

JAERI - M
83-142

モンテカルロコードMORSE-CGによる
ベンチマーク実験の解析

1983年9月

植木紘太郎^{*1}・林 克己^{*2}・金野正晴^{*3}
辻 政俊^{*4}・谷内広明^{*5}・成田秀雄^{*6}
永瀬慎一郎^{*7}・関根啓二^{*8}・笹本宣雄

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Section, Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1983

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 雫高野高速印刷

モンテカルロコードMORSE-CGによる
ベンチマーク実験の解析

日本原子力研究所東海研究所
炉物理研究委員会 遮蔽専門部会

モンテカルロ計算ワーキンググループ

植木紘太郎^{*1}・林 克己^{*2}・金野 正晴^{*3}
辻 政俊^{*4}・谷内 広明^{*5}・成田 秀雄^{*6}
永瀬慎一郎^{*7}・関根 啓二^{*8}・笹本 宣雄

(1983年8月9日受理)

今日数多くのモンテカルロコードがあるが、MORSE-CGコードは其中で最も多く使用されている。本報ではいくつかのベンチマーク実験を解析し、MORSEコードの有効性と使用上のパラメータの選定、評価法、さらにMORSEコードの使用法の拡張について得られた知見を報告する。

ここで取り上げたベンチマーク実験は次の6題である。

- 1) JRR-4原子炉による中性子スリットストリーミング
- 2) JRR-4原子炉による中性子ダクトストリーミング
- 3) ETNAにおける二回屈曲ダクト中性子ストリーミング
- 4) WINFRITH における鉄深層透過中性子スペクトル
- 5) ORNLにおける14MeV中性子のストリーミングおよび深層透過スペクトル
- 6) 電中研におけるキャスク周囲の線量率分布

*1 船舶技術研究所
*2 日立エンジニアリング(株)
*3 フジタ工業(株)
*4 三井造船(株)
*5 神戸製鋼(株)
*6 センチュリ・リサーチ・センタ(株)
*7 東海大学工学部
*8 日揮(株)

Analysis of Shielding Benchmark Problems Using
the Monte Carlo Code MORSE-CG

Kotaro UEKI^{*1}, Katsumi HAYASHI^{*2}, Masaharu KINNO^{*3}, Masatoshi TSUJI^{*4}
Hiroaki TANIUCHI^{*5}, Hideo NARITA^{*6}, Shinichiro NAGASE^{*7}, Keiji SEKINE^{*8}
and Nobuo SASAMOTO

Shielding Subcommittee, Committee on Reactor Physics,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received August 9, 1983)

Many Monte Carlo codes have been developed and available now, among which the MORSE-CG code is one of the most experienced one. We selected the MORSE code to analyze several benchmark problems. The pertinent Monte Carlo parameters and estimations are proposed for obtaining a good result by the MORSE. Also, an extended directions for use of the MORSE is obtained and described by citing examples of application.

The following six shielding experiments were employed as benchmark problems.

- I. Neutron streaming through a slit in the JRR-4 reactor.
- II. Neutron streaming through a duct in the JRR-4 reactor.
- III. Neutron streaming through a two-bend duct in the ETNA facility.
- IV. Neutron spectra penetrated a thick iron slab at the WINFRITH.
- V. 14-MeV-neutron streaming and deep penetration at the ORNL.
- VI. Dose rate distributions around a spent fuel shipping cask at the CRIEPI (Central Research Institute of Electric Power Industry).

Keywords :

Shielding Benchmark Problem, Neutron, Deep Penetration, Streaming, Room Scattering, Duct, Slit, Cask, Monte Carlo Method, Monte Carlo Coupling Technique, Fractional Standard Deviation, MORSE Code.

*1 Ship Research Institute

*2 Hitachi Engineering Co., Ltd.

*3 Fujita Corporation

*4 Mitsui Engineering & Shipbuilding Co., Ltd.

*5 Kobe Steel, Ltd.

*6 Century Research Center Corporation

*7 Dep. of Technology, Tokai University

*8 JGC Corporation

目 次

| | |
|--|----|
| 1. まえがき | 1 |
| 2. ベンチマーク実験の計算手法と結果 | 3 |
| 2.1 JRR-4原子炉による中性子スリットストリーミング | 3 |
| 2.2 JRR-4原子炉による中性子ダクトストリーミング | 13 |
| 2.3 ETNAにおける二回屈曲ダクト中性子ストリーミング | 21 |
| 2.4 WINFRITHにおける鉄深層透過中性子ストリーミング | 27 |
| 2.5 ORNLにおける14MeV中性子のストリーミングおよび深層透過スペクトル | 35 |
| 2.6 電中研におけるキャスク周囲の線量率分布 | 42 |
| 3. まとめ | 50 |
| 謝 辞 | 50 |
| 参考文献 | 51 |

CONTENTS

| | | |
|-----|---|----|
| 1. | Introduction | 1 |
| 2. | Calculational Techniques and Results for Shielding Benchmark Experiments | 3 |
| 2.1 | Neutron Streaming through a Slit in the JRR-4 Reactor | 3 |
| 2.2 | Neutron Streaming through a Duct in the JRR-4 Reactor | 13 |
| 2.3 | Neutron Streaming through a Two-Bend Duct in the ETNA Facility | 21 |
| 2.4 | Neutron Spectra Penetrated a Thick Iron Slab at the WINFRITH | 27 |
| 2.5 | Neutron Streaming and Deep Penetration of 14 MeV at the ORNL | 35 |
| 2.6 | Dose Rate Distributions around a Spent Fuel Shipping Cask at the CRIEPI (Central Research Institute of Electric Power Industry) | 42 |
| 3. | Conclusions | 50 |
| | Acknowledgements | 50 |
| | References | 51 |

1. ま え が き

本報告は、炉物理研究委員会遮蔽専門部会において、昭和54年7月から昭和58年7月までモンテカルロコードMORSE-CGを用い、いくつかのベンチマーク実験を解析し、計算コードの信頼性と使用経験とを述べたものである。

I) JRR-4原子炉による中性子スリットストリーミング

この問題はJRR-4のスイミングプール中に設けられた黒鉛ブロックに細いスリットを作り、スリットをストリーミングする中性子をしきい検出器で測定している。¹⁾この問題は深層透過とストリーミングの両者を扱う必要があり、直接一回のモンテカルロ計算では十分意味のある結果が期待できないと判断した。そこでモンテカルロ計算を二回に分け、最初の計算は線源から仮想検出器まで、次の計算は仮想検出器から実際の検出器までを解くというモンテカルロカップリング法を開発し、この手法を採用した。²⁾

II) JRR-4原子炉による中性子ダクトストリーミング

この問題もI.と同じJRR-4のスイミングプール中で実施された実験である。³⁾ダクトは二重円環になっており、一回屈曲している。

I.の問題と同じように深層透過とストリーミングの両者を扱わねばならないので、モンテカルロカップリング法を採用した。実験は $^{115}\text{In}(n, n')$ 、 $^{58}\text{Ni}(n, p)$ 、 $^{27}\text{Al}(n, \alpha)$ のしきい検出器で反応率を測定している。

III) ETNAにおける二回屈曲ダクト中性子ストリーミング

この問題は水中に設けられた二回屈曲円筒ダクトの中性子ストリーミングをしきい検出器で反応率を測定したものである。⁴⁾線源はウランコンバータであるが、円筒ダクトとウランコンバータの間には薄いアルミ板があるだけで、また間隔もあまりない。

解析は直接一回のモンテカルロ計算で実施したが、各屈曲部付近で衝突した中性子ができるだけ次の屈曲部へ向って散乱するように「プリズム散乱法」を考案し、これを採用した。その結果、熱中性子に対する $^{164}\text{Dy}(n, \gamma)$ 反応の測定値と比較し、FSD (fractional standard deviation) が ~ 0.5 程度とあまり良くないが、計算値はファクター3以内でダクトの中心軸に沿って3mのところまで一致した。

IV) WINFRITH における鉄深層透過中性子スペクトル

この問題は1.2m厚の軟鋼中で中性子のエネルギースペクトルを比例計数管およびNE-213検出器で測定し、RADAKコードでunfoldingしている。⁵⁾エネルギーは4.7MeV \sim 7.1MeVまで表示されている。中性子源はウランコンバータである。

これはモンテカルロ法の深層透過問題への適用性を調べるために選定した問題である。直接一回のモンテカルロ計算で解析したが、評価法には衝突密度評価法および飛程長評価法を採用した。検出器が物質中にある場合は、無理をして点検出器法を用いるより、モンテカルロ法は理論的にはボルツマン輸送方程式を粒子の衝突密度方程式にして解くので、衝突密度評価法あるいは飛程長評価法を採用した方が理にかなっている。

V) ORNLにおける14MeV中性子のストリーミングおよび深層透過スペクトル

この問題は、点線源から放出される14MeV中性子のストリーミングおよび深層透過スペクトルを

NE-213検出器で測定し、FERDコードでunfoldingしている⁶⁾。エネルギー範囲は17MeV～0.85MeVまで表示されている。

ダクトの出口に置かれたSUS等の厚さが最大で50cm程であるので、直接一回のモンテカルロ計算で解析した。二次ガンマのエネルギースペクトルについても測定しているが、次の機会に解析し報告する。

14MeV中性子の弾性散乱は前方方向に対する非等方性が非常に強いので、ルジャンドルの展開係数をP₉まで取ったNGCP9-70ライブラリーを、ENDF/B-IVからAMPXコードシステムを用いて作成した。

VI) 電中研におけるキャスク周囲の線量率分布

この問題は50トン級の実用キャスク周囲の中性子および二次ガンマ線量率を測定したものである⁷⁾。中性子源は²⁵²Cfの1mg(2.4×10^9 n/sec)である。中性子線量率はレムカウンター、ガンマ線量率は電離箱型サーベイメータを使用した。

一通りの解析は文献(8)でモンテカルロ法で解析している。本報告のねらいは、キャスクの置かれた実験室周囲の壁からの散乱線の寄与がどのくらいあり、キャスク周囲の線量率にどのくらい寄与しているかを調べることにある。

周囲の壁からの寄与がモンテカルロ法によって精度良く計算できることが分れば、核燃料再処理施設、廃棄物貯蔵施設あるいは核融合炉建屋の設計に際し、有効な設計コードとしてモンテカルロコードが使用されるようになるであろう。

2. ベンチマーク実験の計算手法と結果

2.1 JRR-4原子炉による中性子スリットストリーミング

2.1.1 実験配置

スリットストリーミング実験配置を Fig.1 に示す。JRR-4 炉心の中央から黒鉛ブロック中のスリットの入口までの距離は 104.5 cm あり、その内訳は、炉心の部分が 20 cm、反射体の厚さが 25 cm、アルミ板の厚さが 1.5 cm、水遮蔽体が 26 cm、そして鋼板の厚さが 32 cm になっている。スリットの大きさは 80 × 80 cm で、幅が W cm である。実験は 2 通りの W の幅について実施しているが、モンテカルロカップリング法ではそのうち W が 1 cm についてのみ解析した。この理由は、モンテカルロカップリング法の有効性は、狭いスリットの方を解析することによって、より明瞭になると判断したからである。検出器はスリットの 5 箇所、カドミウムでカバーしたものと裸の金の放射化検出器、マグネシウム、インジウム、それに硫黄のしきい検出器を用い、それぞれ反応率を測定している。反応率は reactions/(watt·s) で表示されている。

2.1.2 モンテカルロカップリング法

モンテカルロカップリング法は線源と検出器に仮想検出器 (pseud detector) を設け、モンテカルロ計算を 2 回に分け、最後にカップリングする手法である。

カップリング計算の手順を説明する。今、簡単のために線源は半径 R_0 の球、仮想検出器は半径 L_0 の平面、実際の検出器は点検出器とする。

A 最初の計算

(1) 線源の位置の決定

$$S(r) = \int_0^r 4\pi r^2 dr / \frac{4}{3}\pi R_0^3 = r^3 / R_0^3 \quad (1)$$

(2) 線源のエネルギー群, S_g の決定

$$S_g = P_g / \sum_{k=1} P_k \quad (2)$$

ここで、

P_k = k 群に対する線源強度確率

(3) 線源方向の決定

(1), (2) 式で決定された線源粒子の方向余弦 (u , v , w) を選定する。

$$u^2 + v^2 + w^2 = 1 \quad (3)$$

これらの線源条件を用い、まず仮想検出器までのモンテカルロ計算を実行する。

MORSEコードで計算する多群のボルツマン輸送方程式は、次式の emergent particle density equation で表現される。

$$\chi_g(\bar{r}, \bar{\Omega}) = S_g(\bar{r}, \bar{\Omega}) + \sum_{g'=g}^1 \int_{4\pi} d\bar{\Omega}' \frac{\Sigma_s^{g' \rightarrow g}(\bar{r}, \bar{\Omega}' \rightarrow \bar{\Omega})}{\Sigma_t^g(\bar{r})} \int_0^\infty dR \Sigma_t^{g'}(\bar{r}) e^{-\beta_{g'}(\bar{r}, R, \bar{\Omega}')} \chi_g(\bar{r}', \bar{\Omega}')$$

(4)

ここで、

\bar{r} = 位置の変数

$\bar{\Omega}$ = 方向ベクトル

R = 光学的距離, (cm)

$\Sigma_t^g, \Sigma_s^{g \rightarrow g}$ = g 群に対するそれぞれ全断面積, (cm⁻¹), 散乱断面積, (cm⁻¹ · st⁻¹)

$\chi_g(\bar{r}, \bar{\Omega})$ = 粒子密度 (emergent particle density), (cm⁻³)

$S_g(\bar{r}, \bar{\Omega})$ = 線源項

$$\beta_g(\bar{r}, R, \bar{\Omega}) \equiv \int_0^R \Sigma_t^g(\bar{r} - R' \bar{\Omega}) dR'$$

最初のモンテカルロ計算を NESX (next event surface crossing) 評価法を採用すれば、得られる角度フルーエンスは面積 ($\Delta A(I)$), 極角 ($\Delta \theta(J)$), 方位角 ($\Delta \phi(K)$), について平均化された量になる。すなわち、

$${}_1\Phi_{g, I, J, K} = \frac{1}{\Delta A(I)} \cdot \frac{1}{\Delta \theta(J)} \cdot \frac{1}{\Delta \phi(K)} \cdot W_{g, I}^{J, K} \quad (5)$$

ここで、

$$W = \sum_i w_i$$

w_i = 検出器に寄与する i 番目の粒子の重み

$\Phi_{g, I, J, K}$ = 角度フルーエンス

モンテカルロ計算では、しばしばフルーエンス (fluence : cm⁻¹ · 線源粒子 1 個⁻¹) という言葉が使われる。これは、モンテカルロ計算結果が粒子 1 個当りの量を求めるのに都合が良いからであり、実際の線源強度 S_0 (particles · sec⁻¹), を乗ずればフラックス (flux : cm⁻² · sec⁻¹) となる。したがって、フルーエンスとフラックスとの間には本質的な相違はない。

(5)式で実際には方位角については等方であるとしているので、 $1/\Delta \phi(K)$ の項はなくなる。 $\Delta \theta$ については、 $-1 \leq \cos \theta \leq 1$, を n 等分するので、 $\Delta \theta = 2/n$, になる。また ${}_1A_I$ は半径 L_0 の平面を m 個の同心円に分割するので、各円環の面積は次のように書かれる。

$${}_1A_I = \pi (L_{I+1}^2 - L_I^2) \quad (6)$$

$${}_1A = \sum_{I=1}^m {}_1A_I = \pi L_0^2, \quad (\text{cm}^2) \quad (7)$$

二回目の計算に対する線源強度 \hat{S} は、実際の線源強度を S_0 とすれば次式で表わされる。

$$\hat{S} = S_0 \sum_{g, I} {}_1A_I \cdot {}_1\Phi_{g, I} \quad (8)$$

ここで

$${}_1\Phi_{g, I} = {}_1\Phi_{g, I, J, K} \times \Delta\theta \times \Delta\phi$$

B 2回目の計算

2回目の計算もモンテカルロ計算なので、本質的には(4)式にしたがうが、(4)式の線源項 $S_g(\bar{r}, \bar{\Omega})$ は存在しない。二回目の計算では仮想検出器が面線源になるので、この場合の線源項は位相空間 $(\bar{r}, \bar{\Omega}, g)$ における角度フルーエンス $\phi_g(\bar{r}, \bar{\Omega})$ である。したがって(4)式から線源項をとった輸送方程式を解くことになる。

$$\chi_g(\bar{r}, \bar{\Omega}) = \sum_{g'=g} \frac{1}{\Sigma} \int_{4\pi} d\bar{\Omega}' \frac{\Sigma_s^{g' \rightarrow g}(\bar{r}, \bar{\Omega}' \rightarrow \bar{\Omega})}{\Sigma_t^g(\bar{r})} \int_0^\infty dR \Sigma_t^{g'}(\bar{r}) e^{-\beta_{g'}(\bar{r}, R, \bar{\Omega}')} \cdot \chi_{g'}(\bar{r}, \bar{\Omega}') \quad (9)$$

$$\phi_g(\bar{r}, \bar{\Omega}) = \chi_g(\bar{r}, \bar{\Omega}) / \Sigma_t^g(\bar{r}, \bar{\Omega}) \quad (10)$$

(1) 線源位置の決定

$$S = \sum_{g, I, J} \Delta A(I') {}_1\Phi_{g, I', J} \quad (11)$$

とおけば、仮想検出器の円環の位置 S_I は次のようにして決定できる。

$$S_I = \Delta A(I) {}_1\Phi_{g, I, J} / S \quad (12)$$

(2) エネルギー群 S_g の決定

$$S_g = {}_1\Phi_{g, I, J} / \sum_{g'} {}_1\Phi_{g', I, J'} \quad (13)$$

(3) 極角の決定

$$S_J = {}_1\Phi_{g, I, J} / \sum_{J'} {}_1\Phi_{g, I, J'} \quad (14)$$

なお、方位角については等方分布を仮定する。

二回目の計算では点検出器評価法 (point detector estimation) が採用されているので、面積あるいは体積で平均化されない、正にその点におけるフルーエンス ${}_1\phi_g(\bar{r}, \bar{\Omega})$ が得られる。

2.1.3 カップリング計算と求める量との関係

多群計算による求める量 (effect of interest) λ 、(例えばフルーエンス, 線量率, 反応率) は一般に次のように表わされる。

$$\lambda_g = \iiint P_g \phi(\bar{r}, \bar{\Omega}) \phi_g(\bar{r}, \bar{\Omega}) d\bar{r} d\bar{\Omega} dE \quad (15)$$

$$\lambda = \sum_g \lambda_g \quad (16)$$

ここで、

$P_g^\phi(\bar{r}, \bar{\Omega})$ = g群の角度依存レスポンス関数

$\phi_g(\bar{r}, \bar{\Omega})$ = 単位エネルギー当り、線源粒子1個についての角度フルーエンス

λ_g = g群に対する求める量

(15)式で、 $P_g^\phi(\bar{r}, \bar{\Omega})$ および $\phi_g(\bar{r}, \bar{\Omega})$ を $\bar{\Omega}$ について積分した量を、 $P_g^\phi(\bar{r})$ 、 $\phi_g(\bar{r})$ と書けば、それぞれ次のように書かれる。

$$P_g^\phi(\bar{r}) = \int P_g^\phi(\bar{r}, \bar{\Omega}) d\bar{\Omega} \quad (17)$$

$$\phi_g(\bar{r}) = \int \phi_g(\bar{r}, \bar{\Omega}) d\bar{\Omega} dE \quad (18)$$

