

炉 物 理 の 研 究

(第 27 号)

1979年 6月

<特別記事>

1. トリウム核データの現状と問題点……………大沢 孝明 1
2. JENDL-1のベンチマークテスト(II) ……………シグマ研究委員会 6
JENDL積分評価
ワーキンググループ
3. 研究炉用燃料に中濃縮ウランを使用する可能性……………神田 啓治 13

<炉中性子工学研究専門委員会講演要旨>

1. Stripping 反応を利用した強力中性子源……………塚田甲子男 17
2. 核融合炉物理用中性子源(FNS)の建設状況……………前川 洋 20
3. 東大・核融合炉ブランケット設計基礎実験装置
における中性子工学実験……………中沢 正治 22
4. 大阪大学強力14 MeV中性子工学実験装置(OKTAVIAN)
の概要について……………住田 健二 24
5. KUCA付設中性子発生装置 ……………市原 千博 27

<研究報告>

- 超冷中性子実験について……………宇津呂雄彦 29

<帰朝報告>

- カールスルーエ滞在記……………小林 啓祐 33

<報 告>

- NEACRPの活動について……………弘田 実弥 36

<研究室だより>…………… 39

(東北大工)原子核工学科原子炉物理研究室, (原研)TCAグループ,
(原研)原子炉工学部原子炉システム研究室, (原研)核データセンター,
(京大工)西原研究室, (京大工)兵藤研究室

- ◇ 第11回 炉物理夏の学校ごあんない ◇…………… 47
- ◇ 炉物理連絡会第23回総会報告 ◇…………… 49
- ◇ 編集後記 ◇…………… 50

1. 緒言

トリウムサイクルは、かねてより $^{233}\text{U}-^{232}\text{Th}$ 体系が熱中性子炉で増殖の可能性をもつ点で関心が寄せられてきた。この可能性を追求するための基礎となる核データの測定・解明の試みも、したがって古くから行なわれてきており、情報そのものの量は少なくはない。近年、資源の有効利用、核拡散防止という新しい社会的要請に動機づけられて、トリウムサイクルを見直す動きが始まっており、その中で、溶融塩炉、高温ガス炉のほか、中速炉、高速炉、ハイブリッド核融合炉など、より広い範囲の炉型でのトリウムの利用の可能性が検討されるようになった。それに伴い、トリウムの核データへの要請は、反応の種類、エネルギー範囲、精度のいずれに關しても、従来以上に強まり、こくするものと予想される。核データの個々の問題点は、今後、炉物理面での積分データの蓄積と共により明確になり、こくするものと思われるが、ここでは主に微分データの立場から ^{232}Th の現状を概観してみたい。

2. 核データの現状：要求と測定

^{232}Th の核データに対する要求と測定の現状をFig. 1~5に示す。縦軸は要求(または実験)精度、横軸は中性子エネルギーを表わす。図の上の破線は要求精度および要求エネルギー範囲を表わし、その下の実線は各実験者による測定データの存在範囲と実験誤差である。この時点では最近のトリウムサイクル再評価の動向が反映していないこと、および実験者の誤差評価の方法が一律でないことに留意を要するが、この図から

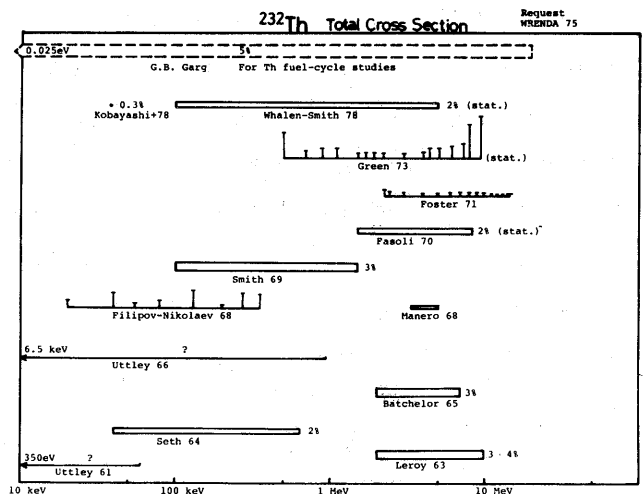


Fig. 1

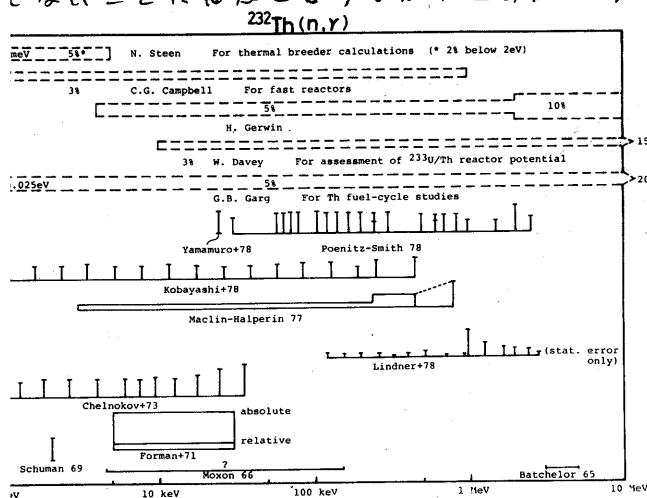


Fig. 2

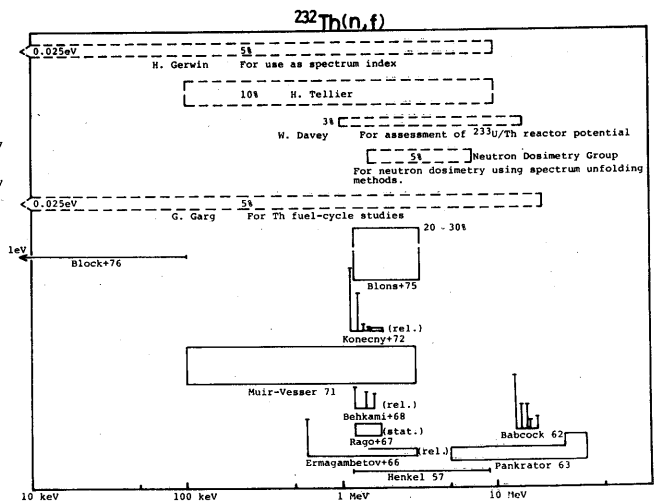


Fig. 3



測定値の現状は、エネルギー範囲・精度とも要求にはほど遠いことがわかる。

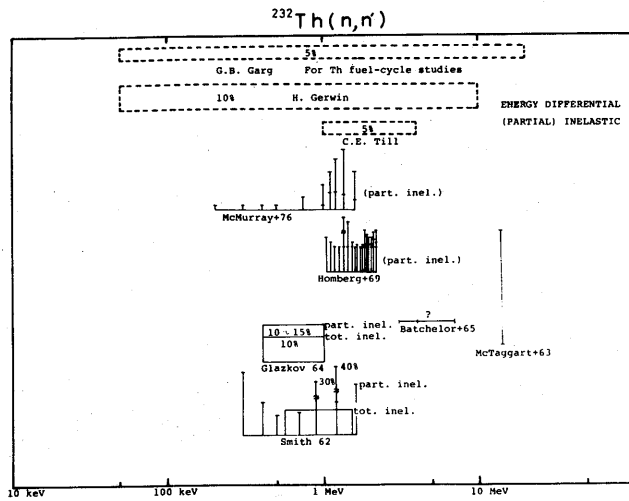


Fig. 4

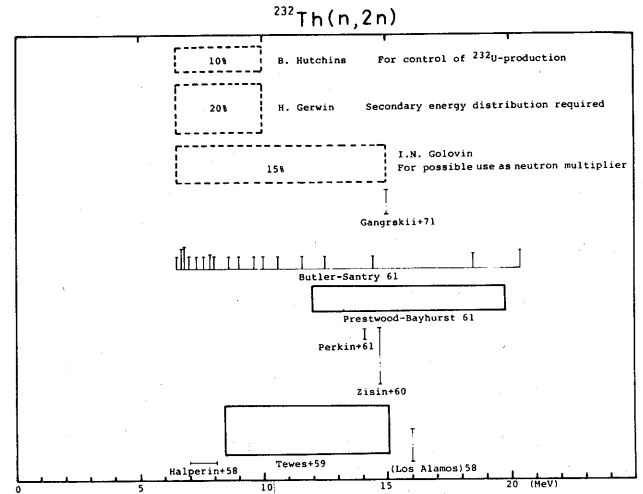


Fig. 5

3. 各断面積の現状

(a) 全断面積 (Fig. 6-7) : size resonance の領域では Foster 67¹⁾ および Fasoli 70²⁾ が精度の良いデータを与えており両者の一致も良好である。1.5 MeV 以下では測定件数が少ないが、Uttley 61, 63³⁾ の二度にわたる測定が良い一致を示している。JENDL-1では以上のデータに基づいた評価値を採用している。これに対して ENDF/B-IV は size resonance のピーク部分を除いて、全般に低目である。Whalen-Smith⁴⁾ による最近の測定値は JENDL-1 になり近い。また、京大炉-東工大クルー70による 24 keV での定観測⁵⁾ では 14.933 ± 0.041 b と、ENDF/B-IV より約 16% 大きい値が得られているが、これは上記の Uttley のデータと良く一致している。

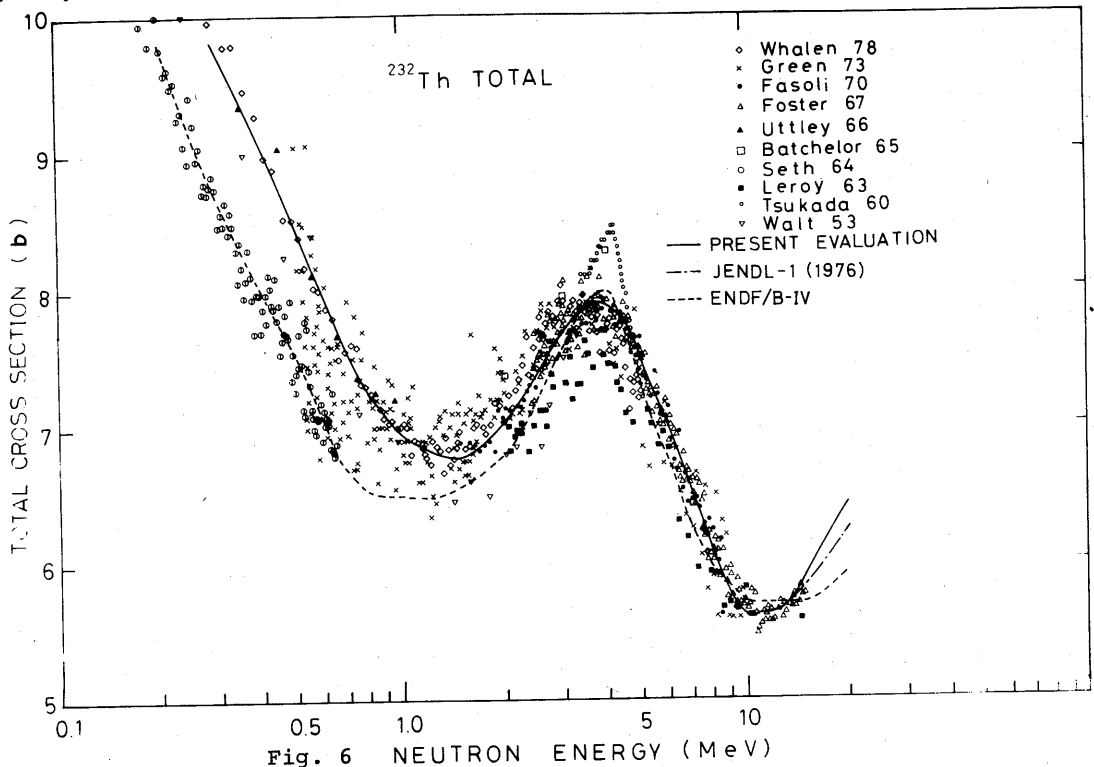
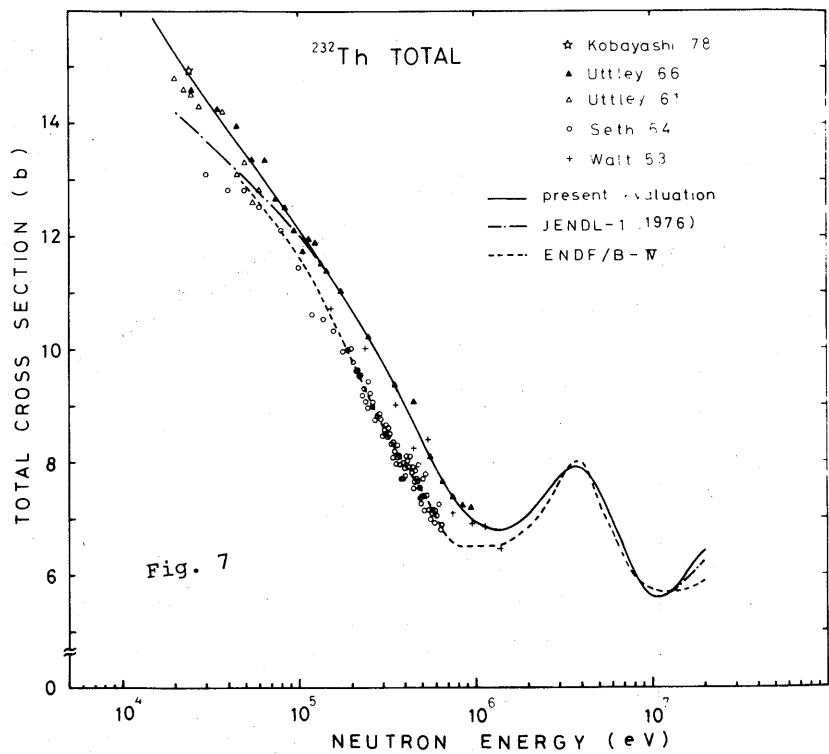


Fig. 6 NEUTRON ENERGY (MeV)

(b) 捕獲断面積 (Fig. 8) : (n, γ) 反応は ^{233}U 増殖に直接関係するのとりわけ重要である。この断面積の測定件数は約60件あり、少いとはいえないが、それらの間には数十%の大きな食い違いがみられる。 ^{233}U -Th燃料のLMFBRの場合、 ^{232}Th の σ_T を一律に1%低下せよと増殖比は約0.8%変化するといわれる⁶⁾ことを考えればこの不確かさの影響は大きい。食い違いの原因は実験手法上の問題は当然として、そのほか相対測定における標準断面積の種類と不統一によるものもあると思われる。これを除くため、Fig. 8で



相対測定値は、Matsunobuによる ^{235}U 評価値⁷⁾およびKandaによる ^{232}Th 評価値⁸⁾を統一標準データとして再規格化した値を示してある(それぞれ[M]および[K]の記号で表示)。この処理により、データのバラツキは多少収まったが依然として30%前後の差異が残る。最近の測定において特徴的なことは、1976年以降の測定がいずれもENDF/B-WおよびJENDL-1より系統的に低いことである。なかでもMaclin⁹⁾は最も低く、これに比べてKobayashi¹⁰⁾は全般にやや高目である。Poenitz 78¹¹⁾はこれより更に高いが、1 MeV以下でLindner⁶⁾と比較的良好な一致を示す。これら新しいデータ相互の間にもなお最大25%のズレがある。測定精度に改善の余地があることを示している。不確かさを減らすためには、相対測定より絶対測定の方が望ましいが、現在のデータを見る限りでは絶対測定相互の間にも大きな差異が存在する(例えばForman 71¹³⁾とMoxon 63¹⁴⁾)ので、これも測定技術上の検討・改善と並行して行なうことが必要と思われる。

(c) 核分裂断面積 : ^{232}Th の核分裂断面積としては、従来Henkel¹⁵⁾のデータが9 MeVまでの広いエネルギー範囲をカバーする一貫した測定であるという理由で広く採用されてきた。しかし、最近Behrens 77¹⁶⁾が0.7~30 MeVの範囲で ^{235}U (n, f) に対する比を測定した。 ^{235}U σ_f としてMatsunobu⁷⁾の評価値を用いて計算すると、Henkel 57¹⁵⁾より一律に10%高い値が得られる。核分裂中性子スペクトル平均断面積を計算してみると、このBehrens x Matsunobuの値の方が実験値と良い一致を示すことが判った。

(d) 非弾性散乱断面積 (Fig. 9) : (n, n') 反応は炉心中性子スペクトルに大きな影響を及ぼすため、5~10%の精度が要求されている。測定値の現状はこれに対してまだ十分であり、断面積のピーク付近に数件のデータがあるのみである。新しい測定としてはMcMurray 76¹⁷⁾のものがあ、これは16の励起準位に対する励起関数を測定したものと

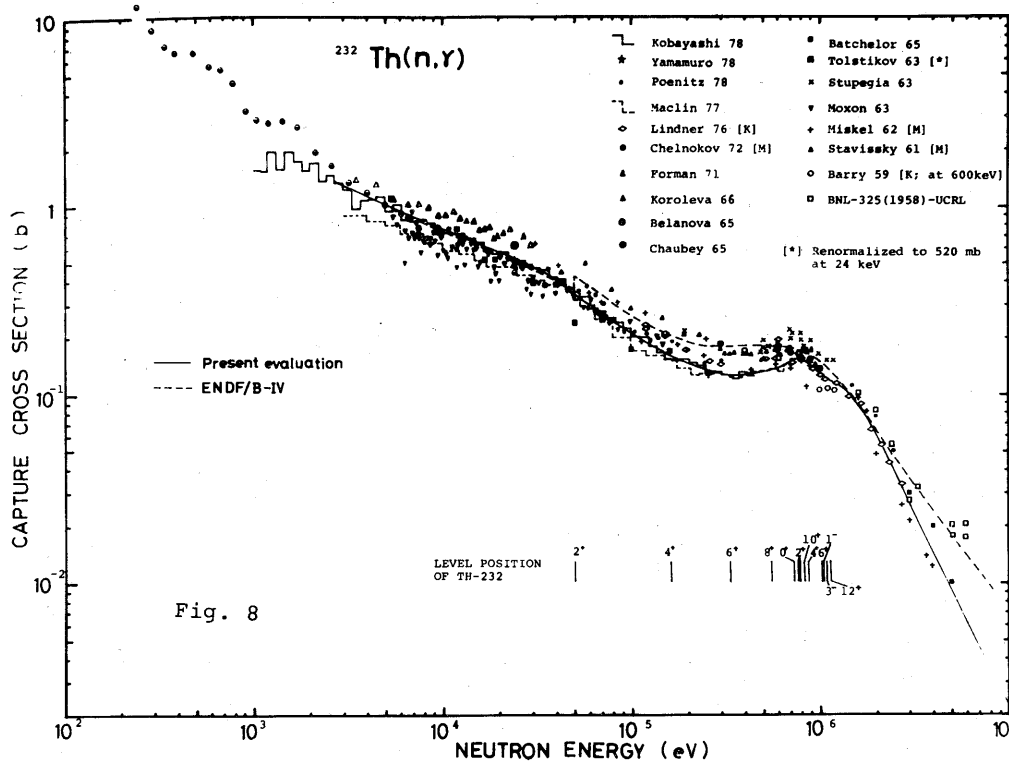


Fig. 8

て有用であるが、 (n, n') と $(n, n' \gamma)$ の測定データが大幅に食い違う点に問題を残している。Fig. 9で実線は光学模型と Moldauer 理論による計算値に、 $l=1 \sim 3$ 励起状態への励起関数に対する補正分 $\Delta \sigma_{in}$ を加えて求めた評価値を示す。

(e) $(n, 2n)$ 反応断面積: pointwise のデータは 1961 年以前に測定されたものがほとんどで、不確かさが大きい。ENDF/B-IV は高目のデータを採用しているが、これを用いて核分裂中性子スペクトル平均断面積を計算すると、測定値より 10~25% 大きくなる傾向がある。新しい測定が試みられることを期待したい。

(f) 弾性散乱断面積: 数件の測定例があるのみで、測定値のみに基づいて評価値を出すには無理があるので、全断面積と各種反応断面積との差から評価値を求めたものが現状である。また微分(角分布)断面積データも乏しい。

(g) 核分裂関係諸量: 即発中性子数 ν の測定例は乏しい。 ν のエネルギー依存性に関しては、Davey¹⁸⁾ の評価のほか、ENDF/B-IV が採用した Conde¹⁹⁾ の評価がある。遅発中性子の収率とそのエネルギー依存性についてもデータは乏しいが、Cox 74²⁰⁾, Tuttle 75²¹⁾ による広範なレビューで現状を知ることができ、 $(n, n' f)$ 反応の閾値以上の収率が 1966 年を境としてその前後で傾向が逆になり、ということが留意される。

