

## シグマ委員会会合から

以下に示すのは、公式な議事録ではありません。詳細な情報が欲しい方は各グループのリーダーまたは原研核データセンターにご連絡ください。メーリングリスト JNDCmail でも議事録が配布されます。また、核データセンターの WWW から、シグマ委員会の会合予定や議事録を見ることができます。

### 運営委員会

- 1996年12月5日(木)13:30~17:30  
原研本部 第1会議室  
出席者 18名

#### I. 議事録確認

前回の運営委員会議事録、本委員会議事録を確認した。

#### II. 報告事項

##### 1. 原研、シグマ委員会人事

	旧	新
運営委員	菊地 康之	長谷川 明
幹事	中島 豊	片倉 純一
	長谷川 明	柴田 恵一

##### 2. 国際会議報告

###### A. ENSDF 会合

片倉幹事が各国の活動状況について報告。次回は2年後カナダ(あるいはウイーン近傍)で開催予定。各国でデータ集の出版が行われているので核データニュースに出版物のリストを載せる。

###### B. 捕獲ガンマー線国際会議

北沢委員が報告。参加者175名(内日本人13名)。表題の捕獲ガンマー線の論文は減少傾向にあり、原子核構造の論文が増加している。なお、詳細は核データニュースに記事を書く予定。

###### C. 原子核ターゲット開発に関する国際会議

岡本委員が報告。Technician の会議で、原子核実験で使用するターゲットの開発に関する国際会議。参加者96名、発表論文49編。なお、詳細は核データニュースに記事を書く予定。

##### 3. 核データ研究会

柴田幹事が説明。以下のコメント、議論があった。

- ・学生、若手研究者の延びを言っているが、具体的な数字で示したほうがよい。
- ・出席者リストが非公開でないなら、WWWや報文集に参加者リストを追加する。
- ・ポスター会場は狭かった。一考の余地有り。
- ・来年度の研究会は来年の春先の予定。委員長、メンバーの検討は次回の運営委員会で行

討する。それまで、案があれば事務局へ連絡のこと。

##### 4. JENDL-3.2 問題小委員会中間報告

長谷川委員が報告。以下のコメント、議論があった。

- ・問題点をどう見るかが重要。JENDL-3.2 より JENDL-3.1 の方が  $k_{eff}$  の一致が良いといっても JENDL-3.2 が必ずしも悪いとは限らない。
  - ・積分データとの一致を目指すことも重要。
  - ・問題点のフィードバックを長期、短期で考える必要がある。長期的には、JENDL-3.3 を3年計画でやる予定。プライオリティーの高いものから順次改訂する予定。
  - ・問題点リスト、ファイルの改訂状況をWWWで公表したらどうか。
  - ・評価には共分散のデータが不可欠。
5. トリエステ核データ国際会議への日本の寄与  
柴田幹事が説明。現時点では、約500名が登録。日本の論文数は36件。プログラム会議には吉田委員、深堀専門委員が出席の予定。

##### 6. その他

長谷川委員が、前回運営委員会で指摘のあった OECD NEA の科学委員会における EFF、JEF への偏り過ぎについて NEA 側からの回答を報告。JEF への言及が多いのは、JEF-3 プロジェクトとして新たな方向を踏み出そうとしていること、JEF プロジェクトが新たな Quality Assurance System のテストケースとして取り上げられたことによる。また、NEA ビューロー会議への核データサイドからのコメントを紹介。この点に関しては、次回会合にて NEA/DB からの回答を報告して貰うこととなった。

#### III. 審議事項

##### 1. 日本原子力学会核データ・炉物理特別会合について

柴田幹事より上記会合について、「炉物理サイドでは、「KUCA 実験の現状と展望」及び「FCA 実験の現状と展望」とがテーマとして上がっている。核データサイドとしては、「東工大の捕獲ガンマー線の測定」、「JENDL-3.2 の問題」、「JENDL-3.2 を用いた炉定数」が候補として考えられる。」と説明。議論の結果、「JENDL-3.2 の問題」を核データサイドの第一候補とすることとした。発表者は長谷川委員。但し、タイトルについては後ほど検討する。

2. 高エネルギー核データの処理について
 

前川委員が説明。炉物理委員会で高エネルギーライブラリーの検討 WG が発足。PL-SN 計算コードの適用と群定数の考え方、MCNP 型計算コードと NMTC (HETC) 型計算コードを含んだライブラリーの考え方、データライブラリーのフォーマットと要求される核データ評価を検討する予定。具体的な活動は、まだ始まっていないが、WG での検討結果を JENDL の高エネルギーファイルヘフィードバックさせる予定。メンバーも JENDL のグループとほぼオーバーラップしているので問題ない。
3. 委託研究について
 

柴田幹事が説明。予算額が十分でないという意見もあったが、審議の結果、運営委員会として了承した。
4. その他
 

吉田委員より、遅発中性子評価のワーキンググループ設置を提案。NEA/NSC SG6 に日本としてまとまって対応するために必要。SG6 の目標期限に合わせ、当面 2 年を存続期間とする。審議の結果、Ad Hoc と言わず核データ専門部会の下にワーキンググループを設置することとした。但し、専門部会長の了承を事務局で取り付けることとなった。

