

JAERI-Data/Code

96-018



連続エネルギーモンテカルロコードMVP用  
中性子断面積ライブラリー作成コードシステム  
LICEM

1996年5月

森 貴正・中川正幸・金子邦男\*

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

本レポートは、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。

入手の問い合わせは、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、お申し越してください。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）で複写による実費領布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1996

---

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 いばらき印刷(株)

連続エネルギーモンテカルロコードMVP用  
中性子断面積ライブラリー作成コードシステム  
L I C E M

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部  
森 貴正・中川 正幸・金子 邦男\*

(1996年4月26日受理)

ENDF形式で表現された評価済み核データファイル进行处理して、連続エネルギーモンテカルロコードMVPの中性子断面積ライブラリーを作成するコードシステムを開発した。本コードシステムは9つの単体コードによって構成されており、最新のENDF-6形式の核データを処理することができる。本コードシステムを用いて、4つの評価済み核データファイル(JENDL-3.1、JENDL-3.2、JENDL-FUSIONファイル及びENDF/B-VI)から、原子炉の炉心解析や遮蔽計算あるいは核融合中性子工学において重要な核種のMVP中性子断面積ライブラリーを作成した。

本報告には、MVP中性子断面積ライブラリーの形式、ライブラリー作成コードシステム及びその使用法が記述されている。

Neutron Cross Section Library Production Code System  
for Continuous Energy Monte Carlo Code MVP  
LICEM

Takamasa MORI, Masayuki NAKAGAWA and Kunio KANEKO\*

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

(Received April 26, 1996)

A code system has been developed to produce neutron cross section libraries for the MVP continuous energy Monte Carlo code from an evaluated nuclear data library in the ENDF format. The code system consists of 9 computer codes, and can process nuclear data in the latest ENDF-6 format. By using the present system, MVP neutron cross section libraries for important nuclides in reactor core analyses, shielding and fusion neutronics calculations have been prepared from JENDL-3.1, JENDL-3.2, JENDL-FUSION file and ENDF/B-VI data bases.

This report describes the format of MVP neutron cross section library, the details of each code in the code system and how to use them.

Keywords: Neutron, Cross Section Library, Continuous Energy, Monte Carlo Method, MVP, Evaluated Nuclear Data File, ENDF Format, Code System, User's Manual

---

\* Integrated Technical Information Reserach Organization (ITIRO)

## 目 次

1. はじめに .....	1
2. MVP中性子断面積ライブラリー .....	2
2.1 ライブラリーの仕様 .....	2
2.2 核データの表現 .....	3
2.3 ファイル形式 .....	5
3. MVP中性子断面積ライブラリー作成コードシステム .....	6
3.1 コードシステムの構成 .....	6
3.2 共鳴処理：PENDFファイル作成コード .....	7
3.3 HEATR：核発熱定数計算コード .....	7
3.4 ACER-J：エネルギー分布、角度分布等の確率テーブル作成コード .....	8
3.5 U3R-J：非分離共鳴断面積確率テーブル作成コード .....	12
3.6 THERM-J：熱中性子散乱データ処理コード .....	19
3.7 MVPLIBMK：MVPライブラリー編集コード .....	26
3.8 ロードモジュール及びカタログドプロシージャー .....	29
4. MVP中性子断面積ライブラリーの作成法 .....	31
4.1 PENDFファイルの作成 .....	32
4.2 非分離共鳴断面積確率テーブルの作成 .....	33
4.3 熱中性子散乱データの処理 .....	34
4.4 MVP中性子断面積ライブラリーの作成 .....	34
5. 入力データ .....	43
5.1 LINEARコード .....	43
5.2 RECENTコード .....	44
5.3 SIGMA1コード .....	45
5.4 PENDFUPコード .....	46
5.5 HEATRコード .....	46
5.6 ACER-Jコード .....	48
5.7 U3R-Jコード (FACOM VPP500/42版) .....	49
5.8 THERM-Jコード .....	51
5.9 MVPLIBMKコード .....	52
6. 補助プログラム .....	54
6.1 MVPライブラリー形式変換プログラム .....	54
6.2 ライブラリープリント出力プログラム .....	62

参考文献 .....	64
付録A 利用できるMVP中性子断面積ライブラリー .....	65
付録B MVP中性子断面積ライブラリーの形式 .....	75
付録C PDSファイルの内容 .....	88
付録D 作成済みPENDFファイル及び非分離共鳴断面積確率テーブル .....	116

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Neutron Cross Section Library for MVP .....	2
2.1 Specifications of Library .....	2
2.2 Representation of Nuclear Data .....	3
2.3 Format of Library .....	5
3. Code System for Production of MVP Neutron Cross Section Library .....	6
3.1 General Description of Code System .....	6
3.2 Pointwise Cross Section Calculation: Code to Prepare PENDF File .....	7
3.3 HEATR: Code to Prepare Kerma Factor .....	7
3.4 ACER-J: Code to Prepare Probability Table for Energy and Angular Distributions etc. ....	8
3.5 U3R-J: Code to Prepare Cross Section Probability Table for Unresolved Resonances .....	12
3.6 THERM-J: Code to Process Thermal Scattering Data .....	19
3.7 MVPLIBMK: Editing Code to Produce MVP Library .....	26
3.8 Available Load Modules and Catalogued Procedures .....	29
4. Production Procedure of MVP Neutron Cross Section Library .....	31
4.1 Preparation of PENDF File .....	32
4.2 Preparation of Cross Section Probability Table for Unresolved Resonances ...	33
4.3 Processing of Thermal Scattering Data .....	34
4.4 Production of MVP Neutron Cross Section Library .....	34
5. Input Instructions .....	43
5.1 LINEAR .....	43
5.2 RECENT .....	44
5.3 SIGMA1 .....	45
5.4 PENDFUP .....	46
5.5 HEATR .....	46
5.6 ACER-J .....	48
5.7 U3R-J .....	49
5.8 THERM-J .....	51
5.9 MVPLIBMK .....	52
6. Auxiliary Programs .....	54

6.1	Format Conversion Program for MVP Library .....	54
6.2	Print Program of MVP Library .....	62
References	.....	64
Appendix A	Available Neutron Cross Section Libraries for MVP .....	65
Appendix B	Format of MVP Neutron Cross Section Library .....	75
Appendix C	Contents of PDS Files .....	88
Appendix D	Prepared PENDF Files and Cross Section Probability Tables for Unresolved Resonances .....	116

## 表の一覧表

表3.1	熱中性子散乱データのエネルギー点 (THERM-J code) .....	25
表3.2	short collision time approximationのための実効温度 .....	25
表3.3	MVP中性子断面積ライブラリー作成システムを構成するコード .....	29
表3.4	MVP中性子断面積ライブラリー作成用カタログドプロシージャー .....	30
表4.1	MVPライブラリー作成のジョブ制御文と入力データ例 .....	31
表A.1	List of nuclide ID. in MVP neutron cross section library based on JENDL-3.2 .....	66
表A.2	List of nuclide ID. in MVP neutron cross section library based on JENDL-Fusion file .....	72
表A.3	List of nuclide ID. in MVP neutron cross section library based on ENDF/B-VI .....	73
表A.4	List of nuclide ID. in MVP neutron cross section library based on ENDF/B-VI revision 3 .....	74
表D.1	JENDL-3.2から作成された300K PENDFファイルの情報 .....	116
表D.2	JENDL-3.1のFP核種を除く核種の非分離共鳴確率テーブル格納ファイル .....	117
表D.3	JENDL-3.1のFP核種を除く核種の非分離共鳴確率テーブルの核種情報 .....	117
表D.4	JENDL-3.1のFP核種の非分離共鳴確率テーブル格納ファイル .....	118
表D.5	JENDL-3.1のFP核種の非分離共鳴確率テーブルの核種情報 .....	118
表D.6	JENDL-3.2のFP核種を除く核種の非分離共鳴確率テーブル格納ファイル .....	119
表D.7	JENDL-3.2のFP核種を除く核種の非分離共鳴確率テーブルの核種情報 .....	119
表D.8	JENDL-3.2のFP核種の非分離共鳴確率テーブル格納ファイル .....	120
表D.9	JENDL-3.2のFP核種の非分離共鳴確率テーブルの核種情報 .....	120
表D.10	ENDF/B-VIから作成した非分離共鳴確率テーブル格納ファイル .....	121
表D.11	ENDF/B-VIから作成した非分離共鳴確率テーブルの核種情報 .....	121

## 図の一覧表

図3.1	MVP中性子断面積ライブラリー作成システム	6
図3.2	モンテカルロ法によって発生させた共鳴ラダーの例	15
図4.1	PENDFファイル作成のためのジョブ制御文及び入力データの例	36
図4.2	PENDFUPコードのジョブ制御文及び入力データの例	37
図4.3	U3R-Jコードのジョブ制御文及び入力データの例 (VP-2600)	37
図4.4	U3R-Jコードの入力データ及びシェルスクリプトの例 (JENDL-3.2, VPP)	38
図4.5	断面積確率テーブルファイルのバイナリー→テキストファイル変換の シェルスクリプト (VPP)	39
図4.6	断面積確率テーブルファイルのテキスト→PDSファイル変換の ジョブ制御文 (M-780)	40
図4.7	THERM-Jコードのジョブ制御文及び入力データの例	40
図4.8	標準温度 (300K) ライブラリー作成のジョブ制御文と入力データの例	41
図4.9	高温ライブラリー作成のジョブ制御文と入力データの例 (M-780)	42
図6.1	ntxt2lbコードの実行シェルスクリプト例1 (Make1ib, VPP)	57
図6.2	ntxt2lbコードの実行シェルスクリプト例2 (Make1ib_n300jf, VPP)	58
図6.3	n1b2txtコードのジョブ制御文と入力データの例 (M-780)	61
図6.4	MVPDUNPコードのジョブ制御文と入力データの例	63

# 1. はじめに

三次元の複雑な体系における中性子や光子等の粒子輸送計算には、近年モンテカルロ法が用いられることが多くなっている。本法は特に幾何形状表現の自由度が大きく且つ正確なモデルが作れる点に特徴がある。さらに、最近著しい進歩をとげつつあるのが連続エネルギーモンテカルロ法である。この方法では、多群近似を用いずすべての核データをエネルギー点毎に与えることと、粒子と物質の衝突過程を可能な限り厳密に取り扱うことに特徴がある。従来の解析手法では問題となった多群実効断面積作成法や形状の近似的表現を用いることなく、全エネルギー領域に涉ってほぼ評価済み核データの精度で結果を予測できることが、連続エネルギー法の本質的な利点である。本法に基づいて我国のMVPコード<sup>1)</sup>や米国のMCNPコード<sup>2)</sup>とVIMコード<sup>3)</sup>等が開発され、炉心核特性計算を初め遮蔽、臨界安全、核融合炉ニュートロニクス等の分野では、高精度の基準解を得る方法として用いられると共に、実験解析や詳細な設計を行う手段として用いられるに至っている。

本研究では、JENDL-3<sup>4)</sup>等のENDF形式<sup>5)</sup>で表現された評価済み核データを処理して、日本原子力研究所で開発された中性子・光子輸送モンテカルロコードMVPの中性子断面積ライブラリーを作成するコードシステムを開発した。MVPコードでは、ベクトルスーパーコンピュータやパラレルスーパーコンピュータに適したアルゴリズムを用いることによって、高速モンテカルロ計算を実現している。そのために、高速かつ高精度計算に適した各種サンプリング法を採用しており、その断面積ライブラリーも他のコードのライブラリーとは異なった核データの表現形式を採用している。また、高精度輸送計算のためのライブラリー作成には以下のような各種データの処理が必要となる。

- ①共鳴計算 (pointwise断面積の計算)
- ②核発熱定数 (kerma factor) の計算
- ③エネルギー分布、角度分布等の確率テーブル作成
- ④非分離共鳴断面積確率テーブルの作成
- ⑤熱中性子散乱データの処理
- ⑥MVPライブラリーへの編集

これらの処理を行うために、9つのコードによって構成されるコードシステムを開発した。本コードシステムによって評価済み核データから容易にMVP中性子断面積ライブラリーを作成することが可能となった。

現在のシステムは幾つかの制約はあるものの、ENDF-6形式<sup>5)</sup>までの形式で表現された核データを処理することができる。本コードシステムを用いて、付録Aに示したように、原子炉の炉心解析や遮蔽計算あるいは核融合中性子工学の解析において重要な核種に対しては、JENDL-3.1 (6温度、134核種)、JENDL-3.2 (5温度、252核種)、JENDL-FUSIONファイル (1温度21核種) 及びENDF/B-VI (1温度、24核種) の核データからMVP中性子断面積ライブラリーが作成されている。これらのライブラリーは、原研のFACOM VPP上で利用可能となっている。

本報告には、MVP中性子断面積ライブラリーの形式、ライブラリー作成コードシステム及びその使用方法について記載した。

## 2. MVP中性子断面積ライブラリー

### 2.1 ライブラリーの仕様

MVP中性子断面積ライブラリーに格納される核データの内容、その構造、データ表現等は以下の仕様に基づいている。

- ① MVP中性子断面積ライブラリーは複数の核種のデータを一つライブラリーに縫める事及びそのバンド化を考えない。MVPコードが直接各核種毎の断面積ライブラリーを使用する。そのために、MVPコードにおける核種ID名と核種毎のライブラリーを対応付けるインデックスファイルを使用する。
- ② 核種毎の断面積ライブラリーは反応毎、核データの種類毎のインデックス、フラッグ以外の実質的な核データは可変配列の中にひとつのレコードとして格納する。従って、必要な核データを取り出すためのアドレス・インデックスを定義する。
- ③ ライブラリーはENDF形式の評価済み核データファイルに与えられている核データから作成する。エネルギー範囲は、評価済み核データの与えられている範囲とする。
- ④ 最新のENDF-6形式で表現された核データに与えられるすべての中性子反応及びその反応に係わるデータを陽に表現する。そのために以下のデータを格納する。この時、中性子エネルギーは降順で与えるものとする。また、全断面積は部分断面積の和として与える。
  - 1) 中性子反応断面積
  - 2) 核分裂反応の $\nu$ 値
  - 3) 遅発中性子データ
  - 4) 散乱の角度分布
  - 5) 散乱のエネルギー分布
  - 6) 散乱の角度エネルギー分布
  - 7) 熱中性子散乱データ
  - 8)  $\gamma$ 線生成データ
  - 9) 核発熱データ
- ⑤ 新しいMT番号（反応番号）として、以下を定義する。
  - MT=92：熱中性子非弾性散乱（thermal inelastic）
  - MT=93：熱中性子弾性散乱（thermal elastic）
  - MT=94：(n,2n) 反応の総和
  - MT=95：(n,3n) 反応の総和
  - MT=96：(n,4n) 反応の総和
  - MT=97：閾反応の総和
  - MT=98：遅発中性子のyield及びエネルギー分布を表現するデータ

## MT=100: 核発熱データ (kerma factor)

尚、MT=4は評価済み核データの定義とは異なり、弾性散乱を除く反応でその反応により1個の中性子を放出する反応の和である。

## 2. 2 核データの表現

MVP中性子断面積ライブラリーにおけるデータ表現は以下の通りである。

## (1) 断面積の表現方法

断面積の表現方法は、以下の通りである。

- ① 高エネルギー→低エネルギーの降順に断面積を与える。一つの核種についてはすべての反応が同じエネルギー点で与えられる。
- ② 各反応の断面積はそのデータが与えられているエネルギー範囲を示すインデックスを持つ。total, elastic, capture, kerma factorは全エネルギー点でデータを与える。
- ③ 閾反応については、閾エネルギーより上でデータを与える。閾反応を閾値の低い順に並べ、断面積としては最も閾値の高い反応からその反応までの断面積の和を取った値を与える。
- ④ 熱中性子散乱はVIMコードと同様な物理モデル<sup>3)</sup>を採用する。
- ⑤ 非分離共鳴領域のtotal, elastic, fission, capture断面積は断面積確率テーブル<sup>6)</sup>とpointwise断面積(フロア断面積または無限希釈断面積)で与える。確率テーブルはdiscrete conditional samplingデータ<sup>7)</sup>に変換する。
- ⑥ 2次 $\gamma$ 線生成断面積は、直接光子生成断面積を与える代わりに、中性子反応毎のyieldデータで表現する。各中性子反応に対して2次 $\gamma$ 線生成データを与えるMT番号は評価済み核データに従う。MVPライブラリーでは、非弾性散乱(MT=4)及び弾性外衝突(MT=3)による表現との併用に対応するために、中性子の輸送計算に直接使用する反応MT毎に最大3つのMT番号による表現まで許している。

(2)  $\nu$  値

$\nu$  値 (MT=452, prompt+delayed) は、評価済み核データファイルのファイル1に定義されたものをそのまま与える。即ち、多項式表示かテーブル表示で与える。多項式表示についてはその係数を、テーブル表示については線形内挿可能なエネルギー点に対して  $[E_i, \nu(E_i)]$  で与える。

## (3) 遅発中性子のデータ

$\nu_i$  値に関しては $\nu$  値と同様に表現する。さらに、評価済み核データに従い、 $\lambda_i, \beta_i, \alpha_i(E)$  を格納する。ここで、 $i$  は遅発中性子先行核のグループを表す。尚、そのグループ数としては、 $\beta_i, \alpha_i(E)$  を与えるエネルギー分布データのサブセクションの数が与えられる。

#### (4) 角度分布

角度分布は評価済核データファイルに評価されている全反応について実験室系 (Lab系)、重心系 (CM系) に拘わらず 3 2 個の等確率ビンのテーブルに変換して格納する。ただし、 $S(\alpha, \beta)$  で表現された熱中性子非弾性散乱 (thermal inelastic) についてはVIMライブラリーと同様にDouble P1近似<sup>8)</sup>による表現を採用する。

#### (5) エネルギー分布

二次中性子のエネルギー分布は評価済み核データ (ファイル5) に従い、関数表示またはテーブル表現とする。

評価済みデータにおいてLF=1 or 5 (テーブル形式) で表現されたデータに関しては、線形内挿可能な2次エネルギービンに対する確率分布をdiscrete conditional samplingデータに変換、あるいは等確率エネルギービンのテーブルに変換して格納する (MVPライブラリーLF=1 or 5)。

関数形式、すなわち LF = 7 (Maxwellian)、9 (evaporation spectrum)、11 (energy dependent Watt spectrum) で与えられたデータは、そのまま利用する (MVPライブラリーにおけるLFは評価済み核データに従う)。ただし、核温度等のパラメータは、入射エネルギーに対して線形内挿できるようなエネルギー点を求め、この点におけるパラメータの値を与える。

LF=12 (Madland and NIX fission spectrum)のデータはテーブル形式に変換する (MVPライブラリーLF=1)。

二次中性子のエネルギー分布を表現する公式 (サブセクション) の数は任意とし、各公式の入射中性子エネルギーに対する確率はdiscrete conditional samplingデータに変換する。

#### (6) 角度エネルギー分布

ENDF-6形式のファイル6に与えられたデータを表現するために、次の3つの形式 (LF) が定義されている。

LF=61 : Kalbach-87分布

LF=66 : 多体フェーズスペース分布

LF=67 : 実験室系角度エネルギー分布

尚、評価済み核データにおける表現との対応は第3.4節に記述する。

#### (7) 熱中性子散乱データ

熱中性子に対する反応モデルはVIMコードのモデルと同様である。弾性散乱に対してはLab系における散乱の角度分布を3 2の等確率余弦ビンで与える。非弾性散乱については、エネルギー分布はdiscrete conditional samplingデータで表現し (MVPライブラリーLF=4)、角度分布はDouble P1近似<sup>8)</sup>で表現する。

#### (8) $\gamma$ 線生成データ

2次 $\gamma$ 線生成は、中性子反応毎の複数のサブセクションによって表現されたyieldデータ、及びエネルギー分布・角度分布で表現する。各中性子反応に対して2次 $\gamma$ 線生成データを与えるMT番号は評価済

み核データに従い、非弾性散乱 (MT=4) 及び弾性外衝突 (MT=3) による表現との併用に対応するために、中性子の輸送計算に直接使用する反応MT毎に最大3つのMT番号による表現まで許している。

2次 $\gamma$ 線のエネルギー分布の単色分布及び入射中性子エネルギーの一次関数表示のために、新たにLF=2を定義する。また、連続スペクトルは2次中性子に対するLF=1と同じ形式のLF=6で表現する。角度分布が評価済み核データに与えられている時は、これを32の等確率余弦ビンで表現する。ファイル6 (角度エネルギー分布) で表現されたデータに対してはLF=61が定義されている。

### (9) 核発熱データ

エネルギーバランス法によって計算した中性子による核発熱定数 (kerma factor) をMT=100の反応の断面積として格納する。

## 2. 3 ファイル形式

核種毎のMVP中性子断面積ライブラリー (material binary file) の形式を付録Bに示す。

ライブラリーは、#1, #2, #3 の3つのレコードから成っている。#1レコードには核種のID名や反応のフラッグ、各データの大きさを定めるための変数等が格納されている。#2レコードは反応毎、核データの種類毎のインデックス、各核データを取り出す為のアドレス・インデックスである。#3レコードは実質的な核データを可変配列の中に格納したものである。

### 3. MVP中性子断面積ライブラリー作成コードシステム

#### 3.1 コードシステムの構成

ライブラリー作成システムの構成及びデータの流れを図3.1に示す。MVP中性子断面積ライブラリーの作成では、次の6種類の処理を別々に行う必要がある。

- ①共鳴処理：任意温度のPENDF (pointwise ENDF) ファイルの作成  
(LINEAR-RECENT-SIGMA1コード+PENDFUPコード)
- ②核発熱定数 (kerma factor) の計算 (HEATRコード)
- ③エネルギー分布、角度分布等の確率テーブル作成 (ACER-Jコード)
- ④非分離共鳴断面積確率テーブルの作成 (非分離共鳴領域のある核種：U3R-Jコード)
- ⑤熱中性子散乱データの処理 (熱中性子散乱データのある核種：THERM-Jコード)
- ⑥MVPライブラリーへの編集 (MVPLIBMKコード)

以下に各コードの機能の概要を示す。また、各コードの使用法及び入力データは、それぞれ第4章と第5章に記述されている。3つのPDSファイルの形式と内容は付録Cに示した。

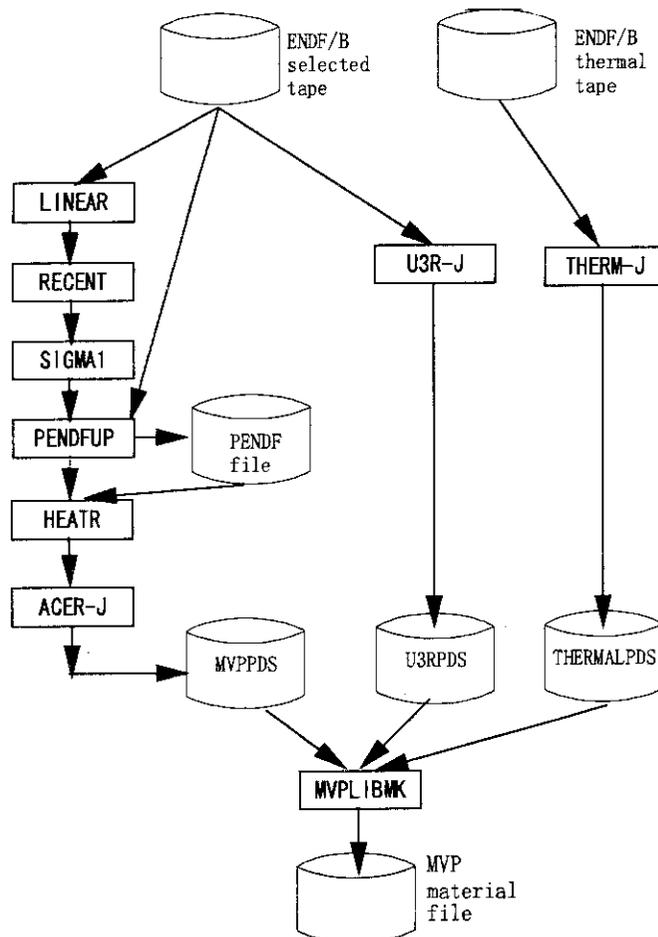


図3.1 MVP中性子断面積ライブラリー作成システム

### 3. 2 共鳴処理：PENDFファイル作成コード

共鳴処理はLLNLのCullenによって開発された次の3つのコード<sup>9),10),11)</sup>を用いて行う。それぞれのコードの機能は以下のとおりである。

- LINEAR : ファイルに与えられているすべての反応のポイント断面積を線形内挿が可能なエネルギー点に対して与える。
- RECENT : 共鳴処理を行い、0 Kにおけるポイント断面積を得る。非分離共鳴領域は無限希釈断面積となる。
- SIGMA1 : 任意の温度におけるDoppler broadened断面積を計算する。

本システムでは、ENDF-6形式で用いられるReich-Mooreパラメータを処理するために、89年度版を標準的に使用している。これらのコードは同様の機能を持つコード、例えばRESEND<sup>12)</sup>等で置き換えることができる。

本システムにおけるPENDFファイルでは、ファイル2に非分離共鳴領域のフロア断面積 ( floor cross section ) が書き出されていないしなければならない。しかし、「LINEAR-89→RECENT-89→SIGMA1-89」または「RESEND」で作成したオリジナルPENDFファイルでは、ファイル2に非分離共鳴領域のフロア断面積が書き出されていない。このために、ファイル2に非分離共鳴領域のフロア断面積の出力を行うプログラムPENDFUPコードが用意されている。

PENDFUPコードの機能は以下の通りである。

- (a)機番11からオリジナルの評価済核データファイルを読み込み、ファイル3に与えられている非分離共鳴領域のフロア断面積を取り出す。
- (b)機番12からオリジナルPENDFファイルを読み込み、ファイル3に与えられているpointwise断面積データを線形内挿可能なデータに変換する（「RESEND」の出力は線形内挿でない場合がある）。また、ファイル2を読み、非分離共鳴領域のフロア断面積が与えられているか調べる。
- (c)上記2つの処理で準備されたデータを機番31のファイルにPENDFファイル形式で出力する（このファイルをMVP-PENDFファイルと呼ぶ）。この時、オリジナルのPENDFファイルに非分離共鳴領域のフロア断面積が無い場合は、(a)で取り出したフロア断面積をファイル2にMT=501, 502, 518, 602として出力する。また、ENDF-6形式でLSSF=1の場合は、非分離共鳴領域のフロア断面積をゼロとして出力する。

### 3. 3 HEATR：核発熱定数計算コード

本コードは、エネルギーバランス法に基づいて核発熱定数を計算するNJOY91-V108コード<sup>13)</sup>のHEATRモジュールを取り出し、単体コードとしたものである。幾つかの修正とともに、PENDFUPコードによってファイル2のMT=501, 502, 518, 602として出力される非分離共鳴領域のフロア断面積データを入出力できるようにサブルーチンFILE2を改良した。本コードはENDF-6形式にも対応しており、結果はPENDFファイルにMT=100として出力される。

### 3. 4 ACER-J: エネルギー分布、角度分布等の確率テーブル作成コード

ACER-JコードはNJOYコードシステム<sup>13)</sup>のモジュールACERを基に開発されたコードであり、以下の処理を行い結果をPDSファイルに収納する。

- ①断面積を与えるエネルギーメッシュの決定および断面積の計算
- ②評価済み核データ・ファイル4のデータから散乱の角度分布確率テーブルの作成
- ③評価済み核データ・ファイル5のデータから散乱後のエネルギー分布データの処理
- ④評価済み核データ・ファイル6の散乱の角度エネルギー分布データの処理
- ⑤ $\gamma$ 線生成データの処理
- ⑥その他のデータ ( $\nu$ 値等) の処理

#### (1) エネルギーメッシュ作成法

断面積を与えるエネルギー点は、すべての反応に対して設定した精度を持つように、以下の手順で決定する。

1. 基準となるエネルギーメッシュを作成する。非共鳴核種では弾性散乱断面積のエネルギー点を採用し、共鳴核種の場合は分離共鳴領域では捕獲断面積、他のエネルギー領域では弾性散乱断面積のエネルギー点を採用する。
2. 各反応のしきいエネルギーをエネルギーメッシュに追加する。
3. 各反応において非連続点 ( $E_i = E_{i+1}$ ) がある場合には  $E_{i+1} = 1.00001E_i$  とする。
4. 熱中性子散乱則がTHERM-Jコードを用いて処理されている場合には、熱エネルギー領域に関してはそのエネルギー点を追加する。
5. 上記手順で作成されたエネルギーメッシュに対して、全反応、全エネルギー領域の断面積が設定した精度で再現できるようにエネルギー点を追加する。

#### (2) 角度分布確率テーブル作成法 (評価済み核データ・ファイル4の処理)

等確率角度ビンを以下の手順で計算する。まず、散乱角余弦 (-1, 1) を100等分し、各角度区間の散乱確率  $P(\mu_j)$  を計算する。そして、

$$\sum_{j=1}^i P(\mu_j) > 0.5$$

を満たす最小の  $\mu_j$  を  $\mu_{mid}$  とし、区間  $(-1, \mu_{mid})$ 、 $(\mu_{mid}, 1)$  をそれぞれ500等分し、各区間の散乱確率から、線形内挿によって等確率ビンを決定する。

角度分布は、カイネマティックスによってエネルギー分布が決定できる反応に対しては重心系 (CM系) で与え、それ以外の反応に対しては実験室系 (Lab系) で与える。

尚、本コードは固定等間隔散乱角余弦ビンに対する散乱確率テーブルを作成することもできる。

#### (3) 散乱後のエネルギー分布の表現 (評価済み核データ・ファイル5の処理)

評価済み核データファイルに関数形式、すなわち LF = 7 (Maxwellian)、9 (evaporation spectrum)、11 (energy dependent Watt spectrum) で与えられたデータは、そのまま利用する。ただし、核温度等のパラメータは、入射エネルギーに対して線形内挿できるようなエネルギー点を求め、この点におけるパラメータの値を計算する。

LF = 5 (general evaporation spectrum)、及び LF = 1 (テーブル形式) の場合は、2次中性子エネルギー点を線形内挿できるように決め、このエネルギーへの散乱確率及び積算確率を計算する。また、等確率2次中性子エネルギービンの作成を行うこともできる。MVPライブラリーでは前者が標準的に使用されるが、この場合には、後述のMVPLIBMKコードによるライブラリー編集において、discrete conditional sampling (BMC sampling) データに変換される。

LF = 12 (ENDF-6形式のMadland and Nix fission spectrum) に対しては以下の処理を行う。核分裂反応による2次中性子エネルギー分布は、入射エネルギーを  $E_{in}$  とし2次中性子のエネルギーを  $E_{out}$  とすると次式で与えられる。

$$f(E_{in}-E_{out}) = 0.5 \times (g(E_{out}, EFL) + g(E_{out}, EFH))$$

尚、 $g$ 関数は評価済み核データファイルに与えられる定数EFL, EFHと2次中性子エネルギー  $E_{out}$  の関数：

$$g(E_{out}, EF) = \frac{1}{3 \times (EF \times TM)^{1/2}} (u_2^{3/2} E_1(u_2) - u_1^{3/2} E_1(u_1) + \gamma(3/2, u_2) - \gamma(3/2, u_1))$$

$$u_1 = \frac{(\sqrt{E_{out}} - \sqrt{EF})^2}{TM}$$

$$u_2 = \frac{(\sqrt{E_{out}} + \sqrt{EF})^2}{TM}$$

である。ここで、 $E_1$ 関数は指数積分関数であり、 $\gamma$ 関数は不完全ガンマ関数 (Incomplete gamma function) である。TMは  $E_{in}$  依存のテーブルとして評価済み核データファイルで与えられる。ACER-Jコードでは、TM が与えられる入射エネルギー  $E_{in}$  で  $f(E_{in}-E_{out})$  を0.1%の誤差内で線形化し、その後MVPライブラリーのLF=1の形式で出力を行う。

#### (4) 角度エネルギー分布 (評価済み核データ・ファイル6) の処理

ファイル6で与えられる2次中性子の角度エネルギー分布データは、実質的にはLAW=1, 2, 3, 6, 7である。その他のLAW=4, 5は2次中性子角度エネルギー分布データとしては、ENDF/B-VIを調査しても存在しないし、その表現法としても2次中性子に使用できるものでない。従って、ACER-JコードではLAW=1, 2, 3, 6, 7のみを処理し、LAW=4, 5のデータが存在した場合はエラーメッセージを出力しその処理を終了する。また、ENDF/B-VIのF-19の評価に見られる特殊なファイル6のデータを処理するサブルーチンFIXF19をNJOY91-V108から採用した。尚、サブルーチンFIXF19はMATD=-925と入力され

た時のみコールされる。

以下に各LAWデータに対する処理法について述べる。

① LAW=1 (continuum energy-angle distribution) の処理

LAW=1の表現法は2次中性子の角度エネルギー分布データをエネルギー分布と各2次中性子エネルギーに対する条件付き確率としての角度分布で表現する事が特徴である。ACER-Jコードでは、LAW=1 & LCT=1 (Lab系) の時には、そのデータをLAW=7の形式に変換する。それ以外の時は全てのデータをLANG=2 (Kalbach-87分布) に変換しMCNPコードのLAW=44のデータ (MVPコードではLF=61) として出力を行う。この処理では、2次中性子のエネルギー分布データは2次中性子エネルギーに対し線形化される。

尚、LAW=1&LCT=1データはサブセクションの数が1つの時のみに処理され、複数のサブセクションがある場合はエラーメッセージを出力し処理を中止する。

② LAW=2 (two-body reaction angular distribution) の処理

LAW=2の表現法は2体問題のカイネマティクスにより散乱角とエネルギー分布を与える。この評価法はファイル4の評価と酷似しているが、2次中性子のyieldを定義できる点で異なる。従って、LAW=2の時は、従来のファイル4と同様の処理を行う。尚、複数の2次中性子に対するLAW=2のサブセクションが存在する場合は、エラーメッセージを出力しその処理を中止する。

③ LAW=3 (isotropic two-body distribution) の処理

LAW=3の表現法はLAW=2の変形であり、角度分布はCM系で等方である。LAW=2同様に従来のファイル4における等方データと同様の処理を行う。尚、複数の2次中性子に対するLAW=3のサブセクションが存在する場合は、エラーメッセージを出力しその処理を中止する。

④ LAW=6 (n-body phase space distribution) の処理

LAW=6の表現法では、2次中性子の角度分布とエネルギー分布がCM系で次式で与えられる。

$$F(\mu, E_{in}, E_{out}) = C_n \sqrt{E_{out}} (E^{max} - E_{out})^{3n/2-4}$$

$$E^{max} = \frac{A_p-1}{A_p} \left( \frac{A}{A+1} E_{in} + Q \right) \quad : \text{maximum possible CM energy}$$

ここで、 $\mu$ ,  $E_{out}$  はCM系で与えられ、 $A_p$  (total mass) と  $n$  は評価済み核データファイルに与えられる。また、 $A$ は target mass であり  $Q$  は注目反応のQ値である。ACER-Jでの処理はこの  $A_p$  と  $n$  を取り出し出力するだけである (LF=66)。

⑤ LAW=7 (laboratory angle-energy law) の処理

LAW=7の表現法は、Lab系での2次中性子の角度分布とエネルギー分布を二重微分データ (DDX) のテーブルで与える。ACER-Jでは、DDXデータを2次中性子エネルギーに対し線形化する事を除き、評価済核データの内容をそのまま出力する。さらに、角度分布データについては、各入射エネルギー毎の等確率余弦ビンのテーブルを作成しファイル4のデータとして出力する。

複数のLAW=7サブセクションが存在する場合は、最初のLAW=7データから決定される散乱角の各入射エネルギー毎の等確率ビンテーブルをファイル4のデータとして出力する。

#### ⑥ ファイル6による2次 $\gamma$ 線の角度エネルギー分布の処理

ファイル6を用いた2次 $\gamma$ 線に対する評価においては、ENDF/B-VIの調査の結果、LAW=1のみであり、その他のLAWデータは2次 $\gamma$ 線角度エネルギー分布データとしては存在しない。従って、ACER-JコードではLAW=1のみを処理し、LAW=2, 3, 4, 5, 6, 7のデータが存在した場合はエラーメッセージを出力しその処理を終了する。また、サブセクションの数は1つでなければならない。しかし、ENDF/B-VIの調査から、2次 $\gamma$ 線の角度エネルギー分布データのサブセクション数は1つであり、実際上の不都合は生じないと考えられる。以下にLAW=1のデータに対する処理方法を述べる。

ACER-JコードではLANG $\neq$ 2の時、評価データをLANG=2 (Kalbach-87分布) に変換し、全てのデータをMCNPコードのLAW=44のデータ (MVPコードではLF=61) として出力を行う。また、エネルギー分布データは2次 $\gamma$ 線エネルギーに対し線形化される。この処理は2次中性子に対するLAW=1データの方法と同じである。異なる点は、2次 $\gamma$ 線に対しては、同時に yield data をファイル12のデータとして出力することである。

