組む全体としての精度を限りなく高めることができた。

###### (i) リチウム含有ペレットを用いた生成トリチウム計測(文献、30, 31)

中性子照射後、 ${}^6\text{Li}(n,t){}^4\text{He}$ 、 ${}^7\text{Li}(n,nt){}^4\text{He}$ で生成したトリチウムをペレットを溶解し液体シンチレーター試料としてトリチウムの $\beta$ 線を計測する。ペレット物質として、

酸化リチウム、炭酸リチウム、金属リチウム等を用いた。ペレットは薄く小型にできるので、体系内の空間分布を与えることができる。

(ii) リチウム含有体積ブロックを用いた生成トリチウム計測

しかしながら、生成トリチウムが微弱であったり、低エネルギー中性子の吸収の大きい  ${}^6\text{Li}(n,\alpha)$  計測では領域の積分値として計測することが有利である。そのために、体系に使用する酸化リチウムと同じ条件でブロック状の検出器を体系に挿入し、実験を行い統計の良い領域別の実験値を収集した。この方法では、照射後のブロックを加熱して生成トリチウムを追い出し、それを効率よく補集し液体シンチレーションサンプルを作成し測定する。

(iii) リチウムガラス検出器 (文献 32,33)

ペレット法は照射及びサンプル作成の後処理に時間を必要とする。リチウムガラス検出器は薄い  ${}^6\text{Li}$  並びに  ${}^7\text{Li}$  を含んだガラスシンチレーターを用い実時間 (オンライン) で高効率な  ${}^6\text{Li}(n,t){}^4\text{He}$  生成率分布の測定を可能とするものとして開発された。γ線のバックグラウンドは  ${}^7\text{Li}$  で相当するものとして  ${}^6\text{Li}$  の値から差し引く方法を適用した。絶対値はペレット法で評価することとして、主に体系内の分布を短時間で実測する目的で用い、その機動性を十分に発揮した。

(iv) NE213 シンチレーターを用いた  ${}^7\text{Li}(n,n't){}^4\text{He}$  間接測定 (文献 : 9)

体系内スペクトル測定で述べる NE213 シンチレーション検出器で求めた MeV 以上の中性子スペクトルに  ${}^7\text{Li}(n,n't){}^4\text{He}$  の断面積を掛けて積分した量を  ${}^7\text{Li}(n,n't){}^4\text{He}$  反応のインデックスとして分布評価に用いる方法である。あくまでも間接的な手法であるが、リチウムガラス法と同様にオンライン的に  ${}^7\text{Li}$  によるトリチウム生成を効率的に求められる。

(b) 放射化反応率 (文献 33)

ニュートロニクス積分実験での基準として放射化法を適用するために、研究の初期より技術開発を行ってきた。14MeV 中性子場特有の応答特性など多くの異なる放射化検出器の試験検討を行った結果、現在は基準として  ${}^{27}\text{Al}(n,\alpha){}^{24}\text{Na}$ 、 ${}^{93}\text{Nb}(n,2n){}^{92\text{m}}\text{Nb}$ 、 ${}^{115}\text{In}(n,n'){}^{115\text{m}}\text{In}$  及び  ${}^{197}\text{Au}(n,\gamma){}^{198}\text{Au}$  の反応をルーチン的に使用している。その他基準となる幾つかの反応を重要な核融合ドシメトリーに係わる反応リストとしてまとめた。体系内の反応率分布を詳細に測定するために多数の放射化箔の測定を効率的に実施する必要があり、1測定で5台の検出器を同時に使用することもある。何れにしても、ダイナミックレンジをできるだけ大きくするために大きさを変化させた検出器の校正の最適化など検出効率の決定に重点を置き再現性の有る高精度の測定技術として確立した。

(c) 核分裂率

核分裂反応は原子炉物理実験で従来より基本的なインデックスとして広く用いられている。マイクロ核分裂計数管を特殊な挿入孔を用いて体系内での核分裂率を測定する。FNS では  $^{235}\text{U}$ 、 $^{238}\text{U}$ 、 $^{232}\text{Th}$  及び  $^{237}\text{Np}$  を用い熱中性子から高エネルギー領域までの中性子フラックスに係わる実験データを測定している。

#### (d) 体系内中性子スペクトル測定

FNS では、感度エネルギー領域の異なる3つの手法を併用して 14-MeV から熱エネルギーにわたる中性子スペクトル測定法を開発した。これにより他では例を見ない体系内全エネルギー中性子スペクトル測定を行い、詳細なベンチマーク解析を行っている。図-3 に実験データの一例を示す。

##### (i) NE213 スペクトロメーター

実験体系内における中性子スペクトルを測定するため、14mm  $\phi$  NE213 シンチレーターを内蔵した中性子スペクトロメーターを開発した(文献-34)。検出器を挿入することによる中性子場の攪乱を最小にするために検出器全体の大きさは直径 19mm、長さ 191mm と小型であり(図-4)、また感度の等方性を満たすためにシンチレータは球形状をしている。測定で得られる波高分布をアンフォールディング処理して 1MeV 以上の体系内中性子スペクトルを導出している。(図-3)

##### (ii) 反跳陽子ガス比例計数管

原研FNSでは、米国 ANL 研究所と共同で開発した小型の反跳陽子ガス比例計数管 (PRC と呼ぶ) を用いて体系内の keV 領域の中性子スペクトルを測定している(参考文献1)。PRCの形状は円筒(有効長は 127mm)で外径が 19mm と小さく、プリアンプとともに直径 21mm の実験孔に挿入できるようになっている。(図-5) 数 keV から 1MeV までの中性子スペクトルを測定するために、約 5 気圧の水素を封入した PRC (数 keV から 150keV までの中性子スペクトルの測定に使用) と約 6 気圧の水素とアルゴンの混合ガス[混合比は 1 : 1]を封入した PRC (150keV から 1MeV までの中性子スペクトルの測定に使用) の 2 本を用いている。測定系は通常の PRC のものと基本的には同じであるが、PRC にかかる高電圧は測定中に連続的に変え、一回の測定で測定できる範囲を広げている(参考文献2)。中性子とガンマ線の弁別はプリアンプの出力信号の立ち上がり時間を利用して行っている。中性子スペクトルは、測定で得られた反跳陽子のスペクトルの傾きから導出している。図-3 に鉄平板体系実験(参考文献 35, 36) の 81cm での深さで測定した中性子のスペクトルを示す。