レスポンス関数として線量率換算係数、反応断面積等があるが、これらはいずれも $\bar{\Omega}$ に依存しない。(17)、(18)式を用いれば、(15)式は次のように書かれる。

$$\lambda_g = \iint P_g^\phi(\bar{r}) \phi_g(\bar{r}) d\bar{r} dE \quad (19)$$

モンテカルロコードMORSE-CGでは計算結果がフルーエンス（線源粒子1個当りの量）で表示されるので、最終的に求める量Aには物理的線源強度を乗ずる必要がある。

$$\begin{aligned} A &= S_0 \cdot \lambda \\ &= S_0 \cdot \sum_g \iint P_g^\phi(\bar{r}) \phi_g(\bar{r}) d\bar{r} dE \end{aligned} \quad (20)$$

さらに、g群のエネルギー幅を ΔE_g とすれば、(20)式は次のようになる。

$$A = S_0 \sum_g \int P_g^\phi(\bar{r}) \phi_g(\bar{r}) \Delta E_g d\bar{r} \quad (21)$$

$$= S_0 \sum_g \int P_g^\phi(\bar{r}) \Phi_g(\bar{r}) d\bar{r} \quad (22)$$

ここで、

$$\Phi_g(\bar{r}) = \phi_g(\bar{r}) \cdot \Delta E_g \quad (23)$$

(22)式は位置の変数 (\bar{r}) についての積分量、すなわち、位置に関する位相空間中の全量である。しかし、実際の遮蔽問題では個々の検出器の位置 (点) \bar{r}_i において、線量率、あるいはフラックスがどのくらいあるかが知りたいのであって、位相空間についての積分量ではない。ここで、 \bar{r}_i における求める量を $A(\bar{r}_i)$ とすれば、次のように定義できる。

$$A(\bar{r}_i) = dA / d\bar{r}_i \quad (24)$$

(24)式のAに(22)式を代入すれば、 $A(\bar{r}_i)$ は次のようになる。

$$A(\bar{r}_i) = S_0 \cdot \sum_g P_g^\phi(\bar{r}_i) \Phi_g(\bar{r}_i) \quad (25)$$

(25)式において、エネルギーフルーエンスは当然位置の変数 \bar{r}_i に依存した量であるが、レスポンス

関数（例えば、線量率変換係数、反応断面積、フラックスを求める係数）は一般に位置に依存しない量である。

レスポンス関数として反応断面積を例にとれば、(25)式は次のように表わされる。

$$A(\bar{r}) = S_0 \cdot \sum_g R_g \Phi_g(\bar{r}_i) \quad (26)$$

上式において、 S_0 が ($\text{neutrons} \cdot \text{sec}^{-1}$)、 R_g が ($\text{reactions} \cdot \text{cm}^2 \cdot \text{atom}^{-1} \cdot \text{neutron}^{-1}$)、 $\Phi_g(\bar{r}_i)$ が ($\text{neutrons} \cdot \text{cm}^{-2}$)であれば、 $A(\bar{r}_i)$ の次元は次のようになる。

$$\begin{aligned} [A(\bar{r}_i)] &= \left[\frac{\text{neutrons}}{\text{sec}} \right] \cdot \left[\frac{\text{reactions} \cdot \text{cm}^2}{\text{atom} \cdot \text{neutron}} \right] \cdot \left[\frac{\text{neutrons}}{\text{cm}^2} \right] \\ &= \left[\frac{\text{reactions} \cdot \text{neutrons}}{\text{sec} \cdot \text{atom}} \right] \quad (27) \end{aligned}$$

すなわち、 \bar{r}_i に n 個の中性子が入射すると、検出器を構成する1個の原子当たり、単位時間に m 回の反応が起ることになる。

2.1.4 計算の詳細

カップリングの最初の計算はFig.1で示したような直径100cmの仮想円板検出器 (pseudo-disk detector)における中性子の、角度、エネルギー、それに全フルーエンスを求めるために実行された。この仮想検出器は5個の等間隔の円環に分割された。5個の円環に対する半径方向の全フルーエンス分布をFig.2に示す。5個の円環中、最大の全フルーエンスは半径が20~30cmの第3円環に表われており、その後、全フルーエンスは半径が大きくなるにつれて次第に減少している。したがって、カップリング計算で第2のモンテカルロ計算の線源条件になる最初の計算は、検出器の半径が50cmで十分であると判断した。第2の計算の線源は、仮想検出器における角度、エネルギー、および全フルーエンスから確率密度関数 (probability density function; pdf) が作れるように、サブルーチンSOURCEを作成した。SOURCEルーチンはまたpdfを保存するようになっている。サブルーチンSDATAは等方線源を扱うようにできているが、これを最初の計算で得られた角度フルーエンスが正確に取り入れられるように改訂した。

点検出器に対する粒子の寄与は、既存のSDATAでは次のように計算している。

$$\text{CON} = \{W \cdot \text{Exp}(-\text{mf}p)\} / 4\pi r^2 \quad (28)$$

ここで、

CON = 衝突点から検出器への寄与

W = 衝突した後の粒子の統計的重み

mf p = 検出器と衝突点間の平均自由行程

r = 検出器と衝突点間の光学的距離

(28)式は等方線源について成り立つ。しかし、カップリング計算の第2の計算における線源条件は先に述べたように等方ではなく、極角 (polar angle) について非等方に分布する。この非等方性を考慮したSDATAのCONは次のように表わされる。

$$\text{CON} = \left[W \cdot \text{Exp}(-mf p) / 4 \pi r^2 \right] \times \left[P_s(\Delta \theta_i) / (\Delta \theta_i / 2) \right] \quad (29)$$

ここで

$$\begin{aligned} \Delta \theta_i &= \theta_i - \theta_{i-1} \\ \Delta \theta_i &= 0.25 \text{ sr (極角を8分割している)} \\ P_s(\Delta \theta_i) &= \text{線源粒子が微小間隔 } \Delta \theta_i \text{ に放出される確率, } \sum_i P_s(\Delta \theta_i) = 1.0 \\ \theta &= \text{線源が検出器を見る極角} \end{aligned}$$

カップリング法の最初のモンテカルロ計算の評価法には仮想円板検出器の中性子フルーエンス空間分布を求めるため、NESX評価法を使用する。衝突点からフルーエンスへの寄与はNESX評価法では次のように表わされる。

$$\text{CON} = W \cdot \text{Exp}(-mf p) \cdot \left| \bar{n} \cdot \bar{\Omega} \right| / A \quad (30)$$

ここで

$$\begin{aligned} A &= \text{面検出器の面積} \\ \bar{\Omega} &= \text{粒子の単位方向ベクトル} \\ \bar{n} &= \text{粒子が検出器をよぎる点における単位法線ベクトル} \end{aligned}$$

第2のモンテカルロ計算は点検出器のフルーエンスを求めるので、MORSEコードではザブルーチンRELCOLが組み込まれている。RELCOLは(31)式にしたがってCONを計算するので、 $r \rightarrow 0$ のとき $\text{CON} \rightarrow \infty$ となる。この矛盾を取り除くためこれまでいくつかの手法が工夫されてきた。ここでは、この矛盾を解決するために、 $r \rightarrow 0$ 近傍のときはNESX評価法を採用する方法を取った。この手続きは次のように書き表わせる。

$$\text{CON} = W \cdot \text{Exp}(-mf p) \cdot P(\theta) / r^2, \quad r > r_0 \quad (31)$$

$$\text{CON} = W \cdot \text{Exp}(-mf p) \cdot \left| \bar{n} \cdot \bar{\Omega} \right| / A, \quad r \leq r_0 \quad (32)$$

ここで、

$$P(\theta) = \text{衝突した粒子が点検出器方向に進むステラジアン当りの確率}$$

$$r_0 = 1 \text{ cm}$$

粒子の飛程を伸ばすためにMORSEコードではDIRECという関数が用いられる。スリットストリーミング問題では、DIREC=+w、即ち、スリットの中心軸方向、円環ダクトストリーミング問題では、第一脚目はDIREC=+w、第二脚目はDIREC=+v、即ち、それぞれのダクトの中心軸方向とした。また、指数変換(exponential transform)に対する係数PATHは領域ごとに与えるが、0.5~0.6にした。

次に群定数について述べる。スリットおよびダクトストリーミング問題とも同一の群定数を使用した。群数は15群で、ENDF/B-IV¹⁰⁾を基本ライブラリーにして作成した100群の定数を、一次元ANISNコード¹¹⁾を組み入れたRADHEAT-V3コードシステム¹²⁾を使って領域ごとに縮約した。散乱断面積は全てルジャンドルの展開係数をP_sまで用意した。また、放射化検出器およびしきい検出器

の反応断面積も同様な手続きで作成した。この15群のうち最初の14群がMORSEコードの計算に使用された。第15群は熱中性子に対応したエネルギー群である。

2.1.5 計算結果と考察

1つの放射化検出器と3つのしきい検出器に対するスリット中性子ストリーミング問題の反応率の計算と実験との比較をTable 1に示す。スリットの幅は全て1 cmである。しかし、スリットの実験で入口に最も近いカドミカバーの金箔検出器はスリットの幅がゼロであった。Table 1には直接一回のMORSE計算も示してある。これは、モンテカルロカップリング計算と一回の計算とを対比することによって、カップリング計算が絶対値およびFSD共一回の計算よりも遥かに優れていることを分り易くするためである。ここで述べるモンテカップリング計算では、最初の計算の仮想検出器におけるFSDは最終的な値のFSDには伝播しないものと仮定している。これは、iterative forward-adjoint Monte Carlo Method¹³⁾や、recursive Monte Carlo Method¹⁴⁾でも、FSDの伝播を考慮していないことに準じたものである。しかし、最初の計算のFSDがゼロでない限り、必ず誤差の伝播 (error propagation) がある。誤差伝播の関係式は現在まで導入されていないが、目下筆者が導入を試みており、評価が固まれば本計算にも適用できる。

まずカドミカバー付の金検出器の反応率について調べる。この金検出器は熱外中性子 (epithermal neutron) には大きな反応断面積を持っているが、カドミカバーがしてあるので、熱中性子はほとんど完全にこのカドミウムで吸収される。また高速中性子に対しては反応断面積がほとんどゼロである。測定値との比較から、MORSE-to-MORSE カップリング計算で得られた結果は、直接一回のMORSE計算結果より遥かに実験との対応が良いことが明白である。一回のMORSE計算では、全ての検出器位置で測定値を100倍程度過少評価している。一方、MORSE-to-MORSE カップリング法による計算は、ファクター2以内で全ての金検出器位置において一致しており、非常に良い計算結果を与えている。さらに、カップリング計算は一回のモンテカルロ計算に比べ、線源粒子数の違いを考慮しても、FSDが十分良くなっている。一回のモンテカルロ計算では5,000ヒストリー、カップリング計算では8,000ヒストリーをそれぞれ追跡した。したがって、カップリング計算では一回のモンテカルロ計算に比べ、線源粒子数が多いことによって統計的にはFSDが1/1265だけ良くなるのが期待できる。一回のMORSE計算ではスリット中の全ての金検出器に対し、FSD > 0.6であった。一方、MORSE-to-MORSE計算で得られたFSDは0.3~0.65であり、期待されたファクター1/1.265より良くなっている。しかし、金検出器のFSDはまだ十分良いとは言えない。Fig. 1から分るように、スリットは黒鉛ブロック中にあるので、高速中性子は多数回の衝突を繰り返して熱外中性子になるので、その結果、高速中性子よりも統計的重みの偏差が大きくなると考えられる。

次にインジウム検出器について述べる。インジウム検出器はしきい値が1.5MeVで、3つのしきい検出器の中でしきい値が最も低い。実験値と比較し、カップリング計算結果はスリットの入口から最も離れた80 cmの位置を除いてファクター3以内で一致している。検出器が80 cmの位置ではファクター5だけ測定値を過大評価している。一方、直接一回のモンテカルロ計算では、スリットの入口でファクター8だけ実験値を過少評価し、入口から最も遠い80 cmの位置では逆に20倍も測定値を上回るという悪い結果になっている。MORSE-to-MORSE計算ではFSDが0.2~0.4であり、特に、最初の2箇所の検出器では~0.2である。これは、一回のMORSE計算に比べ、ファクター3~

4も改良されたことが分る。また、残りの3箇所の検出器に対してもファクター2だけFSDが小さくなっている。

しきいエネルギーが2.7MeVの硫黄検出器について次に述べる。この場合はMORSE-to-MORSEカップリング計算も、直接一回のMORSE計算も実験値に対し全ての検出器位置でファクター2以内で良い一致を見ている。FSDについては、カップリング計算が0.32~0.35であるのに対し、一回のモンテカルロ計算では0.56~0.76と悪い。したがって、FSDはファクター2だけ改良されたことになり、期待できる係数(1/1.265)以上に小さくなっている。

しきいエネルギーが7MeVと高いマグネシウム検出器の反応率についてもTable1に集約されている。ウラン-235の核分裂で7MeV以上のエネルギーを持った中性子の発生は非常に少ない。したがって、たとえ線源エネルギーバイアスを実施しても、このマグネシウム検出器に対するFSDの改良はあまり期待できない。測定した反応率と比較し、直接一回のMORSE計算では最大で100倍、最小で2倍ほど測定値を過少評価している。しかし、カップリング計算では測定値に対し全ての検出器位置でファクター2以内で良い一致を見ている。FSDはカップリング法の採用によって低減したものの、まだ全ての計算点で > 0.5 である。

以上の考察から次のようなことが結論づけられる。

1. カップリング計算で得られた反応率は測定値と比較し、スリット中の全ての検出器位置で十分良い一致を示す。
2. モンテカルロカップリング法を用いることによって、FSDは明らかに改良される。
3. 計算値と測定値との十分良い一致やFSDの著しい改善は、カップリング計算により、スリット周囲のグラファイト中の中性子衝突密度(collision density)が実質的に増加したことによる。
4. したがって、モンテカルロ計算で優れたFSDとされている0.1以下も、インジウムや硫黄検出器に対しては数万ヒストリーの中性子を追跡すれば達成できると予測される。

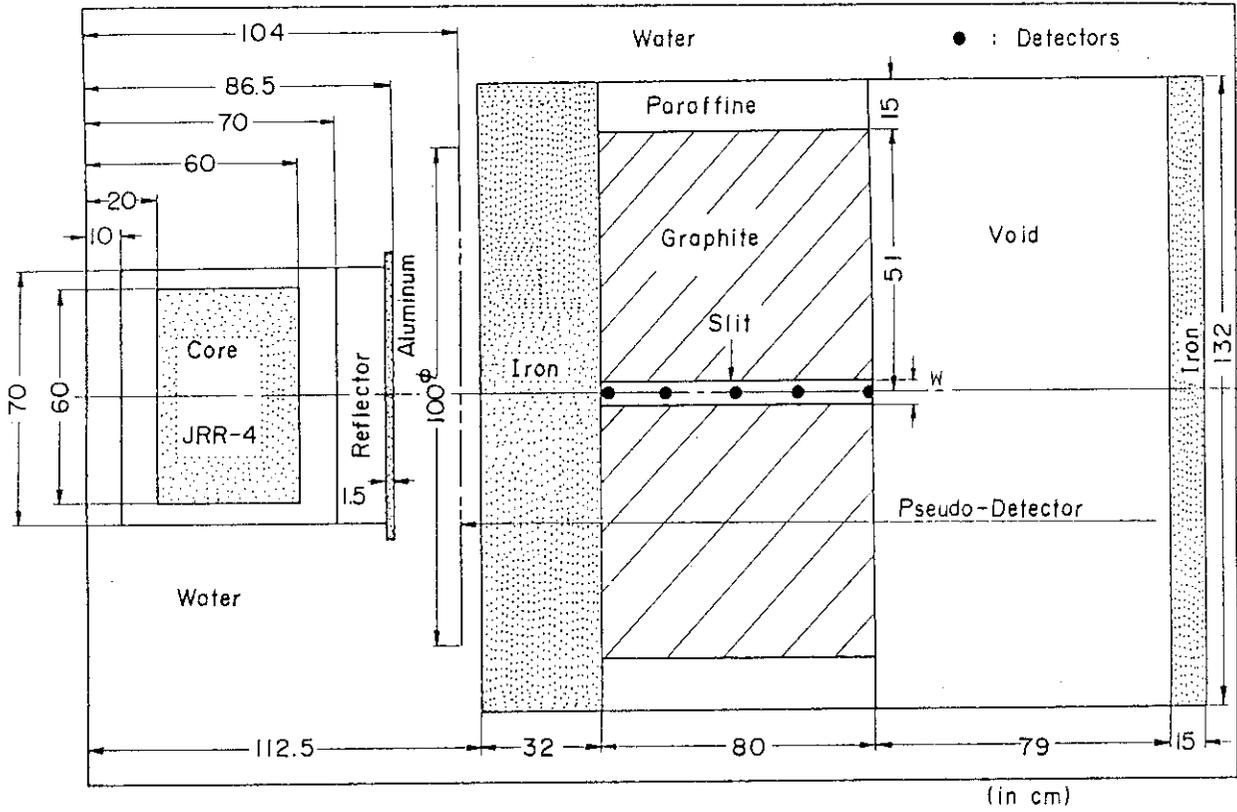


Fig. 1 Calculational model for the JRR-4 slit-streaming experiment. Detector locations shown by solid circles. Dimensions are in centimetres.

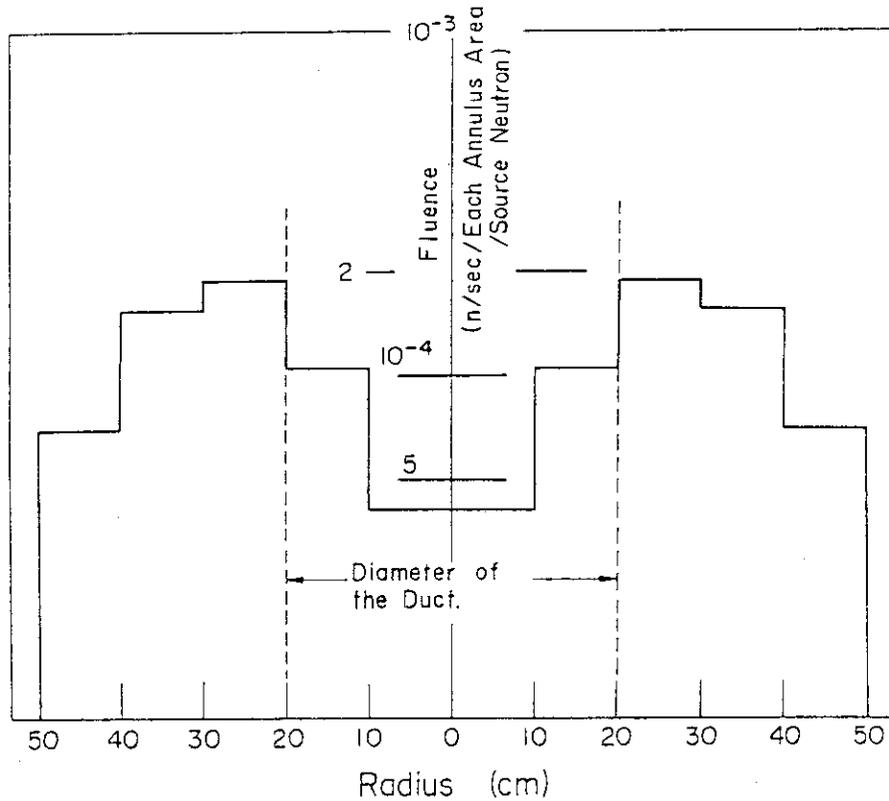


Fig. 2 Radial distributions of total fluence for each annulus of the disk source located at $z=104$ cm in Fig. 1.

