

JAERI-M
88-076

核融合中性子工学実験解析のための
中性子断面積ライブラリー

1988年3月

小迫 和明・大山 幸夫・前川 洋・中村 知夫

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

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。
入手の問合わせは、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 Division, Department
of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun,
Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1988

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 日立高速印刷株式会社

核融合中性子工学実験解析のための中性子断面積ライブラリー

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

小迫 和明・大山 幸夫・前川 洋・中村 知夫

(1988年3月2日受理)

核融合中性子工学実験解析のためにANISN形式とMCNP用の2つの中性子断面積ライブラリー作成システムを整備した。ANISN形式中性子断面積ライブラリーは、独立群形式の多群定数ライブラリーであり、遮蔽用群定数作成システムMACS-NとANISN形式ライブラリー作成コードCROKASを用いて作成する。MCNP用断面積ライブラリーは、連続エネルギー断面積ライブラリーであり、ポイントエネルギーデータ処理システムとしてNJOYシステムを用い、それとMCNP用ライブラリー作成コードMACROSを用いて作成する。本報告では、上述の作成システムを用いたそれぞれの断面積ライブラリーの作成手順を示し、作成した条件の異なる6つのANISN形式ライブラリーとMCNP用ライブラリーの内容を示す。

Neutron Cross Section Libraries for Analysis
of Fusion Neutronics Experiments

Kazuaki KOSAKO, Yukio OYAMA, Hiroshi MAEKAWA
and Tomoo NAKAMURA

Department of Reactor Engineering
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received March 2, 1988)

We have prepared two computer code systems producing neutron cross section libraries to analyse fusion neutronics experiments. First system produces the neutron cross section library in ANISN format, i.e., the multi-group constants in group independent format. This library can be obtained by using the multi-group constant processing code system MACS-N and the ANISN format cross section compiling code CROKAS. Second system is for the continuous energy cross section library for the MCNP code. This library can be obtained by the nuclear data processing system NJOY which generates pointwise energy cross sections and the cross section compiling code MACROS for the MCNP library. In this report, we describe the production procedures for both types of the cross section libraries, and show six libraries with different conditions in ANISN format and a library for the MCNP code.

Keywords: Cross Section Library, Nuclear Data, Group Constant,
Continuous Energy, NJOY, MACS-N, MCNP, ANISN,
Fusion Reactor

目 次

1. はじめに	1
2. 断面積ライブラリーの作成	1
2.1 ANISN形式中性子断面積ライブラリー	2
2.1.1 群定数作成のための基本パラメータの選定	2
2.1.2 群定数の作成手順	3
2.1.3 ANISN形式ライブラリーへの編集	4
2.1.4 作成したANISN形式ライブラリー	4
2.2 MCNP用断面積ライブラリー	5
2.2.1 連続エネルギー断面積データの作成	5
2.2.2 MCNP用ライブラリーへの編集	6
2.2.3 作成したMCNP用ライブラリー	7
3. 実験解析への適用例	25
3.1 Li_2O 60 cm円筒体系積分ベンチマーク実験の解析例	25
3.2 Li_2O 40 cm円筒体系TOF実験の解析例	25
4. まとめ	38
謝 辞	38
参考文献	39
付録A CROKAS コードの利用手引	41
付録B MACROS コードの利用手引	53

Contents

1. Introduction	1
2. Production of Neutron Cross section Libraries	1
2.1 Cross section Library for ANISN and DOT Codes	2
2.1.1 Selection of Basic Parameters to Produce Group Constants	2
2.1.2 Producing Procedure of Group Constants	3
2.1.3 Compilation of Library in ANISN Format	4
2.1.4 Library Produced for ANISN and DOT	4
2.2 Cross section Library for MCNP Code	5
2.2.1 Production of Continuous Cross section Data	5
2.2.2 Compilation of Library for MCNP Code	6
2.2.3 Library produced for MCNP Code	7
3. Examples of Application to Experimental Analysis	25
3.1 Example for Integral Benchmark Experiments on a 60 cm-thick Lithium-Oxide Cylindrical Assembly	25
3.2 Example for TOF Experiments on a 40 cm-thick Lithium-Oxide Cylindrical Assembly	25
4. Conclusion	38
Acknowledgments	38
References	39
Appendix A User Manual for CROKAS Code	41
Appendix B User Manual for MACROS Code	53

1. はじめに

核融合炉の核設計においては、D-T反応で生じた中性子によるブランケットでのトリチウム増殖、発熱、構造材料の放射化、および遮蔽が基本的な設計要素である。これらの要素に対する計算予測精度は、核融合炉開発における重要課題であるトリチウム燃料サイクルの妥当性などを検討する上で極めて高いものが要求されている。従って、核設計計算に用いる計算手法の精度と適用範囲を確認・検証する必要がある。このために、これまでFNS (Fusion Neutronics Source) を用いて各種の中性子工学実験が行われ、解析結果と比較すべきベンチマークデータが供給されている。

計算手法における不確定性は、計算の根幹をなす3つの要素(核データ、断面積ライブラリーと計算コード)のそれぞれに存在する。これらの要素の中で核データの不確定性は核データの評価の源となる実験精度とその評価精度に依存しており、そして計算コードについては輸送方程式の解法によるところが大きい。断面積ライブラリーは、核データを各計算コードの要求する断面積入力形式へ変換・編集したものであり、不確定性はこの各形式への変換の過程において生じる。そこで、形式変換のために設定する条件に応じた不確定性を調べられるように、ANISN¹⁾やDOT 3.5²⁾コードに代表される S_N コード用に種々の条件(核データ、荷重関数と群数)の異なる群定数の断面積ライブラリーを整備した。また同時に、 S_N コードとモンテカルロコードとの計算手法間の差違と整合性を調べられるように、連続エネルギーモンテカルロコードMCNP³⁾用の断面積ライブラリーを整備した。なお、形式変換の条件と計算手法の違いによる不確定性については別途報告する。

本報告では、MACS-N⁴⁾システムを用いた群定数作成手順と群定数をANISN形式の断面積ライブラリーへ編集するためのCROKASコード⁵⁾について、またNJOYシステムを用いたMCNPコード用のACE形式データ作成手順とACE形式データをMCNP用断面積ライブラリーへ編集するためのMACROSコードについて記述する。上述のそれぞれの処理システムと編集コードの組を用いたANISN形式とMCNP用の断面積ライブラリーの一貫した作成手順を明確化した。現在までに編集した断面積ライブラリーの内容や核種リストを示し、利用者の実用に供する。また、各編集コードの使用手引を示し、利用者による断面積ライブラリーの編集が行えるようにした。

最後に、編集した断面積ライブラリーの使用上の参考となるように、FNSでの実際の実験解析への適用例を示した。

2. 断面積ライブラリーの作成

断面積ライブラリーを作成する核データ処理システムとして、群定数化についてはMACS-Nシステムなど数種類のものが利用できる。MCNP用の連続エネルギー形式(ACE形式)に

1. はじめに

核融合炉の核設計においては、D-T反応で生じた中性子によるブランケットでのトリチウム増殖、発熱、構造材料の放射化、および遮蔽が基本的な設計要素である。これらの要素に対する計算予測精度は、核融合炉開発における重要課題であるトリチウム燃料サイクルの妥当性などを検討する上で極めて高いものが要求されている。従って、核設計計算に用いる計算手法の精度と適用範囲を確認・検証する必要がある。このために、これまでFNS (Fusion Neutronics Source)を用いて各種の中性子工学実験が行われ、解析結果と比較すべきベンチマークデータが供給されている。

計算手法における不確定性は、計算の根幹をなす3つの要素(核データ、断面積ライブラリーと計算コード)のそれぞれに存在する。これらの要素の中で核データの不確定性は核データの評価の源となる実験精度とその評価精度に依存しており、そして計算コードについては輸送方程式の解法によるところが大きい。断面積ライブラリーは、核データを各計算コードの要求する断面積入力形式へ変換・編集したものであり、不確定性はこの各形式への変換の過程において生じる。そこで、形式変換のために設定する条件に応じた不確定性を調べられるように、ANISN¹⁾やDOT 3.5²⁾コードに代表されるS_Nコード用に種々の条件(核データ、荷重関数と群数)の異なる群定数の断面積ライブラリーを整備した。また同時に、S_Nコードとモンテカルロコードとの計算手法間の差違と整合性を調べられるように、連続エネルギーモンテカルロコードMCNP³⁾用の断面積ライブラリーを整備した。なお、形式変換の条件と計算手法の違いによる不確定性については別途報告する。

本報告では、MACS-N⁴⁾システムを用いた群定数作成手順と群定数をANISN形式の断面積ライブラリーへ編集するためのCROKASコード⁵⁾について、またNJOYシステムを用いたMCNPコード用のACE形式データ作成手順とACE形式データをMCNP用断面積ライブラリーへ編集するためのMACROSコードについて記述する。上述のそれぞれの処理システムと編集コードの組を用いたANISN形式とMCNP用の断面積ライブラリーの一貫した作成手順を明確化した。現在までに編集した断面積ライブラリーの内容や核種リストを示し、利用者の実用に供する。また、各編集コードの使用手引を示し、利用者による断面積ライブラリーの編集が行えるようにした。

最後に、編集した断面積ライブラリーの使用上の参考となるように、FNSでの実際の実験解析への適用例を示した。

2. 断面積ライブラリーの作成

断面積ライブラリーを作成する核データ処理システムとして、群定数化についてはMACS-Nシステムなど数種類のものが利用できる。MCNP用の連続エネルギー形式(ACE形式)に

についてはNJOYシステムのみが現在利用可能である。今回、計算手法の精度検証のためにFNSにおいて作成した断面積ライブラリーは、新しく整備されたMACS-NシステムによるANISN形式中性子断面積ライブラリー（ANISNコードで用いられる独立群型（group independent format）の断面積収納形式）と、NJOYシステムによるMCNPコード用連続エネルギー断面積ライブラリーの2種類である。ここでは、評価済核データファイルから断面積ライブラリーを作成するための処理手順を説明し、作成した断面積ライブラリーの内容を示す。

2.1 ANISN形式中性子断面積ライブラリー

核融合炉の核設計計算などでは、空間と角度について離散化したdiscrete ordinate transport code（角度について S_N 分点をとったものを S_N コードといい、ANISNやDOTコードなどがある、以後これらを S_N コードと呼ぶ）が広く利用されている。 S_N コードは群定数化した断面積をライブラリーに編集したものをを用いている。特に、ANISNコードでは独立群型のものが用いられ、核融合炉核設計計算などで広く使われているGICX 40断面積ライブラリー⁶⁾などがこれに該当する。

処理は、核データファイルのデータをポイントエネルギー表示にする部分と、それから群定数化する部分および編集する部分からなる。今回行ったANISN形式断面積ライブラリー作成のための処理の流れ図をFig.2.1に示す。

2.1.1 群定数作成のための基本パラメータの選定

ANISN形式中性子断面積ライブラリーに採用した各核種の群定数を作成する際に与えた基本パラメータは下記のように決定した。

(1) エネルギー群数と群構造

エネルギー群数と群構造は、対象とする実験を解析する上で、スペクトル情報などを十分精度良く表現できなければならない。しかし、群構造がいくらでも微細であれば良いというものでもなく、計算対象と使用する計算機資源を考慮に入れた効率の良いものを選ばなければならない。このためには、核設計計算などに広く用いられているGICX 40の中性子42群構造は、14 MeV付近に鋭いピークがあり高閾値の反応率等の実験値を含むFNSの実験解析には不十分であると考えられる。また、群数が異なるライブラリーを用いた計算結果を比較する際に、群境界が一致していればスペクトルの直接比較もできる。これらの点を考慮して、群構造は、10 MeVを基準としたレサジー（ Δu ）等間隔を原則とし、レサジー幅がその2のべき乗になるようにして群構造の縮約や微細化に対応できるようにし、それに基づいて群数は中性子125群とした（Table 2.1参照）。中性子125群群構造は、群構造を示したTable 2.2からわかるように、核融合炉などで重要なエネルギー領域である14 MeV近傍に十分な細かさを有している。この125群は、FNSでの実験解析にも用いられている多群二重微分断面積モンテカルロコードMORSE-DD⁷⁾でも採用されている。

実験解析という見地からは適切と考えられる125群構造も、実験システムなどのサーベイ計算を数多く行うには、必要な記憶容量や計算時間の点から適切とは言えない。このため、125

群構造のレサジー等間隔という特徴を用いて、サーベイ計算用に中性子32群構造も採用した。中性子32群構造を Table 2.3 に示す。

(2) 荷重関数

群定数の作成には、核データ中の pointwise 断面積データを各群のエネルギー範囲で平均化する必要がある。その際には、計算対象のエネルギースペクトルを反映した関数 ($f(E)$) を平均化の荷重関数として与えることにより、エネルギー離散化の影響をできるだけ取り除くことが望ましい。しかし、荷重関数とすべきエネルギースペクトルは場を構成する媒質に依存しているばかりでなく、媒質中の位置の関数でもあるので、ある特定の場のスペクトルに対するものではなく、典型的かまたは影響の少ないと考えられる関数を与えることとし、下記のような荷重関数を採用した

熱群 ($1.001 \times 10^{-5} \sim 0.32241 \text{ eV}$) : マクスウェル分布
 $0.32241 \text{ eV} \sim 16.487 \text{ MeV}$: $1/E$ または一様分布。

このとき、14 MeV 付近での群構造は十分細いと考え、またピークエネルギーも一定でないので、スペクトルのピーク構造は反映させなかった。

MACS-N システムで用いる荷重関数は、上述の条件により荷重関数作成コード WFUNC⁸⁾ を用いて作成した線型化荷重関数データである。

(3) その他のパラメータ

ANISN 形式断面積ライブラリー中で散乱の角度分布を表現するためのルジャンドル展開次数 (P_1 次数) は、GICX40 と同様に5次 (P_5) までとした。しかし、核データにおいて示された角度分布が、 P_5 で十分に表現されるかどうかについては今後検討の必要がある。

ドップラー効果を考慮するための媒質温度は、室温 ($300 \text{ }^\circ\text{K}$) とした。また、共鳴領域の非分離域における background cross-section (σ_0) は、0.0 とした。

2.1.2 群定数の作成手順

群定数の作成は、MACS-N pre-process 処理システム⁸⁾と遮蔽用群定数作成のためのMACS-N⁴⁾処理システムによって行う。即ち、pre-process 処理システムによりMACS-N 処理システムへ引き渡す中間データを核データから作成し、それをMACS-N 処理システムにより処理して群定数データを作成する。MACS-N pre-process とMACS-N 処理システムは、JENDL-2,⁹⁾ -3PR1,¹⁰⁾ -3PR2,¹¹⁾ -3T¹²⁾ や ENDF/B-V,¹³⁾ -V 形式の核データを処理できるように開発されたものである。

最初に実行するMACS-N pre-process 処理システムは、後述するLINEAR, RECENTJとSIGMA1の各コードによる処理を経て、中間データである温度依存の線型化された pointwise エネルギー依存断面積ファイルを作成する。この pre-process 処理システムにおける各コードの処理は、下記の順序で行う。

- 1) LINEAR ; 評価済核データ中の断面積データ (MF = 3) の表記を全て一般内挿型式

* JENDL-3TはJENDL-3のために評価データをテストするための漸定的なファイルである。

JENDL-3T中のデータは、JENDL-3では部分的に改訂される可能性がある。

から linear-linear 内挿型式のみに変換する。

- 2) RECENTJ ; 共鳴パラメータ (MF=2) に従って, 0 °K における pointwise エネルギー依存断面積を作成する。
- 3) SIGMA1 ; 任意の温度の断面積をカーネル法により作成する。

次に, 上述の中間データを MACS-N 処理システムで処理し群定数化する。このシステムは, 中核となる群定数作成コード PROF-GROUP-G/B と断面積ライブラリー編集用のアプリケーションコードからなる。核種毎の群定数の作成は, PROF-GROUP-G/B コードによって行う。この時, PROF-GROUP-G/B コードへ入力するデータは, 群定数の作成条件 (2.1.1 項参照) を与える入力データと, あらかじめ計算しておいた線型化荷重関数データと線型化された pointwise エネルギー依存断面積ファイルが必要である。そして, PROF-GROUP-G/B コードの処理結果は, BCD 形式の平均化した群定数データとしてファイルに出力される。

2.1.3 ANISN 形式ライブラリーへの編集

ANISN 形式断面積ライブラリーを編集するためには, 最初に PROF-GROUP-G/B コードで作成した各核種の平均化された群定数を独立群形式のデータへ変換し, 次にそれをライブラリーへ組み入れる必要がある。MACS-N 処理システム中には ANISN 形式ライブラリーを編集するための機能がないので, 新しく CROKAS コードをこの目的のために作成した。Fig. 2.2 に示す ANISN 形式ライブラリーの編集は, 各核種の核データを MACS-N pre-process と MACS-N 処理システムで処理して得られた群定数を, 一核種ずつ CROKAS コードを用いてライブラリーへ組み入れることにより行った。

CROKAS コードは, ANISN 形式ライブラリーを編集するために以下の機能を有している:

- 1) 断面積ライブラリーの作成と最初の核種の登録
- 2) ライブラリーへの一核種ずつの組み入れ
- 3) ライブラリー中の核種の削除と登録順序 (MT 番号) の変更
- 4) ライブラリー中の核種の収納された独立群形式データの印書出力
- 5) ライブラリー中の全核種の全断面積プロット出力。

このコードの使用法は, 付録 A にまとめてある。

2.1.4 作成した ANISN 形式ライブラリー

FNS の実験解析に使用するために, 上記の手順で現在までに作成した ANISN 形式中性子断面積ライブラリーは, Table 2.4 に示した 6 種類である。これらのうち JACKAS, JENGIX, ENFKAS と ENDGIX は, それぞれ使用した荷重関数 (1/E と一様分布) と引用した核データファイル (JENDL (JENDL-2, -3PR1 と -3PR2) と ENDF/B (ENDF/B-M と -V)) の異なるものとの組み合わせとなっている。これらの組み合わせで解析において比較することにより, 荷重関数または核データの差に基づく計算結果への影響が評価できる。また, FSX32 を除く 5 つのライブラリーは, 中性子 125 群構造であるのに対し, FSX32 は 125 群を縮約した中性子 32 群構造となっているので, 両者の比較から群構造の影響を評価できる。

これら 6 つのライブラリーの特徴 (収納した核種・出典など) については, Table 2.5 ~ 2.

10にまとめた。ライブラリーに収納した核種は、Li-6, Li-7, Be-9, O-16, Fe, Cr, Niなどの核融合炉ブランケット候補材に関連した核種が中心となっている。なお、JACKEXはJACKASの拡張版であるためJENDLの核種を主に採用しているが、JENDLに含まれていないものについてはENDF/Bのものを採用した。また、FSX 32はサーベイ計算を目的としており、そのために必要と考えられる34核種を収納した。

2.2 MCNP用断面積ライブラリー

前節で述べた多群定数ライブラリーは、エネルギー境界内で平均化された有限個の群定数から構成されている。このとき、本来核種毎にその断面積データを表現する上で最適な群境界は異なっていると思われるが、群定数は一定の群境界で作成される。これとは対照的な、より精度の高い解析を行うことの可能な連続エネルギー形式断面積ライブラリーを使用するモンテカルロ輸送計算コードの開発・整備が、米国を中心に行われてきている。この種のコードを利用した解析の利点は、解析結果が入力条件（計算体系、線源など）と核データに起因する誤差によって主に影響を受け、断面積ライブラリーおよび計算手法による誤差を比較的小さくできることにある。

そこで、解析手法間の差を検討するための連続エネルギーモンテカルロコードMCNP³⁾用の断面積ライブラリーを整備し、MCNPコードを実験解析に適用できるようにした。本報告では、ENDF/B-IV⁴⁾などからなるMCNP用断面積ライブラリーがMCNPコードと共に公開されているので、主としてJENDLの評価済核データからなるMCNP用ライブラリーの作成を行った。

作成にあたって、MCNPコード用の核種毎の連続エネルギーデータを提供できる核データ処理システムNJOY⁵⁾のFACOM-M380コンピュータへの導入整備と、その結果をライブラリーに編集するためのコードを作成した。Fig. 2.3にMCNP用断面積ライブラリーを作成するためのNJOYシステムを中核とする処理の流れ図を示す。

2.2.1 連続エネルギー断面積データの作成

連続エネルギー断面積データの一つにACE (A Compact ENDFの略称)形式データがある。これは、MCNPコード用の断面積ライブラリーへそのまま収納できるデータ形式であり、NJOYシステムの処理結果として出力・作成されるものである。

使用したNJOYシステムは、ACERモジュールを含む1983年6月版をFACOM用に整備したものである。このNJOYシステム内の必要な各モジュールの連結計算により核データを順次処理し、最後にACERモジュールによりACE形式データを出力する。Fig. 2.4にこの処理における各モジュール間のデータファイルの引き渡し流れ図を示す。また、NJOYシステムの中で使用する各モジュールの機能を核データの処理順序に従って以下に述べる。

- 1) MODER ; 核データをENDF/B形式からNJOYバイナリー形式へ変換する。
- 2) RECONR ; 共鳴パラメータと内挿パラメータに基づきpointwise断面積を再構成する。
- 3) BROADR ; Doppler broadeningを行うとともにpointwise断面積データのエネルギー点数を減少する。

- 4) HEATR ;熱エネルギー生成 (KERMA) を計算する。
- 5) THERMR ;自由原子の熱領域における中性子散乱断面積と point 散乱核を計算する。
- 6) GROUPT ;光子生成行列を作成するために群定数を計算する。
- 7) ACER ;MCNPコードのための ACE 形式データを作成する。

ここで、処理する際の各パラメータとして、温度は室温 (300°K)、断面積データ処理に関する許容誤差は 0.5 %、熱領域の上限エネルギーは 4.6 eV とした。上述の NJOY システムの使用法は、共鳴領域に非分離領域を持たない核種を対象としており、非分離共鳴域を持つ場合には REC ONR モジュールの後に UNRESR モジュールの処理を必要とする。

作成した ACE 形式データは、中性子断面積データと二次光子生成断面積データからなる。後者の二次光子生成データは、全光子生成断面積を含み、光子生成データが核データ中にある場合には、二次光子エネルギーの 30×20 行列と中性子断面積データと同様の形式のデータをも含む。前者の中性子断面積データは、各中性子相互作用の pointwise 断面積、角度分布とエネルギー分布からなる。

2.2.2 MCNP 用ライブラリーへの編集

MCNP用断面積ライブラリーは、核種検索のための directory file (XSDIR) と断面積データライブラリーの library file の 2 種類がある。後者の library file は、さらに連続エネルギー形式の中性子断面積ライブラリーと光子断面積ライブラリー、 $S(\alpha, \beta)$ ライブラリー、多群定数断面積ライブラリーに分類できる。前者の directory file は、library file から必要な断面積データを取り出すために必要な各核種の検索データ (library file 名、データ型式、データ数など、Table 2.11 参照) を収納している。

MCNPコードによる中性子輸送計算では、ライブラリーとして、directory file と中性子断面積ライブラリーが必要である。従って、NJOY システムで作成した ACE 形式データを directory file と中性子断面積ライブラリーへ編集する必要がある、そのために MCNP 用断面積ライブラリー作成コード MACROS を作成した。

MACROS コードは MCNP 用ライブラリーを編集するために以下の機能を有している：

- 1) ライブラリーの新規作成と最初の核種の収納
- 2) ライブラリーへの一核種ずつの追加収納
- 3) ライブラリー中の核種の削除と置換
- 4) ライブラリー中の核種の原子番号と質量数の小さい順序への並べ換え
- 5) ライブラリー中の核種の断面積データの印書出力
- 6) ライブラリー中の核種の断面積と核データ中の断面積を比較するためのプロット出力

このコードの使用法は、付録 B にまとめてある。なお、MACROS コードが作成・編集するライブラリーのファイル形式は、ファイル容量の低減化や I/O 処理の効率化などのために直接編成ファイル (direct access file) のみとした。directory file は、本来レコード長 80 の順編成ファイルであるが、MACROS コードはそれを直接編成ファイルとして取り扱うのでファイル属性に注意する必要がある。MCNPコードはどちらのファイル属性でも利用できる。

2.2.3 作成したMCNP用ライブラリー

MCNP用ライブラリー作成システムの検証とFNSの実験解析に使用するために、MCNP用断面積ライブラリーとしてdirectory fileと中性子断面積ライブラリーを作成した。ライブラリーに収納した核種は、Li-6, Li-7, Be-9, O-16, Fe, Cr, Niなどの核融合炉ブランケットに関連した核種が中心となっている（Table 2.12参照）。評価済核データファイルはENDF/B-V, JENDL-3PR1と-3PR2を用いた。

Tabel 2.1 Group division in neutron 125-group structure

group	number of group	upper energy	lower energy	lethargy width
1 ~ 32	32	16.487 MeV	~ 10.0 MeV	0.01563
33 ~ 60	28	10.0 MeV	~ 1.7377 MeV	0.0625
61 ~ 96	36	1.7377 MeV	~ 19.304 KeV	0.125
97 ~ 108	12	19.304 KeV	~ 961.1 eV	0.25
108 ~ 124	16	961.1 eV	~ 0.32241 eV	0.5
125	1	0.32241 eV	~ 1.001E-5 eV	-

Table 2.2 Neutron 125-group structure

NO.	ENERGY	LETHAGY	DELTA-U	NO.	ENERGY	LETHAGY	DELTA-U	NO.	ENERGY	LETHAGY	DELTA-U
1	1.00100E-05	2.79665E+01	1.03800E+01	51	2.66490E+05	3.96148E+00	1.24991E-01	101	1.11560E+07	2.27079E-01	1.55643E-02
2	3.22410E-01	1.75865E+01	4.9992E-01	52	3.01970E+05	3.83648E+00	1.24980E-01	102	1.13310E+07	2.11515E-01	1.56732E-02
3	5.31560E-01	1.70865E+01	5.0006E-01	53	3.42170E+05	3.71150E+00	1.25027E-01	103	1.15100E+07	1.95841E-01	1.56028E-02
4	8.76400E-01	1.65865E+01	4.99972E-01	54	3.82774E+05	3.58648E+00	1.24984E-01	104	1.16910E+07	1.80238E-01	1.56159E-02
5	1.44490E-01	1.60865E+01	5.00026E-01	55	4.39360E+05	3.46149E+00	1.25000E-01	105	1.18750E+07	1.64621E-01	1.56244E-02
6	2.38230E+00	1.55865E+01	5.00012E-01	56	4.97860E+05	3.33649E+00	1.25001E-01	106	1.20620E+07	1.48997E-01	1.56291E-02
7	3.92780E+00	1.50865E+01	4.99992E-01	57	5.64150E+05	3.21149E+00	1.25006E-01	107	1.22520E+07	1.33367E-01	1.56291E-02
8	6.47580E+00	1.45865E+01	5.00019E-01	58	6.39270E+05	3.08649E+00	1.24989E-01	108	1.24450E+07	1.17738E-01	1.56262E-02
9	1.06770E+01	1.40865E+01	4.99977E-01	59	7.24380E+05	2.96150E+00	1.25012E-01	109	1.26410E+07	1.02111E-01	1.56197E-02
10	1.76030E+01	1.35865E+01	5.00019E-01	60	8.20840E+05	2.83648E+00	1.24996E-01	110	1.28400E+07	8.64919E-02	1.56094E-02
11	2.90230E+01	1.30865E+01	4.99982E-01	61	9.30130E+05	2.71149E+00	1.25023E-01	111	1.30420E+07	7.08823E-02	1.56713E-02
12	4.78500E+01	1.25865E+01	4.99996E-01	62	1.05400E+06	2.58646E+00	1.24968E-01	112	1.32480E+07	5.52102E-02	1.57784E-02
13	7.88910E+01	1.20865E+01	5.00005E-01	63	1.19430E+06	2.46150E+00	1.24985E-01	113	1.34560E+07	3.96314E-02	1.56319E-02
14	1.30070E+02	1.15865E+01	5.0004E-01	64	1.35330E+06	2.33651E+00	1.25006E-01	114	1.36680E+07	2.39998E-02	1.56075E-02
15	2.14450E+02	1.10865E+01	5.00005E-01	65	1.53350E+06	2.21150E+00	1.25009E-01	115	1.38830E+07	8.39136E-03	1.56507E-02
16	3.53570E+02	1.05865E+01	4.99985E-01	66	1.73770E+06	2.08649E+00	6.25149E-02	116	1.41020E+07	7.25931E-03	1.56197E-02
17	5.82930E+02	1.00865E+01	5.00011E-01	67	1.84980E+06	1.96148E+00	6.25015E-02	117	1.43240E+07	5.28792E-02	1.56544E-02
18	9.61100E+02	9.58649E+00	2.50018E-01	68	1.96910E+06	1.83647E+00	6.25051E-02	118	1.45300E+07	3.85337E-02	1.56159E-02
19	1.23410E+03	9.33647E+00	2.49989E-01	69	2.09610E+06	1.71147E+00	6.24970E-02	119	1.47790E+07	2.54199E-02	1.56422E-02
20	1.58460E+03	9.08648E+00	2.49967E-01	70	2.23130E+06	1.58647E+00	6.24970E-02	120	1.50120E+07	1.69792E-02	1.55981E-02
21	2.03460E+03	8.83651E+00	2.50008E-01	71	2.37520E+06	1.46148E+00	6.25042E-02	121	1.52480E+07	8.53910E-02	1.56169E-02
22	2.61250E+03	8.58650E+00	2.50024E-01	72	2.52840E+06	1.33647E+00	6.24970E-02	122	1.54880E+07	1.01008E-01	1.56403E-02
23	3.35460E+03	8.33648E+00	2.49978E-01	73	2.69140E+06	1.21148E+00	6.25060E-02	123	1.57370E+07	1.16640E-01	1.56403E-02
24	4.30730E+03	8.08650E+00	2.50003E-01	74	2.86500E+06	1.08649E+00	6.25069E-02	124	1.59800E+07	1.32281E-01	1.55849E-02
25	5.53070E+03	7.83650E+00	2.50006E-01	75	3.04980E+06	9.75398E+00	6.25006E-02	125	1.62310E+07	1.47866E-01	1.56488E-02
26	7.10160E+03	7.58649E+00	2.49996E-01	76	3.24650E+06	8.6148E+00	6.25051E-02	126	1.64870E+07	1.63515E-01	0.0
27	9.11860E+03	7.33650E+00	2.50041E-01	77	3.45590E+06	7.46148E+00	6.24764E-02				
28	1.17090E+04	7.08648E+00	2.49956E-01	78	3.67870E+06	6.33650E+00	6.25104E-02				
29	1.50340E+04	6.83650E+00	2.49998E-01	79	3.91600E+06	5.217399E+00	6.25086E-02				
30	1.93040E+04	6.58650E+00	1.24986E-01	80	4.16860E+06	4.121148E+00	6.24880E-02				
31	2.18740E+04	6.46151E+00	1.25020E-01	81	4.43740E+06	3.014899E+00	6.25024E-02				
32	2.47870E+04	6.33649E+00	1.24987E-01	82	4.72360E+06	1.88649E+00	6.24907E-02				
33	2.80870E+04	6.21151E+00	1.25007E-01	83	5.02820E+06	1.02400E+00	6.25015E-02				
34	3.18270E+04	6.08650E+00	1.25007E-01	84	5.35250E+06	9.61493E-01	6.25158E-02				
35	3.60650E+04	5.96149E+00	1.25000E-01	85	5.69780E+06	8.98977E-01	6.24872E-02				
36	4.08670E+04	5.83649E+00	1.24991E-01	86	6.06520E+06	8.36689E-01	6.25042E-02				
37	4.63080E+04	5.71150E+00	1.25002E-01	87	6.45640E+06	7.73985E-01	6.24997E-02				
38	5.24740E+04	5.58649E+00	1.25002E-01	88	6.87280E+06	7.11486E-01	6.25051E-02				
39	5.94610E+04	5.46149E+00	1.24997E-01	89	7.31610E+06	6.48980E-01	6.24934E-02				
40	6.73780E+04	5.33649E+00	1.24996E-01	90	7.78790E+06	5.86486E-01	6.25024E-02				
41	7.63490E+04	5.21150E+00	1.25002E-01	91	8.29020E+06	5.23983E-01	6.25024E-02				
42	8.65150E+04	5.08649E+00	1.25006E-01	92	8.82490E+06	4.61480E-01	6.24934E-02				
43	9.80350E+04	4.96149E+00	1.25016E-01	93	9.39400E+06	3.98986E-01	6.25033E-02				
44	1.10990E+05	4.83647E+00	1.24988E-01	94	9.99990E+06	3.36482E-01	1.55878E-02				
45	1.25880E+05	4.71148E+00	1.24995E-01	95	1.051570E+07	3.20894E-01	1.56291E-02				
46	1.42640E+05	4.58649E+00	1.24985E-01	96	1.03170E+07	3.05264E-01	1.56751E-02				
47	1.61630E+05	4.46150E+00	1.24996E-01	97	1.04800E+07	2.89588E-01	1.56216E-02				
48	1.83150E+05	4.33651E+00	1.25018E-01	98	1.06450E+07	2.73967E-01	1.55692E-02				
49	2.07540E+05	4.21149E+00	1.24984E-01	99	1.08120E+07	2.58400E-01	1.56920E-02				
50	2.35170E+05	4.08650E+00	1.25028E-01	100	1.09830E+07	2.42708E-01	1.56281E-02				