## JENDL-3.2 問題点検討小委員会

- 1996 年 10 月 14 日 (月) 13:30~18:20  
原研本部 第 5 会議室  
出席者 10 名

1. 前回議事録確認  
修正後確認された。
2. 評価者サイドより具体的な問題点の議論  
川合委員が JENDL-3.2 FP 核データの問題点について報告した。
  - (1) 熱中性子断面積と共鳴積分  
動燃グループの測定結果の反映を行っており、1993 年のデータまで反映しているが、Tc-99, I-129, Cs-135 はまだである。単に新しいからといってそれを採用してよいかとの異論もあった。特に共鳴積分について、大きく変更されているものもあり、全体を見てから評価者は判断して欲しいとの意見がだされた。評価側は、今回の測定値の反映は実験手法の上から見ても妥当と考えているとの結論である。
  - (2) 共鳴パラメータ  
最新のデータを取り入れて評価している。世界のファイルの中で一番新しい評価と考えている。中には、Ru-99 の様に、評価から

ファイル作成の課程で種々のコードを通してためスピンの値や、振り分けミスが出ている核種もある。それについては、チェックが進んでおり、誤りを修正する予定である。

### (3) 中性子捕獲断面積

積分測定と矛盾する核種もあるが、それらについては一概に積分測定が正しいとはいえず、積分側の問題である核種もいくつかあると考えている。それらについては、他の積分実験を待つしか手が無いと考えている。中には微分実験値が全くない核種について (Eu-152, 154)、JENDL-2 の積分テストに基づいて断面積調整を行ったものもあるが、それらについては光学模型パラメータが JENDL-3.2 のそれとは違っているの、評価の一貫性からいって問題が残っている。

### (4) 非弾性散乱断面積

連続レベルの中性子エネルギー分布が、特にしきいエネルギー近辺で物理上ありえないエネルギーの中性子を発生する分布(減速でなく、加速)を与えているため、連続モンテ・カルロコード MCNP 等で問題が発生し、計算がそこでとまってしまう結果となり、利用者から問題が出ている。これに関しては、JENDL-3.1 の段階で、中性子のエネルギー分布を与える反応(非弾性散乱のみでなく、 $(n, \alpha)$ ,  $(n, p)$ ,  $(n, 2n)$  等)については、しきいエネルギーでデルタ Function を与えていたが、輸送計算等で大きな問題が出てしまったため、便宜上次のエネルギー点のデータで代用すると言う変則処理で逃げていたもので、それでも問題がでてしまった。同様の指摘が、「2 次中性子のエネルギー分布の問題点」で前川さんからも問題提起されている。また、植之原さんからの資料「川合さんあて e-mail (エネルギー分布の問題、Pm-148 メタ断面積)」でも触れられている。対処法は、

- a. コード MCNP をなおす。(当面の対策としては有効かも知れないが利用者全てに周知させるには無理がある)
- b. MCNP 用ライブラリーをなおす。(当該ライブラリーを使う場合にしか修正されない)
- c. JENDL-3 ファイル(オリジナルデータ)をなおす。これが正当であろう。但し実施するとなると、極めて大変な作業量になるかも知れない。核データセンターでも検討する。

・ JENDL-2 での評価を引き継ぐ 100 核種について、レベルスキームとしてかなり古いデータを採用しているものもあり、特にレベルの数が少ない(特に 12 本以下)核種については問題があるかも知れない。捕獲断

面積がレベルミッシングによって大きくなっている可能性がある。

- ・植之原さんからの資料「川合さんあて e-mail (エネルギー分布の問題、Pm-148 メタ断面積)」で触られている、Pm-148 メタの非弾性散乱断面積が低エネルギーからあるのは、発熱反応であり可能性在りと言うことで問題にはならない。

(5) 原子炉での燃料照射データとの突き合わせ

PWR での燃焼解析により、Eu-154 について JENDL-3.2 が ENDF/B-IV より良好である事が示された。しかし、公開データが少ない。したがって、データの取得を図る必要があるが、実機のデータでは、照射場特性がわからないため核データにフィードバック出来るデータが手に入るとは思えない。常陽でも同じ事。2年3年と周りの燃料集合体は変わってしまっており追跡出来ない。追跡出来ない以上、計算も出来ない。きれいな照射場特性の分っている場で照射するしか手がない。JRR-3 での照射が進んでおり少し期待できるものも出てきそうと言う段階にある。rare-earth 核種で問題と成るのはないのか。オメガ関連で調べてみる必要があるのではないか。DOE がデータを集めていると言う情報もある。FP データは、ファイル (JENDL-3.2、JEF-2.2、ENDF/B-6) によりかなり食い違いがあるのも事実であり、JENDL が本当に良いと言い切れるのか？データに差があるものについてはチェックした方が良いのではないかとコメントがあった。ENDF/B-6 といえども、中身は古く、大部分は ENDF/B-V のデータであり、その点からも JENDL-3.2 の優位性は揺るがないと評価側は考えている。

3. 利用者サイドより具体的な問題点の議論

(1) FCA からのコメント

FCA の岡嶋氏から、JENDL-3.2 による FCA 炉心についての解析結果についての説明があった。①濃縮 U 燃料を用いた中性子スペクトルを系統的に変化させた 7 炉心から成る IX シリーズ (黒鉛減速及び SUS 減速) の臨界性と中心反応率比、②金属燃料高速炉模擬実験 (XVI-1, XVI-2) 及び、原型炉級 MOX 燃料高速炉模擬実験 (XVII-1) での臨界性、中心反応率比、Na ボイド反応度、③ドップラー反応度について、JENDL-3.2 の特性について説明された。

①については、解析手法としてセル非均質効果を詳細に扱った SLAROM を用いた標準手法、SP2000 詳細解析、MVP による連続モンテ・カルロ法の解析を行った。臨界性

