

JAERI-Data/Code



JP0150374

2001-016



DCHAIN-SP 2001：高エネルギー
粒子誘導放射能計算コード

2001年3月

甲斐 哲也・前川 藤夫・小迫 和明^{*}・春日井 好己
高田 弘・池田 裕二郎

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。
入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越し下さい。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布を行っております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 〒319-1195, Japan.

DCHAIN-SP 2001: 高エネルギー粒子誘導放射能計算コード

日本原子力研究所東海研究所中性子科学研究センター

甲斐 哲也・前川 藤夫・小迫 和明*・春日井 好己

高田 弘・池田 裕二郎

(2001年2月16日受理)

原研/KEKの大強度陽子加速器計画諸施設の誘導放射能に関する安全設計計算に資するため、高エネルギー粒子誘導放射能計算コード DCHAIN-SP の高度化を行い、DCHAIN-SP コード 2001 年版を作成した。高度化の内容は以下の 3 点である。(1) 核分裂収率データを組み込み、核分裂性物質を取り扱う長寿命放射性廃棄物の核変換のための実験施設設計への応用を可能にした。(2) 20MeV 以下の放射化断面積データの改訂を行った。特に本計画施設と関連の深い水銀、鉛、ビスマスに関する断面積や、施設安全の点で重要なトリチウム生成断面積に対して詳細な検討を行った。(3) 入出力に関するユーザインターフェースを強化し、以前と比較して計算を効率的に行うことが出来るようになった。

また、コードの使用にあたり必要な、DCHAIN-SP 2001 年版 マニュアル、DCHAIN-SP のインストールと実行手順、及びサンプル問題を付録として添付した。

DCHAIN-SP 2001: High Energy Particle Induced Radioactivity Calculation Code

Tetsuya KAI, Fujio MAEKAWA, Kazuaki KOSAKO*, Yoshimi KASUGAI,
Hiroshi TAKADA and Yujiro IKEDA

Center for Neutron Science
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received February 16, 2001)

For the purpose of contribution to safety design calculations for induced radioactivities in the JAERI/KEK high-intensity proton accelerator project facilities, the DCHAIN-SP which calculates the high energy particle induced radioactivity has been updated to DCHAIN-SP 2001. The following three items were improved: (1) Fission yield data are included to apply the code to experimental facility design for nuclear transmutation of long-lived radioactive waste where fissionable materials are treated. (2) Activation cross section data below 20 MeV are revised. In particular, attentions are paid to cross section data of materials which have close relation to the facilities, i.e., mercury, lead and bismuth, and to tritium production cross sections which are important in terms of safety of the facilities. (3) User-interface for input/output data is sophisticated to perform calculations more efficiently than that in the previous version.

Information needed for use of the code is attached in Appendices; the DCHAIN-SP 2001 manual, the procedures of installation and execution of DCHAIN-SP, and sample problems.

Keywords : DCHAIN-SP, High-intensity Proton Accelerator Project, Fission Yield,
Activation Cross Section, Mercury, Lead, Bismuth, Tritium, User Interface

* Sumitomo Atomic Energy Industries, Ltd.

目 次

1. はじめに	1
2. DCHAIN-SP の概要	2
3. 核分裂過程の導入	3
3.1 核分裂収率データの現状	3
3.2 核分裂収率データの整備	4
3.3 DCHAIN-SP の核分裂収率計算機能	6
4. 放射化断面積データの改訂	8
4.1 核融合ベンチマークの結果に基づく改訂	8
4.2 水銀の放射化断面積	8
4.3 $^{209}\text{Bi}(n,\gamma)^{210}\text{Bi}$ 反応断面積	9
4.4 トリチウム生成断面積	11
4.5 準安定状態 / 基底状態比	12
5. ユーザーインターフェースの強化	13
5.1 MCNP 出力ファイルからの読み込み	13
5.2 複数領域計算機能	14
5.3 コメント行	15
5.4 複数の領域別核種生成量ファイル	15
5.5 出力形式の変更	16
5.6 指定核種の表形式出力機能	17
5.7 MCNP 用ガンマ線源カード作成	17
5.8 ガンマ線スペクトルの起源核種リスト	18
5.9 全領域の結果積算機能	18
6. コードの限界と今後の拡張	19
7. 結　辞	20
謝　辞	20
参考文献	21
付録 A DCHAIN-SP 2001 年版マニュアル	47
付録 B 核種生成率ファイルの書式	60
付録 C 20 MeV 以下の中性子スペクトルファイルの書式	62
付録 D DCHAIN-SP のインストールと実行	65
付録 E サンプル問題	71

Contents

1.	Introduction	1
2.	Outline of DCHAIN-SP	2
3.	Inclusion of Nuclear Fission Process	3
3.1	Status of Fission Yield Data	3
3.2	Preparation of Fission Yield Data	4
3.3	Fission Yield Calculation in DCHAIN-SP	6
4.	Revision of Activation Cross Section Data	8
4.1	Revision Based on Results of Fusion Benchmark	8
4.2	Activation Cross Section for Mercury	8
4.3	The $^{209}\text{Bi}(n,\gamma)^{210}\text{Bi}$ Reaction Cross Section	9
4.4	Tritium Production Cross Section	11
4.5	Meta-Stable State / Ground State Ratio	12
5.	Enhancement in User Interface	13
5.1	Input from Output File of MCNP	13
5.2	Calculation for Plural Regions	14
5.3	Comment Line	15
5.4	Plural Region-Wise Nuclide Production Files	15
5.5	Modification of Output Format	16
5.6	Table Output for Designated Nuclides	17
5.7	Production of Gamma-Ray Source Card for MCNP	17
5.8	List of Originating Nuclides for Gamma-Ray Spectrum	18
5.9	Accumulated Results for Whole-Regions	18
6.	Limitation and Future Extension of the Code	19
7.	Closing Remarks	20
	Acknowledgment	20
	References	21
	 Appendix A DCHAIN-SP 2001 Manual	 47
	Appendix B Data Format of Nuclide Yield	60
	Appendix C Data Format of Neutron Spectrum below 20 MeV	62
	Appendix D Installation and Execution of DCHAIN-SP	65
	Appendix E Sample Problem	71

1. はじめに

日本原子力研究所と高エネルギー加速器研究機構が共同で進めている大強度陽子加速器計画は、GeVオーダーの高エネルギー陽子を加速する線形加速器やシンクロトロン加速器施設、加速された陽子ビームを利用する物質・生命科学実験施設、核変換実験施設、原子核・素粒子実験施設等を建設する計画である。これらの施設では、高エネルギー陽子や中性子等の二次粒子が様々な核反応を引き起こし、多くの不安定核を生成する。施設の安全設計においては、生成した誘導放射能と、付随する崩壊熱、崩壊 γ 線強度等の物理量を適切に評価する必要がある。この目的のため、NMTC/JAERI-97¹⁾あるいはNMTC/JAM²⁻⁵⁾等の高エネルギー核子・中間子輸送計算コードによって作成される核種生成率データと中性子・光子輸送計算コードMCNP⁶⁾等によって計算される中性子スペクトルを入力として、高エネルギー粒子場における核種の生成・崩壊を計算するDCHAIN-SPコードが作成された⁷⁾。

しかしながら、前バージョンのDCHAN-SPコードでは核分裂過程を取り扱えなかつたため、核分裂性物質を取り扱う核変換実験施設の設計に完全には対応していなかった。また、20MeV以下の放射化断面積にはFENDL/A-2.0⁸⁾ライブラリを採用していたが、これまでの試験において幾つかの重要な断面積データの問題点が判明した。さらに設計計算に使用するという立場から、入力データの作成、計算結果の後処理、並びに多くの計算の一括処理の点で非効率さが指摘されていた。そこで既存のDCHAIN-SPコードに対して、(1) 核分裂過程の導入、(2) 放射化断面積データの改訂、及び(3) ユーザインターフェースの強化、の3点の改良を行い、DCHAIN-SP 2001年版を作成した。本レポートではこれら3点のコードの改良、また現時点におけるコードの限界と今後の拡張について述べると共に、使用にあたり必要なマニュアル類を付録として添付した。

2. DCHAIN-SP の概要

DCHAIN-SP コードシステムの概要の一例を Fig. 2.1 に示す。DCHAIN-SP は 20MeV 以下の中性子スペクトルに 175 群の放射化断面積を乗じて 20MeV 以下の中性子による核種生成率を計算し、陽子、中間子、高エネルギー(20 MeV 以上)中性子による核種生成率と足し合わせる。その後、崩壊データを利用して照射中及び照射終了後の任意の時刻における核種の蓄積量、誘導放射能、 α 、 β 及び γ 線の放出による崩壊熱及び γ 線エネルギースペクトル等を評価する。前述の大強度陽子加速器計画の施設設計では、陽子、中間子、高エネルギー(20 MeV 以上)中性子による核種生成率は NMTC/JAM、20 MeV 以下の中性子スペクトルは MCNP により計算するというコードシステムを採用しているため、本稿では NMTC/JAERI97 または NMTC/JAM と MCNP によるコードシステムと併せて使用することを想定しているが、付録に記したフォーマットに従って核種生成率や 20 MeV 以下の中性子スペクトルのファイルを作成すれば、どのようなコードシステム(HERMES, LAHET 等)を用いても差し支えない。また、放射能の初期値が既知であれば、他のコードシステムと組み合わせずに DCHAIN-SP のみで放射性核種の崩壊・生成を評価することも可能である。さらには、 γ 線エネルギースペクトル出力機能を利用して γ 線遮蔽計算の線源作成を行うという利用も可能である。

3. 核分裂過程の導入

GeVオーダーの大強度陽子加速器の主要な用途の1つとして、核破碎中性子源と未臨界炉を組み合わせて長寿命放射性廃棄物の核変換処理を行う加速器駆動核変換炉がある。長寿命放射性廃棄物としては、Np, Am, Cm等のマイナーアクチノイド(MA)や、⁹⁹Tc, ¹²⁹I等の長寿命核分裂生成物が該当する。加速器駆動核変換炉の燃料中には、MAに加えてU, Pu等の核分裂性物質も含まれる。従来のDCHAIN-SPコードは通常の加速器施設における核破碎生成核種の生成および崩壊の計算を目的に開発されたため、核分裂性物質は対象としていなかった。そこで今回DCHAIN-SPコードに核分裂収率データ追加するとともに、自発核分裂過程を考慮して、核分裂過程の取り扱いを可能にした。

核分裂による放射性核種の生成を取り扱う場合、核分裂反応断面積、核分裂収率、及び核分裂生成物の崩壊データが必要になる。DCHAIN-SPの反応断面積ライブラリでは、Table 3.1に示す61核種に対して核分裂反応断面積が与えられており、実用上十分であると考えられる。また核分裂生成物に必要な崩壊データは従来の核破碎生成物に対する崩壊データに包含されているため、核分裂生成物の崩壊データを新たに追加する必要はない。このことから、核分裂過程を取り扱うためには核分裂収率データが新たに必要となる。また、多くの核分裂性物質は自発核分裂により崩壊するため、自発核分裂過程を新たに追加する必要がある。

3.1 核分裂収率データの現状

核分裂収率データ取得に関する実験は、²³²Th, ²³⁵U, ²³⁸U, ²³⁹Puなどの主要核分裂性核種に対し、熱中性子場(平均エネルギー0.025 eV)、高速中性子場(平均エネルギー約1 MeV)、そして核融合中性子場(14 MeV)において行われてきた。個々の実験では、数個の核分裂生成核種の収率をある核分裂性核種のある特定の入射中性子エネルギーについて測定したものであり、網羅的ではない。B.F. Rider等はこれらの実験データを収集し、その結果は参考文献9)～12)にまとめられている。

これらの実験データを基にして、核分裂収率に関する核データファイルの評価が行われている。日本では、参考文献9)～11)のデータに基づいたJNDC(Japanese Nuclear Data Committee)FP(Fission Products) Nuclear Data Library 2nd Version¹³⁾が作成されている。また米国では、参考文献12)のデータに基づいて、ENDF/B-VI¹⁴⁾の一部として核分裂収率データの評価値を与えている。Table 3.2にJNDC-FPとENDF/B-VIに核分裂収率データが格納されている核種の一覧を示す。中性子入射による核分裂反応については、熱中性子(0.0258 eV)、高速中性子(500 keV)及び核融合中性子(14 MeV)の3エネルギー点でのみ評価されている。また、いくつかの核種については自発核分裂に対する収率も与えられている。

一方、核種依存、入射中性子エネルギー依存の核分裂収率を系統式により表現しようという研究も進められている。米国ロスアラモス国立研究所のA.C. Whalは中性子入射による核分裂反応及び自発核分裂反応により生成する核種の収量を導出できる経験式を提案している。¹⁵⁾

Fig. 3.1 に、それぞれ熱、高速及び核融合中性子によって ^{235}U が核分裂反応を起こしたときの核分裂生成物の質量分布について、Whal の系統式 (CYI コード) による計算値と ENDF/B-VI の評価値を比較して示す。収率曲線の谷間の部分で Whal の系統式は ENDF/B-VI よりも多少大きいが、それ以外の質量数領域では両者の一致は良い。日本では、京都大学の森山と大西が核分裂生成物の質量分布を与える経験式を提案している。¹⁶⁾ ただし、森山-大西の経験式では質量分布のみが与えられ、個々の核種の収量は計算できない。

3.2 核分裂収率データの整備

DCHAIN-SP で使用する核分裂収率データとして、多くの核分裂生成物を網羅し、かつその精度が検証されている JNDC-FP 及び ENDF/B-VI のデータを採用することとした。収率データを与える入射中性子については、

- | | |
|---------------|---------|
| (1) JNDC-FP | 熱中性子場 |
| (2) JNDC-FP | 高速中性子場 |
| (3) JNDC-FP | 核融合中性子場 |
| (4) ENDF/B-VI | 熱中性子場 |
| (5) ENDF/B-VI | 高速中性子場 |
| (6) ENDF/B-VI | 核融合中性子場 |

の 6 種類から 1 つのデータを選ぶようにした。

しかし、JNDC-FP、ENDF/B-VI 共に核分裂収率データが与えられていない核種がある。また収率データを与える中性子場も熱、高速及び核融合中性子場の 3 種類に限定されており、それ以外の中性子場には対応できない。そこで、Whal の系統式 (CYI コード) により不足しているデータを補完した。上記 (1)～(6) を選択した場合、収率データが与えられていない核種に対しては Whal の系統式で計算した収率データが使われる。また、7 番目の選択肢として

- (7) すべての核種について Whal の系統式を用いる

を追加した。

Whal の系統式 (CYI コード) を用いれば、任意の核種、任意の中性子スペクトルに応じて核分裂収率を計算できる。この CYI コードを DCHAIN-SP に直接組み込むことも考えられるが、DCHAIN-SP で計算を行う度に収率計算を実施するのは計算効率が非常に悪い。そこで予め CYI コードにより DCHAIN-SP 用の核分裂収率ライブラリを作成し、これを DCHAIN-SP が読み込んで使用することにした。核分裂収率ライブラリは、反応断面積ライブラリと同じ中性子 175 群 (VITAMIN-J) とした。ライブラリの書式を Fig. 3.2 に示す。作成方法は以下の通りである。

- (1) 核種毎に、175 群エネルギー境界値 (176 点) で CYI により核分裂収率を計算する。対象とする核分裂性核種は、DCHAIN-SP が採用している FENDL/A-2 に基づく反応断面積ライブラリで核分裂反応断面積が与えられている 61 核種とする (Table 3.1 参照)。但

し、CYI は基底状態以外の核異性体の収率を計算する機能がないため、 ^{242m}Am の収率は ^{242}Am で代用する。

- (2) 群毎の収率は、上限と下限の境界値の単純平均とする。
- (3) 1 核分裂当たりの収率が $10^{-20}\%$ 以下の核種は無視する。

CYI を使用して核分裂収率ライブラリを作成する MKLIB の実行手順（UNIX コマンドベース）を以下に示す。

```
$ cd dchainsp3
$ cd cyi
$ f77 -O -o cyi cyi.f
$ cd mklib
$ f77 -O -o mklib mklib.f
$ ln -s ../../in.par .
$ ln -s ../../in.brdat .
$ ln -s ../../in.spin .
$ ln -s ../../table.dath .
$ chmod u+x run.sh
$ run.sh
$ mv fyield.cyi ../../lib
```

まず、CYI と MKLIB の実行形式ファイルを作成する。次にカレントディレクトリに CYI の入力データファイルのリンクを張り、ライブラリ作成用シェルスクリプト run.sh を実行することによって核分裂収率ライブラリファイル fyield.cyi を作成する。このライブラリファイルを DCHAIN-SP 用ライブラリ・ディレクトリ lib に移動する。run.sh で使用される MKLIB は、CYI の出力ファイル out.yld を用いて fyield.cyi ファイルを作成するための専用プログラムである。

なお、Table 3.1 で核分裂反応断面積が与えられている核種以外については収率データは作成されない。今後 JENDL-3.2 等の他のデータファイルから核分裂断面積を参照して DCHAIN-SP の断面積ライブラリに組み込む場合、それらの核種について MKLIB を実行し、既存のライブラリに結合する必要がある。作成された核分裂収率ライブラリファイル容量は約 169 Mbytes である。また、CYI による 20 MeV までの核分裂生成核種の質量数は 60 ~ 180 の範囲である。1 核分裂当たりの核分裂生成核種数は 2 に規格化してある。

次に自発核分裂反応については、JNDC-FP よりも多くの核種に対して収率データを与えていた ENDF/B-VI を基本とし、不足分を CYI の計算値で補うことにより自発核分裂収率ライブラリ sfyield.cyi を作成した。自発核分裂の対象核種は Table 3.3 に示した 41 核種である。このライブラリは準安定核種 (^{236m}U , ^{238m}U , ^{242m}Am) に対するデータを含まないため、DCHAIN-SP では基底状態の核種の収率をこれら準安定核種の収率として代用している。Table 3.3 中の自発核分裂への分岐比は、米国 Brookhaven 国立研究所の核データセンターで利用可能な ENSDF (Evaluated Nuclear Structure Data File)-2000/1 のデータに基づいている。

3.3 DCHAIN-SP の核分裂収率計算機能

前節で作成した核分裂収率ライブラリ fyield.cyi と sfyield.cyi を読み込んで核分裂生成核種の崩壊計算が行えるように、DCHAIN-SP の改良を行った。改良点を以下に示す。

DCHAIN-SP の入力データとして、カード 3 の 10, 11 番目に下記のデータを追加した。

カード 3 (*)

10) IFISYD 中性子照射による核分裂収率のオプション

- 0 = 核分裂収率なし
- 1 = 核分裂反応(n,f)による核分裂収率（暗黙値）
- 2 = 核分裂反応(n,f)と自発核分裂による核分裂収率

11) IFISYE 核分裂収率データ評価値の選択 (IFISYD>0 の場合に有効)

- 0 = 使用しない (Whal の系統式による、入射中性子エネルギー、核種依存の核分裂収率データが使われる。)
- 1 = ENDF/B-VI、熱中性子場における核分裂収率
- 2 = ENDF/B-VI、高速中性子場における核分裂収率
- 3 = ENDF/B-VI、核融合中性子場における核分裂収率
- 11 = JNDC-FP 第 2 版、熱中性子場における核分裂収率
- 12 = JNDC-FP 第 2 版、高速中性子場における核分裂収率
- 13 = JNDC-FP 第 2 版、核融合中性子場における核分裂収率

(1~13を選択した場合に、核分裂収率データが与えられていない核種に対しては、Whal の系統式による核分裂収率が使われる。)

20MeV 以下の中性子照射がない場合 (JMODE=0, -1)、核分裂反応による収率計算は行われないが、自発核分裂の計算は可能である。従って、IFISYD=2 とすれば、冷却時間中の自発核分裂による核種生成と崩壊を取り扱うことができる。

核分裂収率ライブラリ fyield.cyi を割り当てる装置番号は iofyld=12 とし、ファイル名は ‘fyield.cyi’ と固定である。また sfyield.cyi の装置番号は iosfyld=13、ファイル名は ‘sfyield.cyi’ と固定である。

IFISYD>0 の場合に、領域別核種生成量ファイルまたはターゲット物質構成核種に含まれる質量数 60~180 の生成量の合計が標準出力(実行シェルスクリプト spd.sh を用いた場合は *.lst) に印書される。これは、核分裂による 60~180 の核種の総量変化を見るための指針値となる。同様に、放射能出力ファイル(固定名 spd-act.out、spd.sh では *.act) の各出力時間のサマリーレポート部に質量数 60~180 の核種量が印書される。

IFISYD>0 の場合、核分裂収率ライブラリ fyield.cyi が読み込まれ、中性子スペクトルで重み付けした実効 1 群生成収率に縮約される。この実効 1 群生成収率と核分裂断面積の積が実効 1 群生成断面積として、DCHAIN-SP の核種生成確率テーブルに格納される。これにより崩壊・生成過程の計算部を変更せずに核分裂収率による寄与を組み込むことができる。このとき、核

分裂性核種毎に生成確率を与えることになるため、可能な反応数の最大値を表すパラメータ maxnprを25から100に増加する必要がある。これにより実行に必要なメモリーが約2倍の14.5 [MB]となる。核分裂収率ライブラリが巨大であるため、その読み込みと1群処理にある程度の計算時間がかかる。また、核分裂により数多くの核種が生成するため、中性子照射中の崩壊・生成過程の計算時間も長くなる。

4. 放射化断面積データの改訂

DCHAIN-SP では 20 MeV 以下の中性子入射反応による放射化断面積ライブラリとして FENDL/A-2.0⁸⁾を採用している。これらの断面積データの中で、実験値との比較等から問題点が明らかになったものについてデータの改訂を行った。なお、FENDL/A-2.0の断面積図は以下の IAEA のホームページで閲覧可能である。

<http://www-nds.iaea.org/fendl2apic/matrix.htm>

4.1 核融合ベンチマークの結果に基づく改訂

FENDL/A-2.0の放射化断面積については、原研FNSで行われた32種類の材料に対する崩壊熱測定実験¹⁷⁻¹⁹⁾の解析を通じてデータの精度評価が行われている。この中で問題点の指摘された放射化断面積について、以下の手順に従ってデータの改訂を行った。

- (1) 崩壊熱実験とFENDL/A-2.0を用いた計算値の比較において有意な差（約10%以上）が認められた場合、その原因となる放射化反応を特定した。
- (2) 特定された反応について、FENDL/A-2.0の断面積データを、主にJENDL放射化断面積ファイル²⁰⁾（JENDL/Act-96）と比較し、必要に応じてJENDL-3.2²¹⁾及びJENDL/Dosimetry-99²²⁾も参照した。
- (3) FENDL/A-2.0の断面積データを実験データと比較した。このとき、反応によっては非常に多くの実験データが存在し、実験データ間のばらつきが大きいものもある。そこで、原研と名大のグループにより原研FNSと大阪大学OKTAVIANで系統的に測定されたデータ²³⁻²⁷⁾を基準の実験データとして比較を行った。
- (4) 実験データが乏しい場合には、(n,p), (n,α) 反応に対する春日井の系統式^{28, 29)}, (n,2n), (n,3n) 反応に対する Manokhin の系統式³⁰⁾を引用した。
- (5) 以上の比較から、改定後の断面積そのものが実験値等に近づき、同時に崩壊熱実験値との整合も良くなる場合のみ、断面積の改訂を行った。
- (6) 改訂は、他の出典のデータと置換するか、あるいは断面積全体に一定の係数を乗じて行った。

Table 4.1 に今回改訂を行った断面積データの一覧を示す。また、Figs. 4.1～4.5 に改訂を行った断面積の比較を示す。これらの図から、改訂後の断面積と実験値との一致が良くなっていることが分かる。

4.2 水銀の放射化断面積

水銀は大強度陽子加速器による核破碎中性子源の有力なターゲット材料である。しかし、これまでの原子炉や核融合炉の分野では水銀はあまり重要でなかったため、放射化断面積に関する

る実験データも稀である。そこで、1999年に原研FNSの14-MeV中性子源を用いて、水銀に関する一連の放射化断面積測定実験³¹⁾、誘導放射能および崩壊熱測定実験³²⁾が行われた。本節では水銀について、FNS実験とその他の実験データ、システムティックス、及び他の核データライブラリを基に放射化断面積データの改訂を行った結果について述べる。

Figs. 4.6～4.9に、今回改訂を行った水銀の放射化断面積を示す。すべての水銀同位体の(n,2n)反応について、JENDL-3³³⁾は比較的実験値に近い値を与えており、FENDL/A-2.0の断面積は¹⁹⁸Hg(n,2n)や²⁰²Hg(n,2n)反応で明らかに過小である。このため、(n,2n)反応については原則としてJENDL-3の値を採用することとした。

Fig. 4.6左側の¹⁹⁶Hg(n,2n)反応断面積（上から順に、生成核種が^{195g}Hg, ^{195m}Hg, ^{195m+g}Hg）について、^{195m}Hg生成反応では春日井の実験値とFENDL/A-2.0の値は比較的近いが、FENDL/A-2.0は^{195g}Hg生成を低めに評価している。JENDL-3でも同様の傾向がある。そこで、JENDL-3の¹⁹⁶Hg(n,2n)^{195g}Hg反応断面積を1.4倍した。Fig. 4.6右側の¹⁹⁸Hg(n,2n)反応断面積（上から順に、生成核種が^{197g}Hg, ^{197m}Hg, ^{197m+g}Hg）については、FENDL/A-2.0は明らかに過小な断面積を与えている。JENDL-3は^{197m+g}Hg生成については実験値とほぼ一致しているが、生成核の準安定状態と基底状態への分岐比が実験値とは異なっている。そこで、^{197m+g}Hg生成断面積を保存しながら、分岐比に修正を加えた。

天然組成の水銀を14-MeV以下の中性子で照射した場合、¹⁹⁹Hg(n,n')^{199m}Hg及び²⁰⁰Hg(n,2n)^{199m}Hgの2反応により^{199m}Hgが生成する。これら2つの断面積をFig. 4.7の左中及び右中に示す。FENDL/A-2.0の¹⁹⁹Hg(n,n')^{199m}Hg反応断面積は実験値と比べて過大であるため、係数0.6を乗じた。右中に示した²⁰⁰Hg(n,2n)^{199m}Hg反応では、FENDL/A-2.0はTemperleyとHanklaの実験データとほぼ一致しているようである。しかしながら、天然組成の水銀の¹⁹⁹Hgと²⁰⁰Hgの同位体存在比で2つの断面積を足し合わせたFig. 4.7の左下の図から、春日井の実験値と比較して小さめであることがわかる。そこで、²⁰⁰Hg(n,2n)^{199m}Hg反応についてはJENDL-3の値をそのまま採用することとした。

Fig. 4.8左中の²⁰⁴Hg(n,2n)²⁰³Hg反応については、14-MeV近傍ではJENDL-3, FENDL/A-2.0共に実験値とは一致しているが、FENDL/A-2.0はJENDL-3やManokhinの系統式と比較して断面積の立ち上がるエネルギーが高く、かつ、低いエネルギーで減少傾向に転じている。そこで²⁰⁴Hg(n,2n)²⁰³Hg反応についても、JENDL-3の値を採用した。

Figs. 4.8～4.9の(n,p), (n,α)反応については、利用可能な実験データや断面積の系統性を考慮し、FENDL/A-2.0、またはJENDL/Act-96のいずれかの断面積、あるいはどちらかの断面積に係数を乗じた断面積を採用した。

4.3 ²⁰⁹Bi(n, γ)²¹⁰Bi反応断面積

GeVエネルギーの陽子ビームにより駆動する長寿命放射性核種の核変換システム施設において、鉛-ビスマスをターゲット材あるいは冷却材として用いる場合、ビスマスから生成するポロニウムがα放射体であるため、その評価が重要になる。

ポロニウムは、陽子 - ビスマス反応 $^{209}\text{Bi}(p,xn)^{210-x}\text{Po}$ ($x=0, 1, 2, \dots$) で生成するとともに、ビスマスの中性子吸収反応 $^{209}\text{Bi}(n,\gamma)^{210g}\text{Bi}$ (β^- 崩壊、半減期 5.0 日) ^{210}Po によっても生成する。なお、 $^{209}\text{Bi}(n,\gamma)^{210m}\text{Bi}$ 反応で生成する ^{210m}Bi は 304 万年の半減期で α 崩壊する。ビスマスは中性子数が原子核殻モデルのマジック数に相当して安定であるため吸収断面積が極めて小さく、吸収断面積の測定は困難で、かつ不確定性が大きいと考えられる。そこで、 $^{209}\text{Bi}(n,\gamma)$ 反応断面積について詳細に検討を行った。

$^{209}\text{Bi}(n,\gamma)^{210g}\text{Bi}$ 、 $^{209}\text{Bi}(n,\gamma)^{210m}\text{Bi}$ 、 $^{209}\text{Bi}(n,\gamma)^{210m+g}\text{Bi}$ 反応断面積、及び準安定状態の ^{210m}Bi が生成する割合について、FENDL/A-2.0、JENDL/Act-96、及び実験値の比較を行った結果を Fig. 4.10 に示す。熱中性子に対する断面積では、実験値の存在する ^{210g}Bi 、 $^{210m+g}\text{Bi}$ 生成について FENDL、JENDL 共に実験値に近い値を与えており。熱エネルギーから 0.3 keV 付近までの断面積は $1/v$ 則に従う。1 keV 付近の共鳴領域では断面積そのものの実験値は存在しないが、Mughabghab による共鳴積分の推奨値³⁴⁾が 190 ± 20 mb であるのに対し、FENDL では 235 mb、JENDL では 219 mb の値を探っており、多少大きめであるが、誤差を考慮するとほぼ一致することから、大きな問題は生じないと考えられる。

核変換施設において鉛-ビスマスをターゲット材や冷却材にした場合には、中性子スペクトルは高速炉のスペクトルに類似するため、10 keV 以上のエネルギー領域の断面積が誘導放射能の評価で重要になる。このエネルギー領域では断面積の実験データが多少は存在するが、ポロニウム生成に関する ^{210g}Bi 生成断面積の実験データは少ない。また実験誤差が大きく、実験値間のばらつきも大きい。さらに、FENDL と JENDL のデータ間に差異が見られ、特に準安定状態と基底状態が生成する割合において、MeV エネルギー領域で極めて大きな差がある。このため、 $^{209}\text{Bi}(n,\gamma)^{210g}\text{Bi}$ 反応断面積について、現段階では Fig. 4.10 の断面積の比較からもっともらしい断面積を決定するのは困難である。

そこで、FNS で行われた 14-MeV 中性子照射による崩壊熱測定実験の解析を行い、DCHAIN-SP が採用すべき断面積決定の判断基準とすることとした。参考文献 17)によれば、ビスマス試料を 7 時間照射し、数日の冷却期間をおいた場合の崩壊熱は主に $^{209}\text{Bi}(n,\gamma)^{210g}\text{Bi}$ 反応で生成した ^{210g}Bi に起因する。しかし、参考文献 17)で与えられている 7 時間照射、数日冷却の実験値は、 ^{210g}Bi の生成量が微量であるためにバックグラウンド成分の差し引きによる誤差が大きく、精度が非常に悪い。そこで、1999 年に FNS で行われたより高精度の崩壊熱測定実験データを参照することとした。この実験では照射時間が 10 時間に延長され、またデータ処理時に ^{210g}Bi からの β 線によるスペクトル成分の部分だけを選択して崩壊熱を導出したために検出器のバックグラウンドの影響が低減し、実験データの精度が大幅に向上している。

Figs. 4.11 と 4.12 に、放射化断面積として FENDL/A-2.0、JENDL/Act-96 を各々使用した崩壊熱の計算値を実験値と比較した結果を示す。図中 ‘Total’ と示した曲線が DCHAIN-SP で計算された崩壊熱である。崩壊熱に対する主な寄与核種は ^{209}Pb 、 ^{210g}Bi 、 ^{210}Po の 3 核種であり、 ^{210g}Bi の崩壊に伴って、その娘核である ^{210}Po が徐々に蓄積していく。ただし、実験では β 線と γ 線は測定されているが、 ^{210}Po から放出される α 線はすべて試料中で止るために検出されていない。つまり、実験値と比較すべき計算値は全崩壊熱量から ^{210}Po の成分を差し引いたもの（図