Table 2.3 Neutron 32-group structure

NO.	ENERGY	LETHAGY	DELTA-U
1	1.00100E-05	2.79665E+01	1.03800E+01
2	3.22410E-01	1.75865E+01	9.99999E-01
3	8.76400E-01	1.65865E+01	9.99999E-01
4	2.38230E+00	1.55865E+01	1.00000E+00
5	6.47580E+00	1.45865E+01	9.99997E-01
6	1.76030E+01	1.35865E+01	1.00000E+00
7	4.78500E+01	1.25865E+01	1.00000E+00
8	1.30070E+02	1.15865E+01	1.00001E+00
9	3.53570E+02	1.05865E+01	9.99976E-01
10	9.61080E+02	9.58651E+00	7.81254E-01
11	2.09920E+03	8.80526E+00	7.81234E-01
12	4.58500E+03	8.02402E+00	7.81294E-01
13	1.00150E+04	7.24273E+00	7.81214E-01
14	2.18740E+04	6.46151E+00	6.25024E-01
15	4.08670E+04	5.83649E+00	6.24992E-01
16	7.63490E+04	5.21150E+00	6.25009E-01
17	1.42640E+05	4.58649E+00	6.25012E-01
18	2.66490E+05	3.96148E+00	6.24982E-01
19	4.97860E+05	3.33649E+00	6.25005E-01
20	9.30130E+05	2.71149E+00	6.24993E-01
21	1.73770E+06	2.08649E+00	4.37499E-01
22	2.69140E+06	1.64900E+00	4.37518E-01
23	4.16860E+06	1.21148E+00	4.37538E-01
24	6.45670E+06	7.73939E-01	4.37467E-01
25	1.00000E+07	3.36472E-01	6.25051E-02
26	1.06450E+07	2.73967E-01	6.24513E-02
27	1.13310E+07	2.11515E-01	6.25176E-02
28	1.20620E+07	1.48997E-01	6.25051E-02
29	1.28400E+07	8.64919E-02	6.24916E-02
30	1.36680E+07	2.39998E-02	6.25328E-02
31	1.45500E+07	-3.85337E-02	6.24737E-02
32	1.54880E+07	-1.01008E-01	6.25060E-02
33	1.64870E+07	-1.63515E-01	0.0

Table 2.4 Neutron multi-group cross-section libraries
in ANISN format

library name	weight function 0.32241eV~16.487MeV	nuclear data file
JACKAS	E - f l a t	JENDL-2, -3PR1, -3PR2
JENGIX	1 / E	JENDL-2, -3PR1, -3PR2
ENFKAS	E - f l a t	ENDF/B-IV, -V
ENDGIX	1 / E	ENDF/B-IV, -V
JACKEX	E - f l a t	JENDL-2, -3PR1, -3PR2, ENDF/B-IV
FSX32	1 / E	JENDL-2, -3PR1, -3PR2, ENDF/B-IV, -V

(note: Weight function in thermal region is the Maxwell
distribution for all libraries.)

Table 2.5 JACKAS library

```
#####
# GROUP INDEPENDENT CROSS-SECTION LIBRARY -- << JACKAS >> IN 'FNS' #
#                                     K.KOSAKO                                     #
#####
```

1) STATUS
 '85/7/24 CROSS-SECTION LIBRARY <JACKAS> WAS PRODUCED BY
 K.KOSAKO.
 NUMBER OF THE MATERIALS IS 16 NUCLIDES NOW.

2) SPECIFICATIONS
 A) PROCESS-CODE IS 'PROF-GROUCH-G/B(VERSION-77)' BY A.HASEGAWA.
 B) GROUP STRUCTURE IS THE NEUTRON 125-GROUP SAME AS THE MORSE-DD
 CODE(JAERI-M84-126, -M86-124). TABLE LENGTH IS 129.
 C) WEIGHT FUNCTION IS E-FLAT WEIGHT EXCEPT FOR THERMAL GROUP AND
 MAXWELL DISTRIBUTION FOR THERMAL-GROUP(125TH GROUP).
 D) EVALUATED DATA FILES ARE THE JENDL-2, JENDL-3PR1 AND
 JENDL-3PR2.
 (JENDL IS THE JAPANESE EVALUATED NUCLIDE DATA LIBRARY.)
 E) LEGENDRE EXPANSION COEFFICIENCY IS P-5.

3) MATERIAL DESCRIPTION

NO.	NUCLIDE	MAT-N	JENDL-N	MT-N	CR-DATE	MOD-DATE (V)
1	LI-6	0306	JENDL3PR1	1 - 6	85/7/23	- (0)
2	LI-7	0307	JENDL3PR1	7 - 12	85/7/23	- (0)
3	H-1	2011	JENDL2	13 - 18	85/7/23	- (0)
4	BE-9	0409	JENDL3PR1	19 - 24	85/7/23	- (0)
5	C-12	0612	JENDL3PR1	25 - 30	85/7/23	- (0)
6	O-16	0816	JENDL3PR1	31 - 36	85/7/23	- (0)
7	NA-23	2111	JENDL2	37 - 42	85/7/24	- (0)
8	AL-27	2131	JENDL2	43 - 48	85/7/24	- (0)
9	CA-0	2200	JENDL2	49 - 54	85/7/24	- (0)
10	SI-0	2140	JENDL2	55 - 60	85/7/24	- (0)
11	CR-0	2400	JENDL3PR1	61 - 66	85/7/24	- (0)
12	FE-0	2600	JENDL3PR1	67 - 72	85/7/24	- (0)
13	NI-0	2800	JENDL3PR1	73 - 78	85/7/24	- (0)
14	LI-6	0306	JENDL3PR2	79 - 84	85/7/24	- (0)
15	LI-7	0307	JENDL3PR2	85 - 90	85/7/24	- (0)
16	C-12	0612	JENDL3PR2	91 - 96	85/7/24	- (0)

4) COMMENTS ON EVALUATED DATA
 THE JENDL-2, JENDL-3PR1 AND JENDL-3PR2 DATA WERE DERIVED FROM
 EVALUATED DATA OF FINAL VERSION. LI-6, LI-7 AND C-12 WERE
 RESERVED TWO KINDS OF JENDL-3PR1 AND JENDL-3PR2.

```
#####
```

Table 2.6 J E N G I X library

```
#####
# GROUP INDEPENDENT CROSS-SECTION LIBRARY -- << JENGIX >> IN 'FNS' #
#                                     K.KOSAKO #
#####
```

- 1) STATUS
 '85/7/24 CROSS-SECTION LIBRARY <JENGIX> WAS PRODUCED BY
 K.KOSAKO.
 NUMBER OF THE MATERIALS IS 16 NUCLIDES NOW.
- 2) SPECIFICATIONS
 A) PROCESS-CODE IS 'PROF-GROUCH-G/B(VERSION-77)' BY A.HASEGAWA.
 B) GROUP STRUCTURE IS THE NEUTRON 125-GROUP SAME AS THE MORSE-DD
 CODE(JAERI-M84-126, -M86-124). TABLE LENGTH IS 129.
 C) WEIGHT FUNCTION IS 1/E WEIGHT EXCEPT FOR THERMAL GROUP AND
 MAXWELL DISTRIBUTION FOR THERMAL-GROUP(125TH GROUP).
 D) EVALUATED DATA FILES ARE THE JENDL-2, JENDL-3PR1 AND
 JENDL-3PR2.
 (JENDL IS THE JAPANESE EVALUATED NUCLIDE DATA LIBRARY.)
 E) LEGENDRE EXPANSION COEFFICIENCY IS P-5.
- 3) MATERIAL DESCRIPTION
- | NO. | NUCLIDE | MAT-N | JENDL-N | MT-N | CR-DATE | MOD-DATE (V) |
|-----|---------|-------|-----------|---------|---------|--------------|
| 1 | LI-6 | 0306 | JENDL3PR1 | 1 - 6 | 85/7/23 | - (0) |
| 2 | LI-7 | 0307 | JENDL3PR1 | 7 - 12 | 85/7/23 | - (0) |
| 3 | H-1 | 2011 | JENDL2 | 13 - 18 | 85/7/23 | - (0) |
| 4 | BE-9 | 0409 | JENDL3PR1 | 19 - 24 | 85/7/23 | - (0) |
| 5 | C-12 | 0612 | JENDL3PR1 | 25 - 30 | 85/7/23 | - (0) |
| 6 | O-16 | 0816 | JENDL3PR1 | 31 - 36 | 85/7/23 | - (0) |
| 7 | NA-23 | 2111 | JENDL2 | 37 - 42 | 85/7/24 | - (0) |
| 8 | AL-27 | 2131 | JENDL2 | 43 - 48 | 85/7/24 | - (0) |
| 9 | SI-0 | 2140 | JENDL2 | 49 - 54 | 85/7/24 | - (0) |
| 10 | CA-0 | 2200 | JENDL2 | 55 - 60 | 85/7/24 | - (0) |
| 11 | CR-0 | 2400 | JENDL3PR1 | 61 - 66 | 85/7/24 | - (0) |
| 12 | FE-0 | 2600 | JENDL3PR1 | 67 - 72 | 85/7/24 | - (0) |
| 13 | NI-0 | 2800 | JENDL3PR1 | 73 - 78 | 85/7/24 | - (0) |
| 14 | LI-6 | 0306 | JENDL3PR2 | 79 - 84 | 85/7/24 | - (0) |
| 15 | LI-7 | 0307 | JENDL3PR2 | 85 - 90 | 85/7/24 | - (0) |
| 16 | C-12 | 0612 | JENDL3PR2 | 91 - 96 | 85/7/24 | - (0) |
- 4) COMMENTS ON EVALUATED DATA
 THE JENDL-2, JENDL-3PR1 AND JENDL-3PR2 DATA WERE DERIVED FROM
 EVALUATED DATA OF FINAL VERSION. LI-6, LI-7 AND C-12 WERE
 RESERVED TWO KINDS OF JENDL-3PR1 AND JENDL-3PR2.

```
#####
```

Table 2.7 ENFKAS library

```
#####
# GROUP INDEPENDENT CROSS-SECTION LIBRARY -- << ENFKAS >> IN 'FNS' #
#                                     K.KOSAKO #
#####
```

1) STATUS

'85/7/30 CROSS-SECTION LIBRARY <ENFKAS> WAS PRODUCED BY
K.KOSAKO.
NUMBER OF THE MATERIALS IS 21 NUCLIDES NOW.

2) SPECIFICATIONS

- A) PROCESS-CODE IS 'PROF-GROUCH-G/B(VERSION-77)' BY A.HASEGAWA.
- B) GROUP STRUCTURE IS THE NEUTRON 125-GROUP SAME AS THE MORSE-DD CODE(JAERI-M84-126, -M86-124). TABLE LENGTH IS 129.
- C) WEIGHT FUNCTION IS E-FLAT WEIGHT EXCEPT FOR THERMAL GROUP AND MAXWELL DISTRIBUTION FOR THERMAL-GROUP(125TH GROUP).
- D) EVALUATED DATA FILES ARE THE ENDF/B-IV AND ENDF/B-V.
(ENDF/B IS THE EVALUATED NUCLIDE DATA FILE AT BNL.)
- E) LEGENDRE EXPANSION COEFFICIENCY IS P-5.

3) MATERIAL DESCRIPTION

NO.	NUCLIDE	MAT-N	ENDF-N	MT-N	CR-DATE	MOD-DATE (V)
1	LI-6	1303	ENDF/B-V	1 - 6	85/7/30	- (0)
2	H-1	1301	ENDF/B-V	7 - 12	85/7/30	- (0)
3	C-12	1306	ENDF/B-V	13 - 18	85/7/30	- (0)
4	LI-6	1271	ENDF/B-IV	19 - 24	85/7/30	- (0)
5	LI-7	1272	ENDF/B-IV	25 - 30	85/7/30	- (0)
6	BE-9	1289	ENDF/B-IV	31 - 36	85/7/30	- (0)
7	C-12	1274	ENDF/B-IV	37 - 42	85/7/30	- (0)
8	N-14	1275	ENDF/B-IV	43 - 48	85/7/30	- (0)
9	O-16	1276	ENDF/B-IV	49 - 54	85/7/30	- (0)
10	NA-23	1156	ENDF/B-IV	55 - 60	85/7/30	- (0)
11	MG-0	1280	ENDF/B-IV	61 - 66	85/7/30	- (0)
12	AL-27	1193	ENDF/B-IV	67 - 72	85/7/30	- (0)
13	SI-0	1194	ENDF/B-IV	73 - 78	85/7/30	- (0)
14	CA-0	1195	ENDF/B-IV	79 - 84	85/7/30	- (0)
15	CR-0	1191	ENDF/B-IV	85 - 90	85/7/30	- (0)
16	MN-55	1197	ENDF/B-IV	91 - 96	85/7/30	- (0)
17	FE-0	1192	ENDF/B-IV	97 - 102	85/7/30	- (0)
18	NI-0	1190	ENDF/B-IV	103 - 108	85/7/30	- (0)
19	CU-0	1295	ENDF/B-IV	109 - 114	85/7/30	- (0)
20	CD-0	1281	ENDF/B-IV	115 - 120	85/7/30	- (0)
21	K-0	1150	ENDF/B-IV	121 - 126	85/7/30	- (0)

4) COMMENTS FOR EVALUATED DATA

EVALUATED DATA OF ALL USED NUCLIDES HAVE BEEN RELEASED IN JAPAN NOW. ORIGINAL ENDF/B DATA IS EVALUATED AT ORNL (OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY) IN U.S.A.

#####

Table 2.8 E N D G I X library

```
#####
# GROUP INDEPENDENT CROSS-SECTION LIBRARY -- << ENDGIX >> IN 'FNS' #
#                                     X.KOSAKO #
#####
```

1) STATUS
 '85/6/ 5 CROSS-SECTION LIBRARY <ENDGIX> WAS PRODUCED BY
 K.KOSAKO.
 NUMBER OF THE MATERIALS IS 21 NUCLIDES NOW.

2) SPECIFICATIONS
 A) PROCESS-CODE IS 'PROF-GROUCH-G/B(VERSION-77)' BY A.HASEGAWA.
 B) GROUP STRUCTURE IS THE NEUTRON 125-GROUP SAME AS THE MORSE-DD
 CODE(JAERI-M84-126, -M86-124). TABLE LENGTH IS 129.
 C) WEIGHT FUNCTION IS 1/E WEIGHT EXCEPT FOR THERMAL GROUP AND
 MAXWELL DISTRIBUTION FOR THERMAL-GROUP(125TH GROUP).
 D) EVALUATED DATA FILES ARE THE ENDF/B-IV AND ENDF/B-V.
 (ENDF/B IS THE EVALUATED NUCLIDE DATA FILE AT BNL.)
 E) LEGENDRE EXPANSION COEFFICIENCY IS P-5.

3) MATERIAL DESCRIPTION

NO.	NUCLIDE	MAT-N	ENDF-N	MT-N	CR-DATE	MOD-DATE (V)
1	LI-6	1303	ENDF/B-V	1 - 6	85/4/26	- (0)
2	H-1	1301	ENDF/B-V	7 - 12	85/4/26	- (0)
3	C-12	1306	ENDF/B-V	13 - 18	85/4/26	- (0)
4	LI-6	1271	ENDF/B-IV	19 - 24	85/4/26	- (0)
5	LI-7	1272	ENDF/B-IV	25 - 30	85/4/26	- (0)
6	BE-9	1289	ENDF/B-IV	31 - 36	85/4/26	- (0)
7	C-12	1274	ENDF/B-IV	37 - 42	85/4/26	- (0)
8	N-14	1275	ENDF/B-IV	43 - 48	85/4/26	- (0)
9	O-16	1276	ENDF/B-IV	49 - 54	85/4/26	- (0)
10	NA-23	1156	ENDF/B-IV	55 - 60	85/4/26	- (0)
11	MG-0	1280	ENDF/B-IV	61 - 66	85/4/26	- (0)
12	AL-27	1193	ENDF/B-IV	67 - 72	85/4/26	- (0)
13	SI-0	1194	ENDF/B-IV	73 - 78	85/4/26	- (0)
14	CA-0	1195	ENDF/B-IV	79 - 84	85/4/26	- (0)
15	CR-0	1191	ENDF/B-IV	85 - 90	85/4/26	- (0)
16	MN-55	1197	ENDF/B-IV	91 - 96	85/4/26	- (0)
17	FE-0	1192	ENDF/B-IV	97 - 102	85/4/26	- (0)
18	NI-0	1190	ENDF/B-IV	103 - 108	85/4/26	- (0)
19	CU-0	1295	ENDF/B-IV	109 - 114	85/4/26	- (0)
20	CD-0	1281	ENDF/B-IV	115 - 120	85/4/26	- (0)
21	K-0	1150	ENDF/B-IV	121 - 126	85/4/26	- (0)

4) COMMENTS FOR EVALUATED DATA
 EVALUATED DATA OF ALL USED NUCLIDES HAVE BEEN RELEASED IN JAPAN
 NOW. ORIGINAL ENDF/B DATA IS EVALUATED AT ORNL (OAK RIDGE
 NATIONAL LABORATORY) IN U.S.A.

```
#####
```

Table 2.9 JACKEX library

```
#####
# GROUP INDEPENDENT CROSS-SECTION LIBRARY -- << JACKEX >> IN 'FNS' #
#                                     K.KOSAKO #
#####
```

1) STATUS

```
'85/7/24 CROSS-SECTION LIBRARY <JACKAS> WAS PRODUCED BY
K.KOSAKO.
NUMBER OF THE MATERIALS IS 16 NUCLIDES NOW.
'86/5/9 AS EXPANSION VERSION OF <JACKAS>, <JACKEX> WAS ADDED
NEWLY 7 NUCLIDES FROM JENDL-2 AND ENDF/B-IV.
```

2) SPECIFICATIONS

- A) PROCESS-CODE IS 'PROF-GROUP-G/B(VERSION-??)' BY A.HASEGAWA.
- B) GROUP STRUCTURE IS THE NEUTRON 125-GROUP SAME AS THE MORSE-OD CODE(JAERI-M84-126, -M86-124). TABLE LENGTH IS 129.
- C) WEIGHT FUNCTION IS E-FLAT WEIGHT EXCEPT FOR THERMAL GROUP AND MAXWELL DISTRIBUTION FOR THERMAL-GROUP(125TH GROUP).
- D) EVALUATED DATA FILES ARE THE JENDL-2, JENDL-3PR1, JENDL-3PR2, AND ENDF/B-IV.
(JENDL IS THE JAPANESE EVALUATED NUCLIDE DATA LIBRARY.)
(ENDF/B IS THE EVALUATED NUCLIDE DATA FILE AT BNL.)
- E) LEGENDRE EXPANSION COEFFICIENCY IS P-5.

3) MATERIAL DESCRIPTION

NO.	NUCLIDE	MAT-N	EVALUATE-F	MT-N	CR-DATE	MOD-DATE (V)
1	LI-6	0306	JENDL3PR1	1 - 6	85/7/23	- (0)
2	LI-7	0307	JENDL3PR1	7 - 12	85/7/23	- (0)
3	H-1	2011	JENDL2	13 - 18	85/7/23	- (0)
4	BE-9	0409	JENDL3PR1	19 - 24	85/7/23	- (0)
5	C-12	0612	JENDL3PR1	25 - 30	85/7/23	- (0)
6	O-16	0816	JENDL3PR1	31 - 36	85/7/23	- (0)
7	NA-23	2111	JENDL2	37 - 42	85/7/24	- (0)
8	AL-27	2131	JENDL2	43 - 48	85/7/24	- (0)
9	CA-0	2200	JENDL2	49 - 54	85/7/24	- (0)
10	SI-0	2140	JENDL2	55 - 60	85/7/24	- (0)
11	CR-0	2400	JENDL3PR1	61 - 66	85/7/24	- (0)
12	FE-0	2600	JENDL3PR1	67 - 72	85/7/24	- (0)
13	NI-0	2800	JENDL3PR1	73 - 78	85/7/24	- (0)
14	LI-6	0306	JENDL3PR2	79 - 84	85/7/24	- (0)
15	LI-7	0307	JENDL3PR2	85 - 90	85/7/24	- (0)
16	C-12	0612	JENDL3PR2	91 - 96	85/7/24	- (0)
17	MG-0	1280	ENDF/B-IV	97 - 102	86/5/9	- (0)
18	K-0	1150	ENDF/B-IV	103 - 108	86/5/9	- (0)
19	MN-55	2251	JENDL2	109 - 114	86/5/9	- (0)
20	V-51	2231	JENDL2	115 - 120	86/5/9	- (0)
21	CU-0	2290	JENDL2	121 - 126	86/5/9	- (0)
22	CO-59	2271	JENDL2	127 - 132	86/5/9	- (0)
23	N-14	1275	ENDF/B-IV	133 - 138	86/5/9	- (0)

4) COMMENTS ON EVALUATED DATA

```
THE JENDL-2, JENDL-3PR1 AND JENDL-3PR2 DATA WERE DERIVED FROM
EVALUATED DATA OF FINAL VERSION. LI-6, LI-7 AND C-12 WERE
RESERVED TWO KINDS OF JENDL-3PR1 AND JENDL-3PR2.
THE ENDF/B-IV DATA ADDED TO SUPPLY THE SHORTAGE.
```

```
#####
```

Table 2.10 F S X 3 2 library

```
#####
# GROUP INDEPENDENT CROSS-SECTION LIBRARY -- << FSX32 >> IN 'FNS' #
# K.KOSAKO #
#####
```

1) STATUS
 '87/10/20 CROSS-SECTION LIBRARY <FSX32> WAS PRODUCED BY K.KOSAKO.
 NUMBER OF THE MATERIALS IS 34 NUCLIDES.
 THIS LIBRARY WAS PRODUCED TO APPLY THE SURVEY CALCULATION IN FNS.

2) SPECIFICATIONS
 A) PROCESS-CODE IS 'PROF-GROUCH-G/B(VERSION-78)' BY A.HASEGAWA.
 B) GROUP STRUCTURE IS THE NEUTRON 32-GROUP SAME AS THE MORSE-DD CODE(JAERI-M84-126, -M86-124). TABLE LENGTH IS 36.
 C) WEIGHT FUNCTION IS 1/E WEIGHT EXCEPT FOR THERMAL GROUP AND MAXWELL DISTRIBUTION FOR THERMAL-GROUP(32TH GROUP).
 D) EVALUATED DATA FILES ARE THE JENDL-3PR1, -3PR2, -2, ENDF/B-IV, AND ENDF/B-V.
 ('JENDL' IS THE JAPANESE EVALUATED NUCLIDE DATA LIBRARY.)
 ('ENDF' IS THE EVALUATED NUCLIDOUS DATA FILES.)
 E) LEGENDRE EXPANSION COEFFICIENT IS P-5.

3) MATERIAL DESCRIPTION

NO.	NUCLIDE	MAT-N	EVALUATE-F	MT-N	CR-DATE	MOD-DATE (V)
1	LI-6	306	JENDL3PR2	1 - 6	87/10/20	- (0)
2	LI-7	307	JENDL3PR2	7 - 12	87/10/20	- (0)
3	H-1	1301	ENDF/B-V	13 - 18	87/10/20	- (0)
4	BE-9	409	JENDL3PR1	19 - 24	87/10/20	- (0)
5	C-12	612	JENDL3PR2	25 - 30	87/10/20	- (0)
6	O-16	816	JENDL3PR1	31 - 36	87/10/20	- (0)
7	NA-23	1156	ENDF/B-IV	37 - 42	87/10/20	- (0)
8	AL-27	1193	ENDF/B-IV	43 - 48	87/10/20	- (0)
9	SI-0	1194	ENDF/B-IV	49 - 54	87/10/20	- (0)
10	CA-0	1195	ENDF/B-IV	55 - 60	87/10/20	- (0)
11	CR-0	2400	JENDL3PR1	61 - 66	87/10/20	- (0)
12	FE-0	2600	JENDL3PR1	67 - 72	87/10/20	- (0)
13	NI-0	2800	JENDL3PR1	73 - 78	87/10/20	- (0)
14	MN-55	1197	ENDF/B-IV	79 - 84	87/10/20	- (0)
15	CU-0	2290	JENDL2	85 - 90	87/10/20	- (0)
16	N-14	1275	ENDF/B-IV	91 - 96	87/10/20	- (0)
17	MG-0	1280	ENDF/B-IV	97 - 102	87/10/20	- (0)
18	K-0	1150	ENDF/B-IV	103 - 108	87/10/20	- (0)
19	TI-0	1286	ENDF/B-IV	109 - 114	87/10/20	- (0)
20	V-51	2231	JENDL2	115 - 120	87/10/20	- (0)
21	CO-59	1199	ENDF/B-IV	121 - 126	87/10/20	- (0)
22	NB-93	1189	ENDF/B-IV	127 - 132	87/10/20	- (0)
23	MO-0	2420	JENDL2	133 - 138	87/10/20	- (0)
24	CD-0	1281	ENDF/B-IV	139 - 144	87/10/20	- (0)
25	W-182	1128	ENDF/B-IV	145 - 150	87/10/20	- (0)
26	W-183	1129	ENDF/B-IV	151 - 156	87/10/20	- (0)
27	W-184	1130	ENDF/B-IV	157 - 162	87/10/20	- (0)
28	W-186	1131	ENDF/B-IV	163 - 168	87/10/20	- (0)
29	PB-0	1288	ENDF/B-IV	169 - 174	87/10/20	- (0)
30	H-2	1120	ENDF/B-IV	175 - 180	87/10/20	- (0)
31	HE-4	1270	ENDF/B-IV	181 - 186	87/10/20	- (0)
32	B-10	1305	ENDF/B-V	187 - 192	87/10/20	- (0)
33	C-12	1306	ENDF/B-V	193 - 198	87/10/20	- (0)
34	SC-45	2211	JENDL2	199 - 204	87/10/20	- (0)

4) COMMENTS ON EVALUATED DATA
 EVALUATED DATA OF ALL USED NUCLIDES HAVE BEEN RELEASED IN JAPAN NOW. ORIGINAL ENDF/B DATA IS EVALUATED AT ORNL (OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY) IN U.S.A. THE JENDL-3PR1 AND JENDL-3PR2 DATA WERE DERIVED FROM EVALUATED DATA OF FINAL VERSION. THE JENDL-2 DATA WAS STORED SO THAT ENDF/B-IV DATA NOT PROCESSED BY THE PROF-GROUCH-G/B CODE.

