

KEK Internal 2001-8

November 2001

R

DUCT-III:
A Simple Design Code for Duct-Streaming Radiations

R. Tayama, H. Nakano, H. Handa, K. Hayashi, H. Hirayama

K. Shin, F. Masukawa, H. Nakashima, and N. Sasamoto



High Energy Accelerator Research Organization

1-1 Oho, Tsukuba-shi, Ibaraki, 305-0801 Japan

Legal Notice: Neither High Energy Accelerator Research Organization, nor Japan Atomic Energy Research Institute, Kyoto University, Hitachi Engineering Co. Ltd., nor any person acting on behalf of any of them, makes any warranty or representation, expressed or implied, with respect to the accuracy, completeness, or usefulness of the information contained herein, or that the use of any information, apparatus, method, or process disclosed herein may not infringe privately owned rights or assumes any liabilities with respect to the use of, or for damage resulting from the use of, any information, apparatus, method or process disclosed herein.

DUCT-III: A Simple Design Code for Duct-Streaming Radiations

Ryuichi TAYAMA, Hideo NAKANO, Hiroyuki HANDA, Katsumi HAYASHI

Hitachi Engineering Co., Ltd.

Hideo HIRAYAMA

High Energy Accelerator Research Organization, Radiation Science Center

Kazuo SHIN

Kyoto University

Fumihiro MASUKAWA, Hiroshi NAKASHIMA, Nobuo SASAMOTO

Japan Atomic Energy Research Institute

Abstract

DUCT-III コードは、原子炉、加速器等の放射線取扱施設における迷路、貫通孔等からの放射線の漏洩（ストリーミング）を、アルベド法に基づき簡易的に計算するプログラムである。本コードでは、10MeV 以下の 線、3GeV 以下の中性子を対象としており、原子炉、核融合炉、高エネルギー加速器等幅広い放射線取扱施設の貫通孔設計に適用可能である。また、ワークステーション上で使用する UNIX 版と Microsoft Excel97* 上で使える Visual Basic 版が用意され、それぞれソースプログラム（実行モジュール）、ライブラリーデータ、データ入力例、出力例が格納されている。

本報告では、DUCT-III コードの概要、付加機能、及びインストールと使用方法について説明する。

*: Copyright (C) Microsoft Corporation.

Contents

1 . はじめに	1
2 . DUCT-III コードの概要	2
2 . 1 対象とする線源	2
2 . 2 直ダクトに対する評価式	2
2 . 3 壁散乱成分の評価式	7
3 . DUCT-III コードの付加機能	8
3 . 1 線源データベース	8
3 . 2 遮へい体透過計算機能	9
4 . DUCT-III コードのインストールと使用方法	10
4 . 1 インストール及び実行方法	10
4 . 2 DUCT-III コードの使用方法	14
References	18
Appendix A DUCT-III input data manual	19
Appendix B Program document of the DUCT-III code	25
Appendix C PKN-H input data manual	27
Appendix D Albedo data for high-energy neutrons	31
Appendix E Angular dependent secondary neutron spectra for proton accelerator facilities	34
Tables	37
Figures	61

1.はじめに

原子炉、加速器等放射線取扱い施設には人の出入口、物品搬入口や給排気ダクト、ケーブルピット等さまざまな配管が遮へい体を貫通している。これら貫通孔からの放射線の漏洩（ストリーミング）の低減化の観点から、出入口では迷路構造を、配管貫通孔では屈曲構造とすることが一般的である。これら構造が複雑なため、ストリーミングを評価することは非常に難しい。DUCT コードは、熱中性子から核融合中性子及び光子について、スリット、円筒、角、及び円環ダクトのストリーミング問題を簡易的に計算するプログラムであり、1988 年に開発された^{1-1) ~ 1-3)}。その後、入力データ等のライブラリー化によるデータ入力の簡素化や屈曲構造ダクトの計算自動化等を改良・整備した DUCT-II が作成された¹⁻⁴⁾。更に、1998 年から 2001 年において、高エネルギー加速器施設への適用、入力データの簡素化等を目的とし、以下の機能を追加した DUCT-III が作成された。

- (1) 高エネルギー中性子アルベドデータの追加 (最大 3 GeV)
- (2) 壁散乱成分計算機能の追加
- (3) 典型的な線源データライブラリーの追加
- (4) 遮へい体透過計算プログラム PKN-H の取込み
- (5) 線源位置の任意設定化
- (6) Visual Basic 版の作成

本報告は、DUCT-III コードの概要、インストールと使用方法についてまとめたものである。

以下、第 2 章では DUCT-III コードの概要として、対象とする線源、評価式と使用データ等の基本機能について説明する。第 3 章では DUCT-III コードの付加機能について述べ、第 4 章においてコードのインストールと使用方法を説明する。

2. DUCT-III コードの概要

2.1 対象とする線源

(1) 線源の種類

DUCT-III コードでは、以下の4種類が取扱える。それぞれのエネルギー群構造を表2-1にまとめて示す。

- 1) 15MeV 以下の中性子 (12群)
- 2) 線 (5群)
- 3) 15MeV 以下の中性子及び線 (17群)
- 4) 最大エネルギー 3 GeV の高エネルギー中性子 (12群)

(2) 線源形状

線源の形状は、以下の2種類が取扱え、その位置は、ダクト一脚入口中心を原点として、任意の位置に与えることができる。

- 1) 点線源 (等方)
- 2) 線線源 (一様)

なお、線線源は長さ方向に細分割し、各分割領域の中心に点線源があるものとして扱う。

2.2 直ダクトに対する評価式

(1) 基本式

ダクト断面の代表長さを x と表すことにし、ダクトの長さやダクト中の深さは全て x で割った値をとる。また、エネルギーについては多群近似を使う。したがってエネルギー分布はベクトルで、アルベドはマトリクス(以下 A と書く)である。

反射線のカロントの角度分布はいつでも余弦分布であるとする。この仮定は入射エネルギー群内で反射する成分に対しては正しくないが、実際には減速散乱が殆どを占めるので、大きい問題にはならないものと予想される。

このときダクト中の深さ x におけるストリーミング放射線のエネルギー束は直接線、小数回散乱線及び多数回散乱線の和として

$$\Phi(x) = \Phi_0(x) + \gamma^2 A_2 \sum_{j=1}^N S_j \phi_j^{(i)}(x) + \gamma^8 A_8 \sum_{j=1}^N S_j \phi_j^{(8)}(x) \quad (2-1)$$

と表される。

$$\text{ここで、} A_2 = A(I + A + A^2) \quad (2-2)$$

I : 単位行列

A : アルベドマトリックス

$$A_8 = A^4 / (I - A) \quad (2-3)$$

: アルベドの補正係数 (~ 0.87)

$\phi_0(x)$: 直接線のエネルギー束

$i = 1$ (ガンマ線)

$= 2$ (中性子)

S_j : ダクト入口面での仮想線源項

$\phi_j^{(n)}(x)$: 深さ分布関数

である。

A_8 は次のように、4 回以上-無限回までの散乱の寄与を総計したものである。

$$A_8 = A^4 (I + A + A^2 + \dots) \quad (2-4)$$

したがって、特定エネルギーの中性子に対するアルベドが 1 を越えると A_8 は求められなくなるが、高エネルギー中性子の反応で放出される蒸発中性子の Multiplicity は 1 より相当大きくなる。この現象はターゲット原子核の質量数が大きいほど顕著である。これらの中性子の相当部分が入射面から放出されてアルベドに寄与する。したがって、後に示すようにアルベドの値が高エネルギー群で 1 より大きく、特に鉄では第 1 群中性子に対して 20 にもなってしまうことになる。

このような困難があるため、高エネルギー中性子アルベドについては、 A_8 を無限回までの散乱の寄与とすることをやめて、現実的な散乱回数 M を推定して、次の式を使用する。

$$A_8 = A^4 + A^5 + \dots + A^M \quad (2-5)$$

実際には $M=20$ とした。この値は加速器場でのストリーミング計算を行ってテストすべき経験パラメータである。

(2) 直接線 $\phi_0(x)$ 評価式

ダクト一脚での直接線は、ダクト断面積に対する線源位置からのダクト直視面積比で補正する次式で求める。なお、線源は点等方を仮定している。

$$\Phi_0(x) = \frac{S_0}{S_d} \sum_m \frac{dS_m(x)}{4\pi r_m^2} \quad (2-6)$$

ここで、 $\phi_0(x)$: ダクト長さ位置 x での直接線エネルギー束 ($\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$)

S_0 : 線源強度 (s^{-1})

r_m : 線源から位置 x までの距離 (cm)

$dS_m(x)$: 線源が直視するダクト断面積 (cm^2)

S_d : ダクト断面積 (cm^2)

線源が直視するダクト断面積は、ダクト断面をメッシュ分割し、線源がこの分割領域の中心を直視する領域の面積の和で近似する。

(3) ダクト入口面での仮想線源項 S_j の定義

ダクトストリーミングの様子は線源条件によって異なる。ダクト入口での仮想線源の角度分布は角度メッシュに分けて表現し、メッシュ内はステップ関数(一定)とする。いま角度区間数を N とし、ダクト軸に対して入射線のなす角の余弦を μ とする。このとき、角度区間は

$$\mu_0 = 1 \geq \mu \geq \mu_1, \mu_1 \geq \mu \geq \mu_2, \dots, \mu_{N-1} \geq \mu \geq \mu_N = 0 \quad (2-7)$$

のように与えられる。ダクト入口面での仮想線源が点等方線源の場合、 $N=1$ であり、

$$-1 \leq \mu \leq 1 \quad (2-8)$$

の範囲で与えられるものとする。

S_j は、角度分布線源の場合、第 j 番目の角度区間内のダクト入口面へのカレントで、(cm^2) の単位で与えられるものである。一方、点等方線源の場合 ($N=1$)、 S_j は

$$S_j = S_0 / \delta^2 \quad (2-9)$$

で定義される。ここで、 S_0 は 4 立体角への全放射線強度で、は次の(4)で述べるダクト断面の代表長さである。

仮想線源 S_j は、任意の位置にある実際の線源を点等方と仮定し、ダクト入口面をメッシュ分割して、次式で求める。

$$S_j = S_0 \sum_m \frac{dS_m \mu_m}{4\pi r_m^2 S_d} \quad (2-10)$$

ここで、 dS_m : 分割領域 m の断面積 (cm^2)

μ_m : 点等方線源から分割領域中点を見る時のダクト入口面への入射角余弦

r_m : 点等方線源から分割領域中点までの距離 (cm)

S_d : ダクト断面積 (cm^2)

ただし、 μ_m が DUCT-III コードで定義されている角度区間でない場合は、 $\frac{dS_m \mu_m}{4\pi r_m^2 S_d}$

をゼロとする。

なお、 S_j は、以下の考え方に従い、点等方又は角度分布線源がプログラム内で自動設定される。

1) 線源がダクト一脚入口面にある場合

線源がダクト一脚入口面にある場合、 S_j は点等方線源とし、(2-9)式で与える。ただし、スリット及び円環ダクトは、線源がダクト一脚入口面にある場合でも、角度分布線源として取扱う。

2) 線源がダクト一脚入口面でない場合

線源がダクト一脚入口面でない場合、ダクト軸に対するダクト入口面への線源入射角の最小値と最大値を求め、(2-10)式を基に、この範囲の角度分布領域に仮想線源を設定する。

(4) 深さ分布関数 $\phi_j^{(n)}(x)$ の定義

(2-1)式の $\phi_j^{(n)}(x)$ は、ダクト壁のアルベドが1で、線源強度も1の場合に対して定義されるもので、ダクト入口面での仮想線源の第j番目の角度区間(強度1)から出てn回壁で反射された後、深さxに達する放射線束であり、スカラー関数である。 $\phi_j^{(n)}(x)$ の値は解析的、またはモンテカルロ計算により、代表的なダクト形状に対して既に計算されていて、使いやすいように次の経験式にフィットされている(簡単のため、角度区間jを落として示す)。

$$\phi_j^{(n)}(x) = \frac{C_n}{1+(x/a_n)b_n} \{1 - \xi_n \text{Exp}(-\theta_n x)\} \quad (2-11)$$

ここで、 $a_n, b_n, C_n, \xi_n, \theta_n$ はフィッティングパラメータで、表2-2～表2-5に示すように、ダクトの種類、形状、角度区間別に与えられている。これらは DUCT-III コードに組み込まれている。

以下に各ダクト別に組み込まれている線源及び深さ分布について示す。

(イ) 円筒ダクト

円筒ダクトに対しては $N=2, \mu_1=0.879$ ととられていて、角度区間毎に $\phi^{(1)}, \phi^{(2)}, \phi^{(8)}$ のパラメータが組み込まれている。 a は断面の半径である。

(ロ) 矩形ダクト

矩形ダクトに対しても角度区間の取り方は円筒ダクトと同じである。矩形ダクトの断面を $a \times b (a \leq b)$ とするとき、 a は断面の半径である。パラメータは $b/a=1, 1.5, 2, 4$ の4通りの形に対して与えられている。 $a=b$ のときは円筒で近似してもよい。

(ハ) 円環ダクト

円環ダクトの断面は、外半径 r_1 、内半径 r_2 で決められ、 $r_2/r_1 = r$ とされている。 $r_2/r_1 = 0.5, 0.75, 0.87, 0.95$ について、角度分布線源のパラメータが組み込まれている。点等方線源はこの場合取扱わない。

(ニ) スリット

スリットは断面を $1 \times h (h \gg 1)$ とするとき、 $h = 8, 20, 60, 200$ のデータが与えられている。スリットは狭いため前方方向の角度分布が重要となるので、 $N=3$ とし、 $\mu_1 = 0.956, \mu_2 = 0.879$ としてある。点等方線源は扱えない。

(五) アルベドデータ

表 2-6 ~ 表 2-9 にアルベドマトリックスを示す。本評価式で使うアルベドマトリックスは、斜め入射のものである。ライブラリデータとして用意されているアルベドマトリックスは、15MeV 以下の中性子が ANISN コード²⁻¹⁾により、また 10MeV 以下の線アルベドが Wells の求めた線量アルベドデータ²⁻²⁾に基づき近似されたものであり、ポリエチレン、鉄、コンクリート等のデータがある。そのほか、中性子 + 2 次線のアルベドマトリックスもこれらの物質に対して準備されており、入力データで指定できる。

また、3GeV までの高エネルギー中性子に対する鉄とコンクリートのアルベドデータは NMTCC²⁻³⁾ と MCNP²⁻⁴⁾ を用いて評価している。この高エネルギー中性子用アルベドの計算方法については、Appendix D で詳しく述べる。

ダクトが斜めに交差する場合には入射角度依存のアルベドデータと前方への微分アルベドデータが必要である。これらアルベドデータは、現状 15MeV 以下の中性子用に、鉄及びステンレスのデータが整備されている。

(六) 屈曲ダクトの取扱い

ストリーミング線束の角度分布がわかれば、ダクト軸方向とそれに垂直な方向に対する平均角度の余弦を (2-1) 式に乗じると、側壁及びダクト軸に垂直な面への入射カレントが得られる。これらの平均角度余弦はモンテカルロ計算で求められており、表 2-10 に示す値が DUCT-III に組み込まれている。ダクトが垂直に屈曲する場合には、屈曲点での側壁への入射カレントにアルベドを乗じたもの、および、ダクト軸に垂直な面 (第 2 脚の側面) への入射カレントが第 2 脚の線源になるとしてコード化されている。寄与の大きいのは、上に述べた 2 面への入射カレントであるが、実際には、他の面への入射カレントも少し寄与するので、経験的に補正係数を求めて補正している。

ダクトが斜めに交差する場合には、入射角依存のアルベドデータと前方方向への微分アルベドが必要になる。これらの取扱いもできるようにコード化されているが、特殊なデータを作る必要がる。

2.3 壁散乱成分の評価式

ストリーミングの低減の観点から、一般的には貫通孔は線源から離れ、かつ貫通孔出口を線源が直視しないような位置に配置されることが多い。この場合、線源が壁に囲まれているような体系では、線源から直接貫通孔に入射する放射線に加え、壁散乱後貫通孔に入射する成分が重要となる。このような理由から、壁散乱成分を計算する機能（オプション）が整備されている。評価式は、秦らによって提案されているアルベド法に基づく球形キャビティ内での放射線多重散乱式²⁻⁵⁾を使用し、壁散乱成分の貫通孔への入射カレントを、以下の方法で計算する。

キャビティ壁への等方分布入射カレント（積分値を J とする）は、

$$S = \frac{J}{2\pi} \quad (2-12)$$

$$J = \frac{A}{(I-A)} \frac{S_0}{S_a} \quad (2-13)$$

ここで、S：等方分布カレント(1/sr)

A：アルベドマトリックス

I：単位行列

S₀：線源強度 (s⁻¹)

S_a：キャビティ壁の面積 (cm²)

である。なお、文献では(2-13)式は $J = I / (I-A) S_0 / S_a$ と記載されており、この場合ダクトへの直接入射成分が含まれてしまっている。これは誤記であり、(2-13)式が正しい。

壁面の垂線方向に法線を持つ入射面のダクトに入射するカレントは、

$$S_j = (\cos(\theta_j) - \cos(\theta_{j+1})) \frac{A}{(I-A)} \frac{S_0}{S_a} \quad (2-14)$$

ここで S_j：ダクトの角度メッシュ j に入射する放射線カレント (cm²s⁻¹)

j：ダクトに入射する放射線の角度メッシュ境界 (°)

である。高エネルギー中性子アルベドについては、前節の(1)で述べた理由から、(2-14)式中の A/(I-A)を、

$$\frac{A}{(I-A)} \cong A^1 + A^2 + \dots + A^M \quad (2-15)$$

とし、散乱回数 M を 20 とした。

3 . DUCT-III コードの付加機能

3 . 1 線源データベース

ユーザが線源スペクトルを入力データカードで直接入力することに加え、入力データでオプションを選択することにより、コード内に組み込まれた又は論理番号4で与える以下の線源データを用いることができる。

(1) 典型的な線源データライブラリー

DUCT-III に組み込まれている線源データライブラリーは、本計算コードで用いる代表的な入射中性子スペクトルで、合計が1に規格化された以下のスペクトルを準備している。

(a) 1 / E スペクトル

(b) U-235 核分裂スペクトル

(c) 鉄ターゲットへの3 GeV 陽子入射の90°放出スペクトル

(d) 鉄ターゲットへの3 GeV 陽子入射の反射スペクトル

このうち、(c) は3 GeV 陽子が鉄ターゲットへ入射した場合に90°方向に放出された中性子のスペクトルで、(d) は3 GeV 陽子が鉄ターゲットへ入射した場合に放出された中性子が周りのコンクリートで散乱されたスペクトルである。これらのスペクトルの計算はNMTC²⁻³)を用いて実施した。コード内に組み込んだスペクトルの値を表3 - 1から表3 - 3に示す。

なお、1 / E スペクトルについては、最大中性子エネルギー群が指定でき、選択した線源スペクトルはプログラム内で再度1に規格化される。また、1 / E スペクトルを選択した場合、入力で与える線源、例えば線量当量でダクト入口の値を規格化できる機能も含まれている。

(2)陽子線とターゲットとの衝突により発生する中性子スペクトル

NMTC²⁻³)とMCNP²⁻⁴)を用いて計算した、陽子線とターゲットとの衝突により発生する中性子スペクトルの角度分布がデータベース化(論理番号4)され、DUCT-IIIの線源データとして使用できる。このデータベースは下記条件によるものである。計算方法及び条件については、Appendix Eにて詳しく述べる。

a) 陽子線エネルギー : 0.2, 0.4, 0.6, 1.0, 3.0, 15.0 及び 50.0 GeV (7種類)

b) ターゲット : 鉄、銅及びアルミニウム (3種類)

c) 角度 : 7.1, 14.0, 26.6, 45.0, 56.3, 71.6, 90.0, 108, 124, 135, 153, 166 及び 173°

(13種類、ターゲット中心からの垂直距離 1.5mのデータ使用)

プログラム内に格納した上記条件でのデータを表3 - 4 ~ 表3 - 6にまとめて示す。

これらデータベースのコード内格納及びデータの選択方法について以下に示す。

1) データベース

DUCT-IIIで取扱える線源が等方を仮定しているため、計算で得られた角度別の中性子フ

ルエンスを $4 \pi r^2$ (r : ターゲットから計算点までの距離) で補正している。また、DUCT-III の中性子エネルギー群の上限が 1.5 ~ 3 GeV (第 1 群) であるため、これ以上のフルエンスは第 1 群に加えている。データベースは、上記条件とデータを一括してファイルに格納している。

2) 陽子線エネルギー及び角度の選択

陽子線エネルギーは入力で与える。なお、上記エネルギーと一致しない値を入力した場合、安全側に入力した値よりも高い値を選択する (例えば 2 GeV を入力した場合、3 GeV を使用)。

角度については、線源位置、陽子線進行方向 (線線源の場合始点、終点) とダクト入口面中心位置を基に、プログラム内で自動計算する。求めた角度が上記角度と一致しない場合は、安全側に求めた角度よりも小さい値を選択する (例えば 80° の場合 71.6° を使用)。

この機能は、加速器等で想定される角度分布を持つ線線源を取扱う場合に有効である。また、このファイルは、ユーザにより変更や拡張が可能である。

3.2 遮へい体透過計算機能

DUCT-III には、ストリーミング計算と併せてバルク透過計算も実行できるよう、原研で開発された点減衰核法による中性子用計算コード PKN - H³⁻¹) が組み込まれている。PKN-H コードは、3 次元的に分布した 10⁻²MeV から 400MeV までの中性子源に対して、水、普通コンクリート及び鉄の単層もしくは多層からなる遮へい体を透過した中性子及び 2 次線による線量当量の計算が可能である。

今後、対象エネルギーの拡張、DUCT-III コードとの入力データの共有化等のコード整備が必要である。

4 . DUCT-III コードのインストールと使用方法

4 . 1 インストール及び実行方法

DUCT-III コードは、UNIX 版と Microsoft Excel (バージョン 97 以上) 上で実効可能な Visual Basic 版 (BS 版) が用意されている。それぞれのインストール及び実効方法を以下に示す。

4 . 1 . 1 UNIX 版の場合

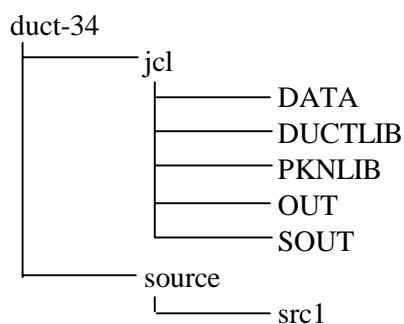
(1) ファイルの展開

Unix 版の場合、ファイルは圧縮された tar ファイルであり、以下のコマンドで解凍、展開する。

```
#uncompress duct-34.tar.z
```

```
#tar xvf - < duct-34.tar
```

ファイル展開後のディレクトリ構成を以下に示す。



(2) インストール

ディレクトリ src1 内に PKN-H コードを含む DUCT-III コードのソースプログラム (*.f) と実行モジュール作成のための make ファイル (MM) が格納されている。MM のリストを以下に示す。

```
#
set CHOME0=/xx/duct-34/jcl
set CHOME1=/xx/duct-34/source/src1
#
f77 -o joint.n *.f +autodblpad
rm *.o
cp $CHOME1/joint.n $CHOME0
#
```

exit

上記リストの xx にファイルを展開したディレクトリを入力して、次のコマンドで make ファイルを実行する。なお、上記+autodblpad はプログラムを倍精度にするコマンドであり、付けなくても結果への影響は少ない。