について、SP2000 と MVP の結果は同じ傾向を示すが SLAROM の結果とは異なる傾向を示し、最大 2% の食い違いを示す。JENDL-3.2 の結果は、臨界性に対して過大傾向をしめす。JENDL-3.2 の U-235 データを 3.1 にかえると C/E は 1 に近づく。黒鉛の多く入った柔らかい炉心の方がその効果は大きい。中心反応率比に対する U-235 の JENDL-3.2、3.1 変更の効果はあまりない。また、中心反応率比の実験値については、核分裂計数管を用いた実験のため、精度は現在の箔を用いた実験程良い結果とはなっていない。これは実験手法上の問題で致し方ない。また計算としてもどの断面積を使うか問題が多い。

②については、JENDL-3.2 では臨界性について、若干過小評価の傾向が見られている。中心反応率比について、箔を用いた測定値と計算値は測定誤差内で一致している。従来 F28/F49 等 C/E が 1.05 程度のもものがほぼ 1.0 に収まっている。ナトリウムボイド係数では、JENDL-3.2 のデータでは、非漏洩項の予測が良くなり、予測精度が大幅に改善されている。漏洩項の計算精度は良好である。

③のドップラー反応度については、JENDL-3.2 では、原型炉級から大型炉の炉心に関しては測定誤差内で一致している。実験炉クラスに関しても同様である。U-235 の入っている炉心の結果に関しては、U-235 データを 3.2 と 3.1 に代えてみると 3.1 の結果の方がより一致が良くなるケースもあり、特に 2keV 以下の寄与に両者の差が出ており検討の余地がある。

(2) NUCEF STACY からのコメント

臨界安全研究室の三好氏から、使用済み燃料の再処理施設で使われる、低濃縮 U や Pu を含む硝酸水溶液について、これまでに得られている実験結果と JENDL-3.2 を用いた解析結果についての説明があった。STACY によるベンチマーク実験の概要と結果について、U 濃度 313g/l から 225g/l の範囲について順次希釈して、周囲に水反射体のある場合と裸の場合との実験結果及びその JENDL-3.2 による MCNP と 3.1 及び 3.2 を用いた TWOTRAN による計算結果 (臨界性) が紹介された。コードによる差はそれ程ない。裸の体系の方がコード間の差はある。いずれも JENDL-3.2 の結果は C/E を過大評価 ( $K_{eff}$  水反射体付き: 1.008、裸の体系: 1.004) の傾向がある。実験精度が 0.1% 程度であることを考えればこの差は有為であろう。JENDL-3.2 は、3.1 に比べて 0.5-0.7%  $K_{eff}$  が大きくな

っている。断面積の差をみると Fission と capture で両者の差が出ており、この実験に感度のある所では絶対値の大きさから見ると Fission の方が支配的とも考えられる。その他特性試験としては、温度係数の測定、 $\beta_{\text{eff}}$  の測定がある。水反射体の結果については、ベンチマーク問題として公開する予定である。原子数密度データも公開する。

### (3) 遮蔽設計の観点からのコメント

住友原子力の山野氏から、蔽設計の観点からのコメントがなされた。鉄のデータにまだ問題が残されている。

全断面積/弾性	1 MeV ~	山谷の微調
散乱断面積	3 MeV	整
非弾性散乱断面	600keV ~	振り分け
積/散乱断面積	1MeV	

高分解能測定のデータが必要であり、Geel データが不可欠であるので入手を考える必要がある。

透過スペクトル実験 (Broomstick, ASPIS, FNS 実験) から要請される事項:

鉄データについては、JENDL-3.1 から 3.2 への改訂で、非弾性散乱のグルーピングを変えるだけでかなりの改善が透過スペクトルに見られる様になった。鉄の非弾性散乱のレベルは 40 まで使い切っていない。改善の余地はある。アイソトープ評価の要求については、明確な結論は出せない。利用者の事を中心に考えれば天然元素評価データの方が良いし、難しい判断となる。アイソトープ評価と天然元素評価との一貫性は保たねばならないので、悩ましい問題である。

Na については、現状の実験からのコメントはない。今後出てくる可能性がある。

### (4) MVP を用いた MOX 系ポリスチレン・ブロック臨界実験の解析

NUPEC の増川氏から説明があった。MOX 燃料加工施設での臨界安全評価のための、ポリスチレン・ブロック臨界実験の解析の結果の報告。JENDL-3.2 データを使い 54 ケースについての MVP と MCNP の結果を比較した。両者の間にはかなりの差があり、中には  $k_{\text{eff}}$  が 5% 以上違うものがあり、計算妥当性をチェックする必要がある。いずれにしても、両者の差は大きい (1% 近い差) ため、使用している  $S(\alpha, \beta)$  が同じデータかチェックが必要とのコメントがあった。NUPEC での燃料加工施設についての JENDL-3.2 データの利用は今後に期待されるとの事である。

### (5) 核融合設計側からの JENDL への要望事項

日立の真木氏から、説明があった。概略は以下の通り。

#### 1) 追加核種

JENDL-3.2 では、Sn, Sm, Nd は、すでに評価済みで追加希望核種はない。

#### 2) ガンマ線生成断面積

全ての核種に必要である。超伝導コイル等、発熱評価のためには、不可欠である。

#### 3) 荷電粒子生成断面積

KERMA/DPA 計算のために、放出荷電粒子のエネルギースペクトルが必要である。JENDL-Fusion ファイルにあるのでこれで足りると思われる。

#### 4) 要求精度

5% が基準となっているがその根拠は何か? 測定でも 5% という数字は、並大抵の数字ではない。本当にこれだけの精度があるのか? 核データより、計算精度の方に問題があるのではないかと、根拠となる客観的な定量的データを出して欲しい、等の質問に対して、例えば、1cm 厚さが違えば、10 億円の違いが出てしまう。設計サイドとしては、核データによる設計マージンはなくしたい。また、輸送計算の精度 例えば 10%、核データの精度は 40-50% が考えられるのではないかとこのコメントがあった。