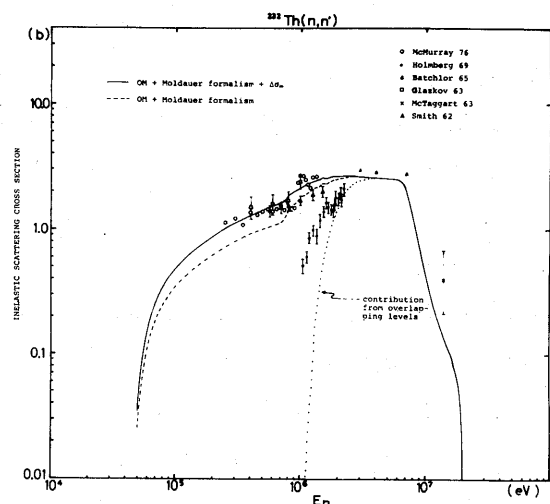


Fig. 9

(h) 共鳴パラメータ : 従来 BNL-325, 2nd ed. Suppl. 2 では Ribon 64²²⁾ および Garg 64²³⁾ のデータが重要視され、ENDF/B-IV でも 3 keV まではこの推奨値をそのまま採用し、それより上 3.931 MeV までは Garg の測定値を採っている。その後 Columbia 大学クルー²⁴⁾ が 22 eV ~ 4 keV の広い範囲にわたる測定を行なった。この地、最近では Maclin 77⁹⁾ は 2.6 eV ~ 10 keV までのデータを出版している。BNL-325, 3rd ed. (1975) では、8.35 eV ~ 3.9944 eV までの 350 個の共鳴を収録しているが、エネルギーの高い側では準位の missing があふよに思われる。また Th の場合、21.78 eV および 23.43 eV に近接した大きな共鳴があふよのこのパラメータの精度が重要になるであろう。

(i) 熱中性子断面積 : 0.025 eV にあける σ_T の測定値は 1944 ~ 60 年にわたって 10 件あり、これらを誤差の逆数の二乗を重みとして加重平均すると $\sigma_T(0.025 \text{ eV}) = 7.4 \text{ b}$ を得る。最近では Kobayashi 74²⁵⁾ の $7.35 \pm 0.21 \text{ b}$ という測定値が報告されている。ENDF/B-IV, JENDL-1, BNL-325, 3rd ed. はいずれも 7.4 b を採用している。炉物理側からはこれより高目 $7 \sim 7.6 \text{ b}$ 程度の値が期待されている模様であるが、微分データから見れば限りこれは支持しにくいように思われる。しかし、この問題は今後、微分・積分測定双方の側からの詰めが必要であろう。

4. 結語

以上みたように、²³²Th の核データにはまだかなりの不確かさが伴っている。一時期、トリウム炉への関心が薄れたことの反映か、微分データの測定例が 1960 年代後半以降減少したため、実験データは古いものが多い。今後、新しい測定技術を生かした再測定が試みられることを望みたい。また積分データに関しては、国内では KUR-Linac で行なわれシトリア体系に因するスペクトル測定と解析の例があるが、このように核データと積分測定を突き合わせ、相互の問題点を明らかにするような研究が進められれば有用であろう。今後、微分データ測定者、積分実験者、評価者、炉定数作成者が、より緊密な連携のもと、相互のフィードバックを効かせながら研究が進められることが期待される。

文献

- 1) D. G. Foster et al., Priv. comm. (1967); Phys. Rev. C3, 576 (1971), 2) U. Fasoli et al. Nucl. Phys. A151, 369 (1970) 3) C. A. Uttley et al. EANDC Conf. on T.O.F. Methods (1961), p. 109; 1st Conf. on Nucl. Data for Reactors (1961) 4) J. F. Whalen & A. B. Smith, N. S. E. 67, 129 (1978) 5) K. Kobayashi et al. N. S. E. 65, 147 (1978) 6) C. McCombie et al. paper presented to INFCE (Aug. 1978) 7) H. Matsunobu, Priv. Comm. Dec. 1978) 8) Y. Kanda, Priv. comm. (Jun. 1973) 9) R. L. Maclin et al. N. S. E. 64, 849 (1977)
- 10) 小林捷平 (原 子 力 学 会 昭 和 53 年 秋 の 分 科 会 D27) 11) W. P. Poenitz et al. ANL/NDM-42 (1978) 12) M. Linnner et al. N. S. E. 59, 381 (1976) 13) L. Forman et al. Phys. Rev. Lett. 27, 117 (1971) 14) C. Moxon, Priv. comm. (1963) 15) R. L. Henkel, LA-2122 (1957) 16) J. W. Behrens et al. Phys. Lett. 69B, 278 (1977)
- 17) W. R. McMurray et al. Lowell Conf. (1976) p. 1329; priv. comm. (1978) 18) W. G. Davey, N. S. E. 44, 345 (1971) 19) H. Conde et al. Phys. Chem. Fission (1965) 2, 57 20) S. A. Cox, ANL/NDM-5 (1974) 21) R. J. Tuttle N. S. E. 56, 37 (1975) 22) P. Ribon et al. Congrès Intern. du Phys. Nucléaire (Paris, 1964) 23) J. B. Garg et al. Phys. Rev. 134B, 985 (1964) 24) F. Rahn et al. Phys. Rev. C6, 1854 (1972) 25) K. Kobayashi. Ann. Rep. Res. Reactor Inst. Kyoto Univ. 3, 72 (1974)

<特別記事2>

JENDL-1のベンチマークテスト(Ⅱ)

シグマ研究委員会JENDL積分評価ワーキンググループ*

1. 序論

日本独自の標準評価済核データライブラリーJENDL (Japanese Evaluated Nuclear Data Library)の作成は、原研核データセンターとシグマ研究委員会で進められてきている。その第1版JENDL-1は主として高速炉計算を目標として編集された¹⁾。JENDL-1の編集は1976年3月に一応完了し、その後一年間ベンチマークテストを行い高速炉体系への適用性を確認した上で1977年4月に公開され、以後高速炉の設計、解析に広く使用されている。

JENDL-1のベンチマークテストは、2段階に分けて考えられる。第1段階は前述の公開前に行ったもので、核データへのフィードバックが容易なように、国際ベンチマーク炉心を中心とした単純な体系に対して、臨界性、中心反応率比、中心反応度係数、ドップラー係数等を1次元拡散1次摂動近似で求めた。この結果、JENDL-1の全体としての信頼性が確認されると同時に、一部の核種の断面積に問題のある事が指摘された。JENDL-1はこの指摘により一部見直しを行ってから公開された。なおこのベンチマークテストの結果は本誌22号にも速報として投稿した²⁾。

第2段階のテストは、複雑な体系でのJENDL-1の適用性を検証するために公開後に行なわれたもので、2次元計算により反応率分布、制御棒係数、Naボイド係数等を計算して実験と比較した。このテストは第1段階のテストに比べて、特定の核データへの直接のフィードバックは困難であるが、セット全体としてのJENDLの傾向が把握でき、それから核データへのフィードバックが可能である。今回はこの結果を主として報告する。

2. 国際ベンチマーク炉心

これは前述の第1段階のテストであり、そのpreliminary resultsは本誌22号に記載してあるが、その後公開版の炉定数を使用して計算をやり直し、また構造材やPu反応度についての検討も加えてあるので、ここに簡単に紹介する。炉心は国際ベンチマーク炉心を中心とした21炉心で、Pu炉心は15、U炉心は6である。結果は以下の統計量で整理し、JAERI-Fast-IIやENDF/B-IVの結果とも比較した。

$$A = \bar{C/E} = \sum (C/E)_i / N$$

$$B = \overline{|1 - C/E|} = \sum |1.0 - (C/E)_i| / N$$

$$C = \text{標準偏差} = \sqrt{\sum [(C/E)_i - \bar{C/E}]^2 / N}$$

この作業は主として原研の長谷川が担当した。

* グループメンバー：菊池康之(グループリーダー)、長谷川明、中川庸雄、成田孟、高野秀樹、土橋敬一郎、吉田弘幸(原研)、飯島俊吾、亀井孝信(NAIG)、関雄次、宇殊山健(MAPI)、松延広幸(住原工)、端慶寛篤、伊東新一(日立)、山本正昭(FBEO)、大竹巖、佐々木誠(動燃)

1) 臨界性³⁾: Table 1

C/Eはまず良好であるが、Pu-系とU-系で系統的な差が見られる。JAERI-Fact setにも見同傾向が見られるが、これは別の理由による事が判明した。一方JENDL-1では、これはUとPuの核データ間の矛盾によるらしい事が指摘された。

2) 中心反応率比³⁾: Table 2

$\sigma_f(^{239}\text{Pu}) / \sigma_f(^{235}\text{U})$ が5%の過小評価になっている。 ^{238}U , ^{240}Pu と ^{235}U のバランスは他セットより良好である。

3) 中心反応度価値³⁾: Table 3

動特性パラメータによる系統誤差(いわゆる *scaling problem*)を防ぐため実験値、計算共に ^{239}Pu の値に規格化して比較してある。 ^{235}U , ^{238}U の反応度価値がJENDL-1で高目なのは、規格用いた ^{239}Pu の σ_f が前述のように小さく、そのため反応度価値も小さいためと思われる。 ^{10}B , CrはJENDL-1が最も良い値になっているが、Feはかかなり過小評価になっている。 ^{23}Na の反応度価値は標準偏差値が1を超えている事からも分かるようにバラツキが大きい。しかし、最近の精度の良い実験とのC/Eはかかなり良好である。

4) ドップラー係数³⁾: Table 4

FICA, ZPPR-2, ZPPR-U-47のサンプル、ドップラー実験とSEFORのゾーン、ドップラー実験を解析した。JENDL-1はドップラー係数を10%程度過大評価し、JAERI-Fact set IIは1%程度過小評価している。この原因はスペクトルの差によるもので1keV-10keVにおいてJENDL-1はJAERI-Fact-IIより高いfluxを与えている。

5) Fe, Cr, Niの反応度成分の検討⁴⁾

中心反応度価値でJENDL-1はFeのC/Eが悪かったので、Cr, Niも含めた構造材の反応度価値の振動の成分をJAERI-Fact-IIの結果と比較して検討した。

a: 捕獲、非弾性散乱の各成分共JAERI-Fact-IIの70%程度で全体も70%程度となり、C/Eは1に近く良好な結果を与える。

b: 捕獲成分はJAERI-Fact-IIより10%程度大きく、一方非弾性散乱成分は20%程度小さく、全体としては10%程度小さくなっている。

c: C/E値はJAERI-Fact-IIと一致しかつ1に近く一見良さそうであるが、捕獲成分は20%大きく、他方非弾性散乱成分は40%も小さい。両者の偶然の打消しで、全体としてはほぼ一致したと思われる。

6) ^{239}Pu 反応度価値の絶対値: Table 5

scaling problem がどれだけ深刻かを検討する為、ENDF/B-IVの遅発性中性子分率 β を用いて ^{239}Pu の反応度価値の絶対値を求めた。その結果はいずれのセットでも、U系炉心では $\beta=1$ に対し、Pu系炉心で15~20%の過大評価が見られた。この差が全て β によるものか、どうかはさらに検討する必要がある。

Table 1 Effective multiplication factor. (C/E)

| | | JENDL-1 | JFS VII | ENDF/B-IV |
|---------------------|---|---------|---------|-----------|
| Pu Fuel 15 cases | A | 1.00126 | 0.99747 | — |
| | B | 0.00697 | 0.00668 | — |
| | C | 0.01055 | 0.01230 | — |
| U Fuel 6 cases | A | 1.00714 | 1.00371 | — |
| | B | 0.01058 | 0.00864 | — |
| | C | 0.01036 | 0.00949 | — |
| All 21 cases | A | 1.00294 | 0.99926 | 0.9972 |
| | B | 0.00800 | 0.00724 | 0.0068 |
| | C | 0.01083 | 0.01190 | — |

Table 3 Central reactivity worth. (C/E)

| | | JENDL-1 | JFS | ENDF/B-IV |
|------------------|---|---------|-------|-----------|
| ^{235}U | A | 1.031 | 1.004 | 1.014 |
| | B | 0.051 | 0.041 | 0.042 |
| | C | 0.059 | 0.057 | 0.060 |
| ^{238}U | A | 1.098 | 0.994 | 0.950 |
| | B | 0.134 | 0.102 | 0.116 |
| | C | 0.204 | 0.140 | 0.130 |
| ^{10}B | A | 0.945 | 0.911 | 0.836 |
| | B | 0.090 | 0.102 | 0.165 |
| | C | 0.110 | 0.112 | 0.115 |
| Cr | A | 0.952 | 1.309 | 1.359 |
| | B | 0.113 | 0.125 | 0.359 |
| | C | 0.168 | 0.333 | 0.205 |
| Fe | A | 0.880 | 1.018 | 1.109 |
| | B | 0.128 | 0.109 | 0.175 |
| | C | 0.097 | 0.129 | 0.275 |
| Ni | A | 1.118 | 1.153 | 1.167 |
| | B | 0.154 | 0.153 | 0.191 |
| | C | 0.199 | 0.154 | 0.196 |
| Na | A | 1.748 | 1.217 | |
| | B | 0.917 | 0.867 | |
| | C | 1.264 | 1.298 | |

Normalized to the worth of ^{239}Pu .

Table 2 Central reaction ratio. (C/E)

| QUANTITY | SET | JENDL-1 | JFS | ENDF/B-IV |
|------------------------------------|-----|---------|-------|-----------|
| Fission Rate (^{238}U) | A | 0.999 | 1.029 | 1.037 |
| Fission Rate (^{235}U) | B | 0.068 | 0.070 | 0.075 |
| | C | 0.076 | 0.081 | — |
| Fission Rate (^{239}Pu) | A | 0.969 | 0.981 | 0.989 |
| Fission Rate (^{235}U) | B | 0.044 | 0.033 | 0.031 |
| | C | 0.037 | 0.034 | — |
| Fission Rate (^{240}Pu) | A | 1.012 | 1.068 | 1.084 |
| Fission Rate (^{235}U) | B | 0.087 | 0.096 | 0.113 |
| | C | 0.110 | 0.106 | — |
| Capture Rate (^{238}U) | A | 0.984 | 0.982 | 0.974 |
| Fission Rate (^{235}U) | B | 0.027 | 0.027 | 0.043 |
| | C | 0.030 | 0.031 | — |
| Capture Rate (^{238}U) | A | 1.013 | 0.999 | 0.976 |
| Fission Rate (^{239}Pu) | B | 0.041 | 0.040 | — |
| | C | 0.046 | 0.045 | — |

Table 4 Doppler reactivity coefficient. (C/E)

| | Assembly | JENDL-1 | JFS |
|---------------------------------------|---------------|---------|-------|
| Small Sample Doppler Experiment | FCA V-1 | 1.163 | 0.812 |
| | V-2 | 1.038 | 0.736 |
| | VI-1 | 1.152 | 0.934 |
| | VI-2 | 1.049 | 0.893 |
| | ZPPR-2 NORMAL | 1.133 | 0.957 |
| | Na-Voided | 0.966 | 0.823 |
| Zone Doppler Experiment | ZPR-3-47 | 1.014 | 0.944 |
| | SEFOR | 1.171 | 1.047 |

Table 5 Pu - 239 Central Reactivity Worth
C/E of absolute value

| | | JENDL-1 | JFS-II | ENDF/B-IV |
|----------|---|---------|--------|-----------|
| Total | A | 1.092 | 1.103 | 1.115 |
| | C | 0.090 | 0.109 | 0.112 |
| Pu cores | A | 1.145 | 1.161 | 1.174 |
| | C | 0.055 | 0.085 | 0.089 |
| U cores | A | 0.994 | 0.999 | 1.007 |
| | C | 0.053 | 0.063 | 0.055 |

3. 詳細解析によるベンチマークテスト

このテストはJENDL-1の公開後、動燃事業団のサポートを受け、シグマ委員会内で行なわれたもので、複雑な体系の詳細解析におけるJENDL-1の適用性を検証した。

A. MOZART 炉心の解析

“もんじゅ”のフルモックアップ実験であるMOZART実験から、特に設計上重要でかつ炉特性の空間分布計算精度の検証上有益と思われる項目を選んでテストを実施した。この実験はMAPIが担当した。

ライブラリーはJENDL-1の70群定数をZPPR-2のスペクトルで26群に縮約したものをベースとしさらに6群と16群に縮約した。計算は2次元R2またはXYモデル拡散で行ない、燃料板非均質効果を考慮してある。詳細はRef. 5を参照されたい。

a) MZBの径方向反応率分布: Fig. 1

^{235}U , ^{239}Pu の核分裂率の%が外部炉心の外側から急激に小さくなり、グラウンセット外部では ^{235}U では%、 ^{239}Pu では0%の過小評価になる。このグラウンセットでの過小評価は他のセットでも見られる傾向であるが、JENDL-1では特に著しい。

一方 ^{240}Pu の核分裂率は逆にグラウンセット内で過大評価となりグラウンセット外部では20%にも達する。

^{238}U は核分裂・捕獲率共に異常は見られない。

b) MZBのナトリウムボイド係数

MZB炉心において、Naボイド領域を軸方向径方向に移動させ反応度分布を測定している。計算は1次元移動と厳密振動計算とで行なった。その結果:

(1) 炉中心のボイド反応度の%は1.1で良好である。

(2) 炉中心軸上のボイド反応度の計算値は、他のセットより良く実験値を再現する。

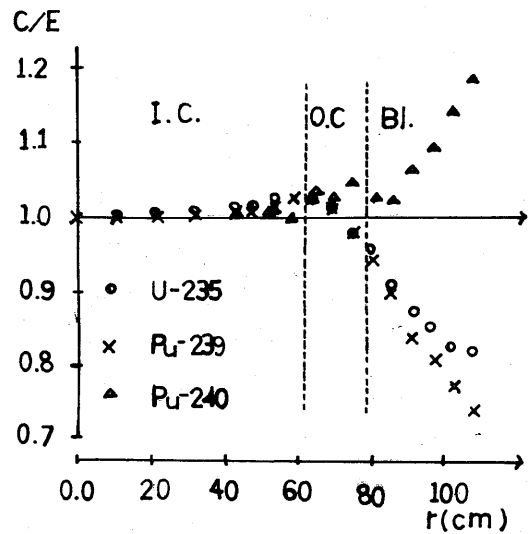


Fig. 1 Fission rate distribution in MZB.

