

J A E R I - M
91-072

JENDL-3をベースとした
核融合炉核計算用群定数セット
FUSION-J3の作成

1991年5月

真木 紘一*・小迫 和明・関 泰・川崎 弘光*

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

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

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1991

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷株

JENDL - 3 をベースとした核融合炉核計算用群定数セット
FUSION - J 3 の作成

日本原子力研究所那珂研究所核融合実験炉特別チーム

真木 紘一^{*}・小迫 和明⁺・関 泰
川崎 弘光^{**}

(1991年4月1日受理)

1977年に作成された核融合炉核計算用群定数セット GICX 40 に替わる群定数セットとして、1990年4月に公開されたJENDL - 3 をベースとしてFUSION - J 3 を作成した。FUSION - J 3 は、中性子とガンマ線の結合群定数セットで、中性子エネルギー 125 群、ガンマ線エネルギー 40 群の群構造を持っている ANISN 用群定数セットである。核融合炉で使用される可能性のある材料の主要 40 核種を利用することができ、散乱断面積のルジャンドル展開の次数として P 5 を採用した。また、2 次元計算の機動性及び従来の誘導放射能計算コードシステムが従来の GICX 40 の群構造をベースとして作成されていることも考慮して、中性子 42 群、ガンマ線 21 群の群構造からなる補助的な群定数セット FUSION - 40 もあわせて作成した。

FUSION - J 3 を用いたベンチマーク計算及び実験解析の結果から、FUSION - J 3 がベースとしている JENDL - 3 は、実験値をよく再現し、ENDF/B-V 以上の精度にある核データファイルであることが示された。以上より、FUSION - J 3 を核融合炉核計算に適用することにより、更に高い設計精度が得られるものと期待される。

那珂研究所：〒311-01 茨城県那珂郡那珂町大字向山 801-1

+ 東海研究所原子炉工学部

* (株)日立製作所より出向

** センチュリー・レサーチ・センター(株)

Nuclear Group Constant Set FUSION-J3
for Fusion Reactor Nuclear Calculations Based on JENDL-3

Koichi MAKI^{*}, Kazuaki KOSAKO⁺, Yasushi SEKI and Hiromitsu KAWASAKI^{**}

Fusion Experimental Reactor Team
Naka Fusion Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Naka-machi, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received April 1, 1991)

Based on evaluated nuclear data file JENDL-3, published in April 1990, we produced a nuclear group constant set "FUSION-J3" for fusion reactor nuclear calculation by ANISN code instead of GICX40 produced in 1977. The set FUSION-J3 is the coupled group constant set with neutron 125 and gamma-ray 40 group structure, and has the maximum order of 5 as Legendre expansion in scattering cross section. Forty nuclides included in FUSION-J3 can be used in fusion reactor nuclear calculations. Considering mobility in two-dimensional calculations and fixed group structure in induced activity calculation code system as the GICX40 structure, we composed also FUSION-40 group constant set with neutron 42 group and gamma-ray 21 group structure. The set FUSION-40 includes the same maximum order of the Legendre expansion and the same nuclides as FUSION-J3.

From the results in experimental analysis and benchmark calculations, it became proved that JENDL-3 is at higher level of accuracy than ENDF/B-IV and -V. The set FUSION-J3 can be clearly applicable to fusion reactor nuclear calculations.

Keywords: Fusion Reactor, Nuclear Group Constant, FUSION-J3, JENDL-3,
GICX40, Forty Nuclides, Nuclear Calculation, Neutron,
Gamma-ray

+ Department of Reactor Engineering, Tokai Research Establishment

* On leave from Hitachi, Ltd.

** Century Research Center Corporation, Ltd.

目 次

1. 緒 言	1
2. 群定数セット作成	3
2.1 作成手法	3
2.2 核種の選択	5
2.3 群構造の選定	7
3. ベンチマーク計算によるFUSION-J3の評価	11
3.1 計算モデル	11
3.2 計算結果の比較検討	13
3.3 実験データとの比較	18
4. 結 言	20
謝 辞	20
参考文献	21
付録 FUSION-J3 群定数セットの断面積図	23

Contents

1. Introduction	1
2. Group Constant Set Processing	3
2.1 Processing	3
2.2 Nuclide selection	5
2.3 Group structure selection	7
3. FUSION-J3 Evaluation by Benchmark Calculation	11
3.1 Calculational model	11
3.2 Comparison and discussion among calculational results	13
3.3 Comparison with experimental data	18
4. Conclusion	20
Acknowledgement	20
References	21
Appendix FUSION-J3 Cross Section Curves	23

1. 緒 言

核融合炉の開発において、遮蔽計算やプランケットのトリチウム増殖比等の核計算が不可欠である。核計算には A N I S N¹⁾ や D O T 3 . 5²⁾ コード（それぞれ 1 次元、2 次元コード）を用いた放射線輸送計算、あるいは、M O R S E³⁾ や M C N P⁴⁾ コードを用いたモンテカルロ計算がある。遮蔽計算には放射線特に中性子の深層透過の計算が必要であり、また、概念設計等では、サーヴェイ計算として一部分異なる体系を数多く計算する必要がある。そのため、深層透過計算に多大な計算時間を要する 3 次元モンテカルロ計算は、むしろ製作設計時の詳細計算に適しており、概念設計時には、1、2 次元の輸送計算が多用される。特に、1 次元計算は機動性があり、概念設計における有力な道具でもある。A N I S N や D O T 3 . 5 の輸送コードを用いて核融合炉を対象として核計算するためには、中性子断面積とガンマ線断面積を結合した群定数セットが必要である。

このような背景から、A N I S N や D O T 3 . 5 用の中性子とガンマ線断面積の結合群定数セットとして、1977 年に G I C X 4 0⁵⁾ が作成された。この群定数セットは中性子 42 群とガンマ線 21 群からなり、E N D F / B - III⁶⁾ を主体として一部 E N D F / B - IV⁷⁾ をベースとしている。G I C X 4 0 が作成されてから現在（1991 年）までに 10 数年が経過し、この間の核データに関する成果が核融合炉核計算用群定数セットに反映されなかったため、最近の評価済み核データファイルに基づいた群定数セットが望まれるようになった。また、I T E R⁸⁾ 等の国際協力の場では、計算値に対する信頼性を高めるためにも、新しい群定数セットの作成が切実に望まれるようになった。一方、シグマ研究委員会を中心に評価済み核データファイルとして J E N D L - 3 の作成が 1983 年以来精力的に進められ、1990 年 4 月に公開された⁹⁾。

このような状況を鑑みて、我々は J E N D L - 3 をベースとして A N I S N 用の中性子断面積とガンマ線断面積の結合群定数セット F U S I O N - J 3 を作成した。F U S I O N - J 3 には、核融合実験炉や核融合実証炉等の核融合炉の設計で候補に挙げられている材料を構成している主要核種として 40 核種を選択した。中性子のエネルギー範囲として 16 . 5 M e V から 10^{-5} e V までを 125 群、ガンマ線のエネルギー範囲として 14 M e V から 10 k e V までを 40 群の群構造で構成している。また、散乱断面積のルジャンドル展開の次数として P 5 を採用している。更に、計算の機動性、特に 2 次元計算の機動性、及び従来の誘導放射能計算コードシステムが G I C X 4 0 の群構造をベースとして作成されていることも考慮して、従来の G I C X 4 0 と同一の群構造（中性子 42 群、ガンマ線 21 群）からなる補助的な群定数セット F U S I O N - 4 0 もあわせて作成した。

群定数セットの作成手法については、第 2 章で述べる。J E N D L - 3 ファイルから中性子断面積を参照し多群化する処理コードとその内容について、また、ガンマ線については J E N D L - 3 のガンマ線生成断面積とガンマ線輸送断面積からガンマ線断面積を多群化する処理コードと処理内容も 2 . 1 節に述べる。2 . 2 節では、F U S I O N - J 3 の群定数セットで利

用できる核種について述べ、2. 3節ではFUSION-J3の群構造の選定について述べ、補助的な群定数セットFUSION-40についても述べる。第3章では、FUSION-J3を評価するため、ITERの遮蔽設計の専門家会議で議論されたベンチマーク計算からENDF/B-IV及びENDF/B-Vの結果との比較を述べる。

また、付録にはFUSION-J3群定数セットの断面積を中性子とガンマ線に分けて、多群構造のまゝ図示する。

2. 群定数セット作成

2.1 作成手法

緒言で述べたように、核融合核計算用群定数セットとしては、中性子反応断面積とガンマ線反応断面積を結合した群定数セットが必要である。ANISN用群定数セットでは、中性子断面積は、全断面積、吸収断面積、中性子生成核分裂断面積、散乱断面積から成る。それぞれの断面積は、次のように諸反応断面積と対応している。

全断面積 σ_t ：中性子が関与する全ての反応断面積の合計。

吸収断面積 σ_a ：中性子捕獲反応断面積 $\sigma_{n\gamma}$ 、二次中性子を発生しない荷電粒子生成反応断面積 σ_{np} , σ_{nd} , σ_{nt} , $\sigma_{n\alpha}$, σ_{n2p} の合計、即ち、

$$\sigma_a = \sigma_{n\gamma} + \sigma_{np} + \sigma_{nd} + \sigma_{nt} + \sigma_{n\alpha} + \sigma_{n2p} .$$

中性子生成核分裂断面積 $\nu \sigma_f$

： $\nu \sigma_f$ (Th, U, Puについてこの反応が含まれている) .

