

核融合炉用核データの問題点

原 研 前 川 洋

1. はじめに

核融合炉の開発が順調に進む中で、世界各地の研究機関でそれぞれ特徴のある実験炉あるいは実用炉の試設計が行われている。これら試設計を通し、新たな開発を必要とする技術、解決しなければならない多くの問題が明らかになって来た。

核融合炉の核設計において中性子および γ 線の挙動、すなわちニュートロニクスの研究は不可欠であり、核分裂炉の開発で蓄積された経験が大いに役立っている。しかし、次節で述べる核融合炉自身の性格、構造から生じた多くの問題が核データも含めたニュートロニクス計算システムに存在する。

このような観点から原研、関氏により核設計および核データの問題点について「原子力工業」で発表されており⁽¹⁾、核融合炉の放射線発熱に附随した問題点のレビューが今年12月オーストリアで開催される会議で発表予定である⁽²⁾。ORNLでは種々のモデルによる摂動法を応用した感度解析が実施され、核データの誤差が核データに及ぼす影響を調べた。^{(3)~(5)} これらを基に、原研等で実施したブランケット模擬実験を通し、問題点を明らかにしたい。

なお、ブランケット実験の現状について参考文献(6)、(7)にまとめられている。

2. 核融合炉の特徴

ニュートロニクスおよび核データの立場から核融合炉の特徴を次に列挙する。トカマク型のD-T炉が先行しており、それに関連したものばかりであるが、多くは他の炉型でも共通した特徴と考えて良い。

(1) 原子・分子相互作用 → 原子過程に関するデータ

(2) Li, Be, Nb, Mo など核分裂炉ではあまり使用されない核種を用いる。(Table I 参照) → 核データの不足

(3) 入射中性子エネルギーが14MeVと高い。

① (n, n'α), (n, n'p), (n, 2n) などしきい値を持つ多くの反応が対象
→ { となる → 核データの不足

② 2次中性子も含め散乱の異方性が高い。

→ 2次中性子のエネルギー、角度分布の測定が必要

(4) 中性子のエネルギー範囲は15MeVから熱領域

→ 特にデータが不足している3~13MeVが含まれている。

(5) 中性子が一方からブランケットに入射する。

→ 輸送計算がむずかしい。

(6) 中性子およびγ線による発熱が重要

→ $\left\{ \begin{array}{l} \text{KERMA}^* \text{ factor} \\ \gamma \text{ 線生成断面積} \end{array} \right.$

(7) トリチウム再生産

→ $\left\{ \begin{array}{l} {}^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}, {}^7\text{Li}(n, n'\alpha)\text{T} \\ (n, 2n) \end{array} \right.$

(8) 照射損傷

→ $\left\{ \begin{array}{l} \text{スパタリングなど原子反応データ} \\ \text{気体生成反応}(n, p), (n, \alpha) \\ \text{核種変換反応} \end{array} \right.$

(9) 誘導放射能

→ $\left\{ \begin{array}{l} (n, p), (n, 2n), (n, \gamma), (n, n'p) \\ (n, n'p), (n, n'\alpha) \text{ など} \end{array} \right.$

(10) 超電導マグネットの使用

→ 十分な遮蔽

(11) 中性粒子入射や真空排気のための開口部

→ ダクトストリーミングの計算

Table 1 Nuclides to be used in Fusion Reactor

T Breeder	${}^6\text{Li}, {}^7\text{Li}, {}^{10}\text{B}, {}^{11}\text{B}, {}^3\text{He}, {}^9\text{Be}$
Neutron Multiplier	Be, Mo, Pb
Coolant	He, Li, F, Be, Na, Pb
Structure Material	Nb, Mo, V, Fe, Ni, Cr, Al, Ta, Si, C, Ti, Zr
Reflector	C, Fe, Ni, Cr, Be, Al, O
Shielding Material	H, O, ${}^{10}\text{B}$, Ca, Pb, Fe, C, Ta, W
Magnet	Al, Cu, Nb, Ti, Sn, V, Ga
Fission-Fusion Hybrid	Th, U, Pu

* Kinetic Energy Released in Material

3. ブランケット模擬実験およびその解析の現状

核融合炉を意識したブランケット実験の例はそれほど多くない。得られるデータとして、今のところトリチウム生成率分布や、核分裂率分布などの反応率分布とスペクトルの測定に大別できる。

3.1 反応率分布について

ドイツのユーリッヒ研究所では直径120 cm高さ120 cmの円筒のリチウム体系を用いてトリチウム生成率分布を測定し、計算値との比較が報告されている。(8), (9) ここでは原研で行った4つのブランケット模擬体系中の核分裂率分布の絶対測定⁽¹⁰⁾およびその解析結果^{(11), (12)}を基に核データの問題点に触れてみたい。

実験体系は次の4つである。

Li 体系……………中心に半径10 cm のボイドがある実効半径34.1 cmのリチウム球
体系

Li-C 体系……………Li 体系の外側に厚さ21 cm の黒鉛反射体をつけた体系

U-Li 体系……………Li 体系の中心ボイドのうち3.3 cm から10 cm までを天然ウランで置換えた体系

U-Li-C 体系……………U-Li 体系の外側に厚さ21 cm の黒鉛反射体をつけた体系

これらの体系はリチウム、黒鉛、天然ウランのブロックをステンレス製引出しに入れ、それを15行×15列または25行×25列の格子管集合体に挿入して、全体として球になるよう組立てられた。