#### 4. その他の議論

- 前回の議論で JENDL-3.2 の問題点の調査を JNDC メールを通じて行うことにしたが、実施したものの何の返答も返ってこなかった。周りのユーザーに各委員が直接に聞く事の方が情報は集まりやすいので、聞きまわり方式で情報を集めて頂きたい。同時に、ユーザーニーズを JNDC メールを用いて集めることとした。JENDL の改訂にユーザーが期待する事を集めて反映する (各利用分野で必要な核種、反応、エネルギー範囲、優先度、精度等)。
- この委員会は問題点のリストアップが主目的ではあるが、問題点についてのある程度の解決法についても具体的指針を出しておく必要がある。

- 1996 年 12 月 12 日 (木) 13:30~17:30  
原研本部第 5 会議室  
出席者 11 名

#### 1. 前回議事録確認

修正後、承認された。

#### 2. 利用者サイドからの議論

##### (1) 国際臨界安全ベンチマーク

三好氏より、国際臨界安全ベンチマーク実験評価プロジェクトの一環として行われた TCA 実験解析の結果が報告された。2.6%  $\text{UO}_2$  燃料の  $k_{\text{eff}}$  は JENDL-3.2 を用いた MCNP 解析では 0.2-0.3% の過大評価、一方 MOX 燃料で

は 0.1-0.7%の過小評価であるが、まず問題はなさそうである。

(2) 反応度測定による FP 断面積のベンチマーク

FP 吸収断面積のベンチマーク実験の結果が報告された。核種は Rh, Cs, Nd, Sm, Eu, Gd, Er である。このうち、Er は JENDL-3.2 には取納されていない。反応度の C/E は Rh 1.03, Cs 1.08, Nd 0.89, Sm 1.06, Eu 1.00, Gd 1.02 であり、Nd 以外はよく一致している。今後、熱外領域のデータを出す予定がある。

(3) 研究炉からのコメント

中野氏より研究炉での JENDL-3.2 及び JENDL-3.1 の使用経験が報告された。JRR-3 及び JRR-4 の燃料変更に伴い、MVP を用いてベンチマーク炉心の解析を行った結果、いずれのケースでも JENDL-3.1 は過小評価、JENDL-3.2 は過大評価であった。どちらかという、JENDL-3.1 の方が better であるが、-3.2 と -3.1 の中間が best である。また、Derrien の共鳴パラメータを JENDL-3.2 の  $^{235}\text{U}$  に組み込んだデータで JRR-3 の解析を行ったところ、0.2%程  $k_{\text{eff}}$  は下がったがそれほど大きな変化ではなかった。

3. 評価者からの議論

(1)  $^{238}\text{U}$  データ

河野氏から  $^{238}\text{U}$  データの評価方法及び問題点の説明があった。非弾性散乱断面積では東北大学の測定値に重きを置いた。2 次中性子スペクトルのファイル化では Maslov に指摘された問題がある。議論の結果 ENDF/B-VI の評価をした A.B. Smith に非弾性散乱断面積の評価に使った測定値を尋ねてみることにした。また、本小委員会として  $^{238}\text{U}$  の非弾性散乱断面積を検証する積分実験の提案をしてはとの意見があった。

(2)  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  データ

松延氏より  $^{233}\text{U}$  及び  $^{235}\text{U}$  データの問題点について説明があった。 $^{233}\text{U}$  の核分裂断面積は基にした測定値の変更などで 1% 低くすることは可能である。また、非弾性散乱断面積は unreasonable の形になっているが、競争過程である (n,2n), (n,3n) の断面積を大きくすることにより改善できる。 $^{235}\text{U}$  核分裂断面積の 2200m/s の値は最新の測定値より求めた。従って、ベンチマークテストで 2200m/s の値が高いのではとの指摘に対しては、逆にベンチマークテストから値を出してほしいと評価者からコメントがあった。それに対して、2200m/s の値だけでなく、その付近の断面積の形も JENDL-3.2 と -3.1 では違うとの指摘があった。 $^{235}\text{U}$  の捕獲断面積については JENDL-3.1 よりは整合性がとれた値であり、

$k_{\text{eff}}$  の過大評価は核分裂断面積に起因すると説明された。

(3)  $^{239}\text{Pu}$  データ

川合氏より  $^{239}\text{Pu}$  データの現状について説明があった。JENDL-3.1 から -3.2 への主な変更点は Derrien の評価した共鳴パラメータを入れたことである。Frehaut のデータを基にした (n,2n) 断面積は小さすぎるのではないかというコメントがあった。

(4)  $^{240}\text{Pu}$  データ

村田氏より  $^{240}\text{Pu}$  データの評価について説明があった。非弾性散乱断面積については少し評価が粗っぽいかもかもしれないということであった。共鳴パラメータについては再検討する。

4. 結果のまとめ方について

本小委員会での検討結果のまとめは、長谷川氏が今までの議事録等を基に素案を作り次回会合で議論することになった。運営員会に提出する答申には、如何に JENDL-3.2 の改訂作業を進めるかの体制、実験に対するリクエスト等を含めることにした。