散乱断面積 σ_s ：非弾性散乱断面積 σ_{inel} 、弾性散乱断面積 σ_{el} 、二次中性子を発生する全ての反応（荷電粒子生成反応も含む）断面積 σ_{n2n} , σ_{n3n} , σ_{nnp} , σ_{nnd} , σ_{nnt} , $\sigma_{nn\alpha}$ の合計、即ち、

$$\sigma_s = \sigma_{inel} + \sigma_{el} + \sigma_{n2n} + \sigma_{n3n} + \sigma_{nnp} + \sigma_{nnd} + \sigma_{nnt} + \sigma_{nn\alpha} .$$

二次中性子及び散乱中性子は、中性子の持っているエネルギーが属するエネルギー一群に加算され、散乱マトリクスを形成する。

ガンマ線の断面積も、全断面積、吸収断面積、散乱断面積から成る。それぞれの断面積は、次のように諸反応断面積と対応している。なお、中性子断面積とガンマ線断面積の結合群定数セットを作成するため、ガンマ線断面積の構成も中性子断面積と同一にする必要がある。そのため、形式的に中性子生成核分裂断面積を内蔵しなければならないので、以下のように“0”をセットした。

全断面積 σ_t ：coherent scattering cross section σ_{coh} , incoherent scattering cross section σ_{incoh} , pair production cross section σ_{pp} , photoelectric cross section σ_{pe} の合計、即ち、

$$\sigma_t = \sigma_{coh} + \sigma_{incoh} + \sigma_{pp} + \sigma_{pe} .$$

吸収断面積 σ_a ：photoelectric cross section σ_{pe} のみphotonが吸収される反応である、即ち、 $\sigma_a = \sigma_{pe}$.

$\nu \sigma_f$: $\nu \sigma_f = 0$ とセットする。

散乱断面積 σ_s ：coherent scattering cross section σ_{coh} , incoherent scattering cross section σ_{incoh} , pair production cross section $\sigma_{pp} \times 2$ (2：二次 γ 線が2本生成する)、即ち、

$$\sigma_s = \sigma_{coh} + \sigma_{incoh} + \sigma_{pp} \times 2 .$$

ガンマ線の場合にも、二次ガンマ線及び散乱ガンマ線は、その持っているエネルギーが属するエネルギー群に加算され、散乱マトリクスを形成する点は、中性子の場合と同じであるが、次の点で異なる。即ち、中性子反応のなかのガンマ線生成反応によって生成したガンマ線も、これらのガンマ線散乱マトリクスの中に加算される。

JENDL-3 は中性子と原子核との相互作用に関する評価済み中性子核データファイルであり、これをMACS-N システム¹⁰⁾ によって処理して群定数を作成する。その結果、中性子輸送断面積とガンマ線生成断面積が群定数化される。次に、光子相互作用核データファイル DLC-99 をNJOY システム¹¹⁾ によって処理して群定数を作成する。その結果、ガンマ線輸送断面積が群定数化される。このような過程を経て作成された中性子とガンマ線の群定数をCROKAS コード¹²⁾ を用いて結合することによって、中性子とガンマ線の結合群定数セットが作成される。Fig. 2.1に、中性子及びガンマ線を群定数化する処理ルーティンのフローを示す。

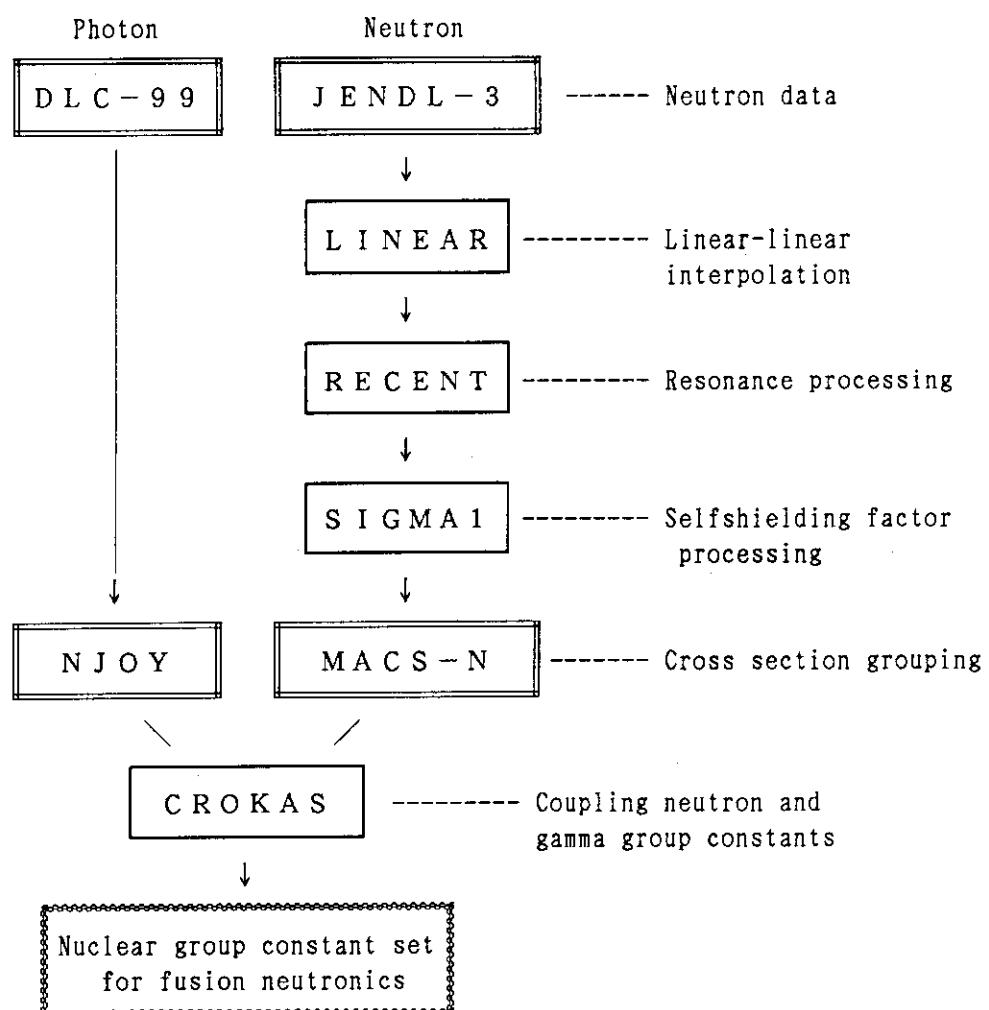


Fig. 2.1 Cross section processing flow for nuclear group constant set.

FUSION-J3 作成において、

MACS-N システムによる処理条件として以下のように設定した。

1) 材料を構成する原子核の温度: 300°K,

2) 荷重函数: 0.322eV ~ 16.5MeV のエネルギー領域では $1/E$ 分布,

0.00001eV ~ 0.322eV のエネルギー領域ではマクスウェル分布,

(中心エネルギー 0.0253eV),

3) σ_0 (background cross section) は、無限希釈状態 (infinite dilution) を採用した。

NJOY システムによる処理条件として以下のように設定した。

1) 材料を構成する原子核の温度: 300°K,

2) 荷重函数: 全エネルギー領域で、 $1/E$ を採用。

2.2 核種の選択

FUSION-J3 は核融合炉の核計算に使用することを目的としている群定数セットであることから、内蔵している核種については、核融合実験炉、核融合実証炉等を含む今後の核融合炉開発計画の中で候補に挙げられている材料を考慮して選定した。

Table 2.1 に核融合炉で使用する可能性のある材料をリストアップした。この表の左のカラムには、遮蔽材を兼ねている構造材、トリチウム生成材及び中性子増倍材を含むブランケット

Table 2.1 Nuclides composing materials for fusion reactors.