U-Li-C 体系の水平断面図を Fig. 1 に示す。300 kV のコッククロフト型加速器を使用し、Ti-T ターゲットを体系の中心に置いて14 MeV の中性子を得ている。

^{232}Th , ^{238}U , ^{237}Np , ^{235}U の小型核分裂計数管により核分裂率分布の絶対測定を行った。4つの核分裂断面積を Fig. 2 に示す。

これらはそれぞれレスポンスが異なり、 ^{235}U と ^{232}Th の核分裂率分布の測定はそれぞれ $^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$, $^7\text{Li}(n, n'\alpha)\text{T}$ 反応率分布、すなわち、トリチウム生成率分布を類推する上で有効である。

絶対測定には加速器で発生する14 MeV の中性子数と計数管に塗布されている核分裂性物質の原子数を知る必要がある。

中性子発生量は加速器に設置したαモニタの計数より算定し、計数管は同じ加速器を用いて校正した。実験誤差は10%以下である。

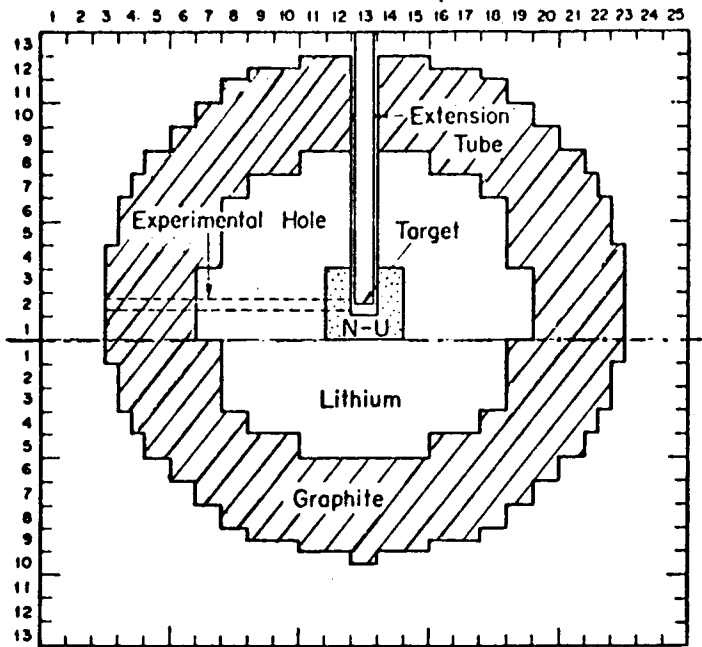


Fig. 1 U-Li-C体系の水平断面図

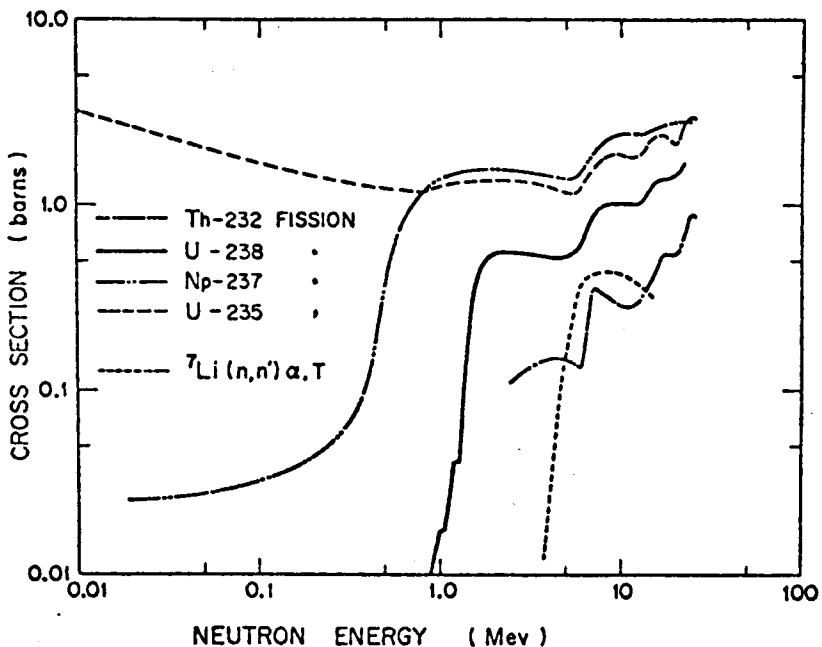


Fig. 2 Fission Cross Section

実験結果は1次元輸送計算コードANISNにより P_5-S_{64} 近似で解析した。使用した100群の断面積セットはENDF/B-Vの核データからプロセスコードSPTG4ZおよびNJOYを用いて作成した。SPTG4ZはSUPERTOG*を原研で改良したもので2次中性子の角度分布を重心系で等方であると仮定して非弾性散乱マトリックスが作成されるのに対して、LASLで開発されたNJOYは、角度分布を核データどおり正しく扱える。実験値と計算値とはLi体系で良く一致したものの他の体系では不一致が目立った。Fig. 3に特に差が大きいLi-C体系の結果をC/E(計算値/実験値)の形で図示する。

^{238}U の結果は誤差の範囲で一致していると言えるが ^{235}U は黒鉛領域で50%近く計算値が大きい。角度分布を正しく扱えるNJOYの方が明らかに一致が良くなっている。