中‘Total without Po-210’)である。 ^{210}Po を除く全崩壊熱に対して $^{210\text{g}}\text{Bi}$ が大きな寄与を示す冷却時間1日～40日の範囲では、JENDLの結果は実験値と良く一致しているのに対し、FENDLは実験値よりも約4倍大きな結果を与えていた。以下に、反応を起こしたエネルギーまで含めた詳細な議論を行う。

Fig. 4.13に、照射場における中性子スペクトルを示した。この照射場においては14-MeV中性子ピークが際だって強く、中性子発生ターゲット構造物等の散乱による10MeV以下の中性子成分は少ない。注意すべき点は、照射場における14-MeV中性子束は約4%の精度で求められているのに対し、10MeV以下の中性子束の精度は数十%あるいはそれ以上の不確定性を含む可能性があることである。Fig. 4.13にはさらに、この中性子スペクトルとFENDL、JENDLの断面積を乗じたエネルギー依存の反応率を低エネルギー側から累積した値を1に規格化したもの、つまりどのエネルギーで反応を起こしたかを示す曲線も示した。

これによると、FENDLを用いた計算では反応率の90%近くが14-MeV中性子で起こっている。これとFENDLによる崩壊熱計算値が実験値よりも約4倍大きい結果を併せて考えると、14-MeVにおけるFENDLの $^{209}\text{Bi}(n,\gamma)^{210\text{g}}\text{Bi}$ 反応断面積(約1mb)は少なくとも4倍は過大であることがわかる。一方JENDLでは、5 MeV以上で断面積は著しく減少し、14-MeVではFENDLよりも1桁小さい約0.1mbの断面積を与えている。この値はPerkin及びCsikaiの実験値と比べても約1桁小さい。ここで、約0.1mbという値が正しいとすると、PerkinとCsikaiによる実験値導出の過程において14-MeV中性子以外の低エネルギー中性子による反応への寄与の補正の正確性が疑わしくなるため、JENDLの値は必ずしもおかしいとは限らない。

14-MeVにおけるJENDLの非常に小さな断面積のため、14-MeV中性子による反応の割合は約55%であり、残りの大部分は0.1～10MeVの中性子による寄与である。前述したように、照射場における10MeV以下の中性子束の不確定性が大きいためにこれ以上の詳細な検討は難しいが、少なくともFENDLの断面積は14-MeVにおいて過大、JENDLの断面積を使った計算結果は崩壊熱実験値と良く一致していることは事実である。以上から、DCHAIN-SPの $^{209}\text{Bi}(n,\gamma)^{210\text{g}}\text{Bi}$ 反応断面積として、JENDL/Act-96のデータを採用することとする。 $^{209}\text{Bi}(n,\gamma)^{210\text{m}}\text{Bi}$ 断面積についても、 $^{209}\text{Bi}(n,\gamma)^{210\text{g}}\text{Bi}$ 反応断面積との整合性の観点からJENDL/Act-96のデータを採用する。

また、冷却時間1日以内で大きな寄与を示す ^{209}Pb について、その生成量をFENDLは過小、JENDLは過大に与えている。そこで、先にFig. 4.5で示したように、FENDLの $^{209}\text{Bi}(n,p)^{209}\text{Pb}$ 断面積を2倍することとした。この結果、1981年にRyvesによって測定された断面積実験データとの一致も良くなる。

ビスマスの断面積改訂後のデータを使用した崩壊熱計算値の実験値との比較をFig. 4.14に示す。改訂の結果、実験値との一致が非常に良くなっている。

4.4 トリチウム生成断面積

加速器施設の安全設計において、トリチウム生成量は極めて重要な評価項目の1つである。

しかし、トリチウムは最大エネルギーが18keVの低エネルギー β 線しか放出せず測定が困難であるため、トリチウム生成断面積の精度検証のためのベンチマーク実験はほとんど存在しない。そこで、トリチウム生成断面積については断面積の系統性及び実験値との比較から、その妥当性を調べた。

一般に軽核（原子番号<10程度）についてはトリチウム生成断面積が大きく、断面積の実験データもある程度存在する。これらの軽核については、約20の論文に掲載されている断面積との比較を行った。Table 4.2に今回改訂を行ったトリチウム生成断面積の一覧を示す。このうち実験値との比較から断面積を改訂したのは ^{10}B , ^{16}O , ^{17}O , ^{18}O , ^{19}F の5核種である。特に、水や空気中のトリチウム生成量を左右する ^{16}O の断面積を当初のFENDL/A-2.0の値の1/50に変更したことにより、それ以前と比較してトリチウム生成量が小さく評価される。

原子番号が10以上の核種については、トリチウム生成断面積は系統式に概ね従う。14-MeV付近の断面積については、Forrestの系統式³⁵⁾がある。また、Wolfle等によれば³⁶⁾、質量数20以上の核種の20MeV付近におけるトリチウム生成断面積はおよそ1~2mbである。そこで、この2つの系統性を判断基準とし、軽核を除くすべての安定核のトリチウム生成断面積について妥当性の調査を行った。ライブラリ中の断面積値が系統性と係数5以上異なる場合を判断の目安とし、Table 4.2に示した ^{46}Ti から ^{239}Pu までの16核種、19反応に対して断面積の改訂を行った。改訂ではすべて、FENDL/A-2.0の断面積データにTable 4.2に示した定数を乗じた。

4.5 準安定状態/基底状態比

NMTC/JAERI-97あるいはNMTC/JAMコードにより、核破碎反応に伴い生成する核種が計算される。ただし、準安定状態と基底状態が存在する核種に対してもそれらは区別されず、2つの状態の生成量の和のみが与えられる。将来的にはNMTC/JAMコードの改良により2つの状態を区別して取り扱う予定だが、現時点ではDCHAIN-SP側で対応した。

準安定状態と基底状態の和として与えられた核種を準安定状態と基底状態とに区別するには、その分岐比が必要になる。しかし、ある1つの核種に着目した場合でも、様々なターゲット核種から様々な反応経路をたどってその核種が生成するため、NMTC/JAMで与えられる核種生成量の情報からは分岐比を決定できない。そこで粗い近似ではあるが、準安定状態が存在する核種の場合、基底状態を含むすべての状態の確率が等しくなるように分岐比を決定した。たとえば ^{58g}Co , ^{58m}Co のように準安定状態が1つであれば1/2ずつの確率で、また ^{196g}Au , $^{196m1}\text{Au}$, $^{196m2}\text{Au}$ のように準安定状態が2つであれば1/3ずつの確率でそれぞれの状態が生成するとした。

5. ユーザーインターフェースの強化

5.1 MCNP出力ファイルからの読み込み

DCHAIN-SP コードの利用形態として、MCNP コードで計算した中性子スペクトルをユーザーが編集して中性子スペクトルファイル (n.flux 形式) とし、これを入力とする場合が多い。中性子スペクトル作成作業には、独自に作成した専用のプログラムを用いるか、またはエディタにより手作業で編集する必要がある。この作業において、MCNP を利用するユーザの負担を軽減することを目的として、DCHAIN-SP が直接 MCNP 出力ファイルから中性子スペクトル、セル体積及びセル物質組成データを読み込めるように改良を行った。MCNP出力ファイル名は “mcnp_outlist” に固定である。なお、MCNP を使用しない場合には、従来通り n.flux 形式の中性子スペクトルファイルを作成する必要がある。

MCNP では、面粒子流 (F1 系)、面粒子束 (F2 系)、セル平均粒子束 (F4 系)、点検出器とリング検出器 (F5 系)、セル平均核発熱 (F6 系と F7 系)、パルス波高 (F8 系) の様々な種類のタリーが使用可能である。これらの中で、中性子スペクトルを求められるのは、面粒子流、セル平均粒子束及び点検出器とリング検出器の 3 種類である。そのため、DCHAIN-SP が読み込み可能なタリーはこの 3 種類に限定した。また MCNP では入力カード、つまり E, T, C, FM, FQ, EM, TM, CM, FS カードによりタリー結果を複雑な組み合わせと形式で出力することができ、FQ カードにより出力項目の順序を変更することもできる。これらの MCNP で可能な全ての出力形式に DCHAIN-SP 側が対応するのは容易ではない。そこで、DCHAIN-SP の使用目的を考慮し、T, C, FM, EM, TM, CM, FS カードが使われていない MCNP 出力リストファイルのタリーのみを DCHAIN-SP の処理対象とした。さらに、処理可能な FQ カードの指定を下記に限定した。ここで (T) は指定しなくても良いことを意味する。

- 1) F D U S M C E T (MCNP 暗黙値)
- 2) (T) E F
- 3) (T) F E

FQ カードの指定形式は DCHAIN-SP が自動認識するので、ユーザーが指示する必要はない。

E カードにより指定される中性子束のエネルギー群構造は任意である。DCHAIN-SP は、VITAMIN-J の中性子 175 群構造を内部で使用しているが、これと一致している必要はない。中性子束の群構造が 175 群構造と異なる場合、DCHAIN-SP は自動的に群構造の変換を行う。ただし、現在使用可能な中性子反応断面積ライブラリのエネルギー範囲は 10^{-5} eV ~ 20 MeV であるが、VITAMIN-J のエネルギー範囲が 10^{-5} eV ~ 19.6403 MeV であるため、ユーザーが指定するエネルギーはこの範囲内にある方が良い。19.6403 MeV 以上の中性子束が与えられた場合、これらは全て第 1 群 (17.3325 ~ 19.6403 MeV) に繰り入れられる。

次に、MCNP 出力リストファイル中のセルの体積も利用可能となった。MCNPにおいては、MCNP が幾何形状から計算する体積とユーザーが入力データで与える体積の 2 種類のセル体積

が存在する。MCNPが幾何形状から計算する体積は、複雑形状の場合には計算不能であることが頻繁にあり、その場合にはユーザー入力の体積が必要となる。MCNP出力リストファイル中に2種類とも存在する場合、ユーザー入力の体積データが優先される。DCHAIN-SPでMCNPのセル体積の使用が指示された場合、MCNPのタリー番号が指定され、かつそれがセルタリーであれば、タリー結果の出力部にある体積データが使われる。MCNPのタリー番号が指定されないか、またはそれがセルタリーでなければ、幾何形状情報の出力部にある体積データが使われる。幾何形状情報の出力部の体積がゼロ（計算不能）の場合には、DCHAIN-SP入力データの体積（VOLUMES）、さらにこれが与えられていない場合には1.0 [cm³] が使われる。

さらに、MCNP出力リストファイル中のセルの物質組成がターゲット物質として利用可能となった。この物質組成の使用が指示された場合、指定したセルの物質番号を出力リストファイルから読みとり、その物質番号から物質組成と原子数密度を読みとる。物質組成に元素が含まれる場合には、その存在比により同位体組成に細分化する。なお、真空やボイドセルは指定できず、指定した場合には読み込みエラーまたは異常終了となる。

以上、すべての指定はDCHAIN-SPの入力データの第10カードで行う（付録A参照）。

5.2 複数領域計算機能

以前のDCHAIN-SPでは、1回の計算で1つの領域しか取り扱うことができなかった。1領域は、領域別核種生成量ファイル（固定名“nmtc_yield”）中の1つの領域とターゲット物質により構成されており、DCHAIN-SPはこの領域を陽子と中性子により照射して放射能等を計算するため、この構成を1回の計算単位として扱ってきた。しかしながら、多数の領域を計算する場合には、領域毎に同一照射条件の入力データファイルを作成し、また領域毎に中性子スペクトルファイルを作成しなければならない。これは非常に煩雑であるため、1回の計算で複数の領域を順次計算できる機能を新たにDCHAIN-SPに追加した。

計算する領域に関する入力データは、第10カードに与える。第10カードでは、10と10aカードを1組として計算する領域の回数繰り返して入力する。入力可能な領域計算条件は、第10カード上の入力順に、領域識別名（HREGCMM）、領域別核種生成量ファイル中の領域番号（IREGS）、ターゲット核種数（ITGNCLS）、MCNP出力リストファイル中のタリー番号（MCNPTALS）、タリーのセル番号（MCNPCELS）、体積のセル番号（MCNPVOLS）、物質組成のセル番号（MCNPMATS）、20MeV以下の全中性子束照射強度（FLUXS）、n.flux形式中性子スペクトルファイル名（HNFLUXS）、体積（VOLUMES）、ターゲット物質名（HTARGTS）である。ITGNCLS>0の場合にのみ、第10aカードからITGNCLS個のターゲット物質核種を読み込む。MCNPMATS ≠ 0 と ITGNCLS>0 は共存できない。入力データ作成についての詳細はDCHAIN-SPマニュアル（付録A）の第10カードの説明及び“<留意事項>”の(10)に、入力データの例は付録のFig. E.2に記した。

DCHAIN-SPの計算結果の出力ファイルにおいて、複数領域の計算がなされる場合の各領域の区切りとして、第5.7節で述べるMCNP用ガンマ線源カードファイルを除き以下の3行が挿入される。

_____ end of irradiation and decay calculation for this region _____

DCHAIN-SPで現在計算可能な複数領域数は、include/cm_inputm ファイル中のパラメータ文で maxmreg=500 に設定してあるため 500 個である。もしユーザーがそれ以上の複数領域を取り扱いたい場合には maxmreg の設定を増やして再コンパイルするだけで良い。ただし、必要な配列数とメモリー量が増加する。

5.3 コメント行

入力データ中にコメントを記述可能とした。第1カラムが記号 * または ! である行はコメント行として認識される。第2カラム以降は何が記述されていても良い。また、行中の記号 ! はコメント部の開始として認識される。DCHAIN-SPの入力データは全て暗黙値が用意されているため、入力データ記述中の行の途中でも良い。

(コメント使用例)

```
! this is a comment line.  
2 0 0 0 ! This is a comment part hereafter.  
* this is a comment line.
```

5.4 複数の領域別核種生成量ファイル

20MeV以上の粒子スペクトルが既知である場合や、粒子の輸送を含んだ計算では、対象領域における核種生成量が十分な統計精度で得られない場合に、粒子スペクトルを入力として核種生成量のみを計算する場合がある。この場合、粒子が2種類以上であれば複数の核種生成量ファイルを結合してDCHAIN-SPの核種生成量ファイルとして利用するか、個々にDCHAIN-SPにより処理した結果をユーザがまとめる必要がある。このような計算を効率良く行うために、複数の核種生成量ファイルを一度に扱う機能をDCHAIN-SPに追加した。

複数の領域別核種生成量ファイルを取り扱うためには、入力データの第3カードのINMTCFで処理する領域別核種生成量ファイル数を指定し、第9カードでファイル名と規格化定数を指定する（付録A参照）。取り扱える領域別核種生成量ファイルの最大数は10である。第9カードは、INMTCF>1の場合に、INMTCF回繰り返し連続して記述する。ただし、INMTCF=1の場合は第9カードを入力できない。第9カードで入力するFFNMTCFの規格化定数は、複数の領域別核種生成量ファイルを統合するために個々のファイルの生成量を相対的に表すものである。例えば、線源陽子数が全て同じであれば規格化定数は全て同じになるが、異なっていれば規格化定数はそれらの相対値になる。第9カードのHHNMTCFの領域別核種生成量ファイル名は、実際のファイル名を指定するが、暗黙値(nmtc_yield#, #は1から始まる連続番号を意味する)

を利用することができる。暗黙値を使用する場合、カレントディレクトリに暗黙のファイル名でファイルが存在しなければならない。

5.5 出力形式の変更

DCHAIN-SPの計算結果をユーザーが見易くかつ利用しやすいようにするために、ファイル出力形式の変更を行った。放射能の表示単位を [Bq] から [Bq/cc] に修正した。

ガンマ線エネルギースペクトルは、従来の4種類(22, 44, 42, 23群)に加えて新たにTHIDA-2の54群と78群及び原研FNSで利用されている40群を利用可能とした(入力データの第4カードのIGGRPは付録Aを参照)。これらのエネルギー群構造は、Table 5.1とFig. 5.1に記した。

(1) 放射能出力ファイル

計算結果出力時間の行に、最初の照射開始時からの時間表示に加えて、最後の照射が終了した時点からの経過時間を表示するようにした。その表示は下記のようになされる('after shutdown:' の表題付きの下線部)。

```
--- output time ---      11 [d]   ( 9.5040000E+05 [s])   (after the last shutdown: 24 [h])
```

核種毎の崩壊熱の計算値は、 β 線、 γ 線と α 線(中性子等も含む)の成分別に表示されている。これらに加えて合計値(β 線+ γ 線+ α 線)も表示するようにした。核種毎の放射能は、[Bq/cc]単位の計算値が表示されている。これに加えて体積を乗じた[Bq]単位の放射能も表示するようにした。

(2) ガンマ線スペクトル

ガンマ線束のスペクトルは、これまでn番目の放射性核種からのガンマ線束 $\phi_{g,n}$ によるg群のエネルギー範囲内への寄与を(5.1)式のように単純に積算していた。

$$\Phi_g = \sum_{n=1}^N \phi_{g,n} \quad (5.1)$$

しかしこの方法は、ガンマ線による線量評価において重要なエネルギー保存の観点から問題がある。このため、n番目の放射性核種からのガンマ線エネルギー $E_{\gamma,n}$ を乗じたガンマ線エネルギー束のスペクトルを(5.2)式により求めることにした。

$$\Phi_g = \sum_{n=1}^N \phi_{g,n} \cdot E_{\gamma,n} \quad (5.2)$$

従って、エネルギーが保存されたg群のガンマ線束は、g群の平均エネルギーを E_g (= $E_{g+1} + E_g$)/2とすれば、(5.3)式で求められる。

$$\phi_g = \frac{\Phi_g}{E_g} \quad (5.3)$$

ガンマ線スペクトルの表示は、これまで1秒当たりのガンマ線の数を表す [n/s] だけであったが、これにエネルギー束を表す [MeV/s] の項を追加し、(5.2)と(5.3)式から計算されたスペクトルを出力するようにした。

5.6 指定核種の表形式出力機能

DCHAIN-SPの放射能出力ファイルは、寄与の小さな核種も含めて放射性核種が網羅的に出力される。しかしながら実用的には、結果の各出力時間において主要な寄与をする核種の寄与率と冷却による時間変化が重要である。そこで、指定核種の表形式出力機能を追加した。

DCHAIN-SP入力データの第4カードのIPRTB2とRPRTB2により指定核種の表形式放射能と崩壊熱の出力ファイルを作成できる（付録A参照）。出力する核種の指定・選定方法には、下記の3種類がある。

(1) 指定個数の核種を自動選定 : IPRTB2=1 (n=int(RPRTB2))

最大500個までn個の放射性核種を自動選定できる。自動選定の方法は、計算結果出力時間(TMIN)が3個以下の場合は全て、3個より多い場合は最初と最後及び中間の出力時間における放射能と崩壊熱の高い核種から順次選定する。2または3個の対象出力時間がある場合には、最後、最初、中間の出力時間の順にn個選定する。既に選定された核種である場合には、その出力時間で次に放射能と崩壊熱の高い核種が選定される。

(2) 指定割合以上の核種を選定 : IPRTB2=2

RPRTB2 [%] が指定割合となり、全放射能と全崩壊熱に対する核種の割合が指定割合以上のものを選定する。指定割合には任意の値を指定することができる。これらの指定値は、放射能と崩壊熱に対して共通に使用される。

(3) ユーザーが核種を指定する: IPRTB2=3 (n=int(RPRTB2))

ユーザーが与えるn個の指定核種を入力データの第8カードから読み込む。

自動選定(IPRTB2=1)と指定割合(IPRTB2=2)の方法では、選定された核種が放射能と崩壊熱で異なる場合がある。

5.7 MCNP用ガンマ線源カード作成

放射性核種の崩壊により放出される崩壊ガンマ線は、加速器等のビーム照射後の照射物質周辺部における遮蔽、被曝、崩壊熱等の源となる。崩壊ガンマ線による周辺部への影響評価において、MCNPコードでガンマ線輸送計算を行うために必要な線源カードsdefを作成できる機能を追加した。

ガンマ線源のsdefカードを作成するには、入力データの第4カードのIGSDEFを1とすれば良い（詳細は付録Aを参照）。作成されるMCNP用sdefカードは、以下の仕様で固定名のファイル“out-gsdef”に出力される。

- (a) 対象領域（またはセル）と計算結果出力時間毎に1セットのsdefカードを出力する。複数領域をまとめたsdefカードは作成しない。
- (b) ガンマ線スペクトルの群構造は、IGGRPの指定に従う。
- (c) 線源weightは、領域体積を掛けた全ガンマ線強度とする。ユーザーへの追加情報として、コメント行に体積と、陽子ビーム照射の場合には線源陽子数、中性子照射のみの場合は中性子数を出力する。
- (d) 線源セル番号は、MCNPCELSが指定されていればその値を使用し、指定されていなければIREGSの値を使用する。

5.8 ガンマ線スペクトルの起源核種リスト

実験解析やベンチマーク計算、あるいはデバッグ用に、ガンマ線スペクトルの起源核種リストを作成する機能を追加した。入力データの第4カードのIGSORGを1とする（付録A参照）。作成されるガンマ線スペクトルの起源核種リストは、固定名のファイル“out-gamsporg”に出力される。このリストは、ガンマ線エネルギー群毎に寄与率の上位10核種と%表示の寄与率から構成されている。寄与核種数が10未満の場合には、実際に寄与する核種だけが出力される。ガンマ線束がゼロの群は、ファイルに出力されない。

5.9 全領域の結果積算機能

複数領域を取り扱う機能の導入により、領域毎に放射能や崩壊熱等の結果が出力される。計算を行う複数領域全体を統合した結果を評価したい場合のために、計算した全領域の積算結果が得られる機能をDCHAIN-SPに追加した。この積算結果機能は、出力時間毎の放射能と崩壊熱の上位30核種リスト、及び指定核種の表形式放射能と崩壊熱である。上位30核種は複数領域が計算される場合には常時出力される。指定核種の表形式出力を行うためには、入力データの第4カードのIPRTB3をIPRTB3>0またはIPRTB3=-1とすれば良い（付録A参照）。IPRTB3=-1の場合には、IPRTB2=3が必須である。IPRTB3>0の場合は第8カードにIPRTB3個の核種・元素を指定する。作成される全領域の積算結果は、固定名のファイル“out-allreg”に出力される。

6. コードの限界と今後の拡張

DCHAIN-SP コードは当初、高エネルギー粒子による核破碎反応で生成する核種の崩壊特性を計算するために開発された。20MeV 以下の放射化断面積には FENDL/A-2.0 ベースのデータを VITAMIN-J 形式の 175 群構造に変換したものを採用している。このため、NMTC/JAM コードによる核種生成計算や放射化断面積が適切であれば、核破碎反応や主に MeV 中性子が引き起こすしきい反応による放射能生成も適切に予測することが出来る。

しかし、低エネルギー中性子が関与する (n,γ) 反応や核分裂反応に対しては、断面積の群定数化に伴う計算精度の低下をもたらす場合がある。この原因は 2 つある。第 1 は熱中性子の取り扱いで、175 群では熱エネルギーを 2 つの群で表現しており、群定数化には室温で平衡に達したマックスウェル分布を仮定している。熱中性子がこれとは異なるエネルギー分布にある場合には、熱群の断面積が変わってくる。第 2 の原因は断面積の共鳴の取り扱いである。群定数化に際しては無限希釈を仮定しているが、この仮定が成り立たない一般の場合には、共鳴による中性子束の自己遮蔽効果により実効断面積は小さくなるため、作成された群定数は適切ではない。こうした断面積の群定数化に伴う問題点を解決する方法として、 (n,γ) 反応や核分裂反応に対しては別途計算した実効断面積か、あるいは実効断面積に中性子束を乗じて積分した後に得られる実効 1 群断面積を与えられるようにする方法が考えられる。これは今後の開発課題の一つである。

次に、4.5 節で述べたように、NMTC などで生成核種の準安定状態と基底状態を区別せずに核種生成率が与えられている場合に、DCHAIN-SP システムでは、これらの比を等確率という非常に粗い近似で取り扱っているという問題点がある。これらを区別して出力するコードを用いることができれば、DCHAIN-SP コードは無修正で両者を区別して取り扱うことが出来る。

DCHAIN-SP コードに後から様々な機能が付け加えられた経緯から、入力ファイルの構造が複雑になってしまった問題点があげられる。今後、ユーザーが理解しやすく使いやすいコードを目指してコードシステムを改良していく必要がある。また、本コードは大強度陽子加速器施設の放射線安全に係る許認可を受ける際の安全評価で重要な役割を果たすと考える。今後は、様々な利用可能な実験値を基にコードの精度を更に詳しく調べていくことが重要である。

7. 結 詞

従来の DCHAIN-SP コードに対して、(1) 核分裂過程の導入、(2) 20MeV 以下の放射化断面積データの改訂、及び (3) ユーザインターフェースの強化、の 3 点の改良を行い、DCHAIN-SP 2001 年版を作成した。これにより、今後の大強度陽子加速器計画諸施設の誘導放射能に関する安全設計の精度向上と効率化に貢献できるものと考える。

コードシステムの信頼性評価のために本高度化作業と平行して実施した、20MeV 以下の中性子照射に関するベンチマーク実験解析の結果については、別のレポートにまとめられている。今後、著者のグループでは NMTC/JAM コードとの組み合わせによる高エネルギー粒子による誘導放射能生成の精度評価のためのベンチマーク実験解析を行う予定である。

最後に、DCHAIN-SP コードを実際に使用するにあたり必要な、DCHAIN-SP 2001 年版マニュアル、DCHAIN-SP の実行とインストール法、核種生成率ファイルの書式、20 MeV 以下の中性子スペクトルファイルの書式、及びサンプル問題を、それぞれ付録 A～E にまとめた。

謝 辞

本コード高度化作業にあたり、使用経験と要望を寄せて頂いた日本原子力研究所中性子科学研究センターのユーザーの皆様に感謝の意を表します。

参考文献

- 1) Takada H., Yoshizawa N., Kosako K. and Ishibashi K.: "An Upgraded Version of the Nucleon Meson Transport Code: NMTC/JAERI97", JAERI-Data/Code 98-005 (1998).
- 2) Takada H.: "Recent Progress of Nucleon-Meson Transport Code Development at JAERI", Proc. International Conference on Mathematics and Computation, Reactor Physics and Environmental Analysis in Nuclear Applications, September 27-30, 1999, Madrid, Spain, 929 (2000).
- 3) Niita K., Nara Y., Takada T., Nakashima H., Chiba S. and Ikeda Y.: "Analysis of the Proton-Induced Reactions at 150 MeV - 24 GeV by High Energy Nuclear Reaction Code JAM", JAERI-Tech 99-065 (1999) (in Japanese).
- 4) Niita K., Takada H., Meigo S. and Ikeda Y.: "High Energy Particle Transport Code NMTC/JAM", Proc. 15th Meeting of the International Collaboration on Advanced Neutron Sources, ICANS-XV, November 6-9, 2000, Tsukuba, Japan (to be published).
- 5) Niita K., Meigo S., Takada H. and Ikeda Y.: "High Energy Particle Transport Code NMTC/JAM", to be published as a JAERI-Data/Code (2001).
- 6) Briesmeister J. F., (Ed.): "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C", LA-13709-M, Los Alamos National Laboratory (2000).
- 7) Takada H. and Kosako K.: "Development of the DCHAIN-SP Code for Analyzing Decay and Build-Up Characteristics of Spallation Products", JAERI-Data/Code 99-008 (1999).
- 8) Pashchenko A. B.: "Summary Report for IAEA Consultants' Meeting on Selection of Evaluations for the FENDL/A-2 Activation Cross Section Library", INDC(NDS)-341, International Atomic Energy Agency (1996).
- 9) Rider B. F. and Meek M. E.: "Compilation of Fission Product Yields", NEDO-12154-2 (E) (1979).
- 10) England T. R. and Rider B. F.: "Status of Fission Yield Evaluations", Proc. of NEANDC Specialists' Mtg. on Yields and Decay Data for Fission Product Nuclides, Brookhaven National Laboratory, BNL-51778, LA-UR-83-3531 (1983).
- 11) Rider B. F. and England T. R.: "Evaluation of Fission Product Yields for the USA National Nuclear Data Files", Proc. of OECD/NEA Specialists' Mtg. on Data for Decay Heat Predictions, Studsvik, Sweden, 434 (1987).
- 12) England T. R. and Rider B. F.: "Evaluation and Compilation of Fission-Product Yields", ENDF-349 (1992).

- 13) Tasaka K., Kataura J., Ihara H., Yoshida T., Iijima S., Nakasima R., Nakagawa T. and Takano H.: “JNDC Nuclear Data Library of Fission Products -Second Version-”, JAERI 1320 (1990).
- 14) Rose P. F.: “ENDF-201 ENDF/B-VI Summary Documentation”, BNL-NCS-17541 4th Edition (1991).
- 15) Wahl A. C.: “Nuclear-Charge Distribution and Delayed-Neutron Yield for Thermal-Neutron-Induced Fission of ^{235}U , ^{233}U , and ^{239}Pu and for Spontaneous Fission of ^{252}Cf ”, Atomic Data and Nuclear Data Tables, 39, 1 (1988).
- 16) Moriyama H. and Ohnishi T.: “Systematics of Fission Fragment Mass-Yield Curves”, Technical Reports of the Institute of Atomic Energy, Kyoto University, Report No. 166 (1974).
- 17) Maekawa F., Wada M. and Ikeda Y.: “Decay Heat Experiment and Validation of Calculation Code Systems for Fusion Reactor”, JAERI-Research 99-055 (1999).
- 18) Maekawa F. and Ikeda Y.: “Decay Heat Experiment on Thirty-Two Fusion Reactor Relevant Materials Irradiated by 14-MeV Neutrons”, Fusion Eng. Des., 47, 344 (2000).
- 19) Maekawa F., Wada M. and Ikeda Y.: “Experimental Validation of Decay Heat Calculation Codes and Associated Nuclear Data Libraries for Fusion Energy”, J. Nucl. Sci. Technol., 38, 53 (2000).
- 20) Nakajima Y.: “Status of the JENDL Activation File”, JAERI-Conf 96-008, 50 (1996).
- 21) Nakagawa T., Shibata K., Chiba S., Fukahori T., Nakajima Y., Kikuchi Y., Kawano T., Kanda Y., Ohsawa T., Matsunobu H., Kawai M., Zukeran A., Watanabe T., Igarasi S., Kosako K. and Asami T.: “Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-2: JENDL-3.2”, J. Nucl. Sci. Technol., 32, 1259 (1995).
- 22) Nakazawa M., Kobayashi K., Iwasaki S., Iguchi T., Sakurai K., Ikeda Y. and Nakagawa T.: “JENDL Dosimetry File”, JAERI 1325 (1992).
- 23) Ikeda Y., Konno C., Oishi k., Nakamura T., Miyade H., Kawade K., Yamamoto H. and Katoh T.: “Activation Cross Section Measurements for Fusion Reactor Structural Materials at Neutron Energy from 13.3 to 15.0 MeV Using FNS Facility”, JAERI 1312 (1988).
- 24) Konno C., Ikeda Y., Oishi K., Kawade K., Yamamoto H. and Maekawa H.: “Activation Cross Section Measurements at Neutron Energy from 13.3 to 15.0 MeV Using the FNS Facility”, JAERI 1329 (1993).
- 25) Kasugai Y., Yamamoto H., Kawade K. and Iida T.: “Measurement of (n,p) Cross-Sections for Shortlived Products by 13.3-14.9 MeV Neutrons”, Ann. Nucl. Energy, 25, 23 (1998).