	Materials	Nuclides		Materials	Nuclides
Structural materials (Shielding materials)	316SS DS-Cu TZM Mo-Re Nb-Zr V-alloy SiC	Cr, Mn, Fe, Co, Ni, Mo Al, Cu, O Ti, Zr, Mo Mo, Re Zr, Nb V Si, C	Electric insulator	Al_2O_3 MgAl_2O_4 BeO AlON Si_3N_4 Diamond	Al, O Mg, Al, O Be, O Al, O, N Si, N C
Blanket materials	Li_2O LiAlO_2 Li_4SiO_4 Li_2ZrO_3 Beryllium Lead Li-Pb	Li, O Li, Al, O Li, Si, O Li, Zr, O Be Pb Li, Pb	Super-conducting magnet	Winding pack Coolant He can	Nb, Ti, Sn, Cu Liquid He SS nucl.
Plasma facing materials	Carbon (with Si, B) Beryllium Tungsten Gallium	C, Si, B Be W Ga	Other materials	Coolant Concrete Air Window mat. (Al_2O_3)	H, O, He H, O, Si, Na, K, Ca, Fe, N, O, Ar Al, O

材、第一壁やダイヴァータのアーマ等のプラズマ対向材、モデュール間やマグネット等に使用する電気絶縁材、巻線部や安定化材及び冷却材を含む超電導マグネット材、装置全体の冷却材、クライオスタッフや建家構造に使用するコンクリート材、炉室内や屋外の空気、計測ポートや E C H (electron cyclotron heating) 等に使用される窓材が含まれている。これらの材料を構成する元素が中央のカラムに挙げられている。

この表から、F U S I O N - J 3 に内蔵すべき核種を決定した。核種の選定に当たって、天然のアイソトープ組成のまゝ使用する元素については、J E N D L - 3 に天然の核種（天然のアイソトープ比で核種を重み付けした仮想的な核種）として利用できるものがある場合には、それを利用した。また、特定の核種が核融合炉において特異な役割を有する場合には、核種毎に内蔵した。例えば、トリチウム増殖材であるリチウムのアイソトープである⁶L i、⁷L i、あるいは、中性子吸収材である¹⁰B と同じボロンでも中性子吸収反応断面積の小さい¹¹B、である。

また、核融合-核分裂の両方を利用したハイブリッド炉を検討する場合も考慮して、トリュウム (²³²T h)、ウラン (²³⁵U、²³⁸U)、プルトニウム (²³⁹P u) を F U S I O N - J 3 に含めた。以上のような点を考慮して、選定した核種を Table 2.2 に示す。

Table 2.2 Forty nuclide identification number available in FUSION-J3 nuclear group constant set.

No	Nuclide	MT No for ANISN input P0 - P5	No	Nuclide	MT No for ANISN input P0 - P5
1	¹ H	1 — 6	21	C a	121 — 126
2	² D	7 — 12	22	T i	127 — 132
3	³ H e	13 — 18	23	⁵¹ V	133 — 138
4	⁴ H e	19 — 24	24	C r	139 — 144
5	⁶ L i	25 — 30	25	⁵⁵ M n	145 — 150
6	⁷ L i	31 — 36	26	F e	151 — 156
7	⁹ B e	37 — 42	27	C o	157 — 162
8	¹⁰ B	43 — 48	28	N i	163 — 168
9	¹¹ B	49 — 54	29	C u	169 — 174
10	¹² C	55 — 60	30	Z r	175 — 180
11	¹⁴ N	61 — 66	31	⁹³ N b	181 — 186
12	¹⁶ O	67 — 72	32	M o	187 — 192
13	¹⁹ F	73 — 78	33	C d	193 — 198
14	²³ N a	79 — 84	34	W	199 — 204
15	M g	85 — 90	35	P b	205 — 210
16	²⁷ A l	91 — 96	36	²⁰⁹ B i	211 — 216
17	S i	97 — 102	37	²³² T h	217 — 222
18	³¹ P	103 — 108	38	²³⁵ U	223 — 228
19	S	109 — 114	39	²³⁸ U	229 — 234
20	K	115 — 120	40	²³⁹ P u	235 — 240

2.3 群構造の選定

FUSION-J3の中性子及びガンマ線のエネルギー群数は、それぞれ125群、40群であり、そのエネルギー群構造をTable 2.3に示す。中性子のエネルギー群構造は、次のような考え方の基づいて作成した。核融合炉のD-T反応で発生する中性子は14 MeVのエネルギーを持っており、ステンレススティールを主体とする構造材等で減速される。減速過程で荷電粒子生成反応等の敷居値をもつ反応が起こる。これらの反応の敷居値は、1 MeVから10数MeVあるいはそれ以上の中性子エネルギーである。これらを考慮して、FUSION-J3では、最大中性子エネルギーを16.5 MeVとし、16.5 MeVから1 MeV以上までを諸核種の敷居値反応を考慮できるように、全群数125群の内約半分の65群で構成している。また、核融合炉の核設計では、トリチウム増殖比、核発熱や材料の放射線損傷としての弾き出し損傷、線量率等の遮蔽特性、炉停止後の誘導放射能による線量率、崩壊熱等の遮蔽特性であるので、低エネルギー部から熱中性子については、数eV程度の幅として最低エネルギーを 10^{-5} eVとした。

一方、ガンマ線のエネルギー群構造は、次のような考えに基づいて作成した。中性子の最大エネルギーが14 MeVであることから、ガンマ線の最大エネルギーも14 MeVとした。ガンマ線の遮蔽特性量としては、核発熱（ガンマ線発熱）、線量率と崩壊熱等を問題とするため、数10 keV以下のエネルギーのガンマ線は殆ど寄与しない。これらの点を考慮して、ガンマ線の最低エネルギーを10 keVまでとした。また、ポジトロンとエレクトロンの対消滅の際に発生するガンマ線のエネルギー0.51 MeVを2つの群に分離されないようにするために、0.5 MeV-0.52 MeVを1つの群とした。

次に、JENDL-3に基づく補助的な群定数セットFUSION-40について述べる。内蔵している核種は、FUSION-J3と同一あることは緒言で述べたので、群構造のみ記す。FUSION-40の目的は、緒言で述べたように、2次元計算に機動性を与えることと、誘導放射能計算コードシステムであるTHIDA-2コードシステムはGICX40の群構造を基盤としており、このコードシステムでは輸送計算過程を繰り返し使用するため、エネルギー群数を多くすることは得策ではない。このような理由から、FUSION-40の群構造をGICX40と同じものとした。即ち、中性子は42群、ガンマ線は21群からなり、その群構造をTable 2.4に示す。

Table 2.3 Neutron 125 and gamma-ray 40 energy group structure of FUSION-J3.

Neutron 125 groups		Neutron 125 groups			
	ENERGY (EV)		ENERGY (EV)		
1	1. 65E+07	1. 62E+07	41	6. 07E+06	5. 70E+06
2	1. 62E+07	1. 60E+07	42	5. 70E+06	5. 35E+06
3	1. 60E+07	1. 57E+07	43	5. 35E+06	5. 03E+06
4	1. 57E+07	1. 55E+07	44	5. 03E+06	4. 72E+06
5	1. 55E+07	1. 53E+07	45	4. 72E+06	4. 44E+06
6	1. 53E+07	1. 50E+07	46	4. 44E+06	4. 17E+06
7	1. 50E+07	1. 49E+07	47	4. 17E+06	3. 92E+06
8	1. 48E+07	1. 46E+07	48	3. 92E+06	3. 68E+06
9	1. 46E+07	1. 43E+07	49	3. 68E+06	3. 46E+06
10	1. 43E+07	1. 41E+07	50	3. 46E+06	3. 25E+06
11	1. 41E+07	1. 39E+07	51	3. 25E+06	3. 05E+06
12	1. 39E+07	1. 37E+07	52	3. 05E+06	2. 87E+06
13	1. 37E+07	1. 35E+07	53	2. 87E+06	2. 69E+06
14	1. 35E+07	1. 33E+07	54	2. 69E+06	2. 53E+06
15	1. 33E+07	1. 30E+07	55	2. 53E+06	2. 38E+06
16	1. 30E+07	1. 28E+07	56	2. 38E+06	2. 23E+06
17	1. 28E+07	1. 26E+07	57	2. 23E+06	2. 10E+06
18	1. 26E+07	1. 25E+07	58	2. 10E+06	1. 97E+06
19	1. 25E+07	1. 23E+07	59	1. 97E+06	1. 85E+06
20	1. 23E+07	1. 21E+07	60	1. 85E+06	1. 74E+06
21	1. 21E+07	1. 19E+07	61	1. 74E+06	1. 53E+06
22	1. 89E+07	1. 17E+07	62	1. 53E+06	1. 35E+06
23	1. 17E+07	1. 15E+07	63	1. 35E+06	1. 19E+06
24	1. 15E+07	1. 13E+07	64	1. 19E+06	1. 05E+06
25	1. 13E+07	1. 12E+07	65	1. 05E+06	9. 30E+05
26	1. 12E+07	1. 10E+07	66	9. 30E+05	8. 21E+05
27	1. 10E+07	1. 08E+07	67	8. 21E+05	7. 24E+05
28	1. 08E+07	1. 07E+07	68	7. 24E+05	6. 39E+05
29	1. 07E+07	1. 05E+07	69	6. 39E+05	5. 64E+05
30	1. 05E+07	1. 03E+07	70	5. 64E+05	4. 93E+05
31	1. 03E+07	1. 02E+07	71	4. 98E+05	4. 39E+05
32	1. 02E+07	1. 00E+07	72	4. 39E+05	3. 88E+05
33	1. 00E+07	9. 39E+06	73	3. 88E+05	3. 42E+05
34	9. 34E+06	8. 83E+06	74	3. 42E+05	3. 02E+05
35	8. 83E+06	8. 29E+06	75	3. 02E+05	2. 67E+05
36	8. 29E+06	7. 79E+06	76	2. 67E+05	2. 35E+05
37	7. 79E+06	7. 32E+06	77	2. 35E+05	2. 08E+05
38	7. 32E+06	6. 87E+06	78	2. 08E+05	1. 83E+05
39	6. 87E+06	6. 46E+06	79	1. 83E+05	1. 62E+05
40	6. 46E+06	6. 07E+06	80	1. 62E+05	1. 43E+05