#### (4) $\gamma$ 線生成データ (評価済み核データ・ファイル12~15) の処理

$\gamma$ 線生成データは、中性子反応毎に処理し、以下のデータで表現する。

- ① yield data
- ②  $\gamma$ 線のエネルギー分布
- ③  $\gamma$ 線の角度分布

従って、MF=13 (ファイル13 : photon production cross section) で評価されている場合は、MF=3 (ファイル3 : neutron cross section) のデータを用いてyield dataに変換する。この時、yield dataはMF=13で $\gamma$ 線生成断面積が与えられているエネルギー点 (線形化されている) に対して計算する。ただし、 $800 > MT \geq 700$ の反応に対しては、上述 (1) で決定したエネルギー点を使用する。尚、MF=12 (ファイル12 : photon production multiplicities and transition probability arrays) で表現されている場合には、評価エネルギー点をそのまま採用する。

角度分布およびエネルギー分布に関しては、複数のサブセクションを取る確率を各サブセクション毎のyield dataで表現し、discrete photon, continuous spectrum毎に処理し、それぞれLF=2、LF=6 (2次中性子エネルギー分布におけるLF=1と同じ) として出力する。角度分布が与えられている場合には、2次中性子と同じ形式の確率テーブルを作成する。

## (5) ENDF-6形式ファイル6 処理の制限

ACER-Jコードにおけるファイル6の処理では、

- ① 処理できないLAWデータが存在する
- ② LAWの種類によっては注目する2次粒子に対する複数のサブセクションが処理できない

という限界がある。

①に関しては、実際上、該当する評価データは存在しないと考えられる。

一方、②に関しては、下表に示す制限がある。その制限は、LAW=2,3のデータに対するMVPライブラリーにおける角度分布表現法の制限によるものと、ACER-Jコードの処理機能が不十分であることから生じるものがある。後者に関しては、具体的にそのような核種が存在するかが問題になる。実際、複数のサブセクションがありLAW=1&LCT=1データが存在する例外的評価はENDF/B-VIのF-19のMT=16で行われているが、ACER-JではMATD=-925とすることで、MT=16のファイル6の2つのサブセクションデータを、1つサブセクションから成る2つの反応MT=6, 46に分離することによって処理できる。他の核種で同様な評価がされた場合は、LAW=7への変換サブルーチンを複数のサブセクションに対応できるように一般化し改良しなければならない。しかし、多くのENDF/B-VIの評価データを調査したところ、2次中性子に対するファイル6のデータはF-19を除き1つのサブセクションで与えられており、特に問題は無いと考えられる。また、同様に2次γ線に対するサブセクション数の制限も、その限界を越える核データはENDF/B-VIを調べても存在しないので、当面は問題は無いと考えられる。

2次粒子	評価法 (LAW)	サブセクション数	理由
中性子	1 & LCT=1	1つに制限される*	LAW 7への変換でサブセクション数を1つに制限
	1 & LCT=2	制限なし	
	2	1つに制限される	角度分布データはサブセクションを許さない
	3	1つに制限される	角度分布データはサブセクションを許さない
	6	制限なし	
	7	制限なし	
γ線	1	1つに制限される*	yieldデータ出力でサブセクション数を1つに制限

\* プログラムを改良すればこの制限は解消される。実質的にはサブセクション数は1つであり問題ない。

## 3. 5 U3R-J: 非分離共鳴断面積確率テーブル作成コード

本コードはU3Rコード<sup>14)</sup>を次の点に関して修正改良したものである。

- ① 評価済み核データファイルより直接非分離共鳴領域のデータを読み込む。
- ② 1つの核種のすべての非分離領域のデータを一度に処理する。

- ③リスタート計算機能を持つ。
- ④計算結果は、入射中性子エネルギー毎に異なるメンバー名でPDSファイルに収納する。
- ⑤最大11点の温度について同時に確率テーブルを作成し、異なるPDSファイルに収納する。
- ⑥analytic average cross sectionが評価済み核データに与えられていないとき、その計算法として ETOXコードの方法<sup>15)</sup>を採用する。
- ⑦ポイント断面積及び Doppler broadening の計算ルーチンをベクトル化することによって、計算の高速化が図られている。

U3R-Jコードは、天然組成のモリブデン等、複数の同位体を持つ元素に対して同位体毎の非分離共鳴領域が異なる場合には確率テーブルを作成することができない。

### 断面積確率テーブル

非分離共鳴領域の断面積を確率テーブルによって表現する場合には、中性子がどのエネルギーにも等確率で入ると仮定している。さらに、共鳴は非常に接近しており、散乱により中性子は多数の共鳴を飛び越して減速され、散乱後のエネルギーにおける断面積は統計的に取り扱うことができるとする。断面積確率テーブル作成には、まず、評価済み核データファイルに与えられている平均パラメータを用いて、その分布則に従ったラダーをモンテカルロ法により発生させる。その結果、図3.2のようなポイント断面積が得られる。ここで、断面積は既にドップラー広がりを考慮したものとなっている。

次に断面積をN個の区間に分ける。その境界として、

$$\begin{aligned} \sigma_0 &= 0.0 \\ \sigma_1 &\geq \sigma_{\text{MIN}} \\ \sigma_J &> \sigma_{J-1} \quad J=2 \sim N \\ \sigma_N &\geq \sigma_{\text{MAX}} \end{aligned}$$

なる $\sigma_J$  ( $J=1, N$ ) を決める。ここで、 $\sigma_{\text{MIN}}$ と $\sigma_{\text{MAX}}$ は考えているエネルギー区間 ( $E_0, E_M$ ) における断面積の最大値と最小値である。さきに得られたポイント断面積で、その値が $\sigma_J$ のいずれかと等しくなるエネルギーを低エネルギー側から $E_i$ ,  $i=1, M-1$ として、次の積分を

$$\int_{E_0}^{E_M} \sigma(E) dE = \sum_{i=1}^M \int_{E_{i-1}}^{E_i} \sigma(E) dE = \sum_{i=1}^M I_i$$

と書く。 $\Delta E_i = E_i - E_{i-1}$ とすると、上述の仮定により、( $E_0, E_M$ )で $\Delta E_i$ に中性子が入る確率は $\Delta E_i / (E_M - E_0)$ となるので、 $\sigma_{J-1} \leq \sigma(E) \leq \sigma_J$ となる確率 $P_J$ は

$$P_J = \frac{\sum_{i=1}^M \Delta E_i \delta_{iJ}}{E_M - E_0}$$

ここで、

$$\delta_{iJ} = \begin{pmatrix} 1 & \sigma_{J-1} \leq \sigma(E) \leq \sigma_J \text{の時}(E \in \Delta E_i) \\ 0 & \text{その他の場合} \end{pmatrix}$$

この断面積区間の $\sigma(E)$ の平均値は

$$\bar{\sigma}_J = \frac{\sum_{i=1}^M I_i \delta_{iJ}}{\sum_{i=1}^M \Delta E_i \delta_{iJ}}$$

また、 $\sigma_j$ 以下の値を取る確率は、それらの和として定義され、

$$P(\sigma \leq \sigma_J) = \sum_{k=1}^J P_k$$

となる。

各反応断面積間に相関を持たせるために、確率テーブルを作成する際に全断面積を基準として、他の反応のテーブルは全断面積によって決められたエネルギー境界 $E_i$ に従って

$$I_{xi} = \int_{E_{i-1}}^{E_i} \sigma_x(E) dE$$

$$\bar{\sigma}_{xJ} = \frac{\sum_{i=1}^M I_{xi} \delta_{iJ}}{\sum_{i=1}^M \Delta E_i \delta_{iJ}}$$

で決められる。以上の手続きにより共鳴パラメータが与えられているエネルギー点における断面積確率テーブル ( $P_J$ ,  $\sigma_{tJ}$ ,  $\sigma_{xJ}$ ) が作成される。確率テーブルが作成される反応は、elastic scattering, capture, fission, totalである。

U3R-Jコードにおいては、 $\sigma_j$ に対してエネルギー点 $E_i$ を決める計算が煩雑となることと、ポイント断面積のエネルギー点が多分細かく取ってあることから、エネルギー境界としてはポイント断面積を与えるエネルギー点をそのまま採用し、上式における $\delta_{iJ}$ は

$$\delta_{iJ} = \begin{pmatrix} 1 & \sigma_{J-1} \leq \frac{I_i}{\Delta E_i} < \sigma_J \text{の時} \\ 0 & \text{その他の場合} \end{pmatrix}$$

としている。また、上式に現れる積分においては、区間  $(E_i, E_{i+1})$  の断面積はlinear-log内挿を仮定している。言うまでもなく、 $I_i$ は全断面積に対する値である。

実際のU3R-Jコードでは図3.2のようなラダーを多数発生させ、確率テーブルの精度を向上させている。発生させるラダーの数は、入力値、あるいは作成された確率テーブルから計算される平均断面積の標準偏差が設定された精度以下となるように決められる。

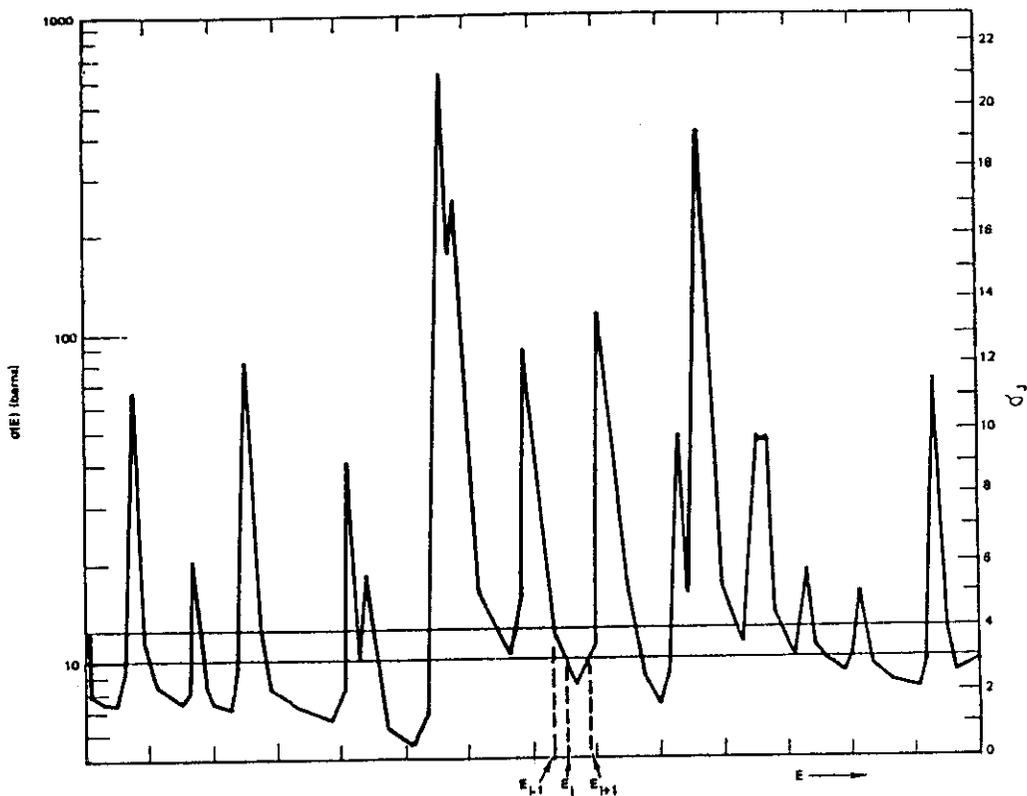


図3.2 モンテカルロ法によって発生させた共鳴ラダーの例

### 平均共鳴パラメータ

計算に必要な平均共鳴パラメータはすべて評価済み核データファイルから直接読み込まれる。評価エネルギー点が  $3E_i < E_{i+1}$  の場合には、2点の間に、

$$E_i' = E_i, E_{i+1}' = 1.25E_i', E_{i+N}' < E_{i+1}, E_{i+N+1}' \geq E_{i+1}$$

なるN個のエネルギー点を決め、その点の平均共鳴パラメータを内挿によって求める。このようにして決まったエネルギー点が非分離共鳴領域で2点以下の場合、あるいは与えられた平均パラメータがエネルギーに依存しない場合には、上記と同様の手順で  $E_i$  および  $E_{i+1}$  をそれぞれ非分離共鳴領域の下限および上限エネルギーとしてエネルギー点を増す。U3R-Jコードはこのようにして決まったエネルギー点毎に断面積確率テーブルを作成する。

### ラダーの発生

ラダーのエネルギー範囲、共鳴エネルギーのサンプリング、及びポイント断面積の計算にはU3Rコードの方法<sup>(4),(6)</sup>をそのまま採用している。ただし、U3R-Jコードでは、ポイント断面積を計算するエネルギー点として、U3Rコードの方法で決まった2点  $x_i$  と  $x_{i+1}$  の間に  $\sqrt{x_i x_{i+1}}$  なる点を追加し、積分および後述の Doppler broadening の計算精度の向上を図っている。

### Doppler broadening

Doppler broadening の計算はU3Rコード同様に、DunfordとBramblettによる一次元時間依存の熱伝導方程式を数値的に解く方法<sup>(7)</sup>を用いている。

時間依存熱伝導方程式

$$\frac{\partial u}{\partial t} = \frac{\partial^2 u}{\partial x^2} \quad t > 0,$$

$$u(x, t=0) = u_0(x) \quad (\text{初期条件})$$

の解は、ポアソンの公式を用いると次のように表される。

$$u(x, t) = \int_{-\infty}^{\infty} \frac{1}{2\sqrt{\pi t}} \exp\left(-\frac{(x-y)^2}{4t}\right) u_0(y) dy.$$

今、 $u_0$  を偶関数とすると、上式は

$$u(x, t) = \frac{1}{2\sqrt{\pi t}} \int_0^{\infty} u_0(y) \left[ \exp\left(-\frac{(x-y)^2}{4t}\right) - \exp\left(-\frac{(x+y)^2}{4t}\right) \right] dy.$$

となる。一方、ドップラー広がりを考慮した断面積は

$$\sigma(E, T) = \frac{1}{2E} \sqrt{\frac{\alpha}{\pi}} \int_0^{\infty} \sqrt{E'} \sigma(E', 0) \times [\exp(-\alpha(\sqrt{E'} - \sqrt{E})^2) - \exp(-\alpha(\sqrt{E'} + \sqrt{E})^2)] dy$$

$$\alpha = AWR/KT = 11605.6 \times AWR/T \quad (\text{eV}^{-1}).$$

となり、

$$E = \frac{x^2}{4\alpha t}, \quad T = t,$$

$$E\sigma(E, T) = u(x, t),$$

$$E\sigma(E, 0) = u_0(x),$$

と置くことによって、熱伝導方程式の解と同じ形になる。従って、温度Tにおけるドップラー広がり  
を考慮した断面積は、初期条件  $u_0(x) = E\sigma(E, 0)$  のときの熱伝導方程式の解から

$$\sigma(E, T) = u(x, t)/E, \quad x = \sqrt{4\alpha TE}$$

として求まる。

熱伝導方程式は差分近似すると未知数uの係数行列が三重対角行列となり、ガウスの消去法によって解くことができる。この計算は多くのラダーに対して行うためにかかなりの計算時間を要す。そのため  
にU3R-Jコードでは、富士通のベクトル計算機用科学計算ライブラリーSSL II/VP中のサイクリックリダ  
クションにより実三項行列の連立一次方程式を解くサブルーチンVLTXを用いたベクトル化によって計  
算の高速化が図られている。

また、温度巾  $\Delta T$  は基準となる温度  $T_{\min}$  ( $T_{\min}$  から  $T_{\max}$  へのドップラー広がり  
の計算を行う) に従って以下のように決められている。

	$T_{\min} < 1000\text{K}$ の時	$\Delta T = 5 \text{ K}$
$1000 \text{ K} \leq$	$T_{\min} < 2000\text{K}$ の時	$\Delta T = 10 \text{ K}$
	$T_{\min} \geq 2000\text{K}$ の時	$\Delta T = 20 \text{ K}$

### 断面積区間

断面積確率テーブルを計算する時の全断面積の境界  $\sigma_j$  は、各区間の断面積を取る確率がほぼ等しくな  
るように以下のように決める。

$$\sigma_1 = 0.3 \times L1 \times \sigma_{\text{pot}}$$

$$\sigma_J = \sigma_{J-1} \times (T_{\text{inc}})^{J-1}$$

ここで、

$$T_{\text{inc}} = \left( \frac{\text{SXXX}}{0.3 \times L1 \times \sigma_{\text{pot}}} \right)^{\frac{2}{\text{NPROB} \times (\text{NPROB} - 1)}}$$

NPROB = Table length (input value)

$$\text{SXXX} = 0.2 \times L1 \times \sum \sigma_{21, J} + \sigma_{\text{pot}}$$

$\sigma_{\text{pot}}$  = potential scattering cross section ( $l=0$ ) at  $E=0$

$\sigma_2$  = Average cross section when  $\Gamma_n = 2 \langle \Gamma_n \rangle$

L1 = 2 (non-fissionable), 3 (fissionable)

このようにして決まった $\sigma_j$ に対して確率テーブルを作成すると、初めの幾つかのJに対する確率が0となることが多い。そこで、U3R-Jコードでは、最初の5個のラダーから上記 $\sigma_j$ に対する確率テーブルを作成し、各温度毎に確率が0とならない最小の $\sigma_j$ を見つけてそれを新たに $\sigma_1$ とおいて $\sigma_j$ を決め直している。天然同位体組成の元素の場合は、最初の同位体の結果から $\sigma_j$ が決められることに注意されたい。

#### analytic average cross section

ポイント断面積から計算された断面積確率テーブルは、評価済み核データのファイル2のパラメータLSSF (ENDF-6フォーマットにおけるパラメータ、-5フォーマットではこのパラメータはなくLSSF=0に相当)

LSSF =0 : ENDF-5と同じ---->ファイル3にはフロア断面積が与えられる

=1 : ---->ファイル3には無限希釈断面積が与えられる

の値に応じて以下のように規格化される。

#### (1) LSSF=0の場合

確率テーブルから計算される平均断面積が、平均パラメータから直接計算される analytic average cross section (無限希釈断面積) に一致するように規格化される。U3R-Jコードでは、ETOXコードの方法を用いてanalytic average cross sectionを計算する。

この場合には、フロア断面積として負の断面積を与える場合もあり、非分離共鳴領域の断面積が負となる確率を持つような評価済み核データ (例えばJENDL-3.2のTh-232) が存在することに注意を要する。

#### (2) LSSF=1の場合

ファイル3の与える無限希釈断面積になるように規格化する。

この形式の評価済み核データ表現は、非分離共鳴領域における断面積のエネルギー依存性はファイル3の無限希釈断面積で表現し、ファイル2の非分離共鳴パラメータは自己遮蔽効果の評価のみに利用するとの思想に基づいている。そのために、平均パラメータが評価されているエネルギー点とファイル3で無限希釈断面積を与えるエネルギー点が異なり、後者のデータが微細な構造を持っている場合がある (例えばENDF/B-VIのU-238)。現在のMVPライブラリー及びMVPではこの無限希釈断面積

の微細構造を考慮することはできないが、重要な核種の重要な反応に対してはそれほど大きな問題は生じないと思われる。

しかし、MVPライブラリーの形式はこの場合も正確に取り扱うことのできる仕様となっているので、今後ライブラリー作成システム並びにMVPコードの修正が必要となろう。

### 3. 6 THERM-J: 熱中性子散乱データ処理コード

評価済み核データのファイル7に与えられる熱中性子散乱則データを処理して、MVP等の連続エネルギーモンテカルロコード用データを作成するコードTHERM-JをFLANGE-IIコード<sup>18)</sup>を基に作成した。本コードの結果はPDSファイルに収納される。尚、本コードはENDF/B-IIIのデータを想定しており、ENDF-6形式のファイル7を処理することはできない。

熱中性子散乱はMVPのモデルに従って、

- ①弾性散乱
- ②非弾性散乱

の2つのプロセスに分けられる。

#### (1) 弾性散乱の取り扱い

断面積を求める温度をT Kとすると、ENDF-3形式のThermal Fileにはファイル3に数点の温度に対する $\sigma_0(E, T)$ と温度及びエネルギーに対する内挿公式が与えられている。このデータを使用して、求める温度の $\sigma(E)$ のデータを取り出す。エネルギーに関しては与えられた誤差内で線形内挿化処理を行う。

次に散乱の角度分布確率テーブルを作成する。ENDF/B-III Thermal Fileのファイル4にMT=2として温度依存の角度分布データが与えられている。従って、求める温度の角度分布を指示された内挿公式で求め、実験室系での散乱角に対する確率テーブルをACER-Jと同様の方法で計算する。ただし、角度分布がテーブル形式で与えられている場合には、ルジャンドル展開係数に変換してから計算を行う（ENDF/B-IIIではすべてルジャンドル展開係数で与えられている）。注意を要する事は、Bragg散乱の場合の角度分布確率テーブルをルジャンドル係数で表されたデータから作成すると、間違った結果を与える場合があることである。これに対しては結果をみて判断する必要がある。必要に応じて、THERM-Jコードの結果からMVPライブラリーに編集するMVPLIBMKコードの実行時に、角度分布データを直接入力した確率テーブルと置換することができる。

#### (2) 非弾性散乱の取り扱い

非弾性散乱はENDF-3形式のファイル7に次のように定義されている。

$$K(E' \rightarrow E, \mu, T) = \frac{d^2 \sigma_{in}(E' \rightarrow E, \mu, T)}{d\Omega dE}$$

$$= \frac{\sigma_b}{4\pi kT} \sqrt{\frac{E}{E'}} S(\alpha, \beta, T) \exp\left(-\frac{\beta}{2}\right),$$

ここで、

$$\alpha = (E' + E - 2\mu\sqrt{EE'}) / kT,$$

$$\beta = (E - E') / kT.$$

従って、

$$\sigma_{in}(E' \rightarrow E, T) = \frac{\sigma_b}{2kT} \frac{E}{E'} \exp\left(-\frac{\beta}{2}\right) \int_{-1}^1 S(\alpha, \beta, T) d\mu$$

上式を計算する入射中性子エネルギー  $E'$  は表3.1に示した73点に固定されている。このエネルギー点はVIMライブラリーで採用されていたものと同じである。

連続エネルギーモンテカルロコードで使用する場合、次のデータが必要となる。

- ①  $\sigma_{in}(E)$
- ② 散乱中性子のエネルギー分布
- ③ 散乱中性子の角度分布

①②に関しては上式を積分することにより計算できる。尚、散乱後の中性子エネルギー  $E$  については  $\sigma_{in}(E' \rightarrow E, T)$  が線形内挿できるようにNJOYコードのTHERMRモジュールの手法により詳細に定める。その結果、①の  $\sigma_{in}(E)$  :

$$\sigma_{in}(E) = \int_0^{E_{max}} \sigma_{in}(E' \rightarrow E, T) dE.$$

及び②のエネルギー分布の積算確率  $P(E_i \rightarrow E_j)$  :

$$P(E_i \rightarrow E_j) = \int_0^{E_j} \sigma_{in}(E_i \rightarrow E, T) dE / \sigma_{in}(E_i)$$

の積分は簡単な台形公式でただちに計算できる。ここで、 $E_i$  及び  $E_j$  は表3.1に示したエネルギーである。一方、①の  $\sigma_{in}(E)$  の入射エネルギー  $E'$  に対する内挿法が評価済み核データファイルには与えられていないので、内挿スキームを入力データで指定し、その内挿スキームに従って与えられた誤差内で内挿処理を行う。

③の散乱の角度分布の表現にはDouble P1近似を用いる。その詳細は後述する。

### $\sigma_{in}(E' \rightarrow E, T)$ の計算法

$\sigma_{in}(E' \rightarrow E, T)$  の計算法、すなわち

$$\int_{-1}^1 S(\alpha, \beta, T) d\mu$$

の計算法を示す。まず、評価済み核データ  $S(\alpha, \beta, T)$  の  $\alpha, \beta, T$  の内挿の順序は  $\alpha, T, \beta$  であり、その方法は以下の通りである。

#### ① $\alpha$ に対する内挿

FLANGE-IIの方法に従って、 $\alpha$  を300分割し評価済み核データファイルに与えられている内挿法に従って各  $\alpha$  に対する  $S$  の値を求める。この時、 $\alpha$  がファイル7に定義されている最大値を越える場合にはshort collision time approximationを用いる。short collision time approximationで使用される実効温度  $T_{eff}$  は表3.2に示した物質に対しては、本表に与えられた値をAKIMAの方法で内挿して使用する。

#### ② $T$ に対する内挿

温度に関する内挿は評価済み核データファイルの与える内挿法を使用すると不自然な結果を与える場合があるので、次の方法を使用している。

○ 2温度でのデータのみ与えられている場合

$$x_1 = 1/T_1, \quad x_2 = 1/T_2, \quad y_1 = S(\alpha, \beta, T_1), \quad y_2 = S(\alpha, \beta, T_2)$$

として、 $T$  Kにおける値は  $(x_i, y_i)$  に対して評価済み核データファイルの与える内挿法によって求めた  $x=1/T$  における値とする。

○ 3温度以上でデータが与えられている場合

$$x_i = T_i, \quad y_i = \ln(S(\alpha, \beta, T_i)) \text{ として AKIMA の方法で内挿する。}$$

#### ③ $\beta$ に対する内挿

①②で求めた  $S(\alpha, \beta, T)$  から評価済み核データファイルに与えられた  $\beta$  に対する内挿法に従い、任意の  $\beta$  に対する  $S$  の値を求める。この時、評価済み核データファイルに与えられている  $\beta$  の範囲を越えている場合には、 $\alpha$  同様にshort collision time approximationを用いる。

次に  $\mu$  に関する積分であるが、 $\mu$  に関する変数は  $\alpha$  のみであるので、

$$\int_{-1}^1 S(\alpha, \beta, T) d\mu = \int_{\alpha_{min}}^{\alpha_{max}} S(\alpha, \beta, T) d\alpha$$

となり、 $(\alpha, S(\alpha, \beta, T))$  に対して linear-log 内挿を仮定して積分を実行する。この積分法は FLANGE-II と同様である。

**Double P1 近似**

次の4変数を定義する。

$$\begin{aligned} \sigma_{in}^+(E_i \rightarrow E_j, T) &= 2\pi \int_0^1 K(E_i \rightarrow E_j, \mu, T) d\mu \\ \mu_{ij}^+ &= \frac{2\pi \int_0^1 \mu K(E_i \rightarrow E_j, \mu, T) d\mu}{\sigma_{in}^+(E_i \rightarrow E_j, T)} \\ \sigma_{in}^-(E_i \rightarrow E_j, T) &= 2\pi \int_{-1}^0 K(E_i \rightarrow E_j, \mu, T) d\mu \\ \mu_{ij}^- &= \frac{-2\pi \int_{-1}^0 \mu K(E_i \rightarrow E_j, \mu, T) d\mu}{\sigma_{in}^-(E_i \rightarrow E_j, T)} \end{aligned}$$

これらの量を用いると、

$$\sigma_{in}(E_i \rightarrow E_j, T) = \sigma_{in}^+(E_i \rightarrow E_j, T) + \sigma_{in}^-(E_i \rightarrow E_j, T)$$

となる。角度分布はこれらの5つの変数を用いて以下の5つの確率で表現される。

①  $\mu > 0$  で等方となる確率  $P_1$

$$P_1 = \begin{pmatrix} \frac{\sigma_{in}^+(E_i \rightarrow E_j, T)}{\sigma_{in}(E_i \rightarrow E_j, T)} 2(1 - \mu_{ij}^+) & \mu_{ij}^+ \geq \frac{1}{2} \\ \frac{\sigma_{in}^+(E_i \rightarrow E_j, T)}{\sigma_{in}(E_i \rightarrow E_j, T)} 2\mu_{ij}^+ & \mu_{ij}^+ < \frac{1}{2} \end{pmatrix}$$

②  $\mu < 0$  で等方となる確率  $P_2$

$$P_2 = \begin{pmatrix} \frac{\sigma_{in}^-(E_i \rightarrow E_j, T)}{\sigma_{in}(E_i \rightarrow E_j, T)} 2(1 - \mu_{ij}^-) & \mu_{ij}^- \geq \frac{1}{2} \\ \frac{\sigma_{in}^-(E_i \rightarrow E_j, T)}{\sigma_{in}(E_i \rightarrow E_j, T)} 2\mu_{ij}^- & \mu_{ij}^- < \frac{1}{2} \end{pmatrix}$$

③  $\mu = +1$  となる確率  $P_3$

$$P_3 = \begin{pmatrix} \frac{\sigma_{in}^+(E_i \rightarrow E_j, T)}{\sigma_{in}(E_i \rightarrow E_j, T)} (2\mu_{ij}^+ - 1) & \mu_{ij}^+ \geq \frac{1}{2} \\ 0 & \mu_{ij}^+ < \frac{1}{2} \end{pmatrix}$$

④  $\mu = -1$  となる確率  $P_4$

$$P_4 = \begin{pmatrix} \frac{\sigma_{in}^-(E_i \rightarrow E_j, T)}{\sigma_{in}(E_i \rightarrow E_j, T)} (2\mu_{ij}^- - 1) & \mu_{ij}^- \geq \frac{1}{2} \\ 0 & \mu_{ij}^- < \frac{1}{2} \end{pmatrix}$$

⑤  $\mu = 0$  となる確率  $P_5$

$$P_5 = \begin{matrix} 1 - \frac{2(\sigma_{in}^+ \mu_{ij}^+ + \sigma_{in}^- \mu_{ij}^-)}{\sigma_{in}(E_i \rightarrow E_j, T)} & \mu_{ij}^+ \leq \frac{1}{2}, \mu_{ij}^- \leq \frac{1}{2} \\ \frac{\sigma_{in}^+ (1 - 2\mu_{ij}^+)}{\sigma_{in}} & \mu_{ij}^+ \leq \frac{1}{2}, \mu_{ij}^- > \frac{1}{2} \\ \frac{\sigma_{in}^- (1 - 2\mu_{ij}^-)}{\sigma_{in}} & \mu_{ij}^+ > \frac{1}{2}, \mu_{ij}^- \leq \frac{1}{2} \\ 0 & \text{その他} \end{matrix}$$

これらの確率  $P_i$  は、表3.1に示した代表エネルギーに対して求められ、①～④までの積算確率が計算される。⑤に関しては、上述の確率ではなくて、前方散乱 ( $\mu \geq 0$ ) のみのP1近似成分、

$$P_5 = \begin{pmatrix} \frac{\sigma_{in}^+}{\sigma_{in}} (1 - 2\mu_{ij}^+) & \mu_{ij}^+ \leq \frac{1}{2} \\ \sigma_{in} & \\ 0 & \mu_{ij}^+ > \frac{1}{2} \end{pmatrix}$$

が計算され出力される。

表3.1 熱中性子散乱データのエネルギー点 (THERM-J code)

NO	ENERGY (EV)	NO	ENERGY (EV)	NO	ENERGY (EV)
1	1.00000E-05	31	2.13320E-01	61	1.61590E+00
2	6.76330E-05	32	2.34550E-01	62	1.69650E+00
3	2.15370E-04	33	2.57140E-01	63	1.77980E+00
4	4.95670E-04	34	2.81140E-01	64	1.86570E+00
5	9.51000E-04	35	3.06590E-01	65	1.95440E+00
6	1.62380E-03	36	3.33530E-01	66	2.04580E+00
7	2.55660E-03	37	3.62010E-01	67	2.14000E+00
8	3.79170E-03	38	3.92060E-01	68	2.23710E+00
9	5.37170E-03	39	4.23730E-01	69	2.70000E+00
10	7.33900E-03	40	4.57060E-01	70	3.00000E+00
11	9.73610E-03	41	4.92090E-01	71	3.50000E+00
12	1.26050E-02	42	5.28870E-01	72	4.00000E+00
13	1.59890E-02	43	5.67440E-01	73	4.50000E+00
14	1.99310E-02	44	6.07840E-01		
15	2.44710E-02	45	6.50110E-01		
16	2.96540E-02	46	6.94300E-01		
17	3.55220E-02	47	7.40440E-01		
18	4.21160E-02	48	7.88590E-01		
19	4.94800E-02	49	8.38780E-01		
20	5.76560E-02	50	8.91060E-01		
21	6.66860E-02	51	9.45460E-01		
22	7.66130E-02	52	1.00000E+00		
23	8.74790E-02	53	1.06080E+00		
24	9.93270E-02	54	1.12190E+00		
25	1.12200E-01	55	1.18520E+00		
26	1.26140E-01	56	1.25090E+00		
27	1.41190E-01	57	1.31900E+00		
28	1.57390E-01	58	1.38940E+00		
29	1.74780E-01	59	1.46240E+00		
30	1.93410E-01	60	1.53790E+00		

表3.2 short collision time approximationのための実効温度

NO	TEMP. (KELV)	H(H <sub>2</sub> O)	D(D <sub>2</sub> O)	BE	ZR(ZRH)	H(ZRH)	H(CH <sub>2</sub> )	GRAPHITE
		1002	1004	1064	1096	1097	1114	1065
1	296.0	1396.8	940.91	596.4	317.27	806.79	1222.0	713.39
2	350.0	1411.6	961.62				1239.0	
3	400.0	1427.4	982.93	643.9	416.29	829.98		754.68
4	450.0	1444.9	1006.1					
5	500.0	1464.1	1030.9	704.6	513.22	868.44		806.67
6	600.0	1506.8	1085.1	775.3	611.12	920.08		868.38
7	700.0			852.9	709.60	981.82		937.64
8	800.0	1605.8	1209.0	935.4	808.43	1051.1		1012.7
9	1000.0	1719.8	1350.0	1109.8	1006.8	1205.4		1174.9
10	1200.0			1292.3	1205.7	1373.4		1348.2
11	1600.0							1712.9
12	2000.0							2091.0

These values are taken from General Atomic report (THERMR in NJOY)

### 3. 7 MVPLIBMK : MVPライブラリー編集コード

PDSファイルに収納されているACER-J、U3R-JおよびTHERM-Jコードの結果から、第2章に記述した形式のMVP中性子断面積ライブラリーに編集するためにMVPLIBMKコードが用意されている。ここでは、U3R-JコードおよびTHERM-Jコードの結果に対する処理法とともに、MVPライブラリーでテーブル形式の確率分布を表現するために多用されている条件付き離散確率からのサンプリング ( discrete conditional sampling、BMC sampling) のためのデータについて説明する。また、本システムにおける $\gamma$ 線生成データの制限について記述する。

#### (1) 非分離共鳴断面積確率テーブルの処理

U3R-Jコードではテーブル長 (NPROB) がMVPライブラリーの標準である20以上 (通常99) の大きな確率テーブルが作成される。MVPLIBMKコードではこのテーブルからより短いテーブル長 (NPUNR) の確率テーブルに縮約することができる。縮約の方法は以下の通りである。

U3R-Jコードでは次の量を計算している。

- P(i) : probability of i-th row
- $\sigma_t(i)$  : average total cross section of i-th row
- $\sigma_e(i)$  : " elastic "
- $\sigma_c(i)$  : " capture "
- $\sigma_f(i)$  : " fission "

ここで、各rowの重み $\phi(i)$ を次ぎのように決める。

$$\begin{aligned} \phi(1) &= 0 \\ \phi(i) &= \phi(i-1) + P(i) \times (\sigma_t(i) - \sigma_t(i-1)) \quad i \geq 2 \end{aligned}$$

次にこの $\phi$ を (NPUNR-1)等分する値を定め、それに最も近いi-th rowをNPUNR個見つける。このようにして決まったrow indexをIND(j)とすると、

$$\begin{aligned} \text{IND}(1) &= 1 \\ \text{IND}(i) &< \text{IND}(i+1) \\ \text{IND}(\text{NPUNR}) &= \text{NPROB} \end{aligned}$$

なる関係がある。IND(0) = 0とおき、IND(i)を縮約構造として、以下の式で縮約を行う。PcはPから求まるcumulative probabilityとする。

$$\begin{aligned} P_c'(j) &= P_c(\text{IND}(j)) \\ \sigma_x'(j) &= \sum_{i=j_1}^{j_2} \frac{P(i) \times \sigma_x(i)}{P_c(j_2) - P_c(j_1 - 1)} \end{aligned}$$

ここで、 $j_1 = \text{IND}(j-1) + 1$   
 $j_2 = \text{IND}(j)$

である。

尚、U3R-JコードはENDF-6形式のLSSF=1の場合に対応できるように、各断面積確率テーブル毎に平均（無限希釈）断面積を出力しており、MVPライブラリーの形式もこれに対応できる仕様（断面積確率テーブルと無限希釈断面積による表現）となっている。しかし、現在のMVPLIBMコードではLSSF=0の場合と同様に、非分離共鳴領域の断面積を断面積確率テーブルとフロア断面積で表している。（第3.5節参照）

## (2) 熱中性子散乱データの処理

MVP中性子断面積ライブラリーでは、熱中性子散乱を本コードの入力データMETHDTの値に応じて、次の3通りの方法で表現している。

- METHDT = 0 : free atom scattering  
 = 1 : thermal scattering law (  $S(\alpha, \beta)$  ) with or without thermal elastic contribution  
 ( results of THERM-J code )  
 = 2 : thermal scattering data is included in another nuclide library

THERM-Jコードの結果が利用できる場合（METHDT=1）は、評価済み核データのファイル7に与えられている $E_{\max}$ （熱中性子散乱データの与えられている最大エネルギー）以下の散乱データを以下のよう修正する。