Table 6. Radial Traverse of Sodium Void Worth in 9 Elements of MZB Assembly

FP; First Order Perturbation EP; Exact Perturbation (in unit of $10^{-6} \Delta \rho$)

| Void Position | Measured Worth | Perturbation Calculation | | | | | | | Direct Calc |
|-------------------|----------------|--------------------------|---------|------------|------------|----------------|---------------|---------|-------------|
| | | Total | Fission | Absorption | Moderation | Radial Leakage | Axial Leakage | FP / EP | |
| #3 Core Center | + 231 ± 5 | +223 | -97 | +167 | +478 | -2 | -323 | FP | +243 |
| | | +244 | -102 | +162 | +498 | -2 | -312 | EP | |
| #4 I.C.Edge | + 50 ± 5 | +10 | -58 | +94 | +269 | -103 | -191 | FP | |
| #2 O.C. | - 201 ± 5 | -437 | -28 | +41 | +120 | -450 | -120 | FP | -335 |
| | | -335 | -32 | +40 | +126 | -360 | -109 | EP | |
| #1 Rad.Bl. | - 129 ± 2 | -135 | -2 | +7 | +38 | -168 | -10 | FP | -120 |
| | | -118 | -3 | +7 | +39 | -151 | -10 | EP | |

(b) 径方向のポイド反応率分布はTable 6に示すように外部炉中心でかなり計算値が過大評価となる。擾動計算の成分を見ると径方向漏洩の過大評価と思われる。

c) MZCの制御棒価値

MZCの中心制御棒価値のC/Eは約0.95であったが、特筆すべきは ^{10}B 濃度依存性がほとんど見られなかった事である。他のセットにおいては ^{10}B 濃度依存性の現れる事がしばしば見られる。

d) MZBのスペクトル

以上見られた傾向を理解する為、MZB炉中心のスペクトルをJENDL-1とMICS(MAP Iの標準定数)とで計算して比較した。その結果1eV~10eVでJENDL-1はMICSと比較して高い中性子束を与えるが1eV以下では逆に中性子束が低くなる事が指摘された。この原因として1eV以下においてJENDL-1の炉定数の弾性除去断面積がMICSのそれより小さい事が指摘された。

B. SZPPR-3炉心

多数本の制御棒の存在する場合の制御棒価値と反応率分布の計算精度を検証する為、SZPPR-3炉心の解析を行なった。実作業はNAIGが担当した。

ライブラリーはMOZARTの場合と同じ26群をベースとし、さらに7群に縮約して2次元計算を行なった。最初に2次元RZを行ないバックリングを求めてから2次元XY計算を行なった。詳細はRef. 6を参照されたい。

a) Phase 1 B炉心の制御棒価値

JENDL-1の予測精度は、少数本および多数本制御棒挿入の場合でも極めて良好で、C/Eは 0.98 ± 0.02 であり、JAERI-Fact set等と比較しても全く遜色のない事が判明した。

b) Phase 2炉心の ^{235}U 核分裂率分布

制御棒を内部炉心にのみ挿入した場合、内部炉心と外部炉心の境界にのみ挿入した場合、両者に適当に挿入した場合の3ケースに対して計算を行なった。その結果：

(1) C/E値はいずれのケースでも外側炉心で小さくなる。

(2) 挿入制御棒近傍のC/Eは周囲に較べて小さくなる。

(3) (1)と(2)の相乗効果で、制御棒が内側炉心と外側炉心の境界に挿入された場合、外側炉心のC/Eは0.88まで低下する。

(4) 制御棒を内側炉心内に挿入した場合は、(2)の影響は比較的小さい。

結論として、JENDL-1の核分裂率分布の予測精度は他のセットに較べるよりもやや見劣りがする。この原因を調べる為、他のセットと巨視的断面積を比較すると、10eV~1.4 MeVでJENDL-1の拡散係数が小さく、かつ減速断面積が大きい事が判明した。

C. 1000 MW 大型高速炉

A, Bのテストの結果、JENDL-1の炉定数は拡散係数や減速断面積に問題のある疑いが持たれた。また第2章の結果FeNiに問題がある事が指摘されている。そこで構造材の効果を検証する為、Fe, Cr, NiをENDF/B-IVに置換して大型高速炉の解析を行ない、JENDL-1

結果と比較した。この作業は1000 We大型炉設計の一部として動燃事
 団で行なわれた。

置換した結果、JENDL-1の場合と
 較して

- 1) k_{eff} は1.4%低下した。
- 2) 径方向出力分布の ρ/E は、JENDL-1よりさらに外側で過小評価となった。
- 3) スペクトルは10keV-1.4MeVが高く
 なり、100eV-1keVでさらに低くなった。
- 4) 構造材による吸収が増加した。
- 5) 巨視的断面積の変化をTable 7に示す。1keV以上のDの増加、 Σ_s の減少、1.4MeV以上の Σ_{rem} の増加、1keV以下の Σ_a と Σ_{rem} の増加が顕著である。

Table 7 Defference of macroscopic cross sections in 1000 MWe FBR

| G_r | E_L | (JENDL-Mod - JENDL-1) / JENDL-1 (%) | | | | |
|-------|--------------------|-------------------------------------|------------------|------------------|----------------------|------------|
| | | $\Delta\Sigma_f$ | $\Delta\Sigma_a$ | $\Delta\Sigma_s$ | $\Delta\Sigma_{rem}$ | ΔD |
| 1 | 1.4 ^{MeV} | -0.5 | 0.9 | -2.6 | 4.8 | 0.3 |
| 2 | 400 ^{KeV} | 0.1 | -0.3 | -5.9 | -3.5 | 11.3 |
| 3 | 100 | 0. | 0. | -3.3 | -1.3 | 3.9 |
| 4 | 10 | 0.2 | 1.0 | -0.8 | -3.2 | 0.4 |
| 5 | 1 | -0.9 | 1.6 | 0.2 | 0.1 | -0.7 |
| 6 | 100 ^{eV} | 0.9 | 3.4 | 3.0 | 3.0 | -6.0 |
| 7 | 0.215 | 0.5 | 0.9 | 0.7 | 0.7 | -2.9 |

、詳細解析より指摘されたJENDL-1の問題点

詳細解析の結果は、多少相互矛盾を含むものの、JENDL-1の傾向をかなり明らかにした。
 これらの解析からJENDL-1には以下の問題があるのではないかと疑念が持たれた。

10keV以上で拡散係数の過小評価

- 1) 1.4MeV以上で非弾性除去断面積の過小評価
- 2) 1keV以上で弾性除去断面積の過大評価
- 3) 1keV以下で弾性除去断面積の過小評価
- 4) 10keV以下で吸収断面積の過小評価

に拡散係数の問題をさらに検討するため、漏洩の大きいM2B炉ベに対し、同じくFe、
 Niの定数を置換しての計算を実行中である。

、結語

以上述べたベンチマークテストの結果、JENDL-1の持つ問題点はかなり明らかになり、
 の改善はJENDL-2で十分考慮されている。以下微分断面積の立場でJENDL-1の問題点を
 挙し、JENDL-2での対策と合わせて述べる。

1) ²³⁹Puと²³⁵Uの σ_f のアンバランス

JENDL-2では同時評価法により、両者の比の測定値を十分考慮してある。

2) ²⁴⁰Puの低エネルギーの σ_f の過大評価

閾値以下の核分裂断面積と、共鳴パラメータの再評価を行なっている。

3) Fe, Ch, Niの弾性散乱の100keV~数MeVの過大評価

これはJENDL-1の最大の問題点である。この原因としては：(1) 500keV以上の非分離共
 鳴領域の評価で実験値に見られる構造を無視したため、自己遮蔽効果が入らなくなった。
 (2) さらにこの領域に球形光学模型の計算値を適用したが、このモデルは500keV- ∞ MeV

を過大評価する傾向がある。JENDL-2評価では3MeVまでの構造を取り入れると同時に光学模型のポテンシャルに非常な注意を払っている。

- 4) Fe, Cr, Niの非弾性散乱の過小評価
a)と同時に考慮される。結合チャネル模型も考慮する。
- 5) Fe, Niの捕獲断面積に誤差が大きい。
実験値を再検討する。
- 6) 動特性パラメータが ^{235}U と ^{239}Pu で矛盾
JENDL-1はENDF/B-IVの値を採っているがさらに検討を要する。

参考文献

- 1) S. Igarasi, T. Nakagawa, Y. Kikuchi, T. Asami and T. Narita: "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 1, JENDL-1", JAERI-1261 (1979).
- 2) 長谷川 明: 炉物理の研究, 第22号, P.18 (1976)
- 3) A. Hasegawa and Y. Kikuchi: "Benchmark Test of JENDL-1 File", Reactor Engineering Division Annual Report (April 1976 - March 1977), p. 1, JAERI-M7291 (1977).
- 4) A. Hasegawa and Y. Kikuchi: "Test of Nuclear Data for Structural Materials in JENDL-1", Reactor Engineering Division Annual Report (April 1977 - March 1978), p. 13, JAERI-M7844 (1978).
- 5) 関雄次, 室殊山健: "JENDL-1によるMOZART解析", 1978年核子一夕研究会報文集, JAERI-M8163 (1979)
- 6) 亀井孝信, 飯田正明: "JENDL-1によるZPPR-3炉心の解析", 1978年核子一夕研究会報文集, JAERI-M8163 (1979)

(1979.4. 菊池康之記)

【別記事3】

研究炉用燃料に中濃縮ウランを使用する可能性

京大炉

神田啓治

はじめに

研究用原子炉は通常90~93%の高濃縮ウラン(HEU, Highly Enriched Uranium)が使われているが、自由圏内で唯一の濃縮ウラン供給国である米国政府は、1977年核拡散抵抗カという見地から、20%以下の低濃縮ウラン(LEU: Low Enriched Uranium)又はやむを得ない場合はその中間の中濃縮ウラン(MEU: Medium Enriched Uranium)を利用するよう強い政策を打ちしてきた。具体的には1977年4月27日の大統領声明、1977年11月23日の国務省ガイラインとして発表された。この政策は当然日本にも適用される。

米国は国務省及びエネルギー省を中心に、この政策の実施の活動を始めた。1978年5ウィーンのIAEAで開かれた"Advisory Group Meeting on Research Reactor Renewal and Upgrading Programmes" (参加者数33名)及び、1978年11月にアメリカのANLで開かれた"International Meeting of Research Reactor Fuel Designers, Developers and Fabricators" (参加者数96名)でも、各国の研究者の理解と協力を求めるべく、積極的な発表をしている。これ以外にもINFCEオ8グループのサブグループC(研究炉)へ各国から多くの論文が発表されている。何れも先進5ヶ国(米、日、独、仏、英)が中心である。

濃縮ウランの輸出許可(Export Licence)は原子力規制委員会(NRC)が握っているが、Nは事前に国務省及び大統領府の同意を求める。国務省はアルゴンヌ国立研究所(ANL)を中心とした技術評価委員会の正統性報告(Justification Report)に基づいて判断を下すという仕組みになっている。国務省はさらにエネルギー省(DOE)、軍縮庁(ACDA)、運輸省(DOT)、務省(DOD)の同意を必要とする。即ち、濃縮ウランの輸出許可を取るには、核兵器輸出の可能性がないことを各方面からチェックされる訳である。技術的問題から云えばANL RERTR(Reduced Enrichment for Research and Test Reactor)グループ、政治的には国務省輸入管理部、盗難についてはNRC及びDOEのSecurity Division、事務的にはNRCの国際計局あたりがキーとなっている。

さて、93%の濃縮度を20%又は45%に低減すれば当然炉心の²³⁵U量が減る訳だが、その①燃料の本数を増やす、②燃料部分ウラン密度を増やす、③燃料のミートの厚さを大きくしてウラン量を増やす、の3通り、又はその組合せで解決する方向である。

ANLのRERTRのTravelli部長がANL会議で発表した近い将来の濃縮度低減計画はオ1表示通りである。グループBの研究炉のようにすでに高密度燃料を使用している炉は分93%のHEUが輸出される。

我が国の研究炉では、KUHFR、JMTR、JRR-2について濃縮度低減の検討作業が進められている。以下は主にKUHFRについて述べることにする。

— KUHFRに関するANL-京大共同研究

米国側は特に新設炉に対して(i)例外的な利点があること、(ii)HEUを使う以外に、研の目的を達成することが不可能であること、という条件を付けている。それに対して、

現在建設中の KU HFR は (i) 医療用照射等、他の研究炉に見られない研究上の特徴があり、(ii) HEU を使用しなければ研究目的が達成しにくい、ことを主な理由とし、合わせて KUR、KUCA を用いて行なわれた実験研究が高く評価されていたこともあり、とりあえず HEU の輸出申請が受理された。(1978年2月)

表1

Estimated near-term potential reduction in number (MW) of research reactor utilizing highly-enriched uranium

| | enrichment | present | near-term potential conversions | | |
|----------|--------------|------------|---------------------------------|----------|----------|
| | | 93% | <20% | 45% | 93% |
| foreign | MTR | | | | |
| | MW > 15 | 8 (320) | 2 (100) | 6 (220) | -- |
| | 15 > MW > 5 | 21 (148) | 3 (29) | 18 (119) | -- |
| | 5 > MW > 1 | 12 (22) | 12 (22) | -- | -- |
| | 1 > MW > .01 | 43 (3) | 43 (3) | -- | -- |
| TRIGA | | 4 (22) | 4 (22) | -- | -- |
| others | | 12 (480) | -- | 8 (160) | 4 (320) |
| subtotal | | 100 (995) | 64 (176) | 32 (499) | 4 (320) |
| U.S. | MTR | | | | |
| | MW > 15 | 6 (645) | -- | 1 (30) | 5 (615) |
| | 15 > MW > 5 | 7 (53) | -- | 5 (38) | 2 (15) |
| | 5 > MW > 1 | 8 (14) | 7 (12) | 1 (2) | -- |
| | 1 > MW > .01 | 15 (1) | 15 (1) | -- | -- |
| TRIGA | | 5 (6) | 5 (6) | -- | -- |
| others | | -- | -- | -- | -- |
| subtotal | | 41 (719) | 27 (19) | 7 (70) | 7 (630) |
| total | | 141 (1714) | 91 (195) | 39 (569) | 11 (950) |

HEU を使用しなければいけない理由として、米国側と討論された主な点は、

- (i) 炉心の直径は、国産アルミニウム引抜管を使う限り 40cm 以上にはできない
 - (ii) 炉心の高さを 65cm 以上にすると中性子束が下がる上、1次冷却水のポンプ動力を變更しなければならぬ。
 - (iii) 燃料板被覆材のアルミニウム厚さは、0.45mm (0.4mm 以上) でなければ、国内の環境基準を満足できない。(ちなみに、米国の主張は 0.25mm (0.2mm 以上) とし、その分ウランミート部を厚くせよということだった。)
- という技術的問題であり、合わせて種々の関連問題が議論された。(1977年12月)

そこで、米国側の提案により、京大原子炉実験所と ANL は、1978年5月に協定を結び、KUFR に MEU 又は LEU を使用する場合の技術的評価を進めることとなった。この際、確認された設計全体の考え方は次の通りである。

- (i) 燃料板寸法等主な構成物の寸法は変更しない。
 - (ii) 出力及び中性子束分布の大幅な変更はなく、実験目的を著しく損うことはない。
- さて、KURRI-ANL 共同研究に含まれる主な技術的評価は次の通りである。
- ① 核データを含め、日米相方の計算方法の規格化。例として、²³⁵U 量を一定として、20%、45%、93% の3通りの濃縮度について、初期反応度を計算する。
 - ② 濃縮度を低減した場合の中性子束分布等の変化。

- ③ KUCA を用いた MEU 燃料による臨界実験。
- ④ 反応度に係る燃料効果— ^{235}U の燃焼、 ^{239}Pu の生成、制御棒効果等。
- ⑤ 高密度燃料製造技術の検討—U-Al 合金、 U_3O_8 サーマット、 $\text{U-Al}_x\text{-Al}$ 合金等。
- ⑥ MEU 燃料板の燃焼試験。

共同研究を推進していくために、日米両方の研究者を交換することになり、これまでのころ、1978年8~9月(8週間)、11月(3週間)神田啓治助教授が渡米、1979年1~2月(5週間) Dr. W. L. Woodruff が来日した。今後も交換は続けられる予定である。

1. KUFR に中濃縮及び低濃縮ウランを使用した場合の核的特性

核計算を日米相方で始めるに当り、お互の核データ、計算コードのチェックを目的として、いわゆる規格化計算を行なった。例として、炉心の形状及び燃料板寸法を変えずに、 ^{235}U を一定にしたまま濃縮度を93%から45%及び20%に下げた場合の初期反応度を計算した。結果は表2に示す通りで、両者の結果はよく一致している。

表2 235U含有量を一定にした場合の核計算

| Case | 濃縮度 | ミート部のウラン含有量 | 密度 | | K _{eff} | |
|------|-----|-------------|--------------------------|--------------------------|------------------|--------|
| | | | ミート部見かけ | ミート部 ^{235}U | ANL | KURRI |
| I | 93% | 22 w/o | 3.2927 g/cm ³ | 0.6737 g/cm ³ | 1.1947 | 1.2081 |
| II | 45% | 38.8 | 3.8645 | 0.6737 | 1.1732* | 1.1775 |
| III | 20 | 63.4 | 5.3172 | 0.6737 | 1.1493 | 1.1419 |
| II' | 45 | 42 | 4.0081 | 0.7575 | 1.1992 | — |

ここで使われた計算法は、

| | 拡散コード | 群定数 |
|-------|--------------|----------------------------------|
| ANL | 2次元PDQ-7, 3群 | EPRI-CELL (2群 3群) GAM THERMOS |
| KURRI | 2次元KAK, 3群 | 2群 3群 GGC-4 THERMOS |

この表から分かるように、濃縮度を下げるとその分 ^{238}U 量が増え、初期反応度がやゝ小さくなる。そこで現在燃料製造技術として確立している42w/o含有の燃料を用いると45%濃縮のMEUの場合Case Iより0.3%高くなる。云いかえれば、初期反応度でみる限り、45%のMEUで一応KUFRは運転可能と云える。

また、炉心の代表的な点での熱中性子束は濃縮度が下がっても、それほど影響を受けなかったことが分かった。

4. 中濃縮ウランを利用したKUCAでの臨界実験とORRでの燃焼試験

KUFRにMEU(45%濃縮)を利用するに当り、京都大学としては、

- (i) MEUを用いたKUCAでの臨界実験を行ない、計算の確認を行なう。
- (ii) MEU燃料の燃焼試験を行ない、核分裂生成物の放出量、機械的変形などを測定し、十分使用に耐えることを確認する。

ことを条件としている。このうち、臨界実験はオ3表に示す項目について約3ヶ月間の予定で1981年に実施が予定されている。

燃料の燃焼試験は、開発の段階で行なわれるものと、完成した後実用炉に用いる際の安全審査用に行なわれるダメ押し実験に分けられる。両者は同じような実験をやったとしても、観点に差がある。ウラン含有量が40w/o前後の燃料は現在も相当使われており、それなりの燃焼試験が行なわれている。

しかし KUHFR に MEU を適用するに当り、京都大学は米国側に新たに実験をするよう要請し、受理された。今の計画ではオークリッジ国立研究所の ORR 炉で実験が行なわれ、1981年中頃に終了の予定である。

5. おわりに

研究炉及び試験炉燃料の濃縮度を下げる研究プロジェクトは、濃縮度が20%以下になるまで続けられる見通しである。45%の MEU が実際に使われるのは、1983年が目標になっているが、それよりも前に、現在 HEU を使っている炉の一つを用いてデモンストレーションが行なわれる可能性もある。しかし、一国の政策が世界の原子力研究を圧迫することは米国を含めた科学者の総意に反することなので、研究炉の性能を落とさないよう研究を重ね、濃縮度低減は数年かかって徐々に進むものと思われる。KUHFR は、偶然のことながらこの政策実施後初の研究炉なので、国際的に注目された。今後共多くの国々と協力して研究が遂行されるだろう。又、INFCE では JRR-2 と JMTR が case study として取り上げられ、KUHFR とほぼ同じ結論が出されている。

(注) 最近の論文で一般に入手できるのは、

1. IAEA Meeting — Research Reactor Renewal and Upgrading Programmes, IAEA-214 (1978) (1978.5. 23-26)
2. ANL Meeting — ANL Report として近刊 (1978.11. 9-10)
3. ANS Washington Meeting — Utilization of Low-Enriched Uranium Fuel in Research Reactors (1978.11. 12-16) という特別セッションがあった。
ANS Transaction Vol.30 として既刊 pp.725-731(1978)
4. KURRI Meeting — KURRI-TR として出版予定 (1978.1. 30)
5. INFCE Report — INFCE オ8 部会研究炉サブグループにこの問題が論じられている。
近日中に公表される見通しである。

その他の資料は殆んど非公開である。

オ3表 KUCA demonstration experiment

1. Critical mass
2. Space-dependent mass coefficient
3. Flux distribution and power distribution
4. Temperature coefficients
5. Control rod worth
6. Space dependent void
7. Dynamic parameter of λ/β
8. Reactivity coupling effect

Stripping 反応を利用した強力中性子源

塚田 甲子男

1. はじめに

強力中性子源として、まづあげられるのは高束中性子炉であるが、加速器を用いた中性子源も最近注目されている。それは、一つには原子炉では熱中性子束が 10^{15} γ /sec.cm²程度で打ちになる事にもなるが、一つには中性子エネルギーに対する要求が原子炉では得られないような高いエネルギーのものである場合がある。この報告ではstripping 反応を利用した強力中性子源をとりあげて説明するが、それは次のような特徴をもっている。

- 1) 平均中性子エネルギーが高く、可変である。
- 2) 中性子エネルギー分布がガウス型をしていて、その巾が比較的狭い。
- 3) 核融合炉燃料テスト用として中性子エネルギーが比較的適当であり、かつ強力な中性子束を発生出来る。
- 4) 医療用として加速器が比較的簡単である。
- 5) 医療用として中性子発生角度分布が前方に鋭い方向分布をもち、また、(p,n) 反応に比して低エネルギー成分が少い。(おら図参照)

この方式による強力中性子源の開発を考慮している研究所は、現在、ハンフォード研究所(米国)、Inst. for Tech. Exp. Phys. (モスクワ、ソ連)、及びカールスルーエ研究所(西独)である。

2. stripping 反応の機構

重水素をターゲット核にぶつけると、(d,n), (d,p), (d,t), (d, α)などの核反応が起り易い。(d,n), (d,p)のよう反応は特に断面積が大きい。核反応機構としては、低エネルギーではspenheimer-Phillips process (d,p)が起るが、比較的高いエネルギーになるとstripping process (d,n), (d,p)が起る。このprocessはターゲット核のクーロン場による重水素核の分裂、及び重水素核の一方の成分(n or p)のターゲット核への吸収による複合核の形成の2過程である。重水素核の位置における震界はターゲット核への最近接距離で最大となる。A \approx 80のターゲット核で重水素エネルギー10 MeVで重水素核の分解を起すのに充分である。角運動量 l をもつ中性子の放出に対して、その角度分布は l の増加と共に放出角度は大きな角度におれていくが、 $l=0$ では角度0で放出量は最大となる。

3. 強力中性子源となり得るstripping 反応の例

D-D, Li-D, Be-D 反応などが強力中性子源として利用出来る。その0°方向での中性子収量をオ1図に示す。D-D 反応の中性子発生角度分布をオ2図に、Li-D 反応で中性子エネルギー・スペクトル及び平均エネルギーをオ3及びオ4図に示す。また、Be-D 反応などの中性子収量をオ5図に示す。Be-D では E_{α} と共に中性子収量が増加する。おらi. Be(d,n) と Be(p,n) の放出中性子エネルギー・スペクトルについてオ6図に注目すべきである(§1. (5))。

4. stripping 反応を利用したターゲット

平均エネルギーが数10 MeV の中性子源としてstripping 反応を利用する場合、重陽子エ

エネルギーはせいぜい数10 MeVであるため、重水素イオンのターゲット中での飛程は数mm程度である。また、発生中性子の指向性は前方に極端にピークとなるため point source にする方が便利である。しかし、ターゲットでは小さな容積で比較的大きな power を消費することになるから、DやLiの場合には液体ターゲットが利用され、Be ($T_m = 1623^\circ\text{K}$) では回転円板型にして冷却する事が考えられる。