#####

Table 2.11 Parameters to assign the nuclide in the directory file

items	form	descriptions
1. name of the table	10 ch.	Z A I D (atomic number (Z) + mass number (A) + a decimal point + evaluation identification (I) + type flag 'C') Form of entry is Z Z Z A A A . I D C .
2. atomic weight	real	atomic weight of a processed nuclide
3. file name	8 ch.	library name stored the table
4. access route	70 ch.	Entry is normaly zero.
5. file type	inte.	1 =BCD mode 2 =binary mode 3 =Los Alamos (ACE file) mode
6. record number	inte.	the number of the first record of the table on library (type=1, 2). the disk address of the first word of the table (type=3)
7. table length	inte.	A nuclear data table consists of two blocks. type=1, 2 ; the length of the second block type=3 ; the total length
8. record length	inte.	Record length depend on the system and file form. (In FACOM system, the direct access file of binary mode is 2048.)
9. number of entries per record	inte.	The number of items per record in the second block of the table. It applies only to type 2 files.
10. temperature	real	the temperature (in MeV) at which a neutron table was processed
11. pairs of ZA and atomic weight	inte. real	These are required for photon tables only in Mode 2 problems. An entry is necessary for each isotope of the element.

Table 2.12 List of nuclide compiled in MCNP code library

----- Z = 1 (hydrogen) -----									
ZAID	FILE	SOURCE	MAT	TYPE	TEMP(° K)	GPD	LENGTH	NUBAR	
<H - 1 >									
1001.05C	FSXLIB	ENDF/B-V	1301	CONT.	300.0	YES H	2257	-	
----- Z = 3 (lithium) -----									
ZAID	FILE	SOURCE	MAT	TYPE	TEMP(° K)	GPD	LENGTH	NUBAR	
<L i - 6 >									
3006.31C	FSXLIB	JENDL-3PR1	306	CONT.	300.0	YES H	9267	-	
3006.32C	FSXLIB	JENDL-3PR2	306	CONT.	300.0	YES H	10783	-	
<L i - 7 >									
3007.31C	FSXLIB	JENDL-3PR1	307	CONT.	300.0	YES H	8531	-	
3007.32C	FSXLIB	JENDL-3PR2	307	CONT.	300.0	YES H	15641	-	
----- Z = 4 (beryllium) -----									
ZAID	FILE	SOURCE	MAT	TYPE	TEMP(° K)	GPD	LENGTH	NUBAR	
<B e - 9 >									
4009.31C	FSXLIB	JENDL-3PR1	409	CONT.	300.0	YES H	18555	-	
----- Z = 6 (carbone) -----									
ZAID	FILE	SOURCE	MAT	TYPE	TEMP(° K)	GPD	LENGTH	NUBAR	
<C - 1 2 >									
6012.32C	FSXLIB	JENDL-3PR2	612	CONT.	300.0	YES H	15105	-	
----- Z = 8 (oxygene) -----									
ZAID	FILE	SOURCE	MAT	TYPE	TEMP(° K)	GPD	LENGTH	NUBAR	
<O - 1 6 >									
8016.31C	FSXLIB	JENDL-3PR1	816	CONT.	300.0	NO	27865	-	
----- Z = 1 1 (sodium) -----									
ZAID	FILE	SOURCE	MAT	TYPE	TEMP(° K)	GPD	LENGTH	NUBAR	
<N a - 2 3 >									
11023.04C	FSXLIB	ENDF/B-IV	1156	CONT.	300.0	YES H	30684	-	

Table 2.12 (continued)

----- Z = 13 (aluminum) -----									
ZAID	FILE	SOURCE	MAT	TYPE	TEMP(° K)	GPD	LENGTH	NUBAR	
<Al-27>									
13027.04C	FSXLIB	ENDF/B-IV	1193	CONT.	300.0	YES H	31159	-	
----- Z = 14 (silicon) -----									
ZAID	FILE	SOURCE	MAT	TYPE	TEMP(° K)	GPD	LENGTH	NUBAR	
<Si-0>									
14000.04C	FSXLIB	ENDF/B-IV	1194	CONT.	300.0	YES H	37622	-	
----- Z = 20 (calcium) -----									
ZAID	FILE	SOURCE	MAT	TYPE	TEMP(° K)	GPD	LENGTH	NUBAR	
<Ca-0>									
20000.04C	FSXLIB	ENDF/B-IV	1195	CONT.	300.0	YES H	48250	-	
----- Z = 24 (chromium) -----									
ZAID	FILE	SOURCE	MAT	TYPE	TEMP(° K)	GPD	LENGTH	NUBAR	
<Cr-0>									
24000.04C	FSXLIB	ENDF/B-IV	1191	CONT.	300.0	YES H	94420	-	
----- Z = 25 (manganese) -----									
ZAID	FILE	SOURCE	MAT	TYPE	TEMP(° K)	GPD	LENGTH	NUBAR	
<Mn-55>									
25055.04C	FSXLIB	ENDF/B-IV	1197	CONT.	300.0	YES H	34774	-	
----- Z = 26 (iron) -----									
ZAID	FILE	SOURCE	MAT	TYPE	TEMP(° K)	GPD	LENGTH	NUBAR	
<Fe-0>									
26000.04C	FSXLIB	ENDF/B-IV	1192	CONT.	300.0	YES H	78997	-	
26000.31C	FSXLIB	JENDL-3PR1	2600	CONT.	300.0	NO	87385	-	
----- Z = 28 (nickel) -----									
ZAID	FILE	SOURCE	MAT	TYPE	TEMP(° K)	GPD	LENGTH	NUBAR	
<Ni-0>									
28000.04C	FSXLIB	ENDF/B-IV	1190	CONT.	300.0	YES H	57105	-	

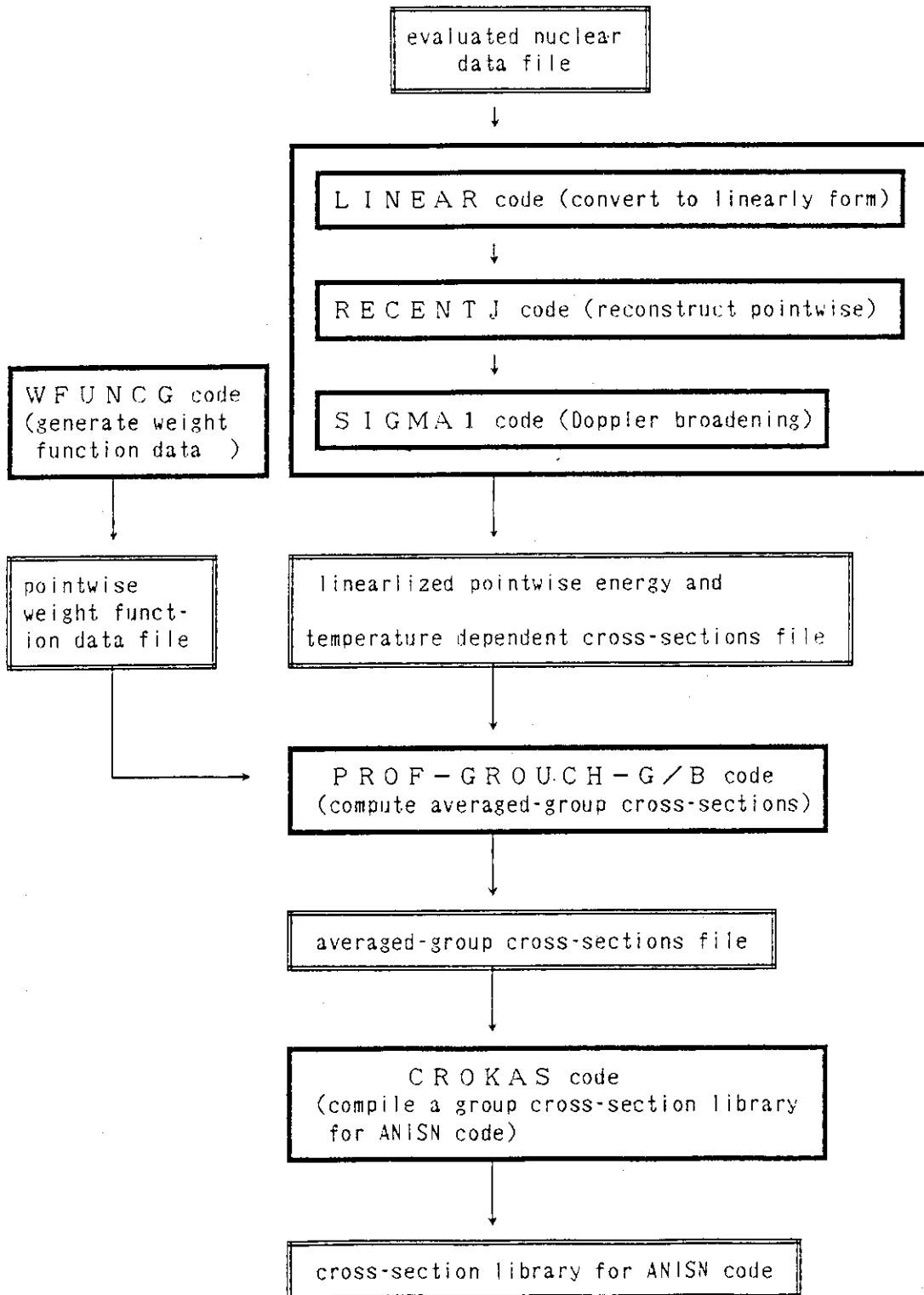


Fig. 2.1 Process flow to produce cross-section library in ANISN format

neutron cross-sections

table position	group number					
	1	2	3	...	125	
1	H_1	H_2	H_3	...	H_{125}	Kerma factor
2	σ_{a1}	σ_{a2}	σ_{a3}	...	σ_{a125}	absorption
3	$\nu \sigma_{f1}$	$\nu \sigma_{f2}$	$\nu \sigma_{f3}$...	$\nu \sigma_{f125}$	fission
4	σ_{t1}	σ_{t2}	σ_{t3}	...	σ_{t125}	total
5	$\sigma_{1 \rightarrow 1}$	$\sigma_{2 \rightarrow 2}$	$\sigma_{3 \rightarrow 3}$...	$\sigma_{125 \rightarrow 125}$	neutron
6		$\sigma_{1 \rightarrow 2}$	$\sigma_{2 \rightarrow 3}$...	$\sigma_{124 \rightarrow 125}$	
7			$\sigma_{1 \rightarrow 3}$...	$\sigma_{123 \rightarrow 125}$	transfer
.			.		.	cross-sections
.			.		.	
.			.		.	
.			.		.	
.			.		.	
.			.		.	
129					$\sigma_{1 \rightarrow 125}$	

(note : Kerma factor is not entered.)

Fig. 2.2 Form of group independent library in the cross-section table for ANISN code

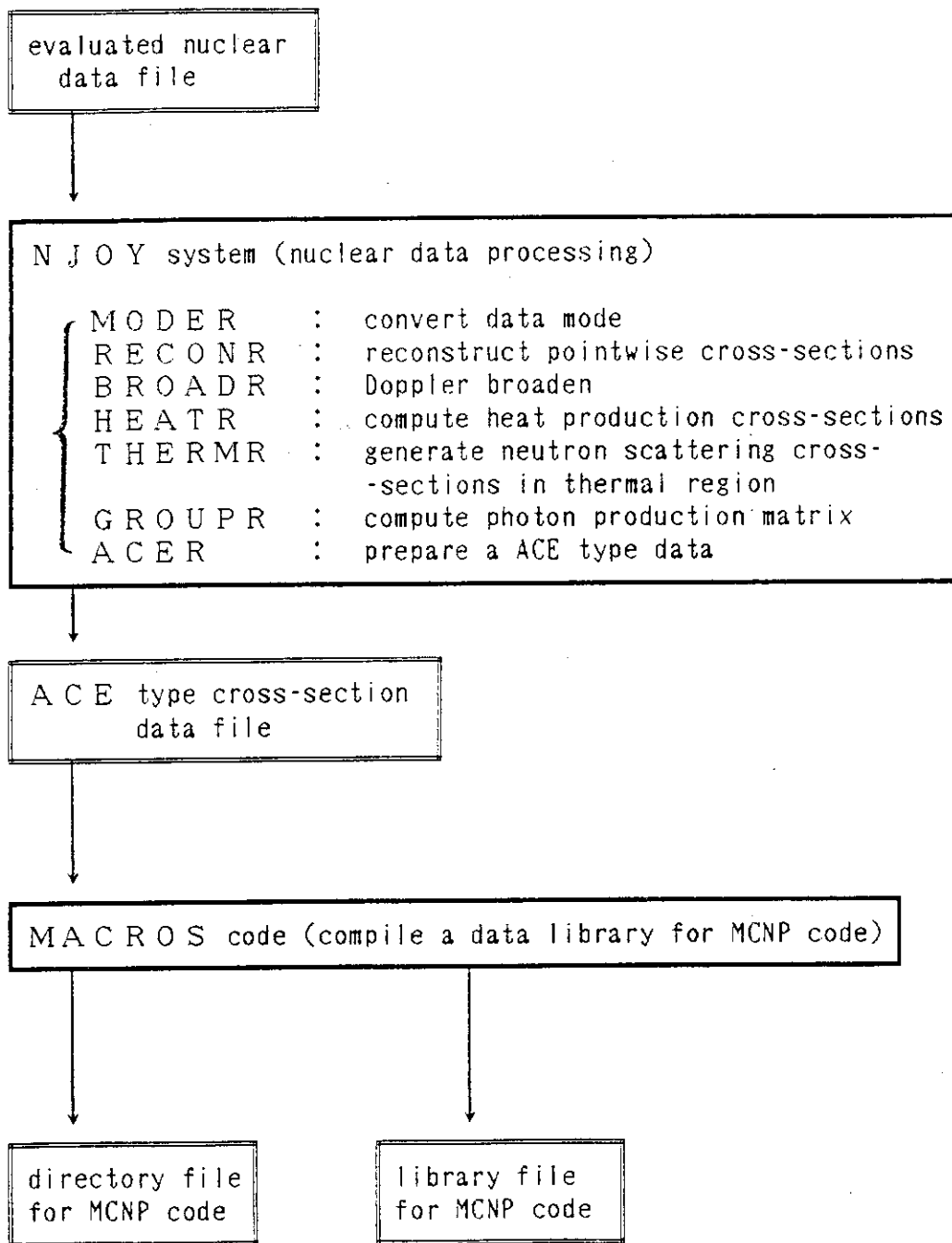


Fig. 2.3 Processing flow of a energy continuous cross-section library for MCNP code

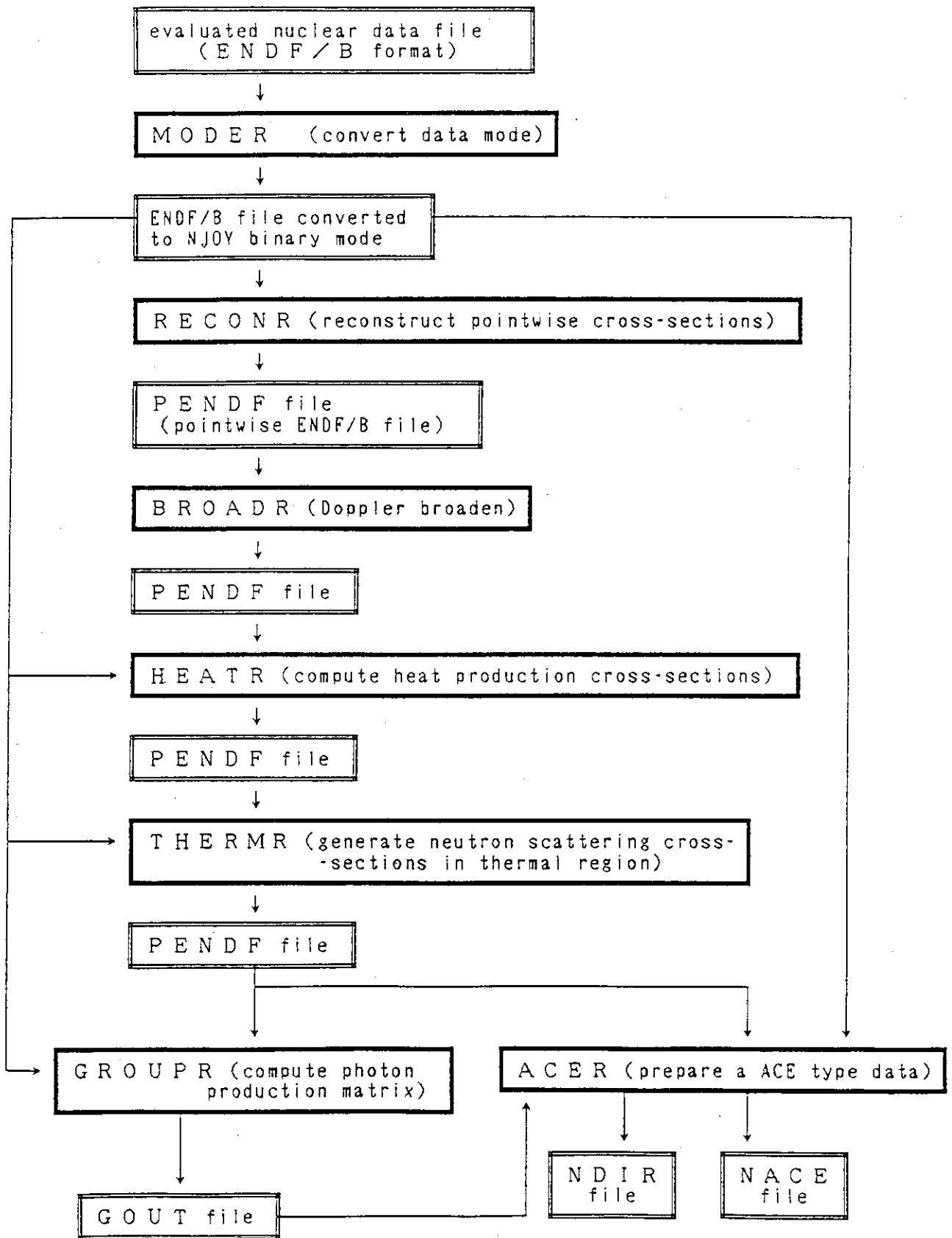


Fig. 2.4 Linkage of data files produced by the modules in NJOY system

3. 実験解析への適用例

第2章で述べたライブラリー作成システムにより作成した断面積ライブラリーの使用例として、FNSの実験解析への適用例を示す。対象とした実験は、60 cm厚のLi₂O円筒体系積分ベンチマーク実験¹⁴⁾と、40 cm厚のLi₂O円筒体系TOF実験¹⁵⁾である。前者はANISN形式断面積ライブラリーを用い、後者はMCNP用断面積ライブラリーを用いてそれぞれ計算を行った。実験体系物質のLi₂Oは核融合炉ブランケット候補材の一つである。

3.1 Li₂O 60 cm円筒体系積分ベンチマーク実験の解析例

本実験は、核融合炉ブランケットの設計や解析などに用いる実験データを提供する目的で行われた一連のブランケット模擬体系積分ベンチマーク実験の一つである。Fig. 3.1に示すようにFNS 80°ビームラインのターゲットから20 cm離れた位置に実効直径63.0 cm厚さ61.0 cmの酸化リチウム(Li₂O)体系を設置し、実験した。測定項目は、LiガラスシンチレータとLi₂Oペレットによるトリチウム生成率(TPR)や小型NE-213検出器による1 MeV以上での体系内スペクトルなどである。

実験解析は、2次元S_N輸送計算コードDOT3.5で行った。体系のR-ZモデルをFig. 3.2に、各領域の原子数密度をTable 3.1に示す。中性子源は等方点線源とし、そのスペクトルはビーム進行方向のものを用いた。また、first collision source作成コードGRTUNCL²⁾を使用することによりray effectの低減化を図った。断面積ライブラリーとしては、ANISN形式ライブラリーのJACKASとJENGIXを用いた場合を示す。下記にDOT3.5の計算条件を示し、使用した入力データをTable 3.2に示す。

- ・ モデル形状：R-Z 2次元モデル (36×80メッシュ)
- ・ 線源：等方点線源, first collision source
- ・ 角度分布：S-16 (160分点)
- ・ P₁次数：P-5
- ・ 群数：中性子125群

上記の計算により得られたスカラー束に、Fig. 3.3に示した⁶Li(n, t)⁴He反応断面積を掛けて、Li₂O体系内のTPRを求めた。ライブラリーの違いがTPRに与える影響を調べる一例として、Fig. 3.4にJACKASとJENGIXのTPRの比を示す。図の横軸はターゲットからの距離である。また、Liガラス検出器により測定されたTPRとJACKASを用いた計算値との比(C/E)をFig. 3.5に示す。

3.2 Li₂O 40 cm円筒体系TOF実験の解析例

本実験は、核融合炉ブランケット候補材料に関する基礎データを得るために行われたTOF法に

よる一連のブランケット材料体系からの漏洩スペクトル測定実験の一つである。測定手段の TOF 法については参考文献 18 に述べられている。Fig. 3.6 に示す実験配置で、パルス状中性子を体系に入射し、体系後面の中心部から漏洩する 0.5 MeV 以上の中性子スペクトルが 5 つの角度で測定されている。

実験解析は、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP-3 で行った。計算では点検出器評価法を使用し、Fig. 3.7 の 5 つの角度に配置した。検出器へ到達する漏洩した中性子の角度を限定するために、no-importance 法を用いた。各領域の原子数密度を Table 3.3 に示す。中性子線源は、TOF 法で測定されたスペクトルを等方点線源として用いた。断面積ライブラリーは、MCNP 用ライブラリーの FSXDIR と FSXLIB を使用し、核データとして、Li-6 と Li-7 は JENDL-3PR2, O-16 は JENDL-3PR1, Fe, Cr, Ni と Mn-55 は ENDF/B-IV を用いた。

計算により得られた各検出器での中性子スペクトルと、TOF 実験によるスペクトルを Fig. 3.8 と Fig. 3.9 に示す。角度はそれぞれ 12.2 度と 66.8 度である。

Table 3.1 Region-wise atomic densities used for the benchmark experiment of a 60cm-thick Li_2O cylindrical assembly

region name	nuclide (refer)	atomic density (atoms/cm ³)
void	O-16 (J3PR1)	4.9210×10^{19}
center Li_2O	Li-6 (J3PR2)	4.2211×10^{21}
	Li-7 (J3PR2)	5.2774×10^{22}
	O-16 (J3PR1)	2.8498×10^{22}
	Cr-0 (J3PR1)	1.4333×10^{20}
	Fe-0 (J3PR1)	5.2773×10^{20}
	Ni-0 (J3PR1)	6.2963×10^{19}
sus channel	Cr-0 (J3PR1)	6.3975×10^{21}
	Fe-0 (J3PR1)	2.3574×10^{22}
	Ni-0 (J3PR1)	2.8121×10^{21}
outer Li_2O	Li-6 (J3PR2)	4.1915×10^{21}
	Li-7 (J3PR2)	5.2404×10^{22}
	O-16 (J3PR2)	2.8298×10^{22}
	Cr-0 (J3PR1)	3.0675×10^{20}
	Fe-0 (J3PR1)	1.1307×10^{21}
	Ni-0 (J3PR1)	1.3516×10^{20}

(note: J3PR1 and J3PR2 are the JENDL-3PR1 and JENDL-3PR2 respectively)

Table 3.2 Input data for analysis of benchmark experiments on a 60cm-thick Li₂O cylindrical assembly
(a) GRTUNCL code

```

FMS-GRTUNCL LI2O SLAB ASSEMBLY #0 AIR(20)-LI2O(60.96) - JACKAS N-WATER
0
1VV
      0          5          5          36          80          125
      4          5          129         162          0          198
      198        2          1          30000        10          0
      1          0          18          0          0          16
2**
1.1261+00  0.0      0.0
T
1**
F0.0
2**
0.0      411.0      2118.0      9120.0      59125.08      80.96
82.0
3**
0.0      0.0          0.0          0.0      1.4419-01      2.2296-01
4.0901-01  2.3565-01  3.0897-02  5.1474-03  9.5007-04  2.6083-03
9.1020-04  4.6458-04  4.5938-04  5.1771-04  7.8183-04  7.4899-04
4.1363-04  2.1025-04  1.6563-04  1.5985-04  1.6798-04  1.1227-04
8.7841-05  8.8737-05  7.9567-05  9.3708-05  9.1407-05  9.2862-05
8.2287-05  9.0768-05  3.5649-04  4.1280-04  5.1007-04  5.0750-04
5.1710-04  6.2956-04  6.9228-04  7.5872-04  7.9293-04  7.9827-04
8.8451-04  1.0018-03  1.0563-03  1.1937-03  1.1711-03  1.2741-03
1.2861-03  1.4053-03  1.3518-03  1.4558-03  1.4329-03  1.3760-03
1.4312-03  1.3820-03  1.3489-03  1.3270-03  1.4298-03  1.3898-03
2.5945-03  2.8528-03  2.7699-03  2.5765-03  2.5872-03  2.5709-03
2.5211-03  2.3040-03  2.2042-03  2.0605-03  1.8238-03  1.6473-03
1.5803-03  1.3867-03  1.2232-03  1.0785-03  9.5392-04  8.0965-04
7.0593-04  6.0762-04  5.3824-04  4.9933-04  3.7225-04  1.7906-04
1.4874-04  1.2632-04  1.0531-04  9.7450-05  8.3190-05  8.0602-05
6.9230-05  5.7202-05  5.0292-05  4.8831-05  5.3362-05  3.7185-05
6.1572-05  4.6320-05  4.4237-05  3.7633-05  2.4899-05  2.3404-05
1.7624-05  1.4791-05  1.6544-05  1.1820-05  1.4320-05  7.3013-06
8.7622-06  7.2049-06  6.9372-06  2.2612-06  3.0541-06  3.8068-06
2.9754-07  1.6817-07  1.3922-07  2.2450-07  1.8398-07  8.3975-08
1.4264-08  7.4848-09  4.2225-09  2.2732-09  1.5142-07
4**
110.0      310.5      112.719      712.866      1918.0      31.5
5**
1.0
7**
1.0
8VV
      36R1          6R2          2R3          28R4          8Q36          69Q36
      36R5
9**
-139      -145      -151      -157      -139
10**
      41139      144      2Q6
      41145      150      6Q6
      41151      156      3Q6
      41157      162      6Q6
      341163      198
11**
6Z      4131      36      41133      138
6Z      4179      84      4185      90      4131      36
6Z      4161      66      4167      72      4173      78
6Z      4161      66      4167      72      4173      78
6Z      4179      84      4185      90      4131      36
6Z      4161      66      4167      72      4173      78
36Z
12**
6R0.0      6R1.0400-5  6R3.8810-5
6R0.0      6R4.2211-3  6R5.2774-2  6R2.8498-2  6R1.4333-4  6R5.2773-4
      6R6.2963-5
6R0.0      6R6.3975-3  6R2.3574-2  6R2.8121-3
6R0.0      6R4.1915-3  6R5.2404-2  6R2.8298-2  6R3.0675-4  6R1.1307-3
      6R1.3516-4
36R0.0
13**
-0.97753  -0.90676  -0.82999  -0.74536  -0.64979  -0.53748
-0.39441  -0.14907  1M8
14**
F1.0
T      T