しかし、依然として差は大きく、核データ自身にも問題があることは明らかである。

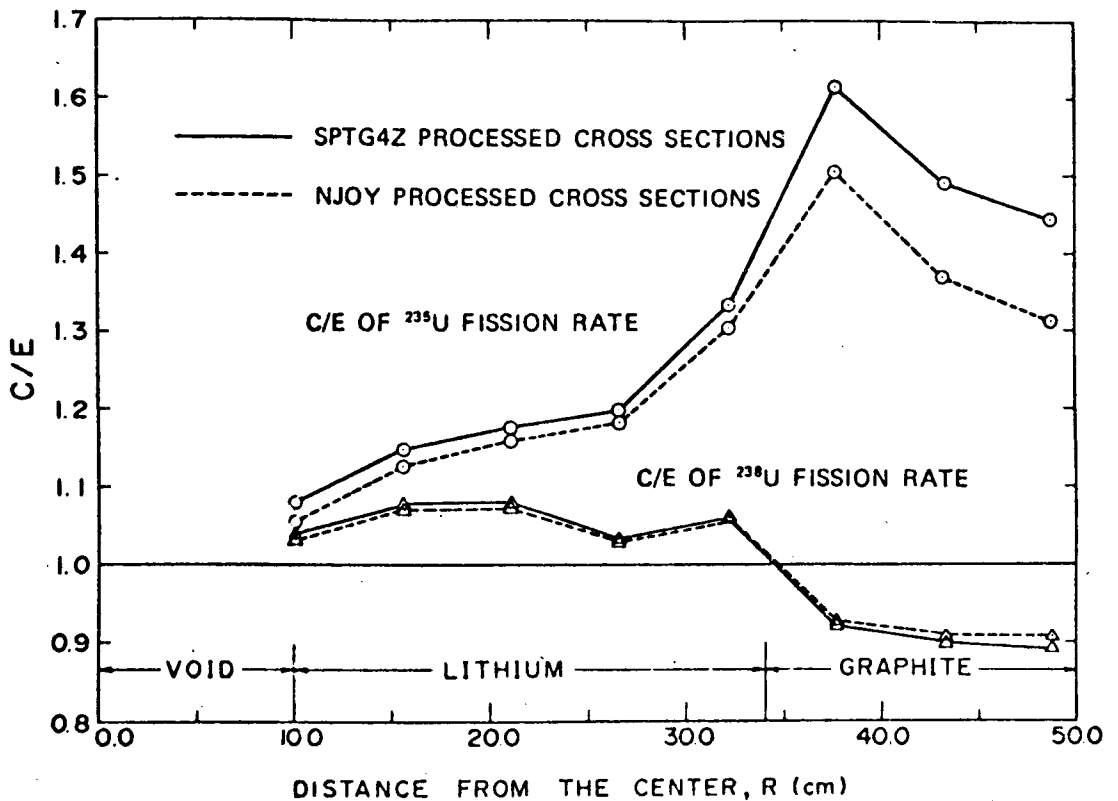


Fig. 3 Ratio of calculated to experimental (C/E) values of the fission rates of ^{235}U and ^{238}U in a graphite-reflected lithium (Li-C) assembly

* SUPERTOG では非弾性散乱の2次中性子が常に 90° 方向に放出されると近似している。

感度解析により核データが核分裂率分布の計算値に及ぼす影響を調べた。⁽¹³⁾ 結果の一部を表にして Table II に示す。

最も差の大きい 37.7 cm の ²³⁵U の計算値は ¹²C の断面積の精度に大きく左右されることと示された。

Fig. 40-b) に ²³⁵U と ²³⁸U の結果に及ぼす C の断面積精度のエネルギー依存性を示す。ENDF/B-IV では非弾性散乱は第 1 レベルしか入っていないことを考慮すると、かなり新しいデータが集録されていると言われる ENDF/B-V の早期公開を期待したい。

なお、原研の実験炉の試設計が Li₂O ブランケットであるのに基づき、その模擬実験として黒鉛反射体付酸化リチウム体系の実験を開始した。詳細は省略するが O が追加されたことによる効果のため実験結果が Li-C 体系の場合とは逆で C/E が 1 より小さくなった。

TABLE II
Percent Change of Fission Rates Due to a 1% Increase of the Cross Sections of Each Nuclide

Nuclide for Which Cross Sections Are Increased by 1%	Percent Change of Fission Rates			
	²³⁵ U Fission Rate, $\delta F_1/F_1$ (%)		²³⁸ U Fission Rate, $\delta F_2/F_2$ (%)	
	R = 21.1 cm	R = 37.7 cm	R = 21.1 cm	R = 37.7 cm
⁶ Li	-0.415	-0.297	-0.001	-0.046
⁷ Li	0.391	0.265	0.047	-0.538
¹² C	0.336	1.869	0.050	0.063
Cr	0.081	0.055	-0.014	-0.113
Fe	0.291	0.357	-0.152	-0.534
Ni	0.015	0.025	-0.026	-0.076

