

JAERI-Research

JP0050863

2000-048



NSRR実験用照射済BWR燃料の燃焼特性
及びパルス照射時の発熱量評価

2000年11月

中村 武彦・高橋 正人*・吉永 真希夫

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, 2000

編集兼発行 日本原子力研究所

NSRR 実験用照射済 BWR 燃料の燃焼特性及びパルス照射時の発熱量評価

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・高橋 正人*・吉永 真希夫

(2000 年 9 月 12 日受理)

NSRR では照射済燃料を用いたパルス照射実験により、燃焼の進んだ燃料の反応度事故時挙動を調べている。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(FP)の量及びその分布が変化するため、炉出力と発熱量の関係は燃焼度、濃縮度等によって異なる。特に低濃縮の発電用燃料の場合、定常照射中の中性子スペクトルの違いが核分裂性物質の大半を占めるプルトニウム(Pu)の生成量に影響するため燃焼挙動は複雑で、その評価は特に重要である。

本研究では、NSRR 実験に用いた照射済 BWR 燃料を対象に ORIGEN2、RODBURN、SWAT の 3 種のコードによる燃焼計算を行い、その結果を実測した組成と比較し、計算の妥当性を検討した。さらに、得られた組成を用いて NSRR パルス照射時の発熱量を計算し、FP 測定により実験的に評価した値と比較検討した。この結果、ボイド率の違いによる中性子スペクトルの変化が、燃焼および Pu の生成に大きく影響し、その結果 NSRR 実験での発熱量を変化させることを示した。また、ボイド率等を適正に評価することにより、発熱量を実験評価上十分な精度で評価出来る事を明らかにした。本研究では、実験上重要であるが実測が困難な半径方向の出力分布、FP 生成量の分布等が評価され、燃焼特性及び FP ガス放出挙動を評価する上で重要な知見が得られた。

Evaluation of Burnup Characteristics and Energy Deposition during NSRR Pulse Irradiation Tests on Irradiated BWR Fuels

Takehiko NAKAMURA, Masato TAKAHASHI* and Makio YOSHINAGA

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

(Received September 12, 2000)

Pulse irradiation tests of irradiated fuel are performed in the Nuclear Safety Research Reactor (NSRR) to investigate the fuel behavior under Reactivity Initiated Accident Conditions (RIA). 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 both on the amounts and distribution of residual fissile and neutron absorbing fission products generated during the base irradiation. Thus, proper fuel burnup characterization, especially for low enriched commercial fuels, is important, because plutonium (Pu) takes a large part of fissile and its generation depends on the neutron spectrum during the base irradiation.

Fuel burnup calculations were conducted with ORIGEN2, RODBURN and SWAT codes for the BWR fuels tested in the NSRR. The calculation results were compared with the measured isotope concentrations and used for the NSRR neutron calculations to evaluate energy depositions of the test fuel. The comparison of the code calculations and the measurements revealed that the neutron spectrum change due to difference in void fraction altered Pu generation and energy deposition in the NSRR tests considerably. With the properly evaluated neutron spectrum, the combined burnup and NSRR neutron calculation gave reasonably good evaluation of the energy deposition. The calculations provided radial distributions of the fission product accumulation during the base irradiation and power distribution during the NSRR pulse irradiation, which were important for the evaluation of both burnup characteristics and fission gas release behavior.

* Toshiba Co.

Keywords: Energy Deposition, Peak Fuel Enthalpy, NSRR, RIA, BWR, Burnup,
ORIGEN2, SWAT, SRAC

This is a blank page.

目次

1. 緒言	1
1.1 背景	1
1.2 NSRR 実験の概要	1
2. 燃焼評価	3
2.1 照射履歴および計算体系	4
2.2 計算手法	5
2.3 測定手法	7
2.4 結果	8
3. 発熱量評価	10
3.1 NSRR 炉心核計算	10
3.2 測定手法	11
3.3 結果	13
4. 考察	15
5. 結論	17
謝辞	18
参考文献	19
付録 発熱量及び燃焼度測定のための燃料溶液の化学分離法	57

Contents

1. Introduction	1
1.1 Background	1
1.2 Outlines of NSRR Tests	1
2. Burnup Evaluation	3
2. 1 Irradiation History and Geometry	4
2.2 Calculation Method	5
2.3 Measurement	7
2.4 Results	8
3. Energy Deposition Evaluation	10
3.1 NSRR Core Neutronic Calculation	10
3.2 Measurement	11
3.3 Results	13
4. Discussions	15
5. Conclusion	17
Acknowledgments	18
References	19
Appendix Chemical Separation Method for Measurement of Energy Deposition and Fuel Burnup	57