##### (iii) 減速時間法

反跳陽子ガス比例計数管の測定エネルギー下限である 3keV 以下ではこれまで高精度な体系内中性子スペクトル測定法が存在しなかった。そこで FNS では、パルス中性子を媒質中に打ち込んだときの中性子の減速現象を利用した 10keV 以下の中性子スペ

クトル測定法（減速時間法）を開発した（文献-37）。BF<sub>3</sub> 比例計数管によりパルス中性子打ち込み後の時間依存 <sup>10</sup>B(n,α)反応率を測定し、この時間軸をエネルギー軸に変換して、実験誤差約 10%の中性子スペクトルを求めている。これまで精度の良い実験データの存在しなかった低エネルギー領域における貴重な実験手法として、減速時間法を活用している。（図-3）

#### (iv) TLD による $\gamma$ 線核発熱率測定

核融合炉では生体だけでなく、様々な構成機器に対する  $\gamma$ 線核発熱率（ $\gamma$ 線線量）を測定することが要求される。そこで FNS では、実効原子番号の異なる複数の TLD によって測定された  $\gamma$ 線核発熱率から目的とする物質の  $\gamma$ 線核発熱率を内挿して導出する方法（文献-38）を用いている。ただし TLD は中性子にも感度を有するため、中性子による応答を輸送計算に基づいて差し引く必要がある。中性子と比較してデータ量の少ない2次  $\gamma$ 線に関して貴重なベンチマーク実験データを提供している。

#### (v) $\gamma$ 線スペクトル測定

核融合炉では 14-MeV 等の高エネルギー中性子による閾反応に伴って放出される2次  $\gamma$ 線と共に、特に遮蔽においては低エネルギー中性子の捕獲反応に伴う2次  $\gamma$ 線が重要である。そこで FNS では低エネルギー中性子を吸収しにくい石英ガラス封入重水素置換有機液体シンチレータを用いた  $\gamma$ 線スペクトル測定を行っている（文献-39）。中性子事象はパルス波形で弁別できるため、検出器への到達時間で中性子を弁別する方法では測定できなかった捕獲  $\gamma$ 線の測定が可能である。

### 3.2.3 角度依存漏洩中性子スペクトル測定（文献：40, 41）

対象材料は体系内積分実験で試験したものに加えて、液体窒素や液体酸素を用いて窒素及び酸素についても実験を行っている。測定手法として中性子飛行時間法(TOF)を用い、14MeV 中性子を体系全面に入射し体系後面の中心から漏洩する透過中性子スペクトルの角度毎に測定し体系内での中性子と構成物質との相互作用を評価するものである。TOF 測定の時間原点は FNS のパルス運転で作られる巾 2 ns のバンチパルスで中性子検出器は回転角度 0~110 度までの範囲を移動できるゴニオメーターの上に設置した 2" x 2"の NE213 である。中性子源から検出器実行中心までの距離は 7.6m で検出器はポリエチエン、コンクリートで十分遮蔽されている。また入射中性子を制限するための前コリメーターが検出器と測定源との間に設置してある。（図-2） D-T 中性子源からの直接線を遮るためにシャドウバーを各角度毎に位置を変えて設置する。測定の例として図-6 に鉄体系での結果を示す。一連の実験は、阪大オクタビアンを用いたパルス球実験結果と相補的な測定としてこれまで JENDL のみならず ENDF 更に FENDL などの積分テストに有効に利用されている。

### 3.3 炉工学ベンチマーク実験【日米協力実験】(文献：8-22)

1983年から1993年の10年間に及核融合ブランケットニュートロニクスに関する日米協力では、核融合におけるトリチウム増殖性能の計算予測精度を明らかにするために、核融合中性子環境を模擬した一連の実験を実施し今後の研究の基礎となる多くの研究成果を上げた。増殖材の酸化リチウムに加え、第1壁、冷却水、中性子増倍材などの組み合わせにより、核特性実験を行った。歴史的に、実験は第1段階（開放系）、第2段階（閉鎖系）、第3段階（環状系）で構成された。各体系の中性子源に対する幾何学的配置を図-7に示す。

第1段階ではFNSの第2ターゲット室をプラズマ領域とみなしターゲット室に設けられた貫通孔に酸化リチウム、ベリリウムを埋込その中でトリチウム生成率を中心に測定を行った。(図-8)この系での問題点は入射中性子の含まれる反射による低エネルギー中性子の影響、及び体系を囲むコンクリート壁から流入する中性子の影響が無視できないことにあった。

第2段階では、D-T中性子源をブランケット材料で完全に囲み良い境界条件を実現し更に詳細な実験を行った。(図-9)閉鎖体系に用いたブランケット材料として、酸化リチウムより安価な炭酸リチウムブロックを米国ANLで製作しこれを用いた。第2段階の実験の特徴は、ベリリウム増倍材のトリチウム生成に及ぼす核的な特性をベリリウムの配置を柔軟に変化させることで高精度に検証できたことである。ベリリウムブロックはやはり米国ANLから貸借したものである。さらに、冷却ざいとして考えられている水をポリエチレンで模擬した実験を実施し局所的な低エネルギー中性子増加減衰を実験的に明らかにした。測定には、第2章で紹介した主な実験技術を適用できる限り多用な量を通して核特性を明らかにした。

第3段階では、加速器中性子源の宿命である点線源であることの限界を打ち破るべく、体系を線源にたいして前後に運動させることによる疑似線状線源法を新たに開発し、トカマク型核融合炉のドーナツ状プラズマ中性子の部分模擬を実現した。(図-10)この実験体系では、線状的広がりを持った時間平均中性源と対向する構成材料中の核特性を明らかにすることが可能となった。新たに1998年から、誘導放射能及び核発熱測定に関する研究テーマを実施することになった。誘導放射能特性ベンチマーク実験は第2段階閉鎖形状の冷却材模擬体系中の中性子場を特定し、D-T中性子により核融合構成材料を照射し照射後の放射化特性の測定を冷却時間を変化させて系統的に行った。実験データは設計に用いられる誘導放射能計算コード及び放射化断面積ライブラリー、特に、JENDL-ACT96やFENDL-A1,A2の妥当性の積分的検証に有効に利用された。(図-11)核発熱に関してカロリメータの開発・実証を開始するきっかけとなり、引き続きITER工学設計R&Dにおける主要な測定技術を提供することになった。