#./MM

実行が終了すると、ディレクトリ jcl 内に実行モジュール joint.n が作成される。

(3) プログラムの実行

ディレクトリ jcl 内に DUCT-111 実行用シェルスクリプト jcl が格納されている。このファイルの xx にファイルを展開したディレクトリを入力する。

```
# HDUCT-2 PKN_H joint program
# 2000.2.17 ...by H.Nakano
#####
set CHOME0=/xx/duct-34/jcl
set CHOME1=/xx/duct-34/jcl/DATA
set CHOME2=/xx/duct-34/jcl/OUT
set CHOME3=/xx/duct-34/jcl/DUCTLIB
set CHOME4=/xx/duct-34/jcl/PKNLIB
#####
#
#####
cd $CHOME3
cp alb1 $CHOME0/UNI01
cp alb2 $CHOME0/UNI02
cp alb3 $CHOME0/UNI03
cp bdt $CHOME0/UNI04
cd $CHOME4
cp pknhgrp.lib $CHOME0/UNI11
cp pknhwate.lib $CHOME0/UNI13
cp pknhconc.lib $CHOME0/UNI14
cp pknhiron.lib $CHOME0/UNI15
#####
cd $CHOME0
```

```

cp $CHOME1/$2 $CHOME0/wrk.pkn
$CHOME0/joint.n < $CHOME1/$1 > $CHOME2/$1.out
cp pkn.out $CHOME2/$2.out
# - - - - collect input and output
echo '$1' written'
#
echo '-----> all done, master <-----'
rm UNI*
rm *.list
rm *.fgx
rm pkn.out
rm wrk.pkn
exit

```

DUCT-III の実行には、入力データとライブラリデータが必要である。ライブラリデータは DUCT、PKN 用それぞれ DUCTLIB 及び PKNLIB に格納されている。入力データは、ディレクトリ DATA 内に格納する。サンプルデータとして

```

nim1 : NIMROD ストレートダクト用データ
nim2 : NIMROD 1 回屈曲ダクト用データ
pri1 : PRINCETON 3 回屈曲ダクト用データ (線源 T1)
pri2 : PRINCETON 3 回屈曲ダクト用データ (線源 T2)
pri3 : PRINCETON 3 回屈曲ダクト用データ (線源 T3)
tia : TIARA3 回屈曲ダクト用データ
pkn-tia : TIARA3 回屈曲ダクト用データ(PKN-H)

```

が既に格納されており、ディレクトリ jcl 内で、次のコマンドにより DUCT-III を実行する。なお、サンプルデータの計算条件等は、文献 4-1) に詳しく述べられているので、参照されたい。

```
#./jcl tia
```

PKN-H も併せて計算する場合は、次のコマンドとなる。

```
#./jcl tia pkn-tia
```

実行が終了すると、ディレクトリ OUT 内に、入力ファイル名.out として結果が出力され

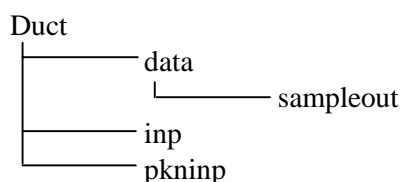
る。なお、サンプル入力データの出力結果例が SOUT に格納されているので、実行した結果がサンプル結果と一致していることを確認する。

4.1.2 Visual Basic 版の場合

(1) ファイルの展開

Visual Basic 版の場合、ファイルは圧縮された lha ファイルであり、LHUT 等のソフトで解凍、展開する。

ファイル展開後のディレクトリ構成を以下に示す。



(2) ディレクトリの設定

ディレクトリ Duct 内に格納されている INP_2.xls(図 4-1)を開き、右上の“ Executive directory ”に、ファイルを展開したディレクトリ(デフォルト:c:¥duct)を入力して、“ End ” ボタンを(必ず)クリックする。

(3) プログラムの実行

DUCT-III/PKN-H の実行には、入力データとライブラリデータが必要である。ライブラリデータは DUCT、PKN 用ともにディレクトリ Duct 内に格納されている。入力データは、ディレクトリ inp 及び pknip 内に格納する。DUCT-III のサンプルデータとして、

nim1 : NIMROD ストレートダクト用データ

nim2 : NIMROD 1 回屈曲ダクト用データ

pri1 : PRINCETON 3 回屈曲ダクト用データ(線源 T1)

pri2 : PRINCETON 3 回屈曲ダクト用データ(線源 T2)

pri3 : PRINCETON 3 回屈曲ダクト用データ(線源 T3)

tia : TIARA3 回屈曲ダクト用データ

PKN-H 用として

pkn-tia : TIARA3 回屈曲ダクト用データ(PKN-H)

が既に格納されている。なお、サンプルデータの計算条件等は、文献 4-1) に詳しく述べられているので、参照されたい。

実行は、上記(2)で実行ディレクトリを設定した INP_2.xls 上で行う。DUCT-III の実行は、INP_2.xls(図 4-1)を開き、“ Select input data file ” ボックスでディレクトリ inp

内に格納されている入力データファイルを選択する。なお、入力データの編集も、このファイル上で行え、計算式による入力も可能である。左上の“File name”に保存したい名称を入力して、“Run”ボタンをクリックすると、計算が実行される。

PKN-Hも併せて計算する場合は、DUCT-III 入力データ中のオプション(IPKN)に 1 を、“File name”に保存したい名称を入力した後、“To PKN data”ボタンを(必ず)クリックすると、PKN-H 入力用シートが表示される。“Select input data file”ボックス(図 4-2)でディレクトリ pkninp 内に格納されている入力データファイルを選択、編集後、“To DUCT data”ボタンで DUCT-III 入力データシートに戻り、“Run”ボタンをクリックすると、DUCT-III/PKN-H 両方の計算が実行される。

実行中は、タスクバーにアプリケーション Ductmain が表示される。

計算終了後、“結果表示”ボタンをクリックすると、計算結果が出力される。DUCT-III の出力データは、

- 1) 入力データ：ディレクトリ inp 内(ファイル名称.inp)
- 2) 出力結果：ディレクトリ data 内(ファイル名称.all)
- 3) 放射線束及び応答：ディレクトリ data 内(ファイル名称.dip)
- 4) 線源条件及び応答：ディレクトリ data 内(ファイル名称.txt)

である。また、INP_2.xls 上に LEG_FL_x 及び LEG_CT_x がダクトの脚数(x)分作成され、それぞれ放射線束及び応答が格納される。

PKN-H コードも併せて計算する場合、上記に加え、

- 5) 入力データ：ディレクトリ pkninp 内(ファイル名称.pkn)
- 6) 出力結果：ディレクトリ data 内(ファイル名称.pkn)

が出力される。また、INP_2.xls 上に PKN_OUT が作成され、各評価点での線量率が格納される。

なお、上記サンプル入力データの出力結果例がディレクトリ sampleout に格納されているので、実行した結果と比較し、サンプル結果と一致していることを確認する。

4.2 DUCT-III コードの使用法

(1) 入力データ

以下の例題に基づき、DUCT-III コードの入力データの作成方法、機能等について説明する。なお、DUCT-III コードの入力データの説明を Appendix A にまとめて示す。また、前節で述べたように、ベンチマーク実験解析用のデータ入力例も、プログラムパッケージに格納されているので、参照されたい。

1) 例題 1

例題 1 の計算体系を図 4 - 3 に示す。この例題は、半径 15cm の 3 回屈曲構造のコンクリート円筒ダクトにおける実効線量を計算するデータ入力例である。円筒ダクトの脚長は、

一脚、二脚、三脚それぞれ 100cm、50cm 及び 100cm であり、屈曲角度は 90° である。線源は、ダクト入口中心を原点とした座標 (0cm,0cm,-100cm) 位置にある 14MeV 中性子であり、その線源強度は 10^{10} s^{-1} である。この例題では、線源からの直接成分が線量評価上支配的となるため、壁散乱成分を無視している (IFWS=0)。

Duct streaming calculations for 100 MeV neutrons

```

4      1      0                                /INP, NSI, IFWS
1      1                                /MDUCT, KDUCT
100.000    15.000    0.000    0.000        /ZMX, RDUCT, RINN, RSORC
1      1                                /NSN, NSR
0.000      0.000  -100.000                /XS, YS, ZS
0.000E+00 0.000E+00 0.000E+00 0.000E+00 1.000E+10 0.000E+00 /SS0(I)
0.000E+00 0.000E+00 0.000E+00 0.000E+00 0.000E+00 0.000E+00
1                                            /NRES
0.000E-00 0.000E-00 0.000E-00 0.000E-00 1.700E-06 1.550E-06 /RES(I, J)
6.260E-07 9.490E-08 5.170E-08 5.380E-08 5.060E-08 2.260E-08
90.000    50.000                            /ANGLE, ZMX (2nd leg)
90.000    100.000                          /ANGLE, ZMX (3rd leg)
0.000      0.000                            /ANGLE, ZMX
0                                            /IPKN

```

2) 例題 2

例題 2 は、図 4 - 4 に示すように、上記例題 1 の計算体系において、線線源を取扱う場合である。この場合、上記例題の 5 及び 6 行を以下に置き換えればよい。この例は、始点座標 (-50cm,0cm,-100cm) 終点座標 (50cm,0cm,-100cm) の長さ 1m の線線源を与えている。線線源は NSR (=50) 等分され、各分割領域の中心に点線源があるものとして処理される。

```

2      50                                /NSN, NSR
-50.000    0.000  -100.000    50.000    0.000  -100.000 /XS, YS, ZS, XE, YE, ZE

```

3) 例題 3

例題 3 の計算体系を図 4 - 5 に示す。この例題は、短辺 50cm、長辺 100cm、長さ 10m のコンクリート角ダクトにおける実効線量を計算するデータ入力例である。線源は、ダクト入口中心を原点とした座標 (-10m,-3m,-1m) 位置にある ^{235}U 核分裂中性子であり、その線源強度は 10^{14} s^{-1} である。 ^{235}U 核分裂中性子スペクトルは、DUCT-III コード内に格納されているブロックデータから選択している (NSI=2 及び NNS=4)。また、この例題では、

線源がダクト入口から離れ、かつダクト出口を直視できないため、壁からの散乱成分が無視できない。したがって、壁散乱成分計算オプションを使用している (IFWS=1)。散乱壁面積 (WSA) については、線源とダクト入口との距離を半径とした球の表面積を用いる。この場合、DUCT-III コードによるダクト入口での中性子束が、モンテカルロコード MCNP による解析値をよく再現することを確認している⁴⁻¹⁾。

Straight duct for u-235 fission spectra

```

1 2 1 1.38E+07 /INP, NSI, IFWS, WSA
1 2 /MDUCT, KDUCT
1000.000 50.000 100.000 0.000 /ZMX, RDUCT, RINN, RSORC
1 1 /NSN, NSR
-1000.000 -300.000 -100.000 /XS, YS, ZS
4 1.000E+14 /NNS, SN0
1 /NRES
1.790E-06 1.760E-06 1.540E-06 1.230E-06 7.640E-07 3.980E-07 /RES(I, J)
1.380E-07 5.300E-08 5.260E-08 5.440E-08 5.050E-08 2.260E-08
0.000 0.000 /ANGLE, ZMX
0 /IPKN

```

4) 例題 4

例題 4 の計算体系を図 4 - 6 に示す。この例題は、1GeV 陽子線と厚い鉄ターゲットの衝突により発生する 2 次中性子を線源とし、短辺 2m、長辺 2.5m、長さ 10m のコンクリート角ダクトにおける中性子束を計算するデータ入力例である。線源は、座標 (-300cm,0cm,-250cm) 位置にあり、陽子線の強度は 10^{10} s^{-1} である。また、2 次中性子スペクトルは、論理番号 4 に格納されているデータベースから選択している (NSI=3)。NSI=3 選択時、陽子線の方法が必要であり、例題では、ベクトル (1,0,0) を与えている。

Straight duct for secondary neutrons emitted from a thick iron target for 1GeV protons

```

4 3 1 1.92E+06 /INP, NSI, IFWS, WSA
1 2 /MDUCT, KDUCT
1000.000 200.000 250.000 0.000 /ZMX, RDUCT, RINN, RSORC
1 1 /NSN, NSR
-300.000 0.000 -250.000 1.000 0.000 0.000 /XS, YS, ZS, XE, YE, ZE
1 1.000E+00 1.000E+10 /MTGT, PENG, SN0
1 /NRES
1.000E+00 1.000E+00 1.000E+00 1.000E+00 1.000E+00 1.000E+00 /RES(I, J)

```

1.000E+00 1.000E+00 1.000E+00 1.000E+00 1.000E+00 1.000E+00

0.000 0.000

/ANGLE, ZMX

0

/IPKN

(2) 出力結果

DUCT-III コードでは以下の結果が出力される。

- 1) 入力データの出力
 - 2) 線源位置とダクト第一脚入口面への入射角余弦の最大及び最小
 - 3) 各線源毎の直接線計算用線源カレント (ダクト代表長さ の 2 乗で除した値)
 - 4) 各線源、角度分布領域毎の散乱線計算用線源カレント
 - 5) 計算に使用する角度分布領域毎のフィッティングパラメータ ($a_n, b_n, C_n, \xi_n, \theta_n$)
 - 6) 計算に使用するアルベドデータ A_1, A_2, A_4 及び A_8
 - 7) エネルギー群別直接線フラックス (PH0)
 - 8) エネルギー群別散乱線フラックス (PH)
 - 9) エネルギー群別トータルフラックス (PHT)
 - 10) エネルギー群別ダクト軸に垂直な面への入射カレント (CBOT)
 - 11) エネルギー群別ダクト側壁への入射カレント (CSIDE)
 - 12) ダクト出口位置 (ZX) での 7) ~ 11) の値
 - 13) 応答計算結果の散乱線寄与 (COUNT)
 - 14) 応答計算結果の直接線寄与 (COUNT0)
 - 15) 応答計算結果の合計 (COUNTT)
- なお、7) ~ 11) 及び 13) ~ 15) については、ダクトを長さ方向に 40 分割し、各分割領域の境界での値が出力される。

出力データ例については、プログラムファイルに格納されているので、参照されたい。

PKN-H コードはオリジナルプログラムを DUCT-III コードに組み込んでおり、入出力の説明は文献 3-1) に詳しく記載されているので、割愛した。入力データ作成に必要な PKN-H コードの入力データの説明は、Appendix C に示した。

References

- 1-1) K. Shin, Semiempirical Formula for Energy-Space Distributions of Streamed Neutrons and Gamma-Rays in Cylindrical Duct, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 25 [1], pp. 8 - 18 (1988).
- 1-2) K. Shin, An Approximate Formula for Neutron and Gamma-Ray Streaming through Ducts and Slits, 7th International Conference on Radiation Shielding, Bournemouth, UK, Sep. 12 - 16 (1988).
- 1-3) K. Shin and A. Itoh, A Simple Calculation Method for 14 MeV Gap Streaming, International Symposium on Fusion Nuclear Technology, Tokyo, April 11-14 (1988).
- 1-4) K. Hayashi et al., DUCT-II and SHINE-II: Simple Design Code for Duct-streaming and Skyshine, JAERI-M 91-013 (1991).
- 2-1) W. W. Engle Jr., "A Users Manual for ANISN, A One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering", K-1613, Oak Ridge Gaseous Diffusion Plant(1973).....also available as CCC-8 2/ANISN from Radiation Shielding Information Center, Oak Ridge National Laboratory.
- 2-2) W. E. Selph, Neutron and Gamma-Ray Albedos, ORNL-RSIC-21, (1968).
- 2-3) H. Takada, et al., An Upgraded Version of the Nucleon Meson Transport Code: NMTC/JAERI97, JAERI-DATA/CODE 98-005 1998.
- 2-4) RSICC Computer Code Collection, MCNP-4B: Monte Carlo N-Particle Transport Code System, CCC-660 (1997).
- 2-5) K. Shin et al., Albedo Analytical Method for Multi-Scattered Neutron Flux Calculation in Cavity, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 23, 949 (1995).
- 3-1) H. Kotegawa, Y. Sakamoto and S. Tanaka, PKN-H: A Point Kernel Shielding Code for Neutron Source up to 400 MeV, JAERI-Data/Code 95-004.
- 4-1) F. Masukawa et al., Verification of the DUCT-III for Calculation of High Energy Neutron Streaming, JAERI-Report (to be published).

Appendix A DUCT-III input data manual

Appendix A DUCT-III input data manual

1. カード入力

(1) 計算のタイトル(TITLE(I), I=1,20) : 20A4

(2) 線源種類、線源入力方法(INP, NSI, IFWS, WSA) : 315, E10.3

INP : 線源種類

- = 1 15MeV 以下の中性子 (1 2 群)
- = 2 線 (5 群)
- = 3 15MeV 以下の中性子及び 線 (1 7 群)
- = 4 高速中性子 (1 2 群)

NSI : 線源入力方法

- = 1 カード 5 から入力
- = 2 ブロックデータから選択 (INP= 1 及び 4 で使用可能)
- = 3 ファイル 4 から選択 (INP= 4 で使用可能)

IFWS : 壁散乱計算オプション

- = 0 計算しない
- = 1 計算する

WSA : 散乱壁面積 (cm²、IFWS=1 の場合のみ有効)

(3) ダクト材質、種類(MDUCT, KDUCT) : 215

MDUCT : ダクト材質

- = 1 コンクリート (INP=1 ~ 4 に使用可能)
- = 2 鉄 (INP=1 ~ 4 に使用可能)
- = 3 ポリエチレン (INP=1、3 に使用可能)
- = 4 ステンレス (INP=1)、鉄+水 (INP=3)

KDUCT : ダクト種類

- = 1 円筒ダクト
- = 2 角ダクト
- = 3 円環ダクト
- = 4 スリット

(4) 一脚目ダクト形状(ZMX, RDUCT, RINN, RSORC) : 4F10.3

ZMX : ダクト長さ (cm)

RDUCT : 円筒ダクトの場合、ダクト半径 (cm)

角ダクトの場合、ダクト断面短辺長さ (cm)

円環ダクトの場合、外側のダクト半径 (cm)

スリットの場合、スリット巾 (cm)

RINN : 円筒ダクトの場合、 = 0 . 0

角ダクトの場合、ダクト断面長辺長さ (cm)

円環ダクトの場合、内側のダクト半径 (cm)

スリットの場合、スリット高さ (cm)

RSORC : 使用せず

(5) 線源形状、分割数 (NSN, NSR): 215

NSN : 線源形状

= 1 点線源

= 2 線線源

NSR : 線源分割数 (最大 5 0)

なお NSR は線線源選択時のみ使用する。

(6) 線源座標 (XS, YS, ZS, XE, YE, ZE): 6E10.3

ダクト一脚入口中心を原点、ダクト軸を + Z 軸とした線源位置を入力する (座標系を
図 A.1-1 に示す)

XS, YS, ZS : 線源位置 (線線源の場合は始点)

XE, YE, ZE : 線源方向ベクトル (線線源の場合終点)

なお、点線源の場合、XE, YE, ZE は NSI=3 選択時のみ使用する。ZS, ZE はゼロ以下の値
となる。またゼロの場合、ダクト入口面に線源がない場合途中終了する。

(7) 線源スペクトル情報

1) NSI=1 選択時 (SS0(I), I=1, NM): 6E10.3

SS0 : 線源強度エネルギー分布 (/ s)

2) NSI=2 選択時 (NNS, SNO, MEG): I5, E10.3, I5

NNS : = 1 ~ 6 ブロックデータ中のスペクトル (1 に規格化) 番号

= 1 : 1 / E スペクトル (高速中性子用)

= 2 : 1 / E スペクトル (15MeV 以下の中性子用)

= 3 : U - 2 3 5 フィッションスペクトル (高速中性子用)

= 4 : U - 2 3 5 フィッションスペクトル (15MeV 以下の中性子用)

= 5 : 3 GeV 陽子と鉄の衝突により 9 0 ° 方向に放出される中性子スペク
トル (高速中性子用)

= 6 : 3 GeV 陽子のコンクリート壁散乱スペクトル (高速中性子用)

なお、1 / E スペクトル選択時に負で入力すると、次の SNO でダクト入口の値を規格化

する（例えば線量当量率（ $\mu\text{Sv/h}$ ）単位で入力可能）。

SNO：中性子線源強度（/s）

MEG：1/E スペクトル使用中の中性子最大エネルギー群

MEENは1/E スペクトル使用時のみ有効、それ以外では無視される。

1) NSI=3 選択時(MTGT,PENG,SNO)：15,2E10.3

MTGT：ターゲット物質番号

= 1：鉄

= 2：銅

= 3：アルミニウム

PENG：陽子線エネルギー（GeV）

SNO：陽子線線源強度（/s）

(8) レスポンスの数(NRES)：15

NRES：= 0 レスポンスの計算をしない（フラックス計算のみ）

0 計算するレスポンス数を入力（最大5）

(9) レスポンス(RES(I,J), I=1,NM)：6E10.3

NRES 0の場合のみ入力する。

RES：レスポンス

カード(9)はJ=NRES組入力する。

(10) 次脚の形状(ANGL,ZMX)：2F10.3

ANGLE：屈曲角度（°）

アルベドとしては、70°以下の鉄及びステンレスの中性子用データが整備されている。その他は90°のみ。

ZMX：タクト長さ（cm）

(10) カードは脚数分入力する。なお、脚数分入力後ブランクカードを入力する。

(11) ポイントカーネル計算オプション(IPKN)：I 5

IPKN：= 0 PKNルーチンを使用しない（ストリーミング計算のみ）

0 PKNルーチンを使用する。

2. 論理番号1入力

(1) タイトル((TIT(I), I=1,18),M1,M2)：18A4,2I2

TIT：タイトル

M1：物質の種類（=MDUCT）

M2：線源種類（=INP）

(2) アルベドデータ(A_X(I,J), I=1,NM) : 6E12.5

AX : アルベドデータ

(1) (2) が 1 2 組格納されている。

3. 論理番号 2 入力

(1) タイトル((TIT(I), I=1,18), M1, M2, M3) : 18A4, 3I2

TIT : タイトル

M1 : 物質の種類 (= MDUCT、鉄及びステンレスのみ)

M2 : 線源種類 (= INP = 1 のみ)

M3 : 入射角度余弦 (.218, .577, .787, .951 の 4 種類)

(2) アルベドデータ(AA(I,J), I=1,NM) : 6E12.5

AA (or AP) : 中性子アルベドデータ (鉄及びステンレス)

(1) (2) が 8 組格納されている。

4. 論理番号 3 入力

(1) タイトル((TIT(I), I=1,18), M1, M2, M3) : 18A4, 3I2

TIT : タイトル

M1 : 物質の種類 (= MDUCT、鉄及びステンレスのみ)

M2 : 線源種類 (= INP = 1 のみ)

M3 : 入射角度余弦 (.218, .577, .787, .951 の 4 種類)

(2) アルベドデータ(AM(I,J), I=1,NM) : 6E12.5

AM (or AP) : 中性子微分アルベドデータ (鉄及びステンレス)

(1) (2) が 8 組格納されている。

5. 論理番号 4 入力

(1) エネルギー、角度、物質数 (NEN, NTHE, NMAT) : 3I5

NEN : 陽子エネルギー数

NTHE : ビームラインに対する角度数

NMAT : ターゲット物質数

(2) 陽子線エネルギー (PENG(I), I=1, 7) : 13E9.3

PENG : 陽子線エネルギー (GeV)

(3) 角度 (PTHE(I), I=1, 13): 13E9.3

PTHE : ビームラインに対する角度 (°)

(4) 線源強度 (PNSP(I, J, K, L)): 13E9.3

PNSP(I, J, K, L) : 単位陽子当りの中性子数

I=1, 12 : エネルギー群

J=1, 13 : 角度番号

K=1, 7 : エネルギー番号

L=1, 3 : ターゲット物質番号

Appendix B Program document of the DUCT-III code

Appendix B Program document of the DUCT-III code

1. Name of program

DUCT-III

2. Programming language

FORTRAN-77

3. Memory of program package

- 1) For UNIX version

1.8 MB (uncompressed file)

- 2) For Visual Basic version (on Microsoft Excel version 97*)

2.3 MB (uncompressed file)

4. Structure of program

Fig. B-1 shows the tree structure of the DUCT-III code.