1. 緒言

1.1 背景

原子力によるエネルギー供給の経済性向上及び使用済燃料の削減を目指す重要な課題として、軽水炉燃料の高燃焼度化が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、照射・腐食・水素吸収による被覆管の脆化が生じ、燃料ペレット中の核分裂ガス等の蓄積量が増大する。このため燃焼度の増加につれて、反応度事故(Reactivity Initiated Accident: RIA)条件では、脆化した被覆管がペレットの膨張に耐えられなくなり、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[1,2]により明らかになって来ている。

反応度事故の大きさは瞬時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された核分裂生成物(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、パルス照射のみによる FP の生成量を測定することは困難である。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。ところが、照射済燃料の場合、その燃焼度に応じて燃え残りの U-235 及び新たに生成された Pu-239、Pu-241 等の核分裂性物質の量、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[3]。特に、濃縮度が 5%未満と低い軽水炉燃料の場合、炉型、燃料設計(寸法、燃料/水比等)や照射条件(燃焼度、ボイド率等)によって変化する中性子スペクトルにより、Pu や FP の生成に大きな違いが生じ、その燃焼挙動は NSRR 照射時の発熱量に強く影響する。

1.2 NSRR 実験の概要

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(Figs. 1, 2)。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、出力上昇により燃料温度が上昇すると、燃

料中の水素の熱運動エネルギーが増加する。このため、燃料温度の上昇は即発的に中性子スペクトルの硬化をもたらす。この結果、U-238 の共鳴吸収が増加し、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(通常のドップラーフィードバックの数倍)が生じて、炉出力は低下する。NSRR ではこの性質を利用して、3 本のトランジエント棒と呼ばれる制御棒を圧縮空気により、炉心から急速に引き抜くことで安全に出力暴走を模擬したパルス運転を行うことが出来る。

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、発電用 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[8]、PWR 燃料実験[9]を実施している。しかしながら、発電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 $150\text{cal/g}\cdot\text{fuel}$ 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[10]、JMH 実験)を実施している。

これらの実験では、室温大気圧の水を封入したカプセル(例として、X-IV 型大気圧水カプセルを Fig. 3 に示す。)に短尺の実験燃料を封入し、炉心(Figs. 1, 2)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. 2 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. 4)、実験燃料は急速に加熱される。パルス照射実験では、被覆管温度、水温、燃料棒内圧、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。燃料棒の変形(直径、長さ、曲がり)、FP ガス放出、ペレットのミクロ組織の変化等は照射後試験により検査される。

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、破壊検査の始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(発電炉における照射や JMTR での予備照射による)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。測定及び評価手法の詳細は本報付録及び Ref.[3]にまとめた。

発電用原子炉では反応度事故時のパルス状出力の半値幅は数十 ms 程度と NSRR に比べて広い。また、パルス後のランアウト出力も高いことから Fig. 5 上図に示すように、燃料エンタルピはパルス出力部が終わりランアウト出力時にピークとなる。他方、NSRR のパルス幅は投入反応度に依存して狭くなり最高の \$4.7\$ で \$4.4\text{ms}\$(半値幅)となる。このパルス運転では実験燃料の発熱に寄与する総核分裂の大部分(約 80%)がパルス出力部で生じる。Fig. 5 下図に示すようにラン

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での即発(prompt)発熱量が極めて重要である。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。

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[3]。これと共に、実験燃料の詳しい燃焼計算を ORIGEN2[4]、RODBURN[5]、SWAT[6]コードを用いて実施し、実測した燃料組成と比較検討した。さらに、得られた組成を用いて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、実測値と比較した。

本報告書では、発電用 BWR で照射し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、BWR 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、BWR 燃料の場合ボイド率を適正に考慮した燃焼計算が特に重要であることを示した。また、NSRR 照射時の発熱分布は燃料挙動の解析評価上極めて重要であるが[7]、現状では計算によってのみ評価できる。燃焼計算から得られた燃焼度および FP 生成量分布から、FP ガス放出について有用な知見が得られた。

2. 燃焼評価

燃料の燃焼計算には、ORIGEN2[4]コードが広く使われている。同コードは燃料の組成、出力（中性子束）履歴を入力し、炉心、燃料の種類、燃焼度等で決まる中性子スペクトルに対応するライブラリを選択することにより、広範な FP、放射化生成物(Activation Products)、アクチニド元素(Actinides)の生成、消滅、減衰を簡単に評価することが出来る。しかしながら、用意されているライブラリが限定されるため、得られる結果は炉心平均に対応しており、濃縮度、燃料寸法、燃焼度等による違いが正確には反映されず（個別のライブラリを作らない限り）、燃料挙動評価上重要な燃料半径方向の分布等を得ることが出来ない。