特にLi-Dの場合、中性子束分布をオ7図に示すが、 $E_n > 4 \text{ MeV}$ の中性子束は、容積が 5 cm^3 で $\geq 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 、 400 cm^3 で $\geq 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ となる。ターゲットの一例をオ8図に示す。また、液体Liの各種のデータをオ1及びオ2表に示す。

5. おわりに

(1) stripping 反応の応用

1. 核融合炉燃料の照射損傷の研究
2. 医療用
3. 核データの測定 (accelerator breeding, incineration 及び shielding などのためのデータ)

(2) 中性子源の具体的計画

ハンフォード研究所 (Hanford Engineering Development Lab.) での計画をオ3表に示す。

オ1表⁽⁴⁾

| Lithium data | |
|-------------------------------------|---|
| SI units | Engineering units |
| Possible vendor | Lithium Corporation of America |
| Approximate cost | \$33/kg for reactor-grade material |
| Volume change upon melting | 1.5% increase |
| Boiling point | 1330°C / 2430°F |
| Melting point | 180°C / 357°F |
| Heat of vaporization | 22.93 MJ/kg / 9859 Btu/lb |
| Lithium properties at 315°C (600°F) | |
| Density | 448 kg/m ³ / 28 lb/ft ³ |
| Viscosity | 0.455 mPa-s / 1.1 lb/ft-hr |
| Electrical resistivity | 0.3 μΩ-m |
| Thermal conductivity | 43.3 W/m-°C / 25 Btu/hr-ft-°F |
| Heat capacity | 4.18 J/g-°C / 1 Btu/lb-°F |
| Surface tension | 0.375 N/m / 0.0257 lb _f /ft |
| Typical vapor pressure values | |
| At 1000°C (1832°F) | 5.33 kPa / 40 torr |
| At 343°C (649°F) | 1.07 mPa / 8 x 10 ⁻⁶ torr |
| At 288°C (550°F) | 53.33 μPa / 4 x 10 ⁻⁷ torr |
| At 265°C (509°F) | 13.33 μPa / 1 x 10 ⁻⁷ torr |

オ2表⁽⁴⁾

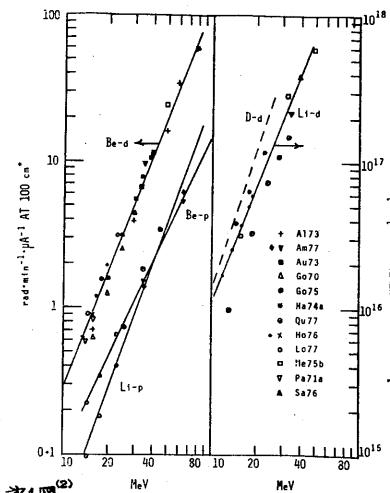
| Miscellaneous engineering data for lithium circuit | |
|--|--|
| SI units | Engineering units |
| Energy in deuteron beam | 4 MW |
| Duration of typical test | 4 months |
| Material of construction | 300 series stainless steel |
| Pipe size | 5 in. sched. 10 IPS (6 in. sched. 10 at pump suction) |
| Lithium flow rate | 0.038 m ³ /s / 602 gpm |
| Lithium bulk fluid temperatures | |
| Normal maximum | 343°C / 649°F |
| Normal minimum | 286°C / 547°F |
| ΔT | 57°C / 107°F |
| Lithium velocity in 5-in. pipe | 2.9 m/s / 9-1/2 ft/sec |
| Reynolds number in 5-in. pipe | 392,000 |
| ΔP per 100 ft of 5-in. pipe | 8.274 kPa / 1.2 psi |
| Lithium velocity at target area | 15 m/s / 49.2 ft/sec |
| Vacuum within deuteron beam enclosure | 1.33 x 10 ⁻⁵ Pa / 10^{-7} torr |
| Lithium inventory being circulated | ~2.8 m ³ / ~3273 kg / ~3800 lb |
| Tritium production rate in lithium | 81 ng/s / ~70 Ci/day |
| Deuterium production from 4-MW beam | 2.3 μg/s / 4.4 x 10 ⁻⁴ lb/day |
| Evaporation rate of Li at target area | 116 μg/s / ~0.02 lb/day |

オ3表⁽⁵⁾

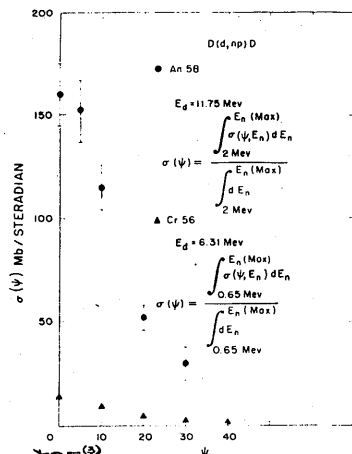
| FMIT ACCELERATOR SYSTEM PRELIMINARY DESIGN SPECIFICATIONS | |
|--|--|
| General | |
| Particle Output Energy | Deuterons 15 to 35 MeV in ~5 MeV Steps |
| Beam Current on Target | 100 mA |
| Duty Factor | 100% |
| Injector | |
| Ion Source Current | 300 mA |
| Ion Source Type | Modified Duoplasmatron |
| Injection Voltage | 750 keV |
| Number of Injectors | 1 |
| Linear Accelerator | |
| Frequency | 50 MHz |
| Average Energy Gradient | 700 keV/m |
| Synchronous Phase Angle | 30° |
| Number of Cavities | 7 |
| Number of Tanks | 4 |
| Number of Drift Tubes | 80 |
| Cavity Inside Diameter | 3.96 m (13 ft) |
| Total Cavity length (Internal) | 50.0 m (164.04 ft) |
| RF Power: Beam Cavity Total | 3500 kW / 1670 kW / 5170 kW |
| DC Power to RF System | 7715 kW |
| Operating Pressure | 10^{-7} Torr |
| Vacuum Pump Type | Cryogenic |
| Low Energy Beam Transport | |
| Aperture | 100 mm |
| High Energy Beam Transport | |
| Transport Distance | 50 m |
| Number of Targets | 1 |
| Aperture | 200 mm |

文献

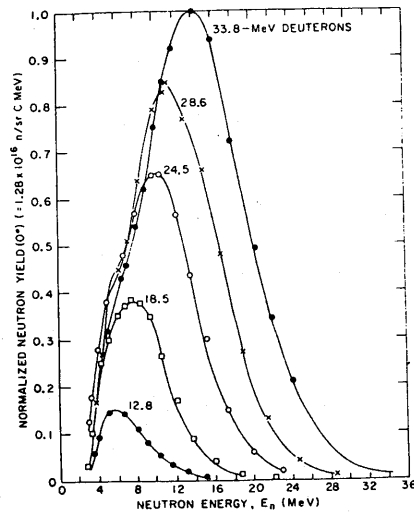
- (1) S.M. Blatt and V.F. Weisskopf: *Theoretical Nuclear Physics* (1954, John Wiley & Sons, New York) P. 504
- (2) W.G. Cross: *Nuclear Data Requirements for Radiotherapy with Neutrons*, INDC (Can)-17/G (1978)
- (3) ed. S.B. Marion and S.L. Fowler: *Fast Neutron Physics* (1960, Interscience Pub., INC, New York) P. 9
- (4) 坂田甲子男: 加速器による強力中性子源. SAERI-memo 6838 (1976)
- (5) G.H. Harrison and E.B. Kubiczek: *Intense Neutron Source Based on 79 MeV Deuteron Bombarding Beryllium*, Nucl. Instr. Meth. 154 (1974) 399
- (6) Hanford Eng. Dev. Lab.: *Fusion Material Irradiation Test Facility*, Advanced Title Report Vol. 1 (May 1978)



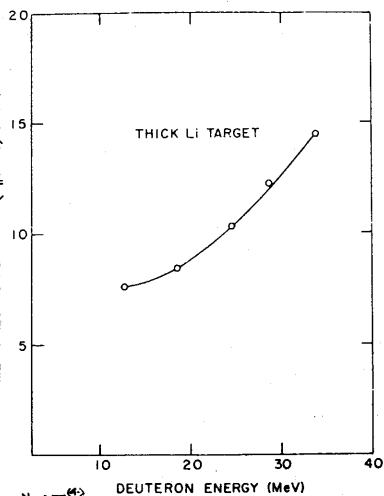
*1图 (2) Dose rates and yields from thick targets bombarded by deuterons and protons.
 * 1 rad = 0.01 Gy



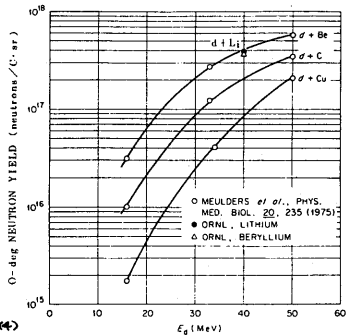
*2图 (2) Angular distributions, in the laboratory system, of tertiary neutrons from the D + D processes.



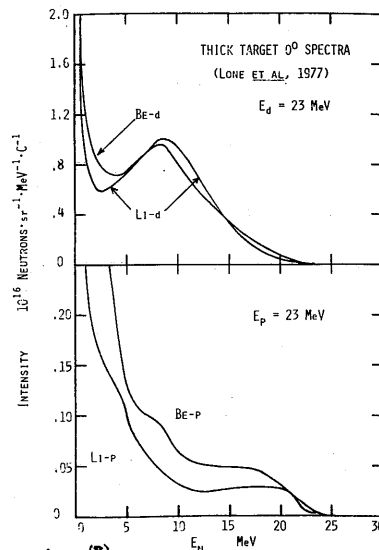
*3图 (4) Neutron Yields from Deuterons Incident on Thick Li Target



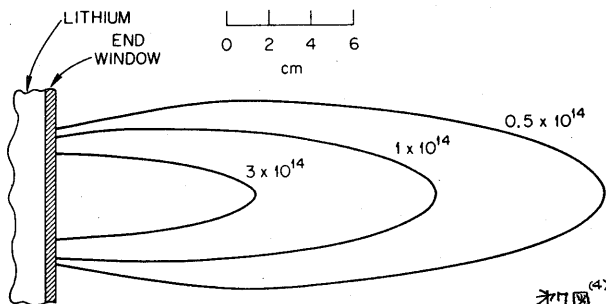
*4图 (4) DEUTERON ENERGY (MeV)
 Dependence of Mean Neutron Energy in Forward Direction upon Incident Deuteron Energy



*5图 (4) Neutron yields ($E_n > 4$ MeV) from thick targets bombarded by deuterons. (Note: the lines drawn through the data points are only to guide the eye.)

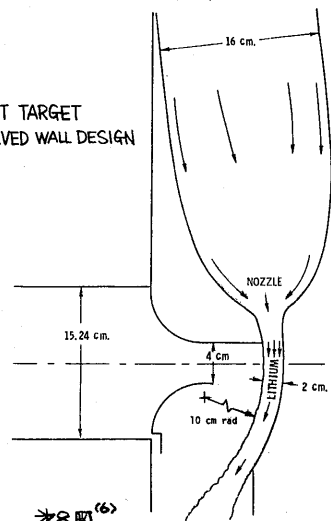


*6图 (2) Thick-target neutron spectra at 0° to beams of 23-MeV deuterons and protons.



*7图 (4) Neutron flux contours produced by a 2-cm-diam 100-mA 40-MeV deuteron beam incident on a lithium target. (In units of neutrons·cm⁻²·sec⁻¹.)

FMIT TARGET CURVED WALL DESIGN



*8图 (6)

HEAL 7707-206.1

核融合炉物理用中性子源(FNS)の建設状況

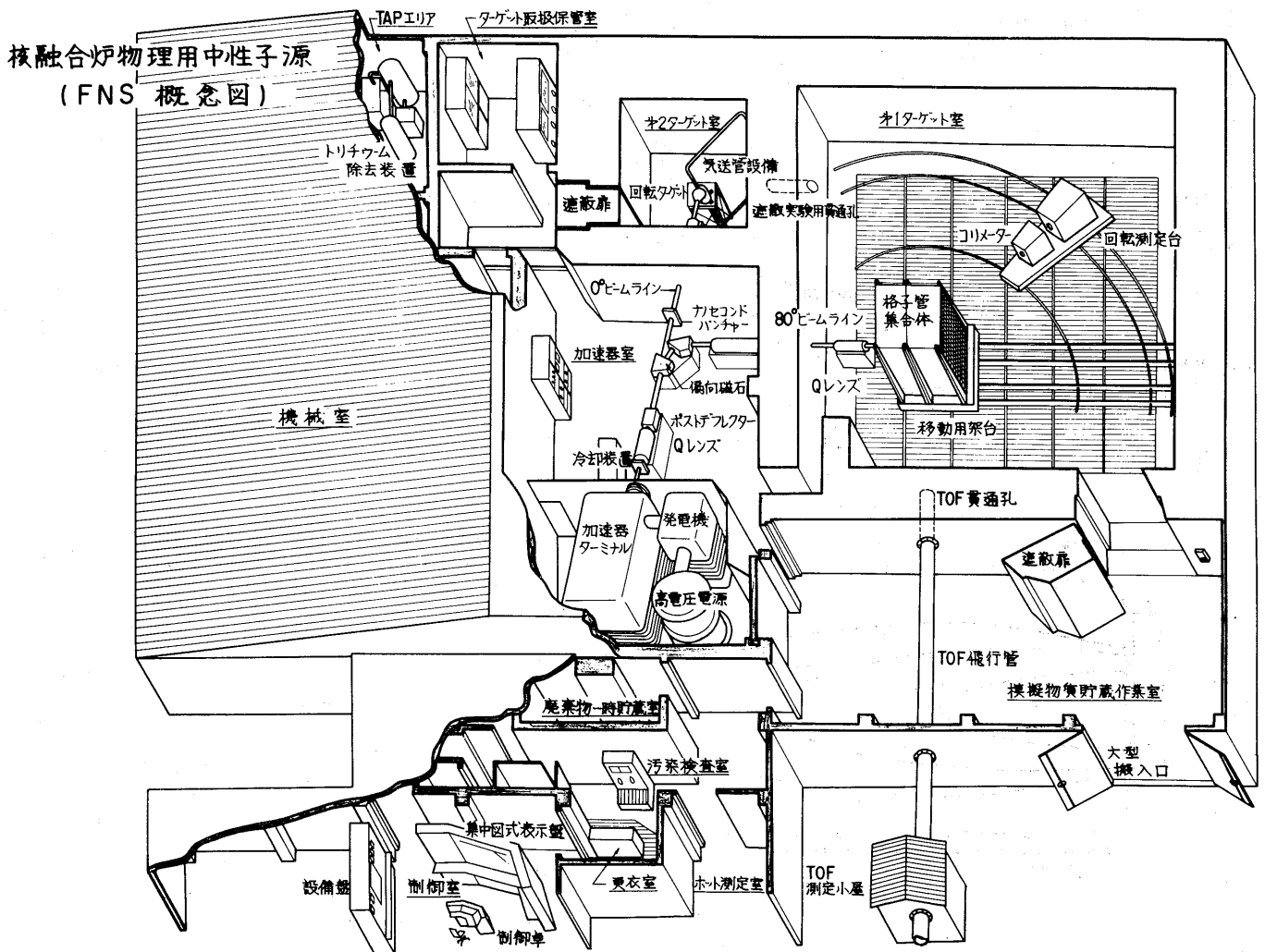
原研

前川 洋

FNSについて「炉物理の研究」第25号で概要が報告されているので、ここではできるだけ重複しないようにFNS建家や加速器システムの建設状況と構造について述べる。

FNS建家

敷地は原研東海研の海岸地帯、TCAの海側でJPCRとFCAの間の約6000m²である。建物は一階建の面積1700m²で、建築は辰島建設(株)、設備は新日本空調(株)、電気は大栄電気(株)が担当し、54年5月着工した。54年3月現在、建築工事は最後の仕上げに入り、塗装や建具の取付けが行われている。空調などの大型設備は設置済み、電力や信号ケーブルの敷設も終り、ダクトや分電盤などの取付けが行われており、5月末竣工する。下に建家の見取図を示す。FNS加速器システム、トリチウム除去装置、Tターゲット取扱い用グローブボックスやフードをはじめとし、54年度整備予定のTOF設備、移動架台、回転測定台、気送装置などが図示してある。回転ターゲットにより $5 \times 10^{12}/s$ の強力な中性子を発生するターゲット室からターゲット室に向けて、ビーム取出しのポートがあり、遠



実験などが行える。図では描かれていないが、ターゲット室のターゲット直上の天井に約1m×1mのポートが設けられており、スカイシャイン実験が予定されている。モジュラー型PHAなどの測定器、各種検出器、小型計算機、実験体系、実験材を順次整備し、加速器システムの完成を待つて本格的なブランクett模擬実験を開始する予定である。

加速器システム

現在、メーカーであるGeneral Ionex社のBoston郊外のNewburyportにある工場に研究所で据付けられると全く同じ配置でシステムが組立てられており、その全体像がはつきりした。高圧電源やイオン源の単体テストは終了し、高圧ターミナル側から順次段階的テストが進行している。高圧ターミナルは25m×5mの広さで、人が立って容易に保守実験が行える。高圧電源はUniversal Valtaronics社の製品で、デルタヒスター結線の組合せで2相の整流を行い、最大450KV 80mAの出力が得られる。このままでは3%程度のリップルがあるため、100KVに耐える油冷の真空管を用いた安定化回路でリップルを安定度を0.1%以下にする。また、2分割の偏向マグネットの使用で、ターゲットまで10m以上あっても、エネルギーの差によるビームの偏向マグネットの使用で、ターゲットまで10m以上あっても、エネルギーの差によるビームの振れを±1m程度に押えている。

FNSに取付けるイオン源の水素でデータを表に示す。低電流のイオン源は150型から新しく開発したアーバリスの可能な820型に変更された。表中のFaraday CupのデータはH⁺であるが、D⁺でもターゲット上で仕様は十分満たすものと期待される。高圧ターミナルのビームラインには500ℓ/sのTMポンプ4台があり、また、加速管入口で10cmから4cmにビームダクトが絞られており、加速管の真空が悪くならないよう配慮されている。

TYPICAL PROTON DATA OF ION SOURCES FOR FNS

| Model No. | 740A | 820 |
|---------------------------------|------|------|
| Energy (KeV) | 62 | 65 |
| Extraction I (mA) | 105 | 32 |
| Source Magnet I (A) | 1.2 | 1.8 |
| Source Gas (Torr) | 1.9 | — |
| Suppressor V (KV) | 6 | 4.5 |
| Suppressor I (mA) | 1.5 | 0.2 |
| Arc I (A) | 9 | 5.5 |
| 90° Magnet I (A) | 20 | 19.5 |
| Biased Faraday Cup (mA) | 68 | 5.0 |
| Species Mixture: H ⁺ | 66% | 76% |
| H ₂ ⁺ | 15% | 17% |
| H ₃ ⁺ | 19% | 7% |

LLLLのRTN-IIの加速管でかなりのX線が発生したため、その経験を取入れ、設計変更を行った。新しい設計ではコンタクトを良くして真空度を改善するとともに、極に軽い核種である黒鉛を用いてX線の発生量を少なくするようにした。加速管は小さく、長くなったため、絶縁性を向上する目的で大きなブッシングが付けられた。

パルス化装置のドライバー部はそれぞれの電極を含むビームダクトをだくまうな形でケースに組込まれる。バンチアを除き、セラミック管である4CX250FGが使われる。電極部はほぼ完成し、回路系が最後の組立てに入っている。ビームラインに取付けられるバルブはもちろん、Insertable Faraday Cup, Insertable Aperture, Pepper Pot Attenuator (ビーム調整の際挿入する)の動作は真空を使っている。

高圧ターミナルの制御は高圧安定化回路の比較電圧を除き真空スイッチが使われ、放電による誤動作を防いでいる。情報の伝達にはデジタル光通信とパルス化装置用の赤外線送受信器を使う。これらは十分な静電シールドとフィルタ回路やバッファ回路が付けられ、ノイズによる破壊に対処している。加速器制御の安全を確保するため、これらテレメータシステムの設計変更が行われ、実験への搬入が若干遅れる見込みである。

1. 序

核融合炉ブランケット設計基礎実験装置全体の概要については、先回(第25号, 1978年5月)に報告し、又、中性子工学実験に使用している中性子源(200keV, コックワックロフト加速器)の基本仕様についても報告したので、今回は、現在進められている実験等についてとりまとめることとします。なお、この間に、全体的な成果報告書⁽¹⁾がとりまとめられており、ご希望される方は著者迄、お問合せ下さい。(残部, 数十冊)