- ①熱中性子非弾性散乱断面積をMT=92として追加する。
- ②熱中性子非弾性散乱のエネルギー分布のテーブル（LF=4形式）を加える。この時、確率分布を discrete conditional sampling（BMC sampling）データに変換する。
- ③熱中性子非弾性散乱の角度分布テーブルを追加する。
- ④熱中性子弾性散乱がある場合にはMT=2の弾性散乱断面積をTHERM-Jの結果に置き換えると同時にMT=93として追加する。ない場合には弾性散乱断面積の値を0とする。角度分布テーブルを追加する。
- ⑤全断面積の値を修正する。

処理する上で注意を要するのは、ファイル7においてNS=0となっている分子の場合である。NSは non-principal scattering atom の数であり、ENDF/B-IIIの評価データでNS=0となっているのは、

$\text{UO}_2$ , BeO, H(ZrH), H(CH<sub>2</sub>), Graphite

である。この場合は、次の処理法を採用しなければならない。

- (イ)軽い核種のライブラリーにすべての熱中性子散乱データを与える。すなわち、上記①～⑤の処理を行う。
- (ロ)重い核種は、METHDT=2とし、 $E_{\max}$ 以下の弾性散乱断面積を0とし、全断面積を修正する。

## (3) 条件付き離散確率からのサンプリング (discrete conditional sampling)データ

お互いに独立なN個の事象 $x_k$ の起こる離散確率を $P_k$ とすると、

$P_k$  = 事象  $x_k$  の起こる確率 ( $k = 1, N$ )

$$\sum_{k=1}^N P_k = 1$$

この確率  $P_k$  及びその積算確率  $P_c$  は、それぞれ、

$$P_k = \sum_{i=1}^N G(x_k|i) \times h_i$$

$$P_c(x) = \sum_{i=1}^N G_c(x|i) \times h_i$$

と表すことができる。ここで、 $h_i$  は離散確率であり、 $G(x_k|i)$  及び  $G_c(x|i)$  は  $i$  が起こった時に  $x_k$  の起こる条件付き確率及びその積算確率である。

ここで述べるサンプリング法 ( discrete conditional sampling method ) では、 $h_i$  を一様離散分布、 $G_c(x|i)$  を 2 事象離散分布とする。すなわち、

$$h_i = 1/N \quad \text{for } i=1, N$$

$$G_c(x|i) = \begin{cases} 0 & \text{for } x < x_{1,i} \\ q_i & \text{for } x_{1,i} < x < x_{2,i} \\ 1 & \text{for } x_{2,i} < x, \end{cases}$$

ここで、 $\{(q_i, x_{1,i}, x_{2,i}), i=1, N\}$  は Brown et al. の方法<sup>7)</sup> で決める。その結果、 $P_k$  あるいは積算確率  $P_c$  を用いて直接サンプリングするかわりに、以下の手順で事象  $x_k$  をサンプリングすることができる。

① 一様分布から  $i$  を決める ( $i = \xi_1 \times N + 1$ )。

②  $i$  に対する条件付き確率  $q_i$  を用いて、

$$x = x_{1,i} \quad (\text{確率 } q_i)$$

$$= x_{2,i} \quad (\text{確率 } 1 - q_i)$$

このサンプリング法では、IF文による判定を必要とせず、長い確率テーブルからのサンプリングも高速に行うことができる。

尚、この方法は、ベクトル化モンテカルロ法に最初に導入した Brown, Martin and Calahan の名前を取って BMC sampling method、あるいは Walker's alias method と呼ばれることもある。

#### (4) $\gamma$ 線生成データ処理の制限

現在のシステムでは  $\gamma$  線生成データの処理には以下の制限がある。

- ① 一つの反応に対して MF=12 と MF=13 が同時に評価されている反応に対しては、 $\gamma$  線生成データは計算しない。
- ②  $\gamma$  線生成データが  $800 > MT \geq 700$  の反応として評価されている場合には、 $\gamma$  線生成データの計算は MF=12 または MF=13 において最初にデータが与えられている励起レベルに対して

のみ行う。

- ③ MF=15 (continuous spectrum) が複数のサブセクションで与えられている場合にはcontinuous spectrum (LF=6) の出力は行われない。

### 3. 8 ロードモジュール及びカタログプロシージャー

#### (1) ロードモジュール

MVP中性子断面積ライブラリー作成システムを構成する各コードのロードモジュールは、原研の汎用大型計算機FACOM M-780上に作成されている。

そのデータセットネーム (DSN) は、

J9347.MVPLIBB6.LOAD

であり、表3.3に示したロード・モジュールが利用できる。

表3.3 MVP中性子断面積ライブラリー作成システムを構成するコード  
(ファイル名： J9347.MVPLIBB6.LOAD)

コード名	メンバー名	可変長配列の 大きさ	使用メモリー (M-bytes)	使用拡張記憶 (M-bytes)
LINEAR-89	LINEAR	----	0.27	0.28
RECENT-89	RECENT	----	0.27	0.56
SIGMA1-89	SIGMA1	----	0.27	0.41
PENDFUP	PENDFUP	----	0.50	1.51
HEATR	HEATR	50 万	2.46	----
ACER-J	ACERJ	200 万	0.68	9.06
MVPLIBMK	MVPLIBMK	300 万	0.57	12.5
THERM-J	THERMJ	----	1.04	----
U3R-J	U3RJ*	----	4.79	0.2

\* : U3R-Jコードは最大11温度に対して計算でき、複数の核種を連続処理できる。本ロードモジュールはベクトルスーパーコンピュータFACOM VP-2600上で使用する。また、原研の現在のベクトルスーパーコンピュータVPP 500/42上で実行可能ロードモジュールも用意されている。

## (2) カタログドプロシージャー

MVPライブラリーの作成を効率的に行うために、4種類のカタログドプロシージャーが用意されている。カタログドプロシージャーは以下のファイルに保存されている。

J9347.PROCLIB.CNTL

また、各カタログドプロシージャーの機能は表3.4に示した。尚、これらのカタログドプロシージャーの使用法は次章で示す。

表3.4 MVP中性子断面積ライブラリー作成用カタログドプロシージャー  
(ファイル名: J9347.PROCLIB.CNTL)

カタログドプロシージャー名	内 容	機 能
MVPB6LB	PENDFUP→HEATR→ACER-J→ MVPLBMKの連続ラン	基準温度 (300K) のライブラ リー作成
MVPB6LB0	PENDFUP→ACER-J→MVPLBMK の連続ラン	KERMA定数を計算しない場合 の基準温度のライブラリー作成
MVPB6LB2	PENDFUP→SIGMA1→HEATR→ ACER-J→MVPLBMKの連続ラン	基準温度以上の高温ライブラ リー作成
MVPB6LB3	PENDFUP→SIGMA1→ACER-J→ MVPLBMKの連続ラン	KERMA定数を計算しない場合 の高温ライブラリー作成

## 4. MVP中性子断面積ライブラリーの作成法

MVP中性子断面積ライブラリーの作成では前章で述べたように6種類の処理を別々に行う必要があるが、通常は簡便にライブラリー作成を行うために幾つかの処理を連続して次の4つのステップで行う。

- ①PENDF (pointwise ENDF) ファイルの作成
- ②非分離共鳴断面積確率テーブルの作成 (非分離共鳴領域のある核種)
- ③熱中性子散乱データの処理 (熱中性子散乱データファイル7の存在する核種)
- ④(SIGMA1)→HEATR→ACER-J→MVPLIBMKによるMVPライブラリー作成

これらの処理のためのジョブ制御文及び入力データの例が

J3803.MVPLMKB6.CNTL

に用意されている (ENDF-5形式で評価された核データ (JENDL-3.2等) を処理した時の同様なジョブ制御文と入力データの例はJ9347.MVPLIB.CNTL)。ファイル中の各メンバーの機能を表4.1に示す。尚、各コードの入力データの説明は第5章で示す。

表4.1 MVPライブラリー作成のジョブ制御文と入力データ例

(ファイル名: J3803.MVPLMKB6.CNTL)

メンバー名	機 能
PENDFMK	基準温度 (300K) のPENDFファイルの作成
PENDFM2	特殊なMLBW表現を採用した核種の300KのPENDFファイル作成
MTTODJ31	カートリッジに収納されているJENDL-3.1のPENDFファイルをディスクにコピー
MTTODJ32	カートリッジに収納されているJENDL-3.2のPENDFファイルをディスクにコピー
PENDFUP	PENDFUPコードを実行し、300KのPENDF-MVPファイルを作成する
PENFUP2	PENDFUP+SIGMA1コードを実行し、300K以上のPENDF-MVPファイルを作成する
U3RGO*	FACOM-VP2600上で非分離共鳴確率テーブルの作成
TXT2PDS	FACOM VPP-500上で作成したテキストファイルからPDSファイルを作成
THERMJGO	熱中性子散乱データの処理を行う
SAMPLE	基準温度 (300K) のMVPライブラリーへの編集
SAMPLE2	高温ライブラリーへの編集
SAMPLE0	SAMPLEと同じ。ただし、核発熱定数は計算しない。
SAMPLE20	SAMPLE2と同じ。ただし、核発熱定数は計算しない。

\*U3R-Jコードの実行JCLの例はFACOM VPP-500上に用意されている。

新たにMVPライブラリー作成するユーザーは、上記のファイルを修正してジョブを実行すれば、多くの場合容易にMVP中性子断面積ライブラリーの作成が可能である。

尚、JENDL-3.1及びJENDL-3.2の300KのPENDFファイルは殆どの核種について既に作成されており、カートリッジテープからディスクへ戻せば良い様になっている。ただし、このファイルにはPENDFUPコードによる処理はなされていない（ステップ④の入力ファイルとなる）。

また、JENDL-3.1、JENDL-3.2及びENDF/B-VIの非分離共鳴断面積確率テーブルも、付録Dに示した重要な核種については、特定の11の温度に対して作成されている。

ここでは、上述のジョブ制御文（JCL）及び入力データ例のファイル中のメンバー名を示しながら、各処理について説明する。

#### 4. 1 PENDFファイルの作成

PENDFファイル作成のジョブの流れは以下のようにになっている。

##### ①ステップ1 オリジナルPENDFファイルの新規作成

MVPライブラリーを作成しようとする核種に対しては、先ず基準温度（300K）のPENDFファイルを作成する。この処理には、LINEAR-89（線形内挿化）、RECENT-89（共鳴計算：pointwise断面積の計算）、SIGMA1-89（Doppler broadening）の3つのコードを使用する。PENDFファイル作成のJCLと入力データのサンプルとして**PENDFMK**（図4.1参照）が用意されている。MVPライブラリーではPENDFファイル作成時の許容誤差は0.1%を標準としているので、利用者は、**図中太字**で示した

評価済核データファイル名と  
物質番号（material MAT number）及び  
作成するPENDFファイルのファイル名

を変更すればよい。PENDFMKはENDF-6フォーマットまで処理できる。この図の例では、Doppler broadening は基準温度（300 K）となっているが、SIGMA1-89の入力データを変更することによって任意の温度のPENDFファイルを作成することができる。また、ライブラリーを作成したい核種の評価済み核データファイル名と物質番号（MAT number）を知りたいときはTSSコマンド**NDI**<sup>20)</sup>（機能WHERE）により調べることができる。

【注】RECENT-89の実行時に次に示すようなエラーメッセージがプリント出力される事がある。

```
「WARNING.....WARNING.....WARNING.....WARNIN.....WARNING.....
  BASED ON TARGET SPIN AND J VALUES J=XXX IS NOT PHYSICALLY POSSIBLE.
  THE USE OF FICTITIOUS J VALUES IS NOT ALLOWED IN ENDF/B」
```

これは、JENDL-2及びJENDL-3の評価で用いられた特殊なMLBWのためである。この場合はサンプル

**PENDFM2**を使用すれば良い。**PENDFM2**では**JENDL-2**及び**JENDL-3**の特殊な**MLBW**を処理出来るように修正された**RECENT**コード（ただし、**JENDL-3.2**、**ENDF/B-VI**で用いられている**Reich-Moore**共鳴パラメータを処理することはできない）を使用するようになっている。

#### ②ステップ1' オリジナル**PENDF**ファイルのカートリッジからディスクへのコピー

**JENDL-3.1**及び**JENDL-3.2**の**300K**の**PENDF**ファイルは殆どの核種について既に作成されており、カートリッジテープからディスクへ戻せば良い。このため、**JENDL-3.1**については**MTTODJ31**を、**JENDL-3.2**については**MTTODJ32**が用意されている。利用者はこのジョブ制御分を修正し必要な核種のファイルを選択して、ジョブを実行すれば良い。カートリッジテープの情報は付録Dに示した。

#### ③ステップ2 MVPライブラリーのための**PENDF**ファイルの修正

「**LINEAR-89**→**RECENT-89**→**SIGMA1-89**」及び「**RESEND**」で作成したオリジナル**PENDF**ファイルは、ファイル2に非分離共鳴領域のフロア断面積が書き出されていない。従って、後述の処理のために、ファイル2に非分離共鳴領域のフロア断面積の出力を行う**PENDFUP**コードを実行する必要がある。このために、**PENDFUP**及び**PENFUP2**（図4.2参照）が用意されている。後者は基準温度（**300K**）以上の温度の修正された**PENDF**ファイルを作成する場合に使用する。

このステップは通常後述の第4.4節のステップで実行する場合が多い。

### 4.2 非分離共鳴断面積確率テーブルの作成

非分離共鳴領域を持つ核種の断面積確率テーブルの作成のために、**U3RGO**（図4.3参照）が用意されている。ここでは**U3R-J**コードを実行しているが、このコードは多くの計算時間を必要とすることからベクトル化されており、**FACOM VP-2600**ベクトルスーパーコンピュータを使用している。また多量のプリント出力があるので、この点に留意した処理を行う必要がある。

**U3R-J**コードは、**ENDF-6**フォーマットの処理も可能である。

ただし、原研では計算機システムの変更に伴い **VP-2600** は **VPP 500/42** に置き換えられたために、**U3RGO**を用いて非分離共鳴の処理を行うことはできない。また、オリジナルの評価済み核データファイル及び**MVP**ライブラリー作成コードシステムの他のコードが**M-780**上にあるために、以下の手順による断面積確率テーブル作成が必要である。

#### ①オリジナル評価済み核データファイルの**VPP**への転送

①-1 TSSコマンド**NDI**により特定核種の**ENDF**形式ファイルの作成（**M-780**上）

①-2 ftpコマンドによる**M-780**から**VPP**へのデータの転送（**VPP**上）

#### ②**U3R-J**コードの実行（**VPP**上）

サンプル入力データ&**JCL** : /dg02/ufs06/j3803/licem/**U3RJ/u3rj.sh**

（図4.4参照、変更の必要な箇所を太字で示した）

尚、U3R-Jコードのリスタート計算では入力データ&JCLを変更する必要はない。コードがPDSファイルの内容を検索して、次のレベル以降の確率テーブルを自動的に作成する。

③U3R-Jコードの出力（断面積確率テーブル）のバイナリーファイル→テキストファイルの変換（VPP上）

サンプル入力データ&JCL：/dg02/ufs06/j3803/licem/U3RJ/pdstotxt.sh

（ 図4.5参照、変更の必要な箇所を太字で示した。この例では、ディレクトリJENDL32-T0300配下のすべてのファイル（PDSファイルのメンバー）を1つのファイルにコピーしているが、特定の名前のファイルのみをコピーすることもできる。尚、ここではSRAC95<sup>19)</sup>のツールpdstotxtを利用している。）

④断面積確率テーブルテキストファイルのVPPからM-780へのftpによる転送（VPP上）

⑤断面積確率テーブルテキストファイルからPDSファイルへの変換（M-780上）

サンプル入力データ&JCL：J3803.MVPLMKB6.CNTL(TXT2PDS)

（ 図4.6参照、変更の必要な箇所を太字で示した。尚、ここではSRAC95<sup>19)</sup>のツールTXTTOPDSを利用している）

複数の核種の断面積確率テーブルを作成する場合には、①及び②のステップをすべての核種に対して実行した後に、③以降を一度実行することによって、必要な核種のテーブルをM-780上に作成することができる。また、上記のVPP上のファイルはJENDL-3.2を処理するためのものであるが、ENDF/B-VIを処理するためのディレクトリ

/dg02/ufs06/j3803/licem/U3RJ-B6

も作成されている。

#### 4. 3 熱中性子散乱データの処理

熱中性子散乱データ（評価済み核データThermal File）の処理のために、THERMJGO（図4.7参照）が用意されている。図中に修正の必要な箇所を太字で示した。この処理では、評価済核データファイルThermal Fileのファイル7の評価に与えられている温度範囲の外部の温度における処理はできない点に注意して、処理を実施する必要がある。

尚、THERM-JコードはENDF-6フォーマットの処理はできない。

#### 4. 4 MVP中性子断面積ライブラリーの作成

##### ①基準温度（300K）のライブラリー作成

基準温度（300K）のライブラリー作成には、オリジナルPENDFファイルを基に、

PENDFUP → HEATR → ACER-J → MVPLIBMK

の4つのコードを実行する必要がある。このように、通常は（1）PENDFファイルの作成のステップ2「MVPライブラリーのためのPENDFファイルの修正」はここで行う。4つのコードの連続ランのた

めに、SAMPLE (図4.8参照) が用意されている。この図の例ではカタログドプロシージャー MVPB6LBが利用されているが、そのパラメータの意味は後述する。利用者は、ファイル名、核種ID等を変更して実行すれば良い。多量のプリント出力がある場合もあるので注意されたい。

## ②高温ライブラリーの作成

上記の一連の手順のPENDFUPとHEATRの間に、Doppler broadeningの処理を行うSIGMA1を挿入することによって、高温ライブラリーを作成する。このためにSAMPLE2 (図4.9参照) が用意されている。

【注】評価済み核データによっては、HEATRコードによる kerma factor の計算ができない形式を採用している場合がある。この場合には、上記①及び②においてHEATRの処理をスキップする必要がある。これに対応するために、それぞれSAMPLE0、SAMPLE3が用意されている。

## カタログドプロシージャーのパラメータ

MVPB6LB等のカタログドプロシージャーの入力パラメータの意味は以下の通りである。

PENDF	: オリジナルPENDFファイル (LINEA-RECENT-SIGMA1の結果) のファイル名
ENDF	: 評価済み核データファイルのファイル名
THPDS	: THERM-Jコードの結果を収納したPDSファイルのファイル名
U3RPDS	: U3R-Jコードの結果を収納したPDSファイルのファイル名
OUTPUT	: 作成されるMVP中性子断面積ライブラリーのファイル名
UNIT	: 上記ファイルの作成されるファイルの種類 (D0XXX/TDS/TSSWK/TSSWK2)
SPC	: ファイルの大きさの初期値
INC	: 増分
SUNIT	: SPCとINCの単位 (TRK/CYL)

尚、ACER-Jコードの結果を収納するPDSファイル等、特にファイル名を指定していない使用ファイルはワークファイルとして確保される。

```

T(04) C(05) W(04) I(04) E(01) MSGCLASS(X) NOTIFY(J3803)
/*
**
**      P E N D F   P R O D U C T I O N
**
**      O O 1 6 - J 3 2   :   M A T N O   I S   8 2 5
**
**      L I N E A R
**
//LINEAR EXEC LMGO,LM='J9347.MVPLIBB6',PNM=LINEAR
//***** FT10 : EVALUATED NUCLEAR DATA FILE *****
//FT10F001 DD DSN=J1615.J32F5301.DATA,LABEL=(,,IN),DISP=SHR
//FT11F001 DD DSN=&&LIN,DISP=(,PASS),UNIT=WK10,
//          SPACE=(TRK,(15,3),RLSE),DCB=(RECFM=FB,LRECL=80,BLKSIZE=11440)
//FT12F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(CYL,(2,1)),DISP=(,DELETE)
//SYSIN DD *
          0          2          1.000E-8          1
          825          825
          0.0      0.001

/*
**
**      R E C E N T
**
//RECENT EXEC LMGO,LM='J9347.MVPLIBB6',PNM=RECENT
//*ECENT EXEC LMGO,LM='J2585.J9053.RECENT',PNM=RECENT
//FT10F001 DD DSN=&&LIN,DISP=(OLD,DELETE),UNIT=
//FT11F001 DD DSN=&&REC,DISP=(,PASS),UNIT=WK10,
//          SPACE=(CYL,(50,5),RLSE),DCB=(RECFM=FB,LRECL=80,BLKSIZE=11440)
//FT12F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(CYL,(30,5)),DISP=(,DELETE)
//FT13F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(CYL,(30,5)),DISP=(,DELETE)
//FT14F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(CYL,(30,5)),DISP=(,DELETE)
//SYSIN DD *
          0      1.000E-8          0          0          0          0
          1          9999
          0.0      0.001

/*
**
**      S I G M A   -   1   (T=300K)
**
//SIGMA1 EXEC LMGO,LM='J9347.MVPLIBB6',PNM=SIGMA1
//FT10F001 DD DSN=&&REC,DISP=(OLD,DELETE),UNIT=
//***** FT11 : PRODUCED PENDF FILE *****
//FT11F001 DD DSN=J3803.O016J32.T300.DATA,DISP=(NEW,CATLG),
//          UNIT=TSSWK,
//          SPACE=(TRK,(15,5),RLSE),DCB=(RECFM=FB,LRECL=80,BLKSIZE=11440)
//FT12F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(CYL,(30,5)),DISP=(,DELETE)
//SYSIN DD *
          0          0          300.00
          1          9999
          0.0      0.001

/*
//

```

図4.1 PENDFファイル作成のためのジョブ制御文及び入力データの例

```

T(06) C(04) W(04) I(05) E(01) MSGCLASS(X) NOTIFY(J3803)
// * ***** J3803.MVPLMKB6.CNTL(PENDFUP)*****
// * P E N D F U P *
// * *****
// * *****
// * U235-J32 : 9228 : 300 KELVIN *
// * *****
// PENDFUP EXEC LMGO,LM='J9347.MVPLIBB6',PNM=PENDFUP,OBSIZE=19043
// ***** EVALUATED NUCLEAR DATA FILE *****
// FT11F001 DD DSN=J1615.J32F5313.DATA,LABEL=(, , , IN),DISP=SHR
// ***** ORIGINAL PENDF FILE *****
// FT12F001 DD DSN=J3803.JENDL313.T300.DATA,DISP=SHR,UNIT=
// ***** UPDATED PENDF FILE *****
// FT31F001 DD DSN=J3803.U235J32.T300.DATA,
// DISP=(,CATLG,DELETE),UNIT=TSSWK,
// SPACE=(CYL,(24,1),RLSE),DCB=(RECFM=FB,LRECL=80,BLKSIZE=22880)
// ***** WORK FILES *****
// FT13F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(CYL,(10,3)),DISP=(,DELETE)
// FT14F001 DD DSN=&&ENDF,DISP=(,PASS),UNIT=WK10,
// SPACE=(CYL,(10,2),RLSE),DCB=(RECFM=FB,LRECL=80,BLKSIZE=22880)
// FT21F001 DD DSN=&&ENDF,DISP=(,PASS),UNIT=WK10,
// SPACE=(CYL,(12,3),RLSE),DCB=(RECFM=FB,LRECL=80,BLKSIZE=22880)
// FT22F001 DD DSN=&&PENDF,DISP=(,PASS),UNIT=WK10,
// SPACE=(CYL,(24,3),RLSE),DCB=(RECFM=FB,LRECL=80,BLKSIZE=22880)
// ***** WORK FILES *****
//SYSIN DD *
9228 / MATNO
//
//

```

図4.2 PENDFUPコードのジョブ制御文及び入力データの例

```

T(08) W(04) I(05) C(05) E(01) MSGCLASS(X) CLASS(3) NOTIFY(J3803)
// * *****
// * U3RJ RUN *
// * *****
// * JCL ==> J3803.MVPLMKB6.CNTL(U3RGO) *
// * MATNO ==> 7200 HF-NAT-J3.2 *
// * NTEMP ==> 11 TEMPERATURES *
// * TEMP ==> 293.15 , 300.00 , 393.15 , *
// * 600.00 , 900.0 , 1200.00 , *
// * 1500.00 , 1800.0 , 2100.00 *
// * 2500.00 , 3000.0 *
// * *****
// ***** U3RJ STEP *****
// EXEC LMGO,LM='J9347.MVPLIBB6',PNM=U3RJ
// FT06F001 DD DSN=J3803.U3R.HF000J32.OUTLIST,DISP=(,CATLG),
// UNIT=TSSWK,SPACE=(CYL,(10,2),RLSE),
// DCB=(RECFM=FBA,LRECL=137,BLKSIZE=19043)
// RUN.FT09F001 DD DUMMY
// ***** EVALUATED NUCLEAR DATA FILE *****
// RUN.FT01F001 DD DSN=J1615.J32F5312.DATA,DISP=SHR,LABEL=(, , , IN)
// VIMPDS1 DD DSN=J9347.U3RJ.JENDL32.T0293.DATA,DISP=OLD
// VIMPDS2 DD DSN=J9347.U3RJ.JENDL32.T0300.DATA,DISP=OLD
// VIMPDS3 DD DSN=J9347.U3RJ.JENDL32.T0393.DATA,DISP=OLD
// VIMPDS4 DD DSN=J9347.U3RJ.JENDL32.T0600.DATA,DISP=OLD
// VIMPDS5 DD DSN=J9347.U3RJ.JENDL32.T0900.DATA,DISP=OLD
// VIMPDS6 DD DSN=J9347.U3RJ.JENDL32.T1200.DATA,DISP=OLD
// VIMPDS7 DD DSN=J9347.U3RJ.JENDL32.T1500.DATA,DISP=OLD
// VIMPDS8 DD DSN=J9347.U3RJ.JENDL32.T1800.DATA,DISP=OLD
// VIMPDS9 DD DSN=J9347.U3RJ.JENDL32.T2100.DATA,DISP=OLD
// VIMPDSA DD DSN=J9347.U3RJ.JENDL32.T2500.DATA,DISP=OLD
// VIMPDSB DD DSN=J9347.U3RJ.JENDL32.T3000.DATA,DISP=OLD
//SYSIN DD *
1 5 1750 / #A JOP IVERF LIMCPU
7200 11 1 0 1 / #1 MATD NTEMP NENDF IPRINT IPDS
293.150 300.0 393.150 600.0 900.0 1200. 1500. 1800. 2100. 2500. 3000. /
HF PROBABILITY TABLE PRODUCTION RUN FOR HF-NAT-J3.2 **JAN. 1995**
0 99 60 1 999 / #3 LD NPROB NAC ISTART LAST
1123456789AB 1.0 / #4 STRN SDC (3Z4,E12.5)
0 0 0 0 0 / #1 STOP
//
//

```

図4.3 U3R-Jコードのジョブ制御文及び入力データの例 (VP-2600)

```

#!/bin/csh -f
#
# run U3RJ :
#
#@$-C U3RJ
#
# ... WORK_DIR:MVP working directory for each user ...
#
# set WORK_DIR=/dg02/ufs06/j3803/licem/U3RJ
#
# cd $WORK_DIR
# set EXEC=/dg02/ufs06/j3803/licem/bin/u3rj.lm
# cat - << END_DATA | timex -H $EXEC
/dg02/ufs06/j3803/licem/U3RJ/I-129-J32.txtlib
/dg02/ufs06/j3803/licem/U3RJ/JENDL32-T0293
/dg02/ufs06/j3803/licem/U3RJ/JENDL32-T0300
/dg02/ufs06/j3803/licem/U3RJ/JENDL32-T0393
/dg02/ufs06/j3803/licem/U3RJ/JENDL32-T0600
/dg02/ufs06/j3803/licem/U3RJ/JENDL32-T0900
/dg02/ufs06/j3803/licem/U3RJ/JENDL32-T1200
/dg02/ufs06/j3803/licem/U3RJ/JENDL32-T1500
/dg02/ufs06/j3803/licem/U3RJ/JENDL32-T1800
/dg02/ufs06/j3803/licem/U3RJ/JENDL32-T2100
/dg02/ufs06/j3803/licem/U3RJ/JENDL32-T2500
/dg02/ufs06/j3803/licem/U3RJ/JENDL32-T3000

1 5 1700 / #3 IOPT IVERF LIMCPU
5331 11 1 0 1 / #4 MATD NTEMP NENDF IPRINT IPDS
293.150 300.0 393.150 600.0 900.0 1200. 1500. 1800. 2100. 2500. 3000. /#5
I9 PROBABILITY TABLE PRODUCTION RUN FOR I-129-J32 **APR. 1995**
0 99 60 1 999 / #7 LD NPROB NAC ISTART LAST
1123456789 1.0 / #8 IRAND SDC (*)
0 0 0 0 0 / #1 STOP
END_DATA
# timex -H $EXEC < $INP

```

図4.4 U3R-Jコードの入力データ及びシェルスクリプトの例 (JENDL-3.2, VPP)

```

#!/bin/csh -f
#@$-C SRAC95
#
#####
#
#           convert a binary-pds to a text-ps
#   PDS ==> TEXT   pdstotxt.out : load module, (make -f MakePT)
#                   by keisuke OKUMURA (JAERI),
#                   E-mail:okumura@mike.tokai.jaeri.go.jp
#
#####
#----- Set by user -----
#
# TEXT : file name of the output text (? .txt)
# DIRT : directory name in which the produced text will be stored
# DIRP : directory name in which the pds members exist
# DIRO : directory name in which output message will be stored
# DIRW : work-directory name in which a member list file will be produced
#        the member list file will be removed in the last step
#
# set   TEXT = U3RJ-JENDL32.txt
# set   DIRT = $HOME/licem/U3RJ/tmp
# set   DIRP = $HOME/licem/U3RJ/JENDL32-T0300
# set   DIRO = $HOME/licem/U3RJ/tmp
# set   DIRW = $HOME/licem/U3RJ/tmp
#
#----- Change if you like -----
#
# OMSG : file name of output message
# set   CASE = `basename $TEXT .txt`
# set   DATE = `date +%b%d.%H.%M.%S`
# set   OMSG = PDStoTXT.$CASE.$DATE
#
#***** generate member list file *****
#
# alias ls    ls
# alias rm    rm
# alias cd    cd
# set   NOWD = $PWD
# cd    $DIRP
#
# you can select members by using meta-character
# ls -C          > $DIRW/memlist.$DATE
# ls -C ???????? > $DIRW/memlist.$DATE
# ls -C ?????A0?[OZN] > $DIRW/memlist.$DATE
# ls -C ?PU[0-9]* > $DIRW/memlist.$DATE
#
# cd    $NOWD
#
#----- Do not change -----
#
# set   TXT = $DIRT/$TEXT
# set   OUTP = $DIRO/$OMSG
# set   LM = ~/j9347/srac95/util/pdscnvt/bin/pdstotxt.out
#
# setenv fu10 $TXT
# setenv full $DIRW/memlist.$DATE
#
# cat - << END_DATA | $LM >& $OUTP
$DIRP
END_DATA
rm    $DIRW/memlist.$DATE

```

図4.5 断面積確率テーブルファイルのバイナリー→テキストファイル変換のシェルスクリプト (VPP)

```

I(04) T(04) C(08) W(04) E(02) MSGCLASS(X)
/**
/** * CONVERT PS-TEXT FILE TO PDS IN M780 *
/** *****
// EXEC LMGOEX,PNM=TXTTOPDS,LM='J4244.SRAC95.PDSCNVT',RGN=20M
//***** OUTPUT PDS FILE *****
//PDSOUT DD DSN=J3803.U3RJPDS.DATA,UNIT=TSSWK,
// SPACE=(TRK,(15,5,30),RLSE),DISP=(NEW,CATLG,DELETE),
// DCB=(RECFM=U,BLKSIZE=2000)
//***** TEXT FILE TO BE CONVERTED *****
//FT10F001 DD DSN=J3803.U3RJPDS.TXT,DISP=SHR,LABEL=(,,IN)
//

```

図4.6 断面積確率テーブルファイルのテキスト→PDSファイル変換のジョブ制御文 (M-780)

```

T(06) W(06) I(04) C(03) MSGCLASS(X) NOTIFY(J3803)
/**
/** * THERMJ RUN FOR BEO *
/** *****
/** * JCL ==> J3803.MVPLMKB6.CNTL(THERMJGO) *
/** * MATNO ==> 1099 *
/** * TEMP ==> 300.0 KELVIN *
/** *****
// EXEC LMGO,LM='J9347.MVPLIBB6',PNM=THERMJ
//FT06F001 DD DSN=&&LIST,DISP=(NEW,PASS),UNIT=WK10,
// SPACE=(CYL,(6,1)),DCB=(RECFM=FBA,LRECL=137,BLKSIZE=19043)
//FT02F001 DD SPACE=(CYL,(2,1)),UNIT=WK10,DISP=(,DELETE)
//***** FT09 : ENDF/B THERMAL FILE *****
//FT09F001 DD DSN=J3803.ENDFB321.DATA,DISP=SHR,LABEL=(,,IN)
//***** THERMAL : OUTPUT PDS FILE *****
//THERMAL DD DSN=J3803.MVPLIB.THERMAL.T300.DATA,DISP=SHR
//*HERMAL DD DSN=J3803.MVPLIB.THERMAL.T300.DATA,
//* DISP=(NEW,CATLG,DELETE),UNIT=TDS,
//* SPACE=(TRK,(10,5,5)),
//* DCB=(RECFM=U,LRECL=0,BLKSIZE=2000,DSORG=PO)
//SYSIN DD *
*** BEO * TEMP 300.0 KELVIN *** NOV 1995 ***
321 1099 300.0 300.0 1 -32 5 0.001 1
THERMAL BEO
/*
//*****GET COMPACT LIST*****
/*JOBPARM K=78
//COMPACT EXEC PGM=JRQCPRT,PARM='TYPE3'
//UTYIN DD DSN=&&LIST,DISP=(OLD,DELETE),UNIT=
//UTYNLP DD SYSOUT=R
//UTYLIST DD SYSOUT=R
//

```

図4.7 THERM-Jコードのジョブ制御文及び入力データの例

```

T(07) W(06) I(08) C(08) E(03) MSGCLASS(R) NOTIFY(J3803)
//JOBPROC DD DSN=J9347.PROCLIB.CNTL,DISP=SHR
//* *****
//* *PENDFUP-HEATR-ACERJ-MVPLIBMK RUN FOR PU-239-B6 *
//* *****
//* *      MATNO ==> 9437 *
//* *      TEMP  ==> 300.0  KELVIN *
//* *      MATT  ==> PU9003B6 *
//* *      FILE  ==> J3803.MVPLIB2.PU9003B6.DATA *
//* *****
// EXEC MVPB6LB,PENDF='J3803.PU239B6.T300.DATA',
//   ENDF='J1615.ENDF6117.DATA',
//   THPDS='J3803.MVPLIB.THERMAL.T300.DATA',
//   U3RPDS='J9347.U3RJ.ENDFB6.T0300.DATA',
//   OUTPUT='J3803.MVPLIB2.PU9003B6.DATA',
//   UNIT=D0430,SPC=35,INC=5,SUNIT=TRK
//PENDFUP.SYSIN DD *
9437 / MATNO
/*
//HEATR.SYSIN DD *
0 / IOPT
6 / IVERF
9437 0 0 0 0 0 / MATD NPK NQA NTEMP LOCAL IPRINT
/*
//ACERJ.FT06F001 DD DSN=&&LIST,DISP=(NEW,PASS),UNIT=WK10,
// SPACE=(CYL,(6,1)),DCB=(RECFM=FBA,LRECL=137,BLKSIZE=19043)
//ACERJ.SYSIN DD *
P9 ** PU-239-B6 NEW-ACER RUN FOR (300.0 KELVIN) **** JAN. 1996 **
1 1 6 2 0 / NIN JOPT IVERF NOUT IVIM
1 9437 300.0 0 0 / IPDS MATD TEMPD IPRINT ITERM
0.001 32 00 1 / ERR NBINA NBINP IGOPT
/*
//*VPLIBMK.FT06F001 DD DSN=J2031.MVPLBJ32.OUTLIST(H01H03J3),
//* DISP=SHR,UNIT=,DCB=
//MVPLIBMK.FT06F001 DD DSN=&&LIST,DISP=(MOD,PASS),UNIT=
//MVPLIBMK.SYSIN DD *
P9
1.0 -3 0 0.0 0 0 1 / #1 ID (A2)
PU9003B6 / #5 MATT , IOUTG
VERSION 2 : PU-239-B6 : MATNO=9437 : 300 KELVIN
GENERAL FILE : PENDF CREATED BY LINEAR-RECENT-SIGMA1 WITH 0.1 % ERROR
0.0 0.0 / #7 EHI,ELOW
/*
//*****GET COMPACT LIST*****
//JOBPARM K=78
//COMPACT EXEC PGM=JRQCPRT,PARM='TYPE3'
//UTYIN DD DSN=&&LIST,DISP=(OLD,DELETE),UNIT=
//UTYNLP DD SYSOUT=R
//UTYLIST DD SYSOUT=R
//

```

図4.8 標準温度 (300K) ライブラリー作成のジョブ制御文と入力データの例

```

T(07) W(06) I(08) C(08) E(03) MSGCLASS(R) NOTIFY(J3803)
//JOBPROC DD DSN=J9347.PROCLIB.CNTL,DISP=SHR
//* *****
/** *PENDFUP-SIGMA1-HEATR-ACERJ-MVPLIBMK RUN FOR FE-NAT-JF *
/** *****
/** *      MATNO ==> 2600 *
/** *      TEMP  ==> 600.0  KELVIN *
/** *      MATT  ==> FEN006JF *
/** *      FILE  ==> J3803.MVPLIB2.FEN006JF.DATA *
/** *****
// EXEC MVPB6LB2,PENDF='J3803.FENATFF.T300.DATA',
//      ENDF='J3803.FENATJF.DATA',
//      THPDS='J3803.MVPLIB.THERMAL.T600.DATA',
//      U3RPDS='J9347.U3RJ.JENDL32.T0600.DATA',
//      OUTPUT='J3803.MVPLIB2.FEN006JF.DATA',
//      UNIT=D0430,SPC=35,INC=10,SUNIT=TRK
//PENDFUP.SYSIN DD *
2600 / MATNO
/*
//SIGMA1.SYSIN DD *
      0      2      600.00
      1      9999
      0.0    0.001

/*
//HEATR.SYSIN DD *
      0 / IOPT
      6 / IVERF
2600 0 0 0 0 0 / MATD NPK NQA NTEMP LOCAL IPRINT
/*
//ACERJ.FT06F001 DD DSN=&&LIST,DISP=(NEW,PASS),UNIT=WK10,
// SPACE=(CYL,(6,1)),DCB=(RECFM=FBA,LRECL=137,BLKSIZE=19043)
//ACERJ.SYSIN DD *
FE ** FE-NAT-JF NEW-ACER RUN FOR (600.0 KELVIN) **** JAN. 1996 **
1 1 6 2 0 / NIN JOPT IVERF NOUT IVIM
1 2600 600.0 0 0 / IPDS MATD TEMPD IPRINT ITERM
0.001 32 00 1 / ERR NBINA NBINP IGOPT
/*
//*VPLIBMK.FT06F001 DD DSN=J2031.MVPLBJ32.OUTLIST(H01H03J3),
//* DISP=SHR,UNIT=,DCB=
//MVPLIBMK.FT06F001 DD DSN=&&LIST,DISP=(MOD,PASS),UNIT=
//MVPLIBMK.SYSIN DD *
FE / #1 ID (A2)
1.0 -3 0 0.0 0 0 1 / #2 ETHRM, IDUMP, NPUNR, CRSMIN, IDBG, METHOD
FEN006JF / #5 MATT , IOUFG
VERSION 2 : FE-NAT-JF : MATNO=2600 : 600 KELVIN
GENERAL FILE : PENDF CREATED BY LINEAR-RECENT-SIGMA1 WITH 0.1 % ERROR
0.0 0.0 / #7 EHI, ELOW
/*
//*****GET COMPACT LIST*****
/*JOBPARM K=78
//COMPACT EXEC PGM=JRQCPRT, PARM='TYPE3'
//UTYIN DD DSN=&&LIST,DISP=(OLD,DELETE),UNIT=
//UTYNLP DD SYSOUT=R
//UTYLIST DD SYSOUT=R
//

```

図4.9 高温ライブラリー作成のジョブ制御文と入力データの例

## 5. 入力データ

システムを構成する各コードの入力データ（標準入力（機番5）から読まれる）は以下のとおりである。

### 5. 1 LINEARコード<sup>\*)</sup>

行	カラム	データ
1	1-11	Selection criteria (0= MAT, 1= ZA)
	12-22	This option is no longer used. The previous meaning of this option was Minimum energy spacing selector =0 - 6 Digit minimum energy spacing calculations. Standard 6 digit E11.4 output. =1 - 8 Digit minimum energy spacing calculations. Standard 6 digit E11.4 output. =2 - 8 Digit minimum energy spacing calculations. Variable 8 digit F format output. Experience has demonstrated that failure to set this option to 2 can result in significant errors in the final data. Therefore internally this option is always set to 2.
	23-33	Minimum cross section of interest (barns) (If 1.0E-10 or less is input the program will use 1.0E-10.) Energy intervals will not be subdivided if the absolute value of the cross section within the interval is less than this value. An exception to this rule is near thresholds energy intervals will be subdivided until convergence regardless of the magnitude of the cross section.
	34-44	Backward thinning option =0 - Perform backward thinning. =1 - No backward thinning(Keep all original data points and add more where required for linearizing).
2-N	1-11	Lower MAT or ZA limit
	12-22	Upper MAT or ZA limit Up to 100 MAT or ZA ranges may be specified, one range per card. The list of ranges is terminated by a blank card. If the upper limit of any request is less than the lower limit, the upper limit will be set equal to the lower limit. If the first request card is blank it will terminate the request list and all data will be retrieved.
VARY	1-11	Energy for error law

## 12-22 Allowable fractional error for error law

The acceptable linearizing error may be specified to be either energy independent (defined by a single error), or energy dependent (defined by up to 20 energy, error pairs). For the energy dependent case linear interpolation will be used to define the error at energies between those at which it is tabulated. In all cases the error law is terminated by a blank card. If only one energy-error pairs is given, the law will be considered to be energy independent. If more than one pair is given it will be considered to be energy dependent (Note, energy independent form will run faster than the equivalent energy dependent form). For an energy dependent error law all energies must be ascending energy order. For convergence of the linearizing algorithm all error must be positive. If an allowable error is not positive it will be set equal to the standard option (currently 0.001, corresponding to 0.1 per-cent). If the first error card is blank it will terminate the error law and the error will be treated as energy independent, equal to the standard option (currently 0.1 per-cent).