Table 1 Comparison of Reaction Rates Between Measured, Single MORSE, and MORSE-to-MORSE Coupling Calculations in the Slit Problem.

(Rates are expressed in reaction/W·s. Slit width is 1 cm except as noted.)

| Distance from the Slit Entrance (cm) | Measured | Single MORSE (5000 Histories) | | MORSE-to-MORSE Coupling (8000 Histories) | |
|--------------------------------------|------------------------------------|-------------------------------|--------------------|--|--------------------|
| Cadmium-Covered Gold Detector | | | | | |
| 0 | 1.25 ^a -20 ^b | 1.444-22 | 0.653 ^c | 2.354-20 | 0.551 ^c |
| 20 | 8.50 ^a -21 | 3.565-22 | 0.820 | 2.491-20 | 0.658 |
| 40 | 1.55-21 | 1.143-23 | 0.646 | 2.002-21 | 0.467 |
| 60 | 1.80-22 | 1.853-24 | 0.663 | 1.540-22 | 0.333 |
| 80 | 1.60-23 | 6.204-25 | 0.790 | 3.154-23 | 0.323 |
| Sulfur Detector | | | | | |
| 0 | 5.30-25 | 4.861-25 | 0.707 | 1.027-24 | 0.333 |
| 20 | 1.15-25 | 1.427-25 | 0.679 | 1.797-25 | 0.355 |
| 40 | 2.60-26 | 1.588-26 | 0.560 | 1.874-26 | 0.350 |
| 60 | 7.20-27 | 2.905-27 | 0.651 | 4.570-27 | 0.331 |
| 80 | 2.70-27 | 2.147-27 | 0.758 | 1.830-27 | 0.322 |
| Indium Detector | | | | | |
| 0 | 1.15-24 | 1.501-23 | 0.811 | 3.793-24 | 0.189 |
| 20 | 3.05-25 | 4.569-24 | 0.583 | 4.851-25 | 0.227 |
| 40 | 5.40-26 | 2.754-25 | 0.634 | 7.254-26 | 0.334 |
| 60 | 1.10-26 | 6.210-26 | 0.597 | 2.910-26 | 0.417 |
| 80 | 3.20-27 | 6.333-26 | 0.841 | 1.623-26 | 0.444 |
| Magnesium Detector | | | | | |
| 0 | 1.35-26 | 1.459-28 | 0.229 | 1.372-26 | 0.579 |
| 20 | 4.00-27 | 2.264-27 | 0.984 | 1.087-26 | 0.567 |
| 40 | 8.50-28 | 3.664-28 | 0.972 | 2.104-27 | 0.623 |
| 60 | 2.50-28 | 4.452-29 | 0.953 | 4.781-28 | 0.634 |
| 80 | 1.30-28 | 6.988-30 | 0.900 | 1.475-28 | 0.600 |

^aSlit with zero.

^bRead as 1.25×10^{-20} .

^cFractional standard deviation.

2.2 JRR-4原子炉による中性子ダクトストリーミング

2.2.1 実験配置

二脚の二重円環円筒中性子ストリーミング実験の計算モデルをFig.3に示す。炉心の中心からダクトの入口までの距離は69cmである。その内訳は炉心部分が20cm, 反射体の厚さが25cm, アルミ板が1.5cm, それに水遮蔽体の厚さが22.5cmである。ダクトはJRR-4のプール中に設置されている。ダクトの外径は20cmで, 内径は10cmである。二重円環円筒ダクトの中心部は, 実験ケースIは空気で満たされており, 実験ケースIIは水である。計算で求めた反応率は, カドミカバ付の金放射化検出器, インジウム, ニッケル, およびアルミニウムのしきい検出器についてである。

2.2.2 計算結果と考察

スリット中性子ストリーミング計算でモンテカルロカップリング法の有効性が実証され, 実測値との一致も十分満足できることが分かったので, このダクトストリーミング問題は全てMORSE-to-MORSEカップリング計算を実施した。計算と実験との比較をTable2, 3および4に示す。

Table2はしきいエネルギーが2.8MeVのニッケル検出器に対する反応率を示したものである。検出器はFig.3のラインA, 即ち, 水中に置かれている。全て実験ケースIIを計算している。

MORSE-to-MORSE計算で得られた結果はTable2から分るように, 全てのニッケル検出器に対しファクター1.5以内で非常に良い一致を見ている。ここでFSDは0.18~0.64である。第一脚の最初の4つの検出器位置ではFSDがおおよそ0.2であるが, その他の位置では0.27~0.64と大きい値になっている。注目すべき点は, 最も入口から離れた検出器位置, 即ち, A-14におけるニッケル検出器の実験値との一致が, ダクトの入口, 即ち, A-1における実験との一致と同程度に良好であることである。したがって, カップリング計算によって, ダクト中およびその周囲で高速中性子の適当な衝突密度が得られたものと判断できる。

Table3はカドミニウムカバ付の金放射化検出器, インジウム, ニッケル, アルミニウムしきい検出器に対する反応率を集約したものである。これらの検出器は全てFig.3のLine B上にあり, 空気中である。

金検出器に対する計算結果は, 第一脚ではファクター3以内で, 第二脚ではファクター2以内で良い一致を示している。第一脚のFSDは0.25~0.38であり, 熱外中性子のFSDとしてはある程度良い値であるが, 第二脚になると0.53~0.65と悪い値になっている。

インジウム検出器については計算値はダクトの入口から出口にかけて, 全ての検出器位置でファクター2以内であり, 十分満足すべき一致が得られている。第一脚中のFSDは0.08~0.15であり, 十分良い値である。しかし二脚目になると0.17~0.58になり, やや大きい値になった。第一脚中のFSDが十分小さい理由としては, 1) 仮想検出器から発生した非散乱中性子の寄与が相対的に大きい, 2) 二重円環ダクトの中心部および外部は水があり, ダクト周囲の高速中性子は少数回の衝突しか経験していないと考えられる。モンテカルロ計算では一般に衝突回数が増える程, 粒子の重みの統計的分散が大きくなる。逆に衝突回数の少ない高速中性子は重みの分散が小さく, したがって, FSDが小さくなる。ところが, 第一脚に入った中性子が第二脚に入射するには少なくとも1回, ダクトの屈曲部付近の水中で衝突し, かなり大きな角度で散乱しなければならない。その結果, 高速中性子も大部分は熱外中性子や熱中性子に減速されてしまう。第二脚中に置かれた高速中性子に対する

しきい検出器へ寄与する中性子の量はカップリング法を用いても第一脚中と比べればかなり小さくなり、その結果、FSDが悪くなる。

ニッケルおよびアルミニウム検出器について次に述べる。ニッケル検出器に対する計算結果は全ての検出器位置でファクター2以内で良好に実験と合っている。FSDも第一脚中はインジウムと同様に0.09~0.15と良い。しかし、第二脚では0.17~0.55とあまり良くない。アルミニウム検出器に対するカップリング計算は第一脚ではファクター2以内で測定値と良い一致を見ているが、第二脚になるとファクター6の差がでる位置があり、違いが大きくなっている。FSDは第一脚中は0.16~0.21で比較的良いが、二脚目になると0.29~0.82と悪くなっている。アルミニウム検出器に対してはMORSE-to-MORSE計算でも実験との一致、およびFSDも十分良い結果を得るまでには至っていない。スリット中性子ストリーミング問題におけるマグネシウム検出器の場合もそうであったが、アルミニウム検出器のしきいエネルギーも7.7MeVと高く、これ以上の高エネルギー中性子の発生は ^{235}U の核分裂では非常に少ない。そのため、アルミニウム検出器に対するモンテカルロ計算のFSDはどうしても他の検出器より大きくなる。

FSD > 0.5の場合、計算結果は設計値に採用できないと判断される。

Fig.3のLine C上に置かれたカドミカバ付金検出器、インジウム、ニッケル、およびアルミニウムしきい検出器の反応率をTable 4に示す。

金検出器の反応率は第一脚では最大ファクター6だけ計算値が実験値を上回っている。二脚目はC-18の位置を除いては最大でもファクター2だけ大きくなっている。また、FSDは全体に悪く、0.27~0.78である。この傾向はLine B上の金検出器と同じようである。

インジウム検出器の反応率は全ての検出器位置でファクター2以内で測定値と一致している。FSDも一脚目は0.07~0.16であり、良好であるが、第二脚は0.33~0.52とやや大きくなっている。しかし、ここで注目すべき点は、インジウム検出器のカップリング計算結果が、ダクトの出口に近いC-18においても入口に近いC-1と同じくファクター1.3以内で非常に良く実験と合うことである。C-18におけるインジウムの反応率はC-1よりも 10^{-5} 程度小さい。にもかかわらず両者とも測定値と良く一致するので、モンテカルロカップリング法は1MeV以上の高速中性子のストリーミング計算には非常に良い結果が期待できる。

ニッケル検出器に対する計算結果も第一脚はファクター1.5以内で良い一致を示し、二脚目はファクター3以内で実験と合っている。FSDは一脚目は0.08~0.15で十分小さいが、第二脚では0.36~0.49と大きくなっている。

アルミニウム検出器の反応率は測定値に対し第一脚ではファクター2以内で一致を見るが、結合部ではファクター6の相違が生じている。それから先のLine C上のアルミニウム検出器データはない。FSDは一脚中は0.14~0.33であるが、結合部では0.53~0.69と悪い。

Table 2 Comparison of Reaction Rates Between Measured and MORSE-to-MORSE Coupling Calculations in the Two-Legged Cylindrical-Annular-Duct Problem.

| Detector Location ^a (cm) | | | Nickel Detector Reaction Rate (reaction/W·s) | | |
|--|-----|-----|---|---|--------------------|
| Line A (in water) | x | z | Measured | MORSE-to-MORSE Coupling (10000 Histories) | |
| A- 1 | 3 | 0 | 2.47-22 | 1.939-22 | 0.179 ^b |
| 2 | 20 | --- | 2.59-23 | 2.782-23 | 0.209 |
| 3 | 40 | --- | 4.53-24 | 5.737-24 | 0.240 |
| 4 | 60 | --- | 1.36-24 | 1.295-24 | 0.199 |
| 5 | 80 | --- | 5.88-25 | | |
| 6 | 100 | --- | 3.39-25 | 4.221-25 | 0.430 |
| 7 | 120 | --- | 2.13-25 | | |
| 8 | 140 | --- | 1.46-25 | 9.836-26 | 0.457 |
| 9 | 160 | --- | 1.18-25 | 9.639-26 | 0.508 |
| 10 | 180 | --- | 1.25-25 | 9.030-26 | 0.643 |
| 11 | --- | 15 | 3.78-25 | | |
| 12 | --- | 20 | 3.76-25 | 4.227-25 | 0.270 |
| 13 | --- | 40 | 8.93-27 | 1.624-26 | 0.276 |
| 14 | --- | 60 | 1.13-27 | 1.498-27 | 0.454 |

^aAll detector locations were in the plane of Fig.2.

^bFractional standard deviation.

Table 3 Comparison of Reaction Rates Between Measured and MORSE-to-MORSE Coupling Calculations in the Two-Legged Cylindrical-Annular-Duct Problem.

| Detector Location ^a (cm) | | | Reaction Rate (reaction/W.s) | |
|--|---|---|---------------------------------|---|
| Line B (in air) | x | z | Measured | MORSE-to-MORSE Coupling (10000 Histories) |

Cadmium-Covered Gold Detector

| | | | | | |
|------|-----|-----|---------|----------|--------------------|
| B- 1 | 1 | 15 | 4.05-20 | 1.382-19 | 0.383 ^b |
| 3 | 40 | --- | 8.07-21 | 2.333-20 | 0.254 |
| 5 | 80 | --- | 1.95-21 | 4.794-21 | 0.275 |
| 7 | 120 | --- | 6.25-22 | 1.994-21 | 0.275 |
| 9 | 160 | --- | 2.55-22 | 6.163-22 | 0.324 |
| 10 | 165 | 20 | 1.36-22 | 3.226-22 | 0.572 |
| 11 | --- | 40 | 2.62-23 | 4.469-23 | 0.650 |
| 12 | --- | 60 | 9.50-24 | 1.786-23 | 0.546 |
| 13 | --- | 80 | 4.23-24 | 2.449-24 | 0.529 |

Nickel Detector

| | | | | | |
|------|-----|-----|---------|----------|-------|
| B- 1 | 1 | 15 | 1.74-22 | 1.648-22 | 0.112 |
| 3 | 40 | --- | 2.75-23 | 4.407-23 | 0.095 |
| 5 | 80 | --- | 9.06-24 | 1.400-23 | 0.146 |
| 7 | 120 | --- | 4.21-24 | 5.992-24 | 0.091 |
| 9 | 160 | --- | 2.03-24 | 3.505-24 | 0.123 |
| 10 | 165 | 20 | 1.69-24 | 3.621-24 | 0.167 |
| | | | | (z=15cm) | |
| 11 | --- | 40 | 1.98-26 | 2.243-26 | 0.403 |
| 12 | --- | 60 | 4.17-27 | 1.188-26 | 0.513 |
| 13 | --- | 80 | 2.07-27 | 1.934-27 | 0.546 |

^aAll detector locations were in the plane of Fig.2.

^bFractional standard deviation.

Table 3 (Continued)

| Detector Location ^a (cm) | | | Reaction Rate (reaction/W·s) | | |
|--|---|---|---------------------------------|---|--|
| Line B (in air) | x | z | Measured | MORSE-to-MORSE Coupling (10000 Histories) | |

Indium Detector

| | | | | | |
|------|-----|-----|---------|----------|--------------------|
| B- 1 | 1 | 15 | 2.46-22 | 2.328-22 | 0.099 ^b |
| 3 | 40 | --- | 3.54-23 | 5.153-23 | 0.083 |
| 5 | 80 | --- | 1.10-23 | 1.566-23 | 0.132 |
| 7 | 120 | --- | 4.49-24 | 6.805-24 | 0.079 |
| 9 | 160 | --- | 2.24-24 | 4.233-24 | 0.107 |
| 10 | 165 | 20 | 1.93-24 | 4.451-24 | 0.166 |
| | | | | (Z=15cm) | |
| 11 | --- | 40 | 5.46-26 | 3.269-26 | 0.402 |
| 12 | --- | 60 | 1.92-26 | 1.183-26 | 0.576 |
| 13 | --- | 80 | | 2.050-27 | 0.541 |

Aluminum Detector

| | | | | | |
|------|-----|-----|---------|----------|-------|
| B- 1 | 1 | 15 | 2.30-24 | 2.631-24 | 0.208 |
| 3 | 40 | --- | 3.72-25 | 9.416-25 | 0.160 |
| 5 | 80 | --- | 1.31-25 | 2.859-25 | 0.209 |
| 7 | 120 | --- | 6.77-26 | 1.189-25 | 0.159 |
| 9 | 160 | --- | 3.52-26 | 6.020-25 | 0.162 |
| 10 | 165 | 20 | 2.81-26 | 7.790-25 | 0.294 |
| | | | | (Z=15cm) | |
| 11 | --- | 40 | 2.03-28 | 8.314-28 | 0.821 |
| 12 | --- | 60 | 3.61-29 | 2.061-28 | 0.794 |
| 13 | --- | 80 | 8.90-30 | 3.158-29 | 0.719 |

Table 4 Comparison of Reaction Rates Between Measured and MORSE-to-MORSE Coupling Calculations in the Two-Legged Cylindrical-Annular-Duct Problem.

| Detector Location ^a (cm) | | | Reaction Rate (reaction/W·s) | | |
|--|---|---|---------------------------------|--|--|
| Line C (in air) | x | z | Measured | MORSE -to-MORSE Coupling (10000 Histories) | |

Cadmium-Covered Gold Detector

| | | | | | |
|------|-----|-----|---------|----------|--------------------|
| C- 1 | 1 | -15 | 6.83-20 | 4.246-19 | 0.576 ^b |
| 3 | 40 | --- | 1.02-20 | 1.755-20 | 0.260 |
| 5 | 80 | --- | 2.26-21 | 1.245-20 | 0.407 |
| 7 | 120 | --- | 7.35-22 | 3.463-21 | 0.456 |
| 9 | 160 | --- | 3.09-22 | 1.241-21 | 0.440 |
| 10 | 180 | --- | 2.40-22 | 2.782-22 | 0.611 |
| 11 | 196 | --- | 2.30-22 | 1.810-22 | 0.466 |
| 12 | --- | 0 | 1.09-22 | 2.144-22 | 0.590 |
| 13 | --- | 20 | 5.92-23 | 9.630-23 | 0.666 |
| 14 | --- | 40 | 2.28-23 | 2.244-23 | 0.759 |
| 15 | --- | 60 | 9.12-24 | 2.076-23 | 0.526 |
| 16 | --- | 80 | 4.21-24 | 1.700-23 | 0.608 |
| 17 | --- | 100 | 2.33-24 | | |
| 18 | --- | 120 | 1.38-24 | 1.547-24 | 0.659 |

Nickel Detector

| | | | | | |
|------|-----|-----|---------|----------|-------|
| C- 1 | 1 | -15 | 3.25-22 | 2.491-22 | 0.149 |
| 3 | 40 | --- | 5.18-23 | 5.564-23 | 0.100 |
| 5 | 80 | --- | 1.56-23 | 1.310-23 | 0.097 |
| 7 | 120 | --- | 6.68-24 | 5.307-24 | 0.083 |
| 9 | 160 | --- | 3.50-24 | 3.082-24 | 0.145 |
| 10 | 180 | --- | 2.37-24 | 2.813-24 | 0.109 |
| 11 | 195 | --- | 1.90-24 | 1.883-24 | 0.138 |
| 12 | --- | 0 | 1.17-25 | 1.982-25 | 0.492 |
| 13 | --- | 20 | 1.46-25 | 5.937-25 | 0.414 |
| 14 | --- | 40 | 1.84-26 | 6.212-26 | 0.361 |
| 15 | --- | 60 | | 2.290-27 | 0.671 |

^aAll detector locations were in the plane of Fig.2.

^bFractional standard deviation.

