

話 題 (そのII)

IAEAドシメトリ・ファイル(IRDF-82) の公開について

東大・工 中 沢 正 治

今年の2月にIAEAの Nuclear Data Sectionから、国内のいくつかの機関(原研, 京大炉, 東大等)へ, International Reactor Dosimetry File (略称 IRDF-82)として磁気テープ1巻と説明書1冊⁽¹⁾が送付されて参りました。これは, IAEAの Advisory Group Meeting on Nuclear Data for Reactor Dosimetry (1978年11月)⁽²⁾にて recommend されて以来, IAEAの NDSが取組み完成したもので, その内容は, ①原子炉線量測定用の核反応断面積と②原子炉線量測定上, 重要なベンチマーク中性子場(標準中性子場)⁽⁶⁾のスペクトルが, 多群化されて収納されています。この IRDF-82 の目的, 内容, 利用法などについて, 簡単に紹介したいと存じます。

1) 目 的

放射化法による原子炉中性子線量測定⁽³⁾は, 燃料・材料等の照射試験, 軽水炉压力容器の監視試験, 遮蔽工学及びニュートロニクス実験等に使用されるが, このときの測定データ処理(一般的に Unfolding と呼ばれる)用の, 放射化反応断面積を, 国際的に同一の断面積で行えることを目的にしたもので, 例えば, 中性子照射損傷データの横軸(フルーエンス, dpa など)を国際的に同質, 同等の値にすることを最終目標にしていると考えられる。

又, ベンチマーク中性子場のスペクトルデータは, この中性子場での放射化反応率データを用いて, 断面積値の Adjustment を行なうことを目的に収集されたものである。

2) 内 容

収納されている48種類の核反応(但し MTNo.8000及び8001は, ASTM及びEORATOMで推奨している Damage cross-section)を, 表-1に示した。なお, 同表には, Cf-252及びU-235核分裂スペクトル場での実測反応率とこのIRDF-82から計算した値の比較例も示されているが, $^{19}\text{F}(n, 2n)$, $^{23}\text{Na}(n, \gamma)$, $^{31}\text{P}(n, p)$, $^{47}\text{Ti}(n, p)$, $^{59}\text{Co}(n, 2n)$, $^{58}\text{Ni}(n, 2n)$, $^{63}\text{Cu}(n, 2n)$, $^{90}\text{Zr}(n, 2n)$ などは20%以上の差のあることが分っている。

なお、断面積データは、殆んどが ENDF/B-V のドシメトリファイルに基づいており、収納形式も ENDF/B-V Format をそのまま用いている。但し、ENDF/B-V のドシメトリファイルと異なる点は、

- ① 各エネルギー点の断面積値ではなく、多群定数化された値（但し自己遮蔽効果は含まない）に変換されていること、
 - ② この多群定数は、SAND-II unfolding-code の620群構造（ 10^{-4} eV \sim 18MeV）にまとめられていること、
 - ③ ENDF/B-V にはない9種の核反応、 $^{19}\text{F}(n, 2n)$ 、 $^{24}\text{Mg}(n, p)$ 、 $^{31}\text{P}(n, p)$ 、 $^{63}\text{Cu}(n, 2n)$ 、 $^{64}\text{Zn}(n, p)$ 、 $^{90}\text{Zr}(n, 2n)$ 、 $^{93}\text{Nb}(n, n')$ 、 $^{103}\text{Rh}(n, n')$ 、 $^{241}\text{Am}(n, f)$ が追加されていること、
 - ④ 鉄の dpa 値を算出するための damage cross-section が、2種類（ASTM の standard 値及び EURATOM の推奨値）やはり620群構造で含まれていること、
- などの点にある。なお、断面積の誤差の与え方は ENDF/B-V と全く同じで、共分散形式のものを一部含むが殆んどは対角成分のみであり、又、誤差については、620群構造への変換はなされていず、評価時の群構造のまま（従って核反応によって異なった群構造）で収納されている。又、一部共鳴反応などについては、共鳴パラメータ及びその誤差が ENDF/B-V からそのまま移されている。

IRDF-82 の SPECTRA の部分には、10種類のベンチマークスペクトルが群平均値（n/cm²·sec·MeV）の単位で与えられている。順に示すと、① Cf-252 spontaneous-fission (NBS) ② U-235 thermal-fission (NBS) ③ U-235 Thermal-fission (ENDF/B-V) ④ Intermediate-Energy Standard Neutron Field (ISNF) ⑤ Coupled Fast Reactivity Measurement Facility (CFRMF) ⑥ 10% Enriched Uranium Cylindrical Critical Assembly (BIG-10) ⑦ SIGMA-SIGMA Facility (以上は620群構造) ⑧ ORR ⑨ YAYOI ⑩ Central Zone Flux of the NEACRP Benchmark Spectra (⑧、⑨は100群、⑩は208群構造) であり、ENDF/B-V の MF=3, MT=1 の format で与えられている。なお、このスペクトルには不確定性のデータは付与されていないので、現時点では完全なものとは言えない。