5. Description of subroutines

The description of the subroutines, which make up the DUCT-III code are shown in Table B-1.

6. Description of symbols in common blocks

Symbols in main common blocks are described in Table B-2.

*: Copyright (C) Microsoft Corporation.

Appendix C PKN-H input data manual

Appendix C PKN-H input data manual

1 .Card input

- (1) TITLE(I),I=1,20) : 20A4
The title of the calculation
- (2) (LSO,MSO,NSO,dummy,dummy,NPOINT,dummy,IPSEUD,NSOPT,dummy,ISRC) : 11I5
 LSO : Total number of input location of X1 coordinate of source
 MSO : Total number of input location of X2 coordinate of source
 NSO : Total number of input location of X3 coordinate of source
 NPOINT : Total number of regions(or zones) defined in CARD-CGC
 IPSEUD : Total number of bodies defined in CARD-CGB
 NSOPT : Coordinates system describing the form of the source
 (0/1/2)= (cylindrical/cartesian/spherical coordinates)
 ISRC : Type of source
 (0/1/2)= (source of the previous case is used/cosine distributed source
 is used/source is computed using the weighting values input along
 each coordinate axis)
- (3) ASO,((XISO(I,J),I=1,2),J=1,3) : E10.3,6I5
 ASO : The total source strength in fissions/s,captures/s, or decays/s. (default = 1)
 XISO : Constants for cosine source distribution.
 (CID is ignored, if ISRC does not equal 1.)
 Is ISRC equals 1, source strength distribution is calculated as the following equation,
 Source strength(X1,X2,X3) = ASO*COS(XISO(1,1)*(X1-XISO(2,1))
 ASO*COS(XISO(1,2)*(X2-XISO(2,2))
 ASO*COS(XISO(1,3)*(X3-XISO(2,3))
- (4) (RSO(I),I=1,LSO+1) : 8F9.2
 RSO : Coordinate of source volume divisions along X1-axis.
- (5) (ZSO(I),I=1,MSO+1) : 8F9.2
 ZSO : Coordinate of source volume divisions along X2-axis.
- (6) (RHISO(I),I=1,NSO+1) : 8F9.4
 RHISO : Coordinate of source volume divisions along X3-axis.
- Note : Source intensity is normalized to 1.
- (7) (xs,ys,zs,weight) ,I=1,NPOINT : 4F9.2
 xs : Center coordinate of I-th source volume along X1-axis.
 ys : Center coordinate of I-th source volume along X1-axis.
 zs : Center coordinate of I-th source volume along X1-axis.
 weight : Weight(ratio) of I-th source volume
- Note : This input iterates numbers of source blocks, if source separates
 into more than two blocks.
- Note : I-th source coordinate is calculated, as follows,
 (RSO+xs(I),ZSO+ys(I),RHISO+zs(I))

If ISRC does not equal 2, No. (8) to No. (10) are not necessary.

- (8) (FL(I),I=1,LSO+1) : 8F9.2
FL : Weight of source strength for source location RSO.
- (9) (FM(I),I=1,MSO+1) : 8F9.2
FM : Weight of source strength for source location ZSO.
- (10) (FN(I),I=1,RHISO+1) : 8F9.2
FN : Weight of source strength for source location RHISO.
- (11) (IVOPT,IDBG,(JTYX (I) ,I=1,10)) : 2I5,10X,10A6
IVOPT : Set to zero for PKN-H input.
IDBG : Set to zero for PKN-H input.
JTYX : Alphanumeric title for geometry input(columns 21-80)
- (12) (ITYPEX,IALP,FPD) : 2X,A3,1X,I4,6E10.3/10X,6E10.3
One set of CGB cards is required for each and for the END card.
Leave columns 1-6 blank on all continuation cards.
ITYPEX : Specifies body type or END to terminate reading of body (for example BOX, RPP, ARB, etc.). Leave blank for continuation cards.
IALP : Body number assigned by user (all input body numbers must form a sequence set beginning at 1). If left blank, numbers are assigned sequentially.
Either assign all or none of the numbers. Leave blank for continuation cards.
FPD : Real data required for the given body.
These data must be in cm.
- Note : Must add an 'END' line at the end of the data.
- (13) (IALPX,NAZ,(IIBIAS(I),JTY(I),I=1,9)) : 2X,A3,I5,9(A2,I5)
Input zone specification cards. One set of card required for each input zone,
with input zone numbers being assigned sequentially.
IALPX : IALPX must be a nonblank for the first card of each set of cards defining
an input zone. If IALPX is blank, this card is treated as a continuation of the
previous zone card.
IALPX = END denotes the end zone description.
NAZ : Total number of zones that can be entered upon leaving any of the bodies
defined for this input region (some zones may be counted more than once).
Leave blank for continuation cards for a given zone. (If NAX < 0 on the first
card of the zone card set, then it is set to 5).
This is used to allocate blank common.
IIBIAS(I) : Specify the "OR" operator if required for the JTY(I) body.
JTY(I) : Body number with the (+) or (-) sign as required for the zone description.
- Note : Must add an 'END' line at the end of the data.
- (14) (NSTOR) NSTOR(I),I=1,IALPX : 14I5
NSTOR : NSTOR(I) is the region number in which the "Ith" input zone is contained(I = 1,
to the number of input zone).
Region numbers must be sequentially defined from 1.
Number 1 region should be a region including the source.

- (15) (NSTOR) NSTOR(I,I=1,IALPX : 14I5
 NSTOR : NSTOR(I) is the medium number in which the "Ith" input zone is contained(I = 1, to the number of input zone).
 Medium numbers must be sequentially defined from 1 to 3, else 0 for external void, or 1000 for internal void.
- (16) (IPP,IPD(1),IPD(2)) : I5,I6,I5
 IPP : ID number of energy dependence of source.
 = (1:mono energy/2:spread energy3:235U/4:252CF/5:241Am-Be /6:Watt formula)
 IPD(1) : First group of input of source group information (-1 to 59)
 IPD(2) : Last group of input of source group information (-1 to 59)
- If IPP = 6, source strength is calculated according to the following equation.

$$S(E) \sim \exp(-PD6A * E) * \sinh(2 * PD6B * E)$$
 E : source neutron energy(MeV)
- (17) (QID) QID(I,I=1,IPD(2)-IPD(1)+1 : I3,E8.2
 QID : The IPD(2) - IPD(1) + 1 relative source strengths from IPD(1) to IPD(2) is necessary, if IPP=2.
 This card is not necessary when IPD(2) is larger then IPD(1).
 This card is ignored when IPP=6.
- (18) (IKENN,IW6) : I4,I5
 IKENN : Definition of Detector Point
- Note : (1 9)、(2 0) should be necessary at the time of IKENN < 3
 (2 1) should be necessary at the time of IKENN = 3
- (19) (XMIN,XMAX,XBUN,JIKU) : 4F9.2
 XMIN : Calculational coordinate along X1-axis.
 XMAX : Calculational coordinate along X2-axis.
 XBUN : Calculational coordinate along X3-axis.
 JIKU : Coordinate system describing detector point
 (0/1/2) = (cylindrical/cartesian/spherical coordinates)
- Note : It is necessary in the case of IKENN < 3.
- (20) (YMIN,YMAX,YBUN,AJIKU) : 4F9.2
 YMIN : Calculational coordinate along Y1-axis.
 YMAX : Calculational coordinate along Y2-axis.
 YBUN : Calculational coordinate along Y3-axis.
 AJIKU : Coordinate system describing detector point
 (0/1/2) = (cylindrical/cartesian/spherical coordinates)
- Note : It is necessary in the case of IKENN < 3.
- (21) (RRC,ZEC,PHIRC,NRCOCT,NGRE,NGPL,NGPI) : 2F9.2,9.1,7X,4I2

Appendix D Albedo data for high-energy neutrons

Appendix D Albedo data for high-energy neutrons

高エネルギーダクトストリーミング計算用のアルベドデータを得る為、高エネルギー中性子の散乱計算を実施した。

1. 計算方法

(1) 計算コード及び断面積ライブラリー

計算は NMTC/JAERI²⁻³⁾ 及び MCNP²⁻⁴⁾ を用いて実施した。即ち、エネルギーが 20MeV 以上については核内カスケードモンテカルロコード NMTC で計算し、20MeV 以下のエネルギー領域に減速されたものはモンテカルロコード MCNP に接続して計算した。また、20MeV 以下の低エネルギー入射線源は、MCNP で計算した。断面積ライブラリーは、NMTC についてはオリジナルのライブラリーを、MCNP については JENDL-3.2 ベース^{D-1)} のライブラリーを使用した。

(2) アルベドデータのエネルギー群構造

作成した高エネルギーアルベドデータライブラリーのエネルギー群構造は表 2-1 に示した。DUCT-II コード用のアルベドライブラリーのエネルギー群数は、現状 12 群に固定されているので、今回作成のライブラリーも 12 群とした。また、同群構造は、エネルギー範囲を最大エネルギーの 3 GeV から熱中性子領域までをカバーし、最初の 1 ~ 5 群の上限エネルギーは加速器施設での代表的な陽子エネルギーと同じとし、6 群以降は各群のレサジー幅がほぼ一定値 (~ 3) となるよう HIL086^{D-2)} (エネルギー群構造を表 D-1 に示す) のエネルギー境界から選定して設定した。

(3) 計算モデル

アルベドデータ計算用の計算モデルの概念を図 D-1 及び図 D-2 に示す。同モデルは、オリジナルのライブラリーの作成方法に準拠して、ANISN²⁻¹⁾ の S_8 分点の最小角度に対応する角度でペンシルビーム状の線源が平板状の散乱体に入射することを想定したものである。散乱体は、普通コンクリート及び鉄板とする。散乱体の厚さは GeV オーダのエネルギーの中性子が入射した場合の線量当量率が約 1 桁減衰する厚さとした。それらの物質の原子数密度を表 D-2 に示す。計算はエネルギー群毎に線源を入射させた、都合 12 ケースの計算を実施した。入射線源のエネルギーは、NMTC 計算に対応して単色とし、代表エネルギーとして、各群のレサジーの中央値に対するエネルギーとした。ただし、第 12 群 (熱群に相当) については、0.025eV とした。検出器は、散乱体の線源入射面上に置かれた surface crossing とした。また、上記 12 群に対応したエネルギー幅毎に、カレントをスコアリングした。

なお、20 MeV 以下の線源の MCNP 計算では、surface crossing の方向を規定できなく、ペンシルビーム状の線源の入射もカウントされるため、アルベドデータとして

はこの入射線源に相当するカレント値 1.0 (計算により確認) を計算により得られた入射線源に相当する群のカレント値より引いた値とした。

2 . 計算結果

以上の計算より得られたカレントを表 D- 3 及び表 D- 4 に示す。これらコンクリート及び鉄のアルベドデータを DUCT-III コード用ライブラリーに編集し、コード内ブロックデータとして格納した。これらは表 2 - 9 に示している。

References

D-1) Nakagawa T. et al., Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-2: JENDL-3.2, J. Nucl. Sci. Technol., 32, 1259 (1995).

D-2) R. G. Alsmiller Jr, J. M. Barnes and J. D. Drischler : Neutron-Photon Multigroup Cross Sections for Neutron Energies 400 MeV (Revision 1), ORNL/TM-9801(1986).

Appendix E Angular dependent secondary neutron spectra for proton accelerator facilities

陽子線加速器施設において、陽子線とターゲットとの衝突により発生する 2 次中性子を線源とする中性子ストリーミング計算を DUCT-III コードにより簡便に行えるように、線源となる 2 次中性子スペクトルを、陽子線エネルギー、ターゲット材及び放出角度をパラメータとして、NMTC²⁻³⁾ と MCNP²⁻⁴⁾ を用いて解析した。

1 . 解析条件

2 次中性子スペクトルの計算モデルを図 E - 1 に示す。

1) 陽子線

陽子線は、ペンシルビーム仮定した。陽子線エネルギーは、0.2, 0.4, 0.6, 1.0, 3.0, 15.0 及び 50.0GeV の 7 種類とした。

2) ターゲット

ターゲット材は、加速器の主要構成材であるアルミニウム、鉄及び銅の 3 種類とし、上記エネルギーの陽子の実効飛程に相当する直径及び長さの円柱形状を想定した (アルミニウムについては 0.2GeV の実効飛程)。表 E - 1 に各ターゲット材の陽子エネルギー別実効飛程及び計算に使用した密度を示す。

3) 放出角度

ビームラインに対する放出角度は、7.1、14.0、26.6、45.0、56.3、71.6、90.0、108、124、135、153、166 及び 173 ° の計 13 方位とした。具体的には、図 E - 1 に示すように、ターゲット中心軸に対するそれぞれの角度方向に内径 300cm、外径 302cm、高さ 50cm の円筒を設置し、飛程長評価子 (track length estimator) により、表 2 - 1 に示す高エネルギー用エネルギー群構造での中性子スペクトルを計算した。

4) 計算コード

陽子線と 20MeV 以上の中性子については、NMTC/JAM (第 13 版) で、20MeV 以下の中性子については、NMTC/JAM のヒストリーファイルを用いて MCNP-4A で計算した。

5) 核内カスケードモデルおよび断面積

NMTC/JAM における核内カスケードモデルには Bertini モデルを、MCNP-4A に用いる断面積には、JENDL-3.2 を使用した。

2 . 解析結果

3 種類のターゲット、7 種類の陽子線エネルギーにおける代表的な放出角度 7.1、45.0、

90.0、135 及び 173° での中性子スペクトルを図 E - 2 から図 E - 2 2 に示す。これら解析結果は、評価点位置での中性子束に、ターゲット中心から評価点までの距離の自乗を乗じたものである。DUCT-III コードでは等方線源を想定しているため、DUCT-III コードへの格納時には 4 立体角で補正している。補正後の中性子スペクトルは、表 3 - 4 から表 3 - 6 に示している。

Tables

Table 2-1 Neutron and Photon Energy Structures for DUCT-III

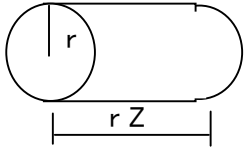
Neutron energy structure

Energy Group	Upper Energy (MeV)	
	High Energy Set	Low Energy Set
1	3.00E+03	1.50E+01
2	1.50E+03	1.30E+01
3	8.00E+02	5.49E+00
4	4.00E+02	2.47E+00
5	1.00E+02	9.07E-01
6	2.00E+01	3.34E-01
7	1.35E+00	1.11E-01
8	8.65E-02	9.12E-03
9	3.35E-03	7.49E-04
10	1.01E-04	6.14E-05
11	5.04E-06	5.04E-06
12	4.14E-07	4.14E-07
	1.00E-10	1.00E-09

Photon energy structure

Energy Group		Upper Energy (MeV)
n+ γ	γ	
13	1	1.00E+01
14	2	4.00E+00
15	3	1.50E+00
16	4	5.00E-01
17	5	2.00E-01
		0.00E+00

Table 2-2 Fitting Parameters for Cylindrical Duct

	$\phi^{(n)}(Z) = \frac{C_n}{1 + \left(\frac{Z}{a_n}\right)^{b_n}} \{1 - \xi \exp(-\theta_n Z)\}$
---	--

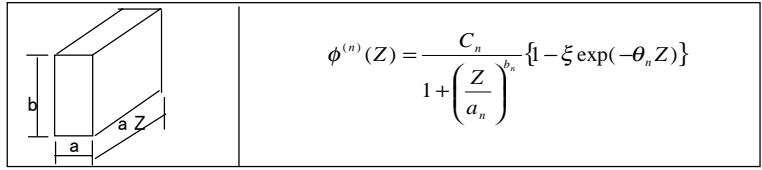
Ω_j	$\phi^{(n)}$	a_n	b_n	c_n	ξ_n	θ_n
Ω_1	$\phi^{(1)}$	4.09E+00	3.16E+00	2.45E-01	6.00E-01	1.00E+00
	$\phi^{(2)}$	4.71E+00	3.27E+00	3.05E-01	6.00E-01	1.00E+00
	$\phi^{(8)}$	7.72E+00	3.85E+00	1.60E-01	7.30E-01	5.00E-01
Ω_2	$\phi^{(1)}$	1.44E+00	3.28E+00	1.00E+00	8.00E-02	1.90E+00
	$\phi^{(2)}$	2.30E+00	3.68E+00	6.20E-01	4.20E-01	1.00E+00
	$\phi^{(8)}$	6.59E+00	4.78E+00	1.20E-01	6.60E-01	9.00E-01
iso	$\phi^{(1)}$	1.80E+00	3.08E+00	1.10E-01	2.18E-01	1.80E+00
	$\phi^{(2)}$	2.71E+00	3.38E+00	6.40E-02	4.00E-01	2.00E+00
	$\phi^{(8)}$	6.60E+00	4.34E+00	1.80E-02	6.89E-01	6.46E-01

$\Omega_1: 0.879 < \mu \leq 1$

$\Omega_2: 0 \leq \mu < 0.879$

iso: isotropic source

Table 2-3 Fitting Parameters for Rectangular Duct



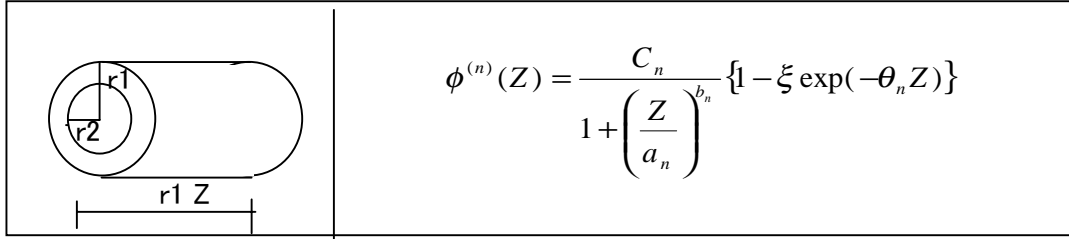
b/a	Ω_j	$\phi^{(n)}$	an	bn	cn	ξ_n	θ_n
1	Ω_1	$\phi^{(1)}$	1.67E+00	3.06E+00	7.00E-01	7.14E-01	7.87E-01
		$\phi^{(2)}$	2.46E+00	3.21E+00	3.00E-01	5.74E-01	2.39E+00
		$\phi^{(s)}$	3.92E+00	3.72E+00	1.70E-01	7.53E-01	9.63E-01
	Ω_2	$\phi^{(1)}$	5.96E-01	3.16E+00	1.50E+00	3.47E-01	9.72E-01
		$\phi^{(2)}$	1.28E+00	3.75E+00	4.80E-01	3.54E-01	2.55E-01
		$\phi^{(s)}$	3.05E+00	4.54E+00	1.20E-01	7.00E-01	6.03E-01
	iso	$\phi^{(1)}$	9.19E-01	3.11E+00	4.22E-01	2.86E-01	4.82E-01
		$\phi^{(2)}$	1.30E+00	3.40E+00	2.84E-01	5.36E-01	6.67E-01
		$\phi^{(s)}$	3.24E+00	4.26E+00	7.41E-02	7.33E-01	5.78E-01
1.5	Ω_1	$\phi^{(1)}$	2.23E+00	3.02E+00	5.20E-01	6.15E-01	7.22E-01
		$\phi^{(2)}$	3.08E+00	3.32E+00	3.00E-01	5.67E-01	2.11E+00
		$\phi^{(s)}$	4.71E+00	3.64E+00	1.55E-01	7.29E-01	1.10E+00
	Ω_2	$\phi^{(1)}$	7.74E-01	3.31E+00	1.50E+00	3.33E-01	8.47E-01
		$\phi^{(2)}$	1.49E+00	3.77E+00	4.80E-01	4.00E-01	6.42E-01
		$\phi^{(s)}$	3.53E+00	4.37E+00	1.20E-01	7.00E-01	7.09E-01
	iso	$\phi^{(1)}$	1.09E+00	3.13E+00	3.05E-01	3.39E-01	5.27E-01
		$\phi^{(2)}$	1.51E+00	3.28E+00	1.92E-01	5.37E-01	7.99E-01
		$\phi^{(s)}$	3.76E+00	4.14E+00	5.00E-02	7.30E-01	6.06E-01
2	Ω_1	$\phi^{(1)}$	2.58E+00	3.00E+00	4.50E-01	5.56E-01	9.57E-01
		$\phi^{(2)}$	3.37E+00	3.21E+00	3.00E-01	5.67E-01	2.11E+00
		$\phi^{(s)}$	5.28E+00	3.59E+00	1.60E-01	7.38E-01	8.72E-01
	Ω_2	$\phi^{(1)}$	8.38E-01	3.25E+00	1.50E+00	3.33E-01	9.96E-01
		$\phi^{(2)}$	1.64E+00	3.77E+00	4.80E-01	3.54E-01	7.30E-01
		$\phi^{(s)}$	4.06E+00	4.42E+00	1.20E-01	7.00E-01	7.22E-01
	iso	$\phi^{(1)}$	1.19E+00	3.06E+00	2.25E-01	3.48E-01	8.16E-01
		$\phi^{(2)}$	1.69E+00	3.27E+00	1.42E-01	5.42E-01	7.74E-01
		$\phi^{(s)}$	4.06E+00	4.00E+00	3.70E-02	7.37E-01	6.52E-01
3	Ω_1	$\phi^{(1)}$	2.85E+00	2.79E+00	4.30E-01	5.35E-01	1.40E+00
		$\phi^{(2)}$	3.73E+00	3.11E+00	3.00E-01	1.67E-01	6.76E-01
		$\phi^{(s)}$	5.51E+00	3.16E+00	1.70E-01	8.12E-01	6.71E-01
	Ω_2	$\phi^{(1)}$	1.01E+00	3.27E+00	1.50E+00	3.33E-01	1.04E+00
		$\phi^{(2)}$	1.82E+00	3.58E+00	4.80E-01	3.75E-01	8.11E-01
		$\phi^{(s)}$	4.49E+00	4.28E+00	1.20E-01	7.00E-01	7.78E-01
	iso	$\phi^{(1)}$	1.33E+00	2.99E+00	1.60E-01	3.31E-01	6.00E-01
		$\phi^{(2)}$	1.85E+00	3.14E+00	9.20E-02	5.38E-01	6.13E-01
		$\phi^{(s)}$	4.47E+00	3.79E+00	2.40E-02	7.35E-01	6.09E-01
4	Ω_1	$\phi^{(1)}$	2.73E+00	2.52E+00	4.70E-01	5.74E-01	1.11E+00
		$\phi^{(2)}$	3.92E+00	2.93E+00	3.00E-01	5.67E-01	1.90E+00
		$\phi^{(s)}$	6.01E+00	3.08E+00	1.60E-01	7.38E-01	6.69E-01
	Ω_2	$\phi^{(1)}$	1.07E+00	3.17E+00	1.50E+00	3.33E-01	8.37E-01
		$\phi^{(2)}$	1.86E+00	3.50E+00	4.80E-01	3.96E-01	1.02E+00
		$\phi^{(s)}$	4.83E+00	4.11E+00	1.20E-01	7.00E-01	7.31E-01
	iso	$\phi^{(1)}$	1.23E+00	2.71E+00	1.20E-01	3.17E-01	6.69E-01
		$\phi^{(2)}$	1.94E+00	3.07E+00	7.00E-02	5.43E-01	9.99E-01
		$\phi^{(s)}$	4.63E+00	3.57E+00	1.80E-02	7.33E-01	6.35E-01