```

(b) DOT3.5 code

FNS-DOT35 LI20 SLAB ASSEMBLY #0 AIR(20)-LI20(60.96) - JACKEX

```

0
61**
    0          5          5          36          80          125
    4          5          129         162          0          0
    198        1          160          1          1          0
    0          0          1          10         15          4
    6          2          0          0          0          0
    0          0          0          0          0          0
    0          0          0          0          3          0
    0          0          0          0          0          0
    0          0          2          1          1          0
    0          0          0          0          18         8
    0

62**
    2          3          4          14         15          9
    10         11         12         13         8          50
    0          0

63**
    0.0        1.000E-02    0.0        0.0        0.0        0.0
    0.0        0.0        0.0        0.0        0.0        0.0
    0.0        0.0        0.0        0.0        0.0        0.0
T
7**
-0.21082    -0.14907    1M1
-0.42164    -0.39441    -0.14907    1M2
-0.55777    -0.53748    -0.39441    -0.14907    1M3
-0.66667    -0.64979    -0.53748    -0.39441    -0.14907    1M4
-0.76012    -0.74536    -0.64979    -0.53748    -0.39441    -0.14907
1M5
-0.84327    -0.82999    -0.74536    -0.64979    -0.53748    -0.39441
-0.14907    1M6
-0.91894    -0.90676    -0.82999    -0.74536    -0.64979    -0.53748
-0.39441    -0.14907    1M7
-0.98883    -0.97753    -0.90676    -0.82999    -0.74536    -0.64979
-0.53748    -0.39441    -0.14907    1M8
1Q80
3R-0.97753  5R-0.90676  7R-0.82999  9R-0.74536  11R-0.64979  13R-0.53748
15R-0.39441 17R-0.14907 3R0.97753  5R0.90676  7R0.82999  9R0.74536
11R0.64979 13R0.53748 15R0.39441 17R0.14907
T
6**
    0.0        2R0.13586-1    0.0        4R0.97681-2
    0.0        0.64738-2    0.50390-2    0.64738-2    1N3

    0.0        0.64634-2    2R0.71124-2    0.64634-2    1N4
    0.0        0.64634-2    0.14381-2    0.36342-2    0.14381-2    0.64634-2
    1N5
    0.0        0.64738-2    0.71124-2    0.36342-2    1N3          1Q6
    0.0        0.97681-2    0.50390-2    0.71124-2    0.14381-2    0.71124-2
    0.0        0.50390-2    0.97681-2    1N7
    0.0        0.13586-1    0.97681-2    2R0.64738-2    1N4          1Q8
1Q80
T
3**
F0.0
T
1**
F0.0
2**
    0.0        4I1.0        2I18.0        9I20.0        59I25.08        80.96
    82.0

4**
1I0.0        3I0.5        1I2.719        7I2.866        19I8.0        31.5
5**
F1.0
8**
    36R1          3Q36
    6R2          2R3          28R4          69Q36
    36R5

9**
-139        -145        -151        -157        -139

```

Table 3.2(b) (continued)

10**						
	4I139	144	206			
	4I145	150	606			
	4I151	156	306			
	4I157	162	606			
	34I163	198				
11**						
6Z	4I131	36	4I133	138		
6Z	4I79	84	4I85	90	4I31	36
	4I61	66	4I67	72	4I73	78
6Z	4I61	66	4I67	72	4I73	78
6Z	4I79	84	4I85	90	4I31	36
	4I61	66	4I67	72	4I73	78
36Z						
12**						
6R0.0	6R1.0400-5	6R3.8810-5				
6R0.0	6R4.2211-3	6R5.2774-2	6R2.8498-2	6R1.4333-4	6R5.2773-4	
	6R6.2963-5					
6R0.0	6R6.3975-3	6R2.3574-2	6R2.8121-3			
6R0.0	6R4.1915-3	6R5.2404-2	6R2.8298-2	6R3.0675-4	6R1.1307-3	
	6R1.3516-4					
36R0.0						
T						
T						

Table 3.3 Region-wise atomic densities used for TOF experiment
of a 40cm-thick Li_2O cylindrical assembly

region	nuclide(refer)	atomic density (atoms/cm ³)
void	-	0.0
Li_2O	Li-6 (J3PR2)	4.30444×10^{21}
	Li-7 (J3PR2)	5.37069×10^{22}
	O-16 (J3PR1)	2.90057×10^{22}
	Cr-0 (B-IV)	2.97692×10^{20}
	Fe-0 (B-IV)	1.09763×10^{21}
	Ni-0 (B-IV)	1.29482×10^{20}
	Mn-55(B-IV)	2.33258×10^{19}

(note: J3PR1, J3PR2 and B-IV are the JENDL-3PR1,
JENDL-3PR2 and ENDF/B-IV respectively)

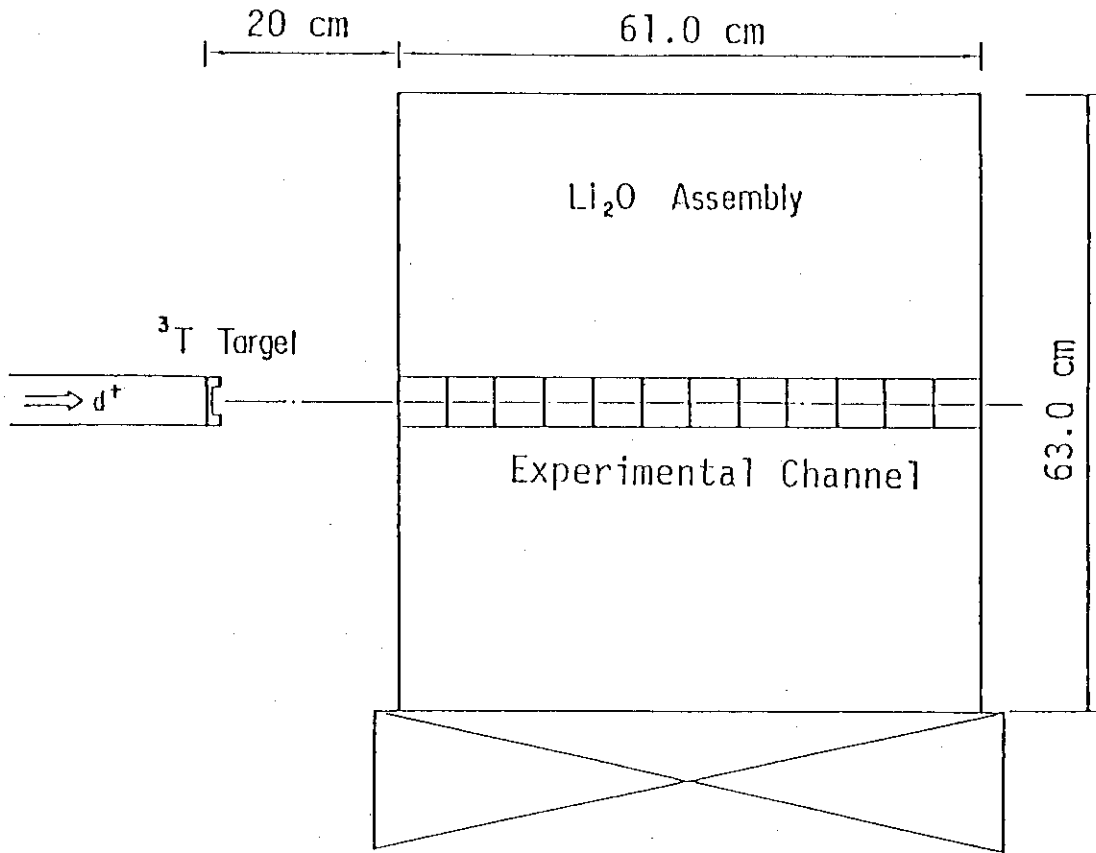


Fig. 3.1 Layout of benchmark experiment on a 60cm-thick Li_2O cylindrical assembly

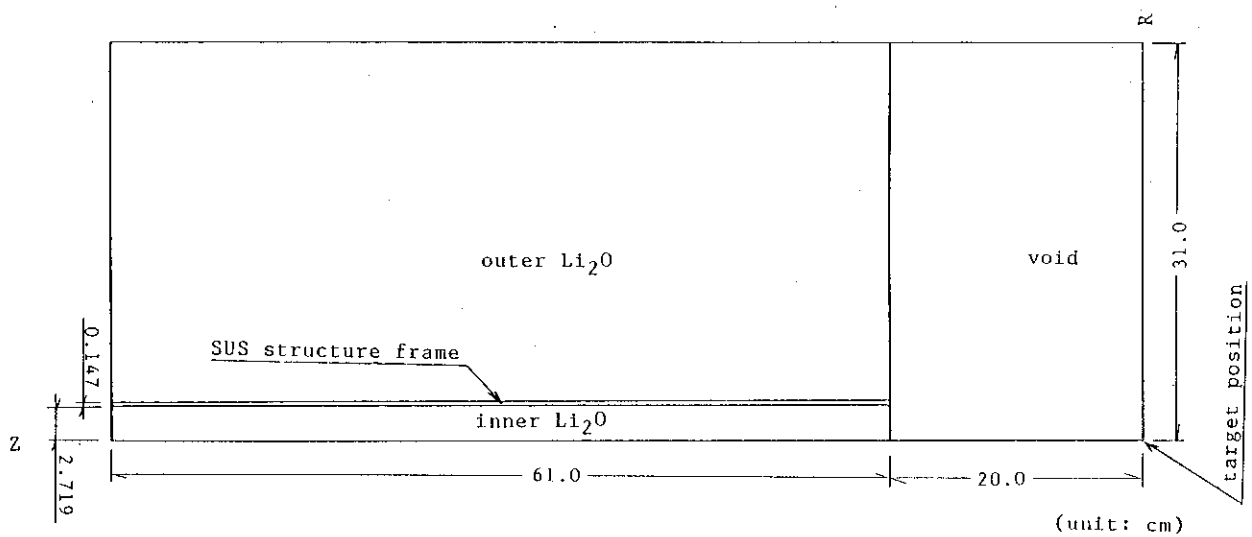


Fig. 3.2 Calculational model of the benchmark experiment on a 60cm-thick Li_2O cylindrical assembly

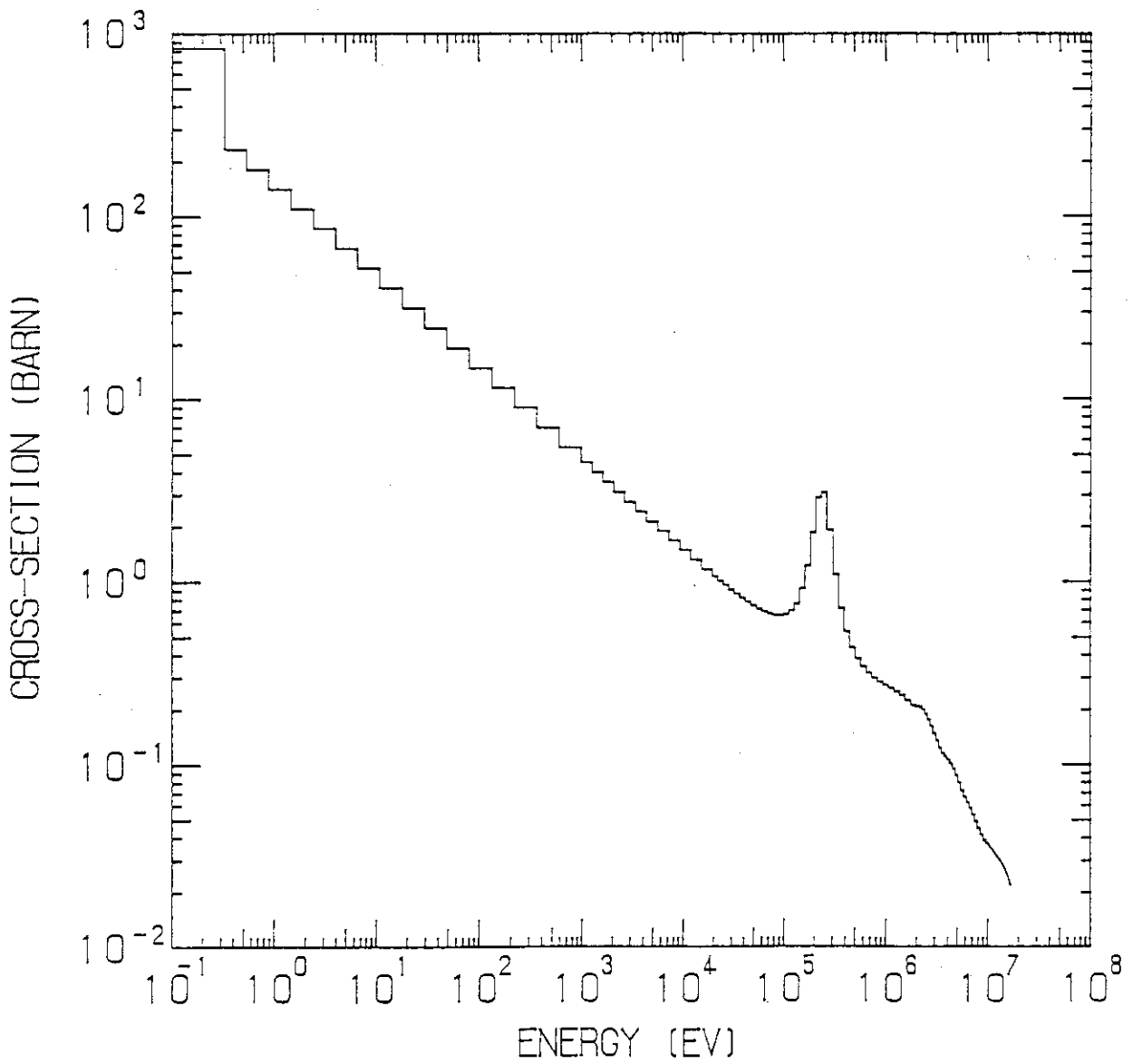


Fig. 3.3 Cross-section of ${}^6\text{Li}(n,t){}^4\text{He}$ reaction

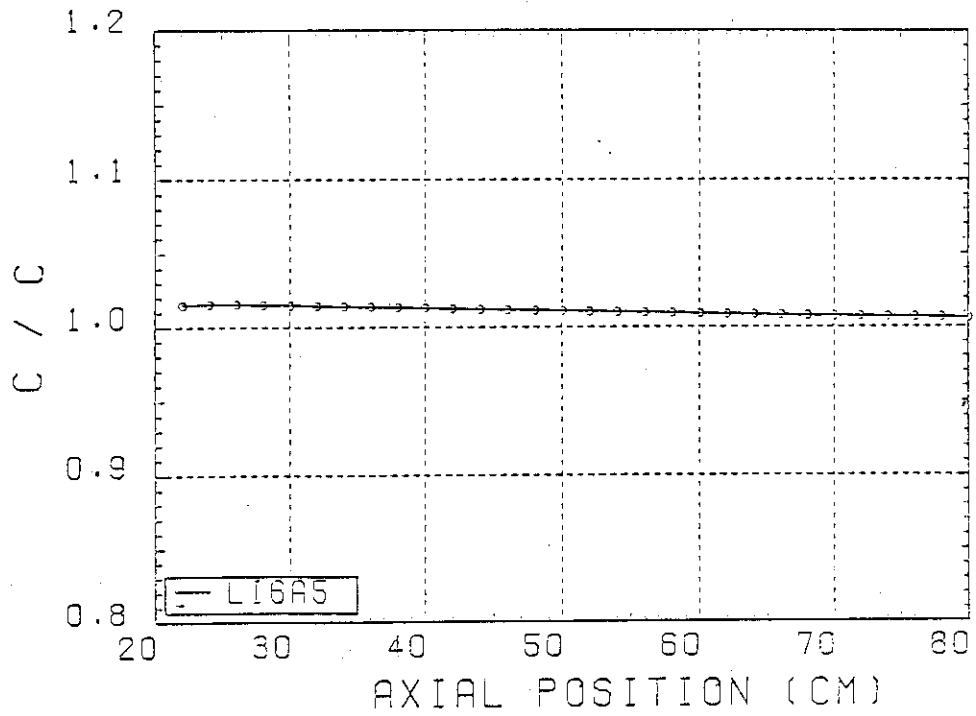


Fig. 3.4 Ratio between the calculated results, C_{JENGIX}/C_{JACKAS} of TPR(Li-6) on the center line of Li_2O cylindrical assembly

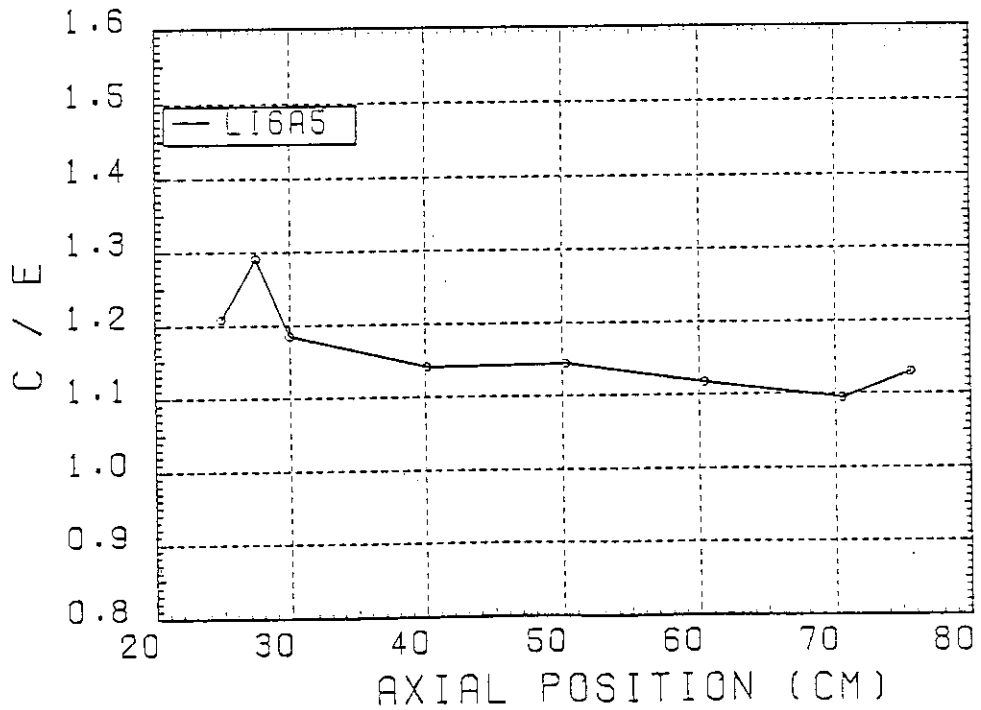


Fig. 3.5 Ratio between the calculational and experimental value, $C_{JACKS}/E_{LI-glass}$ of TPR(Li-6) on the center line of Li_2O cylindrical assembly

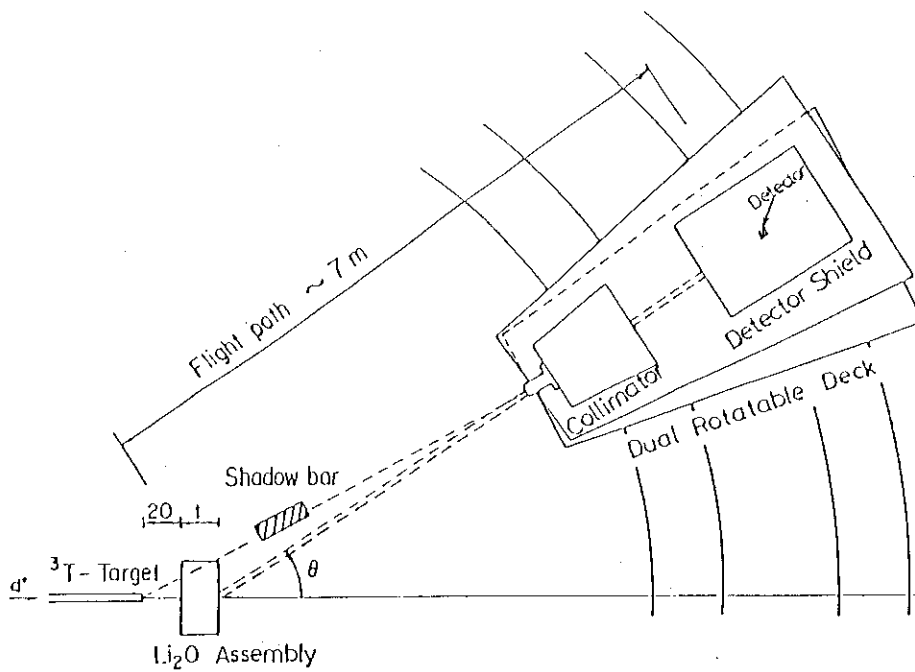


Fig. 3.6 Layout of TOF experiments on a 40cm-thick Li_2O cylindrical assembly

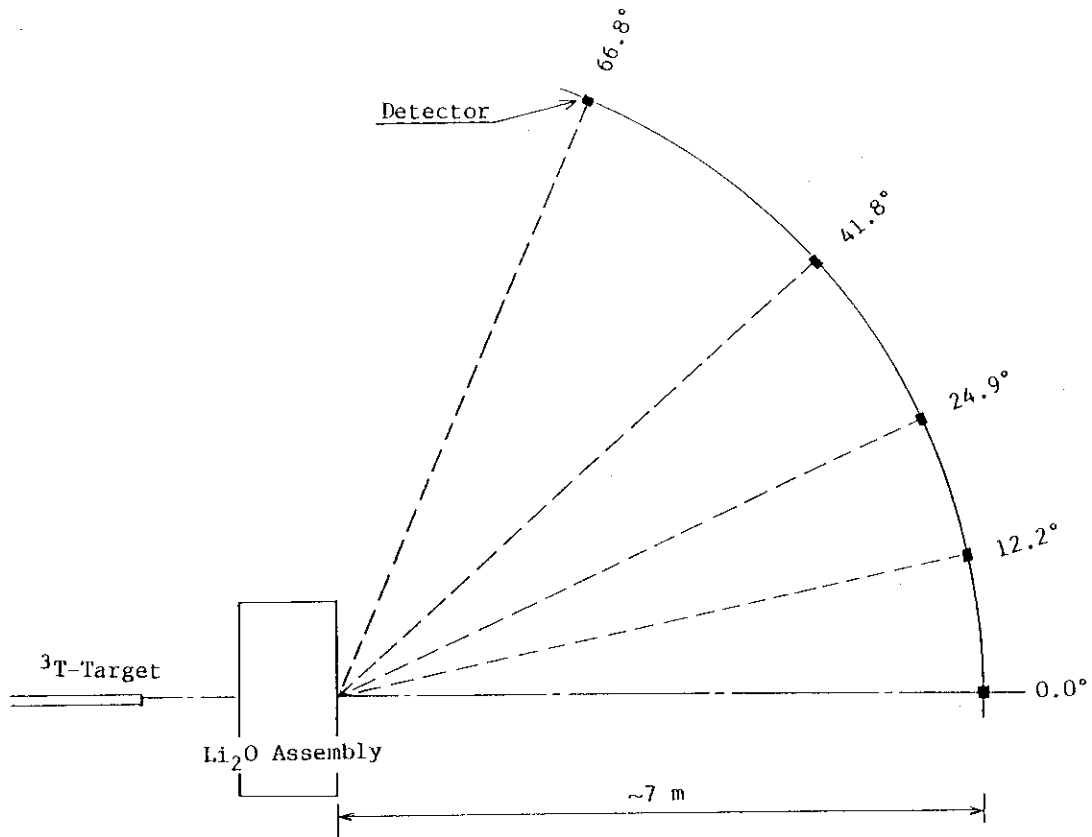


Fig. 3.7 Detector locations for analysis of the TOF experiment on a 40cm-thick Li_2O cylindrical assembly

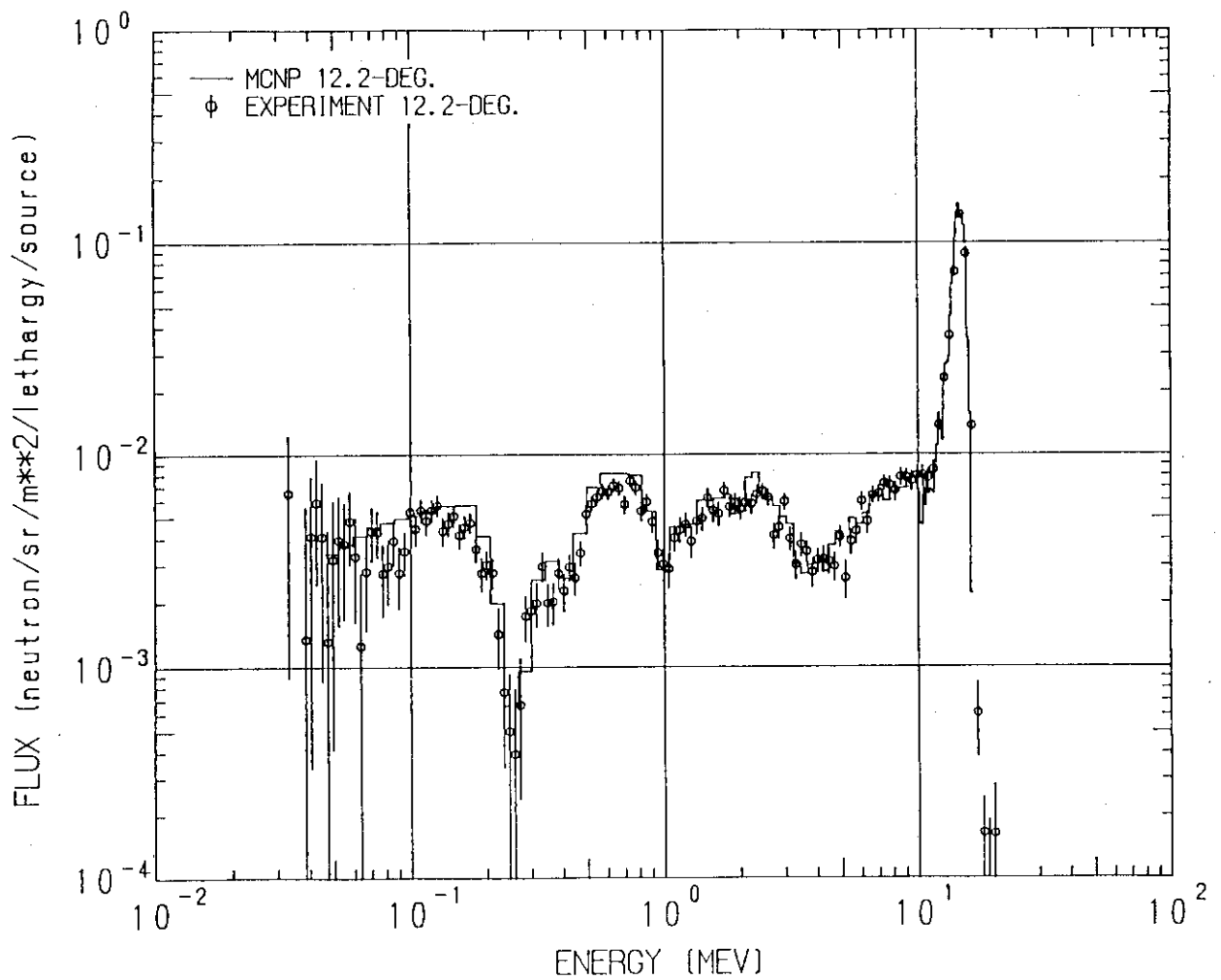


Fig. 3.8 Comparison of the calculated leak spectrum from the 40cm-thick Li_2O cylindrical assembly at 12.4 degree with the result of TOF experiment

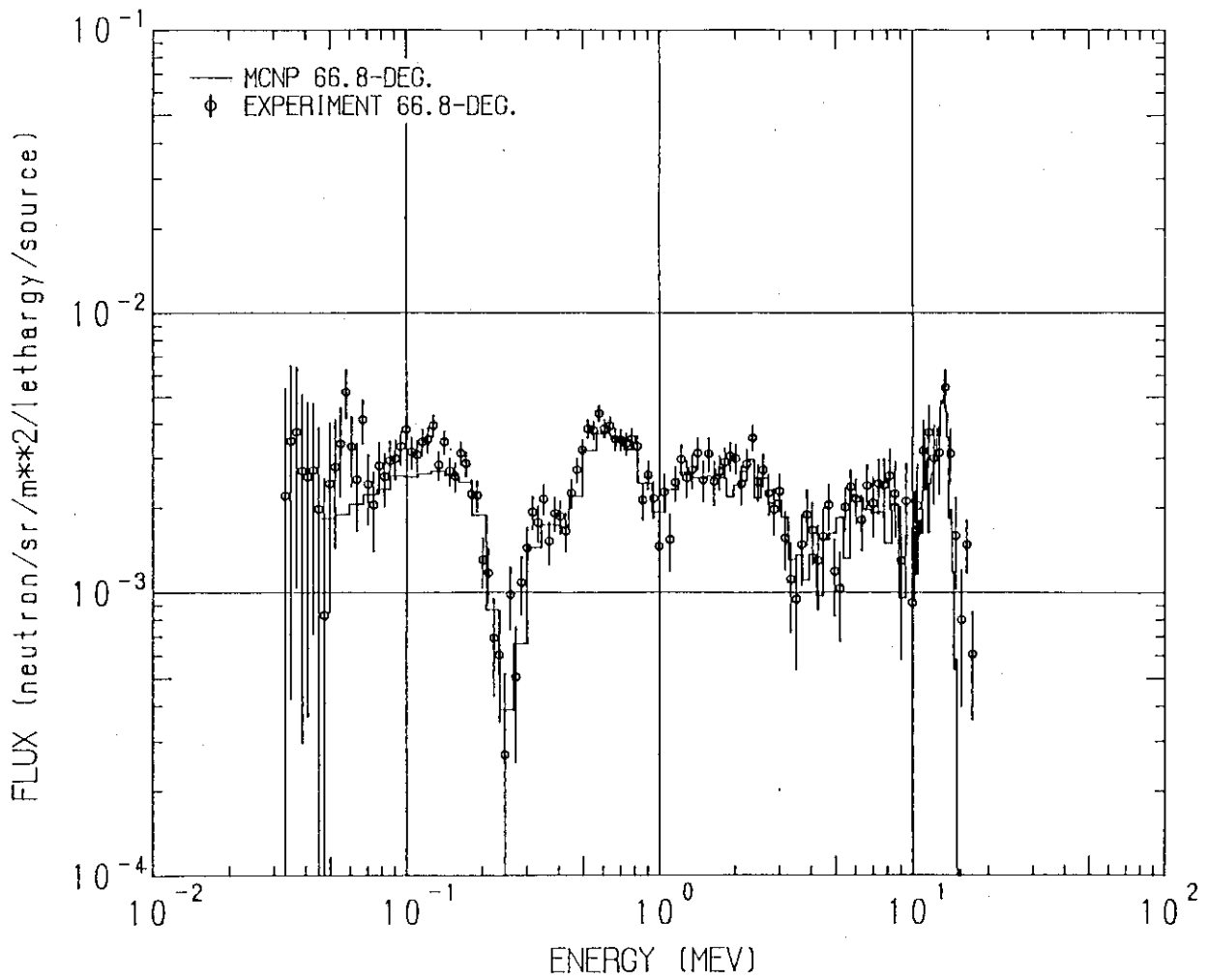


Fig. 3.9 Comparison of the calculated leak spectrum from the 40cm-thick Li_2O cylindrical assembly at 66.8 degree with the result of TOF experiment