Table 4 (Continued)

| Detector Location ^a (cm) | | | Reaction Rate (reaction/W·s) | |
|--|---|---|---------------------------------|---|
| Line C (in air) | x | z | Measured | MORSE-to-MORSE Coupling (10000 Histories) |

Indium Detector

| | | | | | |
|------|-----|-----|---------|----------|--------------------|
| C- 1 | 1 | -15 | 4.64-22 | 3.534-22 | 0.164 ^b |
| 3 | 40 | --- | 6.07-23 | 6.078-23 | 0.106 |
| 5 | 80 | --- | 1.75-23 | 1.549-23 | 0.090 |
| 7 | 120 | --- | 7.08-24 | 6.035-24 | 0.070 |
| 9 | 160 | --- | 3.66-24 | 3.612-24 | 0.134 |
| 10 | 180 | --- | 2.68-24 | 3.196-24 | 0.103 |
| 11 | 195 | --- | 2.26-24 | 2.889-24 | 0.152 |
| 12 | --- | 0 | 2.19-25 | 2.906-25 | 0.391 |
| 13 | --- | 20 | 2.05-25 | 4.245-25 | 0.326 |
| 14 | --- | 40 | 3.86-26 | 9.835-26 | 0.427 |
| 15 | --- | 60 | 1.48-26 | 2.323-26 | 0.401 |
| 16 | --- | 80 | 7.63-27 | 7.016-27 | 0.444 |
| 17 | --- | 100 | 4.42-27 | | |
| 18 | --- | 120 | 2.86-27 | 3.236-27 | 0.520 |

Aluminum Detector

| | | | | | |
|------|-----|-----|---------|----------|-------|
| C- 1 | 1 | -15 | 3.74-24 | 3.672-24 | 0.259 |
| 3 | 40 | --- | 7.31-25 | 1.313-24 | 0.140 |
| 5 | 80 | --- | 2.46-25 | 3.206-25 | 0.226 |
| 7 | 120 | --- | 1.14-25 | 1.207-25 | 0.207 |
| 9 | 160 | --- | 6.31-26 | 6.506-26 | 0.217 |
| 10 | 180 | --- | 4.66-26 | 6.311-26 | 0.167 |
| 11 | 195 | --- | 3.78-26 | 2.080-26 | 0.326 |
| 12 | --- | 0 | 1.01-27 | 2.286-27 | 0.653 |
| 13 | --- | 20 | 3.06-27 | 1.760-27 | 0.529 |
| 14 | --- | 40 | | 3.834-28 | 0.694 |

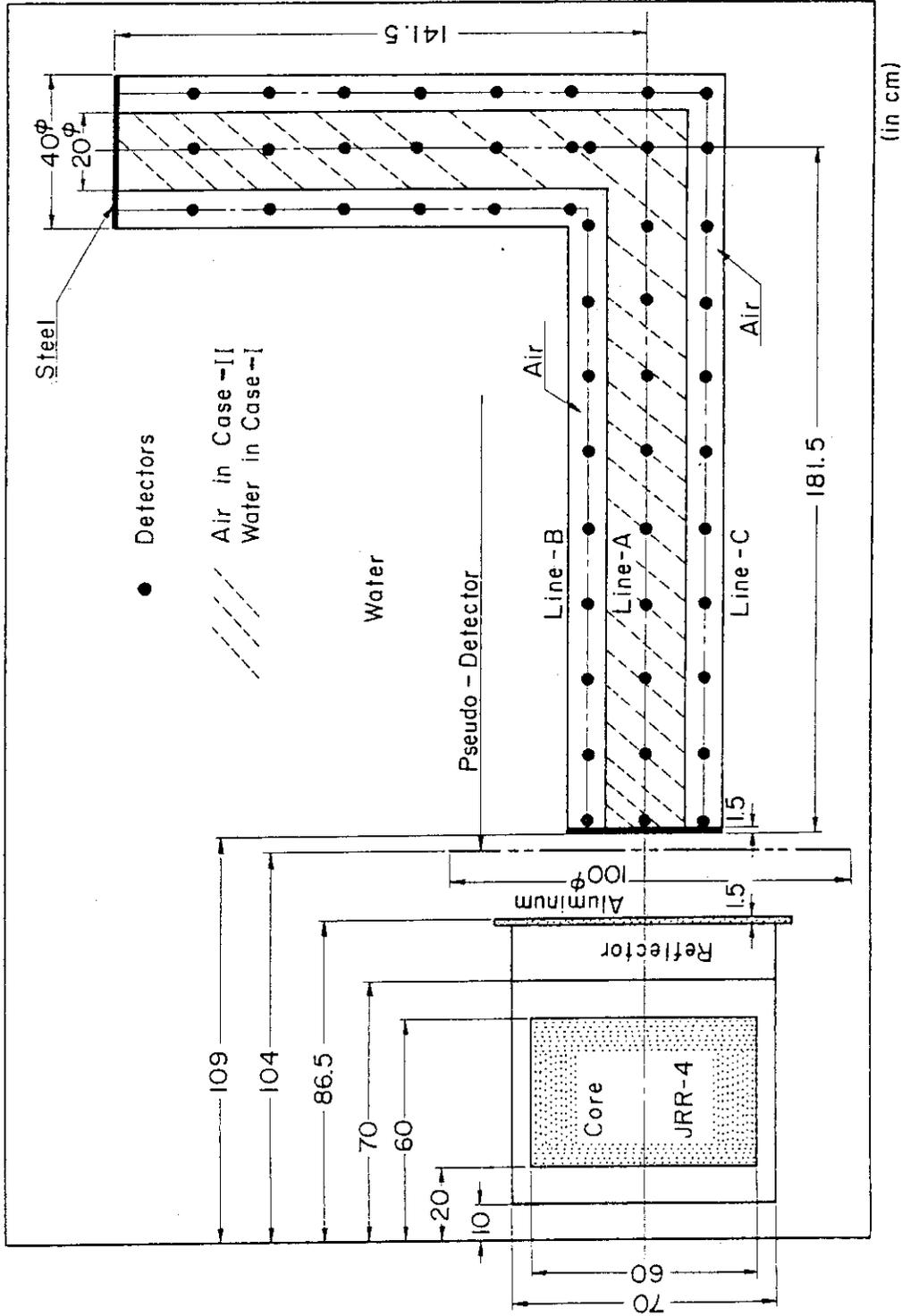


Fig. 3 Calculational model for the LRR-4 two-legged cylindrical-annular-duct streaming experiment. Dimensions are in centimetres.

2.3 ETNAにおける二回屈曲ダクト中性子ストリーミング

2.3.1 実験配置, 検出器および線源

ETNAにおける二回屈曲ダクト中性子ストリーミング実験のモンテカルロ計算モデルをFig.4に示す。線源は直径90cm, 厚さ2cmのウランコンバータで, ダクトの入口から25cm前方にある。

円筒ダクトは3部分に分れており, 各ダクトの長さ, ダクトの直径および屈曲角について, いく通りもの実験が行われている。本計算ではこのうち, 一脚目が108cm, 二脚目が104cm, 三脚目が111cm, ダクトの直径が28.7cm (計算では30.0cm), 屈曲角が45°について解析した。

使用した検出器は実験配置によって異なるが, 本体系では以下に示す放射化検出器, しきい検出器および核分裂検出器が用いられた。

$^{164}\text{Dy}(n, \gamma)$, ^{165}Dy , $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$, ^{198}Au , $^{115}\text{In}(n, n')$, ^{115}In , $^{32}\text{S}(n, p)$, ^{32}P ,

$^{27}\text{Al}(n, \alpha)$, ^{24}Na , $^{31}\text{P}(n, p)$, ^{31}S , $^{239}\text{Pu}(n, f)$, $^{237}\text{Np}(n, f)$, $^{238}\text{U}(n, f)$

$^{164}\text{Dy}(n, \gamma)$ 反応は熱中性子に対し感度が著しく大きく, 熱外中性子から高速中性子に対しては実質的にゼロであると見なせる。

天然ウランコンバータ (厚さ2cm, 直径90cm) の線源強度は次の様に与えられる。

$$n_f = 2.7 \times 10^7 \text{ (fissions} \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{sec}^{-1}\text{)}$$

また, アルミタンクに入射する中性子スペクトルは核分裂スペクトルから少しずれた分布になっている。⁴¹⁾

2.3.2 プリズム散乱法

本ベンチマーク実験解析は, 高速中性子に対するしきい検出器の反応率は妥当な結果が予測できたが, 熱中性子に対して予測できなかったので, 特に熱中性子の計算にモンテカルロ法が適用できるかどうかを調べることに重点を置いた。幸い, $\text{Dy}(n, \gamma)$ 反応率はダクトの入口から三脚目の出口まで多数の測定点がある。これに対し, しきい検出器に対する実験データは第二脚で終わっている。

双眼鏡 (binocular) に使われているプリズムのように, 何回か屈曲したダクトに入射した粒子をうまく出口まで輸送する手法があれば, モンテカルロ法によるダクトストリーミング計算はさらに確実なものになるであろう。

MORSEコードではDIRECという関数を使い, 粒子の飛程を最も伸ばしたい方向を決めているので, このexponential transform 手法を応用して, 入射粒子をできるだけ有効に出口まで輸送できるような技法を考案した。この技法を▼プリズム散乱法▼ (prism scattering technique) と称することにする。

プリズム散乱法は, まず, 第一脚に入射した粒子は第二脚の入口にできるだけ集中させ, 二脚目の入口付近で衝突した (二脚目の入口, $P_2(x_2, y_2, z_2)$ を中心に半径 r_2 の球の中) 粒子ができるだけ第三脚の入口に向うように, 三脚目の入口付近で衝突した (三脚目の入口, $P_3(x_3, y_3, z_3)$ を中心に半径 r_3 の球の中) 粒子はできるだけ第三脚の出口に向って進行するように, DIRECを決める。

第一脚

$$\text{DIREC} = \{u(x_2 - x) + v(y_2 - y) + w(z_2 - z)\} / R \quad (33)$$

ここで、

u, v, w = 粒子の方向余弘

x, y, z = 粒子の衝突位置

x_2, y_2, z_2 = 第一脚の出口の座標
 $R = \{ (x_2 - x)^2 + (y_2 - y)^2 + (z_2 - z)^2 \}^{\frac{1}{2}}$

第二脚 ($r \leq r_2$ で衝突した粒子に対し)

$$\text{DIREC} = \{ u(x_3 - x) + v(y_3 - y) + w(z_3 - z) \} / R \quad (34)$$

ここで、

x_3, y_3, z_3 = 第二脚の出口の座標
 $R = \{ (x_3 - x)^2 + (y_3 - y)^2 + (z_3 - z)^2 \}^{\frac{1}{2}}$

第三脚 ($r \leq r_3$ で衝突した粒子に対し)

$$\text{DIREC} = \{ u(x_4 - x) + v(y_4 - y) + w(z_4 - z) \} / R \quad (35)$$

ここで

x_4, y_4, z_4 = 第三脚の出口の座標

$R = \{ (x_4 - x)^2 + (y_4 - y)^2 + (z_4 - z)^2 \}^{\frac{1}{2}}$

また、 $z > z_2$ で衝突した粒子で、 $r \leq r_2$ および r_3 に入らない粒子については、 $\text{DIREC} = +w$ にした。

2.3.3 計算結果と考察

本ベンチマーク問題は線源とダクトの入口間の距離が短く、しかも、ほとんど空気であるため、中性子はあまり減衰しないでダクトの入口に入射する。モンテカルロ法を適用するには好条件であり、直接一回の計算で解析した。

Table 5はインジウム検出器、Table 6はディシプロシウム検出器の反応率を測定値と比較したものである。MORSE計算は1 0, 0 0 0 ~ 2 5, 0 0 0 ヒストリー追跡した。

インジウム検出器の反応率はダクトの中心軸に沿って入口から2 3 0 cm、即ち、第二脚と三脚との接合部までしか測定値がない。測定値はダクトの入口の値が1になるように規格化されているので、計算も同様な処理をした。計算と実験との対応は非常に良く、ファクター1.3以内で両者は一致している。第一脚では完全に一致しており、FSDも全て0.09より小さいので、信頼性の高い計算結果であると言える。第二脚に入ると実験との対応も少し悪くなるが、それでもファクター1.3以内で一致しており、FSDも0.23以下であるので、信頼性のある結果が得られていると判断できる。

次にディシプロシウム検出器の反応率について調べる。実験値はダクトの中心軸に沿って入口から3 0 0 cmまであり、出口近くまで測定されている。計算値と測定値との間には最大ファクター4の相違がある。FSDは0.2~0.5であり、熱中性子に対するFSDとしては従来と比べかなり改善されている。しかし、インジウム検出器に比べればずっと悪く、十分満足するようなFSDにはなっていない。

前記のように関数DIRECを与え、exponential transform を行うことによって、ダクトの出口まで到達する中性子が著しく増加した。その結果、入口から最も遠い位置 ($z = 300$ cm) でもファクター2で一致した。しかし、このプリズム散乱法を用いることによって、ダクトの出口方向に進む中性子と、逆に入口方向にもどる中性子との間の統計的重みに大きな差が生じ、多重衝突を経験する熱中性子ではTable 6のようなFSDになると考えられる。その結果、第一脚でもFSDが0.4程度になり、実験値をファクター3も過大評価する結果にもなっている。

これまでも述べてきたが、モンテカルロ法は高速中性子の追跡には適しており十分信頼性の高い結果が期待できる。しかし、熱中性子に対してはやや不十分である。熱中性子が支配的な体系では、カップリング計算を何回か繰り返して、また、粒子の追跡にはあまり強いバイアスをしない、という方法が良いであろう。さらに、スプリッティングの工夫も考える必要がある。

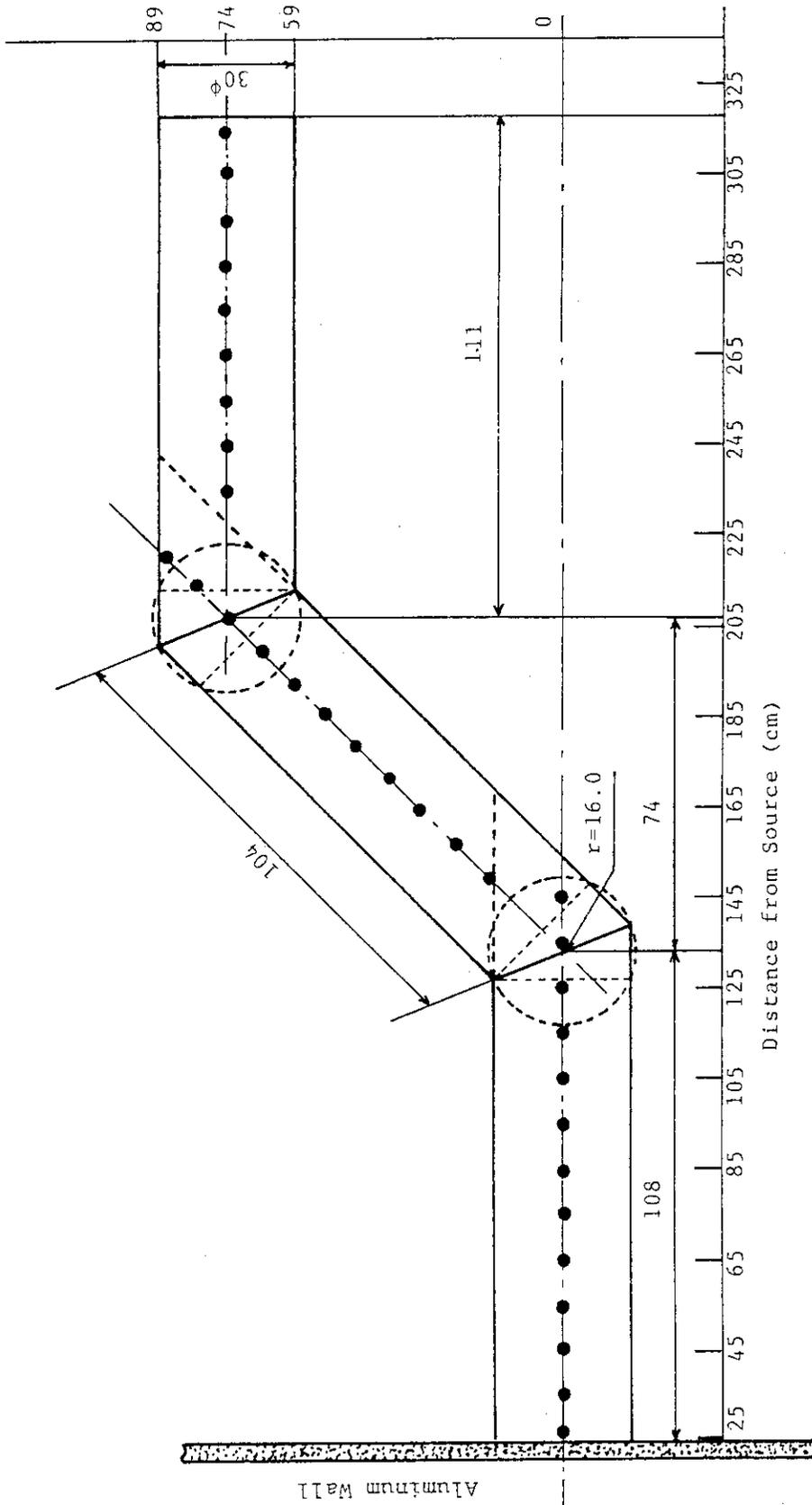


Fig. 4 Calculational model for the ETNA three-legged cylindrical-duct streaming experiment. Dimensions are in centimetres.

