

JAERI-Research
98-052



NSRR照射済燃料実験での発熱量評価
(JMTR照射燃料)

1998年9月

中村武彦・笛島栄夫・更田豊志・鈴木敏夫^{*1}
高橋正人^{*2}・細山田龍二^{*3}・石島清見

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1998

編集兼発行 日本原子力研究所

N S R R 照射済燃料実験での発熱量評価(J M T R 照射燃料)

日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター原子炉安全工学部

中村 武彦・笛島 栄夫・更田 豊志・鈴木 敏夫^{*1}

高橋 正人^{*2}・細山田龍二^{*3}・石島 清見

(1998年8月19日受理)

N S R R では燃焼の進んだ燃料のパルス照射実験により、反応度事故時挙動を調べる実験を実施している。反応度事故の大きさはパルス状の出力上昇によって燃料に付与される発熱量あるいはピーク燃料エンタルピで示される。照射済燃料の場合、燃焼度に応じて残留核分裂性物質の量および中性子吸収体として働く核分裂生成物(F P)の量が変化するため、炉出力と発熱量の関係は燃焼度によって異なる。発熱量はF P測定によりパルス照射による核分裂数を求めて評価するが、定常照射中の燃焼により生成したF Pの量が、パルス実験時の生成量に比べて桁違いに大きいため、F P測定による照射済燃料の発熱量評価は簡単でない。

この最も重要な実験パラメータである発熱量を精度良く評価するために、パルス照射により実験燃料中に生成された短半減期F Pであるバリウム(Ba-140)を化学分離後定量する手法を開発した。これと共に、実験カプセルおよび実験燃料を含むN S R R 炉心の中性子解析を実施し、実験燃料と炉心出力のカップリング係数を求めた。本報告書では、J M T R で予備照射を行った実験燃料について、これらの測定・解析手法および結果をまとめた。実測と解析の比較検討の結果、信頼性の高い発熱量と残留核分裂性物質の関係が得られた。

東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

*1 (株)放射線利用振興協会

*2 (株)東芝

*3 (株)キューブ・システム

Evaluation of Energy Depositions in the NSRR Irradiated Fuel Tests
(Tests with Fuel Rods Pre-irradiated in the JMTR)

Takehiko NAKAMURA, Hideo SASAJIMA, Toyoshi FUKETA, Toshio SUZUKI^{*1},
Masato TAKAHASHI^{*2}, Ryuji HOSOYAMADA^{*3} and Kiyomi ISHIJIMA

Department of Reactor Safety Research
Nuclear Safety Research Center
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received August 19, 1998)

Pulse irradiation tests of irradiated fuel are performed in the Nuclear Safety Research Reactor(NSRR) to investigate the fuel behavior under Reactivity Accident Conditions (RIAS). The severity of the RIA is represented by energy deposition or peak fuel enthalpy during the power excursion. In case of the irradiated fuel tests, the energy deposition varies depending on the amounts of residual fissile and neutron absorbing fission products generated during the pre-irradiation. In addition, evaluation of the energy deposition by quantifying the fission products is difficult, because the amounts of fission products generated by the pulse irradiation are orders of magnitude smaller than those during the pre-irradiation.

In order to evaluate the most important experimental parameter, energy deposition, an experimental method by measuring short life fission product Ba-140 after chemical separation process has been developed. In addition, neutronic calculations were made for the NSRR core containing the test fuel in an experimental capsule to obtain coupling factors of the test fuels to the reactor power. This report present the evaluation methods and results for the tests with high enriched fuel pre-irradiated in the Japan Material Testing Reactor (JMTR). Comparison of the measurements and the calculations resulted in a reliable correlation of the energy deposition to the residual fissile.

Keywords:Energy Deposition, Peak Fuel Enthalpy, NSRR, RIA

^{*1} Radiation Application Development Association

^{*2} Toshiba Co.

^{*3} Cube System Co.

目 次

1. 緒 言	1
1.1 背 景	1
1.2 N S R R 実験の概要	1
2. J M T R 予備照射	2
3. N S R R パルス照射実験	3
3.1 実 驗	3
3.2 化学分離および測定手法	5
3.3 結 果	8
4. N S R R 炉心核計算	9
4.1 計算体系	10
4.2 照射済燃料実験	10
4.3 未照射燃料実験	11
5. 考 察	12
6. 結 論	14
謝 辞	15
参考文献	16

Contents

1. Introduction	1
1.1 Background	1
1.2 Outlines of NSRR Tests	1
2. JMTR Pre-irradiation	2
3. NSRR Pulse Irradiation Test	3
3.1 Pulse Irradiation	3
3.2 Chemical Separation and Measurement	5
3.3 Results	8
4. NSRR Neutronic Calculations	9
4.1 NSRR Core Modeling	10
4.2 Irradiated Fuel Tests	10
4.3 Fresh Fuel Tests	11
5. Discussions	12
6. Conclusion	14
Acknowledgments	15
References	16

1. 緒言

1.1 背景

原子力発電の経済性の向上及び使用済燃料の削減を目指して、軽水炉燃料の高燃焼度化が、産業界の重要な課題として日本を始め世界各国で進められつつある。燃焼の進んだ燃料では、被覆管は照射・腐食・水素吸収による脆化が生じ、燃料ペレットは核分裂ガスの蓄積により事故時の変形（膨れ）が大きくなる。このため燃焼度の増加につれて、燃料の破損しきい値が低下することが、原研の原子炉安全性研究炉(Nuclear Safety Research Reactor: NSRR)で進められている照射済燃料を用いたパルス照射実験等により明らかになって来ている。

反応度事故(Reactivity Initiated Accident: RIA)の大きさはパルス状の出力上昇によって燃料に付与される発熱量あるいは、除熱を考慮した燃料内部エネルギーの最大値（ピーク燃料エンタルピ）で示される。この発熱量はパルス照射中の燃料内での核分裂数から求めることが出来、NSRR 実験の場合同一実験体系で同一燃料を照射した場合の原子炉炉積分出力と発熱量の関係（カップリング係数）は等しくなる。しかしながら、照射済燃料の場合、パルス照射以前の燃焼により生成した核分裂生成物(Fission Products: FP)量は、パルス実験時の生成量に比べて桁違いに大きいため、FP の生成量から核分裂数を求め発熱量を評価することは簡単ではない。また、照射済燃料の場合、その燃焼度に応じて残留核分裂性物質の量と中性子吸収体として働く FP の量が変化するため、同一設計の燃料であってもカップリング係数は燃焼度によって異なる。

NSRR ではこの最も重要な実験パラメータである発熱量を精度良く評価するために、パルス照射により実験燃料中に生成された短半減期 FP であるバリウム(Ba-140)を化学分離後定量する手法を開発した。これと共に、実験カプセルおよび実験燃料を含む NSRR 炉心の中性子解析を実施し、実験燃料と炉心出力のカップリング係数を求めた。本報告書では、原研の材料試験炉(Japan Materials Testing Reactor: JMTR)で予備照射を行った実験燃料を用いた実験を対象に、これらの測定・解析手法および結果をまとめ、実験燃料の燃焼度と発熱量の関係を明らかにした。実測と解析の比較検討の結果、信頼性の高い発熱量と残留核分裂性物質の関係が得られ、燃焼度が 10~20%程度の精度で分かっていれば、実用上十分な精度で発熱量を評価できることが明らかとなった。

1.2 NSRR 実験の概要

NSRR では燃焼の進んだ軽水炉燃料の反応度事故時の挙動を調べる実験とし

て、商用 BWR および PWR で照射された燃料を短尺化してパルス照射する BWR 燃料実験[1]、PWR 燃料実験[2,3]を実施している。しかしながら、商用炉の使用済み燃料には残存する核分裂性物質が少なく NSRR パルス照射時の発熱量が最大 150cal/g·fuel 程度に制約される。このためこれらの実験に加え、短尺の高濃縮度燃料（10%、20%濃縮）を予め JMTR で照射して用いる高発熱量実験（JM 実験[4]、JMH 実験）を実施している。

パルス照射実験では、被覆管温度、水温、燃料内圧、燃料スタック／被覆管伸び、カプセル内圧、原子炉出力等がオンラインで測定される。燃料の残留変形（直径、長さ、曲がり）、FP ガス放出、結晶構造の変化等は照射後試験で検査される。発熱量評価のための分析は、実験燃料棒の照射後非破壊検査が終了した後、破壊検査のために実験燃料の一部を硝酸で溶解し行う。この溶液を化学分離し、短半減期 FP の Ba-140（半減期：12.75d）を γ 線測定により、U, Pu および安定 FP の Nd-148 量を質量分析により定量する。これにより短期間（パルス照射による）および長期間（主に予備照射による）の核分裂数および溶液中の燃料量を求め、パルス照射による発熱量と燃焼度を評価している。測定及び評価の詳細は 3 章に示す。

実測による評価に加え、NSRR パルス照射時の炉心および実験物の中性子分布計算を行い、NSRR での発熱量を計算により評価した。この際、実験燃料の JMTR での燃焼の効果については、実測による燃料組成と計算による組成を用い、Pu や FP の影響を考慮した。この手法および結果については 4 章に示す。

2. JMTR 予備照射

JMTR は発電用原子炉等で使用する燃料や材料を中性子照射し、それらの耐久性や適正を試験するための試験炉で、1968 年 3 月に初臨界を達成し、熱出力 50MW で 1 サイクル約 24 日、年間 5 サイクルの運転を行っている[5]。Fig. 1 に JMTR 炉心の構造を示す。燃料は U₃Si₂-Al の分散型合金でアルミニウム(Al)合金被覆の板状で 19 枚により Fig. 2 に示す 1 辺約 77.2mm の燃料要素が構成されている。炉心は Fig. 3 に示すように燃料フォロワ付き制御棒 5 体を含む 27 体の燃料要素で構成されている。炉心燃料要素は、ベリリウム(Be)あるいは Al 反射体要素で取り囲まれている。これらの反射体要素は、それぞれの中心に直径約 40mm の照射カプセルを挿入出来る構造となっている。

NSRR 照射済燃料実験に用いる燃料は、Fig. 4 に示す構造の短尺 14x14PWR 型燃料である。実験燃料は、外径 10.72mm、全長 228mm で、10%あるいは 20% 濃縮ペレット 10 個(スタック長 100mm)を有している。燃料スタック両端には、

それぞれ 5%・天然ペレット 1 個づつを配し、端部での出力ピーキングを抑えている。この実験燃料を 3 本づつ Fig. 5 に示す JMTR 照射カプセルに封入し、数十サイクルの照射を行っている。カプセル内は He 雰囲気であり、実験燃料は Al 合金の熱媒体との接触により冷却される。照射カプセルは炉心燃料部の外側第 3 層あるいは 4 層目を主に第 6 層までの反射体領域に装架し、300W/cm 以下の比較的低い線出力で最大 36GWd/tU 程度まで照射した。例としてカプセル 82F-74A の照射履歴を Fig. 6 に示す[6]。このカプセルで照射した JMN-1 実験燃料の 10%濃縮ペレット部の燃焼度は約 20GWd/tU に達した。

上述のように JMTR 照射においては、実験燃料の線出力を低く抑えるために炉心燃料領域から離れた位置で照射を行っているため、中性子スペクトルは通常の PWR あるいは BWR に比べかなり柔らかくなっている。さらに、実験燃料の濃縮度は、通常の 3%程度に比べてかなり高いため、20GWd/tU の実験燃料(10%E)の受けた高速中性子フルエンスは約 2×10^{20} n/cm² であり、同じ燃焼度の BWR 燃料(3×10^{21} n/cm²)に比べて 1 衍程度小さい。こうした理由により、JMTR で予備照射した NSRR 実験燃料の発熱は U-235 の熱中性子による核分裂が圧倒的に多く、生成された核分裂性 Pu-239, Pu-241 や U-238 の高速中性子による核分裂の寄与は殆ど無視できる。こうした特徴を定量的に評価するため、JMTR 炉心の核計算を行い実験燃料照射場である反射材領域の中性子スペクトルを求め、これを用いた燃焼計算を行った。計算の詳細は別報[7]にまとめ、Fig. 7 に代表的な照射場である第 4 列めおよび第 6 列めの中性子スペクトルを代表的な BWR および PWR のものと比較して示す。

3. NSRR パルス照射実験

3.1 実験

NSRR はウランー水素化ジルコニウム(U-ZrH_{1.6})を炉心燃料に用いた TRIGA 型の実験用熱中性子パルス炉である(Fig. 8)。U-ZrH 燃料は燃料中に減速材となる水素を多量に含有しているため、出力上昇による燃料温度上昇は即発的に中性子スペクトルの硬化をもたらし、熱中性子利用率の低下による大きな負の出力フィードバックが生じ、炉出力が低下する。NSRR 照射済燃料実験では、室温大気圧の水を封入したカプセル(例として、X-I および X-III 型大気圧水カプセルを Fig. 9 に示す。)に短尺の実験燃料を封入し、炉心(Figs. 8, 10)中央部の実験孔でパルス照射することにより反応度事故を模擬する。原子炉のパルス運転では、Fig. 10 に示す 3 本のトランジエント棒と呼ぶ制御棒を圧縮空気で高速に引き抜くことにより、半値幅数～数十 ms のパルス状に NSRR 出力は上昇し(Fig.

11)、実験燃料は急速に加熱される。この時の実験燃料棒の発熱量は、照射終了後、燃料の一部を硝酸に溶解し、後述する化学分離後に FP を定量する事で実験的に求めている。

NSRR のパルス幅は Fig. 11 に示すように投入反応度に依存して狭くなり最高の\$4.7 で 4.4ms(半値幅)となる。パルスの間(prompt)に発熱に寄与する核分裂の大部分約 80%が生じる。Fig. 12 に示すように、その割合は \$1.5 では約 60%まで小さくなる[8]。これは、Fig. 13 に示すようにパルスの尾であるランアウト出力部での核分裂が相対的に増えるためであり、実測される核分裂数は十分時間が経過した後(180s 以降の増加は実質的に無視できる)での積分値となる。しかしながら、ランアウト時の実験燃料出力は極めて小さく、除熱量が大きいため実験上はパルスの間(prompt)での発熱量が重要である。NSRR 実験ではパルス幅が非常に狭いため、ピーク出力部での除熱量は無視出来るものとして、ピーク燃料エンタルピ(Peak Fuel Enthalpy)はパルスの間での燃料発熱量(Prompt Energy Deposition: E_p)と等しいものとして実験的に求めている。この時、実験燃料内の核分裂数の時間履歴は、NSRR 出力の時間履歴に比例するものとしている。

核分裂エネルギーは、FP の運動エネルギー、FP の崩壊による β あるいは γ 線のエネルギー等に分配され、その合計は、1 核分裂当たり約 200MeV とされている。この内、飛程の短い FP や β 線は発生した燃料内で熱エネルギーに変わるが、 γ 線や中性微子に関しては大部分が燃料から飛び出す。しかし、NSRR 炉心燃料で生じた γ 線が逆に実験燃料内で熱エネルギーに変わることもある。大西ら[8]はこれらのエネルギー収支を評価した結果、実験燃料内での 1 核分裂による実験燃料での即発的な発熱量は 175.3MeV/fission であり、遅発成分の蓄積により無限大時間までは 186.4MeV/fission となるとの結果を得た。したがって、無限大時間までの実験燃料内単位重量当たりの核分裂数 $F_\infty(n/g \cdot fuel)$ を測定すれば、これらの値および Figs. 12, 13 に示される炉出力履歴(実験燃料出力もこれに比例する)を用いて、任意の時点までの発熱量 E を評価する事ができる。つまり、

$$\begin{aligned} E_\infty &= F_\infty \times q_\infty = \eta \times NVT_\infty \times q_\infty \\ \therefore \eta &= \frac{F_\infty}{NVT_\infty} \\ E_p &= F_p \times q_p = \eta \times NVT_p \times q_p \end{aligned} \tag{1}$$

となる。ここで、 η は単位積分炉出力当たりの実験燃料内核分裂数(カップリング係数、fissions/g/MWs)、 NVT は積分炉出力(MWs)、添え字 ∞ , p はそれぞれ無限大時間、即発(prompt)を表す。 q は 1 核分裂当たり実験燃料内に付与される熱エネルギーであり、

$$\begin{aligned} q_{\infty} &= 186.4 \text{ MeV} = 2.987 \times 10^{-11} \text{ J} = 7.133 \times 10^{-12} \text{ cal} \\ q_p &= 175.3 \text{ MeV} = 2.809 \times 10^{-11} \text{ J} = 6.708 \times 10^{-12} \text{ cal} \end{aligned} \quad (2)$$

である。

ここで、 NVT_p , NVT_{∞} (MWs=MJ)は投入反応度の関数であり、特性試験およびEUREKA-2による1点炉近似の動特性計算結果から、それぞれ Fig. 13 のように評価されており、次式で近似される[15]。

$$\begin{aligned} NVT_p &= 25.1946 - 128.311R + 189.178R^2 - 122.552R^3 + 45.239R^4 \\ &\quad - 9.53715R^5 + 1.06916R^6 - 0.0493818R^7 \\ NVT_{\infty} &= -67.8989 + 165.876R - 172.017R^2 + 117.553R^3 - 46.665R^4 \\ &\quad + 10.7311R^5 - 1.32201R^6 + 0.0674461R^7 \end{aligned} \quad (3)$$

ここで $R(\$)$ は投入反応度である。ちなみに、NSRR 実験で実測されるのはパルス後 1s までの積分出力 NVT_1 であり、投入反応度の関数として次式で表せる。

$$\begin{aligned} NVT_1 &= -15.3881 + 2.86929R + 23.5509R^2 - 9.42769R^3 + 0.853029R^4 \\ &\quad + 0.447556R^5 - 0.126032R^6 + 0.00958921R^7 \end{aligned} \quad (4)$$

3.2 化学分離および測定手法

前述の実験燃料内でパルス照射により生じた核分裂数を求めるために、FP の崩壊によって発生する γ 線を測定し定量する方法が一般的に行われている[14]。この際、測定に寄与する燃料の量を限定し、燃料内の自己吸収の効果を小さくする目的で、燃料の一部を溶解・希釈して測定する。この時、4章で示すように、実験燃料の発熱量は外周部で高く、中心で低い分布を持つため、半径方向平均の発熱量を正しく測定するためには、欠け落ちの無いディスク状の試料を溶解する必要がある。照射済燃料においてはペレットに割れが多く発生しているため、溶解試料の欠落を防ぐため樹脂で予め固化した燃料片からのディスクの採取を行う。燃料を硝酸で溶解する際には、この樹脂の一部も溶解するため、試料中の燃料量を定量するためには、U および Pu の定量も必要となる。これらの元素は放射線による測定が困難なため、化学分離後の質量分析により定量する。パルス照射時の核分裂数の評価に用いる Ba-140 は、半減期 $t_{1/2}=12.75$ 日でエネルギー 537.27keV の γ 線を 1 崩壊当たり 0.244 個放出する。JMTR での予備照射中に生成された Ba-140 は無視できる量に減衰しているが Cs-137, Cs-134, Zr-95 等の長・中半減期 FP によるバックグラウンドが高いため、測定に当たってはこれらを化学分離により除去する必要がある。

この化学分離および測定手法は、Fig. 14, 15 に示すように分析センタで開発され実施された。化学分離は基本的にイオン交換法によっており、Ba 分離の化

学収率(Chemical Yield)を求めるための標準として Ba-133 (半減期 $t_{1/2}$: 10.74 年、放出 γ 線エネルギー(放出率) : 81keV(0.335), 276.4keV(0.0709), 302.85keV(0.184), 356keV(0.621), 383.85keV(0.0891))を使用し、化学分離前後の Ba-133 強度の変化から Ba の化学収率を求めた。また、質量分析では U, Pu に加え、ネオジミウム(Nd)の測定を行い JMTR 予備照射による燃焼度を評価した。質量分析は基本的に同位体比の測定なので、既知量の同位体、U-233, Pu-242, Nd-150 を添加(spike)した溶液を別に用意し(Sample B)、同位体比の変化から目的の元素量を定量した(同位体希釈法 : Isotope Dilution Method: IDM)。ここで、添加しないサンプル A の元素 A の同位体 A_i の存在比を f_i ; 原子数を n_i 、同位体 A_i を N_i 添加したサンプル B のにおける同位体 A_i の存在比を f'_i とすると、

$$\begin{aligned} f_i &= \frac{n_i}{\sum n_i} \\ f'_i &= \frac{n_i + N_i}{\sum n_i + \sum N_i} \end{aligned} \quad (4)$$

ここで $\sum f_i = 1$ 、 $\sum f'_i = 1$ である。ここで、未知数は i 個の n_i である。これを整理すると、

$$f'_i = \frac{\frac{n_i}{\sum n_i} + \frac{N_i}{\sum N_i}}{1 + \frac{\sum N_i}{\sum n_i}} = \frac{f_i + \frac{N_i}{\sum N_i}}{1 + \frac{\sum N_i}{\sum n_i}} \therefore \sum n_i = \frac{N_i - f'_i \sum N_i}{f'_i - f_i} \quad (5)$$

が得られ、スパイク量 N_i と同位体それぞれの存在比の変化 f_i, f'_i から初期の原子数の合計 $\sum n_i$ が得られる。(5)式において、化学分離後の質量分析により測定するのは f_i, f'_i であるので、化学収率(Chemical Yield: Y_c)は必要ではない。

分析センタでの分離・測定は、手法が確立した時点から徐々に反応度安全研究室に移管された。Fig. 14, 15 に示した化学分離では、Ba は分離の殆ど最終段階で得られる。この移管に伴い、短半減期の Ba-140 を出来るだけ速い時に簡単に分離する目的で、別溶液 C を用意し沈殿法による Ba の分離を行う様に手順を変更した。Fig. 16 に沈殿法による Ba 分離手順の概要を示す。ここでは、燃料の硝酸溶液に塩化アンモニウム(NH_4Cl)溶液およびアンモニア水を加えアルカリ性にして、La, Fe, Eu, U およびアクチニド元素を沈殿として取り除き、溶液側に残った Ba に硫酸を加え硫酸バリウム(BaSO_4)として沈殿分離する。 BaSO_4 の Cs による汚染を小さくするため、沈殿を濃硫酸(H_2SO_4)で再溶解し、再沈殿させている。また、Ba の化学収率 Y_{cBa} は、Ba-133 を添加し、分離前後の γ 線の強度比から評価した。即ち、

$$Y_{cBa} = \frac{\text{分離後の} Ba-133\gamma \text{ 線計数率}}{\text{分離前の} Ba-133\gamma \text{ 線計数率}} \quad (6)$$