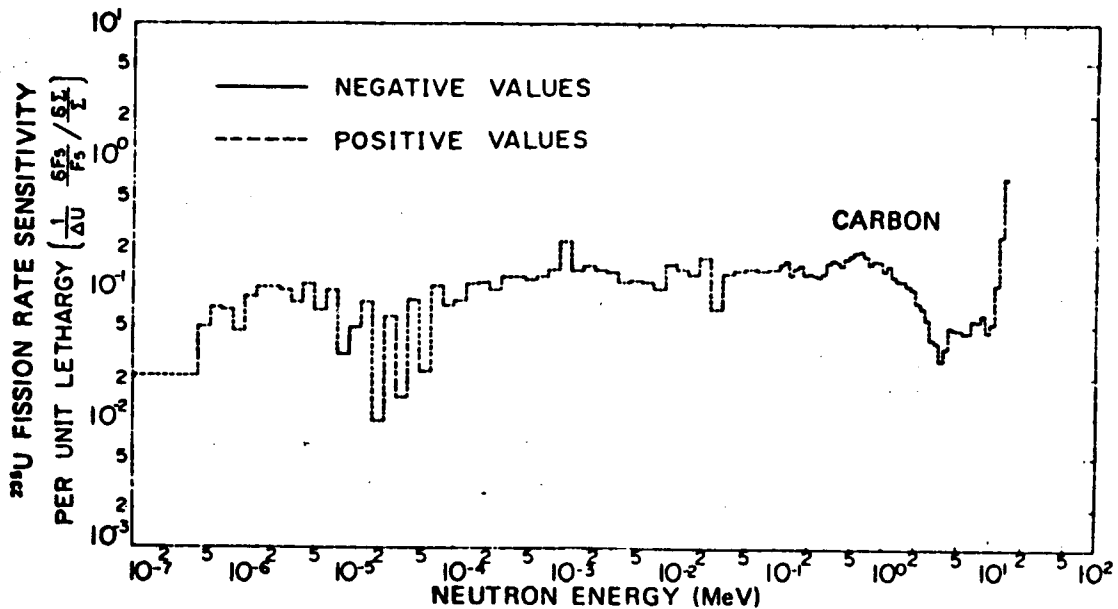


Fig. 4a Fission rate sensitivities of ^{235}U at 37.7 cm per unit lethargy versus energy for the cross-section set of ^{12}C .

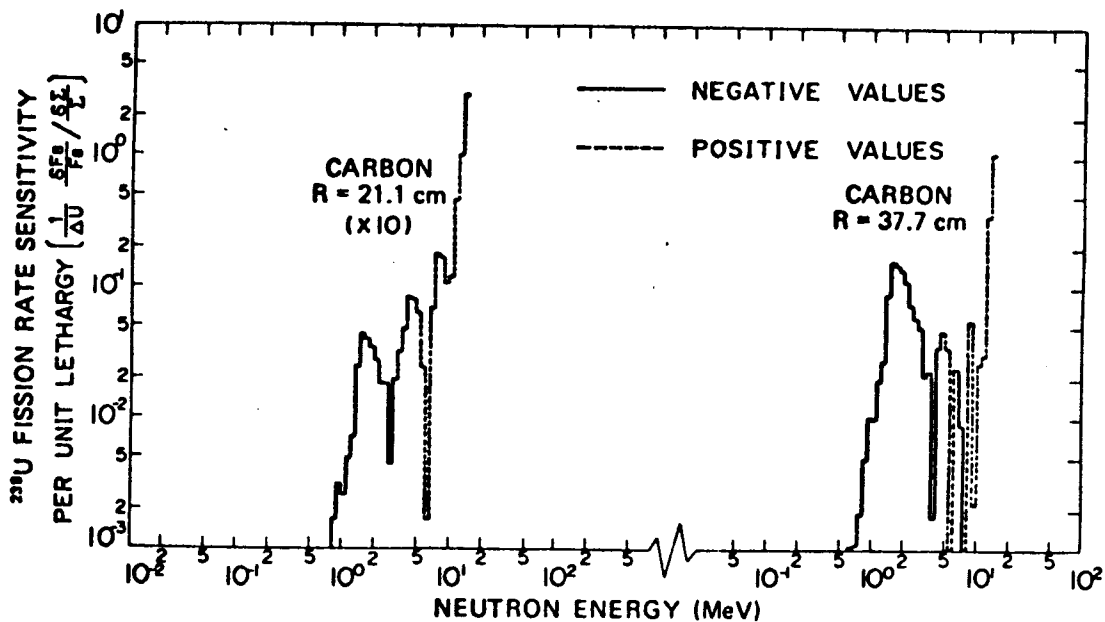


Fig. 4b Fission rate sensitivities of ^{238}U at 21.1 and 37.7 cm per unit lethargy versus energy for the cross-section set of ^{12}C .

3.2 スペクトル測定について

中性子スペクトルは一種の微分量であるため有効な測定手段である。しかし、実験値と計算値の比較は一般に相対値で行われており、せっかくの情報を半減させている。

以下、核融合炉に関連したスペクトル測定について述べる。

ドイツのカールスルーエ研究所ではリチウム球体系の中性子スペクトルをTOF法および反跳陽子検出器により測定した⁽¹⁴⁾。

体系は6 cm φの2つの実験孔を持つ直径1 mのリチウム金属のタンクで、ステンレス鋼で覆われている。

実験結果と比較するため、ENDF/B-IIIのデータから26群の断面積セットを作成し、1次元輸送計算コードDTKにより P_3-S_{16} 近似でスペクトルを計算した。

R = 32 cmでの結果をFig. 5に示す。

250 keVの ${}^6\text{Li}$ のレゾナンスは再現しているものゝ、全体としてかなりの差が見られる。アメリカのローレンス・リバモア研究所ではTOF法により1~5平均自由行程の ${}^6\text{Li}$ 、 ${}^7\text{Li}$ をはじめとし、核融合炉での使用が予想されるC、O、Al、Ti、Feの球体系から漏洩中性子スペクトルを測定した。^{(15)~(16)}