## 核データ専門部会

### 共分散評価 WG

- 1996 年 11 月 20 日 (水) 13:30~17:00  
原研東海 研究 2 棟 221 号室  
出席者 10 名

#### 1. 構造材核種の共分散評価

Oh 氏より構造材核種の共分散評価の現状の報告があった。評価には GMA 及び KALMAN が用いられた。KALMAN 計算ではパラメータの初期誤差として 5% を設定しているが、10% の方が良いという指摘を受けた。また、直接過程による非弾性散乱断面積の相関は実質的に変形パラメータにより決まり、完全相関が適当であるとの意見があった。

#### 2. 共鳴領域の共分散

中島委員より Froehner の共鳴パラメータの共分散評価の論文の紹介があった。一本の共鳴の中性子幅、捕獲幅間の相関は算出できるは、異なる共鳴間の相関は考えていない。また、核分裂が入った場合の相関も不明である。議論の結果、現時点では共鳴パラメータ間の相関を出すのは非常に難しいので、分散のみを評価することにした。long range の相関が必要な場合はバックグラウンド断面積(MF33)で考慮することにした。ユーザー側はパラメータ間の相関の影響を調べることにした。非分離共鳴に関しては、

ASREP コードから誤差を出せるように努力する事になった。共鳴領域の共分散に関連して、河野委員が R 行列によりパラメータの共分散算出を検討中であるとの報告があった。

### 3. 共分散処理システムの整備

小迫委員より共分散処理システムの説明があった。2年間の計画で今年度は主にシステム設計を行う。

### 4. 共分散評価の進捗状況

O-16

弾性散乱角度分布の誤差を算出中である。

Na-23

全断面積、非弾性散乱断面積、 $(n,2n)$ 反応断面積、捕獲反応断面積、 $(n,p)$ 反応断面積、 $(n,\alpha)$ 反応断面積の共分散評価を完了した。共鳴パラメータの誤差は BNL-325 より求める。

Ti

ドシメトリーファイルに必要な反応の評価は終了した。Ti-nat の全断面積の共分散評価を KALMAN を用いて行った。

Fe

Oh 氏の計算でかなり進んだ。残るのは弾性散乱角度分布のみである。

U-233,235

評価方法を検討中である。U-235 の共鳴パラメータについては核データセンターで整備することにした。

その他

角分布の誤差を KALMAN で計算できるように河野委員が整備することになった。

### 5. トリエステ核データ国際会議への対応

WG の成果を発表すべく、アブストラクトを会議事務局に送付した旨の報告が柴田委員よりあった。

### 放射化断面積 WG

- 1996年10月4日(金) 13:30~17:30  
原研東海 研究2棟 304号室  
出席者3名

### I. レポート原稿(評価結果)のまとめ方について

1. 評価方法については次の4通りがあることを確認した。

(1) JENDL-3.2 をそのまま採用したもの、又は修正したもの

(2) 新たに計算し直したもの

(3) Isomer ratio だけを新たに計算したもの(全反応断面積は JENDL-3.2)

(4) JENDL-3.2 になく新たに計算したもの

2. 実験値があり、実験値との一致の良い図をレポートに載せる。

3. レポートに載せる図は次のように作成する。

(1) 評価データを表す曲線は次のようにする。

全反応断面積 (=基底状態への反応断面積) だけの場合は太い実線、Isomer のある場合には基底状態の反応断面積は太い実線、isomer への断面積は太い点線、全反応断面積は細い実線

(2) 引用する場合に限り JENDL-3.2 を図に含める。

(3) 図は SPLINT の出力をそのまま用いるが、実験データの多いものは多少選別する。

(4) 実験データには誤差棒をつける。

(5) 図の legend は枠内にいれるが、多くて入りきらない場合は図とは別にする。

(6) Caption は別紙に作成する。

4. 実験データの参考文献の引用は出来るだけ少なくする。

5. 本文は text 形式にして、中島氏に送付する。

6. 反応のリストは MF=3 を除き MF=10 だけにし、わかりやすくしかもコンパクトにする。

9. 原稿は 12 月末までに作成し、今年度中に出版する。

10. 本日の合意事項は全て 10 月 9 日 (水) の放射化断面積 WG 会で承認を得た後、決定されるものとする。

- 1996年10月9日(水) 13:30~17:30  
川崎重工 805号応接室  
出席者9名

### 1. 前回議事録確認

前回会合(平成8年度第1回会合(1996.6.6))及びサブグループ会合(1996.10.4)の議事録を確認した。

### 2. ファイルの FORMAT について

最近 IAEA から送られてきた資料に基づき中島氏が断面積ファイルの2つの FORMATS (ENDF-6 及び EAF(FENDL) FORMATS) について説明した。

### 3. EGNASH について

EGNASH の使用方法について次の通り確認した。

(1) 入力で ICAPT=0 とすると捕獲  $\gamma$  線のスペクトルが得られないだけで、他の反応の  $\gamma$  線のカスケード計算は行う。

(2) 山室氏が作成したファイルの離散レベルのデータはアイソマー単位の遷移確率が 0 になっているので、アイソマーのある反応の全反応断面積は File 12 に出力された基底状態とアイソマー単位への断面積の和として求めなければならない。(入力でアイソマーを求めることを要求しない場合は基底状態への断面積しか File 12 には出力しない。File 44

- への出力は不明)  
4. レポート原稿について

渡部氏が10月4日のサブワーキンググループの合意事項に基づいてレポートに入れる図(8反応)の案を提案した。Fe-57(N,P)よりもFe-54かFe-56の反応のほうが良いのではないかとのコメントがあり、渡部氏が検討することになった。浅見氏がNi-58, Nb-93, In-115, Ba-134, Eu-151, Tm-169, Ta-181, Pb-208の各々の複数の反応について図を入れることを提案した。Tm-169はあまり重要ではないのではないかとのコメントがあり除くことにした。