(continue)

Table 2.3 (continued)

Neutron 125 groups			Gamma ray 40 groups		
	ENERGY (EV)			ENERGY (EV)	
81	1. 43E+05	1. 26E+05	1	1. 40E+07	1. 20E+07
82	1. 26E+05	1. 11E+05	2	1. 20E+07	1. 00E+07
83	1. 11E+05	9. 80E+04	3	1. 00E+07	9. 00E+06
84	9. 80E+04	8. 65E+04	4	9. 00E+06	8. 00E+06
85	8. 65E+04	7. 64E+04	5	8. 00E+06	7. 50E+06
86	7. 64E+04	6. 74E+04	6	7. 50E+06	7. 00E+06
87	6. 74E+04	5. 95E+04	7	7. 00E+06	6. 50E+06
88	5. 95E+04	5. 25E+04	8	6. 50E+06	6. 00E+06
89	5. 25E+04	4. 63E+04	9	6. 00E+06	5. 50E+06
90	4. 63E+04	4. 09E+04	10	5. 50E+06	5. 00E+06
91	4. 09E+04	3. 61E+04	11	5. 00E+06	4. 50E+06
92	3. 61E+04	3. 18E+04	12	4. 50E+06	4. 00E+06
93	3. 18E+04	2. 81E+04	13	4. 00E+06	3. 50E+06
94	2. 81E+04	2. 48E+04	14	3. 50E+06	3. 00E+06
95	2. 48E+04	2. 19E+04	15	3. 00E+06	2. 50E+06
96	2. 19E+04	1. 93E+04	16	2. 50E+06	2. 25E+06
97	1. 93E+04	1. 50E+04	17	2. 25E+06	2. 00E+06
98	1. 50E+04	1. 17E+04	18	2. 00E+06	1. 75E+06
99	1. 17E+04	9. 12E+03	19	1. 75E+06	1. 50E+06
100	9. 12E+03	7. 10E+03	20	1. 50E+06	1. 38E+06
101	7. 10E+03	5. 53E+03	21	1. 38E+06	1. 25E+06
102	5. 53E+03	4. 31E+03	22	1. 25E+06	1. 13E+06
103	4. 31E+03	3. 36E+03	23	1. 13E+06	1. 00E+06
104	3. 36E+03	2. 61E+03	24	1. 00E+06	9. 00E+05
105	2. 61E+03	2. 04E+03	25	9. 00E+05	8. 00E+05
106	2. 04E+03	1. 59E+03	26	8. 00E+05	7. 00E+05
107	1. 59E+03	1. 23E+03	27	7. 00E+05	6. 00E+05
108	1. 23E+03	9. 61E+02	28	6. 00E+05	5. 20E+05
109	9. 61E+02	5. 83E+02	29	5. 20E+05	5. 00E+05
110	5. 83E+02	3. 54E+02	30	5. 00E+05	4. 00E+05
111	3. 54E+02	2. 15E+02	31	4. 00E+05	3. 00E+05
112	2. 15E+02	1. 30E+02	32	3. 00E+05	2. 00E+05
113	1. 30E+02	7. 89E+01	33	2. 00E+05	1. 50E+05
114	7. 89E+01	4. 79E+01	34	1. 50E+05	1. 00E+05
115	4. 79E+01	2. 90E+01	35	1. 00E+05	8. 00E+04
116	2. 90E+01	1. 76E+01	36	8. 00E+04	6. 00E+04
117	1. 76E+01	1. 07E+01	37	6. 00E+04	4. 50E+04
118	1. 07E+01	6. 48E+00	38	4. 50E+04	3. 00E+04
119	6. 48E+00	3. 93E+00	39	3. 00E+04	2. 00E+04
120	3. 93E+00	2. 38E+00	40	2. 00E+04	1. 00E+04
121	2. 38E+00	1. 45E+00			
122	1. 45E+00	8. 76E-01			
123	8. 76E-01	5. 32E-01			
124	5. 32E-01	3. 22E-01			
125	3. 22E-01	1. 00E-05			

Table 2.4 Neutron 42 and gamma-ray 21 energy group structure of FUSION-40.

42-Group Neutron Energy Group Structure

Group	Energy Limits	Mid-Point Energy
1	15.000 - 13.720 MeV	14.360 MeV
2	13.720 - 12.549	13.135
3	12.549 - 11.478	12.014
4	11.478 - 10.500	10.989
5	10.500 - 9.314	9.907
6	9.314 - 8.261	8.788
7	8.261 - 7.328	7.795
8	7.328 - 6.500	6.914
9	6.500 - 5.757	6.129
10	5.757 - 5.099	5.428
11	5.099 - 4.516	4.808
12	4.516 - 4.000	4.258
13	4.000 - 3.162	3.581
14	3.162 - 2.500	2.831
15	2.500 - 1.871	2.186
16	1.871 - 1.400	1.636
17	1.400 - 1.058	1.229
18	1.058 - 0.800	0.929
19	0.800 - 0.566	0.683
20	0.566 - 0.400	0.483
21	0.400 - 0.283	0.342
22	0.283 - 0.200	0.242
23	0.200 - 0.141	0.171
24	0.141 - 0.100	0.121
25	100.0 - 46.5 keV	73.25 keV
26	46.5 - 21.5	34.0
27	21.5 - 10.0	15.75
28	10.0 - 4.65	7.325
29	4.65 - 2.15	3.40
30	2.15 - 1.00	1.575
31	1.00 - 0.465	0.733
32	0.465 - 0.215	0.340
33	0.215 - 0.100	0.158
34	100.0 - 46.5 eV	73.25 eV
35	46.5 - 21.5	34.0
36	21.5 - 10.0	15.75
37	10.0 - 4.65	7.325
38	4.65 - 2.15	3.40
39	2.15 - 1.00	1.58
40	1.00 - 0.465	0.733
41	0.465 - 0.215	0.340
42	0.215 - 0.001	0.108

21-Group Gamma-Ray Energy Group Structure

Group	Energy Limits (MeV)	Mid-Point Energy (MeV)
1	14.0 - 12.0	13.0
2	12.0 - 10.0	11.0
3	10.0 - 8.0	9.0
4	8.0 - 7.5	7.75
5	7.5 - 7.0	7.25
6	7.0 - 6.5	6.75
7	6.5 - 6.0	6.25
8	6.0 - 5.5	5.75
9	5.5 - 5.0	5.25
10	5.0 - 4.5	4.75
11	4.5 - 4.0	4.25
12	4.0 - 3.5	3.75
13	3.5 - 3.0	3.25
14	3.0 - 2.5	2.75
15	2.5 - 2.0	2.25
16	2.0 - 1.5	1.75
17	1.5 - 1.0	1.25
18	1.0 - 0.4	0.7
19	0.4 - 0.2	0.3
20	0.2 - 0.1	0.15
21	0.1 - 0.01	0.055

3. ベンチマーク計算によるFUSION-J 3 の評価

1次元輸送コード FANISN¹³⁾を用いて、FUSION-J 3 群定数セットを用いた場合の遮蔽特性を、VITAMIN-C¹³⁾（ENDF/B-IVをベースとした核融合炉核計算用群定数セット）を用いた場合、ENDF/B-Vを用いた場合の遮蔽特性とを比較するためのベンチマーク計算した。