実験結果はENDF/B-IIIおよびIVのデータを用い、モンテカルロコードTARTにより解析した。Cの結果をFig. 6に示す。

ENDF/B-IVのデータの方が比較的良く合うことが示されたが、図からも明らかなようにカールスルーエの結果と同様細部では必ずしも一致していると言えない。

東北大神田氏らによってD-DおよびD-Tのパルス中性子源を用いてリチウム体系の時間依存中性子スペクトルの測定が試みられ、その結果を用いて核データの評価が行われた。(神田一隆：東北大学博士論文)それによると、実験値と計算値の間に不一致が現れ、 ${}^7\text{Li}$ の核データに問題があることが指摘された。

原研では核分裂率分布の実験値と計算値の不一致の原因を明らかにする手段の1つとして、角度依存の中性子スペクトルの測定が名古屋大学との協力研究で行われた。 $\text{Li}-\text{C}$ 体系の中心から28 cmのところよりre-entrant holeをあけ、コリメータを経てNE-213の液体シンチレータで測定した。

測定データはunfoldingによりスペクトルに変換した。

ENDF/B-IVからSPTG4Zで作成した135群の断面積セットを用い、ANISNおよびモンテカルロコードMORSEによりスペクトルを計算した。⁽¹⁷⁾ Fig. 7にモンテカルロ計

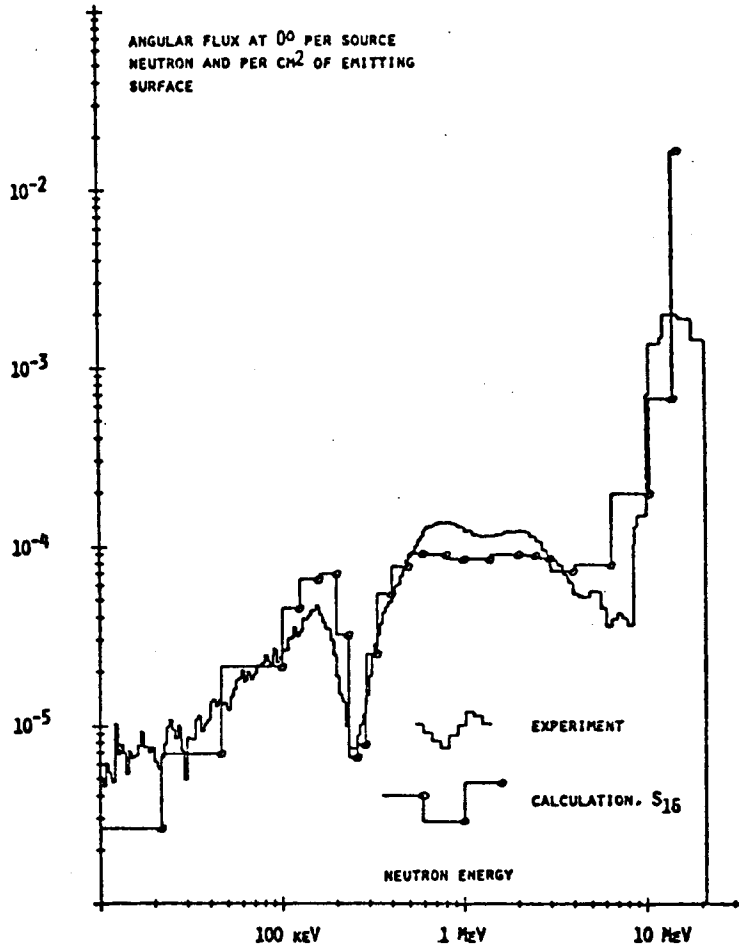


Fig. 5 Neutron spectrum at position R=32 cm comparison between time-of-flight experiment and calculation (S_{16})

算のモデルを、Fig. 8 にその結果の一部を実験値と共に示す。

計算結果は検出器の分解能を考慮して補正し、ピーク値で規格化してある。モンテカルロ法による計算結果は、全体としてANISNの場合と大差がなく、実験結果に現われる3~12MeVの構造は再現していない。図中 $e1$, Q_1 , Q_2 …… は ${}^7\text{Li}$ の弾性散乱および非弾性散乱の各レベルを示している。これらの記号に伴なりエネルギー範囲はD-T中性子が初めて散乱を counting region の軸上で ${}^7\text{Li}$ と行った時の散乱中性子のエネルギー範囲を示している。