レポート原稿作成のタイムスケジュールを次の通り決定した。原稿のドラフトは12月末までに中島氏に送り、1月中旬に整理した案をワーキンググループ全員に送付する。2月上旬の次回会合で最終決定し、4月早々に投稿する。また新しい実験データをプロットするためNEA Data BankからEXFORを取り寄せることにした。

5. 最近のActivation Cross-Sectionsの評価について  
山室氏が最近行った上記評価結果について次の通り報告した。Ni-58, -60, Mo-92, Mo-95, -98, -100の中性子入射反応の20~40MeVまでの断面積評価を行った。評価値は最近の実験値を再現するようになった反面原研FNSの実験値とは若干ずれてきている。他の核の30MeV又は40MeVまでの計算を進めている。
6. 不安定核の評価について

池田氏が不安定核(Ca-45, Ni-59)の断面積の評価値の比較図について次の通り報告した。比較したのは中島氏の評価値とFENDL-1, ADL-3である。捕獲断面積除いて、factorの違いがある。捕獲断面積はオーダーの違いがある。Ni-59(n,α)の中島氏の評価値は形が悪い。これに対してEGANSHの捕獲断面積は問題があり、CASTHYで評価するのがよいとのコメントがあった。

中島氏が上記反応の評価方法について次の通り報告した。計算はEGNASH-3を用いて行った。ポテンシャルは全て内蔵のものを用いた。準位密度パラメータはMengoni and Nakajimaの系統式によって求めた値を使った。この値はEGNASHの内蔵の系統式による値より20~30%小さい。評価結果については何も検討していない。Ni及びCaの安定核の断面積の系統性を見ることが必要かもしれない。

## PKA スペクトル WG

- 1996年9月17日(金) 13:30~17:30  
原研本部 第2会議室  
出席者9名

1. 前回議事録(平成8年6月7日)の確認  
前回議事録の確認を行い、修正した。
2. 第9回原子炉ドジメトリー国際シンポジウム報告

池田委員から、平成8年9月2日から6日にチェコのプラハで行われた第9回原子炉ドジメトリー国際シンポジウムの報告があった。出席者は、130名で内日本からは21名あった。会議は、口頭発表、ポスター発表、ワークショップで構成されていた。口頭発表は下記の通りである。

- ・Reactor Pressure Vessel Surveillance and Plant Life Management (10件)
  - ・Benchmarks (6件)
  - ・Nuclear Data (5件)
  - ・Damage Correlation and Exposure Parameters (7件)
  - ・Characterization of Environments (Experiments and Calculations) (6件)
  - ・Dosimetry of Research Reactors and Irradiation Experiments (6件)
- ポスター発表は、下記の通りである。
- ・Techniques (53件)
  - ・Surveillance, Benchmarks and Nuclear Data (47件)

ワークショップは、Benchmark, Quality Assurance, Fusion, Adjustment Libraries and Uncertainty, Mixed field dosimetry, Annealed vessels, LWR surveillance, Radiation damage, Test and research reactorsのテーマで議論があった。

当WGからの発表(深堀他、池田委員報告)に対しては、ENEAのPescariniとECNのKopeckyから関心を寄せられた。ドジメトリーデータとして、最近ガンマ線に関心が集まっており、JENDLに対してもガンマ線を含んでいるかとの質問があった。次回(1999年)の開催地の候補として大阪が上がっている。

3. 軽い核の核データ評価

### 3.1 O-16

村田委員から、 $^{16}\text{O}(n, d)^{15}\text{N}$  直接過程成分の解析結果が報告された。計算にはDWUCK-4コードが用いられた。Subramanian等のDDXの実験値を再現するための規格化因子の値が1.473から5.264とかなり高い。今後、角度分布のシステマティクスを定め、評価に入る。

### 3.2 C-12

渡辺委員から評価データを入手したので、ファイル化する旨深堀委員から報告された。

#### 4. ESPERANTによる処理

川合委員から ESPERANT コードを用いて、Fusion File に含まれる 69 核種全部のデータを処理して PKA/KERMA ファイルを作成した旨の報告があった。なお、結果はエネルギー分点 37 個の代表エネルギーでの平均断面積に対するものなので、KERMA 因子と DPA 断面積は、今後 CORRECT-J コードを用いて平均断面積のものになった Pointwise 断面積に対応するものに作り変える。2段階反応の PKA について、GNASH コードを用いた計算において第1段階の反応の寄与が大きいたことが ECN の論文で示されていて、ESPERANT で採用している実効的単一粒子モデルに問題が無いことが深堀委員から述べられた。

#### 5. 実験データの収集とレビュー (池田委員)

これまでに集めたデータを集約し、ESPERANT による結果の検証に使えるかを検討する。

#### 6. 軽い核と化合物の DPA 断面積の計算 (有賀委員)

軽い核の DPA 断面積は、C-12 に用いた E-DEP-1 コードでの計算法を適用する。今後、そのためのデータベースを準備する。また、化合物については、SPECOMP コードが有効と考えられるが、同コードについて山野委員が調査中であり、その結果を待つ。

#### 7. 1997 年の Trieste での核データ国際会議発表申し込み予定

JENDL による PKA, KERMA, DPA 断面積ファイル作成 (川合他)

Be と C のデータ評価とファイル化 (深堀他)  
実験データの収集と JENDL 等のデータの検証 (池田)

軽い核の高エネルギー核データ評価 (?)