5. 2 RECENTコード<sup>(10)</sup>

行	カラム	フォーマット	データ
I	1-11	I11	Retrieval criteria (0= MAT, 1= ZA)
	12-22	E11.4	File 2 minimum absolute cross section (If 1.0E-10 or less in input the program will use 1.0E-10.)
	23-33	I11	This option is no longer used. The former definition of this option was Minimum energy spacing flag. =0 - 6 Digit minimum energy spacing calculations. Standard 6 digit E11.4 output. =1 - 8 Digit minimum energy spacing calculations. Standard 6 digit E11.4 output. =2 - 8 Digit minimum energy spacing calculations. Variable 8 digit F format output. From experience it has been found that failure to set this option to 2 can result in large errors in the final data. Therefore internally this option is always set to 2.
	34-44	III	Operating mode. =0 - Output mode.

			=1 - Edit mode
45-55	III	Distant resonance treatment.	
		=0 - Exact.	
		=1 - Linear ratio over subinterval.	
		=2 - linear ratio over interval.	
56-66	III	Monitor mode selector	
		=0 - Normal operation.	
		=1 - Monitor progress of reconstruction of file 2 data. Each time a page of data points is written to the scratch file print out the total number of points on scratch and the lower and upper energy limits of the page (This option may be used in order to monitor the execution speed of long running jobs).	
2-N	1-11	III	Minimum MAT or ZA
	12-22	III	Maximum MAT or ZA
			Up to 100 MAT or ZA ranges may be specified, one range per card. The list is terminated by a blank card. If the upper limit of any request is less than the lower limit the upper limit will be set equal to the lower limit. If the first- request card is blank it will terminate the request list and cause all data to be retrieved.
VARY	1-11	E11.4	Energy for file 2 error law
	12-22	E11.4	Error for file 2 error law
VARY	1-11	E11.4	Energy for file 2+3 error law
	12-22	E11.4	Error for file 2+3 error law

### 5. 3 SIGMA1コード<sup>11)</sup>

行	カラム	データ
1	1-11	Selection criteria (0= MAT, 1= ZA)
	12-22	This option is no longer used. The previous meaning of this option was Minimum energy spacing selector =0 - 6 Digit minimum energy spacing calculations. Standard 6 digit E11.4 output. =1 - 8 Digit minimum energy spacing calculations. Standard 6 digit E11.4 output. =2 - 8 Digit minimum energy spacing calculations.

## Variable 8 digit F format output.

Experience has demonstrated that failure to set this option to 2 can result in significant errors in the final data. Therefore internally this option is always set to 2.

23-33 Kelvin ( temperature)  
 2-N 1-11 Lower MAT or ZA limit  
 12-22 Upper MAT or ZA limit

Up to 100 MAT or ZA ranges may be specified, one range per card. The list of ranges is terminated by a blank card. If the upper limit is less than the lower limit the upper limit will be set equal to the lower limit. If the first request card is blank it will terminate the list of requests and cause all data to be retrieved.

VARY 1-11 Energy for error law  
 12-22 Error for error law

The acceptable linearizing error can be given as an energy dependent function specified by up to 20 (energy, error) pairs and linear interpolation tabulate points. Energies must be in ascending order. The error law is terminated by a blank card. If the first error law card is blank it will terminate the error law and the error will be treated as energy independent, equal to zero, which indicates that the broadened data should not be thinned.

## 5. 4 PENDFUPコード

LINE#1 MATNO (free format)  
 | MATNO | : 処理する核種の物質番号 (MAT number)  
 MATNO<の時、  
 LINE#2 ERRP (free format)  
 ERRP : PENDFファイルのthinning error  
 MATNO>の時はERRP=0.001 (0.1%)

## 5. 5 HEATRコード

LINE#1 (free format)  
 IOPT : データ入力のオプション  
 =0 : カード入力

=1 : 端末から入力

LINE#2 (free format)

IVERF : ENDF形式のバージョン (4, 5 or 6)

LINE#3 (free format)

MATD : 物質ID番号 (MAT number)

NPK : 計算するpartial kermaの数(デフォルト=0)

NQA : 入力データで与えるQ-値の数(デフォルト=0)

NTEMP : 処理する温度点の数 (デフォルト=0、PENDFファイル中のすべての温度を処理)

LOCAL : 0/1 =  $\gamma$  rays Transported/deposited locally (デフォルト=0)

IPRINT : プリント出力オプション (デフォルト=0)

=0 : 最大

=1 : 最小

=2 : デバック

LINE#4 (free format) < NPK>0の時必要 >

MTK : partial kermas を計算する反応のMT numbers

Total will be prepared automatically ( MT=301).

Partial kerma for reaction MT is MT+300 and may not be properly defined unless a  $\gamma$  file for MT is on ENDF tape.

Special values allowed :

303 non-elastic

304 inelastic

318 fission

401 disappearance

443 total kinematic kerma (high limit)

Damaged energy production values :

444 total

445 elastic

446 inelastic

447 disappearance

LINE#5 (free format) < NQA>0の時必要 >

MTA : Q値を与える反応のMT numbers

LINE#6 (free format) < NQA>0の時必要 >

QA : Q 値 (eV)

(QA $\geq 9.9 \times 10^7$ の反応に対しては、variable QBAR (LINE#7) が用いられる)

LINE#7 (free format)

QBAR : variable QBAR  
(E, QBAR) を与えるTAB1 record (最大1000 words)

## 5. 6 ACER-Jコード

### LINE#1 (A72)

TITLE : タイトル。最初の2文字がPDSファイル中でのメンバー名の定義において核種のIDとして用いられる。核種のIDはU3R-Jと統一しておく必要がある。このIDを用いて、MVPLIBMKはPDSファイルから特定核種のデータを取り出す。

### LINE#2 (free format)

NENDF : ENDF形式ファイルの入力機番 (通常1とする)  
 JOPT : 入力のオプション  
       =0: カード入力  
       =1: 端末から入力  
 IVERF : ENDF形式のバージョン (4, 5 or 6)  
 NOUT : 結果のENDF形式ファイル出力機番  
       本システムでは結果のチェックのために使用される。  
 IVIM : 角度分布及びエネルギー分布の処理のオプション  
       =0: MVP形式  
       =1: VIM形式 (固定余弦及びファイル5のエネルギービン)

### LINE#3 (free format)

IPDS : PDSファイルへの出力オプション  
       =0: PDSファイルへ出力しない  
       =1: PFDファイルへ出力する  
 MATD : 処理する核種の物質番号 (MAT number)  
       ただし、ENDF/B-VIのF-19のデータ (MAT number = 925) を処理する時はその特殊処理のためにMATD=925とする。  
 TEMPD : 処理する核データの温度 (K)  
       実際の計算には関係しないがチェックは行う。  
 IPRINT : プリント出力のオプション (デフォルト=1)  
       =0: 簡略  
       =1: 詳細  
 IOTHERM : 熱中性子領域のエネルギーメッシュのオプション  
       =0: no effect

=1: THERM-JコードのエネルギーメッシュをPDSファイル (DD名=THERMAL)  
より読み込み追加する

LINE#4 (free format)

ERR : ポイント断面積の内挿精度  
 NBINA : 角度ビンの数 (NBINA $\leq$ 300、MVPではNBINA=32)  
 NBINP : 二次中性子のエネルギービンの数  
 MVP形式 (IVIM=0) の時は、  
   NBINP>0 : 等確率エネルギービン  
   NBINP=0 : 線形内挿可能な2次粒子エネルギーに対する確率分布  
           (MVPライブラリーでは標準として用いられる)  
 尚、LINE#2でIVERF=6 (ENDF-6形式) の時は強制的にNBINP=0とされる。  
 IGOPT :  $\gamma$ 線生成データ処理のオプション  
       =0: 処理しない  
       =1: 処理する

LINE#5 (A3)

TNAME : 熱中性子散乱断面積のPDSファイル中でのID

## 5. 7 U3R-Jコード (FACOM VPP500/42版)

LINE#1 (A72)

ENDFNM : オリジナルENDF形式ファイルのファイル名

LINE#2 (A72)

DNAM : 各温度毎の確率テーブルを格納するディレクトリーの名前  
 最大11のディレクトリーまで指定できる。この入力は空白行によって終了する。  
 1カラム目が\* (アスタリスク) の行はコメント行として読み飛ばされる。入力した順に、LINE#5の温度と対応付けられる。

LINE#3 (free format)

IOPT : データ入力のオプション  
       =0: カード入力  
       =1: 端末から入力  
 IVERF : ENDF形式バージョン (4, 5 or 6)  
 LIMCPU : CPU時間の上限 (秒)  
       LIMCPU $\leq$ 0ならLIMCPU=60となる。

LINE#4 (free format)

MATD : 処理する核種の物質番号 (MAT number)  
 MATD=0なら実行を終了する。

NTEMP : 断面積確率テーブルを計算する温度点の数 (NTEMP $\leq$ 11)

NENDF : 評価済核データファイルの入力基番 (何でもよい、コードが機番1とする)

IPRINT : プリント出力のオプション  
 =0: 簡略  
 =1: 詳細  
 =2: 詳細

IPDS : PDSファイルへの出力オプション  
 =0: PDSファイルへ出力しない  
 =1: PDSファイルへ出力する

## LINE#5 (free format)

(TEMP(I),I=1,NTEMP) : 確率テーブルを計算する温度 (K)

各温度の結果は、PDSファイルへの保存が指示された場合 (IPDS=1) は、ここで入力した温度の順にLINE#2で与えたディレクトリーの配下に収納される。

## LINE#6 (A2, A70)

ID : PDSファイル中でのID名 (A2)  
 ACER-Jの結果と統一する必要がある。このIDを用いて、MVPLIBMKはPDSファイルから特定核種のデータを取り出す。

TITLE : タイトル (A70)

## LINE#7 (free format)

LD : 収束判定のオプション  
 =0: LINE#8のSDCを用いて平均断面積の標準偏差 $<$ SDCを収束判定条件とする。  
 =N: N個のラダーを用いる

NPROB : 確率テーブルの長さ (NPROB $\leq$ 99)

NAC : NACラダー毎にそれまでの結果をプリント出力する  
 NAC $<$ 1の時はNAC=20となる。

ISTART : そのランで確率テーブルを計算する最初の準位  
 (低エネルギー側より数えた順番)

LAST : 確率テーブルを計算する最後のレベル (入射中性子エネルギー)  
 LAST $<$ 0ならLAST=9999とされる。

## LINE#8 (free format)

IRAND : 初期乱数 (正または0の整数)

SDC : 収束条件 (%) (実数)  
 この値はLD $>$ 0の時は使用されない。 デフォルト値 = 10.0.

LINE#4へ戻る。

尚、リスタート計算では入力データの変更は必要はない。U3R-JコードがPDSファイルの内容を検索して、次のレベル以降の確率テーブルを自動的に作成する。

## 5. 8 THERM-Jコード

LINE#1 (A72)

TITLE : タイトル

LINE#2 (free format)

LABEL : ENDF形式ファイルのテープ番号

MATS : 処理する核種の物質番号 (MAT number)

T : 断面積等を計算する温度 (K)

TEFF : デフォルト値のない物質のshort collision time approximationの実効温度 (K)

IPDS : PDSファイルへの出力オプション

=0 : PDSファイルへ出力しない

=1 : PDSファイルへ出力する

NCOS : thermal elastic角度分布の角度ビンの数 ( $|NCOS| \leq 200$ )

NCOS < 0 : 等確率余弦ビン (MVP形式)

NCOS > 0 : 固定余弦ビン (VIM形式)

INTMT4 : 非弾性散乱断面積の線形処理化のために使用する内挿法  
(ENDF形式ファイルの定義に従う)

ERRLIN : 線形化処理の許容誤差

IPRINT : プリント出力のオプション

=0 : 簡略

=1 : 詳細

LINE#3 (A8, A3) (IPDS=1の時必要)

PDSNAM : PDSファイルのリファレンス名 (DD名) (A8)

IDT : PDSファイル中でのID名 (A3)。このIDを用いて、MVPLIBMKはTHERMALPDSファイルから特定の物質のデータを取り出す。

THERM-JコードでLINE #1~#3をくり返し入力することにより一度に複数個の物質あるいは複数点の温度に対する処理を行うことができる。

LINE#1の入力が無くなるとTHERM-Jは実行を終了する。

## 5. 9 MVPLIBMKコード

LINE#1 (A2)

ID : ACER-J及びU3R-Jコードの出力PDSファイル中の核種ID

LINE#2 (free format)

ETHERM : 弾性散乱断面積に熱中性子散乱を考慮したエネルギーの上限 (eV)  
(MVPコードではこのデータは使用していない)

IDUMP : プリント出力の制御

IDUMP	Neutron data		$\gamma$ production data	
	#1 & #2 record	#3 record	#1 & #2 record	#3 record
0	No print	No print	No print	No print
1	print	print	No print	No print
11	print	print	print	print
13	print	print	print	No print
-1	print	No print	print	print
-3	print	No print	print	No print

NPUNR : 非分離共鳴領域の断面積確率テーブルの長さ  
 >0 : 非分離共鳴領域の断面積確率テーブルの長さ  
 =0 : MVPライブラリーにおける標準値20とする  
 <0 : 断面積確率テーブルを用いない

オリジナルENDF形式ファイルに非分離共鳴領域があるが、U3R-Jコードで断面積確率テーブルの作成を行っていない時は、NPUNR<0としなければならない。この場合には、非分離共鳴領域の断面積は無限希釈断面積となる。尚、非分離共鳴が無い場合にはこの入力データは何でもよい。

CRSMIN : pointwise断面積の最小値 (barn)

IDBG : デバッグオプション (0/1=no/yes)

METHDT : 熱中性子散乱データのフラッグ

=0 : free gas model

=1 : PDSファイルTHERMAL中の熱中性子散乱データ ( $S(\alpha, \beta)$ 等) を用いる=2 : 熱領域 ( $E < ESAB$ ) の散乱断面積をゼロとするIOUTG :  $\gamma$ 線生成データのフラッグ

=0 : 出力しない

=1 : 出力する

LINE#3 (A3) <METHDT>0の時必要>

IDT : 熱中性子散乱データの PDSファイル中でのID

LINE#4 (free format) <METHDT>0の時必要>

NATOM : 分子中で注目している原子の数

MODF4T : 熱中性子弾性散乱の角度分布のオプション  
 =0 : PDSファイル中のデータを使用する  
 =1 : LINE#5でデータを読み込む

LINE#5 (free format) <MODF4T=1の時必要>

IPOS : カード (標準入力) より入力する角度分布テーブルに対応する入射エネルギーの熱エネルギー領域でのエネルギー点番号。次のLINE#6との対で入力される。IPOS<0で入力を終了する。

LINE#6 (free format) <MODF4T=1の時必要>

(ANGDIS(I),I=2,NBINA) : 等確率余弦ビン

ANGDIS(1)=-1.0、ANGDIS(NBINA+1)=+1.0

LINE#7 (A8)

MATT : MVPライブラリー核種ID名

何でも良いが、MVPライブラリーの規則に従うのが望ましい。これはMVPライブラリーのツールを使用してテキストファイル⇄バイナリーファイル変換を行う場合に、バイナリーファイル名の一部に使用されるからである。

LINE#8 (A60,A60)

PCOMMT : コメント (120 characters)、MVPライブラリーに出力される。

LINE#9 (free format)

EHI : pointwise断面積をプリント出力する最大エネルギー (eV)

EHI=0の時は、ライブラリーの最大エネルギーとなる。

ELOW : 最小エネルギー (eV)

ELOW=0の時は、ライブラリーの最小エネルギーとなる。

## 6. 補助プログラム

### 6.1 MVPライブラリー形式変換プログラム

MVPコードが実行時に使用する断面積ライブラリーはバイナリーファイルを仮定している。そのライブラリー作成システムの大部分はFACOMメインフレーム (M-780) 上で実行され、ライブラリーはメインフレーム上のファイルとして作成される。FACOM VPPとメインフレームではバイナリー表現が異なるので、そのままではVPP上では使用できない。従って、バイナリー→テキスト→バイナリー変換が必要となる。

同様に、ファイル形式や数値/文字表現の異なるシステムに対応するためにバイナリーファイルをテキスト化する必要がある場合もある。ntxt2lbコードはテキスト形式の中性子、光子および電子の断面積データをバイナリーデータに変換するプログラムであり、nlb2txtコードは逆にバイナリー形式のMVPライブラリーをテキスト形式に変換するプログラムである。

#### (1) MVPライブラリーのテキスト → バイナリー変換プログラム (ntxt2lb)

ntxt2lbコードはnlb2txtコードで作成されたテキストファイルをMVPコードで使用するバイナリーファイルに変換する。データ変換と同時にインデックスデータ (MVPライブラリーのファイル名とMVPコードの入力データで使用する核種IDとの対応を記述したデータ) を作成することもできる。

標準入力から以下のようなデータを入力する。データは文字列データとして入力する。2つ以上の文字列を入力する必要がある場合には空白で区切る。文字列の入力行内での位置は1～72文字目の間であればどこでもよい。

#### 入力データ

1. 新しいインデックスファイル名  
変換されたファイル名と核種IDが出力されるインデックスファイル名。(既存のインデックスファイル名をここに指定するとそのファイルに先頭から書き込むため元のファイルの内容が失われるので注意が必要)。
2. 入力テキストファイル名
3. 出力バイナリーファイル名  
ファイル名に文字' \* 'が含まれている場合' \* 'を核種IDで置き換えたものが最終的な出力ファイル名になる。ファイル名に' \* 'を含まない場合はこのファイル名の次に核種IDを連結したものが最終的な出力ファイル名になる。
4. 入力ファイルから変換する核種ID  
64回まで繰返すことができる。  
空白行によって入力データの終了を意味する。ただし、空白行しかなかった場合は'

\*' を入力したのと同じことになる。

核種ID入力は核種IDのマッチング用のパターンであり、' \*'、' ?' 等のワイルドカードを含んでいてもよい（' \*' は0文字以上の任意の文字列、' ?' は任意の1文字に対応）。

例： テキストファイルmvp.nlib.txtに含まれる断面積データのうち、核種IDの末尾が"B4"であるものだけをバイナリーデータファイル"核種ID.b4lib"に変換する。インデックス情報はファイルtempindex.datに出力される

```
line .....
1  tempindex.dat
2  mvp.nlib.txt
3  *.b4lib
4  *B4
5  .....
```

#### 実行シェルスクリプトの例 (FACOM VPP)

FACOM VPP におけるMVPライブラリの格納ディレクトリ（`~j3803/mvp-gmvp/MVPlib94.1`）には粒子種類、温度別に以下のようなスクリプトが用意されている。

シェルスクリプト	処理される断面積
Makelib_n300j3	中性子：JENDL3の300° Kのライブラリ（一部325° K）
Makelib_n600j3	中性子：JENDL3の600° Kのライブラリ
Makelib_n900j3	中性子：JENDL3の900° Kのライブラリ
Makelib_n1500j3	中性子：JENDL3の1500° Kのライブラリ
Makelib_n1800j3	中性子：JENDL3の1800° Kのライブラリ
Makelib_n300j32	中性子：JENDL3.2の300° Kのライブラリ
Makelib_n600j32	中性子：JENDL3.2の600° Kのライブラリ
Makelib_n900j32	中性子：JENDL3.2の900° Kのライブラリ
Makelib_n1500j32	中性子：JENDL3.2の1500° Kのライブラリ
Makelib_n1800j32	中性子：JENDL3.2の1800° Kのライブラリ
Makelib_n300jf	中性子：JENDF-FUSIONの300 Kのライブラリ
Makelib_n300b6	中性子：ENDF/B-VIの300 Kのライブラリ
Makelib_nb4	中性子：ENDF/B-IVのライブラリ
Makelib_nb56	中性子：ENDF/B-V等のライブラリ
Makelib_ph	光子のライブラリ
Makelib_el	電子のライブラリ
Makelib	1つのテキストファイルの処理

尚、このディレクトリ配下のファイル構成は以下のようになっている。

```
ディレクトリ ~j3803/mvp-gmvp/MVPlib94.1
  ディレクトリ textlib
    ディレクトリ nTTTTX
      温度TTTの評価済み核データXXから作成したライブラリーのテキストファイル格納
    ディレクトリ nTTTTX
      温度TTTの評価済み核データXXから作成したライブラリーのバイナリーファイル格納
```

図6.1及び図6.2にFACOM VPP上でのシェルスクリプトの例 (MakelibとMakelib\_n300jf) を示す。

例1 (図6.1) では、以下のように1つのテキストファイルのみ処理する。

入力テキストファイル	: textlib/n300j32/N03J32O.txt
出力バイナリーファイル	: n300j32/*.mvp94.1 (*は核種ID)
出力インデックスファイル	: \$\$index (\$\$はJOB IDを表す整数)
処理核種	: テキストファイルに収納されている全核種

一方、例2 (図6.2) では、以下のように特定のディレクトリ配下のすべてのテキストファイルを処理する。

テキストファイルディレクトリ	: textlib/n300jf
出力バイナリーファイル	: n300jf/*.mvp94.1 (*は核種ID)
出力インデックスファイル	: n300jf.index
処理核種	: テキストファイルに収納されている全核種

```

#!/bin/csh
#
# MVP library conversion 1 : Text --> binary
#
# set EX = ~/j3803/mvp-gmvp/bin/VPP/ntxt2lb
# set EX = $MVP_DIR/bin/$MVPHOST/ntxt2lb
# cd /dg02/ufs06/j3803/mvp-gmvp/MVPlib94.1
#
#=====
# Create any library
#=====
#
# Input to NTXT2LB :
#
# 1. index-file name
# 2. input-file name
# 3. output-file name
# 4. nuclide-name pattern converted
# (blank terminator)

set DIR = n300j32
set LIBN = N03J320.txt

set TEXTLIB = textlib/$DIR/$LIBN
if( ! -d $DIR ) then
  mkdir $DIR
endif
if( ( ! -e $TEXTLIB ) && ( -e $TEXTLIB.Z ) ) then
  echo "Decompress $TEXTLIB.Z ..."
  uncompress $TEXTLIB.Z
endif

#
#.... library
#
echo $$index > $$inp
echo $TEXTLIB >> $$inp
echo $DIR'/*.mvp94.1' >> $$inp

echo '*' >> $$inp

echo ' ' >> $$inp

echo "Conversion ..."

$EX < $$inp

rm -f $$inp

echo "Compress $TEXTLIB ..."
# compress $TEXTLIB &
compress $TEXTLIB

```

図6.1 ntxt2lbコードの実行シェルスクリプト例1 (Makelib, VPP)

```

#!/bin/csh
# MVP library conversion 1 : Text --> binary
#
set EX = $MVP_DIR/bin/$MVPHOST/ntxt2lb
cd /dg02/ufs06/j3803/mvp-gmvp/MVPlib94.1
if( ! -d n300jf ) then
    mkdir n300jf
endif

#
#=====
# Create neutron library
#=====

foreach TEXTLIB ( textlib/n300jf/*.txt* )

    set TT = `echo $TEXTLIB | sed 's/\.Z$//'`
    if( $TEXTLIB == $TT.Z ) then
        echo " Decompress $TEXTLIB ..."
    #
        compress -d $TEXTLIB.Z
        uncompress $TEXTLIB
    endif

#
# Input to NTXT2LB :
#
# 1. index-file name
# 2. input-file name
# 3. output-file name
# 4. nuclide-name pattern converted
# (blank terminator)

echo $$index > $$inp
echo $TT >> $$inp
echo 'n300jf/*.mvp94.1' >> $$inp

echo '*' >> $$inp

echo ' ' >> $$inp

echo "Conversion ..."
$EX < $$inp

rm -f $$inp

cat $$index >> n300jf.index

echo " Compress $TT ..."
compress $TT
# compress $TT &
end

```

図6.2 ntxt2lbコードの実行シェルスクリプト例2 (Makelib\_n300jf, VPP)

## (2) MVPライブラリーのバイナリー → テキスト変換プログラム (nlb2txt)

nlb2txtコードはMVPコードで使用するバイナリーファイルをテキストファイルに変換する。  
nlb2txtにより入力及び作成されるファイルの指定には以下のような方法がある。

## ◎入力ファイル (中性子、光子または電子のライブラリー)

次の2通りの指定法が可能である。

- ・ MVPライブラリーインデックスファイルに含まれるすべて、または指定した核種IDの断面積データファイル。
- ・ 標準入力で指定したファイル。

## ◎出力ファイル：

ひとつまたは複数のバイナリー入力ファイルをひとつまたは複数のテキストファイルに出力。

標準入出力からは以下のようなコントロール情報を入力する。

入力データ

## 0. 処理する粒子の種類

1桁目から以下の文字列のいずれかを入力する

NEUTRON	:	中性子ライブラリー
PHOTON	:	光子ライブラリー
ELECTRON	:	電子ライブラリー

## 1. インデックスファイル名

変換すべき断面積データのファイル名が含まれるインデックスファイル名あるいはブランク。

## 2. 変換する入力バイナリーファイル名あるいは出力テキストファイル名の指定。

1. でのインデックスファイル名の入力に応じて2. の入力方法が変わる。

## ◎インデックスファイル名入力がブランクでない場合：

以下のような入力レコードを任意の回数繰り返すことができる；

[NUC=核種ID照合パターン] [出力テキストファイル名]

・ "NUC=核種ID照合パターン"が省略された場合、インデックスファイルを参照してその中に記述されている全てのファイルを出力テキストファイルに変換する。

・ "NUC=核種ID照合パターン"が指定されている場合、インデックスファイル中の核種IDがこの照合パターンに一致する核種の断面積のみが変換される。照合パターンにはワイ

ルドカード文字”\*”（0文字以上の任意の文字列）と”?”（任意の1文字）を用いることができる。

- ・出力テキストファイル名に’\*’が含まれる場合’\*’が核種IDに置き換えられたファイル名のテキストファイルが各バイナリーファイルに対応して作成される。

出力テキストファイル名に’\*’が含まれない場合バイナリーファイルをテキスト化したデータはすべてこのファイルに出力される。

- ・出力テキストファイル名が省略された場合、テキストに変換されたデータは最後に指定された出力ファイルの後に追加される。（最初の2.データにはかならず出力テキストファイル名が指定されていない）

- ・出力ファイル名の指定においては、環境変数やDD文等でファイルを入出力機番に割り当てるのが可能なシステムでは、ファイル名の代わりに入出力機番の番号を指定することができる。この場合は、出力ファイル名の代わりに

>NN

と記述する。ここで、NNは出力機番である。

#### ◎インデックスファイル名入力がブランクの場合

「入力バイナリーファイル名 出力テキストファイル名」の組合せを任意回入力できる。

出力ファイル名が + の場合、次の行に出力ファイル名があることを示す（ファイル名が長い場合等に使用）。出力ファイル名が省略された場合、その入力ファイルに対する変換後の出力は、最後に指定されたされた出力ファイルに追加される（最初の入力ファイル名に対する出力ファイル名を省略することはできない）。

この場合にも、上述の場合と同様に、出力ファイル名の代わりに出力機番を指定することができる。

例1： インデックスファイルnindex.datに含まれる中性子の核種別断面積ファイル全てを"核種ID.txt"のようなファイル名をもつテキストファイルに変換する；

```
line .....
1  NEUTRON
2  nindex.dat
3  *.txt
.....
```

例2： インデックスファイルnindex.datに含まれる中性子の核種別断面積ファイルのうち指定した核種 ID照合パターンに合致する核種IDのファイルのみを変換する；

```

line .....
1  NEUTRON
2  nindex.dat
3  NUC=*B4 B4lib.txt
4  NUC=PU*J3 J3FIS.txt
5  NUC=U0*J3
.....

```

例3： 指定した中性子の核種別断面積ファイルだけを2つの機番（10と20）に割り当てられたテキストファイルに出力する；

```

line .....
1  NEUTRON
2
3  U05003B4.nlibf2  >10
4  U05003J3.nlibf1
5  U08003J3.nlibf1  >20
6  U08W03B4.nlibf2
.....

```

### ジョブ制御文 (FACOM M-780)

図6.3にFACOM M-780上でのジョブ制御文と入力データの例を示す。

```

      T(6) W(4) I(5) C(8) E(2)
/*===== J3803.MVPLMKB6.CNTL(NLB2TXT) =====
/*  MVP -LIBRARY CONVERSION
/*=====
// EXEC FORTEX,SO='J3803.MVPCARD',A='ELM(*)',AE,NOSOURCE,SSN(D) '
// EXEC LKEDEX,A='NOMAP'
// EXEC GOEX,RGN=16M,OBSIZE=19043
//*****
//FT30F001 DD DSN=J3803.TXTLIB.N03B6A,DISP=(NEW,CATLG,DELETE),
//      SPACE=(CYL,(70,10),RLSE),
//      UNIT=TSSWK2,DCB=(RECFM=FB,LRECL=80,BLKSIZE=22880)
//FT31F001 DD DSN=J3803.TXTLIB.N03B6B,DISP=(NEW,CATLG,DELETE),
//      SPACE=(CYL,(70,10),RLSE),
//      UNIT=TSSWK2,DCB=(RECFM=FB,LRECL=80,BLKSIZE=22880)

//SYSIN DD *
NEUTRON

J3803.MVPLIB2.BE9003B6.DATA >30
J3803.MVPLIB2.B01003B6.DATA
J3803.MVPLIB2.F09003B6.DATA
J3803.MVPLIB2.MN5003B6.DATA
J3803.MVPLIB2.U05003B6.DATA >31
J3803.MVPLIB2.U08003B6.DATA
J3803.MVPLIB2.PU9003B6.DATA
/*
//

```

図6.3 nlb2txtコードのジョブ制御文と入力データの例 (M-780)

## 6. 2 ライブラリープリント出力プログラム

MVP中性子断面積ライブラリーの内容をプリントアウトするために、MVPDUMPコードが用意されている。

### 入力データ

LINE#1 (free format)      LIN, IDUMP

LIN           : プリントアウトするMVPライブラリーの入力機番  
LIN $\leq$ 0でジョブを終了する。

IDUMP       : プリント出力の制御

IDUMP	Neutron data		$\gamma$ production data	
	#1 & #2 record	#3 record	#1 & #2 record	#3 record
0	No print	No print	No print	No print
1	print	print	No print	No print
11	print	print	print	print
13	print	print	print	No print
-1	print	No print	print	print
-3	print	No print	print	No print

LINE#2 (free format)      EHI, ELOW

EHI           : 断面積をプリントアウトする最大エネルギー (eV)  
EHI=0の時はライブラリーの最大エネルギーとなる。

ELOW         : 断面積をプリントアウトする最小エネルギー (eV)  
ELOW=0の時はライブラリーの最小エネルギーとなる。

### ジョブ制御文

図6.4にジョブ制御文と入力データの例を示す。尚、本コードの出力機番は9である。

```

T(03) W(06) C(06) I(05) MSGCLASS(X) NOTIFY(J3803)
/*JOBPARM K=0
//***** J3803.MVPLMKB6.CNTL(DUMPJCL) *****
//*
//*          PRINT OUT OF MVP NEUTRON LIBRARY
//*****
//  EXEC FORTEX,A='ELM(*)',SOURCE',LCT=62
//SYSPRINT DD DUMMY
//SYSIN DD DSN=J3803.MVPDUMP.FORT77,DISP=SHR,UNIT=
//  EXEC LKEDEX
//  EXEC GOEX
//FT01F001 DD DISP=(NEW,DELETE),SPACE=(CYL,(3,1),RLSE),UNIT=WK10
//***** UNIT FOR DUMP LIST *****
//FT09F001 DD SYSOUT=*,DCB=(RECFM=FBA,LRECL=137,BLKSIZE=19043)
//*T09F001 DD DSN=J3803.A.OUTLIST,DISP=(NEW,CATLG),UNIT=TSSWK,
//*T09F001 DD DSN=&&LIST,DISP=(,PASS),UNIT=WK10,SPACE=(CYL,(2,1)),
//*  DCB=(RECFM=FBA,LRECL=137,BLKSIZE=19043)
//***** MVP MATERIAL FILE *****
//FT11F001 DD DSN=J3803.MVPLIB2.BE9003B6.DATA,DISP=SHR,LABEL=(,,IN)
//FT12F001 DD DSN=J3803.MVPLIB2.PU9003B6.DATA,DISP=SHR,LABEL=(,,IN)
//SYSIN DD *
12  -1          / LIN IDUMP
   2.00E+7 1.00E-5 / EHI ELOW
   0      0          / LIN IDUMP
/*
//

//COMPACT EXEC PGM=JRQCPRT,PARM='TYPE3'
//SUBSYS DD SUBSYS=(VPCS,'SIZE=(00000K,00M)')
//UTYIN DD DSN=&&LIST,DISP=SHR
//UTYNLP DD SYSOUT=R
//UTYLIST DD SYSOUT=R
//

```

図6.4 MVPDUNPコードのジョブ制御文と入力データの例

## 参 考 文 献

- 1) 森貴正、中川正幸: JAERI Data/Code 94-007, "MVP/GMVP: 連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード" (1994).
- 2) "RSIC COMPUTER CODE SELECTION, MCNP 4, Monte Carlo Neutron and Photon Transport Code System," CCC-200A/B (1991).
- 3) Blomquist R.n., Lell R.M. and Gelbard E.M.: ORNL/RSIC-44, "A Review of Theory and Application of Monte Carlo Methods" (1980).
- 4) Shibata K., et al.: JAERI 1319, "Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version 3, JENDL-3" (1990).
- 5) Rose P.F., Dunford C.L. (ed.): ENDF-102, "ENDF-102: Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File, ENDF" (1990).
- 6) Levitt L.B.: Nucl. Sci. Eng., 49, 450 (1971).
- 7) Brown F.B., Martine W.R., Calahan D.A.: Trans. Am. Nucl. Soc., 39, 755 (1981).
- 8) Spanier J., Gelbard E.M.: "Monte Carlo Principles and Neutron Transport Problem," Addison-Wesley Pub., Reading Mass (1969).
- 9) Cullen D.E.: UCRL-50400, "Program LINEAR ( Version 79-1):linearize data in the evaluated nuclear data file/version B (ENDF/B) format" (1979).
- 10) Cullen D.E.: UCRL-50400 Vol.17 Part C, "Program RECENT ( Version 79-1):reconstruction of energy-dependent neutron cross section from resonance parameters in the ENDF/B format" (1979).
- 11) Cullen D.E.: UCRL-50400 Vol.17 Part B, "Program SIGMA1 ( Version 79-1):Doppler broaden evaluated neutron cross sections in the evaluated nuclear data file/version B (ENDF/B) format" (1979).
- 12) Nakagawa T.: JAERI-M 84-192, "Program RESEND ( Version 84-07): A Program for Reconstruction of Resonance Cross Sections from Evaluated Nuclear Data in the ENDF/B Format ( Modified Version of RESEND )" (1984).
- 13) "RSIC COMPUTER CODE SELECTION, NJOY91.91, A Code System for Producing Pointwise and Multigroup Neutron and Phoron Cross Sections from ENDF/B Evaluated Nuclear Data" : PSR-171 (1993).
- 14) Otter J.M., et al.: AI-AEC-13024, "U3R: A Code to Calculate Unresolved Resonance Cross Section Probability Table" (1972).
- 15) Weisbin C.R., et al.: PSR-105, "MINX: A Multi-group Interpretation of Nuclear Cross Section from ENDF/B" (1976).
- 16) Otter J.M.: NAA-SR-11980, "UNICORN, A Program to Calculate Point Cross Sections for Resonance Parameters" (1966).
- 17) Dunford C.L. and Bramblett E.L.: AI-CE-MEMO-21, "Doppler Broadening of Resonance Data for Monte Carlo Calculations" (1966).
- 18) Honeck H.C. and Finch D.R.: DP-1278, "FLANGE-II ( Version 71-1 ), A Code to Process Thermal Neutron Data from an ENDF/B Tape" (1971).
- 19) 奥村啓介、金子邦男、土橋敬一郎: JAERI Data/Code 96-015, "SRAC95 : 汎用核計算コードシステム" (1996).
- 20) 中川庸雄: 私信 (1985).