2. 反跳ヘリウム型中性子検出器の開発

14 MeV 中性子を対象としたブランケット=ユートロ=クスは、核分裂炉の臨界未満実験に類似している点がある。プラズマ炉心を中性子発生装置で代用している点が唯一の且つ最大の懸念点があるが、発熱量、トリチウム生成量、遮蔽などの炉物理量から見た核融合炉の実現性を検討する実験があると位置付けられる。このような実験を実施する場合の具体的な測定法には、従来の手法に若干の工夫を施せばよいものと、全く新たに考へるべきもの2種類がある。現在、検討している反跳ヘリウム型中性子検出器は前者の例に該当し、トリチウム生成率の測定などは、後者の例に属すると言えよう。

反跳ヘリウム検出器の開発目的は、ブランケット体系内中性子束分布及び体系内ストロトメータの点にあり、測定上限を14 MeVにすることである。ヘリウムを対象としたのは、14 MeV 反跳ヘリウム(9 MeV)の射程が123 cmとなり反跳木素の場合の8 m(11気圧もガス圧は1気圧)に比べ、設計条件が緩和され、しかも水素と同じく弾性散乱反応のみであることによる。

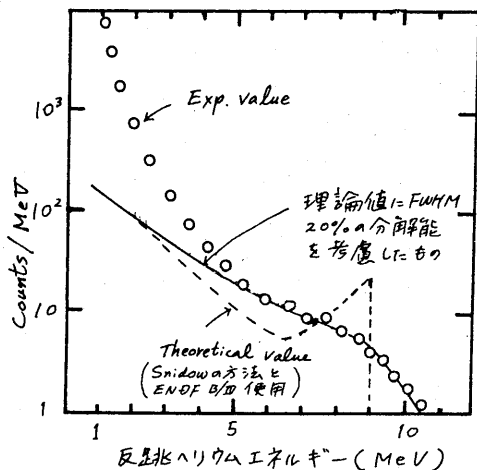


図-1. 反跳ヘリウム比例計数管の14 MeV 中性子に対するレスポンス
(検出器 5.1cm x 15.2cm L; He と Xe 1.2気圧の混合ガスを入り 2 N₂(校正用) 0.01気圧)

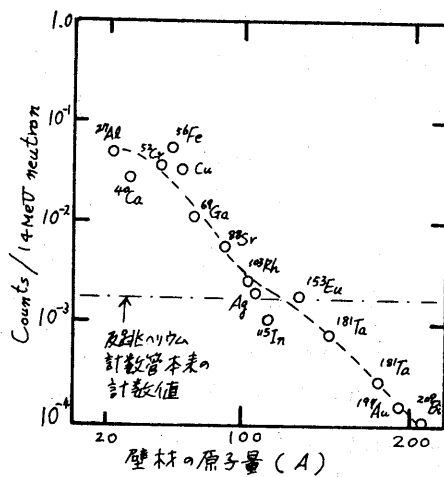


図-2. 検出器壁材による計数値への寄与成分
(図中、反跳ヘリウム計数管は左図)の仕様集のものを用いた。

図-1に試作した反跳ヘリウム型比例計数管の14 MeV 中性子に対する応答関数を示す。5 MeV 以下の測定値と計算値から求めれば検出器壁材(今回はCu)から $a(n, p)$, (n, α) 反応による荷電粒子放出のためであると考えられる。図-2に、この効果をまとめて示した。

e-Xe 混合ガス系の場合には、ガスシンチレータとしても利用でき、更には比例増したガスシンチ (Gas Proportional Scintillator) としても利用できる。この場合は比例計数管に比べ、エネルギー分解能が優る可能性があり、この点についての実験もほぼ終了した。

トリチウム生成率測定法の研究

この内容の詳細については、年会 (昭54, 年会 D-44, #口他) ⁽²⁾ にて報告したが、R. Dierckx 提案した Li_2CO_3 ペレットを用いた化学処理法 ⁽³⁾ は、極めて安定な測定法であることとを述べ、その測定効率もほぼ 100% (但し液シンのトリチウム測定効率は別) であることとを認めた。この方法を用いて、LiF 平板体系内のトリチウム生成率分布測定を実施しているが、この場合の欠点は、折角作製したペレットを、その都度、溶解してしまい、再利用できない点である。そこで、繰り返し使用ができる加熱処理法 (ペレットを 500°C 程度昇温し、トリチウムの蒸気として放出、捕集する方法) を検討しているが、加熱管等の内面への付着、放出されたトリチウムの化学形などの問題が関与しており、必ずしも安定測定方法にはなっていない現状である。但しこの場合は、化学処理とは異なり Li_2CO_3 使用の必要はなく、LiF でも Li_2O 等でもよいので、この方向での検討も可能であろう。なお、本研究の一環として、前川氏によって提案された「LiF-ALD の自己照射を用いる方法」 ⁽⁴⁾ についての追試も実施しているが、① 活性材としての CaSO_4 入りの ALD は、射化が大きすぎで使用に適さない。(熱中性子場では使用できるが、) ② 自己照射の期間或る程度、限った場合には、素子自身の損傷の問題も考えると、余り測定可能領域が小さくない。③ ALD 自身の照射履歴を正確に押えておかないと再使用できないので、 Li_2CO_3 ペレットを用いる方が得策であろうと判断した。

LiF 平板体系のニータロクス実験

現在、焼結 LiF タイル (10cm 角 x 1cm 厚, 約 500 枚) を用いた平板形状のニータロクス実験に着手している。各種の中性子スロワトローター、放射化箔、 Li_2CO_3 ペレットなどにモニターを系統的に取得する予定であるが、計算との比較を容易にするため、透過線についての径方向分布を積算し一次元化を計る努力をしている。又、この目的のために、He-3 側計数管を用いた位置検出器 (抵抗線方式, 直径 1" x 長さ 25") の適用と準備中である。お、14 MeV 線源のかわりに、核分裂線源 (弥生炉からの中性子ビーム) を用いた実験も Reference として実施している。

参考文献

- 1) 東大・工学部 "核融合炉ブランケット設計基礎実験装置" 成果報告書 (昭53年9月)
- 2) #口, 小野, 中沢, 関口 "核融合炉ブランケットにおけるトリチウム生成率測定法" 日本原子力学会, 昭54年・年会 (第17回) 要旨集 D-44
- 3) R. Dierckx Nucl. Instr. & Methods Vol. 107
- 4) 前川 洋 JAERI-M 6055 (1975), UCRL-Trans-11196 (1977)

大阪大学強力14MeV中性子工学実験装置(OCTAVIAN)の概要について

阪大・工・原子力

住田 健二

1. 設置の目的と計画の進捗状況

当面の技術によって建設可能な中規模強力14MeV中性子源を設置し、これに適切で付帯装置を整備して、核融合炉開発に必要な基本的技術問題の研究を進める。研究テーマとしては、中性子輸送、Liによるトリチウム生成、強力14MeVパルス中性子計測、14MeV中性子および軽イオンによる表面損傷物性、超強力中性子源開発のための準備研究、加速器におけるトリチウム管理技術の確立などが予定されている。これらの項目の一部は共同研究方式による学外研究者との協力によって実施する。

昭和53年度より建設に着手した上記装置は、同年度内に連続ビーム系を完成、さらに54年度にナノ秒パルス化ビーム系を加えて、同年度末には中性子発生装置を完成の予定である。なお、昭和53年度よりほならし運転に入りつゝ、中性子生成量の増加を進めると共にこれに関連して予想される放射トリチウムの回収強化、作業員被曝の低減化などの努力を重ね、昭和56年度からは年間2000hr程度の運転に入ることを計画している。なお、本計画の協同利用のための準備として、昭和54年度科研(B)の申請を行い、55年度からの利用開始に備えている。

2. 主要構成装置

- i) 中性子発生装置 (特記したものを以外は日新-H.V.社製) (図I, II参照)
 - ・デュオプラズマトロン型強力イオン源 (米H.V.E.社) DP-240型変型 (L.L.L.での使用経験による改造案による)
 - ・加速前イオン分析用電磁石 45°偏向
 - ・直流加速用高速電源、高周波コックロフト 100~300kV可変 ±0.1%以内 最大80mA
 - ・加速管 (米H.V.E.社製)
 - ・ビーム振分け用電磁石 +37.5°, -30°, -90° (T₁, T₂, T₃) なお直進0°方向でのビームも利用可 (イオン照射用)
 - ・Qレンズ、ビーム振分け前、およびパルス化バンチング後
 - ・ナノ秒パルス化装置、ビーム偏向およびバンチング併用、3ns以上、2MHz-1kHz他 (米H.V.E.社製)
 - ・排気系 高压部: T.M.ポンプ(500l/s) (大阪真空), 大地部: D.P.6" 1台, D.P.4" 4台 (日電ポリアン) (バンチング比 30~40程度)
 - ・ターゲット部ビーム寸法 30mmφ以上 (DC) 15mmφ (パルス)
 - ・ターゲット部ビーム電流 20mA以上 (DC) 28mA以上 (パルス)
 - ・中性子生成量 最大 $3 \times 10^{12} n/s$ を予定
 - ・回転ターゲット (西独 ニューテム社特注) 800ci/枚, 200mmφ, 約1000rpm, 55年度に2重首振り化予定 (L.L.L.モデルによる)
 - ii) トリチウム回収装置 (図III参照)
- 四イオン、ポンプ(500l/s)1台, タンク, サブリメーション、ポンプ(1000l/s)2台、その他より構成。必要に応じて、イオンポンプを増強。これによって回転ターゲットからの放出T₃の90%を捕集

の予定。T³はTiゲッターに捕集される。

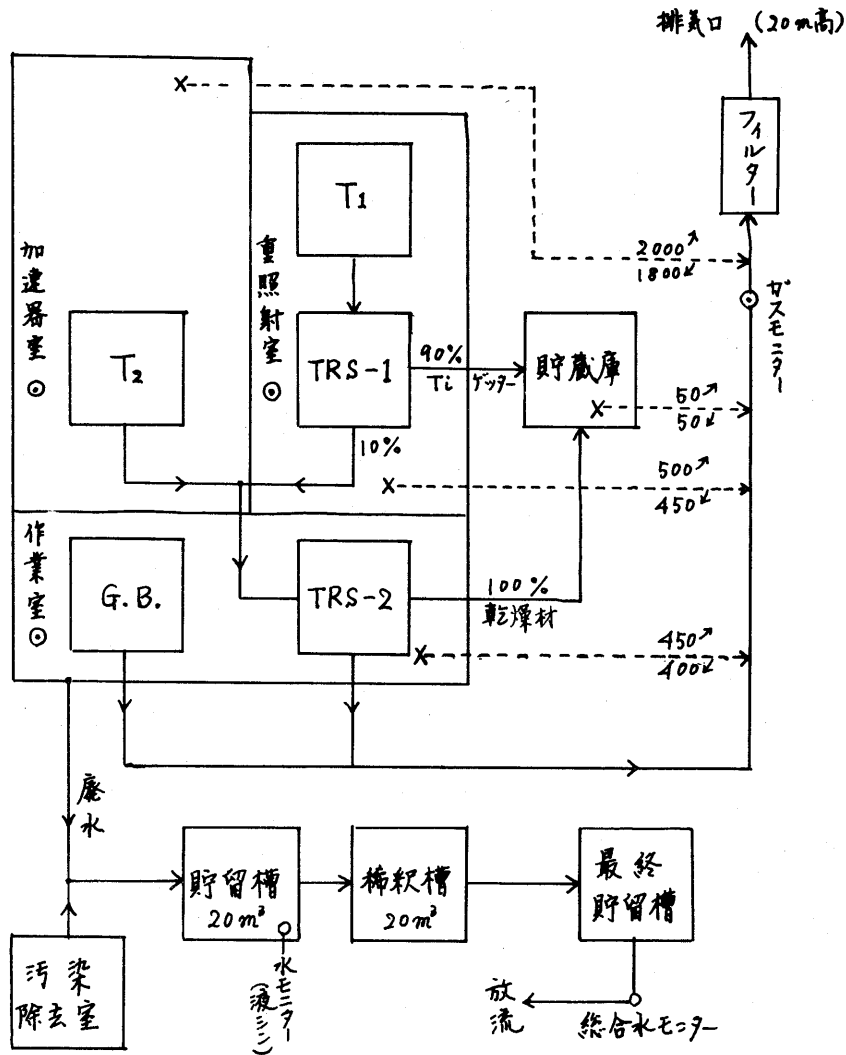
由上記の系で捕集できなかったT³と、パルスビーム、ターゲット部ターゲットからのT³は真空ポンプ、排気口から回収され、触媒によりトリチウム水として捕集され、乾燥剤に吸着される。

ii) トリチウム(β 線補償型)中性子, γ 線モニター系 (富士電機) (省略)

iv) 高速中性子測定系 (検討中)

v) 表面物性測定系

すでに購入決定済のもの、X線EDアナライザ、50keV水素イオン注入装置、二次負イオン分析装置、他は検討中



→ トリチウムの流れ

x-----> 室内排気 [↑は排気 ↓は吸気 (m³/h)]

◎ 連続ガスモニター

図II トリチウム処理系統図

KUCA付設 中性子発生装置

京大炉

市原 千博

京都大学臨界実験装置(KUCA)付設の中性子発生装置は、Duoplasmatron型イオン源：トリチウムターゲットとの組み合わせで、High-yieldの14MeV中性子を発生させるもの。主としてKUCAの炉心実験、特にTOF法のための強力なパルス中性子源として設けられた。一方、最近の核融合炉のニュートロニクス、材料研究、核物理等の研究のためにも、強力な14MeV中性子源が求められているが、本装置はターゲットを交換することによって連続運転も可能でこの種の実験にも利用することができる。

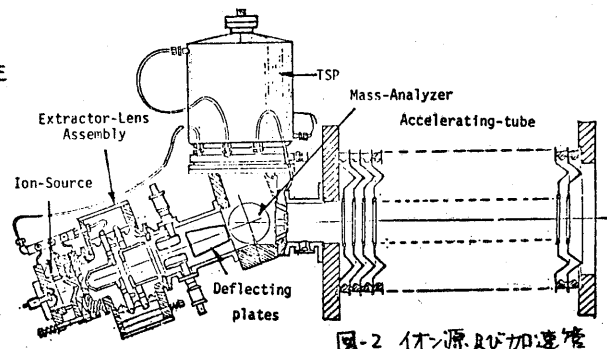
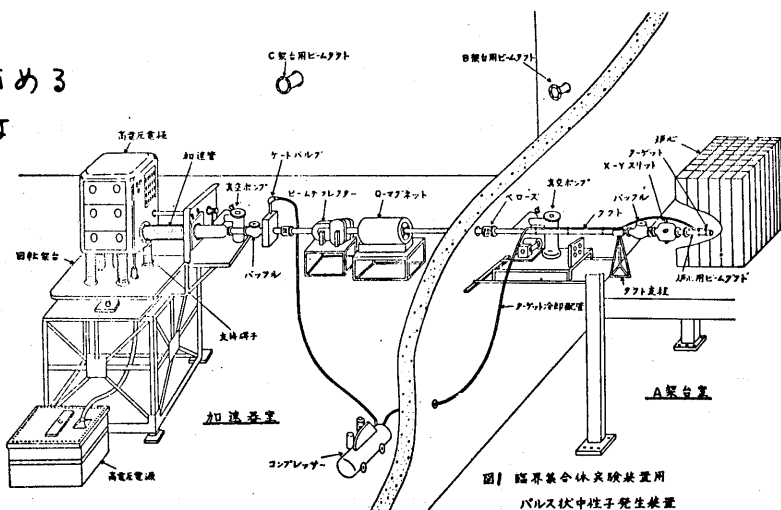
本装置の建設は、去る1974年暮から始められたが、システム設計のまずさ、部品の不都合等によって相当工期が延伸して、76年12月に直流で約5mAの d^+ ビームをターゲット位置に導くのに成功し、78年6月にパルス化工事を終え、その後トリチウムターゲットを付け、運転を行い、同年11月、原子炉の付帯設備として、科学技術庁の使用前検査を受けた。以下、装置の概要と、引き続き行われている試運転の結果を紹介する。

1. 装置の概要

本体はKUCAの建屋の1/4を占める加速器室に置かれる。KUCAは3基の炉心を持つため、本体を回転することによって、ビームの方向を変えることができる。イオン源は、米RDI社の“Dynamag”と称するDuoplasmatronで、単体では10mA以上の d^+ ビーム電流を得ることが出来る。

パルス化装置は、一般的な静電偏向型で、水平方向の偏向電極を使用する。本装置のような大電流の重陽子加速器の場合、ターゲットの寿命を伸ばすため、atomic beamだけを加速する必要から質量分析器が不可欠であるが、本装置には、永久磁石によるものが使用されている。またこの時大量に発生する再結合ガス等の排気のため4つのSublimation pumpがターミナルポンプとして用いられている。

加速管はパイロックスガラスを絶縁体とした1段約2.5cm、全長約1mのもので、300KVの加速電圧は、地下のタンク中で、倍電圧整流回路で作られて、高電圧ケーブルによ



って電極にまで導かれる。

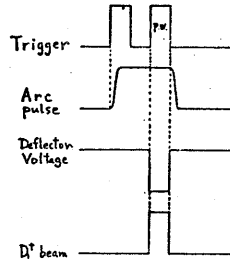
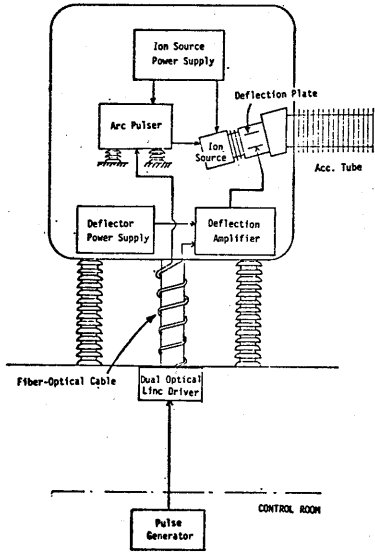
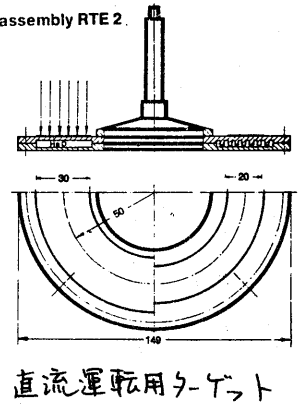
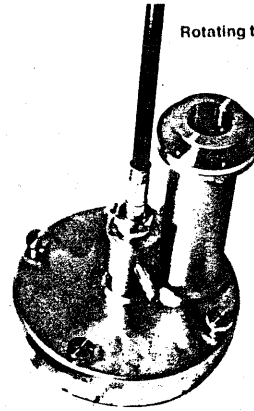
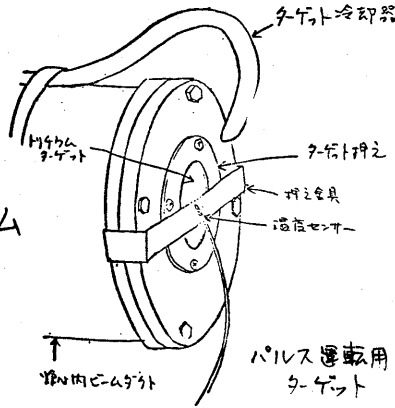


図-3 パルス化装置概念図

パルス運転の際は、通常の静電偏向の他に、アークパルサーを併用するため、高圧側電極内での電力消費が著しく軽減され、フィラメント等の寿命も並び非常に安定した動作が保証される。

ターゲットシステムは、パルス運転時には、通常のコイン状ターゲットを強制空冷で、直流運転時には、ドイツNUKEM社製のローテーティングターゲット（最大熱負荷5KW）をそれぞれ使用する。いずれの場合も、トリチウムの濃度は5Ci/in²のものを使用している。

図-4 ターゲットシステム



2. 中性子発生装置の性能

- ・ ビーム電流 (d⁺) D.C ; 4.8 mA パルス ; 6.5 mA
(加速管出口より1.5m) (A 架台ターゲット位置)
- ・ ビームサイズ 30mm x 40mm (長円形)
- ・ 中性子発生率 7.7 x 10¹⁰ n/sec パルス運転時、¹⁹⁷Au(m, 2n) 反応による Activity のと線強度より導出。
- ・ パルス中、立ち上り 200μs ~ 100μSec, 立ち上り 200μs 以下 (10~90% of P.H)

以上の数値は、現在なお性能向上の努力が払われている所なので、更に改良される可能性を残している。特に、加速管の有効長を短縮したことから、加速電圧を300KVまでかけることができず200KV程度に留っており、ビーム電流、ビームスポットサイズ、中性子発生率等はいずれも悪化するため、加速管両端の処理を適切に行うことにより相応の性能向上を期待することができると見られる。

超冷中性子実験について

京大炉 宇津呂雄彦

1. 超冷中性子実験の動機

筆者は約3年前に超冷中性子実験という一寸変わった種類の実験もやり始めたのであるが、近この実験に興味を持ってくれる者も現われ、また2,3の実験目標が進展し始めると、超冷中性子の利用の面からの関心も国内に生まれつつある。ここでは、本実験の近頃について炉物理ないし中性子物理に関連のある部分を中心に若干の説明をさせていた