Gとの関わりが報告された。

2) 動燃基盤技術開発部が計画しているマイナーアクチニドを中心とする崩壊熱測定計画につき、若林利夫氏から詳しい説明がなされた。また、同氏より、測定を更に実のあるものにするためにコメントが求められ、各委員より、以下のようなコメントや要望が出された。

イ. マイナーアクチニド以外にも U-235, 238, Pu-239 等の主要 fissile についてもレファレンスとしてきちんとしたデータを探っておいて頂きたい。

ロ. Pu-240, 241 などこれまで殆ど測定がないので、この際、データを探っておいて頂けると極めて有用である。

ハ. 途中結果として採取される  $\beta$  線,  $\gamma$  線スペクトルデータも極めて有用なので、きちんと保存し刊行していただきたい。

ニ. 冷却時間がある程度長いところでよいから、何点か、ゲルマニウム検出器を用いた高レゾリューションのスペクトルも採取しておいたら、これも大変有用である。

3) 親松委員より名大グループの崩壊熱計算に関わる最近の進展が報告され、来年トリエステで開催される核データ国際会議でぜひ発表すべきであるとの意見が出された。

4) 崩壊熱測定値/計算値間に残された不一致に関わる問題点を整理し、結果を詰め、同じくトリエステ会議で発表することが提案され、片倉、吉田、親松、橘の各委員でアブストラクトを作り、10月末までに投稿することになった。原案は原子力学会までに吉田委員が作るようになった。

5) 崩壊熱総和計算の概要とデータの現状が片倉委員から、同じく名大での同分野の進捗が報告された。等 WG でも、OECD/NEA の国際協力活動の動きを慎重の見極めながら、遅発中性子総和計算も視野にいれて活動してゆくこととした。

## 核燃料サイクル専門部会

### 核種生成量評価 WG

#### 崩壊熱評価 WG

- 平成 8 年 9 月 6 日(金) 13:30~17:00  
原研本部 第一会議室  
出席者 12 名

1) 前回議事録を確認した後、7月11日のシグマ委員会本委員会での当WGに関連する議論につき吉田委員より報告があった。また核データ評価国際協力の最近の動向が説明され、当W

- 1996 年 12 月 20 日(金) 14:00~17:00  
原研 本部第 5 会議室  
出席者 17 名

#### 1) 議事録確認

東芝の安藤氏は、委員ではなくオブザーバーとしての参加であった事と、電中研の松村氏が紹介した解析では、ポロン濃度が 1000 ppm ではなく、0 ppm であるとの訂正がなされて、承認された。

2) JENDL-3.2 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリの作成(須山委員)



軽水炉用 ORIGEN2 用ライブラリの作成に  
関して報告があった。ライブラリは、PWR (17  
× 17 燃料集合体 初期濃縮度 4.1 %) と  
BWR (8 × 8 燃料集合体 平均初期濃縮度  
3.8 %) を対象に作成されている事、解析には、  
以前に合意されたように、集合体を模倣する  
ように作成した単一ピンセルモデルを使用して  
解析する事が述べられた。ライブラリ作成には、  
SWAT コードシステムが使用され、10 MeV 以  
上で立ち上る閾値反応を取り扱うために、10  
MeV から 20 MeV までを 40 群に分割した  
SWAT ライブラリを新たに作成して、それを  
使用して (n,3n), (n,α) 反応等を正確に取り扱え  
るようにした事が報告された。

PWR 燃料については、同じ単一ピンセル体  
系について MVP-BURN で解析した核種組成  
計算結果との比較、また PHENIX-P によつて  
集合体解析を行った核種組成計算結果との比  
較が示された。それによると、MVP-BURN ,  
PHENIX-P とも Pu 同位体で 5 % 程度の差が  
ある事が示されている。さらに 同じ燃料に対  
して行なわれた照射後試験 (PIE) の結果と今  
回作成したライブラリを使用した ORIGEN2.1  
による計算値の比較も示された。それによると、  
今回作成したライブラリは、U および Pu 同位  
体の核種組成をよく再現している事が示され  
た。

BWR 燃料に関しては、以前の会議での決定  
にしたがって、0, 40, 70 % のポイド率を対象と  
して、作成された。そのライブラリを使用した  
ORIGEN2.1 による核種組成解析結果と、  
TGBLA による集合体解析の比較結果が示され  
た(Gd 入集合体)。それによると、Pu 同位体  
について、40 % ポイドの結果に比較して 70 %  
ポイドの結果の方が、新ライブラリと TGBLA  
による集合体解析の 両者の差が大きい事がの  
べられた。

これに対して、

(Q1) Pu-239 の生成の傾向の差が気になる

(Q2) ダンコフ係数は、C と 1-C のどちらで  
記述しているのか

(Q3) 図中の MWd/gram-atom(present) と  
MWd/tHM の関係  
等の質問があり、

(A1) MVP-BURN とは、完全に同じモデルを解  
いているわけではない。PHENIX-P とは、使  
用ライブラリが異なる

(A2) PWR については、Dancoff Correction  
Factor(C) であつて、BWR では、Dancoff  
Factor(D, D=1-C), であり、計算ではきちんと  
区別を行っている

(A3) HM 1 ton の gram-atom は、約 4203.3 mol  
である

との回答があつた。

3) BWR 燃料集合体の断面積と数密度の変化(松  
村委員)