3. 1 計算モデル

対象とした体系はITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) のベンチマーク計算体系のProblem 1a¹⁴⁾体系である。Fig. 3.1に1次元円柱モデル（1次元トーラスモデル）のProblem 1a体系を示す。また、この体系で使用している各材料を構成して原子の原子数密度をTable 3.1 に示す。このベンチマーク計算では、インボード部の超電導マグネットであるトロイダルマグネットに対する遮蔽特性を比較する。比較する主要な遮蔽特性としては、コイルケース部と巻線部の核発熱率であるが、第一壁部についても検討する。

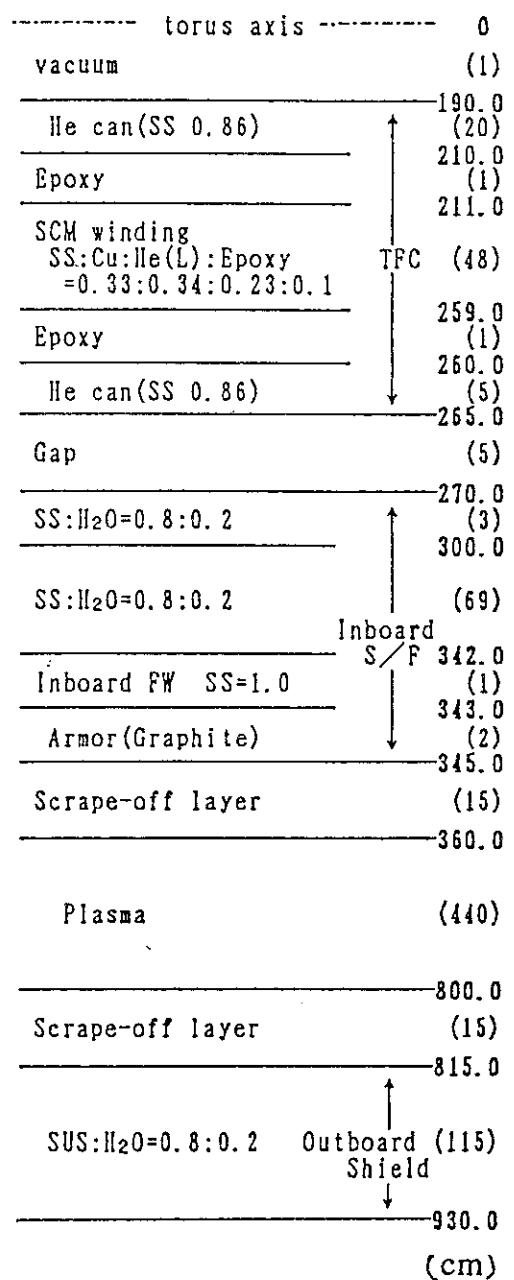


Fig. 3.1 One dimensional torus model of ITER mid-plane for benchmark calculation problem 1a.

Table 3.1 Atomic number densities for benchmark calculations.

No	Material	Element	Number Density
1	Plasma	^2H	$1.0 * 10^{-10}$
2	Carbon	C	$8.023 * 10^{-2}$
3	SS	Fe Cr Ni Mn	$5.539 * 10^{-2}$ (Mo) $1.556 * 10^{-2}$ $1.064 * 10^{-2}$ $1.464 * 10^{-3}$
4	H_2O	H O	$6.700 * 10^{-2}$ $3.350 * 10^{-2}$
5	Pb	Pb	$3.348 * 10^{-2}$
6	B, H_2O	^{10}B ^{11}B H O	$5.592 * 10^{-5}$ $2.237 * 10^{-4}$ $6.700 * 10^{-2}$ $3.350 * 10^{-2}$
7	B_4C	^{10}B ^{11}B C	$2.197 * 10^{-2}$ $8.787 * 10^{-2}$ $2.746 * 10^{-2}$
8	Cu	Cu	$8.493 * 10^{-2}$
9	Insulator	H C O N Si Al Ca	$2.033 * 10^{-2}$ $1.792 * 10^{-2}$ $2.551 * 10^{-2}$ $1.950 * 10^{-3}$ $6.884 * 10^{-3}$ $2.158 * 10^{-3}$ $2.300 * 10^{-3}$
10	Liq.He	^4He	$1.837 * 10^{-2}$
11	Inb/outb.Shield	SS H_2O	0.8 0.2
12	SCM	SS Cu Insulator Liq.He	0.5(Nb,Sn) 0.4 0.05 0.05
13	b.Shield	SS B- H_2O	0.8 0.2

3. 2 計算結果の比較検討

アウトボード部の第一壁、インボード部のカーボンタイル、コイルケース、巻線部の以上の各部における中性子束、ガンマ線束、及び核発熱率について、計算した結果をTable3.2に示す。

なお、この表では、FUSION-J3の旧バージョンであるFUSION-J3⁺とも比較している。FUSION-J3⁺はガンマ線群定数部の処理コードが異なりRADHEAT-V4¹⁵⁾で処理したもので、ガンマ線の吸収を過大評価し、散乱を過小評価している¹⁴⁾。旧バージョンにはこのような問題点があったため、バージョンアップしたのが現在のFUSION-J3である。

ENDF/B-IVと比較すると、中性子束については、従来のGICX40、新及び旧のFUSION-J3による結果は、第一壁とカーボンタイルでは殆ど同じであり、巻線部でGICX40が20%過小評価しており、新及び旧のFUSION-J3は10%程度過大評価していることが解る。しかし、ガンマ線束について比較すると、GICX40は60%過小評価しており、旧FUSION-J3は40%過小評価、新FUSION-J3は20%過大評価

Table 3.2 Neutron and gamma-ray fluxes, and nuclear heating rates estimated by FUSION-J3, VITAMIN-C and GICX40 in ITER benchmark problem 1a.

Items & Positions \ Reaction x' sec	Transport x' sec Data base	FUSION-J3 JENDL-3	FUSION-J3 ⁺ JENDL-3	VITAMIN-C ENDF/B-IV	GICX40 ENDF/B-III, IV GICX40
	JENDL-3	JENDL-3	MACKLIB-IV		
<u>Neutron & γ flux (/cm² · s)</u>					
First wall (R:815-816cm)					
fast neutron ($E_n > 0.1$ MeV)	2.477E+14	2.477E+14	2.485E+14	2.377E+14	
total neutron ($E_n < 14.1$ MeV)	3.923E+14	3.923E+14	3.851E+14	3.822E+14	
gamma ray flux (total)	3.239E+14	2.468E+14	2.615E+14	1.572E+14	
Carbon tile (R:344-345cm)					
fast neutron ($E_n > 0.1$ MeV)	2.062E+14	2.062E+14	2.063E+14	1.959E+14	
total neutron ($E_n < 14.1$ MeV)	3.451E+14	3.451E+14	3.377E+14	3.364E+14	
gamma ray flux (total)	2.752E+14	2.119E+14	2.264E+14	1.364E+14	
Winding pack (R:257-259cm)					
fast neutron ($E_n > 0.1$ MeV)	1.237E+10	1.237E+10	1.083E+10	8.320E+09	
total neutron ($E_n < 14.1$ MeV)	3.207E+10	3.207E+10	2.545E+10	2.014E+10	
gamma ray flux (total)	1.332E+10	6.947E+09	1.099E+10	4.0162E+09	
<u>Nuclear heating rates (w/cm³)</u>					
First wall (R:815-816cm)					
n	8.105E+0	8.105E+0	6.482E+0	5.976E+0	
γ	1.162E+1	9.320E+0	9.918E+0	7.246E+0	
total	1.972E+1	1.742E+1	1.640E+1	1.322E+1	
Carbon tile(R:344-345cm)					
n	3.137E+0	3.137E+0	4.975E+0	3.688E+0	
γ	1.993E+0	1.533E+0	1.687E+0	1.253E+0	
total	5.131E+0	4.671E+0	6.662E+0	4.941E+0	
Coil case (R:264-265cm)					
n	1.124E-4	1.124E-4	7.163E-5	5.310E-5	
γ	1.678E-3	1.095E-3	1.443E-3	5.946E-4	
total	1.790E-3	1.208E-3	1.514E-3	6.477E-4	
Winding pack(R:257-259cm)					
n	5.552E-5	5.537E-5	4.373E-5	2.800E-5	
γ	6.322E-4	4.165E-4	5.924E-4	2.868E-4	
total	6.877E-4	4.719E-4	6.361E-4	3.148E-4	

FUSION-J3 : "Recommended group constant set for Fusion neutronic calculation"
 Gamma-ray transport cross-sections are proceeded by NJOY¹¹⁾ SYSTEM.
 FUSION-J3⁺:Gamma-ray transport cross-sections are proceeded by RADHEAT-V4¹⁵⁾ SYSTEM.