$\Omega_1: 0.879 < \mu \leq 1$

$\Omega_2: 0 \leq \mu < 0.879$

iso: isotropic source

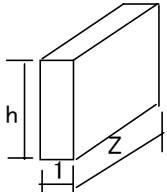
Table 2-4 Fitting Parameters for Annulus



r2/r1	Ω_j	$\phi^{(n)}$	an	bn	cn	ξ_n	θ_n
0.5	Ω_1	$\phi^{(1)}$	3.20E+00	3.16E+00	8.01E-01	8.00E-01	5.00E-01
		$\phi^{(2)}$	2.88E+00	2.95E+00	8.01E-01	7.00E-01	7.00E-01
		$\phi^{(8)}$	3.68E+00	3.10E+00	8.01E-01	9.50E-01	5.00E-01
	Ω_2	$\phi^{(1)}$	1.21E+00	2.67E+00	1.18E+00	8.00E-01	1.00E+00
		$\phi^{(2)}$	1.89E+00	3.00E+00	7.07E-01	7.00E-01	7.00E-01
		$\phi^{(8)}$	4.35E+00	3.80E+00	1.88E-01	7.00E-01	1.00E+00
0.75	Ω_1	$\phi^{(1)}$	2.38E+00	3.05E+00	2.75E-01	7.00E-01	1.00E+00
		$\phi^{(2)}$	2.31E+00	3.05E+00	3.02E-01	7.00E-01	7.00E-01
		$\phi^{(8)}$	2.77E+00	3.48E+00	4.40E-01	9.50E-01	7.00E-01
	Ω_2	$\phi^{(1)}$	1.23E+00	2.57E+00	1.51E-01	6.00E-01	2.00E+00
		$\phi^{(2)}$	1.57E+00	2.81E+00	1.72E-01	6.00E-01	7.00E-01
		$\phi^{(8)}$	2.49E+00	3.54E+00	1.37E-01	8.00E-01	7.00E-01
0.87	Ω_1	$\phi^{(1)}$	1.71E+00	3.15E+00	1.07E-01	8.00E-01	1.00E+00
		$\phi^{(2)}$	1.94E+00	3.04E+00	8.40E-02	7.00E-01	7.00E-01
		$\phi^{(8)}$	2.33E+00	3.38E+00	7.64E-02	7.00E-01	7.00E-01
	Ω_2	$\phi^{(1)}$	9.90E-01	2.42E+00	2.75E-02	6.00E-01	2.00E+00
		$\phi^{(2)}$	1.35E+00	2.61E+00	3.36E-02	6.00E-01	7.00E-01
		$\phi^{(8)}$	1.94E+00	3.56E+00	4.96E-02	6.00E-01	7.00E-01
0.95	Ω_1	$\phi^{(1)}$	1.42E+00	3.02E+00	1.04E-01	7.00E-01	1.50E+00
		$\phi^{(2)}$	1.67E+00	3.10E+00	9.19E-03	6.00E-01	7.00E-01
		$\phi^{(8)}$	1.82E+00	3.47E+00	1.07E-02	6.00E-01	7.00E-01
	Ω_2	$\phi^{(1)}$	1.28E+00	2.68E+00	1.84E-03	7.00E-01	1.00E+00
		$\phi^{(2)}$	1.13E+00	2.35E+00	2.76E-03	7.00E-01	1.00E+00
		$\phi^{(8)}$	1.33E+00	2.93E+00	3.98E-03	6.00E-01	7.00E-01

$\Omega_1: 0.879 < \mu \leq 1$
 $\Omega_2: 0 \leq \mu < 0.879$
 iso: isotropic source

Table 2-5 Fitting Parameters for Slit

	$\phi^{(n)}(Z) = \frac{C_n}{1 + \left(\frac{Z}{a_n}\right)^{b_n}} \{1 - \xi \exp(-\theta_n Z)\}$
---	--

h	Ω_j	$\phi^{(n)}$	an	bn	cn	ξ_n	θ_n
8	Ω_1	$\phi^{(1)}$	3.00E+00	2.92E+00	1.91E+00	9.50E-01	1.00E-01
		$\phi^{(2)}$	3.00E+00	2.92E+00	1.91E+00	9.50E-01	1.00E-01
		$\phi^{(8)}$	6.00E+00	3.22E+00	3.38E-01	9.60E-01	1.10E-01
	Ω_2	$\phi^{(1)}$	3.90E+00	4.40E+00	9.10E-01	8.70E-01	1.00E-01
		$\phi^{(2)}$	3.90E+00	4.40E+00	9.10E-01	8.70E-01	1.00E-01
		$\phi^{(8)}$	1.05E+01	5.32E+00	5.37E-02	8.70E-01	2.00E-01
	Ω_3	$\phi^{(1)}$	1.50E+00	3.40E+00	1.45E+00	7.90E-01	3.00E-01
		$\phi^{(2)}$	1.50E+00	3.40E+00	1.45E+00	7.90E-01	3.00E-01
		$\phi^{(8)}$	9.40E+00	5.01E+00	3.05E-02	7.90E-01	4.90E-01
20	Ω_1	$\phi^{(1)}$	3.90E+00	2.50E+00	7.00E-01	8.00E-01	2.55E-01
		$\phi^{(2)}$	3.90E+00	2.50E+00	7.00E-01	8.00E-01	2.55E-01
		$\phi^{(8)}$	1.22E+01	2.99E+00	9.00E-02	8.00E-01	4.52E-01
	Ω_2	$\phi^{(1)}$	3.00E+00	2.72E+00	4.96E-01	6.50E-01	9.00E-01
		$\phi^{(2)}$	3.00E+00	2.72E+00	4.96E-01	6.50E-01	9.00E-01
		$\phi^{(8)}$	9.11E+00	3.70E+00	8.50E-02	8.00E-01	2.52E-01
	Ω_3	$\phi^{(1)}$	2.36E+00	3.30E+00	5.40E-01	5.00E-01	7.25E-01
		$\phi^{(2)}$	2.36E+00	3.30E+00	5.40E-01	5.00E-01	7.25E-01
		$\phi^{(8)}$	9.20E+00	4.41E+00	6.00E-02	8.30E-01	1.94E-01
60	Ω_1	$\phi^{(1)}$	2.97E+00	2.08E+00	7.00E-01	8.00E-01	3.30E-01
		$\phi^{(2)}$	2.97E+00	2.08E+00	7.00E-01	8.00E-01	3.30E-01
		$\phi^{(8)}$	1.10E+01	2.67E+00	1.20E-01	8.40E-01	2.50E-01
	Ω_2	$\phi^{(1)}$	2.49E+00	2.49E+00	7.00E-01	7.50E-01	7.00E-01
		$\phi^{(2)}$	2.49E+00	2.49E+00	7.00E-01	7.50E-01	7.00E-01
		$\phi^{(8)}$	8.82E+00	3.13E+00	1.30E-01	8.77E-01	1.50E-01
	Ω_3	$\phi^{(1)}$	1.86E+00	2.63E+00	6.00E-01	5.20E-01	1.00E+00
		$\phi^{(2)}$	1.86E+00	2.63E+00	6.00E-01	5.20E-01	1.00E+00
		$\phi^{(8)}$	9.19E+00	3.68E+00	6.00E-02	8.17E-01	2.30E-01
200	Ω_1	$\phi^{(1)}$	3.40E+00	2.03E+00	5.00E-01	7.20E-01	5.56E-01
		$\phi^{(2)}$	3.40E+00	2.03E+00	5.00E-01	7.20E-01	5.56E-01
		$\phi^{(8)}$	1.20E+01	2.76E+00	1.05E-01	8.19E-01	3.07E-01
	Ω_2	$\phi^{(1)}$	2.48E+00	2.16E+00	5.00E-01	6.40E-01	1.10E+00
		$\phi^{(2)}$	2.48E+00	2.16E+00	5.00E-01	6.40E-01	1.10E+00
		$\phi^{(8)}$	1.00E+01	2.96E+00	8.50E-02	8.05E-01	3.50E-01
	Ω_3	$\phi^{(1)}$	1.49E+00	2.32E+00	7.00E-01	4.14E-01	1.08E+00
		$\phi^{(2)}$	1.49E+00	2.32E+00	7.00E-01	4.14E-01	1.08E+00
		$\phi^{(8)}$	9.95E+00	3.38E+00	5.00E-02	7.80E-01	4.60E-01

$\Omega_1: 0.956 < \mu \leq 1$
 $\Omega_2: 0.879 \leq \mu < 0.956$
 $\Omega_3: 0 \leq \mu < 0.879$

Table 2-6 Albedo Matrix for Neutrons with Low Energy Structure (E<15MeV)

Albedo matrix of concrete												
Energy group	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
1	5.33E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
2	1.44E-01	1.57E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3	1.19E-01	1.94E-01	3.31E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	8.28E-02	8.82E-02	1.62E-01	3.56E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	4.19E-02	5.03E-02	7.23E-02	1.87E-01	3.95E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	2.34E-02	2.78E-02	3.99E-02	7.50E-02	1.74E-01	3.79E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
7	2.32E-02	2.78E-02	3.78E-02	6.36E-02	1.06E-01	2.27E-01	3.98E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
8	1.44E-02	1.70E-02	2.25E-02	3.40E-02	4.93E-02	8.47E-02	1.99E-01	3.97E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
9	1.11E-02	1.30E-02	1.68E-02	2.38E-02	3.14E-02	4.69E-02	8.55E-02	2.06E-01	3.92E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
10	8.79E-03	1.03E-02	1.31E-02	1.78E-02	2.21E-02	3.04E-02	4.76E-02	8.68E-02	2.07E-01	3.92E-01	0.00E+00	0.00E+00
11	7.06E-03	8.24E-03	1.04E-02	1.37E-02	1.64E-02	2.14E-02	3.08E-02	4.75E-02	8.68E-02	2.06E-01	3.90E-01	0.00E+00
12	2.28E-02	2.66E-02	3.35E-02	4.28E-02	4.86E-02	5.70E-02	6.95E-02	8.51E-02	1.32E-01	2.26E-01	3.63E-01	8.16E-01

Albedo matrix of iron												
Energy group	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
1	1.26E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
2	4.78E-02	4.72E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3	5.86E-02	6.13E-02	1.09E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	1.61E-01	1.36E-01	1.73E-01	2.32E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	2.01E-01	1.54E-01	1.65E-01	1.70E-01	4.38E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	1.15E-01	9.53E-02	1.01E-01	1.15E-01	9.47E-02	4.75E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
7	5.63E-02	4.71E-02	4.46E-02	5.03E-02	2.79E-02	8.39E-02	6.69E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
8	2.27E-03	2.12E-03	1.45E-03	1.20E-03	1.74E-03	1.60E-03	1.23E-02	6.29E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
9	5.49E-04	5.20E-04	3.50E-04	4.35E-04	4.48E-04	5.66E-04	2.23E-03	7.89E-02	6.69E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
10	2.58E-04	2.19E-04	2.23E-04	2.78E-04	2.02E-04	3.63E-04	9.64E-04	2.05E-02	9.11E-02	6.58E-01	0.00E+00	0.00E+00
11	8.36E-05	6.68E-05	7.26E-05	8.51E-05	5.59E-05	1.11E-04	2.51E-04	5.32E-03	1.32E-02	5.34E-02	6.20E-01	0.00E+00
12	1.80E-06	1.44E-06	1.56E-06	1.82E-06	1.18E-06	2.37E-06	5.25E-06	1.11E-04	2.49E-04	8.31E-04	8.07E-03	3.76E-01

Albedo matrix of polyethylene												
Energy group	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
1	3.17E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
2	1.67E-01	9.83E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3	8.20E-02	1.56E-01	1.54E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	7.37E-02	9.96E-02	1.83E-01	1.79E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	3.77E-02	5.03E-02	7.86E-02	1.42E-01	1.76E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	2.01E-02	2.79E-02	4.37E-02	7.69E-02	1.47E-01	1.64E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
7	2.08E-02	2.86E-02	4.37E-02	7.46E-02	1.34E-01	2.46E-01	2.59E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
8	1.44E-02	1.92E-02	2.76E-02	4.34E-02	6.81E-02	1.08E-01	2.12E-01	2.60E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
9	1.21E-02	1.59E-02	2.18E-02	3.22E-02	4.60E-02	6.37E-02	9.77E-02	2.20E-01	2.62E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
10	1.06E-02	1.37E-02	1.81E-02	2.56E-02	3.41E-02	4.35E-02	5.76E-02	9.89E-02	2.19E-01	2.62E-01	0.00E+00	0.00E+00
11	9.43E-03	1.20E-02	1.54E-02	2.10E-02	2.66E-02	3.21E-02	3.93E-02	5.75E-02	9.83E-02	2.19E-01	2.61E-01	0.00E+00
12	5.83E-02	7.09E-02	8.34E-02	1.03E-01	1.16E-01	1.26E-01	1.38E-01	1.73E-01	2.32E-01	3.43E-01	5.91E-01	8.14E-01

Albedo matrix of stainless steel												
Energy group	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
1	1.40E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
2	4.02E-02	3.94E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3	5.14E-02	6.16E-02	9.24E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	9.66E-02	1.03E-01	1.16E-01	1.68E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	6.85E-02	5.92E-02	7.66E-02	8.51E-02	2.02E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	3.16E-02	2.92E-02	3.77E-02	4.68E-02	6.82E-02	1.76E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
7	2.82E-02	2.64E-02	3.32E-02	4.20E-02	7.01E-02	1.51E-01	3.16E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
8	1.54E-02	1.43E-02	1.74E-02	2.11E-02	3.39E-02	6.80E-02	1.44E-01	3.44E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
9	1.08E-02	9.94E-03	1.19E-02	1.41E-02	2.13E-02	3.88E-02	6.81E-02	1.55E-01	3.83E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
10	8.40E-03	7.67E-03	9.00E-03	1.06E-02	1.52E-02	2.54E-02	3.82E-02	7.01E-02	1.54E-01	3.82E-01	0.00E+00	0.00E+00
11	6.19E-03	5.63E-03	6.52E-03	7.56E-03	1.05E-02	1.66E-02	2.25E-02	3.55E-02	6.42E-02	1.42E-01	3.63E-01	0.00E+00
12	4.75E-03	4.31E-03	4.95E-03	5.70E-03	7.80E-03	1.19E-02	1.51E-02	2.19E-02	3.52E-02	6.69E-02	1.60E-01	4.65E-01

Table 2-9 Albedo Matrix for Neutrons with High Energy Structure (<3GeV)

Energy group	Albedo matrix of concrete											
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
1	2.95E-03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
2	1.60E-02	8.23E-03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3	6.68E-02	3.64E-02	2.10E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	5.80E-01	3.69E-01	2.66E-01	8.47E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	1.03E+00	6.25E-01	4.00E-01	2.26E-01	8.13E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	1.79E+00	1.12E+00	7.22E-01	3.96E-01	3.06E-01	4.58E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
7	7.26E-01	4.63E-01	3.07E-01	1.87E-01	1.57E-01	1.16E-01	5.10E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
8	2.67E-01	1.70E-01	1.14E-01	6.63E-02	5.26E-02	3.37E-02	1.62E-01	4.14E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
9	2.09E-01	1.27E-01	8.35E-02	4.81E-02	3.25E-02	2.18E-02	6.39E-02	2.20E-01	4.27E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
10	1.52E-01	9.30E-02	6.06E-02	3.57E-02	2.32E-02	1.38E-02	3.17E-02	7.15E-02	1.97E-01	3.95E-01	0.00E+00	0.00E+00
11	1.16E-01	7.21E-02	4.69E-02	2.68E-02	1.70E-02	9.98E-03	1.93E-02	3.69E-02	6.96E-02	1.99E-01	3.68E-01	0.00E+00
12	7.55E-01	4.48E-01	2.92E-01	1.64E-01	8.86E-02	5.28E-02	6.84E-02	1.01E-01	1.42E-01	2.29E-01	4.40E-01	8.07E-01

Energy group	Albedo matrix of iron											
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
1	2.63E-03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
2	1.22E-02	6.37E-03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3	4.99E-02	2.56E-02	1.55E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	5.21E-01	3.23E-01	2.18E-01	6.78E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	1.17E+00	6.65E-01	4.00E-01	2.06E-01	4.91E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	4.99E+00	3.05E+00	1.87E+00	9.22E-01	5.34E-01	3.95E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
7	1.04E+01	6.15E+00	3.77E+00	1.92E+00	9.80E-01	4.18E-01	8.66E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
8	3.35E+00	1.92E+00	1.14E+00	5.51E-01	2.09E-01	6.01E-02	5.03E-02	7.82E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
9	2.59E-01	1.50E-01	8.82E-02	4.25E-02	1.53E-02	4.40E-03	3.17E-03	5.72E-02	8.61E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
10	6.03E-02	3.45E-02	2.03E-02	9.42E-03	3.32E-03	9.70E-04	7.57E-04	8.38E-03	3.45E-02	8.28E-01	0.00E+00	0.00E+00
11	1.22E-02	7.09E-03	4.08E-03	1.90E-03	6.53E-04	1.98E-04	1.55E-04	1.50E-03	3.24E-03	1.81E-02	7.36E-01	0.00E+00
12	3.84E-04	2.21E-04	1.39E-04	6.12E-05	2.14E-05	6.50E-06	5.42E-06	4.29E-05	7.96E-05	2.51E-04	4.40E-03	4.50E-01

Table 2-10 Average cosθ of Bottom and Side Currents

Ωj	ϕ ⁽ⁿ⁾	Average cosθ	
		Bottom Current	Side Current
Ω1	ϕ ⁽¹⁾	0.26	0.117
	ϕ ⁽²⁾	0.221	0.13
	ϕ ⁽⁸⁾	0.189	0.117
Ω2	ϕ ⁽¹⁾	0.585	0.241
	ϕ ⁽²⁾	0.475	0.195
	ϕ ⁽⁸⁾	0.208	0.13
iso	ϕ ⁽¹⁾	0.39	0.176
	ϕ ⁽²⁾	0.449	0.163
	ϕ ⁽⁸⁾	0.247	0.117

Ω1 : 0.879 < μ ≤ 1
 Ω2 : 0 ≤ μ < 0.879
 iso : isotropic source

Table 3-1 Normalized 1/E Neutron Spectra with Low and High Energy Structures

	1/E Spectra			
	with High Energy Structure		with Low Energy Structure	
No.	Upper Energy (MeV)	Value	Upper Energy (MeV)	Value
1	3.00E+03	2.23E-02	1.50E+01	6.11E-03
2	1.50E+03	2.03E-02	1.30E+01	3.68E-02
3	8.00E+02	2.23E-02	5.49E+00	3.41E-02
4	4.00E+02	4.47E-02	2.47E+00	4.28E-02
5	1.00E+02	5.19E-02	9.07E-01	4.26E-02
6	2.00E+01	8.69E-02	3.34E-01	4.70E-02
7	1.35E+00	8.85E-02	1.11E-01	1.07E-01
8	8.65E-02	1.05E-01	9.12E-03	1.07E-01
9	3.35E-03	1.13E-01	7.49E-04	1.07E-01
10	1.01E-04	9.66E-02	6.14E-05	1.07E-01
11	5.04E-06	8.05E-02	5.04E-06	1.07E-01
12	4.14E-07	2.68E-01	4.14E-07	2.57E-01
	1.00E-10		1.00E-09	
total		1.00E+00		1.00E+00

Table 3-2 Fission Neutron Spectra of U-235 with Low and High Energy Structures

	Fission Neutron Spectra of U-235			
	with High Energy Structure		with Low Energy Structure	
No.	Upper Energy (MeV)	Value	Upper Energy (MeV)	Value
1	3.00E+03	0.0	1.50E+01	4.12E-05
2	1.50E+03	0.0	1.30E+01	3.57E-02
3	8.00E+02	0.0	5.49E+00	2.59E-01
4	4.00E+02	0.0	2.47E+00	4.28E-01
5	1.00E+02	0.0	9.07E-01	2.00E-01
6	2.00E+01	5.73E-01	3.34E-01	6.11E-02
7	1.35E+00	4.16E-01	1.11E-01	1.54E-02
8	8.65E-02	1.04E-02	9.12E-03	0.0
9	3.35E-03	0.0	7.49E-04	0.0
10	1.01E-04	0.0	6.14E-05	0.0
11	5.04E-06	0.0	5.04E-06	0.0
12	4.14E-07	0.0	4.14E-07	0.0
	1.00E-10		1.00E-09	
Total		1.0		1.0

Table 3-3 Normalized Neutron Spectra Emitted from Iron Target and 3 GeV Protons
Calculated by NMTC Code

No.	Upper Energy (MeV)	Spectrum emitted at 90 deg	Scattered Spectrum
1	3.00E+03	0.00E+00	0.00E+00
2	1.50E+03	2.77E-06	9.17E-07
3	8.00E+02	2.96E-04	1.34E-05
4	4.00E+02	3.71E-02	0.00E+00
5	1.00E+02	4.21E-01	4.97E-03
6	2.00E+01	3.81E-01	2.73E-01
7	1.35E+00	1.56E-01	3.53E-01
8	8.65E-02	5.14E-03	1.10E-01
9	3.35E-03	3.91E-05	6.83E-02
10	1.01E-04	0.00E+00	4.59E-02
11	5.04E-06	0.00E+00	2.92E-02
12	4.14E-07	0.00E+00	1.16E-01
	1.00E-10		
Total		1.0	1.0