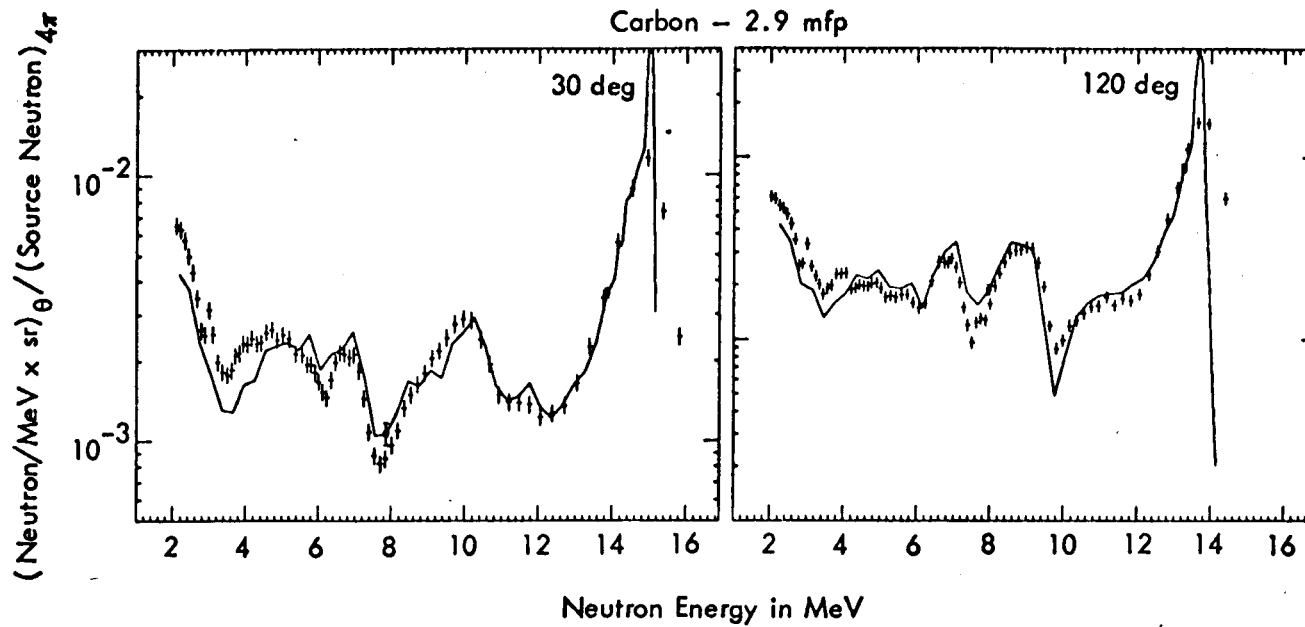


Fig. 6 Measured and calculated energy spectra using ENDF/B-M for 2.9 mfp of carbon at 30 and 120 deg.

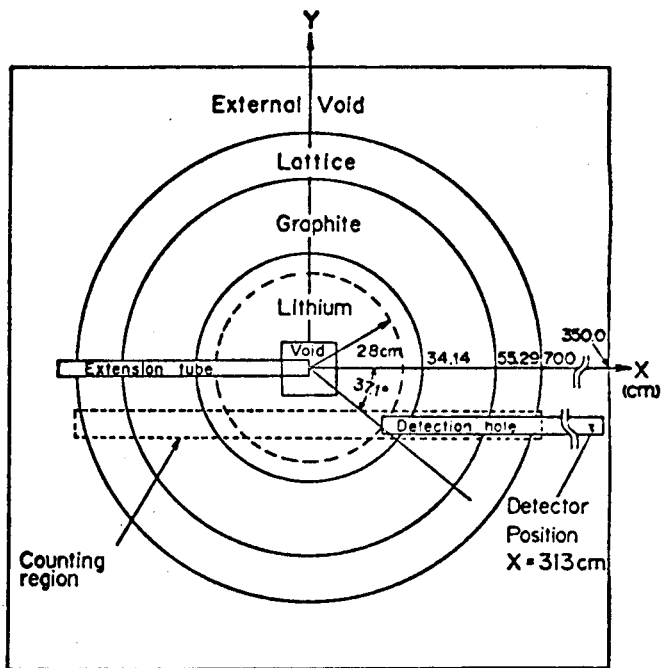


Fig. 7

LI-C assembly model for MORSE calculation
(Horizontal cross section at Z=0)

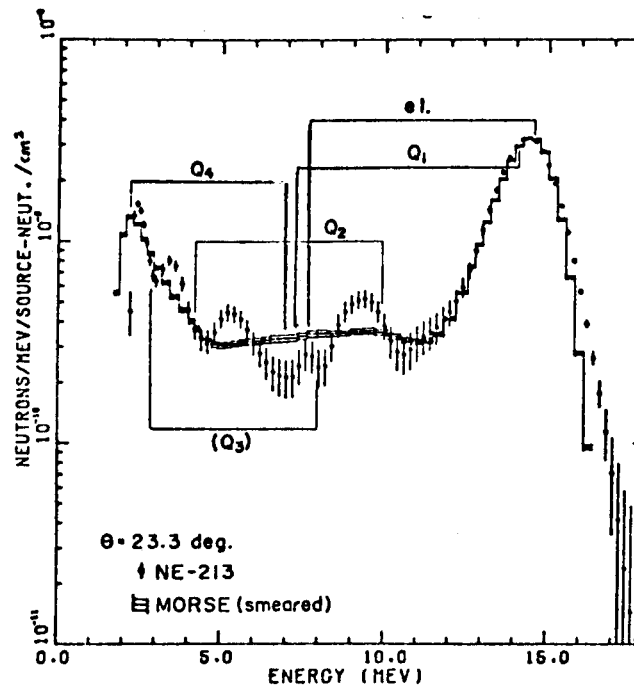


Fig. 8. A comparison of neutron spectrum measured by an NE-213 spectrometer with the spectrum calculated by the MORSE-CG code. Calculated one was smeared with the detector resolution and normalized to the measured at elastic peak.