## 付録A 利用できるMVP中性子断面積ライブラリー

本レポートで説明したコードシステムを用いて作成し、現在、原研のFACOM VPP上で利用することのできるMVP中性子断面積ライブラリーは、以下の通りである。

ライブラリー作成時の条件は、

ポイントワイズ断面積の内挿精度	: 0.1 %
非分離共鳴	: 断面積確率テーブル+フロア断面積
熱中性子散乱 ( $S(\alpha, \beta)$ )	: ENDF/B-IIIよりVIMモデルのデータ
散乱の角度分布	: 32の等確率余弦ビン
エネルギー分布	: 評価済み核データの表現に従う
$\gamma$ 線生成断面積	: 評価済み核データに与えられている核種は処理

尚、これらのライブラリーはMVPコードのユーザーの方々の協力により作成されたものも含まれています。

### 1. JENDL-3.1+ENDF/B-IV or B-V

MVP94年版 (Ver.94.x) と共に公開されている (参考文献1) を参照)。公開以後、新たに作成されたライブラリーは以下の通りである。

TA-181	JENDL-3.1	MAT=3731	T=300K
I-135	ENDF/B-V	MAT=9618	T=300, 600, 900K

### 2. JENDL-3.2

JENDL-3.2に基づいて、表A. 1に示した核種及び温度のライブラリーが作成されている。処理温度は300K、600K、900K、1500K、及び1800Kであり、それぞれ

300K : 1 2 1核種、	600K : 6 5核種、	900K : 5 3核種
1500K : 7核種、	1800K : 6核種	

のライブラリーが利用できる。(一部のライブラリーはMVP94年度版と共に公開されている。)

### 3. JENDL-Fusionファイル

JENDF-Fusionファイルに基づいて、表A.2に示した21核種の300Kのライブラリーが作成されている。

### 4. ENDF/B-VI

ENDF/B-VIの改訂2版までのデータに基づいて、表A.3に示した24核種の300Kのライブラリーが作成されている。また、改訂3版のデータから表A.4に示した3核種のライブラリーが作成されている。尚、ファイル6による評価を採用していない4核種 (P-31, S-nat, Cl-nat, K-nat)のライブラリーに関しては、文献1)に記載されている。

表A.1 List of nuclide ID. in MVP neutron cross section library based on JENDL-3.2

(300K:121 nuclides, 600K:65 nuclides, 900K:53 nuclides  
1500K:7 nuclides, 1800K:6 nuclides)

NOTICE: the nuclide IDs for each nuclide is the same as that based on JENDL-3.1

	Nuclide ID	Data Source	MAT No.	Err (%)	Temp. (K)	GPD	Therm. scat.	No. of data (k)	Comment
<b>Z=1 ***** Hydrogen *****</b>									
H-1	H01003J3	JENDL3.2	125	0.1	300	Yes	FreeG	4	
H-1 in H <sub>2</sub> O	H01H03J3	JENDL3.2	125	0.1	300	Yes	S(αβ)	32	with O06003J3
	H01H06J3	JENDL3.2	125	0.1	600	Yes	S(αβ)	32	with O06006J3
H-1 in CH <sub>4</sub>	H01P03J3	JENDL3.2	125	0.1	300	Yes	S(αβ)	33	with C02003J3
H-1 in ZrH	H01Z03J3	JENDL3.2	125	0.1	300	Yes	S(αβ)	27	with ZRNZ03J3
H-2	D02003J3	JENDL3.2	128	0.1	300	No	FreeG	12	
H-2 in D <sub>2</sub> O	D02D03J3	JENDL3.2	128	0.1	300	No	S(αβ)	35	with O06003J3
<b>Z=2 ***** Helium *****</b>									
He-3	HE3003J3	JENDL3.2	225	0.1	300	Yes	FreeG	5	
He-4	HE4003J3	JENDL3.2	228	0.1	300	No	FreeG	15	
<b>Z=3 ***** Lithium *****</b>									
Li-6	LI6003J3	JENDL3.2	325	0.1	300	Yes	FreeG	20	
Li-7	LI7003J3	JENDL3.2	328	0.1	300	Yes	FreeG	18	
<b>Z=4 ***** Beryllium *****</b>									
Be-9	BE9003J3	JENDL3.2	425	0.1	300	Yes	FreeG	24	
Be-9 in Metal	BE9B03J3	JENDL3.2	425	0.1	300	Yes	S(αβ)	50	
<b>Z=5 ***** Boron *****</b>									
B-10	B00003J3	JENDL3.2	525	0.1	300	Yes	FreeG	27	
B-11	B01003J3	JENDL3.2	528	0.1	300	Yes	FreeG	72	
<b>Z=6 ***** Carbon *****</b>									
C-12	C02003J3	JENDL3.2	625	0.1	300	Yes	FreeG	40	
Graphite	C02C03J3	JENDL3.2	625	0.1	300	Yes	S(αβ)	69	
	C02C06J3	JENDL3.2	625	0.1	600	Yes	S(αβ)	70	
	C02C09J3	JENDL3.2	625	0.1	900	Yes	S(αβ)	72	
	C02C15J3	JENDL3.2	625	0.1	1500	Yes	S(αβ)	74	
<b>Z=7 ***** Nitrogen *****</b>									
N-14	N04003J3	JENDL3.2	725	0.1	300	Yes	FreeG	90	
N-15	N05003J3	JENDL3.2	728	0.1	300	Yes	FreeG	59	
<b>Z=8 ***** Oxygen *****</b>									
O-16	O06003J3	JENDL3.2	825	0.1	300	Yes	FreeG	72	
	O06006J3	JENDL3.2	825	0.1	600	Yes	FreeG	73	
	O06009J3	JENDL3.2	825	0.1	900	Yes	FreeG	74	
O-16 in UO <sub>2</sub>	O06W03J3	JENDL3.2	825	0.1	300	Yes	S(αβ)	101	with U08W03J3
	O06W09J3	JENDL3.2	825	0.1	900	Yes	S(αβ)	106	with U08W09J3
<b>Z=9 ***** Fluorine *****</b>									
F-19	F09003J3	JENDL3.2	925	0.1	300	No	FreeG	21	
<b>Z=11 ***** Sodium *****</b>									
Na-23	NA3003J3	JENDL3.2	1125	0.1	300	Yes	FreeG	100	
	NA3006J3	JENDL3.2	1125	0.1	600	Yes	FreeG	100	
<b>Z=12 ***** Magnesium *****</b>									
Mg-nat	MGN003J3	JENDL3.2	1200	0.1	300	Yes	FreeG	58	
<b>Z=13 ***** Aluminum *****</b>									
Al-27	AL7003J3	JENDL3.2	1325	0.1	300	Yes	FreeG	77	
<b>Z=14 ***** Silicon *****</b>									
Si-nat	SIN003J3	JENDL3.2	1400	0.1	300	Yes	FreeG	162	
	SIN006J3	JENDL3.2	1400	0.1	600	Yes	FreeG	162	

表A.1 (continued)

	Nuclide ID	Data Source	MAT No.	Err (%)	Temp. (K)	GPD	Therm. scat.	No. of data (k)	Comment
Z-19	Potassium	JENDL3.2	1500	0.1	300	Yes	FreeG	193	
K-nat	KON003J3	JENDL3.2	1500	0.1	300	Yes	FreeG	193	
Z-20	Calcium	JENDL3.2	2000	0.1	300	Yes	FreeG	262	
Ca-nat	CAN003J3	JENDL3.2	2000	0.1	300	Yes	FreeG	262	
Z-22	Titanium	JENDL3.2	2200	0.1	300	Yes	FreeG	169	
Ti-nat	TIN003J3	JENDL3.2	2200	0.1	300	Yes	FreeG	169	
Z-23	Vanadium	JENDL3.2	2328	0.1	300	Yes	FreeG		
V-51	VO1003J3	JENDL3.2	2328	0.1	300	Yes	FreeG		
Z-24	Chromium	JENDL3.2	2400	0.1	300	Yes	FreeG	315	
Cr-nat	CRN003J3	JENDL3.2	2400	0.1	300	Yes	FreeG	315	
	CRN006J3	JENDL3.2	2400	0.1	600	Yes	FreeG	312	
Z-25	Manganese	JENDL3.2	2525	0.1	300	Yes	FreeG	604	
Mn-55	MN5003J3	JENDL3.2	2525	0.1	300	Yes	FreeG	604	
	MN5006J3	JENDL3.2	2525	0.1	600	Yes	FreeG	598	
Z-26	Iron	JENDL3.2	2600	0.1	300	Yes	FreeG	557	
Fe-nat	FEN003J3	JENDL3.2	2600	0.1	300	Yes	FreeG	557	
	FEN006J3	JENDL3.2	2600	0.1	600	Yes	FreeG	573	
Z-27	Cobalt	JENDL3.2	2725	0.1	300	Yes	FreeG	277	
Co-59	CO9003J3	JENDL3.2	2725	0.1	300	Yes	FreeG	277	
Z-28	Nickel	JENDL3.2	2800	0.1	300	Yes	FreeG	861	
Ni-nat	NIN003J3	JENDL3.2	2800	0.1	300	Yes	FreeG	861	
	NIN006J3	JENDL3.2	2800	0.1	600	Yes	FreeG	848	
Z-29	Copper	JENDL3.2	2900	0.1	300	Yes	FreeG	380	
Cu-nat	CUN003J3	JENDL3.2	2900	0.1	300	Yes	FreeG	380	
Z-31	Gallium	JENDL3.2	3100	0.1	300	No	FreeG	162	
Ga-nat	GAN003J3	JENDL3.2	3100	0.1	300	No	FreeG	162	
Z-39	Yttrium	JENDL3.2	3925	0.1	300	No	FreeG	230	
Y-89	YO9003J3	JENDL3.2	3925	0.1	300	No	FreeG	230	
Z-40	Zirconium	JENDL3.2	4000	0.1	300	Yes	FreeG	531	
Zr-nat	ZRN003J3	JENDL3.2	4000	0.1	300	Yes	FreeG	531	
	ZRN006J3	JENDL3.2	4000	0.1	600	Yes	FreeG	510	
Zr-nat in ZrH	ZRNZ03J3	JENDL3.2	4000	0.1	300	Yes	S( $\alpha\beta$ )	606	with H01Z03J3
Z-41	Niobium	JENDL3.2	4125	0.1	300	No	FreeG	236	
Nb-93	NB3003J3	JENDL3.2	4125	0.1	300	No	FreeG	236	
	NB3006J3	JENDL3.2	4125	0.1	600	No	FreeG	216	
Z-42	Molybdenum	JENDL3.2	4200	0.1	300	Yes	FreeG	585	
Mo-nat	MON003J3	JENDL3.2	4200	0.1	300	Yes	FreeG	585	
	MON006J3	JENDL3.2	4200	0.1	600	Yes	FreeG	585	
Mo-95	MO5003J3	JENDL3.2	4234	0.1	300	No	FreeG	181	
Z-43	Technetium	JENDL3.2	4331	0.1	300	No	FreeG	518	
Tc-99	TC9003J3	JENDL3.2	4331	0.1	300	No	FreeG	518	
	TC9006J3	JENDL3.2	4331	0.1	600	No	FreeG		
	TC9009J3	JENDL3.2	4331	0.1	900	No	FreeG		
Z-44	Ruthenium	JENDL3.2	4440	0.1	300	No	FreeG	284	
Ru-101	RU1003J3	JENDL3.2	4440	0.1	300	No	FreeG	284	
	RU1006J3	JENDL3.2	4440	0.1	600	No	FreeG		
	RU1009J3	JENDL3.2	4440	0.1	900	No	FreeG		
Z-45	Rhodium	JENDL3.2	4525	0.1	300	No	FreeG	441	
Rh-103	RH3003J3	JENDL3.2	4525	0.1	300	No	FreeG	441	
	RH3006J3	JENDL3.2	4525	0.1	600	No	FreeG		
	RH3009J3	JENDL3.2	4525	0.1	900	No	FreeG		

表A.1 (continued)

=====									
	Nuclide	Data	MAT	Err	Temp.	GPD	Therm.	No. of	Comment
	ID	Source	No.	(%)	(K)		scat.	data (k)	
=====									
<b>Z=46 ***** Palladium *****</b>									
Pd-105	PD5003J3	JENDL3.2	4634	0.1	300	No	FreeG	419	
	PD5006J3	JENDL3.2	4634	0.1	600	No	FreeG		
	PD5009J3	JENDL3.2	4634	0.1	900	No	FreeG		
<b>Z=47 ***** Silver *****</b>									
Ag-nat	AGN003J3	JENDL3.2	4700	0.1	300	Yes	FreeG	657	
	AGN006J3	JENDL3.2	4700	0.1	600	Yes	FreeG	646	
Ag-109	AG9003J3	JENDL3.2	4731	0.1	300	No	FreeG	560	
<b>Z=48 ***** Cadmium *****</b>									
Cd-nat	CDN003J3	JENDL3.2	4800	0.1	300	Yes	FreeG	541	
	CDN006J3	JENDL3.2	4800	0.1	600	Yes	FreeG	492	
<b>Z=49 ***** Indium *****</b>									
In-113	IN3003J3	JENDL3.2	4925	0.1	300	No	FreeG	260	
	IN3006J3	JENDL3.2	4925	0.1	600	No	FreeG	254	
In-115	IN5003J3	JENDL3.2	2931	0.1	300	No	FreeG	424	
	IN5006J3	JENDL3.2	2931	0.1	600	No	FreeG	386	
<b>Z=53 ***** Iodine *****</b>									
I-127	I07003J3	JENDL3.2	5325	0.1	300	No	FreeG	397	
I-129	I09003J3	JENDL3.2	5331	0.1	300	No	FreeG	358	
<b>Z=54 ***** Xenon *****</b>									
Xe-131	XE1003J3	JENDL3.2	5446	0.1	300	No	FreeG	210	
	XE1006J3	JENDL3.2	5446	0.1	600	No	FreeG		
	XE1009J3	JENDL3.2	5446	0.1	900	No	FreeG		
Xe-135	XE5003J3	JENDL3.2	5458	0.1	300	No	FreeG	143	
	XE5006J3	JENDL3.2	5458	0.1	600	No	FreeG		
	XE5009J3	JENDL3.2	5458	0.1	900	No	FreeG		
<b>Z=55 ***** Cesium *****</b>									
Cs-133	CS3003J3	JENDL3.2	5525	0.1	300	No	FreeG	574	
	CS3006J3	JENDL3.2	5525	0.1	600	No	FreeG		
	CS3009J3	JENDL3.2	5525	0.1	900	No	FreeG		
<b>Z=58 ***** Cerium *****</b>									
Ce-140	CE0003J3	JENDL3.2	5837	0.1	300	No	FreeG	392	
Ce-142	CE2003J3	JENDL3.2	5843	0.1	300	No	FreeG	221	
<b>Z=60 ***** Neodymium *****</b>									
Nd-143	ND3003J3	JENDL3.2	6028	0.1	300	No	FreeG	392	
Nd-145	ND5003J3	JENDL3.2	6034	0.1	300	No	FreeG	545	
<b>Z=61 ***** Promethium *****</b>									
Pm-147	PM7003J3	JENDL3.2	6149	0.1	300	No	FreeG	207	
	PM7007J3	JENDL3.2	6149	0.1	600	No	FreeG		
	PM7009J3	JENDL3.2	6149	0.1	900	No	FreeG		
Pm-148	PM8003J3	JENDL3.2	6152	0.1	300	No	FreeG		no c.s.p.t.
	PM8006J3	JENDL3.2	6152	0.1	600	No	FreeG		no c.s.p.t.
	PM8009J3	JENDL3.2	6152	0.1	900	No	FreeG		no c.s.p.t.
Pm-148M	PM8M03J3	JENDL3.2	6153	0.1	300	No	FreeG		no c.s.p.t.
	PM8M06J3	JENDL3.2	6153	0.1	600	No	FreeG		no c.s.p.t.
	PM8M09J3	JENDL3.2	6153	0.1	900	No	FreeG		no c.s.p.t.
Pm-149	PM9003J3	JENDL3.2	6155	0.1	300	No	FreeG		no c.s.p.t.
	PM9006J3	JENDL3.2	6155	0.1	600	No	FreeG		no c.s.p.t.
	PM9009J3	JENDL3.2	6155	0.1	900	No	FreeG		no c.s.p.t.
=====									

表A.1 (continued)

	Nuclide ID	Data Source	MAT No.	Err (%)	Temp. (K)	GPD	Therm. scat.	No. of data (k)	Comment
<b>Z=62 ***** Samarium *****</b>									
Sm-147	SM7003J3	JENDL3.2	6234	0.1	300	No	FreeG	452	
Sm-148	SM8003J3	JENDL3.2	6237	0.1	300	No	FreeG		no c.s.p.t.
	SM8006J3	JENDL3.2	6237	0.1	600	No	FreeG		no c.s.p.t.
	SM8009J3	JENDL3.2	6237	0.1	900	No	FreeG		no c.s.p.t.
Sm-149	SM9003J3	JENDL3.2	6240	0.1	300	No	FreeG	407	
	SM9006J3	JENDL3.2	6240	0.1	600	No	FreeG		
	SM9009J3	JENDL3.2	6240	0.1	900	No	FreeG		
Sm-150	SM0003J3	JENDL3.2	6243	0.1	300	No	FreeG	245	
	SM0006J3	JENDL3.2	6243	0.1	600	No	FreeG		
	SM0009J3	JENDL3.2	6243	0.1	900	No	FreeG		
Sm-151	SM1003J3	JENDL3.2	6246	0.1	300	No	FreeG	319	
	SM1006J3	JENDL3.2	6246	0.1	600	No	FreeG		
	SM1009J3	JENDL3.2	6246	0.1	900	No	FreeG		
Sm-152	SM2003J3	JENDL3.2	6249	0.1	300	No	FreeG	341	
	SM2006J3	JENDL3.2	6249	0.1	600	No	FreeG		
	SM2009J3	JENDL3.2	6249	0.1	900	No	FreeG		
<b>Z=63 ***** Europium *****</b>									
Eu-153	EU3003J3	JENDL3.2	6331	0.1	300	No	FreeG	144	
	EU3006J3	JENDL3.2	6331	0.1	600	No	FreeG		
	EU3009J3	JENDL3.2	6331	0.1	900	No	FreeG		
Eu-154	EU4003J3	JENDL3.2	6334	0.1	300	No	FreeG		no c.s.p.t.
	EU4006J3	JENDL3.2	6334	0.1	600	No	FreeG		no c.s.p.t.
	EU4009J3	JENDL3.2	6334	0.1	900	No	FreeG		no c.s.p.t.
Eu-155	EU5003J3	JENDL3.2	6337	0.1	300	No	FreeG		
	EU5006J3	JENDL3.2	6337	0.1	600	No	FreeG		
	EU5009J3	JENDL3.2	6337	0.1	900	No	FreeG		
Eu-156	EU6003J3	JENDL3.2	6340	0.1	300	No	FreeG		no c.s.p.t.
	EU6006J3	JENDL3.2	6340	0.1	600	No	FreeG		no c.s.p.t.
	EU6009J3	JENDL3.2	6340	0.1	900	No	FreeG		no c.s.p.t.
<b>Z=64 ***** Gadolinium *****</b>									
Gd-152	GD2003J3	JENDL3.2	6425	0.1	300	No	FreeG	499	
	GD2006J3	JENDL3.2	6425	0.1	600	No	FreeG	473	
	GD2009J3	JENDL3.2	6425	0.1	900	No	FreeG	457	
Gd-154	GD4003J3	JENDL3.2	6431	0.1	300	No	FreeG	455	
	GD4006J3	JENDL3.2	6431	0.1	600	No	FreeG	428	
	GD4009J3	JENDL3.2	6431	0.1	900	No	FreeG	411	
Gd-155	GD5003J3	JENDL3.2	6434	0.1	300	No	FreeG	301	
	GD5006J3	JENDL3.2	6434	0.1	600	No	FreeG	284	
	GD5009J3	JENDL3.2	6434	0.1	900	No	FreeG	273	
Gd-156	GD6003J3	JENDL3.2	6437	0.1	300	No	FreeG	330	
	GD6006J3	JENDL3.2	6437	0.1	600	No	FreeG	317	
	GD6009J3	JENDL3.2	6437	0.1	900	No	FreeG	309	
Gd-157	GD7003J3	JENDL3.2	6440	0.1	300	No	FreeG	302	
	GD7006J3	JENDL3.2	6440	0.1	600	No	FreeG	292	
	GD7009J3	JENDL3.2	6440	0.1	900	No	FreeG	286	
Gd-158	GD8003J3	JENDL3.2	6443	0.1	300	No	FreeG	330	
	GD8006J3	JENDL3.2	6443	0.1	600	No	FreeG	318	
	GD8009J3	JENDL3.2	6443	0.1	900	No	FreeG	312	
Gd-160	GD0003J3	JENDL3.2	6449	0.1	300	No	FreeG	229	
	GD0006J3	JENDL3.2	6449	0.1	600	No	FreeG	226	
	GD0009J3	JENDL3.2	6449	0.1	900	No	FreeG	224	
<b>Z=72 ***** Hafnium *****</b>									
Hf-nat	HFN003J3	JENDL3.2	7200	0.1	300	Yes	FreeG	270	
	HFN006J3	JENDL3.2	7200	0.1	600	Yes	FreeG	246	
	HFN009J3	JENDL3.2	7200	0.1	900	Yes	FreeG	229	
<b>Z=73 ***** Tantalum *****</b>									
Ta-181	TA1003J3	JENDL3.2	7328	0.1	300	Yes	FreeG		
<b>Z=74 ***** Tungsten *****</b>									
W-nat	WON003J3	JENDL3.2	7400	0.1	300	Yes	FreeG	592	

表A.1 (continued)

=====									
	Nuclide	Data	MAT	Err	Temp.	GPD	Therm.	No. of	Comment
	ID	Source	No.	(%)	(K)		scat.	data (k)	
=====									
<b>Z=82</b>	<b>Lead</b>								
Pb-nat	PBN003J3	JENDL3.2	8200	0.1	300	Yes	FreeG	480	
<b>Z=83</b>	<b>Bismuth</b>								
Bi-209	BI9003J3	JENDL3.2	8325	0.1	300	Yes	FreeG	179	
<b>Z=90</b>	<b>Thorium</b>								
Th-232	TH2003J3	JENDL3.2	9040	0.1	300	No	FreeG	475	
<b>Z=92</b>	<b>Uranium</b>								
U-233	U03003J3	JENDL3.2	9222	0.1	300	No	FreeG	168	
U-234	U04003J3	JENDL3.2	9225	0.1	300	No	FreeG	399	
U-235	U05003J3	JENDL3.2	9228	0.1	300	Yes	FreeG	513	
	U05006J3	JENDL3.2	9228	0.1	600	Yes	FreeG	418	
	U05009J3	JENDL3.2	9228	0.1	900	Yes	FreeG	369	
	U05015J3	JENDL3.2	9228	0.1	1500	Yes	FreeG	315	
	U05018J3	JENDL3.2	9228	0.1	1800	Yes	FreeG	298	
U-236	U06003J3	JENDL3.2	9231	0.1	300	No	FreeG	323	
	U06006J3	JENDL3.2	9231	0.1	600	No	FreeG		
	U06009J3	JENDL3.2	9231	0.1	900	No	FreeG		
U-237	U03003J3	JENDL3.2	9234	0.1	300	No	FreeG		
	U03006J3	JENDL3.2	9234	0.1	600	No	FreeG		
	U03009J3	JENDL3.2	9234	0.1	900	No	FreeG		
U-238	U08003J3	JENDL3.2	9237	0.1	300	Yes	FreeG	1368	
	U08006J3	JENDL3.2	9237	0.1	600	Yes	FreeG	1094	
	U08009J3	JENDL3.2	9237	0.1	900	Yes	FreeG	938	
	U08015J3	JENDL3.2	9237	0.1	1500	Yes	FreeG	763	
	U08018J3	JENDL3.2	9237	0.1	1800	Yes	FreeG	707	
U-238 in UO2	U08W03J3	JENDL3.2	9237	0.1	300	Yes	S( $\alpha\beta$ )	1368	with O06W03J3
	TH2W09J3	JENDL3.2	9237	0.1	900	Yes	S( $\alpha\beta$ )	938	with O06W09J3
<b>Z=93</b>	<b>Neptunium</b>								
Np-236	NP6003J3	JENDL3.2	9343	0.1	300	No	FreeG		
Np-237	NP7003J3	JENDL3.2	9346	0.1	300	No	FreeG	198	
	NP7006J3	JENDL3.2	9346	0.1	600	No	FreeG		
	NP7009J3	JENDL3.2	9346	0.1	900	No	FreeG		
Np-238	NP8003J3	JENDL3.2	9349	0.1	300	No	FreeG		
Np-239	NP9003J3	JENDL3.2	9352	0.1	300	No	FreeG	14	
	NP9006J3	JENDL3.2	9352	0.1	600	No	FreeG		
	NP9009J3	JENDL3.2	9352	0.1	900	No	FreeG		
<b>Z=94</b>	<b>Plutonium</b>								
Pu-236	PU6003J3	JENDL3.2	9431	0.1	300	No	FreeG		
Pu-238	PU8003J3	JENDL3.2	9434	0.1	300	No	FreeG	155	
	PU8006J3	JENDL3.2	9434	0.1	600	No	FreeG		
	PU8009J3	JENDL3.2	9434	0.1	900	No	FreeG		
Pu-239	PU9003J3	JENDL3.2	9437	0.1	300	Yes	FreeG	772	
	PU9006J3	JENDL3.2	9437	0.1	600	Yes	FreeG	619	
	PU9009J3	JENDL3.2	9437	0.1	900	Yes	FreeG	540	
	PU9015J3	JENDL3.2	9437	0.1	1500	Yes	FreeG	458	
	PU9018J3	JENDL3.2	9437	0.1	1800	Yes	FreeG	431	
Pu-240	PU0003J3	JENDL3.2	9440	0.1	300	No	FreeG	542	
	PU0006J3	JENDL3.2	9440	0.1	600	No	FreeG	509	
	PU0009J3	JENDL3.2	9440	0.1	900	No	FreeG	483	
	PU0015J3	JENDL3.2	9440	0.1	1500	No	FreeG	451	
	PU0018J3	JENDL3.2	9440	0.1	1800	No	FreeG	437	
Pu-241	PU1003J3	JENDL3.2	9443	0.1	300	No	FreeG	173	
	PU1006J3	JENDL3.2	9443	0.1	600	No	FreeG	148	
	PU1009J3	JENDL3.2	9443	0.1	900	No	FreeG	134	
	PU1015J3	JENDL3.2	9443	0.1	1500	No	FreeG	116	
	PU1018J3	JENDL3.2	9443	0.1	1800	No	FreeG	109	
Pu-242	PU2003J3	JENDL3.2	9446	0.1	300	No	FreeG	259	
	PU2006J3	JENDL3.2	9446	0.1	600	No	FreeG	248	
	PU2009J3	JENDL3.2	9446	0.1	900	No	FreeG	239	
	PU2015J3	JENDL3.2	9446	0.1	1500	No	FreeG	228	
	PU2018J3	JENDL3.2	9446	0.1	1800	No	FreeG	223	
=====									

表A.1 (continued)

	Nuclide ID	Data Source	MAT No.	Err (%)	Temp. (K)	GPD	Therm. scat.	No. of data (k)	Comment
<b>Z=95 ***** Americium *****</b>									
Am-241	AM1003J3	JENDL3.2	9543	0.1	300	No	FreeG	200	
	AM1006J3	JENDL3.2	9543	0.1	600	No	FreeG	165	
	AM1009J3	JENDL3.2	9543	0.1	900	No	FreeG	143	
Am-242	AM2003J3	JENDL3.2	9546	0.1	300	No	FreeG	23	
	AM2006J3	JENDL3.2	9546	0.1	600	No	FreeG	23	
	AM2009J3	JENDL3.2	9546	0.1	900	No	FreeG	23	
Am-242m	AM2M03J3	JENDL3.2	9547	0.1	300	No	FreeG	41	
	AM2M06J3	JENDL3.2	9547	0.1	600	No	FreeG	40	
	AM2M09J3	JENDL3.2	9547	0.1	900	No	FreeG	40	
Am-243	AM3003J3	JENDL3.2	9549	0.1	300	No	FreeG	228	
	AM3006J3	JENDL3.2	9549	0.1	600	No	FreeG	187	
	AM3009J3	JENDL3.2	9549	0.1	900	No	FreeG	161	
Am-244	AM4003J3	JENDL3.2	9552	0.1	300	No	FreeG	28	
	AM4006J3	JENDL3.2	9552	0.1	600	No	FreeG	28	
	AM4009J3	JENDL3.2	9552	0.1	900	No	FreeG	28	
Am-244m	AM4M03J3	JENDL3.2	9553	0.1	300	No	FreeG	28	
	AM4M06J3	JENDL3.2	9553	0.1	600	No	FreeG	28	
	AM4M09J3	JENDL3.2	9553	0.1	900	No	FreeG	28	
<b>Z=96 ***** Curium *****</b>									
Cm-242	CM2003J3	JENDL3.2	9631	0.1	300	No	FreeG	57	
	CM2006J3	JENDL3.2	9631	0.1	600	No	FreeG		
	CM2009J3	JENDL3.2	9631	0.1	900	No	FreeG		
Cm-243	CM3003J3	JENDL3.2	9634	0.1	300	No	FreeG	61	
	CM3006J3	JENDL3.2	9634	0.1	600	No	FreeG		
	CM3009J3	JENDL3.2	9634	0.1	900	No	FreeG		
Cm-244	CM4003J3	JENDL3.2	9637	0.1	300	No	FreeG	214	
	CM4006J3	JENDL3.2	9637	0.1	600	No	FreeG		
	CM4009J3	JENDL3.2	9637	0.1	900	No	FreeG		
Cm-245	CM5003J3	JENDL3.2	9640	0.1	300	No	FreeG	61	
	CM5006J3	JENDL3.2	9640	0.1	600	No	FreeG		
	CM5009J3	JENDL3.2	9640	0.1	900	No	FreeG		
Cm-246	CM6003J3	JENDL3.2	9643	0.1	300	No	FreeG		no c.s.p.t.
Cm-247	CM7003J3	JENDL3.2	9646	0.1	300	No	FreeG		no c.s.p.t.
Cm-248	CM8003J3	JENDL3.2	9649	0.1	300	No	FreeG		no c.s.p.t.
<b>Z=97 ***** Berkelium *****</b>									
Bk-250	BK0003J3	JENDL3.2	9755	0.1	300	No	FreeG		no c.s.p.t.
<b>Z=98 ***** Californium *****</b>									
Cf-250	CF0003J3	JENDL3.2	9855	0.1	300	No	FreeG		no c.s.p.t.
Cf-251	CF1003J3	JENDL3.2	9858	0.1	300	No	FreeG		no c.s.p.t.
Cf-252	CF2003J3	JENDL3.2	9861	0.1	300	No	FreeG		no c.s.p.t.