(図-12) 10年間に及ぶ研究協力の成果は Fusion Technology 誌の特集号としてまとめられ世界的に大きな評価を得ることになった。

### 3.4 ITER 工学 R&D (文献: 42-47)

ITER 工学設計活動の R&D の一環として、遮蔽ブランケットの設計で最も重要な超伝導コイルでの D-T 中性子に起因する核発熱に係わる計算精度検証を目的とした遮蔽実験及び構造材の核発熱、誘導放射能生成の計算精度の実験的検証を FNS を用いて実施している。

(A)遮蔽実験: ブランケットのバルク遮蔽性能検証実験として次の4体系について実施した。(i)SS-316 基準バルク遮蔽、(ii)SS-316/水 ITER 遮蔽ブランケット基本構造模擬、(iii)ポイド効果及び (iv)超伝導コイル模擬。実験体系は、直径 1.2m、テスト領域の厚さ 1.1mの円筒形で入射中性子のスペクトルを模擬するための 14MeV 中性子源を囲む反射セルで構成される。基本構造を保ちテスト領域の材料構成を変化させて各体系の実験を行った。図-13 に SS-316/水体系の断面図を示す。遮蔽性能を評価するために、テスト領域の入射面から深さ約 1m まで適当な間隔で測定器を置き中性子、 $\gamma$ 線、放射化反応率、核分裂率、 $\gamma$ 発熱などを系統的に測定した。一連のバルク遮蔽実験及びその解析により、現在の ITER 遮蔽ブランケットの計算の不確定性は 40%以内である結論できた。

核的な不確定性が大きいブランケットモジュール間の隙間を想定したギャップストリーミング実験では、FNS 棟の第1・第2ターゲット室間の貫通孔の改造、実験設備(架台、レール、補助遮蔽体等)の設置、及び総重量 100トンの鉄製の実験供試体の製作を完了した。第1段階実験として、線源特性実験、ブランケット部ストリーミング実験を実施した。総重量 100 トンに及び体系設置によりバックグラウンド極めて低い高精度のデータ測定が可能となった。(図-14) 第2段階実験として、ギャップが超伝導コイル部に及ぼす影響に関する実験を終了した。バルク遮蔽及びギャップストリーミング実験により超伝導コイルに対する遮蔽設計は、従来仮定していた2~3倍の不確定性から初めて実験で検証された40%を用いることで飛躍的にその精度が向上した。

B) 誘導放射能及び核発熱実験: 核融合中性子環境を模擬するために SS-316、銅及び黒鉛の3種類の実験体系を設置し中性子スペクトルの異なる場で照射を行った。図-15 に銅体系の断面図を示す。照射試料として ITER の主要構造材の他できる限り多くの材料を対象とした。14MeV 中性子源の極近傍に各体系を設置し照射を各々30分、10時間行い、照射後の冷却時間を変化させて各試料から放出される $\gamma$ 線を測定し放射能強度を求めた。実験解析は、まづ中性子スペクトルを MCNP により計算し、それを入力

として ACT4 および REAC\*3 コードで誘導放射能を求めた。放射化断面積ライブラリーとして JENDL-ACT96 及び ITER 設計標準として決定されている FENDL-A1 を用いた。JENDL 及び FENDL ともに 20%以内で良い一致を示した。この他全ての測定について比較を行った結果、主要構造材料に関しては両放射化断面積ライブラリーとも 30%以内で全て満足する一致が得られ、結論として誘導放射能に関する計算の不確実性が確認できた。

核発熱測定実験は、誘導放射能実験に用いた SS-316、銅及び黒鉛の3種類の実験体系を用いて行った。体系の中心軸上に各々 SS-316、銅及び黒鉛の測定プローブを置き、D-T 中性子照射による温度上昇を測定し全核発熱率を求めた。SS-316、銅及び黒鉛に加えてベリリウム、クロム、ニッケル、ジルコン、タングステン等の構造材の発熱率も併せて測定した。図-16 に銅体系中で測定した銅の核発熱による温度上昇測定データを示す。また、TLD をプローブ間に挿入して $\gamma$ 線による寄与を分離して求めた。SS-316、炭素、銅、ジルコン、クロムについては計算は実験と誤差の範囲で一致したがタングステンでは30%の過大評価、ベリリウムでは逆に JENDL-3.2 で30%の過小評価と等、中性子に対する KERMA データの問題点が明らかにされた。

#### 4. 核データ測定

##### 4.1 14MeV 中性子放射化断面積測定 (文献 48-52)

###### (i) 崩壊 $\gamma$ 線測定による断面積測定

核融合構成材料の 14MeV による誘導放射能の設計評価に不可欠な中性子放射化断面積を FNS の強力 D-T 中性子場をもちいて 1985 年より系統的に測定している。これまでに、主要な構造材を含み一連の元素を対象に総合的な実験データベースを整備してきた。中性子エネルギーは 13.3MeV から 15.0MeV の範囲で、半減期数分から数年に及ぶ短中期的な誘導放射能評価に必要な反応について 300 反応以上測定を終了している。1 機関で系統的に蓄積されたものとしては、質・量共に世界最高の実験データベースとして高い評価を得ており、最近の核データ評価の基準を与えるものとして有効に利用されている。測定は現在も継続されており、最近では生成核に寿命が数秒程度の反応を中心に行っている。一方、核融合炉の誘導放射能の中で半減期が数年以上の著しく長い生成核は炉停止後の放射性廃棄物としてその評価が重要である。半減期が長くなるにつれ放射能測定の困難さが増加するため、強照射が必要になる。断面積評価精度を向上させるために実験データの少ない一連の長寿命放射性核種生成断面積に関する IAEA-CRP が発足し、強力 D-T 中性子源 FNS を用いて対象反応断面積測定を実施した。FNS の測定では、全ての対象反応の 14MeV 領域データを提供でき、CRP の成功に大きく貢献した。

FNS では測定可能な 14MeV 中性子反応について、できる限り多くの実験データを



蓄積・整備することを目標としている。統一的なデータベースによって反応断面積の更に詳細な系統性を定式化することが可能となる。図-17に14MeV中性子の(n,p)反応のシステムチェックを示す。原子番号や中性子過剰数などを考慮することでより単純でかつ広範な適用範囲をもつ系統性の定式化を達成した。その他の反応についても同様の試みを進めている。