ENDF/B-Nの中に非弾性散乱の第1レベルのデータは含まれている。SPTG4Zが重心系で等方であるという仮定しているとしても、計算結果に現われないのは計算コード自身にも問題があると予想される。

いずれにしても核データファイルの整備が不十分であることは明らかである。このような不一致は大阪大学で実施したTOFによる角度依存中性子スペクトルの測定⁽¹⁸⁾およびその解析でも現われた。

ルジャンドル展開型散乱核を有限項で打ち切ることにより、計算されるAngular fluxに振動が生じ、負中性子束が発生することがある。これらが不一致の原因の1つとなりうると予想されたため、阪大の高橋氏らは多項式を用いない新しい散乱核表示を提案した。⁽¹⁹⁾ 阪大と原研の協力研究により、上記解析法に基づく1次元SN輸送計算コードNITRANを作成し、阪大の実験結果を解析した。⁽²⁰⁾ 結果の一部を、Fig. 9に示す。この計算では第2レベルまでのデータをBNL-400から採用し、不足するデータは内外挿により補った。計算値は測定系の分解能を考慮して補正してある。図からも明らかな様に、新しい計算法により実験で現れるパターンを再現している。各種積分量に与える影響の例としては厚さ40 cmのリチウム平板中の ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha)\text{T}$ 反応率の空間分布をこの新しい方法による計算と従来の計算とを比較してFig. 10に示す。

${}^7\text{Li}(n, n'\alpha)\text{T}$ の反応率分布は ${}^{238}\text{U}$ や ${}^{232}\text{Th}$ と同様の傾向を示すと予想されるから、原研の実験をNITRANと同様の方法で解析すればG/Eは1に近ずくと予想される。

3.3 その他の測定

放射線発熱に関連した測定として、熱蛍光線量計(TLD)を用いた実験が原研で行われ、計算結果と比較されている。⁽²¹⁾

γ 線に関するデータが大巾に不足している現状ではオーダーが合う程度であり、今後の検討が必要である。

4. 今後の課題

核データの整備、測定が必要なのは言うまでもないので、省略し、それ以外の課題を列挙する。

(1) 模擬実験のデータ蓄積

前節でも述べた程度の実験例しかなく、核データを云々する程十分なデータがあるとは言えない。現在は種々の体系について、中性子や γ 線のスペクトル、反応率分布など多様のデータを測定するのが急務と考えられる。これらの実験をするには、実験体系が必要なのももちろんであるが、14MeVの中性子源が不可欠である。幸い日本では原研や阪大にこの種の実験のための中性子源が新たに建設され、来年度中に稼動する予定である。

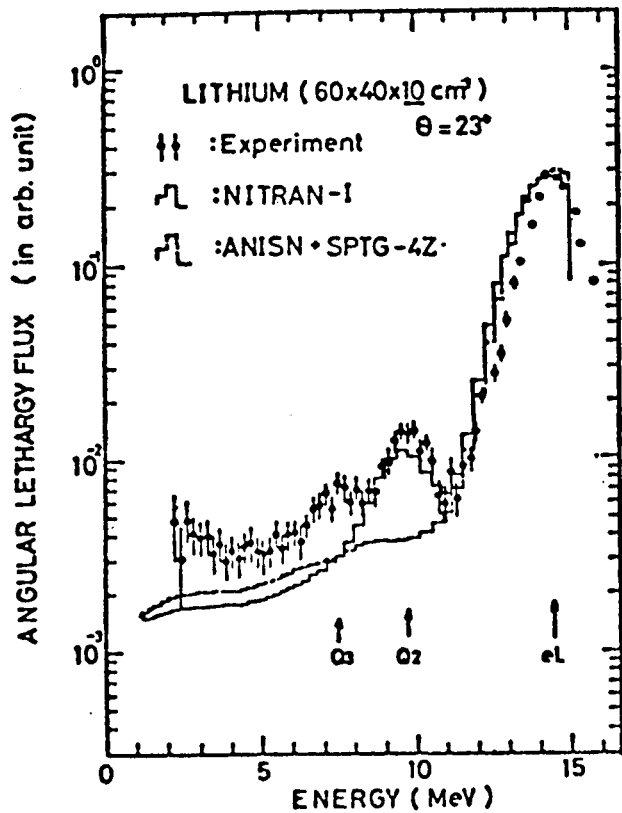


Fig. 9 Angle-Dependent Leak Spectrum from a Lithium Slab.