4. ま と め

核融合炉の核設計に用いる計算手法における断面積ライブラリーの不確定性を検討する目的で、ANISN形式断面積ライブラリーの作成システム(MACS-N処理システムとCROKASコード)を整備した。このシステムを用いて群定数作成条件(核データ、荷重関数と群数)の異なる6つのライブラリーを作成した。また、計算コードの差違と整合性を調べる目的で、MCNP用断面積ライブラリーの作成システム(NJOYシステムとMACROSコード)を整備した。2つの作成システムの整備により、断面積ライブラリーの一貫した作成手順が明確化され、作成した断面積ライブラリーと共に利用者の実用に供するものである。2つの作成システムの利用により、今後、積分実験の解析を通じて核データと計算法の評価が進むものと期待される。

謝 辞

ANISN形式断面積ライブラリーの作成にあたってMACS-Nシステムを利用させていただき、またその使用に関して有益な助言と助力をいただいた遮蔽研究室の長谷川明氏に感謝いたします。ANISN形式ライブラリーの作成条件について有益な助言をいただいた炉設計研究室の関泰氏に感謝いたします。また、作成したMCNP用断面積ライブラリーとMCNPコードの接続に関して有益な助言をいただいたLANL group T-2のD.W.Muir氏に感謝いたします。

4. ま と め

核融合炉の核設計に用いる計算手法における断面積ライブラリーの不確定性を検討する目的で、ANISN形式断面積ライブラリーの作成システム(MACS-N処理システムとCROKASコード)を整備した。このシステムを用いて群定数作成条件(核データ、荷重関数と群数)の異なる6つのライブラリーを作成した。また、計算コードの差違と整合性を調べる目的で、MCNP用断面積ライブラリーの作成システム(NJOYシステムとMACROSコード)を整備した。2つの作成システムの整備により、断面積ライブラリーの一貫した作成手順が明確化され、作成した断面積ライブラリーと共に利用者の実用に供するものである。2つの作成システムの利用により、今後、積分実験の解析を通じて核データと計算法の評価が進むものと期待される。

謝 辞

ANISN形式断面積ライブラリーの作成にあたってMACS-Nシステムを利用させていただき、またその使用に関して有益な助言と助力をいただいた遮蔽研究室の長谷川明氏に感謝いたします。ANISN形式ライブラリーの作成条件について有益な助言をいただいた炉設計研究室の関泰氏に感謝いたします。また、作成したMCNP用断面積ライブラリーとMCNPコードの接続に関して有益な助言をいただいたLANL group T-2のD.W.Muir氏に感謝いたします。

参 考 文 献

- 1) Engle W. W. Jr : "A User Manual for ANISN, A One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering," K-1693 (1967).
- 2) Rhodes W. A. and Mynatt F. R. : "The DOT-III Two Dimensional Discrete Ordinates Transport Code," ORNL/TM-4280 (1973).
- 3) Briesmeister J. F. (edited) : "MCNP - A General Monte Carlo Code for Neutron and Photon Transport," LA-7396-M, revised 2, (1986).
- 4) Hasegawa A. : To be published.
- 5) MacFarlane R. E., Muir D. W., and Boicourt R. M. : "The NJOY Nuclear Data Processing System, Volume I: User's Manual," LA-9303-M, Vol. I (ENDF-324) (1982).
MacFarlane R. E., Muir D. W., and Boicourt R. M. : "The NJOY Nuclear Data Processing System, Volume II: The NJOY, RECONR, BROADR, HEATR, and THERMR modules," LA-9303-M, Vol. II (ENDF-324) (1982).
- 6) Seki Y. and Iida H. : "Coupled 42-Group Neutron and 21-Group Gamma Ray Cross Section Sets for Fusion Reactor Calculations," JAERI-M 8818 (1980).
- 7) Nakagawa M. and Mori T. : "MORSE-DD, A Monte Carlo Code Using Multigroup Double Differential Form Cross Sections," JAERI-M84-126 (1984).
- 8) Hasegawa A. : To be published.
- 9) Japanese Nuclear Data Committee : "JENDL-2: Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version-2" (1983), and its documentation, Nakagawa T. (edited) : "Summary of JENDL-2 General Purpose File," JAERI-M84-103 (1984).
- 10) Shibata K. and Kikuchi Y. : "Evaluation of Nuclear Data for Fusion Neutronics," Proc. Int. Conf. Nucl. Data for Basic & Applied Science, Santa Fe, May 13-17, 1985, Vol.2, pp1585-1588.
- 11) Chiba S. et al. : "Interaction of Fast Neutrons with ${}^6\text{Li}$," *ibid.*, Vol.1, pp227-230; Chiba S. et al. : *J. Nucl. Sci. Technol.* 22 [10] 771-787 (1985).

- 12) JENDL Compilation Group (Nuclear Data Center, JAERI) : JENDL-3T, private communication (1987).
- 13) BNL : "ENDF/B-IV : Evaluated Nuclear Data File, Version-IV" (1975).
BNL : "ENDF/B-V : Evaluated Nuclear Data File, Version-V" (1979), and its documentation, "ENDF/B Summary-Documentaton, third edition (ENDF/B-V)," BNL-17541 (ENDF-201) (1979).
- 14) Maekawa H. et al. : "Fusion Blanket Benchmark Experiments on a 60 cm-thick Lithium-Oxide Cylindrical Assembly," JAERI-M86-182 (1986).
- 15) Oyama Y. : To be published.
- 16) Yamaguchi S., Oyama Y., Nakamura T., and Maekawa H. : "An On-Line Method for Tritium Production Measurement with a Pair of Lithium-Glass Scintillators," Nucl. Instr. and Meth. A254(1987)413.
- 17) Oyama Y. et al. : "A Small Spherical NE213 Scintillation Detector for Use in In-Assembly Fast Neutron Spectrum Measurements," Nucl. Instr. and Meth. A256(1987)333.
- 18) Oyama Y. and Maekawa H. : "Spectral Measurement of Angular Neutrons Flux on the Restricted Surface of Slab Assemblies by the Time-of-Flight Method," Nucl. Instr. and Meth. A245(1986)173.

付録A CROKASコードの利用手引

A.1 概要

CROKASコードは、MACS-N処理システムで作成した群定数からANISN形式断面積ライブラリーを編集するためのものである。群定数は、一つずつ独立に編集する必要がある。

A.2 編集機能

ANISN形式ライブラリーを編集するために、下記の機能を有している。

- 1) 断面積ライブラリーの新規作成と最初の核種の収納
- 2) 断面積ライブラリーへの一核種ずつの組み入れ
- 3) 断面積ライブラリー中の核種の削除
- 4) 断面積ライブラリー中の核種の収納順序（MT番号）の変更
- 5) 断面積ライブラリー中の核種の独立群形式データの印書出力
- 6) 断面積ライブラリー中の全核種の全断面積の作図出力

A.3 入出力ファイル

CROKASコードの実行に必要なとされる入出力ファイルはTable A.1に示すように割り当てられている。それらの説明を以下に示す。

- FT05（入力，BCD 80 bytes/record）
CROKASコードの入力データ
- FT06（出力，BCD 137 bytes/record）
実行経過と結果の印書出力
- FT10（入力，BCD 80 bytes/record）
MACS-N処理システムで作成した群定数
- FT11（入出力，VBS）
編集するANISN形式断面積ライブラリー
- FT12（スクラッチ，VBS）
ライブラリーを編集する際に、データを移すためのスクラッチファイル

A.4 入力データの説明

#1 タイトルカード（A72）

2 実行制御用データ (8I5)

- 1) IGN ; エネルギー群数 (135 より多い時にはプログラムの配列容量の変更が必要である)
- 2) IGTL ; 断面積テーブル中での全断面積の位置 (通常は4を指定)
- 3) IPL ; MACS-N 処理システムで作成した群定数のルジャンドル展開次数
- 4) ITEMP ; MACS-N 処理システムで作成した群定数の処理温度の数 (通常は1を指定)
- 5) MATID ; 編集する断面積ライブラリーに収納されている核種の数 (ライブラリーの新規作成のときは0を指定)
- 6) JAGE ; 断面積ライブラリーの状態の指標
0 = 存在する
1 = 新規作成
- 7) LEGEND ; ルジャンドル展開係数の指標 (この係数はルジャンドル展開した全ての断面積データに掛けられる。通常は1を選択する)
0 = 係数は1.0
1 = 係数は $(2.0 \times L + 1.0, L = 0, IPL)$
- 8) ICOMPR ; 断面積データテーブルの出力形式の指標
0 = 出力する
1 = ゼロ縮約を行って出力する
2 = 出力しない

3 実行分岐データ (A4, 1X, A4, I5)

- 1) CTYPE ; 実行の分岐先の指定
CALC = 断面積ライブラリーの新規作成又は核種の組み入れを行う
EDIT = 断面積ライブラリー中の核種の削除か順序変更を行う
XXPR = 断面積データテーブルの出力を行う
TXPL = 断面積ライブラリー中の全核種の全断面積の作図出力を行う
- 2) CEDI ; CTYPE = EDIT の時の分岐先の指定
DELE = 核種の削除
RESQ = 核種の順序変更
- 3) MATII ; 編集対象とする核種数 (CTYPE = EDIT, XXPR の時有効)

4 核種識別データ

- # 4-1 ISEQ(I) ; 断面積ライブラリー中の核種の順序番号 (MATII 個必要, 14I5)
CTYPE = EDIT について, CEDI = RESQ の時には変更後の順序を指定し, CEDI = DELE の時には削除する核種を昇順に指定する。CTYPE = XXPR については出力する核種を昇順に指定する。
- # 4-2 LABEL(I) ; 出力する核種の識別表記 (MATII 個必要, 12I6)
CTYPE = XXPR の時のみ必要である。

(注記: # 4 は CTYPE = CALC, TXPL ならば必要ない。)

A.5 使用例

このコードを使用するための入力データの例を Table A.2 ~ Table A.4 に示す。Table A.2 はライブラリーへ核種を組み入れ、Table A.3 は核種の順序変更をし、そして Table A.4 は断面積データテーブルを出力するためのものです。使用例として、Table A.2 のデータを入力した時の実行の印書出力を Table A.5 に示す。

Table A.1 Sample JCL for use of CROKAS code

```
//JCLG JOB
// EXEC JCLG
//SYSIN DD DATA,DLM='++'
// JUSER
// T.3 C.3 W.4 I.5 MTU SRP GRP
// OPTP PASSWORD=
//* ----- CROKAS -----
//* ----- TO PRODUCE A GROUP INDEPENDENT CROSS-SECTION -----
//* ----- LIBRARY OF ANISN CODE FROM THE PROF.GROUCH G/B -----
//COMP EXEC FORT77,SO='J2773.CROKAS',Q='.FORT77',A='ELM(*)'
//LINK EXEC LKED77,GRLIB=PNL
//EXQ EXEC GO
//FT05F001 DD DDNAME=SYSIN
//FT06F001 DD SYSOUT=*,DCB=(RECFM=FBA,LRECL=137,BLKSIZE=8220)
//* ----- CROKAS INPUT DATA-SET -----
//SYSIN DD DSN=J2773.PGCROKAS.DATA(CK125LIB),DISP=SHR,
// DCB=(DSORG=PS),LABEL=(,,IN)
//* ----- PROF-GROUCH PROCESSED CROSS-SECTION -----
//*T10F001 DD DSN=J2773.MFLI6J31.DATA,DISP=SHR,
//* DCB=(DSORG=PS),LABEL=(,,IN)
// EXPAND TAPE,DDN=FT10F001,DSN='J9067.MFLI7J31',MTV=KK0005,POS=23,
// DEN=4,MTU=MT62
//* ----- CROSS-SECTION LIBRARY FILE -----
//FT11F001 DD DSN=J2773.JACKAS.DATA,DISP=OLD
//* DCB=(RECFM=VBS,LRECL=32756,BLKSIZE=32760,DSORG=PS),
//* SPACE=(TRK,(200,30)),UNIT=DO430
//* ----- WORK FILE (FT12) -----
//FT12F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(150,25)),DISP=(NEW,DELETE),
// DCB=(RECFM=VBS,LRECL=32756,BLKSIZE=32760)
// EXPAND GRNLP,SYSOUT=H
++
//
```

Table A.2 Sample input data to store a nucleus in library

```
FNS-CROKAS  CALCULATION OF CROSS-SECTION (PROF-GROUCH FORMAT)
 125      4      5      1      8      0      1      2
CALC ****      0
```

Table A.3 Sample input data to change order of nuclei

```
FNS-CROKAS  EDIT OF CROSS-SECTION LIBRARY -- RESEQUENTIAL NUMBER NUCLEUS
 125      4      5      1      16      0      1      2
EDIT RESQ      16
 1      2      3      4      5      16      6      7      8      9      10      11      12      13
 14      15
```

Table A.4 Sample input data to output cross-section data table

```
FNS-CROKAS  PRINTED OF NUCLEUS CROSS-SECTION TABLE (ENDF-FORMAT)
 125      4      5      1      21      0      0      1
XXPR ****      1
 17
FE-OB4
```

Table A.5 Sample output of the job to store a nucleus in library

```

##### FNS-CROKAS  CALCULATION OF CROSS-SECTION (PROF-GROUCH FORMAT)  #####
===== CONTROL INPUT DATA DESCRIPTION =====
IGN ==> 125 ; GROUP-NUMBER ( IGM<136 )
IGL ==> 4 ; POSITION OF TOTAL CROSS-SECTION (SUGGESTED VALUE = 4)
IPL ==> 5 ; NUMBER OF LEGENDRE-EXPAND (P-L) (NORMAL VALUE = 5)
ITEMP ==> 1 ; PROF-GROUCHI INPUT TEMPERATURE-NUMBER
MATID ==> 8 ; ORIGINAL CROSS-SECTION LIBRARY FILE CONTAINED MATERIAL NUMBER
JAGE ==> 0 ; IF = 0, EDITONAL-LIBRARY
          IF = 1, NON-EDITON BY WRITE ONLY
LEGEND==> 1 ; SELECTION OF LEGENDRE-COEFFCINCY
          IF = 0, PL-FACTOR IS 1.00E+0
          IF = 1, PL-FACTOR IS (2 * PL + 1)
ICOMPR==> 2 ; IF = 1, COMPRESSION OF CROSS-SECTION MATRIX TABLE (ENDF/B FORMAT)
          = 2, NOT WRITE OF CROSS-SECTION MATRIX TABLE
          = 0, NON-EFFECT

#####

#### SELECTED OF THE PROCESSING-MODE ===> CALC @aaa
( CEDI --> *** ; MATII --> 0 )

<<<< ENERGY BOUNDARY ( 125 ) >>>>
1.0010E-05 3.2241E-01 5.3156E-01 8.7640E-01 1.4449E+00 2.3823E+00 3.9278E+00 6.4758E+00 1.0677E+01 1.7603E+01
2.9023E+01 4.7850E+01 7.8891E+01 1.3007E+02 2.1445E+02 3.5357E+02 5.8293E+02 9.6110E+02 1.2341E+03 1.5846E+03
2.0346E+03 2.6125E+03 3.3546E+03 4.3073E+03 5.5307E+03 7.1016E+03 9.1186E+03 1.1709E+04 1.5034E+04 1.9304E+04
2.1874E+04 2.4787E+04 2.8087E+04 3.1827E+04 3.6065E+04 4.0847E+04 4.6308E+04 5.2474E+04 5.9461E+04 6.7378E+04
7.6349E+04 8.6515E+04 9.8035E+04 1.1109E+05 1.2588E+05 1.4264E+05 1.6163E+05 1.8315E+05 2.0754E+05 2.3517E+05
2.6649E+05 3.0197E+05 3.4217E+05 3.8774E+05 4.3936E+05 4.9786E+05 5.6415E+05 6.3927E+05 7.2438E+05 8.2084E+05
9.3013E+05 1.0540E+06 1.1943E+06 1.3533E+06 1.5335E+06 1.7377E+06 1.8498E+06 1.9691E+06 2.0961E+06 2.2313E+06
2.3752E+06 2.5284E+06 2.6914E+06 2.8650E+06 3.0498E+06 3.2465E+06 3.4559E+06 3.6787E+06 3.9160E+06 4.1686E+06
4.4374E+06 4.7236E+06 5.0282E+06 5.3525E+06 5.6978E+06 6.0652E+06 6.4564E+06 6.8728E+06 7.3161E+06 7.7879E+06
8.2902E+06 8.8249E+06 9.3940E+06 9.9999E+06 1.0157E+07 1.0317E+07 1.0480E+07 1.0645E+07 1.0812E+07 1.0983E+07
1.1156E+07 1.1331E+07 1.1510E+07 1.1691E+07 1.1875E+07 1.2062E+07 1.2252E+07 1.2445E+07 1.2641E+07 1.2840E+07
1.3042E+07 1.3248E+07 1.3456E+07 1.3668E+07 1.3883E+07 1.4102E+07 1.4324E+07 1.4550E+07 1.4779E+07 1.5012E+07
1.5248E+07 1.5488E+07 1.5732E+07 1.5980E+07 1.6231E+07 1.6487E+07

```

*** PROCESSING MF-NUMBER ==> 3 ***

-1 FLUX ##
#####

ENERGY	VALUE	ENERGY	VALUE	ENERGY	VALUE	ENERGY	VALUE
1.0010E-05	==> 9.9989E-01	==> 3.2241E-01	==> 3.0787E-04	==> 5.3156E-01	==> 5.0760E-04	==> 3.1566E-01	==> 5.0760E-04
8.7640E-01	==> 8.3683E-04	==> 1.4449E+00	==> 1.3799E-03	==> 1.3799E-03	==> 2.2750E-03	==> 2.2750E-03	==> 2.2750E-03
3.9278E+00	==> 3.7507E-03	==> 6.4758E+00	==> 6.1842E-03	==> 1.0677E+01	==> 1.0195E-02	==> 1.0195E-02	==> 1.0195E-02
1.7603E+01	==> 1.6810E-02	==> 2.9023E+01	==> 2.7713E-02	==> 4.7850E+01	==> 4.5692E-02	==> 4.5692E-02	==> 4.5692E-02
7.8891E+01	==> 7.5335E-02	==> 1.3007E+02	==> 1.2421E-01	==> 2.1445E+02	==> 2.0478E-01	==> 2.0478E-01	==> 2.0478E-01
3.5357E+02	==> 3.3762E-01	==> 5.8293E+02	==> 5.5677E-01	==> 9.6110E+02	==> 4.0186E-01	==> 4.0186E-01	==> 4.0186E-01
1.2341E+03	==> 1.1594E-01	==> 1.5846E+03	==> 6.6240E-01	==> 2.0346E+03	==> 8.5067E-01	==> 8.5067E-01	==> 8.5067E-01
2.6125E+03	==> 1.0924E+00	==> 3.3546E+03	==> 1.4024E+00	==> 4.3073E+03	==> 1.8008E+00	==> 1.8008E+00	==> 1.8008E+00
5.5307E+03	==> 2.3124E+00	==> 7.1016E+03	==> 2.9690E+00	==> 9.1186E+03	==> 3.8131E+00	==> 3.8131E+00	==> 3.8131E+00
1.1709E+04	==> 4.8944E+00	==> 1.5034E+04	==> 6.2854E+00	==> 1.9304E+04	==> 3.7830E+00	==> 3.7830E+00	==> 3.7830E+00
2.1874E+04	==> 4.2879E+00	==> 2.4787E+04	==> 4.8576E+00	==> 2.8087E+04	==> 5.5053E+00	==> 5.5053E+00	==> 5.5053E+00
3.1827E+04	==> 6.2383E+00	==> 3.6045E+04	==> 7.0685E+00	==> 4.0867E+04	==> 8.0092E+00	==> 8.0092E+00	==> 8.0092E+00
4.6308E+04	==> 9.0764E+00	==> 5.2474E+04	==> 1.0285E+01	==> 5.9461E+04	==> 1.1654E+01	==> 1.1654E+01	==> 1.1654E+01
6.7378E+04	==> 1.3205E+01	==> 7.6349E+04	==> 1.4964E+01	==> 8.6515E+04	==> 1.6957E+01	==> 1.6957E+01	==> 1.6957E+01
9.8035E+04	==> 1.9217E+01	==> 1.1109E+05	==> 2.1771E+01	==> 1.2588E+05	==> 2.4671E+01	==> 2.4671E+01	==> 2.4671E+01
1.4264E+05	==> 2.7953E+01	==> 1.6163E+05	==> 3.1677E+01	==> 1.8315E+05	==> 3.5902E+01	==> 3.5902E+01	==> 3.5902E+01
2.0754E+05	==> 4.0671E+01	==> 2.3517E+05	==> 4.6103E+01	==> 2.6649E+05	==> 5.2227E+01	==> 5.2227E+01	==> 5.2227E+01
3.0197E+05	==> 5.9174E+01	==> 3.4217E+05	==> 6.7079E+01	==> 3.8774E+05	==> 7.5985E+01	==> 7.5985E+01	==> 7.5985E+01
4.3936E+05	==> 8.6112E+01	==> 4.9786E+05	==> 9.7579E+01	==> 5.6415E+05	==> 1.1058E+02	==> 1.1058E+02	==> 1.1058E+02
6.3927E+05	==> 1.2528E+02	==> 7.2438E+05	==> 1.4199E+02	==> 8.2084E+05	==> 1.6087E+02	==> 1.6087E+02	==> 1.6087E+02
9.3013E+05	==> 1.8234E+02	==> 1.0540E+06	==> 2.0652E+02	==> 1.1943E+06	==> 2.3405E+02	==> 2.3405E+02	==> 2.3405E+02
1.3533E+06	==> 2.6252E+02	==> 1.5335E+06	==> 3.0058E+02	==> 1.7377E+06	==> 1.6501E+02	==> 1.6501E+02	==> 1.6501E+02
1.8498E+06	==> 1.7561E+02	==> 1.9691E+06	==> 1.8694E+02	==> 2.0961E+06	==> 1.9901E+02	==> 1.9901E+02	==> 1.9901E+02
2.2313E+06	==> 2.1182E+02	==> 2.3752E+06	==> 2.2551E+02	==> 2.5284E+06	==> 2.3994E+02	==> 2.3994E+02	==> 2.3994E+02
2.6914E+06	==> 2.5554E+02	==> 2.8650E+06	==> 2.7203E+02	==> 3.0498E+06	==> 2.8954E+02	==> 2.8954E+02	==> 2.8954E+02
3.2465E+06	==> 3.0824E+02	==> 3.4599E+06	==> 3.2796E+02	==> 3.6787E+06	==> 3.4931E+02	==> 3.4931E+02	==> 3.4931E+02
3.9160E+06	==> 3.7183E+02	==> 4.1686E+06	==> 3.9567E+02	==> 4.8374E+06	==> 4.2129E+02	==> 4.2129E+02	==> 4.2129E+02
4.7236E+06	==> 4.4837E+02	==> 5.0282E+06	==> 4.7737E+02	==> 5.3525E+06	==> 5.0828E+02	==> 5.0828E+02	==> 5.0828E+02
5.6978E+06	==> 5.4081E+02	==> 6.0652E+06	==> 5.7855E+02	==> 6.4564E+06	==> 6.1294E+02	==> 6.1294E+02	==> 6.1294E+02
6.8728E+06	==> 6.5254E+02	==> 7.3161E+06	==> 6.9449E+02	==> 7.7879E+06	==> 7.3939E+02	==> 7.3939E+02	==> 7.3939E+02
8.2902E+06	==> 7.8708E+02	==> 8.8249E+06	==> 8.3772E+02	==> 9.3940E+06	==> 8.9188E+02	==> 8.9188E+02	==> 8.9188E+02
9.9999E+06	==> 2.3125E+02	==> 1.0157E+07	==> 2.3552E+02	==> 1.0317E+07	==> 2.3994E+02	==> 2.3994E+02	==> 2.3994E+02
1.0480E+07	==> 2.4288E+02	==> 1.0645E+07	==> 2.4582E+02	==> 1.0812E+07	==> 2.5171E+02	==> 2.5171E+02	==> 2.5171E+02
1.0983E+07	==> 2.5466E+02	==> 1.1156E+07	==> 2.5760E+02	==> 1.1331E+07	==> 2.6349E+02	==> 2.6349E+02	==> 2.6349E+02
1.1510E+07	==> 2.6643E+02	==> 1.1691E+07	==> 2.7083E+02	==> 1.1875E+07	==> 2.7526E+02	==> 2.7526E+02	==> 2.7526E+02
1.2062E+07	==> 2.7968E+02	==> 1.2252E+07	==> 2.8440E+02	==> 1.2445E+07	==> 2.8851E+02	==> 2.8851E+02	==> 2.8851E+02
1.2641E+07	==> 2.9293E+02	==> 1.2840E+07	==> 2.9734E+02	==> 1.3042E+07	==> 3.0323E+02	==> 3.0323E+02	==> 3.0323E+02
1.3248E+07	==> 3.0618E+02	==> 1.3456E+07	==> 3.1206E+02	==> 1.3668E+07	==> 3.1648E+02	==> 3.1648E+02	==> 3.1648E+02
1.3883E+07	==> 3.2237E+02	==> 1.4102E+07	==> 3.2678E+02	==> 1.4324E+07	==> 3.3267E+02	==> 3.3267E+02	==> 3.3267E+02
1.4550E+07	==> 3.3709E+02	==> 1.4779E+07	==> 3.4298E+02	==> 1.5012E+07	==> 3.4739E+02	==> 3.4739E+02	==> 3.4739E+02
1.5248E+07	==> 3.5328E+02	==> 1.5488E+07	==> 3.5917E+02	==> 1.5732E+07	==> 3.6306E+02	==> 3.6306E+02	==> 3.6306E+02
1.5980E+07	==> 3.6947E+02	==> 1.6231E+07	==> 3.7683E+02	==> 1.6487E+07	==> 3.7566E+02	==> 3.7566E+02	==> 3.7566E+02