#### (ii) 崩壊β線測定による断面積測定

γ線を伴わない放射化反応ではβ線を計測することで断面積を求める。β線の測定には液体シンチレーションカウンターを用いた。照射サンプルからシンチレーション試料を作成する技術開発により、 ${}^7\text{Li}(n,n't){}^4\text{He}$ ,  ${}^{14}\text{N}(n,p){}^{14}\text{C}$ ,  ${}^{17}\text{O}(n,\alpha){}^{14}\text{C}$ ,  ${}^{18}\text{O}(n,n\alpha){}^{14}\text{C}$ ,  ${}^{32}\text{S}(n,p){}^{32}\text{P}$ ,  ${}^{35}\text{Cl}(n,\alpha){}^{32}\text{P}$ などの断面積の測定を行った。

### 4.2 D-D 中性子を用いた2~3MeV 中性子断面積測定

しきい値が1MeV以下の放射化反応は特に速中性子のドシメトリーで重要である。放射化断面積測定の一環として重水素ターゲットを用いてFNSで生成できるD-D中性子を利用して2~3MeVのエネルギー領域での測定を以下に示す8反応について行った。

${}^{115}\text{In}(n,n'){}^{115m}\text{In}$  (基準断面積:ENDF/B-V),  ${}^{47}\text{Ti}(n,p){}^{47}\text{Sc}$ ,  ${}^{54}\text{Fe}(n,p){}^{54}\text{Mn}$ ,  ${}^{58}\text{Ni}(n,p){}^{58}\text{Co}$ ,  ${}^{64}\text{Zn}(n,p){}^{64}\text{Cu}$ ,  ${}^{111}\text{Cd}(n,n'){}^{111}\text{Cd}_m$ ,  ${}^{113}\text{In}(n,n'){}^{113m}\text{In}$ ,  ${}^{117}\text{Sn}(n,p){}^{117m}\text{In}$  及び  ${}^{138}\text{Ba}(n,p){}^{138m}\text{Cs}$ 。

### 4.3 D-T 中性子核発熱測定 (文献:8,14)

核融合炉での熱設計はエネルギー生産が基本的に14MeV中性子に起因する核反応によって行われる。物質に付与される核反応で開放されるエネルギーを総称して核発熱と言う。主な要因は核反応で放出される2次粒子(荷電粒子)とその反跳核の運動エネルギー、及び2次γ線である。これまで、核発熱については直接的な実験は無く、中性子や2次荷電粒子に関する情報から間接的に関与する核データを検証することで計算の妥当性は保証されていた。しかしながら、中性子照射による物質の温度上昇を測定することで全核発熱量を直接的に求めることが可能となる。FNSの回転ターゲットを用いた強力14MeV中性子照射によって測定対象となる試料中の温度上昇を測定できる高感度のマイクロカロリメータを開発した。温度センサーに微小サーミスタ、温度変化に対応する微小抵抗変化を高感度微小電圧計を用いる。パルス状の中性子照射の繰り返しにより核発熱に対応する温度変化の測定に成功した。試験した物質は、Al, Si, SiC, Ti, V, Cr, Fe, Ni, SS-304, SS-316, Cu, Zn, Zr, Nb, Mo, Sn, W, Pbで、KERMAデータの直接的な実験的検証を可能とした。その後、更に検出感度の向上を図り、体

系内の発熱率分布の測定を可能にした。これまで、ITER 工学設計 R&D の項目で既に示したように、SS-316, 銅及び黒鉛体系を用いた実験を終了している。

#### 4.4 崩壊熱測定

ITER 工学設計活動の安全性に関する R&D タスクとして平成8年当初より 14MeV 中性子で放射化した構造材料の崩壊熱の直接測定法を開発してきた。第1に方法は、1対の大型 BGO シンチレータを用いた崩壊に伴う全エネルギー吸収スペクトロメータによる測定で、 $\beta$ 線及び $\gamma$ 線を同時に検出し崩壊熱として求めるものである。図-18 に用いた BGO シンチレータも写真を示す。この測定の特徴は、 $\beta$ 線に関しては100%、 $\gamma$ 線に関しては、90%以上の検出効率を有し、崩壊 Q 値に対応した崩壊様式に相当する情報を得ることが可能な点で、エネルギースペクトルから崩壊熱が直接導出できることにある。この装置を用いて測定した 14MeV 中性子照射された Cu, SS-316, Ti の崩壊に伴うエネルギースペクトルを図-19 に示す。今回の測定器開発によって初めて核融合炉崩壊熱計算精度を実験的に検証することが可能となった。これと平行して、崩壊熱を熱として直接求めるカロリーメータも製作している。この装置では  $1\mu\text{W}/\text{cc}$  以下の測定感度が期待でき FNS を用いた 14MeV 中性子照射により十分な精度で温度上昇を検出できる。全エネルギー吸収スペクトロメータと併せて体系的な実験データを整備して核融合炉の炉停止後の崩壊熱に関する核設計計算精度の検証を予定している。

#### 4.5 2次荷電粒子スペクトル測定

14MeV 中性子核反応による放出荷電粒子（陽子、重陽子、 $\alpha$ 粒子）の角度分布・エネルギースペクトルを測定する目的で Si 検出器で構成した dE+E 検出器を作成し予備的な実験を行った。初期の性能は得られたが、バックグラウンドの除去に問題が残ったことと他の実験と比較して優先度が必ずしも高く無かったため測定装置はその後稼働していない。今後は、平成9年度に設置する高性能 14MeV 中性子ビームコリメータを用いて測定実験を再開する可能性が有る。

#### 4.6 中性子スパッタリング率測定

14MeV 中性子が物質に入射し核反応を起こす過程で残留核は力学的に反跳される。二次粒子と共に反跳核が材料の損傷の1次原因である。この反跳核のエネルギースペクトルは所謂 PKA に相当するもので出発点は核反応のある。従って、反跳核のエネルギースペクトルを測定すれば PKA が直接求められる。しかしながら、一般に 14MeV 中性子が入射した場合、非常に軽い核を除けば反跳エネルギーは 1MeV 以下で多くは