していることが解る。核発熱率で比較すると、以上の傾向と同様な結果が示されている。

以上のように、ENDF/B-IVと比較した結果、新FUSION-J3は旧FUSION-J3による結果よりはENDF/B-IVによる結果に近い値になっていることが示されたが、ENDF/B-IVによる結果よりは20%程度過大評価となっている。

勿論、ENDF/B-IVによる結果が真値に近いという保証はないので、更にENDF/B-V¹⁶⁾を加えて比較する。代表的な量である巻線部と第一壁部における中性子束と核発熱率について、比較した結果をTable3.3に示す。この表から、ENDF/B-Vと比較すると、中性子束については、新及び旧のFUSION-J3はENDF/B-Vによる結果と大差ないことが示されている。核発熱率については、ENDF/B-Vと比較すると、巻線部で旧のFUSION-J3は40%過小評価であり、ENDF/B-IVは~20%過小評価であり、新FUSION-J3は10%の過小評価にとどまっている。第一壁のカーボンタイルではENDF/B-IVは35~40%過大評価で、新及び旧のFUSION-J3は数%以下の相違でENDF/B-Vによる結果を再現している。この表から新FUSION-J3はENDF/B-Vの結果をよく再現していることが示されている。

Table 3.3 Differences among nuclear properties by various nuclear group constant sets in ITER inboard shielding.

	FUSION-J3	FUSION-J3 ⁺	ENDF/B-V	ENDF/B-IV
Superconducting magnet winding pack				
Neutron flux	1.0	1.0	1.0	0.75~0.8
Nuclear heating rate	0.87	0.59	1.0	0.75~0.8
First wall carbon tile				
Nuclear heating rate	1.04	0.97	1.0	1.35~1.4

FUSION-J3 : "Recommended group constant set for Fusion neutronic calculation"

Gamma-ray transport cross-sections are proceeded by NJOY¹¹⁾ SYSTEM.

FUSION-J3⁺:Gamma-ray transport cross-sections are proceeded by RADHEAT-V4¹⁵⁾ system.

次に、Fig.3.1に示した1次元トーラスモデルにより、FUSION-J3及びVITAMIN-Cを用いた計算した中性子スペクトルを比較するため、中性子スペクトルをFig.3.2に示す。この図から、FUSION-J3、VITAMIN-Cによる第一壁部の中性子スペクトルはほぼ一致していることがわかる。巻線部の中性子スペクトルは、数10 keV以上のエネルギー領域で両者ともよく一致しているが、1 eV~10 keVのエネルギー領域でFUSION-J3によるスペクトルの方がVITAMIN-Cによるスペクトルよりも~20%程度大きい。これは、JENDL-3とENDF/B-IVとの差であると考えられる。一方、FUSION-J3及びVITAMIN-Cを用いたガンマ線スペクトルを、第一壁部と巻線部についてFig.3.3に示す。この図よりガンマ線スペクトルは旧FUSION-J3は、100 keVか

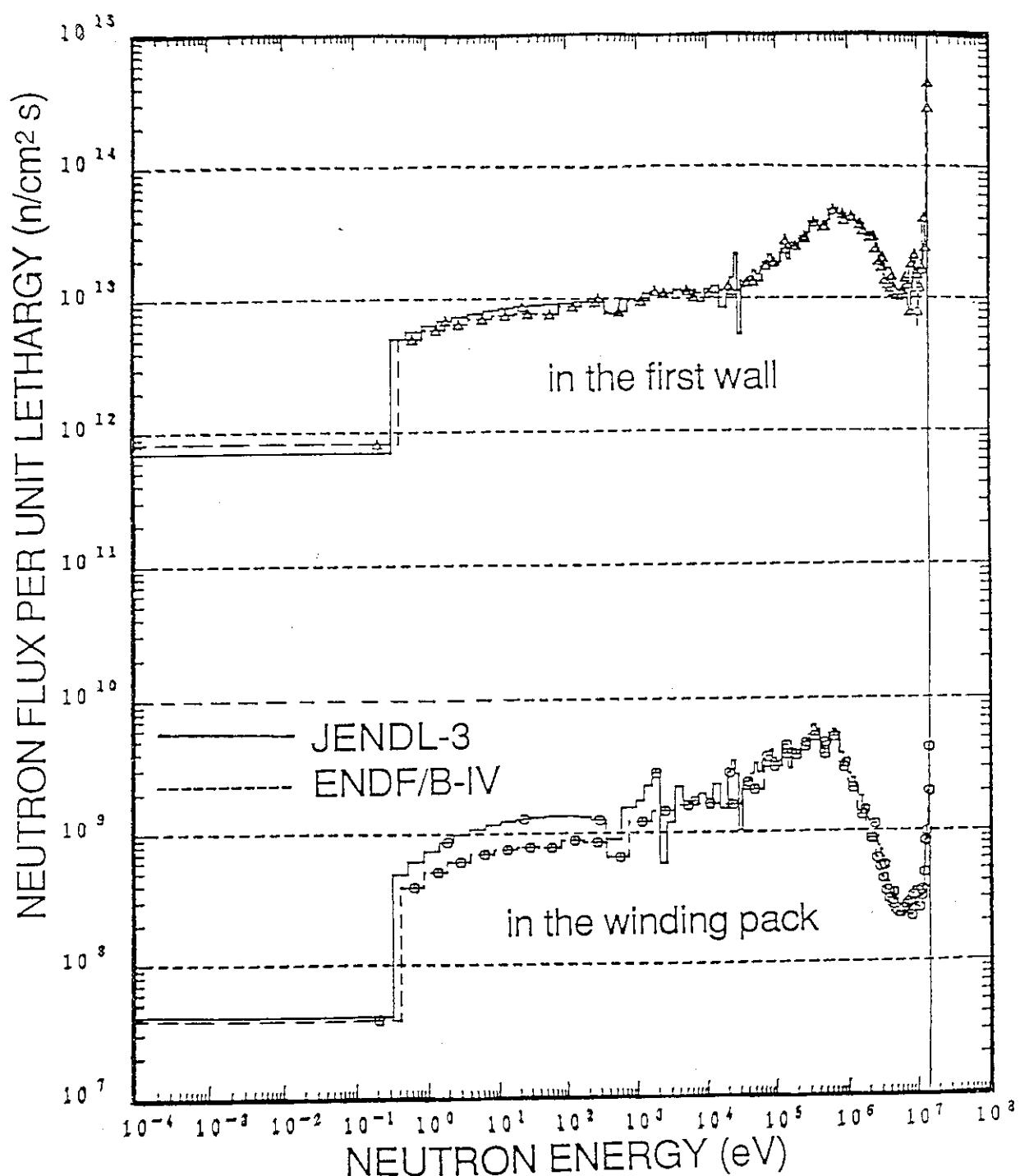


Fig. 3.2 Comparison of neutron spectra in the first wall and in the winding pack by FUSION-J3 (based on JENDL-3) with those by VITAMIN-C (based on ENDF/B-IV) for problem 1a.