- 26) Kasugai Y., Yamamoto H., Kawade K. and Iida T.: "Measurement of (n,α) Cross-Sections for Shortlived Products by 13.3-14.9 MeV Neutrons", Ann. Nucl. Energy, 25, 1485 (1998).
- 27) Katoh T., Kawade K. and Yamamoto H.: "Measurement of Activation Cross Sections", JAERI-M 89-083 (1989) (in Japanese).
- 28) Kasugai Y., Ikeda Y., Yamamoto H. and Kawade K.: "Systematics for (n,p) Excitation Functions in the Neutron Energy between 13.3 and 15.0 MeV", Ann. Nucl. Energy, 23, 1429 (1996).
- 29) Kasugai Y., Ikeda Y., Yamamoto H. and Kawade K.: "Systematics for (n,α) Excitation Functions in the Neutron Energy between 13.3 and 15.0 MeV", Ann. Nucl. Energy, 23, 421 (1998).
- 30) Manokhin V. N.: "Systematics and Evaluation of $(n,2n)$ and $(n,3n)$ Cross-Sections", INDC(CCP)-398, International Atomic Energy Agency (1996).
- 31) Kasugai Y., Maekawa F. and Ikeda Y.: "Activation Cross Section for Mercury Isotopes in the Neutron Energy Range between 13.4 and 14.9 MeV", to be published in Nucl. Sci. Eng. (2001).
- 32) Kasugai Y., Maekawa F., Kai T., Ikeda Y. and Takeuchi H.: "Integral Experiment on Induced Radioactivity and Decay-Heat of Mercury with 14 MeV Neutrons", to be presented at International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, Oct. 7-12, 2001, Tsukuba, Japan.
- 33) Shibata K., Fukahori T., Chiba S. and Yamamuro N.: "Evaluation of Neutron Nuclear Data for Mercury", J. Nucl. Sci. Technol., 34, 1171 (1997).
- 34) Mughabghab S. F.: "Neutron Cross Sections Volume I, Neutron Resonance Parameters and Thermal Cross Sections Part B Z = 61 - 100", Academic Press, Inc., Orlando, USA (1984).
- 35) Forrest R. A.: "Systematics of Neutron-Induced Threshold Reactions with Charged Products at about 14.5 MeV", AERE-R-12419 (1986).
- 36) Wolfle R., Qaim S. M., Liskien H. and Widera R.: "Systematic Studies of Excitation Functions of (n,t) Reactions on Medium and Heavy Mass Nuclei", Radiochimica Acta, 50, 5 (1990).

Table 3.1 List of nuclides for which the fission cross section is given in FENDL/A-2.0⁸⁾ with total number of energy groups.

nuclide	group
Rn-211	175
Rn-222	175
Ra-223	175
Ra-224	175
Ra-225	175
Ra-226	175
Ra-228	175
Ac-225	175
Ac-226	175
Ac-227	175
Th-227	175
Th-228	80
Th-229	175
Th-230	175
Th-231	175
Th-232	175
Th-234	56
Pa-228	175
Pa-229	175
Pa-230	175
Pa-231	175
Pa-232	175
Pa-233	175
U-230	175
U-231	175
U-232	175
U-233	175
U-234	175
U-235	175
U-236	175
U-237	175
U-238	175

nuclide	group
Np-234	175
Np-235	175
Np-236	175
Np-237	175
Np-238	175
Np-239	175
Pu-236	175
Pu-237	175
Pu-238	175
Pu-239	175
Pu-240	175
Pu-241	175
Pu-242	175
Pu-244	175
Pu-246	175
Am-240	175
Am-241	175
Am-242	175
Am-242m	175
Am-243	175
Cm-240	175
Cm-241	175
Cm-242	175
Cm-243	175
Cm-244	175
Cm-245	175
Cm-246	175
Cm-247	175
Cm-248	175

Table 3.2 Nuclides for which fission yield data are given in ENDF/B-VI¹⁴⁾ and JNDC-FP¹³⁾.

fissionable nuclide	ENDF/B-VI				JNDC FP 2nd			
	thermal	fast	fusion	sponta.	thermal	fast	fusion	sponta.
Th-227								
Th-229								
Th-232								
Pa-231								
U-232								
U-233								
U-234								
U-235								
U-236								
U-237								
U-238								
Np-237								
Np-238								
Pu-238								
Pu-239								
Pu-240								
Pu-241								
Pu-242								
Am-241								
Am-242m								
Am-243								
Cm-242								
Cm-243								
Cm-244								
Cm-245								
Cm-246								
Cm-248								
Cf-249								
Cf-250								
Cf-251								
Cf-252								
Es-253								
Es-254								
Fm-254								
Fm-255								
Fm-256								

thermal: thermal neutron field
 fast: fast neutron field
 fusion: fusion neutron field ($E=14\text{MeV}$)
 sponta.: spontaneous fission

Table 3.3 List of nuclides for which spontaneous fission yield data are given.

Nuclide	Branching Ratio	Source	Nuclide	Branching Ratio	Source
Th-230	5.000E-13*	CYI Calc.	Cm-240	3.900E-08	CYI Calc.
Th-232	1.000E-11	CYI Calc.	Cm-242	6.200E-08	CYI Calc.
Pa-231	3.000E-12	CYI Calc.	Cm-243	5.300E-11	CYI Calc.
U-233	6.000E-11	CYI Calc.	Cm-244	1.347E-06	ENDF/B-VI
U-234	1.730E-11	CYI Calc.	Cm-245	6.100E-09	CYI Calc.
U-235	7.000E-11	CYI Calc.	Cm-246	2.615E-04	ENDF/B-VI
U-236	9.600E-10	CYI Calc.	Cm-248	8.390E-02	ENDF/B-VI
U-236m	1.300E-01	CYI Calc. (U-236)	Cm-250	8.000E-01	CYI Calc.
U-238	5.380E-07	ENDF/B-VI	Bk-249	4.700E-10	CYI Calc.
U-238m	5.000E-02	ENDF/B-VI (U-238)	Cf-246	2.500E-06	CYI Calc.
Np-237	2.000E-12	CYI Calc.	Cf-248	2.900E-05	CYI Calc.
Pu-236	1.360E-09	CYI Calc.	Cf-249	5.000E-09	CYI Calc.
Pu-238	1.900E-09	CYI Calc.	Cf-250	7.700E-04	ENDF/B-VI
Pu-239	3.100E-12	CYI Calc.	Cf-252	3.092E-02	ENDF/B-VI
Pu-240	5.700E-08	CYI Calc.	Cf-254	9.969E-01	CYI Calc.
Pu-241	2.400E-16	CYI Calc.	Es-253	8.700E-08	ENDF/B-VI
Pu-242	5.500E-06	CYI Calc.	Es-254	4.500E-04	CYI Calc.
Pu-244	1.230E-03	CYI Calc.	Fm-254	5.920E-04	ENDF/B-VI
Am-241	4.300E-12	CYI Calc.	Fm-255	2.400E-07	CYI Calc.
Am-242m	1.500E-10	CYI Calc. (Am-242)	Fm-256	9.190E-01	ENDF/B-VI
Am-243	3.700E-11	CYI Calc.			

(* Read 5.000E-13 as 5.000×10^{-13})

Table 4.1 List of revised activation cross sections in the DCHAIN-SP library.

Revised Reaction	Data Source & Factor for Revision
$^{23}\text{Na}(\text{n},2\text{n})^{22}\text{Na}$	JENDL/Dosimetry-99
$^{23}\text{Na}(\text{n},\text{p})^{23}\text{Ne}$	JENDL/Act-96
$^{32}\text{S}(\text{n},\text{t})^{30}\text{P}$	JENDL/Act-96
$^{40}\text{Ca}(\text{n},\text{t})^{38}\text{K}$	FENDL/A-2.0 x 1/278.54
$^{50}\text{Ti}(\text{n},\text{p})^{50\text{g}}\text{Sc}, {}^{50\text{m}}\text{Sc}$	JENDL/Act-96 x 1.1
$^{55}\text{Mn}(\text{n},\alpha)^{52}\text{V}$	FENDL/A-2.0 x 0.9
$^{55}\text{Mn}(\text{n},\text{p})^{55}\text{Cr}$	JENDL/Act-96
$^{58}\text{Ni}(\text{n},\text{p})^{58\text{g}}\text{Co}, {}^{58\text{m}}\text{Co}$	JENDL/Act-96, low energy tail eliminated
$^{62}\text{Ni}(\text{n},\text{p})^{62\text{g}}\text{Co}$	FENDL/A-2.0 x 1.1
$^{62}\text{Ni}(\text{n},\text{p})^{62\text{m}}\text{Co}$	FENDL/A-2.0 x 1.4
$^{63}\text{Cu}(\text{n},\alpha)^{60\text{g}}\text{Co}, {}^{60\text{m}}\text{Co}$	FENDL/A-2.0 x 1.2
$^{88}\text{Sr}(\text{n},2\text{n})^{87\text{m}}\text{Sr}$	FENDL/A-2.0 x 1.1
$^{88}\text{Sr}(\text{n},\text{p})^{88}\text{Rb}$	JENDL/Act-96 x 1.3
$^{89}\text{Y}(\text{n},\alpha)^{86\text{m}}\text{Rb}$	FENDL/A-2.0 x 2.0
$^{92}\text{Mo}(\text{n},2\text{n})^{91\text{g}}\text{Mo}, {}^{91\text{m}}\text{Mo}$	JENDL/Act-96
$^{112}\text{Sn}(\text{n},2\text{n})^{111}\text{Sn}$	JENDL/Act-96 x 1.15
$^{118}\text{Sn}(\text{n},\text{p})^{118\text{g}}\text{In}, {}^{118\text{m1}}\text{In}, {}^{118\text{m2}}\text{In}$	FENDL/A-2.0 x 1.6
$^{120}\text{Sn}(\text{n},\text{p})^{120\text{g}}\text{In}, {}^{120\text{m1}}\text{In}, {}^{120\text{m2}}\text{In}$	FENDL/A-2.0 x 1.5
$^{185}\text{Re}(\text{n},2\text{n})^{184\text{g}}\text{Re}, {}^{184\text{m}}\text{Re}$	FENDL/A-2.0 x 0.8
$^{181}\text{Ta}(\text{n},2\text{n})^{180\text{g}}\text{Ta}$	JENDL/Act-96
$^{184}\text{W}(\text{n},\text{p})^{184}\text{Ta}$	JENDL/Act-96
$^{186}\text{W}(\text{n},2\text{n})^{185\text{g}}\text{W}, {}^{185\text{m}}\text{W}$	m/g ratio modified
$^{186}\text{W}(\text{n},\text{p})^{186}\text{Ta}$	FENDL/A-2.0 x 0.8
$^{196}\text{Hg}(\text{n},2\text{n})^{195\text{g}}\text{Hg}$	JENDL-3.3 x 1.4
$^{196}\text{Hg}(\text{n},2\text{n})^{195\text{m}}\text{Hg}$	JENDL-3.3
$^{198}\text{Hg}(\text{n},2\text{n})^{197\text{g}}\text{Hg}, {}^{197\text{m}}\text{Hg}$	JENDL-3.3, m/g ratio modified
$^{198}\text{Hg}(\text{n},\text{p})^{198\text{g}}\text{Au}$	FENDL/A-2.0 x 1.6
$^{199}\text{Hg}(\text{n},2\text{n})^{198}\text{Hg}$	JENDL-3.3
$^{199}\text{Hg}(\text{n},\text{n}')^{199\text{m}}\text{Hg}$	FENDL/A-2.0 x 0.6
$^{199}\text{Hg}(\text{n},\text{p})^{199}\text{Au}$	FENDL/A-2.0 x 1.6
$^{200}\text{Hg}(\text{n},2\text{n})^{199\text{g}}\text{Hg}, {}^{199\text{m}}\text{Hg}$	JENDL-3.3
$^{200}\text{Hg}(\text{n},\text{p})^{200\text{m}}\text{Au}$	FENDL/A-2.0 x 5.0
$^{201}\text{Hg}(\text{n},2\text{n})^{200}\text{Hg}$	JENDL-3.3
$^{201}\text{Hg}(\text{n},\text{p})^{201}\text{Au}$	FENDL/A-2.0 x 2.0
$^{202}\text{Hg}(\text{n},2\text{n})^{201}\text{Hg}$	JENDL-3.3
$^{202}\text{Hg}(\text{n},\text{p})^{202}\text{Au}$	JENDL-3.3
$^{204}\text{Hg}(\text{n},2\text{n})^{203}\text{Hg}$	JENDL-3.3
$^{204}\text{Hg}(\text{n},\text{p})^{204}\text{Au}$	JENDL-3.3
$^{204}\text{Pb}(\text{n},2\text{n})^{203\text{g}}\text{Pb}, {}^{203\text{m}}\text{Pb}$	JENDL-3.2, m/g ratio from FENDL/A-2.0
$^{208}\text{Pb}(\text{n},\text{p})^{208}\text{Tl}$	FENDL/A-2.0 x 1.5
$^{209}\text{Bi}(\text{n},\text{p})^{209}\text{Pb}$	FENDL/A-2.0 x 2.0
$^{209}\text{Bi}(\text{n},\text{g})^{210\text{g}}\text{Bi}, {}^{210\text{m}}\text{Bi}$	JENDL/Act-96

Table 4.2 List of revised tritium production cross sections in the DCHAIN-SP library.

Revised Reaction	Data Source & Factor for revision
$^{10}\text{B}(\text{n},\text{t})^{8}\text{Be}$	FENDL/A-2.0 x 1.5
$^{16}\text{O}(\text{n},\text{t})^{14}\text{N}$	FENDL/A-2.0 x 0.02
$^{17}\text{O}(\text{n},\text{t})^{15}\text{N}$	FENDL/A-2.0 x 10
$^{18}\text{O}(\text{n},\text{t})^{16}\text{N}$	FENDL/A-2.0 x 100
$^{19}\text{F}(\text{n},\text{n}'\text{t})^{16}\text{O}$	FENDL/A-2.0 x 0.1
$^{46}\text{Ti}(\text{n},\text{t})^{44m}\text{Sc}, ^{44g}\text{Sc}$	FENDL/A-2.0 x 0.2
$^{51}\text{V}(\text{n},\text{t})^{49}\text{Ti}$	FENDL/A-2.0 x 10
$^{53}\text{Cr}(\text{n},\text{t})^{51}\text{V}$	FENDL/A-2.0 x 0.1
$^{54}\text{Cr}(\text{n},\text{t})^{52}\text{V}$	FENDL/A-2.0 x 0.1
$^{54}\text{Fe}(\text{n},\text{t})^{52m}\text{Mn}$	FENDL/A-2.0 x 0.01
$^{54}\text{Fe}(\text{n},\text{t})^{52g}\text{Mn}$	FENDL/A-2.0 x 0.1
$^{57}\text{Fe}(\text{n},\text{t})^{55}\text{Mn}$	FENDL/A-2.0 x 5
$^{58}\text{Fe}(\text{n},\text{t})^{56}\text{Mn}$	FENDL/A-2.0 x 5
$^{65}\text{Cu}(\text{n},\text{t})^{63}\text{Ni}$	FENDL/A-2.0 x 10
$^{83}\text{Kr}(\text{n},\text{t})^{81}\text{Br}$	FENDL/A-2.0 x 0.1
$^{92}\text{Mo}(\text{n},\text{t})^{90m}\text{Nb}, ^{90g}\text{Nb}$	FENDL/A-2.0 x 0.01
$^{151}\text{Eu}(\text{n},\text{t})^{149}\text{Sm}$	FENDL/A-2.0 x 0.1
$^{152}\text{Eu}(\text{n},\text{t})^{150}\text{Sm}$	FENDL/A-2.0 x 0.1
$^{153}\text{Eu}(\text{n},\text{t})^{151}\text{Sm}$	FENDL/A-2.0 x 0.1
$^{154}\text{Eu}(\text{n},\text{t})^{152}\text{Sm}$	FENDL/A-2.0 x 0.1
$^{197}\text{Au}(\text{n},\text{t})^{195}\text{Pt}$	FENDL/A-2.0 x 0.2
$^{239}\text{Pu}(\text{n},\text{t})^{237}\text{Np}$	FENDL/A-2.0 x 200

Table 5.1 Energy group boundaries [MeV] for gamma-rays available in the DCHAIN-SP code (1/2).

<u>group</u>	<u>HILO86</u>	<u>BERMUDA</u>	<u>VITAMIN-I</u>	<u>THIDA-2(54g)</u>	<u>THIDA-2(78g)</u>	<u>FNS</u>	<u>FISPACT3</u>
1	20.000	20.000	50.000	3.000	7.600	14.000	20.000
2	14.000	16.000	30.000	2.700	7.400	12.000	14.000
3	12.000	14.000	20.000	2.500	7.200	10.000	12.000
4	10.000	12.000	14.000	2.300	7.000	9.000	10.000
5	8.000	10.000	12.000	2.100	6.800	8.000	8.000
6	7.500	9.000	10.000	2.000	6.600	7.500	6.500
7	7.000	8.000	8.000	1.900	6.400	7.000	5.000
8	6.500	7.500	7.500	1.800	6.200	6.500	4.000
9	6.000	7.000	7.000	1.700	6.000	6.000	3.000
10	5.500	6.500	6.500	1.600	5.800	5.500	2.500
11	5.000	6.000	6.000	1.500	5.600	5.000	2.000
12	4.500	5.500	5.500	1.400	5.400	4.500	1.660
13	4.000	5.000	5.000	1.300	5.200	4.000	1.440
14	3.500	4.500	4.500	1.200	5.000	3.500	1.220
15	3.000	4.000	4.000	1.100	4.800	3.000	1.000
16	2.500	3.500	3.500	1.000	4.600	2.500	0.800
17	2.000	3.000	3.000	0.900	4.400	2.250	0.600
18	1.500	2.500	2.500	0.810	4.200	2.000	0.400
19	1.000	2.250	2.000	0.730	4.000	1.750	0.300
20	0.400	2.000	1.660	0.660	3.800	1.500	0.200
21	0.200	1.750	1.500	0.600	3.600	1.375	0.100
22	0.100	1.500	1.340	0.550	3.400	1.250	0.050
23	0.010	1.375	1.330	0.500	3.200	1.125	0.020
24		1.250	1.000	0.450	3.100	1.000	0.010
25		1.125	0.800	0.400	3.000	0.900	
26		1.000	0.700	0.360	2.700	0.800	
27		0.900	0.600	0.330	2.500	0.700	
28		0.800	0.512	0.300	2.300	0.600	
29		0.700	0.510	0.270	2.100	0.520	
30		0.600	0.450	0.250	2.000	0.500	
31		0.512	0.400	0.230	1.900	0.400	
32		0.510	0.300	0.210	1.800	0.300	
33		0.450	0.200	0.200	1.700	0.200	
34		0.400	0.150	0.190	1.600	0.150	
35		0.300	0.100	0.180	1.500	0.100	
36		0.200	0.075	0.170	1.400	0.080	
37		0.150	0.070	0.160	1.300	0.060	
38		0.100	0.060	0.150	1.200	0.045	
39		0.080	0.045	0.140	1.100	0.030	
40		0.060	0.030	0.130	1.000	0.020	
41		0.045	0.020	0.120	0.900	0.010	
42		0.030	0.010	0.110	0.810		
43		0.020	0.001	0.100	0.730		
44		0.010		0.090	0.660		
45		0.000		0.081	0.600		
46				0.073	0.550		
47				0.066	0.500		
48				0.060	0.450		
49				0.055	0.400		
50				0.050	0.360		
51				0.045	0.330		
52				0.040	0.300		
53				0.036	0.270		
54				0.033	0.250		
55				0.030	0.230		
56					0.210		
57					0.200		

Table 5.1 Energy group boundaries [MeV] for gamma-rays available in the DCHAIN-SP code (2/2).

<u>group</u>	<u>HILO86</u>	<u>BERMUDA</u>	<u>VITAMIN-I</u>	<u>THIDA-2(54g)</u>	<u>THIDA-2(78g)</u>	<u>FNS</u>	<u>FISPACT3</u>
58					0.190		
59					0.180		
60					0.170		
61					0.160		
62					0.150		
63					0.140		
64					0.130		
65					0.120		
66					0.110		
67					0.100		
68					0.090		
69					0.081		
70					0.073		
71					0.066		
72					0.060		
73					0.055		
74					0.050		
75					0.045		
76					0.040		
77					0.036		
78					0.033		
79					0.030		

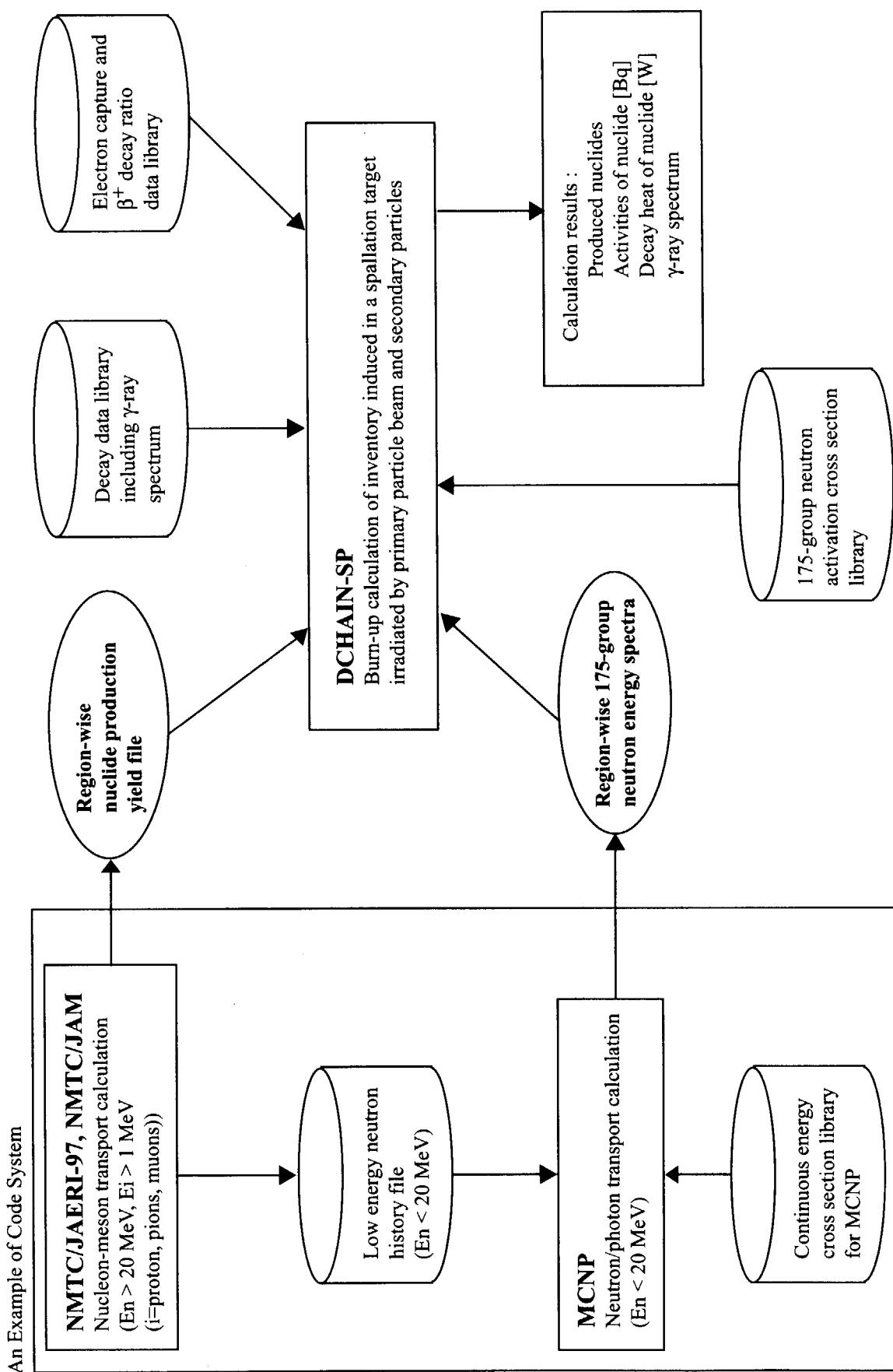


Fig. 2.1 Flow of high energy particle induced radioactivity calculations with the DCHAIN-SP code.

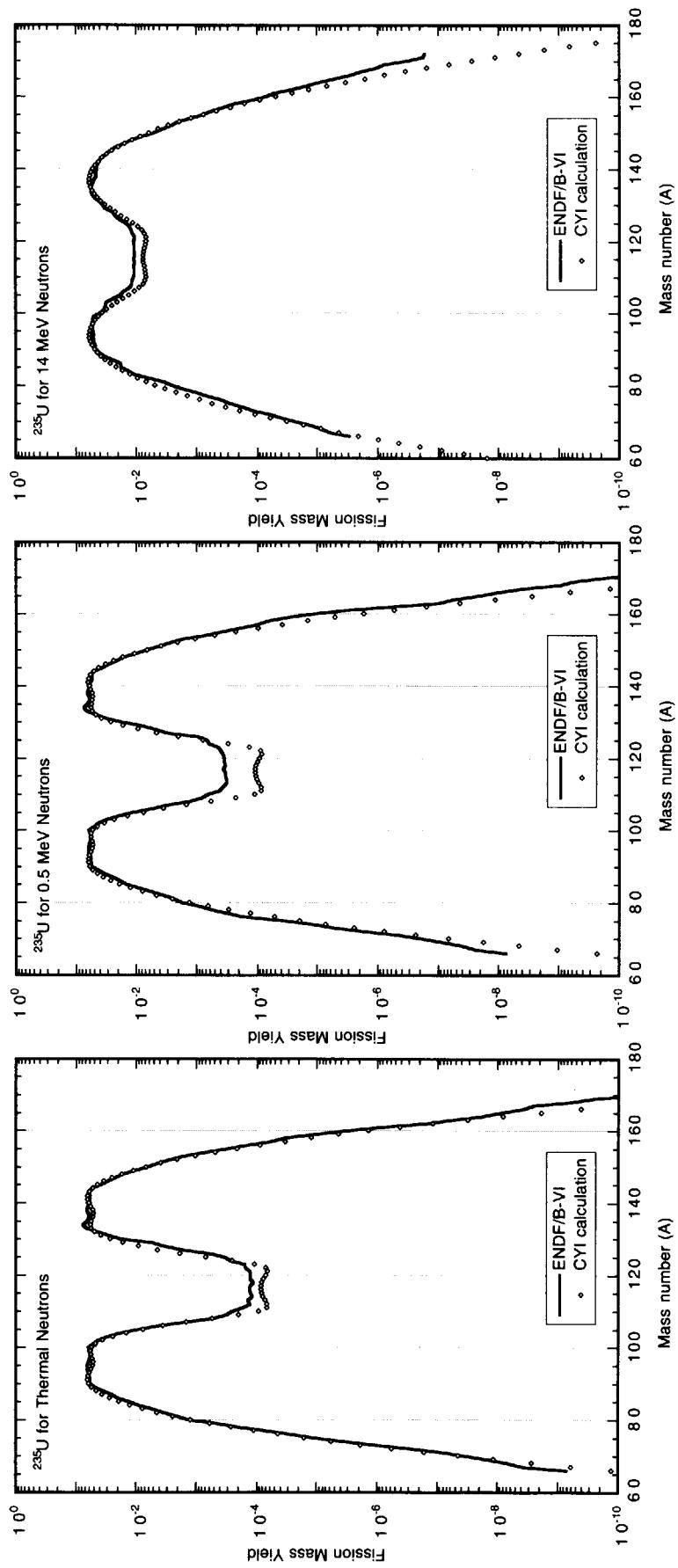


Fig. 3.1 Comparison of fission mass yields for ^{235}U for thermal, fast and fusion neutrons in ENDF/B-VI and those calculated with the CYI code.

1st record ('fissile:', 2I6)

- 1) 'fissile:' the identification name for the 1st record (8 characters)
- 2) IZF the atomic number of the fissile nuclide
- 3) IAF the mass number of the fissile nuclide

2nd record ('yield:', I10, I6)

- 1) 'yield:' the identification name for the 2nd record (8 characters)
- 2) IZAM the identification number of fission product nuclide
($Z \times 10000 + A \times 10 + IM$; Z = atomic number, A = mass number, IM = isomeric state identifier (0/1/2=ground state / first metastable state/ second metastable state))
- 3) IG0 a number of energy groups given of fission yield (VITAMIN-J 175-groups)

3rd record (10E11.4)

- 1) (FYIN(ig,IZ,IA),ig=1,IG0)
group-wise yield of nuclide IA produced by fission of nuclide IZ

<<Repeat 2nd and 3rd records by fission product nuclides for a fissile nuclide.>>

<<Sample list>>

```
fissile: 86 210
yield: 200600 175
0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00
0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00
0.0000E+00 0.0000E+00 5.5895E-22 4.3403E-21 8.6044E-21 1.1757E-20 1.7190E-20 2.4127E-20 3.1829E-20 4.0670E-20
5.1107E-20 6.3412E-20 7.6999E-20 9.7146E-20 1.2363E-19 1.5439E-19 1.8115E-19 1.9999E-19 2.2021E-19 2.4494E-19
2.7378E-19 3.0431E-19 3.3089E-19 3.4464E-19 3.5030E-19 3.5861E-19 3.7539E-19 4.0463E-19 4.4198E-19 4.8095E-19
5.2018E-19 5.5926E-19 5.9817E-19 6.3696E-19 6.7566E-19 7.1426E-19 7.5265E-19 7.9080E-19 8.2869E-19 8.6625E-19
9.0339E-19 9.5792E-19 1.0087E-18 1.0436E-18 1.0808E-18 1.1144E-18 1.1473E-18 1.1794E-18 1.2108E-18 1.2414E-18
1.2712E-18 1.3002E-18 1.3284E-18 1.3557E-18 1.3822E-18 1.4079E-18 1.4445E-18 1.4910E-18 1.5240E-18 1.5448E-18
1.5744E-18 1.6117E-18 1.6316E-18 1.6342E-18 1.6365E-18 1.6423E-18 1.6545E-18 1.6778E-18 1.7002E-18 1.7142E-18
1.7275E-18 1.7404E-18 1.7527E-18 1.7644E-18 1.7757E-18 1.7864E-18 1.7968E-18 1.8066E-18 1.8160E-18 1.8250E-18
1.8336E-18 1.8417E-18 1.8496E-18 1.8570E-18 1.8691E-18 1.8850E-18 1.8951E-18 1.8998E-18 1.9067E-18 1.9146E-18
1.9248E-18 1.9347E-18 1.9416E-18 1.9493E-18 1.9574E-18 1.9635E-18 1.9674E-18 1.9706E-18 1.9723E-18 1.9738E-18
1.9751E-18 1.9759E-18 1.9775E-18 1.9804E-18 1.9850E-18 1.9902E-18 1.9933E-18 1.9950E-18 1.9974E-18 1.9999E-18
2.0018E-18 2.0031E-18 2.0037E-18 2.0042E-18 2.0046E-18 2.0049E-18 2.0051E-18 2.0053E-18 2.0056E-18 2.0061E-18
2.0067E-18 2.0070E-18 2.0074E-18 2.0077E-18 2.0079E-18 2.0080E-18 2.0082E-18 2.0082E-18 2.0083E-18 2.0083E-18
2.0084E-18 2.0084E-18 2.0085E-18 2.0085E-18 2.0085E-18 2.0085E-18 2.0085E-18 2.0085E-18 2.0085E-18 2.0085E-18
2.0086E-18 2.0086E-18 2.0086E-18 2.0086E-18 2.0086E-18 2.0086E-18 2.0086E-18 2.0086E-18 2.0086E-18 2.0086E-18
2.0086E-18 2.0086E-18 2.0086E-18 2.0086E-18 2.0086E-18
yield: 200610 175
0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00
0.0000E+00 0.0000E+00 7.4755E-23 1.4613E-22 1.3775E-22 1.2257E-22 1.0759E-22 5.1385E-23 0.0000E+00 0.0000E+00
0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00
0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 0.0000E+00 5.3695E-23 1.2232E-22 1.4532E-22 1.6177E-22 1.7959E-22 2.0162E-22
2.2759E-22 2.5537E-22 2.7978E-22 2.9247E-22 2.9772E-22 3.0543E-22 3.2106E-22 3.4852E-22 3.8390E-22 4.2117E-22
4.5895E-22 4.9682E-22 5.3475E-22 5.7276E-22 6.1089E-22 6.4912E-22 6.8732E-22 7.2547E-22 7.6352E-22 8.0140E-22
8.3902E-22 8.9456E-22 9.4645E-22 9.8232E-22 1.0206E-21 1.0553E-21 1.0894E-21 1.1229E-21 1.1556E-21 1.1875E-21
```

(Data are omitted hereafter.)

Fig. 3.2 The data format for the fission yield library.