となる。また、測定時（測定時間の中間点 t_m ）における溶液 C 中の Ba-140 原子数 $N_{Ba-140}(t_m)$ は、Ba-140 の 537.27keV γ 線の放出率 I_γ (0.244)、検出効率 k 、計数率 $c(1/s)$ 、崩壊定数 λ ($\ln 2 / t_{1/2} = 6.292 \times 10^{-7}$, 1/s)、放射能強度 $R(Bq)$ により、

$$N_{Ba-140}(t_m) = \frac{R_{Ba-140}(t_m)}{\lambda} = \frac{c}{\lambda k I_\gamma} \quad (7)$$

と表せる。また、パルス照射から測定開始までの時間を t_s 、終了までの時間を t_f グロス計数（バックグラウンドを引く前のピークチャンネル部の計数）を C_g 、ネット計数（バックグラウンドを引いた後のピークチャンネル部の計数）を C_n 、実効測定時間(live time)を t_l とすると、パルス照射時の Ba-140 原子数 $N_{Ba-140}(0)$ は、

$$N_{Ba-140}(0) = \frac{\lambda(t_f - t_s)}{e^{-\lambda t_s} - e^{-\lambda t_f}} N_{Ba-140}(t_m) \cong \frac{N_{Ba-140}(t_m)}{e^{-\lambda t_m}} \quad (8)$$

となる。ここで、時刻や半減期、検出効率、放出率等の誤差が無視できるものとすると、 γ 線検出の統計誤差による偏差 $S(\%)$ 等は以下の関係にある。

$$\begin{aligned} S &= \frac{\sqrt{C_g}}{C_n} \times 100 \\ t_m &= \frac{t_s + t_f}{2} \\ c &= \frac{C_n}{t_l} \end{aligned} \quad (9)$$

Ba-140 の熱中性子による核分裂収率(fission yield: Y_f) は、核分裂性物質によって若干異なり、U-235、Pu-239、Pu-241 でそれぞれ、6.2、5.4 および 5.7% である。照射済燃料の場合一般に、核分裂性 Pu の寄与が無視できないため実効的な核分裂収率を用いる必要がある。原子数を n_{U-235} 、 n_{Pu-239} 、 n_{Pu-241} 、核分裂収率を Y_{U-235} 、 Y_{Pu-239} 、 Y_{Pu-241} 、熱中性子による核分裂断面積を σ_{U-235} 、 σ_{Pu-239} 、 σ_{Pu-241} とすると実効収率 Y_f は、

$$Y_f = \frac{Y_{U-235} n_{U-235} \sigma_{U-235} + Y_{Pu-239} n_{Pu-239} \sigma_{Pu-239} + Y_{Pu-241} n_{Pu-241} \sigma_{Pu-241}}{n_{U-235} \sigma_{U-235} + n_{Pu-239} \sigma_{Pu-239} + n_{Pu-241} \sigma_{Pu-241}} \quad (10)$$

となる。パルス照射の場合は、照射中の燃料組成の変化は無視できるので上記実効収率の経時変化は考慮しなくて良い。ここで、 σ_{U-235} 、 σ_{Pu-239} 、 σ_{Pu-241} は、

それぞれ 577、741、950 (barns=10⁻²⁴cm²)とした。ただし、本報告の対象となる JMTR 予備照射燃料の場合、Pu の生成量は U 量の 1/1000 程度であり、実効収率は U-235 のものと殆ど差がない。

ベース照射中の燃焼度の評価には、安定核種の Nd-148 を用いた。収率 Y の核種による差は小さいので、U-235 熱中性子による核分裂収率 1.671%を用いて燃焼度 Bu(fissions per initial metal atom: FIMA%)を以下の式で評価した。

$$Bu = \frac{\frac{N_{Nd-148}}{Y} \times 100}{n_{U_{ini}}} \quad (11)$$

ここで、 N_{Nd-148} は溶液 A 中の Nd-148 原子数、 $n_{U_{ini}}$ は U 原子数の照射前の初期値で、照射後の U 量 n_U に、U-238 の中性子吸収で生成された Pu 量 n_{Pu} と核分裂数を加えて得られるものとした。

$$n_{U_{ini}} = n_U + n_{Pu} + \frac{N_{Nd-148}}{Y} \quad (12)$$

なお、燃焼度を FIMA%から良く用いられる単位 GWd/tU に換算するには 9.61 を乗ずればよい。

ウランの質量分析を行った溶液 B (IDM 用標準 U, Pu, Nd 添加済みサンプル) と Ba-140 の測定を行った溶液 C の量をそれぞれ m_B 、 m_C とすると、初期 UO₂1g 当たりの核分裂数 F_∞ (n/g·fuel)は、

$$F_\infty = \frac{\frac{N_{Ba-140}(0)}{Y_f} \frac{m_B}{m_C}}{\frac{M_U n_{U_{ini}}}{N_{avg}} + \frac{2M_O n_{U_{ini}}}{N_{avg}}} \quad (13)$$

で得られる。ここで、 M_U は初期 U の平均質量数、 M_O は酸素の質量数(15.999)、 N_{avg} はアボガドロ数($6.022 \times 10^{23} \text{ mol}^{-1}$)である。U-235 の初期原子数存在比(ほぼ濃縮度(%))の 1/100 に等しい E とすると、

$$M_U = 235.044E + 238.051(1 - E) \quad (14)$$

となる。ここで得られた F_∞ を用いて(1)および(2)式から、発熱量を評価することが出来る。

3.3 結果

前述の手法を用いて評価した JMTR 予備照射実験燃料の燃焼度、発熱量、投

入反応度、1sまでのNSRR 積分出力、無限大時間までの推定積分出力、カップリング係数を Table 1 にまとめた[9-13]。また、これらの燃料のパルス照射時の燃焼度と U、Pu、Nd の同位体組成を Table 2 にまとめた。Fig. 17 に JMTR 予備照射燃料の燃焼度と照射後の U-235 残存量（原子数密度）の関係を示す。燃焼度の増加に従って U-235 原子数密度が、ほぼ線形に減少している。この図から、高濃縮燃料を JMTR 反射体領域のような柔らかいスペクトルの中性子場で照射した場合、Pu の生成とその核分裂による影響および U-238 の高速中性子による核分裂の影響は殆ど無く、実効的には全て U-235 の熱中性子による核分裂と見なせることが分かる。

Fig. 18 に U-235 の原子数密度とカップリング係数（NSRR 単位積分炉出力当たりの実験燃料中の核分裂数）の関係を、JMTR 予備照射燃料と未照射燃料についてまとめた。未照射燃料実験では、I-S あるいは I-N 型の 1 重の大気圧水力カプセル（形状は全く同じとみなして良い）を用いて、濃縮度 20%、10% および 5% の実験燃料をパルス照射し、その発熱量を Ba-140, La-140, Cs-137, Ce-144, Zr-95 等の FP の γ 線測定によって評価している[14]。未照射燃料実験では、照射済燃料実験と違いベース照射中の FP が存在しないため、より多くの FP を発熱量評価に用いることが出来、化学分離作業も不要である。Table 3 に未照射燃料実験での実験条件と得られたカップリング係数をまとめた。また、カップリング係数と濃縮度から評価した U-235 原子数密度の関係を示す Fig. 18 に見られるように、それぞれらつきはあるものの、カップリング係数と U-235 原子数密度の相関が見える。このうち、未照射燃料実験に用いたカプセルの構造は JMTR 予備照射燃料実験用とは若干異なり（Fig. 19 に I-S および I-N 大気圧水カプセルの構造を示す）、減速材として働く水の層はほぼ同じ厚さであるが、中性子の吸収体であるステンレス鋼製のカプセル胴部が、一重でやや薄い。二重構造の X-I および X-III 型大気圧水カプセルでは、外部容器の水で減速された中性子が、内部カプセル胴部を通過するため、ステンレス鋼による吸収の効果が大きい。このため、未照射燃料実験でのカップリング係数は照射済燃料実験に比べてやや高い傾向を示している。カプセルの違いによる効果は次章の核計算により定量化した。

4. NSRR 炉心核計算

これまで見てきたように、実験燃料の発熱量は NSRR 炉心と実験燃料の間の積分出力の比であるカップリング係数として整理できる。カップリング係数は熱中性子束の分布に依存する係数であるので、実験燃料、実験カプセルを含む

NSRR 炉心の中性子輸送計算を行い分布を評価した。計算には原研熱中性子標準設計コードシステム SRAC[16, 17]および JENDL-3. 2[18]を用い、炉心を 2 次元の R-Z 体系に分割し TWOTRAN-II[19]により中性子および出力分布を評価した。

4.1 計算体系

NSRR 炉心(Figs. 8, 10)を R-Z2 次元にモデル化するため、Fig. 20 に示すように炉心およびその周辺を領域分けした。炉心燃料部は衝突確率法を用いたセル計算により、その他の領域は、核分裂スペクトルと 1/E 分布および Maxwell 分布(300+50K)を組み合わせた SRAC 内蔵スペクトルにより、107 群の断面積ライブラリを 61 群の巨視的断面積に縮約した。更に、炉心の半径方向および軸方向について 1 次元の ANISN[20]計算を行い、断面積を熱領域 5 群、高速領域 4 群に縮約した。縮約したエネルギー構造を Table 4 に、縮約の手順を Fig. 21 にまとめた。セル計算等に用いた各領域の原子数密度、寸法等については既報[21, 22]を参照されたい。TWOTRAN-II 計算時の Sn 分点は 8 とし、P0 近似を用いた。

4.2 照射済燃料実験

Fig. 9 に示した JMTR 予備照射燃料実験用の X-I および X-III 型大気圧水カプセルを Table 5 に示す体系で一次元 ANISN 計算による巨視的断面積の縮約を行った後、Table 6 および Table 7 に示す 2 次元 R-Z 体系にモデル化した。カプセルは 2 重で、実験燃料の発熱評価上重要な胴部は、内径 72mm、肉厚 4.5mm のステンレス鋼製内部カプセルの外側に、内径 130mm、肉厚 4mm のステンレス鋼製外部容器が実験燃料を取り囲んでいる。それぞれの容器には室温の水が満たされ、NSRR 炉心から入射する中性子の減速材として働く。実験燃料は NSRR 実験標準の 14×14PWR 型(Fig. 4)であり、燃料挙動上重要な燃料スタック中央部の初期濃縮度は 10% および 20% である。U-235 原子数密度は燃焼度に応じて低下しており、計算には実測した同位体比から得られた燃焼後の原子数密度(Table 2)を用いた。計算により得られた、カップリング係数を実測値と比較して Table 8 および Fig. 22 にまとめた。計算結果は、実験値に比べて最大 19% の違いがあるが良く実験結果を再現している。

NSRR でパルス照射した際の半径方向の発熱分布は、燃料挙動を評価する上で重要な要素の一つであるが、これを実測で求めることは難しい。Table 9 に核計算により評価した発熱分布を示す。表最下段のノード 20 が最外周部の相対出力密度を示しており、ピーピング係数に相当する。初期 10% 濃縮燃料のピーピング係数は 1.2 前後で燃焼度の増加につれて若干小さくなる傾向を示している(未照射の場合、次章に示すとおり 1.26)、20% 濃縮燃料では 1.4 前後で、こ

れも未照射燃料の約 1.5 から燃焼と共に低下している。この結果は、初期濃縮度の低い軽水炉燃料のピーキング係数が燃焼度 30GWd/tU 以上では、2 以上の大きな値を取り、燃焼と共に増加するのと大きく異なっている[23]。この結果は、JMTR 予備照射燃料の場合柔らかい中性子スペクトルで照射されたため、燃料外周部で U-238 の中性子吸収により生成される Pu の量が少ない事、元々高濃縮であるため、生成された Pu が発熱に寄与する割合が小さい事に起因しているものと考えられる。

これまでに示した計算結果は、実測した U 組成を用いているが、実際の燃料中には、Pu 等の超ウラン元素(Transuranium; TRU)や核分裂生成物(FP)が含まれている。これらの元素が燃料発熱量に及ぼす効果を評価するため、JMN-I 実験を例に JMTR における予備照射による燃焼計算を行い、TRU および FP の生成量を評価した。燃焼計算に広く用いられる ORIGEN2 コード[24]には、JMTR の照射場の中性子スペクトルに適したライブラリを有していないため、SRAC コードで評価した JMTR の中性子スペクトルを SWAT[25]コードで ORIGEN2 ライブラリ形式に変換して燃焼計算を行った[7]。得られた TRU と FP の原子数密度を U および O を含めて Table 10 にまとめた。これらの原子数密度を用いてカップリング係数を計算した。結果を Table 11 にまとめた。実測の原子数密度を用いた場合を標準とすると、Pu-239 を考慮する(Case 3)ことにより 1.5% 上昇する。その他の TRU を含めると(Case 4)(n, γ)反応による中性子の吸収の増加によりカップリング係数の増加量は 1.4% になる。この結果から、TRU の効果の大部分が Pu-239 であることが分かる。同表下段に示すように、SWAT による Pu 生成量は若干実測値よりも大きい。この違いの効果を見るため TRU のうち Pu を実測値に置き換えると(Case 5)、カップリング係数は基準の 1.1% 増と若干小さくなる。これは Pu-239 の量が約 27% 減少した効果と思われる。他方、Sm-149, 151 や Cd-113 など FP の一部は、中性子吸収断面積が大きいため燃料発熱量を減少させる。U のみを考慮した燃料組成に FP を加えると(Case 6)、カップリング係数は 1.7% 減少する。結果として、TRU(主に Pu)による増加と FP による減少の効果により、これらを考慮した場合(Case 7)、U のみを考慮した場合に比べてカップリング係数の変化は -0.3% と小さく、ほとんど無視できることが分かる。この結果から、発熱量を評価するには燃焼度に対応した U 同位体の比率が分かっていれば、実用上問題ないことが明らかになった。

4.3 未照射燃料実験

Fig. 19 に示した未照射燃料実験用の I-N 型大気圧水カプセルを Table 12 および Table 13 の様にモデル化し、ANISN および TWOTRAN-II の計算を行った。カプセルは 1 重で、実験燃料の発熱評価上重要な胴部は、内径 120mm、肉厚 7mm

のステンレス鋼である。実験燃料は、JMTR 予備照射燃料と同じ 14×14 PWR (NSRR 実験標準) 型[13]であり、濃縮度は 5, 10, 20%である。結果を実測値と比較して Table 8 に、また、照射済燃料実験の結果を含めて U-235 原子数密度とカップリング係数の関係を Fig. 23 にまとめる。図中の黒印は実験結果（未照射実験は各濃縮度での平均値）、白抜きは計算結果を示す。計算結果は実測の平均値と $\pm 3\%$ と非常によい一致を示している。

また、2 重カプセルによる発熱量の減少は Table 8 の 10D/10S 等から約 23% と見積もられる。

未照射燃料の半径方向出力分布を Table 14 にまとめた。半径方向ピーキング係数は、5%濃縮で 1.13、10%で 1.26、20%で 1.53 と濃縮度の上昇に連れ増加する。照射カプセルによる違いは小さい。

5. 考察

本研究では、実測および計算により JMTR で予備照射した燃料の NSRR 実験における発熱量を評価した。これらの結果により、発熱量と U-235 原子数密度の関係が得られたが、実測値は計算値に比べて +19% の JM-2 実験を除くと、+8 ~ -7% 程度のばらつきを示した。Fig. 23 に示す実線は、JMTR 予備照射燃料実験に対するカップリング係数の計算値を結んだものであるが、同図に見られるように、ばらついた実験値に対し、計算値は平均的な値を示している。U-235 の原子数密度を $n_{U-235} (\times 10^{23} \text{ atoms/cm}^3)$ とした時、計算結果に基づくカップリング係数 $\eta (\times 10^{11} \text{ fissions/g/MWs})$ は、

$$\begin{aligned} \eta = & 0.00015426 + 4.9639n_{U-235} - 3.0194n_{U-235}^2 + 1.2877n_{U-235}^3 \\ & - 0.33351n_{U-235}^4 + 0.046362n_{U-235}^5 - 0.0026372n_{U-235}^6 \end{aligned} \quad (15)$$

と表せる。

Ba-140 の計数率や標準線源の精度から予想される評価誤差は、1~4%程度であり、このばらつきの大きさを説明できない。評価に当たっては、燃料の溶解、希釈、分収、イオン交換法による分離、 γ 線測定、質量分析等の多くの処理・分析を行っている。これらの操作の中で、化学分離前の溶液の取り扱い過程では、Ba および U の均一性が保たれていれば、分収率や希釈率の誤差は、発熱量のばらつきの要因とはならない。他方、発熱量の分子となる Ba-140 と分母となる U を別々に取り扱う過程では、分離収率等を標準試料などにより求めている。これらの収率の精度は Ba-140 からの γ 線測定の精度（1~4%程度）よりもむしろ良いと考えられ、全体の大きなばらつきは説明できない。

他方、カップリング係数として発熱量を整理する場合には、積分炉出力が誤差の要因となり得る。無限大時間までの積分炉出力 NVT_{∞} は直接は測定されず、投入反応度の関数として評価される。この時の、投入反応度の評価法には 3 通りある。1つは、実測される 1 秒までの積分炉出力 NVT_1 から評価する方法(1)、他の 2 つは、予め特性を調べてあるトランジエント棒(2)および調整棒(3)の位置と反応度の関係 (S カーブ) から投入反応度をそれぞれ評価する方法である。これらの 3 種類の方法で評価した投入反応度と NVT_{∞} 、カップリング係数を Table 15 にまとめた。投入反応度は評価法によって \$0.2\$ 程度異なる場合があり、その結果、 NVT_{∞} 、カップリング係数の評価値は、10%程度異なる場合がある。得られたそれぞれのカップリング係数と U-235 原子数密度の関係を Fig. 24 に示した。計算結果による Fig. 23 の曲線 (式(15)) に対するばらつきは、調整棒の位置(BANK)と反応度値から評価した(3)投入反応度を用いて整理した場合が最も小さくなる (偏差 7.4%)。 NVT_1 の実測値には、出力の積分開始時刻の設定、出力 0 レベルの設定等に起因する誤差が入る余地がある事を考慮すると、反応度評価としては最も細かく反応度値カーブを求めている調整棒による評価(3)BANK を用いるのが妥当と判断される。また、投入反応度および NVT_{∞} の評価誤差は反応度が小さい程大きくなる。しかしながら、調整棒位置による反応度を用いた評価結果においても JM-2 実験における大きな違いについては、改善は見られない。JM-2 実験における大きな違いは、発熱量評価そのものの評価誤差に起因するものと考えられ。調整棒の位置(BANK)と反応度値から評価した(3)投入反応度を用いて整理したカップリング係数は、この JM-2 実験を除くと実験結果と非常に良く一致し、実験値の計算結果に対する偏差も 4.2%程度と小さくなる。

以上の結果から、実測のカップリング係数のばらつきの原因は明確ではないが、投入反応度として、調整棒による評価(3)BANK を用いる事によりばらつきは若干小さくなることが明らかとなった。以上の検討の結果から、JMTR 予備照射燃料実験におけるカップリング係数は、(15)式に示す計算結果をその最確値と見なして、問題ないと考えられる。

初期濃縮度 10%E の燃料の場合、U-235 原子数密度は燃焼度の関数として、Fig. 17 に示すように線形近似で簡単に求めることが出来る。燃焼度 2%FIMA あるいは 3%FIMA から 10%燃焼度が変動し、1.8%FIMA および 2.7%FIMA となると、U-235 原子数密度は、それぞれ、 $1.81E+21$ から $1.86E+21$ atoms/cm³ へ、 $1.54E+21$ から $1.62E+21$ atoms/cm³ へと 3~5%変化する。この結果カップリング係数は、 $3.95E+11$ から $4.00E+11$ cal/g/MWs へ、 $3.68E+11$ から $3.77E+11$ cal/g/MWs へと、それぞれ 1.2% および 2.3%変化する。同様に、燃焼度が 2%FIMA あるいは 3%FIMA から 20%変動した場合のカップリング係数の変化は、それぞれ 2.5%

および 4.6%であり、実測値のばらつきと比べても大きくはない。これは、初期濃縮度が大きいため、残留 U-235 密度が燃焼度に対する感度が小さく、さらにカップリング係数の U-235 密度に関する感度も高密度領域では低いことによる。カップリング係数の燃焼度に対する感度の低さは初期濃縮度 20%の燃料ではさらに顕著であり、3%FIMA での燃焼度の 20%の違いは、カップリング係数に対して 1.1%の変化しか及ぼさない。以上の検討結果から判断すると、初期濃縮度が高い JMTR 予備照射燃料に限って言えば、カップリング係数は燃焼度の関数として評価できる。この時、用いる燃焼度の精度はあまり必要なく、精度が±10%程度と推定される JMTR での燃焼度評価値を用いても実用上問題のない精度で、NSRR 実験時の発熱量およびピーク燃料エンタルピは評価できるものと判断される。

6. 結論

照射済燃料実験における燃料発熱量を精度良く評価するために、パルス照射により実験燃料中に生成された短半減期 FP であるバリウム(Ba-140)を化学分離・定量する手法を開発した。NSRR 実験で最も重要な実験パラメータである発熱量、あるいはピーク燃料エンタルピを、JMTR 予備照射燃料を対象としてこの手法により評価した。得られた実験燃料と炉心出力のカップリング係数は、燃焼度に依存する残留 U-235 原子数密度と強い相関を示した。しかしながら、評価結果は、測定に必要な複雑な操作に伴うと考えられる誤差により数%程度のばらつきを示した。

より信頼性の高い発熱量評価を行うため、カプセルに封入された実験燃料を含む NSRR 炉心の中性子分布計算を行い、カップリング係数を別途評価した。計算結果は、種々の濃縮度の燃料を照射した未照射燃料実験を含めて良好な実験結果を再現した。この結果から、信頼性の高い発熱量と残留核分裂性物質量の関係が得られた。