Temp: The temperature(in K) at which the data are processed.  
 GPD= Yes/No= gamma-production data exist / none of such data exist.  
 Therm. scat. = FreeG / S( $\alpha\beta$ ) means that thermal scattering is treated based on the Free gas model / thermal scattering law data (S( $\alpha,\beta$ )).  
 S( $\alpha,\beta$ ): Thermal scattering data S( $\alpha,\beta$ ) are taken from ENDF/B-III.  
 No. of data: the size of data in k-single-precision-word (4bytes).  
 no c.s.p.t.= cross section probability tables are not prepared for unresolved resonances

表A.2 List of nuclide ID. in MVP neutron cross section library based on JENDL-Fusion file

=====									
	Nuclide	Data	MAT	Err	Temp.	GPD	Therm.	No. of	Comment
	ID	Source	No.	(%)	(K)		scat.	data(k)	
=====									
Z=4	*****	Beryllium	*****						
Be-9	BE9003JF	JENDL-FF	425	0.1	300	Yes	FreeG	247	
Z=9	*****	Fluorine	*****						
F-19	F09003JF	JENDL-FF	925	0.1	300	Yes	FreeG	75	
Z=13	*****	Aluminum	*****						
Al-27	AL7003JF	JENDL-FF	1325	0.1	300	Yes	FreeG	81	
Z=14	*****	Silicon	*****						
Si-nat	SIN003JF	JENDL-FF	1400	0.1	300	Yes	FreeG	177	
Z=20	*****	Calcium	*****						
Ca-nat	CAN003JF	JENDL-FF	2000	0.1	300	Yes	FreeG	271	
Z=22	*****	Titanium	*****						
Ti-nat	TIN003JF	JENDL-FF	2200	0.1	300	Yes	FreeG	175	
Z=23	*****	Vanadium	*****						
V-51	VO1003JF	JENDL-FF	2328	0.1	300	Yes	FreeG	140	
Z=24	*****	Chromium	*****						
Cr-nat	CRN003JF	JENDL-FF	2400	0.1	300	Yes	FreeG	322	
Z=25	*****	Manganese	*****						
Mn-55	MN5003JF	JENDL-FF	2525	0.1	300	Yes	FreeG	613	
Z=26	*****	Iron	*****						
Fe-nat	FEN003JF	JENDL-FF	2600	0.1	300	Yes	FreeG	549	
Z=27	*****	Cobalt	*****						
Co-59	CO9003JF	JENDL-FF	2725	0.1	300	Yes	FreeG	282	
Z=28	*****	Nickel	*****						
Ni-nat	NIN003JF	JENDL-FF	2800	0.1	300	Yes	FreeG	853	
Z=29	*****	Copper	*****						
Cu-nat	CUN003JF	JENDL-FF	2900	0.1	300	Yes	FreeG	391	
Z=33	*****	Arsenic	*****						
As-75	AS5003JF	JENDL-FF	3325	0.1	300	No	FreeG	287	
Z=40	*****	Zirconium	*****						
Zr-nat	ZRN003JF	JENDL-FF	4000	0.1	300	Yes	FreeG	545	
Z=41	*****	Niobium	*****						
Nb-93	NB3003JF	JENDL-FF	4125	0.1	300	Yes	FreeG	371	
Z=42	*****	Molybdenum	*****						
Mo-nat	MON003JF	JENDL-FF	4200	0.1	300	Yes	FreeG	598	
Z=51	*****	Stibium	*****						
Sb-nat	SBN003JF	JENDL-FF	5100	0.1	300	No	FreeG	343	
Z=74	*****	Tungsten	*****						
W-nat	WON003JF	JENDL-FF	7400	0.1	300	Yes	FreeG	601	
Z=82	*****	Lead	*****						
Pb-nat	PBN003JF	JENDL-FF	8200	0.1	300	Yes	FreeG	489	
Z=83	*****	Bismuth	*****						
Bi-209	BI9003JF	JENDL-FF	8325	0.1	300	Yes	FreeG	186	
=====									

表A.3 List of nuclide ID. in MVP neutron cross section library based on ENDF/B-VI

	Nuclide ID	Data Source	MAT No.	Err (%)	Temp. (K)	GPD	Therm. scat.	No. of data(k)	Comment
Z=4	***** Beryllium *****								
Be-9	BE9003B6	ENDF/B-6	425	0.1	300	Yes	FreeG	103	
Z=5	***** Boron *****								
B-11	BO1003B6	ENDF/B-6	528	0.1	300	Yes	FreeG	130	
Z=8	***** Oxygen *****								
O-16	OO6003B6	ENDF/B-6	825	0.1	300	Yes	FreeG	62	
Z=9	***** Fluorine *****								
F-19	FO9003B6	ENDF/B-6	925	0.1	300	Yes	FreeG	247	
Z=11	***** Sodium *****								
Na-23	NA3003B6	ENDF/B-6	1125	0.1	300	Yes	FreeG	81	
Z=23	***** Vanadium *****								
V-nat	VON003B6	ENDF/B-6	2300	0.1	300	Yes	FreeG	140	
Z=25	***** Manganese *****								
Mn-55	MN5003B6	ENDF/B-6	2525	0.1	300	Yes	FreeG	690	
Z=31	***** Gallium *****								
Ga-nat	GAN003B6	ENDF/B-6	3100	0.1	300	Yes	FreeG	18	
Z=92	***** Uranium *****								
U-235	UO5003B6	ENDF/B-6	9228	0.1	300	Yes	FreeG	883	
U-238	UO8003B6	ENDF/B-6	9237	0.1	300	Yes	FreeG	1358	
Z=93	***** Neptunium *****								
Np-238	NP8003B6	ENDF/B-6	9349	0.1	300	Yes	FreeG	58	
Z=94	***** Plutonium *****								
Pu-236	PU6003B6	ENDF/B-6	9428	0.1	300	Yes	FreeG	55	
Pu-238	PU8003B6	ENDF/B-6	9434	0.1	300	Yes	FreeG	71	
Pu-239	PU9003B6	ENDF/B-6	9437	0.1	300	Yes	FreeG	878	
Pu-240	PU0003B6	ENDF/B-6	9440	0.1	300	Yes	FreeG	742	
Pu-241	PU1003B6	ENDF/B-6	9443	0.1	300	Yes	FreeG	208	
Pu-242	PU2003B6	ENDF/B-6	9446	0.1	300	Yes	FreeG	212	
Z=95	***** Americium *****								
Am-241	AM1003B6	ENDF/B-6	9543	0.1	300	Yes	FreeG	263	
Z=96	***** Curium *****								
CM-246	CM6003B6	ENDF/B-6	9643	0.1	300	Yes	FreeG	64	
CM-247	CM7003B6	ENDF/B-6	9646	0.1	300	Yes	FreeG	69	
CM-248	CM8003B6	ENDF/B-6	9649	0.1	300	Yes	FreeG	181	
Z=98	***** Californium *****								
Cf-250	CF0003B6	ENDF/B-6	9855	0.1	300	Yes	FreeG	84	
Cf-251	CF1003B6	ENDF/B-6	9858	0.1	300	Yes	FreeG	97	
Cf-252	CF2003B6	ENDF/B-6	9861	0.1	300	Yes	FreeG	81	

表A.4 List of nuclide ID. in MVP neutron cross section library based on ENDF/B-VI revision 3

NOTICE: the nuclide IDs for each nuclide is the same as that in Table A.3

	Nuclide ID	Data Source	MAT No.	Err (%)	Temp. (K)	GPD	Therm. scat.	No. of data (k)	Comment
Z=92	***** Uranium *****								
U-235	U05003B6	ENDF/B-6	9228	0.1	300	Yes	FreeG		
Z=94	***** Plutonium *****								
Pu-241	PU1003B6	ENDF/B-6	9443	0.1	300	Yes	FreeG		
Z=95	***** Americium *****								
Am-241	AM1003B6	ENDF/B-6	9543	0.1	300	Yes	FreeG		

## 付録B MVP中性子断面積ライブラリーの形式

MVP library is produced as a material file for one nuclide by MVPLIBMK code. Each material file consists of 3 records and the format of 3 records is shown below.

```
#1 record : MATT, PDATE, PCOMMT, NPTS, NTADTA, NUNR, NUNR2, NLEV,
            NBINA, NBINE, NNU, NMT, NNK, IGFLAG, LFI, LNU, I THERM,
            ISTU, IENDU, LSUNR, LSNU, NBINA1, NBINE1, NNUD, LNUD,
            NNF, LSNUD, NCAP, NCAPG, LF6, LSTF6, LLSSF, IDUMY(5),
            ATW, TLAB, ETHERM, ESAB, ELOW, EHI, TSTAR,
            DUMMY(12)

#2 record : MTINFO, MTPAR, ISTMT, IENDMT, NEUMT, LCTMT,
            NEANG, NKF5, NEF5, MTHR, LSTF3, LSTF4, LSTF5,
            QVAL, QVAL2, LSTGAM, MTTOG, NEGYLD, NEF5G, NKF5G, LCTMTG,
            MTCAP, MTCAPG, EG1L, EG2U

#3 record : ADATA(NTDATA)
```

### (a) The content of #1 record

- ```
1 MATT(2) : 8 character MVP material ID (Ex. 'U08W03J2')
            naming rule ; 'zzmctt yy'
                zz=> chemical symbol of the nuclide
                m => the last digit of the mass number
                c => the chemical compound status
                    or 'M' means meta-stable
                tt=> tt*100.0 is temperature in kelvin
                yy=> for future use or ENDF

2 PDATE(2) : 8 character production date (Ex. '90/02/06')
3 PCOMMT(30):120 character comment record
4 NPTS : number of smooth data grid points
5 NTDATA : total words of #3 record
6 NUNR : number of unresolved resonance probability tables
            = 0 ... no data
            > 0 ... probability tables given
7 NUNR2 : length of unresolved resonance probability table
8 NLEV : number of threshold reactions
```

MT=6 & 46 ==> one reaction  
 MT=7 & 47 ==> one reaction  
 MT=8 & 48 ==> one reaction  
 MT=9 & 49 ==> one reaction

9 NBINA : number of equal probability bins in angular distribution  
 10 NBINE : number of equal probability bins in energy distribution  
           for LF= 1, 5 or 6 formula data when NBINE>0.  
           When NBINE=0, linearized energy bins and probability  
           data for discrete conditional sampling are prepared.

11 NNU : number of coefficients for LNU=1 , or  
           number of energy in tabulation for LNU=2  
           record length of nu-value is NNU\*LNU words

12 NMT : total number of reactions considered (=120)

13 NNK : maximum number of subsections in energy distribution

14 IGFLAG : number of reactions in gamma-production data  
           = 0 ... no data  
           > 0 ... data given ; treated as MT=115

15 LFI : flag of fission cross section data  
           = 0 ... no data  
           = 1 ... data given

16 LNU : nu-value flag  
           = 0 ... no data  
           = 1 ... polynomial coefficients  
           = 2 ... tabulation

17 ITERM : flag of thermal scattering  
           = 0 ... free atom scattering  
           = 1 ... thermal scattering law only  
           =-1 ... thermal scattering law with thermal elastic  
               contribution  
           =-2 ... thermal scattering data is included in  
               another nuclide (ex. U-238 in UO2)

18 ISTU : upper energy mesh pointer to unresolved resonance  
 19 IENDU : lower energy mesh pointer to unresolved resonance  
 20 LSUNR : starting position of probability tables in #3 record  
 21 LSNU : starting position of nu-value data in #3 record  
 22 NBINA1 : NBINA + 1  
 23 NBINE1 : NBINE + 1  
 24 NNUD : number of coefficients for LNUD=1 , or  
           number of energy in tabulation for LNUD=2  
           record length of delayed nu-value is NNUD\*LNUD words

25 LNUD : nu-value flag for delayed neutron  
 = 0 ... no data  
 = 1 ... polynomial coefficients  
 = 2 ... tabulation

26 NNF : number of precursor families

27 LSNUD : starting position of delayed nu-value data in #3 record

28 NCAP : number of capture reactions (MT=102~114)

29 NCAPG : number of gamma production reactions by capture

30 LF6 : flag of MTTOF6, EF61L and EF62U data  
 = 0 ... no data  
 = 1 ... given

31 LSTF6 : starting position of MTTOF6 etc. data

32 LLSSF : flag for smooth cross section in unresolved resonance region  
 = 0 ... floor (background) cross section  
 (LSSF=0 in ENDF/B-VI format)  
 = 1 ... infinite dilution cross section  
 (LSSF=1 in ENDF/B-VI format)

33-37 IDUMY(5) : dummy integer data for future use

38 ATW : atomic weight in n.m.u.

39 TLAB : laboratory temperature in Kelvin

40 ETHERM : upper energy for modification of elastic scattering  
 cross section for thermal effects (eV)

41 ESAB : highest energy for thermal scattering law data (eV)

42 ELOW : lowest energy (eV)

43 EHI : highest energy (eV)

44 TSTAR : effective temperature in Kelvin (Short Collision Time)

45-56 DUMMY(12): dummy real data for future use

## (b) The content of #2 record

1 MTINFO(NMT) : data flag for each MT reaction  
 = 0 ... no data  
 > 0 ... number of data given

2 MTPAR(NMT) : pair reaction MT number  
 (Ex. MTPAR( 6)=46 , MTPAR(16)=16 )  
 if negative, this reaction is not considered.

3 ISTMT(NMT) : upper energy mesh position in energy mesh table

4 IENDMT(NMT) : lower energy mesh position in energy mesh table

5 NEUMT(NMT) : number of neutrons emitted by this reaction

- 6 LCTMT (NMT) : flag to specify frame of reference given in angular ditribution  
 = 1 ... laboratory system  
 = 2 ... center-of-mass system  
 A negative LCTMT means correlated angle-energy distribution data are given with LF=61,66 or 67.
- 7 NEANG (NMT) : number of energy points in angular distribution
- 8 NKF5 (NMT) \* : number of partial energy distributions (subsections)  
 > 0 ... energy distribution (File 5)  
 < 0 ... angle-energy distribution (File 6)
- 9 NEF5 (NMT) \* : number of energy points in subsection probability
- 10 MTTHR (NMT) : MT identification of thershold reaction (NLEV) increasing Q-value order (MT=46-49 not considered) cross section is accumulated by high to low Q-value
- 11 LSTF3 (NMT) : starting position of smooth cross section for each MT reaction in #3 record
- 12 LSTF4 (NMT) : starting position of angular distribution for each MT reaction in #3 record
- 13 LSTF5 (NMT) : starting position of energy distribution for each MT reaction in #3 record
- 14 QVAL (NMT) : Q-value with its opposite sign (eV)
- 15 QVAL2 (NMT) :  $QVAL(MT) * (ATW+1) / ATW$
- 16 LSTGAM (NMT) \* : starting position of gamma production data for each MT reaction in #3 record
- 17 MTTOG (NMT) \* : MT number of gamma production data used for each MT neutron reaction in #3 record
- MTTOG(MT)=0 ; no gamma production data  
 1000>MTTOG(MT)>0 ; one gamma production data  
 1,000,000>MTTOG(MT)>1000 ; two gamma production data  
 MTTOG(MT)>10<sup>6</sup> ; three gamma production data
- Ex. MTTOG = IIIJJJKKK  
 ---> KKK ; lowest energy reaction (E>EG1L)  
 JJJ ; highest energy reaction (E<EG2U)  
 III ; intermediate energy reaction(EG2U<E<EG1L)
- 18 NEG (NMT) \* : number of energy mesh in gamma yield data for each MT reaction in #3 record
- 19 NEGP (NMT) \* : number of energy meshes to select gamma produciton subsections
- 20 NKG (NMT) \* : number of subsections in gamma prodcution data for each MT rections in #3 record

- 21 LCTMTG(NMT) : flag to specify frame of reference given in  
angular distribution for gamma ray  
= 1 ... laboratory system  
= 2 ... center-of-mass system
- 22 MTCAP(NMT) : MT identification of capture reactions
- 23 MTCAPG(NMT) : MT identification of gamma production reactions  
by capture reaction
- 24 EG1L(NMT) : lowest energy above which photon is yielded by higher  
energy reaction 1 (ex. MT=3).
- 25 EG2U(NMT) : highest energy below which photon is yielded by lower  
energy reaction 2 .  
In the case that no photon is produced,  
EG1L(MT) = 10\*EHI , EG2U(MT) = 0.0  
In the case that gamma-production data are given for only  
one MT reaction ( MTTOG(MT) < 1000 ),  
EG1L(MT) = EG2U(MT) = 10\*EHI

\* N.B. these variables are also defined in #3 record.

- N.B. MT = 92 ... thermal inelastic  
MT = 93 ... thermal elastic  
MT = 94 ... total (n,2n)  
MT = 95 ... total (n,3n)  
MT = 96 ... total (n,4n)  
MT = 97 ... sum of threshold reaction  
MT = 98 ... delayed neutron. if LNUD>0 , only energy  
distribution data is defined from LSTF5(98).  
MT =100 ... kerma factor  
MT =101 ... capture (mt=102-114)  
MT =115 ... gamma production

(c) The content of #3 record

```
#3 ( EMESH(I),I=1,NPTS ),
    ( XNU(I),I=1,LNU*NNU ),
    ( XNUD(I),I=1,LNUD*NNUD ),(RAMDA(I),I=1,NNF),
    ( (CROSS(I,MT),I=ISTMT(MT),IEND(MT)),MT=1,NMT),
    ( ( EANG(J,MT),J=1,NEANG(MT)),
    ( INTANG(J,MT),J=1,NEANG(MT)),
```

( (UMTAB(I,J,MT), I=1, NBINA1), J=1, NEANG(MT) ), MT=1, NMT)\*

If LF6=1, the MT number of angle-energy distribution in File 6 used for each MT etc. are given from the address LSTF6 of #1 record.

(MTTOF6(MT), MT=1, NMT), (EF61L(MT), MT=1, NMT), (EF62U(MT), MT=1, NMT)

```

-----+
      NEF5(MT), NKF5(MT), (LSTF5S(J), J=1, NKF5(MT) ),      !
if NKF5(MT)>0 (energy distribution is given),                !
      (EPROB(I,MT), I=1, NEF5(MT)), **                      !
      (INTF5(I,MT), I=1, NEF5(MT)),                          !
      ( (QF5(J,I), J=1, NKF5(MT) ),                          !
        (INK1(J,I), INK2(J,I), J=1, NKF5(MT) ), I=1, NEF5(MT) ) !
else NKF5(MT)<0 (angle-energy distribution is given),        !
      (EPROB(I,MT), I=1, NEF5(MT)),                          !
      (INTF5(I,MT), I=1, NEF5(MT)),                          !
      (TY(I,MT), I=1, NEF5(MT)),                             !
      ( (Y(I,J,MT), I=1, NEF5(MT), J=1, NKF5(MT) ) ) )      !
endif   !
-----+
.. LF, energy distribution data*** .. ! NKF5(MT)             ! MT loop
<-----+ loop   !
<-----+
if LLSSF = 0 ,
      ( EUNR(I), I=1, NUNR ),
      ( INTUNR(I), I=1, NUNR ),
      ( (Q(J,I), J=1, NUNR2 ),
        (IUPOS1(J,I), IUPOS2(J,I), J=1, NUNR2) ),
      (UNTOT(J,I), UNELS(J,I), UNFIS(J,I), J=1, NUNR2), I=1, NUNR )
else if LLSSF = 1 ,
      ( EUNR(I), I=1, NUNR ),
      ( INTUNR(I), I=1, NUNR ),
      ( (Q(J,I), J=1, NUNR2 ),
        (IUPOS1(J,I), IUPOS2(J,I), J=1, NUNR2) ),
      (UNTOT(J,I), UNELS(J,I), UNFIS(J,I), J=1, NUNR2),
      SIGTAV(I), SIGEAV(I), SIGFAV(I), I=1, NUNR )
endif

```

If IGFLAG=1 , then gamma produciton data follows from address LSTF5(115)

```

( LSTGAM(MT),MT=1,NMT), (MTTOG(MT),MT=1,NMT),
-----+
NEG(MT), (EMESHG(I),I=1,NEG(MT)), (TYIELD(I),I=1,NEG(MT)),      !
NEGP(MT),NKG(MT), (LSTF5G(I),I=1,NKG(MT)), (ESK(I),I=1,NKG(MT)), !
(EPROBG(I),I=1,NEGP(MT)),   !
(INTF5G(I),I=1,NEGP(MT)),   !
( (CY(I,J),I=1,NEGP(MT)),J=1,NKG(MT) ),                          !
-----+
.. LF,energy distribution data***,      ! NKG(MT)      ! MT loop
   LSTGAN,NEGANG,                        ---+ loop      !
   ( EGANG(J),J=1,NEGANG) ),           ---+           !
   ( INTGAN(J),J=1,NEGANG),            ! NKG(MT)      !
   ( (UMGTAB(I,J),I=1,NBINA1),J=1,NEGANG) ! loop        !
<-----+
<-----+

```

<< Description for each variable >>

EMESH : neutron energy mesh ( high to low order )  
XNU : total numerb of neutrons released per fission  
XNUD : delayed neutrons from fission  
RAMDA : decay constant for each precursor (1/sec)  
CROSS : cross section (barns)  
EANG : energy mesh for angulare distribution data  
INTANG : interpolation scheme for angular distribution data  
UMTAB : mesh of cosine of the scattered angle for equal  
probability bins.  
LSTF5S(NK) : starting position of energy distribution data for  
NK-th subsection of present reaction in #3 record  
EPROB,INTF5,QF5,INK1,INK2 : BMC sampling data to select the subsection  
energy distribution data (File 5)  
EPROB,INTF5,TY,Y: data to select the subsection of angle-energy  
distribution data (File)  
TY = total yield of neutrons from this MT reaction  
Y = subsection yield  
(TY and Y are linearlized)  
MTTOF6 : MT number of angle-energy distribution data used for

each MT neutron reaction in #3 record.

MTTOF6(MT)=0 ; no data

1000>MTTOF6(MT)>0 ; data given for a MT reaction

1,000,000>MTTOF6(MT)>1000 ; data given for 2 MT reactions

MTTOF6(MT)>10<sup>6</sup> ; data given for 3 MT reactions

EF61L : lowest energy above which data for higher energy reaction are used (ex. MT=3).

EF62U : highest energy below which data for lower energy reaction are used.

In the case that no File 6 data is used,

EF61L(MT) = 10×EHI , EF62U(MT) = 0.0

In the case that File 6 data are given for only one MT reaction ( MTTOF6(MT) < 1000 ),

EF61L(MT) = EF62U(MT) = 10 EHI

EUNR, INTUNR, Q, IUPOS1, IUPOS2: BMC sampling data to select

UNTOT, UNELS, UNFIS : unresolved resonance probability table

SIGTAV, SIGEAV, SIGFAV : average cross sections

for unresolved resonance probability table

EMESHG : energy mesh for gamma yield data

TYIELD : total gamma yield

LSTF5G(NK) : start position of gamma energy distribution data for NK-th subsection of present reaction in #3 record

ESK(NK) : the energy of the level from which the photon originates

EPROBG : energy mesh to select gamma sub-section

INTF5G : interpolation scheme to select for energy

CY : cumulative yield vs. sub-sections for each energy mesh EPROBG.

LSTGAN : start position of gamma angular distribution data for present subsection in #3 record.

NEGANG : number of energy mesh for gamma angular distribution data. If NEGANG=0, angular distribution data is not given.

EGANG : energy mesh for gamma angular distribution data

INTGAN : interpolation scheme for gamma angular distribution data

UMGTAB : mesh of cosine of the gamma scattered angle for equal probability bins.

Concernig interpolation codes: In the energy range between E(i-1) and E(i), a code INT(i) should be used

\* special angular distribution record for thermal inelastic

```
( EANG (J), J=1, NEANG(92) ),
( INTANG(J), J=1, NEANG(92) ),
( ( ( PCUM(K, I, J), K=1, 5 ), I=1, J ), J=1, NEANG(92) )
```

\*\* special treatment

(a) NKF5(MT)=1 case

```
NEF5(MT) = 2
QF5(1,1) = QF5(1,2) = 0.500
INK1(1,1) = INK2(1,1) = 1
INK1(1,2) = INK2(1,2) = 1
```

(b) thermal inelastic

```
NEF5(MT) = 0
```

\*\*\* energy distribution (file 5) or angle-energy distribution record format

(a) LF=1 case

When NBINE>0, equalprobability energy bins are used.

```
LF , NEF5S , (EENG(I), I=1, NEF5S) , (INTENG(I), I=1, NEF5S) ,
( (EBINF(J, I), J=1, NBINE1), (EPRBF(J, I), J=1, NBINE1), I=1, NEF5S )
```

When NBINE=0, linearized energy bins are used.

```
LF , NEF5S , (EENG(I), I=1, NEF5S) , (INTENG(I), I=1, NEF5S) ,
(LSTF5E(I), I=1, NEF5S) ,
( NEP(I) , (Q(J, I), J=1, NEP(I)) , (IEPOS1(J, I), IEPOS2(J, I), J=1, NEP(I)) ,
(EBINF(J, I), J=1, NEP(I)+1) , (EPRBF(J, I), J=1, NEP(I)+1) , I=1, NEF5S )
```

(b) LF=2 case (discrete photon)

```
LF, 1, GCOEF1, GCOEF2
```

$$E' = GCOEF1 + GCOEF2 * E$$

(c) LF=3 case

LF, 2, ELOW, EHI, 2, 2, THETA3, THETA3

$f(E \rightarrow E') = \text{DELTA}(E' - a \cdot E + b \cdot \text{THETA3})$

$a = (A \cdot A + 1) / (A + 1) / (A + 1)$  ,  $b = A / (A + 1)$

(d) LF=4 case

LF , NEF5S , (EENG(I), I=1, NEF5S) , (INTENG(I), I=1, NEF5S) ,  
 ( Q(J, I), J=1, NEF5S) ,  
 (IEPOS1(J, I), IEPOS2(J, I), J=1, NEF5S) , I=1, NEF5S )

(e) LF=5 case

When NBINE>0, equalprobability energy bins are used.

LF , NEF5S , (EENG(I), I=1, NEF5S) , (INTENG(I), I=1, NEF5S) ,  
 ( THETA5(I), I=1, NEF5S ) , => linearized  
 ( EBINF(J), J=1, NBINE1) , ( EPRBF(J), J=1, NBINE1) , U5

When NBINE=0, linearized energy bins are used.

LF , NEF5S , (EENG(I), I=1, NEF5S) , (INTENG(I), I=1, NEF5S) ,  
 ( THETA5(I), I=1, NEF5S ) , => linearized  
 NEP , ( Q(J), J=1, NEP) , (IEPOS1(J), IEPOS2(J), J=1, NEP) ,  
 ( EBINF(J), J=1, NEP+1) , ( EPRBF(J), J=1, NEP+1) , U5

$f(E \rightarrow E') = g(x)$

$x = E' / \text{THETA5}(E) \quad \& \quad 0 \leq E' \leq E - U5$

(f) LF=6 case ( same as LF=1 but use for gamma production data )

When NBINE>0, equalprobability energy bins are used.

LF , NEF5S , (EENG(I), I=1, NEF5S) , (INTENG(I), I=1, NEF5S) ,  
 ( EBINF(J, I), J=1, NBINE1) , (EPRBF(J, I), J=1, NBINE1) , I=1, NEF5S )

When NBINE=0, linearized energy bins are used.

LF , NEF5S , (EENG(I), I=1, NEF5S) , (INTENG(I), I=1, NEF5S) ,  
 (LSTF5E(I), I=1, NEF5S) ,  
 ( NEP(I) , ( Q(J, I), J=1, NEP(I)) , (IEPOS1(J, I), IEPOS2(J, I), J=1, NEP(I)) ,  
 (EBINF(J, I), J=1, NEP(I)+1) , (EPRBF(J, I), J=1, NEP(I)+1) , I=1, NEF5S )

(g) LF=7 case

LF , NEF5S , (EENG(I),I=1,NEF5S) , (INTENG(I),I=1,NEF5S) ,  
 ( THETA7(I),I=1,NEF5S ) , U7           => linearized

$$f(E \rightarrow E') = \frac{\text{sqrt}(E') \cdot \exp(-E'/\text{THETA7}(E))}{I}$$

0    E'    E - U7

(h) LF=9 case

LF , NEF5S , (EENG(I),I=1,NEF5S) , (INTENG(I),I=1,NEF5S) ,  
 ( THETA9(I),I=1,NEF5S ) , U9           => linearized

$$f(E \rightarrow E') = \frac{E' \cdot \exp(-E'/\text{THETA9}(E))}{I}$$

0    E'    E - U9

(i) LF=11 case

LF , NEF5S , (EENG(I),I=1,NEF5S) , (INTENG(I),I=1,NEF5S) ,  
 ( THETA(A)(I),I=1,NEF5S ) , ( THETA(B)(I),I=1,NEF5S ) , UA

$$f(E \rightarrow E') = \frac{\exp(-E'/\text{THETA(A)}(E)) \cdot \sinh(\text{sqrt}(\text{THETA(B)}(E) \cdot E'))}{I}$$

0    E'    E - UA

(j) LF=61 case (MCNP law=44)

NBINE must be 0; linearized energy bins are used.

LF , NEF5S , (EENG(I),I=1,NEF5S) , (INTENG(I),I=1,NEF5S) ,  
 (LSTF5E(I),I=1,NEF5S) ,  
 ( NEP(I) , ND(I) ,  
 (Q(J,I),J=1,NEP(I)) , (IEPOS1(J,I),IEPOS2(J,I),J=1,NEP(I)) ,  
 (EBINF(J,I),J=1,NEP(I)+1) , (EPRBF(J,I),J=1,NEP(I)+1) ,  
 (PRECF(J,I),J=1,NEP(I)+1) , (ANGDS(J,I),J=1,NEP(I)+1) , I=1,NEF5S )

(k) LF=66 case (MCNP law=66)

LF , 2 , ELOW , EHI , 2 , 2 , APSX , APSX , NPSX

(l) LF=67 case (MCNP law=67)

NBINE must be 0; linearized energy bins are used.

LF , NEF5S , (EENG(I),I=1,NEF5S) , (INTENG(I),I=1,NEF5S) ,  
 (LSTF5E(I),I=1,NEF5S) ,

```
( (UTAB(J,I),J=1,NBINA1),
  INTMU(I),NMU(I),(XMU(K,I),K=1,NMU(I)),
  (LST2A(K,I),K=1,NMU(I)),
  (NEP(K,I), (Q(J,K,I),J=1,NEP(K,I)),
  (IEPOS1(J,K,I),IEPOS2(J,K,I),J=1,NEP(K,I)),
  (EBINF(J,K,I),J=1,NEP(K,I)+1), (EPRBF(J,K,I),J=1,NEP(K,I)+1)
  ),K=1,NMU(I)
) ,I=1,NEF5S )
```

<< Description for each variable >>

LF : law id. to present energy(-angle) distribution

NEF5S : number of incident energies

EENG : incident energy points (high to low order)

INTENG : interpolation scheme

LSTF5E : starting position for each incident energy (LF=1,6,61,67)

NEP : number of secondary energy bins (LF=1,5,6,61,67)

EBINF : secondary neutron energies (LF=1,5,6,61,67)

EPRBF : scattering probabilities (LF=1,5,6,61,67)

Q,IEPOS1,IEPOS2 : conditional discrete (BMC) sampling data (LF=1,4,6,61,67)

ND : number of energy bins for continuum spectrum (LF=61).  
(NEP - number of discrete spectra)

PRECF : precompound factors r (LF=61)

ANGDS : angular distribution slope values (LF=61)

NPSX : number of bodies in the phase space (LF=66)

APSX : total mass ratio for the NPSX particles (LF=66)

UTAB : equiprobable cosine bins (LF=67)  
The equiprobable cosine bins for the first subsection of each reaction MT are also stored from LSTF4(MT).

INTMU : interpolation scheme for secondary cosine (LF=67)  
=1 histogram distribution  
=2 linear-linear distribution

NMU : number of secondary cosines (LF=67)

XMU : secondary cosines (LF=67)

LST2A : starting position of each secondary cosine (LF=67)

## (d) Reaction

| MT | MTPAR | comment        | MT  | MTPAR | comment                 | MT  | MTPAR | comment    |
|----|-------|----------------|-----|-------|-------------------------|-----|-------|------------|
| 1  | 0     | total          | 51  | 51    | (n,n') 1th ex.          | 101 | 0     | capture    |
| 2  | 2     | elastic        | 52  | 52    | (n,n') 2th ex.          | 102 | 0     | (n,g)      |
| 3  | 0     | nonelastic     | 53  | 53    | (n,n') 3th ex.          | 103 | 0     | (n,p)      |
| 4  | 0     | total inel.    | 54  | 54    | (n,n') 4th ex.          | 104 | 0     | (n,d)      |
| 5  | -1    | -----          | 55  | 55    | (n,n') 5th ex.          | 105 | 0     | (n,t)      |
| 6  | 46    | (n,2n) 1th ex. | 56  | 56    | (n,n') 6th ex.          | 106 | 0     | (n,he-3)   |
| 7  | 47    | (n,2n) 2th ex. | 57  | 57    | (n,n') 7th ex.          | 107 | 0     | (n,a)      |
| 8  | 48    | (n,2n) 3th ex. | 58  | 58    | (n,n') 8th ex.          | 108 | 0     | (n,2a)     |
| 9  | 49    | (n,2n) 4th ex. | 59  | 59    | (n,n') 9th ex.          | 109 | 0     | (n,3a)     |
| 10 | -1    | -----          | 60  | 60    | (n,n') 10th ex.         | 110 | -1    | -----      |
| 11 | -1    | -----          | 61  | 61    | (n,n') 11th ex.         | 111 | 0     | (n,2p)     |
| 12 | -1    | -----          | 62  | 62    | (n,n') 12th ex.         | 112 | 0     | (n,pa)     |
| 13 | -1    | -----          | 63  | 63    | (n,n') 13th ex.         | 113 | 0     | (n,t2a)    |
| 14 | -1    | -----          | 64  | 64    | (n,n') 14th ex.         | 114 | 0     | (n,d2a)    |
| 15 | -1    | -----          | 65  | 65    | (n,n') 15th ex.         | 115 | 0     | gamma data |
| 16 | 16    | (n,2n) direct  | 66  | 66    | (n,n') 16th ex.         | 116 | -1    | -----      |
| 17 | 17    | (n,3n)         | 67  | 67    | (n,n') 17th ex.         | 117 | -1    | -----      |
| 18 | 18    | total fission  | 68  | 68    | (n,n') 18th ex.         | 118 | -1    | -----      |
| 19 | -1    | (n,f)          | 69  | 69    | (n,n') 19th ex.         | 119 | -1    | -----      |
| 20 | -1    | (n,n'f)        | 70  | 70    | (n,n') 20th ex.         | 120 | -1    | -----      |
| 21 | -1    | (n,2n'f)       | 71  | 71    | (n,n') 21th ex.         |     |       |            |
| 22 | 22    | (n,n'a)        | 72  | 72    | (n,n') 22th ex.         |     |       |            |
| 23 | 23    | (n,n'3a)       | 73  | 73    | (n,n') 23th ex.         |     |       |            |
| 24 | 24    | (n,2na)        | 74  | 74    | (n,n') 24th ex.         |     |       |            |
| 25 | 25    | (n,3na)        | 75  | 75    | (n,n') 25th ex.         |     |       |            |
| 26 | -1    | (n,2n)isomeric | 76  | 76    | (n,n') 26th ex.         |     |       |            |
| 27 | -1    | absorption     | 77  | 77    | (n,n') 27th ex.         |     |       |            |
| 28 | 28    | (n,n'p)        | 78  | 78    | (n,n') 28th ex.         |     |       |            |
| 29 | 29    | (n,n'2a)       | 79  | 79    | (n,n') 29th ex.         |     |       |            |
| 30 | 30    | (n,2n2a)       | 80  | 80    | (n,n') 30th ex.         |     |       |            |
| 31 | -1    | -----          | 81  | 81    | (n,n') 31th ex.         |     |       |            |
| 32 | 32    | (n,n'd)        | 82  | 82    | (n,n') 32th ex.         |     |       |            |
| 33 | 33    | (n,n't)        | 83  | 83    | (n,n') 33th ex.         |     |       |            |
| 34 | 34    | (n,n'he-3)     | 84  | 84    | (n,n') 34th ex.         |     |       |            |
| 35 | 35    | (n,n'd2a)      | 85  | 85    | (n,n') 35th ex.         |     |       |            |
| 36 | 36    | (n,n't2a)      | 86  | 86    | (n,n') 36th ex.         |     |       |            |
| 37 | 37    | (n,4n)         | 87  | 87    | (n,n') 37th ex.         |     |       |            |
| 38 | -1    | (n,3nf)        | 88  | 88    | (n,n') 38th ex.         |     |       |            |
| 39 | -1    | -----          | 89  | 89    | (n,n') 39th ex.         |     |       |            |
| 40 | -1    | -----          | 90  | 90    | (n,n') 40th ex.         |     |       |            |
| 41 | -1    | -----          | 91  | 91    | (n,n') continuum        |     |       |            |
| 42 | -1    | -----          | 92  | 92    | thermal inela.          |     |       |            |
| 43 | -1    | -----          | 93  | 93    | thermal elastic         |     |       |            |
| 44 | -1    | -----          | 94  | 0     | total (n,2n)            |     |       |            |
| 45 | -1    | -----          | 95  | 0     | total (n,3n)            |     |       |            |
| 46 | 46    | (n,2n) 1th ex. | 96  | 0     | total (n,4n)            |     |       |            |
| 47 | 47    | (n,2n) 2th ex. | 97  | 0     | total threshold (n,Nn') |     |       |            |
| 48 | 48    | (n,2n) 3th ex. | 98  | 18    | delayed neutron         |     |       |            |
| 49 | 49    | (n,2n) 4th ex. | 99  | -1    | -----                   |     |       |            |
| 50 | -1    | -----          | 100 | 0     | kerma factor            |     |       |            |

(n,2n) => MT=6,7,8,9,16,24,30 : (n,3n) => MT=17,25 : (n,4n) => MT=37  
(n,inelastic) =>not MT=4, but cross section emitting 1 neutron except elastic

## 付録C PDSファイルの内容

DEFINITION OF MEMBER NAME IN ACER-J-PDS-FILE (1)

```
*****
*   GENERAL INFORMATION   *
*****
```

```
+-----+
! <MEMBER NAME> 'IDCONT' !
!   WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
! < LENGTH   > 125 WORDS !
! < FORMAT   > MATD, ZA, AWR, TEMPD, EMIN, EMAX, ERR, NBINA, NBINP, IVIM, !
!   IUNRES, ELUNR, EHUNR, ISWELU, ISWEHU, HDATE(2), HTIME(2), !
!   NP, NIS, INTUNR, NOGAM, NOGAM3, LF6, ISWF6(100) !
+-----+
!
!   << VARIABLE DESCRIPTION >> !
!
! MATD   : MATERIAL NUMBER EX. MATD=1261 FOR U-235-B4 !
! ZA     : MASS NUMBER !
! AWR    : ATOMIC WEIGHT IN N.M.U. !
! TEMPD  : TEMPERATURE IN KELVIN !
! EMIN   : MINIMUM ENERGY OF SMOOTH DATA !
! EMAX   : MAXIMUM ENERGY OF SMOOTH DATA !
! ERR    : TOLERANCE FOR THINNING DISTRIBUTION (SEE ACER INPUT) !
! NBINA  : NUMBER OF BINS FOR MT4 (SEE ACER INPUT) !
! NBINP  : NUMBER OF BINS FOR MF5 (SEE ACER INPUT) !
! IVIM   : LIBRARY TYPE (0/1:MCNP/VIM) !
! IUNRES : UNRESOLVED DATA FLAG (0/1:NO/YES) !
! ELUNR  : LOWER ENERGY OF UNRESOLVED ENERGY RANGE (EV) !
! EHUNR  : UPPER ENERGY OF UNRESOLVED ENERGY RANGE (EV) !
! ISWELU : ENERGY POSITION OF ELUNR IN SMOOTH ENERGY GRID !
! ISWEHU : ENERGY POSITION OF EHUNR IN SMOOTH ENERGY GRID !
! HDATE  : RUN DATE (8 CHARACTERS) !
! HTIME  : RUN TIME (8 CHARACTERS) !
! NPTOT  : NUMBER OF SMOOTH DATA GRID POINTS !
! NIS    : NUMBER OF ISOTOPES IN THIS MATERIAL !
! INTUNR : INTERPOLATION SCHEME OF UNRESOLVED DATA !
! NOGAM  : NUMBER OF REACTION WHICH HAS GAMMA DATA !
!   : IF NOGAM<0 , THIS DATA IS EVALUATED BY ENDF/B6 FORMAT !
! NOGAM3 : SWITCH OF MT=3 GAMMA DATA (0/1:NO/YES) !
! LF6    : NUMBER OF REACTION WHICH HAS FILE-6 DATA !
! ISWF6(MT) : REACTION-WISE SWITCH FOR FILE-6 DATA (0/1:NO/YES) !
+-----+
```