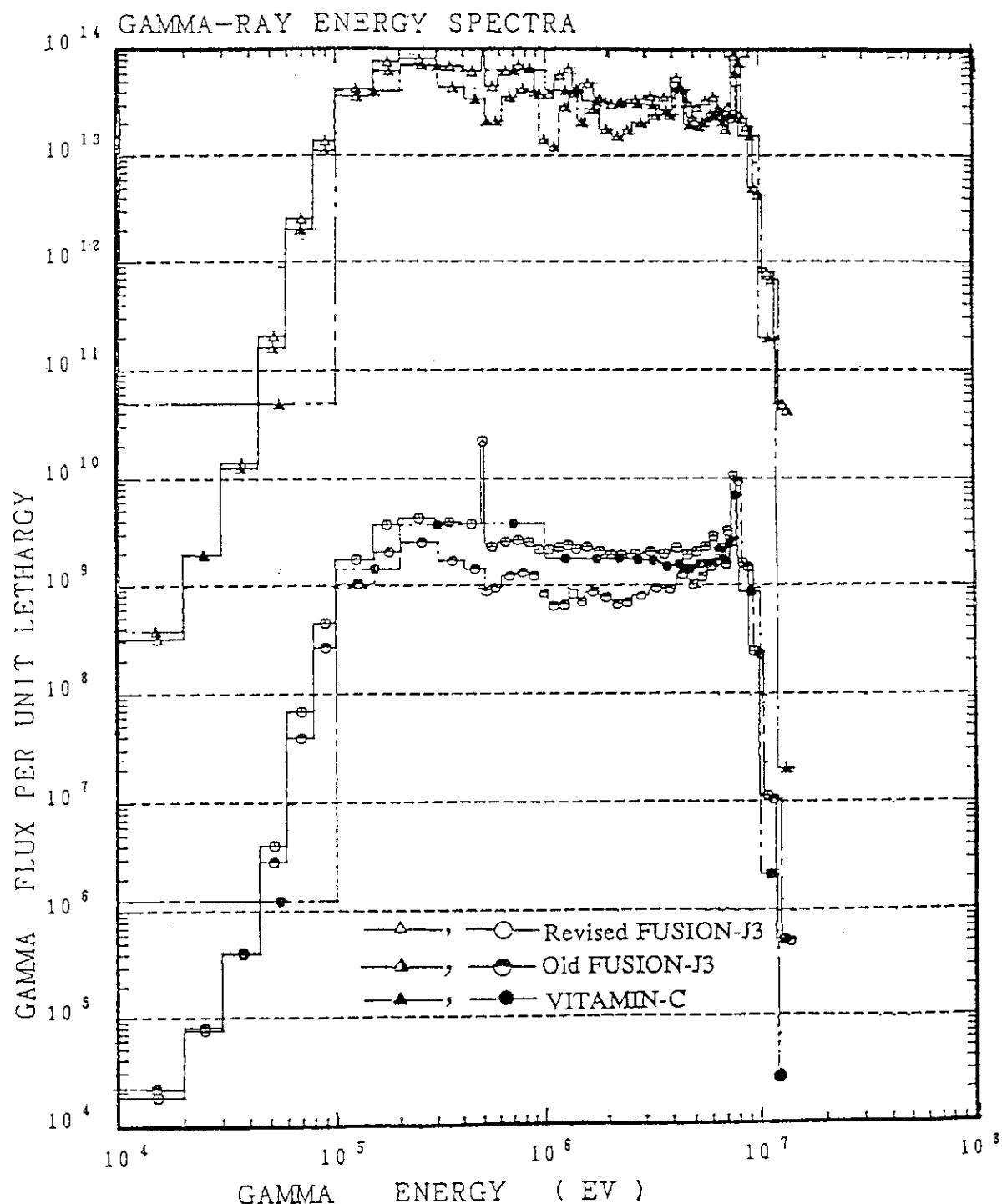


Fig. 3.3 Comparison of gamma-ray spectra in the first wall and in the winding pack by revised FUSION-J3 (gamma-ray processed by NJOY) and old FUSION-J3 (gamma-ray processed by RADHEAT-V4), with those by VITAMIN-C (based on ENDF/B-IV) for problem 1a.

ら数MeVのエネルギー領域でVITAMIN-Cによる結果と比較して最大で50%以上の過小評価となっている。これに対して新しいバージョンのFUSION-J3によるガンマ線スペクトルは、全エネルギー領域でVITAMIN-Cによる結果とはほぼ一致していることがわかる。

3.3 実験データとの比較

最後に、ガンマ線核発熱実験の結果と比較する。実験体系は厚さ約1mの鉄体系で、TLDとNE213を用いて核発熱率を測定したものである¹⁷⁾。この実験データを新及び旧のFUSION-J3とVITAMIN-Cを用いて解析した結果をFig.3.4に示す。この図から、実験値の線源から遠い後部のデータを除き、新しいバージョンのFUSION-J3によるガンマ線核発熱率はVITAMIN-Cによる計算結果と同様に、実験値をよく再現していることが示された。一方、旧FUSION-J3は30%過小評価していることがわかる。

以上の議論から総合して、FUSION-J3（以下新バージョンを指す）は、実験値をよく再現し、ENDF/B-Vと同等以上のレベルにあるということができる。

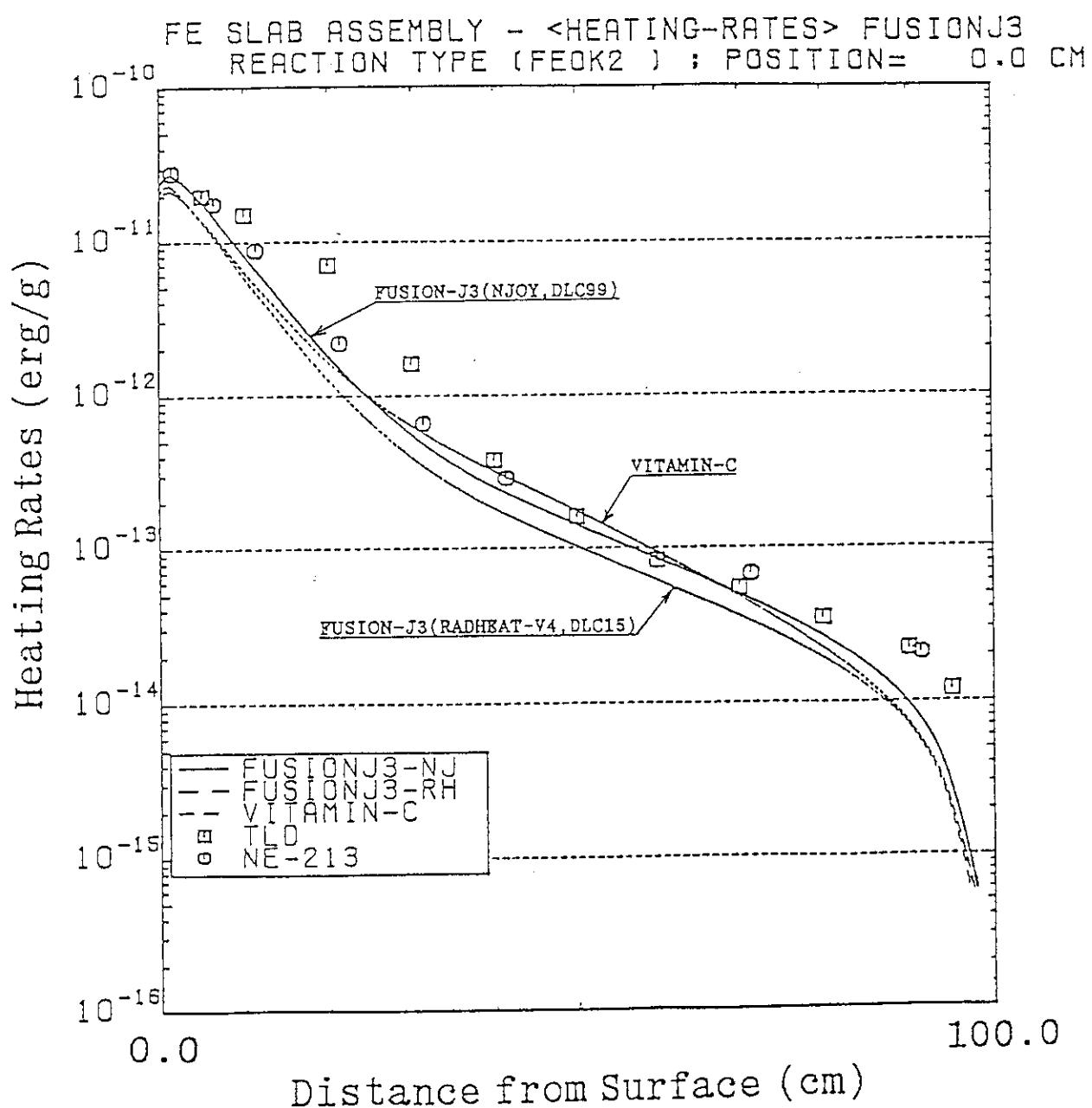


Fig. 3.4 Comparison of calculated gamma-ray heating rates by revised FUSION-J3 (gamma-ray processed by NJOY), old FUSION-J3 (gamma-ray processed by RADHEAT-V4), and by VITAMIN-C (based on ENDF/B-IV), with experimental values.