JMTR 予備照射燃料は、高濃縮の燃料を減速材に囲まれた反射体領域で照射を行ったため、中性子スペクトルが柔らかく Pu の生成量は極わずかである。このため、Pu の核分裂による発熱量の上昇(+1.5%)は FP の吸収による低下(-1.7%)を補う程度に過ぎず、発熱量の評価にはこれらの効果を無視しても実用上問題がない。このため、実質的には核分裂性物質は U-235 のみと考えて良く、その量は初期濃縮度と燃焼度から簡単に得ることが出来る。正確な燃焼度評価には、ウランの同位体組成の測定が必要であるが、燃焼度評価誤差が発熱量に与える影響はあまり大きくない。例えば、初期濃縮度 10%燃料で燃焼度 3%FIMA

の場合、燃焼度の 10%の違いは、カップリング係数に約 2%の違いを生ずるに留まる。実測の発熱量のばらつきは、最確値に対して数%あることを考えると、JMTR 照射場での熱中性子束による燃焼度評価結果を用いた場合でも、実用上問題のない精度で発熱量を評価出来るものと考えられる。

謝辞

本報告の NSRR 照射済燃料実験は、NSRR 管理室、大洗研・材料試験炉部、東海研・ホットラボ課との協力により実施されたものであり、特に、発熱量評価は、分析センタの諸氏により実施されました。ここに記して感謝します。また、本報告に含まれる実験データの整理、分析手法の改良・実施等につきましては、吉永真希夫、杉山智之、吾勝常勲、会沢啓一、永井敦也、各氏の協力を得ました。記して感謝します。

参考文献

- [1] T. Nakamura et al. "Boiling Water Reactor Fuel Behavior at Burnup of 26GWd/tonne U under Reactivity-Initiated Accident Conditions," Nucl. Technol. 108, 45, 1994.
- [2] T. Fuketa et al. "NSRR/RIA Experiments with High-Burnup PWR Fuels," Nucl. Safety, 37, 4, Oct.-Dec. 1996.
- [3] T. Fujishiro et al. "Transient Fuel behavior of Preirradiated PWR Fuels under Reactivity Initiated Accident Conditions," J. Nucl. Mater., 188, 162, (1992).
- [4] K. Ishijima, S. Tanzawa, T. Fuketa and T. Fujishiro, "Behavior of Preirradiated Fuels under Simulated RIA Conditions", Proceedings of the Intl. Topical Meeting on Safety of Thermal Reactors, Portland, ANS, Oregon U.S.A. July 1991.
- [5] H. Nakata et al. "Irradiation facilities in JMTR," JAERI-M 82-119, 1982.
- [6] M. Yoshinaga et al. "Behavior of Pre-irradiated Fuel under a simulated RIA Condition [Results of NSRR Test JMN-1]," JAERI-Research, in preparation.
- [7] 小此木一成 他、「JMTR 照射場の中性子スペクトルを用いた燃焼計算 (NSRR 予備照射燃料の燃焼計算法の開発)」JAERI-Data/Code 98- 準備中.
- [8] N. Ohnishi and T. Inabe, "Evaluation of Effective Energy Deposition in Test Fuel during Power Burst Experiment in NSRR," J. Nucl. Sci. Technol. 19, 7, 1982.
- [9] K. Ishijima, S. Tanzawa, T. Fuketa, K. Homma and T. Fujishiro, "Experimental Data Report for Test JM-1, Series of Reactivity Initiated Accident Test in NSRR with Fuel Rod Pre-irradiated in JMTR", JAERI-M 91-127, Aug. 1991.
- [10] S. Tanzawa, T. Fuketa, K. Homma, K. Ishijima and T. Fujishiro, "Experimental Data Report for Test JM-2, Series of Reactivity Initiated Accident Test in the NSRR with Fuel Rod Pre-irradiated in the JMTR", JAERI-M 91-157, Sep. 1991.

- [11] T. Fuketa, H. Sasajima, Y. Mori, K. Homma, S. Tanzawa, K. Ishijima, T. Fujishiro, S. Kobayashi, T. Kikuchi and H. Sakai, "Behavior of Pre-irradiated Fuel under a Simulated RIA Condition [Result of NSRR Test JM-3]", JAERI-Research 94-006, July 1994.
- [12] T. Fuketa, H. Sasajima, y. Mori, K. Homma, S. Tanzawa, K. Ishijima, S. Kobayashi, T. Kikuchi and H. Sakai, "Behavior of Pre-irradiated Fuel under a Simulated RIA Condition [Result of NSRR Test JM-4]", JAERI-Research 95-013, July 1995.
- [13] T. Fuketa et al. "Behavior of Pre-Irradiated Fuel Under A simulated RIA Condition [Results of NSRR Test JM-5]," JAERI-Research 95-078 (1995).
- [14] 大西信秋 他、"NSRR 実験における試験燃料の発熱量の評価", JAERI-M 7539, 1978.
- [15] 更田豊志 他、"NSRR ウラン水素化ジルコニウム燃料実験における発熱量の解析及び実験用カプセル最大負荷の評価", JAERI-Research 95-005.
- [16] K. Tsuchihashi et al. "Revised SRAC Code System", JAERI 1302, 1986.
- [17] 奥村啓介 他、"SRAC95; 汎用核計算コードシステム", JAERI-Data/Code 96-015, 1996.
- [18] K. Shibata et al. "Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version -3 JENDL-3-", JAERI 1319, 1990.
- [19] K. D. Lathrop and F. W. Brinkley, "TWOTRAN-II: An Interfaced, Exportable Version of TWOTRAN Code for Two- Dimensional Transport", LA-4848-MS, Los Alamos Scientific Laboratory, 1973.
- [20] W. W. Engle Jr. "A Users Manual for ANISN", K-1693, 1967.
- [21] 中村武彦 他、"NSRR 高速炉燃料実験における各種燃料の発熱量の予測評価", JAERI-M 90-067, 1990.

- [22] 中村武彦 他、”NSRR における合成パルス運転時に見られるトランジエン
ト棒によるシャドウイング効果の解析(I)”, JAERI-M 91-185, 1991.
- [23] 中村武彦 他、”FP ガスによる燃料変形モデル(FRAP-T6 用)の開発と NSRR
照射済み燃料実験の解析”, JAERI-Research 96-060.
- [24] A. G. Croff, "ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide
Compositions and Characteristics of Nuclear Materials," Nucl. Technol. Vol. 62,
335, 1983.
- [25] 須山賢也 他、”統合化燃焼計算コードシステム SWAT”, JAERI-Data/Code
97-047.

Table 1 Burnup and number of fissions by NSRR pulse irradiation in JM tests

Test No.	Burnup, %FIMA (GWd/tU)	Number of fissions, Fissions/g	STD %	Reactivity, \$	NVT ₁ , MWs (=MJ)	NVT _∞ , MWs (=MJ)	Coupling factor; η fissions/g/MWs
JM-2	2.789 (26.8)	1.67E+13	2.0	2.54	44.91	53.2	3.14E+11
JM-3	1.500 (14.4)	2.68E+13	2.0	2.71	49.61	58.4	4.59E+11
JM-4	2.357 (22.6)	3.25E+13	3.4	3.58	74.29	85.3	3.81E+11
JM-5	2.653 (25.4)	3.14E+13	1.7	3.37	68.26	78.7	3.99E+11
JM-6	1.648 (15.8)	2.94E+13	1.6	3.10	60.47	70.2	4.19E+11
JM-7	1.290 (12.4)	2.83E+13	1.1	2.89	54.39	63.6	4.45E+11
JM-8	1.997 (19.2)	2.94E+13	2.3	3.07	59.58	69.2	4.25E+11
JMN-1	1.957 (18.7)	2.74E+13	4.14	3.09	63.5	74.3	3.69E+11
JMH-4	3.03 (29.0)	-	-	2.86	53.6	-	-

Table 2 Isotope composition of uranium, plutonium and neodymium of JM test fuels measured by mass spectrometry

Isotopes Atoms/cm ³ %		Test No.								
		JM-2	JM-3	JM-4	JM-5	JM-6	JM-7	JM-8	JMN-1	JMH-4
U	234	1.396E+19 0.062	- -	1.446E+19 0.064	1.432E+19 0.063	1.904E+19 0.083	1.466E+19 0.064	1.882E+19 0.083	1.516E+19 0.067	3.179E+19 0.140
	235	1.599E+21 7.077	- -	1.706E+21 7.518	1.634E+21 7.219	1.900E+21 8.310	1.993E+21 8.685	1.809E+21 7.940	1.823E+21 8.008	3.898E+21 17.170
	236	1.295E+20 0.573	- -	1.105E+20 0.487	1.229E+20 0.543	7.773E+19 0.340	6.425E+19 0.280	9.226E+19 0.405	9.536E+19 0.419	1.499E+20 0.660
	238	2.085E+22 92.288	- -	2.087E+22 91.931	2.086E+22 92.175	2.086E+22 91.266	2.087E+22 90.972	2.086E+22 91.572	2.083E+22 91.506	1.863E+22 82.030
	SUM	2.260E+22 100.000	- -	2.270E+22 100.000	2.263E+22 100.000	2.286E+22 99.999	2.294E+22 100.001	2.278E+22 100.000	2.276E+22 100.000	2.271E+22 100.000
Pu	238	1.085E+17 0.204	- -	8.612E+16 0.167	1.208E+17 0.209	2.951E+16 0.082	1.281E+16 0.053	4.682E+16 0.112	5.669E+16 0.137	- -
	239	4.604E+19 86.599	- -	4.573E+19 88.687	5.040E+19 87.205	3.309E+19 91.956	2.278E+19 94.270	3.771E+19 90.215	3.726E+19 90.049	- -
	240	5.838E+18 10.980	- -	4.769E+18 9.248	5.897E+18 10.204	2.511E+18 6.979	1.259E+18 5.211	3.477E+18 8.317	3.474E+18 8.395	- -
	241	1.097E+18 2.063	- -	9.225E+17 1.789	1.289E+18 2.231	3.397E+17 0.944	1.085E+17 0.449	5.384E+17 1.288	5.574E+17 1.347	- -
	242	8.188E+16 0.154	- -	5.569E+16 0.108	8.727E+16 0.151	1.403E+16 0.039	3.866E+15 0.016	2.843E+16 0.068	3.021E+16 0.073	- -
	SUM	5.317E+19 100.000	- -	5.157E+19 99.999	5.779E+19 100.000	3.598E+19 100.000	2.416E+19 99.999	4.180E+19 100.000	4.138E+19 100.001	- -
Nd	142	1.609E+17 0.122	- -	1.077E+17 0.096	1.344E+17 0.106	7.041E+16 0.090	3.743E+16 0.061	8.168E+16 0.086	8.302E+16 0.084	- -
	143	3.432E+19 26.029	- -	2.968E+19 26.450	3.318E+19 26.180	2.132E+19 27.258	1.696E+19 27.644	2.551E+19 26.858	2.668E+19 26.996	- -
	144	3.782E+19 28.679	- -	3.199E+19 28.508	3.654E+19 28.832	2.162E+19 27.632	1.676E+19 27.316	2.670E+19 28.114	2.743E+19 27.754	- -
	145	2.467E+19 18.711	- -	2.095E+19 18.669	2.359E+19 18.608	1.473E+19 18.831	1.159E+19 18.891	1.778E+19 18.725	1.862E+19 18.836	- -
	146	1.970E+19 14.936	- -	1.665E+19 14.837	1.884E+19 14.863	1.152E+19 14.725	9.003E+18 8.211	1.402E+19 8.189	1.467E+19 8.200	- -
	148	1.088E+19 8.252	- -	9.196E+18 8.194	1.036E+19 8.170	6.424E+18 8.211	5.025E+18 8.189	7.788E+18 8.200	8.130E+18 8.226	- -
	150	4.315E+18 3.272	- -	3.644E+18 3.247	4.108E+18 3.241	2.545E+18 3.253	1.981E+18 3.228	3.092E+18 3.256	3.226E+18 3.264	- -
	SUM	1.319E+20 100.001	- -	1.122E+20 100.001	1.267E+20 100.000	7.823E+19 100.000	6.136E+19 100.000	9.498E+19 99.999	9.883E+19 99.999	- -

Table 3 Test conditions and evaluated coupling factors in fresh fuel tests with various enrichments in the standard capsule

Test No.	Enrichment %	Number of fissions fissions/g·fuel	Reactivity Insertion \$	NVT ₁ MWs	NVT _∞ MWs	Coupling factor η fissions/g/MWs
220-1*	5	8.79E+12	1.58	18.7	24.31	3.62E+11
220-2	5	1.81E+13	2.33	39.3	47.02	3.86E+11
221-1	5	3.64E+13	3.76	79.7	91.17	3.99E+11
221-2	5	3.79E+13	3.70	77.9	89.20	4.25E+11
221-3	5	3.82E+13	3.65	76.5	87.68	4.36E+11
222-1	5	4.00E+13	3.91	84.2	96.08	4.17E+11
222-3	5	4.30E+13	4.05	88.6	100.86	4.27E+11
Average						4.149E+11
Standard Deviation (%)						4.57
111-3	10	2.74E+13	2.45	42.3	50.34	5.45E+11
111-4	10	3.60E+13	2.97	56.6	65.99	5.45E+11
111-5	10	4.16E+13	3.16	62.1	71.98	5.77E+11
111-6	10	5.09E+13	3.58	74.5	85.49	5.95E+11
220-5*	10	9.50E+12	1.39	13.5	18.67	5.09E+11
201-2	10	2.08E+13	2.07	32.1	39.03	5.34E+11
111-13	10	2.11E+13	2.12	33.6	40.69	5.20E+11
111-14	10	2.48E+13	2.32	38.9	46.57	5.32E+11
111-12	10	2.78E+13	2.39	40.8	48.68	5.71E+11
111-16	10	3.28E+13	2.75	50.5	59.34	5.52E+11
111-17	10	3.26E+13	2.86	53.7	62.83	5.19E+11
113-1	10	3.66E+13	2.95	56.1	65.45	5.59E+11
202-1	10	3.76E+13	3.02	58.2	67.73	5.55E+11
202-4	10	3.69E+13	3.00	57.6	67.08	5.49E+11
202-3	10	3.79E+13	2.99	57.2	66.65	5.69E+11
202-4B	10	3.84E+13	2.94	55.9	65.23	5.88E+11
202-1	10	3.81E+13	2.98	57.1	66.54	5.72E+11
113-2	10	3.84E+13	3.10	60.3	70.02	5.48E+11
Average						5.548E+11
Standard Deviation (%)						3.96
220-3*	20	8.02E+12	1.31	11.2	16.15	4.97E+11
220-4	20	1.87E+13	1.80	24.7	30.85	6.07E+11
221-5	20	3.20E+13	2.19	35.5	42.80	7.48E+11
221-6	20	3.63E+13	2.60	46.5	54.96	6.60E+11
222-5	20	3.99E+13	2.60	46.5	54.96	7.26E+11
222-6	20	4.20E+13	2.64	47.5	56.06	7.49E+11
Average						6.979E+11
Standard Deviation (%)						8.95

Tests with * are excluded for averages, because of their smaller reactivity insertions which cause larger uncertainties on NVTs.

Fission energy, $q_{\infty} = 186.4 \text{ MeV} = 7.133E-12$ is used to evaluate number of fissions.

Table 4 Neutron energy configuration of 107 group SRAC public libraries for cell calculations, 61 groups for ANISN intermediate collapsing calculations, and 9 groups for TWOTRAN-II core calculation

107 group Library		9 group
Group	Upper Energy	
1	1.0000×10^0	
2	7.7880×10^{-6}	
3	6.0653	
4	4.7237	
5	3.6788	
6	2.8650	
7	2.2313	
8	1.7377	1
9	1.3534	
10	1.0540	
11	8.2085×10^{-5}	
12	6.3928	
13	4.9787	
14	3.8774	
15	3.0197	
16	2.3518	
17	1.8316	
18	1.4264	
19	1.1109	
20	8.6517×10^{-4}	
21	6.7379	
22	5.2475	
23	4.0868	
24	3.1828	
25	2.4788	2
26	1.9305	
27	1.5034	
28	1.1709	
29	9.1188×10^{-3}	
30	7.1017	
31	5.5308	
32	4.3074	
33	3.3546	
34	2.6126	
35	2.0347	
36	1.5846	
37	1.2341	
38	9.6112×10^{-2}	
39	7.4852	
40	5.8295	
41	4.5400	
42	3.5358	
43	2.7536	3
44	2.1445	
45	1.6702	
46	1.3007	
47	1.0130	
48	7.8893×10^{-1}	
49	6.1442	
50	4.7851	
51	3.7267	
52	2.9023	
53	2.2603	
54	1.7603	
55	1.3710	

107 group Library		9 group
Group	Upper Energy	
56	1.0677×10^1	
57	8.3153×10^0	
58	6.4760	
59	5.0435	
60	3.9279	
61	3.0590	
62	2.3824	
63	1.8554	4
64	1.6374	
65	1.4450	
66	1.2752	
67	1.1254	
68	9.9312×10^{-1}	
69	8.7642	
70	7.7344	
71	6.8256	
72	6.0236	
73	5.3158	
74	4.6912	5
75	4.1399	
76	3.8926	
77	3.6528	
78	3.4206	
79	3.1961	
80	2.9792	
81	2.7699	
82	2.5683	6
83	2.3742	
84	2.1878	
85	2.0090	
86	1.8378	
87	1.6743	
88	1.5183	
89	1.3700	
90	1.2293	7
91	1.0963	
92	9.7080×10^{-2}	
93	8.5397	
94	7.4276	
95	6.4017	
96	5.4520	
97	4.5785	8
98	3.7813	
99	3.0602	
100	2.4154	
101	1.8467	
102	1.3543	
103	9.3805×10^{-3}	
104	5.9804	
105	3.3423	
106	1.4663	
107	3.5238×10^{-4}	9

Table 5 ANISN 1-D calculation geometry for collapsing 61 neutron energy cross sections into 9 groups in JM pre-irradiated test calculation

No	Distance from core center to zone limit cm	No. of meshes in the zone	Mesh width	Item	Macro ID	Remarks
1	0.4645	20	0.023225	UO ₂ pellet	JA06X01X	Pre-irradiated JM-test fuel
2	0.4740	1	0.009500	Gap gas		He
3	0.5360	2	0.031000	Cladding	JA06X02X	Zry-4
4	2.0000	6	0.244000	Capsule water-1	JA06X03X	H ₂ O
5	3.6000	8	0.200000	Capsule water-2	JA06X04X	H ₂ O
6	4.0500	2	0.225000	Inner capsule wall	JA06X05X	Type 304 stainless steel (SUS)
7	6.5000	12	0.204167	Capsule water-3	JA06X06X	H ₂ O
8	6.9000	1	0.400000	Outer capsule wall	JA06X07X	Type 304 stainless steel (SUS)
9	10.7950	2	1.947500	Air	JA06X08X	Air
10	13.4135	2	1.309250	Experimental tube	JA06X09X	Air+Al+SUS+H ₂ O
11	23.9541	4	2.635150	Driver fuel	JA06X0AX	U-ZrH _{1.6} +SUS+H ₂ O
12	24.5556	2	0.300750	Driver fuel	JA06X0BX	U-ZrH _{1.6} +SUS+H ₂ O
13	24.8509	2	0.147650	Air follower	JA06X0CX	Air follower of transient rods
14	30.9509	2	3.050000	Driver fuel	JA06X0DX	U-ZrH _{1.6} +SUS+H ₂ O
15	40.9509	2	5.000000	Pool water-1	JA06X0EX	H ₂ O
16	60.9509	4	5.000000	Pool water-2	JA06X0FX	H ₂ O
Total No. of mesh		72				

Table 6 Geometry of NSRR core 2-D(R-Z) calculation with X-I type irradiation capsule and JM test fuel rod by TWOTRAN-II(for Tests JM-2, 4, 5, 6, 7, 8, JMN-1,JMH-4, and 5)

Zone ID (see Table 7)		R-distance cm	20	1	6	8	2	1	6	1	1	2	1	2	1	6	2	1	1	4	2	4			
No.	Z-distance From bottom cm	No. of Meshes	20	1	6	8	2	1	6	1	1	2	1	2	1	6	2	1	1	4	2	4			
1	18.47	2	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	21	9	9	9	21	10 11			
2	33.52	2	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	6	7	21	9	9	9	21	10 11		
3	34.07	1	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	6	7	19	19	19	19	19	20 20		
4	35.87	1	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	5	5	6	7	19	19	19	19 20 20		
5	43.72	2	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	5	6	6	7	19	19	19	19 20 20		
6	46.97	2	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	5	6	6	7	18	9	9	9 18 10 11		
7	49.47	1	3	3	3	3	3	3	3	4	4	4	4	4	5	6	6	7	18	9	9	9 18	10 11		
8	52.42	2	2	2	2	30	3	3	4	4	4	4	4	4	5	6	6	7	18	9	9	9 18	10 11		
9	53.77	4	2	2	2	30	3	3	4	4	4	4	4	4	5	6	6	7	8	8	8	9	8 10 11		
10	62.47	1	2	2	2	30	3	4	4	4	4	4	4	4	5	6	6	6	7	8	8	8	9	8 10 11	
11	63.97	1	1	1	2	30	3	4	4	4	4	4	4	4	5	6	6	6	7	8	8	8	9	8 10 11	
12	64.47	1	22	1	2	30	3	4	4	4	4	4	4	4	5	6	6	6	7	8	8	8	9	8 10 11	
13	65.47	1	23	1	2	30	3	4	4	4	4	4	4	4	5	6	6	6	7	8	8	8	9	8 10 11	
14	66.47	1	28	1	2	30	3	4	4	4	4	4	4	4	5	6	6	6	7	8	8	8	9	8 10 11	
15	76.47	10	29	1	2	30	3	4	4	4	4	4	4	4	5	6	6	6	7	8	8	8	9	8 10 11	
16	77.47	1	28	1	2	30	3	4	4	4	4	4	4	4	5	6	6	6	7	8	8	8	9	8 10 11	
17	78.47	1	23	1	2	30	3	4	4	4	4	4	4	4	5	6	6	6	7	8	8	8	9	8 10 11	
18	79.47	1	24	1	2	30	3	4	4	4	4	4	4	4	5	6	6	6	7	8	8	8	9	8 10 11	
19	81.27	1	25	1	2	30	3	4	4	4	4	4	4	4	5	6	6	6	7	8	8	8	9	8 10 11	
20	81.47	1	26	1	2	30	3	4	4	4	4	4	4	4	5	6	6	6	7	8	8	8	9	8 10 11	
21	83.57	1	27	1	2	30	3	4	4	4	4	4	4	4	5	6	6	6	7	8	8	8	9	8 10 11	
22	84.47	1	1	1	2	30	3	4	4	4	4	4	4	4	5	6	6	6	7	8	8	8	9	8 10 11	
23	86.67	1	2	2	2	30	3	4	4	4	4	4	4	4	5	6	6	6	7	8	8	8	9	8 10 11	
24	89.47	2	2	2	2	30	3	3	3	3	4	4	4	4	5	6	6	6	7	8	8	8	9	8 10 11	
25	90.52	1	6	6	6	6	3	3	3	3	4	4	4	4	5	6	6	6	7	8	8	8	9	8 10 11	
26	99.22	4	6	6	6	6	3	3	3	3	4	4	4	4	5	6	6	6	7	16	13	13	9	16	10 11
27	104.47	2	6	6	6	6	3	3	3	3	4	4	4	4	5	6	6	6	7	14	14	14	14	14	15 15
28	106.47	2	6	6	6	6	3	3	3	3	4	5	6	6	6	7	14	14	14	14	14	14	14	15 15	
29	106.82	1	3	3	3	3	3	3	3	3	4	5	6	6	6	7	12	13	13	9	12	10 11			
30	110.47	2	3	3	3	3	3	3	3	3	4	5	6	6	6	7	12	13	13	9	12	10 11			
31	112.97	2	3	3	3	3	3	3	3	3	4	5	5	6	6	7	12	13	13	9	12	10 11			
32	119.47	2	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	5	5	6	7	12	13	13	9	12	10 11	
33	125.97	2	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	5	5	6	7	12	13	13	9	12	10 11			
34	128.47	2	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	6	6	6	7	12	13	13	9	12	10 11
35	160.22	4	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	7	12	13	13	9	12	10 11		