CONTAINED ### 1--(N,TOTAL) (TABLE POSITION --> 4) #####
#####

ENERGY	VALUE	ENERGY	VALUE	ENERGY	VALUE
1.0010E-05	==> 3.8719E+00	==> 3.2241E-01	==> 3.7602E+00	==> 5.3156E-01	==> 3.7566E+00
8.7640E-01	==> 3.7564E+00	==> 1.4449E+00	==> 3.7560E+00	==> 2.2750E-03	==> 3.7555E+00
3.9278E+00	==> 3.7546E+00	==> 6.4758E+00	==> 3.7531E+00	==> 1.0677E+01	==> 3.7513E+00

```

1.7603E+01 ==> 3.7511E+00 <== 2.9023E+01 ==> 3.7510E+00 <== 4.7850E+01, ==> 3.7510E+00 <==
7.8891E+01 ==> 3.7509E+00 <== 1.3007E+02 ==> 3.7508E+00 <== 2.1445E+02 ==> 3.7506E+00 <==
3.5357E+02 ==> 3.7502E+00 <== 5.8293E+02 ==> 3.7497E+00 <== 9.6110E+02 ==> 3.7491E+00 <==
1.2341E+03 ==> 3.7485E+00 <== 1.5846E+03 ==> 3.7477E+00 <== 2.0346E+03 ==> 3.7468E+00 <==
2.6125E+03 ==> 3.7455E+00 <== 3.3545E+03 ==> 3.7439E+00 <== 4.3073E+03 ==> 3.7419E+00 <==
5.5307E+03 ==> 3.7393E+00 <== 7.1016E+03 ==> 3.7359E+00 <== 9.1186E+03 ==> 3.7316E+00 <==
1.1709E+04 ==> 3.7260E+00 <== 1.5034E+04 ==> 3.7189E+00 <== 1.9304E+04 ==> 3.7125E+00 <==
2.1874E+04 ==> 3.7074E+00 <== 2.4787E+04 ==> 3.7015E+00 <== 3.6949E+04 ==> 3.6949E+00 <==
3.1827E+04 ==> 3.6874E+00 <== 5.2665E+04 ==> 3.6790E+00 <== 8.0867E+04 ==> 3.6694E+00 <==
4.6308E+04 ==> 3.6585E+00 <== 9.2474E+04 ==> 3.6461E+00 <== 1.2588E+05 ==> 3.6328E+00 <==
6.7378E+04 ==> 3.6195E+00 <== 1.1109E+05 ==> 3.6055E+00 <== 1.5815E+05 ==> 3.5874E+00 <==
9.8033E+04 ==> 3.5682E+00 <== 1.6163E+05 ==> 3.4811E+00 <== 2.2588E+05 ==> 3.4679E+00 <==
1.4264E+05 ==> 3.5050E+00 <== 2.3517E+05 ==> 3.4678E+00 <== 3.6649E+05 ==> 3.5184E+00 <==
3.0754E+05 ==> 3.4583E+00 <== 3.4217E+05 ==> 3.4575E+00 <== 5.6415E+05 ==> 3.4374E+05 <==
3.0197E+05 ==> 3.6939E+00 <== 4.9786E+05 ==> 3.7354E+00 <== 8.2084E+05 ==> 3.7377E+06 <==
4.3936E+05 ==> 1.0168E+01 <== 7.2438E+05 ==> 2.6799E+00 <== 1.1943E+06 ==> 3.8564E+00 <==
6.3927E+05 ==> 2.7419E+00 <== 1.0540E+06 ==> 3.4574E+00 <== 2.1004E+06 ==> 1.7377E+06 <==
9.3013E+05 ==> 6.4346E+00 <== 1.5335E+06 ==> 2.1004E+00 <== 2.0961E+06 ==> 1.3172E+00 <==
1.3533E+06 ==> 2.3600E+00 <== 1.9691E+06 ==> 1.5213E+00 <== 2.5284E+06 ==> 1.0959E+00 <==
1.8498E+06 ==> 2.2606E+00 <== 2.3752E+06 ==> 1.1976E+00 <== 3.0498E+06 ==> 2.0438E+00 <==
2.2313E+06 ==> 5.7358E-01 <== 2.8650E+06 ==> 8.1187E-01 <== 3.6787E+06 ==> 1.4086E+00 <==
2.6914E+06 ==> 1.1244E+00 <== 4.1686E+06 ==> 3.1148E+00 <== 5.3525E+06 ==> 1.3339E+00 <==
3.9160E+06 ==> 1.7570E+00 <== 6.0652E+06 ==> 1.5521E+00 <== 8.474E+06 ==> 1.1766E+00 <==
4.7236E+06 ==> 1.2364E+00 <== 8.8249E+06 ==> 1.9144E+00 <== 1.3042E+07 ==> 1.2703E+00 <==
5.6978E+06 ==> 1.2883E+00 <== 1.0457E+07 ==> 1.2423E+00 <== 1.0317E+07 ==> 1.3396E+00 <==
6.8728E+06 ==> 1.1740E+00 <== 1.0645E+07 ==> 1.2422E+00 <== 1.0812E+07 ==> 1.4026E+00 <==
8.2902E+06 ==> 1.2697E+00 <== 1.1156E+07 ==> 1.6908E+00 <== 1.1331E+07 ==> 1.6814E+00 <==
9.9999E+06 ==> 1.3881E+00 <== 1.1691E+07 ==> 1.7365E+00 <== 1.1875E+07 ==> 1.8344E+00 <==
1.0480E+07 ==> 1.2540E+00 <== 1.2252E+07 ==> 1.5413E+00 <== 1.2445E+07 ==> 1.5478E+00 <==
1.0983E+07 ==> 1.6345E+00 <== 1.2840E+07 ==> 1.6041E+00 <== 1.3042E+07 ==> 1.5764E+00 <==
1.1510E+07 ==> 1.7475E+00 <== 1.3456E+07 ==> 1.6041E+00 <== 1.3668E+07 ==> 1.6352E+00 <==
1.2062E+07 ==> 1.5823E+00 <== 1.4102E+07 ==> 1.6359E+00 <== 1.4324E+07 ==> 1.6996E+00 <==
1.3248E+07 ==> 1.6237E+00 <== 1.4779E+07 ==> 1.7544E+00 <== 1.5012E+07 ==> 1.6996E+00 <==
1.3883E+07 ==> 1.6237E+00 <== 1.5488E+07 ==> 1.6241E+00 <== 1.5732E+07 ==> 1.6027E+00 <==
1.4550E+07 ==> 1.6916E+00 <== 1.6231E+07 ==> 1.5849E+00 <== 1.6487E+07 ==> 1.6487E+07 <==
1.5248E+07 ==> 1.6281E+00 <== 1.6231E+07 ==> 1.5849E+00 <==
1.5980E+07 ==> 1.5617E+00 <== 1.6231E+07 ==> 1.6231E+07 <==

```

```

#####
## 2--(N,ELAST) ##
#####

```

```

ENERGY VALUE ENERGY VALUE VALUE
1.0010E-05 ==> 3.8691E+00 <== 3.2241E-01 ==> 3.7572E+00 <== 5.3156E-01 ==> 3.7539E+00 <==
8.7640E-01 ==> 3.7537E+00 <== 1.4449E+00 <== 3.7533E+00 <== 2.3823E+00 <== 2.3823E+00 <==
3.9278E+00 ==> 3.7516E+00 <== 6.4758E+00 <== 3.7498E+00 <== 1.0677E+01 <== 3.7483E+00 <==
1.7603E+01 ==> 3.7483E+00 <== 2.9023E+01 ==> 3.7483E+00 <== 4.7850E+01 ==> 3.7482E+00 <==
7.8891E+01 ==> 3.7482E+00 <== 1.3007E+02 ==> 3.7480E+00 <== 2.1445E+02 ==> 3.7478E+00 <==
3.5357E+02 ==> 3.7475E+00 <== 5.8293E+02 ==> 3.7469E+00 <== 9.6110E+02 ==> 3.7464E+00 <==
1.2341E+03 ==> 3.7458E+00 <== 1.5846E+03 ==> 3.7451E+00 <== 2.0346E+03 ==> 3.7441E+00 <==
2.6125E+03 ==> 3.7429E+00 <== 3.3545E+03 ==> 3.7414E+00 <== 4.3073E+03 ==> 3.7394E+00 <==
5.5307E+03 ==> 3.7429E+00 <== 7.1016E+03 ==> 3.7336E+00 <== 9.1186E+03 ==> 3.7295E+00 <==
1.1709E+04 ==> 3.7369E+00 <== 1.5034E+04 ==> 3.7172E+00 <== 1.9304E+04 ==> 3.7110E+00 <==
2.1874E+04 ==> 3.7241E+00 <== 2.4787E+04 ==> 3.7004E+00 <== 3.6949E+04 ==> 3.6941E+00 <==
3.1827E+04 ==> 3.6868E+00 <== 5.2665E+04 ==> 3.6786E+00 <== 8.0867E+04 ==> 3.6694E+00 <==
4.6308E+04 ==> 3.6589E+00 <== 9.2474E+04 ==> 3.6461E+00 <== 1.2588E+05 ==> 3.6334E+00 <==
6.7378E+04 ==> 3.6191E+00 <== 1.1109E+05 ==> 3.6042E+00 <== 1.5815E+05 ==> 3.5872E+00 <==
9.8033E+04 ==> 3.5681E+00 <== 1.6163E+05 ==> 3.5481E+00 <== 2.2588E+05 ==> 3.5271E+00 <==
1.4264E+05 ==> 3.5050E+00 <== 2.3517E+05 ==> 3.4869E+00 <== 3.6649E+05 ==> 3.4679E+00 <==
3.0754E+05 ==> 3.4583E+00 <== 3.4217E+05 ==> 3.4678E+00 <== 5.6415E+05 ==> 3.5184E+00 <==
3.0197E+05 ==> 3.6939E+00 <== 4.9786E+05 ==> 3.4678E+00 <== 8.2084E+05 ==> 3.4679E+00 <==
4.3936E+05 ==> 1.0168E+01 <== 7.2438E+05 ==> 3.4678E+00 <== 1.1943E+06 ==> 3.5184E+00 <==
6.3927E+05 ==> 2.7419E+00 <== 1.0540E+06 ==> 3.4678E+00 <== 2.1004E+06 ==> 3.5184E+00 <==
9.3013E+05 ==> 6.4346E+00 <== 1.5335E+06 ==> 3.4678E+00 <== 2.0961E+06 ==> 3.5184E+00 <==
1.3533E+06 ==> 2.3600E+00 <== 1.9691E+06 ==> 3.4678E+00 <== 2.5284E+06 ==> 3.5184E+00 <==
1.8498E+06 ==> 2.2606E+00 <== 2.3752E+06 ==> 3.4678E+00 <== 3.0498E+06 ==> 3.5184E+00 <==
2.2313E+06 ==> 5.7358E-01 <== 2.8650E+06 ==> 3.4678E+00 <== 3.6787E+06 ==> 3.5184E+00 <==
2.6914E+06 ==> 1.1244E+00 <== 4.1686E+06 ==> 3.4678E+00 <== 5.3525E+06 ==> 3.5184E+00 <==
3.9160E+06 ==> 1.7570E+00 <== 6.0652E+06 ==> 3.4678E+00 <== 8.474E+06 ==> 3.5184E+00 <==
4.7236E+06 ==> 1.2364E+00 <== 8.8249E+06 ==> 3.4678E+00 <== 1.3042E+07 ==> 3.5184E+00 <==
5.6978E+06 ==> 1.2883E+00 <== 1.0457E+07 ==> 3.4678E+00 <== 1.0317E+07 ==> 3.5184E+00 <==
6.8728E+06 ==> 1.1740E+00 <== 1.0645E+07 ==> 3.4678E+00 <== 1.0812E+07 ==> 3.5184E+00 <==
8.2902E+06 ==> 1.2697E+00 <== 1.1156E+07 ==> 3.4678E+00 <== 1.1331E+07 ==> 3.5184E+00 <==
9.9999E+06 ==> 1.3881E+00 <== 1.1691E+07 ==> 3.4678E+00 <== 1.1875E+07 ==> 3.5184E+00 <==
1.0480E+07 ==> 1.2540E+00 <== 1.2252E+07 ==> 3.4678E+00 <== 1.2445E+07 ==> 3.5184E+00 <==
1.0983E+07 ==> 1.6345E+00 <== 1.2840E+07 ==> 3.4678E+00 <== 1.3042E+07 ==> 3.5184E+00 <==
1.1510E+07 ==> 1.7475E+00 <== 1.3456E+07 ==> 3.4678E+00 <== 1.3668E+07 ==> 3.5184E+00 <==
1.2062E+07 ==> 1.5823E+00 <== 1.4102E+07 ==> 3.4678E+00 <== 1.4324E+07 ==> 3.5184E+00 <==
1.3248E+07 ==> 1.6237E+00 <== 1.4779E+07 ==> 3.4678E+00 <== 1.5012E+07 ==> 3.5184E+00 <==
1.3883E+07 ==> 1.6237E+00 <== 1.5488E+07 ==> 3.4678E+00 <== 1.5732E+07 ==> 3.5184E+00 <==
1.4550E+07 ==> 1.6916E+00 <== 1.6231E+07 ==> 3.4678E+00 <== 1.6487E+07 ==> 3.5184E+00 <==
1.5248E+07 ==> 1.6281E+00 <== 1.6231E+07 ==> 3.4678E+00 <==
1.5980E+07 ==> 1.5617E+00 <== 1.6231E+07 ==> 3.4678E+00 <==

```

3.0197E+05	==>	3.6939E+00	<==	3.4217E+05	==>	4.3750E+00	<==	3.8774E+05	==>	9.1275E+00	<==
4.3936E+05	==>	1.0168E+01	<==	4.9786E+05	==>	3.7634E+00	<==	5.6415E+05	==>	2.9655E+00	<==
6.5927E+05	==>	2.7419E+00	<==	7.2438E+05	==>	2.6799E+00	<==	8.2084E+05	==>	3.0986E+00	<==
9.3013E+05	==>	6.4346E+00	<==	1.0540E+06	==>	3.4547E+06	<==	1.1943E+06	==>	3.8564E+00	<==
1.3533E+06	==>	2.3600E+00	<==	1.5335E+06	==>	2.1004E+00	<==	1.7377E+06	==>	1.9675E+00	<==
1.8498E+06	==>	2.2806E+00	<==	1.9691E+06	==>	1.5213E+00	<==	2.0961E+06	==>	1.3172E+00	<==
2.2313E+06	==>	3.7358E-01	<==	2.3752E+06	==>	8.1187E-01	<==	2.5284E+06	==>	1.0959E+00	<==
2.6914E+06	==>	1.1244E+00	<==	2.8650E+06	==>	1.1967E+00	<==	3.0498E+06	==>	2.0435E+00	<==
3.2465E+06	==>	3.1872E+00	<==	3.4559E+06	==>	3.1126E+00	<==	3.6787E+06	==>	2.9790E+00	<==
3.9160E+06	==>	1.6914E+00	<==	4.1688E+06	==>	2.0529E+00	<==	4.4374E+06	==>	1.3403E+00	<==
4.7236E+06	==>	1.1405E+00	<==	5.0282E+06	==>	1.4706E+00	<==	5.3525E+06	==>	1.3202E+00	<==
5.6978E+06	==>	1.2433E+00	<==	6.0652E+06	==>	9.6261E-01	<==	6.4564E+06	==>	8.4382E-01	<==
6.8728E+06	==>	9.7080E-01	<==	7.3161E+06	==>	9.7148E-01	<==	7.7879E+06	==>	9.0257E-01	<==
8.2902E+06	==>	8.7892E-01	<==	8.8249E+06	==>	7.9633E-01	<==	9.3940E+06	==>	8.7964E-01	<==
9.9999E+06	==>	9.4766E-01	<==	1.0157E+07	==>	9.6957E-01	<==	1.0317E+07	==>	8.9296E-01	<==
1.0480E+07	==>	8.7952E-01	<==	1.0645E+07	==>	8.9001E-01	<==	1.0812E+07	==>	9.5923E-01	<==
1.0983E+07	==>	1.1214E+00	<==	1.1156E+07	==>	1.1496E+00	<==	1.1331E+07	==>	1.1181E+00	<==
1.1510E+07	==>	1.1662E+00	<==	1.1691E+07	==>	1.1554E+00	<==	1.1875E+07	==>	1.0968E+00	<==
1.2062E+07	==>	1.0589E+00	<==	1.2252E+07	==>	1.0370E+00	<==	1.2445E+07	==>	1.0275E+00	<==
1.2641E+07	==>	1.0391E+00	<==	1.2840E+07	==>	1.0473E+00	<==	1.3042E+07	==>	9.8117E-01	<==
1.3248E+07	==>	1.3248E+07	<==	1.3456E+07	==>	9.6546E-01	<==	1.3688E+07	==>	9.8436E-01	<==
1.3883E+07	==>	9.6102E-01	<==	1.4102E+07	==>	9.5694E-01	<==	1.4324E+07	==>	9.7352E-01	<==
1.4550E+07	==>	1.0036E+00	<==	1.4779E+07	==>	1.0614E+00	<==	1.5012E+07	==>	1.0020E+00	<==
1.5248E+07	==>	9.3696E-01	<==	1.5488E+07	==>	1.5488E+07	<==	1.5732E+07	==>	9.2668E-01	<==
1.5980E+07	==>	8.9295E-01	<==	1.6231E+07	==>	1.6231E+07	<==	1.6487E+07	==>		<==

**** WARNING JOBN=MIND (4) NOT-APPLICATION --- KFLAG = 3 ****

 ## 4--(N,INELA) ##
 #####

ENERGY	VALUE	ENERGY	VALUE	ENERGY	VALUE						
1.0010E-05	==>	0.0	<==	3.2241E-01	==>	0.0	<==	5.3156E-01	==>	0.0	<==
8.7640E-01	==>	0.0	<==	1.4449E+00	==>	0.0	<==	2.3823E+00	==>	0.0	<==
3.9278E+00	==>	0.0	<==	6.4758E+00	==>	0.0	<==	1.0677E+01	==>	0.0	<==
1.7603E+01	==>	0.0	<==	2.9023E+01	==>	0.0	<==	4.7850E+01	==>	0.0	<==
7.8891E+01	==>	0.0	<==	1.5007E+02	==>	0.0	<==	2.1144E+02	==>	0.0	<==
3.5357E+02	==>	0.0	<==	5.8293E+02	==>	0.0	<==	9.6110E+02	==>	0.0	<==
1.2341E+03	==>	0.0	<==	1.5846E+03	==>	0.0	<==	2.0346E+03	==>	0.0	<==
2.6125E+03	==>	0.0	<==	3.3546E+03	==>	0.0	<==	4.3073E+03	==>	0.0	<==
5.5307E+03	==>	0.0	<==	7.1016E+03	==>	0.0	<==	9.1186E+03	==>	0.0	<==
1.1709E+04	==>	0.0	<==	1.5034E+04	==>	0.0	<==	1.9304E+04	==>	0.0	<==
2.1874E+04	==>	0.0	<==	2.4787E+04	==>	0.0	<==	2.8087E+04	==>	0.0	<==
3.1827E+04	==>	0.0	<==	3.6065E+04	==>	0.0	<==	4.0867E+04	==>	0.0	<==
4.6308E+04	==>	0.0	<==	5.2474E+04	==>	0.0	<==	5.9461E+04	==>	0.0	<==
6.7378E+04	==>	0.0	<==	7.6349E+04	==>	0.0	<==	8.6515E+04	==>	0.0	<==
9.8035E+04	==>	0.0	<==	1.1109E+05	==>	0.0	<==	1.2588E+05	==>	0.0	<==
1.4284E+05	==>	0.0	<==	1.6163E+05	==>	0.0	<==	1.8315E+05	==>	0.0	<==
2.0754E+05	==>	0.0	<==	2.3517E+05	==>	0.0	<==	2.6649E+05	==>	0.0	<==
3.0197E+05	==>	0.0	<==	3.4217E+05	==>	0.0	<==	3.8774E+05	==>	0.0	<==
4.3936E+05	==>	0.0	<==	4.9786E+05	==>	0.0	<==	5.6415E+05	==>	0.0	<==
6.5927E+05	==>	0.0	<==	7.2438E+05	==>	0.0	<==	8.2084E+05	==>	0.0	<==
9.3013E+05	==>	0.0	<==	1.0540E+06	==>	0.0	<==	1.1943E+06	==>	0.0	<==
1.3533E+06	==>	0.0	<==	1.5335E+06	==>	0.0	<==	1.7377E+06	==>	0.0	<==
1.8498E+06	==>	0.0	<==	2.2806E+06	==>	0.0	<==	2.0961E+06	==>	0.0	<==
2.2313E+06	==>	0.0	<==	3.7358E+06	==>	0.0	<==	3.0498E+06	==>	0.0	<==
2.6914E+06	==>	0.0	<==	4.1688E+06	==>	0.0	<==	4.4374E+06	==>	0.0	<==
3.2465E+06	==>	0.0	<==	5.0282E+06	==>	0.0	<==	5.3525E+06	==>	0.0	<==
3.9160E+06	==>	0.0	<==	6.0652E+06	==>	0.0	<==	6.4564E+06	==>	0.0	<==
4.7236E+06	==>	0.0	<==	7.3161E+06	==>	0.0	<==	8.2902E+06	==>	0.0	<==
5.6978E+06	==>	0.0	<==	8.7892E+06	==>	0.0	<==	9.9999E+06	==>	0.0	<==
6.8728E+06	==>	0.0	<==	9.7080E+06	==>	0.0	<==	1.0480E+07	==>	0.0	<==
8.2902E+06	==>	0.0	<==	9.7080E+06	==>	0.0	<==	1.0983E+07	==>	0.0	<==
9.9999E+06	==>	0.0	<==	1.0480E+07	==>	0.0	<==	1.1510E+07	==>	0.0	<==
1.0480E+07	==>	0.0	<==	1.0983E+07	==>	0.0	<==	1.2062E+07	==>	0.0	<==
1.0983E+07	==>	0.0	<==	1.1510E+07	==>	0.0	<==	1.2641E+07	==>	0.0	<==
1.1510E+07	==>	0.0	<==	1.2062E+07	==>	0.0	<==	1.3248E+07	==>	0.0	<==
1.2062E+07	==>	0.0	<==	1.2641E+07	==>	0.0	<==	1.3883E+07	==>	0.0	<==
1.2641E+07	==>	0.0	<==	1.3248E+07	==>	0.0	<==	1.4550E+07	==>	0.0	<==
1.3248E+07	==>	0.0	<==	1.3883E+07	==>	0.0	<==	1.5248E+07	==>	0.0	<==
1.3883E+07	==>	0.0	<==	1.4550E+07	==>	0.0	<==	1.5980E+07	==>	0.0	<==
1.4550E+07	==>	0.0	<==	1.5248E+07	==>	0.0	<==				<==
1.5248E+07	==>	0.0	<==	1.5980E+07	==>	0.0	<==				<==
1.5980E+07	==>	0.0	<==				<==				<==

**** PROCESSING ME-NUMBER ==> 5 ****

CONTAINED ### 2--(N,ELAST)

2--(N,ELAST) ##
#####

ENERGY	VALUE	ENERGY	VALUE	ENERGY	VALUE	ENERGY	VALUE
1.0010E-05	3.8690E+00	3.2241E-01	3.7572E+00	5.3156E-01	3.7539E+00	<==	<==
8.7660E-01	3.7537E+00	1.4449E+00	3.7533E+00	2.3833E+00	3.7526E+00	<==	<==
3.9278E+00	3.7516E+00	6.4758E+00	3.7498E+00	1.0677E+01	3.7484E+00	<==	<==
1.7603E+01	3.7483E+00	2.9023E+01	3.7483E+00	4.7850E+01	3.7482E+00	<==	<==
7.8891E+01	3.7482E+00	1.3007E+02	3.7481E+00	2.1445E+02	3.7478E+00	<==	<==
3.5357E+02	3.7475E+00	5.8293E+02	3.7469E+00	9.6110E+02	3.7463E+00	<==	<==
1.2341E+03	3.7458E+00	1.5846E+03	3.7450E+00	2.0346E+03	3.7441E+00	<==	<==
2.6125E+03	3.7429E+00	3.3546E+03	3.7414E+00	4.3073E+03	3.7394E+00	<==	<==
5.5307E+03	3.7369E+00	7.1016E+03	3.7337E+00	9.1186E+03	3.7295E+00	<==	<==
1.1709E+04	3.7241E+00	1.5034E+04	3.7172E+00	1.9304E+04	3.7110E+00	<==	<==
2.1874E+04	3.7061E+00	2.4787E+04	3.7004E+00	2.8087E+04	3.6941E+00	<==	<==
3.1827E+04	3.6868E+00	3.6065E+04	3.6786E+00	4.0867E+04	3.6694E+00	<==	<==
4.6308E+04	3.6588E+00	5.2474E+04	3.6469E+00	5.9461E+04	3.6334E+00	<==	<==
6.7378E+04	3.6191E+00	7.6349E+04	3.6041E+00	8.6515E+04	3.5872E+00	<==	<==
9.8035E+04	3.5681E+00	1.1109E+05	3.5481E+00	1.2588E+05	3.5271E+00	<==	<==
1.4264E+05	3.5050E+00	1.6163E+05	3.4870E+00	1.8315E+05	3.4679E+00	<==	<==
2.0754E+05	3.4583E+00	2.3517E+05	3.4678E+00	2.6649E+05	3.5184E+00	<==	<==
3.0197E+05	3.6939E+00	3.6217E+05	4.3750E+05	4.8774E+05	9.1274E+00	<==	<==
4.3936E+05	1.0168E+01	4.9786E+05	3.7634E+00	5.6415E+05	2.9655E+00	<==	<==
6.3927E+05	2.7419E+00	7.2438E+05	2.6799E+00	8.2084E+05	3.0988E+00	<==	<==
9.3013E+05	6.4346E+00	1.0540E+06	3.4547E+00	1.1943E+06	3.8564E+00	<==	<==
1.3533E+06	2.3600E+00	1.5335E+06	2.1004E+00	1.7377E+06	1.9675E+00	<==	<==
1.8498E+06	2.2606E+00	1.9691E+06	1.5213E+00	2.0961E+06	1.3172E+00	<==	<==
2.2313E+06	5.7359E-01	2.3752E+06	8.1186E-01	2.5284E+06	1.0959E+00	<==	<==
2.6914E+06	1.1244E+00	2.8650E+06	1.1967E+00	3.0498E+06	2.0435E+00	<==	<==
3.2465E+06	3.1872E+00	3.4559E+06	3.1126E+00	3.6787E+06	2.9790E+00	<==	<==
3.9160E+06	1.6914E+00	4.1686E+06	2.0529E+00	4.4374E+06	1.3403E+00	<==	<==
4.7236E+06	1.1403E+00	5.0282E+06	1.4706E+00	5.3525E+06	1.3202E+00	<==	<==
5.6978E+06	1.2433E+00	6.0652E+06	9.6262E-01	6.4564E+06	8.4382E-01	<==	<==
6.8728E+06	9.7080E-01	7.3161E+06	9.7148E-01	7.7879E+06	9.0257E-01	<==	<==
8.2902E+06	8.7892E-01	8.8249E+06	7.9635E-01	9.3940E+06	8.7964E-01	<==	<==
9.9999E+06	9.4765E-01	1.0157E+07	6.9557E-01	1.0317E+07	8.9297E-01	<==	<==
1.0480E+07	8.7952E-01	1.0645E+07	8.9001E-01	1.0812E+07	9.5923E-01	<==	<==
1.0983E+07	1.1214E+00	1.1156E+07	1.1496E+00	1.1331E+07	1.1181E+00	<==	<==
1.1510E+07	1.1662E+00	1.1691E+07	1.1554E+00	1.1875E+07	1.0968E+00	<==	<==
1.2062E+07	1.0589E+00	1.2252E+07	1.0370E+00	1.2445E+07	1.0275E+00	<==	<==
1.2641E+07	1.0391E+00	1.2840E+07	1.0473E+00	1.3042E+07	9.8117E-01	<==	<==
1.3248E+07	9.6297E-01	1.3456E+07	9.6546E-01	1.3668E+07	9.8436E-01	<==	<==
1.3883E+07	9.6102E-01	1.4102E+07	9.5694E-01	1.4324E+07	9.7352E-01	<==	<==
1.4550E+07	1.0036E+00	1.4779E+07	1.0614E+00	1.5012E+07	1.0020E+00	<==	<==
1.5248E+07	9.3694E-01	1.5488E+07	9.4378E-01	1.5732E+07	9.2668E-01	<==	<==
1.5980E+07	8.9293E-01	1.6231E+07	9.2380E-01	1.6487E+07		<==	<==

**** MTNO = 0 DETECTED(NORMAL) -- NO. 1 ****

CONTAINED ### 51-(N,N) 1
#####

#####

51-(N,N) 1 ##
#####

ENERGY	VALUE	ENERGY	VALUE	ENERGY	VALUE
6.0652E+06	>>> 4.8564E-06	<=< 6.4564E+06	>>> 2.5099E-02	<=< 6.8728E+06	>>> 5.8424E-02
7.3161E+06	>>> 1.0750E-01	<=< 7.7879E+06	>>> 4.9720E-02	<=< 8.2902E+06	>>> 7.1487E-02
8.8249E+06	>>> 5.1797E-02	<=< 9.3940E+06	>>> 4.5184E-02	<=< 9.9999E+06	>>> 4.0868E-02
1.0157E+07	>>> 2.6253E-02	<=< 1.0317E+07	>>> 2.5985E-02	<=< 1.0480E+07	>>> 2.6448E-02
1.0645E+07	>>> 4.0791E-02	<=< 1.0812E+07	>>> 7.3515E-02	<=< 1.0983E+07	>>> 9.7797E-02
1.1156E+07	>>> 1.1083E-01	<=< 1.1331E+07	>>> 1.1239E-01	<=< 1.1510E+07	>>> 1.0675E-01
1.1691E+07	>>> 8.8519E-02	<=< 1.1875E+07	>>> 6.8413E-02	<=< 1.2062E+07	>>> 5.9068E-02
1.2252E+07	>>> 5.3279E-02	<=< 1.2445E+07	>>> 5.0463E-02	<=< 1.2641E+07	>>> 4.8579E-02
1.2840E+07	>>> 4.7824E-02	<=< 1.3042E+07	>>> 4.6540E-02	<=< 1.3248E+07	>>> 4.5807E-02
1.3456E+07	>>> 4.4793E-02	<=< 1.3668E+07	>>> 4.4007E-02	<=< 1.3883E+07	>>> 4.3040E-02
1.4102E+07	>>> 4.1919E-02	<=< 1.4324E+07	>>> 4.0776E-02	<=< 1.4550E+07	>>> 3.9955E-02
1.4779E+07	>>> 3.9431E-02	<=< 1.5012E+07	>>> 3.8335E-02	<=< 1.5248E+07	>>> 3.7150E-02
1.5488E+07	>>> 3.5946E-02	<=< 1.5732E+07	>>> 3.4883E-02	<=< 1.5980E+07	>>> 3.4128E-02
1.6231E+07	>>> 3.3110E-02	<=< 1.6487E+07			