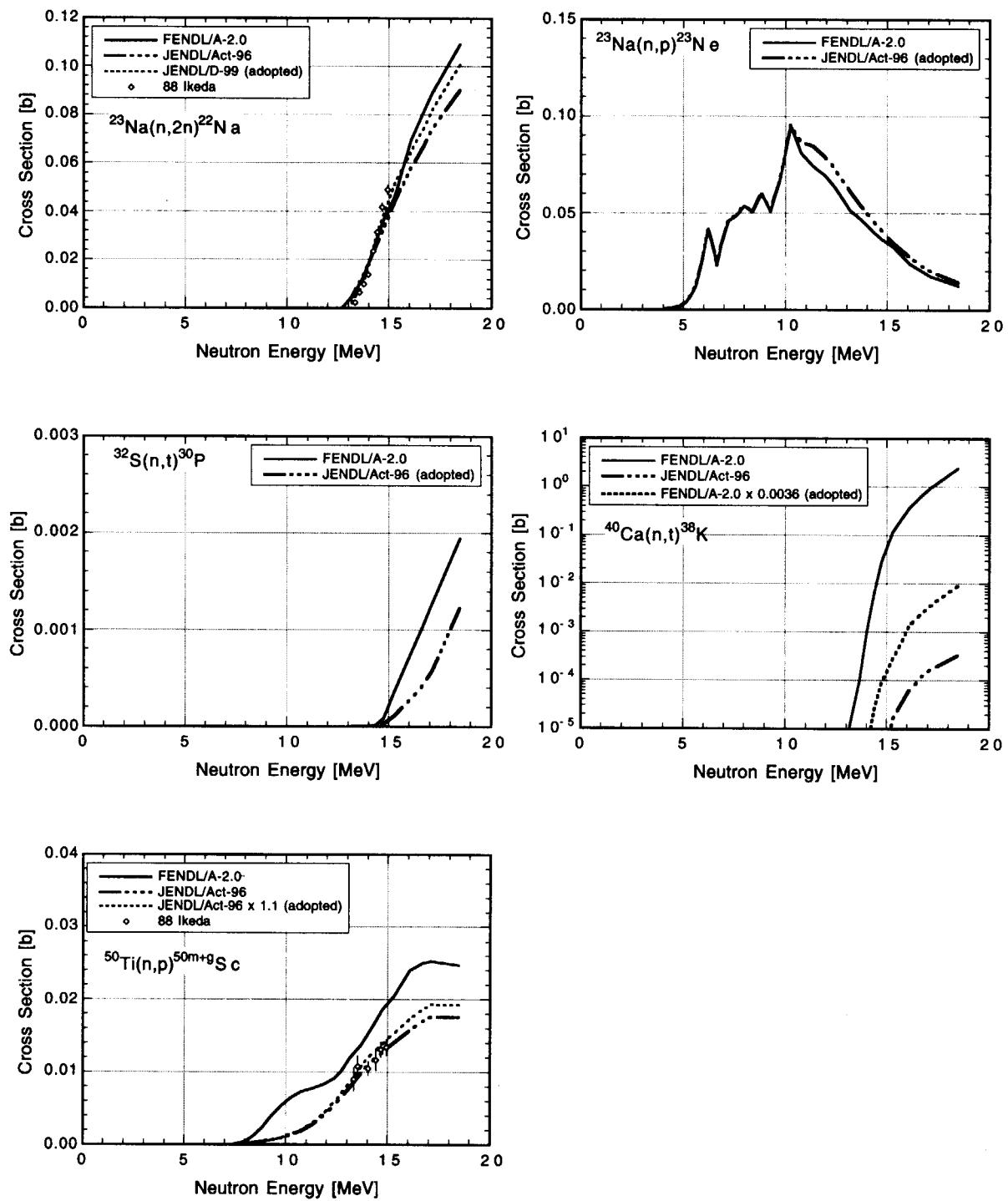


Fig. 4.1 Revised activation cross sections for ^{23}Na , ^{32}S , ^{40}Ca and ^{50}Ti in the DCHAIN-SP library.

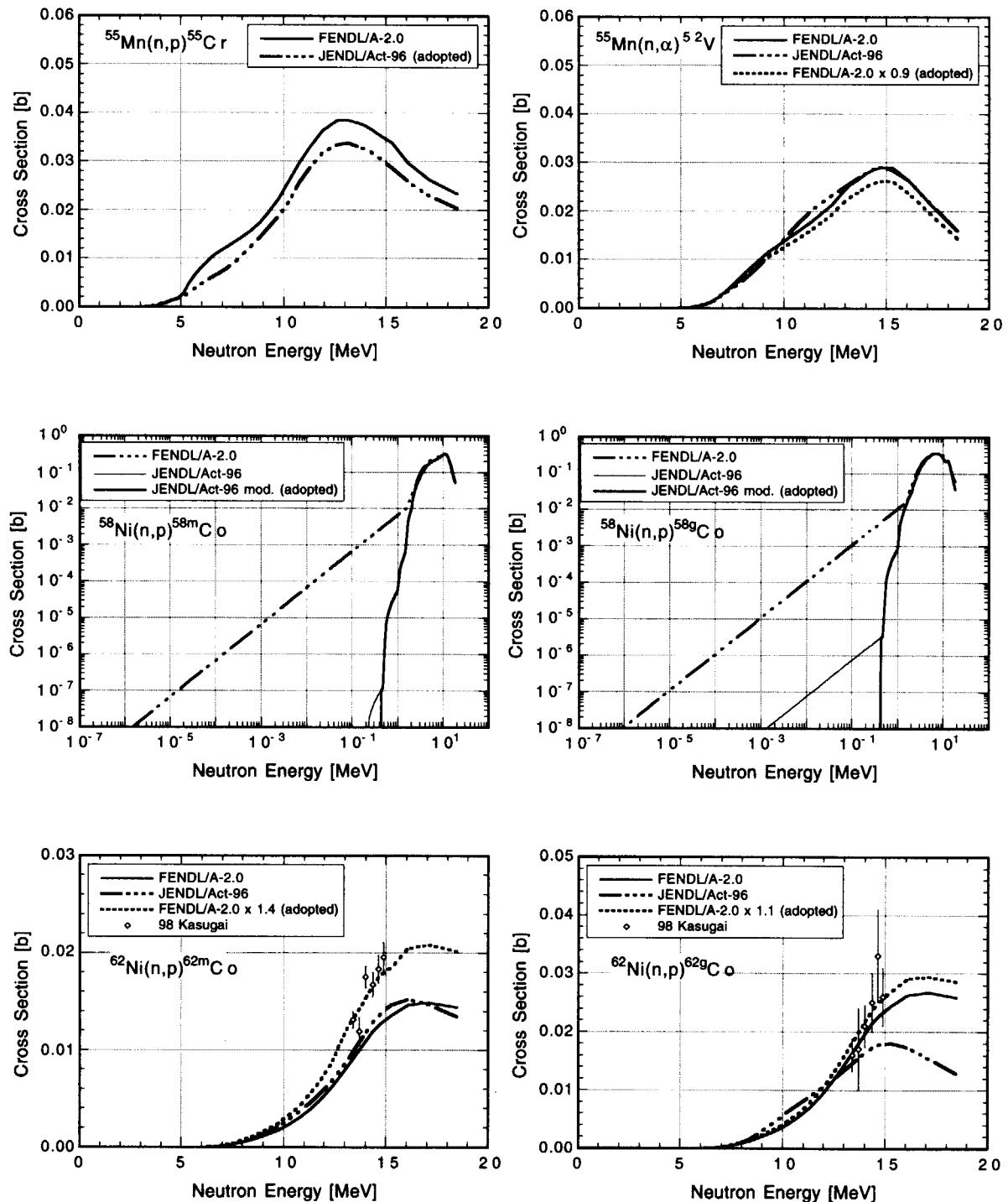


Fig. 4.2 Revised activation cross sections for ^{55}Mn , ^{58}Ni and ^{62}Ni in the DCHAIN-SP library.

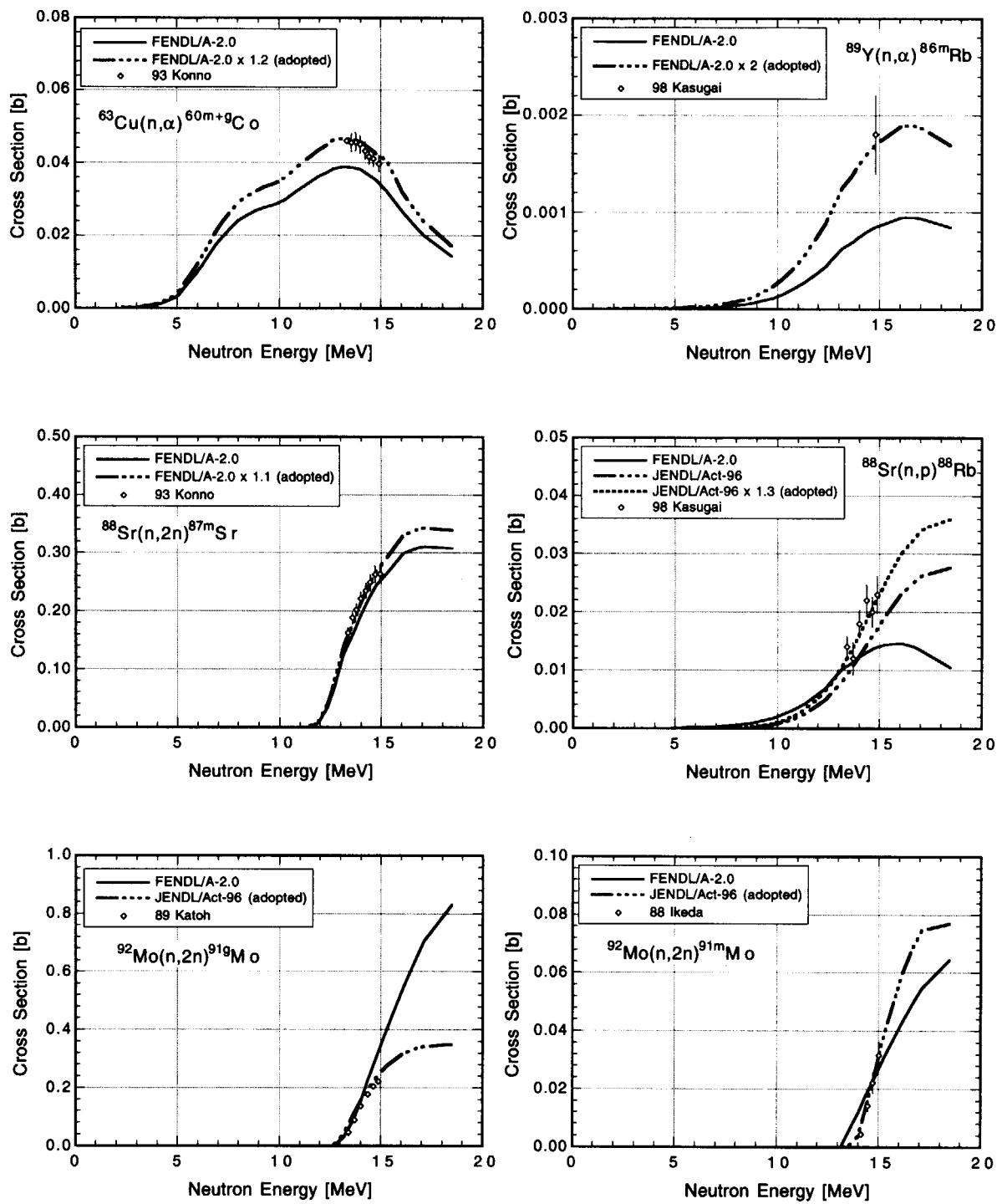


Fig. 4.3 Revised activation cross sections for ^{63}Cu , ^{88}Sr , ^{89}Y and ^{92}Mo in the DCHAIN-SP library.

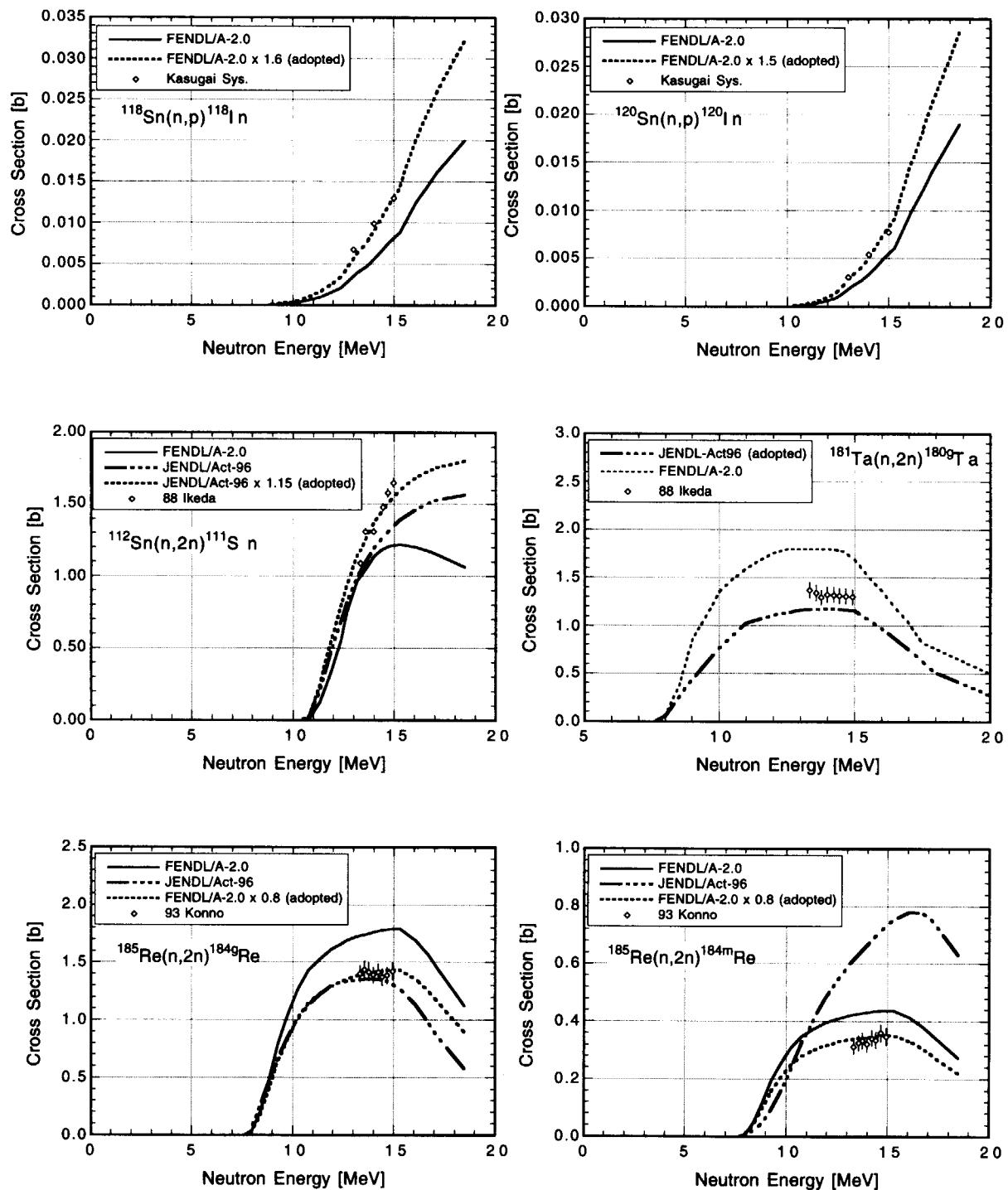


Fig. 4.4 Revised activation cross sections for ^{112}Sn , ^{118}Sn , ^{120}Sn , ^{181}Ta and ^{185}Re in the DCHAIN-SP library.

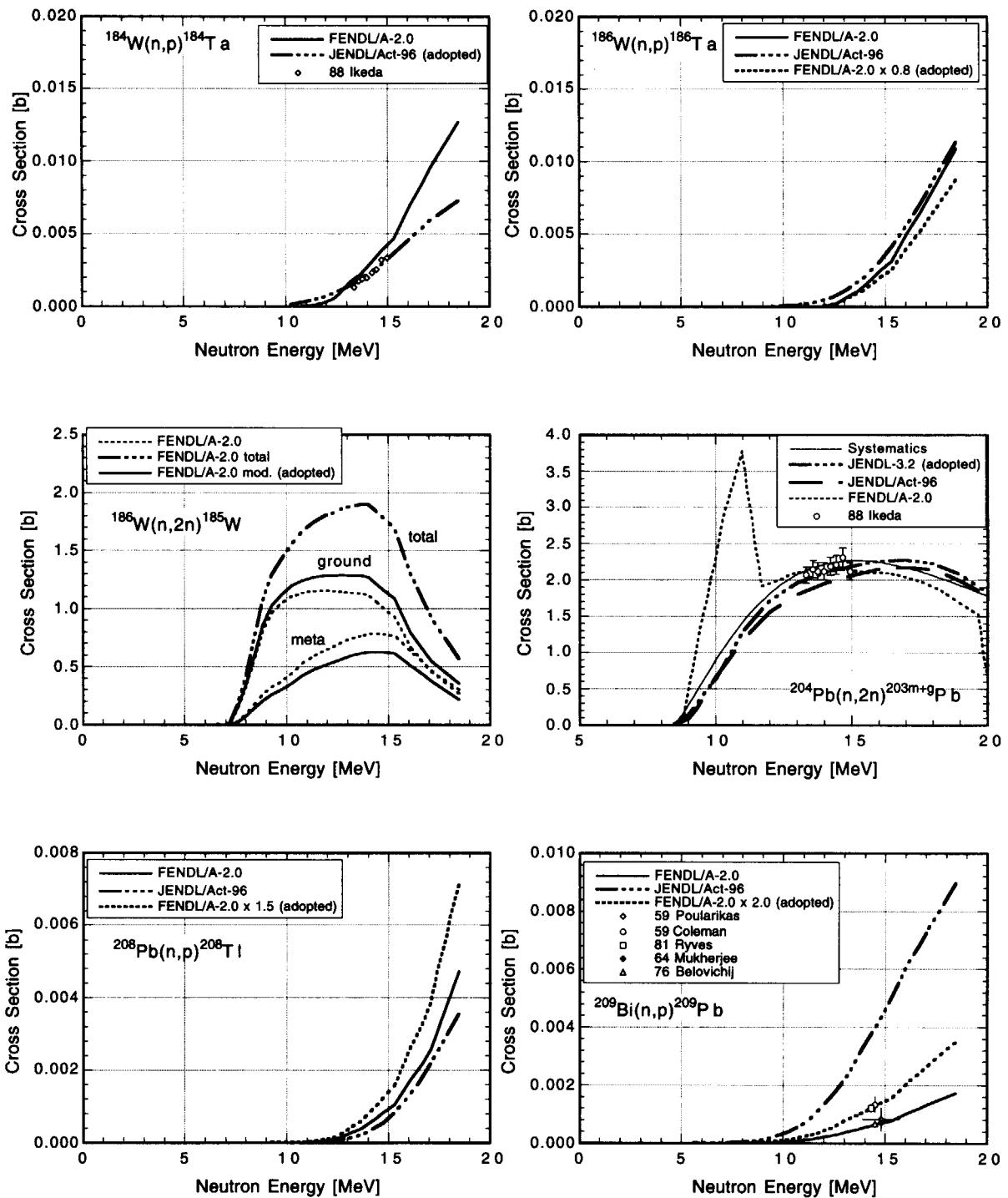


Fig. 4.5 Revised activation cross sections for ^{184}W , ^{186}W , ^{204}Pb , ^{208}Pb and ^{209}Bi in the DCHAIN-SP library.

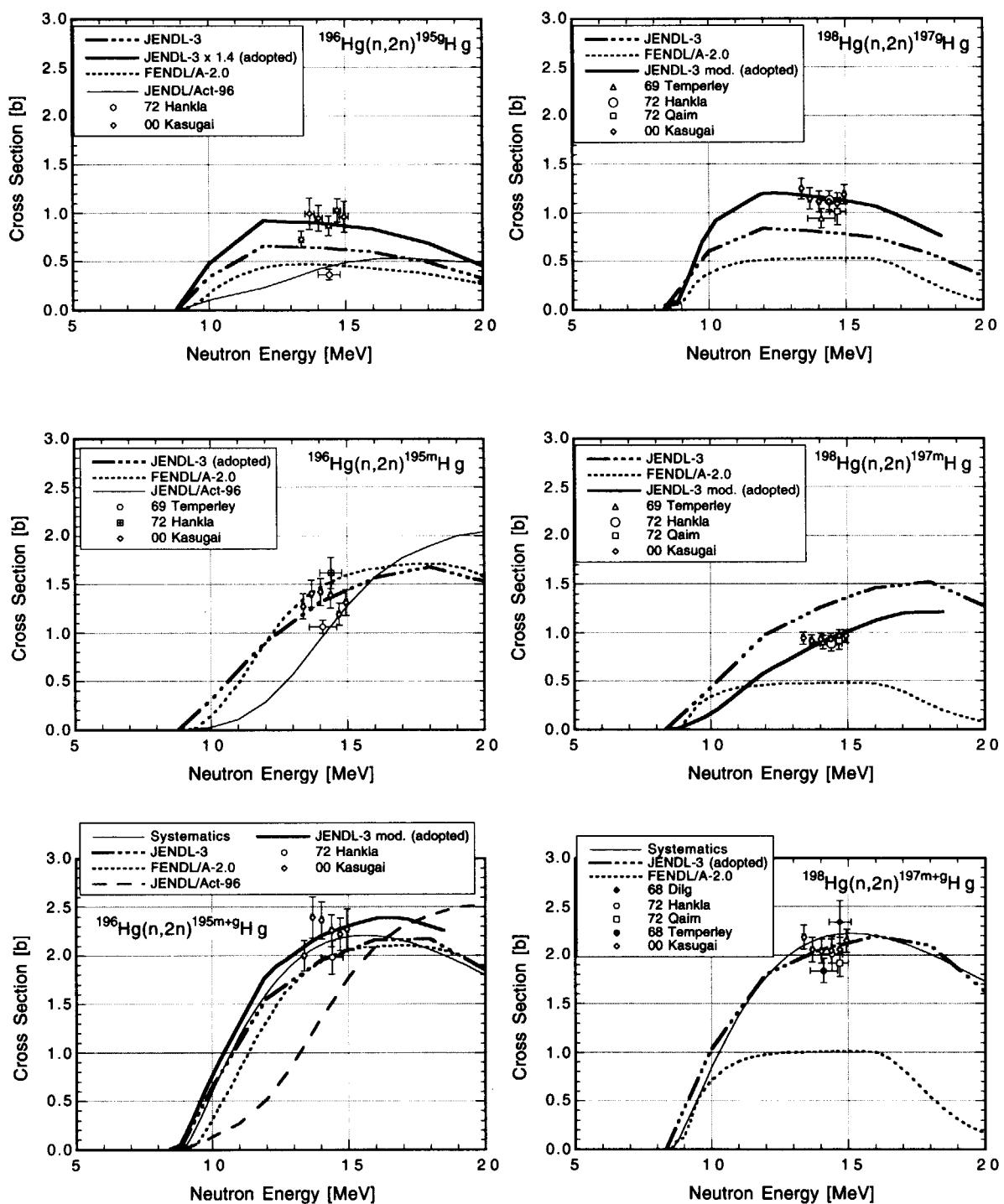


Fig. 4.6 Comparisons of the reaction cross sections in the evaluated nuclear data files with the experimental data for the $^{196}\text{Hg}(n,2n)$ and $^{198}\text{Hg}(n,2n)$ reactions.

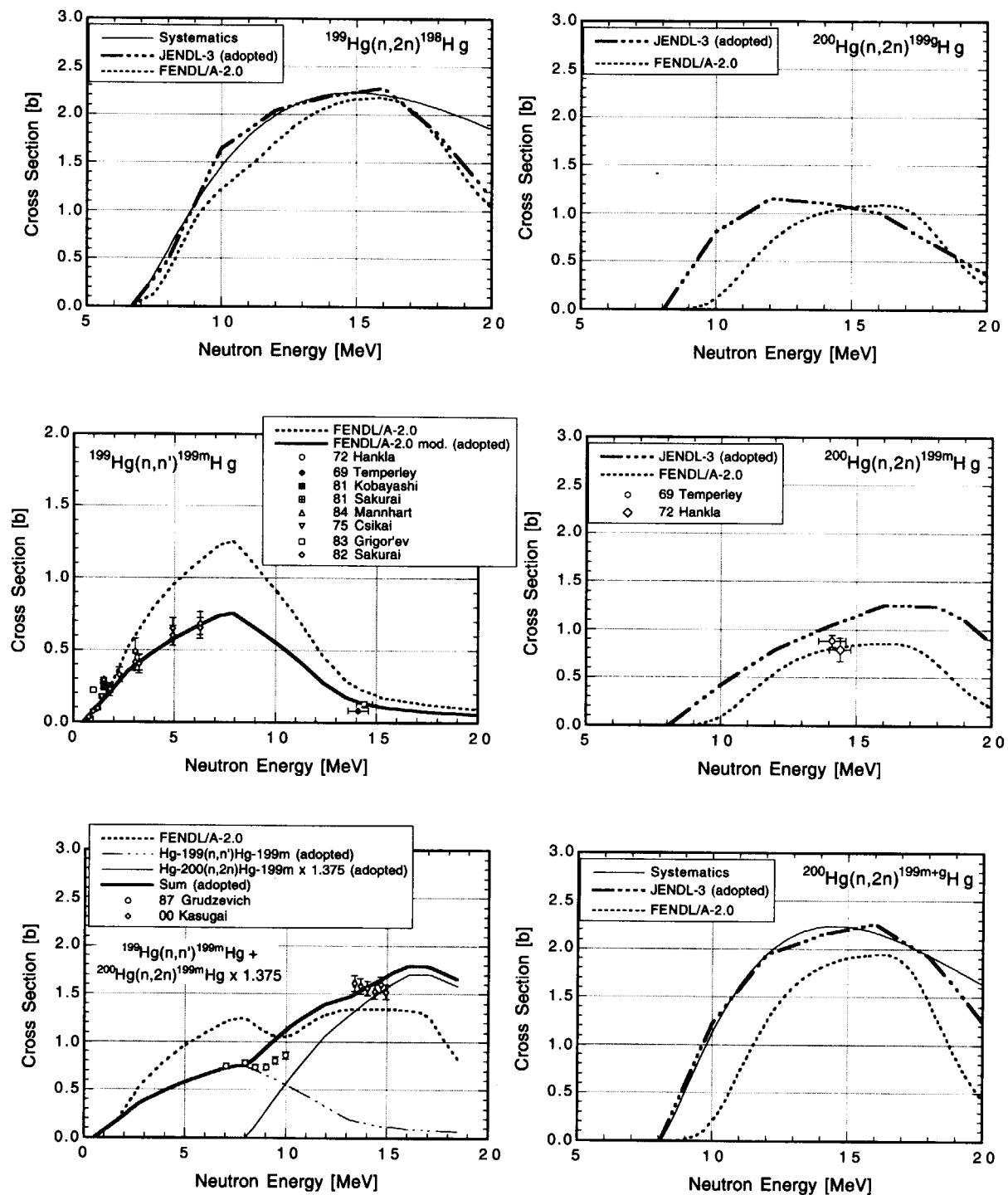


Fig. 4.7 Comparisons of the reaction cross sections in the evaluated nuclear data files with the experimental data for the $^{199}\text{Hg}(n,2n)$, $^{199}\text{Hg}(n,n')$ and $^{200}\text{Hg}(n,2n)$ reactions.

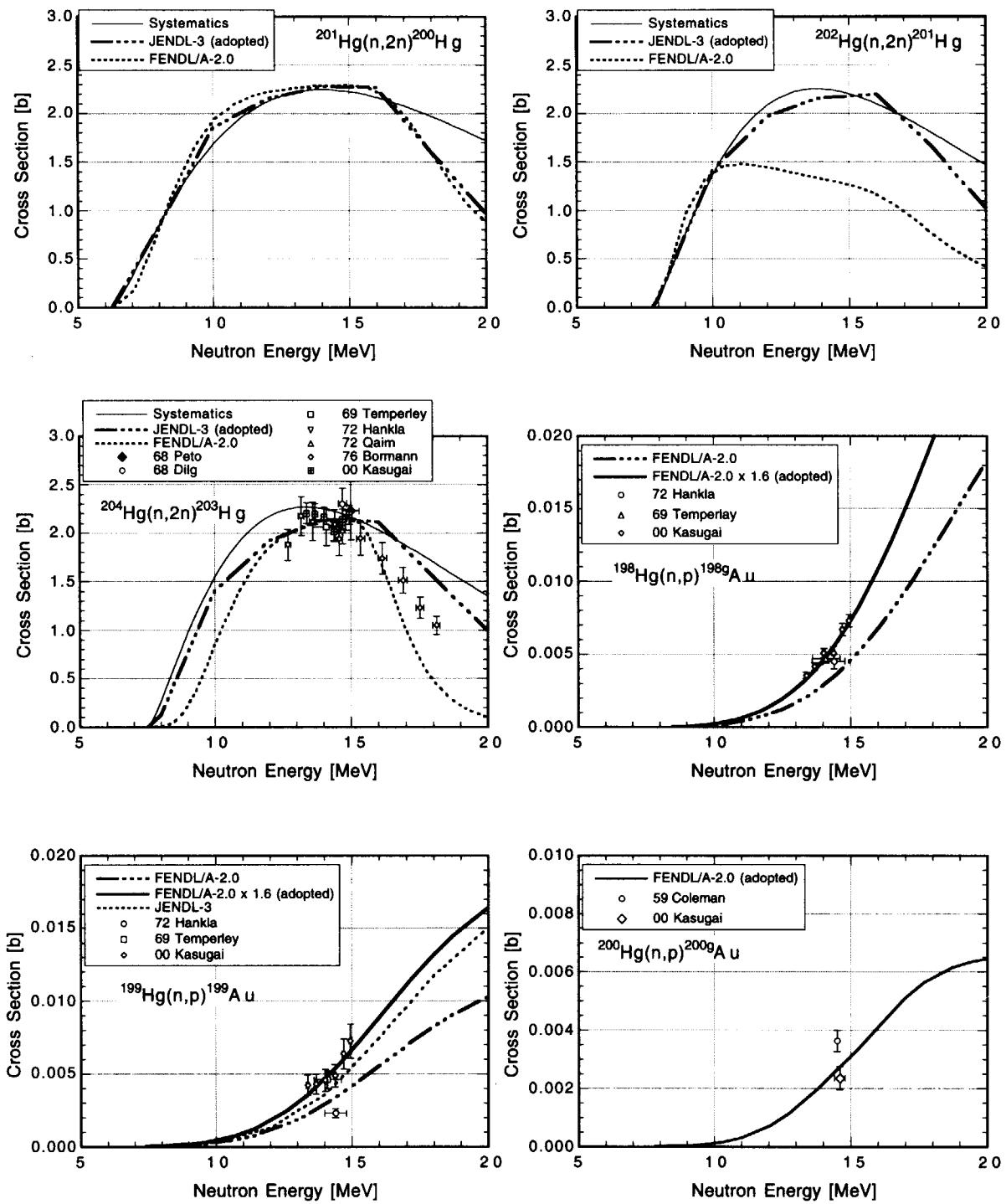


Fig. 4.8 Comparisons of the reaction cross sections in the evaluated nuclear data files with the experimental data for the $^{201}\text{Hg}(n,2n)$, $^{202}\text{Hg}(n,2n)$, $^{204}\text{Hg}(n,2n)$, $^{198}\text{Hg}(n,p)$, $^{199}\text{Hg}(n,p)$ and $^{200}\text{Hg}(n,p)$ reactions.