RODBURN[5]コードは、半径方向の燃焼度及び出力分布を評価するため簡易核計算により半径方向での共鳴領域の平均断面積の変化を評価し、半径方向に細分化した各ノードで ORIGEN[11]計算を行う。同コードでは、共鳴エネルギーの核計算を RABBLE[12]コードで行い共鳴積分(共鳴領域の平均断面積)を評価し、

ORIGEN 用のライブラリと置き換え、燃焼計算を実施する。中性子スペクトルの半径方向変化に関しては、熱群のみを濃縮度等の関数として別途用意している。

SWAT[6]は、汎用中性子計算コードシステム SRAC[13]によりスペクトルおよび共鳴積分の変化を含む実効断面積を正確に評価しつつ、ORIGEN2により燃焼計算を行うコードであり、JENDL-3[14]にまとめられた断面積セット等を用いて、燃料集合体の寸法・組成、着目点のボイド率等を考慮してスペクトルを評価し、さらにその燃焼による変化を考慮しつつ燃焼計算を行うことが出来る。本章では、TS-1, 3 実験および FK-1, 3 実験を主対象に計算条件、計算結果等をまとめ、実験で測定された燃料組成と比較し計算法の妥当性を検討する。

2.1 照射履歴および計算体系

TS 実験燃料

TS(Tsuruga)実験には、敦賀 1 号炉で照射された国産被覆管を用いた最初の燃料を用いた。この燃料は、初期直径 14.3mm の太径の 7x7 型応力除去焼き鉋し管が使われた。Table 1 に燃料および集合体の仕様をまとめた[15]。集合体内の燃料ピッチは 18.5mm であるが、チャンネルボックス内側の断面積約 177cm^2 に対してボックス間の断面積が集合体当たり約 38cm^2 があるので、この部分を考慮すると単位燃料セルピッチは 21.0mm となる。Fig. 6 に長尺の発電用燃料棒の軸方向アスキャン結果と実験燃料棒の採取位置及びその構造を示した。BWR の場合チャンネルボックス内の冷却水は沸騰するため、ボイド率は高さ位置に応じて異なる。通常平均のチャンネルボックス内ボイド率は 40% であり、TS-3 実験燃料を採取した中央部ではボイド率 40%、TS-1 実験燃料を採取した上端に近い部分のボイド率は 60% 程度と見積もられる。前述のようにチャンネルボックス外の非沸騰領域を含めて単位燃料セルを考えると、TS-3 及び TS-1 実験燃料位置でのセル内の平均ボイド率は、それぞれ、28.9%、43.3% となる。Fig. 7 に集合体中の燃料要素の構成を示す。

同集合体は、1972～1978 年まで Fig. 8 及び Table 2 に示すように 6 サイクルの照射を受け、実験燃料を採取した部分の燃焼度は 26Gwd/tU に達した。燃料の初期濃縮度は 2.79% で、ガドリニウム(Gd)の添加はない。

FK-1～3 実験燃料(Step I)

福島第一発電所 3 号炉で照射された燃料を使用した初期の FK(FuKushima)実験では、ジルコニアライナー被覆管付きの 8x8BJ(Step I)燃料[16] (集合体取り出し平均燃焼度:33GWd/tU、集合体最高:40GWd/tU) を使用した。Fig. 9 に長尺の

発電用燃料棒の軸方向 γ スキャン結果と実験燃料棒の採取位置及びその構造を示した。燃料被覆管には、外径12.3mmのZrライナー付き再結晶焼き鉋し管が用いられ、燃料被覆管の半径ギャップは0.12mmとなっている。燃料仕様の概要をTable 1に、1984～1990年に亘る照射履歴をFig. 10に示す。実験燃料はセグメント燃料を組み合わせた燃料要素のうち、第5スパンおよび第6スパン（全体で7スパンの下から数えて）に対応するD7-5(FK-1, 2)およびG6-6(FK-3)セグメントを用いた。これらのセグメント燃料の初期濃縮度は3.9%でGd添加はない。集合体の上部に位置したこれらセグメントの照射期間中の平均ボイド率60%は(FK-1, 2)及び70%(FK-3)としてセル計算を行った。チャンネルボックス外の非沸騰領域及び2本のウォーターロッドを含めたセル平均ボイド率は、それぞれ42.3%及び49.4%となった。また、等価セルのピッチは18.7mmとなった。FK-1, 2およびFK-3実験に用いた部分の燃焼度は45及び41GWd/tUであった。