Table B-1 Description of Subroutines Which Make up the DUCT-III Code

Subroutine	Description	Parameters
MAIN	MAIN is the program to not only control the DUCT-III code but also output the calculated flux, response and so on.	
SRCF1	SRCF1 is a subroutine to set the radiation source currents for direct and scattered contributions for the first leg.	INP: Type of radiation energy structures
		NSI: Input method of radiation source
		ZMX: Duct length
		S: Source currents for scattered contribution
SRCWS	SRCWS is a subroutine to set the wall scattered radiation source currents in a cavity for the first leg.	INP: Type of radiation energy structures
		AX: Albedo matrix
		S: Source currents for scattered contribution
GCYL0	GCYL0 is a function to calculate the cross section directly seen from a radiation source point, the radiation incident angle relative to duct axis for the first leg of a cylindrical duct.	Z: Distance from duct inlet divided by δ .
		R0: Representative length δ
		XS, YS, ZS: Radiation source point
		GZM: Cosine of maximum incident angle
		GZN: Cosine of minimum incident angle
		SUM: Calculated cross section
GREC0	GREC0 is a function to calculate the cross section directly seen from a radiation source point, the radiation incident angle relative to duct axis for the first leg of a rectangular duct or a slit.	Z: Distance from duct inlet divided by δ
		R0: The representative length δ
		HEIGHT: Height of duct divided by δ
		K: Type of ducts (=KDUCT)
		XS, YS, ZS: Radiation source point
		GZM: Cosine of maximum incident angle
		GZN: Cosine of minimum incident angle
SUM: Calculated cross section		
GANN0	GANN0 is a function to calculate the cross section directly seen from a radiation source point, the radiation incident angle relative to duct axis for the first leg of an annulus.	Z: Distance from duct inlet divided by δ
		R2: Representative length δ
		R10: Inner radius of annulus divided by δ
		XS, YS, ZS: Radiation source point
		GZM: Cosine of maximum incident angle
		GZN: Cosine of minimum incident angle
PARM	PARM is a subroutine to set fitting parameters used in calculation.	RINN: Inputted RINN divided by δ
		RDUCT: Inputted RDUCT divided by δ
		KDUCT: Type of ducts
		NPH: Number of angular bins
		INP: Type of radiation energy structures
		AL2: Parameter a_n at $n=2$
		B2: Parameter b_n at $n=2$
		G2: Parameter c_n at $n=2$
		GZI2: Parameter ξ_n at $n=2$
		THI2: Parameter θ_n at $n=2$
		AL8: Parameter a_n at $n=8$
		B8: Parameter b_n at $n=8$
		G8: Parameter c_n at $n=8$
		GZI8: Parameter ξ_n at $n=8$
		THI8: Parameter θ_n at $n=8$
		EYT2: Average $\cos\theta$ at $n=2$ for side current
		EYT8: Average $\cos\theta$ at $n=8$ for side current
EMU2: Average $\cos\theta$ at $n=2$ for bottom current		
EMU8: Average $\cos\theta$ at $n=8$ for bottom current		

Table B-1 Description of Subroutines Which Make up the DUCT-III Code

Subroutine	Description	Parameters
CINT	CINT is a function to interpolate fitting parameters with linear fit.	Y1: Y Value at X1
		Y2: Y Value at X2
		X1: X Value
		X2: X Value
		X: X Value to interpolate Y value
REFSRC	REFSRC is a subroutine to calculate the radiation source currents for the next leg .	AX: Albedo matrix
		S: Source currents for scattered contribution
		SB: Source currents for differential albedo contribution
		SD: Direct currents at duct outlet
		CB: Bottom currents at duct outlet
		CS: Side currents at duct outlet
		C: Boundaries of incident angular bins
		FMU: Cosine of incident angle
		ID: ID number
NP: Number of angular bins		
MAT3	MAT3 is a subroutine to set differential albedo data used in calculation.	SB: Source currents for differential albedo contribution
		CBB: Sum of bottom and side currents
		NP: Number of angular bins
		CR: =2
		CR2: =2
MAT1	MAT1 is a subroutine to calculate A^4 and A_2 , where A is an albedo matrix.	AX: Albedo matrix
		A: Calculated A_2
		A4: Calculated A^4
MAT2	MAT2 is a subroutine to calculate A_8 for low radiation energy structure.	AX: Albedo matrix
		A4: Calculated A^4
		A: Calculated A_8
INV	INV is a subroutine to calculate $1/(I-A)$.	A: Albedo matrix
		AX: Calculated $1/(I-A)$
LUINV	LUINV is a subroutine to calculate the inversion of a matrix.	A: (I-A) is inputted and $1/(I-A)$ is outputted
		N: Number of radiation energy bins
		NA: =20
		EPS: =1.0E-12
		IP: Flag whether calculation is normally ended or not
		WK: Working space
MAT4	MAT4 is a subroutine to calculate A_8 for high radiation energy structure.	AX: Albedo matrix
		A4: Calculated A^4
		A8: Calculated A_8
DIRECT	DIRECT is a subroutine to calculate the direct contribution of the radiation flux at the first leg.	I: Subdivision number of duct
		X: Distance from duct inlet divided by δ
		R0: The representative length
		PH0: Radiation flux of direct contribution
DIRWS	DIRWS is a subroutine to calculate the direct radiation flux for wall scattered contribution at the first leg.	I: Subdivision number of duct
		X: Distance from duct inlet divided by δ
		PH0: Radiation flux of direct contribution
		PHX: Direct radiation flux for wall scattered contribution
GCYL	GCYL is a function to calculate the cross section directly seen from the inlet of each leg for the cylindrical duct except for the first leg..	X: Distance from duct inlet divided by δ
		N: Number of angular bins
		ID: ID number

Table B-1 Description of Subroutines Which Make up the DUCT-III Code

Subroutine	Description	Parameters
GREC	GREC is a function to calculate the cross section directly seen from the inlet of each leg for the rectangular duct except for the first leg.	X: Distance from duct inlet divided by δ
		N: Number of angular bins
		ID: ID number
GANN	GANN is a function to calculate the cross section directly seen from the inlet of each leg for the annulus except for the first leg.	X: Distance from duct inlet divided by δ
		N: Number of angular bins
		ID: ID number
PKN	PKN is the program of the PKN-H code.	

Table B-2 Description of Symbols in Main Common Blocks of the DUCT-III Code

Common	Symbol	Description
PARAM	PARMS(5,3,3,14)	Fitting parameters
		5 an, bn, cn, ξ_n , θ_n
		3 Number n in $\phi(n)$
		3 Number j in Ω_j
	14 Total number of parameters a/b, r2/r1 and h	
	ETAMU(2,3,3)	Average $\cos\theta$ for bottom and side currents
		2 = 1 or 2 for bottom or side currents
		3 Number of $\phi(n)$
	ENERG(18,4)	3 Number of Ω_j
		Radiation energy structures
	SPTN(12,6)	18 Number of energy bins
		4 Types of energy structures
		12 Number of energy bins
	MU	CTH(5)
5 Number of angular bins		
DD	DX	Length of subdivisions of duct axis divided by δ
RADS	RDUCT	RDUCT / RDUCT
	RSRC	RSORC / RDUCT
	RINN	RINN / RDUCT
GRP	NM	Number of energy bins
ANG	IANG	Option for bent duct (=0; $\theta > 70$, =1; $\theta \leq 70$)
	ANGLE	Bent angle
MM	MDUCT	Material number
	INP	Type of energy structures
KIND	KDUCT	Type of ducts
NNN	NPH	Number of angular bins
	NSN	Type of radiation sources
	NSR	Subdivided number of line source
	XS,YS,ZS	Radiation source position
	XE,YE,ZE	Direction vector of radiation source
	SSD(20,50)	Source currents for direct contribution
		20 Number of energy bins
		50 Number of subdivisions
	NPH1(50)	Type of angular distributions
		50 Number of subdivisions
NNS0	Neutron spectrum number in block data	
SNO	Radiation source intensity	

Table B-2 Description of Symbols in Main Common Blocks of the DUCT-III Code

Common	Symbol	Description
PTNS	PEN(7)	Proton energies
		7 Number of proton energies
	PTHE(11)	Emission angles
		11 Number of emission angles
	PNSP(12,11,7,3)	Neutron spectra per source protons
		12 Number of radiation energy bins
		11 Number of emission angles
7 Number of proton energies		
	3 Number of target materials	
SINFW	IFWS	Flag to calculate wall scattered radiation
	WSA	Wall area
	SSDW(20,4)	Source currents for direct contribution
		20 Number of energy bins
	4 Number of subdivisions	

Table D-1 Neutron Energy Structure of HILO86 Library

No.	Upper Energy
	(MeV)
1	4.00E+02 ^a
2	3.75E+02
3	3.50E+02
4	3.25E+02
5	3.00E+02
6	2.75E+02
7	2.50E+02
8	2.25E+02
9	2.00E+02
10	1.80E+02
11	1.60E+02
12	1.40E+02
13	1.20E+02
14	1.10E+02
15	1.00E+02
16	9.00E+01
17	8.00E+01
18	7.00E+01
19	6.50E+01
20	6.00E+01
21	5.50E+01
22	5.00E+01
23	4.50E+01
24	4.00E+01
25	3.50E+01
26	3.00E+01
27	2.75E+01
28	2.50E+01
29	2.25E+01
30	2.00E+01
31	1.75E+01
32	1.49E+01
33	1.35E+01

No.	Upper Energy
	(MeV)
34	1.22E+01
35	1.00E+01
36	8.19E+00
37	6.70E+00
38	5.49E+00
39	4.49E+00
40	3.68E+00
41	3.01E+00
42	2.46E+00
43	2.02E+00
44	1.65E+00
45	1.35E+00
46	1.11E+00
47	9.07E-01
48	7.43E-01
49	4.98E-01
50	3.34E-01
51	2.24E-01
52	1.50E-01
53	8.65E-02
54	3.18E-02
55	1.50E-02
56	7.10E-03
57	3.35E-03
58	1.58E-03
59	4.54E-04
60	1.01E-04
61	2.26E-05
62	1.07E-05
63	5.04E-06
64	2.38E-06
65	1.12E-06
66	4.14E-07
	1.00E-10

a: Read as 4.00×10^2

Table D-2 Atomic Number Densities of Concrete and Iron

Material	Concrete ¹⁾		Iron	
Density (g/cm ³)	2.15		7.87	
Element	Fraction (w/o)	Number Density (×10 ²⁴ cm ⁻³)	Fraction (w/o)	Number Density (×10 ²⁴ cm ⁻³)
H	1.02	1.311E-02		
C	1.00	1.092E-04		
O	53.85	4.349E-02		
Mg	0.22	1.173E-04		
Al	3.44	1.649E-03		
Si	34.21	1.574E-02		
K	1.32	4.376E-04		
Ca	4.41	1.423E-03		
Fe	1.41	3.269E-04	100	8.486E-02

1) ANL-5800 type02-a concrete

Table D-3 Albedo Data of Concrete for High-Energy Neutron Structure

Group	Upper Energy (MeV)	Group 1 (2.12E+3MeV)	fsd	Group 2 (1.01E+3MeV)	fsd	Group 3 (566MeV)	fsd	Group 4 (200MeV)	fsd	Group 5 (44.7MeV)	fsd
1	3.00E+03	2.9501E-03	0.0411	-	-	-	-	-	-	-	-
2	1.50E+03	1.5945E-02	0.0176	8.2299E-03	0.0245	-	-	-	-	-	-
3	8.00E+02	6.6784E-02	0.0084	3.6375E-02	0.0115	2.1035E-02	0.0153	-	-	-	-
4	4.00E+02	5.7990E-01	0.0019	3.6939E-01	0.0029	2.6621E-01	0.0037	8.4669E-02	0.006	-	-
5	1.00E+02	1.0310E+00	0.0001	6.2460E-01	0.0017	3.9966E-01	0.0027	2.2634E-01	0.0034	8.1312E-02	0.0048
6	2.00E+01	1.7917E+00	0.0041	1.1235E+00	0.004	7.2186E-01	0.004	3.9557E-01	0.0032	3.0554E-01	0.0065
7	1.35E+00	7.2638E-01	0.0069	4.6302E-01	0.0067	3.0729E-01	0.0066	1.8663E-01	0.005	1.5662E-01	0.01
8	8.65E-02	2.6677E-01	0.0117	1.7031E-01	0.0112	1.1381E-01	0.0111	6.6269E-02	0.0086	5.2611E-02	0.0181
9	3.35E-03	2.0882E-01	0.0132	1.2652E-01	0.013	8.3523E-02	0.0129	4.8051E-02	0.0101	3.2459E-02	0.0232
10	1.01E-04	1.5163E-01	0.0155	9.3003E-02	0.0152	6.0589E-02	0.0152	3.5713E-02	0.0117	2.3193E-02	0.0275
11	5.04E-06	1.1637E-01	0.0177	7.2102E-02	0.0172	4.6915E-02	0.0172	2.6842E-02	0.0135	1.6950E-02	0.0321
12	4.14E-07	7.5482E-01	0.0053	4.4783E-01	0.0053	2.9209E-01	0.0053	1.6393E-01	0.0042	8.8598E-02	0.0109
	total	5.7130E+00		3.5349E+00		2.3130E+00		1.2340E+00		7.5729E-01	

Group	Upper Energy (MeV)	Group 6 (5.20MeV)	fsd	Group 7 (0.342MeV)	fsd	Group 8 (1.70E-2MeV)	fsd	Group 9 (5.82E-4MeV)	fsd	Group 10 (2.26E-5MeV)	fsd
6	2.00E+01	4.5745E-01	0.001	-	-	-	-	-	-	-	-
7	1.35E+00	1.1567E-01	0.0085	5.0951E-01	0.001	-	-	-	-	-	-
8	8.65E-02	3.3673E-02	0.0164	1.6231E-01	0.0072	4.1418E-01	0.0011	-	-	-	-
9	3.35E-03	2.1776E-02	0.0205	6.3871E-02	0.0121	2.2021E-01	0.0059	4.2693E-01	0.0011	-	-
10	1.01E-04	1.3783E-02	0.0257	3.1722E-02	0.0174	7.1454E-02	0.0114	1.9690E-01	0.0064	3.9504E-01	0.0011
11	5.04E-06	9.9831E-03	0.0301	1.9270E-02	0.0224	3.6903E-02	0.0161	6.9634E-02	0.0115	1.9862E-01	0.0063
12	4.14E-07	5.2763E-02	0.0107	6.8431E-02	0.01	1.0079E-01	0.0082	1.4152E-01	0.0068	2.2914E-01	0.0052
	total	7.0510E-01		8.5512E-01		8.4353E-01		8.3498E-01		8.2280E-01	

Group	Upper Energy (MeV)	Group 11 (1.44E-6MeV)	fsd	Group 12 (2.50E-8MeV)	fsd
11	5.04E-06	3.6782E-01	0.0011	-	-
12	4.14E-07	4.3985E-01	0.0032	8.0693E-01	0.0005
	total	8.0767E-01		8.0693E-01	

Table D-4 Albedo Data of Iron for High-Energy Neutron Structure

Group	Upper Energy (MeV)	Group 1 (2.12E+3MeV)	fsd	Group 2 (1.01E+3MeV)	fsd	Group 3 (566MeV)	fsd	Group 4 (200MeV)	fsd	Group 5 (44.7MeV)	fsd
1	3.00E+03	2.6300E-03	0.0435	-	-	-	-	-	-	-	-
2	1.50E+03	1.2210E-02	0.0201	6.3650E-03	0.0279	-	-	-	-	-	-
3	8.00E+02	4.9908E-02	0.0098	2.5600E-02	0.0138	1.5520E-02	0.0178	-	-	-	-
4	4.00E+02	5.2131E-01	0.0021	3.2250E-01	0.0032	2.1785E-01	0.0042	6.7788E-02	0.0068	-	-
5	1.00E+02	1.1670E+00	0.0001	6.6447E-01	0.0016	4.0026E-01	0.0027	2.0603E-01	0.0036	4.9068E-02	0.0062
6	2.00E+01	4.9933E+00	0.0021	3.0524E+00	0.0019	1.8721E+00	0.0016	9.2180E-01	0.0017	5.3431E-01	0.0017
7	1.35E+00	1.0381E+01	0.0013	6.1474E+00	0.0011	3.7727E+00	0.001	1.9234E+00	0.001	9.7992E-01	0.001
8	8.65E-02	3.3499E+00	0.0025	1.9173E+00	0.0023	1.1420E+00	0.0021	5.5069E-01	0.0022	2.0869E-01	0.0028
9	3.35E-03	2.5884E-01	0.0091	1.4993E-01	0.0083	8.8164E-02	0.0076	4.2459E-02	0.0079	1.5321E-02	0.0103
10	1.01E-04	6.0331E-02	0.0157	3.4484E-02	0.0144	2.0303E-02	0.0131	9.4210E-03	0.0139	3.3152E-03	0.0182
11	5.04E-06	1.2232E-02	0.0217	7.0860E-03	0.0198	4.0764E-03	0.0183	1.9043E-03	0.0192	6.5325E-04	0.0254
12	4.14E-07	3.8432E-04	0.0396	2.2119E-04	0.0355	1.3855E-04	0.0323	6.1201E-05	0.0343	2.1367E-05	0.0449
	total	2.0809E+01		1.2328E+01		7.5332E+00		3.7236E+00		1.7913E+00	

Group	Upper Energy (MeV)	Group 6 (5.20MeV)	fsd	Group 7 (0.342MeV)	fsd	Group 8 (1.70E-2MeV)	fsd	Group 9 (5.82E-4MeV)	fsd	Group 10 (2.26E-5MeV)	fsd
6	2.00E+01	3.9479E-01	0.0001	-	-	-	-	-	-	-	-
7	1.35E+00	4.1777E-01	0.0003	8.6576E-01	0.0001	-	-	-	-	-	-
8	8.65E-02	6.0064E-02	0.0008	5.0344E-02	0.0007	7.8184E-01	0.0001	-	-	-	-
9	3.35E-03	4.4035E-03	0.003	3.1718E-03	0.0025	5.7234E-02	0.0018	8.6143E-01	0.0001	-	-
10	1.01E-04	9.6955E-04	0.0054	7.5650E-04	0.0043	8.3799E-03	0.004	3.4537E-02	0.0029	8.2819E-01	0.0002
11	5.04E-06	1.9817E-04	0.0095	1.5514E-04	0.0076	1.4947E-03	0.0072	3.2416E-03	0.0067	1.8101E-02	0.0068
12	4.14E-07	6.4948E-06	0.0528	5.4215E-06	0.0411	4.2914E-05	0.0432	7.9591E-05	0.043	2.5084E-04	0.0522
	total	8.7820E-01		9.2019E-01		8.4899E-01		8.9929E-01		8.4654E-01	

Group	Upper Energy (MeV)	Group 11 (1.44E-6MeV)	fsd	Group 12 (2.50E-8MeV)	fsd
11	5.04E-06	7.3601E-01	0.0006	-	-
12	4.14E-07	4.4017E-03	0.0286	4.5044E-01	0.0007
	total	7.4041E-01		4.5044E-01	

Table E-1 Effective Range by Target Materials

Proton Energy (GeV)	Effective Range (m)		
	Al	Fe	Cu
0.2	0.14	0.05	0.05
0.4	0.42	0.16	0.14
0.6	0.79	0.31	0.26
1	1.8	0.7	0.6
3	2.7	1.23	1.05
15	2.7	1.23	1.05
50	2.7	1.23	1.05
Density(g/cm ³)	2.7	7.86	8.94