*** MTND = 0 DETECTED(NORMAL) -- NO. 2 ***

CONTAINED ### 52-(N,N) 2

52-(N,N) 2 ##
#####

ENERGY	VALUE	ENERGY	VALUE	ENERGY	VALUE
6.4564E+06	>>> 1.8319E-02	<=< 6.8728E+06	>>> 4.2804E-02	<=< 7.3161E+06	>>> 1.1495E-01
7.7879E+06	>>> 1.1329E-01	<=< 8.2902E+06	>>> 1.6898E-01	<=< 8.8249E+06	>>> 1.4366E-01
9.3940E+06	>>> 1.1788E-01	<=< 9.9999E+06	>>> 1.1600E-01	<=< 1.0157E+07	>>> 9.6076E-02
1.0317E+07	>>> 7.5535E-02	<=< 1.0480E+07	>>> 6.1570E-02	<=< 1.0645E+07	>>> 6.3469E-02
1.0812E+07	>>> 7.5653E-02	<=< 1.0983E+07	>>> 8.8025E-02	<=< 1.1156E+07	>>> 9.5407E-02
1.1331E+07	>>> 9.6994E-02	<=< 1.1510E+07	>>> 9.4806E-02	<=< 1.1691E+07	>>> 8.8604E-02
1.1875E+07	>>> 8.3591E-02	<=< 1.2062E+07	>>> 8.0735E-02	<=< 1.2252E+07	>>> 7.9122E-02
1.2445E+07	>>> 7.8589E-02	<=< 1.2641E+07	>>> 7.8299E-02	<=< 1.2840E+07	>>> 7.8127E-02
1.3042E+07	>>> 7.8026E-02	<=< 1.3248E+07	>>> 7.7911E-02	<=< 1.3456E+07	>>> 7.7549E-02
1.3668E+07	>>> 7.6936E-02	<=< 1.3883E+07	>>> 7.5763E-02	<=< 1.4102E+07	>>> 7.4491E-02
1.4324E+07	>>> 7.3200E-02	<=< 1.4550E+07	>>> 7.1888E-02	<=< 1.4779E+07	>>> 7.0556E-02
1.5012E+07	>>> 6.9186E-02	<=< 1.5248E+07	>>> 6.7243E-02	<=< 1.5488E+07	>>> 6.4875E-02
1.5732E+07	>>> 6.2082E-02	<=< 1.5980E+07	>>> 5.8554E-02	<=< 1.6231E+07	>>> 5.4204E-02

*** MTND = 0 DETECTED(NORMAL) -- NO. 3 ***

CONTAINED ### 53-(N,N) 3

53-(N,N) 3 ##
#####

ENERGY	VALUE	ENERGY	VALUE	ENERGY	VALUE
7.3161E+06	>>> 4.8602E-03	<=< 7.7879E+06	>>> 2.7678E-02	<=< 8.2902E+06	>>> 2.3653E-02
8.8249E+06	>>> 2.9076E-02	<=< 9.3940E+06	>>> 3.5065E-02	<=< 9.9999E+06	>>> 3.6217E-02
1.0157E+07	>>> 2.9932E-02	<=< 1.0317E+07	>>> 2.3454E-02	<=< 1.0480E+07	>>> 2.2563E-02

(omitted)

```

#####
## 76-(N,N) 26 ##
#####
ENERGY VALUE ENERGY ENERGY VALUE VALUE
1.5488E+07 ==> 1.6267E-03 <== 1.5732E+07 ==> 8.8721E-03 <== 1.5980E+07 ==> 1.6060E-02 <==
1.6231E+07 ==> 2.2949E-02 <== 1.6487E+07

*** MTNO = 0 DETECTED(NORMAL) -- NO. 27 ***
#####
### CONTAINED ### 77-(N,N) 27 #####
#####
#####
#####
## 77-(N,N) 27 ##
#####
ENERGY VALUE ENERGY ENERGY VALUE VALUE
1.5732E+07 ==> 5.5963E-04 <== 1.5980E+07 ==> 7.4861E-03 <== 1.6231E+07 ==> 1.5795E-02 <==
1.6487E+07

*** MTNO = 0 DETECTED(NORMAL) -- NO. 28 ***
#####
### CONTAINED ### 78-(N,N) 28 #####
#####
#####
#####
## 78-(N,N) 28 ##
#####
ENERGY VALUE ENERGY ENERGY VALUE VALUE
1.5980E+07 ==> 2.7944E-05 <== 1.6231E+07 ==> 5.7184E-03 <== 1.6487E+07

*** MTNO = 0 DETECTED(NORMAL) -- NO. 29 ***
*** SCATTERING-MATRIX SWEEPING --- ALL OVER ***
*** FINAL CROSS-SECTION MATRIX ***
*** EDIT CROSS-SECTION MODE FILE( 11) ***
*** FINAL OF EDITONAL CROSS-SECTION FILE ( 11 ) MAKING PROCESS ***

```

付録B MACROS コードの利用手引

B.1 概要

MACROS コードは、NJOY システムで作成した ACE 形式データから MCNP 用断面積ライブラリー (directory file と中性子断面積ライブラリー) を編集するためのものである。このコードが処理する ACE 形式データは、NJOY システムから出力される段階で形式を一部変更されたものである。また、NJOY システムが核データを正しく処理しているかどうかを調べるための機能をも有する。

B.2 編集機能

MCNP 用断面積ライブラリーを編集するために、下記の機能を有している。

- 1) 断面積ライブラリーの新規作成と最初の核種の収納
- 2) 断面積ライブラリーへの一核種ずつの追加収納
- 3) 断面積ライブラリー中の核種の削除
- 4) 断面積ライブラリー中に既に収納されている核種を新しい核種に置換
- 5) 断面積ライブラリー中の核種の順序を、核種の原子番号と質量数の昇順への並べ換え
- 6) 断面積ライブラリー中の核種の断面積データの印書出力
- 7) 断面積ライブラリー中の核種の断面積と核データ中での断面積を比較するための作図出力

B.3 入出力ファイル

MACROS コードの実行に必要なとされる入出力ファイルは Table B.1 に示すように割り当てられている。それらの説明を以下に示す。

- FT05 (入力, BCD 80 bytes/record)
MACROS コードの入力データ
- FT06 (出力, BCD 137 bytes/record)
実行経過と結果の印書出力
- FT10 (入力, BCD 80 bytes/record)
NJOY システムで作成した ACE 形式データ
- FT11 (入出力, BCD direct file, LRECL = 2048)
編集する directory file
- FT12 (入出力, バイナリー direct file, LRECL = 2048)
編集する中性子断面積ライブラリー

- FT13 (スクラッチ, バイナリー direct file, LRECL = 2048)
ライブラリー中の核種の順序変更をする際に, データを移すためのスクラッチファイル
- FT14 (入力, BCD 80 bytes/record)
断面積比較のための核種の出典となる核データファイル

B.4 入力データの説明

1 実行制御用データ (518)

- 1) MATNO ; 核種識別番号 (MCNPコードではZAIDと表記される。Table 2.11参照)
原子番号×1000 + 質量数
- 2) ITYPE ; 断面積ライブラリーの処理手法の指標
 - 0 = ライブラリーを新規作成し, 最初の核種を収納する
 - 1 = ライブラリーへ新たに核種を追加収納する
 - 2 = ライブラリー中に既に収納されている核種を削除し, 新しいACE形式データから核種を収納することにより核種の置換を行う
 - 3 = ライブラリー中に収納されている核種の順序をZAIDの昇順に並べ換える
 - 4 = ライブラリー中の核種の断面積データを印書出力する
 - 5 = ライブラリー中の核種を削除する
 - 6 = ライブラリー中の核種の断面積と核データの断面積を比較するための作図出力を行う

(注記: ITYPE = 1, 2, 5 が指定された時には, それぞれの処理終了後に自動的に核種の順序をZAID昇順に並べ換える。これを行わないためには, ITYPE = -1, -2, -5 をそれぞれ指定する必要がある。)

- 3) LRECD ; 断面積ライブラリーのファイルのレコード長 (default = 2048)
 - 4) LEVELV ; 同じ核種識別番号のものを区別するための2桁の評価識別番号 (Table 2.11参照)
 - 5) MATID ; MATNOで指定した核種の核データ中でのMAT番号 (ITYPE = 6の時のみ有効)
- ##### # 2 核種標題 (ITYPE = 0, 1, 2, 6の時必要) (A72)
- 断面積ライブラリー中に核種が収納される時 (ITYPE = 0, 1), 中性子断面積ライブラリーでのその核種の第1レコード上に記録される標題
- ##### # 3 断面積作図用データ (ITYPE = 6の時必要) (418)
- LEXPOD (I); 断面積を比較するための作図範囲を指定する
エネルギーの最小と最大値 (eV単位) の次数, 断面積の最小と最大値 (barn単位) の次数の順序で入力する。

B.5 使用例

このコードを使用するための入力データの例を Table B.2 ~ Table B.4 に示す。Table B.2 はライブラリーの新規作成と核種収納，Table B.3 は断面積データの印書出力，Table B.4 は断面積の比較のための作図出力を行うデータです。それらの使用例として，Table B.5 ~ Table B.7 に実行の印書出力を，そして Fig.B.1 に結果の一部を示す。

Table B.1 Sample JCL for use of MACROS code

```
//JCLG JOB
// EXEC JCLG
//SYSIN DD DATA,DLM='++'
// JUSER
// T.4 C.4 I.4 W.4 SRP GRP
// OPTP PASSWORD=

//* -----
//* --- MACROS : TO PROCESS FOR MCNP LIBRARY OF A CONTINUOUS ---
//* --- CROSS-SECTION OF ACE FORMAT FROM NJOY SYSTEM ---
//* --- AND FOR MCNP DIRECTRY OF NUCLIDE INFORMATION ---
//* -----
//COMP EXEC FORT77,SO='J2773.MACROSEX',Q=' .FORT77',A='ELM(*)'
//LINK EXEC LKED77,GRLIB=PNL
//RUN EXEC GO,OBSIZE=137
//FT06F001 DD SYSOUT=*,DCB=(LRECL=137,BLKSIZE=8220)
//* -----< ACE FORMAT FILE FROM NJOY SYSTEM >-
//FT10F001 DD DSN=J2773.NJOYST2.DATA,DISP=SHR,LABEL=(,/,IN)
//* -----< DIRECTRY FILE FOR MCNP >-
//FT11F001 DD DSN=J2773.FSXDIR.DATA,DISP=OLD
//* DCB=(DSORG=PS,RECFM=F,LRECL=2048,BLKSIZE=2048),
//* UNIT=TSSWK,DISP=(NEW,CATLG),SPACE=(TRK,(1,1))
//* -----< CROSS-SECTION LIBRARY FOR MCNP >-
//FT12F001 DD DSN=J2773.FSXLIB.DATA,DISP=OLD
//* DCB=(DSORG=PS,RECFM=F,LRECL=2048,BLKSIZE=2048),
//* UNIT=TSSWK,DISP=(NEW,CATLG),SPACE=(TRK,(30,10))
//* -----< WORK FILE >-
//FT13F001 DD DSN=J2773.DRTWK.DATA,DISP=NEW,SPACE=(TRK,(300,30)),
// DCB=(DSORG=PS,RECFM=F,LRECL=2048,BLKSIZE=2048),UNIT=TSSWK
//* -----< ENDF NUCLEAR DATA FILE >-
//FT14F001 DD DSN=J2608.JENDL3PR.DATA,DISP=SHR,LABEL=(,/,IN)
// EXPAND GRNLP,SYSOUT=H
//* -----< SYSIN DATA >-
//SYSIN DD *
// 4009 6 2048 31 409
// 1987/05/27 04-BE-9 JENDL-3PR1 JAERI - NJOY POINTWISE
//
//
//
```

Table B.2 Sample input data to allocate library and to store
a nucleus

3007	0	2048	31	307
1987/05/27	3-LI-7	JENDL-3PR1		JAERI - NJOY POINTWISE

Table B.3 Sample input data to output cross-section data

3007	4	2048	31	307
------	---	------	----	-----

Table B.4 Sample input data to plot cross-section data
for comparison

3007	6	2048	31	307
1987/05/27	3-LI-7	JENDL-3PR1		JAERI - NJOY POINTWISE

Table B.5 Sample output of the job to allocate library

```

=====
TABLE OF < MACROS > CODE SYSIN DATA
=====
NO.  S  1  2  3  4  5  6  7-f  ==  MACROS SYSIN DATA ==
X  1  --> 3007  0  2048  31  X  ==  MACROS SYSIN DATA ==
X  2  --> 1987/10/08  03-LI-7  JENDL-3PRI  JAERI - NJOY POINTWISE  X  ==  MACROS SYSIN DATA ==
-----S-----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7-f-----
XXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXX
XXXXXX
XXXXXX  MACROS :  PRODUCE A DATA LIBRARY FOR MCNP,  XXXXXX
THE LOS ALAMOS CONTINUOUS ENERGY MONTE  XXXXXX
CARLO CODE, FROM ACE ( A COMPACT ENDF )  XXXXXX
FORMAT CROSS-SECTION OUTPUT-FILE BY  XXXXXX
NJOY SYSTEM  XXXXXX
XXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXX
XXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXX
PROCESSED BY K.KOSAKO AT 1986/6/26
=====
< DESCRIPTION OF INPUT DATA FOR MACROS >
=====
1) MATNO ==> 3007 ; NUCLIDE IDENTIFICATION NUMBER (ATOMIC NUMBER * 1000 + MASS NUMBER)
2) ITYPE ==> 0 ; INDICATOR OF PROCESSING METHOD OF A CONTINUOUS CROSS-SECTION LIBRARY
(CIF NEGATIVE, RESONANTIAL PROCESS OF DIRECTORY AND LIBRARY IS NOT EXECUTED FOR ITYPE = 1, 2 AND 5)
IF = 0, TO ALLOCATE A CONTINUOUS LIBRARY FOR MCNP
= 1, TO ADD A CONTINUOUS CROSS-SECTION LIBRARY PREPARED FOR MCNP
= 2, TO REPLACE NUCLIDE IN A CONTINUOUS CROSS-SECTION LIBRARY PREPARED FOR MCNP
= 3, TO CHANGE TO INCREASING ORDER OF NUCLIDE IDENTIFIER IN LIBRARY AND DIRECTORY
= 4, TO PRINT A CONTINUOUS CROSS-SECTION DATA FOR REQUESTED NUCLIDE IN MCNP LIBRARY
= 5, TO DELETE A NUCLIDE REQUESTED IN DIRECTORY AND LIBRARY FILE
(NOTE -- A CONTINUOUS CROSS-SECTION LIBRARY MUST BE A DIRECT ACCESS FILE)
3) LRECD ==> 2048 ; RECORD LENGTH OF A CONTINUOUS CROSS-SECTION LIBRARY OF ACE FORMAT FOR MCNP
(DEFAULT VALUE = 2048)
4) LEVELV ==> 31 ; LEVEL NUMBER OR IDENTIFICATION NUMBER FOR GIVEN NUCLIDE IN WHICH RECORDED THE LIBRARY AND DIRECTORY
(GIVEN FORMAT IS 2-INTEGERS AND ADDED BEHIND POINT OF THE "MATNO")
=====
<<< GIVEN MESSAGE TO LIBRARY FOR MCNP >
<<< 1987/10/08 03-LI-7 JENDL-3PRI JAERI - NJOY POINTWISE >>>
=====

```

NUCLIDE IDENTIFICATION MESSAGE FROM ACE FILE PROCESSED WITH NJDY SYSTEM

NUCLIDE IDENTIFICATION 3007.00C
 ATOMIC WEIGHT 6.955730
 PROCESSED TEMPERATURE 2.53000-08
 PROCESSED DATE WITH NJDY 87-10-07
 MAT NUMBER IN NUCLEAR DATA FILE 307

ADDRESS OF EACH DATA IN ACE FILE

NUCLIDE IDENTIFIER NUMBER (ZAID)	3007
NUMBER OF ENERGY GRID POINTERS (NES)	474
TOTAL NUMBER OF REACTION (NTR)	6
NUMBER OF REACTIONS HAVING SECONDARY N (NR)	4
INITIAL ADDRESS	1
ADDRESS OF FISSION NU DATA (NU)	0
ADDRESS OF ENDF MAT NUMBERS (MTR)	2371
ADDRESS OF REACTION Q-VALUE (LQR)	2377
ADDRESS OF NUMBER OF SECONDARY NEUTRON (TYR) ..	2383
ADDRESS OF REACTION X-SEC LOCATORS (LSIG)	2389
ADDRESS OF REACTION CROSS-SECTION (SIG)	2395
ADDRESS OF COSINE DIR. LOCATORS (LAND)	3633
ADDRESS OF COSINE DISTRIBUTION (AND)	3638
ADDRESS OF LAW DATA LOCATORS (LDLW)	5374
ADDRESS OF LAW DATA (DLW)	5378
ADDRESS OF GAMMA PRODUCT. X-SEC (NGPD)	7458
TABLE LENGTH (ADDRESS OF LAST DATA)	8531

COMPONENTS FOR PHOTON ARE GAMMA PRODUCTION CROSS-SECTION AND ENERGY DISTRIBUTION (20-P * 30-G) MATRIX

ALLOCATION OF NEW LIBRARY (J2773.LIBNCNP.DATA) FOR MCNP WAS SUCCESSFUL ON UNIT 12

NUCLIDE IDENTIFICATION LEVEL	3007.31
FIRST RECORD ADDRESS IN MCNP LIBRARY	1
NUMBER OF RECORD FOR THIS NUCLIDE	17
NUMBER OF DATA ON A RECORD	512
RECORD ADDRESS IN MCNP DIRECTORY FILE	1
TOTAL NUMBER OF RECORD FOR THIS NUCLIDE	18

A CONTINUOUS CROSS-SECTION FOR ZA10 (3007.31) IN MCNP LIBRARY (J2773.FSXLIB.DATA)

INDIVIDUAL PARAMETER DESCRIPTION IN HEADER ARRAY

MATERIAL IDENTIFICATION NUMBER 3007.31C
 ATOMIC WEIGHT 6.955729
 PROCESSED TEMPERATURE 2.5300D-08
 PROCESSED DATE WITH NJOY 87-10-07
 GIVEN TITLE PROCESSED 1987710708 03-LL-7 JENDL-3HR1
 MAT NUMBER FOR EVALUATED NUCLIDE (307) JAERI - NJOY POINTWISE

IZ-ARRAY (1:16) 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
 AV-ARRAY (1:16) 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0
 NXS-ARRAY (1:16) 8531 3007 474 6 4 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0

1. TABLE LENGTH OF SECOND BLOCK OF DATA 8531
 2. NUCLIDE IDENTIFIER NUMBER (ZAID) 3007
 3. NUMBER OF ENERGY GRID POINTERS (NES) 474
 4. NUMBER OF REACTIONS EXCLUDING ELASTIC (NTR) 6
 5. NUMBER OF REACTIONS HAVING SECONDARY NEUTRONS (NR) 4
 6. NUMBER OF PHOTON PRODUCTION REACTIONS (NTRP) 0
 7. UNKNOWN 0
 8. UNKNOWN 0
 9. UNKNOWN 0
 10. UNKNOWN 0
 11. UNKNOWN 0
 12. UNKNOWN 0
 13. UNKNOWN 0
 14. UNKNOWN 0
 15. UNKNOWN 0
 16. UNKNOWN 0

JXS-ARRAY (1:32)

1. ADDRESS OF ENERGY TABLE (ESZ) 1
 2. ADDRESS OF FISSION NU DATA (NU) 0
 3. ADDRESS OF ENDF MI ARRAY (MTR) 2371
 4. ADDRESS OF Q-VALUE ARRAY (LQR) 2377
 5. ADDRESS OF REACTION TYPE ARRAY (IYR) 2383
 6. ADDRESS OF REACTION CROSS-SECTION LOCATORS (LSIG) 2389
 7. ADDRESS OF REACTION CROSS-SECTION (SIG) 2395
 8. ADDRESS OF ANGULAR DISTRIBUTION LOCATORS (LAND) 3633
 9. ADDRESS OF ANGULAR DISTRIBUTIONS (AND) 3638
 10. ADDRESS OF ENERGY DISTRIBUTION LOCATORS (LDLW) 5374
 11. ADDRESS OF ENERGY DISTRIBUTIONS (DLW) 5378
 12. ADDRESS OF PHOTON PRODUCTION DATA (GPD) 7458
 13. ADDRESS OF PHOTON PRODUCTION MI ARRAY (MTRP) 0
 14. ADDRESS OF PHOTON PROD. X-SEC LOCATORS (LSIGP) 0
 15. ADDRESS OF PHOTON PROD. CROSS-SECTION (SIGP) 0

16. ADDRESS OF PHOTON ANGULAR DIST. LOCATORS (LANDP)	0
17. ADDRESS OF PHOTON PROD. ANGULAR DISTRIBUTION (ANDP) .	0
18. ADDRESS OF PHOTON ENERGY DIST. LOCATORS (LDLWP)	0
19. ADDRESS OF PHOTON PROD. ENERGY DISTRIBUTION (DLWP) ..	0
20. ADDRESS OF TABLE OF YIELD MULTIPLIERS (YP)	0
21. ADDRESS OF TOTAL FISSION CROSS-SECTION (FIS)	0
22. ADDRESS OF LAST DATA OF THIS TABLE (END)	8531
23.	0
24.	0
25.	0
26.	0
27.	0
28.	0
29.	0
30.	0
31.	0
32.	0

A CONTINUOUS CROSS-SECTION TABLE FOR MCNP IS WRITED FROM NEXT PAGE

OUTPUT FORMAT OF THIS PROGRAM IS SIMILARY NJOY-ACE
ENERGY UNIT IS MILLION ELECTRON VOLT (MEV)
CROSS-SECTION UNIT IS BARN (1.0E-24 CM**2)

NO.	ENERGY	TOTAL	ABSORPTION	ELASTIC	HEATING	GAMMA PROD
1	1.0000E-11	2.34043E+01	2.28503E+00	2.11193E+01	2.55080E-05	2.36654E+00
2	1.14062E-11	2.19170E+01	2.13973E+00	1.97773E+01	2.55053E-05	2.23304E+00
3	1.28125E-11	2.06818E+01	2.01902E+00	1.86628E+01	2.54814E-05	2.02168E+00
4	1.56250E-11	1.87320E+01	1.82929E+00	1.69041E+01	2.55178E-05	1.86128E+00
5	1.84375E-11	1.72483E+01	1.68289E+00	1.55654E+01	2.55098E-05	1.73390E+00
6	2.12500E-11	1.60702E+01	1.56772E+00	1.45024E+01	2.55131E-05	1.62955E+00
7	2.40625E-11	1.51054E+01	1.47337E+00	1.36320E+01	2.54876E-05	1.54202E+00
8	2.68750E-11	1.42964E+01	1.39423E+00	1.29022E+01	2.54609E-05	1.40239E+00
9	3.25000E-11	1.30066E+01	1.26799E+00	1.17386E+01	2.54487E-05	1.29494E+00
10	3.81250E-11	1.20143E+01	1.17083E+00	1.08435E+01	2.54696E-05	1.20892E+00
11	4.37500E-11	1.12206E+01	1.09306E+00	1.01275E+01	2.54888E-05	1.07834E+00
12	5.0000E-11	1.00166E+01	9.74994E-01	9.04163E+00	2.53578E-05	9.82621E-01
13	6.62500E-11	9.13494E+00	8.88446E-01	8.24650E+00	2.52875E-05	9.08570E-01
14	7.75000E-11	8.45361E+00	8.21492E-01	7.63212E+00	2.53146E-05	8.49081E-01
15	8.87500E-11	7.90683E+00	7.67704E-01	7.13912E+00	2.54211E-05	7.99931E-01
16	1.00000E-10	7.45553E+00	7.23265E-01	6.73227E+00	2.52162E-05	7.49166E-01
17	1.14062E-10	6.98883E+00	6.77365E-01	6.31147E+00	2.53261E-05	7.06943E-01
18	1.28125E-10	6.60160E+00	6.39189E-01	5.96242E+00	2.52969E-05	6.40203E-01
19	1.56250E-10	5.99140E+00	5.78845E-01	5.41256E+00	2.52028E-05	5.89344E-01
20	1.84375E-10	5.52781E+00	5.32861E-01	4.99495E+00	2.51456E-05	5.48930E-01
21	2.12500E-10	5.16042E+00	4.96320E-01	4.66410E+00	2.51796E-05	5.15824E-01
22	2.40625E-10	4.86016E+00	4.66387E-01	4.39378E+00	2.51020E-05	4.88057E-01
23	2.68749E-10	4.60893E+00	4.41281E-01	4.16765E+00	2.50601E-05	4.43765E-01
24	3.24999E-10	4.20948E+00	4.01234E-01	3.80824E+00	2.49437E-05	4.09678E-01
25	3.81249E-10	3.90343E+00	3.70414E-01	3.53302E+00	2.48339E-05	3.82401E-01
26	4.37500E-10	3.65958E+00	3.45751E-01	3.31383E+00	2.47125E-05	3.41011E-01
27	5.0000E-10	3.29185E+00	3.08328E-01	2.98352E+00	2.45113E-05	3.10686E-01
28	6.62500E-10	3.02466E+00	2.80909E-01	2.74376E+00	2.43002E-05	2.87240E-01
29	7.75000E-10	2.81981E+00	2.59711E-01	2.56009E+00	2.40930E-05	2.68415E-01
30	8.87500E-10	2.65666E+00	2.42689E-01	2.41397E+00	2.39022E-05	2.52868E-01
31	1.00000E-09	2.52304E+00	2.28633E-01	2.29440E+00	2.36818E-05	2.36775E-01
32	1.14062E-09	2.38597E+00	2.14082E-01	2.17189E+00	2.34705E-05	2.23412E-01
33	1.28125E-09	2.27331E+00	2.02000E-01	2.07131E+00	2.32315E-05	2.02329E-01
34	1.56250E-09	2.09816E+00	1.82938E-01	1.91523E+00	2.27878E-05	1.86277E-01
35	1.84375E-09	1.96746E+00	1.68424E-01	1.79904E+00	2.23956E-05	1.73527E-01
36	2.12500E-09	1.78389E+00	1.56896E-01	1.70878E+00	2.20094E-05	1.63080E-01
37	2.40625E-09	1.86568E+00	1.47450E-01	1.63644E+00	2.16171E-05	1.54316E-01
38	2.68750E-09	1.71657E+00	1.39527E-01	1.57704E+00	2.12634E-05	1.40329E-01
39	3.25000E-09	1.61199E+00	1.26880E-01	1.48511E+00	2.05491E-05	1.29557E-01
40	3.81250E-09	1.53427E+00	1.17140E-01	1.41713E+00	1.99606E-05	1.20932E-01
41	4.37500E-09	1.47411E+00	1.09342E-01	1.36477E+00	1.93760E-05	1.07840E-01
42	5.49999E-09	1.38688E+00	9.75045E-02	1.28937E+00	1.83867E-05	9.82494E-02
43	6.62500E-09	1.32637E+00	8.88332E-02	1.23773E+00	1.75264E-05	9.08394E-02
44	7.75000E-09	1.28235E+00	8.21333E-02	1.20021E+00	1.67174E-05	8.48930E-02
45	8.87500E-09	1.24852E+00	7.67568E-02	1.17176E+00	1.60691E-05	7.99837E-02
46	9.99999E-09	1.22179E+00	7.23180E-02	1.14947E+00	1.54487E-05	7.32949E-02
47	1.19125E-08	1.18726E+00	6.62702E-02	1.12099E+00	1.46346E-05	6.80436E-02
48	1.38250E-08	1.16176E+00	6.15223E-02	1.10024E+00	1.38260E-05	6.37767E-02
49	1.57375E-08	1.14213E+00	5.76643E-02	1.08447E+00	1.31880E-05	6.02205E-02
50	1.76500E-08	1.12654E+00	5.44489E-02	1.07209E+00	1.25939E-05	5.45879E-02

(omitted)

ANGULAR DISTRIBUTION TABLE

ENERGY GRID OF ANGULAR DISTRIBUTION FOR ELASTIC REACTION 46
 ENERGY GRID OF ANGULAR DISTRIBUTION FOR (N,2N*DRY) REACTION 6
 ENERGY GRID OF ANGULAR DISTRIBUTION FOR (N,N*G) REACTION 6

NOTE THE BLANK OF ANGULAR DISTRIBUTION MEAN EQUIVALENCE PROBABILITIES
 THE TABLE LENGTH OF ANGULAR DISTRIBUTION IS USUALLY 33 AND THERE IS THE DIRECTION COSINE BETWEEN -1.0 AND 1.0
 THE MAXIMUM TABLE LENGTH OF ANGULAR DISTRIBUTION IS 150, THUS PRINT WILL BE STOPPED IF EXCEED IT

ANGULAR DISTRIBUTIONS FOR ELASTIC REACTION IN CENTER OF MASS SYSTEM

	ENERGY	ENERGY	ENERGY	ENERGY	ENERGY	ENERGY	ENERGY
1	1.00000E-11	1.00000E-10	1.00000E-09	2.53000E-08	1.00000E-07	1.00000E-06	1.00000E-05
2							1.00000E-04
3							
4							
5							
6							
7							
8							
9							
10							
11							
12							
13							
14							
15							
16							
17							
18							
19							
20							
21							
22							
23							
24							
25							
26							
27							
28							
29							
30							
31							
32							
33							