FK-4～5 実験燃料(Step II)

FK-4以降の実験では、さらなる高燃焼度化(集合体取り出し平均燃焼度:39.5GWd/tU、集合体最高:50GWd/tU)対応設計を行ったStep II燃料セグメント[17]を使用した。被覆管はStep I燃料と同じであるが、燃料密度が97% theoretical density(TD)と、これまでの燃料の95%TDに比べて高く、半径ギャップも0.10mmと小さい。実験に使用したC3-6セグメントは、第6スパンに位置し、初期濃縮度4.5%で、Gd添加はない。Table 1に燃料の仕様を、Fig. 11に燃料採取位置と実験燃料の構造を、Fig. 12に1989～1995年に行った照射の履歴を示す。第6スパン部での照射期間中の平均ボイド率は73.3%であった。このチャンネルボイド率から、チャンネルボックス外の非沸騰領域及び太径(外径34mm)のウォーターロッド1本を含めたセル計算用平均ボイド率を求めた結果、平均ボイド率49.7%、単位燃料セルのピッチは19.0mmとなった。

2.2 計算手法

燃焼計算では、燃料の組成と照射場での中性子スペクトルから、核分裂、中性子吸収等の核反応による組成の変化を計算する。ORIGEN2コードはこの目的で、広く世界的な使用実績を持ち、1000近い核種を取り扱う広範な反応チェインを有している。従って、内蔵されている断面積ライブラリを選択し、燃料の初期組成および照射履歴を入力すれば、簡単に、広範なFP、放射化生成物(Activation Products)、アクチニド元素(Actinides)の生成、消滅、減衰を評価することが出来る。しかしながら、得られる核種組成はあらかじめ用意された(Table

2に例示する) 炉心平均スペクトルに相当する値に限定される。本報告書にまとめた計算では、濃縮ウラン燃料を使用したBWRに対応する251, 252, 253を用いた。

NSRR実験燃料の温度分布やFP挙動の評価に重要な半径方向の燃焼度および組成分布を評価するためには、燃料の半径方向での中性子スペクトルの変化を考慮した計算をする必要がある。これを簡便に行うために開発されたコードがRODBURN[5]である。同コードでは、半径方向の変化が著しくPuの生成に最も影響するU-238の共鳴エネルギー域(0.5eV～3.52eV)の中性子についてのみRABBLE[12]コードで分布を評価し、U-238とPu-240の平均吸収断面積(共鳴積分)を計算する。ORIGEN[11]では中性子を高速群、共鳴群、熱群の3群に分けて、中性子束の比をスペクトル定数として入力し、炉型等によるスペクトルの違いを考慮する。RODBURNではこの内、熱群中性子束の半径方向の変化(中心部での低下)を濃縮度の関数として別途用意し、半径方向各領域でのORIGEN燃焼計算を行う。つまり、共鳴領域の平均断面積(共鳴積分)と相対熱中性子束を半径方向に変化させて半径方向各領域でのORIGEN計算を実施することになる。ただし、RODBURNでは、燃焼に伴う共鳴積分の変化は考慮しない。また、FP等を含めたすべての反応チェインのORIGEN計算は行わず、燃焼の半径方向分布の評価に重要なアクチニド元素のみを対象に計算を実施する。Fig. 13にRODBURN計算の概念を示す。また、核計算は2.1に示した単位燃料セル体系を行った。この時の燃料温度は、定常運転条件での燃料挙動を計算するFRAPCON3[20]によって計算した燃料平均温度を用いた。

SWAT[6]は、汎用中性子計算コードシステムSRAC[13]による核(中性子束分布、平均断面積分布)計算と、その結果を反映したORIGEN2による燃焼計算を繰り返し行う計算システムである。つまり、空間、時間(燃焼度)に依存して変化する中性子スペクトル・分布を正確に評価し、この結果をORIGEN2に入力可能な1群ライブラリに縮約して燃焼計算を行う。本研究ではSRACの衝突確率法を用いたセル計算を、JENDL-3[14]にまとめられた断面積セットを用いて、107群を行った。この結果得られたスペクトルを用いてORIGEN2用1群縮約ライブラリを作成し、これを用いた燃焼計算を行った。