Table 5 Comparison of Normalized Reaction Rates Between Measured and MORSE Calculations in the Three-Legged Cylindrical-Duct.

| z (cm) | Measured | MORSE | | z (cm) | Measured | MORSE | |
|-----------|----------------------------|------------------|-------|-----------|----------------------------|------------------|-------|
| | $\frac{F(Z=0)}{\ln(n,n')}$ | Prism Scattering | | | $\frac{F(Z=0)}{\ln(n,n')}$ | Prism Scattering | |
| | | | FSD | | | | FSD |
| 0 | 1 | 1 | 0.086 | 190 | | | |
| 10 | 7.45-1 ^a | 7.68-1 | 0.088 | 200 | | | |
| 20 | | | | 210 | 1.10-4 | 8.85-5 | 0.153 |
| 30 | | | | 230 | 2.80-5 | 2.84-5 | 0.230 |
| 40 | | | | 232 | | | |
| 50 | 1.04-1 | 1.02-1 | 0.070 | 250 | | | |
| 60 | | | | 260 | | | |
| 70 | 5.40-2 | 5.32-2 | 0.075 | 270 | | | |
| 80 | | | | 280 | | | |
| 90 | | | | 290 | | | |
| 100 | | | | 300 | | | |
| 110 | 2.00-2 | 2.42-2 | 0.073 | 310 | | | |
| 120 | 1.85-2 | 1.88-2 | 0.079 | 320 | | | |
| 130 | | | | | | | |
| 140 | | | | | | | |
| 150 | 1.05-3 | 8.10-4 | 0.151 | | | | |
| 160 | 4.50-4 | 4.31-4 | 0.103 | | | | |
| 170 | | | | | | | |
| 180 | 1.90-4 | 1.52-4 | 0.142 | | | | |

a Read as 7.45×10^{-1}

Table 6 Comparison of Normalized Reaction Rates Between Measured and MORSE Calculations in the Three-Legged Cylindrical-Duct.

| Z (cm) | Measured | MORSE | | Z (cm) | Measured | MORSE | |
|-----------|-------------------------------|------------------|-------|-----------|-------------------------------|------------------|-------|
| | $\frac{F(Z=0)}{Dy(n,\gamma)}$ | Prism Scattering | | | $\frac{F(Z=0)}{Dy(n,\gamma)}$ | Prism Scattering | |
| | | | FSD | | | | FSD |
| 0 | 1 | 1 | 0.194 | 190 | 1.95-2 | 7.19-2 | 0.522 |
| 10 | 1 | 1.12 | 0.182 | 200 | | | |
| 20 | | | | 210 | 1.21-2 | 3.99-2 | 0.410 |
| 30 | | | | 230 | 8.30-3 | 2.79-2 | 0.453 |
| 40 | | | | 232 | | | |
| 50 | 4.79-1 ^a | 4.32-1 | 0.255 | 250 | 4.30-3 | 2.35-3 | 0.368 |
| 60 | 2.90-1 | 3.42-1 | 0.257 | 260 | | | |
| 70 | | | | 270 | 2.30-3 | 1.12-3 | 0.383 |
| 80 | | | | 280 | | | |
| 90 | | | | 290 | | | |
| 100 | 1.60-1 | 3.79-1 | 0.304 | 300 | 1.00-3 | 4.75-4 | 0.481 |
| 110 | 1.39-1 | 4.21-1 | 0.376 | 310 | | | |
| 120 | 1.20-1 | 3.52-1 | 0.428 | 320 | | | |
| 130 | | | | | | | |
| 140 | | | | | | | |
| 150 | | | | | | | |
| 160 | 4.00-2 | 8.71-2 | 0.370 | | | | |
| 170 | | | | | | | |
| 180 | 2.50-2 | 5.04-2 | 0.437 | | | | |

a Read as 4.79×10^{-1} .

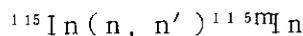
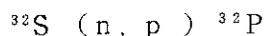
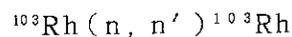
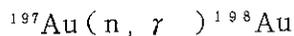
2.4 WINFRITH における鉄深層透過中性子スペクトル

2.4.1 実験配置, 検出器および線源

WINFRITH における鉄深層透過中性子実験のモンテカルロ計算モデルをFig.5に示す。線源は薄い天然ウランコンバータである。

鉄遮蔽体は183×191×5.08cmの軟鋼板24枚で構成されている。鋼板の間隔は0.635cmである。モンテカルロ計算では鋼板と間隙中の空気を均一にした群定数を作成して使用した。

検出器は放射化検出器, しきい検出器およびスペクトロメータを使用し, 反応率およびエネルギースペクトルが測定された。



球状水素比例計数管 (7 keV ~ 2 MeV)

NE-213 シンチレータ (0.8 MeV以上)

エネルギースペクトルは鉄層の22.54cm, 56.83cm, 85.46cm, 114.0cmの深さの位置で測定し, RADAKコードでunfoldingして求めている。

ウランコンバータの特性は次のようなものである。

燃 料 : 天然ウラン, 3.18mm^t

等 価 半 径 : 5.93mm

中心の²³⁵U核分裂率: 3.345×10^3 fissions · cm⁻² · sec⁻¹

半径方向の分布 : $3.345 \times 10^3 \times \cos(\pi r / 14.29)$ fissions · cm⁻² · sec⁻¹

全 出 力 : 2.27×10^7 fissions · sec⁻¹

2.4.2 深層透過問題に対する計算手法

モンテカルロ法で深層透過問題を計算するときの留意点は, まず, 検出器周囲の粒子の衝突密度を大きくすること, 次に, 適切な評価法を採用することである。検出器が原子密度の高い物質であるので, 点検出器評価法を用いると 2.1.dで述べたような矛盾が生じ, これを解決するために何らかの工夫をする必要がある。しかし, 衝突密度評価法 (collision density estimation), 飛程長評価法 (track length estimation) を採用すれば, 点検出器のような問題は全く生じない。ただ, 衝突密度評価法や飛程長評価法はある体積Vで平均化した量を計算するので, 求める量の変化があまり大きくない所では大きなVが取れるが, 変化が大きい所ではVを小さくしなければならない, ということも留意する必要がある。

衝突密度評価法による粒子のフルーエンスは次のようにして求められる。

$$\chi = \sum_i W_i / V, \quad (\text{collisions/cm}^2) \quad (36)$$

ここで,

W_i = 衝突前の粒子の重み

V = 検出器の体積, (cm³)

フルーエンスは、 $\chi = \phi \cdot \Sigma_t$ の関係があるので、次のように計算できる。

$$\phi = \chi / \Sigma_t = \sum_i W_i \cdot V^{-1} \cdot \Sigma_t^{-1}, \quad (\text{cm}^{-2}) \quad (37)$$

ここで得られたフルーエンスは体積V中の平均フルーエンスである。

MORSEコードではBANKR(5)から衝突密度評価サブルーチンを呼んで計算する。また、サブルーチンNSIGTAを使って Σ_t を求める。

飛程長評価法による粒子のフルーエンスは次のようにして計算する。

衝突密度評価法と同じように体積Vを定義する。Vは幾何学的ゾーンの1つとして形状を与えておく必要がある。ゾーンの境界を粒子がよぎるといつでもBANKR(7)が呼ばれるので、まず、BANKR(7)による解析を考える。

体積Vの境界を粒子がよぎり、Vの中では一度も衝突せずに外に出る粒子を考える。そうすると、重み W_i を持った粒子の飛程は次のように表わされる。

$$l_i = W_i \left[(x-x')^2 + (y-y')^2 + (z-z')^2 \right]^{\frac{1}{2}} \quad (38)$$

ここで、

(x', y', z') = 直前の衝突位置あるいは境界交差位置

(x, y, z) = 体積Vを正にぬけ出た粒子の境界交差位置

$$\phi = \sum_i l_i / V \quad (39)$$

次に粒子が体積V中で衝突することを考える。 l_1 を、粒子が境界をよぎった点から衝突する点までの飛程長、 l_2 を、V中の衝突点から境界をぬけ出す点までの飛程長とする。BANKR(7)ではこのうち l_2 だけを計算することになる。 l_1 を求めるにはBANKR(5)を呼ぶ。計算式は(38)式がそのまま使用できる。

使用した群定数はJSD-100をRADHEAT-V3コードシステムに組み込まれたANISNコードを使用し、領域ごとに50群に縮約して使用した。モンテカルロ法で50群の計算例はほとんどないが、計算の目的が中性子のスペクトルにあるので、鉄の24MeV付近の巨大共鳴吸収によるスペクトルの変化等が測定と対応できるように群数をできるだけ多く取った。

2.4.3 計算結果と考察

鉄中の深さ22.54cm, 56.83cm, 85.46cm, および114.0cmにおける計算と測定スペクトルの比較をそれぞれFig.6, Fig.7, Fig.8, およびFig. ⁵⁾に示す。Carterらは実験と、DOT-IIIによる解析も実施している。

最も浅い22.54cmの位置では、全体に実験より大き目になっている。0.1~1MeVではおよそ3倍過大評価している。CarterらによるDOTの計算結果の方が測定スペクトルと良く一致している。56.83cmになると、モンテカルロ計算と実験で得られたスペクトルは良く一致している。24keV付近の巨大共鳴吸収による急激なスペクトル変化も、モンテカルロ計算で良く表現できている。FSDも1MeV以上ではやや大きい、絶対値の大きい1MeV以下では0.1~0.3であり、信頼性のあるスペクトルが得られたものと判断できる。85.46cmではCarterらのDOTの計算は0.5MeV以上でかなり測定値を下回っているが、それ以下では良く一致している。一方、モンテカルロ計算は0.5

MeV以上ではFSDはあまり良くないが、測定値とは良い一致を示している。0.5MeV以下では実験値より最大でファクター3程度大きくなっているが、全体としては割合良い一致になっている。ここでも24keV付近の巨大共鳴吸収の影響は計算で良く表現できている。最も深い114.0cmの位置では、DOTの計算は0.1MeV以下で過少評価しており、1MeV近くでは1桁程度測定値より小さくなっている。モンテカルロ計算では全体にかなり良く一致しており、24keV付近の巨大共鳴吸収の影響もよく表現できている。しかし、1m以上の深層透過なので、FSDは0.5MeVまでは0.2~0.4程度であるがそれ以上では0.5を超えるところもある。また、1MeV以上の中性子の衝突は計算できていない。

モンテカルロ計算は1m以上の鉄深層透過計算に対し、衝突密度評価法あるいは飛程長評価法を採用することによって、十分妥当なスペクトルを得られることが分った。しかし、計算した4箇所のスペクトルに共通して、0.075, 0.135, および0.3MeV付近でモンテカルロ計算が測定値よりかなり大きくなっている。この原因として、まず、JSD-100の群定数が挙げられるが、この他にも、原論文では明記されていないが、検出器の分解能を考慮してunfoldingしていれば計算で得られたような鋭いピークは'なまされる'ので、計算結果も分解能を考慮して平滑化をする必要があろう。

この計算では、DIREC = +w, PATH = 0.6, であった。

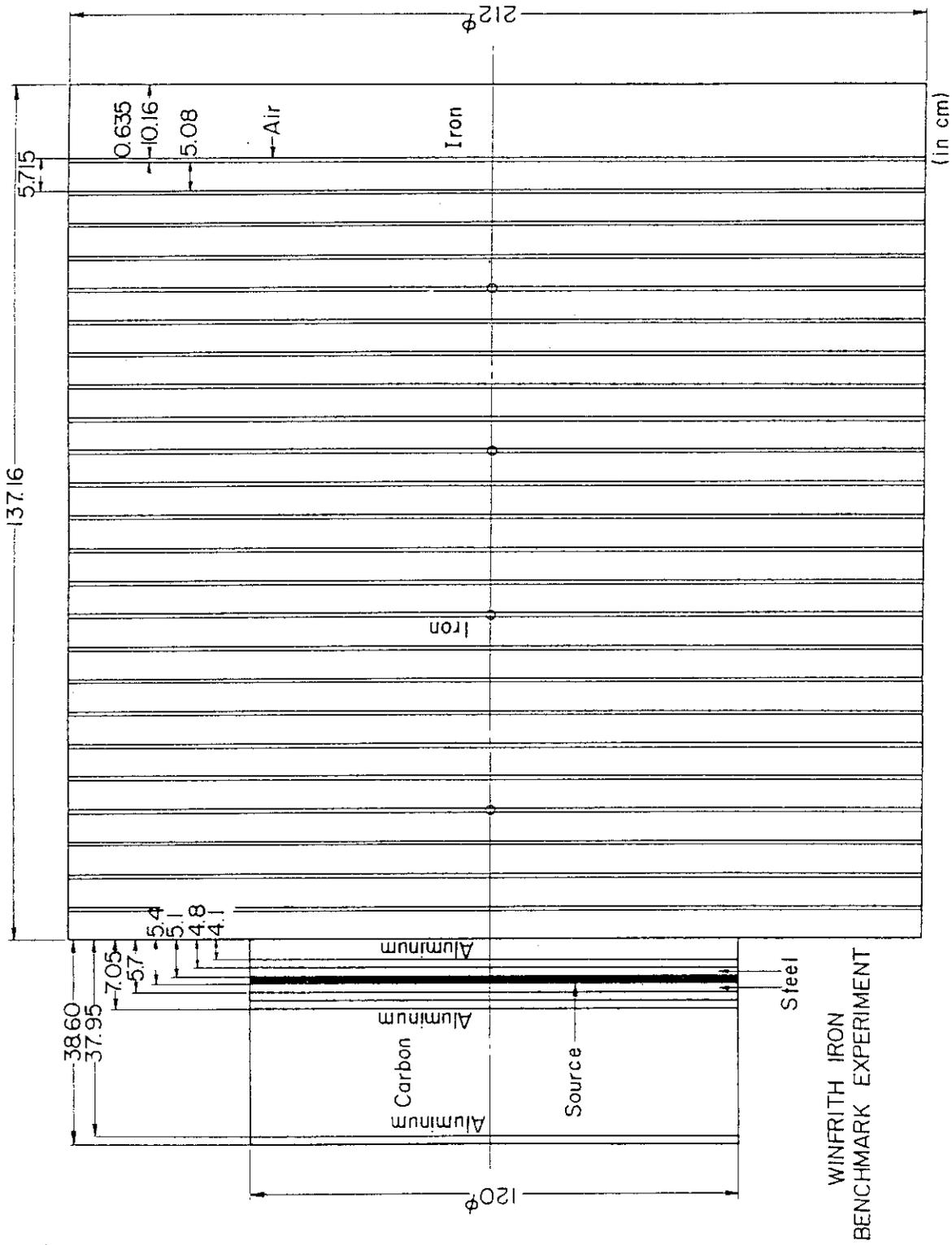


Fig. 5 Calculational model for the WINFRITH iron deep-penetration experiment. Dimensions are in centimetres.

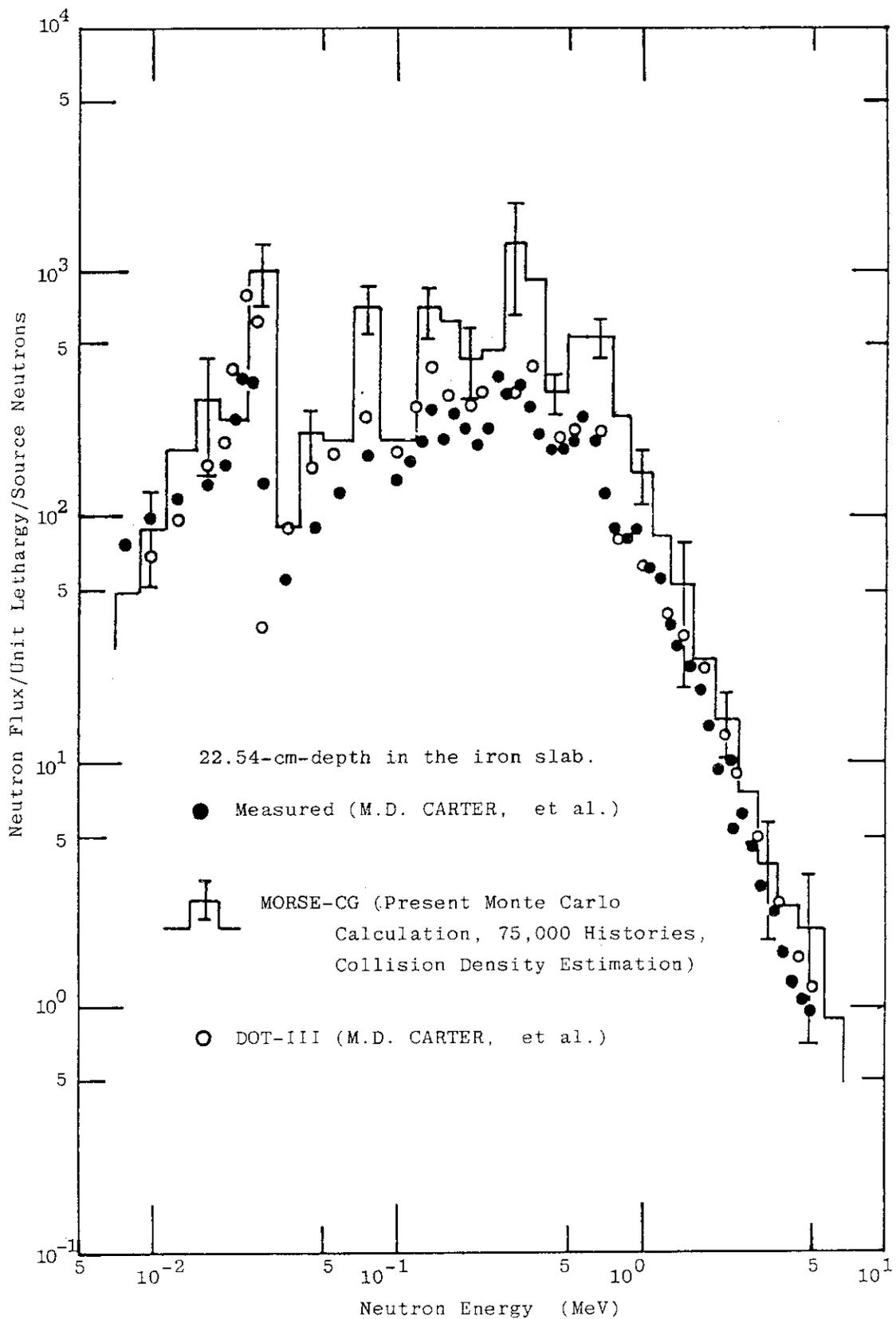


Fig. 6 Comparison of energy spectra between measured and MORSE calculations at 22.54-cm-depth.

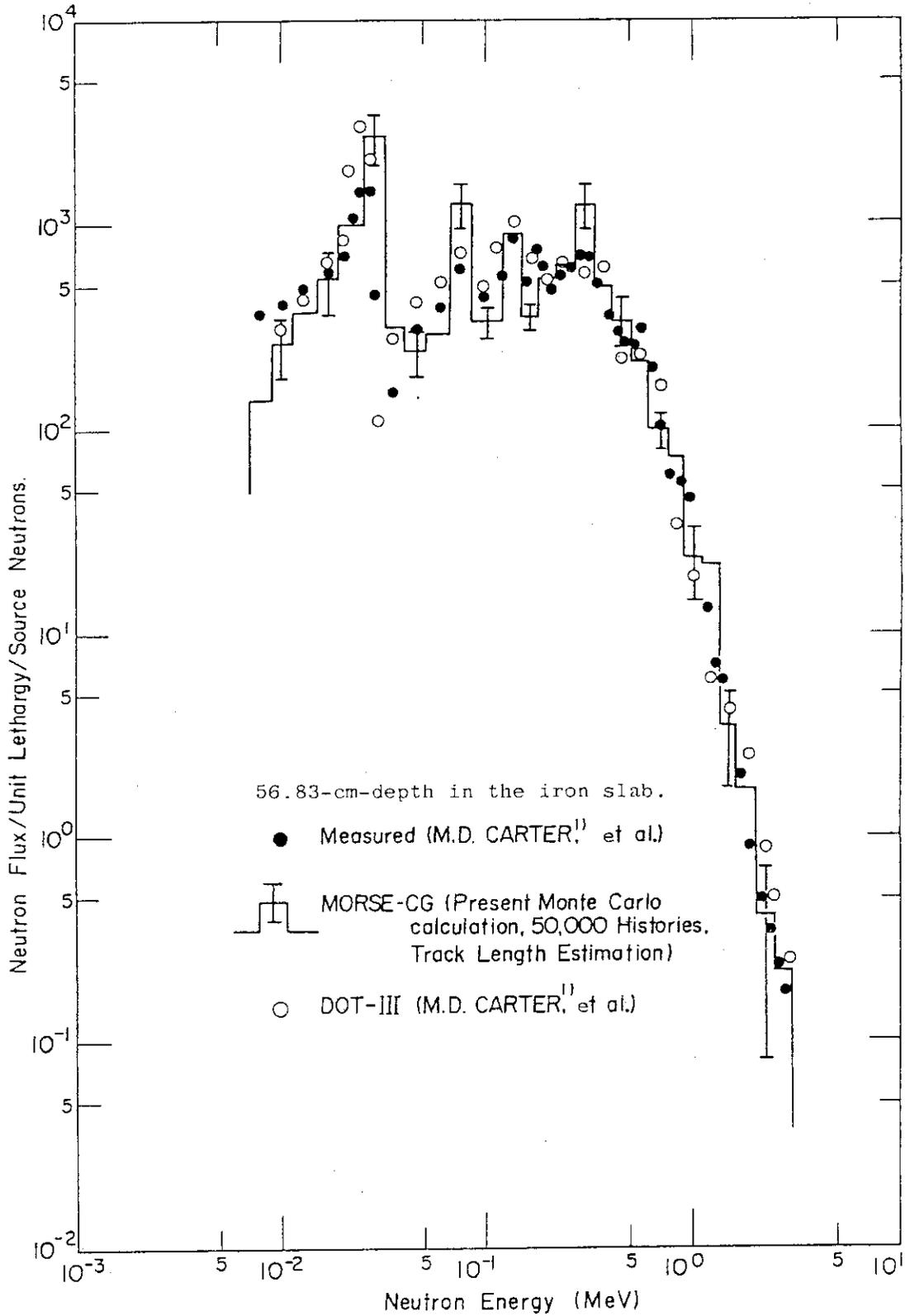


Fig. 7 Comparison of energy spectra between measured and MORSE calculations at 56.83-cm-depth.