我々が一般に超冷中性子と呼ぶのは、エネルギーが約 $100\mu\text{eV}$ 以下(従って中性子の全射現象が著しい影響を及ぼす)あるいは速度約 150 m/s 以下(従って中性子タービン等巨視的運動による減速装置が可能となる)あるいは波長約 30 \AA 以上(従って多層膜等による光学的現象がみられる)といった範囲の中性子を指している。低速中性子のなかで比較的なじみになった冷中性子については、その強力な発生方法としては結局、原子分子の運動を利用した冷減速材(いわゆるゴールドソース)にたよることになり、従って冷中性子発生強度は高速中性子源あるいは熱中性子源強度により強ど勝負がつくことになり、定常としてはGrenobleのHFRのゴールドソース、またパルス型としてはRutherford Lab. 計画が世界で最も強力なもの例である。これに対し超冷中性子の発生になると、その減速機構としては古典的な熱運動利用の考へは一般に減速の前段階として役立つのみであって究極的方法ではなくなり、代って多種多様な物理的原理を用いた超冷中性子発生装置考えられ得ることとなる。このような特徴に興味を持ち、また新しい有利な発生原理を!出す期待を持って種々の実験を行っている。

発生した超冷中性子の用途についてはここでは詳しく述べる余裕がないが、その内比較的高エネルギーの高いもの(いわゆるVery Cold Neutron, VCN, $E \approx 0.5\mu\text{eV}$)は物質の長距離構造解析等物性面への利用が多く行われ、一方とじこめ可能な程低エネルギーのもの(Ultra-Cold Neutron, UCN, $E \leq 0.5\mu\text{eV}$)は核物理あるいは素粒子研究の面に主に利用される。

さて、この分野の実験は国内他所ではまだ行われていないようなので、以下では我々のやっている5種類の実験研究、おなわち(a)KUR-LINAC-VCN実験装置(VCN実験装置として一応完成) (b)液体重水素の超冷中性子コンバータ(小型のコンバータで高い超冷中性子利得が得られる) (c)磁気タービンの試作研究(磁界利用という全く新しい原理の減速装置) (d)スーパーミラー中性子タービンの設計試作(多層膜スーパーミラーを利用) (e)中性子ボトルの実験(中性子とじこめと異常吸収の対策)について順次説明していく。

2. KUR-LINAC-VCN実験装置⁽¹⁾⁽²⁾

超冷中性子実験を進めるにあたって我々は、まずその最初の牛がかりとして超冷中性子用設備についての各種の技術的課題を自分達で学び、解決していくことから始めた。そしてこのための実験にあたって、中性子発生装置としては原子炉に比して積分

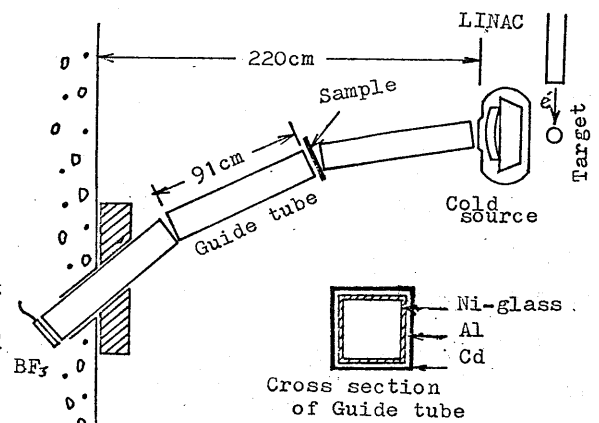
中性子強度は低いが比較的使いやすいLINACを使用することにした。KUR-LINACに我々の開発したメシチレン・ゴールド・ソース⁽¹⁾-VCN導管装置を組合せた結果、ミュンヘンの4MVA原子炉の垂直導管超冷中性子源に劣らない強度のVCN実験装置ができあがった。

本来超冷中性子は、常温の減速材からの熱中性子のスペクトルの零エネルギー近傍の成分としてある割合で含まれるものであるが、その割合は格段に小さく、また中性子引き出し途中の壁やわずかな空気、導管内で中性子検出器窓等による損失が著しい。そこで我々は超冷中性子発生強度を飛躍的に増し、LINACから実用可能な超冷中性子強度を得る方法として、メシチレン・ゴールド・ソースと大口径VCN導管を組み合わせる方式を考えた。

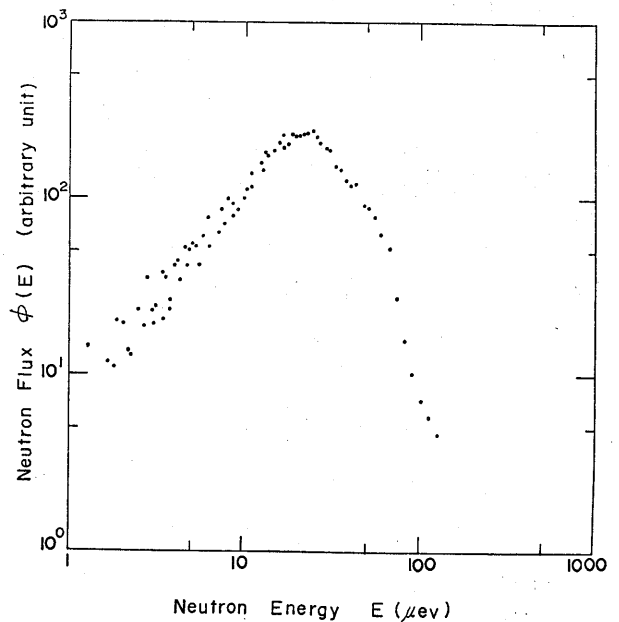
この方式を用い、各種の改善の後出来あがったVCN実験装置の配置の要図が第1図に示されている。LINACターゲットからの中性子は20cm×25cm×厚さ6.5cmのスラブ状のメシチレン・ゴールド・ソースにより中性子温度約40°Kに減速される。このソースのアルミ容器を透過してくる超冷中性子成分を断面9cm×9cm、全長約3mの彎曲したVCN導管を通して検出する。あるいは第1図の如く、ゴールド・パイルに外接して重水素化アセトンの入った超冷中性子コンバータをとりつけ、ゴールド・ソースからの冷中性子をコンバータにより超冷中性子に変換した後とり出す。本装置において飛行時間法により測定されたVCNスペクトルの例を第2図に示す。このエネルギー軸は高純度アルミの全断面積測定によっても較正されている。この装置を用いることによりVCN領域の全断面積は高精度でかさねて簡便に測定することができ、今後各種試料につき実験して長距離構造解析研究に利用したいと考えている。

3. 液体重水素の超冷中性子コンバータ⁽⁴⁾

先に熱中性子または冷中性子を超冷中性子に変換するためのコンバータとして重水素化アセトンを用いた場合が出てきたが、高中性子束炉等の強放射線場で使用できるコンバータとしては液体または気体が有利である。熱中性子源に対するコンバータとしては液体重水素が優れており、また気体コンバータの実験もある。我々は冷中性子源と組み合わせるコンバータとして液体重水素に着目し、その超冷中性子利得の解析と実測を行った。解析においては、液体重水素の散乱核模型を精度よく表わすことが重要であり、我々は液体重水素における分子の運動をよく表わす模型を用い⁽⁵⁾、また分子間の干渉性



第1図. KUR-LINAC-VCN実験装置の概要



第2図. 上記VCN実験装置からのVCNスペクトル

乱をも考慮した計算を行った。この解析結果を検証するための実験として液体重水コンバータの超冷中性子利得を実測比較し、その向に良い一致を得た。これを右のTABLEに示す。実験は直径6cmの半円柱状コンバータで行ったが、このように小型の液体重水コンバータを用いて理想状態に近い超冷中性子利得が得られる。

・磁気タービンの試作研究⁽⁶⁾⁽⁷⁾

中性子が磁気モーメントを有していることから、強力な磁界により超冷中性子を制御することが考えられる。磁場鏡は1960年

Vladimirskiiにより提案されており、また最近GrenobleのHFRにおいて超冷中性子のMagnetic Storage Ringが動き出した。我々は導管内においてVCNに近い速度で平行移動する強力な磁界を形成しこれによる中性子反射のタービン作用(後述)でVCNをUCNまで減速する装置を着想し、その試験装置を製作し実験した。その実験装置を第3図に示すが、

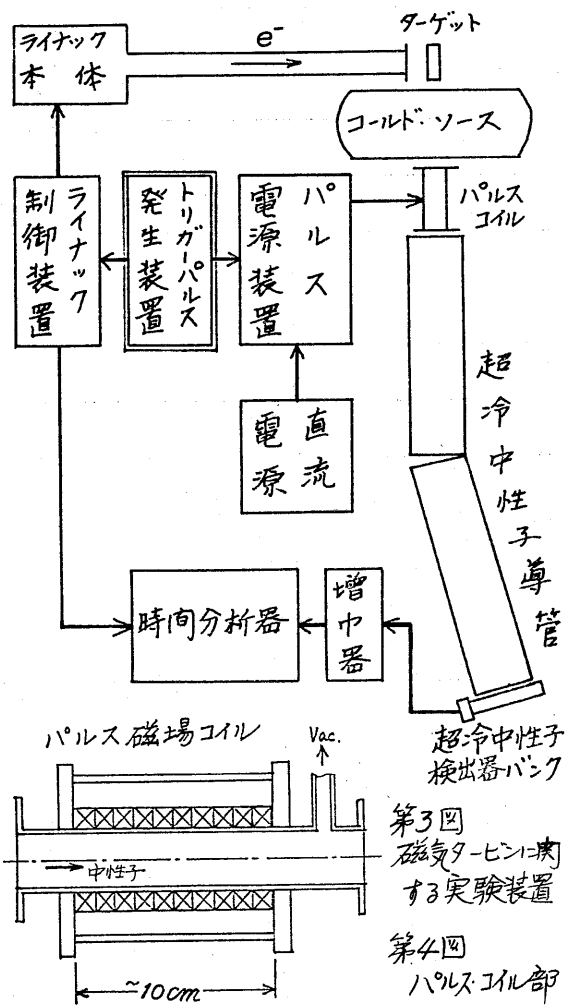
その内磁気タービンとなるパルスコイル部は第4図のようにあり、この10個のパルスコイルの各々に定格450V 450Aのパルス電流発生装置が接続されている。10個のコイルに次々と時向遅れをもってパルス電流を印加することにより導管内に心最大磁界約16kOeの強磁界が形成され、かつ80m/sで平行移動し、これによりVCNは1回の射当り最大約8m/sの減速が起る⁽⁶⁾。第3図の実験装置を用いてVCNの飛行時向スペクトルを測定した結果、速度約80m/sに対応する所に明らかに磁界の用による減速効果が認められ、上述の原理方法並に装置構成の妥当性が示された⁽⁷⁾。この原理による減速作用は磁界に平行なスピンの中性子のみで起るが、発生UCNが偏極しているのが特徴の一つである。

・スーパーミラー中性子タービン⁽⁸⁾

回転する反射羽根により中性子を減速する中性子タービンはMaier-Leibnitzにより提案され、Steyerl製作した軸流型タービンがFRM炉(ミュンヘン)において実用化されている。その基本原理は、例えばゆる球をラケットで勢いよく打ちかえすのと全く逆コ

TABLE 1. Comparison of theoretical and experimental UCN gain factors for liquid deuterium converter at 20 K. The temperature of the incident neutron spectrum T_n is taken to be 300 K and 50 K.

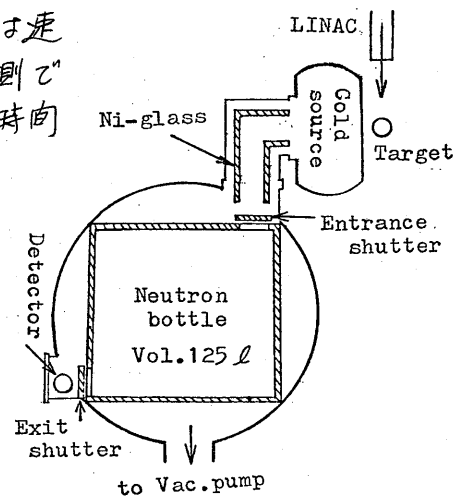
| Method | Geometry | Converter material | Gain factor | | Remarks |
|---------------------|------------------------------------|-----------------------|-----------------------|----------------------|---------------------------------|
| | | | $T_n = 300 \text{ K}$ | $T_n = 50 \text{ K}$ | |
| Gas model | Eq. (1) | Equil.-D ₂ | 3.5 | 60 | Ref. [4] |
| | Eq. (2) | ortho-D ₂ | 4.24 | 87.2 | UCN velocity $v_u=20\text{m/s}$ |
| | | para-D ₂ | 4.16 | 81.2 | |
| | Liquid model | Eq. (2) | ortho-D ₂ | 13.6 | |
| para-D ₂ | | | 14.2 | 89.0 | |
| Experiment | Eq. (2), but finite size converter | Equil.-D ₂ | 6.88 | - | $\bar{v}_u=49\text{m/s}$ |
| | | | 9.63 | - | $\bar{v}_u=25\text{m/s}$ |
| | | | 10.2 | - | $\bar{v}_u=20\text{m/s}$ |



一スの単純な古典運動論で理解できるものである。(これを上ではタービン作用と呼んだ) たゞしこのような物質鏡によるタービンでは先の磁気タービンのように減速時に中性子密度の増倍を起させることはできない。Steyerl のタービンでは、速度約50%のVCNをタービン内で約10回反射減速を起させてUCNとするため、銅の曲面鏡羽根を用いた。我々は多層膜を反射面とし、単層鏡よりも数倍大きな全反射臨界速度を有する、いわゆるスーパーミラーを製作することに成功したのでこれを用いた平面鏡羽根のタービンを設計し製作してあり、KURのE-3中性子導管にとりつけて実験する予定である。

6. 中性子ボトルの実験

初めにも述べたように、UCNが核物理や素粒子研究において有用な実験手段である最大の理由は、UCNが真空中からニッケルや銅などの物質中へは入り得ない程、あるいは強磁界のリング内で長時間円運動させられる程低エネルギーであるため、これをある閉じた空間内に長時間滞在させることができるからである。このようなUCNとじこめの装置を中性子ボトルという。前述のGrenobleのMagnetic Storage Ringでは速度10%~20%の中性子をとじこめ、入射後約20分まで観測できたが、一方物質鏡の中性子ボトルではUCNのとじこめ時間が著しく短いという結果が一般的である。この問題を解決するのが重要な課題の一つであるが、我々も先のVCN実験の次段階としてUCNボトルの実験を始めている。第5図は試作した中性子ボトルの概要であり、実験にあたっては、LINACを最大くりかえし率で数秒間バーストし、次に約10秒間停止してUCNの観測に入る。これにボトル入口と出口のシャッターの動きが連動しており、UCNのとじこめ時間が測定される。



第5図 試作した中性子ボトル

7. おわりに

この種の超冷中性子実験にLINACを用いることは、通常運転やバーストモード運転等、種々の運転方式が簡単にとれること、ゴールドソースを用いることによりMW級の研究炉に劣らない精度の実験が容易に行われること等の利点がある。一方ガンマ及び高速中性子フラッシュの効果が著しく、また積分強度が弱い。このためUCN実験も長時間行うにはやはり原子炉が有利であろう。このように今後我々は中性子源を使いわけしていくことになると考えている。

現在、西ドイツ、フランス、ソ連等でいくつかの超冷中性子実験グループが著発に研究しており、その進展も目ざましいが、何よりもまだまだ発展の可能性の方がずっと大きい分野であると考えて実験を進めている。

- 引用文献: (1)奥村・宇津吾, 昭53年秋の分科会・炉物理炉工学 D-53
 (2)奥村・宇津吾・海老沢, 京都大学原子炉実験所第13回学術講演会要旨集 p.71n. (昭54年3月)
 (3) M. Utsuro, M. Sugimoto; J. Nucl. Sci. Technol., 14, [53] p. 390 (1977).
 (4) M. Utsuro, M. Heibelt; Proc. Symp. Neutron Inelastic Scatt. 1977, Vol. I, p. 67. (IAEA).
 (5) M. Utsuro, E. Phys. 8-27, 111 (1977). (6)宇津吾, 昭53年秋の分科会・炉物理炉工学 D-52
 (7)宇津吾・梶村・高見, 昭54年年会, E-27. (8)京都大学原子炉実験所第13回学術講演会要旨集 p.65.
 (9)白浜・宇津吾・海老沢・岡本, 昭54年年会, E-28.

京大原工

川 林 啓 祐

1977年10月より1年10ヶ月間、西ドイツ、カールスルーエ原子力センター（Kernforschungszentrum Karlsruhe）の中性子物理・炉工学研究所（INK）に、フンボルト財団の奨励研究員として滞在し、高速炉開発計画の一部にたずさわった時の印象を簡単に記したい。西ドイツには、連邦政府の原子力研究機関は、カールスルーエ、ユーリッヒおよびミュンヘンの近くのガルヒンの3ヶ所であり、カールスルーエは主に高速増殖炉の、ユーリッヒは主に熱中性子炉の研究開発、ガルヒンは原子炉の安全性を担当している。

カールスルーエ原子力センターは、カールスルーエ市の北約12kmの森の中に、1956年設立され、面積は15km²で、全部で約5千人が働いている。経費の90%は連邦政府、10%はカールスルーエ市の属するバーデン・ヴュルテンベルク州が負担している。（例、1972年の研究投資額は約1200億円、経常費は200億円）原子力センターは連邦政府の3の大きなプログラムを実行している。すなわち、エネルギー研究プログラム、環境研究プログラムおよび技術（開発）プログラムである。その具体的な目的は、核燃料供給の確保、燃料サイクルの確立、原子力施設の安全性および基礎研究からの新技術の開発である。この四つの目的を遂行するために高速増殖炉計画、核燃料再処理および廃棄物処理計画および核施設安全性計画の三つの計画とU²³⁵のノズル分離、核融合、核廃棄物（最終）処分、物質安全管理、極低温技術、情報処理およびシステム解析などの八つの研究が行なわれている。

原子力センターの組織としては、12の研究所と約6つのデパートメントおよび各プロジェクトを管理する約10の部門などから成っている。私の属したINK（Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik）では、約4年前まではProf. Karl Wirtzが所長で、彼は同時にカールスルーエ大学（元工科大学）の講座の教授も兼ておられた。Prof. Wirtzは第2次戦中はベルリンのマックスプランク研究所で、ハイゼンベルク等と原子炉開発計画に従事し、ノルウェーからの重水導入のドイツ側責任者だったとの事である。各研究所長は多くの場合、カールスルーエまたはカールスルーエ市から北約50kmにあるハイデルベルク大学の教授が兼務でやっており、これにより大学との協力関係がスムーズにゆくように配慮されている。教授以外の大学のスタッフも研究所に週に何日か来て、上記のプロジェクト中で働いている人もおり、大学の学部の卒業研究および博士学位のための仕事を研究所で行なう人も多い。

INKは総数約120人で理論と実験のグループから成り、多くは高速増殖炉計画で働いている。大学卒の研究員は勤めて4~5年から10年までに博士学位をとり、その後優秀な業績をあげた者が教授資格（Habilitation）をとり、大学で教える資格が得られる。研究所は所長と所長の指名する実験および理論のリーダーおよび所員の投票で選ばれた指名された人と同僚の人々からなる委員会によって運営されている。年度の終りに所長、グループリーダー、各プロジェクトのスタッフおよび所員との話し合いを経て、翌年度の研

究計画書が作られ全員に配布される。研究員は仕事の分担内容を文書で契約し、1年に何回か進行状況についてグループリーダーやプロジェクトの責任者と話し合い、1年後に成果を評価され、成果報告の部厚いレポートが作られ、皆に配布される。このようなやり方で仕事の内容は、所長、グループリーダー、プロジェクトの担当者などの上の立場の者と、まわりの同僚から日常的に評価される。

一方、研究所では、1年に2回、事務員秘書までふくめて全員集まる集会があり、研究所の管理運営について上の立場の者に対して自由に意見を言うことができる。ふだんは、ドイツ人と日本人の差はほとんど感じないが、この種の会合では、日本人と大分ちがう印象を受ける。大勢の者が手を挙げ突によく発言する。このような下から上へ意見が言えるシステムは、社会民主党が政権をとって、民間企業で労働者の経営参加による共同決定方式が行なわれるようになってから、それに対応して原子力センターでも行なわれるようになったとのことである。大学においても、学生までふくめた選挙システムがあり、下々の意見が大学の運営に反映できるようになっているらしいことは、1年に1回研究所の掲示板に大きな選挙用のポスターが貼られるのからわかる。

ENRのオールドメンバーの一人に加速器の専門家のDr. Eyrichがいる。日常業務として放射線管理をやっており、同時に色々なタイプの中性子発生器を設計している。カールスルーエの高速臨界実験装置などに使われているパルス中性子源など、ドイツ国内およびスイス、スペインの研究所のも頼まれて作ったそうで、過去20年間に12台位、作ったとのことである。たった一人の専門家がいただけで、中性子源をよそから買わずにすみ、しかもそれはユニークで高性能のもののようなのである。