Table 7 Zone identification chart for 2-D(R-Z) TWOTRAN-II calculation (Table 6)

ID	Macro ID	Zone Description	Remarks
1	JA06X02X	Cladding	Zry-4 cladding of test fuel rod
2	JA06X03X	Capsule water-1	H ₂ O
3	JA06X05X	Inner capsule wall	Type 304 stainless steel
4	JA06X06X	Capsule water-3	H ₂ O
5	JA06X07X	Outer capsule wall	Type 304 stainless steel
6	JA06X08X	Air	Air
7	JA06X09X	Experimental tube	AIR+AL+SUS+H ₂ O
8	FUELX01X	Driver fuel	U-ZrH _{1-x} -SUS+H ₂ O
9	JA06X0CX	Air follower	Air follower of transient rods
10	JA06X0EX	Pool water-1	H ₂ O
11	JA06X0FX	Pool water-2	H ₂ O
12	ZMACX01X	Pool water above NSRR core	H ₂ O
13	RMACX08X	Control rods	Poison part of control rods above NSRR core, B ₄ C
14	ZMACX02X	Upper fuel plug + upper grid plate	Aluminum grid plate with SUS fuel end plugs
15	GRUPX00X	Upper grid plate without plugs	Aluminum grid plate with holes, which are filled with water
16	ZMACX03X	Upper graphite reflector	GRAPHITE REFLECTOR (UPPER)
17	RMCRX04X	Regulating rods	Poison part of control rods inside NSRR core (1.02% dense)
18	ZMACX05X	Lower graphite reflector	GRAPHITE REFLECTOR (LOWER)
19	ZMACX06X	Lower fuel plugs + lower grid plate	Aluminum grid plate with SUS fuel end plugs
20	GRLOX00X	Lower grid plate without fuel plugs	Aluminum grid plate with holes, which are filled with water
21	ZMACX07X	Pool water below NSRR core	H ₂ O
22	FA01X01X	Disk+Spacer	Type 304 stainless steel
23	FA02X01X	Natural end pellets	Natural UO ₂
24	FA03X01X	Alumina spacer	Al ₂ O ₃
25	FA04X01X	Iron magnetic core	Fe
26	FA05X01X	Spring holder	Type 304 stainless steel
27	FA06X01X	Plenum space with spring	INCONEL spring + He gap gas
28	JA01X01X	5% enriched UO ₂ end pellet	Initially 5% enriched UO ₂
29	JA03X01X	10 or 20% enriched UO ₂ pellet	Initially 10-20% enriched UO ₂ pellet, which makes 16cm fair fuel stack
30	JA06X04X	Capsule water-2	H ₂ O

Table 8 Comparison of coupling factors measured and calculated in JM and fresh fuel tests

Test No. /Test ID	Burnup %FIMA (GWd/tU)	U-235 Atomic density Atoms/cm ³	Coupling factor; Measured fissions/MWs (Std. Dev. %)	Coupling factor; η Calculated fissions/MWs	C/E	Capsule Type
JM-2	2.789 (26.8)	1.599E+21	3.14E+11 (2.0)	3.743E+11	1.19	D
JM-3	1.500 (14.4)	-	4.59E+11 (2.0)	-	-	D
JM-4	2.357 (22.6)	1.706E+21	3.81E+11 (3.4)	3.856E+11	1.01	D
JM-5	2.653 (25.4)	1.634E+21	3.99E+11 (1.7)	3.780E+11	0.95	D
JM-6	1.648 (15.8)	1.900E+21	4.19E+11 (1.6)	4.041E+11	0.96	D
JM-7	1.290 (12.4)	1.993E+21	4.45E+11 (1.1)	4.124E+11	0.93	D
JM-8	1.997 (19.2)	1.809E+21	4.25E+11 (2.3)	3.956E+11	0.93	D
JMN-1	1.957 (18.7)	1.825E+21	3.69E+11 (4.1)	3.973E+11	1.08	D
JMH-4 ¹⁾	3.03 (29.0)	3.898E+21	-	5.211E+11	-	D
JMH-5 ¹⁾	3.51 (33.6)	3.412E+21 ²⁾	-	5.016E+11	-	D
5D	0 (0)	1.162E+21	-	3.192E+11	0.76 ³⁾	D
10D	0 (0)	2.324E+21	-	4.390E+11	0.77 ³⁾	D
20D	0 (0)	4.649E+21	-	5.471E+11	0.77 ³⁾	D
5S	0 (0)	1.162E+21	4.149E+11(4.57)	4.188E+11	1.01	S
10S	0 (0)	2.324E+21	5.548E+11(3.96)	5.716E+11	1.03	S
20S	0 (0)	4.649E+21	6.979E+11(8.95)	7.060E+11	1.01	S

1) Tests with initially 19.49 weight % enriched fuel in U-235.

2) Estimated U-235 atomic density with RODBURN code at a burnup of 33.6GWd/tU.

3) Capsule effect on the coupling factor, Coupling factor in double capsule configuration/
coupling factor in single capsule configuration.

D in capsule type columns denotes double capsule, which is type X-I or X-III. S denotes
single irradiation capsule, which is type I-N or I-S.

Table 9 Radial power profiles of JM test fuel rods estimated by TWOTRAN-II code

Test No.	JM-2	JM-4	JM-5	JM-6	JM-7	JM-8	JMN-1	JMH-4	JMH-5
Ini. Enrichment %	10.00	10.00	10.00	10.00	10.00	10.00	10.00	19.49	19.49
Burnup, %FIMA (GWd/tU)	2.79 (26.8)	2.36 (22.6)	2.65 (25.4)	1.65 (15.8)	1.29 (12.4)	2.00 (19.2)	1.96 (18.7)	3.03 (29.0)	3.51 (33.6)
No	Radius, mm	Relative power of radial meshes number 1 through 20							
1	0.116	0.844	0.835	0.841	0.820	0.812	0.827	0.826	0.679
2	0.348	0.848	0.839	0.845	0.824	0.817	0.831	0.830	0.685
3	0.581	0.853	0.845	0.850	0.830	0.823	0.837	0.835	0.692
4	0.813	0.859	0.850	0.856	0.836	0.829	0.843	0.841	0.701
5	1.045	0.865	0.857	0.862	0.843	0.836	0.850	0.848	0.712
6	1.277	0.872	0.865	0.870	0.851	0.845	0.857	0.856	0.725
7	1.510	0.880	0.873	0.878	0.860	0.854	0.866	0.865	0.739
8	1.742	0.889	0.883	0.887	0.871	0.865	0.876	0.875	0.757
9	1.974	0.900	0.894	0.898	0.883	0.877	0.888	0.887	0.776
10	2.206	0.911	0.906	0.910	0.896	0.891	0.901	0.900	0.799
11	2.439	0.924	0.919	0.923	0.911	0.907	0.915	0.914	0.825
12	2.671	0.939	0.935	0.938	0.928	0.924	0.931	0.930	0.854
13	2.903	0.955	0.952	0.954	0.947	0.944	0.949	0.949	0.889
14	3.135	0.974	0.972	0.973	0.969	0.967	0.970	0.970	0.928
15	3.368	0.995	0.995	0.995	0.993	0.993	0.994	0.994	0.975
16	3.600	1.020	1.021	1.020	1.022	1.023	1.021	1.021	1.029
17	3.832	1.048	1.051	1.049	1.055	1.057	1.053	1.053	1.095
18	4.064	1.081	1.086	1.083	1.095	1.099	1.091	1.091	1.176
19	4.297	1.122	1.130	1.125	1.144	1.150	1.137	1.138	1.281
20	4.529	1.178	1.190	1.182	1.212	1.222	1.202	1.203	1.438
									1.381

Radially averaged power is normalized to 1.00 for each test rod.

Radius indicates mean radius of the mesh which has the indicated relative power.

Table 10 Atomic densities of fission products and actinides of the JMN-1 test fuel rod after pre-irradiation in the JMTR estimated by SWAT calculation

Actinide Nuclide	ID (SRAC Library)	Atomic density, atoms/cm ³	FP Nuclide	ID (SRAC Library)	Atomic density, atoms/cm ³
U-234	XU040001	6.749E+15	Kr-83	XKR30001	2.345E+18
U-235	XU050001	1.823E+21	Tc-99	XTC90001	2.784E+19
U-236	XU060001	8.486E+19	Ru-101	XRU10001	2.332E+19
U-238	XU080001	2.086E+22	Ru-103	XRU30001	5.379E+12
Np-237	XNP70001	1.347E+18	Rh-103	XRH30001	1.346E+19
Pu-238	XPU80001	5.953E+16	Rh-105	XRH50001	6.262E+10
Pu-239	XPU90001	4.720E+19	Pd-105	XPD50001	4.887E+18
Pu-240	XPU00001	4.472E+18	Pd-107	XPD70001	1.030E+18
Pu-241	XPU10001	8.890E+17	Pd-108	XPD80001	5.571E+17
Pu-242	XPU20001	4.538E+16	Ag-109	XAG90001	3.544E+17
Am-241	XAM10001	1.634E+17	Cd-113	XCD30001	5.168E+15
Am-242m	XAMM0001	4.530E+14	In-115	XIN50001	4.479E+16
Am-243	XAM30001	9.797E+14	Cs-133	XCS30001	3.034E+19
Cm-242	XCM20001	8.259E+13	Cs-134	XCS40001	1.792E+17
SUM(Act)		2.282E+22	Cs-135	XCS50001	1.944E+19
SUM(TRU)		5.426E+19	Nd-143	XND30001	2.555E+19
			Nd-145	XND50001	1.760E+19
O-16	X0060001	4.564E+22	Nd-147	XND70001	8.785E+11
			Pm-147	XPM70001	2.611E+18
			Pm-148m	XPMM0001	1.025E+11
			Pm-148g	XPMG0001	1.839E+10
			Pm-149	XPM90001	8.459E+10
			Sm-147	XSM70001	6.910E+18
			Sm-148	XSM80001	7.402E+17
			Sm-149	XSM90001	1.526E+17
			Sm-150	XSM00001	4.712E+18
			Sm-151	XSM10001	4.888E+17
			SUM(FP)		1.826E+20

Table 11 Effects of fission products and TRUs on coupling factor in Test JMN-1

Case ID	Isotope composition for calculation	Coupling factor: η fissions/g/MWs	η	Deviation, %
			η (Case 1)	
1	U (Measured)	3.972E+11	1.000	-
2	U (SWAT)	3.973E+11	1.000	$\pm 0\%$
3	U+Pu-239 (SWAT)	4.031E+11	1.015	1.50%
4	U+TRUs (SWAT)	4.027E+11	1.014	1.40%
5	U+Pu (M)+TRUs (SWAT)	4.015E+11	1.011	1.10%
6	U+FP (SWAT)	3.905E+11	0.983	-1.70%
7	U+TRUs (SWAT)+FP (SWAT)	3.961E+11	0.997	-0.30%
	Isotope	Measured atomic density, atoms/cm ³	Calculated atomic density, atoms/cm ³	C/M
	U-234	1.518E+19	6.749E+15	4.45E-04
	U-235	1.825E+21	1.823E+21	0.999
	U-236	9.549E+19	8.486E+19	0.889
	U-238	2.085E+22	2.086E+22	1.000
	Pu-238	5.669E+16	5.953E+16	1.050
	Pu-239	3.726E+19	4.720E+19	1.267
	Pu-240	3.474E+18	4.472E+18	1.287
	Pu-241	5.574E+17	8.890E+17	1.595
	Pu-242	3.021E+16	4.538E+16	1.502
	SUM(TRU)	-	5.426E+19	-
	SUM(FP)	-	1.826E-04	-

Measured or M indicate isotope densities measured by mass spectrometry.

SWAT indicates isotope densities estimated by SWAT calculation.

TRUs indicate transuranium isotopes other than specifically shown in the columns, such as Pu.

Table 12 ANISN 1-D calculation geometry for collapsing 61 neutron energy cross sections into 9 groups in fresh fuel test calculation

No	Distance from core center to zone limit cm	No. of meshes in the zone	Mesh width	Item	Macro ID	Remarks
1	0.4645	20	0.023225	UO ₂ pellet	JA06X01X	Pre-irradiated JM-test fuel
2	0.4740	1	0.009500	Gap gas		He
3	0.5360	2	0.031000	Cladding	JA06X02X	Zry-4
4	2.0000	6	0.244000	Capsule water-1	JA06X03X	H ₂ O
5	4.0000	10	0.200000	Capsule water-2	JA06X04X	H ₂ O
6	6.0000	10	0.200000	Capsule water-3	JA06X05X	H ₂ O
7	6.7000	2	0.350000	Outer capsule wall	JA06X06X	Type 304 stainless steel
8	10.7950	2	2.047500	Air	JA06X07X	Air
9	13.4135	2	1.309250	Experimental tube	JA06X08X	Air+Al+SUS+H ₂ O
10	23.9541	4	2.635150	Driver fuel	JA06X09X	U-ZrH _{1.6} +SUS+H ₂ O
11	24.5556	2	0.300750	Driver fuel	JA06X0AX	U-ZrH _{1.6} +SUS+H ₂ O
12	24.8509	2	0.147650	Air follower	JA06X0BX	Air follower of transient rods
13	30.9509	2	3.050000	Driver fuel	JA06X0CX	U-ZrH _{1.6} +SUS+H ₂ O
14	40.9509	2	5.000000	Pool water-1	JA06X0DX	H ₂ O
15	60.9509	4	5.000000	Pool water-2	JA06X0EX	H ₂ O
Total number of meshes		71				

Table 13 Geometry of NSRR core with I-N type single capsule and fresh fuel test fuel rod for TWOTRAN-II 2-D(R-Z) calculation

Zone ID (see Table below)		R- Dis (cm)	0.4645	0.5360	2.0000	4.0000	6.0000	6.7000	10.7950	13.4135	23.7503	23.9541	24.5556	24.8509	60.9509		
No	Z-Dis. (cm) From Bottom	Mesh No.	20	1	6	10	10	2	4	2	6	2	1	1	4	2	4
1	21.47	2	19	19	19	19	19	19	19	1	15	3	3	3	15	4	5
2	33.52	2	18	18	18	18	18	18	18	1	15	3	3	3	15	4	5
3	43.72	2	18	18	18	18	18	18	18	1	13	13	13	13	13	14	14
4	45.37	2	18	18	18	18	18	18	18	1	12	3	3	3	12	4	5
5	52.42	2	17	17	17	26	27	18	19	1	12	3	3	3	12	4	5
6	59.67	2	17	17	17	26	27	18	19	1	2	2	2	3	2	4	5
7	64.17	2	20	20	17	26	27	18	19	1	2	2	2	3	2	4	5
8	64.72	1	21	16	17	26	27	18	19	1	2	2	2	3	2	4	5
9	78.22	14	25	16	17	26	27	18	19	1	2	2	2	3	2	4	5
10	81.27	2	22	16	17	26	27	18	19	1	2	2	2	3	2	4	5
11	81.47	1	23	16	17	26	27	18	19	1	2	2	2	3	2	4	5
12	85.22	2	24	16	17	26	27	18	19	1	2	2	2	3	2	4	5
13	86.22	2	20	20	17	26	27	18	19	1	2	2	2	3	2	4	5
14	90.52	4	17	17	17	26	27	18	19	1	2	2	2	3	2	4	5
15	99.22	8	17	17	17	26	27	18	19	1	10	7	7	3	10	4	5
16	104.07	5	17	17	17	26	27	18	19	1	8	8	8	8	8	9	9
17	106.82	2	19	19	19	19	19	18	19	1	8	8	8	8	8	9	9
18	123.27	4	19	19	19	19	19	18	19	1	6	7	7	3	6	4	5
19	144.37	5	18	18	18	18	18	18	19	1	6	7	7	3	6	4	5
20	160.22	2	19	19	19	19	19	19	19	1	6	7	7	3	6	4	5

ID	Macro ID	Zone Description	ID	Macro ID	Zone Description
1	JA06X08X	Experimental tube (Air+Al+ SUS+H ₂ O)	15	ZMACX07X	Pool water below NSRR core
2	FUELX01X	Driver fuel	16	JA06X02X	Zry-4 cladding
3	JA06X0BX	Transient rod air follower	17	JA06X03X	Capsule water-1
4	JA06X0DX	Pool water-1	18	JA06X06X	SUS-304 Capsule wall
5	JA06X0EX	Pool water-2	19	JA06X07X	Air
6	ZMACX01X	Pool water above NSRR core	20	REG1X01X	Zry-4 end fittings
7	RMACX08X	Control rods	21	REG2X01X	SUS-304 Spacer
8	ZMACX02X	Upper fuel plug + grid plate	22	REG3X01X	Iron magnetic core
9	GRUPX00X	Upper grid plate without fuel plugs	23	REG4X01X	SUS-304 Spring holder
10	ZMACX03X	Upper graphite refrector	24	REG5X01X	Gas plenum(spring+He)
11	RMCRX04X	Regulating rods inside NSRR core (1.02% dense)	25	JA06X01X	U, (9, 20% Enriched) UO ₂ fuel element
12	ZMACX05X	Lower graphite refrector	26	JA06X04X	Capsule water-2
13	ZMACX06X	Lower fuel plugs + grid plate	27	JA06X05X	Capsule water-3
14	GRLOX00X	Lower grid plate without plugs			

Table 14 Radial power profiles of fresh fuel rods in the NSRR pulse irradiation tests estimated by TWOTRAN-II

Test ID		5S	10S	20S	3D	5D	10D	13D	20D
Enrichment %		5.0	10.0	20.0	3.0	5.0	10.0	13.0	20.0
Coupling factor fissions/g/MWs		4.19 E+11	5.72 E+11	7.06 E+11	2.36 E+11	3.19 E+11	4.39 E+11	4.82 E+11	5.47 E+11
No.	Radius,mm								
1	0.116	0.882	0.782	0.616	0.920	0.880	0.787	0.736	0.644
2	0.348	0.885	0.787	0.627	0.923	0.883	0.792	0.742	0.641
3	0.581	0.889	0.794	0.636	0.926	0.887	0.798	0.749	0.647
4	0.813	0.894	0.801	0.646	0.929	0.892	0.805	0.757	0.657
5	1.045	0.899	0.810	0.659	0.932	0.897	0.813	0.766	0.668
6	1.277	0.904	0.819	0.674	0.936	0.903	0.823	0.778	0.682
7	1.510	0.911	0.831	0.692	0.941	0.909	0.833	0.790	0.698
8	1.742	0.918	0.843	0.711	0.946	0.916	0.845	0.805	0.717
9	1.974	0.926	0.857	0.734	0.951	0.924	0.859	0.821	0.739
10	2.206	0.934	0.873	0.760	0.957	0.933	0.874	0.840	0.764
11	2.439	0.944	0.891	0.790	0.964	0.943	0.892	0.862	0.793
12	2.671	0.955	0.911	0.824	0.972	0.955	0.912	0.886	0.827
13	2.903	0.968	0.934	0.864	0.980	0.967	0.935	0.914	0.866
14	3.135	0.982	0.959	0.910	0.989	0.982	0.960	0.947	0.912
15	3.368	0.998	0.990	0.964	1.000	0.998	0.990	0.984	0.965
16	3.600	1.016	1.025	1.030	1.011	1.016	1.025	1.028	1.029
17	3.832	1.036	1.066	1.110	1.025	1.037	1.065	1.079	1.107
18	4.064	1.060	1.115	1.209	1.040	1.062	1.113	1.142	1.203
19	4.297	1.090	1.176	1.337	1.058	1.092	1.174	1.222	1.330
20	4.529	1.130	1.262	1.535	1.082	1.132	1.259	1.388	1.525

S and D in the test IDs indicate single and double capsule geometry, respectively.

Radius in the table indicates mid-radius of each radial mesh.