100keV 以下で高中性子場下の反跳核の直接測定は非常に困難である。そこで、粒子の計測を部分的にでも行うことを考えた。核反応で多くは残留核は放射性核となりこの放射能を定量することで反応別の反跳による放出量が導出できる。この反跳による残留核の放出を中性子スパッタリングと呼んでいる。この量は放射能測定で求められる。エネルギーを求めるには同様に高中性子場下の測定では高感度な質量分析器との組み合わせでも難しい。そこで、スパッタリング収率と同時に標的から異なる距離に補集器を置き、前方方向に叩き出される放射化した反跳核の空気中での減衰を利用してエネルギーを導出試みを行った。その結果、Al からの  $^{24}\text{Na}$ 、Nb からの  $^{92\text{m}}\text{Nb}$ 、Fe からの  $^{56}\text{Mn}$  についてエネルギースペクトルが得られたと共にスパッタリング率には標的元素の原子番号に依存した系統性が反応の種類毎の存在することが明らかになった。本実験は、まだ予備的な段階であるが、十分な感度で中性子によるスパッタリングが検出でき PKA についての積分的考察が可能な実験データとなり得ることを示すことができた。

## 5. まとめ

FNS における実験について概観してきた。個々の研究領域については各々の文献により詳細な記述があるので興味のある方はそれを参照していただきたい。FNS は紹介したように核融合炉開発に必要な多くの実験を手がけ核データの精度検証と共に核設計計算の妥当性を明らかにし計画推進の一翼を担ってきたと自負している。FNS は今後とも、基準 14MeV 単色源としてその優れた性能を生かして核融合ニュートロニクスのみならずの広い研究要請に応えものして機能することが期待されている。ここで記述した実験はこれまで多くの研究者によって築き上げられた技術基盤によって達成されたことは言うまでもない。実験に係わる経験蓄積は貴重な財産・資産である。今後更に広く研究が展開されて行くためにもその技術が効果的に生かされるものと信ずる。

## 参考文献

- (1) T. Nakamura, et al., "Present Status of the Fusion Neutronics Source (FNS)" Proc. 4th Symp. on Accelerator Sci. and Technol., RIKEN, Saitama, November 24th - 26th, 1982, pp155-156. (1982).
- (2) H. Maekawa, et al., "Measurements of Angular Flux on Surface of Li<sub>2</sub>O Slab Assemblies and Their Analysis by a Direct Integration Transport Code BERMUDA", **Fusion Technol.**, 4 1165 (1983).
- (3) Y. Seki et al., "Monte Carlo Calculation of the Characteristics of the FNS Water-Cooled Target", **J. Nucl. Sci. Technol.**, 20, 688 (1983).

- (4) Y. Seki, et al., "Monte Carlo Calculation of the Characteristics of Source Neutrons and Irradiation Field of the FNS Rotating Target" **JAERI-M 84-193** (1984).
- (5) H. Maekawa, et al., **Fusion Technol.**, 10, 564 (1986).
- (6) Y. Ikeda, et al., **Fusion Eng. Design**, 2 303 (1989).
- (7) K. Oishi, Y. Ikeda, H. Maekawa and T. Nakamura, **Nucl.Sci. and Eng.**, 103 46 (1989).
- (8) Y. Ikeda, C. Konno, T. Nakamura, A. Kumar and M. A. Abdou, **Fusion Technol.**, 19 1961 (1991).
- (9) Y. Oyama, et al., **Fusion Eng. Design**, 18 203 (1991).
- (10) Y. Ikeda, et al., **Fusion Technol.**, 21 2190 (1992).
- (11) C. Konno, et al., *ibid*, 2169 (1992).
- (12) M.A.Abdou, et al., **Fusion Technol.**, 28 1 (1995) pp5
- (13) Y.Oyama, et al., *ibid*, pp56
- (14) Y.Ikeda, et al., *ibid*, pp74
- (15) Y.Ikeda, et al., *ibid* pp156
- (16) A.Kumar, et al. *ibid*, pp173
- (17) Y.Oyama, et al., , *ibid*, pp216
- (18) M.Z.Youssef, et al., **Fusion Technol.** 28 2 (1995) pp243
- (19) H.Maekawa, et al., *ibid*, pp296
- (20) Y.Oyama, et al., *ibid*, pp305
- (21) M.Z.Youssef, et al., *ibid*, pp320
- (22) C.Konno, et al., *ibid*, pp347
- (23) Y. Seki, Y. Oyama, Y. Ikeda, S. Tanaka, H. Maekawa, and T. Nakamura, "Monte Carlo Calculation of the Characteristics of the FNS Water-Cooled Target," **J. Nucl. Sci. Technol.** 20 [8] 688 (1983).
- (24) H. Maekawa, Y. Ikeda, Y. Oyama, S. Yamaguchi and T. Nakamura, "Neutron Yield Monitors for the Fusion Neutronics Source (FNS) -For 80° Beam Line " **JAERI-M 83-219** (1983).
- (25) H. Maekawa, et al., "Fusion Blanket Benchmark Experiments on a 60 cm-Thick Lithium-Oxide Cylindrical Assembly," **JAERI-M 86-182** (1986).
- (26) H. Maekawa, et al., "Benchmark Experiment on a 60 cm-Thick Graphite Cylindrical Assembly," **JAERI-M 88-034** (1988).
- (27) K. Oishi, et al., " Proc. 7th Int'l. Conf. on Radiation Shielding, 12- 16 September, 1988, Bournemouth, UK, pp331-340. (1988).
- (28) H. Maekawa, et al., **Fusion Technol.**, 19 1949 (1991).