4. 結 言

1977年に作成された核融合炉核計算用群定数セットGICX40に替わる群定数セットとして、1990年4月に公開されたJENDL-3をベースとしてFUSION-J3を作成した。

FUSION-J3は、中性子とガンマ線の結合群定数セットで、核融合炉の設計で候補に挙げられている材料を構成している主要核種である40核種を含んでいる。中性子のエネルギー範囲とし16.5 MeVから 10^{-5} eVまでを125群、ガンマ線エネルギー範囲として14MeVから10keVまでを40群の群構造を持っている。また、散乱断面積のルジャンドル展開の次数としてP5を採用した。更に、2次元計算の機動性、及び従来の誘導放射能計算コードシステムが従来のGICX40の群構造をベースとして作成されていることも考慮して、GICX40と同一の群構造（中性子42群、ガンマ線21群）からなる補助的な群定数セットFUSION-40もあわせて作成した。

FUSION-J3を用いたベンチマーク計算及び実験解析の結果から、FUSION-J3がベースとしているJENDL-3は、実験値をよく再現し、ENDF/B-V以上の精度にある核データファイルであることが示された。以上の結果から、FUSION-J3を核融合炉核計算に適用することにより、更に高い設計精度が得られるものと期待される。

なお、FUSION-J3用の核発熱定数ライブラリーであるKERMAライブラリーについては、別のレポートにて記す。

謝 辞

本群定数セットを作成するにあたり、群定数化用処理コードの使用に際し、遮蔽研究室の長谷川明氏には大変な御援助を頂きました。核データセンターの菊池康之室長、中川庸雄氏を始めとして、シグマ研究委員会の多くの方々にはJENDL-3の使用に関しての数々の援助と助言を戴きました。また、前川洋核融合炉物理研究室長、原子炉システム研究室の中川正幸氏、核融合炉物理研究室の多くの方々には、貴重な議論を戴きました。住友原子力工業の山野直樹氏にはRADHEAT-V4のガンマ線処理コードを使用させて戴きました。更に、核融合実験炉特別チームの方々には有意義な助言を戴きました。以上の方々に感謝の意を表します。最後に、本研究を進めるにあたり多くの御支援を頂いた松田慎三郎核融合実験炉特別チームリーダに感謝致します。

4. 結 言

1977年に作成された核融合炉核計算用群定数セットGICX40に替わる群定数セットとして、1990年4月に公開されたJENDL-3をベースとしてFUSION-J3を作成した。

FUSION-J3は、中性子とガンマ線の結合群定数セットで、核融合炉の設計で候補に挙げられている材料を構成している主要核種である40核種を含んでいる。中性子のエネルギー範囲とし16.5 MeVから 10^{-5} eVまでを125群、ガンマ線エネルギー範囲として14MeVから10keVまでを40群の群構造を持っている。また、散乱断面積のルジャンドル展開の次数としてP5を採用した。更に、2次元計算の機動性、及び従来の誘導放射能計算コードシステムが従来のGICX40の群構造をベースとして作成されていることも考慮して、GICX40と同一の群構造（中性子42群、ガンマ線21群）からなる補助的な群定数セットFUSION-40もあわせて作成した。

FUSION-J3を用いたベンチマーク計算及び実験解析の結果から、FUSION-J3がベースとしているJENDL-3は、実験値をよく再現し、ENDF/B-V以上の精度にある核データファイルであることが示された。以上の結果から、FUSION-J3を核融合炉核計算に適用することにより、更に高い設計精度が得られるものと期待される。

なお、FUSION-J3用の核発熱定数ライブラリーであるKERMAライブラリーについては、別のレポートにて記す。

謝 辞

本群定数セットを作成するにあたり、群定数化用処理コードの使用に際し、遮蔽研究室の長谷川明氏には大変な御援助を頂きました。核データセンターの菊池康之室長、中川庸雄氏を始めとして、シグマ研究委員会の多くの方々にはJENDL-3の使用に関しての数々の援助と助言を戴きました。また、前川洋核融合炉物理研究室長、原子炉システム研究室の中川正幸氏、核融合炉物理研究室の多くの方々には、貴重な議論を戴きました。住友原子力工業の山野直樹氏にはRADHEAT-V4のガンマ線処理コードを使用させて戴きました。更に、核融合実験炉特別チームの方々には有意義な助言を戴きました。以上の方々に感謝の意を表します。最後に、本研究を進めるにあたり多くの御支援を頂いた松田慎三郎核融合実験炉特別チームリーダーに感謝致します。

参 考 文 献

- 1) W.W.Engle, "A User's Manual for ANISN, A One-Dimnsional Discrete Ordinate Transport Code with Anisotropic Scattering," K-1693, Union Carbide Corporation, Computing Technology Center (1976).
- 2) W.A.Rhoades and F.R.Mynatt, "The DOT-III Two Dimensional Discrete Ordinates Transport Code," ORNL-TM-4280 (1973).
- 3) E.A.Straker, "The MORSE Code - A Multigroup Neutron and Gamma Ray Monte Carlo Transport Code," ORNL-TM-4585 (1970).
- 4) Los Alamos Monte Carlo Group, "MCNP-A General Monte Carlo Code fpr Neutron and Photon Transport," Version 2B, LA-7396, Los Alamos National Laboratory (1980).
- 5) Y.Seki, H.Iida, "Coupled 42-Group Neutron and 21-Group Gamma Ray Cross Section Sets for Fusion Reactor Calculation," JAERI-M8818, (1980).
- 6) M.K.Drake, (edited), "Data Formats and Procedures for the ENDF Neutron Cross Section Library," BNL-50274 (T-601,TID-4500), ENDF102, vol.1 (1970).
- 7) M.K.Drake, (edited), "Data Formats and Procedures for the ENDF Neutron Cross Section Library," BNL-50274 (T-601,TID-4500), ENDF102, vol.1 (1970) Revised 1974.
- 8) IAEA, "ITER Concept Definition," Vol.1, International Atomic Energy Agency, Vienna, (1989).
- 9) K.Shibata, et al. JENDL Compilation Group (Nuclear Data Center, JAERI), "Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version-3 - JENDL-3," Japan Atomic Enegry Research Institute, JAERI-1319 (June 1990).
- 10) A.Hasegawa, private communications.
- 11) R.E.MacFarlane, D.W.Muir, R.M.Boicourt, "The NJOY Nuclear Data Processing System, Volume I:User's Manual," LA-9303-M, (ENDF-324), (1982).
- 12) 小迫和明, 大山幸夫, 前川洋, 中村知夫, "核融合中性子工学実験解析のための中性子断面積ライブラリー," JAERI-M88-076, (1988).
- 13) Y.Gohar, M.A.Abdou, DLC-60, Oak Ridge National Laboratory (1978).
- 14) K.Maki, et al., "Japanese Contributions to ITER Shielding Neutronics Design," JAERI-M91-049 (March, 1991).
- 15) N.Yamano, K.Minami, K.Koyama, Y.Naito, "RADHEAT-V4:A Code System to Genrate Multigroup Constant and Analyze Radiation Transport for Shielding Safety Evaluation," JAERI-1316, (1989).
- 16) The ITER Nuclear group and international contributors, "ITER Blanket and Shield Conceptual Design and ITER Material and Data Base Part A, ITER Blanket and Shield Conceptual Design," ITER Documentation Series, No. 19 (1991).
- 17) Y.Oyama, et al., "Experiments of Nuclear Heating by Gamma-rays at FNS," Proceeding of Second Specialist Meeting on Nuclear Data for Fusion Reactors, JAERI-M 91-062 (March, 1991).

付録 FUSION-J 3 群定数セットの断面積図

FUSION-J 3 の中性子とガンマ線の断面積をそれぞれ 125 群、40 群の群構造で示す。図示する断面積は、本文の第 2 章の 2.1 節で示したように、中性子、ガンマ線について以下に示す。

- 中性子 -

全断面積 σ_t : 中性子が関与する全ての反応断面積の合計。

吸収断面積 σ_a : $\sigma_a = \sigma_{n\gamma} + \sigma_{np} + \sigma_{nd} + \sigma_{nt} + \sigma_{n\alpha} + \sigma_{n2p}$.

中性子生成核分裂断面積: $\nu \sigma_f$ (Th, U, Pu のみ) .

散乱断面積 σ_s : $\sigma_s = \sigma_{inel} + \sigma_{el} + \sigma_{n2n} + \sigma_{n3n} + \sigma_{nnp} + \sigma_{nnd} + \sigma_{nnf} + \sigma_{nn\alpha}$,

散乱断面積の中には、 σ_{n2n} 、 σ_{n3n} が含まれるため、これらの断面積の大きい核種では、

高エネルギー部では散乱断面積が全断面積より大きくなる。

ガンマ線生成断面積: $\sigma_{\gamma-prod.} = \sigma_{n\gamma} + \sigma_{inel} + \dots$,

光子を放出する全ての反応断面積の合計。

- ガンマ線 -

全断面積 σ_t : $\sigma_t = \sigma_{coh} + \sigma_{incoh} + \sigma_{pp} + \sigma_{pe}$.

吸収断面積 σ_a : $\sigma_a = \sigma_{pe}$.

$\nu \sigma_f$: $\nu \sigma_f = 0$.

散乱断面積 σ_s : $\sigma_s = \sigma_{coh} + \sigma_{incoh} + \sigma_{pp} \times 2$.

ただし、 σ_{coh} : coherent scattering cross section,

σ_{incoh} : incoherent scattering cross section,

σ_{pp} : pair production cross section,

σ_{pe} : photoelectric cross section.