ORIGEN2による燃焼計算ではFP、放射化生成物、アクチニドを含む約1000の生成チェインを考慮するが、核計算部分ではこの内、アクチニドと主要FPから約100の核種を選び、約50ステップの燃焼計算の度にライブラリを更新し、燃焼によるスペクトル変化を考慮した。ここで選択したXe-135, Sm-149, Gd-157等のFPはFP全体の中性子吸収率の95%以上を占める[21]。Fig. 14にSWAT計算の概要を示す。図中のLIBMAK及びTABMAKは、それぞれORIGEN2用の断面積作成モジュールとSRAC-ORIGEN2間の入出力編集・作成モジュールであ

る。SWAT 計算に用いた単位燃料セルの寸法、形状、原子数密度、温度等は RODBURN 計算と同じとした。また、核計算部分の妥当性を検討するため、核計算部分を SRAC の衝突確率法ではなく、モンテカルロコード MCNP[22]で行う MCNP-ORIGEN 結合計算も併せて実施した。核計算用の単位燃料セルは同一のものを使用した。

2.3 測定手法

TS-1、3、FK-1、3、4 実験では、パルス照射後に燃料の一部を硝酸で溶解し、化学分離を行い各種 FP や U、Pu の同位体組成を γ 線分析や、質量分析で実測した。その手法の詳細は文献[3]にまとめた。ここでは、ORIGEN2、RODBURN、SWAT 及び MCNP-ORIGEN による計算結果を実測値と比較し結果を検討する。主な検討対象の実験は、U、Pu の質量分析を実施した TS-1、FK-1 及び FK-3 実験とする。その他の実験も含めた結果は 4 章にまとめる。

質量分析は、U、Pu 等それぞれの元素を化学分離した後、その同位体比を測定するものである。発熱量の評価には溶液中の燃料量を知る必要があるので、既知量の標準同位体(U-233 及び Pu-242)を添加(spike)し、spike による同位体比の変化から U 量および Pu 量を定量した。質量分析は同位体比の測定なので、既知量の同位体、U-233, Pu-242 を添加(spike)した溶液を別に用意し(Sample B)、両者の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 における同位体 A_i の存在比を f'_i とすると、

$$\begin{aligned} f_i &= \frac{n_i}{\sum n_i} \\ f'_i &= \frac{n_i + N_i}{\sum n_i + \sum N_i} \end{aligned} \tag{1}$$

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、

$$f'_i = \frac{\frac{n_i}{\sum n_i} + \frac{N_i}{\sum n_i}}{1 + \frac{\sum N_i}{\sum n_i}} = \frac{f_i + \frac{N_i}{\sum n_i}}{1 + \frac{\sum N_i}{\sum n_i}}$$

$$\therefore \sum n_i = \frac{N_i - f_i' \sum N_i}{f_i - f_i'} \quad (2)$$

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_b, f_i' から初期の原子数の合計 $\sum n_i$ が得られる。(2)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_b, f_i' であるので、化学収率(Chemical Yield: Y_c)は必要ではない。Table 3 に FK-3 実験燃料の質量分析結果を例として示す。この例では、溶液 1ml に U-233 を $17.76 \mu\text{g}$ ($7.62 \times 10^{-8} \text{ mol}$)、Pu-242 を $0.1391 \mu\text{g}$ ($5.75 \times 10^{-10} \text{ mol}$)添加した溶液と、しない溶液を、それぞれ化学分離し同位体比の測定を行った。また、Pu 生成量は燃焼度が 50GWd/tU と比較的高い軽水炉燃料であっても U 量の約 1%程度であるため、化学分離が不十分であると U-238 による汚染で Pu 同位体比が正確に測定できない。このため、質量数 235(U-235)に対応)と 239(Pu-239)の比を測定し、これを基に U-238 混入量を評価して、実測値の補正を行った。Table 3 の例では、spike 有りの溶液には全 Pu 量の 3~4%、なしの溶液には、4%相当の U-238 の混入があったものと見られる。

2.4 結果

TS 実験燃料

集合体内のボイド率を 40 及び 60% として各種コードで計算した U 及び Pu の同位体組成を実測値と比較して Table 4 及び Fig. 15 にまとめた。表に示す値は定常照射およびパルス照射を終了し、分析を行った時点での原子数の比を照射後の全 U 量を基準(1.0)としてまとめたものである。下段は計算値を TS-1 実験における実測値で除した値を示す。ORIGEN2 及び MCNP-ORIGEN を用いた 40% ボイド条件での計算は、実測の U-235 を約 6%、Pu 生成量を約 10% 過小評価している。60% ボイド条件での MCNP-ORIGEN 計算は、逆にそれぞれ約 4%、7% 過大評価になっている。TS-1 実験燃料は、Fig. 6 に示す様に、炉心上部に位置していたが、ボイド率の正確な評価結果はない。実際の平均ボイド率は想定した 60% より若干低く 50% 程度であった可能性が高い。同様の傾向は 3 章に示す炉心と実験燃料の発熱量のカップリング係数にも見られる。他方、RODBURN の結果は、MCNP-ORIGEN の傾向とは逆にボイド率の上昇により U-235 及び Pu 量が減少している。この傾向の違いに関しては次の FK 実験燃料の部分で議論する。SWAT コードで求めた半径方向の燃焼度分布を Table 5 に示す。