Table 15 Variation of reactivity and NVT_{∞} with different evaluation method and its effect on coupling factors

Test No.	Burnup %FIMA (GWd/tU)	U-235 atomic density atom/cm ³	Reactivity, \$			NVT_{∞} MWs			Coupling factor, η (Measured/Calculated) fissions/g/MWs		
			(1) NVT ₁	(2) TRAN	(3) BANK	(1) NVT ₁	(2) TRAN	(3) BANK	(1) NVT ₁	(2) TRAN	(3) BANK
JM-2	2.789 (26.8)	1.6E+21	2.54	2.70	2.55	53.2	58.0	53.5	3.14E+11 (0.84)	2.88E+11 (0.77)	3.12E+11 (0.84)
JM-3	1.500 (14.4)	—	2.71	2.82	2.73	58.4	61.6	58.9	4.59E+11 (—)	4.35E+11 (—)	4.55E+11 (—)
JM-4	2.357 (22.6)	1.71E+21	3.58	3.72	3.58	85.3	89.9	85.3	3.81E+11 (0.99)	3.61E+11 (0.94)	3.81E+11 (0.99)
JM-5	2.653 (25.4)	1.63E+21	3.37	3.61	3.49	78.7	86.3	82.4	3.99E+11 (1.06)	3.64E+11 (0.96)	3.81E+11 (1.01)
JM-6	1.648 (15.8)	1.90E+21	3.10	3.40	3.22	70.2	79.5	73.9	4.19E+11 (1.04)	3.70E+11 (0.91)	3.98E+11 (0.99)
JM-7	1.290 (12.4)	1.99E+21	2.89	3.04	2.89	63.6	68.3	63.7	4.45E+11 (1.08)	4.15E+11 (1.01)	4.44E+11 (1.08)
JM-8	1.997 (19.2)	1.81E+21	3.07	3.27	3.09	69.2	75.4	69.8	4.25E+11 (1.07)	3.9E+11 (0.99)	4.21E+11 (1.06)
JMN-1	1.957 (18.7)	1.82E+21	3.09	3.28	3.09	74.3	75.7	69.8	3.69E+11 (0.93)	3.62E+11 (0.91)	3.92E+11 (0.99)
Standard deviation from the calculated coupling factors									8.2%	10.3%	7.4%

(1) NVT₁ indicates reactivity, infinite reactor power integral (NVT_{∞}), and coupling factor, estimated from measured reactor power integral for 1s (NVT₁) and equations (3) and (4).

(2) TRAN indicates reactivity, NVT_{∞} and coupling factor, estimated from transient rod position and rod worth curve (S-curve) of them.

(3) BANK indicates reactivity, NVT_{∞} and coupling factor, estimated from regulating rod bank position and corresponding worth curve.

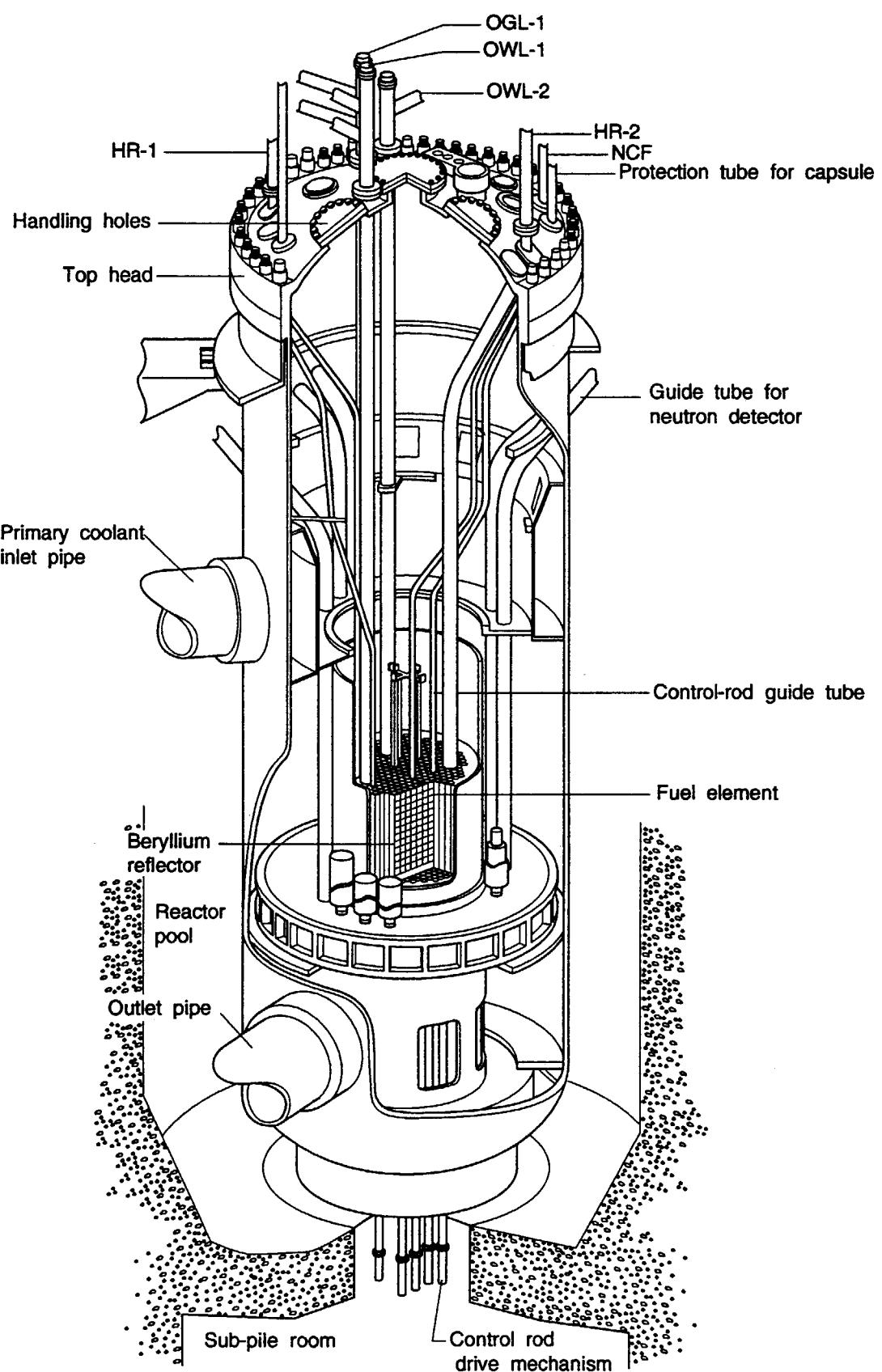


Fig.1 Cutaway View of Internals of the JMTR Reactor Vessel

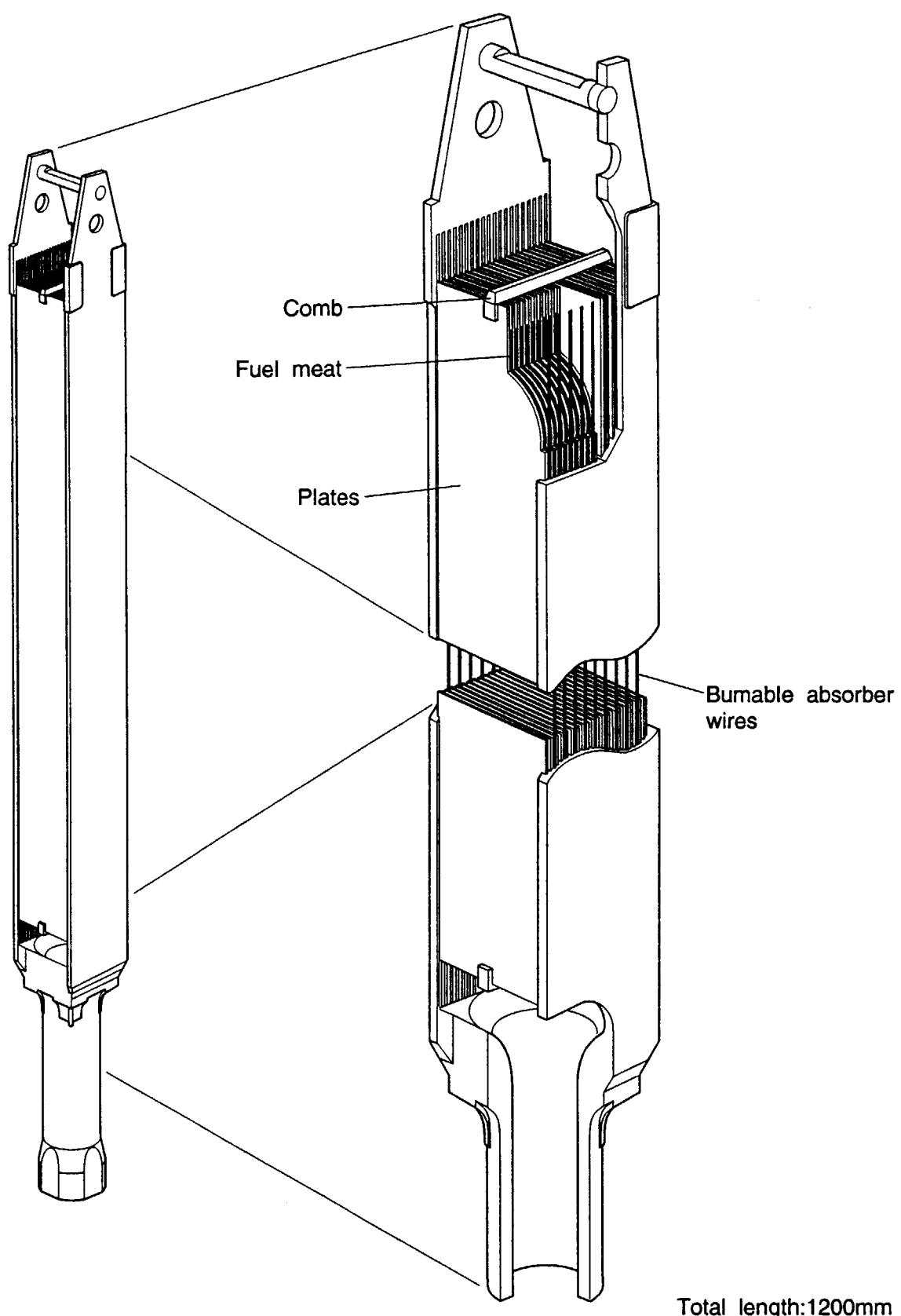


Fig.2 Fuel element of JMTR

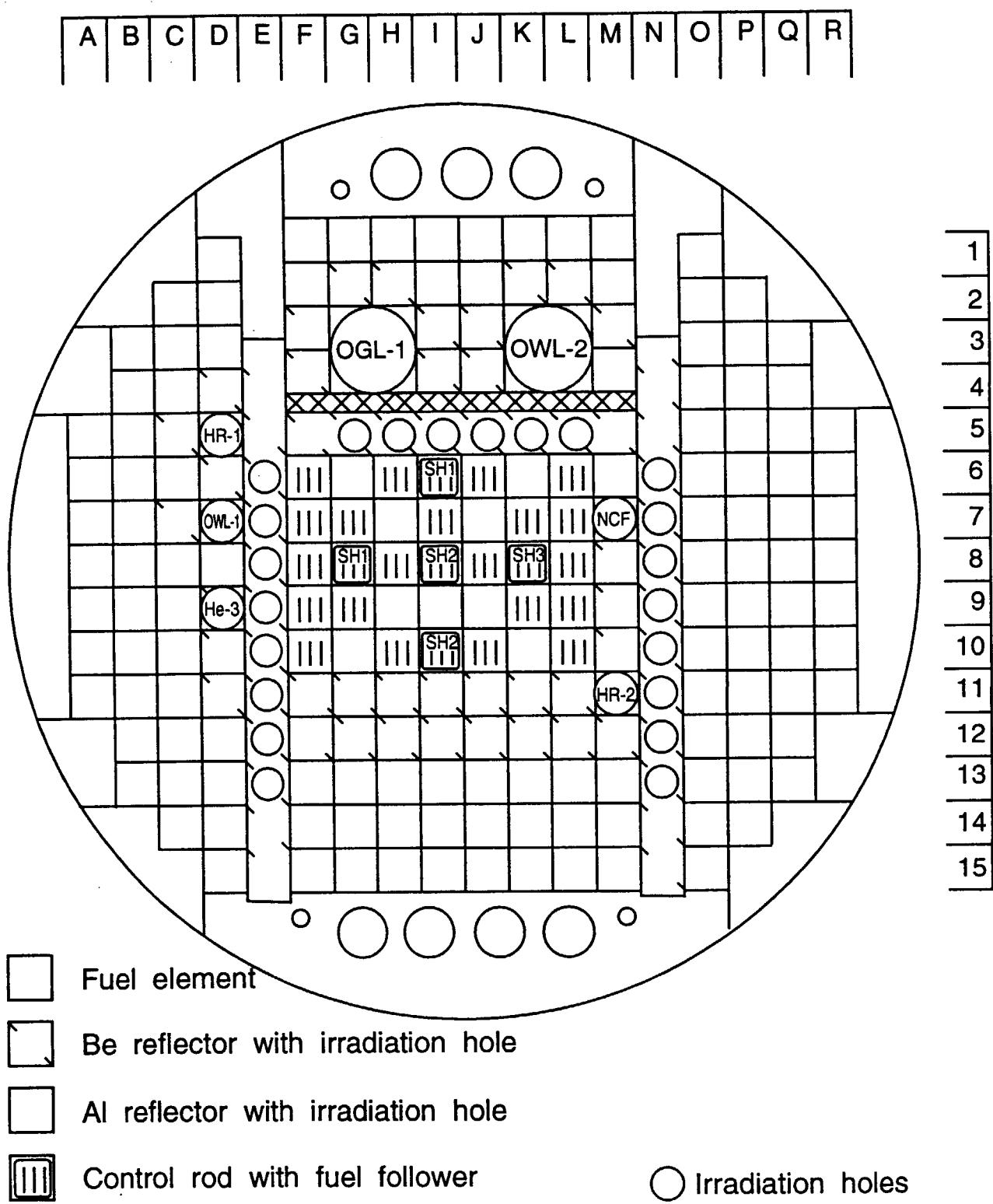
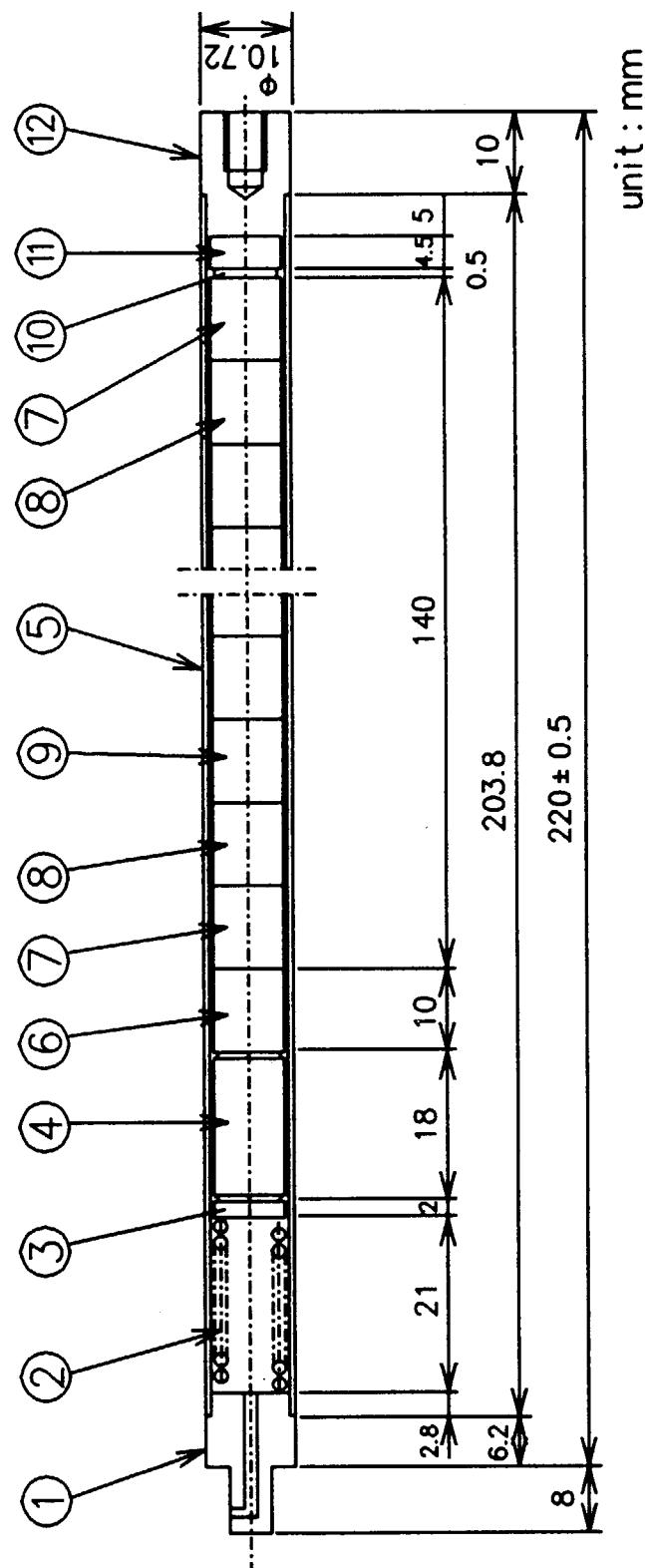


Fig.3 Irradiation Facilities in the JMTR Core



No.	Item	Material	Parts
6	Alumina pellet	Al_2O_3	1
5	Cladding tube	Zry-4	1
4	Magnetic iron core	M E I F	1
3	Spring holder	SUS304	1
2	Spring	Inconel	1
1	Top end fitting	Zry-4	1
12	Bottom end fitting	Zry-4	1
11	Spacer	SUS304	1
10	Disk	SUS304	1
9	UO_2 pellet	UO_2 (10%E)	10
8	UO_2 pellet	UO_2 (5%E)	2
7	UO_2 pellet	UO_2 (Natural)	2

Fig.4 Schematic diagram of the test fuel rod

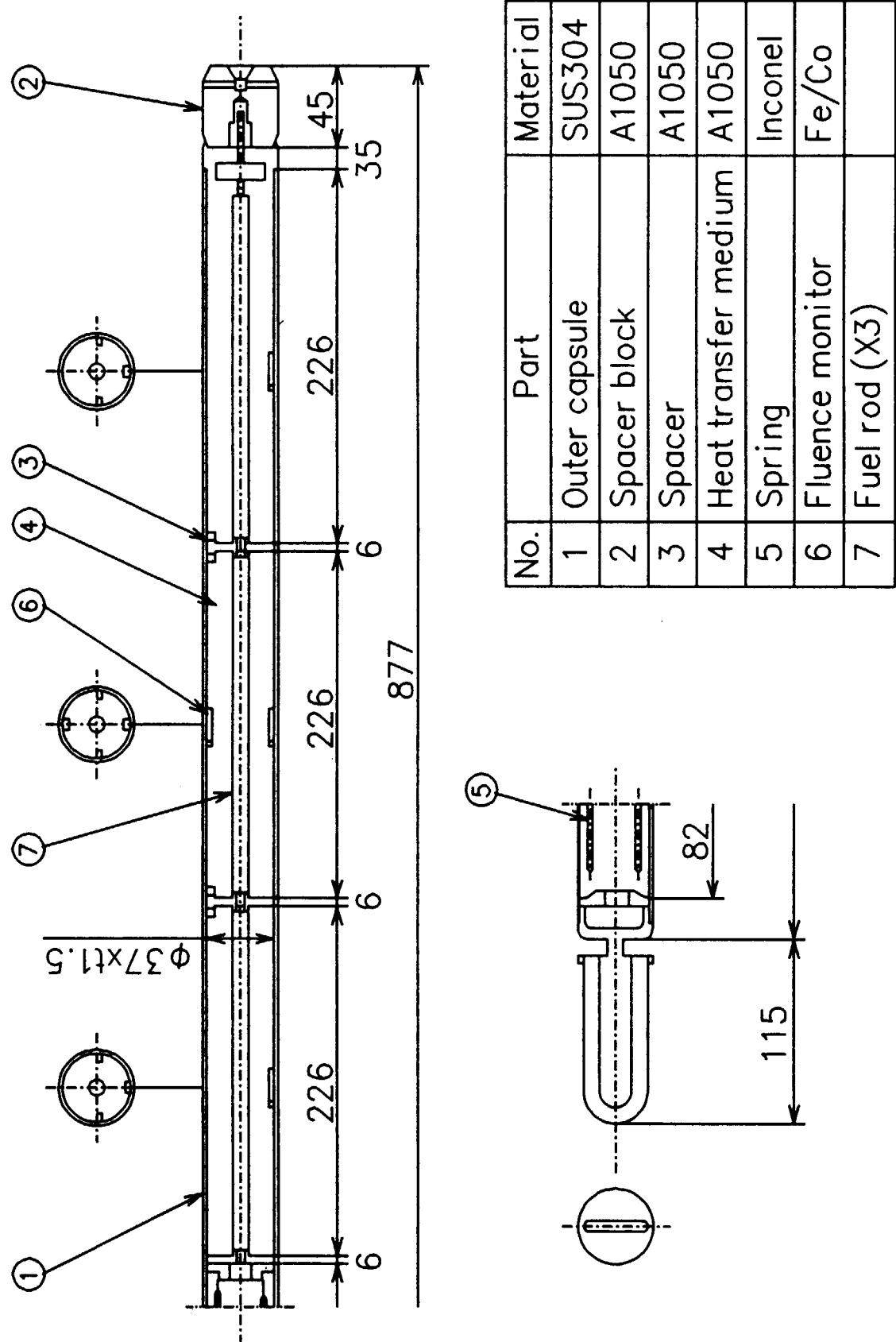


Fig.5 Capsule for the pre-irradiation of the test fuel rod

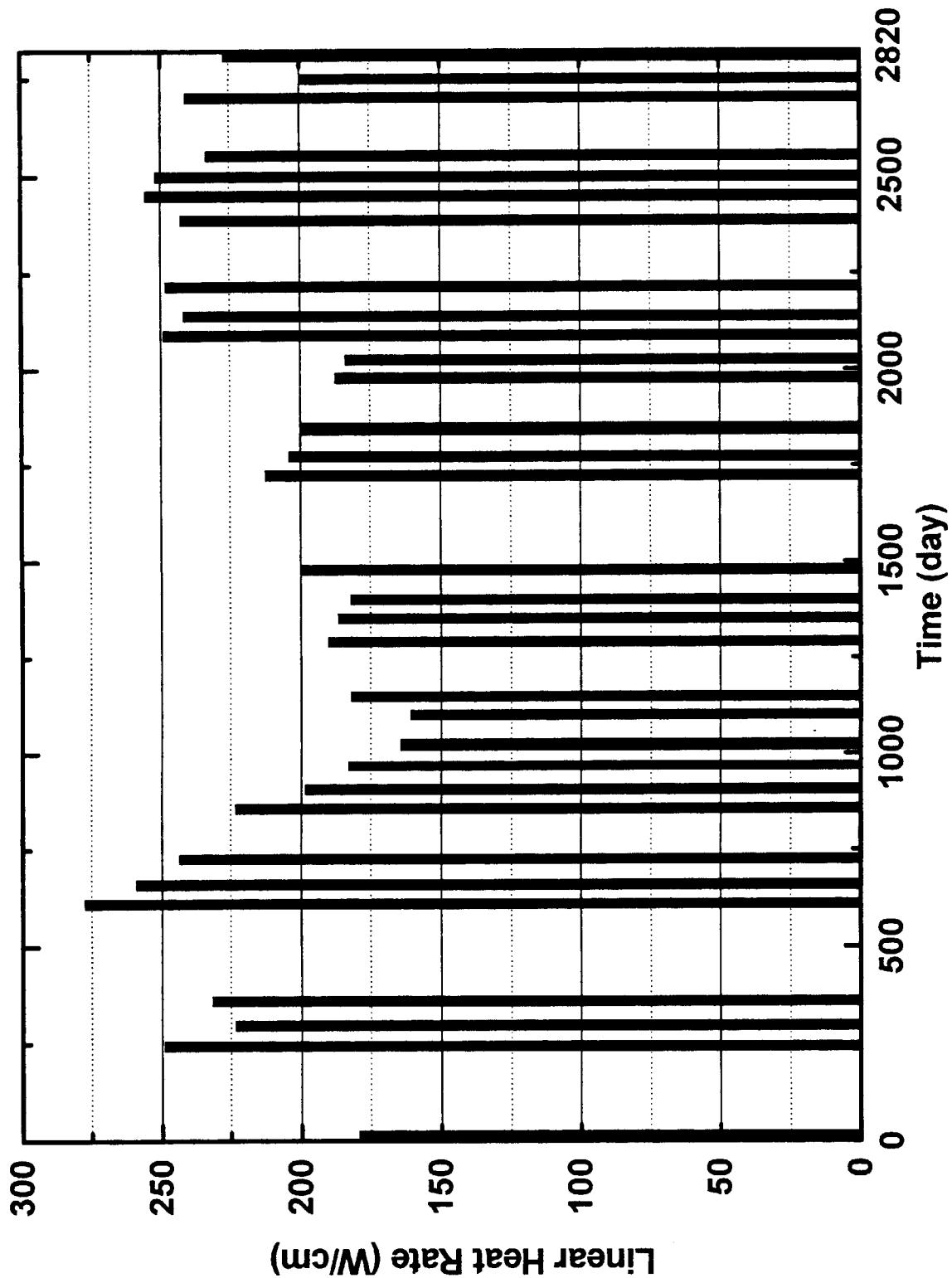


Fig.6 Irradiation history of JMN-1 test fuel rod in capsule 82F-74 during pre-irradiation
at the JMTR