3) 利用法など

この IRDF-82 の磁気テープ（9 track, 800 BPI, ラベル; NL, Blocking Factor 10, File (1) cross-section 17409 records File (2) 1598 records 但し record length 80）一巻及び、説明書は核データセンターに保管されているので、問合せれば入手可能である。（なお、原版はコピー後 IAEA に返送されている。）

このドシメトリーファイルは SAND-II コードで unfolding する場合には、群構造が合せてあるので利用し易いが、自己遮蔽因子の補正⁽⁴⁾、カドミウムフィルターの透過率などに関する情報が含まれていないので、共鳴反応を使用する場合には注意が必要である。他の unfolding コードの場合には、適当な群構造変換処理を追加する必要がある。

又、ベンチマークスペクトル⁽⁶⁾は、断面積の積分的修正を目的としたものであるが、スペクトルの誤差がないので強引な修正は、現時点ではやゝ危険であるが、C/E の値を用いて断面積全体を系統的に、或いはいくつかのエネルギー範囲でずらして使うということは可能かと考えられる。(但し、誤差評価をどうするか検討の必要はある。) なお、Cf-252 スペクトルの誤差については文献 (5) にあるほか、最近 CFRMF スペクトルの共分散評価などが報告され始めている⁽⁷⁾ので、いずれは修正に必要な情報も含め得るものと感じている。

以上、現時点の IRDF-82 (First Version) は、必ずしも完全なものとは言えないが、少なくとも今後は、国際的に同一の断面積値でのデータ処理が可能になったという点で高く評価される。又、日本においても、この IRDF が広く利用され、少なくとも断面積値は同一の値を源にしているという点で、各種の議論、検討における不確定性を減らすことが出来、而も他の国々と相関性 (共分散) のあるデータが出され、更に今後の IRDF 改良に寄与できることを、心から願っている次第である。

文 献

- (1) The International Reactor Dosimetry File (IRDF-82),
Assembled by D. E. Cullen, N. Kocherov & P. M. Mc Laughlin, IAEA
-NDS-41/R (Rev. 0), Jan. 1982
- (2) Proceeding は INDC (NDS)-103/M, May, 1979
- (3) 中沢, 関口「放射化法による原子炉中性子線量測定法, 現状と問題点」日本原子力学会誌, 24巻,
(4)166 (1982)
- (4) 例えば KONDO, I. & SAKURAI, K. J. Nucl. Sci. Technol., 18 (6),
461 (1981) 参照のこと。
- (5) Grundl, J., et. al., Nucl. Technol., 32, 315 (1977)
- (6) 木村, 神田「標準中性子スペクトル場」日本原子力学会誌 20, 301 (1978)
- (7) The 4-th ASTM-EURATOM Symp. on Reactor Dosimetry における
発表論文 R. A. Anderl et. al., "CFRMF Spectrum update and
Applicat on to dosimeter cross-section data testing" March
22-26, (1982)