DEFINITION OF MEMBER NAME IN ACER-J-PDS-FILE (2)

\*\*\*\*\*  
 \* FILE 1 \*  
 \*\*\*\*\*

-----  
 ! DESCRIPTION DATA SECTION ( MT=451 )  
 -----

! <MEMBER NAME> 'ID014510'  
 ! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS.  
 ! < LENGTH > 3 WORDS  
 ! < FORMAT > LRP,LFI,NWD  
 -----

! << VARIABLE DESCRIPTION >>  
 ! LRP : A FLAG FOR RESONANCE PARAMETER DATA  
 ! =0 ; NO RESONANCE PARAMETERS  
 ! =1 ; RESONANCE PARAMETERS GIVEN IN FILE-2  
 ! LFI : A FISSILE MATERIAL FLAG  
 ! =0 ; NOT FISSILE  
 ! =1 ; FISSIONABLE  
 ! NWD : WORDS OF HOLLERITH RECORD  
 =====

! <MEMBER NAME> 'ID014511'  
 ! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS.  
 ! < LENGTH > NWD WORDS  
 ! < FORMAT > (HOL(I),I=1,NWD)  
 -----

! << VARIABLE DESCRIPTION >>  
 ! HOL : HOLLERITH RECORD  
 -----

TO BE CONTINUED

```

+-----+
|           NUMBER OF NEUTRONS PER FISSION ( MT=452 )           |
+-----+
| <MEMBER NAME> 'ID014520'                                       |
|           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS.   |
| < LENGTH   > 3 WORDS   |
| < FORMAT   > LNU,NC,NP   |
+-----+
|           << VARIABLE DESCRIPTION >>                             |
| LNU  : A TEST THAT INDICATES WHAT REPRESENTATION OF NU(E)     |
|       = 1 POLYNOMIAL REPRESENTATION HAS BEEN USED             |
|       = 2 TABULATED REPRESENTATION HAS BEEN USED             |
|       **** LNU = 1 CASE ****                                   |
| NC   : NUMBER OF TERMS USED IN THE POLYNOMIAL EXPANSION       |
| NP   : DUMMY (NP=0)   |
|       **** LNU = 2 CASE ****                                   |
| NC   : NUMBER OF INTERPOLATION RANGE USED                     |
| NP   : TOTAL NUMBER OF ENERGY POINTS USED IN THE TABULATION |
+=====+
| <MEMBER NAME> 'ID014521'   FOR LNU=1 CASE                       |
|           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS.   |
| < LENGTH   > NC WORDS  |
| < FORMAT   > (COEF(I),I=1,NC)                                  |
+-----+
|           << VARIABLE DESCRIPTION >>                             |
| COEF  : THE COEFFICIENTS OF THE POLYNOMIAL                    |
+=====+
| <MEMBER NAME> 'ID014521'   FOR LNU=2 CASE                       |
|           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS.   |
| < LENGTH   > 2*(NC+NP) WORDS                                    |
| < FORMAT   > (NBT(I),I=1,NC), (INT(I),I=1,NC),                |
|           (E (I),I=1,NP), (NU (I),I=1,NP)                     |
+-----+
|           << VARIABLE DESCRIPTION >>                             |
| NBT(I),INT(I) : INTERPOLATION SCHEME FOR UN(E)                |
| E (I)         : I-TH ENERGY OF THE NEUTRONS CAUSING FISSION |
| NU(I)        : TOTAL NUMBER OF NEUTRONS PER FISSION           |
+-----+

```

TO BE CONTINUED

```

-----+-----
!              DELAYED NEUTRONS DATA              ( MT=455 )              !
-----+-----
! <MEMBER NAME> 'ID014550' !
!              WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
! < LENGTH   > 4 WORDS !
! < FORMAT   > LNU,NFF,NC,NP !
-----+-----
!              << VARIABLE DESCRIPTION >> !
! LNU : A TEST THAT INDICATES WHAT REPRESENTATION OF NU(E) !
!       = 1 POLYNOMIAL REPRESENTATION HAS BEEN USED !
!       = 2 TABULATED REPRESENTATION HAS BEEN USED !
! NFF : NUMBER OF PRECURSOR FAMILIES GIVEN !
!       **** LNU = 1 CASE **** !
! NC  : NUMBER OF TERMS USED IN THE POLYNOMIAL EXPANSION !
! NP  : DUMMY (NP=0) !
!       **** LNU = 2 CASE **** !
! NC  : NUMBER OF INTERPOLATION RANGE USED !
! NP  : TOTAL NUMBER OF ENERGY POINTS USED IN THE TABULATION !
=====+=====
! <MEMBER NAME> 'ID014521' !
!              WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
! < LENGTH   > NFF WORDS !
! < FORMAT   > (ALAMDA(I),I=1,NFF) !
-----+-----
!              << VARIABLE DESCRIPTION >> !
! ALAMDA(I) : THE DECAY CONSTANT OF THE I-TH PRECURSOR(SEC-1) !
=====+=====
! <MEMBER NAME> 'ID014522' FOR LNU=1 CASE !
!              WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
! < LENGTH   > NC WORDS !
! < FORMAT   > (COEF(I),I=1,NC) !
-----+-----
!              << VARIABLE DESCRIPTION >> !
! COEF : THE COEFFICIENTS OF THE POLYNOMIAL !
=====+=====
! <MEMBER NAME> 'ID014522' FOR LNU=2 CASE !
!              WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
! < LENGTH   > 2*(NC+NP) WORDS !
! < FORMAT   > (NBT(I),I=1,NC), (INT(I),I=1,NC), !
!              (E (I),I=1,NP), (NU (I),I=1,NP) !
-----+-----
!              << VARIABLE DESCRIPTION >> !
! NBT(I),INT(I) : INTERPOLATION SCHEME FOR UN(E) !
! E (I) : I-TH ENERGY OF THE NEUTRONS CAUSING FISSION !
! NU(I) : TOTAL NUMBER OF DELAYED NEUTRONS PER FISSION !
-----+-----

```

TO BE CONTINUED

```

+-----+
!           NUMBER OF PROMPT NEUTRONS PER FISSION ( MT=456 )
!-----+
! <MEMBER NAME> 'ID014560'
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS.
! < LENGTH   > 3 WORDS
! < FORMAT   > LNU,NC,NP
!-----+
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>
! LNU  : A TEST THAT INDICATES WHAT REPRESENTATION OF NU(E)
!       = 1 POLYNOMIAL REPRESENTATION HAS BEEN USED
!       = 2 TABULATED REPRESENTATION HAS BEEN USED
!       **** LNU = 1 CASE ****
! NC   : NUMBER OF TERMS USED IN THE POLYNOMIAL EXPANSION
! NP   : DUMMY (NP=0)
!       **** LNU = 2 CASE ****
! NC   : NUMBER OF INTERPOLATION RANGE USED
! NP   : TOTAL NUMBER OF ENERGY POINTS USED IN THE TABULATION
!-----+
! <MEMBER NAME> 'ID014561'   FOR LNU=1 CASE
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS.
! < LENGTH   > NC WORDS
! < FORMAT   > (COEF(I),I=1,NC)
!-----+
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>
! COEF  : THE COEFFICIENTS OF THE POLYNOMIAL
!-----+
! <MEMBER NAME> 'ID014561'   FOR LNU=2 CASE
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS.
! < LENGTH   > 2*(NC+NP) WORDS
! < FORMAT   > (NBT(I),I=1,NC), (INT(I),I=1,NC),
!           (E (I),I=1,NP), (NU (I),I=1,NP)
!-----+
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>
! NBT(I),INT(I) : INTERPOLATION SCHEME FOR UN(E)
! E (I)         : I-TH ENERGY OF THE NEUTRONS CAUSING FISSION
! NU(I)        : TOTAL NUMBER OF PROMPT NEUTRONS PER FISSION
!-----+

```

DEFINITION OF MEMBER NAME IN ACER-J-PDS-FILE (3)

\*\*\*\*\*  
 \* FILE 3 \*  
 \*\*\*\*\*

-----+  
 ! ENERGY GRID DATA !  
 -----+

! <MEMBER NAME> 'ID03ENGY' !  
 ! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !  
 ! < LENGTH > NPTOT WORDS !  
 ! < FORMAT > (ENERGY(I), I=1, NPTOT) !

-----+  
 ! << VARIABLE DESCRIPTION >> !  
 ! ENERGY : ENERGY GRID FOR SMOOTH DATA IS CALCULATED. !  
 ! LOW TO HIGH !  
 -----+

-----+  
 ! SMOOTH CROSS SECTION DATA !  
 -----+

! <MEMBER NAME> 'ID03MTT0' !  
 ! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !  
 ! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !  
 ! < LENGTH > 7 WORDS !  
 ! < FORMAT > MT, IST, IEND, NP, TEMP, QVAL, ETHRES !

-----+  
 ! << VARIABLE DESCRIPTION >> !  
 ! MT : REACTION IDENTIFICATION NUMBER !  
 ! IST : LOWER ENERGY POSITION IN SMOOTH ENERGY GRID !  
 ! IEND : UPPER ENERGY POSITION IN SMOOTH ENERGY GRID !  
 ! NP : TOTAL NUMBER OF ENERGY POINTS !  
 ! TEMP : TEMPERATURE IN KELVIN !  
 ! QVAL : THE REACTION Q-VALUE (EV) !  
 ! ETHRES : THE THRESHOLD ENERGY (EV) !  
 =====+

! <MEMBER NAME> 'ID03MTT1' !  
 ! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !  
 ! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !  
 ! < LENGTH > NP WORDS !  
 ! < FORMAT > (CROSS(I), I=1, NP) !

-----+  
 ! << VARIABLE DESCRIPTION >> !  
 ! CROSS(I) : I-TH SMOOTH CROSS SECTION OF MT REACTION (BARN) !  
 -----+

DEFINITION OF MEMBER NAME IN ACER-J-PDS-FILE (4)

\*\*\*\*\*  
 \* FILE 4 \*  
 \*\*\*\*\*

```

-----+-----
!           ANGULAR DISTRIBUTION DATA           !
-----+-----
! <MEMBER NAME> 'ID04MTT0'                       !
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.      !
! < LENGTH   > 6 WORDS                             !
! < FORMAT   > MT,LCT,NRE,NE,IST,EHISO              !
-----+-----
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>           !
! MT        : REACTION IDENTIFICATION NUMBER           !
! LCT       : A FLAG TO SPECIFY THE FRAME OF REFERENCE !
!           =1 LABORATORY SYSTEM                       !
!           =2 CENTER-OF-MASS SYSTEM                   !
! NRE      : NUMBER OF INTERPOLATION RANGES           !
! NE       : NUMBER OF ENERGY POINTS AT WHICH DISTRIBUTION GIVEN !
! IST      : ENERGY POSITION AT WHICH ANISOTROPIC DISTRIBUTION IS !
!           GIVEN                                       !
!           IF IST=0 , ALL DATA IS ISOTROPIC .        !
! EHISO    : HIGHEST ENERGY AT WHICH ANGULAR DISTRIBUTIONS ARE !
!           ISOTROPIC                                  !
=====+=====
! <MEMBER NAME> 'ID04MTT1'                       !
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.      !
! < LENGTH   > 2*NRE WORDS                           !
! < FORMAT   > (NBT(I),I=1,NRE), (INT(I),I=1,NRE)      !
-----+-----
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>           !
! NBT(I),INT(I) : INTERPOLATION SCHEME FOR INCIDENT NEUTRON ENERGY!
=====+=====
! <MEMBER NAME> 'ID04MTT2' (IVIM=1 CASE)          !
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.      !
! < LENGTH   > NE*NP WORDS (NP=NBINA)                !
! < FORMAT   > (EANG(I), (ANGDIS(J,I),J=2,NP),I=1,NE) !
-----+-----
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>           !
! EANG(I)    : I-TH INCIDENT NEUTRON ENERGY (EV)      !
!           LOW TO HIGH                                !
! ANGDIS(J,I) : I-TH CUMULATIVE ANGULAR PROBABILITY AT J-TH MU !
!           POINT. ANGDIS(1,I) = 0.0 & ANGDIS(NP+1,I)=1.0    !
=====+=====

```

TO BE CONTINUED

```

+-----+
! <MEMBER NAME> 'ID04MTT2' (IVIM=0 CASE) !
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !
! < LENGTH   > NE*NP WORDS (NP=NBINA) !
! < FORMAT   > (EANG(I), (MU(J,I), J=2, NP), I=1, NE) !
+-----+
!           << VARIABLE DESCRIPTION >> !
! EANG(I)    : I-TH INCIDENT NEUTRON ENERGY (EV) !
!           LOW TO HIGH !
! MU(J,I)    : I-TH VALUE OF COSINE AT J-TH EQUAL CUMULATIVE !
!           PROBABILITY POINT. MU(1,I)=-1.0 & MU(NP+1,I)=1.0 !
+-----+

```

DEFINITION OF MEMBER NAME IN ACER-J-PDS-FILE (5)

\*\*\*\*\*  
 \* FILE 5 \*  
 \*\*\*\*\*

```

-----+-----
!           SECONDARY ENERGY DATA           !
-----+-----
! <MEMBER NAME> 'ID05MTT0'                    !
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.      !
! < LENGTH   >  NK+2 WORDS                      !
! < FORMAT   >  MT,NK, (LF(I), I=1,NK)          !
-----+-----
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>         !
! MT       : REACTION IDENTIFICATION NUMBER      !
! NK       : NUMBER OF SUBSECTION FOR SECONDARY ENERGY DISTRIBUTION !
! LF(I)    : A FLAG THAT SPECIFIES THE TYPE OF DISTRIBUTION LAW !
!           DATA OF LF(I) IS STORED AS FOLLWINF MEMBER NAME !
!           CONTROL DATA ==> 'ID05MTTL'  L=2*I   !
!           SECONDARY ENERGY DATA ==> 'ID05MTTK' K=2*I-1 !
-----+-----
! <MEMBER NAME> 'ID05MTTL' (CONTROL DATA)      !
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.      !
!           WHERE L IS EVEN NUMBER.              !
! < LENGTH   >  5 + 2*(NRP+NPP+NRE)             !
! < FORMAT   >  U,NRP,NPP,NRE,NE,              !
!           (NBTP(I),I=1,NRP), (INTP(I),I=1,NRP), !
!           (EPRB(I),I=1,NPP), (PROB(I),I=1,NPP), !
!           (NBT(I),I=1,NRE), (INT(I),I=1,NRE), !
-----+-----
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>         !
! U         : UPPER INTEGRATION LIMIT (LF=5,7,9,10,11) !
!           : EXCITATION ENERGY (LF=3)             !
! NPR       : NUMBER OF INTERPOLATION RANGES FOR P(E) DATA !
! NPP       : NUMBER OF ENERGY POINTS AT WHICH PROBABILITY P(E) !
!           ARE GIVEN                                !
! NRE       : NUMBER OF INTERPOLATION RANGES FOR ENERGY !
!           (LF=1,7,9,11,10)                       !
!           : NUMBER OF INTERPOLATION RANGES FOR THETA (LF=5) !
! NE        : NUMBER OF ENERGY POINTS AT WHICH SECONDARY !
!           DISTRIBUTIONS ARE GIVEN (LF=1,7,9,10,11) !
!           : NUMBER OF ENERGY POINTS AT WHICH EFFECTIVE NUCLEAR !
!           TEMPERATURE(THETA) IS GIVEN (LF=5)      !
! NBTP(I),INTP(I) : THE INTERPOLATION SCHEME FOR P(E) DATA !
! EPRB(I),PROB(I) : THE FRACTIONAL PROBABILITY P(E) FOR THIS !
!           DISTRIBUTION LAW                        !
! NBT(I),INT(I)  : THE INTERPOLATION SCHEME FOR SECONDARY !
!           DISTRIBUTION (LF=1,7,9,10,11)         !
!           : THE INTERPOLATION SCHEME FOR THETA (LF=5) !
-----+-----

```

TO BE CONTINUED

```

=====
! <MEMBER NAME> 'ID05MTTK' FOR LF=1
!
! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS.
! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.
! WHERE N IS ODD NUMBER.
!
! < LENGTH > 3*NE + 2*(SUM<NPLF1(I):I=1,NE>) WORDS
! < FORMAT > ( EI(I),NPLF1(I),INTLF1(I), (E2(J,I),J=1,NPLF1(I)),
! (CUM(J,I),J=1,NPLF1(I)),I=1,NE)
=====

```

```

! << VARIABLE DESCRIPTION >>
!
! EI(I) : I-TH INCIDENT ENERGY (LOW TO HIGH ORDER)
! NPLF1(I) : NO OF SECONDARY ENERGY FOR I-TH INCIDENT ENERGY
! INTLF1(I) : INTERPOLATION SCHEME FOR I-TH DATA
! E2(J,I) : J-TH SECONDARY NEUTRON ENERGY CUASED BY
! I-TH ENERGY INCIDENT NEUTRON (LOW TO HIGH ORDER)
! ACUM(J,I) : CUMULATIVE PROBABILITY OF E2(J,I) ENERGY SECONDARY
! NEUTRON
=====

```

```

! <MEMBER NAME> 'ID05MTTK' FOR LF=5
!
! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS.
! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.
! WHERE N IS ODD NUMBER.
!
! < LENGTH > 2*NE + 2*NPLF5 WORDS (NPLF5=NBINP+1)
! < FORMAT > (ETHETA(I),I=1,NE), (THETA(I),I=1,NE),
! (E2(I),I=1,NPLF5), (CUM(I),I=1,NPLF5)
=====

```

```

! << VARIABLE DESCRIPTION >>
!
! EHTETA(I),THETA(I) : THE EFFECTIVE NUCLEAR TEMPERATURE AT
! INCIDENT ENERGY ETHETA(I)
! ENERGY ; LOW TO HIGH ORDER
! E2(I),CUM(I) : THE CUMULATIVE PROBABILITY AT E2(I) ,
! WHERE E2(I) = E-PRIME/THETA(E)
! ENERGY ; LOW TO HIGH ORDER
! E-PRIME : SECONDARY NEUTRON ENERGY
! E : INCIDENT NEUTRON ENERGY
=====

```

TO BE CONTINUED

```

=====
! <MEMBER NAME> 'ID05MTTK' FOR LF=7 OR LF= 9 !
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !
!           WHERE K IS ODD NUMBER. !
! < LENGTH   > 2*NE !
! < FORMAT   > (EI(I),I=1,NE), (THETA(I),I=1,NE) !
=====
!           << VARIABLE DESCRIPTION >> !
!           EI(I),THETA(I) : ENERGY(EV) - TEMPEATURE(EV) PAIRS !
!           ENERGY ; LOW TO HIGH ORDER !
=====
! <MEMBER NAME> 'ID05MTTK' FOR LF=10 OR LF=11 (WHERE K IS ODD NUMBER) !
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !
! < LENGTH   > 3*NE !
! < FORMAT   > (EI(I),I=1,NE), (ACOEFF(I),I=1,NE), (BCOEFF(I),I=1,NE) !
=====
!           << VARIABLE DESCRIPTION >> !
!           EI(I),ACOEFF(I) : ENERGY(EV) - A-COEFFICIENT(EV) PAIRS !
!           ENERGY ; LOW TO HIGH ORDER !
!           EI(I),BCOEFF(I) : ENERGY(EV) - B-COEFFICIENT(EV) PAIRS !
!           ENERGY ; LOW TO HIGH ORDER !
=====

```

DEFINITION OF MEMBER NAME IN ACER-J-PDS-FILE (6)

\*\*\*\*\*  
 \* FILE 6 \*  
 \*\*\*\*\*

-----  
 ! SECONDARY ENERGY & ANGULAR DATA (DDX) !  
 -----

! <MEMBER NAME> 'ID06MTT0' !  
 ! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !  
 ! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !  
 ! < LENGTH > NK+2 WORDS !  
 ! < FORMAT > MT,NK, (LF(I), I=1,NK) !

! << VARIABLE DESCRIPTION >> !  
 ! MT : REACTION IDENTIFICATION NUMBER !  
 ! NK : NUMBER OF SUBSECTION FOR DDX DATA !  
 ! LF(I) : A FLAG THAT SPECIFIES THE TYPE OF DISTRIBUTION LAW !  
 ! DATA OF LF(I) IS STORED AS FOLLWINF MEMBER NAME !  
 ! CONTROL DATA ==> 'ID06MTTL' L=2\*I !  
 ! DDX DATA \* ==> 'ID06MTTK' K=2\*I-1 !

! \* N.B. !

! FOR LF=2,3 FORMULA , DDX DATA IS NOT WRITTEN !! !  
 ! ANGULAR DISTRIBUTION DATA IS OUTPUTTED AS FILE-4 DATA !

=====

! <MEMBER NAME> 'ID06MTTL' (CONTROL DATA) !  
 ! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !  
 ! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !  
 ! WHERE L IS EVEN NUMBER. !  
 ! < LENGTH > 5 + 2\*(NRP+NPP+NRE) !  
 ! < FORMAT > ZAP,NRP,NPP,NRE,NE, !  
 ! (NBTP(I), I=1,NRP), (INTP(I), I=1,NRP), !  
 ! (EPRB(I), I=1,NPP), (PROB(I), I=1,NPP), !  
 ! (NBT(I), I=1,NRE), (INT(I), I=1,NRE), !

! << VARIABLE DESCRIPTION >> !  
 ! ZAP : SECONDARY PARTICLE MASS !  
 ! NPR : NUMBER OF INTERPOLATION RANGES FOR P(E) DATA !  
 ! NPP : NUMBER OF ENERGY POINTS AT WHICH PROBABILITY P(E) !  
 ! ARE GIVEN !  
 ! NRE : NUMBER OF INTERPOLATION RANGES FOR ENERGY !  
 ! NE : NUMBER OF ENERGY POINTS AT WHICH SECONDARY !  
 ! DISTRIBUTIONS ARE GIVEN !  
 ! NBTP(I),INTP(I) : THE INTERPOLATION SCHEME FOR P(E) DATA !  
 ! EPRB(I),PROB(I) : THE YIELD P(E) FOR THIS DDX DATA !  
 ! NBT(I),INT(I) : THE INTERPOLATION SCHEME FOR SECONDARY !  
 ! DISTRIBUTION !

=====

TO BE CONTINUED

```

=====
! <MEMBER NAME> 'ID06MTTK' FOR LF=61
!
! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS.
! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.
! WHERE K IS ODD NUMBER.
!
! < LENGTH > 4*NE + 5*(SUM<NPLF1(I):I=1,NE>) WORDS
! < FORMAT > ( EI(I),NPLF1(I),LEP(I),ND(I),
! (E2 (J,I),J=1,NPLF1(I)),
! (P (J,I),J=1,NPLF1(I)),
! (ACUM(J,I),J=1,NPLF1(I)),
! (R (J,I),J=1,NPLF1(I)),
! (A (J,I),J=1,NPLF1(I)),I=1,NE)
=====

```

```

!
! << VARIABLE DESCRIPTION >>
!
! EI(I) : I-TH INCIDENT ENERGY (LOW TO HIGH ORDER)
! NPLF1(I) : NO OF SECONDARY ENERGY FOR I-TH INCIDENT ENERGY
! LEP(I) : INTERPOLATION SCHEME FOR I-TH DATA
! E2(J,I) : J-TH SECONDARY NEUTRON ENERGY CUASED BY
! I-TH ENERGY INCIDENT NEUTRON (LOW TO HIGH ORDER)
! LINEARIZED ENERGY BINS ARE USED
!
! P(J,I) : PROBABILITY OF E2(J,I) ENERGY SECONDARY NEUTRON
! ACUM(J,I) : CUMULATIVE PROBABILITY OF E2(J,I) ENERGY SECONDARY
! NEUTRON
!
! R (J,I) : KALBACH-87 R PARAMETER OF E2(J,I) ENERGY SECONDARY
! A (J,I) : KALBACH-87 A PARAMETER OF E2(J,I) ENERGY SECONDARY
=====

```

```

=====
! <MEMBER NAME> 'ID06MTTK' FOR LF=66
!
! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS.
! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.
! WHERE K IS ODD NUMBER.
!
! < LENGTH > 2 WORDS
! < FORMAT > APXS,NPSX
=====

```

```

!
! << VARIABLE DESCRIPTION >>
!
! APXS : THE TOTAL MASS IN NEUTRON UNITS OF
! N PARTICLES BEING TREATED BY THIS LAW.
!
! NPPSX : THE NUMBER OF PARTICLES DISTRIBUTED
! ACCORDING THE PHASE-SPACE LAW.
=====

```

TO BE CONTINUED

```

=====
! <MEMBER NAME> 'ID06MTTK' FOR LF=67
!
! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS.
!
! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.
!
! WHERE K IS ODD NUMBER.
!
! < LENGTH >
!
! 4 + 3*NE + 2*(SUM<<NMU(I):I=1,NE>>)
!
! + 2*(SUM((NEP(J,I):J=1,NMU(I)):I=1,NE)) WORDS
!
! < FORMAT >
!
! NE,NRE,NMUMAX,NPMAX,
!
! ( EI(I),INTMU(I),NMU(I),
!
! ( AMUVAL(J,I),NEP(J,I),
!
! (E2 (K,J,I),K=1,NEP(J,I)),
!
! (P2 (K,J,I),K=1,NEP(J,I)),J=1,NMU(I)),I=1,NE)
!
-----
!
! << VARIABLE DESCRIPTION >>
!
! NE : NUMBER OF ENERGY POINTS AT WHICH SECONDARY
!
! DISTRIBUTIONS ARE GIVEN
!
! NRE : NUMBER OF INTERPOLATION SCHEME FOR INCIDENT NEUTRON
!
! ENERGY DATA
!
! NMUMAX : MAXIMUM OF NMU(I)
!
! NPMAX : MAXIMUM OF NEP(J,I)
!
! EI(I) : I-TH INCIDENT ENERGY (LOW TO HIGH ORDER)
!
! INTMU(I) : THE INTERPOLATION SCHEME FOR ANGULAR BINS
!
! NMU(I) : THE NUMBER OF ANGULAR BINS
!
! AMUVAL(J,I) : COSINE(THETA) OF J-TH ANGULAR & I-TH INCIDENT ENERGY
!
! NEP(J,I) : THE NUMBER OF SECONDARY ENERGY DISTRIBUTION DATA
!
! AT AT J-TH ANGULAR POINT & I-TH INCIDENT ENERGY
!
! E2(K,J,I) : SECONDARY NEUTRON ENERGY AT J-TH ANGULAR POINT &
!
! I-TH ENERGY INCIDENT NEUTRON (LOW TO HIGH ORDER)
!
! LINEARIZED ENERGY BINS ARE USED
!
! P2(K,J,I) : ENERGY DISTRIBUTION PROBABILITY AT J-TH ANGULAR
!
! POINT & I-TH ENERGY INCIDENT NEUTRON
!
!
! * N.B. : FOR LAW=67 DATA , ANGULAR DISTRIBUTION DATA IS ALSO
!
! OUTPUTTED AS FILE-4 DATA
!
=====

```

DEFINITION OF GAMMA PRODUCTION MEMBER NAME IN ACER-J-PDS-FILE (7)

\*\*\*\*\*  
 \* GENERAL INFORMATION FOR GAMMA PRODUCTION DATA \*  
 \*\*\*\*\*

```

+-----+
! <MEMBER NAME> 'IDGAMMA'
!
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS.
!           THIS MEMBER IS DEFINE IF NOGAM>0 .
!
! < LENGTH   > 5*NOGAM WORDS
! < FORMAT   > MTGAM(NOGAM),NGTYPE(NOGAM),NKGAM(NOGAM),
!           N14GAM(NOGAM),N15GAM(NOGAM)
+-----+
!
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>
!
! MTGAM(I)   : REACTION IDENTIFICATION FOR I-TH GAMMA DATA.
! NGTYPE(I)  : GAMMA DATA TYPE FOR I-TH GAMMA DATA.
!             (12/13:YIELD/PRODUCTION X-SECTION)
! NKGAM(I)   : NUMBER OF SUB-SECTIONS FOR I-TH GAMMA DATA.
! N14GAM(I)  : ANGULAR DISTRIBUTION TYPE FOR I-TH GAMMA DATA.
!             (-1/0/N:NO DATA/ISOTROPIC/ANISOTROPIC(N=NK)
! N15GAM(I)  : ENERGY DISTRIBUTION TYPE FOR I-TH GAMMA DATA.
!             (0/N:NO DATA/PRESENT(N=NK IN FILE-15)
+-----+
!
! NOGAM & NOGAM3 CONTROL INTEGERS ARE ADDED FOR GAMMA PRODCUTION
! DATA IN GENERAL INFORMATION MEMBER 'IDCONT'. AND THEIR MEANING
! IS
!
! NOGAM      : NUMBER OF GAMMA PRODUCTION REACTION
! NOGAM3     : INTEGER TO SPECIFY THE PRESENCE OF MT=3 GAMMA DATA
!             (0/1:NO DATA/PRESENT)
+-----+

```

DEFINITION OF GAMMA PRODUCTION MEMBER NAME IN ACER-J-PDS-FILE (8)

\*\*\*\*\*  
 \* FILE 12 \*  
 \*\*\*\*\*

-----  
 ! LINEARIZED YILED DATA !  
 -----

! <MEMBER NAME> 'ID12MTT0' !  
 ! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !  
 ! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !  
 ! < LENGTH > NK\*5 + 1 WORD ( NK IS DEFINED BY NKGAM ) !  
 ! < FORMAT > MT,EGK(NK),ESK(NK),LPK(NK),LFK(NK),NPK(NK) !

-----  
 ! << VARIABLE DESCRIPTION >> !  
 ! MT : REACTION IDENTIFICATION NUMBER !  
 ! EGK(I) : THE PHOTON ENERGY FOR LPK=0 OR 1 OR BIDDING ENERGY !  
 ! FOR LPK(I)=2. OF I-TH SUB-SECTION. !  
 ! ESK(I) : THE ENERGY OF THE LEVEL FROM WHICH THE PHOTON !  
 ! ORIGINATES FOR I-TH SUB-SECTION. !  
 ! LPK(I) : LPK(I)=0 OR 1 ; GAMMA ENERGY IS EGK(I) !  
 ! LPK(I)=2 ; GAMMA ENERGY IS EGK(I) + AWR\*E/(AWR+1) !  
 ! LFK(I) : LFK(I)=1 ; ENERGY DISTRIBUTION GIVEN BY FILE-15 !  
 ! LFK(I)=2 ; A DESCRETE PHOTON ENERGY !  
 ! NPK(I) : NO OF YIELD DATA FOR I-TH SUB-SECTION. !

=====

! <MEMBER NAME> 'ID12MTTK' !  
 ! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !  
 ! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !  
 ! WHERE K IS SUB-SECTION NUMBER. !

! < LENGTH > 2\*NPK(K) WORDS !  
 ! < FORMAT > (GENEG(I),I=1,NPK(K)), (YIELD(I),I=1,NPK(K)) !

-----  
 ! << VARIABLE DESCRIPTION >> !  
 ! GENEG(I) : EMERGY MESH OF GAMMA YILED DATA FOR K-TH !  
 ! SUB-SECTION OF MT REACTION. (EV) !  
 ! YIELD(I) : I-TH LINEARIZED GAMMA YIELD DATA FOR K-TH !  
 ! SUB-SECTION OF MT REACTION. !

DEFINITION OF GAMMA PRODUCTION MEMBER NAME IN ACER-J-PDS-FILE (9)

\*\*\*\*\*  
 \* FILE 13 \*  
 \*\*\*\*\*

```

-----
! LINEARIZED PHOTON PRODUCTION CROSS SECTION !
-----
! <MEMBER NAME> 'ID13MTT0' !
! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !
!< LENGTH > NK*5 + 1 WORD ( NK IS DEFINED BY NKGAM ) !
!< FORMAT > MT,EGK(NK),ESK(NK),LPK(NK),LFK(NK),NPK(NK) !
-----
! << VARIABLE DESCRIPTION >> !
! MT : REACTION IDENTIFICATION NUMBER !
! EGK(I) : THE PHOTON ENERGY FOR LPK=0 OR 1 OR BIDDING ENERGY !
! FOR LPK(I)=2. OF I-TH SUB-SECTION. !
! ESK(I) : THE ENERGY OF THE LEVEL FROM WHICH THE PHOTON !
! ORIGINATES FOR I-TH SUB-SECTION. !
! LPK(I) : LPK(I)=0 OR 1 ; GAMMA ENERGY IS EGK(I) !
! LPK(I)=2 ; GAMMA ENERGY IS EGK(I) + AWR*E/(WRI+1) !
! LFK(I) : LFK(I)=1 ; ENERGY DISTRIBUTION GIVEN BY FILE-15 !
! LFK(I)=2 ; A DESCRETE PHOTON ENERGY !
! NPK(I) : NO OF YIELD DATA FOR I-TH SUB-SECTION. !
=====
! <MEMBER NAME> 'ID13MTTK' !
! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !
! WHERE K IS SUB-SECTION NUMBER. !
!< LENGTH > 2*NPK(K) WORDS !
!< FORMAT > (GENEG(I),I=1,NPK(K)),(PCROSS(I),I=1,NPK(K)) !
-----
! << VARIABLE DESCRIPTION >> !
! GENEG(I) : EMERGY MESH OF PHOTON PRODUCTION X-SECTION FOR K-TH !
! SUB-SECTION OF MT REACTION. (EV) !
! PCROSS(I) : I-TH LINEARIZED PHOTN PRODUCTION X-SECTION FOR K-TH !
! SUB-SECTION OF MT REACTION. (BARNs) !
-----
  
```

## DEFINITION OF GAMMA PRODUCTION MEMBER NAME IN ACER-J-PDS-FILE (10)

```
*****
*           FILE 14           *
*****
```

```
+-----+
!           ANGULAR DISTRIBUTION DATA           !
+-----+
! <MEMBER NAME> 'ID14MTT0'                       !
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.      !
!           THIS MEMBER IS ONLY DEFINED IF N14GAM IS 1.       !
! < LENGTH   > 4 + 4*NK           ( NK IS DEFINED BY N14GAM ) !
! < FORMAT   > MT,LI,NI,LCT,NRE(NK),NE(NK),EGK(NK),ESK(NK) !
+-----+
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>           !
! MT       : REACTION IDENTIFICATION NUMBER           !
! LI       : TO SPECIFY THE TYPE OF ANGULAR DISTRIBUTION. !
!           (0/1:ANISOTROPIC/ISOTROPIC)             !
! NI       : NUMBER OF ISOTROPIC ANGULAR DISTRIBUTION FOR LI=0. !
! LCT      : A FLAG TO SPECIFY THE FRAME OF REFERENCE !
!           =1 LABORATORY SYSTEM                     !
!           =2 CENTER-OF-MASS SYSTEM                 !
! NRE(I)   : NUMBER OF INTERPOLATION RANGES FOR I-TH SUB-SECTION !
! NE (I)   : NUMBER OF ENERGY POINTS AT WHICH DISTRIBUTION GIVEN !
!           FOR I-TH SUB-SECTION                     !
! EGK(I)   : THE ENERGY OF THE LEVEL FROM WHICH THE PHOTON !
!           ORIGINATES FOR I-TH SUB-SECTION.         !
! ESK(I)   : THE PHOTON ENERGY FOR LPK=0 OR 1 OR BINDING ENERGY !
!           FOR LPK(I)=2. OF I-TH SUB-SECTION.       !
+-----+
! <MEMBER NAME> 'ID14MTTK'                       !
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.      !
!           WHERE K IS SUB-SECTION NUMBER.           !
! < LENGTH   > 2*NRE(K) + NE(K)*NBINA WORDS         !
! < FORMAT   > (NBT(I),I=1,NRE),(INT(I),I=1,NRE), !
!           (EANG(I),(MU(J,I),J=2,NBINA),I=1,NE) !
+-----+
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>           !
! NBT(I),INT(I) : INTERPOLATION SCHEME FOR INCIDENT NEUTRON ENERGY !
! EANG(I)       : I-TH INCIDENT NEUTRON ENERGY (EV) !
!           LOW TO HIGH                               !
! MU(J,I)      : I-TH VALUE OF COSINE AT J-TH EQUAL CUMULATIVE !
!           PROBABILITY POINT. MU(1,I)=-1.0 & MU(NP+1,I)=1.0 !
+-----+
```

DEFINITION OF GAMMA PRODUCTION MEMBER NAME IN ACER-J-PDS-FILE (11)

\*\*\*\*\*  
 \* FILE 15 \*  
 \*\*\*\*\*

-----+  
 ! SECONDARY ENERGY DATA !  
 -----+

! <MEMBER NAME> 'ID15MTT0' !  
 ! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !  
 ! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !  
 ! < LENGTH > NK+2 WORDS !  
 ! < FORMAT > MT,NK, (LF(I), I=1,NK) !