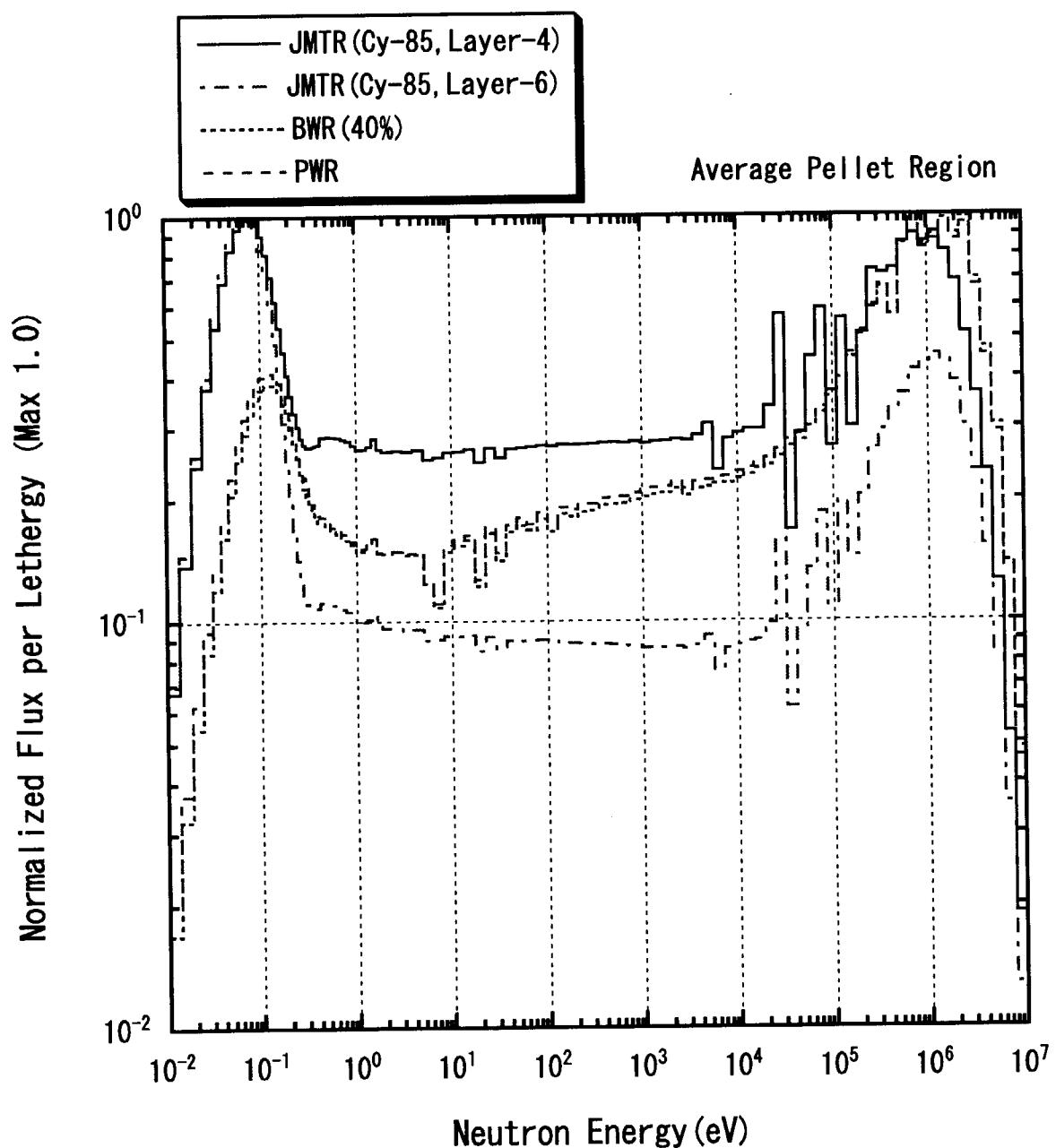


Fig.7 Neutron spectrums at JMTR reflector region layer-4 and layer-6 in comparison of those in PWR and BWR core fuel region. The JMTR spectrums are evaluated for test fuel region in the irradiation capsules placed in the reflectors.

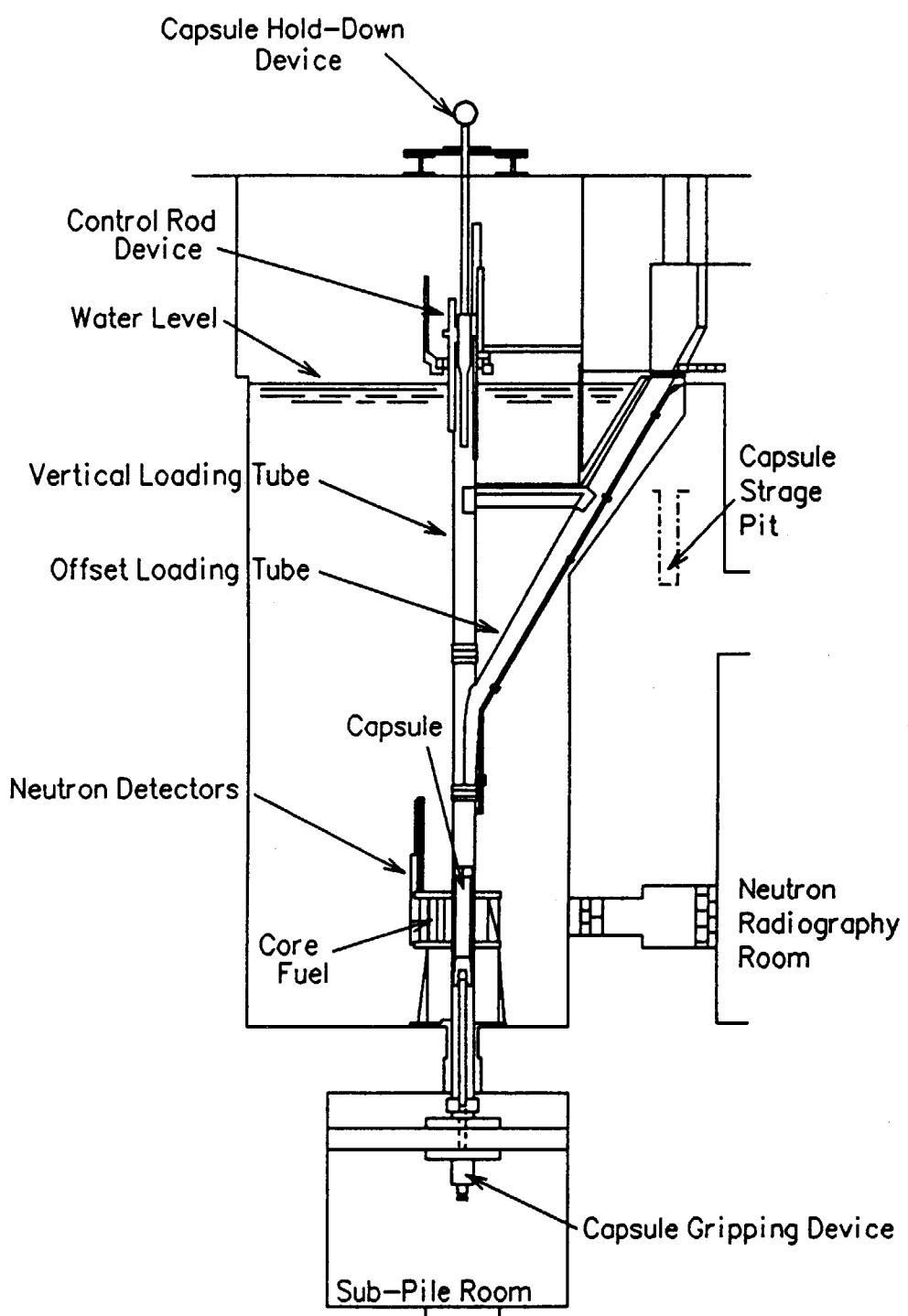


Fig.8 Schematics of the NSRR

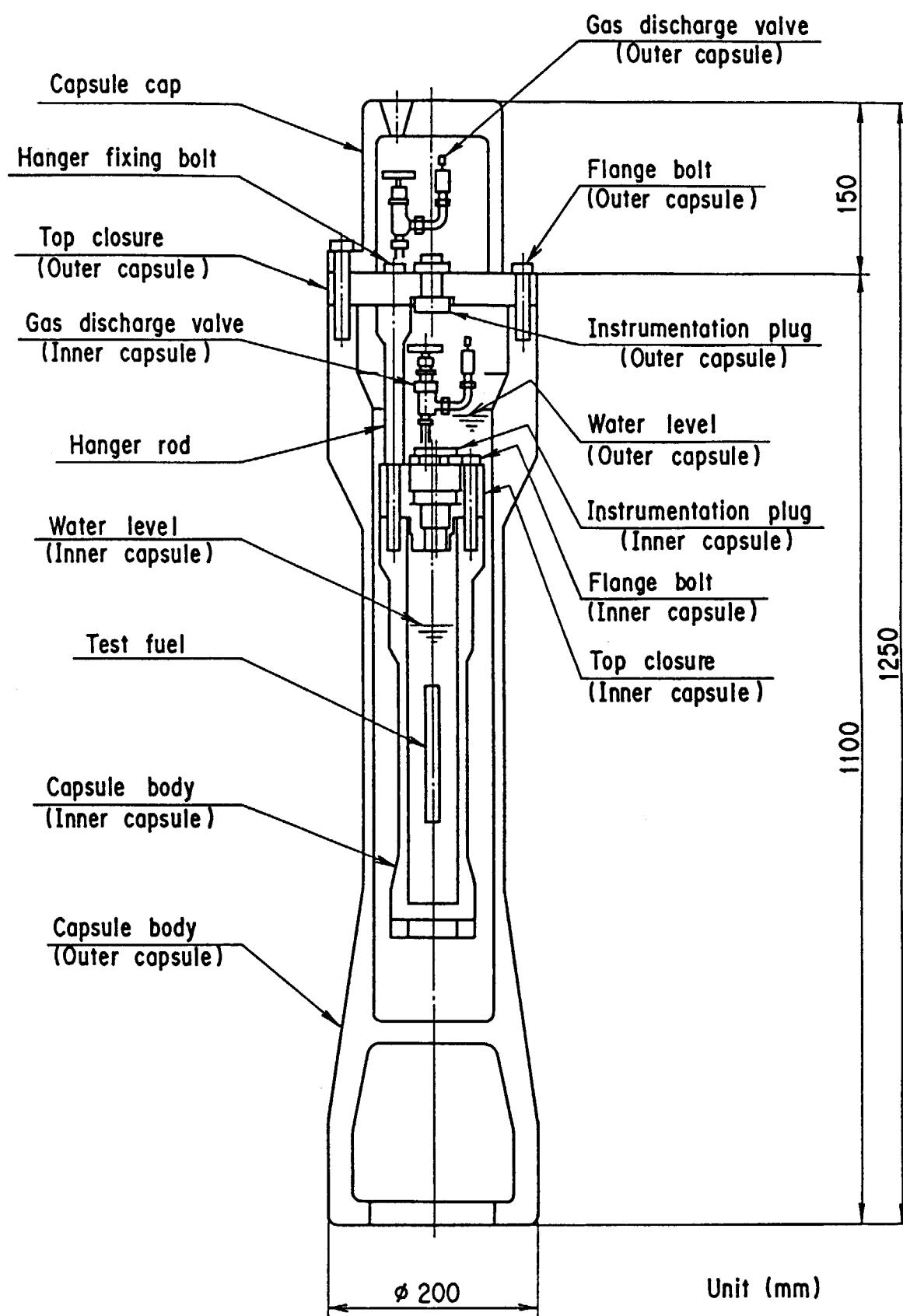
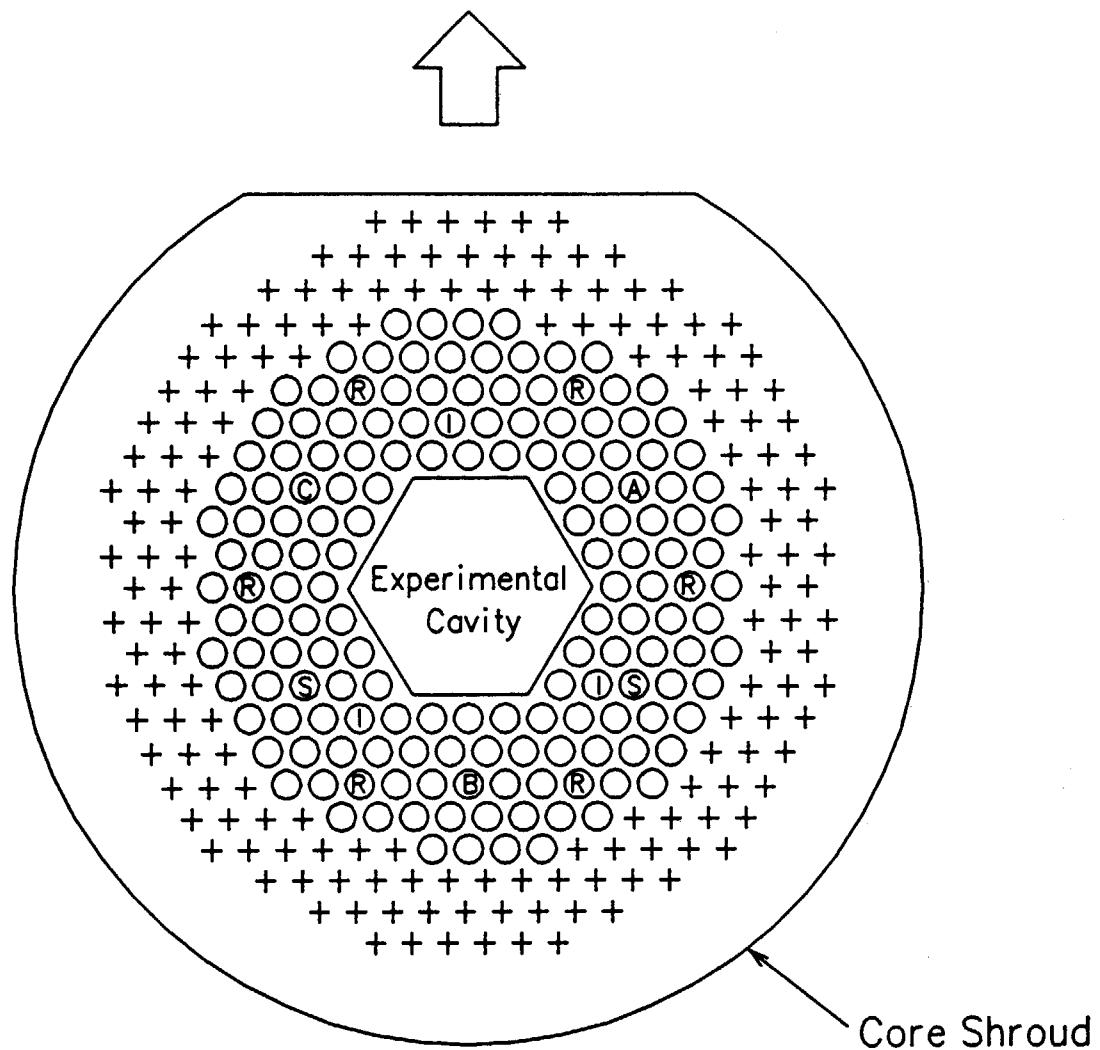


Fig.9 Schematic configuration of X-I and X-III experimental capsule

Off-set Loading Tube



- + Grid Hole
- Fuel Element
- ◎ Instrumented Fuel Element
- ◎ R Regulating Rod with Fueled Follower
- ◎ S Safety Rod with Fueled Follower
- ◎ A, B, C Transient Rod A, B, C with Air Follower

Fig.10 Rod arrangement of the NSRR

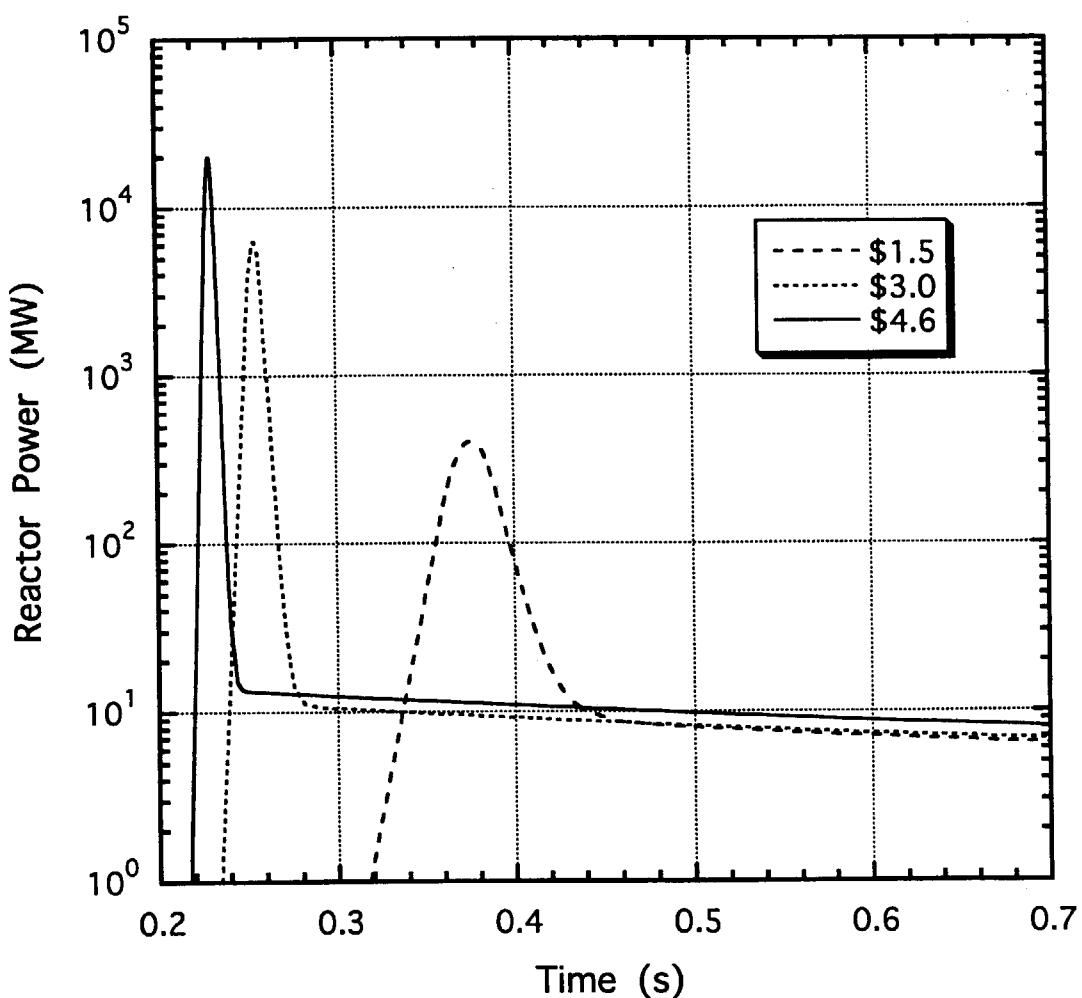


Fig.11 NSRR power histories in natural pulse operation at reactivity insertions of \$1.5, \$3.0 and \$4.6.