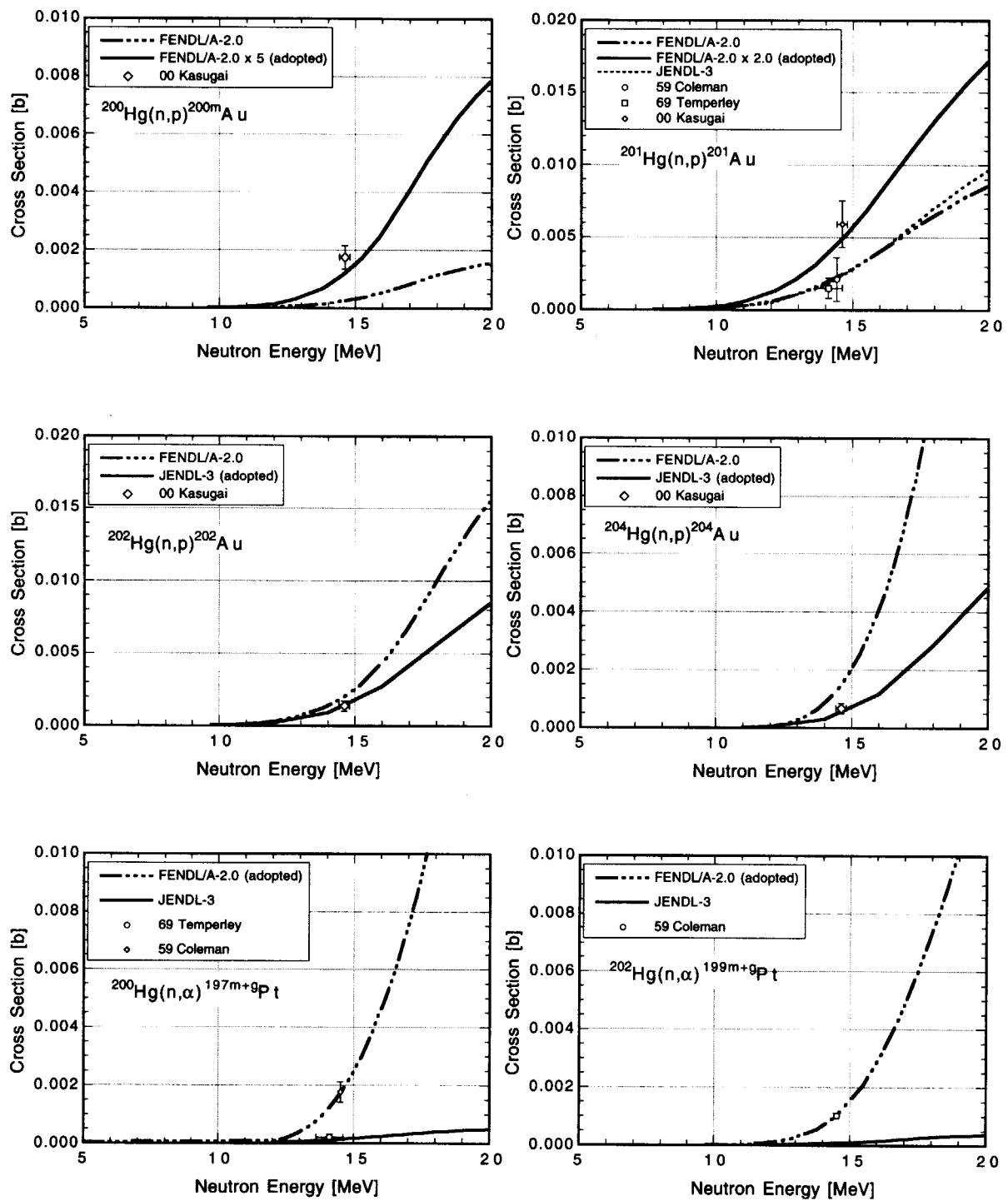


Fig. 4.9 Comparisons of the reaction cross sections in the evaluated nuclear data files with the experimental data for the $^{200}\text{Hg}(n,p)$, $^{201}\text{Hg}(n,p)$, $^{202}\text{Hg}(n,p)$, $^{204}\text{Hg}(n,p)$, $^{200}\text{Hg}(n, \alpha)$ and $^{202}\text{Hg}(n, \alpha)$ reactions.

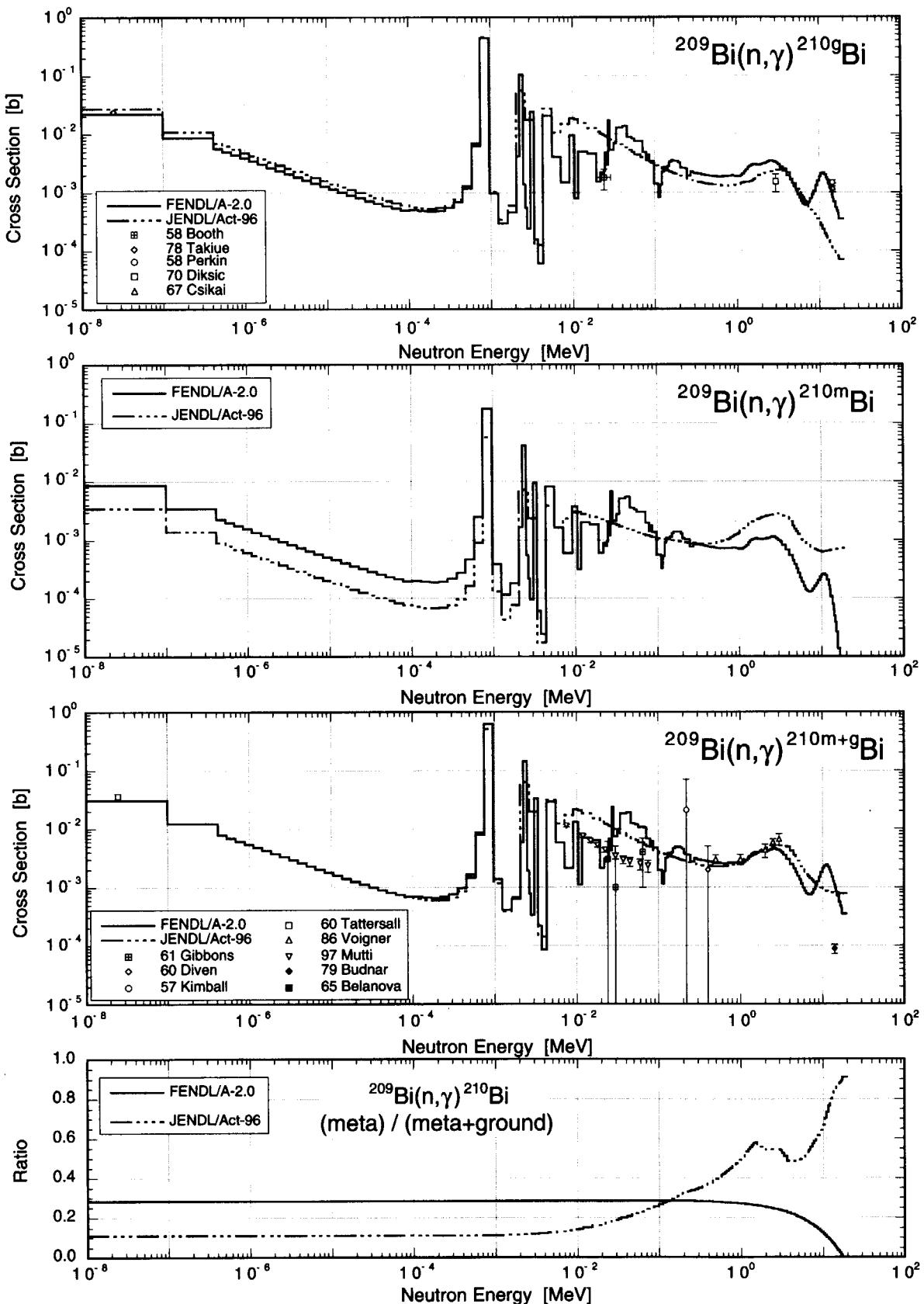


Fig. 4.10 The $^{209}\text{Bi}(n,\gamma)$ cross sections in FENDL/A-2.0 and JENDL/Act-96. The data shown by marks stand for the experimental data.

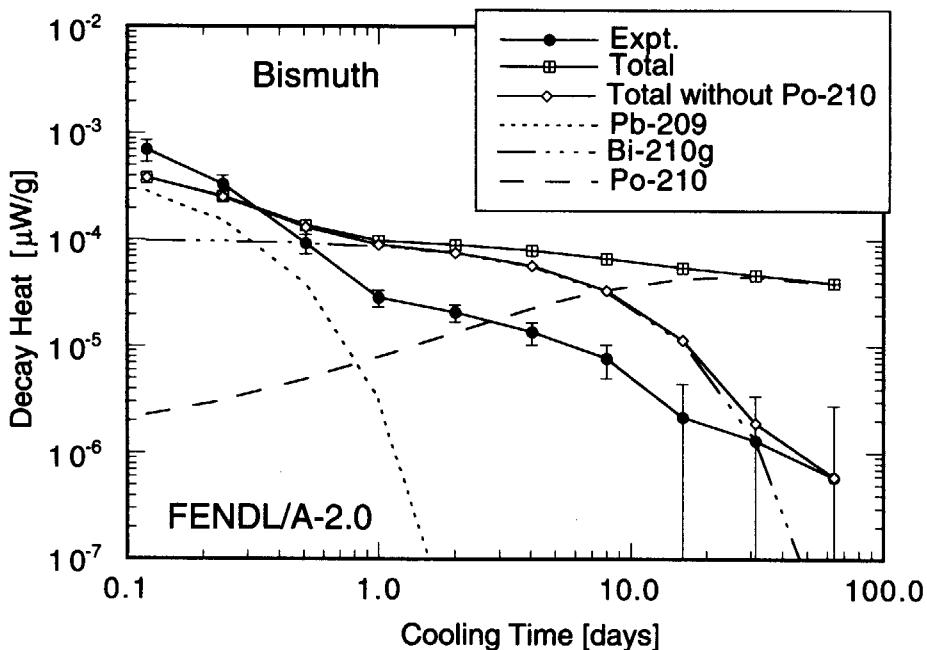


Fig. 4.11 Comparison of experimental decay heat values of bismuth irradiated in a 14-MeV neutron field with those calculated by DCHAIN-SP using the FENDL/A-2.0 library. The curve with open diamonds denoted as "Total without Po-210" represents the calculation to be compared with the experiment.

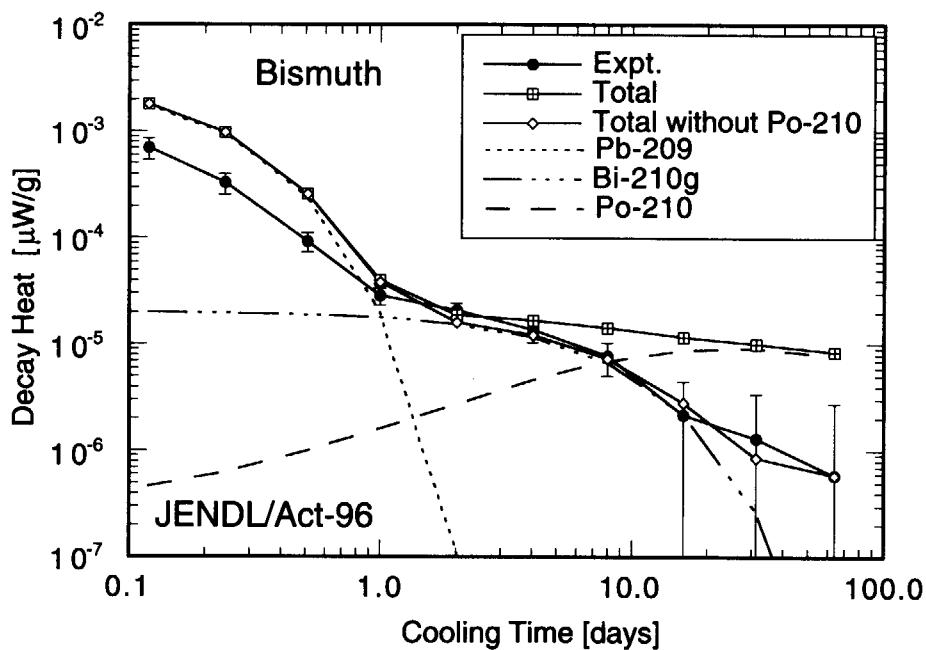


Fig. 4.12 Comparison of experimental decay heat values of bismuth irradiated in a 14-MeV neutron field with those calculated by DCHAIN-SP using the FENDL/A-2.0 library. The curve with open diamonds denoted as "Total without Po-210" represents the calculation to be compared with the experiment.

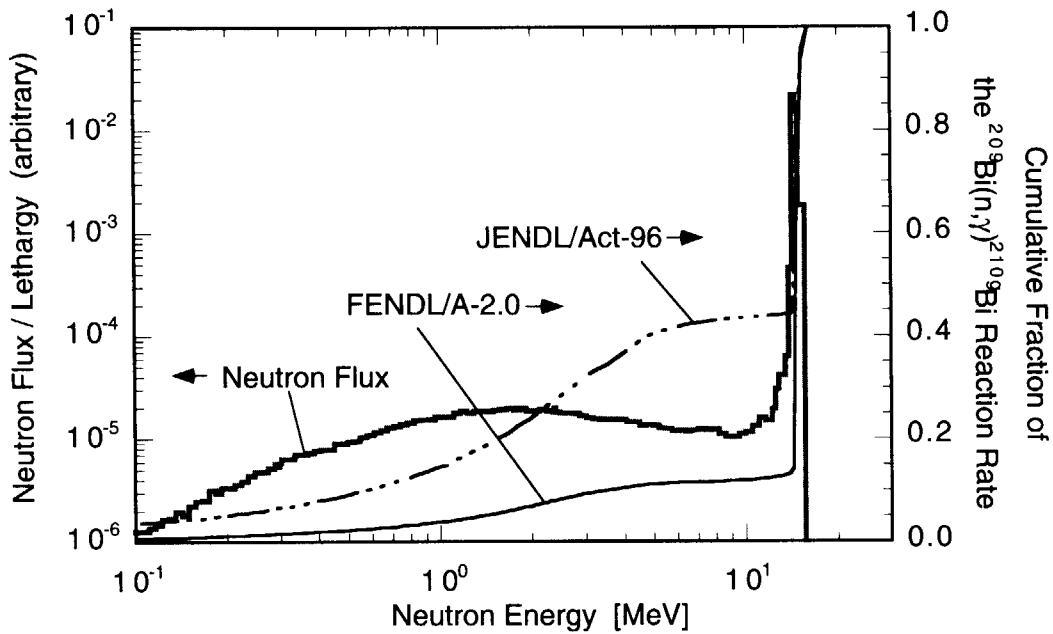


Fig. 4.13 Neutron spectrum at the irradiation field for the decay heat experiment, and cumulative fraction curves of the $^{209}\text{Bi}(n,\gamma)^{210}\text{Bi}$ reaction rate calculated with the neutron spectrum and the cross section data in FENDL/A-2.0 and JENDL/Act-96.

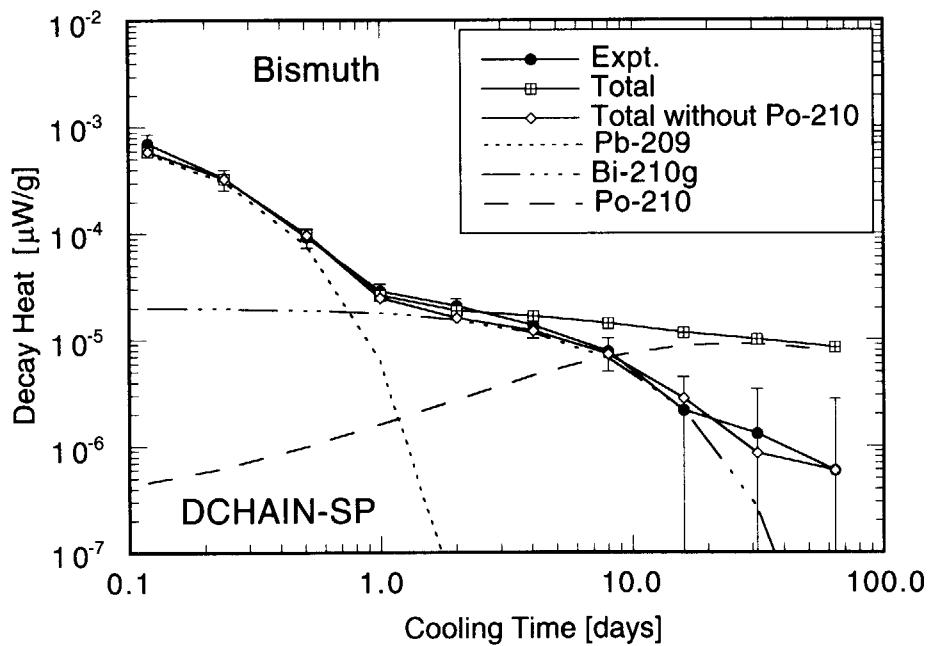


Fig. 4.14 Comparison of experimental decay heat values of bismuth irradiated in a 14-MeV neutron field with those calculated by DCHAIN-SP using the finally adopted cross section data. The curve with open diamonds denoted as “Total without Po-210” represents the calculation to be compared with the experiment.

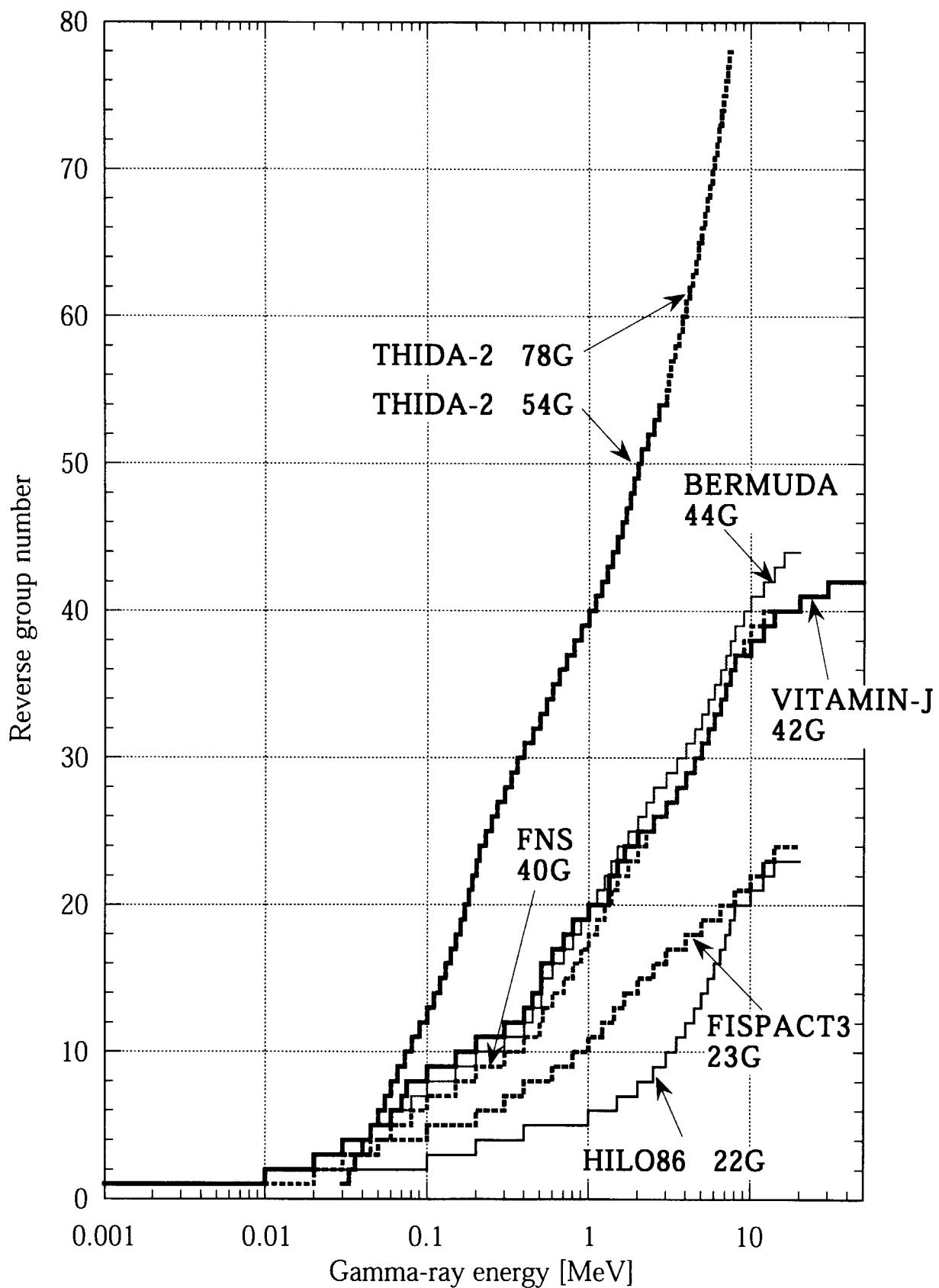


Fig. 5.1 Energy group structure for gamma-rays available in the DCHAIN-SP code.

付録A DCHAIN-SP 2001年版 マニュアル

DCHAIN-SPコード2001年版の入力データは、それ以前のバージョンの入力データから変更されており、10種類のカードで構成される。各入力変数の型式は、文字データを除きFORTRANの暗黙型宣言（A-HとO-Zが実数、I-Nが整数）に対応している。入力する時間変数は、時間の数値と単位の組である。大括弧 [] は変数の入力単位を表す。

以下に各入力カードと変数の意味を示す。各カードのデータは、第8, 9と10aカードを除いて1行で記述しなければならない（複数行にまたがる記述はできない）。1行は132カラムまで有効である。第1カラムが記号 * または! であれば、その行はコメント行と見なされる。データが記述されている行でも記号 ! 以後はコメントと見なされる。カード名の後の丸括弧は、データの記述書式を表し、(*) は自由形式であることを意味する。文字入力は前後のブランクにより区切る。

1. タイトルカード (A80)

- 1) HTITLE 入力データの内容に関する任意のタイトルカード
(現在コード内では使用していない、最大80文字.)

2. 制御データカード (*)

- 1) IMODE 計算制御オプション
0 = 放射能計算
1 = 放射能と崩壊熱計算
2 = 放射能、崩壊熱とガンマ線スペクトル計算
- 2) JMODE 粒子ビームと中性子照射制御オプション
0 = 粒子ビーム照射 (核種生成量ファイルのみ)
1 = 20MeV以下の中性子照射 (中性子スペクトルファイルのみ)
2 = 粒子ビームと中性子照射
(核種生成量ファイルと中性子スペクトルファイル)
-1 = 崩壊計算 (照射無し、AMP=0.0とFLUXS=0.0が強制される.)

3. 計算条件設定カード (*)

- 1) ITSTEP 照射・冷却時間ステップの数 (暗黙値=1)
2) ITOUT 計算結果出力時間の数 (暗黙値=1)
3) IDIVS 照射時間ステップ内の時間細分割数 (暗黙値=50)
4) IREGON 放射能計算を行う領域数またはセル数 (暗黙値=1)
(1以上でなければならず、0以下であれば1に置換される。最大500.)
(領域毎の計算条件は第10カードに記述.)

- 5) INMTCF 領域別核種生成量ファイル数（暗黙値=1、最大10個）
 >1 第9カードでファイル名と規格化定数を指定する。
 =1 ファイル名は“nmtc_yield”{spd.sh使用時の拡張子はyield}、規格化定数は1.0の暗黙条件が使われる。
 =0 領域別核種生成量ファイルを使わない。
- 6) ICHAIN 反応生成過程の線形連鎖(linear chain)の長さと数（暗黙値=100）
- 7) ITDECS 粒子ビーム照射によるターゲット物質核種の減衰オプション
 (JMODE=0,2の場合に有効)
 0 = 減衰を考慮しない（暗黙値）
 1 = 減衰を考慮する (ITGNCL>0が必要)
- 8) ITDECN 20MeV以下の中性子照射によるターゲット物質核種の減衰オプション
 (JMODE=1,2の場合に有効)
 0 = 減衰を考慮しない（暗黙値）
 1 = 減衰を考慮する (ITGNCL>0が必要)
- 9) ISOMTR 核種生成量ファイルから読み込む核種の準安定状態の取り扱いオプション
 0 = 準安定状態と基底状態を区別する（暗黙値）
 1 = すべて基底状態とみなす
 2 = 準安定状態が存在する核種に対し、基底状態を含むすべての状態の確率が等しくなるように収率を配分する
- 10) IFISYD 20MV以下の中性子照射による核分裂収率オプション
 0 = 核分裂反応を考慮しない
 1 = 核分裂反応による核分裂収率(暗黙値). JMODE=1,2で有効。
 2 = 核分裂反応と自発核分裂による核分裂収率。JMODE=-1,0の時は、自発核分裂のみが考慮される。
- 11) IFISYE 核分裂収率として評価済核データファイルを使用するオプション
 (IFISYD>0の場合に有効)
 0 = 評価済核データファイルを使わない(暗黙値)
 (すべてCYIコードによる計算値)
 1 = ENDF/B-VIの熱中性子場に対する核分裂収率を使用
 2 = ENDF/B-VIの高速中性子場に対する核分裂収率を使用
 3 = ENDF/B-VIの核融合中性子場に対する核分裂収率を使用
 11 = JNDC-FP_V2の熱中性子場に対する核分裂収率を使用
 12 = JNDC-FP_V2の高速中性子場に対する核分裂収率を使用
 13 = JNDC-FP_V2の核融合中性子場に対する核分裂収率を使用

4. 出力条件設定カード (*)

- 1) IYILD 最終出力時間での核種生成量ファイルの出力オプション
 (出力ファイル名 “yield.out” {spd.sh 使用時の拡張子は yld})
 0 = 出力しない (暗黙値)
 1 = 最後の計算結果出力時間で崩壊核種生成量を出力
 2 = 最後の計算結果出力時間で崩壊核種生成量を出力
 (第 10a カードで入力するターゲット物質も含む)
- 2) IGGRP ガンマ線束スペクトル用エネルギー群構造オプション (暗黙値 =3)
 (IMODE ≥ 2 の場合のみ有効. 群構造は表 4.1 と図 4.1 を参照.)
 0 = 無効
 1 = HILO86 の 22 群構造 (20.0 ~ 0.01 [MeV])
 2 = BERMUDA の 41+3 群構造 (20.0 ~ 0.0 [MeV])
 3 = VITAMIN-J の 42 群構造 (50.0 ~ 0.001 [MeV])
 4 = THIDA-2 の 54 群構造 (3.0 ~ 0.03 [MeV])
 5 = THIDA-2 の 78 群構造 (7.6 ~ 0.03 [MeV])
 6 = FNS の 40 群構造 (14.0 ~ 0.01 [MeV])
 99 = FISPACT3 の 23 群構造 (20.0 ~ 0.01 [MeV])
- 3) IBETAP β^+ 崩壊による消滅ガンマ線スペクトルオプション
 (IMODE ≥ 2 の場合のみ有効. 通常は IBETAP=1 を推奨.)
 0 = 消滅ガンマ線を考慮しない
 1 = 消滅ガンマ線を考慮する ($E\gamma = 511$ [keV]) (暗黙値)
- 4) ACMIN 放射能出力ファイルに印書する核種の下限条件 (暗黙値 =0.0)
 = 0.0 放射能の下限を自動設定 (ACMIN= 全放射能 $\times 10^{-10}$)
 > 0.0 放射能の下限値 [Bq/cc] を指定
 < 0.0 生成核種数密度の下限値 [n/cm³] を指定 (-1 を乗じた負の値)
- 5) ISTABL 放射能出力ファイルの安定核種印書オプション
 0 = 印書しない (暗黙値)
 1 = 印書する
- 6) IGSDEF MCNP によるガンマ線輸送計算用の線源カード SDEF 出力オプション
 (IMODE ≥ 2 と IGGRP>0 の場合のみ有効. 出力ファイル名 “out-gsdef” {spd.sh 使用時の拡張子は gsd} .)
 0 = 出力しない
 1 = 出力する (暗黙値)
- 7) IPRTB1 半減期と放射線管理による分類の出力オプション
 (出力ファイル名 “out-class” {spd.sh 使用時の拡張子は cla} .)
 0 = 出力しない
 1 = 出力する (暗黙値)

- 8) IPRTB2 放射化核種の表形式放射能 / 崩壊熱出力に関する主オプション
 (出力ファイル名 “out-table-a” と “out-table-h” {spd.sh 使用時の拡張子は tba と tbh} . RPRTB2 参照.)
- 0 = 出力しない
 - 1 = 主要核種を自動選定して出力 (暗黙値)
 - 2 = 全放射能と全崩壊熱に対する割合が指定値以上の核種を出力
 - 3 = 第 8 カードで指定する核種を出力
- 9) RPRTB2 放射化核種の表形式放射能 / 崩壊熱出力に関する副オプション
 (IPRTB2 参照.)
- IPRTB2=1 の時: 自動選定する核種数 (暗黙値 =10)
 - IPRTB2=2 の時: 全放射能と全崩壊熱に対する割合 [%] を指定
 (暗黙値 =0.1 %)
 - IPRTB2=3 の時: 第 8 カードで指定する核種・元素数
- 10) IPRTB3 第10カードで指定した複数個の領域全体の積算として、各出力時間の上位30
 核種リスト及び指定した放射化核種の表形式放射能と崩壊熱の出力オプション
 (IREGON>1 の場合のみ有効. 出力ファイル名 “out-allreg” {spd.sh 使用時の
 拡張子は alr} .)
- 0 = 出力しない (暗黙値)
 - n = 第 8 カードで指定する n 個の核種を出力する
 - 1 = {IPRTB2=3} により第 8 カードで指定される核種を出力
- 11) IGSORG ガンマ線スペクトルの起源核種リストの出力オプション
 (IMODE ≥ 2 と IGGRP>0 の場合のみ有効. 出力ファイル名 “out-gamsporg”
 {spd.sh 使用時の拡張子は gso} .)
- 0 = 出力しない
 - 1 = 出力する (暗黙値)

5. 核破碎・中性子照射計算データカード (*)

- 1) AMP 陽子ビーム電流 [mA] (JMODE=0, 2 の場合に有効. 暗黙値 =1.0)
- 2) EBEAM 陽子ビーム入射エネルギー [GeV] (JMODE=0, 2 の場合に有効. 暗黙値 =3.0)
- 3) PRODNP 線源陽子 1 個当たりの中性子生成数
 (JMODE=1, 2 の場合に有効. 暗黙値 =1.0)
 (MCNP出力リストファイルの中性子スペクトルを使用し、その全中性子束から全中性子束照射強度を求めるために使用する (FLUXS=-1) .)