Table 1

COMPARISON OF EXPERIMENTALLY MEASURED AND CALCULATED CF-252 AND U-235 FISSION SPECTRA AVERAGES

| ISOTOPE | MAT GROUPS | THRESHOLD (eV) | REACTION | EXPERIMENTAL VALUES | | EXPERIMENTAL ERROR | COMPARISON TO CALCULATIONS (EVAL-EXP)/EVAL | | | |
|-----------|------------|----------------|----------|---------------------|--------------|--------------------|--|------------------|-----------------------|-----|
| | | | | CF-252 FISS | U-235 FISS | | CF-252 FISS (NBS) | U-235 FISS (NBS) | U-235 FISS (ENDF/B-V) | |
| | | | | (MILLIBARNS) | (MILLIBARNS) | (PER-CENT) | (PER-CENT) | (PER-CENT) | (PER-CENT) | |
| 3-LI-6 | 4424 | 420 | 1.000-4 | HELIUM PRODUCTION | | | | | | |
| 5-B-10 | 4425 | 420 | 1.000-4 | HELIUM PRODUCTION | | | | | | |
| 9-F-19 | 920 | 70 | 1.100+7 | (N,2N) | 0.0108 (1) | | 15 | +30 | | |
| 11-NA-23 | 1120 | 51 | 1.290+7 | (N,2N) | | | | | | |
| 11-NA-23 | 4311 | 620 | 1.000-4 | (N,GAMMA) | 0.335 (1) | | 4 | -24 | | |
| 12-MG-24 | 1220 | 131 | 4.900+6 | (N,P) | | | 4.9 | +11 | | |
| 13-AL-27 | 6313 | 162 | 1.800+6 | (N,P) | 4.862 (2) | | 3.55 | +5 | | |
| 13-AL-27 | 6313 | 148 | 3.200+6 | (N,ALPHA) | 1.014 (2) | | 2 | +4 | | |
| 15-P-31 | 1520 | 165 | 1.500+6 | (N,P) | | | | | | |
| 16-S-32 | 6439 | 172 | 9.200+5 | (N,P) | 71.78 (2) | 33.5 (3) | 6 | +6 | -22 | -17 |
| 21-SO-45 | 6424 | 620 | 1.000-4 | (N,GAMMA) | | | 4.5 | +6 | | |
| 22-TI-46 | 6427 | 164 | 1.600+6 | (N,P) | 14.11 (2) | | 2.2 | -5 | | |
| 22-TI-47 | 4428 | 74 | 1.060+7 | (N,N'P) | | | | | | |
| 22-TI-47 | 4428 | 620 | 1.000-4 | (N,P) | 19.26 (2) | | 2.12 | +80 | | |
| 22-TI-48 | 4429 | 64 | 1.160+7 | (N,N'P) | | | | | | |
| 22-TI-48 | 4429 | 148 | 3.200+6 | (N,P) | | | | | | |
| 25-MN-55 | 6325 | 76 | 1.040+7 | (N,2N) | 0.38 (1) | 0.202 (4) | 5 | +7 | | |
| 26-FE-0 | 8000 | 620 | 1.000-4 | DAMAGE (ASTM) | | | | | | |
| 26-FE-0 | 8001 | 620 | 1.000-4 | DAMAGE (EUR) | | | | | | |
| 26-FE-54 | 6430 | 620 | 1.000-4 | (N,P) | 86.55 (2) | | 2.12 | +2 | | |
| 26-FE-54 | 6431 | 151 | 2.900+6 | (N,P) | 1.459 (2) | | 2.36 | -3 | | |
| 26-FE-58 | 6432 | 620 | 1.000-4 | (N,GAMMA) | | | | | | |
| 27-CD-59 | 4327 | 74 | 1.060+7 | (N,2N) | | 0.227 (4) | | | -24 | -25 |
| 27-CD-59 | 4327 | 620 | 1.000-4 | (N,GAMMA) | 6.97 (1) | | 5 | -16 | | |
| 27-CD-59 | 4327 | 125 | 5.500+6 | (N,ALPHA) | 0.2186 (1) | | 7.41 | +1 | | |
| 28-NI-58 | 4433 | 56 | 1.240+7 | (N,2N) | | | | | -26 | -32 |
| 28-NI-58 | 4433 | 620 | 1.000-4 | (N,P) | 115.4 (2) | 0.0036 (4) | 7 | | | |
| 28-NI-60 | 4434 | 155 | 2.500+6 | (N,P) | | | 1.67 | -1.4 | | |
| 29-CU-63 | 2920 | 68 | 1.120+7 | (N,2N) | 0.3 (1) | | 9 | -56 | | |
| 29-CU-63 | 4435 | 620 | 1.000-4 | (N,GAMMA) | | | | | | |
| 29-CU-63 | 4435 | 163 | 1.700+6 | (N,ALPHA) | 0.709 (5) | | 2 | +6 | | |
| 29-CU-65 | 6434 | 80 | 1.000+7 | (N,2N) | | | | | | |
| 30-ZN-64 | 3020 | 171 | 9.600+5 | (N,P) | 40.14 (2) | | 2.46 | -2 | | |
| 40-ZR-90 | 4020 | 59 | 1.210+7 | (N,2N) | 0.267 (1) | | 9 | -35 | | |
| 41-NB-93 | 4120 | 209 | 1.350+5 | (N,N') FIRST LEVEL | | | | | | |
| 45-KH-103 | 4520 | 215 | 1.000+5 | (N,N') FIRST LEVEL | | | | | | |
| 49-IN-115 | 4437 | 193 | 3.200+5 | (N,N') FIRST LEVEL | 197.9 (2) | | 2.19 | -9 | | |
| 49-IN-115 | 4437 | 620 | 1.000-4 | (N,GAMMA) | 125.7 (2) | | 2.96 | -4 | | |
| 53-I-127 | 4438 | 88 | 9.200+6 | (N,2N) | | | | | | |
| 79-AU-197 | 4379 | 620 | 1.000-4 | (N,GAMMA) | 76.83 (2) | 1.04 (4) | 2.27 | -1 | +12 | +14 |
| 90-TH-232 | 4390 | 410 | 5.000+0 | FISSION | 84.7 (6) | | 17 | -8 | | |
| 90-TH-232 | 4390 | 620 | 1.000-4 | (N,GAMMA) | | | | | | |
| 92-U-235 | 4395 | 620 | 1.000-4 | FISSION | 1204 (2) | | 1.61 | +3 | | |
| 92-U-238 | 4398 | 620 | 1.000-4 | FISSION | 319.1 (2) | | 2.08 | -2 | | |
| 92-U-238 | 4398 | 620 | 1.000-4 | (N,GAMMA) | | | | | | |
| 93-NP-237 | 6337 | 620 | 1.000-4 | FISSION | 1339 (2) | | 2.14 | +1 | | |
| 94-FU-239 | 6399 | 620 | 1.000-4 | FISSION | 1798 (2) | | 1.83 | +0.3 | | |
| 95-AM-241 | 1009 | 620 | 1.000-4 | FISSION | | | | | | |