ドイツでの原子力研究の印象は、すべてが非常によく組織されて着実に進行しているという事である。核燃料の供給、再処理および最終的な廃棄処分まですべて研究開発計画にふくまれており、どこかが抜けていて外国に頼るという所がないようにみえる。また核施設の安全性および環境への影響も、スイス、フランスの地形、北海の潮流、ライン川の流れる考慮に入れ、現在までの奇形児発生率および将来の予測などの研究が、計画の中になされている。原子力センターは民間企業および外国との共同研究もやっているのだから、大学のスタッフおよび学生もセンターへ出入りすれば、最新の情報に接することができる。また国家の立場からは、原子力の研究開発に民間、国立研究機関および大学の人材と能力をフルに利用できることになる。このような組織のよさは、ドイツからの帰途、イギリスのウインフリスの研究所を訪れた時にも感じた。たとえば、イギリス各地5〜6ヶ所にある原子力研究所のターミナルから一つの計算センターにある整備された計算コードがオンラインで常時使えるとのことだったが、日本でも原子力研究所、大学等で共通にオンラインで使える原子力コードシステムがあれば、研究の効率が上がるのではないかと思う。

ドイツでは、どの家も窓ガラスはきれいに磨かれ、家の中は、ちりびつがなく、町にはスラム街がなく、通り、建物および公園がきれいで、国中どこにいても絵のように美しい。ドイツ国内では、交通麻痺はほとんどなく、総延長6千kmを超える高速道路は無料でかつ速度制限がない。サラリーは日本より高く、食料品はほとんど日本より安く、生活しやすい。

だが、ドイツの物価が安いと喜ぶのは日本人だけということである。カールスルーエは20分で通える距離を1時間以上もかかる交通麻痺の中で、日本もなんとかならないかと思う。

原 研 弘 田 美 弥

昨年11月に原研東海研で開催されたNEACRP第21回会合については、学会誌の談話室 (Vol.21, No.2, 171) にその概要を書きましたので、ここではその後の動向について述べてみることにします。

NEAデータバンクの活動

CPLとCCDNが合体したNEAデータバンクの活動に関して、第21回会合においてSECU (Survey of Experience in Code Utilisation) や計算プログラムの交換における問題点が議論されました。そのフォローアップとして、一部のNEACRP委員とデータバンクのスタッフとの会合が1月19日に行われました。プログラムの交換においては、欧州と日本からアメリカのプログラムに対する要請は強いが、その逆は小さいというアンバランスの問題があり、アメリカが強い不満を持っています。データバンクでは昨年1,000件に近い要請に対して回答していますが、

1974~1978の累計は左表のようになっています。とくにバランスの悪いのはドイツとイタリアであり、日本はフランス、イギリスと共にOECD諸国の平均値にほぼ等しいわけです。アメリカとのアンバランスの原因としては、興味ある欧州コードの多くが自由には利用できないことおよびアメリカとカナダにおける宣伝不足があげられ、その対策が1月の会合で種々討議されました。前者に関しては、NEACRPに対する各国の報告において述べられるプログラムに、

| 国名 | 要請されたプログラム数 A | 要請者に送られたパッケージ数 B | 交換比率 B/A |
|-------------------|---------------|------------------|----------|
| アメリカ | 304 | 194 | 0.6 |
| ドイツ | 32 | 983 | 30.7 |
| イタリア | 23 | 508 | 22.1 |
| フランス | 38 | 239 | 6.3 |
| 日本 | 26 | 200 | 7.7 |
| イギリス | 40 | 236 | 5.9 |
| ユーラム及びNEA特別プロジェクト | 56 | 105 | 1.9 |
| その他 | 42 | 1,148 | 27.3 |
| OECD諸国 | 561 | 3,613 | 6.4 |
| OECD以外 | 13 | 582 | 44.8 |
| 合計 | 574 | 4,195 | 7.3 |

自由に利用可能、顧問料必要、商業ベース、限定といった分類を明確にすることから始めるべきだとか、原子力の平和利用のためにプログラムの公開を強く勧告すべきだという提案がなされました。後者については、今年の秋にANLで2日半のセミナーを開き、欧州および日本の約5つのプログラムを紹介するというデータバンクの提案が承認されました。欧州および日本のコードでアメリカのコードのギャップを埋めるあるいは代替えとなり得る可能性がある範疇として、1. 核分裂生成物インベントリー、2. 格子コード:例えばWIMS-D, WIMS-E, APPOLLO, 3. 粗メッシュコード:例えばTRIDENT, 4. 不平衡ブローダウン、5. データ処理が選択されました。これに関して日本からも適当なコードを提案してほしいとの依頼があり、FEM-BABELとLAMP-Bを提案しました。各国よりの提案の中からアメリカが最も興味をもつ約5つのコードが選

とされ、ANLのセミナーで発表されることになっております。

アフチノイドの生成と燃焼に関するNEACRP見解案

第21回会合のトピックの一つに「アフチノイドの生成と燃焼」がありました。このトピックは過去数回にわたって議論してきたが、NEACRPの見解をまとめることとなり、議長より日本で原案を作成してほしいとの要請がなされました。御承知のように、超アフチノイドの核データ(TND)に関しては、IAEAがNEAとの協力の下に第1回諮問グループ会合を1975年11月に開催し、10年間に超アフチノイド中性子核データを改善するため国際的に調整された努力がなされるべきことを勧告しました。その第1期の成果は第2回TND諮問グループ会合(5月2~5日)においてレビューされています。作成された見解案は去る3月12日の第33回炉物理研究(特別専門)委員会において報告しましたが、燃料サイクルにおけるアフチノイドの重要性、改訂されたU-PuサイクルLWRモデル、高速炉のための1群断面積の比較、感度解析、実験計画および消滅処理の研究を含んでおり、NEACRPの資料となされた議論にもとづいて、アフチノイドの生成と燃焼に関する炉物理分野における進展と今後さらに行われるべき研究をレビューしたものであります。この見解案に対する各国のNEACRP委員のコメントを現在求めており、それらを考慮に入れて改訂版を作成する予定です。

3次元出力分布の計算に関する専門家会議

第21回会合のトピックとして「ノードルおよび粗メッシュコード」がとりあげられ、阪大、原研および原船から4件の論文提出がなされました。イギリス、西ドイツおよびアメリカからそれぞれ1件の発表があり計7件で、日本の貢献度は高かったといえます。運転中の原子炉への応用に適した3次元出力分布計算法に関してこのように多くの貢献があり、かつ、使用されている方法は基礎においては類似しているが、数式化は多くの点で異なっているため、NEACRP主催の専門家会議を開くこととなりました。イギリスのAskeew委員が中心となってその準備を進めてきましたが、3月に専門家会議を来る11月26~28日にOECD本部において開催するとの通知がありました。本専門家会議は実際の炉心のfollow studiesに適切なrapid法に重きを置いています。かかるコードの性能は原子炉の運転にとって重要であり、より詳細なモデルや運転中の原子炉からのデータとの比較により、達成された精度についての証拠を示すことが要求されています。提出論文の概要の提出期限は5月31日、参加者の登録期限は9月15日です。参加者は40人~50人に限定される予定です。参加を希望される方はなるべく早目に私または動燃の井上晃次代に連絡下さるようお願いいたします。

第3回炉雑音専門家会議(SMORN-III)

第21回会合において、SMORN-IIIを1981年に日本で開催することが予定されました。SMORN-Iは1974年にイタリアで、SMORN-IIは1977年にアメリカで開催されましたので、3年毎とすれば1980年になるわけですが、イギリスなどの主張があり1年延期されました。SMORN-IIでは原子力プラントの安全性と利用性を向上させるため、炉雑音解析の実際的な応用に重きが置かれ、25ヶ国および国際機関から約150人の参加

者があり、57件の論文が発表されています。SMORN-IIの重要な結論は炉雑音解析技術が原子力発電所の監視、診断および安全性関連問題の解決に有効であることが明らかになったことです。SMORN-IIはNEACRPとNEA原子力施設安全委員会(CSNI)との共催で、ORNLがホストとなり、IAEA原子力プラント制御討議国際ワーキンググループ(IWGNPPCI)の協力の下に組織されました。日本におけるSMORN-IIIの開催のため、炉物理研究(特別専門)委員会ではSMORN-III準備委員会を設け、黒田教授(東海大)が委員長とされ、4月から活動を開始しております。5月にはスエーデンで炉雑音に関する非公式会合があり、黒田教授はこれに出席される際にNEA事務局とも意見交換を行うことになっています。3月の原子力学会年会では炉雑音に関してかなり多くの発表がありましたが、SMORN-IIIには開催国である日本から数多くの優れた論文が発表されることが何よりも肝要であります。

NEACRPの今後4年間の活動の方向

NEACRPのmandateは4年毎に更新されることになっており、4月26日に開催されたNEA運営委員会において、今後4年間についての審議がなされました。それに先立ち21回会合において、原子力政策における最近の変化の下でNEACRPの有用性を維持するために、今後4年間の活動のあり方について活発な討議が行われました。過去4年間の活動の大半は高速炉の設計最適化と安全性に重要な炉物理問題に向けられてきました。とりあげた主要なトピックスはナトリウムボイド効果のような安全性関連問題、燃料サイクル問題、制御棒問題、ガンマ加熱、非均質炉心特性、崩壊熱などであり、動力炉における制御棒測定、遮蔽研究のための中性子輸送、非均質性に関する専門家会議などが開催されました。また、BWR燃料集合体の出力分布予測や大型高速増殖炉のためのベンチマーク計算も実施されました。今後4年間については、この種の研究を継続するとともに、問題の範囲を拡張し、IAEAとの接触を強化することが計画されており、主要なトピックスとしては以下のようなものがあげられています。

- i) 炉心出力分布測定と出力ピーキングの決定
- ii) 過渡変化も含め通常運転における熱水力性能の決定
- iii) 燃料サイクル研究に関連した炉物理問題
- iv) 高燃料効果や燃料マネジメント戦略も含めた原子炉最適化研究

おわりに

NEACRP第22回会合はIAEA/NEA主催高速炉物理国際会議の次週(10月1~5日)にパリで開催されます。トピックスについては談話室に書いてありますので、論文あるいは資料提出について御準備下さるようお願い申し上げます。最後に一言、これは炉物理研究(特別専門)委員会においても指摘されていることですが、NEACRPを受動的に利用するだけでなく、もっと積極的に利用する必要があるのではないかと考えています。例えばトピックにしても、現在問題をかかえており世界の進展を知りたいならば、そのトピックを次回にとりあげるよう提案することです。皆様の御協力をお願い申し上げます。

<研究室だより>

東北大学工学部原子核工学科原子炉物理研究室

昨年4月に44年以来講座を担当され研究の基礎を築かれた百田光雄先生が停年退官され尾重夫教授(核融合プラズマ工学)が講座を担当されているが、研究は実質的には平川教授、馬場、神田両助手を中心に行われている。

研究室には計算、ミクロ、マクロの3つのグループがある。計算グループ(平川)では主に高速炉の炉心事故解析のための計算コードの整備、開発を行っており、シンセシス法による空間依存動特性コードの開発や、MELT-IIコードの整備などを行ってきたが、E年度は原研高速炉設計研究室と協力して、ガス冷却高速炉の反応度事故解析のための計算コードMELT-GRCFRを作成した。また高速炉ではないが、KUCAにおけるトリウム装荷臨界実験の解析のための計算コードや定数などを準備中である。

ミクログループ(馬場)は当学科のダイナミトン加速器を用い主にLi, Beなどの核融合炉に用いられる核種を対象に高速中性子反応断面積や2次中性子の角度分布、エネルギー分布の測定を行っており、昨秋馬場助手はHarwell Conferenceにおいてその成果を発表した。またこのグループでは核断面積測定の際の標準的検出器として使用するため、Black counterの製作を行っている。

マクログループはやはりダイナミトンを用い、鉄や黒鉛などの原子炉材料に高速中性子を入射させ、漏洩中性子のスペクトルをTOF法やNE213により測定して、その結果輸送理論やモンテカルロ法による計算と比較して、中性子断面積のチェックを行っている。そのため単に実験のみならず、そのための計算コードの整備にも力を入れている。

その他53年度の科研費により高速中性子核分裂における核分裂生成物のエネルギー、質点分布の測定を開始した。現在のところ対象は天然ウランに限られているが、入手出来れば他のアクトイド核種に対しても実験したいと考えている。

またD2の角田弘和君が学生研究生として原研高速炉物理研究室において主に高速炉の心溶融事故模擬炉心の実験、解析に従事している。

最近約1年の主な発表論文は次の通りである。

"Application of Synthesis Methods to Two Dimensional Fast Reactor Transient Study",

S. Izutsu and N. Hirakawa, J. of Nucl. Sci. & Technol., 15 (1978) 120

"The Interaction of Fast Neutrons with Be", M. Baba, et. al., Proceedings of Harwell Conference (1978)

"An Improvement of the Treatment of Anisotropic Scattering in Neutron Calculation",

R. Nakaya, et. al., The Technology Reports of the Tohoku University, 43 (1978) 409

(平川記)

核燃料物質の保障措置技術開発に関連して、JPDR-I使用済燃料の非破壊的測定を行っている。

- ① 72体の集合体についてγスペクトロメトリ-を実施し、 $Cs-134/Cs-137$ の比率からPu生成量を推定したところ、動燃再処理工場における分析結果と1%程度の差で一致した。少数の破壊測定結果を用いて非破壊測定値を校正しておけば、極めて良い精度で燃焼度やPu生成量を推定できることがわかった。
- ② 1燃料体単位の発熱量と燃焼度との関係を求めるために、カロリメトリ-装置を製作し、燃料貯蔵プール内で実験を行った。測定した燃料はJPDRから取出して10年も経過したものであったが、熱出力は7.6Wであった。簡単な手法による計算値では8.2Wと求められ、両者の一致はますますの結果であった。今後JMTRの燃料を測定する計画である。
- ③ TLD素子の小型であることを利用して、燃料集合体内部のγ線分布を測定し、集合体の燃焼度分布や燃料棒脱落などの検本に有効な方法であるかどうかを検討中である。

軽水臨界実験装置TCAを利用した実験では、Pu-241のAm-241へのβ崩壊に伴うPuO₂-UO₂燃料の反応度減少を測定しており、又BWRの制御棒(C.R.)先端部の設計変更に伴うパラメータサーベイを日立製作所と共同で行った。特に後者の場合、在来のC.R.にある種の弱吸収体を取付けることで、C.R.引抜き時における燃料の出力上昇率を40%程度低減させることができるという結果に達した。

学会口頭発表

D-10, 11, 12 小林、桜井、鶴田 他 53年秋の分科会

「グレーノーズ付き制御棒効果に関する臨界実験」

TANSAO 30-573 (1978) Sakurai, Kobayashi et al.: Study of Gray Nose Control Rod.

発表論文

H. Natsume, S. Matsuura, H. Tsuruta, T. Suzuki, et al.: Gamma-ray Spectrometry and Chemical Analysis Data of JPDR-I Spent Fuel, J. Nucl. Sci. Technol., 14(10), 745 (October 1977).

小林岩夫、鶴田晴通、桜井三紀夫、他 : グレーノーズ付き制御棒効果に関する臨界実験 JAERI-M 8020

日本原子力研究所 原子炉工学部原子炉システム研究室

我々の研究室は、52年6月に原子炉工学部内の核設計と数値解析の2つの研究室が整理・合併されてできたもので、53年6月より上記の名で呼ばれています。昭和54年4月1日現在、研究員11名、研究補助員2名で、次の研究テーマの下に研究活動を進めています。(I)原子炉システム解析法の研究;(I-1)原子炉特性解析法の研究,(I-2)核融合炉物解析の研究,(I-3)システム解析手法の研究;(II)数値解析の研究;(II-1)数値解析法の研究,(II-2)原子炉コードのシステム化。本年度前半からOECD NEA Data BankとIAEAへ各1名が出向することが決定していることも考慮して、現在研究テーマの再整理を行っております。ここでは、53年度に行った研究内容を簡単に羅列し紹介することとします。

- 1) 高速炉の特性解析法
 - 炉定数計算法: 自己遮蔽因子内挿法の研究 *bilinear weighting* による群縮約法, 軽中重核種の除去断面積の共鳴干渉効果, JENDL-2を用いた新しい炉定数作成のための概念の検討
 - 単体コードの改良: 共鳴遮蔽因子計算コードTIMSの均質モデル専用化, 1次元拡散コードGENERAL EXPANDAの *bilinear weighting* 縮約機能の設置, 詳細スペクトル・コードESELEM-5の非弾性散乱取り扱いの改良, 多群非均質系解析コードSLAROMのJENDL-1炉定数の付加および出力の改良
 - 高速実験炉解析統合コードの改良: ライブラリーの拡充, I.O.の簡便化, 燃料サイクルの取り扱いおよび臨界計算加速法の改良, 粗メッシュ中性子束に対する補正の一般化
 - 部分模擬臨界実験計画の検討
- 2) 熱中性子炉特性の解析法
 - 原研熱中性子炉体系設計コード・システム計算フローの決定
 - 燃焼率則定法における共鳴吸収の研究
 - 有限要素法による3次元放射線輸送ル方程式のコード化
 - 3次元拡散有限要素法コードFEM-BABELの性能の検証
- 3) 核融合炉の基礎過程の研究
 - レザー核融合プラズマ解析コードMEDUSAによる中性子プラズマ加熱効果の詳細解析
 - ブランケット *neutronics* 解析手法: 群定数作成法の研究, 離散座標直接積分法による中性子輸送計算のコード化
- 4) システム解析手法の開発
 - 2重レベル構造を取り扱う研究
 - 30種の最適化サブプログラムのベンチマーク・テストとそれ等のシステム化
 - Kolmogorov-Garber 手法の汎用化
 - 複数個評価関数による解析手法の調査
- 5) 数値解析法の研究
 - SSLの拡充: 固有値計算サブルーチン・パッケージEISPAC-2の整備・拡充, 性質の悪い常微分方程式のGearの方法による解法, 42個の乱数発生ルーチンの整備・検討, 最小自乗法・内挿法プログラム・パッケージAPPROXの整備
- 6) シミュレーション・コードの開発
 - 多体問題による照射線シミュレーション・コードGRAPEの改良: 六方およびダイヤモンド晶系への拡張, Moの原子間ポテンシャルの検討
 - 電子顕微鏡像の解析: 体心立方型完全結晶の格子像および格子間原子を含む場合の像計算コードの作成, ダイヤモンド晶でのマルチスライス法の拡張と欠陥を含む結晶の像計算

主な研究成果(53年度)

- 1) Elastic Removal Self-Shielding Factor for Light and Medium Nuclides with Strong-Resonance Scattering, 中川, 石黒, J. Nucl. Sci. Technol., 15(4), 302(技術報告), (1978.4)
徳野
- 2) Effect of Difference Between Group Constant Produced by Codes TIMS and ETOX on Integral Quantities, 高野, 松井*, JAERI-M 7724
石黒 (1978.6)
- 3) Improvement of Correlated Sampling Monte Carlo Methods for Reactivity Calculations, 中川, 朝岡 J. Nucl. Sci. Technol., 15(6), 400, (1978.6)
- 4) 2次元線生成断面積データ検索システム "PHOBINS", 長谷川, 小山, 井戸* JAERI-M 7779
堀田*, 宮坂 (1978.8)
- 5) スプライン・フィッティング法を用いた ^{235}U , ^{238}U と ^{239}Pu の断面積評価, 高野, 中村(康), JAERI-M 8030
桂木 (1979.1)
- 6) Study of Analytical Method for Sodium Void Reactivity in Fast Critical Assemblies, 中川 JAERI-M 8138
(1979.1)
- 7) MEDUSA-PIJ: A Code for One-Dimensional Laser Fusion Analysis Taking Account of Neutron Heating Effect, 高野, 石黒, JAERI-M 8186
(1979.3)
- 8) Application of the Finite Element Method to the Three-Dimensional Neutron Diffusion Equation, 伊勢, 中原 NEACRP-L-206
他 (1978.11)
- 9) High Resolution Electron Microscope of Images of Atoms in Silicon Crystal Oriented in (110), 出井, 他 J. Elec. Micro. Vol. 27, No. 3
西田, 他 171 (1978.6)
- 10) Structure Image of Si, Ge and MoS₂ Crystal and Some Application to Radiation Damage Studies, 出井, 西田 9th Int. Conf. on Electron
他 Microscopy (Toronto) (1978.8)
- 11) Anisotropy of Damage Production in Electron Irradiated Molybdenum, 出井, 他 同上
西田, 他
- 12) Atomistic Simulation of Radiation Defect in Various Crystal Structures, 田次, 朝岡 NEACRP-A-319(1978.11)
- 13) 放射線照射固体材質中のはき出しカスケードの 朝岡, 田次, 筒井, JAERI-M 8178
計算機シミュレーションコード, 中川, 西田, 中原 (1979.3)
- 14) 炭素系プラスチックパイル中の中速中性子エネルギー 木村*, 中川, 他 昭和53年炉物理
スペクトル, 炉工学分科会 D58
- 15) 中性子断面積の中性子スペクトル等に対する 森*, 他, 中川 昭和53年炉物理
感度係数, 炉工学分科会 D61
- 16) ^{238}U と ^{133}Cs の共鳴干渉効果がF.P.の同位体相関関数 高野, 石黒, 昭和54年度日本原子力
に及ぼす影響, 松浦 学会年会 E15
- 17) シリコンの結晶構造像II, 西田, 他 昭和53年度日本物理学会年会 2a-BF-9
- 18) モリブデン結晶の電子線照射損傷の 吉野, 他 同上
結晶方位依存性, 西田, 他