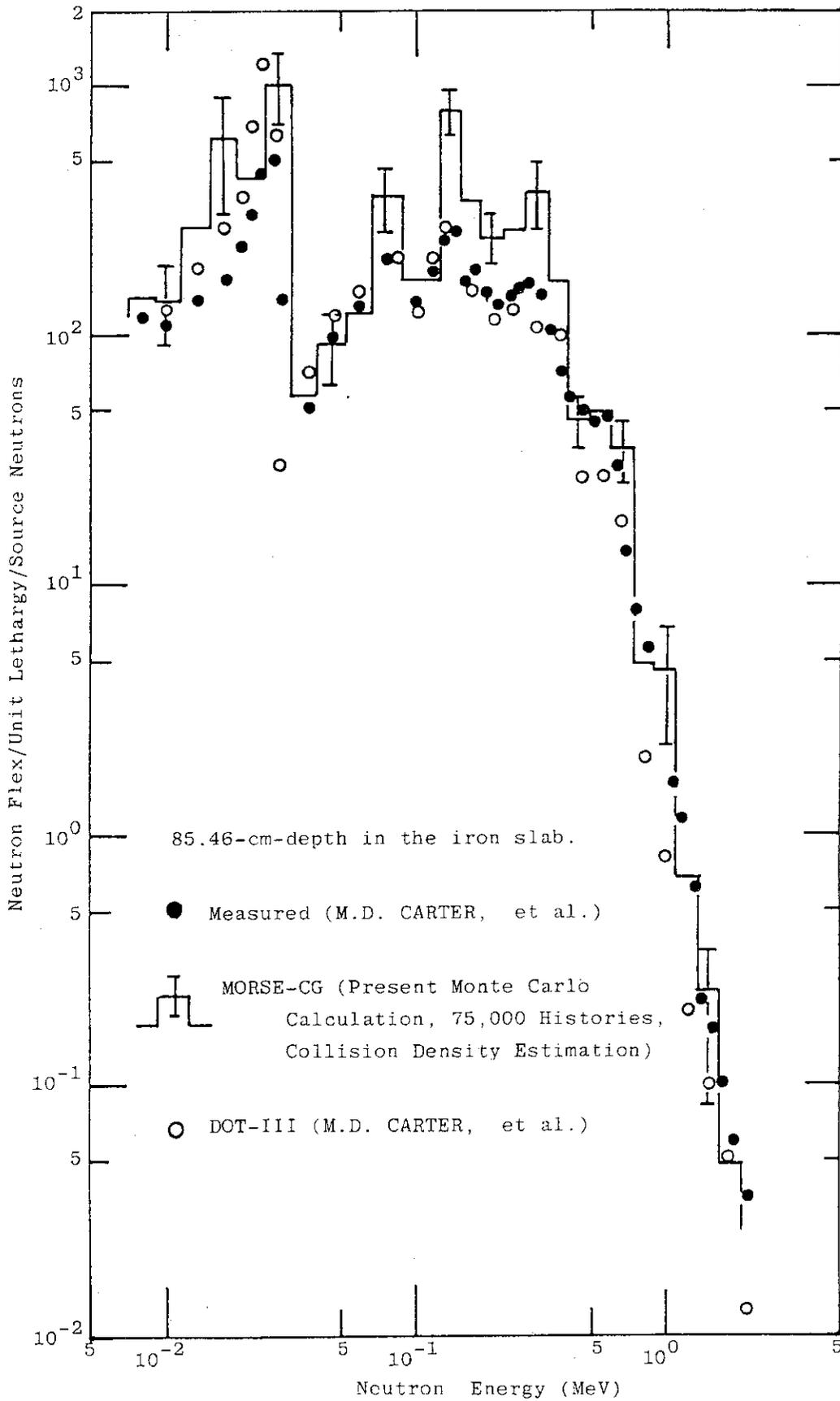


Fig. 8 Comparison of energy spectra between measured and MORSE calculations at 85.46-cm-depth.

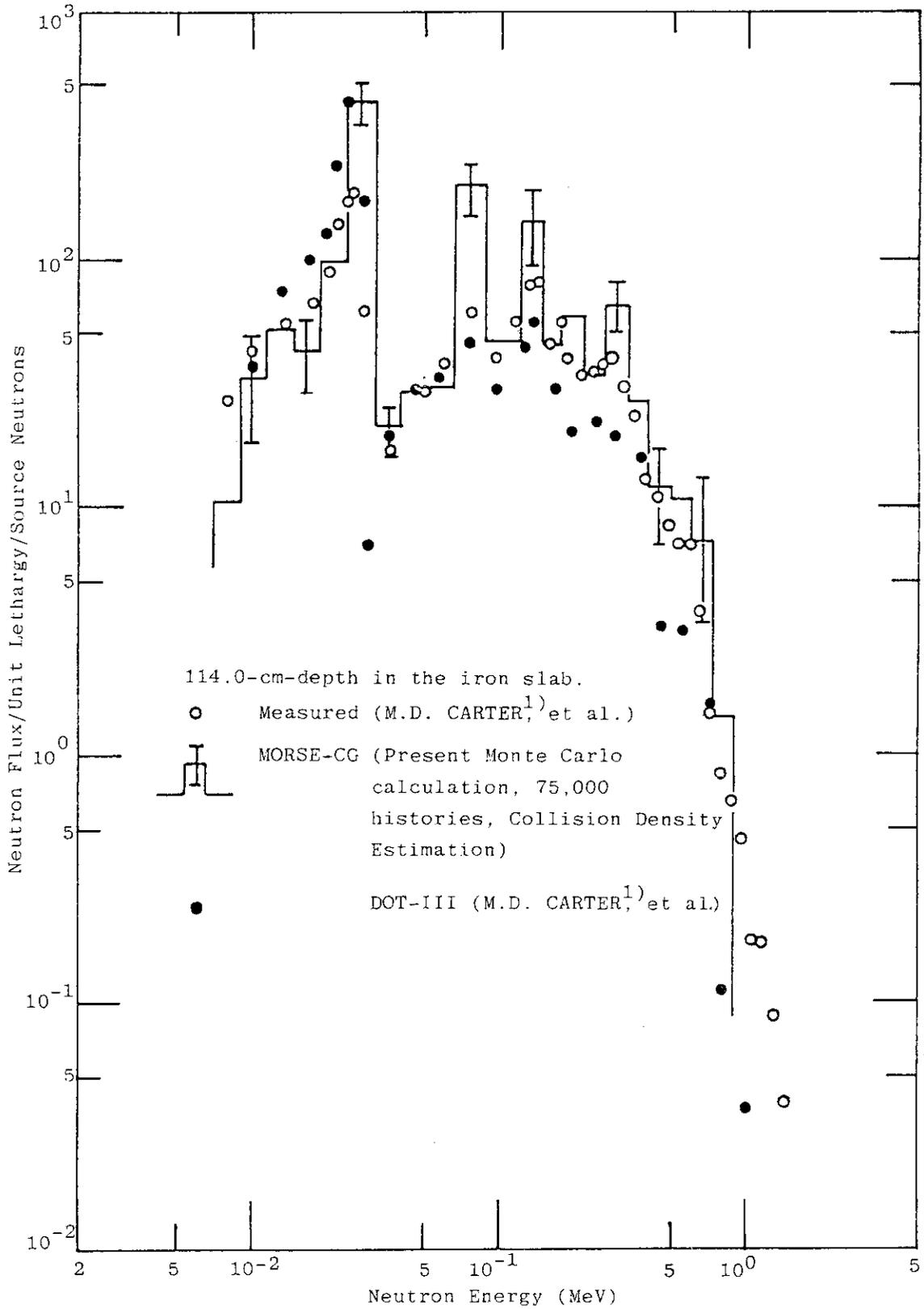


Fig. 9 Comparison of energy spectra between measured and MORSE calculations at 114.0-cm-depth.

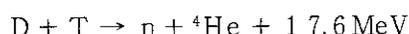
2.5 ORNLにおける14MeV中性子のストリーミングおよび深層透過スペクトル

2.5.1 実験配置, 検出器および線源

核融合炉におけるブランケットと遮蔽の核設計は、炉の一般的な運転や建設コストに大きな影響を持っている。それ故、核データの実験による検証と核設計計算を行う輸送計算手法を得ることが必要である。ORNLではこの検証のために必要なデータを得る実験が続けられている。

実験はSUS-304, ボロン入りポリエチレン, および重金属(タングステン合金)の平板から成る何通りもの組合せ体系に、約14MeVの中性子を入射し、透過した中性子および二次ガンマ線のエネルギースペクトルを測定している。スペクトルは検出器の分解能を考慮してunfoldingしている。検出器はNE-213であった。実験体系をFig.10に示すが、詳細については文献(15)を参照されたい。

14MeVの中性子はD-T反応によって発生したもので、重水素は250 keVまで加速した。



2.5.2 計算の詳細

14MeV中性子の弾性散乱は非等方性が強いので、この微分散乱断面積をできるだけ正確に表わすために、NGCP9-70というライブラリーを作成した。本ライブラリーはルジャンドルの展開係数を P_ℓ まで考慮した微視的断面積で、中性子50群、ガンマ線20群の $n-\gamma$ 結合ライブラリーである。基礎核データはENDF/B-IVであり、AMPXコードシステムで処理しており、無限希釈扱いになっている。Table7にNGCP9-70の中性子エネルギー群構造、Table8にガンマ線エネルギー群構造、Table9に本計算に用いた物質の原子密度を示す。

MORSEコードでは方位角は連続的にとれるが、極角はルジャンドルの展開係数の最大次数 P_ℓ に依存する。即ち、取り得る極角の数 n は次のように表わされる。

$$n = (\ell + 1) / 2 \quad (40)$$

例えば、 P_3 では $n=2$ であるが、 P_9 になると5方向の極角が選べることになる。

2.5.3 計算結果と考察

文献(6)の体系1と5についてMORSE計算結果をFig.11に示す。

体系1は14MeV線源と検出器を結ぶ直線上には物質が全くない形状であり、体系5は線源側から、SUS-304が30.48 cm, SUS-304が50.8 cm, ボロン入りポリエチレンが50.8 cm, 最も検出器寄りにSUS-304が50.8 cmある配列である。線源と検出器は中心線上にあり、その距離は154.5 cmである。

MORSE計算はNE-213のエネルギー分解能を考慮して平滑化してある。点検出器評価法を用い、直接一回の計算で求めたスペクトルである。体系1, 2ともほぼ完全に測定値と一致している。FSDも体系1では0.2以内、体系5でも0.3以内であり、特に、14MeV付近では、体系1は0.05、体系5でも0.1以内であり、非常に信頼性の高い計算結果であると言える。

この遮蔽体系は中性子のストリーミングが主であり、遮蔽層はあまり厚くなく、モンテカルロ計算

としては困難な問題を含んでいない事もあるが、6～12MeVのスペクトルの谷の部分が過少評価にならず、良く実験な対応づけられた事は、ルジャンドル展開係数をP₀まで取った効果も十分考えられる。

この計算も、DIREC=+w, PATH=0.5～0.6であり、線源中性子のエネルギー分布および非等方性については文献(6)に与えられたデータを使用した。

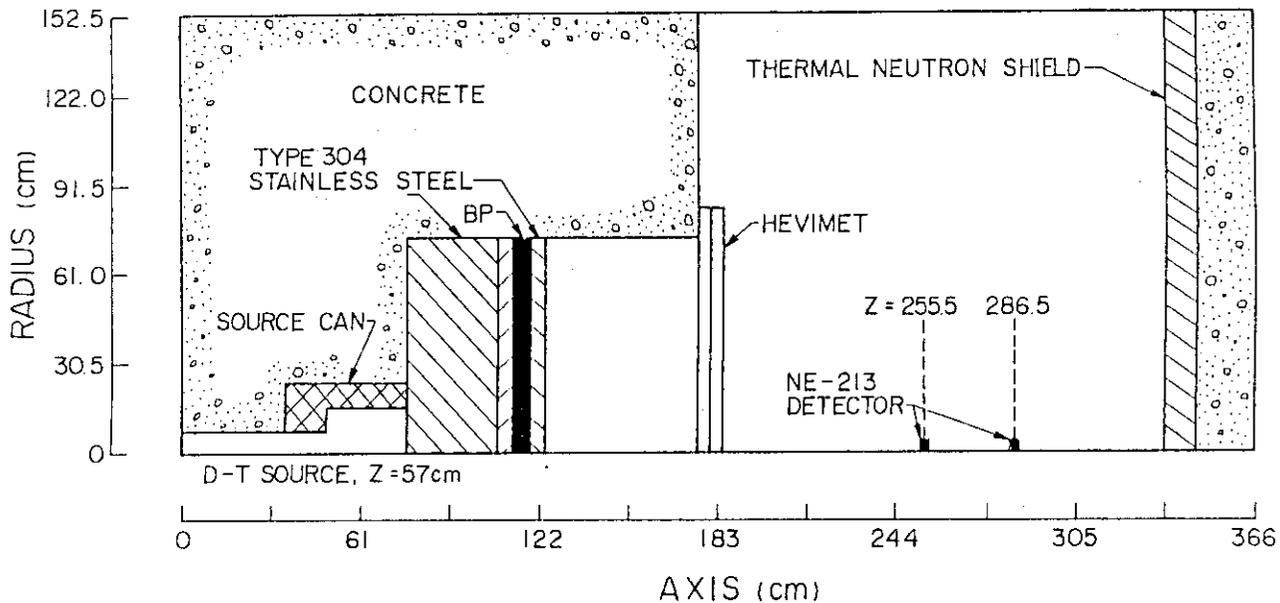


Fig. 10 Two-dimensional calculational model of the experimental configuration.

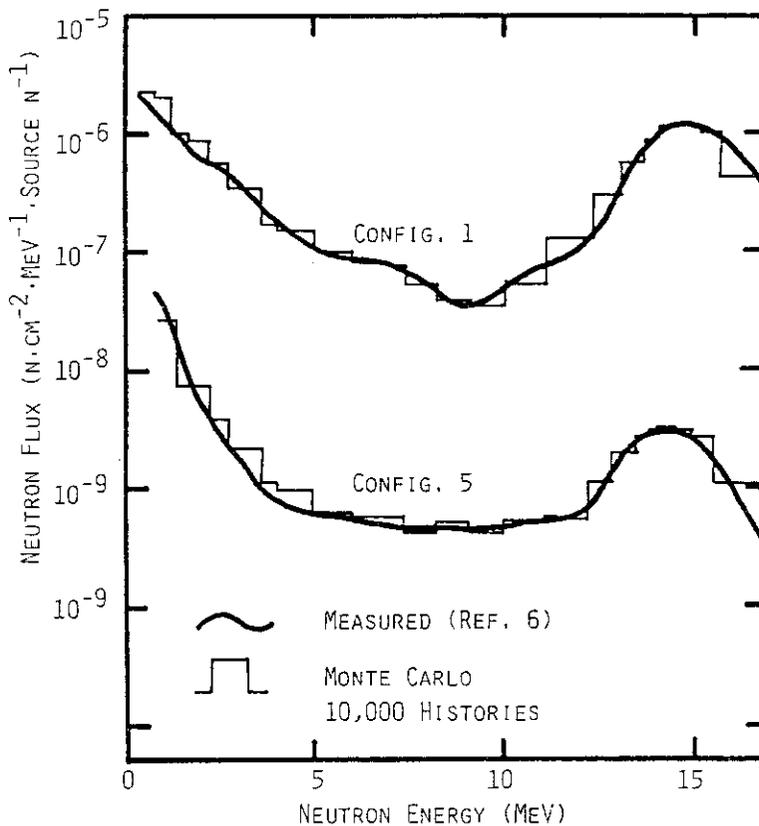


Fig. 11 Comparison of neutron flux per unit energy versus neutron energy between measured and MORSE calculations.

Table 7 Group Structures for Neutrons of the NGCP9-70.

| Group | Upper Energy eV | Lower Energy eV | Average Energy eV | Lethargy, Δu |
|-------|--------------------|--------------------|----------------------|----------------------|
| 1 | 1.7333+7* | 1.5683+7 | 1.6508+7 | 0.1 |
| 2 | 1.5683+7 | 1.4918+7 | 1.5301+7 | 0.05 |
| 3 | 1.4918+7 | 1.4550+7 | 1.4550+7 | 0.025 |
| 4 | 1.4550+7 | 1.4191+7 | 1.4371+7 | 0.025 |
| 5 | 1.4191+7 | 1.3840+7 | 1.4016+7 | 0.025 |
| 6 | 1.3840+7 | 1.3499+7 | 1.3970+7 | 0.025 |
| 7 | 1.3499+7 | 1.2840+7 | 1.3170+7 | 0.05 |
| 8 | 1.2840+7 | 1.2214+7 | 1.2527+7 | 0.05 |
| 9 | 1.2214+7 | 1.1052+7 | 1.1633+7 | 0.1 |
| 10 | 1.1052+7 | 1.0000+7 | 1.0526+7 | 0.1 |
| 11 | 1.0000+7 | 9.0484+6 | 9.5242+6 | 0.1 |
| 12 | 9.0484+6 | 8.1873+6 | 8.6179+6 | 0.1 |
| 13 | 8.1873+6 | 7.4082+6 | 7.7978+6 | 0.1 |
| 14 | 7.4082+6 | 6.0653+6 | 6.7368+6 | 0.2 |
| 15 | 6.0653+6 | 4.9659+6 | 5.5156+6 | 0.2 |
| 16 | 4.9659+6 | 4.0657+6 | 4.5158+6 | 0.2 |
| 17 | 4.0657+6 | 3.6788+6 | 3.8723+6 | 0.1 |
| 18 | 3.6788+6 | 2.7253+6 | 3.2021+6 | 0.3 |
| 19 | 2.7253+6 | 2.2313+6 | 2.4783+6 | 0.2 |
| 20 | 2.2313+6 | 1.6530+6 | 1.9422+6 | 0.3 |
| 21 | 1.6530+6 | 1.3534+6 | 1.5032+6 | 0.2 |
| 22 | 1.3534+6 | 8.6294+5 | 1.1102+6 | 0.45 |
| 23 | 8.6294+5 | 8.2085+5 | 8.4190+5 | 0.05 |
| 24 | 8.2085+5 | 7.4274+5 | 7.8180+5 | 0.1 |
| 25 | 7.4274+5 | 6.0810+5 | 6.7542+5 | 0.2 |

* Read as 1.7333×10^7 eV.