Figures

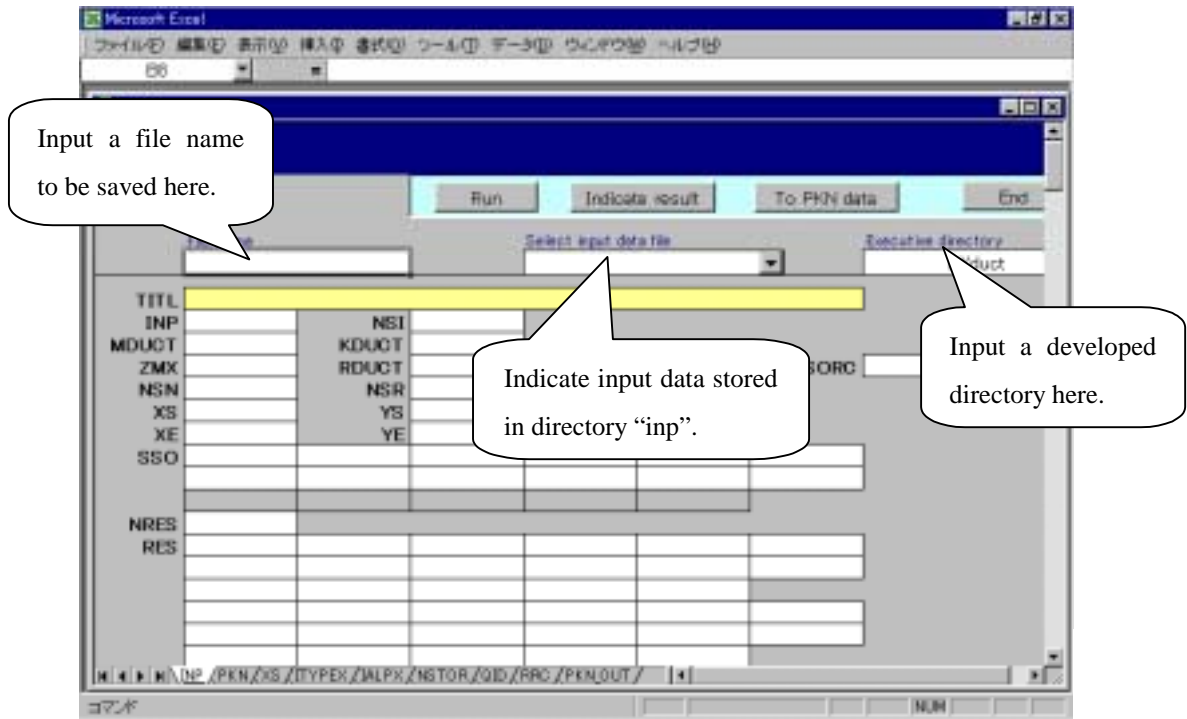


Fig. 4-1 Input Data Sheet for DUCT-III Visual Basic Version

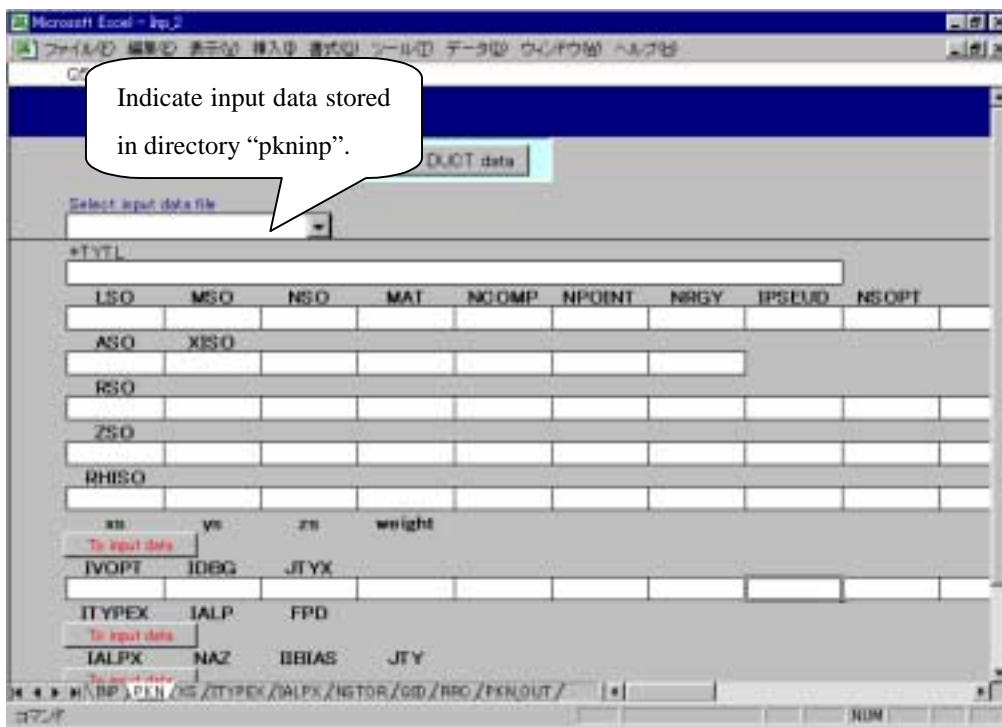


Fig. 4-2 Input Data Sheet for PKN-H Visual Basic Version

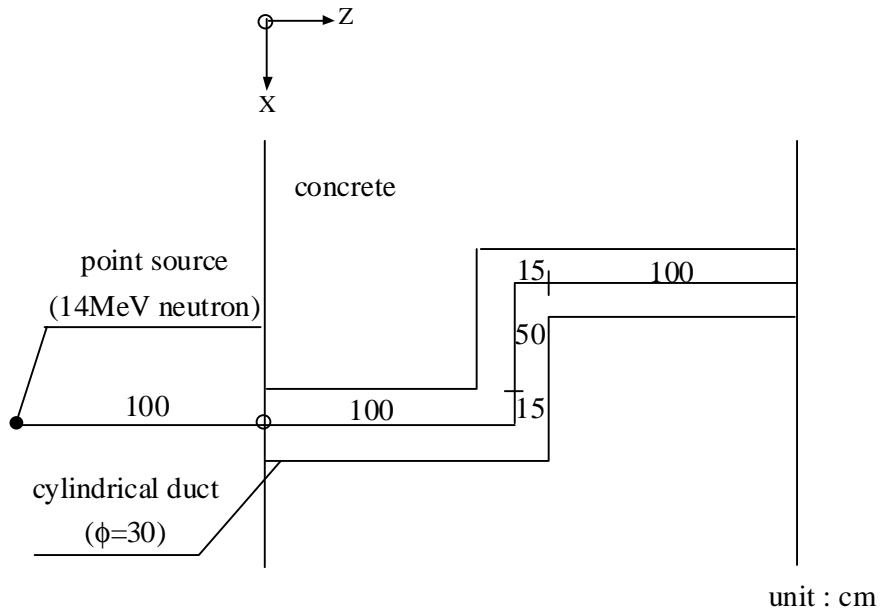


Fig. 4-3 Calculational Model of Sample Problem 1

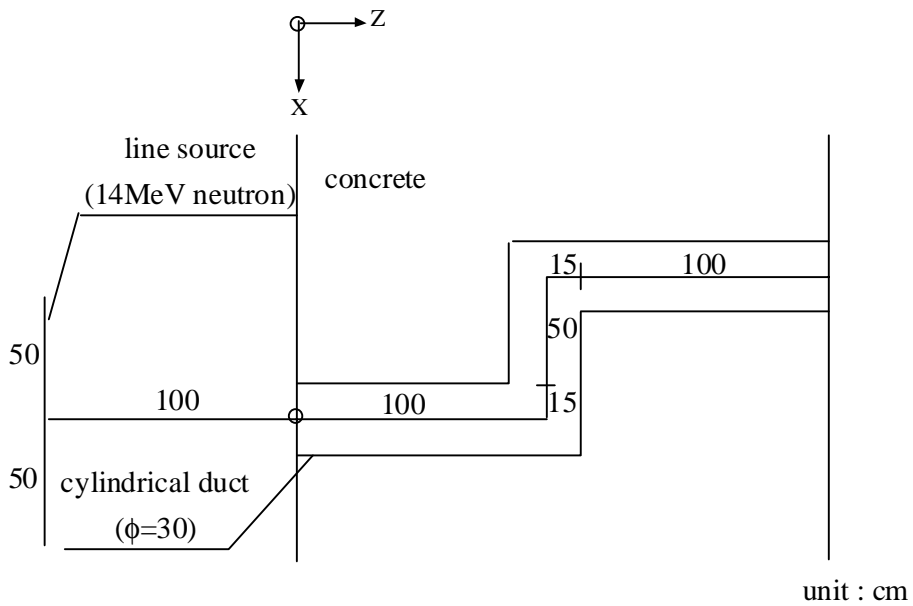
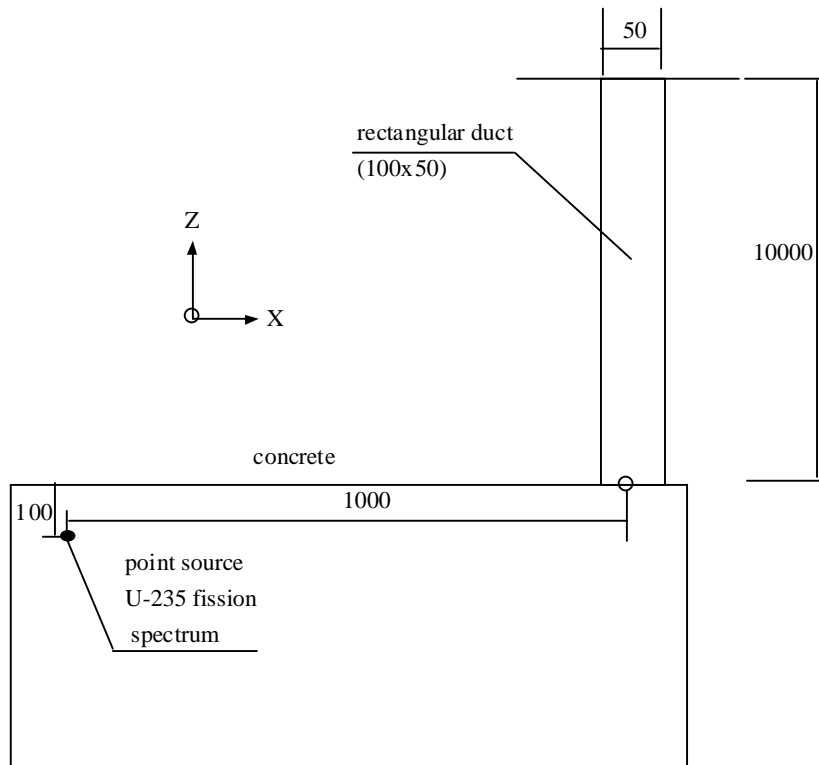
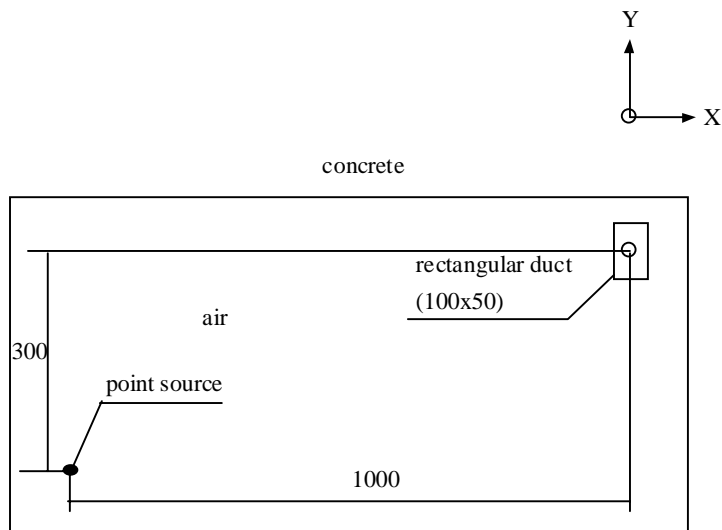


Fig. 4-4 Calculational Model of Sample Problem 2



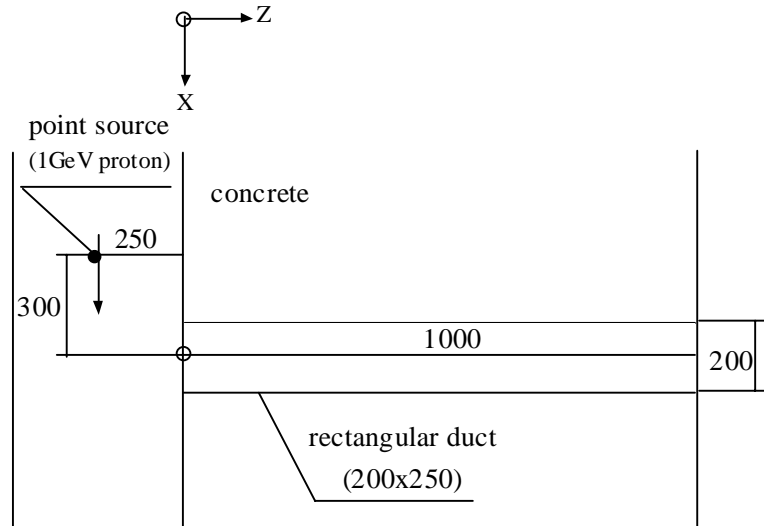
horizontal cross section



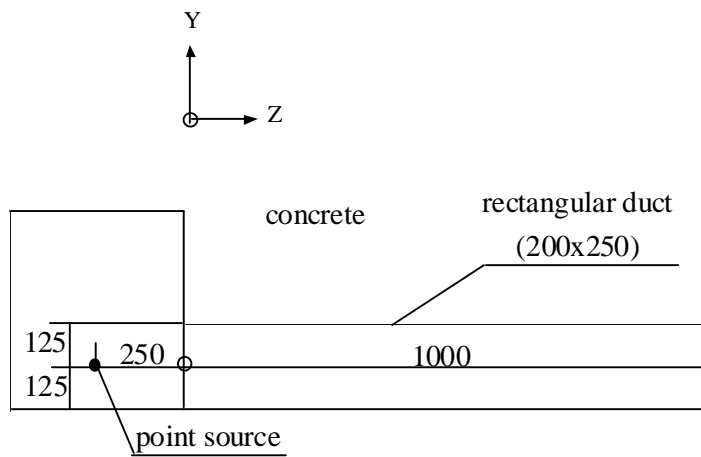
vertical cross section

unit: cm

Fig. 4-5 Calculational Model of Sample Problem 3



horizontal cross section



vertical cross section

unit : cm

Fig. 4-6 Calculational Model of Sample Problem 4

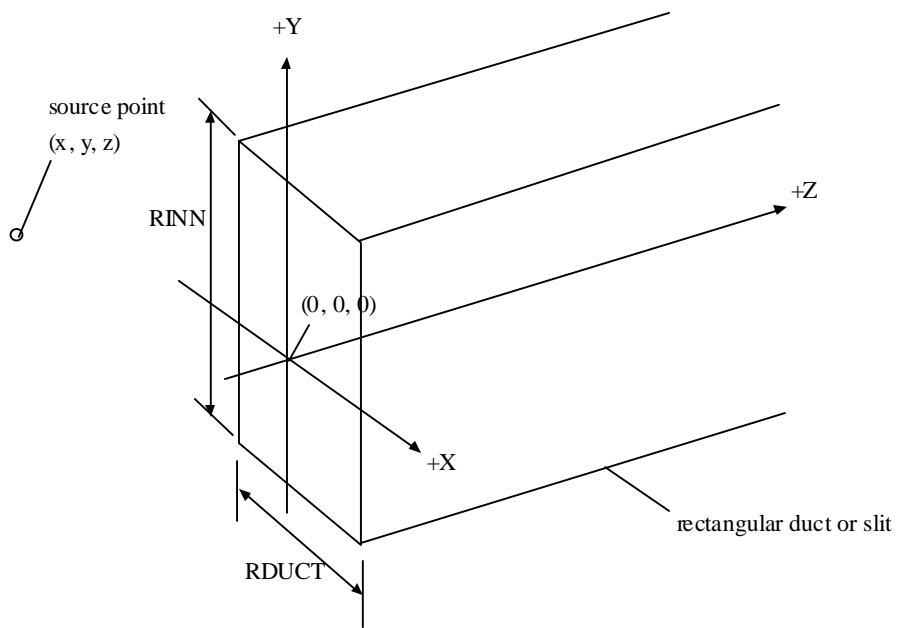


Fig. A-1 Geometry and Source Point Defined by DUCT-III

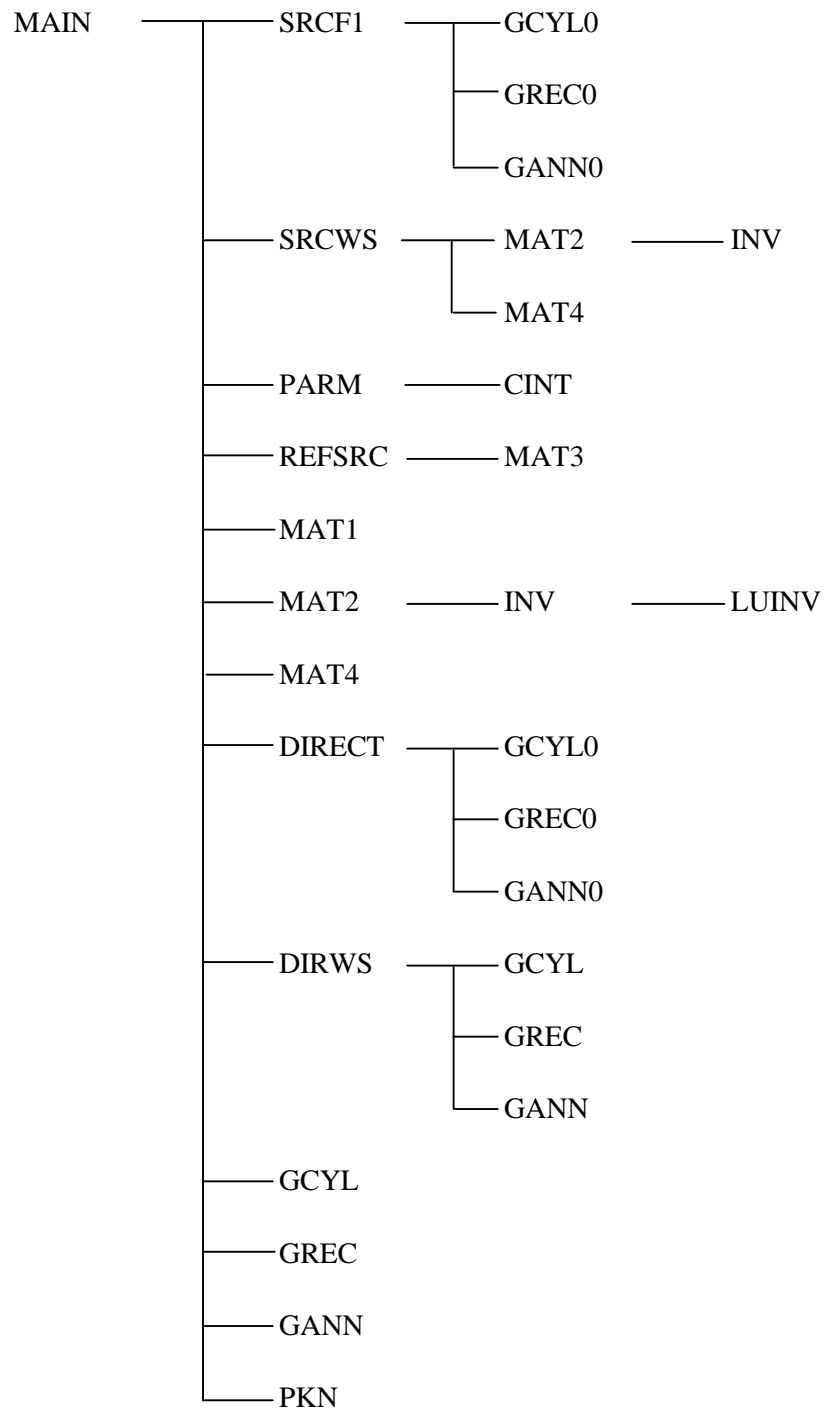


Fig. B-1 Tree Structure of the DUCT-III Code

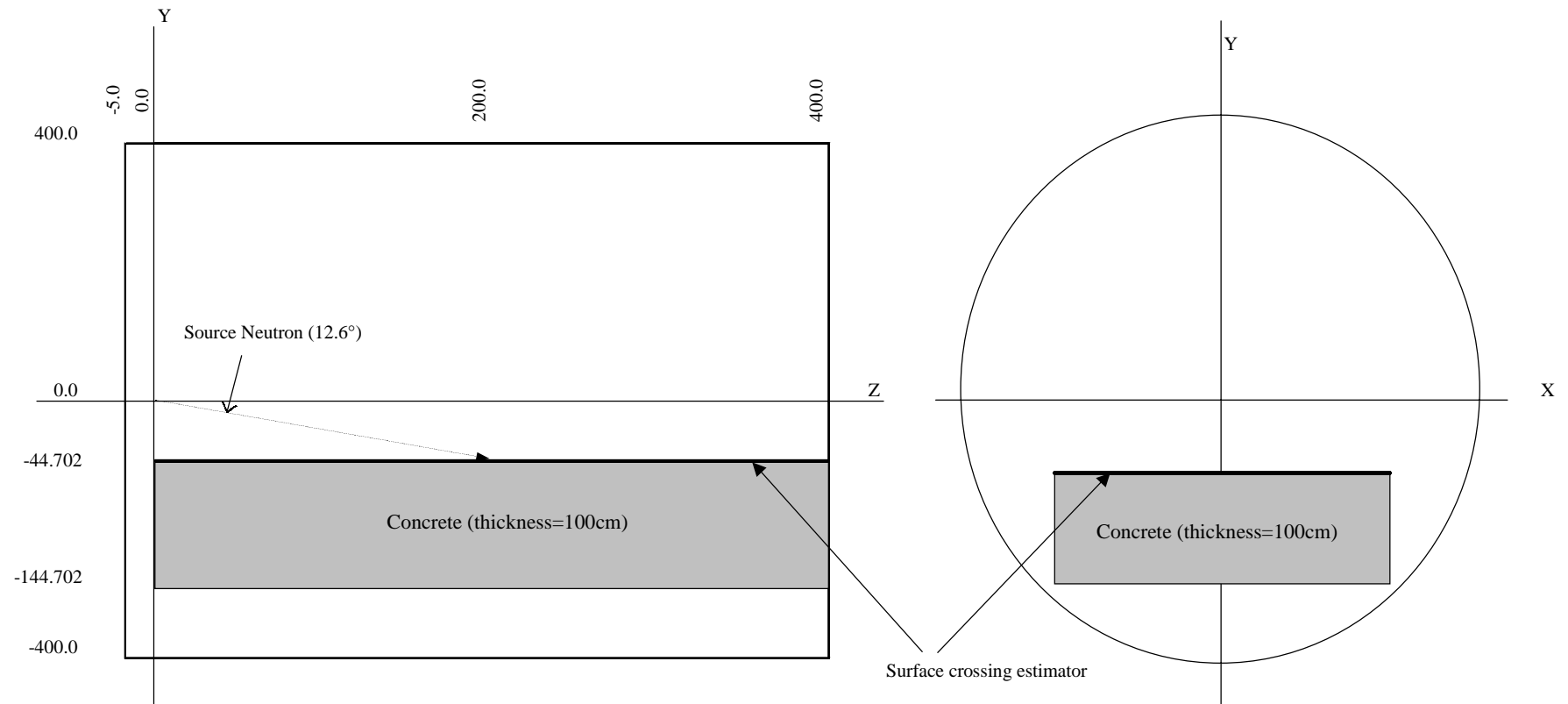


Fig. D-1 Calculational Model of Albedo Matrix of Concrete for High-Energy Neutrons

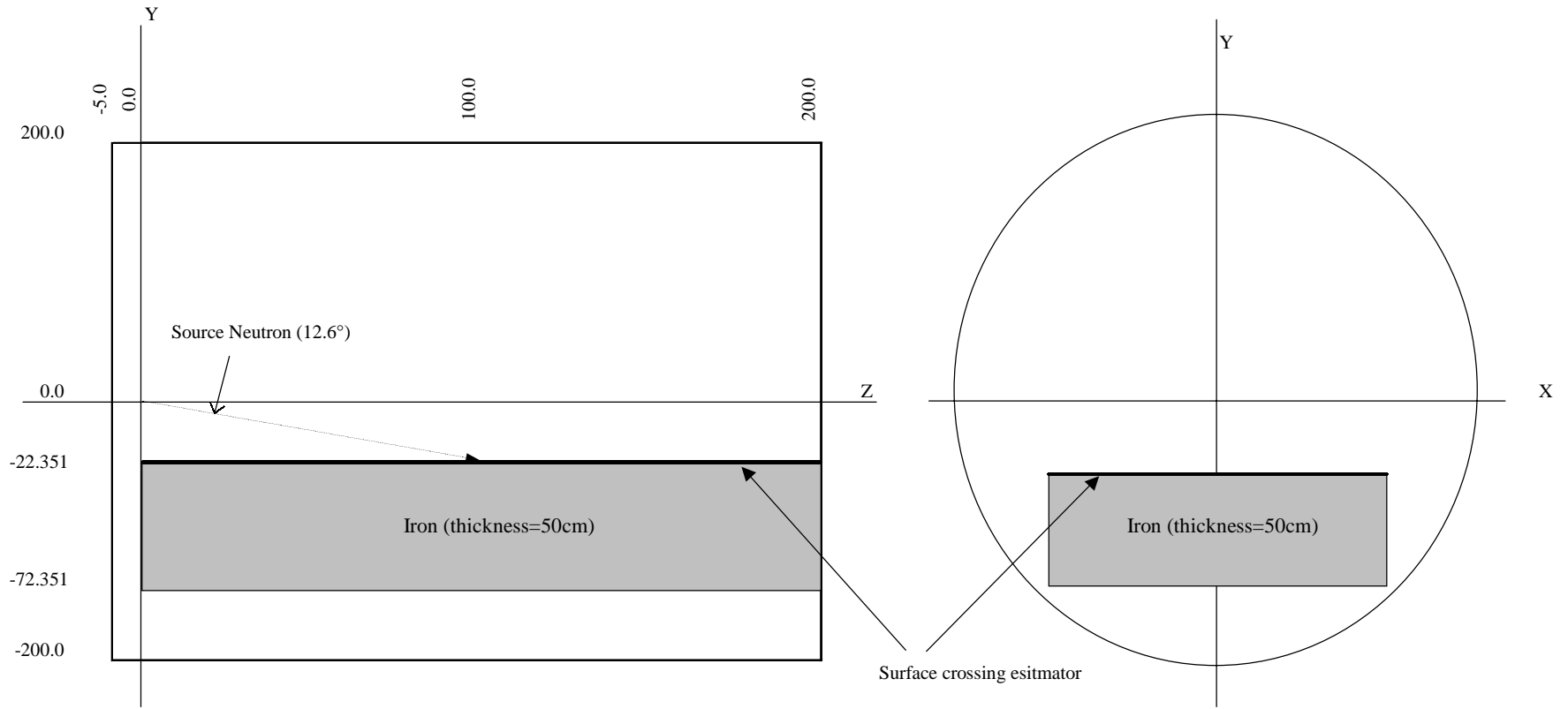


Fig. D-2 Calculational Model of Albedo Matrix of Iron for High-Energy Neutrons

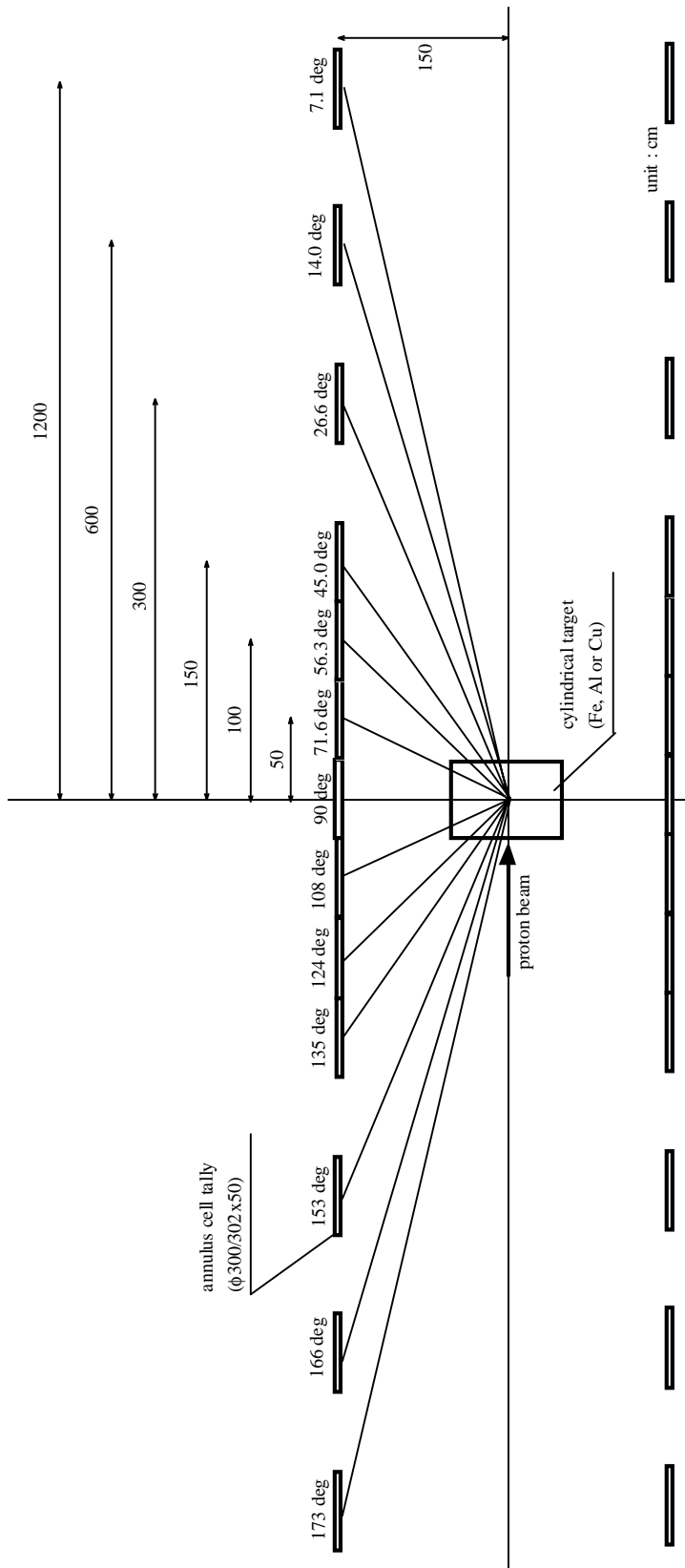


Fig. E-1 A Monte Carlo Model for Calculating Secondary Neutron Spectra for Protons