- (29) C.Konno, et al., **Fusion Eng. and Design**, 18, 297 (1991).
- (30) H. Maekawa, et al., "Measurements of Tritium Production-Rate Distributions in Simulated Blanket Assemblies at the FNS" **JAERI-M 83-196** (1983).
- (31) Y.Verzilov, et al., **J. Nucl. Sci. Tech.**, Vol.33 (1996) pp390-395
- (32) S. Yamaguchi, et al., **Nucl. Instr. Meth.**, A254 413 (1987).
- (33) Y. Ikeda, et al., Proc. Int'l. Conf. on Nucl. Data for Basic and Applied Science, Vol. 2, Santa Fe, New Mexico, 13 - 17 May, 1985, pp175-178 (1986).
- (34) Y. Oyama, et al., **Nucl. Instrum. Meth.**, A256, 333 (1987).
- (35) E. F. Bennett, "A Continuous Mode Data Acquisition Technique for Proton Recoil Proportional Counter Neutron Spectrometers," **ANL/FPP/TM-239** (1989).
- (36) C. Konno, et al., **Fusion Engrg. Des.**, 18, pp. 297-303 (1991).
- (37) F. Maekawa and Y. Oyama, **Nucl. Instrum. Meth.**, A372, 262 (1996).
- (38) S. Tanaka and N. Sasamoto, **J. Nucl. Sci. Eng.**, 22, 109 (1985).
- (39) F. Maekawa and Y. Oyama, **JAERI-M 94-019**, pp. 369-379 (1994).
- (40) Y. Oyama, et al., **J. Nucl. Sci. Technol.**, 25, 5 419 (1988).
- (41) Y. Oyama, et al., **Nucl. Sci. and Eng.**, 115, 24 (1993).
- (42) C. Konno, et al., **JAERI-Tech 94-043** (1994).
- (43) F. Maekawa, et al., **JAERI-Research 94-044** (1994).
- (44) C. Konno, et al., **JAERI-Research 95-017** (1995).
- (45) F. Maekawa, et al., **JAERI-Research 95-018** (1994).
- (46) Y. Ikeda, et al, **Fusion Eng. and Des.** 28, 769 (1995).
- (47) F. Maekawa, et al., **Fusion Technol.**, Vol.30 1081 (1996).
- (48) Y. Ikeda, et al., "Activation Cross Section Measurements for Fusion Reactor Structural Materials at Neutron Energy from 13.3 to 15.0 MeV Using FNS Facility," **JAERI-1312** (1988).
- (49) C. Konno, et al., "Activation Cross Section Measurement at Neutron Energy Range from 13.3 to 14.9 MeV Using FNS Facility," **JAERI-1329** (1993).
- (50) Y. Ikeda, et al., **J. Nucl. Sci. Technol.**, 30 [9] 26-36 (1993).
- (50) Y. Kasugai, et al., **Ann.Nucl.Energy**, 23 [18] 1429 (1996).
- (51) Y. Ikeda and D.L.Smith, **Fusion Technol.**, Vol.30 1990 (1996).