FK 実験燃料

Table 3 に例示した実測の U 及び Pu の同位体比を ORIGEN2、RODBURN、

MCNP-ORIGEN、SWAT の計算結果と比較して、FK-1 及び FK-3 実験について Table 6 および Table 7 に、それぞれまとめた。また、計算値と実測値の比を各同位体について Figs. 16, 17 に示した。FK-1、FK-3 実験燃料の定常照射中の平均ボイド率は、それぞれ平均 60、70%と見積もられるが、計算ではボイド率の影響を調べるために、これをパラメータとした計算を実施した。残留核分裂性核種の半分以上を占める NSRR 実験への影響がもっと大きい U-235 量に着目すると、ORIGEN2 及び RODBURN による計算結果は、実測値に比べてかなり小さくなっている。他方、MCNP-ORIGEN 及び SWAT の結果は、ボイド率に依存するが、比較的良く実験結果を再現している。核分裂性核種のボイド率依存性を FK-1 実験に対して Fig. 18 にまとめた。U-235 の残存量はボイド率の増加と共に増加し、60-65%程度で実測値と一致することが分かる。この図で示した核分裂性 Pu の結果は、同実験での Pu 量の絶対測定が不調であったため、Pu 同位体間の相対値を比較したものであり、生成量そのものとは異なる参考値である。これらの計算では燃焼度を一定としているため、U-235 の残存量は Pu 生成による Pu 燃焼の寄与が大きくなるほど増える。このため、基本的には Pu の生成量が適正に評価されなければ U-235 残存量は実測値と一致しない。

ボイド率による核分裂性核種の生成挙動の変化の原因となる中性子スペクトルの変化(SWAT による計算結果)を、FK-1 実験燃料の燃焼初期と末期について Figs. 19, 20 に示した。これらの図では、出力を一定と仮定し、熱中性子束で規格化した相対中性子束を示した。ボイド率が高い程、高速群及び共鳴群(0.5eV～3.52eV)の中性子束がいずれの場合でも高くなっていることが分かる。図中の 10eV 近辺の中性子束の局部的なへこみは主に U-238 の共鳴吸収(n, γ)反応により、この反応により生成された U-239 の崩壊の結果 Pu-239 が生成される。従って、ボイド率の増加による共鳴域の中性子束の増加は、Pu 生成量の増加につながる。

燃焼末期では、ボイド率の違いによる中性子スペクトルの違いは燃焼初期に比べて大きく、高燃焼度燃料ではボイド率等を考慮した中性子スペクトルの適正な評価がより重要であることが分かる。燃焼末期での 0.3eV 付近でのへこみは Pu-239 の共鳴、1eV 付近でのへこみは Pu-240 の共鳴吸収によるものであり、高次の Pu 等の生成を適正に評価するためにも共鳴域の中性子束の適正な評価は不可欠である。SWAT による半径方向の燃焼度計算の結果を各 BWR 燃料について Table 5 にまとめた。

TS 実験について Table 4 で示したように RODBURN では、ボイド率の増加と共に Pu の生成が減り、U-235 の残存量が低下した。ボイド率が減少すると平均減速材密度が低下するため、中性子の減速が不十分となり、単位総中性子束当たりの共鳴中性子束は低下する。熱中性子束も同様に低下するため、実際には

出力を保つため総中性子束が増加し、Figs. 19, 20 に示したように共鳴中性子束は相対的に増加する。しかしながら、RODBURN では共鳴群のみの計算を行い、熱及び高速群は、予め用意したものを用いるため、共鳴群のみが減少したスペクトルを用いることになる。このため、同コードでの計算結果では共鳴吸収による Pu の生成が減少したものと考えられる。

3. 発熱量評価

2 章で示した様に BWR 燃料を対象とした燃焼計算は、ボイド率を適正に評価した中性子スペクトルを用いた計算を行う事により、燃焼に伴う核分裂性核種の減少と生成、核分裂生成物の蓄積が適正に評価できる事が分かった。本章では、燃焼計算により得られた原子核組成を用いて、NSRR で照射した場合の実験燃料の発熱量とその分布を評価する。