-----+  
 ! << VARIABLE DESCRIPTION >> !  
 ! MT : REACTION IDENTIFICATION NUMBER !  
 ! NK : NUMBER OF SUBSECTION FOR SECONDARY ENERGY DISTRIBUTION !  
 ! LF(I) : A FLAG THAT SPECIFIES THE TYPE OF DISTRIBUTION LAW !  
 ! DATA OF LF(I) IS STORED AS FOLLWINF MEMBER NAME !  
 ! CONTROL DATA ==> 'ID15MTTL' L=2\*I !  
 ! SECONDARY ENERGY DATA ==> 'ID15MTTK' K=2\*I-1 !  
 ! BUT II FILE-15 ALLOWS ONLY LF=1. !  
 -----+

! <MEMBER NAME> 'ID15MTTL' (CONTROL DATA) !  
 ! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !  
 ! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !  
 ! WHERE L IS EVEN NUMBER. !  
 ! < LENGTH > 5 + 2\*(NRP+NPP+NRE) !  
 ! < FORMAT > U,NRP,NPP,NRE,NE, !  
 ! (NBTP(I), I=1,NRP), (INTP(I), I=1,NRP), !  
 ! (EPRB(I), I=1,NPP), (PROB(I), I=1,NPP), !  
 ! (NBT(I), I=1,NRE), (INT(I), I=1,NRE), !  
 -----+

! << VARIABLE DESCRIPTION >> !  
 ! U : UPPER INTEGRATION LIMIT (LF=5,7,9,10,11) !  
 ! : EXCITATION ENERGY (LF=3) !  
 ! NPR : NUMBER OF INTERPOLATION RANGES FOR P(E) DATA !  
 ! NPP : NUMBER OF ENERGY POINTS AT WHICH PROBABILITY P(E) !  
 ! ARE GIVEN !  
 ! NRE : NUMBER OF INTERPOLATION RANGES FOR ENERGY !  
 ! (LF=1,7,9,11,10) !  
 ! : NUMBER OF INTERPOLATION RANGES FOR THETA (LF=5) !  
 ! NE : NUMBER OF ENERGY POINTS AT WHICH SECONDARY !  
 ! DISTRIBUTIONS ARE GIVEN (LF=1,7,9,10,11) !  
 ! : NUMBER OF ENERGY POINTS AT WHICH EFFECTIVE NUCLEAR !  
 ! TEMPERATURE(THETA) IS GIVEN (LF=5) !  
 ! NBTP(I),INTP(I) : THE INTERPOLATION SCHEME FOR P(E) DATA !  
 ! EPRB(I),PROB(I) : THE FRACTIONAL PROBABILITY P(E) FOR THIS !  
 ! DISTRIBUTION LAW !  
 ! NBT(I),INT(I) : THE INTERPOLATION SCHEME FOR SECONDARY !  
 ! DISTRIBUTION (LF=1,7,9,10,11) !  
 ! : THE INTERPOLATION SCHEME FOR THETA (LF=5) !  
 -----+

TO BE CONTINUED

```

=====
! <MEMBER NAME> 'ID15MTTK' FOR LF=1 !
! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !
! WHERE N IS ODD NUMBER. !
! < LENGTH > 3*NE + 2*(SUM<NPLF1(I):I=1,NE>) WORDS !
! < FORMAT > ( EI(I),NPLF1(I),INTLF1(I),(E2(J,I),J=1,NPLF1(I)), !
! (CUM(J,I),J=1,NPLF1(I)),I=1,NE) !
=====
! << VARIABLE DESCRIPTION >> !
! EI(I) : I-TH INCIDENT ENERGY (LOW TO HIGH ORDER) !
! NPLF1(I) : NO OF SECONDARY ENERGY FOR I-TH INCIDENT ENERGY !
! INTLF1(I) : INTERPOLATION SCHEME FOR I-TH DATA !
! E2(J,I) : J-TH SECONDARY NEUTRON ENERGY CAUSED BY !
! I-TH ENERGY INCIDENT NEUTRON (LOW TO HIGH ORDER) !
! ACUM(J,I) : CUMULATIVE PROBABILITY OF E2(J,I) ENERGY SECONDARY !
! NEUTRON !
=====
! <MEMBER NAME> 'ID15MTTK' FOR LF=5 !
! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !
! WHERE N IS ODD NUMBER. !
! < LENGTH > 2*NE + 2*NPLF5 WORDS (NPLF5=NBINP+1) !
! < FORMAT > (ETHETA(I),I=1,NE),(THETA(I),I=1,NE), !
! (E2(I),I=1,NPLF5),(CUM(I),I=1,NPLF5) !
=====
! << VARIABLE DESCRIPTION >> !
! EHTETA(I),THETA(I) : THE EFFECTIVE NUCLEAR TEMPERATURE AT !
! INCIDENT ENERGY ETHETA(I) !
! ENERGY ; LOW TO HIGH ORDER !
! E2(I),CUM(I) : THE CUMULATIVE PROBABILITY AT E2(I) , !
! WHERE E2(I)= E-PRIME/THETA(E) !
! ENERGY ; LOW TO HIGH ORDER !
! E-PRIME : SECONDARY NEUTRON ENERGY !
! E : INCIDENT NEUTRON ENERGY !
=====
! <MEMBER NAME> 'ID15MTTK' FOR LF=7 OR LF= 9 !
! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !
! WHERE K IS ODD NUMBER. !
! < LENGTH > 2*NE !
! < FORMAT > (EI(I),I=1,NE),(THETA(I),I=1,NE) !
=====
! << VARIABLE DESCRIPTION >> !
! EI(I),THETA(I) : ENERGY(EV)-TEMPEATURE(EV) PAIRS !
! ENERGY ; LOW TO HIGH ORDER !
=====
! <MEMBER NAME> 'ID15MTTK' FOR LF=10 OR LF=11 (WHERE K IS ODD NUMBER) !
! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !
! < LENGTH > 3*NE !
! < FORMAT > (EI(I),I=1,NE),(ACOEI(I),I=1,NE),(BCOEI(I),I=1,NE) !
=====

```

TO BE CONTINUED

```

+-----+
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>           !
!   EI(I),ACOE(I) : ENERGY(EV) - A-COEFFICIENT(EV) PAIRS !
!                   ENERGY ; LOW TO HIGH ORDER           !
!   EI(I),BCOE(I) : ENERGY(EV) - B-COEFFICIENT(EV) PAIRS !
!                   ENERGY ; LOW TO HIGH ORDER           !
+-----+

```

THIS MEMBER IS SPECIAL DATA FOR FILE-6 & LF=1 DATA (NEW SPECIFICATION)

```

+=====+
! <MEMBER NAME> 'ID15MTTK' FOR LF=61                !
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.     !
!           WHERE K IS ODD NUMBER.                         !
! < LENGTH   > 4*NE + 5*(SUM<NPLF1(I):I=1,NE>) WORDS      !
! < FORMAT   > ( EI(I),NPLF1(I),LEP(I),ND(I),           !
!               (E2(J,I),J=1,NPLF1(I)),                 !
!               (P(J,I),J=1,NPLF1(I)),                 !
!               (ACUM(J,I),J=1,NPLF1(I)),              !
!               (R(J,I),J=1,NPLF1(I)),                 !
!               (A(J,I),J=1,NPLF1(I)),I=1,NE)           !
+-----+

```

```

!           << VARIABLE DESCRIPTION >>           !
!   EI(I)       : I-TH INCIDENT ENERGY (LOW TO HIGH ORDER) !
!   NPLF1(I)    : NO OF SECONDARY ENERGY FOR I-TH INCIDENT ENERGY !
!   LEP(I)      : INTERPOLATION SCHEME FOR I-TH DATA         !
!   E2(J,I)     : J-TH SECONDARY NEUTRON ENERGY CUASED BY   !
!                 I-TH ENERGY INCIDENT NEUTRON (LOW TO HIGH ORDER) !
!                 LINEARIZED ENERGY BINS ARE USED           !
!   P(J,I)      : PROBABILITY OF E2(J,I) ENERGY SECONDARY NEUTRON !
!   ACUM(J,I)   : CUMULATIVE PROBABILITY OF E2(J,I) ENERGY SECONDARY !
!                 NEUTRON                                     !
!   R(J,I)      : KALBACH-87 R PARAMETER OF E2(J,I) ENERGY SECONDARY !
!   A(J,I)      : KALBACH-87 A PARAMETER OF E2(J,I) ENERGY SECONDARY !
+=====+

```

DEFINITION OF MEMBER NAME IN U3R-PDS-FILE

\*\*\*\*\*  
 \* FILE 2 \*  
 \*\*\*\*\*

-----  
 ! CALCULATIONAL RESULTS OF U3R CODE !  
 -----

! <MEMBER NAME> 'ID02CONT' !  
 ! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !  
 ! < LENGTH > 12 WORDS !  
 ! < FORMAT > NUNR, NPROB, MATD, ZA, AWR, TEMP, SDC, LD, DATE(2), TIME(2) !

-----  
 ! << VARIABLE DESCRIPTION >> !  
 ! NUNR : NUMBER OF ENERGY POINTS AT WHICH PROBABILITY TABLE !  
 ! IS CALCULATED. !  
 ! NPROB : TABLE LENGTH !  
 ! MATD : MATERIAL NUMBER EX. MATD=1261 FOR U-235-B4 !  
 ! ZA : THE MASS NUMBER !  
 ! AWR : ATOMIC WEIGHT IN N.M.U. !  
 ! TEMP : TEMPERATURE IN KELVIN !  
 ! SDC : CONVERGENCE CRITERION (%) (SEE U3R INPUT) !  
 ! LD : 0/1:USE SDC/LD LADDERS (SEE U3R INPUT) !  
 ! HDATE : RUN DATE (8 CHARCTERS) !  
 ! HTIME : RUN TIME (8 CHARCTERS) !

-----  
 ! <MEMBER NAME> 'ID02NNNN' !  
 ! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS. !  
 ! NNNN-TH PROBABILITY TABLE DATA SECTION !  
 ! < LENGTH > 5\*(NPROB+1) WORDS !  
 ! < FORMAT > E, SIGEAV, SIGCAV, SIGFAV, SIGTAV, !  
 ! ( PCUM(K), SSUR(K), SCUR(K), SFUR(K), STUR(K), K=1, NPROB ) !

-----  
 ! << VARIABLE DESCRIPTION >> !  
 ! E : NEUTRON ENERGY (EV) !  
 ! SIGEAV : AVERAGE ELASTIC CROSS SECTION (BARN) !  
 ! SIGCAV : AVERAGE CAPTURE CROSS SECTION (BARN) !  
 ! SIGFAV : AVERAGE FISSION CROSS SECTION (BARN) !  
 ! SIGTAV : AVERAGE TOTAL CROSS SECTION (BARN) !  
 ! PCUM(K) : K-TH PROBABILITY (not cumulative) !  
 ! SSUR(K) : AVERAGE ELASTIC CROSS SECTION IN K-TH ROW (BARN) !  
 ! SCUR(K) : AVERAGE CAPTURE CROSS SECTION IN K-TH ROW (BARN) !  
 ! SFUR(K) : AVERAGE FISSION CROSS SECTION IN K-TH ROW (BARN) !  
 ! STUR(K) : AVERAGE TOTAL CROSS SECTION IN K-TH ROW (BARN) !

TO BE CONTINUED

```

+-----+
!           FLOOR CROSS SECTION DATA FOR UNRESOLVED RANGE           !
+-----+
! <MEMBER NAME> 'ID02MTTA'   !
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS.       !
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.           !
! < LENGTH   > 7 WORDS  !
! < FORMAT   > MT,IST,IEND,NP,TEMP,QVAL,ETHRES                       !
+-----+
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>                               !
! MT        : REACTION IDENTIFICATION NUMBER                       !
! IST       : 1 (FIXED)  !
! IEND      : NP (FIXED)   !
! NP        : TOTAL NUMBER OF ENERGY POINTS                      !
! TEMP      : TEMPERATURE IN KELVIN                                !
! QVAL      : THE REACTION Q-VALUE (EV)                            !
! ETHRES    : THE THRESHOLD ENERGY (EV)                          !
+-----+
! <MEMBER NAME> 'ID02MTTB'   !
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS.       !
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.           !
! < LENGTH   > NP WORDS  !
! < FORMAT   > (CORSS(I),I=1,NP)                                    !
+-----+
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>                               !
! CORSS(I)  : I-TH UNRESOLVED FLOOR CROSS SECTION OF MT REACTION  !
!           (BARN)   !
+-----+
! <MEMBER NAME> 'ID02MTTC'   !
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 2 CHARACTERS.       !
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.           !
! < LENGTH   > NP WORDS  !
! < FORMAT   > (E(I),I=1,NP)                                       !
+-----+
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>                               !
! E(I)      : I-TH ENERGY POINT (EV) , LOW TO HIGH              !
+-----+

```

DEFINITION OF MEMBER NAME IN THERMAL-PDS-FILE (1)

\*\*\*\*\*  
 \* GENERAL INFORMATION \*  
 \*\*\*\*\*

```

+-----+
! <MEMBER NAME> 'IDCONT'
!
! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 3 CHARACTERS.
! < LENGTH > 33 WORDS
! < FORMAT > MATD, ITAPE, NS, ZA, AWR, TEMPD, TEMEFF, EMIN, EMAX, ISWMF3,
!
! ISWMF4, HDATE (2), HTIME (2), TITLE (18)
+-----+
  
```

```

!
! << VARIABLE DESCRIPTION >>
!
! MATD : MATERIAL NUMBER EX. MATD=1002 FOR H2O
!
! ITAPE : TAPE NUMBER
!
! NS : NUMBER OF NON-PRINCIPLE SCATTERING ATOM TYPES
!
! ZA : MASS NUMBER
!
! AWR : ATOMIC WEIGHT IN N.M.U.
!
! TEMPD : TEMPERATURE IN KELVIN
!
! TEMEFF : EFFECTIVE TEMPERATURE IN KELVIN
!
! EMIN : MINIMUM ENERGY OF SMOOTH DATA
!
! EMAX : MAXIMUM ENERGY OF SMOOTH DATA
!
! ISWMF3 : FLAG OF THERMAL ELASTIC DATA (0/1:NOT EXIST/EXIST)
!
! ISWMF4 : FLAG OF ANGULAR DISTRIBUTION DATA FOR THERMAL ELASTIC
!
! (0/1:NOT EXIST/EXIST)
!
! HDATE : RUN DATE (8 CHARCTERS)
!
! HTIME : RUN TIME (8 CHARCTERS)
!
! TITLE : COMMENT (72 CHARCTERS)
+-----+
  
```

```

! <MEMBER NAME> 'IDCONTR'
!
! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 3 CHARACTERS.
! < LENGTH > 6*(NS+1) WORDS
! < FORMAT > (B(I), I=1, 6*(NS+1))
+-----+
  
```

```

!
! << VARIABLE DESCRIPTION >>
!
! B : THE CONSTANTS REQUIRED FOR THE SCAATERING LAW DATA AND
!
! THE ANALYTIC REPRESENTATIONS FOR THE NON-PRINCIPLE
!
! SCATTERING ATOMS . (SAME AS FILE 7 )
+-----+
  
```

DEFINITION OF MEMBER NAME IN THERMAL-PDS-FILE (2)

\*\*\*\*\*  
 \* FILE 3 \*  
 \*\*\*\*\*

```

+-----+
!          SMOOTH CROSS SECTION DATA          !
+-----+
! <MEMBER NAME> 'ID3MTT0'                      !
!          WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 3 CHARACTERS. !
!          WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.      !
! < LENGTH   > 4 WORDS                          !
! < FORMAT   > MT,NP,EHI,ELOW                   !
+-----+
!          << VARIABLE DESCRIPTION >>          !
!          MT      : REACTION IDENTIFICATION NUMBER          !
!          NP      : TOTAL NUMBER OF ENERGY POINTS         !
!          EHI     : HIGHEST ENERGY AT WHICH CROSS SECIION IS GIVEN (EV) !
!          ELOW    : LOWEST ENERGY AT WHICH CROSS SECIION IS GIVEN (EV) !
+=====+
! <MEMBER NAME> 'ID3MTT1'                      !
!          WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 3 CHARACTERS. !
!          WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.      !
! < LENGTH   > NP WORDS                          !
! < FORMAT   > (ENERGY(I),I=1,NP)                !
+-----+
!          << VARIABLE DESCRIPTION >>          !
!          ENERGY(I) : I-TH ENERGY AT WHICH LINEARIZED CROSS SECTION IS !
!          GIVEN. ORDERED LOW TO HIGH (EV)          !
+=====+
! <MEMBER NAME> 'ID3MTT2'                      !
!          WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 3 CHARACTERS. !
!          WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.      !
! < LENGTH   > NP WORDS                          !
! < FORMAT   > (CROSS(I),I=1,NP)                !
+-----+
!          << VARIABLE DESCRIPTION >>          !
!          CROSS(I)  : I-TH LINEARIZED SMOOTH CROSS SECTION OF MT REACTION !
!          (BARN)   !
+-----+
  
```

DEFINITION OF MEMBER NAME IN THERMAL-PDS-FILE (3)

\*\*\*\*\*  
 \* FILE 4 \*  
 \*\*\*\*\*

```

+-----+
!           ANGULAR DISTRIBUTION DATA           !
+-----+
! <MEMBER NAME> 'ID4MTT0'                       !
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 3 CHARACTERS. !
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.      !
! < LENGTH   > 6 WORDS                          !
! < FORMAT   > MT,LCT,NRE,NE,NP,EHISO           !
+-----+
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>          !
! MT       : REACTION IDENTIFICATION NUMBER      !
! LCT      : A FLAG TO SPECIFY THE FRAME OF REFERENCE !
!           =1 LABORATORY SYSTEM                !
!           =2 CENTER-OF-MASS SYSTEM            !
! NRE     : NUMBER OF INTERPOLATION RANGES      !
! NE      : NUMBER OF ENERGY POINTS AT WHICH DISTRIBUTION GIVEN !
! NP      : NUMBER OF ANGULAR POINTS AT WHICH DISTRIBUTION GIVEN !
! EHISO   : HIGHEST ENERGY AT WHICH ANGULAR DISTRIBUTIONS ARE !
!           ISOTROPIC                          !
+-----+
! <MEMBER NAME> 'ID4MTT1'                       !
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 3 CHARACTERS. !
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.      !
! < LENGTH   > 2*NRE WORDS                      !
! < FORMAT   > (NBT(I),I=1,NRE), (INT(I),I=1,NRE) !
+-----+
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>          !
! NBT(I),INT(I) : INTERPOLATION SCHEME FOR INCIDENT NEUTRON ENERGY !
+-----+
! <MEMBER NAME> 'ID4MTT2'                       !
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 3 CHARACTERS. !
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.      !
! < LENGTH   > NE*NP WORDS                      !
! < FORMAT   > (EANG(I), (ANGDIS(J,I),J=2, NP), I=1, NE) !
+-----+
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>          !
! EANG(I)   : I-TH INCIDENT NEUTRON ENERGY (EV) !
!           LOW TO HIGH                          !
! ANGDIS(J,I) : I-TH CUMULATIVE ANGULAR PROBABILITY AT J-TH MU !
!           POINT. ANGDIS(1,I) = 0.0 & ANGDIS(NP+1,I)=1.0 !
+-----+

```

DEFINITION OF MEMBER NAME IN THERMAL-PDS-FILE (4)

\*\*\*\*\*  
 \* FILE 7 \*  
 \*\*\*\*\*

+-----+  
 ! THERMAL INELASTIC SCATTERING !  
 +-----+

! <MEMBER NAME> 'ID7MTT0' !  
 ! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 3 CHARACTERS. !  
 ! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !  
 ! < LENGTH > 4 WORDS !  
 ! < FORMAT > MT,NP,NFG,NIF !  
 +-----+

! << VARIABLE DESCRIPTION >> !  
 ! MT : REACTION IDENTIFICATION NUMBER !  
 ! NP : NUMBER OF POINTS IN THE LINEARIZED THERMAL SCATTERING !  
 ! ENERGY GRID. !  
 ! NFG : NUMBER OF POINTS IN THE THERMAL SCATTERING ENERGY !  
 ! GRIDS. !  
 ! NIG : NUMBER OF INCIDENT ENERGUES. !  
 +-----+

! <MEMBER NAME> 'ID7MTT1' !  
 ! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 3 CHARACTERS. !  
 ! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !  
 ! < LENGTH > NP WORDS !  
 ! < FORMAT > (EMESH(I),I=1,NP) !  
 +-----+

! << VARIABLE DESCRIPTION >> !  
 ! EMESH(I) : ENERGY POINTS AT WHICH LINEARIZED THERMAL CROSS !  
 ! IS GIVEN. ORDERED LOW TO HIGH (EV) !  
 +-----+

! <MEMBER NAME> 'ID7MTT2' !  
 ! WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 3 CHARACTERS. !  
 ! WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT. !  
 ! < LENGTH > NP WORDS !  
 ! < FORMAT > (CROSS(I),I=1,NP) !  
 +-----+

! << VARIABLE DESCRIPTION >> !  
 ! CROSS(I) : LINEARIZED CROSS SECTION AT EMESH(I) ENERGY (BARN) !  
 +-----+

TO BE CONTINUED

```

=====
! <MEMBER NAME> 'ID7MTT3'
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 3 CHARACTERS.
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.
! < LENGTH   > NFG   WORDS
! < FORMAT   > (EG(I),I=1,NFG)
!
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>
! EG(I)      : ENERGY POINTS IN THE THERMAL SCATTERING LAW ENERGY
!           GRID , ORDERED LOT TO HIGH      (EV)
=====
! <MEMBER NAME> 'ID7MTT4'
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 3 CHARACTERS.
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.
! < LENGTH   > NIG*NFG WORDS
! < FORMAT   > ((PE(J,I),I=1,NIG),J=1,NFG)
!
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>
! PE(J,I)    : CUMULATIVE PROBABILITY FOR SCATTERING INTO THE J-TH
!           ENERGY INTERVAL FROM INCIDENT ENERGY EG(I)
=====
! <MEMBER NAME> 'ID7MTT5'
!           WHERE ID IS MATERIAL IDENTIFICATION 3 CHARACTERS.
!           WHERE MMT IS 3-CHARACTERS THAT INDICATES MT.
! < LENGTH   > 5*NFG*(NFG+1)/2
! < FORMAT   > (((PA(L,J,I),L=1,5),J=1,I),I=1,NFG)
!
!           << VARIABLE DESCRIPTION >>
! PA(L,J,I)  : CUMULATIVE PROBABILITY FOR SCATTERING BY ANGULAR
!           PROCESS L GIVEN A TRANSITIONS FROM ENERGY POINTS I
!           TO J OR FROM J TO I ; FIVE PROCESS ARE ALLOWED.
!           L=1 : MU.GE.0.0 , ISOTROPIC
!           L=2 : MU.LT.0.0 , ISOTROPIC
!           L=3 : MU = 1.0
!           L=4 : MU = -1.0
!           L=5 : MU =0.0 component in forward direction
=====

```

## 付録D 作成済みPENDFファイル及び非分離共鳴断面積確率テーブル

## (1) PENDFファイル

JENDL-3.1及びJENDL-3.2の300 KのPENDFファイルは殆どすべての核種に対して作成され、カートリッジテープに収納されている。カートリッジテープのボリューム通番はそれぞれ、

JENDL-3.1 : VOL=SER=GA0457

JENDL-3.2 : VOL=SER=GA0530

である。前者は核種毎のファイルが収納されており、その情報はMTFLISTによって確認することができる。一方、後者の内容は表D.1に示した。

表D.1 JENDL-3.2から作成された300 K PENDFファイルの情報

| ファイル ポジション | ファイル名         | TAPE番号 or 核種名   |
|------------|---------------|-----------------|
| 63         | JENDL301.DATA | 301             |
| 64         | JENDL302.DATA | 302             |
| 65         | JENDL303.DATA | 303             |
| 66         | JENDL304.DATA | 304             |
| 67         | JENDL305.DATA | 305             |
| 68         | JENDL306.DATA | 306             |
| 69         | JENDL307.DATA | 307             |
| 70         | JENDL308.DATA | 308             |
| 71         | JENDL309.DATA | 309             |
| 72         | JENDL310.DATA | 310             |
| 73         | JENDL311.DATA | 311             |
| 74         | JENDL312.DATA | 312             |
| 75         | JENDL313.DATA | 313 (U-238を除く)  |
| 76         | JENDL314.DATA | 314 (Pu-239を除く) |
| 77         | U238J32.DATA  | U-238-J32       |
| 78         | PU239J32.DATA | Pu-239-J32      |
| 79         | RU099J32.DATA | Ru-99-J32*      |
| 80         | PD105J32.DATA | Pd-105-J32*     |

\*: 特殊なMLBW評価の為J2585.J9053.RECENT.LOADを使用

## (2) 非分離共鳴断面積確率テーブル

JENDL-3.1、JENDL-3.2及びENDF/B-VI (第2版までのデータ) の主要核種に対しては、次の11の温度における断面積確率テーブルが作成されている。JENDL-3.1と3.2の評価が同じ場合には、前者のテーブルは原則的には作成されていない。作成された確率テーブルは次の5つに分類されたファイルに格納されている。

## ①JENDL-3.1のFP核種を除く核種の非分離共鳴確率テーブル

表D.2 JENDL-3.1のFP核種を除く核種の非分離共鳴確率テーブル格納ファイル

| ファイル名                         | 温度 (kelvin) |
|-------------------------------|-------------|
| J9347.U3RJ.JENDL31.T0293.DATA | 293.15      |
| J9347.U3RJ.JENDL31.T0300.DATA | 300.00      |
| J9347.U3RJ.JENDL31.T0393.DATA | 393.15      |
| J9347.U3RJ.JENDL31.T0600.DATA | 600.00      |
| J9347.U3RJ.JENDL31.T0900.DATA | 900.00      |
| J9347.U3RJ.JENDL31.T1200.DATA | 1200.00     |
| J9347.U3RJ.JENDL31.T1500.DATA | 1500.00     |
| J9347.U3RJ.JENDL31.T1800.DATA | 1800.00     |
| J9347.U3RJ.JENDL31.T2100.DATA | 2100.00     |
| J9347.U3RJ.JENDL31.T2500.DATA | 2500.00     |
| J9347.U3RJ.JENDL31.T3000.DATA | 3000.00     |

表D.3 JENDL-3.1のFP核種を除く核種の非分離共鳴確率テーブルの核種情報

| 核種情報   |     |       | 核種情報   |     |       |
|--------|-----|-------|--------|-----|-------|
| 核種名    | ID名 | MATNO | 核種名    | ID名 | MATNO |
| Cm-245 | C5  | 3965  | Np-237 | N7  | 3931  |
| Pu-240 | P0  | 3944  | Pu-241 | P1  | 3945  |
| Pu-239 | P9  | 3943  | Th-232 | T2  | 3905  |
| U-233  | U3  | 3922  | U-234  | U4  | 3923  |
| U-235  | U5  | 3924  | U-236  | U6  | 3925  |
| U-238  | U8  | 3926  | Am-241 | Am1 | 3953  |

## ②JENDL-3.1のFP核種の非分離共鳴確率テーブル

表D.4 JENDL-3.1のFP核種の非分離共鳴確率テーブル格納ファイル

| ファイル名                           | 温度 (kelvin) |
|---------------------------------|-------------|
| J9347.U3RJFP.JENDL31.T0293.DATA | 293.15      |
| J9347.U3RJFP.JENDL31.T0300.DATA | 300.00      |
| J9347.U3RJFP.JENDL31.T0393.DATA | 393.15      |
| J9347.U3RJFP.JENDL31.T0600.DATA | 600.00      |
| J9347.U3RJFP.JENDL31.T0900.DATA | 900.00      |
| J9347.U3RJFP.JENDL31.T1200.DATA | 1200.00     |
| J9347.U3RJFP.JENDL31.T1500.DATA | 1500.00     |
| J9347.U3RJFP.JENDL31.T1800.DATA | 1800.00     |
| J9347.U3RJFP.JENDL31.T2100.DATA | 2100.00     |
| J9347.U3RJFP.JENDL31.T2500.DATA | 2500.00     |
| J9347.U3RJFP.JENDL31.T3000.DATA | 3000.00     |

表D.5 JENDL-3.1のFP核種の非分離共鳴確率テーブルの核種情報

| 核種情報   |     |       | 核種情報   |     |       |
|--------|-----|-------|--------|-----|-------|
| 核種名    | ID名 | MATNO | 核種名    | ID名 | MATNO |
| Cs-133 | C3  | 5501  | Sm-150 | S0  | 6205  |
| Eu-153 | E3  | 6303  | Sm-151 | S1  | 6206  |
| Eu-155 | E5  | 6305  | Sm-152 | S2  | 6207  |
| Gd-155 | G5  | 6403  | Sm-147 | S7  | 6202  |
| Mo-095 | M5  | 4203  | Sm-149 | S9  | 6204  |
| Nd-143 | N3  | 6002  | Tc-099 | T9  | 4301  |
| Nd-145 | N5  | 6004  | Xe-131 | X1  | 5406  |
| Rh-103 | R3  | 4501  |        |     |       |

## ③JENDL-3.2のFP核種を除く核種の非分離共鳴確率テーブル

表D.6 JENDL-3.2のFP核種を除く核種の非分離共鳴確率テーブル格納ファイル

| ファイル名                         | 温度 (kelvin) |
|-------------------------------|-------------|
| J9347.U3RJ.JENDL32.T0293.DATA | 293.15      |
| J9347.U3RJ.JENDL32.T0300.DATA | 300.00      |
| J9347.U3RJ.JENDL32.T0393.DATA | 393.15      |
| J9347.U3RJ.JENDL32.T0600.DATA | 600.00      |
| J9347.U3RJ.JENDL32.T0900.DATA | 900.00      |
| J9347.U3RJ.JENDL32.T1200.DATA | 1200.00     |
| J9347.U3RJ.JENDL32.T1500.DATA | 1500.00     |
| J9347.U3RJ.JENDL32.T1800.DATA | 1800.00     |
| J9347.U3RJ.JENDL32.T2100.DATA | 2100.00     |
| J9347.U3RJ.JENDL32.T2500.DATA | 2500.00     |
| J9347.U3RJ.JENDL32.T3000.DATA | 3000.00     |

表D.7 JENDL-3.2のFP核種を除く核種の非分離共鳴確率テーブルの核種情報

| 核種情報     |      |       | 核種情報   |      |       |
|----------|------|-------|--------|------|-------|
| 核種名      | ID 名 | MATNO | 核種名    | ID 名 | MATNO |
| Am-242-m | AM   | 9547  | Pu-240 | P0   | 9440  |
| Am-241   | A1   | 9543  | Pu-241 | P1   | 9443  |
| Am-243   | A3   | 9549  | Pu-242 | P2   | 9446  |
| Cm-242   | C2   | 9631  | Pa-231 | Q1   | 9131  |
| Cm-243   | C3   | 9634  | Pa-233 | Q3   | 9137  |
| Cm-244   | C4   | 9637  | Ta-181 | TA   | 7328  |
| Cm-245   | C5   | 9640  | Th-232 | T2   | 9040  |
| Hf-174   | H4   | 7225  | U-233  | U3   | 9222  |
| Hf-176   | H6   | 7231  | U-234  | U4   | 9225  |
| Hf-177   | H7   | 7234  | U-235  | U5   | 9228  |
| Hf-178   | H8   | 7237  | U-236  | U6   | 9231  |
| Hf-179   | H9   | 7240  | U-237  | U7   | 9234  |
| Hf-180   | H0   | 7243  | U-238  | U8   | 9237  |
| Np-237   | N7   | 9346  |        |      |       |
| Pu-239   | P9   | 9437  |        |      |       |

## ④JENDL-3.2のFP核種の非分離共鳴確率テーブル

表D.8 JENDL-3.2のFP核種の非分離共鳴確率テーブル格納ファイル

| ファイル名                           | 温度 (kelvin) |
|---------------------------------|-------------|
| J9347.U3RJFP.JENDL32.T0293.DATA | 293.15      |
| J9347.U3RJFP.JENDL32.T0300.DATA | 300.00      |
| J9347.U3RJFP.JENDL32.T0393.DATA | 393.15      |
| J9347.U3RJFP.JENDL32.T0600.DATA | 600.00      |
| J9347.U3RJFP.JENDL32.T0900.DATA | 900.00      |
| J9347.U3RJFP.JENDL32.T1200.DATA | 1200.00     |
| J9347.U3RJFP.JENDL32.T1500.DATA | 1500.00     |
| J9347.U3RJFP.JENDL32.T1800.DATA | 1800.00     |
| J9347.U3RJFP.JENDL32.T2100.DATA | 2100.00     |
| J9347.U3RJFP.JENDL32.T2500.DATA | 2500.00     |
| J9347.U3RJFP.JENDL32.T3000.DATA | 3000.00     |

表D.9 JENDL-3.2のFP核種の非分離共鳴確率テーブルの核種情報

| 核種情報   |     |       | 核種情報   |     |       |
|--------|-----|-------|--------|-----|-------|
| 核種名    | ID名 | MATNO | 核種名    | ID名 | MATNO |
| Ag-nat | AG  | 4700  | Nb-93  | NB  | 4125  |
| Ag-107 | A7  | 4725  | Nd-143 | N3  | 6028  |
| Ag-109 | A9  | 4731  | Nd-145 | N5  | 6034  |
| Cs-133 | C3  | 5525  | Pd-105 | P5  | 4634  |
| Eu-153 | E3  | 6331  | Pm-147 | Q7  | 6149  |
| Eu-155 | E5  | 6337  | Rh-103 | R3  | 4525  |
| Gd-152 | G2  | 6425  | Sm-150 | S0  | 6243  |
| Gd-154 | G4  | 6431  | Sm-151 | S1  | 6246  |
| Gd-155 | G5  | 6434  | Sm-152 | S2  | 6249  |
| Gd-156 | G6  | 6437  | Sm-147 | S7  | 6234  |
| Gd-157 | G7  | 6440  | Sm-149 | S9  | 6240  |
| Gd-158 | G8  | 6443  | Tc-99  | T9  | 4331  |
| Gd-160 | G0  | 6449  | Ru-101 | U1  | 4440  |
| I-129  | I9  | 5301  | Xe-131 | X1  | 5446  |
| In-113 | I3  | 4925  | Xe-135 | X5  | 5458  |
| In-115 | I5  | 4934  | Y-89   | Y9  | 3925  |
| Mo-95  | M5  | 4234  |        |     |       |

## ⑤ENDF/B-VIから作成した非分離共鳴確率テーブル

表D.10 ENDF/B-VIから作成した非分離共鳴確率テーブル格納ファイル

| ファイル名                        | 温度 (K)  |
|------------------------------|---------|
| J9347.U3RJ.ENDFB6.T0293.DATA | 293.15  |
| J9347.U3RJ.ENDFB6.T0300.DATA | 300.00  |
| J9347.U3RJ.ENDFB6.T0393.DATA | 393.15  |
| J9347.U3RJ.ENDFB6.T0600.DATA | 600.00  |
| J9347.U3RJ.ENDFB6.T0900.DATA | 900.00  |
| J9347.U3RJ.ENDFB6.T1200.DATA | 1200.00 |
| J9347.U3RJ.ENDFB6.T1500.DATA | 1500.00 |
| J9347.U3RJ.ENDFB6.T1800.DATA | 1800.00 |
| J9347.U3RJ.ENDFB6.T2100.DATA | 2100.00 |
| J9347.U3RJ.ENDFB6.T2500.DATA | 2500.00 |
| J9347.U3RJ.ENDFB6.T3000.DATA | 3000.00 |

表D.11 ENDF/B-VIから作成した非分離共鳴確率テーブルの核種情報

| 核種情報     |     |       | 核種情報   |     |       |
|----------|-----|-------|--------|-----|-------|
| 核種名      | ID名 | MATNO | 核種名    | ID名 | MATNO |
| Am-242-m | AM  | 9547  | Th-232 | T2  | 9040  |
| Am-241   | A1  | 9543  | U-232  | U2  | 9219  |
| Am-242   | A2  | 9546  | U-233  | U3  | 9222  |
| Am-243   | A3  | 9549  | U-234  | U4  | 9225  |
| Cm-242   | C2  | 9631  | U-235  | U5  | 9228  |
| Cm-243   | C3  | 9634  | U-236  | U6  | 9231  |
| Cm-244   | C4  | 9637  | U-237  | U7  | 9234  |
| Cm-245   | C5  | 9640  | U-238  | U8  | 9237  |
| Np-238   | N8  | 9349  |        |     |       |
| Pu-240   | P0  | 9440  |        |     |       |
| Pu-241   | P1  | 9443  |        |     |       |
| Pu-242   | P2  | 9446  |        |     |       |
| Pu-238   | P8  | 9434  |        |     |       |
| Pu-239   | P9  | 9437  |        |     |       |
| Pa-231   | Q1  | 9131  |        |     |       |
| Pa-233   | Q3  | 9137  |        |     |       |
| Ta-181   | TA  | 7328  |        |     |       |