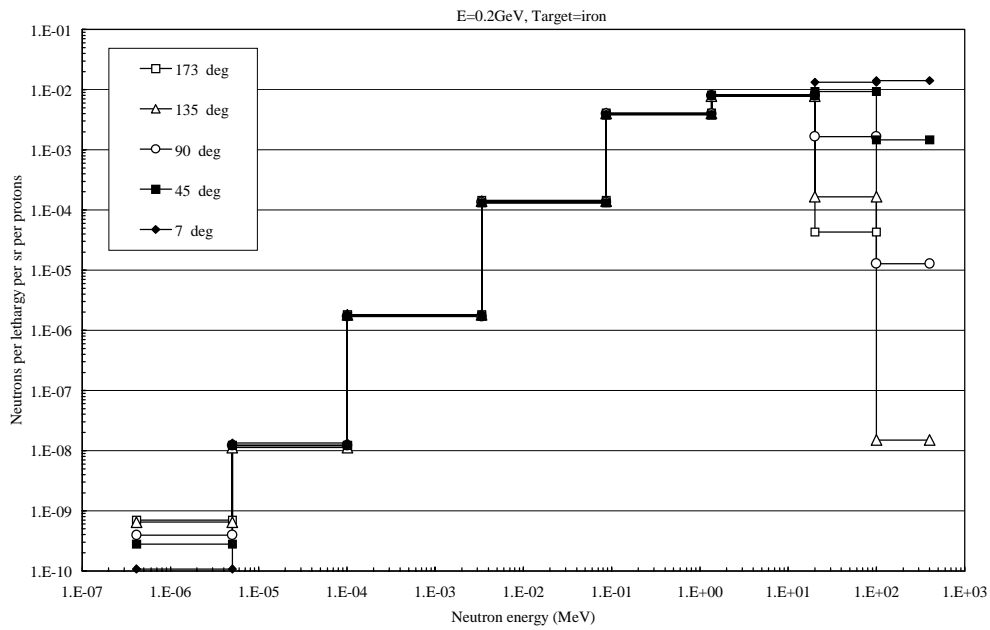


Fig. E-2 Calculated Neutron Yields from Thick Iron Target for 0.2 GeV Protons

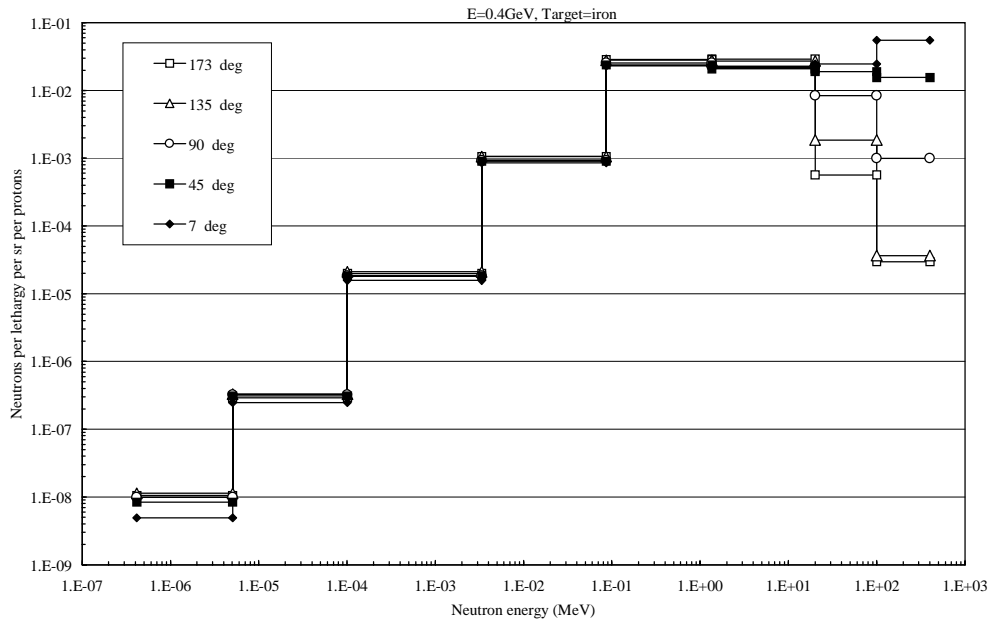


Fig. E-3 Calculated Neutron Yields from Thick Iron Target for 0.4 GeV Protons

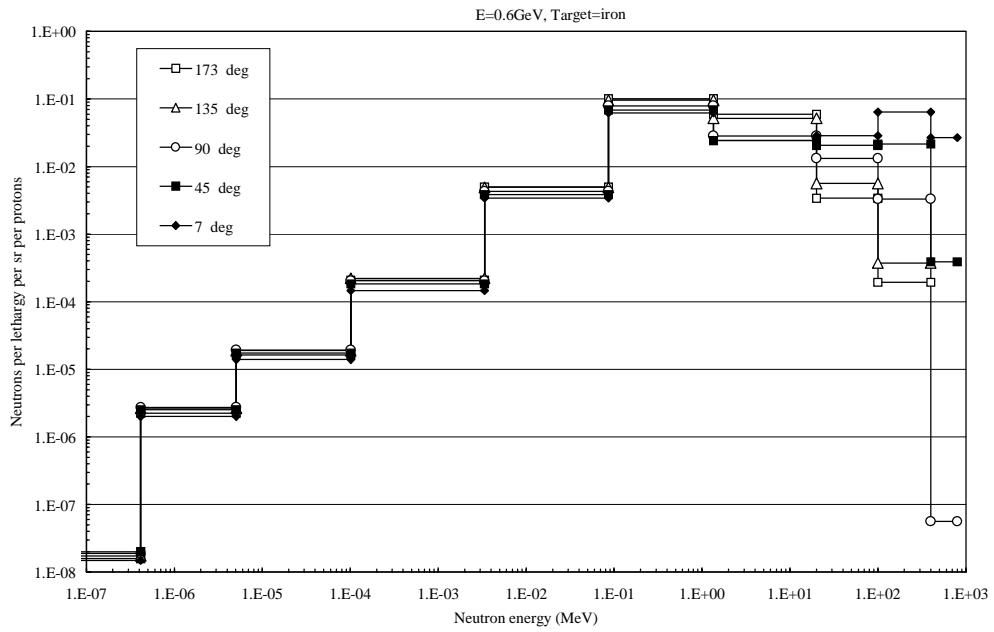


Fig. E-4 Calculated Neutron Yields from Thick Iron Target for 0.6 GeV Protons

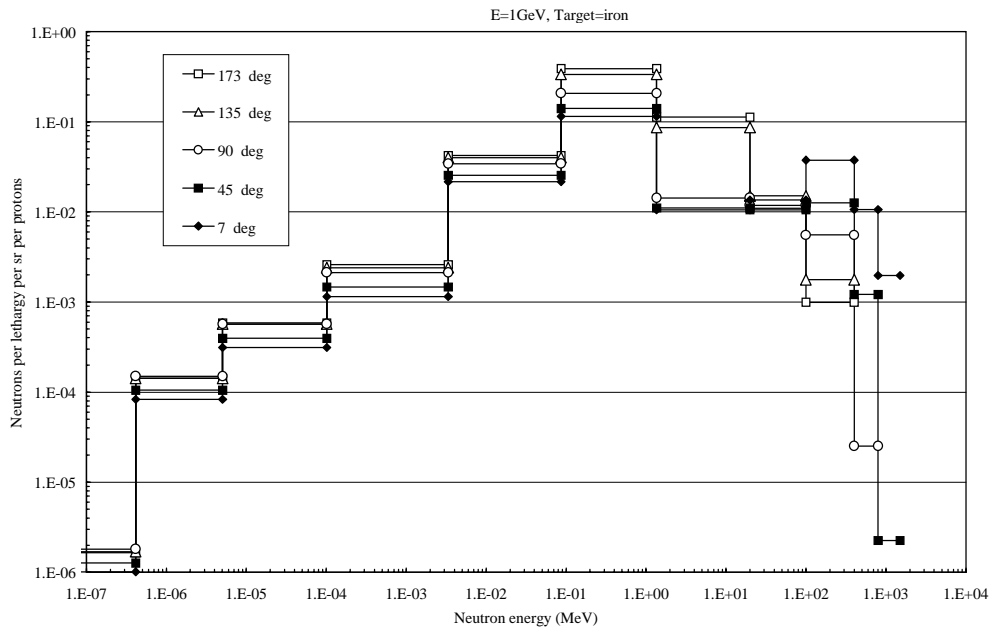


Fig. E-5 Calculated Neutron Yields from Thick Iron Target for 1.0 GeV Protons

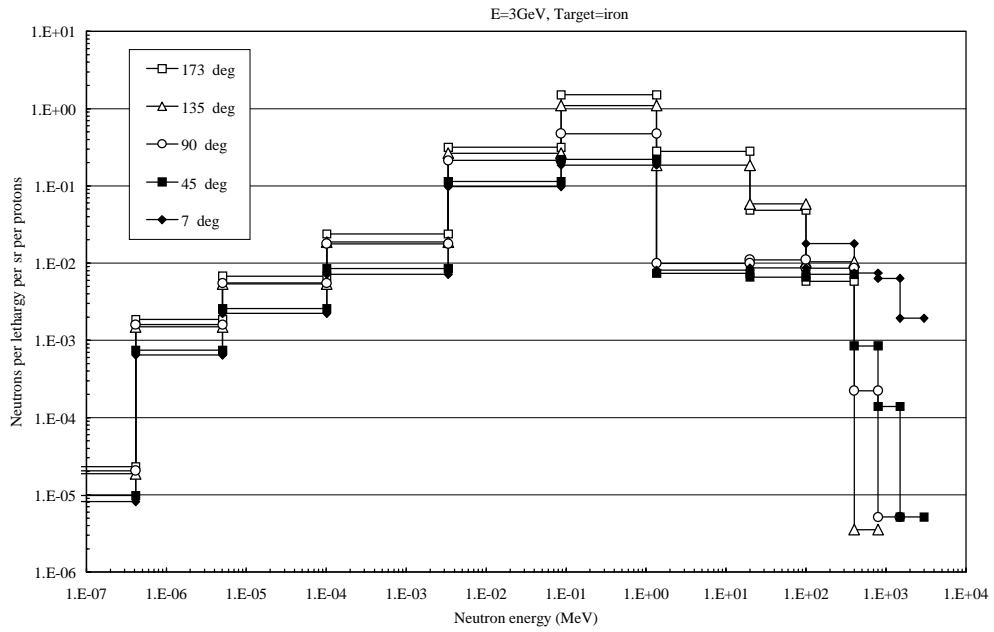


Fig. E-6 Calculated Neutron Yields from Thick Iron Target for 3.0 GeV Protons

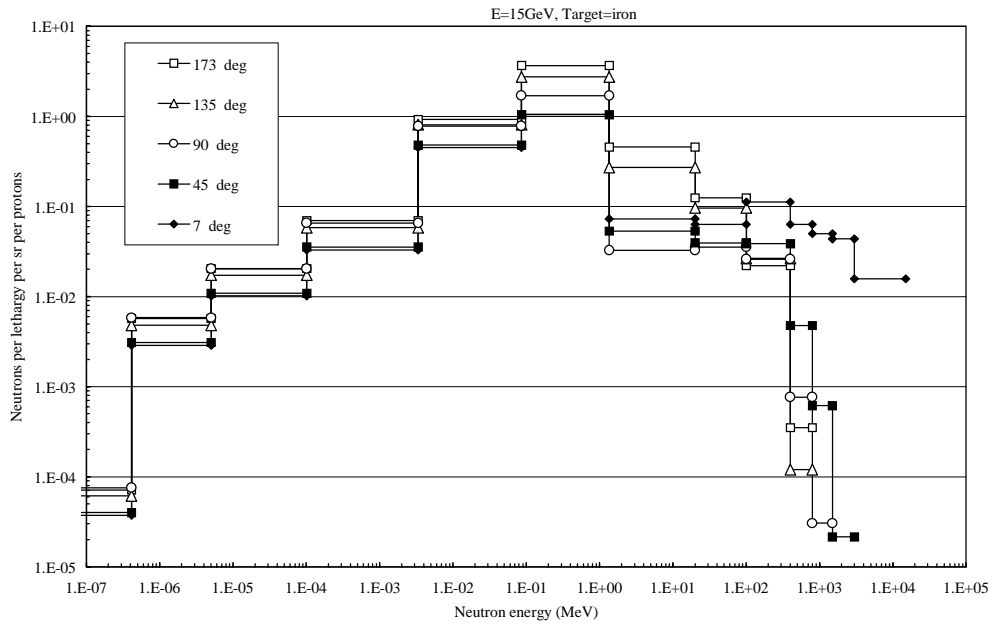


Fig. E-7 Calculated Neutron Yields from Thick Iron Target for 15 GeV Protons

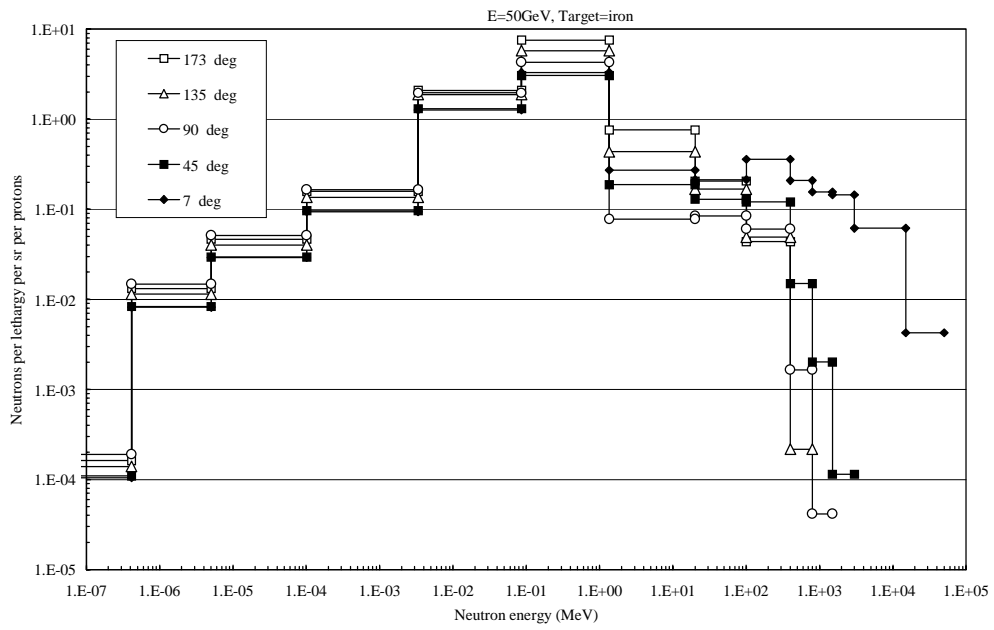


Fig. E-8 Calculated Neutron Yields from Thick Iron Target for 50 GeV Protons

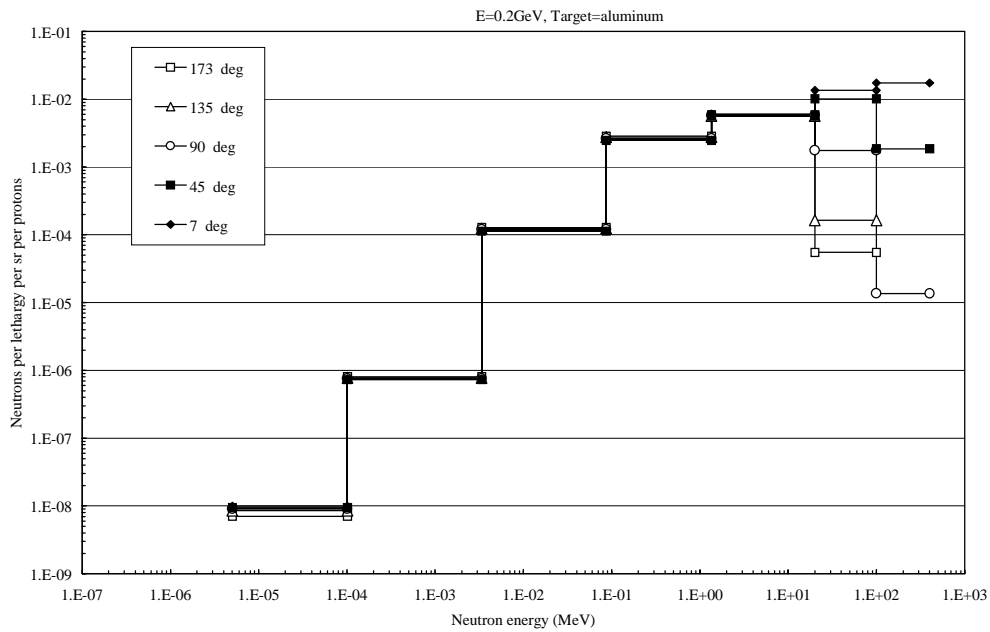


Fig. E-9 Calculated Neutron Yields from Thick Aluminum Target for 0.2 GeV Protons

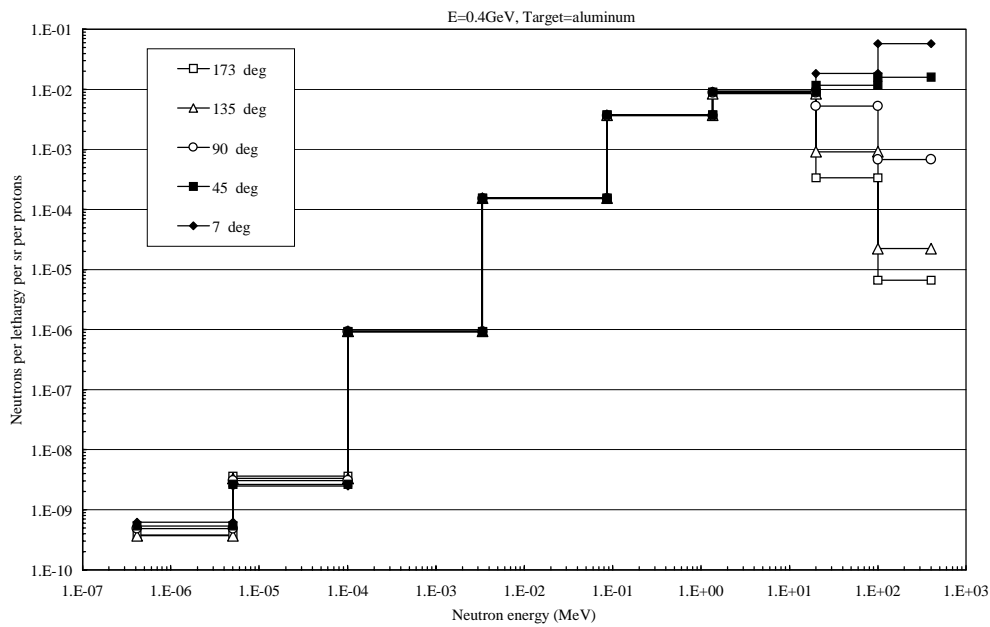


Fig. E-10 Calculated Neutron Yields from Thick Aluminum Target for 0.4 GeV Protons

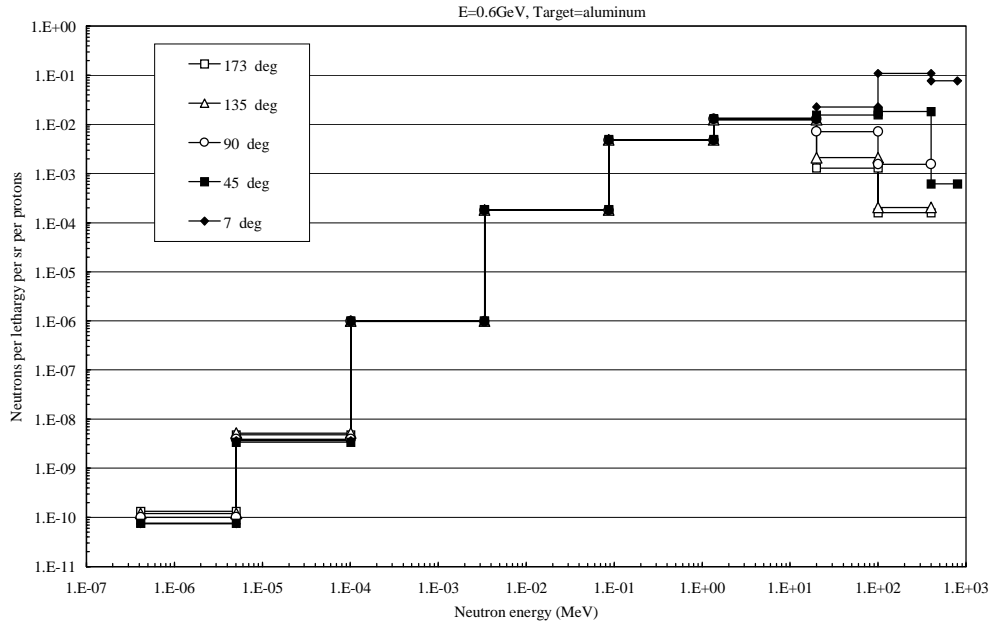


Fig. E-11 Calculated Neutron Yields from Thick Aluminum Target for 0.6 GeV Protons