これまでの NSRR 実験の結果及び解析から、実験燃料の発熱量は NSRR 炉心と実験燃料の積分出力の比であるカップリング係数として整理出来ることが知られている[3, 18]。カップリング係数は、NSRR パルス照射により実験燃料中で生じた核分裂数と炉心全体の積分出力を実測することで実験的に評価できる[3]が、照射済燃料実験の場合定常照射中の核分裂数に比べてパルス照射時の核分裂数は圧倒的に小さいため、その評価は簡単でない。炉心核計算によるカップリング係数の評価は、実測による評価を補うものであり、未照射燃料や燃焼挙動が比較的単純な高濃縮度燃料(JMTR 予備照射燃料棒)に関しては、実測による評価結果と良い一致を示した[3]。

カップリング係数は、NSRR 炉心および実験カプセル内の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する。計算には原研熱中性子標準設計コードシステム SRAC[13]および JENDL-3.2[14]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。この核計算により実測が不可能な実験燃料の半径方向の出力分布が評価できる。

3.1 NSRR 炉心核計算

NSRR 炉心(Figs. 1, 2)を R-Z2 次元にモデル化するため、Fig. 21 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(室温にスペクトルシフト分を考慮した 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[22]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。縮約の手順を Fig. 22 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[23, 24]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。

Fig. 3 に示した照射済 BWR 燃料実験用の X-II および X-IV 型大気圧水力カプセルを Fig. 21 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、Fig. 23 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 120mm、肉厚 3mm のステンレス鋼製内部カプセルの外側に、内径 130mm、肉厚 3mm 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。計算には各種燃焼計算コードで求めた同位体比から得られた燃焼後の原子数密度(Tables 4, 6, 7)を用いた。

3.2 測定手法

実験燃料棒の発熱量は、パルス照射実験終了後、燃料の一部を硝酸に溶解し、化学分離後に核分裂生成物(FP)の Ba-140 を定量する事で実験的に求めている。Ba-140 は半減期が 12.75 日と短いため、化学分離作業の出来るだけ早い時点で測定する目的で、Fig. 24 に示すように沈殿法により比較的簡単に Ba を分離する手法を用いた[3]。分離法の詳細は付録にまとめた。ここで、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、

$$Y_{cBa} = \frac{\text{分離後の } Ba - 133\gamma \text{ 線計数率}}{\text{分離前の } Ba - 133\gamma \text{ 線計数率}} \quad (3)$$

となる。

Ba-140 の熱中性子による核分裂収率(fission yield: Y_f)は、核分裂性物質によつて若干異なり、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、

$$Y_f = \frac{Y_{U-235}n_{U-235}\sigma_{U-235} + Y_{Pu-239}n_{Pu-239}\sigma_{Pu-239} + Y_{Pu-241}n_{Pu-241}\sigma_{Pu-241}}{n_{U-235}\sigma_{U-235} + n_{Pu-239}\sigma_{Pu-239} + n_{Pu-241}\sigma_{Pu-241}} \quad (4)$$

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 ($1\text{barn}=10^{-24}\text{cm}^2$)とした。

ウランの質量分析を行った溶液 B (IDM 用標準 U, Pu 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 $\text{UO}_2 1\text{g}$ 当たりの核分裂数 $F_\infty(\text{n/g}\cdot\text{fuel})$ は、パルス照射時の Ba-140 原子数 $N_{Ba-140}(0)$ を用いて、

$$F_\infty = \frac{\frac{N_{Ba-140}(0)}{Y_f}}{\frac{M_U n_{U_{ini}}}{N_{avg}} + \frac{2M_O n_{U_{ini}}}{N_{avg}}} \frac{m_B}{m_C} \frac{1}{Y_{cBa}} \quad (5)$$

と計算される。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) を E とすると、

$$M_U = 235.044E + 238.051(1 - E) \quad (6)$$

となる。また、初期ウラン原子数 U_{ini} は、燃焼度 Bu (fissions per initial metal atom: FIMA%)、照射後の U 量 n_U 、Pu 量 n_{Pu} を用いて、

$$(1 - \frac{Bu}{100})n_{U_{ini}} = n_U + n_{Pu} \quad (7)$$

とした。ここで得られた F_∞ を用いて、後述する(8)および(9)式から、発熱量を評価することが出来る。また、Ba-140 の測定を行った溶液 C 中の燃料質量は、燃料溶解前(燃料 + 被覆管 + 樹脂)と溶解後(被覆管 + 樹脂)の差、及び希釈率から概略知ることが出来るが、樹脂の硝酸への溶け込みが燃料質量の 2-14%程度あり得る。この場合、溶解量は U, Pu, O, FP の合計にほぼ対応すると考えられる。なお、約 2mm 厚の燃料試料を採取・溶解する際、燃料の欠落を防ぎ、均質な試料とするため、樹脂による固化を行った。