54, 4, 石黒幸雄 記

日本原子力研究所・核データセンター

当センターは、前回(22号)に紹介した時は“原子核データ室”として認可組織になつたばかりであったが、1977年7月に“核データセンター”の名称となった。当センターの研究活動として核データの評価と原子分子データの評価を行う他、我国唯一の核データセンターとしての業務活動を行っている。当センターの人員は、研究員8名、プログラマー1名、事務職員1名、アルバイト2名である。他に兼務室員、外部嘱託、学生研究生がいるが、当センターの多岐にわたる活動分野から考えると人手不足は否めない。

1) 核データの評価

センターの前身である核データ研究室の時代から、10年以上にわたり続けられてきた研究で、その成果は日本の標準となるべき評価資料核データライブラリーJENDL (Japanese evaluated Nuclear Data Library) としてまとめられた。JENDLの第1版(JENDL-1)は主として高速炉用で、1977年に公開され広く利用されている。現在は第2版の編集が終盤にかかっている。

核データの評価の為に、実験値のみならず理論計算も必要で、その為の計算コード開発も重要な活動の一つである。すでに光学模型、統計模型のコードは完成して広く使用されていて、現在は結合チャンネル光学模型、核分裂、直接反応、閾値反応、2次元線計算コードを開発中である。またこれらのコードをシステム化して利用の便を計る事も行なわれ特に会話型処理によるNDESシステムは、評価活動に不可欠になっている。

一方JENDLを標準ライブラリーとして定着させる為には、その信頼性のテストが必要であり、JENDLのベンチマークテストとその評価へのフィードバックも当センターの重要な務である。

一方非中性子核データとしては、核構造データと崩壊熱データの評価作業が進められている。前者は、ORNLを中心とした国際協力においてA=118~129の12 Mass-chainの評価を担当しすでにA=121は近くNuclear Data Sheetに掲載される予定であり、またA=123, 27についてもその評価をほぼ終了している。後者は斥力の崩壊熱計算に必要なデータの集整理をほぼ終了し、各核種についての各種放射線による平均崩壊熱を誤差の評価も含めて計算しつつある。

なお当センターの上述した活動は、原研内外の専門家より構成されるシグマ委員会の多岐な協力のもとに行なわれている事を付記しておく。

2) 原子データ評価

核融合部門からの要請により、1977年度から当センターのテーマとなった。高温プラズマと真空容器壁との相互作用により、壁材の重金属原子がプラズマ中に混入する。それら核融合反応系以外の重金属原子はプラズマ中で電子、陽子との複雑な原子分子過程を起し、プラズマエネルギーを放射エネルギーとしてプラズマ外へ放出する。壁材の選択、およびエネルギー損失の定量的考察には、固体を含む広義の原子分子過程に関する実験的理論的研究から得られた評価データを必要とする。

現在、核融合プログラム中で重要な原子分子の電離、荷電交換、粒子-壁相互作用に関するデータ収集を行なうとともに、固体物理第1研究室と共同して、必要な衝突断面積の測定、計算を行っている。1982年度には、JEAMDL (Japanese Evaluated Atomic and Molecular Data Library) の刊行を目指している。

3) サービス業務

核データセンターとして、国内の核データ利用者からの利用申し込を受けつけ、必要に応じては国際データセンターからデータを取り寄せる事も行なっている。また国内連絡誌として「核データニュース」を定期的に刊行している。

一方国内での核データ評価、原子分子データ評価活動に重要な役割を果たしているシグマ研究委員会、原子分子データ研究委員会の事務局として、その活動を補佐している。この両委員会の活動と当センターの研究活動とは密接な協力関係にある。

一方日本の核データセンターとして、NEA Data Bank, JAEA Nuclear Data Section、NEA 核データ委員会 (NEANDC)、国際核データ委員会 (INDC) などの窓口となり、データの取り寄せ、送付等を行なっている。また CINDA, WRENDA、各種の News letter への日本からの寄与の取りまとめも行っている。

(文責 菊池康之)

京都大学工学部 原子核工学教室 西原研究室

例年新年度に入ると共に新4回生、新M₁を迎えるのが常であるが、当研究室では更に人もの教官を迎えることになった。まず、3月下旬に小林助教授がカールスルーエで約2年間の滞在を終えて帰国され、4月に入って西原教授が工学部長の重任を果たされ2年ぶりに教室に戻された。そして4月も数日過ぎた頃深尾助手がUCLAでの約1年か月にわたる核融合関係の研究を終えて帰国された。研究室には多くの新人が加わりびにぎやかな世帯になりつつある(人員の構成は、教授、助教授、助手2名、技官1名、OD1名、D₃1名、D₂1名、M₂2名、M₁3名、4回生6名の計19名)。なお、外国滞在の滞在状況は必ず報告される様子なのでここでは省略する。

当研究室は大別して2つの研究グループから成るが、その1つプラズマグループでは、来より、小型のトカマク型プラズマ実験装置“NOVA”を利用して実験的研究を進めて⁽¹⁾。他大学、他教室の先生方との共同研究であり、内容も多彩なものになってはいるがグループに因る研究テーマとしては、トカマク中の逃走電子の挙動、プラズマ中のマイクロ波の放射、中性粒子ビームプローブによるプラズマ診断、レーザーによるプラズマ診断等が挙げられる。なお、数値解析面からの仕事として、プラズマの中中性粒子分布の計算が共同研究の形で進められてはいる。深尾助手の復帰もあり更に活発な展開が期待できる。

もう1つの研究グループである炉物理グループでは①原子炉材料中の高速中性子エネルギースペクトルの測定と解析、②中性子輸送及び拡散方程式の数値解法、③炉雑音解析等の問題について研究を進めてきた。①のテーマはKUR-LINACにおける中性子エネルギースペクトル測定と原研及び京大の大型計算機利用による多群輸送計算の組合せによって進められており、測定法の改良と断面積データの詳細修正を目指してはいる。ごく最近では炭素系フッ素樹脂パイルを利用したフッ素の断面積の検討が行われてはいる。⁽²⁾また、試量が少量の場合の解析方法として散乱中性子エネルギースペクトルの測定と感度解析による検討もボロソ入り黒鉛、リチウム、チタニウムについて行われてはいる。⁽³⁾②に関する最近の成果は論文誌に発表されてはいる⁽⁴⁾。小林助教授が加わり一層精力的な活動が始められるであろう。なお、数年前よりKUCAのB築台を使ったTh体系の臨界実験にも参加しており、黒鉛-Th体系置換反応度効果の測定に対して数値解析面より協力してはいる⁽⁵⁾。③については結合炉モデルの作成と数値解析、BWR中性子雑音のモデル解析が続けられてはいる。⁽⁶⁾

- 献 (1) M. Fukao et. al., A Small Tokamak "NOVA II", Memoirs of Faculty of Eng., Kyoto Univ. (1977).
(2) 木村, 他 53年分科会 D-58.
(3) 小林, 他 53年分科会 D-60; 森, 他 53年分科会 D-61; 森 貴正, 「加速器による中性子実験」専研(1978).
(4) T. Tsuruta et. al., JNST 15 [9] 645 (1978). (5) 堀江, 他 53年分科会 D-36.
(6) 森島, 炉中中性子工学研究(1978), 炉物理の研究第26号, 原子誌 22 (1978). (7) 光武, 報. 54年分科会 D-4.

京都大学工学部 兵藤研究室

我々の研究室では放射線遮蔽及び原子炉材料に関する基礎研究を行っている。今春、東助教授が米国から帰られ研究室は大いに活気づいている。新しく4回生が研究室へ入って来たのでメンバーは、兵藤教授、東助教授、藤田助手、森助手の他、大学院博士2名、修士8名、4回生6名の合計20名と仲々にぎやかになった。

以下研究活動の概要を紹介する。放射線遮蔽に関するものでは、中性子のストリーミング(キャビティ問題、屈曲ダクトストリーミング)や透過散乱実験を用いた散乱中性子角度分布の感度解析などの話題の他、融合炉用材料の (n, xn) , $(n, xn\gamma)$ 断面種の検討のための各種の実験が精力的に進められている。又、加速器遮蔽や加速器による融合炉材料の研究の基礎データにするため高エネルギーイオンを厚いターゲットに当てて生成する中性子、 γ 線の生成量や、その物質透過特性についても研究が進んでいる。

一方、原子炉材料に関連するものでは、被覆管材の水素脆化の基礎過程を調べるための荷電粒子放射化分析の応用、固体材料中のH, D, Tの透過速度の差を明らかにするための実験、地中埋蔵RE廃棄物の漏洩に対するその地中移動の研究、四フッ化ウランの酸化による六フッ化ウラン生成に関する研究、ウラン濃縮プラントの動的特性の検討などのテーマで積極的な研究活動が進められている。

論文発表

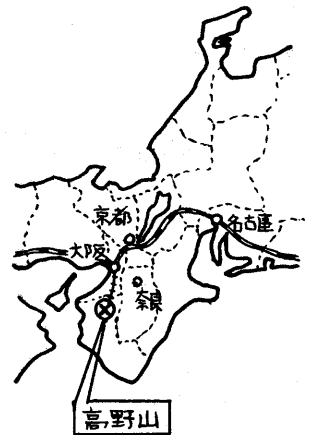
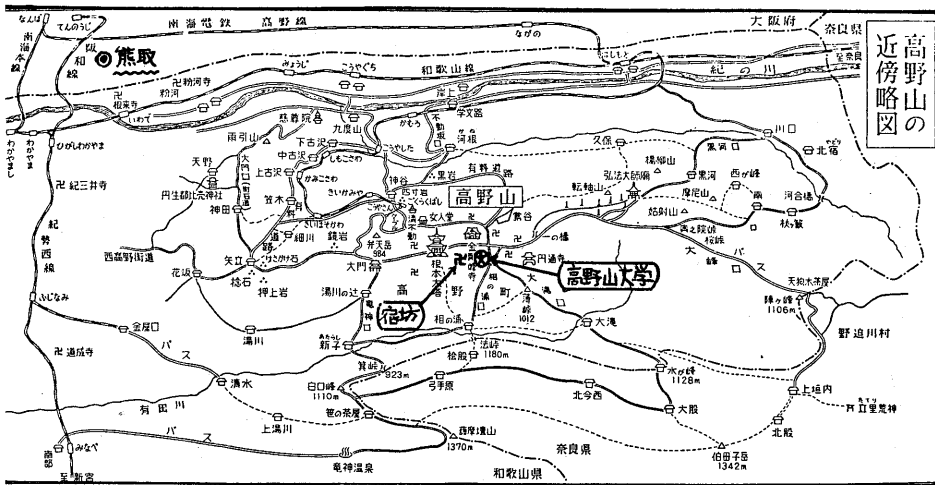
- 1) K. Shin, Y. Hayashida, T. Nakamura "Shielding Study of Bremsstrahlung in Bulk Media with Electron ; Part I: Monte Carlo Calculation of Thick-Target Bremsstrahlung Spectrum" Nucl. Instr. and Methods 151, 271 (1978).
- 2) T. Nakamura, H. Hirayama, K. Shin " ; Part II: Spatial Bremsstrahlung Distribution in Water, Aluminum, Iron and Lead Bombarded by 22 MeV Electrons" Nucl. Instr. and Methods 151, 277 (1978).
- 3) T. Nakamura, M. Yoshida, K. Shin "Spectral Measurements of Neutrons and Photons from Thick Targets of C, Fe, Cu and Pb by 52 MeV Protons" Nucl. Instr. and Methods 151, 493 (1978)
- 4) K. Shin, M. Yoshida, Y. Usumino, T. Hyodo, T. Nakamura "Experimental Research on Penetration of Neutrons and Photons Produced in a Graphite Target Bombarded by 52-MeV Protons" Bull. Inst. Chem. Res., Kyoto Univ., 57, 102 (1979).
- 5) K. Higashi, H. Doi, Y. Kono, Y. Matsuda "On Acoustic Dispersion In MF₆-type Molecules" Memoirs. Fac. Eng., Kyoto Univ., Vol XL, 1, (1978).

(秦 記)

第11回 炉物理夏の学校 ごあんない

昭和44年8月に岐阜県秋神温泉での第1回炉物理夏の学校を担当して以来、再び担当幹事校が京大炉にまわってきました。第1回以降、前回の北海道での夏の学校(北大担当)以来、幹事校の御苦勞により年々その内容が充実してきているように感じられ、「10年前と同じ“センス”で今年も」という訳には行かないようです。何はともあれ今年の年会の炉物理連絡会総会でアナウンスしましたように、本年は夏でも涼しいヒンヤリムードの紀伊高野山で第11回の夏の学校を開催し、大いに頭の体操、ディスカッションに時間を費やして頂きたいと思っております。

- I. 期間 昭和54年7月31日(火) ~ 8月3日(金)
 II. 場所 紀州(和歌山県)高野山 (和歌山県伊都郡高野山)



- ◇ 宿泊 高野山浄菩提院 電話 07365-6-2044
- ◇ 講義 高野山大学講義室 (宿坊のすぐそば)
- ◇ 交通 標準ルート: 大阪なんばより南海電鉄高野線利用。(30分に1本位高野山行きあり、夏は臨時が出る。) 終点極楽橋よりケーブル、高野山駅下車、バスで高野山大学近くの千手院橋で下車。徒歩5分

III. プログラム

| | 9:00 | 10:30 10:45 | 12:15 13:30 | 15:40 | 17:00 |
|----------|------|-------------|-------------|------------|---------|
| 7月31日(火) | | | | 登録 | 開校式 コンパ |
| 8月1日(水) | | 実用原子力教習I | 実用原子力教習II | トピックス① | トピックス② |
| 8月2日(木) | | (名大仁科) | (CRC:角谷) | トピックス③ | トピックス④ |
| 8月3日(金) | | | | 高野山ツアー 開校式 | |

- トピックス
- | | | |
|-----------------------------------|---------|----------|
| ① CANDU 炉について | (電源開発) | 大塚益比古 |
| ② 加速器による RI の消滅と核燃料再生 | { (BNL) | 高橋博 又は |
| | { (原研) | 中原重明 |
| ③ 原子力戦略 | (原発) | 今井隆吉 |
| ④ 核融合炉の物理 原子力と医療 安全性についての討論 | | のうら1つ、未定 |

IV. 費用

| | | | | | |
|-----|--------|--------|--------|-------------|--------|
| 参加費 | 学会正会員 | 2,000円 | 宿泊費 | 1泊2食付 | 4,500円 |
| | 〃 学生会員 | 1,000円 | | 希望があれば1泊3食付 | 5,000円 |
| | 非会員 | 3,000円 | テキスト代 | 500円 | |
| | | | コニパ参加費 | 500円 | |

V. 申込方法及びメット

当番校が用意した所定申込用紙に必要事項を記入の上、参加費を添えて下記宛7月14日までに申し込んで下さい。申込用紙は近日中に当番校から関係研究機関宛、郵送します。定員は約80名を予定しています。

申込先: 590-04 大阪府泉南郡熊取町
京都大学原子炉実験所
神田 啓治
TEL. 07245-2-0901 内2614

VI. 当番校の夏の学校関係者

京都大学原子炉実験所 07245-2-0901

| | | |
|----------|----------|-------|
| (総括) | 木村逸郎 | 内2309 |
| (夏の学校担当) | 神田啓治 | 2614 |
| | 中込良広 | 2331 |
| | 小林捷平 | 2273 |
| | 代谷誠治 | 2632 |
| | 古林徹 | 2633 |
| | 森 貴正(学生) | 2273 |

夏の学校に関する詳細については、上記の者に御連絡下さい。

炉物理連絡会第23回総合報告

日時 昭和54年3月28日 12時～13時

場所 原子力学会年会E会場 大阪府立工業技術研究所

出席者 21名

1. 幹事選挙 南票結果(昭和54年度)

木村逸郎(21) 仁科造二郎(15) 神田啓治(12) 藤田薫頭(10)

佐田健二(10) 小林啓祐(7) 古橋晃(6) 6名(5) 次点

上位7名の方をお願いすることになった。

2. 事務局報告

(1) 入退会者 名簿配布

(2) 会計報告

いずれも報告を了承した。

3. 年間行事予定

(1) 夏の学校

神田幹事から下記のような案が説明された。

期間: 7月31日～8月3日

場所: 高野山 宿泊費約4500円/日(2食付)

講師とテーマ(案): 実用原子力数学(仁科, 角谷)

CANDU (大塚)

核融合炉の物理(小幡?)

原子力戦略(今井?)

Accelerator Breeder(高橋?)

4月までにプログラムを決定したい。

講師等について意見を交換した。さらに意見があれば幹事まで出すことになった。

(2) 「炉物理の研究」の発刊について宇津呂, 藤田幹事より説明があった。

2回出すとし第1回目は9月頃とする。

内容は・研究室だより

・トリウムサイクルに関する核データ

・ウランの中濃縮

・カールスルーエレポート

・強カ中性子源(ストリッピン等を入れる)

等を予定している。

これについても意見等を幹事まで

4. 寄付金の使途

アンケート結果について木村幹事より説明

30票 1. 夏の学校基金

30票 2. 炉物理の研究特集

27票 3. 院生に賞

24票 4. 院生ブランチ

2票 5. 若い研究者の出張費用援助

「炉物理の研究」の特集でかつ夏の学校の基金ということでテキストの印刷代(これを炉物理の研究増刊号とする)として使う線を進めるとし幹事に一任することになった。

5. 各種委員会等の報告

(1) 企画委(平川氏, 中村氏)

委員中村氏が近く交替する。

54年度秋の指定テーマとして炉雑音を考えている。

(2) 編集委(宇津呂氏)

解説記事がわかりにくいと意見があるので今後注意する。

査読がおそいと批判があるので改善したい。

(3) 炉中性子工学研専(神田氏)

終了報告を出すは今迄よく報告しているのでそのままめでよいだろう

(4) 炉物理特別委(弘田氏)

また、炉物理の研究に出す。

(5) KUCA共同利用学生実験

本年度 22名×2, 受入れの予定

6. その他

積極的に会員の勧誘をかけることになった。

(記録: 林 侑平)

<編集後記>

幹事校が振出しに戻り、京大炉に廻ってきました。先回は、10年以上も前になるかと思いますが、皆の若々しく、張切っております。

さて、今回の会報ですが、特定のテーマを選んでの特集ということではなく、現在、皆様に興味をもって読んで戴けるような話題を数点選びました。いずれの記事についても立派なものを投稿下さり、御満足戴けるものと思います。

今年度は12月頃にもう一度発行の予定です。御承知のように、炉中性子工学専門委員会が終了し、その講演要旨の掲載がなくなります。編集には一工夫あるかと思われしますので、皆様の御意見・御協力をお願い致します。

(記: 藤田薫頭)

炉物理連絡会の概要

(1968年4月)

1. 趣意 原子力研究の最近の進歩は誠に目ざましいものがあり、本学会の責任もますます大きくなってきた。また、とくに原子力研究においては、諸外国との交流がきわめて重要なものとなってきた。このような情勢に対処するためには、まず、国内における研究者間の十分な情報交換や連絡・調整が大切である。この点については、従来わが国の原子力研究体制の進展があまりに急であったため、必ずしも適当な現状にあるとはいえない。かねて炉物理関係研究者の間において、約2年前より4回にわたる“炉物理研究国内体制のインフォーマルミーティング”を初め、いろいろの機会をとらえて、意見の交換が重ねられた結果、本学会内に常置的な組織を設け、その活動を通じてこれらの問題を解決して行くべきであるという方針により、この連絡会が設置された。

2. 事業 国内における炉物理研究者間の相互連絡、調整の役割りを果たすため、年間約6回連絡会報として、『炉物理』（B5判オフセット印刷20～30頁）を編集刊行する。『炉物理』はオリジナルペーパーの前段階としての報告・発表・検出器・試験装置など研究に関する情報交換、研究を進める上で必要な各種の意見発表および討論等を活発に行う

ためのもので、さらに、関連するニュースをも含ませ、また諸外国からのインフォメーションも伝わるように努める。また、春秋に総会を開催し、討論会・夏の学校なども計画して、学会行事として実施する。

3. 対象 対象とする専門分野の範囲は、つぎのとおり。

- ① 原子力の基礎としての核物理
- ② “ ” 中性子物理
- ③ 原子炉理論
- ④ “ ” 実験
- ⑤ “ ” 核計算 (Burnup Physics を含む)
- ⑥ “ ” 動特性
- ⑦ 原子炉遮蔽
- ⑧ 関連する計測
- ⑨ その他の関連分野

(たとえば、エネルギー変換の基礎反応)

4. 運営 理事1名のほか、企画・編集両委員より各2～3名および加入会員より選出した幹事若干名により運営する。

5. 連絡会員 本連絡会に加入する本会会員は、氏名・専門分野・所属・連絡先を明記して書面で事務局へ申込み、連絡会費を前金で納付する。なお、前金切れと同時に失格する。