6. 照射・冷却時間カード (*) 【ITSTEP 回繰り返す】

- 1) TBIN 照射・冷却時間ステップ
 (計算開始時からの通算時間ではなく、各照射・冷却区間毎の時間。)
 (時間の単位は、秒 (s)、分 (m)、時 (h)、日 (d)、年 (y) であり、数値と単位の間には1つ以上の空白が必要。)
 (複数の時間指定データを組み合わせることはできない。)
 (例：5秒 → 5 s, 22日 → 22.0 d
 8.3年 → 8.3e+0 y)
- 2) BEAMPW 相対ビーム強度
 (ビームの基準強度は $6.24 \times 10^{15} \times \text{AMP}$ であるが、その強度を照射時間ステップ毎に変化させることができる。)
 (基準強度と同じ強度の場合は1.0とする。)
 (冷却時間ステップの場合は0.0とする。)

7. 計算結果出力時間カード (*) 【ITOUT 回繰り返す】

- 1) TMIN 計算結果出力時間 (計算開始時からの通算時間)
 (入力方法は前述のTBINと同様であるが、複数の時間指定データを組み合わせることが可能。この時、時間指定データ間にも1つ以上の空白が必要。)
 (例：100 y 20 d 40 h 1 m 8.5 s)
 (負の時間を指定した場合、指定する時間は最後の照射時間ステップ終了後からの時間になる。)
 (照射中と冷却中の任意の時間を指定でき、照射・冷却時間ステップの区切り時間TBINと一致する必要はない。ただしTBINの最終時間は、TMINの指定時間を全て含んでいなければならない。)

8. 表形式放射化核種カード (*) 【IPRTB2=3 または IPRTB3>0 の場合に入力】# ZA 形式 # (ANCZA(*i*), *i*=1,abs(IPRTB2))

- 1a) ANCZA 核種のZA識別番号 (= IZ × 1000 + IA + IM × 0.1, IZ: 原子番号, IA: 質量数, IM: 核異性体識別番号 (基底状態 = 0, 第1準安定状態 = 1, 第2準安定状態 = 2).)
 (元素の場合はIA=0, IM=0とする。)
 (例は第10aカード参照。)

元素記号形式 # (HANCZA(*i*), *i*=1,abs(IPRTB2))

- 1b) HANCZA 核種の元素記号表記 (同位体表記の場合は記号と質量数の間にハイフン (-) が必要。核異性体の識別は、基底状態 = g, 第1準安定状態 = m, 第2準安定状態 = n.)
 (例は第10aカード参照。)

9. 核種生成量ファイル名カード(*)【INMTCF>1 の場合のみ】【INMTCF 回繰り返す】

- 1) FFNMTCF 領域別核種生成量ファイルの規格化定数（暗黙値 =1.0）
(ゼロの場合、この核種生成量ファイルは無視される。)
- 2) HHNMTCF 領域別核種生成量ファイル名（最大 80 文字）
(ファイル名は相対アドレスと絶対アドレスのどちらでも良い。)
(暗黙値 = “nmtc_yield#” であり、# は 1 から始まる連続番号を意味する。)

10. 領域計算条件設定カード (*) 【IREGON 回繰り返す】

(第 10 と 10a カードは一対として扱い、複数領域の場合には第 10, 10a, 10, 10a, ... カードのように繰り返して入力する。)

- 1) HREGCMM 領域識別名（最大 10 文字。任意のラベル名であるが、空白は許されない。）
- 2) IREGS 放射能計算を行う NMTC 計算の対象領域番号（暗黙値 =0）
 - 0 = 領域別核種生成量ファイル中の全領域が対象
 - n = 領域別核種生成量ファイル中の領域番号 n
 - 1 = 領域別核種生成量ファイルを使わない
- 3) ITGNCLS ターゲット物質を構成する核種の数
 - (ITGNCLS>0 の場合、第 10a カードで核種を指定する。暗黙値 =0)
 - (MCNPBMATS ≠ 0 を使用する場合、ITGNCLS の入力値は無視され、MCNP の指定したセルの物質組成数に置換される。その場合には第 10a カードを入力してはならない。)
- 4) MCNPTALS MCNP 出力リストファイル中の tally 番号オプション
 - (MCNP 出力リストファイル名は “mcnp_outlist” {spd.sh 使用時の拡張子は mcnpout})
 - (JMODE=1, 2 の場合に有効。)
 - 0 = tally を使わない（暗黙値）
 - n = tally データを与える tally 番号
 - (MCNP の tally カードで、例えば f104:n または F104:N と記述されている場合は、n=104 となる。)
- 5) MCNPCELS MCNP出力リストファイルの中性子スペクトルを読み込むMCNP tallyのセル番号オプション
 - (MCNPTALS>0 の場合に有効で、MCNPTALS と組で扱う。)
 - 0 = 使わない（暗黙値）
 - n = 中性子スペクトルを与えるセル、面または検出器番号（セルと面の番号はMCNP入力データの幾何形状定義で使われる番号であり、検出器の番号は tally で指定された順次番号である。）
 - n= 中性子スペクトルを与えるセル、面または検出器の順次番号（番号は tally で指定された順序の順次番号である。）

- 6) MCNPVOLS MCNP 出力リストファイルから体積を読み込むためのオプション
 (MCNPVOLS ≠ 0 の場合、MCNP 出力リストファイル中の体積が不定である時を除き、入力データの体積 (VOLUMES) は使わない。)
- 0 = 使わない (暗黙値)
 - n = ターゲット物質領域の体積として指定するセル番号 n の体積を使用する (MCNPTALS > 0 の場合、セル tally 部の体積が使われるが、セル tally でない場合やセル tally でそのセルが使われていない場合には、セルテーブルの体積が MCNPTALS = 0 の場合と同様に使われる)
 - 1 = MCNPCELS で指定したセル番号の体積を使用する (この場合には、MCNPTALS > 0 と MCNPCELS ≠ 0 でなければならない。)
 (セル tally 以外の tally の場合は、VOLUMES が使われる。)
- 7) MCNPMATS MCNP 出力リストファイルから物質組成を読み込むためのオプション
 (MCNPMATS ≠ 0 の場合、ITGNCLS=0 が強制されて第 10a カードによる入力は行われないが、MCNP 出力リストから物質組成を読み込んだ後に ITGNCLS にはその組成数が再設定される。)
- 0 = 使わない (暗黙値)
 - n = ターゲット物質として指定するセル番号 n の物質組成を使用する
 - 1 = MCNPCELS で指定されたセル番号の物質組成を使用する
 (セル tally 以外の tally、及び複数のセルの和としてのセル tally (例えば(2 3)) の場合、これを指定することはできない。)
- 8) FLUXS 20MeV 以下の全中性子束照射強度 [n/cm²/sec]
 (JMODE=1, 2 の場合に有効。暗黙値 = 0.0)
 (MCNPTALS > 0 と MCNPCELS ≠ 0 が指定された場合には、n.flux 形式ファイルからのスペクトルの読み込みは行われない)
 > 0.0 中性子スペクトルはファイル (n.flux 形式のファイル名は HNFLUXS で指定) から読み込まれる
 = -1.0
- 【MCNP 出力リストファイル】
 照射強度は tally の全中性子束と AMP と PRODNP から計算される
- 【n.flux 形式ファイル】
 照射強度はファイルから読み込まれる
- 9) HNFLUXS n.flux 形式の中性子スペクトルファイル名 (最大 40 文字)
 (ファイル名は相対アドレスと絶対アドレスのどちらでも良い。)
 (暗黙値 = "n.flux_#" であり、# は 1 から始まる領域の連続番号を意味する。
 ただし、IREGON=1 の場合の暗黙値は "n.flux" である)
 (MCNP tally のスペクトルを使う場合にはこのファイルは不要なため、指定

しないことを意味する文字 no を入力する。)

10) VOLUMES ターゲット物質領域の体積 [cm³] (暗黙値 = 1.0)

(MCNPVOLS ≠ 0 が指定された場合には、MCNP 出力リストから読み込まれるセル体積が使われる。)

10 a. 計算領域のターゲット物質核種カード (*) 【ITGNCLS>0 の場合のみ入力】

ZA 形式# (TGNZAS(i), TGNNDS(i), i=1,ITGNCLS)

1a) TGNZAS 核種の ZA 識別番号 (= IZ × 1000 + IA + IM × 0.1, IZ: 原子番号, IA: 質量数, IM: 核異性体識別番号 (基底状態 = 0, 第 1 準安定状態 = 1, 第 2 準安定状態 = 2).)

(元素の場合は IA=0, IM=0 とする。)

(例: Au-197m → 79197.1

Fe-56 → 26056.0

Cr → 24000.0)

元素記号形式# (HTGNZAS(i), TGNNDS(i), i=1,ITGNCLS)

1b) HTGNZAS 核種の元素記号表記

(同位体表記の場合は記号と質量数の間にハイフン (-) が必要。)

(核異性体の識別は、基底状態 = g, 第 1 準安定状態 = m, 第 2 準安定状態 = n.)

(例: 同位体... Fe-56, Au-197m, W-185g

元素.... Fe, Bi, H)

2) TGNNDS 核種または元素の原子数密度 [10²⁴/cm³]

(負の値は元素の密度 [g/cm³] を意味するため、TGNZAS または HTGNZAS で元素が指定されていなければならない。)

(-999 を指定した場合、各元素の一般的な室温近傍での密度が使われる。)

(数値の最初に文字 'B' または 'b' が付けられている場合には、放射能 [Bq/cc] を意味する。)

(IREGS=-1 の場合は、放射能計算対象核種として使われる。)

< DCHAIN-SP 用入力データの例 >

```

DCHAIN-SP code: test input data          !Card[1]
1 0                                     !Card[2]
2 4 100 1 1 0 0 1 0 0 0                !Card[3]
0 0 0 0.0 0 0 0 0 0.0 0 0               !Card[4]
2.85e-6 1.5 0.0                         !Card[5]
1 m 1.0                                 !Card[6]
7 d 0.0                                 !Card[6]
1 m                                     !Card[7]
-3 h                                     !Card[7]
-1 d                                     !Card[7]
-7 d                                     !Card[7]
Hg-target1 1 0 0 0 0 0.0 no 10.0 !Card[10]

```

この例は、水銀ターゲットの第一領域 ($10 \text{ [cm}^3\text{]}$) を 2.85 [nA] の陽子ビーム条件で 1 分間照射した後 7 日間冷却するものである。NMTC の領域別核種生成量ファイルから陽子ビーム照射による第一領域の核種生成量を読み込み、計算結果として放射能と崩壊熱を照射直後及び照射終了後 3 時間、1 日、7 日の 4 種類の冷却時間で計算する。放射能出力ファイルに出力される核種は、全放射能に対する比が 10^{-10} 以上の放射能（暗黙値）を有するものである。

< 留意事項 >

以下、DCHAIN-SP の入力データ作成における留意事項を示す。

(1) 照射時間ステップの分割数 IDIVS

IDIVS で分割した時間毎に照射中の崩壊による核種生成量を計算するため、時間間隔が粗すぎると計算精度が悪くなる。ただし、計算時間は IDIVS に概ね比例するため、時間間隔を細かくすると長い計算時間を要する。照射時間と冷却時間の関係にもよるが、50~300 分割程度が望ましい。

(2) 粒子ビーム照射によるターゲット物質核種の減衰オプション ITDECS

補正の対象となるターゲット核種の減衰とは、粒子ビーム照射中は核反応によりターゲット核種数が減少することを指す。この補正は大強度ビームで長時間照射を行う場合に

必要で、ターゲット核種の減衰により核種生成量が減少する効果を考慮することが出来る。ただし、水銀ターゲットのようにターゲット物質が常に供給される場合には、照射による減衰を考慮する必要はない。なお、核壊変により生成した核種がさらに粒子ビームと核反応を起こして生成する核種は考慮されない点に注意する必要がある。

(3) 中性子照射によるターゲット物質核種の減衰オプション ITDECN

補正の対象となるターゲット核種の減衰とは、入射中性子とターゲット物質との核反応によりターゲット物質中の核種数が減少することを指す。中性子反応による減衰補正是通常実施すべきである。ただし、常に供給される水銀ターゲットのような場合には、照射による減衰を考慮する必要はない。

(4) 核異性体取り扱いオプション ISOMTR

ISOMTR は、核種生成量ファイルから読み込む核種の核異性体の取り扱いを指定する。NMTC/JAM (Version 1.00) コードの核種生成量ファイルでは、すべての核種に対して基底状態と準安定状態を区別していない。DCHAIN-SPは、他のコードを使用する場合やNMTC/JAMの将来の改良により核異性体毎に生成量が与えられる場合にも対応している。核異性体毎に生成量が与えられた場合でも、ISOMTR=1とすれば全て基底状態の核種と見なして取り扱う。ISOMTR=2は、NMTC/JAMにより基底状態の核種しか生成されない場合に核異性体を無視してしまうのを防ぐため、粗い近似ではあるが、準安定状態が存在する核種に対し基底状態を含むすべての状態の確率が等しくなるように収率を配分し直す。例えば、1個の準安定状態が存在する場合には50%の基底状態と50%の準安定状態となり、2個の準安定状態が存在する場合には基底状態、第一準安定状態と第二準安定状態がそれぞれ33.3%ずつになる。たとえば^{58g}Co, ^{58m}Co のように準安定状態が 1 つであれば 1/2 ずづの確率で、また^{196g}Au, ^{196m1}Au, ^{196m2}Au のように準安定状態が 2 つであれば 1/3 ずづの確率でそれぞれの状態が生成することになる。

(5) 核分裂収率として評価済核データファイルを使用するオプション IFISYE

IFISYE は、IFISYD>0の場合にのみ有効である。CYIコードによる核分裂収率ライブラリ (fyield.cyi) に代わって、ENDF/B-VIに基づくライブラリ (fyield.endfb6) またはJNCL-FP_V2 のライブラリ (fyield.jndcfp2) に格納されている評価済みデータを使用する。この場合、選択可能な中性子場条件は、熱中性子場、高速中性子場 (1-MeV)、核融合中性子場 (14-MeV) の3種類のみである点に注意が必要である。この3種以外の中性子場の計算を行う場合には、CYI コードで計算した核分裂収率である fyield.cyi のデータを選択する。また、IFISYD=2で自発核分裂収率計算を指定した場合、IFISYE>0とすることで自動的に評価済核データファイルによる自発核分裂収率ライブラリ (sfyield.endfb6, sfyield.jndcfp2) が使われることになる。不足核種がある場合には、CYI による自発核分裂収率ライブラリ (sfyield.cyi) のデータが使われる。

(6) 放射能出力ファイルに印書する核種の下限条件 **ACMIN**

ACMINは、場合によっては膨大となる核種の出力量を制御するために使用し、ACMINより大きな値を持つ核種のみが出力される。ACMIN=0.0は暗黙条件の使用を意味し、ACMIN=全放射能× 10^{-10} に自動設定される。正のACMINは、出力する放射能の下限値を表す。負のACMINは、出力する生成核種数の下限値を表す。例えば、ACMIN=1.0は1[Bq/cc]以上の核種を印書する。なお、放射能出力ファイル、分類出力ファイルと出力リストに記述される全放射能と崩壊熱の合計値は、この下限値以下の寄与も含む。例えば、分類出力ファイルのある半減期区分で、 α 線崩壊熱が核種リスト部分では全てゼロであるにも関わらず、 α 線の全崩壊熱の項には小さな値が記述される場合がある。

(7) 指定した放射性核種の放射能と崩壊熱の表形式出力オプション **IPRTB2, RPRTB2**

IPRTB2とRPRTB2は、指定した核種の放射能と崩壊熱の計算結果を、作図プログラム等で取り扱うことができる表形式でファイルに出力する。この表形式は、横方向に核種名、縦方向に計算結果出力時間が並ぶ。IPRTB2=1 ($n=\text{int}(RPRTB2)$) の場合は、n個の主要核種を自動選定する。ただし500個以上を指定する場合にはコード内のパラメータ変数maxtabnを必要な数に設定し直す必要がある。自動選定の方法は、出力時間が3個以下の場合は全て、3個より多い場合は最初と最後及び中間の出力時間における放射能と崩壊熱の高い核種から順次選定する。複数の出力時間がある場合には、最後、最初、中間の順に選定する。既に選定された核種である場合には、その出力時間で次に値の高い核種が選定される。IPRTB2=2の場合は、全放射能と全崩壊熱に対する割合が指定値以上の核種を選定する。割合の指定値は、RPRTB2 (%単位) である。この場合は全ての出力時間が対象となる。IPRTB2=3 ($n=\text{int}(RPRTB2)$) の場合は、第8カードで指定されるn個の核種が出力対象となる。放射能と崩壊熱の選定は独立に成され、IMODE=0ならば出力ファイルは放射能のみとなる。

(8) 陽子ビーム入射エネルギー **EBeam**

EBeamの値は放射能出力ファイル中に出力される他、ITDECS=1を指定した場合にターゲット核種の弾性外散乱断面積を求めるために使われる。なお、弾性外散乱断面積の計算にはPearlsteinの系統式が使われており、この系統式の適用範囲外であるEBeam>1 GeVの場合には1 GeVでの断面積値で代用される。

(9) MCNP出力リストファイルからの読み込み

MCNP出力リストファイル (mcnp_outlist) から中性子スペクトル、セル体積または物質組成のデータを読み込む場合には、MCNPTALS、MCNPCELS、MCNPVOLS、MCNPMATSを指定する必要がある。MCNPCELS、MCNPVOLS、MCNPMATSはそれぞれ独立に指定することもできるし、MCNPVOLS=-1またはMCNPMATS=-1とすることによりMCNPCELSで指定されるセル番号に関連付けることもできる。この場合には、MCNPTALSはセルtally

(F4系列) が指定されていなければならない。MCNPVOLS=-1でセルtally以外が指定された場合にはVOLUMESの値が使われる。従って、通常はMCNPVOLSとMCNPMATSはセル番号を直接指定するのが良い。tally内の順次番号であるMCNPCELS=-nが指定された場合、それが単独のセルまたは面を表す場合にはそのセルまたは面番号にコード内部で置換される。F4 tally を下記のように指定して行ったMCNP計算の出力リストファイルを使用する場合を例にとってMCNPCELSの指定法を示す。

```
f4:n 1 7 18 33 34 104 109 (110 111)
```

MCNPTALS は 4 とする。MCNPCELS でセル番号を直接入力するのであれば、MCNPCELS=1, 7, 18, 33, 34, 104, 109 の 7 ケースが可能である。順次番号を入力するのであれば、MCNPCELS=-1, -2, -3, -4, -5, -6, -7, -8 の 8 ケースが可能である。この -1 ~ -7 は、それぞれ 1, 7, 18, 33, 34, 104, 109 に相当しており、どちらの方法でも同じである。F4 tally の 8 番目の (110 111) は、セル 110 と 111 の 2 領域の和として中性子スペクトルが与えられている。これは単独のセルではないため、MCNPCELS でセル番号を入力することができない。そのため 8 番目の (110 111) は、順次番号によってのみ指定可能であり、MCNPCELS=-8 としなければならない。

(10) 放射能計算の対象核種

放射能計算の対象核種は、JMODE, IREGS, ITGNCLS, MCNPMATS の指定で決まる。JMODE=0 の場合、IREGS ≥ 0 であれば領域別核種生成量ファイル中の核種が優先使用され、IREGS=-1 であればターゲット物質核種カードで与えられたITGNCLS 個の核種または MCNP 計算で使用したMCNPMATS のセル物質が使われる。JMODE=1 の場合、ITGNCLS > 0 であれば入力された核種またはMCNPMATS ≠ 0 のセル物質が優先使用され、ITGNCLS=0 と MCNPMATS=0 であればIREGS ≥ 0 により領域別核種生成量ファイル中の核種が使われる。JMODE=2 の場合、陽子ビーム照射に対して、IREGS ≥ 0 なら領域別核種生成量ファイル中の核種が優先使用され、IREGS=-1 なら ITGNCLS 個の核種またはMCNPMATS ≠ 0 のセル物質が使われる。20MeV 以下の中性子照射に対して、ITGNCLS > 0 なら入力核種またはMCNPMATS ≠ 0 ならセル物質が優先使用され、ITGNCLS=0 と MCNPMATS=0 なら領域別核種生成量ファイル中の核種が使われる。従って、JMODE = 2 の場合には陽子ビームと中性子で照射対象核種を異なるものとすることができます。JMODE=-1 の場合は、JMODE=1 の取り扱いと同じである。IREGS=-1, ITGNCLS=0 と MCNPMATS=0 を同時に指定することは、計算すべき核種が存在しなくなるために許されない。

(11) 20MeV 以下の中性子全束照射強度 FLUXS

FLUXS は、中性子照射が行われる JMODE=1 と 2 の場合に有効である。FLUXS > 0.0 の場合には指定した強度がそのまま使われるが、FLUXS=-1.0 の場合には中性子スペクトルファイル (n.flux) で与えられている強度が読み込まれて使われる。MCNPTALS > 0 と MCNPCELS ≠ 0 の指定により MCNP 出力リストファイル (mcnp_outlist) から中性子スペ

クトルを読み込む場合、FLUXS= -1.0 は tally の全中性子束、AMP と PRODNP から全中性子束強度が内部で計算されることを意味する。また、MCNPCELS=0 と FLUXS>0.0 の場合には、中性子スペクトルファイル (n.flux 形式ファイルの名前は HNFLUXS で指定される) からスペクトルが読み込まれる。

次に、NMTC/JAM による計算結果で出力される 20MeV 以下の中性子源ファイルに基づいて MCNP 計算を行うことによって中性子スペクトルを得る場合で、かつ、JMODE=2 で粒子ビーム照射も行う場合の FLUXS は、以下の点に留意する必要がある。MCNP の中性子スペクトルは線源中性子 1 個に規格化されており、陽子 1 個当たりに規格化するために NMTC/JAM 計算における線源陽子 1 個が生成する 20MeV 以下の平均中性子数を PRODNP の指定により乗ずる必要がある。

(12) ターゲット物質領域の体積 VOLUMES

VOLUMES で与える体積は、核種生成量ファイルで与えられる領域毎の核種生成率を単位体積当たり [1/cm³] に規格化するために使われる。VOLUMES=1.0とした場合には、その領域全体で体積積分した放射能等の結果が得られる。計算結果は VOLUMES の値で除されるため、VOLUMES に任意の規格化係数の逆数を乗じておけば、各領域毎に結果を規格化する事が出来る。ただし、ITDECS=1 または ITDECN=0 を指定した場合には、ターゲット核種数を単位体積で求めるために VOLUMES が使われるため、誤った結果となる点に注意が必要である。また MCNPVOLS ≠ 0 により MCNP 出力リストファイル中の体積が使われる場合には、この VOLUMES の値は無視される。

(13) 計算領域のターゲット物質核種カードの ZA 形式と元素記号形式

ターゲット物質核種カードの ZA 形式と元素記号形式は混在させることができる。TGNZAS または HTGNZAS で元素が指定された場合には、天然の同位体存在比に従って同位体に分解される。同位体表記の場合には、元素記号で始めてハイフンで質量数と結合する (例: Fe-56)。このとき、ハイフンを省略することはできない。TGNNDs は、正の実数は原子数密度、負の実数は重量密度、最初に文字 b を付けた放射能の 3 種類のデータを記述することができる。重量密度は元素に対してのみ指定可能である。核種の指定順序は任意である。以下に例を示す。

80196.	5.9595E-5	80198.	3.9611E-3	80199.	6.7025E-3
Hg-200	9.1776E-3	Hg-201	5.2364E-3	26000.	1.1863E-2
Pb	2.2795E-3	W	-19.0	H-3	b7.84E+8

付録B 核種生成率ファイルの書式

DCHAIN-SPの入力データの一つである核種生成率ファイル(固定名‘nmtc_yield’)のデータ書式を示す。単位は対象領域における入射粒子一個あたりの生成数[numbers/source]である。DCHAIN-SPが出力する核種生成量ファイル(IYILD>1,2の時、ファイル名“yield.out”)も類似の書式で出力されるが、生成率の単位は[numbers/cm³]となる。また、ファイルの記述例をFig. B.1に示した。

1. データ開始カード (A27)

- 1) TITLE ‘regionwise nuclear yield (or production) [numbers/source]’と記載する。
この行をデータの開始と認識し、この行より前の行は読み飛ばされる。

2. タイトルカード (A80)

- 1) HDUMY 任意の文字列

3. タイトルカード2 (A80)

- 1) 任意の文字列

4. 元素カード (I5, ‘-’, 2A, 1X, ‘isotope pruduction’)

- 1) IZ 生成元素の原子番号
2) HZ 元素記号

5. 質量数カード (1X, ‘reg.’, A120)

(IA(i), HS(i), i=1,12)

IA(i)とHS(i)は‘242m’のように間に空白を入れずに指定する。i番目とi+1番目の区切りは空白によって行う。

- 1) IA(i) i番目の生成核の質量数
2) HS(i) i番目の生成核の核異性状態。なにも指定しない場合には基底状態、‘m’は第一励起状態、‘n’は第二励起状態を表す。

6. 領域別核種生成率カード (I4, 12E10.3)

(IREG(j), PRDN(i,j), i=1,12)

このカードは空行、またはEOF(end-of-file)が現れるまで繰り返される。空行の後は4～6カードが繰り返される。

- 1) IREG(j) j番目の領域番号
2) PRDN(i,j) j番目の領域におけるi番目の生成核の生成率(n/source)。

Sample of Nuclear yield file
 regionwise nuclear yield (or production) [numbers/source]

	80-Hg isotope production											
reg.	182	183	184	185	186	187	188	189	190	191	192	193
1	0.000E+00	2.000E-05	6.000E-05	1.900E-04	9.700E-04	2.140E-03	3.990E-03	6.460E-03	1.004E-02	1.589E-02	2.373E-02	3.208E-02
2	1.000E-05	4.000E-05	4.000E-05	2.800E-04	1.000E-03	2.000E-03	3.830E-03	6.890E-03	1.037E-02	1.596E-02	2.506E-02	3.462E-02
3	1.000E-05	1.000E-05	7.000E-05	1.500E-04	7.300E-04	1.380E-03	2.620E-03	4.890E-03	6.860E-03	1.107E-02	1.623E-02	2.307E-02
4	0.000E+00	1.000E-05	2.000E-05	8.000E-05	4.300E-04	8.200E-04	1.370E-03	2.760E-03	3.960E-03	6.590E-03	9.990E-03	1.295E-02
5	0.000E+00	1.000E-05	3.000E-05	1.000E-04	1.600E-04	4.900E-04	9.000E-04	1.630E-03	2.380E-03	3.470E-03	5.300E-03	7.170E-03
6	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.000E-05	1.300E-04	2.300E-04	3.800E-04	8.900E-04	1.320E-03	2.000E-03	2.590E-03
7	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	2.000E-05	1.700E-04	2.200E-04	4.800E-04	6.700E-04	1.150E-03	1.380E-03
8	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	8.000E-05	8.000E-05	1.900E-04	3.000E-04	4.400E-04	5.900E-04	8.600E-04
9	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.000E-05	3.000E-05	5.000E-05	6.000E-05	1.600E-04	7.000E-05	3.500E-04
10	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.000E-05	3.000E-05	1.000E-05	5.000E-05	8.000E-05	1.600E-04

	80-Hg isotope production											
reg.	194	195	196	197	198	199	200	201	202	203	204	205
1	4.875E-02	6.542E-02	1.072E-01	1.351E-01	1.520E-01	1.301E-01	1.169E-01	5.885E-02	2.927E-02	7.930E-03	2.740E-03	0.000E+00
2	5.007E-02	6.541E-02	1.034E-01	1.253E-01	1.400E-01	1.184E-01	1.042E-01	5.195E-02	2.715E-02	6.950E-03	2.500E-03	0.000E+00
3	3.324E-02	4.205E-02	6.839E-02	8.006E-02	8.893E-02	7.575E-02	6.513E-02	3.215E-02	1.672E-02	4.620E-03	1.590E-03	0.000E+00
4	1.884E-02	2.451E-02	3.772E-02	4.432E-02	4.932E-02	4.203E-02	3.614E-02	1.799E-02	9.440E-03	2.460E-03	1.050E-03	0.000E+00
5	1.031E-02	1.329E-02	1.906E-02	2.346E-02	2.494E-02	2.099E-02	1.857E-02	9.360E-03	4.810E-03	1.350E-03	4.300E-04	0.000E+00
6	5.650E-03	6.860E-03	1.006E-02	1.202E-02	1.273E-02	1.066E-02	8.710E-03	4.520E-03	2.290E-03	7.200E-04	2.300E-04	0.000E+00
7	2.500E-03	3.080E-03	4.770E-03	6.090E-03	5.190E-03	4.650E-03	4.420E-03	2.250E-03	1.010E-03	2.800E-04	1.400E-04	0.000E+00
8	1.160E-03	1.800E-03	2.120E-03	2.540E-03	2.600E-03	2.320E-03	2.180E-03	8.600E-04	6.000E-04	2.100E-04	8.000E-05	0.000E+00
9	5.100E-04	5.900E-04	1.080E-03	1.290E-03	1.240E-03	1.000E-03	7.400E-04	4.200E-04	2.600E-04	7.000E-05	1.000E-05	0.000E+00
10	2.100E-04	3.800E-04	4.900E-04	3.800E-04	5.300E-04	4.000E-04	3.800E-04	1.900E-04	6.000E-05	1.000E-05	0.000E+00	0.000E+00

	80-Hg isotope production	
reg.	206	207
1	0.000E+00	0.000E+00
2	0.000E+00	0.000E+00
3	0.000E+00	0.000E+00
4	0.000E+00	0.000E+00
5	0.000E+00	0.000E+00
6	0.000E+00	0.000E+00
7	0.000E+00	0.000E+00
8	0.000E+00	0.000E+00
9	0.000E+00	0.000E+00
10	0.000E+00	0.000E+00

Fig. B.1 Example of nuclide production yield file.