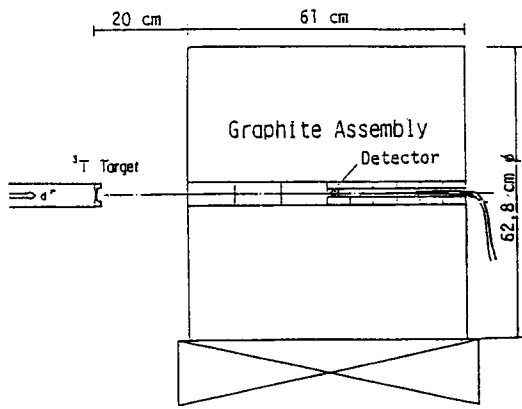


図-1 平板体系基礎ベンチマーク実験のレイアウト

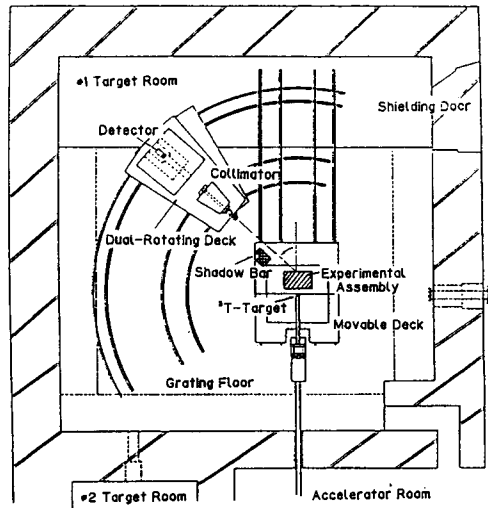


図-2 漏洩中性子角度依存スペクトル測定のための TOF 実験レイアウト

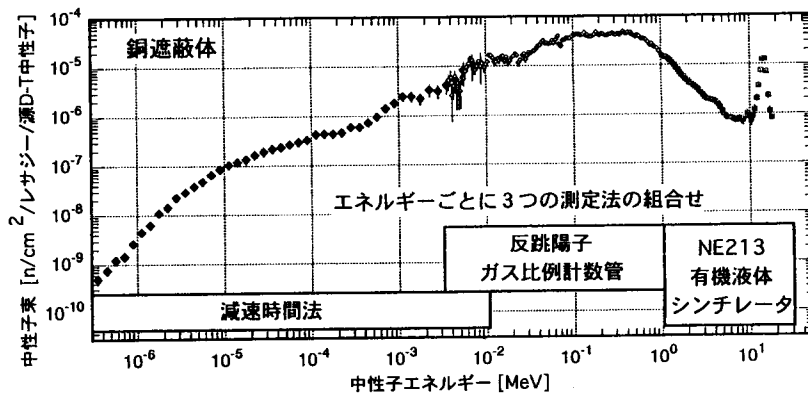


図-3 FNS で開発した3つの異なる測定技術 (NE-213, PRC, 減速時間法) で測定した全領域核融合中性子スペクトル

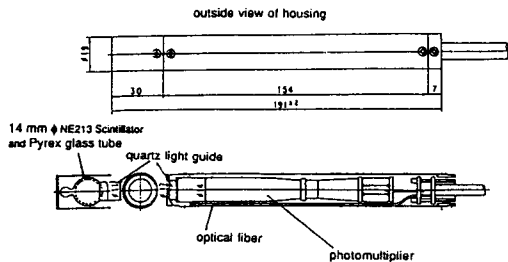


図-4 14mm 径小型 NE213 スペクトロメータ

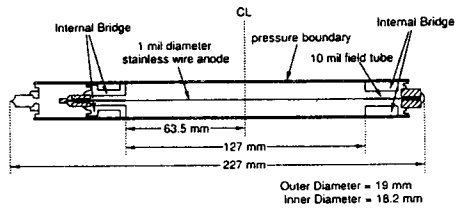


図-5 反跳陽子比例計数管

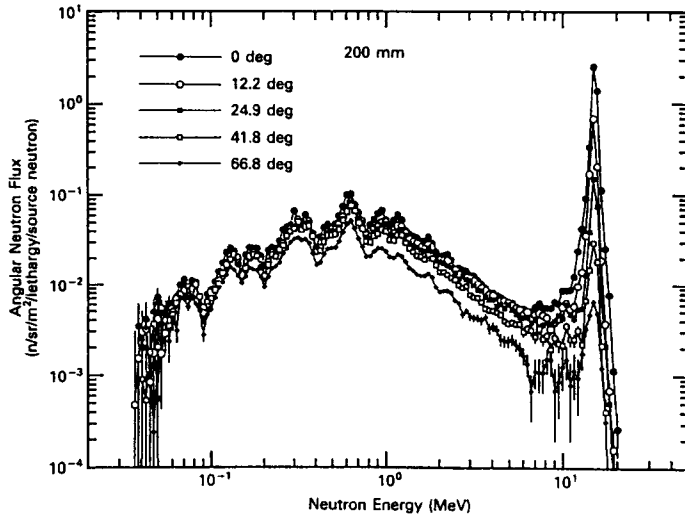


図-6 TOFで測定した鉄体系からの漏洩中性子スペクトル

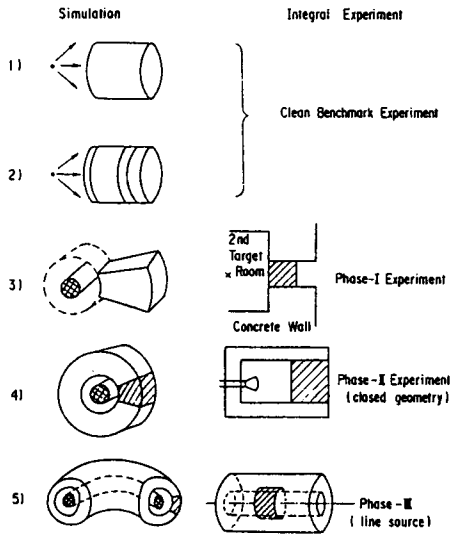


図-7 日米共同実験での実験体系の変遷

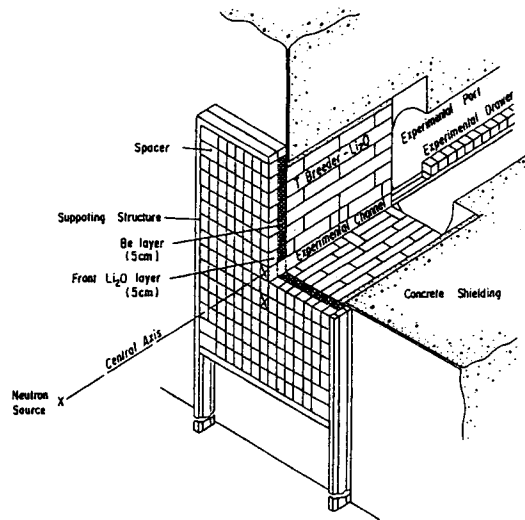


図-8 第1段階実験体系の構成

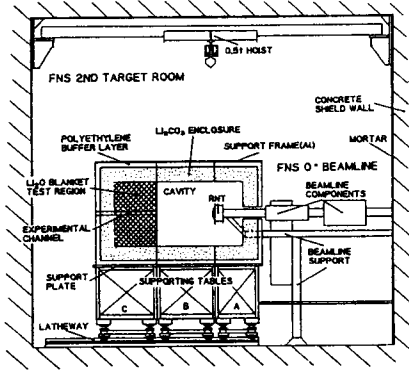


図-9 第2段階実験体系の構成

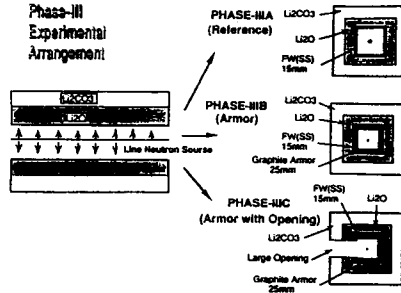


図-10 第3段階実験体系の構成