電中研において開発された、FLEXBURN に  
よる BWR 燃料集合体の核種組成計算例が占  
められた。FLEXBURN は、計算メッシュを任  
意の凸四角形にして計算体系を詳細に表現す  
るコードであつて、中性子輸送方程式を透過、  
漏洩確率によつて解き、高燃焼度まで連続的に  
解析を行う事が可能である。その結果は  
TGBLA による BWR 燃焼集合体の計算結果  
と同程度である事が示されている。

この報告に対しては、比較が欲しいとの意見が  
あり、次回の会合時に報告する事となった。

4) 日本原子力学会崩壊熱推奨値を ORIGEN2 コ  
ードで再現するための崩壊および核分裂収率  
データライブラリの作成(片倉委員)

これは、片倉委員が原子力学会誌に投稿した  
報告の別刷に基づく結果であつた。この崩壊ラ  
イブラリを使用すると、学会で推奨している崩  
壊熱推奨値を ORIGEN2 を使用して、<sup>235,238</sup>U ,  
<sup>239</sup>Pu に関しては、全冷却期間において最大 1 %  
の差で算出可能である。このライブラリを使用  
した場合、light nuclide の計算 option を立てて  
計算を行うと、photon 量の算出時に not a  
number になってしまう事が、須山委員から報告  
されている事が述べられた。これに関しては、  
今後原因を調べる事となった。

5) 高速炉用 ORIGEN ライブラリの作成(川合  
委員)

高速炉用 ORIGEN2 ライブラリの作成につ  
いての報告である。1 群ライブラリ作成時に使  
用して中性子スペクトルは、1600 MWe クラス  
の高速炉のウラン・プルトニウム混合酸化物均  
質炉心体系(平衡サイクル中期)の炉心・ブラン  
ケット領域平均スペクトルである。

10 MeV 以上の中性子が問題となる閾値反応  
を取りあつかうために、JFS3-J3.2 の通常の 1 群  
より上に、レサジー幅 0.25 で 3 群を付け加え  
た 73 群ライブラリを作成した。その 73 群  
ライブラリの作成方法は、1 RESENDD コード  
で共鳴パラメータを処理して point wise cross  
section を作成しておき、2 それを JFS3-J3.2 を  
作成する時に使用した典型的高速炉の中性子  
スペクトルに上記の増加した 3 群分のスペク  
トル(Pu-239 の fission スペクトルから作成)を  
継いで作成した重みスペクトルで 73 群に縮  
約、と言う方法で作成される。そして、燃料核種  
の吸収断面積については、実効吸収断面積で置  
き変えた(上限エネルギーは 500 KeV)。

(1)これに関しては、新しい体系に対してライ  
ブラリを作成する場合には、73 群ライブラ  
リを基にして行なえば良い事。

- (2)今回は典型的な炉心に対して作成したが、これから、その他の炉心に対しても作成したい
- (3)高速炉用ライブラリの使用方法としては、
- ・概念設計を行う場合
  - ・TRU 消滅処理
- 等が考えられるとの議論があった。
- 6)「常陽」における放射化タグガスによる FFDL の開発(青山委員(動燃))
- 原子力学会 1996 秋の大会で発表された、破損燃料同定用に使用する Xe および Kr の放射化量の解析の例であった。C/E が大きいものがあるが C/E 0.7 から 1.5 を当面の目標としているとの話であった。これに対して、川合委員から、Xe や Kr の測定はむずかしく、核データの信頼性は高くないが、20 から 30 % の差くらいだと考えていたとのコメントがあった。また、実験の誤差に関する話があり、「測定の信頼性は 5 % 程度である」との話であった。C/E の差をすべて核データにおしつけるのは問題であるとの意見もあったが、誤差評価を行った上で、シグマ委員会の JENDL-3.2 問題点検討小委員会に連絡をするという意見が出た。

7) 今後の進め方

== LWR ==

- Pu-239 の生成量がコード間( SWAT , TGBLA, PHENIX-P, FLEXBURN, MVPBURN) で異なるのでその原因を調べる。このため、

A ピンセル計算の結果を 1 群断面積と核種組成について SWAT、MVPBURN、FLEXBURN で比較する。

B ピンセルモデル計算と集合体セル計算の差異を比較検討する。

上記 2 点について須山、松村両委員が検討し次回に報告する。2 月末を目途に検討を行う。

SWAT コードシステムの公開に関しては、原研のコードであるので公開には手続きが必要であるが、それ以前にも使用可能であるとの意見が出された。

- chain data に関して、片倉委員が 2 月末までに検討を行う。

これに関しては、作成時の情報をリリースしてほしいという意見が出されたが、もちろんデータは公開する事となった。

- ORIGIN2 用 1 群断面積は集合体平均組成が算出されるように求められており、我々の求めた 1 群断面積とは考え方が異なる。特に、BWR のポイド依存 1 群断面積と集合体平均 1 群断面積との関連をいかにつけるか結論を出しておく必要がある。この点に関し

て次回検討することとする。

== FBR ==

当面は、今回作成したライブラリが適当かどうかを check するという方針が出た。これに関しては SWAT を使用したいという意見が出たが、須山委員が石川委員に連絡する事になった。chain データに関して、軽水炉と同じように高速炉用にも欲しいと言う意見が出、片倉委員が作成する事になった。

== MOX ==

内藤 WG リーダーから、「今結論を出すのは、不安である」との意見が出され、次回の会合で、田原委員がモデルの例を示し、それをもとに検討することとなった。MOX に関しては、PIE データが少ないので、作成したライブラリの検証が難しいという意見があったが、手持ちのデータの一つとして、電中研が欧州超ウラン元素研において行っている PIE がある。村松委員および笹原委員によると、解析に足りないデータは、個別に対応して、提供可能であるとの事であった。