ANGULAR DISTRIBUTIONS FOR ELASTIC REACTION IN CENTER OF MASS SYSTEM

	ENERGY 1.00000E-03	ENERGY 1.00000E-02	ENERGY 1.00000E-01	ENERGY 1.50000E-01	ENERGY 2.00000E-01	ENERGY 2.20000E-01	ENERGY 2.40000E-01	ENERGY 2.80000E-01
1	-1.00000E+00	-1.00000E+00	-1.00000E+00	-1.00000E+00	-1.00000E+00	-1.00000E+00	-1.00000E+00	-1.00000E+00
2	-9.36918E-01	-9.27977E-01	-9.17248E-01	-9.09186E-01	-9.21101E-01	-9.40713E-01	-9.60422E-01	-9.60422E-01
3	-8.73874E-01	-8.56648E-01	-8.35984E-01	-8.18137E-01	-8.39357E-01	-8.78440E-01	-9.19431E-01	-9.19431E-01
4	-8.10868E-01	-7.86005E-01	-7.56224E-01	-7.27471E-01	-7.53153E-01	-8.13028E-01	-8.76923E-01	-8.76923E-01
5	-7.47900E-01	-7.16041E-01	-6.77972E-01	-6.37779E-01	-6.69043E-01	-7.44369E-01	-8.32787E-01	-8.32787E-01
6	-6.84969E-01	-6.46748E-01	-6.01226E-01	-5.49598E-01	-5.81734E-01	-6.72439E-01	-7.86901E-01	-7.86901E-01
7	-6.22077E-01	-5.78119E-01	-5.25976E-01	-4.63371E-01	-4.94043E-01	-5.97330E-01	-7.39136E-01	-7.39136E-01
8	-5.59222E-01	-5.10145E-01	-4.52206E-01	-3.7942E-01	-4.06824E-01	-5.19296E-01	-6.89333E-01	-6.89333E-01
9	-4.96405E-01	-4.42820E-01	-3.79895E-01	-2.98054E-01	-3.20885E-01	-4.38784E-01	-6.37406E-01	-6.37406E-01
10	-4.33625E-01	-3.76134E-01	-3.09019E-01	-2.19354E-01	-2.36924E-01	-3.56446E-01	-5.83145E-01	-5.83145E-01
11	-3.70883E-01	-3.10079E-01	-2.39549E-01	-1.43412E-01	-1.55481E-01	-2.73111E-01	-5.26421E-01	-5.26421E-01
12	-3.08179E-01	-2.44648E-01	-1.71455E-01	-7.02294E-02	-7.69253E-02	-1.89713E-01	-4.67093E-01	-4.67093E-01
13	-2.45512E-01	-1.79831E-01	-1.04704E-01	-2.35668E-04	-1.47252E-03	-1.07193E-01	-4.05036E-01	-4.05036E-01
14	-1.82883E-01	-1.15620E-01	-3.92610E-02	6.80618E-02	7.07969E-02	-2.64028E-02	-3.40160E-01	-3.40160E-01
15	-1.20291E-01	-5.20062E-02	2.49067E-02	1.33350E-01	1.39900E-01	5.19800E-02	-2.72431E-01	-2.72431E-01
16	-5.77347E-02	1.10177E-02	8.78343E-02	1.96212E-01	2.05924E-01	1.27478E-01	-2.01892E-01	-2.01892E-01
17	4.78392E-03	7.34603E-02	1.49557E-01	2.56774E-01	2.69001E-01	1.99812E-01	-1.28669E-01	-1.28669E-01
18	6.72652E-02	1.33330E-01	2.10109E-01	3.15157E-01	3.29290E-01	2.68868E-01	-5.31097E-02	-5.31097E-02
19	1.92114E-01	1.96632E-01	3.17575E-01	3.71484E-01	3.86957E-01	-3.34660E-01	2.44249E-02	2.44249E-02
20	2.54482E-01	3.27842E-01	3.27842E-01	4.25874E-01	4.42174E-01	3.97286E-01	1.03341E-01	1.03341E-01
21	3.16812E-01	3.17575E-01	3.85092E-01	4.78440E-01	4.95107E-01	4.56896E-01	1.82953E-01	1.82953E-01
22	3.79105E-01	3.77232E-01	4.41309E-01	5.29290E-01	5.45914E-01	5.13668E-01	2.62510E-01	2.62510E-01
23	4.41361E-01	4.94955E-01	4.96536E-01	5.78525E-01	5.94745E-01	5.67792E-01	3.41273E-01	3.41273E-01
24	5.03580E-01	5.53037E-01	5.50768E-01	6.26240E-01	6.41739E-01	6.19456E-01	4.18570E-01	4.18570E-01
25	5.65762E-01	6.10611E-01	6.04072E-01	6.72523E-01	6.87023E-01	6.6843E-01	4.93852E-01	4.93852E-01
26	6.27907E-01	6.67683E-01	7.07978E-01	7.17457E-01	7.30716E-01	7.16124E-01	5.66713E-01	5.66713E-01
27	6.90015E-01	7.24261E-01	7.58635E-01	7.61118E-01	7.72924E-01	7.61460E-01	6.36894E-01	6.36894E-01
28	7.52085E-01	7.80352E-01	8.08464E-01	8.03577E-01	8.13747E-01	8.04998E-01	7.04262E-01	7.04262E-01
29	8.14119E-01	8.35965E-01	8.57491E-01	8.44909E-01	8.53276E-01	8.46870E-01	7.68788E-01	7.68788E-01
30	8.76116E-01	8.91105E-01	9.05740E-01	8.85149E-01	8.91593E-01	8.87201E-01	8.30515E-01	8.30515E-01
31	9.38077E-01	9.45781E-01	9.53235E-01	9.24381E-01	9.28774E-01	9.26100E-01	8.89539E-01	8.89539E-01
32	1.00000E+00	9.99999E-01	9.99999E-01	9.62648E-01	9.62648E-01	9.63669E-01	9.45986E-01	9.45986E-01
33	EQUIV. PROB.	9.99999E-01	9.99999E-01	9.99999E-01	9.99999E-01	9.99999E-01	9.99999E-01	9.99999E-01

(omitted)

ENERGY DISTRIBUTIONS FOR ALL REACTIONS PRODUCING SECONDARY NEUTRONS

ENERGY DISTRIBUTION FOR SECONDARY NEUTRONS FROM REACTION (N,2N*DRT) (MT = 16) WITH 1 LAW(S)

LAW = 4 1ST OF 1 LAWS FORM REACTION (N,2N*DRT)

PROBABILITY OF LAW
 NR = 0
 NE = 2

E(I=1,NE) = 8.3000E+00 2.0000E+01
 P(I=1,NE) = 1.0000E+00 1.0000E+00

DATA FOR LAW

NR = 0
 NE = 13

NEUTRON ENERGY = 8.30000E+00 ; INIT = 2 ; NP = 3

ENERGY	PDF	CDF	ENERGY	PDF	CDF	ENERGY	PDF	CDF
0.0	0.0	0.0	6.55110E-02	1.52649E+01	5.00008E-01	1.31020E-01	0.0	1.00000E+00

NEUTRON ENERGY = 9.00000E+00 ; INIT = 2 ; NP = 21

ENERGY	PDF	CDF	ENERGY	PDF	CDF	ENERGY	PDF	CDF
0.0	0.0	0.0	6.19030E-02	1.25428E+00	3.88219E-02	1.23810E-01	1.54248E+00	1.25391E-01
1.85710E-01	1.53958E+00	2.20781E-01	2.47610E-01	1.48828E+00	3.14493E-01	3.09510E-01	1.41798E+00	4.04442E-01
3.71420E-01	1.32588E+00	4.89378E-01	4.33320E-01	1.22998E+00	5.68482E-01	4.95220E-01	1.12168E+00	6.41266E-01
5.57130E-01	1.00998E+00	7.07251E-01	6.19030E-01	8.97121E-01	7.66276E-01	6.80930E-01	7.80689E-01	8.18204E-01
7.42840E-01	6.58320E-01	8.62748E-01	8.04740E-01	5.36672E-01	8.99733E-01	8.66640E-01	4.54004E-01	9.30394E-01
9.28540E-01	3.40145E-01	9.54973E-01	9.90450E-01	2.55746E-01	9.73419E-01	1.05240E+00	1.71637E-01	9.86657E-01
1.11430E+00	8.16998E-02	9.94498E-01	1.17620E+00	4.80393E-02	9.98514E-01	1.23810E+00	0.0	1.00000E+00

NEUTRON ENERGY = 1.00000E+01 ; INIT = 2 ; NP = 21

ENERGY	PDF	CDF	ENERGY	PDF	CDF	ENERGY	PDF	CDF
0.0	0.0	0.0	1.18650E-01	5.26980E-01	3.12631E-02	2.37300E-01	6.97610E-01	1.03912E-01
3.59940E-01	7.90140E-01	1.92165E-01	4.74590E-01	8.27400E-01	2.88126E-01	5.93240E-01	8.00320E-01	3.84690E-01
7.11890E-01	7.39950E-01	4.76067E-01	8.30540E-01	6.76570E-01	5.60101E-01	9.49180E-01	6.10110E-01	6.36427E-01
1.06780E+00	5.38980E-01	7.04580E-01	1.18650E+00	4.78670E-01	7.64977E-01	1.30510E+00	4.15540E-01	8.18004E-01
1.42380E+00	3.51100E-01	8.63504E-01	1.54240E+00	2.85880E-01	9.01277E-01	1.66110E+00	2.26090E-01	9.31662E-01
1.77970E+00	1.77430E-01	9.55591E-01	1.89840E+00	1.31170E-01	9.73906E-01	2.01700E+00	8.81970E-02	9.86915E-01
2.13570E+00	4.94730E-02	9.95085E-01	2.25430E+00	1.67030E-02	9.99009E-01	2.37300E+00	0.0	1.00000E+00

NEUTRON ENERGY = 1.10000E+01 ; INIT = 2 ; NP = 21

ENERGY	PDF	CDF	ENERGY	PDF	CDF	ENERGY	PDF	CDF
0.0	0.0	0.0	1.72270E-01	3.27248E-01	2.81875E-02	3.44540E-01	4.37957E-01	9.40984E-02
5.16820E-01	5.03757E-01	1.75218E-01	6.89090E-01	5.40607E-01	2.65174E-01	8.61360E-01	5.52947E-01	3.59367E-01

(omitted)

GAMMA PRODUCTION ENERGY DISTRIBUTION OF IANL 30-GROUP BY 20 EQUALLY-PROBABLE BINS FOR NEUTRON ENERGY

NEUTRON ENERGY	EQUALLY-PROBABLE GAMMA ENERGIES																	
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16		
1 1.3900E-10	0.9261 2.0684	0.9783 2.0787	1.0380 2.0889	1.0380 2.0889	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608
2 1.5200E-07	0.9261 2.0684	0.9783 2.0787	1.0380 2.0889	1.0380 2.0889	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608
3 4.1400E-07	0.9261 2.0684	0.9783 2.0787	1.0380 2.0889	1.0380 2.0889	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608
4 1.1300E-06	0.9261 2.0684	0.9783 2.0787	1.0380 2.0889	1.0380 2.0889	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608
5 3.0600E-06	0.9261 2.0684	0.9783 2.0787	1.0380 2.0889	1.0380 2.0889	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608
6 8.3200E-06	0.9261 2.0684	0.9783 2.0787	1.0380 2.0889	1.0380 2.0889	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608
7 2.2600E-05	0.9261 2.0684	0.9783 2.0787	1.0380 2.0889	1.0380 2.0889	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608
8 6.1400E-05	0.9261 2.0684	0.9783 2.0787	1.0380 2.0889	1.0380 2.0889	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608
9 1.6700E-04	0.9261 2.0684	0.9783 2.0787	1.0380 2.0889	1.0380 2.0889	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608
10 4.5400E-04	0.9261 2.0684	0.9783 2.0787	1.0380 2.0889	1.0380 2.0889	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608
11 1.2350E-03	0.9261 2.0684	0.9783 2.0787	1.0380 2.0889	1.0380 2.0889	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608
12 3.3500E-03	0.9261 2.0684	0.9783 2.0787	1.0380 2.0889	1.0380 2.0889	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608
13 9.1200E-03	0.9261 2.0684	0.9783 2.0787	1.0380 2.0889	1.0380 2.0889	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608
14 2.4800E-02	0.9261 2.0684	0.9783 2.0787	1.0380 2.0889	1.0380 2.0889	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608	1.2480 2.0992	2.0068 2.1095	2.0171 2.1197	2.0273 2.1300	2.0376 2.1402	2.0479 2.1506	2.0581 2.1608
15 6.7600E-02	0.9261 2.0886	0.9794 2.1019	1.1287 2.1151	1.1287 2.1151	1.5271 2.1284	2.0088 2.1418	2.0221 2.1550	2.0354 2.1758	2.0487 2.2195	2.0620 2.2649	2.0753 2.3102	1.5271 2.1284	2.0088 2.1418	2.0221 2.1550	2.0354 2.1758	2.0487 2.2195	2.0620 2.2649	2.0753 2.3102
16 1.8400E-01	0.9261	0.9949	1.2393	1.2393	1.4454	2.1729	2.1832	2.1935	2.2039	2.2142	2.2245	1.4454	2.1729	2.1832	2.1935	2.2039	2.2142	2.2245

17	3.0300E-01	2.2348	2.2452	2.2555	2.2658	2.2762	2.2865	2.2968	2.3071	2.3175	2.3278
		0.9261	1.0005	1.3648	1.5726	2.1963	2.2417	2.2872	2.3287	2.3662	2.3595
		2.3729	2.3863	2.5996	2.4130	2.4264	2.4397	2.4531	2.4665	2.4798	2.4932
18	5.0000E-01	0.4513	0.4537	0.4562	0.4587	0.4613	0.4638	0.4662	0.4687	0.4713	0.4737
		0.4763	0.4787	0.4813	0.4838	0.4863	0.4887	0.4913	0.4937	0.4963	0.5061
19	8.2300E-01	0.4512	0.4537	0.4562	0.4587	0.4612	0.4638	0.4662	0.4687	0.4713	0.4737
		0.4762	0.4787	0.4812	0.4837	0.4862	0.4887	0.4912	0.4937	0.4962	0.4997
20	1.3530E+00	0.4513	0.4537	0.4562	0.4588	0.4612	0.4638	0.4662	0.4687	0.4713	0.4737
		0.4762	0.4788	0.4812	0.4837	0.4862	0.4888	0.4912	0.4937	0.4962	0.4999
21	1.7330E+00	0.4513	0.4537	0.4562	0.4588	0.4612	0.4638	0.4662	0.4687	0.4713	0.4737
		0.4762	0.4788	0.4812	0.4837	0.4862	0.4888	0.4912	0.4937	0.4963	0.5001
22	2.2320E+00	0.4513	0.4537	0.4563	0.4588	0.4612	0.4638	0.4663	0.4687	0.4713	0.4737
		0.4763	0.4788	0.4812	0.4837	0.4863	0.4888	0.4912	0.4937	0.4963	0.5003
23	2.8650E+00	0.4512	0.4537	0.4563	0.4587	0.4612	0.4637	0.4662	0.4687	0.4712	0.4737
		0.4762	0.4787	0.4812	0.4837	0.4862	0.4887	0.4912	0.4937	0.4962	0.4987
24	3.6800E+00	0.4512	0.4537	0.4563	0.4587	0.4612	0.4637	0.4662	0.4687	0.4712	0.4737
		0.4762	0.4787	0.4812	0.4837	0.4862	0.4887	0.4912	0.4937	0.4962	0.4987
25	6.0700E+00	0.4512	0.4537	0.4563	0.4587	0.4612	0.4637	0.4662	0.4687	0.4712	0.4737
		0.4762	0.4787	0.4812	0.4837	0.4862	0.4887	0.4912	0.4937	0.4962	0.4987
26	7.7900E+00	0.4512	0.4537	0.4563	0.4587	0.4612	0.4637	0.4662	0.4687	0.4712	0.4737
		0.4762	0.4787	0.4812	0.4837	0.4862	0.4887	0.4912	0.4937	0.4962	0.4987
27	1.0000E+01	0.4513	0.4537	0.4563	0.4588	0.4612	0.4638	0.4663	0.4687	0.4713	0.4737
		0.4763	0.4788	0.4812	0.4837	0.4863	0.4888	0.4912	0.4937	0.4963	0.5035
28	1.2000E+01	0.4513	0.4537	0.4562	0.4588	0.4612	0.4638	0.4662	0.4687	0.4713	0.4737
		0.4762	0.4788	0.4812	0.4837	0.4862	0.4888	0.4912	0.4937	0.4962	0.5039
29	1.3500E+01	0.4513	0.4537	0.4562	0.4587	0.4612	0.4638	0.4662	0.4687	0.4713	0.4737
		0.4762	0.4787	0.4812	0.4837	0.4862	0.4887	0.4912	0.4937	0.4962	0.5048
30	1.5000E+01	0.4512	0.4537	0.4562	0.4587	0.4612	0.4638	0.4662	0.4687	0.4713	0.4737
		0.4762	0.4787	0.4812	0.4837	0.4862	0.4887	0.4912	0.4937	0.4962	0.5051

END OF DATA IS DETECTED AND PRINT IS FINISHED

Table B.7 Sample output of the job to plot cross-section data
for comparison

```

=====  TABLE OF < MACROS > CODE SYSIN DATA  =====
-----S-----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7-F-----
X 1 --> 3007      6  2048      31      307      X      MACROS SYSIN DATA ==
X 2 --> 1987/05/27 3-1.1-7 JENDL-3PRI  JAERI - NJOY POINTWISE X      MACROS SYSIN DATA ==
-----S-----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7-F-----
-----NO.-----

```

```

XXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXX
XXXXX
XXXXX MACROS : PRODUCE A DATA LIBRARY FOR MCNP, XXXXXX
XXXXXXXX THE LOS ALAMOS CONTINUOUS ENERGY MONTE XXXXXX
XXXXXXXX CARLO CODE, FROM ACE ( A CONTACT ENDF ) XXXXXX
XXXXXXXX FORMAT CROSS-SECTION OUTPUT-FILE BY XXXXXX
XXXXXXXX NJOY SYSTEM XXXXXX
XXXXXXXX XXXXXX
XXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXX

```

PRODUCED BY K.KOSAKO AT 1986/6/26

```

=====
<<<<< DESCRIPTION OF INPUT DATA FOR MACROS >=====
1) MATNO ==> 3007 ; NUCLIDE IDENTIFICATION NUMBER (ATOMIC NUMBER * 1000 + MASS NUMBER)
2) ITYPE ==> 6 ; INDICATOR OF PROCESSING METHOD OF A CONTINUOUS CROSS-SECTION LIBRARY
(CIF NEGATIVE, RESQUENTIAL PROCESS OF DIRECTORY AND LIBRARY IS NOT EXECUTED FOR ITYPE = 1 AND 2)
IF = 0, TO ALLOCATE A CONTINUOUS LIBRARY FOR MCNP
= 1, TO ADD A CONTINUOUS CROSS-SECTION LIBRARY PREPARED FOR MCNP
= 2, TO REPLACE NUCLIDE IN A CONTINUOUS CROSS-SECTION LIBRARY PREPARED FOR MCNP
= 3, TO CHANGE TO INCREASING ORDER OF NUCLIDE IDENTIFIER IN LIBRARY AND DIRECTORY
= 4, TO PRINT A CONTINUOUS CROSS-SECTION DATA FOR REQUESTED NUCLIDE IN MCNP LIBRARY
= 5, TO DELETE A NUCLIDE REQUESTED IN DIRECTORY AND LIBRARY FILE
= 6, TO PLOT LOG-LOG GRAPH TO COMPARE WITH ENDF/B FILE OF MCNP LIBRARY

```

```

<NOTE -- A CONTINUOUS CROSS-SECTION LIBRARY IS DIRECT ACCESS FILE>
3) LRECD ==> 2048 ; RECORD LENGTH OF A CONTINUOUS CROSS-SECTION LIBRARY OF ACE FORMAT FOR MCNP
(DEFAULT VALUE = 2048)
4) LEVELV ==> 31 ; LEVEL NUMBER OR IDENTIFICATION NUMBER FOR GIVEN NUCLIDE IN WHICH RECORDED THE LIBRARY AND DIRECTORY
(GIVEN FORMAT IS 2-INTegers AND ADDED DEPEND POINT OF THE "MATNO")
5) MATID ==> 307 ; MAT IDENTIFICATION NUMBER ON EVALUATED NUCLIDE DATA FILE
(ONLY FOR "ITYPE" = 6)

```

```

=====
<<<<< GIVEN MESSAGE TO LIBRARY FOR MCNP >=====
<<<< 1987/05/27 3.LI-7 JENDL-3PRT JAERI - NJOY POINTWISE >>>>
<<<< PLOT SCALING DATA (MT NO. 1) >>>> ..... ENERGY GRID (ENDF/B: 222 ; MCNP: 474) .....
X-SIZE = 30.000 (X-SCALE REGION -5.0000E+00 ===> 8.0000E+00 ; DELTA = 4.3333E-01 ; NUMBER OF DECARD = 13 )
Y-SIZE = 20.000 (Y-SCALE REGION -1.0000E+00 ===> 2.0000E+00 ; DELTA = 1.5000E-01 ; NUMBER OF DECARD = 3 )
<<<< PLOT SCALING DATA (MT NO. 2) >>>> ..... ENERGY GRID (ENDF/B: 337 ; MCNP: 474) .....
X-SIZE = 30.000 (X-SCALE REGION -5.0000E+00 ===> 8.0000E+00 ; DELTA = 4.3333E-01 ; NUMBER OF DECARD = 13 )
Y-SIZE = 20.000 (Y-SCALE REGION -1.0000E+00 ===> 2.0000E+00 ; DELTA = 1.5000E-01 ; NUMBER OF DECARD = 3 )

```

```

MESSAGE FROM PLOTXX -- MT NUMBER 3 WAS NOT PLOTTED THAT THE CROSS-SECTION DATA NOT CORRESPONDED
BETWEEN ENDF/B FILE AND MCNP LIBRARY.
MESSAGE FROM PLOTXX -- MT NUMBER 4 WAS NOT PLOTTED THAT THE CROSS-SECTION DATA NOT CORRESPONDED

```

BETWEEN ENDF/B FILE AND MCNP LIBRARY.

MESSAGE FROM PLOTXX -- HT NUMBER 16 WAS PLOTTED THE CROSS-SECTION DATA.

```
<<< PLOT SCALING DATA (HT NO. 16) >>> ..... ENERGY GRID (ENDF/B: 33 ; MCNP: 76) .....
X-SIZE = 30.000 (X-SCALE REGION 6.0000E+00 ==> 8.0000E+00 ; DELTA = 6.6667E-02 ; NUMBER OF DECARD = 2 )
Y-SIZE = 20.000 (Y-SCALE REGION -4.0000E+00 ==> -1.0000E+00 ; DELTA = 1.5000E-01 ; NUMBER OF DECARD = 3 )
```

MESSAGE FROM PLOTXX -- HT NUMBER 51 WAS PLOTTED THE CROSS-SECTION DATA.

```
<<< PLOT SCALING DATA (HT NO. 51) >>> ..... ENERGY GRID (ENDF/B: 79 ; MCNP: 280) .....
X-SIZE = 30.000 (X-SCALE REGION 5.0000E+00 ==> 8.0000E+00 ; DELTA = 1.0000E-01 ; NUMBER OF DECARD = 3 )
Y-SIZE = 20.000 (Y-SCALE REGION -4.0000E+00 ==> 0.0 ; DELTA = 2.0000E-01 ; NUMBER OF DECARD = 4 )
```

MESSAGE FROM PLOTXX -- HT NUMBER 52 WAS PLOTTED THE CROSS-SECTION DATA.

```
<<< PLOT SCALING DATA (HT NO. 52) >>> ..... ENERGY GRID (ENDF/B: 15 ; MCNP: 131) .....
X-SIZE = 30.000 (X-SCALE REGION 6.0000E+00 ==> 8.0000E+00 ; DELTA = 6.6667E-02 ; NUMBER OF DECARD = 2 )
Y-SIZE = 20.000 (Y-SCALE REGION -3.0000E+00 ==> 0.0 ; DELTA = 1.5000E-01 ; NUMBER OF DECARD = 3 )
```

MESSAGE FROM PLOTXX -- HT NUMBER 91 WAS PLOTTED THE CROSS-SECTION DATA.

```
<<< PLOT SCALING DATA (HT NO. 91) >>> ..... ENERGY GRID (ENDF/B: 34 ; MCNP: 195) .....
X-SIZE = 30.000 (X-SCALE REGION 6.0000E+00 ==> 8.0000E+00 ; DELTA = 6.6667E-02 ; NUMBER OF DECARD = 2 )
Y-SIZE = 20.000 (Y-SCALE REGION -4.0000E+00 ==> 0.0 ; DELTA = 2.0000E-01 ; NUMBER OF DECARD = 4 )
```

MESSAGE FROM PLOTXX -- HT NUMBER 102 WAS PLOTTED THE CROSS-SECTION DATA.

```
<<< PLOT SCALING DATA (HT NO.102) >>> ..... ENERGY GRID (ENDF/B: 15 ; MCNP: 474) .....
X-SIZE = 30.000 (X-SCALE REGION -5.0000E+00 ==> 8.0000E+00 ; DELTA = 4.3333E-01 ; NUMBER OF DECARD = 13 )
Y-SIZE = 20.000 (Y-SCALE REGION -6.0000E+00 ==> 1.0000E+00 ; DELTA = 3.5000E-01 ; NUMBER OF DECARD = 7 )
```

MESSAGE FROM PLOTXX -- HT NUMBER 104 WAS PLOTTED THE CROSS-SECTION DATA.

```
<<< PLOT SCALING DATA (HT NO.104) >>> ..... ENERGY GRID (ENDF/B: 14 ; MCNP: 70) .....
X-SIZE = 30.000 (X-SCALE REGION 6.0000E+00 ==> 8.0000E+00 ; DELTA = 6.6667E-02 ; NUMBER OF DECARD = 2 )
Y-SIZE = 20.000 (Y-SCALE REGION -6.0000E+00 ==> -2.0000E+00 ; DELTA = 2.0000E-01 ; NUMBER OF DECARD = 4 )
```

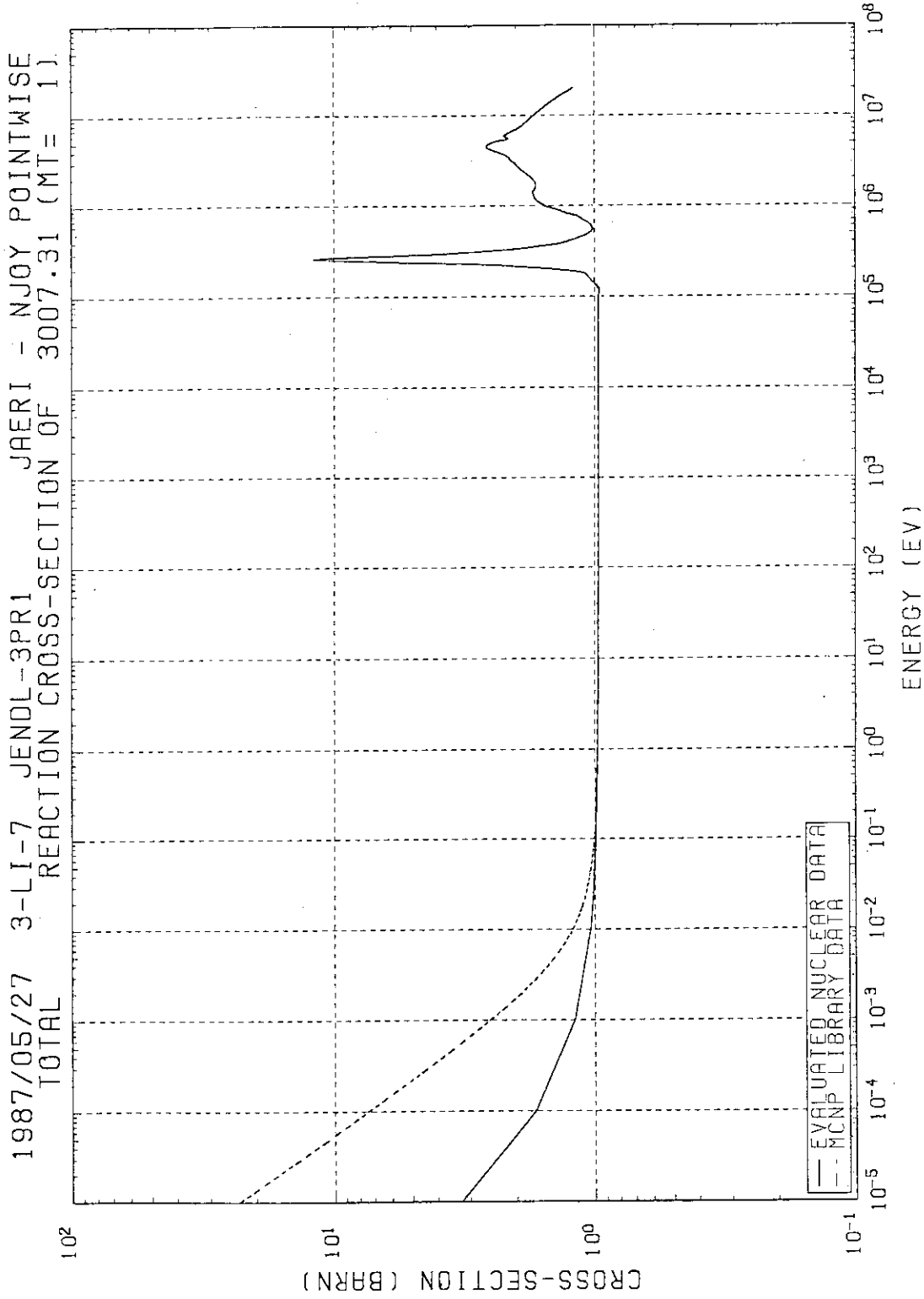


Fig. B.1 Comparison of total cross-sections of ${}^7\text{Li}$ (JENDL-3PRI) produced by present system