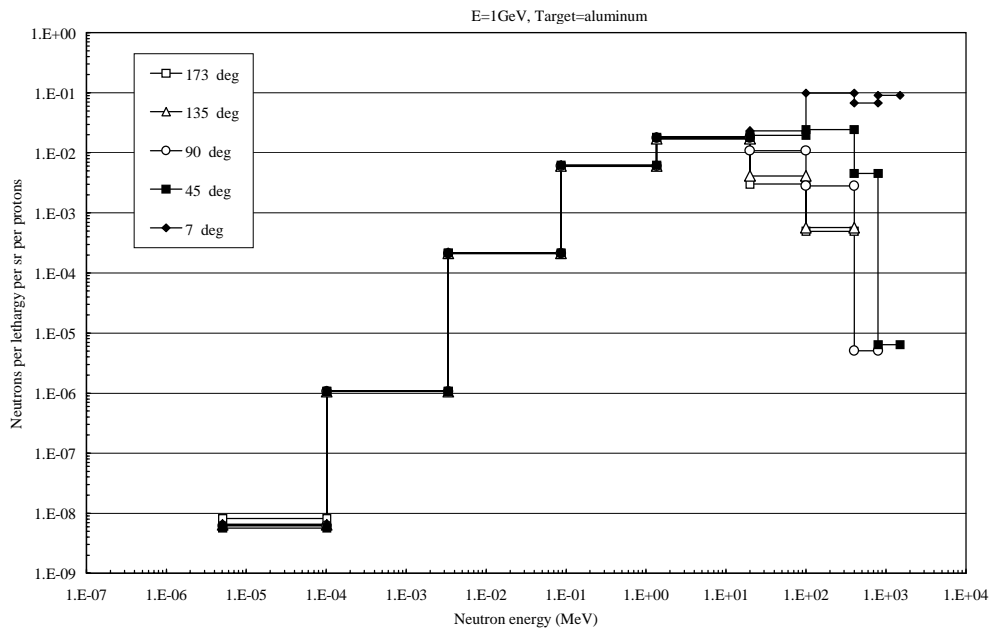


Fig. E-12 Calculated Neutron Yields from Thick Aluminum Target for 1.0 GeV Protons

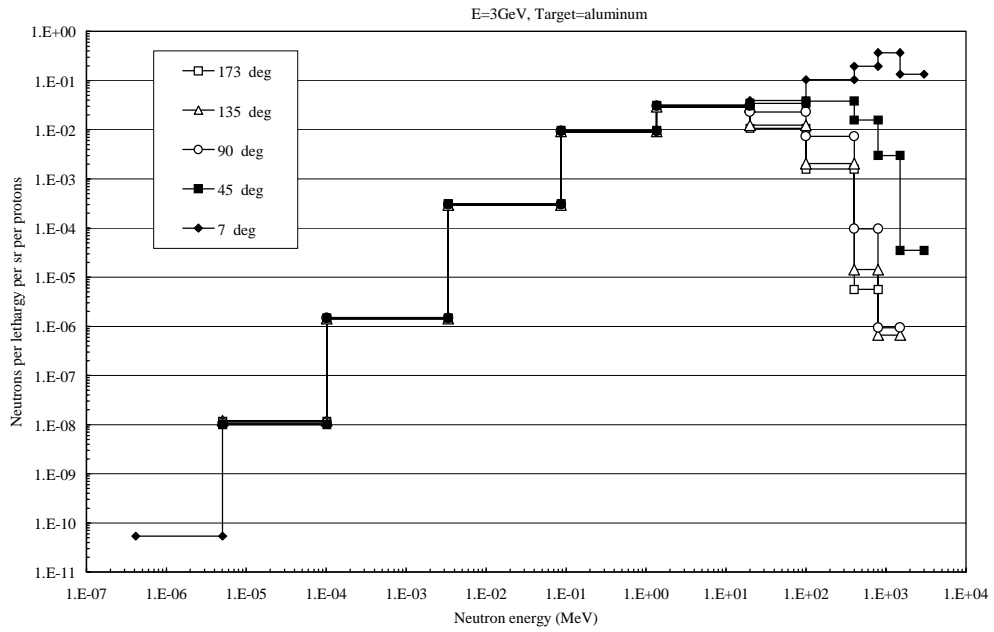


Fig. E-13 Calculated Neutron Yields from Thick Aluminum Target for 3.0 GeV Protons

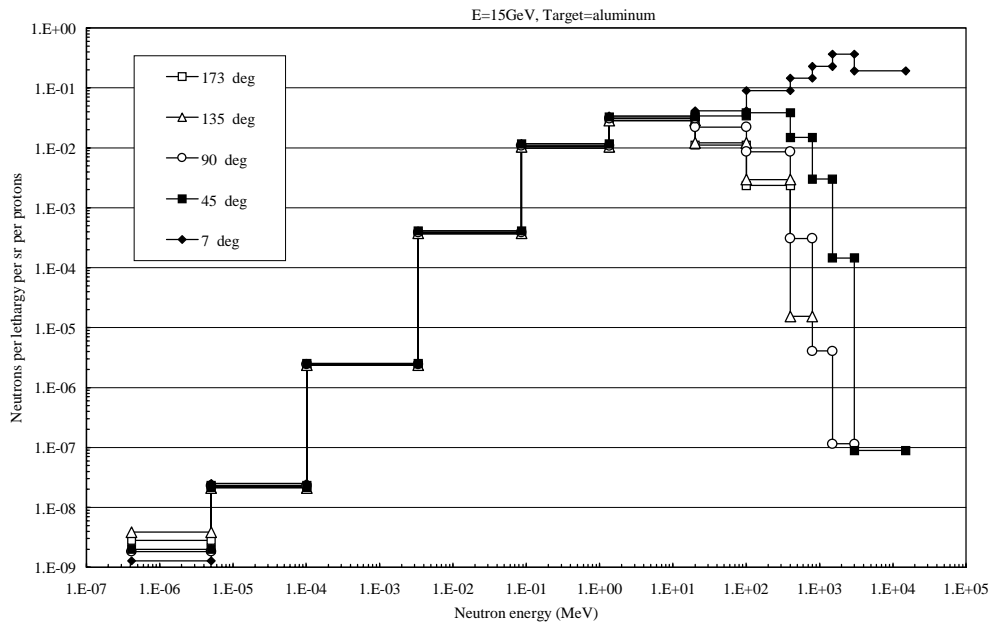


Fig. E-14 Calculated Neutron Yields from Thick Aluminum Target for 15 GeV Protons

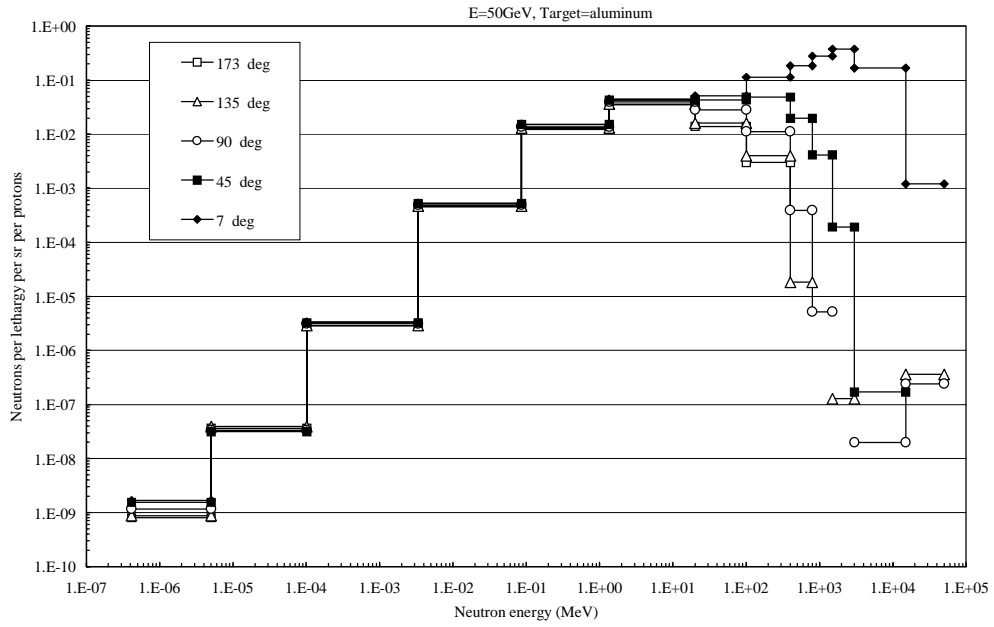


Fig. E-15 Calculated Neutron Yields from Thick Aluminum Target for 50 GeV Protons

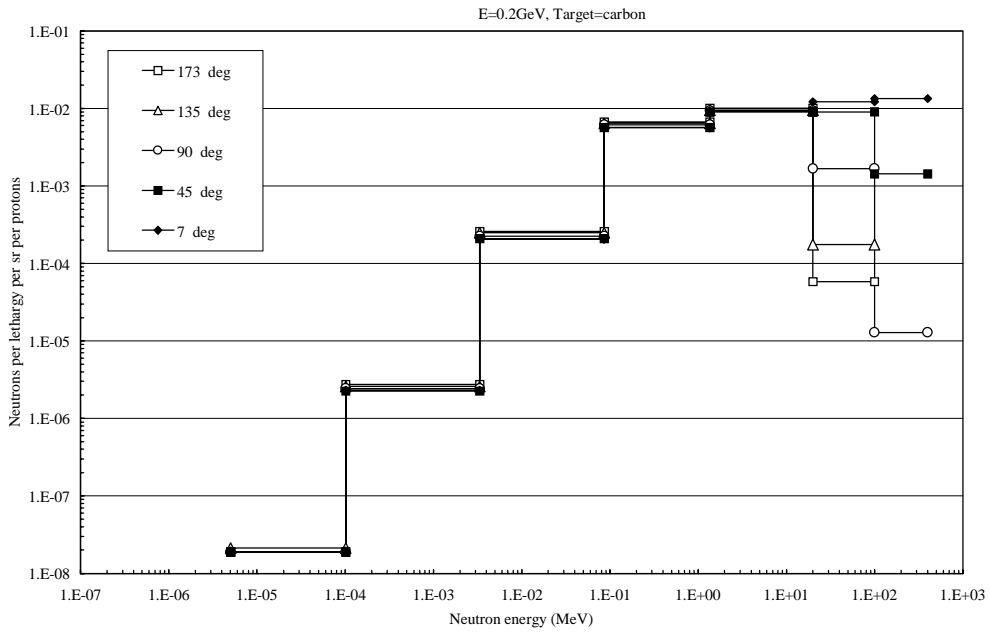


Fig. E-16 Calculated Neutron Yields from Thick Copper Target for 0.2 GeV Protons

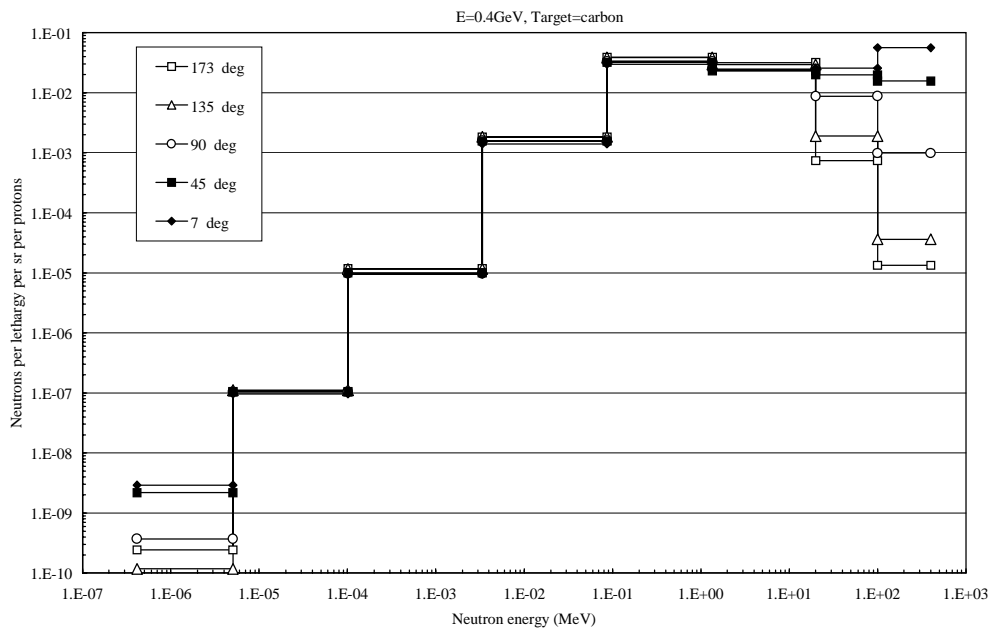


Fig. E-17 Calculated Neutron Yields from Thick Copper Target for 0.4 GeV Protons

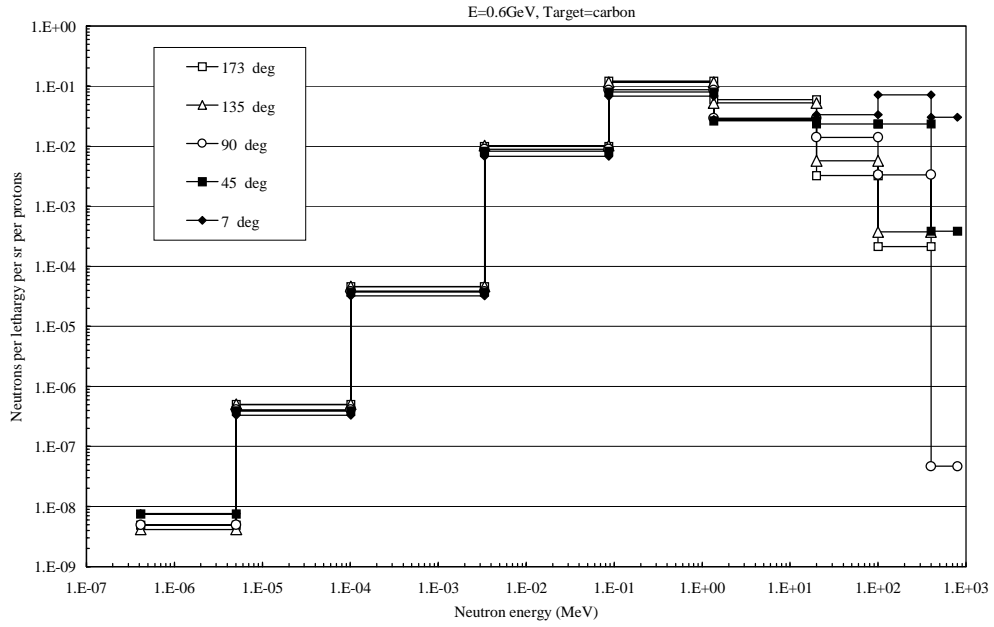


Fig. E-18 Calculated Neutron Yields from Thick Copper Target for 0.6 GeV Protons

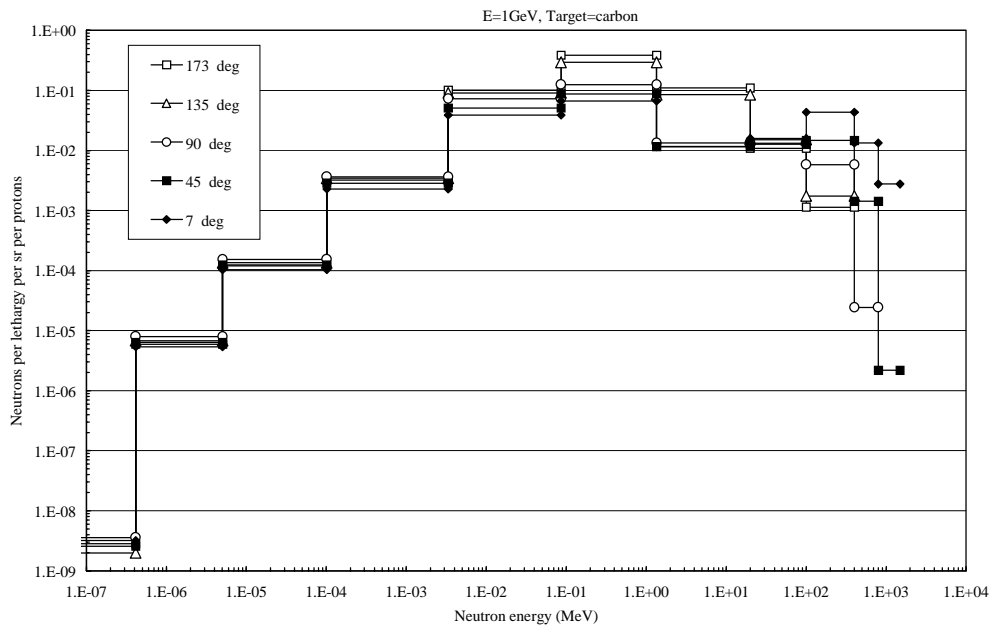


Fig. E-19 Calculated Neutron Yields from Thick Copper Target for 1.0 GeV Protons

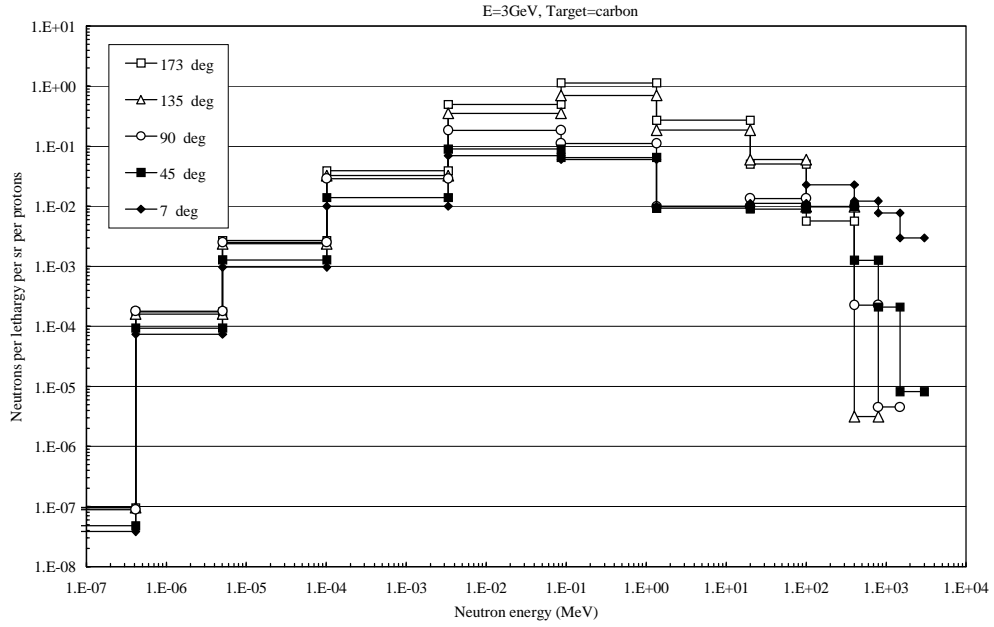


Fig. E-20 Calculated Neutron Yields from Thick Copper Target for 3.0 GeV Protons

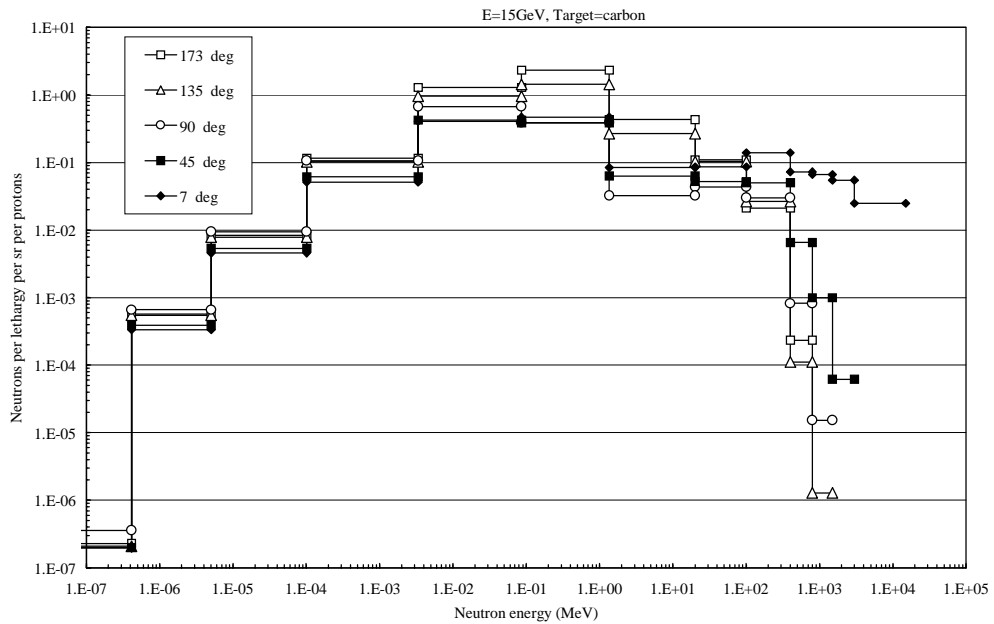


Fig. E-21 Calculated Neutron Yields from Thick Copper Target for 15 GeV Protons

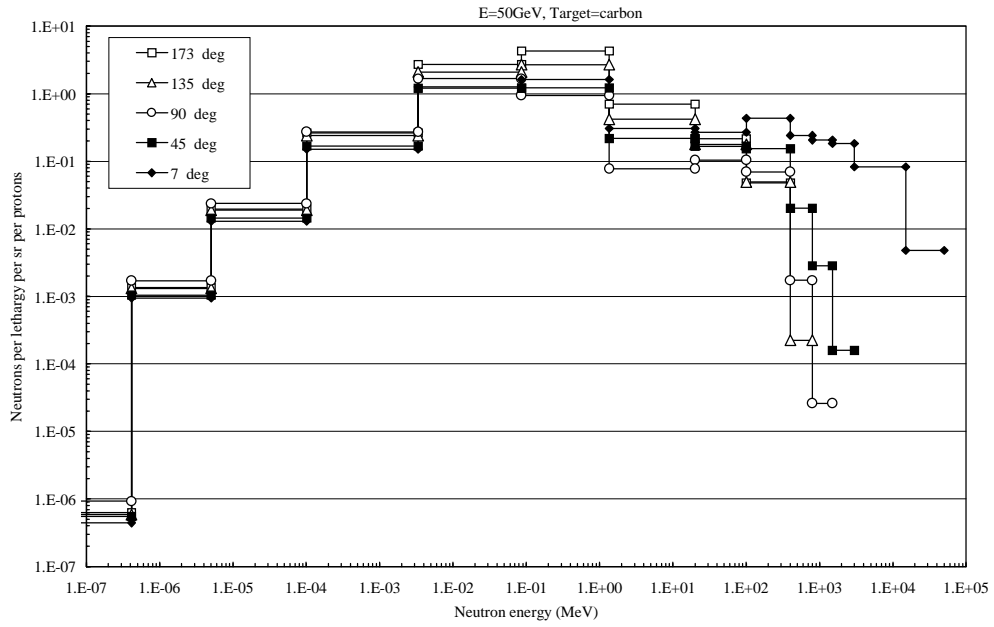


Fig. E-22 Calculated Neutron Yields from Thick Copper Target for 50 GeV Protons