付録C 20MeV以下の中性子スペクトルファイルの書式

Card 1 (A80)

1) HTITL1 任意の内容のタイトルカード (最大 80 文字)

Card 2 (A80)

1) HTITL2 任意の内容の副タイトルカード (最大 80 文字)

Card 3 (*)

1) NG 中性子スペクトルデータの群数

> 0 VITAMIN-J 中性子 175 群構造における有効データの群数
(最大 175 ; NNG=NG)

< 0 任意の群構造における群数と制御変数

-ij00ggg の形式 :

i 第一制御変数

0 = エネルギー降順

1 = エネルギー昇順

j 第二制御変数

0 = [/group]

1 = [/group]

2 = [/lethargy]

3 = [/MeV]

ggg 群数 (3 桁の整数 ; NNG=ggg)

2) FN 中性子スペクトルの規格化定数 (正の実数 ; ゼロならば 1.0 に DCHAIN-SP 内で規格化される)

Card 4 (*)

(SPCT(i), i=1,NNG)

1群からNNG群までの中性子スペクトル (エネルギー順と単位はNGに依存)

Card 5 (*) [NG<0 ならば入力]

(ENGSPCT(i), i=1,NNG+1)

中性子エネルギー群境界値 (NNG+1 個 ; eV 単位 ; エネルギー順はスペクトルとは無関係であり、昇順でも降順でも良い)

【VITAMIN-J 中性子 175 群構造の中性子束ファイルの例】

```

mcnp neutron spectrum: all regions
vitamin-j 175-groups
 175      8.7735E+13
 7.8176E-05 1.4837E-05 1.4933E-05 3.0928E-05 3.1950E-05 1.6484E-05
 1.6601E-05 1.7157E-05 1.7231E-05 3.5551E-05 1.8338E-05 1.8813E-05
 3.8693E-05 4.0124E-05 4.1165E-05 4.2802E-05 4.4075E-05 4.5566E-05
 4.6683E-05 4.8062E-05 4.9793E-05 5.0595E-05 5.2025E-05 5.3342E-05
 1.8142E-05 3.6484E-05 5.5847E-05 5.7233E-05 5.8363E-05 5.9512E-05
 6.1036E-05 6.2495E-05 6.4228E-05 1.3425E-04 1.4228E-04 1.5192E-04
 7.9470E-05 8.2298E-05 8.5672E-05 8.9063E-05 9.1110E-05 9.4840E-05
 6.5206E-05 1.6695E-05 1.6578E-05 3.3762E-05 6.8592E-05 1.0688E-04
 1.1126E-04 1.1564E-04 1.2025E-04 1.2490E-04 1.2967E-04 1.3547E-04
 1.4092E-04 1.4742E-04 1.5491E-04 1.6333E-04 1.7134E-04 1.7893E-04
 1.8702E-04 3.9969E-04 1.7353E-04 2.4976E-04 2.2164E-04 2.2744E-04
 2.3197E-04 2.3573E-04 2.3941E-04 2.4182E-04 2.4329E-04 2.4288E-04
 2.4218E-04 2.3989E-04 2.3720E-04 2.3337E-04 4.5457E-04 4.3329E-04
 2.0757E-04 2.0044E-04 3.8261E-04 3.5807E-04 4.0051E-05 1.4825E-05
 3.1012E-05 8.4442E-05 1.6487E-04 3.1372E-04 1.4918E-04 1.4402E-04
 1.3898E-04 1.3424E-04 1.3096E-04 1.2930E-04 1.2188E-04 1.1684E-04
 1.1182E-04 1.0373E-04 9.3471E-05 9.1403E-05 9.5509E-05 9.6724E-05
 9.0582E-05 7.9840E-05 1.8592E-04 1.6155E-04 4.9122E-05 3.6526E-05
 8.9129E-05 6.6710E-05 1.5576E-04 4.9247E-05 1.3293E-04 8.3079E-05
 9.1223E-05 3.6908E-05 4.1417E-05 1.9862E-05 7.2918E-06 8.0112E-06
 1.1495E-05 8.6992E-06 2.2197E-05 2.9384E-05 4.3489E-05 3.0927E-05
 5.8983E-06 6.6573E-06 1.6447E-05 5.4900E-06 3.1430E-06 1.3935E-06
 8.3649E-07 6.3735E-07 4.6882E-07 1.0727E-07 8.3704E-08 5.0231E-07
 1.3276E-07 1.1417E-06 8.4722E-07 4.7414E-07 2.8644E-07 1.8045E-07
 9.7689E-08 7.1385E-08 6.5044E-08 5.0186E-08 3.2413E-08 2.7323E-08
 2.1261E-08 1.3742E-08 8.8717E-09 6.3489E-09 4.0091E-09 3.8561E-09
 2.7290E-09 2.2456E-09 2.1825E-09 1.8949E-09 1.3250E-09 1.1149E-09
 9.3291E-10 5.7705E-10 4.0632E-10 4.9933E-10 1.7895E-10 .0000E+00
 .0000E+00 .0000E+00 .0000E+00 .0000E+00 .0000E+00 .0000E+00
 .0000E+00

```

【任意の群構造による中性子束ファイルを使用する例】

```

neutron source spectrum : fns 125-group
phase-2c at 10cm [/lethargy]; descending order
-0200125 1.0
 0.0      0.0      0.0      0.0      7.01764e-03 1.09597e-02
2.00102e-02 1.15350e-02 1.62108e-03 3.20822e-04 8.54233e-05 1.62713e-04
1.16861e-04 9.01373e-05 5.90506e-05 6.76598e-05 7.92517e-05 7.63936e-05
5.11979e-05 4.30976e-05 3.56238e-05 3.55438e-05 4.99383e-05 3.84928e-05
2.37435e-05 2.26040e-05 2.64576e-05 3.36319e-05 3.32706e-05 2.63278e-05
2.26371e-05 1.98987e-05 1.87734e-05 2.08894e-05 2.75306e-05 2.10658e-05
2.16800e-05 2.66484e-05 2.66605e-05 2.75037e-05 2.37733e-05 2.48738e-05
2.45248e-05 2.71756e-05 2.76878e-05 3.02530e-05 3.12170e-05 3.27541e-05
3.17727e-05 3.49459e-05 3.63893e-05 3.86149e-05 3.93946e-05 4.01866e-05
4.17973e-05 4.19650e-05 4.17186e-05 3.96626e-05 4.02804e-05 4.14676e-05
3.92124e-05 4.19806e-05 3.93846e-05 3.60514e-05 3.35991e-05 3.64270e-05
3.84772e-05 3.48357e-05 3.28974e-05 3.10034e-05 2.40712e-05 2.18790e-05
2.21696e-05 2.14734e-05 1.70113e-05 1.45599e-05 1.51479e-05 1.51036e-05
1.55696e-05 1.50582e-05 1.44735e-05 1.34256e-05 1.24946e-05 1.08165e-05
1.05063e-05 9.94884e-06 9.43496e-06 8.81468e-06 8.77210e-06 8.23471e-06
7.70869e-06 7.31281e-06 7.01357e-06 7.56018e-06 6.82159e-06 6.50052e-06
6.06533e-06 5.78700e-06 5.38518e-06 4.91475e-06 4.45785e-06 4.33375e-06
3.89995e-06 2.84735e-06 3.75506e-06 3.55264e-06 3.30591e-06 2.99956e-06
2.61710e-06 2.15860e-06 1.77166e-06 1.40750e-06 1.07011e-06 7.85315e-07
5.51697e-07 3.73668e-07 2.49219e-07 1.62017e-07 1.16963e-07 7.43711e-08
5.09575e-08 4.13133e-08 4.02055e-08 3.09971e-08 4.78763e-09
 1.6487E+07 1.6231E+07 1.5980E+07 1.5732E+07 1.5488E+07 1.5248E+07
 1.5012E+07 1.4779E+07 1.4550E+07 1.4324E+07 1.4102E+07 1.3883E+07
 1.3668E+07 1.3456E+07 1.3248E+07 1.3042E+07 1.2840E+07 1.2641E+07
 1.2445E+07 1.2252E+07 1.2062E+07 1.1875E+07 1.1691E+07 1.1510E+07
 1.1331E+07 1.1156E+07 1.0983E+07 1.0812E+07 1.0645E+07 1.0480E+07
 1.0317E+07 1.0157E+07 9.9999E+06 9.3940E+06 8.8249E+06 8.2902E+06
 7.7879E+06 7.3161E+06 6.8728E+06 6.4564E+06 6.0652E+06 5.6978E+06
 5.3525E+06 5.0282E+06 4.7236E+06 4.4374E+06 4.1686E+06 3.9160E+06
 3.6787E+06 3.4559E+06 3.2465E+06 3.0498E+06 2.8650E+06 2.6914E+06
 2.5284E+06 2.3752E+06 2.2313E+06 2.0961E+06 1.9691E+06 1.8498E+06
 1.7377E+06 1.5335E+06 1.3533E+06 1.1943E+06 1.0540E+06 9.3013E+05
 8.2084E+05 7.2438E+05 6.3927E+05 5.6415E+05 4.9786E+05 4.3936E+05
 3.8774E+05 3.4217E+05 3.0197E+05 2.6649E+05 2.3517E+05 2.0754E+05
 1.8315E+05 1.6163E+05 1.4264E+05 1.2588E+05 1.1109E+05 9.8035E+04
 8.6515E+04 7.6349E+04 6.7378E+04 5.9461E+04 5.2474E+04 4.6308E+04
 4.0867E+04 3.6065E+04 3.1827E+04 2.8087E+04 2.4787E+04 2.1874E+04
 1.9304E+04 1.5034E+04 1.1709E+04 9.1186E+03 7.1016E+03 5.5307E+03
 4.3073E+03 3.3546E+03 2.6125E+03 2.0346E+03 1.5846E+03 1.2341E+03
 9.6110E+02 5.8293E+02 3.5357E+02 2.1445E+02 1.3007E+02 7.8891E+01
 4.7850E+01 2.9023E+01 1.7603E+01 1.0677E+01 6.4758E+00 3.9278E+00
 2.3823E+00 1.4449E+00 8.7640E-01 5.3156E-01 3.2241E-01 1.0010E-05

```

付録D DCHAIN-SPのインストールと実行

D.1 インストール

DCHAIN-SPの配布版は、"dchainsp2001.tar.gz" というファイル名であり、すべてのファイルをtarファイルとして1つにまとめたものをgzipで圧縮してある。まず、DCHAIN-SPの環境を構築したいディレクトリにこのファイルをコピーまたは移動する。このディレクトリでファイルを展開することにより、DCHAIN-SPのディレクトリとファイルの基本構成ができる。もしユーザーの計算機でgunzipコマンドが有効でない場合は、Windows系OSのWinZip等により事前に解凍しておく必要がある。導入例としてMO媒体上の配布ファイルを用いて /home にDCHAIN-SPを作成する手順を下記に太字で示す。

```
$ cd /home
$ mount /mo
$ cp /mo/dchainsp2001.tar.gz ./
$ umount /mo
$ gzip -d dchainsp2001.tar.gz
$ tar xf dchainsp2001.tar
```

この例では、DCHAIN-SPは /home/dchainsp2001/ のディレクトリに格納されている。ただし、ここまで操作ではまだ実行ファイルが作成されていない。DCHAIN-SPの実行ファイルを作成し、導入環境に問題がないかどうかを調べるための専用のインストーラを起動する。このインストーラは、下記のUNIX系PCとワークステーションの環境に対応している。

Linux	PC-UNIX, g77 compiler
HP	HPUX-9 (HP9000/735, etc.), standard f77 compiler
Sun	Solaris 2.4 / 2.5 (Sun-4/20, etc.), standard f77 compiler
DEC	Digital Unix 4.0 (Alpha-chip CPU), DEC FORTRAN compiler

このインストーラは、dchainsp3/installerというファイル名のシェルスクリプトであり、以下の内容を実施する。

- * コンパイル f77 または g77 コンパイラーにより実行ファイルを作成する。
- * テスト計算 テスト問題を実行する。
- * 比較 テスト計算結果と基準結果の違いをファイル出力する。

一部の機種ではコンパイル時に警告メッセージが出力されることがあるが、上記の計算機環境においては問題ない。

インストーラは、DCHAIN-SPを導入した計算機環境を記述する引数を1つ必要とする。指定可能な引数は、linux, hp, sun, dec の4種類である。引数が与えられない場合や異なる引数名の場合、実行は終了する。インストーラを実行する手順は以下のとおりである (/home/ がカレントディレクトリである)。

```
$ cd dchainsp2001
$ chmod u+x installer
$ ./installer linux
```

以上が正常終了すれば、実行ファイルの作成とテスト計算が行われたことになる。dchainsp2001/test/*.diffファイルの内容を見れば、テスト計算の結果と基準計算の結果の差異を確認することが出来る。このとき、基準計算を行った計算機と完全に同一の計算機でない場合には、若干の数値誤差が生じる場合がある。CPU値の違いを除き、テスト計算出力ファイルは、Solaris 2系とDEC系でほとんど同じであった。

付録E-1に示したテスト問題の計算時間は、導入対象とした計算機で下記のようになっている（CPU性能に加えて、コンパイルオプションの最適化の巧拙による効果を含む）。

	CPU [s]	ratio to DEC
Linux-PC (Pentium II 450MHz)	457.89	1.57
HP9000/735	1657.03	5.69
Sun-4/10	2545.00	8.74
DEC alpha (600MHz)	291.15	1.00

DCHAIN-SPの配布版は、下記のようなディレクトリ構造を有している。この配布版に格納されているライブラリは、これまでのDCHAIN-SPに整備されたものであるが、中性子放射化断面積ライブラリと崩壊データライブラリは4章に述べた改訂によるfendla2_175-r4とspd-dcylibである。

dchainsp2001/	DCHAIN-SPコードのメインディレクトリ
└ cyi/	CYIライブラリ作成に使用する
└ lib/	DCHAIN-SP用のライブラリファイル
└ src3/	DCHAIN-SPのFORTRANソースプログラムファイルとmake用ファイル
└ include/	DCHAIN-SPのFORTRANソースプログラム用のインクルードファイル
└ test/	テスト計算用ファイル
└ out_linux/	Linux系テスト計算出力ファイル
└ out_hp/	HPUX-9系テスト計算出力ファイル
└ out_sun/	Solaris 2系テスト計算出力ファイル
└ out_ded/	DEC系テスト計算出力ファイル

D.2 實行

DCHAIN-SP コードを容易に実行するために、専用の実行用シェルスクリプトを作成した。シェルスクリプト名は spd.sh であり、汎用性を考慮して csh により記述してある。基本的な機能は下記の通りである。

- * 検査 このシェルスクリプトに、DCHAIN-SPの入力データファイル名の主要名(拡張子を除いた名前)が引数として与えられているかどうかを検査する。
 - * 前処理 DCHAIN-SPが使用できるライブラリーファイルとDCHAIN-SPの実行ファイル(spcl_ld)をカレントディレクトリーにリンクする。
 - * 実行 DCHAIN-SPの入力データを標準入力に、リスト出力先ファイル名を標準出力に割り当ててDCHAIN-SPを実行する。
 - * 後処理 前処理でリンクしたファイルを消去し、DCHAIN-SP計算の出力ファイル名を後述する拡張子の規則に基づいて変更する。

最初に `spd.sh` を使用する前に、`DCHAIN-SP` を導入したディレクトリ名が `spd.sh` 内で正しい記述となっていることを確認する。具体的には、`spd.sh` をエディターで開いて 16 行目付近にある `set` コマンドによる `PATH1` 変数の設定を確認する。以下に例をその前後を含めて示す。

```
# PATH1 is main directory name of the dchain-sp code.  
# (if it is different, please change to your environment.)  
  
set PATH1='/home2/kosako/dchainsp3/'  
# ^^^^^^^^^^^^^^ <--- please check here.
```

/home2/kosako の部分をユーザー自身の適切なディレクトリ一名に書き換える。

spd.shは、DCHAIN-SPの入力データファイルの主要名（拡張子を除いた名前）を記述する引数を1つ必要とする。引数が与えられない場合、シェルスクリプトは実行を終了する。2つ目以降の引数は無視される。spd.shはUNIXコマンド行で下記のように記述して実行する。この例では、入力データファイルの主要名はtes1である。

```
$ spd.sh test
```

または

```
$ ./spd.sh test
```

これを実行することにより、以下のようなメッセージが現れて DCHAIN-SP 計算が始まる。メッセージ中のファイル名の一覧に含まれるものは、入力データ条件によって変わるので常に下記と同じになるわけではない。

```
/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_  
/_/_/_/_ DCHAIN-SP (spd) 3 /_/_/_/_  
/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_/_  
  
primary name of problem ..... tes1  
Thu Aug 11 09:02:39 JST 2000
```

```
start of dchain-sp calculation ...
```

```
list of file names produced by this problem .....
```

```
-rw-r--r-- 1 kosako kosako 338364 Aug 11 09:11 tes1.act
-rw-r--r-- 1 kosako kosako 11197 Aug 11 09:11 tes1.alr
-rw-r--r-- 1 kosako kosako 671691 Aug 11 09:11 tes1.cla
-rw-r--r-- 1 kosako kosako 11423 Aug 11 09:11 tes1.gsd
-rw-r--r-- 1 kosako kosako 86272 Aug 11 09:11 tes1.gso
-rw-r--r-- 1 kosako kosako 76697 Aug 11 09:11 tes1.lst
-rw-r--r-- 1 kosako kosako 5199 Aug 11 09:11 tes1.tba
-rw-r--r-- 1 kosako kosako 5199 Aug 11 09:11 tes1.tbh
-rw-r--r-- 1 kosako kosako 31299 Aug 11 09:11 tes1.yld
```

```
end of dchain-sp. thank you for using.
```

```
Thu Jul 11 09:11:52 JST 2000
```

spd.shで使われるファイル名は、見かけ上DCHAIN-SPの入出力ファイル名とは全く異なり、“主要名.拡張子”的形式で取り扱われる。任意の名称である主要名は対象とする問題で共通であるため、拡張子によってファイルの種類を区別することになる。従って、spd.shのみを使用するユーザーはこれらのDCHAIN-SP本来の固定名を知る必要はない。しかし、固定名を知らない別の必要なファイル名として使用し、spd.shを実行することにより消去・上書きしてしまう事態を回避するために知っておくことが望ましい。そのため、spd.shとDCHAIN-SPで使用するファイル名に関する説明をTable D.1に示す。spd.sh用の拡張子が記述されていないファイルは、ユーザーが実行時に関与することのないライブラリ等である。条件欄にalwaysとあるものは常に必要とされるものであり、それ以外は大文字で表記された入力パラメータの指定値に依存する。以下にTable D.1を簡略化したspd.sh用の拡張子の分類を示す。{}内はDCHAIN-SPの固定名である。

.act	放射能出力ファイル {spd-act.out}
.cla	半減期と放射線管理による分類の出力ファイル {out-class}
.gsd	MCNP用ガンマ線源sdefカード出力ファイル {out-gsdef}
.gso	ガンマ線スペクトルの起源核種リスト出力ファイル {out-gamsporg}
.lst	DCHAIN-SPの出力リストファイル
.spd	DCHAIN-SPの入力データファイル
.tba	指定核種の表形式放射能出力ファイル {out-table-a}
.tbh	指定核種の表形式崩壊熱出力ファイル {out-table-h}
.yld	核種生成量出力ファイル {yield.out}
.alr	指定領域で積算した上位30核種と指定核種の表形式出力ファイル {out-allreg}
.mcnpout	MCNPからの出力リストファイル {mcnp_outlist}
.yield	NMTCからの領域別核種生成量ファイル {nmtc_yield}

入力データのファイル名は“主要名.spd”であり、spd.shの実行時には用意されていなければならない。“主要名.mcnpout”と“主要名.yield”ファイルが存在するならば、それぞれ

“mcnp_outlist”と“nmtc_yield”にコピーして使われる。また、“主要名.mcnpout”と“主要名.yield”ファイルがない場合には、必要に応じてNMTCA系コードからの領域別核種生成量ファイル“nmtc_yield”、中性子スペクトルファイル“n.flux”やMCNP出力リストファイル“mcnp_outlist”などが用意されていなければならない。これらを用意するため、例えばMCNPの出力リストファイル（ファイル名を“mmm1.lst”と仮定）からの中性子スペクトルデータを使用する場合にはあらかじめ

```
$ ln -s ..../mcnp4a/mmm1.lst mcnp_outlist  
($ln -s MCNP出力リストファイル名 mcnp_outlist)
```

または

```
$ cp ..../mcnp4a/mmm1.lst mcnp_outlist
```

のようにカレントディレクトリにファイルをリンクやコピーしておく必要がある。“nmtc_yield”と“n.flux”についても同様である。“n.flux”ファイルは必要に応じてユーザーが作成・編集する必要がある。別の方法として、カレントディレクトリで

```
$ ln -s ..../mcnp4a/mmm1.lst mmm1.mcnpout  
$ ln -s ..../nmtc/ftn40 mmm1.yield
```

をあらかじめ実行することによりmmm1を主要名として使用することも可能であり、ユーザー好みにより選択できる。

ユーザーがDCHAIN-SPを任意のディレクトリで実行するためには、そのディレクトリにspd.shをコピーするかまたはリンクを張る必要がある。そして、“主要名.spd”を持つ入力データファイルを作成・編集し、上述の計算で必要なファイルを用意すればよい。

Table D.1 List of file names used in the DCHAINN-SP code and the spd.sh.

spd.sh extension	dchain-sp 2001 fixed name	condition	description
*.act	spd-act.out	output; always	activity, decay heat, gamma-ray spectrum by nuclide and output time
*.alr	out-allreg	output; IPRTB3	top 30 nuclides and tabulated activity of designated nuclides in whole regions
*.cla	out-class	output; IPRTB1	classification of nuclides by half-life and radioactivity control
*.gsd	out-gsdef	output; IGSDEF	sdef-card of gamma-ray source for MCNP calculation
*.gso	out-gamspporg	output; IGSORG	list of original nuclide fractions for gamma-ray spectrum
*.lst		output; always	output list file from dchain-sp
*.spd		input; always	input data file from dchain-sp
*.tba	out-table-a	output; IPRTB2	tabulated activity of designated nuclides
*.tbh	out-table-h	output; IPRTB2	tabulated decay heat of designated nuclides
*.yld	yield.out	output; LYILD	nuclide yield at the last output time
	spd_ld	executable; always	executable file of dchain-sp
	dctylib	input; always	decay data library for dchain-sp
lib_ec		input; always	library for branching ratios for beta+ decay and electron capture
rxtslib		input; JMODE	neutron activation cross section library with the VITAMIN-J 175-groups
	fyield.cyi	input; IFISYD	fission yield data library produced with the CYI code
	sfyield.cyi	input; IFISYD	spontaneous fission yield data library produced with the CYI code
	fyield.endfb6	input; IFISYE	fission yield data library produced from ENDF/B-VI
	fyield.jndcfp2	input; IFISYE	fission yield data library produced from JNDC/FP-2
	sfyield.endfb6	input; IFISYE	spontaneous fission yield data library produced from ENDF/B-VI
	sfyield.jndcfp2	input; IFISYE	spontaneous fission yield data library produced from JNDC/FP-2

付録E サンプル問題

DCHAIN-SP のサンプル問題とテスト計算結果を示す。Fig. E. 1 に示した計算モデルで NMTC/JAM と MCNP コードによる計算を行い、直径 30 cm の水銀の 10 領域とその外周の直径 100 cm の鉛 10 領域における領域別核種生成量ファイル (nmtc_yield) と中性子スペクトル (F14 tally) を含む MCNP 出力リストファイル (mcnp_outlist) を得た。MCNP 計算は NMTC/JAM により作成された 20 MeV 以下の中性子線源ファイルを使用して行った。DCHAIN-SP のテスト計算は、これらのファイルを用いて以下の条件で行った。入力データを Fig. E.2 に示す。

入射陽子 :	1.5 GeV, 1 mA
中性子束強度 :	水銀第 1 領域 4.95626e+14
	水銀第 2 領域 6.64082e+14
	鉛第 3 領域 1.05854e+14
照射時間 :	10 日
計算結果出力時間 :	照射終了後 1 日、30 日、1 年
体積 :	MCNP セル tally の値

計算結果を Fig. E.3 ~ E.11 に示す。これらの出力ファイルは、DCHAIN-SP の配布ファイル中の dchainsp2001/test/out_* (* は linux, hp, sun, dec) に収納されている。

- Fig. E.3 出力リストファイル (tes1.lst)
- Fig. E.4 放射能出力ファイル (tes1.act)
- Fig. E.5 表形式放射能出力ファイル (tes1.tba)
- Fig. E.6 表形式崩壊熱出力ファイル (tes1.tbh)
- Fig. E.7 MCNP 用ガンマ線源 sdef カード出力ファイル (tes1.gsd)
- Fig. E.8 ガンマ線起源核種出力ファイル (tes1.gso)
- Fig. E.9 核種生成量出力ファイル (tes1.yld)
- Fig. E.10 分類出力ファイル (tes1.cla)
- Fig. E.11 全領域出力ファイル (tes1.alr)

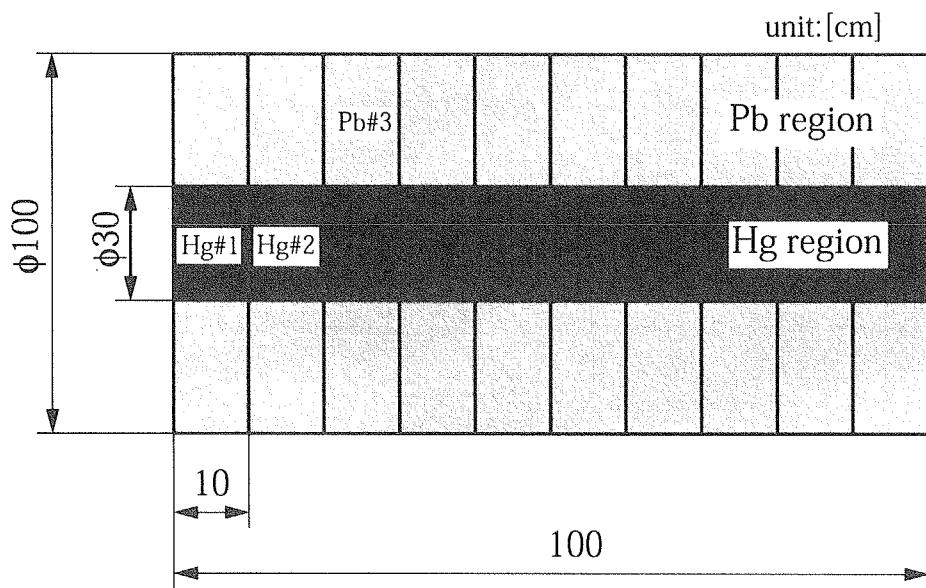


Fig. E.1 Calculation geometry for NMTC/JAM and MCNP-4A used in the test calculation.

```

dchain-sp3 : input data for test calculation of hg-target & pb-reflector
2 2
2 3 50 3 1 100 0 0 0 0 0
1 3 1 0.0 0 1 1 1 10. 3 1
1.0 1.5 48.3806
10 d 1.0
2 y 0.0
-1 d
-30 d
-1 y
I Xe Cs
Hg#1 1 0 14 1 -1 -1 -1.0 no 0.
Hg#2 2 0 14 2 -1 -1 -1.0 no 0.
Pb#3 13 0 14 13 -1 -1 -1.0 no 0.

```

Fig. E.2 List of input data (tes1.spd) for the test calculation.

```
*****
*          dchain-sp          *
*          (spd)           *
*          -----           *
* transmutaion calculation code from nmtc yield data  *
* and/or target material irradiated by neutron       *
*****  

* version: 2001 For Distribution (2001/01/01)      *
*****
```

echo-back print of input data -----
line : input data card
1 : dchain-sp3 : input data for test calculation of hg-target & pb-reflector
2 : 2 2
3 : 2 3 50 3 1 100 0 0 0 0 0
4 : 1 3 1 0.0 0 1 1 1 10. 3 1
5 : 1.0 1.5 48.3806
6 : 10 d 1.0
7 : 2 y 0.0
8 : -1 d
9 : -30 d
10 : -1 y
11 : I Xe Cs
12 : Hg#1 1 0 14 1 -1 -1 -1.0 no 0.
13 : Hg#2 2 0 14 2 -1 -1 -1.0 no 0.
14 : Pb#3 13 0 14 13 -1 -1 -1.0 no 0.

<< start of input data >>

problem title: dchain-sp3 : input data for test calculation of hg-target & pb-reflector

primary control data

(1) imode	2 : calculation mode
	0 = activity
	1 = activity and decay heat
	2 = activity, decay heat and gamma-ray spectrum

(中略)

no.	hregamm	iregs	ncls	tals	cels	vols	mats	fluxs	hnfluxs	volumes
1 Hg#1		1	0	14	1	-1	-1	-1.00000E+00		1.00000E+00
2 Hg#2		2	0	14	2	-1	-1	-1.00000E+00		1.00000E+00
3 Pb#3		13	0	14	13	-1	-1	-1.00000E+00		1.00000E+00

<< end of input data >>

information of variable dimension size

supplied size	2500000
used size	2316951

the number of nuclides in the decay data library = 3144

<-><-><-><-><-><-><-><-><-><->			
<-> no.	1 regionwise calculation data	<->	
<-> region label :	Hg#1	<->	
<-><-><-><-><-><-><-><-><-><->			
region volume	7.06858E+03 [cm**3]	nmtc region number	1
mcnp tally data	14 (mcnptal)		1 (mcnptcel)
	-1 (mcnptvol)		-1 (mcnppmat)
no. of target materials ..	7		
neutron flux	4.95627E+14 [n/cm**2/s]	flux file name	
target decreasing by p ...	0	target decreasing by n ...	0 (0/1=no/yes)
target nuclides (positive: atomic number density [10**24/cm**3] ; negative: activity [Bq/cc])			

Fig. E.3 List of output-list file (tes1.lst) for the test calculation (1/2).

JAERI-Data/Code 2001-016

nuclide	za	no.density	nuclide	za	no.density	nuclide	za	no.density
Hg196	80196.0	6.02784E-05	Hg198	80198.0	4.00637E-03	Hg199	80199.0	6.77953E-03
Hg200	80200.0	9.28291E-03	Hg201	80201.0	5.29641E-03	Hg202	80202.0	1.19989E-02
Hg204	80204.0	2.30565E-03						

nuclide list lacked in the decay data library

17-Cl- 46 1.000E-05
65-Tb-169 1.000E-05

--- warning message from rdyild ---

above nuclides were not found in decay data library.

please careful about a contribution from these nuclides.

number of nuclides = 2 lacked total yield = 2.0000E-05

the number of kinds of produced nuclides by nmtc calculation = 1177

total yield of produced nuclides per a source = 1.90440E+00

nuclide	yield										
Be-10	1.000E-05	Co-64	1.400E-04	Nb-93	3.300E-04	Tc-131	1.000E-05	Eu-150	7.700E-04	Ta-180	1.000E-04
P-32	1.000E-05	Co-65	8.000E-05	Nb-94	3.100E-04	Tc-132	1.000E-05	Eu-151	5.900E-04	Ta-181	1.100E-04

(由略)

Co 62	1.2000E-04	Nb 91	2.7000E-04	Te129	3.0000E-05	Eu148	1.5700E-03	Ta178	4.5000E-04
Co 63	1.2000E-04	Nb 92	4.3000E-04	Te130	1.0000E-05	Eu149	1.4000E-03	Ta179	1.9000E-04

energy group structure of neutron spectrum is converted from 175 group to 175 (vitamin-j) groups.

start of irradiation and cooling calculation ... cpu time 21.52 [s]

initial proton flux = 6.24151E+15 [n/cm**2/s]

initial neutron flux = 4.95627E+14 [n/cm**2/s] below 20 MeV

during cooling time ---

summation of activity = 5.14337E+11 [Bq/cc] (3.63563E+15 [Bq]) at 11 [d]
 summation of decay heat = 3.97061E-02 [W/cc] (2.80666E+02 [W])

					cpu time	159.69 [s]	(138.17 [s])
(classification)	-1h	1h-1d	1d-30d	30d-1y	1y-10y	10y-100y	100y-1000y	1000y-
half-life	1.8119E+10	1.2419E+11	3.3237E+11	3.9378E+10	2.4440E+08	2.9663E+07	1.8342E+06	1.7954E+03
(classification)	1-group	2-group	3-group	4-group				
radiation control	1.3818E+10	3.9251E+10	4.5885E+11	2.4213E+09				

(中略)

radiation control 3.0926E+07 1.5182E+09 1.0811E+08 3.3176E+05
summation of decay yields = 3.97314E+22 [n]

(中略)

end of spd calculation process

----- good bye

Fig. E.3 List of output-list file (tes1.lst) for the test calculation (2/2).

```

-----  

no.      1  regionwise calculation data  

region label : Hg#1  

-----  

beam current ..... 1.0000E+00 [mA]  

beam energy ..... 1.5000E+00 [GeV]  

beam power ..... 1.5000E+00 [MW]  

neutron flux ..... 4.9563E+14 [n/cm**2/s]  

region volume ..... 7.0686E+03 [cm**3]  

irradiation time .. 10 [d]  

region number ..... 1 (in nmtc yield file)  

mcnp tally ..... 14          1 (tally number and tally cell number)

--- output time ---      11 [d]  ( 9.5040000E+05 [s])  (after the last shutdown:      24 [h])
nuclide      atoms      radioactivity      rate      decay heat [W/cc]      half-life
              [Bq/cc]      [Bq]      [%]      beta      gamma      alpha      total      [s]
H 3        1.9461E+14  3.4667E+05  2.4505E+09      3.170E-10  0.000E+00  0.000E+00  3.170E-10  3.891E+08
Na 22       1.5189E+13  1.2822E+05  9.0633E+08      4.021E-09  4.517E-08  0.000E+00  4.919E-08  8.211E+07
Na 24       6.7885E+11  8.7254E+06  6.1676E+10      7.723E-07  5.766E-06  0.000E+00  6.538E-06  5.393E+04
(中略)
Tl204       2.0558E+14  1.1946E+06  8.4438E+09      4.555E-08  2.149E-10  0.000E+00  4.577E-08  1.193E+08
Pb199       1.0497E+06  1.3473E+02  9.5238E+05      1.166E-12  2.046E-11  0.000E+00  2.163E-11  5.400E+03

gamma-ray spectrum weighted by energy ( 42-groups)
-----
grp.      energy [MeV]      flux      energy flux
           upper     lower      [n/s]      [MeV/s]
1         50.000    30.000  0.0000E+00  0.0000E+00
2         30.000    20.000  0.0000E+00  0.0000E+00
(中略)
41         0.020    0.010  3.5766E+09  5.3650E+07
42         0.010    0.001  5.4273E+09  2.9850E+07

total gamma-ray flux      3.4693E+11 [n/s]
total energy of gamma-ray 1.7090E+11 [MeV/s]
annihilation gamma-ray by beta(+) 1.2189E+10 [n/s] (Eg=0.511 [MeV])
gamma-ray current [n/s] without group limitation: overflow = 0.0000E+00 underflow = 1.2706E+07

dominant nuclides (top 10)
-----
no. nuclide      [Bq/cc]      [Bq]      [%]      nuclide      [W/cc]      [W]      [%]
1  Hg197       1.5411E+11  1.0893E+15  29.96      Ir188       4.0341E-03  2.8515E+01  10.16
2  Hg203       2.9093E+10  2.0565E+14  5.66      Hg197       3.1357E-03  2.2165E+01  7.90
(中略)
9   Ir188       1.1716E+10  8.2819E+13  2.28      Au192       1.2008E-03  8.4879E+00  3.02
10  Ir189       1.1193E+10  7.9119E+13  2.18      Re182m     1.1828E-03  8.3607E+00  2.98

total activity      5.14337E+11 [Bq/cc] ( 3.63563E+15 [Bq])
total decay heat    3.97061E-02 [W/cc] ( 2.80666E+02 [W])
(beta)             8.97307E-03 [W/cc] ( 6.34268E+01 [W])      22.599%
(gamma)            3.07310E-02 [W/cc] ( 2.17225E+02 [W])      77.396%
(alpha)            2.03706E-06 [W/cc] ( 1.43992E-02 [W])      0.005%
activated atoms     6.70561E+17 [/cm**3]

--- output time ---      40 [d]  ( 3.4560000E+06 [s])  (after the last shutdown:      30 [d])
nuclide      atoms      radioactivity      rate      decay heat [W/cc]      half-life
              [Bq/cc]      [Bq]      [%]      beta      gamma      alpha      total      [s]
H 3        1.9374E+14  3.4513E+05  2.4395E+09      3.155E-10  0.000E+00  0.000E+00  3.155E-10  3.891E+08
Na 22       1.4871E+13  1.2554E+05  8.8736E+08      3.936E-09  4.423E-08  0.000E+00  4.816E-08  8.211E+07
(後略)