Table 7 (Continued)

| Group | Upper Energy eV | Lower Energy eV | Average Energy eV | Lethatgy, Δu |
|-------|--------------------|--------------------|----------------------|----------------------|
| 26 | 6.0810+5 | 4.9787+5 | 5.5299+5 | 0.2 |
| 27 | 4.9787+5 | 3.6883+5 | 4.3335+5 | 0.3 |
| 28 | 3.6883+5 | 2.9720+5 | 3.3302+5 | 0.216 |
| 29 | 2.9720+5 | 1.8316+5 | 2.4018+5 | 0.484 |
| 30 | 1.8316+5 | 1.1109+5 | 1.4713+5 | 0.5 |
| 31 | 1.1109+5 | 6.7379+4 | 8.9235+4 | 0.5 |
| 32 | 6.7379+4 | 4.0868+4 | 5.4124+4 | 0.5 |
| 33 | 4.0868+4 | 2.4788+4 | 3.2828+4 | 0.5 |
| 34 | 2.4788+4 | 2.3579+4 | 2.4184+4 | 0.05 |
| 35 | 2.3579+4 | 1.5034+4 | 1.9307+4 | 0.45 |
| 36 | 1.5034+4 | 9.1188+3 | 1.2076+4 | 0.5 |
| 37 | 9.1188+3 | 5.5308+3 | 7.3248+3 | 0.5 |
| 38 | 5.5308+3 | 3.3546+3 | 4.4427+3 | 0.5 |
| 39 | 3.3546+3 | 2.0347+3 | 2.6947+3 | 0.5 |
| 40 | 2.0347+3 | 1.2341+3 | 1.6344+3 | 0.5 |
| 41 | 1.2341+3 | 7.4852+2 | 9.9131+2 | 0.5 |
| 42 | 7.4852+2 | 4.5400+2 | 6.0126+2 | 0.5 |
| 43 | 4.5400+2 | 2.7536+2 | 3.6468+2 | 0.5 |
| 44 | 2.7536+2 | 1.6702+2 | 2.2119+2 | 0.5 |
| 45 | 1.6702+2 | 1.0130+2 | 1.3416+2 | 0.5 |
| 46 | 1.0130+2 | 6.1442+1 | 8.1371+1 | 0.5 |
| 47 | 6.1442+1 | 3.7267+1 | 4.9355+1 | 0.5 |
| 48 | 3.7267+1 | 1.0677+1 | 2.3972+1 | 1.25 |
| 49 | 1.0677+1 | 4.1399-1 | 5.5455+0 | 3.25 |
| 50 | 4.1399-1 | 1.0000-3 | 2.0750-1 | 6.026 |

Table 8 Group Structures for Gamma-Rays of the NGCP9-70.

| Group | Upper Energy eV | Lower Energy eV | Average Energy eV |
|-------|---------------------|--------------------|----------------------|
| 1 | 1.4E+7 ^a | 1.2E+7 | 1.3E+7 |
| 2 | 1.2E+7 | 1.0E+7 | 1.1E+7 |
| 3 | 1.0E+7 | 8.0E+6 | 9.0E+6 |
| 4 | 8.0E+6 | 7.5E+6 | 7.75E+6 |
| 5 | 7.5E+6 | 7.0E+6 | 7.25E+6 |
| 6 | 7.0E+6 | 6.5E+6 | 6.75E+6 |
| 7 | 6.5E+6 | 6.0E+6 | 6.25E+6 |
| 8 | 6.0E+6 | 5.5E+6 | 5.75E+6 |
| 9 | 5.5E+6 | 5.0E+6 | 5.25E+6 |
| 10 | 5.0E+6 | 4.5E+6 | 4.75E+6 |
| 11 | 4.5E+6 | 4.0E+6 | 4.25E+6 |
| 12 | 4.0E+6 | 3.5E+6 | 3.75E+6 |
| 13 | 3.5E+6 | 3.0E+6 | 3.25E+6 |
| 14 | 3.0E+6 | 2.5E+6 | 2.75E+6 |
| 15 | 2.5E+6 | 2.0E+6 | 2.25E+6 |
| 16 | 2.0E+6 | 1.5E+6 | 1.75E+6 |
| 17 | 1.5E+6 | 1.0E+6 | 1.25E+6 |
| 18 | 1.0E+6 | 5.0E+5 | 7.5E+5 |
| 19 | 5.0E+5 | 1.0E+5 | 3.0E+5 |
| 20 | 1.0E+5 | 1.0E+4 | 5.5E+4 |

a Read as 1.4×10^7 .

Table 9 Composition of Materials Used in the Calculation.

| Element | Composition (at./cm ² ·b) | | | | | |
|------------------|--------------------------------------|-------------------------|-------------------------|--------------------------|-------------------------|-------------------------|
| | Concrete | Air | Iron Can | Type 304 Stainless Steel | BP | Hevimet |
| Hydrogen | 7.86 × 10 ⁻³ | | | | 7.13 × 10 ⁻² | |
| ¹⁰ B | | | | | 4.87 × 10 ⁻⁴ | |
| ¹¹ B | | | | | 1.97 × 10 ⁻³ | |
| Carbon | | | | | 3.41 × 10 ⁻² | |
| Nitrogen | | 3.64 × 10 ⁻⁵ | | | | |
| Oxygen | 4.39 × 10 ⁻² | 9.74 × 10 ⁻⁶ | | | 3.64 × 10 ⁻³ | |
| Sodium | 1.05 × 10 ⁻³ | | | | | |
| Magnesium | 1.40 × 10 ⁻⁴ | | | | | |
| Aluminum | 2.39 × 10 ⁻³ | | | | | |
| Silicon | 1.58 × 10 ⁻² | | | | | |
| Potassium | 6.90 × 10 ⁻⁴ | | | | | |
| Calcium | 2.92 × 10 ⁻³ | | | | | |
| Chromium | | | | 1.77 × 10 ⁻² | | |
| Manganese | | | | 1.77 × 10 ⁻³ | | |
| Iron | 3.10 × 10 ⁻⁴ | | 8.48 × 10 ⁻² | 6.02 × 10 ⁻² | | |
| Nickel | | | | 7.83 × 10 ⁻³ | | 1.05 × 10 ⁻² |
| Copper | | | | | | 6.45 × 10 ⁻³ |
| ¹⁸² W | | | | | | 1.32 × 10 ⁻³ |
| ¹⁸³ W | | | | | | 7.21 × 10 ⁻³ |
| ¹⁸⁴ W | | | | | | 1.54 × 10 ⁻² |
| ¹⁸⁶ W | | | | | | 1.43 × 10 ⁻² |

2.6 電中研におけるキャスク周囲の線量率分布

2.6.1 実験配置, 検出器および線源

キャスクの信頼性実証試験の一貫として遮蔽実験が実施され, キャスク周囲の線量率分布が測定された。実験をモンテカルロ法で解析し, モンテカルロ法がキャスクの遮蔽計算に有効である, という報告をすでに文献(8)に述べている。ここでは, キャスクの遮蔽実験は床が厚さ100 cm, 周囲が厚さ40 cmのコンクリートであるため, このコンクリートによる散乱がキャスク周囲の線量率にどのくらい寄与しているかを明確にする。キャスクの線量率は輸送規則によって, 表面で200 mrem/h, 表面から1 mの位置で10 mrem/h以下という基準がある。しかし, 実際の測定には周囲の構造物や壁からの散乱線の寄与があるので, その寄与がどのくらいあるかを予め知っておく必要がある。また, このような室内散乱の寄与がモンテカルロ法によって精度良く評価できることが明らかになれば, モンテカルロ法の適用性がさらに一步拡大されることになる。

実験に供したキャスクはFig.12に示すような湿式と称するもので, 重量はおよそ50 tである。主要構造は以下のようである。

- 1) 主 構 造: ステンレス鋼および鉛を主材料とする多重円筒。
- 2) 蓋および底部: ステンレス鋼。
- 3) 緩 衝 体: 木材を鋼で被覆したものであり, 蓋および底部に取り付けてある。取り外しが可能である。
- 4) フ ィ ン: 円環状で銅製。
- 5) バスケット: ステンレス鋼が主材料で, 未臨界の維持にボラル板が使用される。
- 6) 遮 蔽: ガンマに対しては主に鉛とステンレス鋼, 中性子に対しては主にキャビティー中の水および外側のレジン層。

遮蔽実験に使用された中性子源は ^{252}Cf である。

- 1) 線源強度: 線量で1 mg ($2.4 \times 10^9 \text{ n/sec}$), 1 mg の Cf を 80 個に分割して使用。
- 2) 線源形状: 半径 25 cm, 高さ 50 cm, 厚さ 3.5 cm のアルミニウム中空円筒の側面に 80 個の線源が一様に分布。
- 3) 半 減 期: 2.73 年
- 4) スペクトル: ^{252}Cf の中性子スペクトルは次式¹⁶⁾で近似できる。

$$N(E) \sim \text{Exp}(-0.88E) \sinh\left[(2E)^{\frac{1}{2}}\right] \quad (41)$$

ここで,

$$E = \text{中性子エネルギー, (MeV)}$$

中性子の測定にはスウェーデンの Studsvik 社のレスカウンターを使用し, パルス数を線量率に換算した。

$$3.3 \text{ cps} = 1 \text{ mrem/h} \quad (42)$$

のような換算係数を用いたが, 中性子スペクトルが換算係数を求めた場とは異なるので, $\pm 10\%$ の誤差があるものとして測定値を評価した。二次ガンマ線量率は電離箱型サーベイメータを使用した。この方も $\pm 10\%$ の測定誤差があるものとして評価した。

2.6.2 計算の詳細

キャスクの遮蔽計算には現在米国オークリッジ国立研究所で作成したDLC-23/CASKライブラリーが使用されているが、中性子が22群であること、ルジャンドルの展開係数がP₃までであること、基本核データがENDF/B-II, IIIであること等の不備、不足な点がある。

そこで、AMPXコードシステムを使って新たにCASK-LIB-50というライブラリーを作成した。

- 1) 基本核データはENDF/B-IVである。
- 2) 中性子32群, ガンマ線18群のn-γ結合群定数で, 巨視的断面積である。
- 3) ルジャンドルの展開係数はP₅である。
- 4) ANISN, DOT, MORSEコードに共通なFIDO形式である。
- 5) 1物質1ファイルに編集してある。

Table10に中性子, Table11にガンマ線のそれぞれのエネルギー群構造を示す。本計算に使用したキャスク構成物質の原子密度をTable12に示す。

キャスクはFig.13に示すような遮蔽実験室のほぼ中央の回転台に設置されている。実験室の周囲は厚さ40cmの普通コンクリートであり, 床は100cmのコンクリート構造になっている。天井はほぼ厚さ1cmの鋼板が敷き詰められていると見なせる。実験データを解析する場合はFig.13のようにモデル化したが, 周囲の室内散乱線の寄与を計算する場合はコンクリートおよび天井の鋼板は全て真空にした。

関数DIRECは粒子がキャスク中の場合とキャスク外に分けて与えた。

$$\begin{cases} \text{DIREC} = (u x + v y) / R, & \text{粒子がキャスク中} \\ \text{DIREC} = +w, & \text{粒子がキャスク外} \end{cases}$$

フルエンスはNext Event Surface Crossing (NESX) 評価法を採用した。

NESX評価法はFig.14に示すように, 衝突点から現われた粒子が面検出器 (surface detector) をよぎるかどうかを判定し, 交差した場合はその交点まで粒子が到達する確率を求め, フルエンスを計算する評価法である。Fig.14から分るように, 衝突点がキャスク中であれば交点数は1か0であり, 実験室内の壁等であれば, 交点数は2, 1あるいは0である。交点数は粒子の方向ベクトル $\vec{\Omega}$ に依存する。

PATHは0.5~0.6を用いた。

2.6.3 計算結果と考察

中性子線量率分布の測定値と計算値および周囲の構造物からの寄与がない場合の計算値の比較をFig.15に示す。

まず実験との比較では, キャスクの表面から1.5mまで非常に良い一致を示している。FSDも0.15以内であり十分信頼性がある計算結果であると判断できる。また, 床や壁からの散乱がないとした計算も, キャスクから離れ, 壁に近づく程実験との差が大きくなること, FSDも0.1~0.2であり, 十分意味のある結果が得られたことから, 妥当な線量率分布が得られたものと考えられる。

その結果, 室内散乱の影響は, キャスク表面で10%程度であるが, 次第に大きくなり, 表面から1.5mでは30%程度線量率に寄与している。壁ぎわでは50%程度壁や床からの寄与があるものと

予測される。

キャスクだけに注目すれば室内散乱の寄与を差し引くことになるが、建屋内に立ち入る人の被曝線量に対しては室内散乱の影響を無視できない。

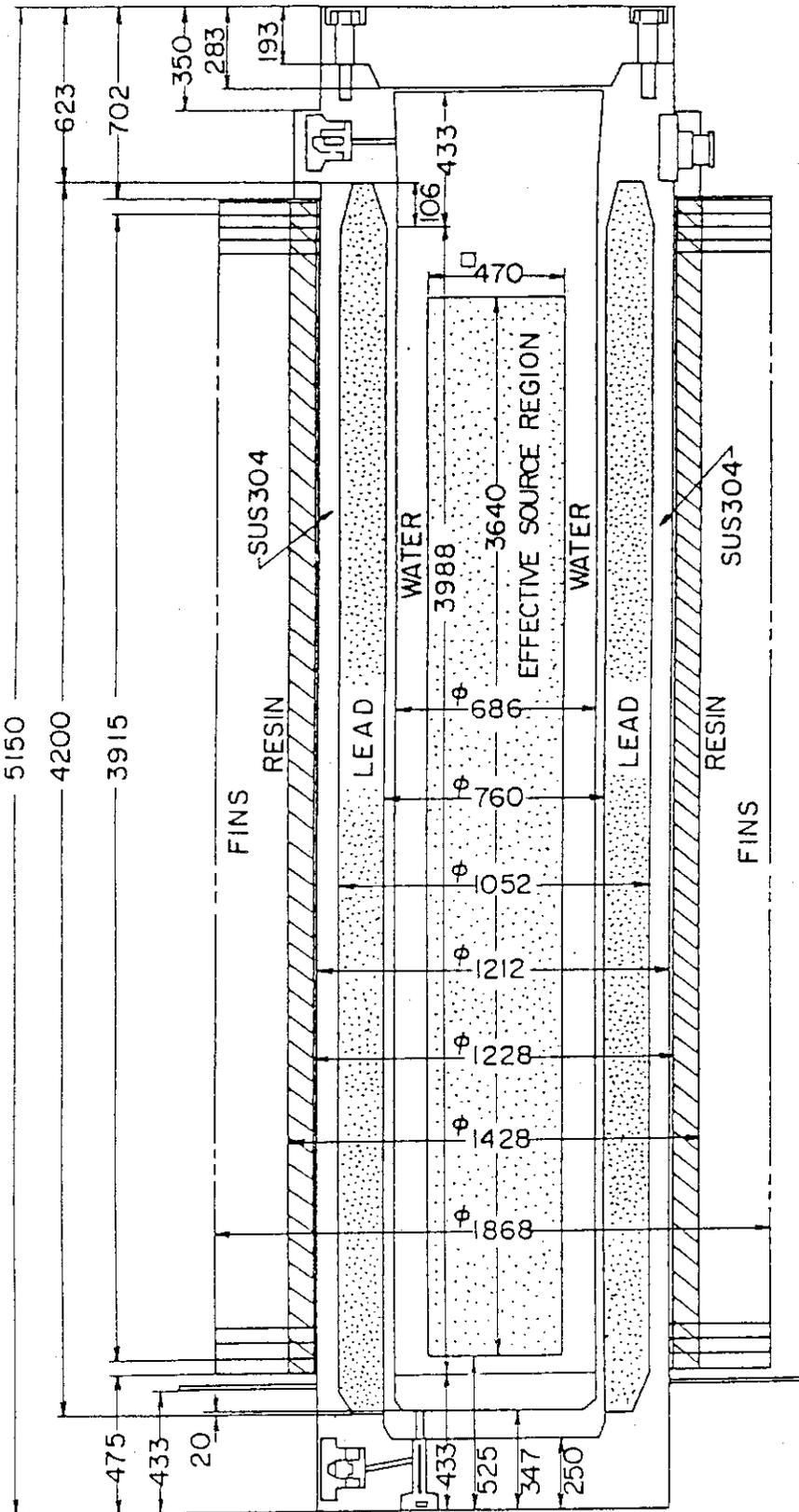


Fig. 12 Geometry for the spent-fuel shipping cask. Dimensions are in millimetres.