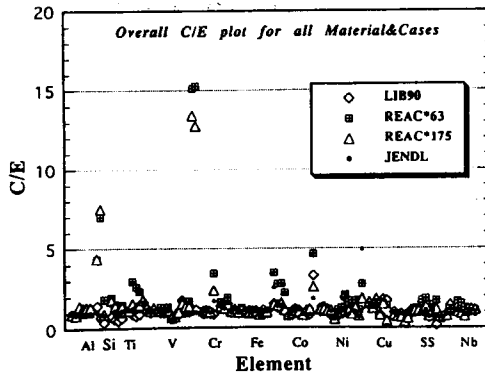


図-11 誘導放射能の実験と計算の比

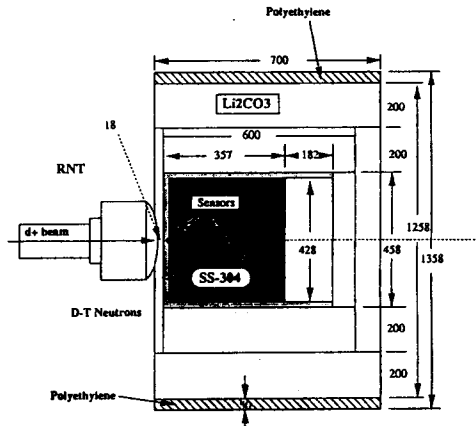


図-12 SS-304の核発熱実験体系

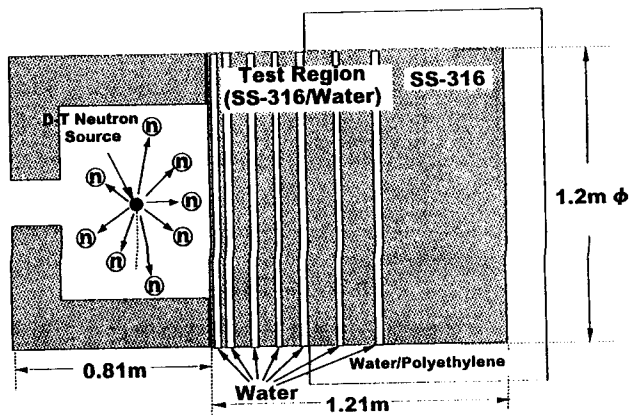


図-13 ITER 遮蔽実験に用いた SS-316/水遮蔽ブランケット模擬実験体系



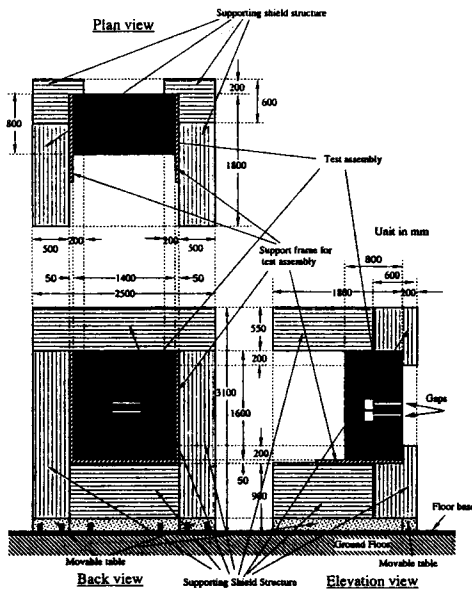


図-14 ITER ギャップストリーミング  
実験体系の構成

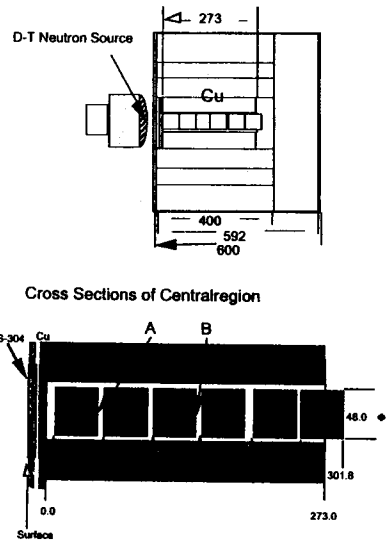


図-15 誘導放射能ベンチマーク実験  
に用いた銅体系

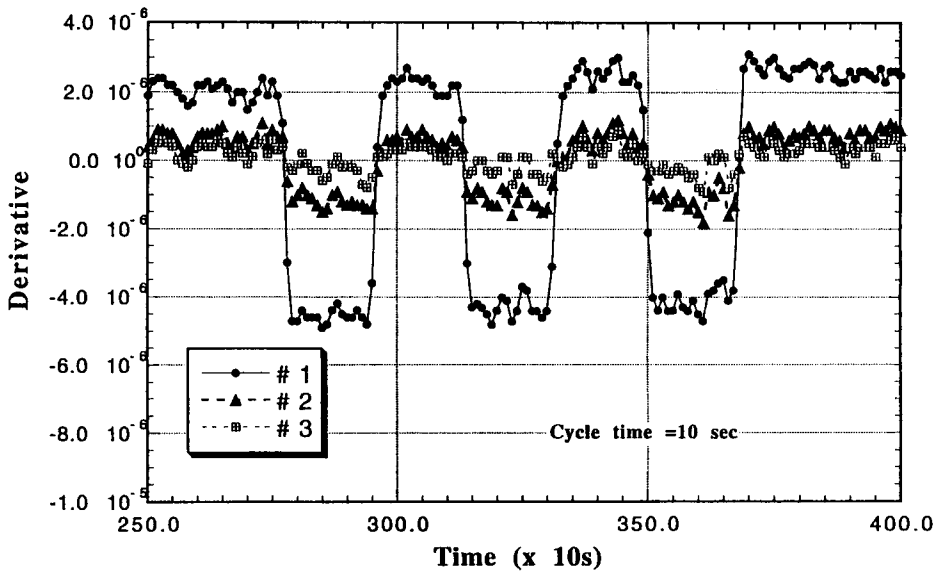


図-16 マイクロカロリメータで測定した銅体系中の核発熱による温度上昇

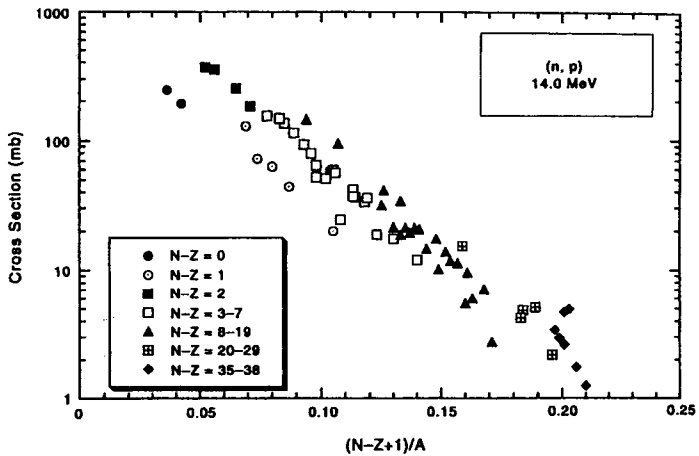


図-17 FNS で測定した 14MeV 中性子に対する(n,p)反応断面積のシステマティックス

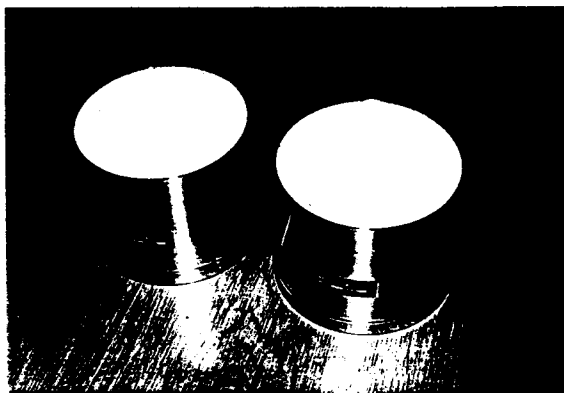


図-18 崩壊熱測定用全エネルギー吸収スペクトロメータに用いた BGO シンチレータ

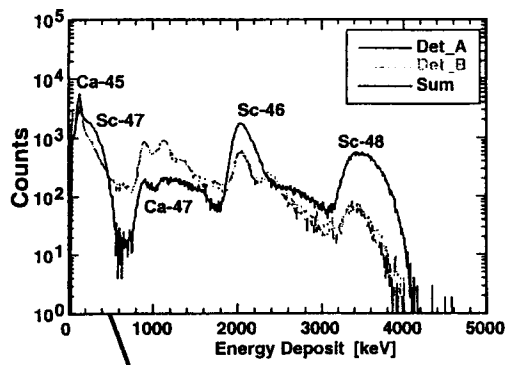


図-19 全エネルギー吸収スペクトロメータで測定した 14MeV 中性子照射後のチタンの崩壊に伴う放出エネルギースペクトル