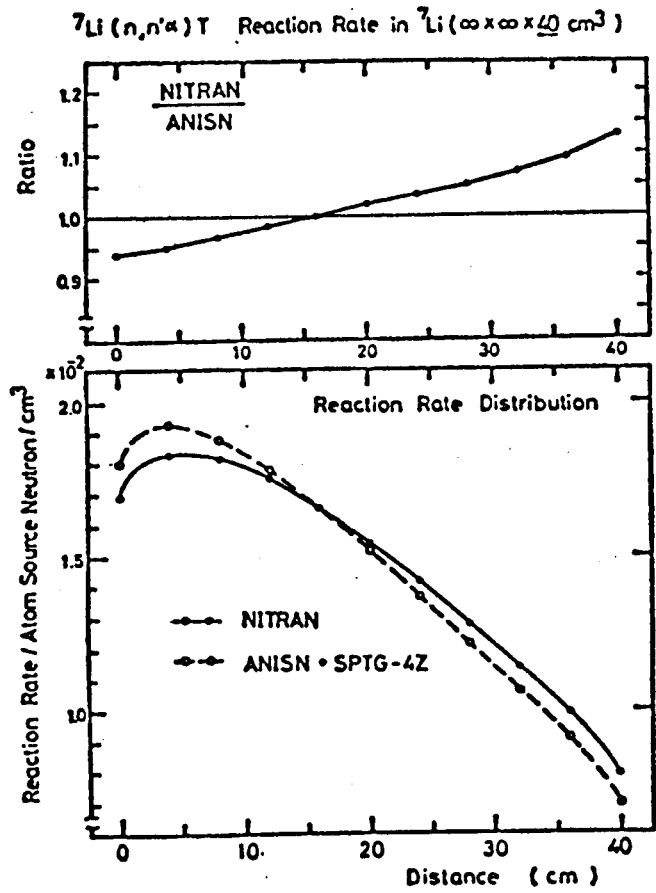


Fig. 10 Comparison between NITRAN and ANISN

(2) 模擬材料

核融合炉で使用すると予想される材料はLi およびその化合物のように化学的に不安定なものやV, Nb など大量に入手するのが難しいと思われるものが含まれている。事実 Li は今のところアメリカから輸入するしかなく、入手が難しくなりつつある。

(3) 測定量の検討

核融合炉ブランケットは非増倍系であり、臨界点のような物理的意味のはっきりしたものは無い。計算値と容易に比較できる新しい測定量の検討が必要である。

(4) 測定法の開発

高エネルギーの中性子および γ 線が共存する場では必要な反応のみを検出するのは容易ではない。発熱分布の測定なども含めて新たな測定法の開発が望まれる。

(5) 輸送計算コードの再検討

模擬実験から核データを評価するには中性子および γ 線の輸送を計算するコードが信頼できるものでなければならない。

取扱いエネルギー範囲が広いこと、中性子源が局在し、散乱の異方性が高いことから計算を難しくしている。

計算機のメモリー容量が十分でないことや、計算時間の関係から収束を容易にするための近似が一般に行われ、新たな問題が生じている。その中で阪大から新しい手法が提案され一応の成功をおさめている。

しかし、これら計算手法を検討するためには、できるだけ簡単な組成、簡単な形状のベンチマーク実験を行わなければならない。

(6) 核データの必要精度の検討

設計の立場から広範な感度解析を実施し、重要な核データ、核反応を明らかにすると共に、その必要な測定精度を検討する。場合によっては特に核融合炉のモデルではなく、より単純化したモデルで個々の元素について検討する必要がある。

References

- 1) 関 泰 : 原子力工業 22(2) 20-23 (1976)
- 2) Y. Seki: Review of Nuclear Heating in Fusion Reactors , To be submitted as a review paper for the IAEA Advisory Group Meeting on Nuclear Data for Fusion Reactor Technology to be held at Vienna, Austria, December 11-15, 1978
- 3) D.E. Bartine, et al.: Nucl. Sci. Eng. 53, 304-319 (1974)
- 4) B. Arcipiani, et al.: ibid 65, 540-567 (1978)
- 5) R.G. Alsmiller, et al.: Nucl. Technol. 34, 376-386 (1977)
- 6) 原子力学会「核融合炉調査」研究専門委員会 : 「核融合研究の進歩と動力炉開発の展望」 P170
- 7) 前川 洋 : 「ブランケット模擬実験からみれば核計算システムの向題点」, 昭和52年度ニュートロニクス関係短期研究報告書, UTNL-R-0060 (1978)
- 8) P. Cloth, et al.: Studies of the Space Dependent Tritium Production and the Fast Flux Distribution in a Lithium Blanket Experiment , EUR 5182e (1974)
- 9) H. Geiser, et al.: JÜL-1127-RG (1974)
- 10) H. Maekawa, Y. Seki: J. Nucl. Sci. Technol., 14[2] 97-107 (1977)
- 11) Y. Seki, H. Maekawa: ibid 14[3] 210-225 (1977)
- 12) idem: ibid 14[9] 681-682 (1977)
- 13) idem: Nucl. Sci. Eng. 66, 243-251 (1978)
- 14) F. Kappler, et al.: Determination of Neutron Spectra in a Lithium Sphere, EUR 5182e, 763-775 (1974)
- 15) C. Wong, et al.: Livermore Pulsed Shere Program: Program Summary Through July 1971, UCRL-51144, Rev. I (1972)
- 16) L.F. Hansen, et al.: Nucl. Sci. Eng. 60, 27-35 (1976)
- 17) S. Itoh, et al.: Measurements and Calculations of Fast Neutron Spectra in a Graphite-Reflected Lithium Assembly, Proc. of 3rd ANS Topical Meeting on the Technology of Controlled Nuclear Fusion, Santa Fe, New Mexico, May 9-11, 1978.
- 18) A. Takahashi, et al.: J. Nucl. Sci. Technol. 14[4] 308-311 (1977)
- 19) A. Takahashi, et al.: A Computational Method of Anisotropic Neutron Transport Using the Scattering Kernel Without Polynomial Expansion, To be published in J. Nucl. Sci. Technol.
- 20) 我家, 他 : 「核融合炉核設計に使用する計算システムの検討」, JAERI-Mとして発表予定 (1978)
- 21) H. Maekawa, et al.: Response Distribution of ^6LiF and ^7LiF Thermoluminescence Dosimeters in Lithium Blanket Assemblies, JAERI-M 6811; NEACRP-L-165 (1976)