Table 10 Group Structures for Neutrons of the CASK-LIB-50.

| Group | Upper Energy (ev) | Lower Energy (ev) | Average Energy (ev) | Lethargy, Δu |
|-------|----------------------|----------------------|------------------------|----------------------|
| 1 | 1.492E+7* | 1.221E+7 | 1.366E+7 | 0.2 |
| 2 | 1.221E+7 | 1.000E+7 | 1.111E+7 | 0.2 |
| 3 | 1.000E+7 | 8.187E+6 | 9.094E+6 | 0.2 |
| 4 | 8.187E+6 | 6.703E+6 | 7.445E+6 | 0.2 |
| 5 | 6.703E+6 | 4.493E+6 | 5.598E+6 | 0.4 |
| 6 | 4.493E+6 | 3.679E+6 | 4.086E+6 | 0.2 |
| 7 | 3.679E+6 | 3.012E+6 | 3.346E+6 | 0.2 |
| 8 | 3.012E+6 | 2.466E+6 | 2.739E+6 | 0.2 |
| 9 | 2.466E+6 | 2.019E+6 | 2.243E+6 | 0.2 |
| 10 | 2.019E+6 | 1.653E+6 | 1.836E+6 | 0.2 |
| 11 | 1.653E+6 | 1.353E+6 | 1.500E+6 | 0.2 |
| 12 | 1.353E+6 | 1.108E+6 | 1.235E+6 | 0.2 |
| 13 | 1.108E+6 | 9.072E+5 | 1.008E+6 | 0.2 |
| 14 | 9.072E+5 | 7.427E+5 | 8.250E+5 | 0.2 |
| 15 | 7.427E+5 | 6.081E+5 | 6.754E+5 | 0.2 |
| 16 | 6.081E+5 | 4.979E+5 | 5.503E+5 | 0.2 |
| 17 | 4.979E+5 | 4.076E+5 | 4.527E+5 | 0.2 |
| 18 | 4.076E+5 | 2.732E+5 | 3.404E+5 | 0.4 |
| 19 | 2.732E+5 | 1.832E+5 | 2.282E+5 | 0.4 |
| 20 | 1.832E+5 | 1.228E+5 | 1.530E+5 | 0.4 |
| 21 | 1.228E+5 | 8.652E+4 | 1.047E+5 | 0.35 |
| 22 | 8.652E+4 | 5.248E+4 | 6.950E+4 | 0.5 |
| 23 | 5.248E+4 | 3.183E+4 | 4.216E+4 | 0.5 |
| 24 | 3.183E+4 | 1.503E+4 | 2.343E+4 | 0.75 |
| 25 | 1.503E+4 | 7.102E+3 | 1.107E+4 | 0.75 |
| 26 | 7.102E+3 | 2.613E+3 | 4.867E+3 | 1.0 |
| 27 | 2.613E+3 | 9.611E+2 | 1.787E+3 | 1.0 |
| 28 | 9.611E+2 | 2.144E+2 | 5.878E+2 | 1.5 |
| 29 | 2.144E+2 | 4.785E+1 | 1.311E+2 | 1.5 |
| 30 | 4.785E+1 | 5.043E+0 | 2.645E+1 | 2.25 |
| 31 | 5.043E+0 | 4.140E-1 | 2.278E+0 | 2.5 |
| 32 | 4.140E-1 | 2.500E-2 | 2.200E-1 | 2.8 |

* Read as 1.49×10^7

Table 11 Group Structures for Gamma-Rays of the CASK-LIB-50.

| Group | Upper Energy (ev) | Lower Energy (ev) | Average Energy (ev) |
|-------|----------------------|----------------------|------------------------|
| 1 | 1.00E+7* | 8.00E+6 | 9.00E+6 |
| 2 | 8.00E+6 | 6.50E+6 | 7.25E+6 |
| 3 | 6.50E+6 | 5.00E+6 | 5.75E+6 |
| 4 | 5.00E+6 | 4.00E+6 | 4.50E+6 |
| 5 | 4.00E+6 | 3.00E+6 | 3.50E+6 |
| 6 | 3.00E+6 | 2.50E+6 | 2.75E+6 |
| 7 | 2.50E+6 | 2.00E+6 | 2.25E+6 |
| 8 | 2.00E+6 | 1.66E+6 | 1.83E+6 |
| 9 | 1.66E+6 | 1.33E+6 | 1.50E+6 |
| 10 | 1.33E+6 | 1.00E+6 | 1.17E+6 |
| 11 | 1.00E+6 | 8.00E+5 | 9.00E+5 |
| 12 | 8.00E+5 | 6.00E+5 | 7.00E+5 |
| 13 | 6.00E+5 | 4.00E+5 | 5.00E+5 |
| 14 | 4.00E+5 | 3.00E+5 | 3.50E+5 |
| 15 | 3.00E+5 | 2.00E+5 | 2.50E+5 |
| 16 | 2.00E+5 | 1.00E+5 | 1.50E+5 |
| 17 | 1.00E+5 | 5.00E+4 | 7.50E+4 |
| 18 | 5.00E+4 | 1.00E+4 | 3.00E+4 |

* Read as 1.00×10^7

Table 12 Composition of Materials Used in the Calculation.

| Material Element | Water | Stainless Steel (SUS-304) | Lead | Resin | Fin-Region | Air | Ordinary Concrete |
|---------------------|------------------------|---------------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|
| Hydrogen | 6.675×10^{-2} | | | 5.909×10^{-2} | | | 1.195×10^{-2} |
| Carbon | | 3.181×10^{-4} | | 3.435×10^{-2} | | | 5.917×10^{-2} |
| Nitrogen | | | | 2.703×10^{-4} | 3.811×10^{-5} | 3.964×10^{-5} | |
| Oxygen | 3.338×10^{-2} | | | 1.330×10^{-2} | 1.026×10^{-5} | 1.067×10^{-5} | 4.201×10^{-2} |
| Magnesium | | | | | | | 1.412×10^{-3} |
| Aluminum | | | | 3.715×10^{-3} | | | 1.898×10^{-3} |
| Silicon | | 1.700×10^{-3} | | | | | 7.340×10^{-3} |
| Sulphur | | | | | | | 1.315×10^{-4} |
| Potassium | | | | | | | 6.162×10^{-5} |
| Calcium | | | | | | | 8.745×10^{-3} |
| Chromium | | 1.837×10^{-2} | | | | | |
| Manganese | | 1.739×10^{-3} | | | | | |
| Iron | | 5.722×10^{-2} | | | | | 2.804×10^{-4} |
| Nickel | | 8.134×10^{-3} | | | | | |
| Copper | | | | | 3.758×10^{-3} | | |
| Lead | | | 3.296×10^{-2} | | | | |

(10^{24} atoms/cm³)

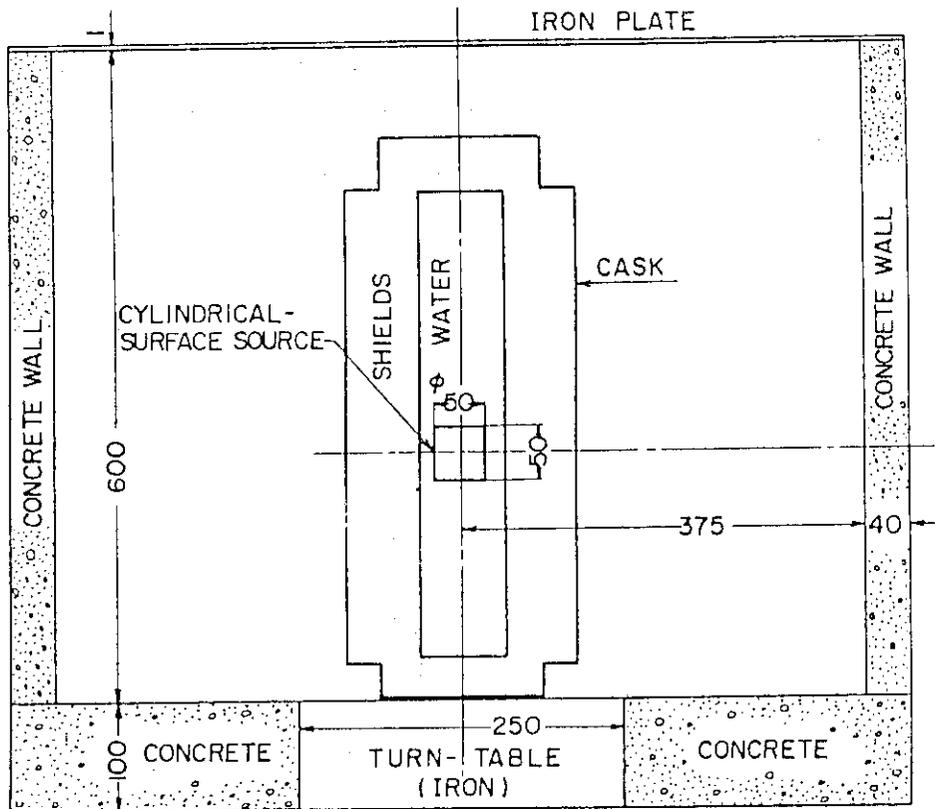


Fig. 13 Calculational model for the cask-shielding experiment.
Dimensions are in centimetres.

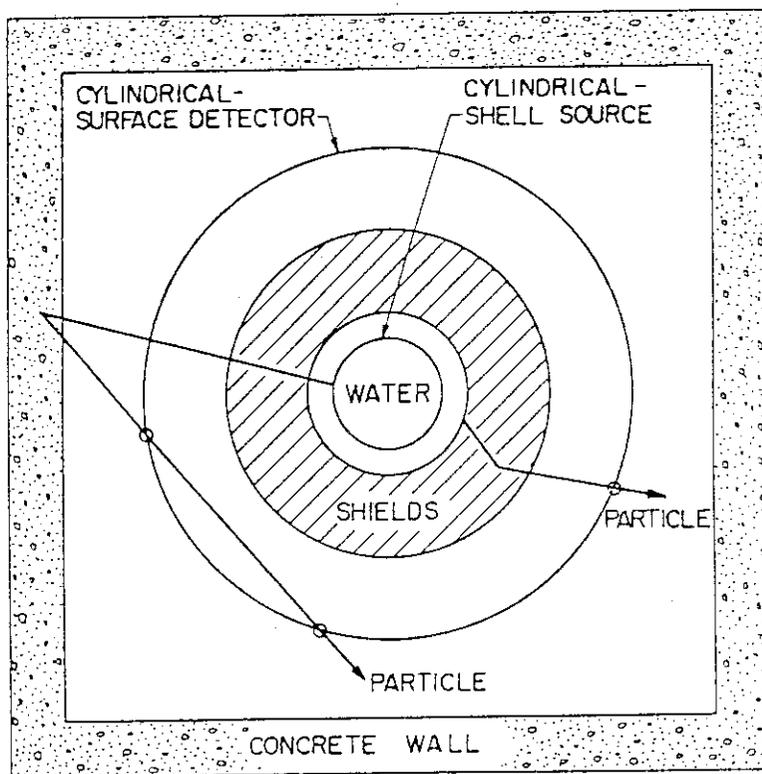


Fig. 14 Illustration of the NESX estimation in the analysis of the cask-shielding experiment.

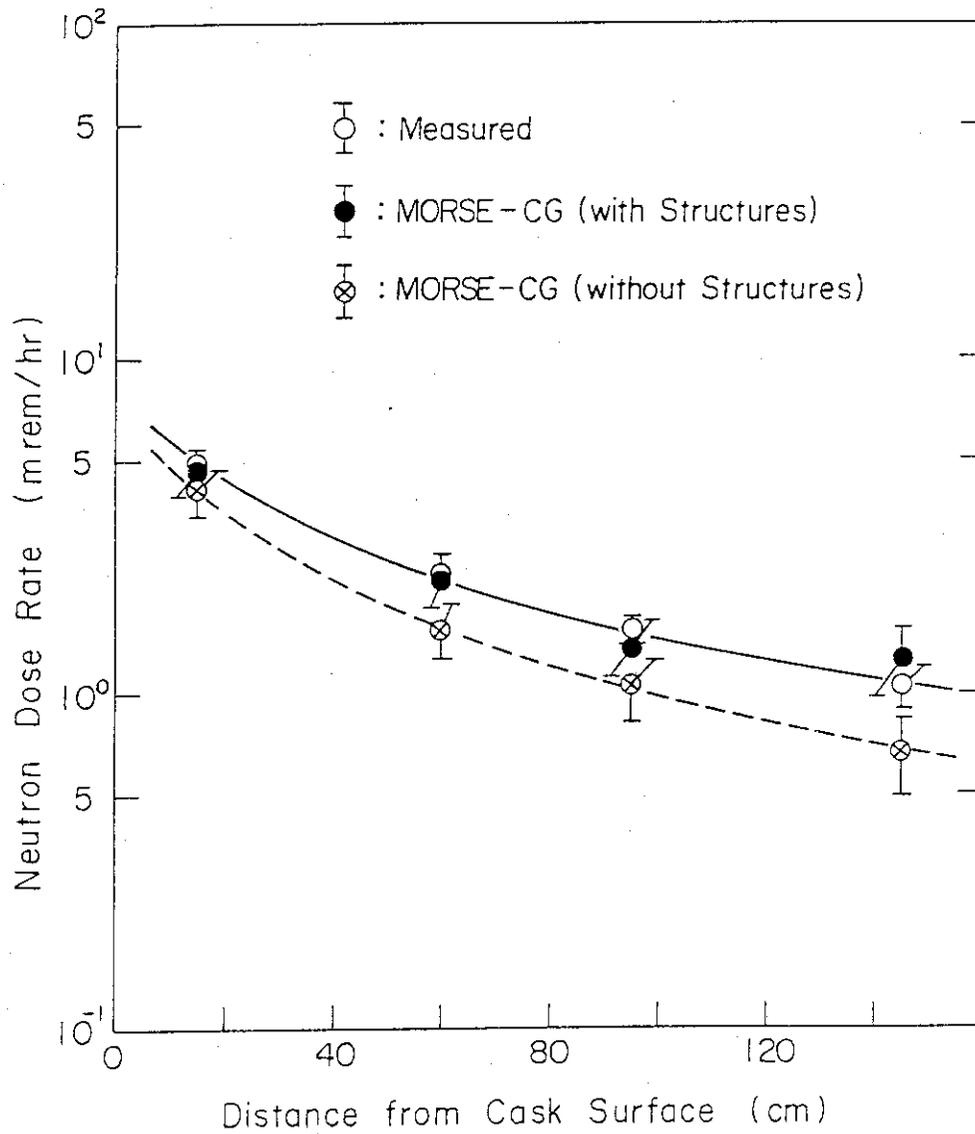


Fig. 15 Comparison of neutron dose rates between measured, MORSE with the facility structures, and MORSE without the structures.

3. ま と め

I～VIのベンチマーク実験を解析し次のような成果を得た。

- 1) IおよびIIの問題のように深層透過とストリーミングを含んだ計算にはモンテカルロカップリング法が有効である。カップリング面はダクトやスリットの入口の少し線源寄りが良い。
- 2) IIIのように二回屈曲ダクト問題でもストリーミングだけであれば直接一回のモンテカルロ計算で熱中性子まで計算できることが分ったが、さらに信頼性の高い結果が必要であれば、やはりカップリング計算法を採用することになる。
- 3) IVの深層透過問題に対しては、衝突密度評価法および飛程長評価法が有効であり、中性子50群の計算をすれば、十分測定スペクトルと対応がつくことが分った。
- 4) 14MeVの中性子のストリーミングおよび透過問題に対してもP₀の群定数を使用すれば、多群計算で容易に信頼性の高い計算ができることが明らかになった。
- 5) IVのキャスクの問題を解くことによって、室内散乱の寄与が無視できないことが分った。

以上のように、モンテカルロ法がカップリング法等の技法を採用したことにより、深層透過、ストリーミング、それに室内散乱のいずれに対しても、またいずれの組合せに対しても信頼性の高い計算ができるという確証を得ることができた。

謝 辞

ワーキング・グループは年5回位の頻度で原研東海研究所で作業を行ってきた。討論室の確保や宿舎の手配などで鈴木友雄遮蔽研究室長、および齊藤久美子氏をはじめとする事務の方々に大変お世話になったので、ここに記して感謝すると共に、今後も変らぬ御支援をお願いする次第である。

3. ま と め

I～VIのベンチマーク実験を解析し次のような成果を得た。

- 1) IおよびIIの問題のように深層透過とストリーミングを含んだ計算にはモンテカルロカップリング法が有効である。カップリング面はダクトやスリットの入口の少し線源寄りが良い。
- 2) IIIのように二回屈曲ダクト問題でもストリーミングだけであれば直接一回のモンテカルロ計算で熱中性子まで計算できることが分ったが、さらに信頼性の高い結果が必要であれば、やはりカップリング計算法を採用することになる。
- 3) IVの深層透過問題に対しては、衝突密度評価法および飛程長評価法が有効であり、中性子50群の計算をすれば、十分測定スペクトルと対応がつくことが分った。
- 4) 14MeVの中性子のストリーミングおよび透過問題に対しても P_0 の群定数を使用すれば、多群計算で容易に信頼性の高い計算ができることが明らかになった。
- 5) IVのキャスクの問題を解くことによって、室内散乱の寄与が無視できないことが分った。

以上のように、モンテカルロ法がカップリング法等の技法を採用したことにより、深層透過、ストリーミング、それに室内散乱のいずれに対しても、またいずれの組合せに対しても信頼性の高い計算ができるという確証を得ることができた。

謝 辞

ワーキング・グループは年5回位の頻度で原研東海研究所で作業を行ってきた。討論室の確保や宿舎の手配などで鈴木友雄遮蔽研究室長、および齊藤久美子氏をはじめとする事務の方々に大変お世話になったので、ここに記して感謝すると共に、今後も変らぬ御支援をお願いする次第である。

参 考 文 献

- 1) 田中俊一, 他, "遮蔽ベンチマーク問題II", JAERI-M8686, (1980)
- 2) Ueki, K., Nucl. Sci. Eng., 79 253(1981)
- 3) 三浦俊正, 竹内清, 布施卓嘉: 「円環ダクト漏洩放射線の測定と計算」, 船船技術研究所報告 第16巻 第6号 (昭和54年11月)
- 4) Chinaglia, B., et al., "Study of the Neutron Streaming through Cylindrical Ducts with Two Bends in Water: Experiments", EUR 4498e(1970)
- 5) Carter, M. D. and Packwood, A., "The Winfrith Benchmark Experiments in Iron", NEACRP-U-73(1976)
- 6) Santro, R. T., et al., Nucl. Sci. Eng., 78, 259(1981)
- 7) Inoue, M., et al., "Monte Carlo Neutron Shielding Analysis of a Spent Fuel Shipping Cask: Comparison with Experiment", CREIEPI REPORT E381002(1982)
- 8) Ueki, K., et al., Nucl. Sci. Eng., 84, 271(1983)
- 9) Straker E. A., et al., "The MORSE code: A Multi-Group Neutron and Gamma-Ray Monte Carlo Transport Code", ORNL-4585(1970)
- 10) ENDF/B Summary Documentation, BNL-NCS-17541(ENDF-201), 2nd ed.(ENDF/B-IV), D. GARBNER, Ed., available from the National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory, Upton, New York(Oct. 1975)
- 11) Engle, Jr, W. W., "A Users Manual for ANISN, A One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code", K1693, Union Carbide Corporation, Nuclear Division(1967)
- 12) Koyama, K., "RADHEAT-V3, A Code System for Generating Coupled Neutron and Gamma-Ray Group Constants and Analysing Radiation Transport", JAERI-M7155(1977)

- 13) Byrn, N. R., "Iterative Forward-Adjoint Monte Carlo Solutions of the Boltzmann Transport Equation", Thesis, Georgia Institute of Technology(1976)
- 14) Goldstein, M. and Greenspan, E., Nucl. Sci. Eng., 76, 308(1980)
- 15) Chapman, G. T., et al., "The ORNL Integral Experiments to Provide Data for Evaluating the MEF Shielding Concepts. Part 1: Attenuation Measurements", ORNL/TM-7356
- 16) Profio, A. E., "Experimental Reactor Physics", JOHN WILEY & SONS(1976)
- 17) Roussin, R. W., "40 Group Coupled Neutron and Gamma-Ray Cross Section Data, DLC-23", RSIC Data Library Collection, Oak Ridge National Laboratory(1972).