```

Fig. E.4 List of activation output file (tes1.act) from the test calculation.

```

<--><--><--><--><--><--><--><--><--><-->
<--> no.      1 regionwise calculation data <-->
<--> region label : Hg#1 <-->
<--><--><--><--><--><--><--><--><--><-->

cooling[s] [Bq/cc] Ta179 W_181 Os185 Ir188 Ir189 Pt191 Au193 Au195 Hg197 Hg203
8.6400E+04 5.143E+11 7.485E+07 4.609E+08 1.044E+09 1.172E+10 1.119E+10 2.542E+10 2.095E+10 2.874E+09 1.541E+11 2.909E+10
2.5920E+06 3.932E+10 7.262E+07 4.131E+08 8.638E+08 1.765E+09 2.488E+09 2.483E+07 0.000E+00 2.607E+09 8.794E+07 1.890E+10
3.1558E+07 1.658E+09 5.120E+07 6.072E+07 7.215E+07 2.253E-01 5.627E+01 0.000E+00 0.000E+00 7.480E+08 0.000E+00 1.292E+08

-----
volume = 7.06858E+03 [cm**3]
cooling[s] [Bq] Ta179 W_181 Os185 Ir188 Ir189 Pt191 Au193 Au195 Hg197 Hg203
8.6400E+04 3.636E+15 5.291E+11 3.258E+12 7.380E+12 8.282E+13 7.912E+13 1.797E+14 1.481E+14 2.031E+13 1.089E+15 2.056E+14
2.5920E+06 2.780E+14 5.133E+11 2.920E+12 6.106E+12 1.248E+13 1.758E+13 1.755E+11 0.000E+00 1.843E+13 6.216E+11 1.336E+14
3.1558E+07 1.172E+13 3.619E+11 4.292E+11 5.100E+11 1.592E+03 3.978E+05 0.000E+00 0.000E+00 5.287E+12 0.000E+00 9.135E+11

//////////////////////////////////////////////////////////////////
////////////////////////////////////////////////////////////////// end of irradiation and decay calculation for this region //////////////////////////////////////////////////////////////////
//////////////////////////////////////////////////////////////////

<--><--><--><--><--><--><--><--><--><-->
<--> no.      2 regionwise calculation data <-->
<--> region label : Hg#2 <-->
<--><--><--><--><--><--><--><--><--><-->

cooling[s] [Bq/cc] Ta179 W_181 Os185 Ir188 Ir189 Pt191 Au193 Au195 Hg197 Hg203
8.6400E+04 4.576E+11 6.751E+07 3.942E+08 8.897E+08 1.016E+10 1.026E+10 2.557E+10 2.200E+10 2.809E+09 1.390E+11 3.962E+10
2.5920E+06 4.228E+10 6.550E+07 3.532E+08 7.365E+08 1.557E+09 2.282E+09 2.497E+07 0.000E+00 2.548E+09 7.892E+07 2.574E+10
3.1558E+07 1.477E+09 4.617E+07 5.192E+07 6.151E+07 1.987E-01 5.162E+01 0.000E+00 0.000E+00 7.309E+08 0.000E+00 1.760E+08

-----
volume = 7.06858E+03 [cm**3]
cooling[s] [Bq] Ta179 W_181 Os185 Ir188 Ir189 Pt191 Au193 Au195 Hg197 Hg203
8.6400E+04 3.234E+15 4.772E+11 2.787E+12 6.289E+12 7.182E+13 7.255E+13 1.807E+14 1.555E+14 1.985E+13 9.823E+14 2.801E+14
2.5920E+06 2.989E+14 4.630E+11 2.496E+12 5.206E+12 1.101E+13 1.613E+13 1.765E+11 0.000E+00 1.801E+13 5.579E+11 1.820E+14
3.1558E+07 1.044E+13 3.264E+11 3.670E+11 4.348E+11 1.404E+03 3.649E+05 0.000E+00 0.000E+00 5.166E+12 0.000E+00 1.244E+12

//////////////////////////////////////////////////////////////////
////////////////////////////////////////////////////////////////// end of irradiation and decay calculation for this region //////////////////////////////////////////////////////////////////
//////////////////////////////////////////////////////////////////

<--><--><--><--><--><--><--><--><--><-->
<--> no.      3 regionwise calculation data <-->
<--> region label : Pb#3 <-->
<--><--><--><--><--><--><--><--><--><-->

cooling[s] [Bq/cc] Ta179 Os185 Ir188 Ir189 Au195 Tl200 Tl201 Tl202 Tl204 Pb203
8.6400E+04 5.803E+09 2.172E+05 2.370E+06 2.966E+07 2.998E+07 9.940E+06 9.229E+08 1.193E+09 1.271E+08 1.895E+06 1.770E+09
2.5920E+06 6.919E+07 2.107E+05 1.956E+06 4.188E+06 6.659E+06 9.022E+06 2.715E+01 1.638E+06 2.457E+07 1.867E+06 1.620E+05
3.1558E+07 5.084E+06 1.486E+05 1.634E+05 5.344E-04 1.506E-01 2.588E+06 0.000E+00 0.000E+00 6.617E+02 1.578E+06 0.000E+00

-----
volume = 7.14712E+04 [cm**3]
cooling[s] [Bq] Ta179 Os185 Ir188 Ir189 Au195 Tl200 Tl201 Tl202 Tl204 Pb203
8.6400E+04 4.148E+14 1.552E+10 1.694E+11 2.120E+12 2.142E+12 7.104E+11 6.596E+13 8.529E+13 9.086E+12 1.354E+11 1.265E+14
2.5920E+06 4.945E+12 1.506E+10 1.398E+11 2.993E+11 4.760E+11 6.448E+11 1.941E+06 1.171E+11 1.756E+12 1.335E+11 1.158E+10
3.1558E+07 3.633E+11 1.062E+10 1.168E+10 3.819E+01 1.077E+04 1.850E+11 0.000E+00 0.000E+00 4.729E+07 1.128E+11 0.000E+00

//////////////////////////////////////////////////////////////////
////////////////////////////////////////////////////////////////// end of irradiation and decay calculation for this region //////////////////////////////////////////////////////////////////
//////////////////////////////////////////////////////////////////

```

Fig. E.5 List of tabulated activation output file (tes1.tba) from the test calculation.

```

<-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><->
<-> no. 1 regionwise calculation data <->
<-> region label : Hg#1 <->
<-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><->

cooling[s] [W/cc] Y_88 Pm144 Lu172 Os185 Ir188 Pt188 Au195 Au198 Hg197 Hg203
8.6400E+04 3.971E-02 1.321E-05 5.161E-06 7.429E-05 1.174E-04 4.034E-03 4.799E-04 6.054E-05 2.042E-03 3.136E-03 1.569E-03
2.5920E+06 2.543E-03 1.209E-05 4.883E-06 2.154E-05 9.710E-05 6.079E-04 6.688E-05 5.493E-05 1.178E-06 1.789E-06 1.019E-03
3.1558E+07 6.898E-05 2.466E-06 2.574E-06 1.338E-05 8.110E-06 7.756E-14 8.534E-15 1.576E-05 0.000E+00 0.000E+00 6.969E-06

-----
volume = 7.06858E+03 [cm**3]
cooling[s] [W] Y_88 Pm144 Lu172 Os185 Ir188 Pt188 Au195 Au198 Hg197 Hg203
8.6400E+04 2.807E+02 9.335E-02 3.648E-02 5.251E-01 8.296E-01 2.852E+01 3.392E+00 4.280E-01 1.443E+01 2.216E+01 1.109E+01
2.5920E+06 1.797E+01 8.544E-02 3.452E-02 1.523E-01 6.864E-01 4.297E+00 4.727E-01 3.883E-01 8.327E-03 1.265E-02 7.205E-00
3.1558E+07 4.876E-01 1.743E-02 1.820E-02 9.460E-02 5.733E-02 5.483E-10 6.032E-11 1.114E-01 0.000E+00 0.000E+00 4.926E-02

//////////////////////////////////////////////////////////////////
////////////////////////////////////////////////////////////////// end of irradiation and decay calculation for this region //////////////////////////////////////////////////////////////////
//////////////////////////////////////////////////////////////////

<-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><->
<-> no. 2 regionwise calculation data <->
<-> region label : Hg#2 <->
<-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><->

cooling[s] [W/cc] Pm144 Lu172 Hf172 Os185 Ir188 Pt188 Au195 Au198 Hg197 Hg203
8.6400E+04 3.396E-02 2.560E-06 7.419E-05 1.848E-06 1.000E-04 3.498E-03 4.233E-04 5.918E-05 2.020E-03 2.828E-03 2.137E-03
2.5920E+06 2.626E-03 2.422E-06 1.770E-05 1.795E-06 8.279E-05 5.361E-04 5.899E-05 5.368E-05 1.165E-06 1.606E-06 1.388E-03
3.1558E+07 5.820E-05 1.277E-06 1.050E-05 1.277E-06 6.914E-06 6.841E-14 7.527E-15 1.540E-05 0.000E+00 0.000E+00 9.492E-06

-----
volume = 7.06858E+03 [cm**3]
cooling[s] [W] Pm144 Lu172 Hf172 Os185 Ir188 Pt188 Au195 Au198 Hg197 Hg203
8.6400E+04 2.401E+02 1.809E-02 5.244E-01 1.307E-02 7.069E-01 2.473E+01 2.992E+00 4.183E-01 1.428E+01 1.999E+01 1.510E+01
2.5920E+06 1.856E+01 1.712E-02 1.251E-01 1.269E-02 5.852E-01 3.790E+00 4.169E-01 3.794E-01 8.238E-03 1.135E-02 9.813E+00
3.1558E+07 4.114E-01 9.025E-03 7.424E-02 9.028E-03 4.888E-02 4.836E-10 5.320E-11 1.089E-01 0.000E+00 0.000E+00 6.710E-02

//////////////////////////////////////////////////////////////////
////////////////////////////////////////////////////////////////// end of irradiation and decay calculation for this region //////////////////////////////////////////////////////////////////
//////////////////////////////////////////////////////////////////

<-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><->
<-> no. 3 regionwise calculation data <->
<-> region label : Pb#3 <->
<-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><->

cooling[s] [W/cc] Lu172 Os185 Ir188 Au195 Tl200 Tl202 Tl204 Pb201 Pb203 Bi205
8.6400E+04 4.706E-04 1.745E-07 2.664E-07 1.021E-05 2.094E-07 1.897E-04 9.929E-06 7.259E-08 2.741E-05 1.018E-04 1.920E-06
2.5920E+06 5.715E-06 2.485E-08 2.199E-07 1.442E-06 1.901E-07 5.581E-12 1.919E-06 7.154E-08 0.000E+00 9.313E-09 5.165E-07
3.1558E+07 1.712E-07 1.213E-08 1.836E-08 1.840E-16 5.453E-08 0.000E+00 5.168E-11 6.046E-08 0.000E+00 0.000E+00 1.322E-13

-----
volume = 7.14712E+04 [cm**3]
cooling[s] [W] Lu172 Os185 Ir188 Au195 Tl200 Tl202 Tl204 Pb201 Pb203 Bi205
8.6400E+04 3.364E-01 1.247E-02 1.904E-02 7.298E-01 1.497E-02 1.356E+01 7.097E-01 5.188E-03 1.959E+00 7.276E+00 1.372E-01
2.5920E+06 4.085E-01 1.776E-03 1.572E-02 1.031E-01 1.359E-02 3.989E-07 1.372E-01 5.113E-03 0.000E+00 6.656E-04 3.692E-02
3.1558E+07 1.224E-02 8.666E-04 1.313E-03 1.315E-11 3.897E-03 0.000E+00 3.694E-06 4.321E-03 0.000E+00 0.000E+00 9.450E-09

//////////////////////////////////////////////////////////////////
////////////////////////////////////////////////////////////////// end of irradiation and decay calculation for this region //////////////////////////////////////////////////////////////////
//////////////////////////////////////////////////////////////////

```

Fig. E.6 List of tabulated decay heat output file (tes1.tbh) from the test calculation.

JAERI-Data/Code 2001-016

```

<--><--><--><--><--><--><--><--><--><--><-->
<-> no.    1 regionwise calculation data <->
<-> region label : Hg#1 <->
<-><--><--><--><--><--><--><--><--><--><-->
c   no. 1 region= 1 cell= 1 output time=      11 [d] (after the last shutdown=      24 [h])
c
c   source volume= 7.06858E+03 protons or neutrons= 6.24151E+15
sdef cel= 1 erg=d1 wgt= 2.45233E+15 par=2
si1 h   0.0010    0.0100    0.0200    0.0300    0.0450
        0.0600    0.0700    0.0750    0.1000    0.1500
        0.2000    0.3000    0.4000    0.4500    0.5100
        0.5120    0.6000    0.7000    0.8000    1.0000
        1.3300    1.3400    1.5000    1.6600    2.0000
        2.5000    3.0000    3.5000    4.0000    4.5000
        5.0000    5.5000    6.0000
sp1 d  0.0000E+00  5.4273E+09  3.5766E+09  4.6429E+09  5.0533E+09
        2.0805E+09  4.5905E+09  3.1178E+08  3.6021E+10  1.9298E+10
        3.0935E+10  5.5037E+10  3.9397E+10  2.2639E+10  6.7008E+09
        1.4186E+10  1.1998E+10  1.4020E+10  1.0906E+10  1.2595E+10
        1.9913E+10  2.0519E+08  5.5976E+09  3.5092E+09  6.9721E+09
        9.6642E+09  1.3796E+09  2.7584E+08  1.2903E+06  4.5512E+05
        1.2708E+05  4.5745E-15  1.9746E-16
c   no. 2 region= 1 cell= 1 output time=      40 [d] (after the last shutdown=      30 [d])
c
c   source volume= 7.06858E+03 protons or neutrons= 6.24151E+15
sdef cel= 1 erg=d1 wgt= 2.26227E+14 par=2
si1 h   0.0010    0.0100    0.0200    0.0300    0.0450
        0.0600    0.0700    0.0750    0.1000    0.1500
        0.2000    0.3000    0.4000    0.4500    0.5100
        0.5120    0.6000    0.7000    0.8000    1.0000
        1.3300    1.3400    1.5000    1.6600    2.0000
        2.5000    3.0000    3.5000    4.0000    4.5000
        5.0000
sp1 d  0.0000E+00  4.6133E+08  8.5842E+08  6.2880E+08  2.1597E+08
        1.6410E+08  3.8204E+08  7.9938E+06  5.8491E+08  6.9497E+08
        2.1658E+09  1.8143E+10  1.4574E+09  3.5731E+08  5.7870E+08
        1.5142E+08  6.2473E+08  1.6004E+09  5.0350E+08  5.5010E+08
        4.3261E+08  1.3227E+07  1.6877E+08  1.1789E+08  3.2001E+08
        8.1524E+08  5.4597E+06  2.6582E+05  3.3734E+03  1.2715E-08
        1.1893E-09
c   no. 3 region= 1 cell= 1 output time=1.0274E+00 [y] (after the last shutdown=3.6525E+02 [d])
c
c   source volume= 7.06858E+03 protons or neutrons= 6.24151E+15
sdef cel= 1 erg=d1 wgt= 5.01141E+12 par=2
si1 h   0.0010    0.0100    0.0200    0.0300    0.0450
        0.0600    0.0700    0.0750    0.1000    0.1500
        0.2000    0.3000    0.4000    0.4500    0.5100
        0.5120    0.6000    0.7000    0.8000    1.0000
        1.3300    1.3400    1.5000    1.6600    2.0000
        2.5000    3.0000    3.5000    4.0000
sp1 d  0.0000E+00  8.8039E+06  4.4708E+05  6.6288E+07  5.3559E+06
        4.0127E+06  9.1162E+06  2.4981E+05  1.2494E+08  2.9996E+07
        5.0669E+07  1.4273E+08  4.2574E+07  3.4417E+06  1.0093E+07
        3.1885E+06  9.6920E+06  8.5580E+07  2.2717E+07  4.3974E+07
        3.1375E+07  6.4813E+05  2.6555E+06  3.0516E+06  6.9594E+06
        3.3063E+05  5.8069E+04  1.2783E+04  1.6503E+02
<--><--><--><--><--><--><--><--><--><-->
<-> no.    2 regionwise calculation data <->

```

(後略)

Fig. E.7 List of SDEF card output file (tes1.gsd) for MCNP gamma-ray source from the test calculation.

JAERI-Data/Code 2001-016

```

<--><--><--><--><--><--><--><--><--><--><--><-->
<-> no.    1 regionwise calculation data   <->
<-> region label : Hg#1                  <->
<-><--><--><--><--><--><--><--><--><--><--><--><-->

nmtc region= 1 mcnp cell= 1 output time=      11 [d] (after the last shutdown=      24 [h])
-----

group 11 (energy range: 6.0000 - 5.5000 [MeV]) ..... energy intensity = 1.13539E-15
  K 44
  100.000000%
group 12 (energy range: 5.5000 - 5.0000 [MeV]) ..... energy intensity = 2.34007E-14
  K 44
  100.000000%
group 13 (energy range: 5.0000 - 4.5000 [MeV]) ..... energy intensity = 6.01308E+05
  Ga 66    Br 76    Rb 88    Tb150    As 70
  96.76249% 3.21043% 0.02427% 0.00281% 6.67E-09%
group 14 (energy range: 4.5000 - 4.0000 [MeV]) ..... energy intensity = 2.53941E+05
  Ga 66    Br 76    Na 24    Rb 88    I 120    Sb116    Tb150    Tb148    Ag104m    Tc 94m
  97.77444% 1.97960% 0.16018% 0.05690% 0.01124% 0.01102% 0.00657% 6.31E-05% 1.49E-07% 8.53E-08%
                                         (中略)

group 42 (energy range: 0.0100 - 0.0010 [MeV]) ..... energy intensity = 2.85030E+07
  Yb171m    Er160    Ge 71    Os182    Tc 99m    Tb153    Ir187    Tl201    Sr 82    Lu171
  90.44342% 2.57671% 1.75600% 1.62553% 1.50490% 0.53717% 0.41880% 0.24138% 0.22580% 0.15107%
nmtc region= 1 mcnp cell= 1 output time=      40 [d] (after the last shutdown=      30 [d])
-----

group 13 (energy range: 5.0000 - 4.5000 [MeV]) ..... energy intensity = 5.64895E-09
  Br 76    Ga 66
  100.000000% 8.62E-07%
group 14 (energy range: 4.5000 - 4.0000 [MeV]) ..... energy intensity = 1.47522E-09
  Br 76    Na 24    Ga 66
  99.71553% 0.28447% 1.41E-06%
                                         (中略)

//////////////////////////////////////////////////////////////////
////////////////////////////////////////////////////////////////// end of irradiation and decay calculation for this region //////////////////////////////////////////////////////////////////
//////////////////////////////////////////////////////////////////

<--><--><--><--><--><--><--><--><--><--><--><-->
<-> no.    2 regionwise calculation data   <->
<-> region label : Hg#2                  <->
<-><--><--><--><--><--><--><--><--><--><--><--><-->

nmtc region= 2 mcnp cell= 2 output time=      11 [d] (after the last shutdown=      24 [h])
-----

group 11 (energy range: 6.0000 - 5.5000 [MeV]) ..... energy intensity = 6.75618E-16
  K 44
  100.000000%
                                         (後略)

```

Fig. E.8 List of gamma-ray original nuclides output file (tes1.gso) from the test calculation.

JAERI-Data/Code 2001-016

nuclide production yield by decay [10**24 numbers/cm**3] : no. 1 label=Hg#1

1-H isotope production

reg. 3
0 1.840E-10

2-He isotope production

reg. 3 4
0 1.079E-11 7.870E-12

4-Be isotope production

reg. 10
0 7.629E-12

5-B isotope production

reg. 10
0 7.627E-12

6-C isotope production

reg. 12
0 2.265E-11

7-N isotope production

reg. 14 15
0 3.814E-11 1.526E-11

8-O isotope production

reg. 16 17 18
0 4.577E-11 1.526E-11 7.629E-12

9-F isotope production

reg. 19
0 3.815E-11

(中略)

81-Tl isotope production

reg. 203 204 205
0 1.8437E-7 1.712E-10 1.4363E-8

82-Pb isotope production

reg. 204
0 3.396E-11

//////////
////////// end of irradiation and decay calculation for this region //////////
//////////

nuclide production yield by decay [10**24 numbers/cm**3] : no. 2 label=Hg#2

1-H isotope production

reg. 3
0 1.497E-10

2-He isotope production

reg. 3 4
0 8.776E-12 7.750E-12

(後略)

Fig. E.9 List of nuclide production yield output file (tes1.yld) from the test calculation.

```

<-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><->
<-> no.      1 regionwise calculation data      <->
<-> region label : Hg#1                      <->
<-><-><-><-><-><-><-><-><-><-><->
beam current ..... 1.0000E+00 [mA]
beam energy ..... 1.5000E+00 [GeV]
beam power ..... 1.5000E+00 [MW]
neutron flux ..... 4.9563E+14 [n/cm**2/s]
region volume ..... 7.0686E+03 [cm**3]
irradiation time .. 10 [d]
region number ..... 1 (in nmtc yield file)
mcnp tally ..... 14           1 (tally number and tally cell number)

--- output time ---      11 [d]  ( 9.5040000E+05 [s])  (after the last shutdown:      24 [h]) ----

```

classification by half-life 1 below 1 [h]

nuclide	atoms	radioactivity [Bq/cc]	rate [Bq]	decay heat [W/cc]			half-life [s]	
				beta	gamma	alpha		
Al 28	5.4147E+09	2.7913E+07	1.9730E+11	5.535E-06	7.973E-06	0.000E+00	1.351E-05	1.345E+02
Cl 38	7.4664E+08	2.3187E+05	1.6390E+09	5.658E-08	5.549E-08	0.000E+00	1.121E-07	2.232E+03

(中略)

Au202	5.9127E+05	1.4231E+04	1.0059E+08	2.827E-09	3.913E-10	0.000E+00	3.218E-09	2.880E+01
total activity 1.81194E+10 [Bq/cc] (1.28079E+14 [Bq])								
total decay heat 2.03430E-03 [W/cc] (1.43796E+01 [W])								
(beta) 9.08135E-04 [W/cc] (6.41923E+00 [W]) 44.641%								
(gamma) 1.12616E-03 [W/cc] (7.96037E+00 [W]) 55.359%								
(alpha) 1.43242E-29 [W/cc] (1.01252E-25 [W]) 0.000%								

classification by half-life 2 over 1 [h] --- below 1 [d]

nuclide	atoms	radioactivity [Bq/cc]	rate [Bq]	% [s]	decay heat [W/cc]			half-life [s]
					beta	gamma	alpha	
Na 24	6.7885E+11	8.7254E+06	6.1676E+10	7.723E-07	5.766E-06	0.000E+00	6.538E-06	5.393E+04

(中略)

classification by half-life 8 over 10000 [y]

nuclide	atoms	radioactivity [Bq/cc]	rate [Bq]	[%]	decay heat [W/cc]			half-life [s]
					beta	gamma	alpha	
Nb 94	2.3650E+14	2.5589E+02	1.8088E+06	5.978E-12	6.452E-11	0.000E+00	7.050E-11	6.406E+11
La137	3.8188E+15	1.3345E+03	9.4330E+06	1.261E-12	5.409E-12	0.000E+00	6.671E-12	1.983E+12
total activity 1.79545E+03 [Bq/cc] (1.26912E+07 [Bq])								
total decay heat 1.05691E-10 [W/cc] (7.47085E-07 [W])								
(beta) 8.42840E-12 [W/cc] (5.95768E-08 [W]) 7.975%								
(gamma) 7.10375E-11 [W/cc] (5.02134E-07 [W]) 67.213%								
(alpha) 2.62250E-11 [W/cc] (1.85374E-07 [W]) 24.813%								

classification by radiation control 1-group Sr-90 and alpha emitters

nuclide	atoms	radioactivity [Bq/cc]	rate [Bq]	[%]	decay heat [W/cc]			half-life [s]
					beta	gamma	alpha	
Sr 90	1.7540E+14	1.3386E+05	9.4621E+08	4.196E-09	0.000E+00	0.000E+00	4.196E-09	9.082E+08
Pm145	7.0428E+14	8.7396E+05	6.1777E+09	1.907E-09	4.649E-09	9.102E-16	6.556E-09	5.586E+08

(中略)

classification by radiation control 4-group H-3, C-14, F-18, Cr-51, Ge-71 and Tl-201

nuclide	atoms	radioactivity [Bq/cc]	rate [Bq]	[%]	decay heat [W/cc]			half-life [s]
					beta	gamma	alpha	
H 3	1.9461E+14	3.4667E+05	2.4505E+09	3.170E-10	0.000E+00	0.000E+00	3.170E-10	3.891E+08
Cr 51	1.2508E+14	3.6222E+07	2.5604E+11	2.237E-08	1.891E-07	0.000E+00	2.114E-07	2.393E+06

(後略)

Fig. E.10 List of classification output file (tes1.cla) from the test calculation.

JAERI - Data/Code 2001-016

information of integrated all regions (no.= 3)

no. hregcm volume[cm**2]

1	Hg#1	7.06858E+03
2	Hg#2	7.06858E+03
3	Pb#3	7.14712E+04

--- no. 1 output time --- 11 [d] (after the last shutdown: 24 [h])

no.	nuclide	activity[Bq]	[%]	nuclide	heat[W]	[%]
1	Hg197	2.1010E+15	28.8406	Ir188	5.3972E+01	9.7358
2	Hg203	4.8590E+14	6.6701	Hg197	4.2750E+01	7.7115

(中略)

activity integrated all regions (nuclides= 47)

cooling[s]	[Bq]	I_118	I_119	I_120	I_120m	I_121	I_122	I_123	I_124	I_125	I_126	
		I_128	I_129	I_130	I_131	I_132	I_132m	I_133	I_134	I_135	Xe120	
		Xe121	Xe122	Xe123	Xe125	Xe127	Xe127m	Xe129m	Xe131m	Xe133	Xe133m	
		Xe135	Xe135m	Cs125	Cs126	Cs127	Cs128	Cs129	Cs130	Cs131	Cs132	
		Cs134	Cs134m	Cs135	Cs135m	Cs136	Cs137	Cs138				
8.6400E+04	7.285E+15	8.557E-21	5.844E-11	4.017E+07	1.131E-05	6.082E+09	3.119E+12	9.512E+12	1.023E+13	4.476E+12	3.623E+12	
		1.378E-05	3.156E+03	2.112E+11	1.326E+11	1.377E+11	1.644E+00	1.969E+11	1.037E+03	4.950E+01	1.362E+01	
		4.253E+01	3.109E+12	4.394E+09	1.134E+13	7.121E+12	6.571E+07	4.305E+08	6.956E+08	6.970E+11	1.082E+10	
		6.067E+10	7.313E+00	1.926E+03	9.099E+07	1.638E+12	8.942E+12	2.628E+13	2.101E-02	1.077E+13	3.684E+12	
		1.369E+10	2.902E+05	1.027E+04	6.213E-02	9.699E+10	1.575E+08	1.323E-02				
2.5920E+06	5.818E+14	0.000E+00										
		0.000E+00	3.162E+03	2.364E-06	1.081E+10	2.594E+08	0.000E+00	1.664E+01	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
		0.000E+00	1.172E+02	0.000E+00	4.541E+00	4.106E+12	0.000E+00	4.475E+07	4.609E+08	1.610E+10	1.499E+06	
		7.243E-13	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	4.902E-22	2.285E+09	7.668E+06	0.000E+00	6.429E+12	1.656E+11	
		1.333E+10	0.000E+00	1.030E+04	0.000E+00	2.105E+10	1.572E+08	0.000E+00				
3.1558E+07	2.252E+13	0.000E+00	5.995E-14	6.579E+10	1.567E+04							
		0.000E+00	3.169E+03	0.000E+00	2.828E-03	0.000E+00						
		0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	6.933E+09	0.000E+00	1.932E-04	2.183E+00	9.083E-10	0.000E+00	
		0.000E+00	3.007E+04	4.390E-05								
		9.797E+09	0.000E+00	1.030E+04	0.000E+00	4.515E+02	1.539E+08	0.000E+00				

decay heat integrated all regions (nuclides= 47)

cooling[s]	[W]	I_118	I_119	I_120	I_120m	I_121	I_122	I_123	I_124	I_125	I_126	
		I_128	I_129	I_130	I_131	I_132	I_132m	I_133	I_134	I_135	Xe120	
		Xe121	Xe122	Xe123	Xe125	Xe127	Xe127m	Xe129m	Xe131m	Xe133	Xe133m	
		Xe135	Xe135m	Cs125	Cs126	Cs127	Cs128	Cs129	Cs130	Cs131	Cs132	
		Cs134	Cs134m	Cs135	Cs135m	Cs136	Cs137	Cs138				
8.6400E+04	5.544E+02	0.000E+00	8.149E-24	2.056E-05	8.137E-18	4.979E-04	1.024E+00	3.054E-01	2.100E+00	4.302E-02	3.291E-01	
		1.843E-18	4.051E-11	8.212E-02	1.217E-02	6.114E-02	1.266E-13	3.206E-02	5.364E-10	1.605E-11	9.367E-13	
		9.937E-12	7.901E-02	5.815E-04	5.222E-01	3.441E-01	3.127E-06	1.628E-05	1.809E-05	2.032E-02	4.040E-04	
		5.494E-03	6.211E-13	3.302E-10	3.623E-05	1.034E-01	2.520E+00	1.253E+00	3.063E-15	4.937E-02	4.252E-01	
		3.771E-03	6.338E-09	9.266E-11	1.615E-14	3.520E-02	6.359E-06	7.696E-15				
2.5920E+06	3.694E+01	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	3.861E-11	4.968E-17	1.713E-02	3.161E-02	7.103E-02	
		0.000E+00	4.058E-11	9.189E-19	9.928E-04	1.152E-04	0.000E+00	2.711E-12	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	
		0.000E+00	2.978E-12	0.000E+00	2.091E-13	1.984E-01	0.000E+00	1.693E-06	1.199E-05	4.694E-04	5.596E-08	
		6.558E-26	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	6.440E-04	3.656E-07	0.000E+00	2.946E-02	1.910E-02
		3.672E-03	0.000E+00	9.291E-11	0.000E+00	7.641E-03	6.348E-06	0.000E+00				
3.1558E+07	9.112E-01	0.000E+00	1.230E-26	6.324E-04	1.424E-09							
		0.000E+00	4.067E-11	0.000E+00	2.596E-16	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	
		0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	3.351E-04	0.000E+00	7.305E-18	5.676E-14	2.649E-23	0.000E+00		
		2.698E-03	0.000E+00	9.291E-11	0.000E+00	1.638E-10	6.215E-06	0.000E+00	0.000E+00	1.378E-10	5.065E-18	

Fig. E.11 List of all regions output file (tes1.alr) from the test calculation.

国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
功率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A·s
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	l, L
ト	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N(=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
1	0.101972	0.224809	
9.80665	1	2.20462	
4.4822	0.453592	1	

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s}(N\cdot\text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P(ポアズ)} (\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストークス)} (\text{cm}^2/\text{s})$$

圧力	MPa(=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
0.0980665	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
0.101325	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
1.33322 × 10 ⁻⁴	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
6.89476 × 10 ⁻³	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)
1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸		= 4.184 J(熱化学)
9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹		= 4.1855 J(15 °C)
3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁶		= 4.1868 J(国際蒸気表)
4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹		仕事率 1 PS(仏馬力)
1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹		= 75 kgf·m/s
1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸		= 735.499 W
1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1		

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad	照射線量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem
1	2.70270 × 10 ⁻¹¹		1	100		1	3876		1	100	
3.7 × 10 ¹⁰		1	0.01	1		2.58 × 10 ⁻⁴	1		0.01	1	

(86年12月26日現在)