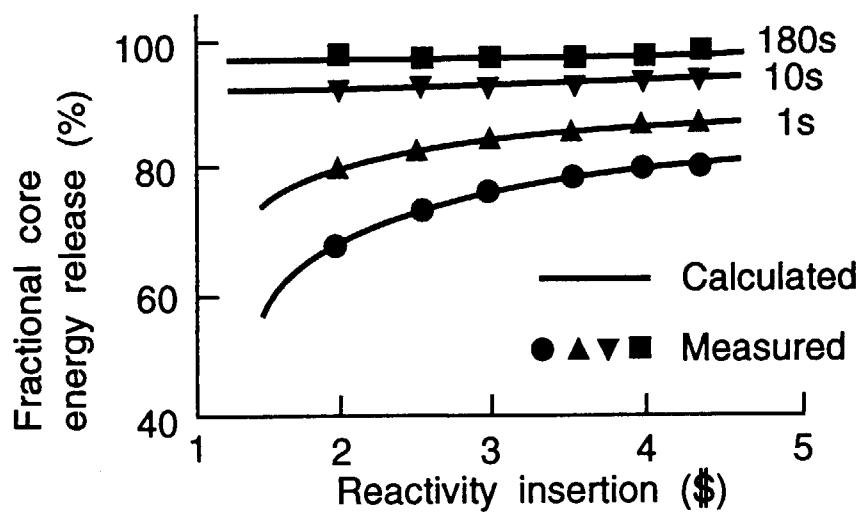
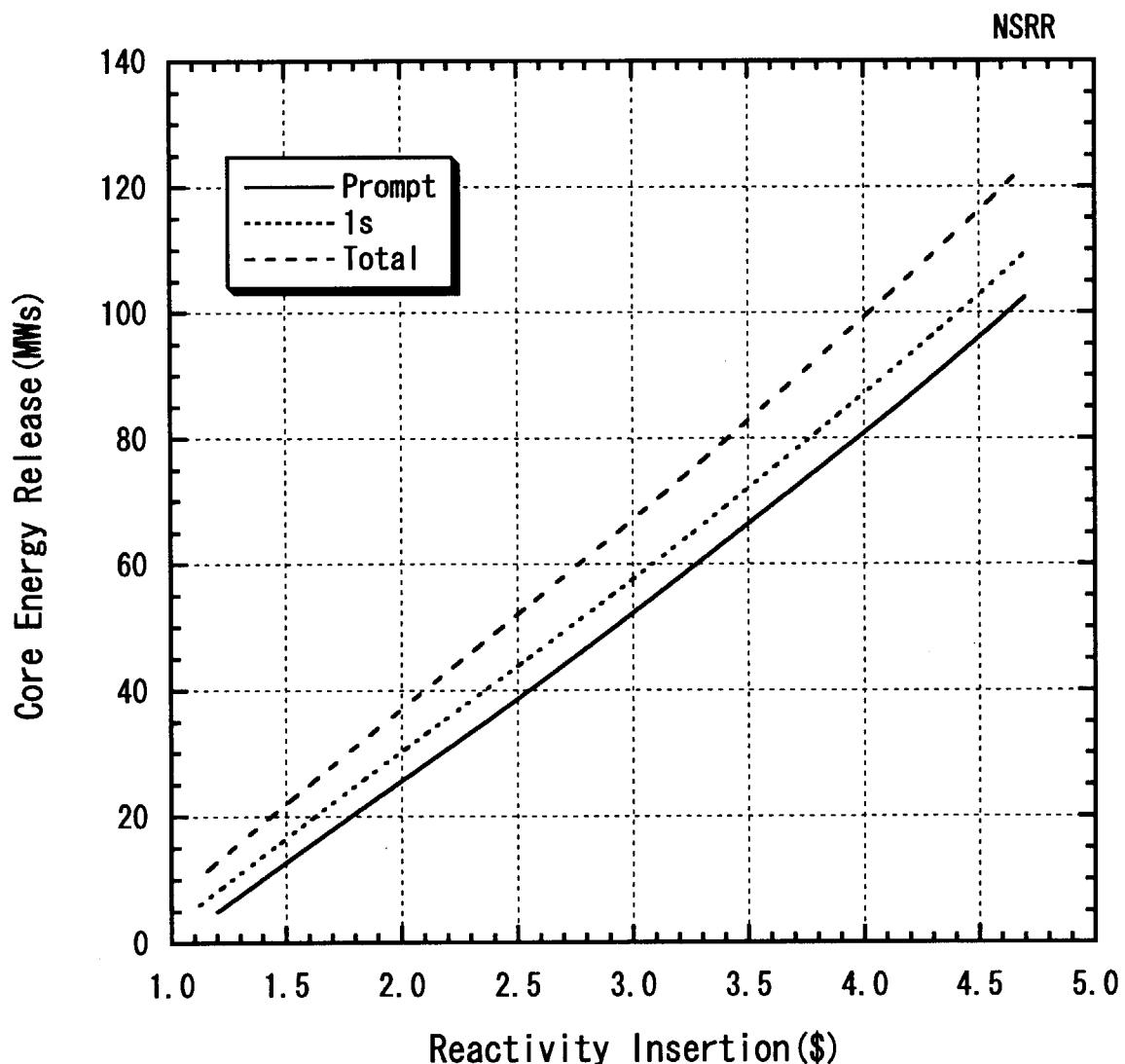


Fig.12 Measured and calculated fractional core energy release as a function of reactivity insertion



Fsig.13 NSRR power integrals until various timing from the time of transient rod withdrawal

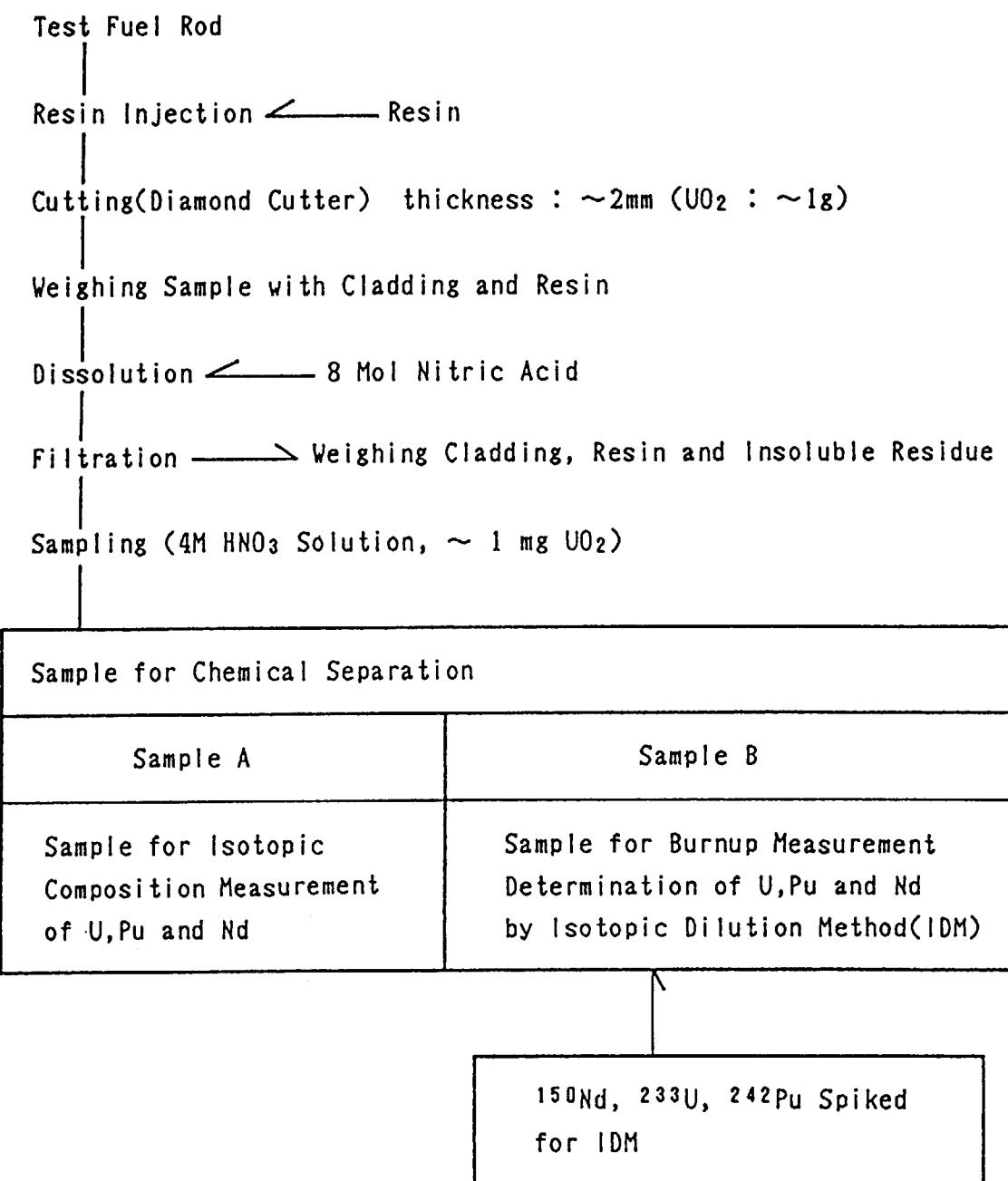


Fig.14 Flow of solution preparation

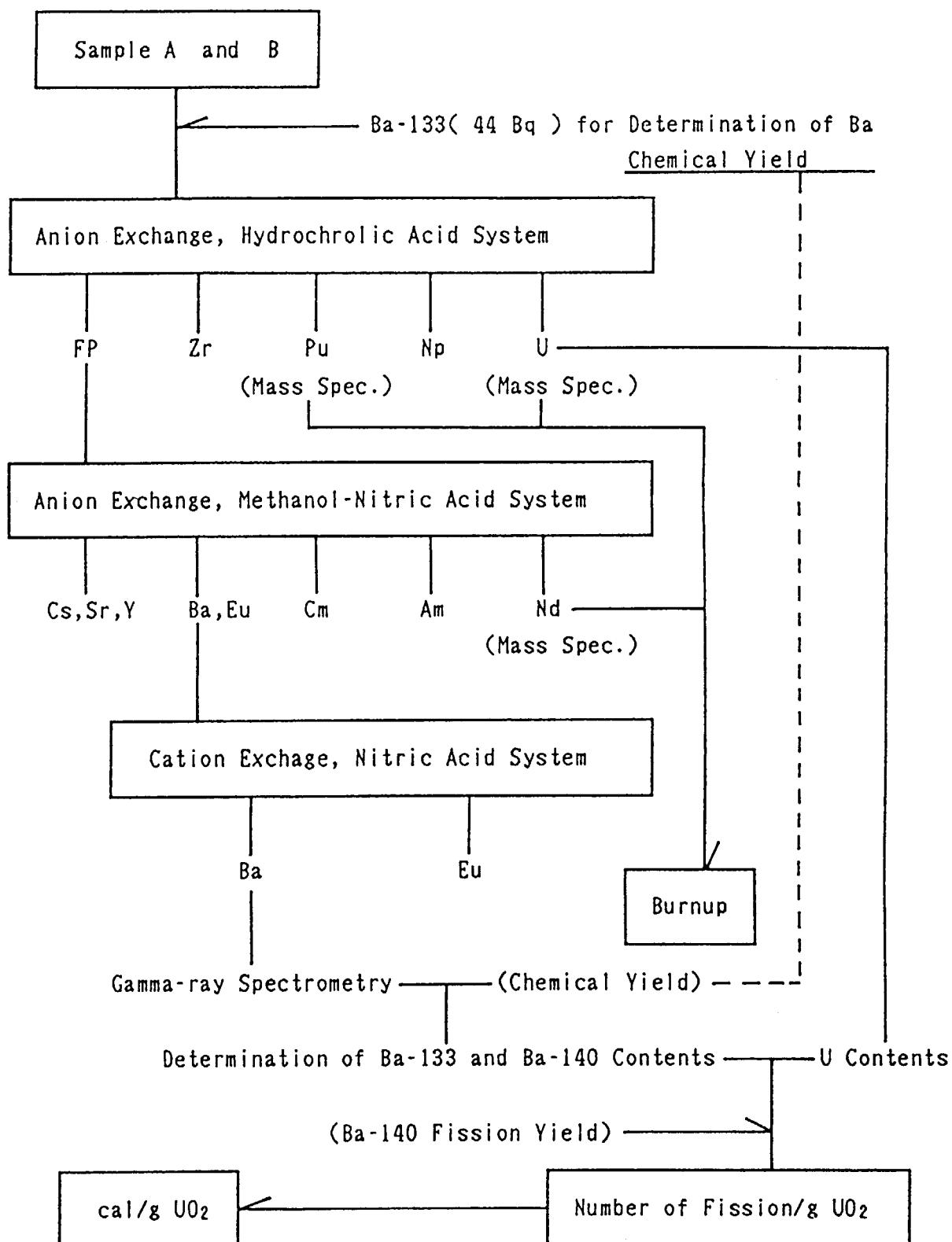


Fig.15 Flow of Ba separation and fuel energy deposition evaluation

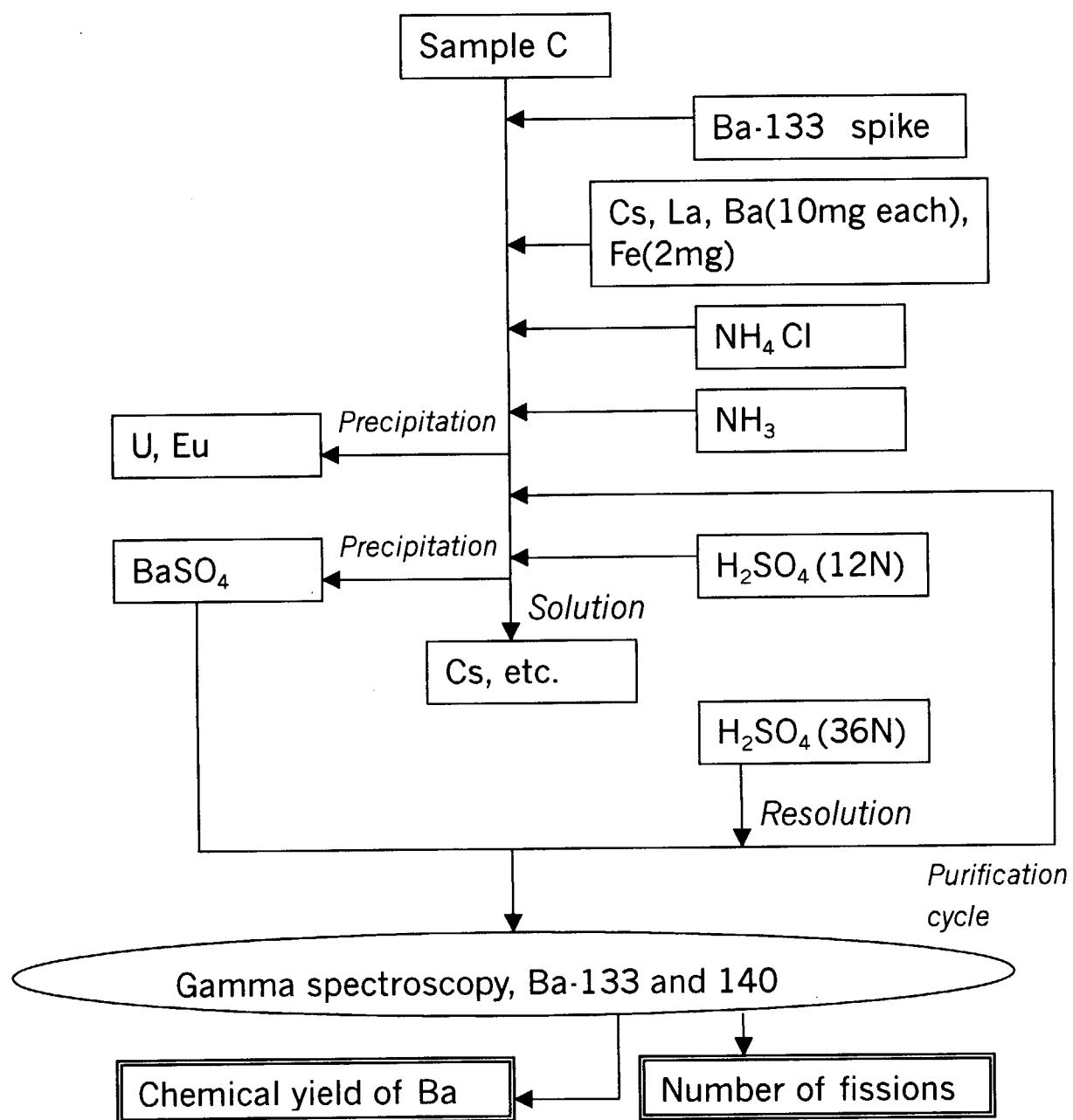


Fig.16 Ba separation flow by precipitation

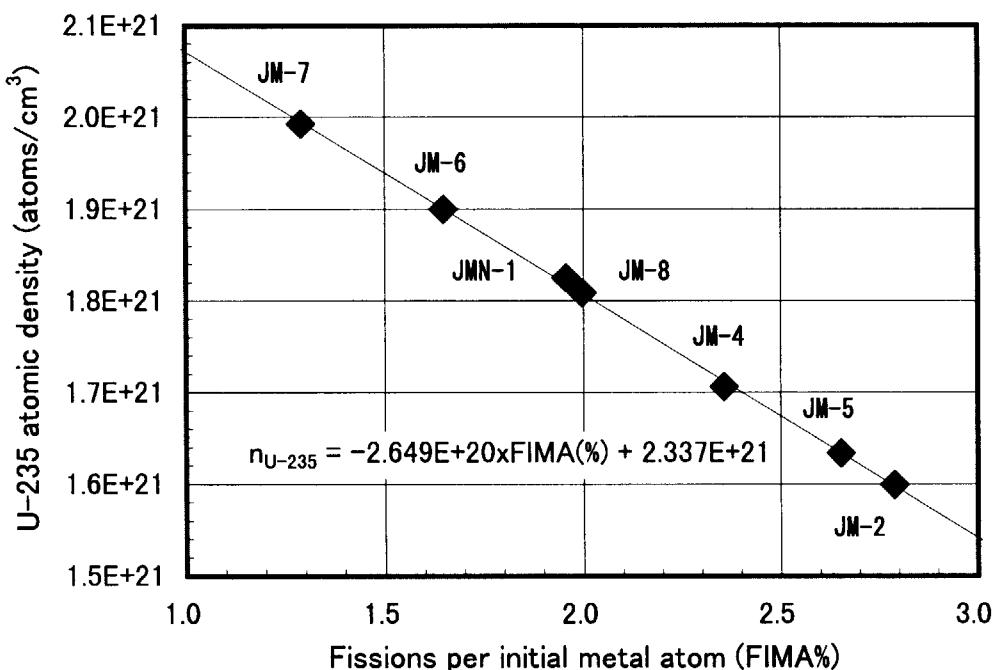


Fig.17 Fuel burnup and U-235 atomic densities of initially 10% enriched test fuel after JMTR pre-irradiation.

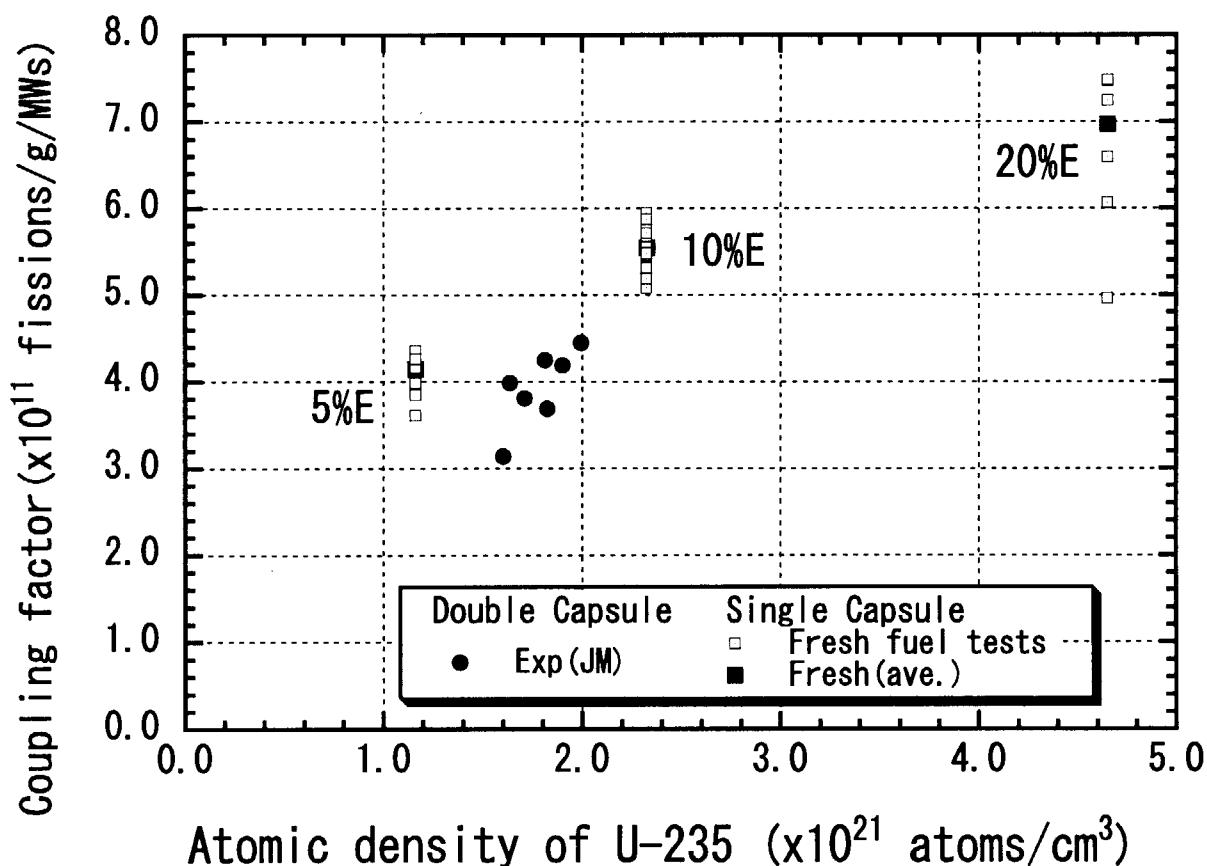


Fig.18 Coupling factors between test fuel energy deposition and NSRR power integrals, as a function of U-235 atomic density in the test fuel.

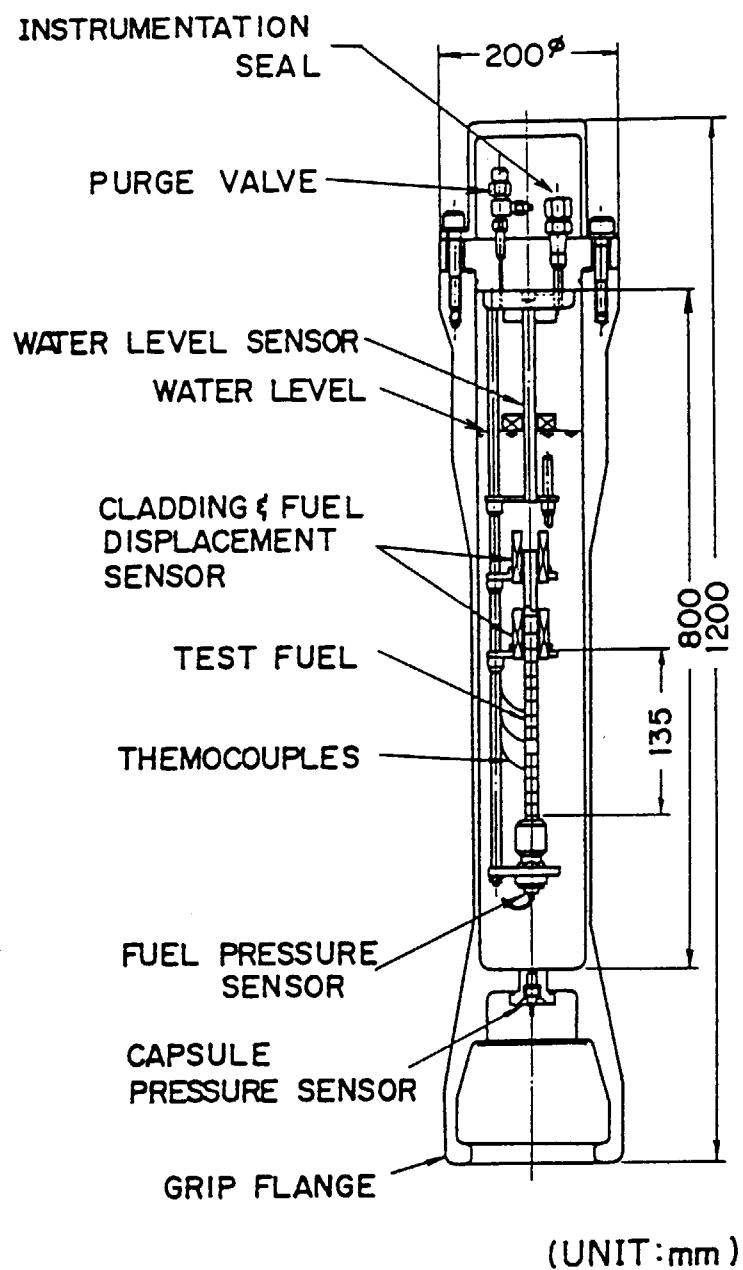


Fig.19 Type I-N standard water capsule for NSRR experiment.

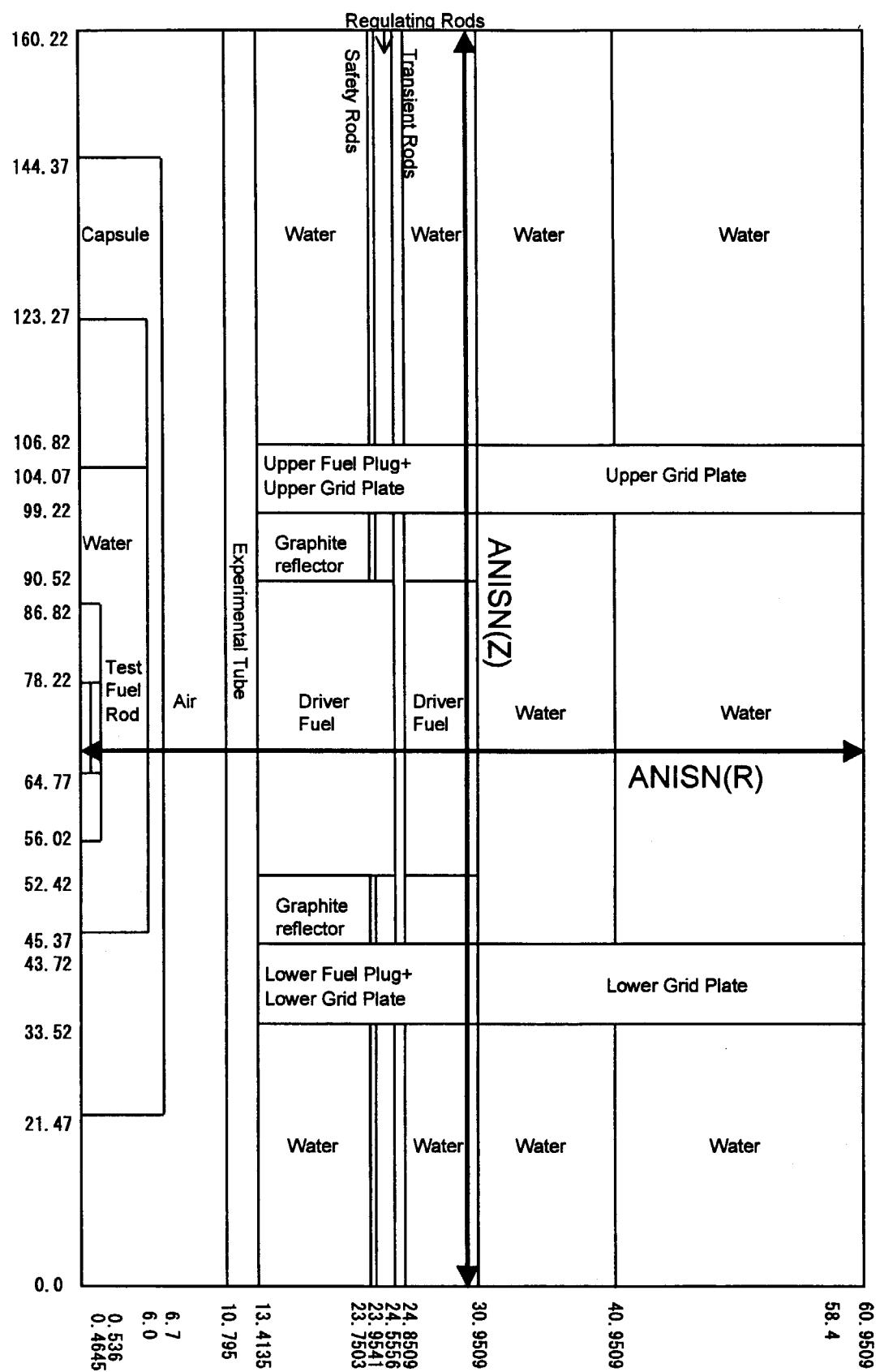


Fig.20 NSRR geometry modeled for ANISN and TWOTRAN-II calculation

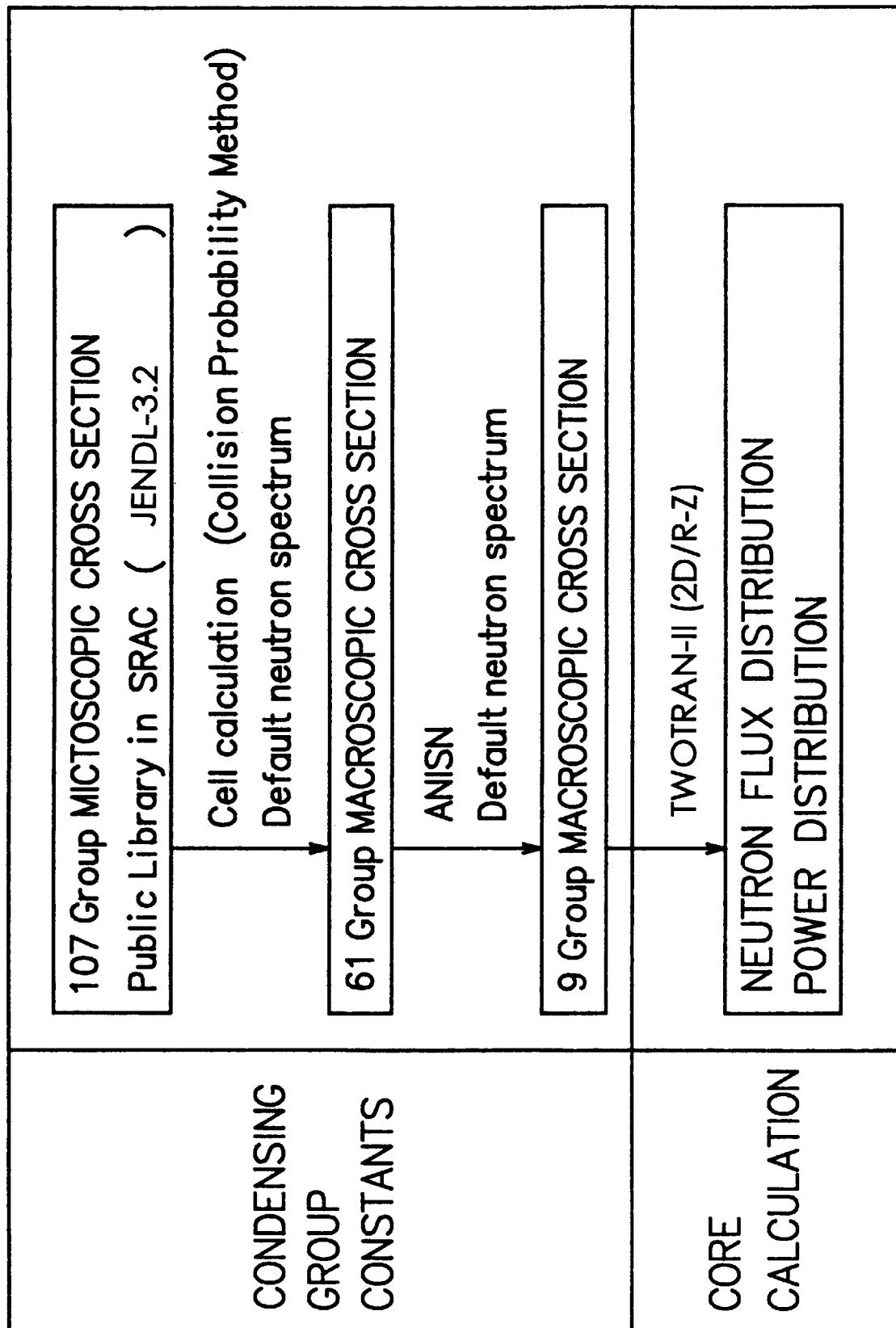


Fig.21 Calculational flow for condensing group constants and

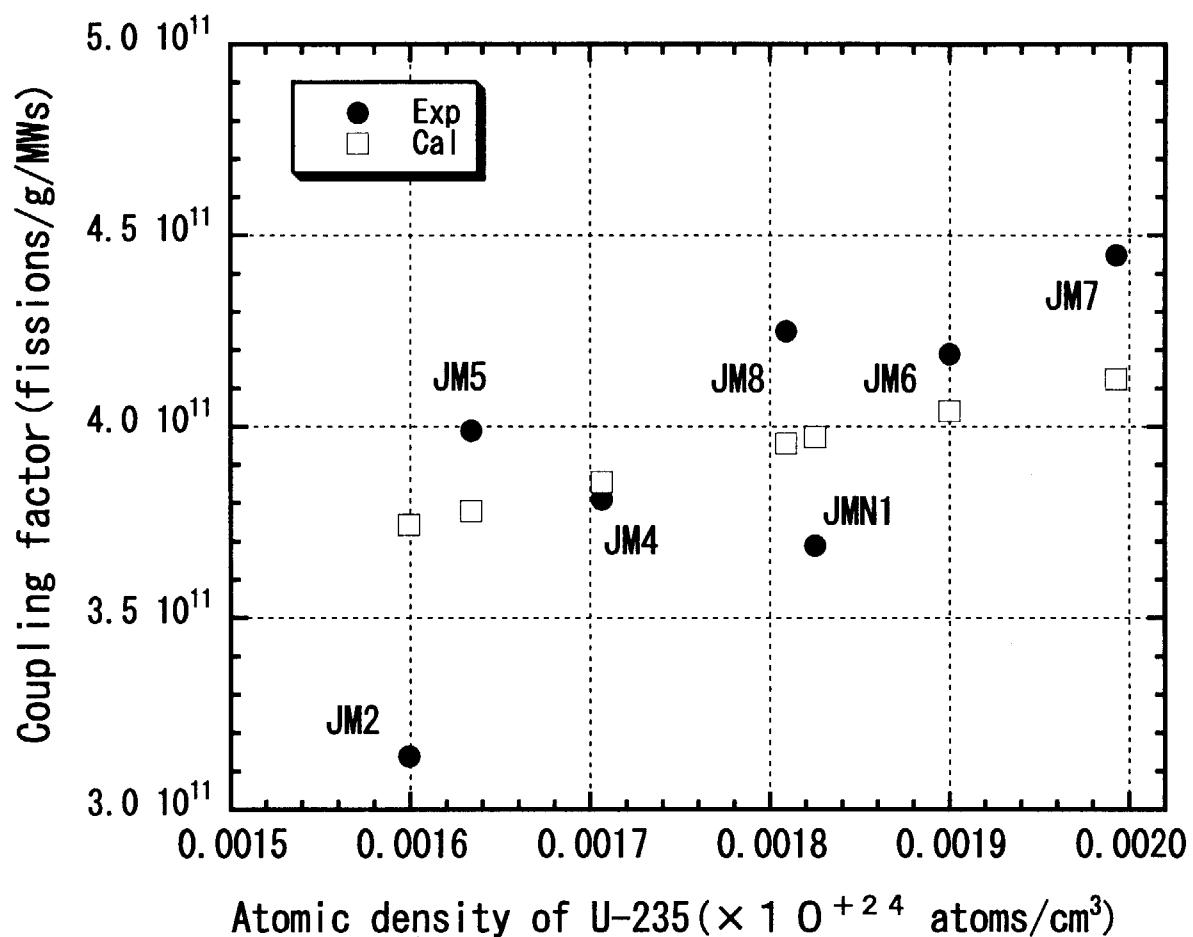


Fig.22 Comparison of measured and calculated coupling factors for JM tests as a function of U-235 atomic density.

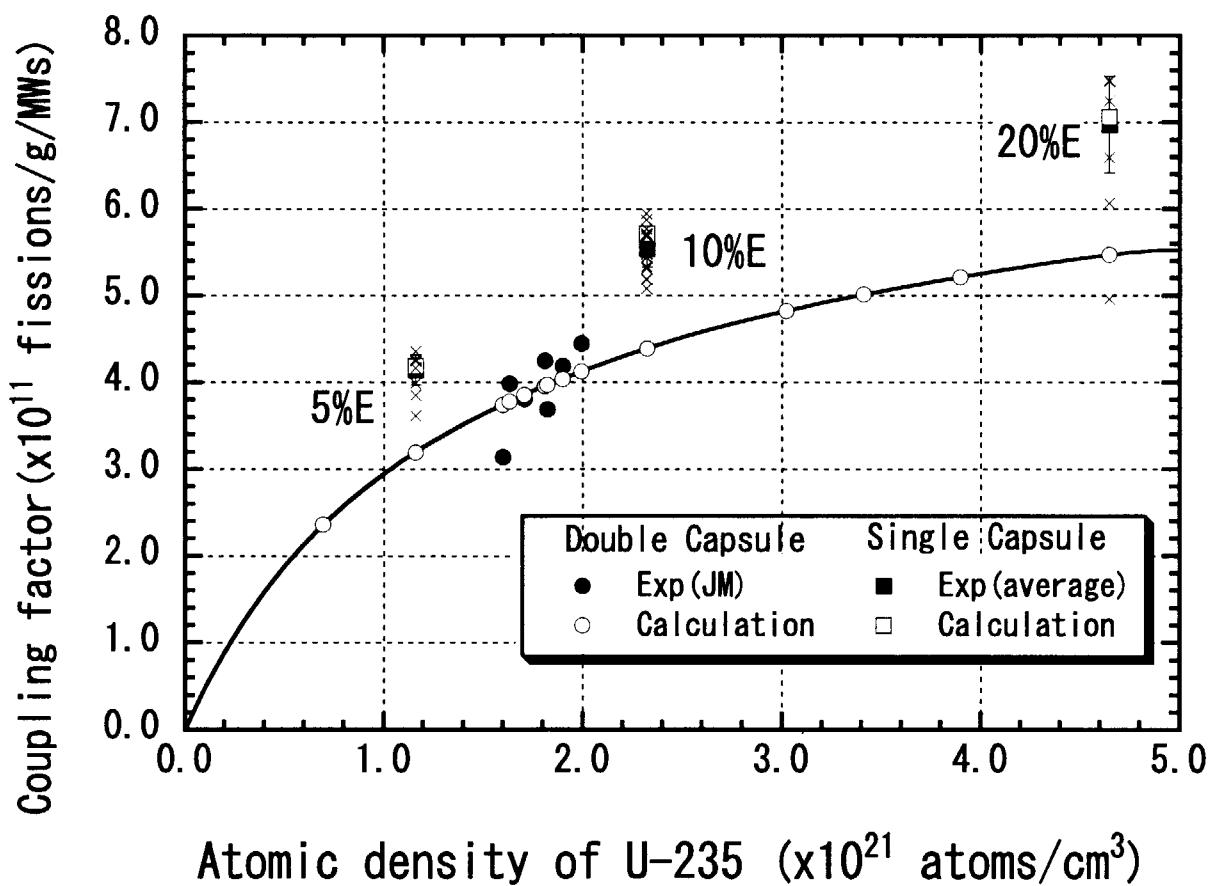


Fig.23 Coupling factors for pre-irradiated JM tests and fresh fuel tests.
Measurad and calculated factors are compared.

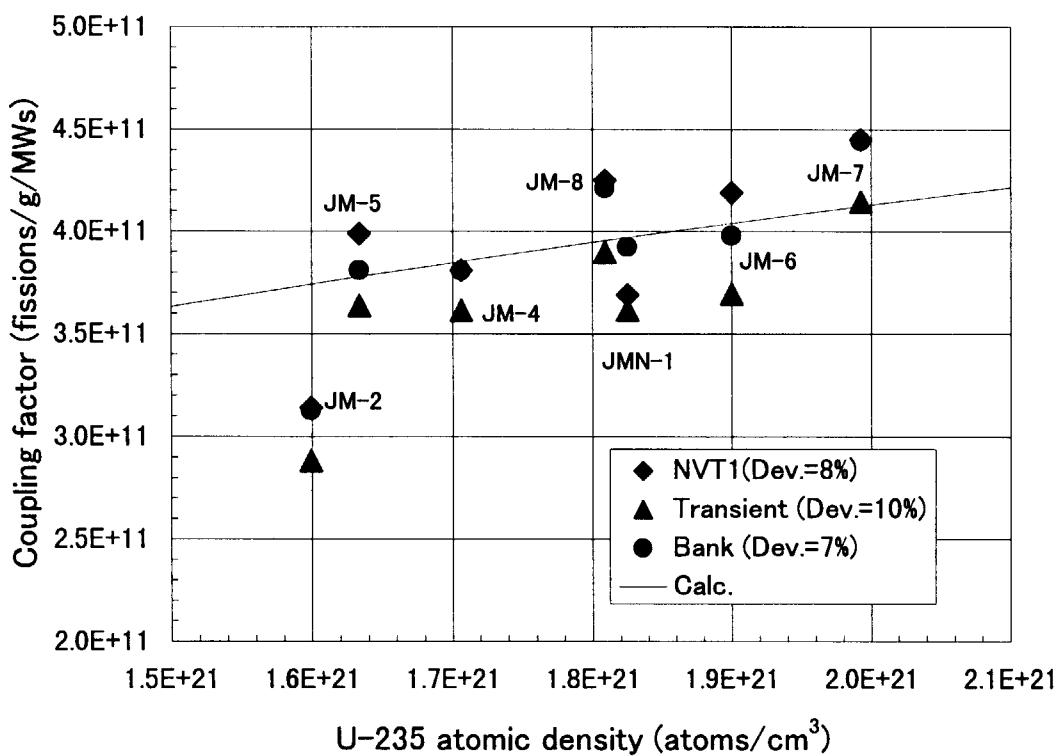


Fig.24 Variation of coupling factors with different reactivities estimated from three sources, i.e. NVT for 1s, transient rod position and bank regulating rod position.

This is a blank page.

国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

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

表3 固有の名称をもつSI組立単位

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

表2 SIと併用される単位

名 称	記 号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	L
トントン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

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

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

表5 SI接頭語

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

(注)

1. 表1~5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。

2. 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。

3. barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。

4. EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換 算 表

力	N(=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
1	0.101972	0.224809	
9.80665	1	2.20462	
4.44822	0.453592	1	

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

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

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

エネ ル ギ ー ・ 仕 事 ・ 熱 量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV	1 cal = 4.18605J (計量法) = 4.184J (熱化学) = 4.1855J (15°C) = 4.1868J (国際蒸気表)
1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻¹	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸		
9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹		
3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵		
4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹	仕事率 1 PS(仏馬力)	
1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹	= 75 kgf·m/s	
1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸	= 735.499W	
1.60218 × 10 ¹⁹	1.63377 × 10 ²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻³⁹	1		

放 射 能	Bq	Ci	吸 取 線 量	Gy	rad
1	2.70270 × 10 ⁻¹¹	1		100	
3.7 × 10 ¹⁰	1			0.01	1

照 射 線 量	C/kg	R	線 量 当 量
1	3876		
2.58 × 10 ⁻¹	1		

線 量 当 量	Sv	rem
1	100	
0.01		1

(86年12月26日現在)

NSRR照射済燃料実験での発熱量評価（J-MTR照射燃料）