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場合もある。大西ら[18]はこれらのエネルギー収支を評価した結果、実験燃料での 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では 186.4MeV/fission となるとの評価結果を得た。したがって、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仮定すれば、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 $F_\infty(\text{n/g}\cdot\text{fuel})$ 及び Fig. 4 に例示した炉出力履歴を用いて、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、

$$\begin{aligned} E_\infty &= F_\infty \times q_\infty = \eta \times NVT_\infty \times q_\infty \\ \therefore \eta &= \frac{F_\infty}{NVT_\infty} \\ E_p &= F_p \times q_p = \eta \times NVT_p \times q_p \end{aligned} \quad (8)$$

となる。ここで、 η は NSRR 単位積分炉出力当たり実験燃料内で生じる核分裂数(カップリング係数、fissions/g/MWs)、 NVT は NSRR 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、

$$\begin{aligned} q_\infty &= 186.4 \text{MeV} = 2.987 \times 10^{-11} \text{J} = 7.133 \times 10^{-12} \text{cal} \\ q_p &= 175.3 \text{MeV} = 2.809 \times 10^{-11} \text{J} = 6.708 \times 10^{-12} \text{cal} \end{aligned} \quad (9)$$

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(即発発熱量 Prompt Energy Deposition: E_p)と等しいものとして実験的に求めている。

3.3 結果

燃焼計算に基づく核種組成を用いた NSRR 炉心の核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 にまとめた。実測のカップリング係数では、測定した燃料溶液中の燃料量を評価する方法として、溶解量を用いる方法と、溶液中の U 及び Pu を分離し質量分析して評価する方法がある。これらの重量を用いて評価したカップリング係数を、それぞれ、Measured 1 及び Measured 2 として Table 8 に示した。前節で示したように重量測定では、同時に溶解する樹脂等の影響で 2-14% の重量の過大評価が生じ得るため、実測値の-0%を評価重量の最大値、-14%を最小値としてカップリング係数を求めた。

文献[3]に示したように、カップリング係数は核分裂性物質密度の関数であり、FP 等の影響は小さい。Table 8 に示した残留核分裂性物質(Residual fissile)は、U-235、Pu-239、Pu-241 の原子数割合を単純に合計したものである。これらの核分裂性物質の熱中性子にたいする核分裂断面積にはかなり差があるので、これ

を考慮するため実効核分裂性物質（Effective fissile）割合を

$$f_{\text{effective}} = f_{U-235} + \frac{\sigma_{Pu-239}}{\sigma_{U-235}} f_{Pu-239} + \frac{\sigma_{Pu-241}}{\sigma_{U-235}} f_{Pu-241} \quad (10)$$

として求め、カップリング係数との関係を調べた。ここで、 σ_{U-235} 、 σ_{Pu-239} 、 σ_{Pu-241} は、それぞれ 577、741、950 barns とした[22]。Residual fissile 及び Effective fissile とカップリング係数の関係を Figs. 25, 26 に、それぞれ示した。TS 実験燃料は太径燃料(被覆管直径:14.3mm)であり、FK 実験燃料(12.3mm)とは自己吸収が異なるため、図中の近似曲線は FK 実験燃料を対象に求めた。計算結果は実測値と良い一致を示した。FK-3 実験燃料の燃料量を質量分析で求めた Measured 2 の結果は、重量測定により求めた下限値を下回っており、化学分離あるいは測定に何らかの問題があった事を示している。近似曲線の R^2 は、近似曲線とデータの一一致度を示す指標で、

$$R^2 = 1 - \frac{\sum (Y_i - \hat{Y}_i)^2}{\sum Y_i^2 - \frac{(\sum Y_i)^2}{n}} \quad (11)$$

で表される。ここで、 Y_i 及び \hat{Y}_i は、それぞれ基のデータ及び対応する近似曲線上の値であり、 R^2 が 1 に近いほど近似が良いことを示す。両図からカップリング係数は核分裂性物質割合と良い相関を示すが、Pu の核分裂断面積の違いを考慮した Effective fissile を用いた方が若干近似は良くなっている。

TS-1 実験結果は、近似曲線から大きく下にはずれている。この燃料は太径であるため、自己吸収が大きい効果もあるが、Table 8 に見られるように、ボイド率が小さい TS-3 実験結果をも大きく下回っており、測定に問題があったものと考えられ、参考値と見るべきであろう。同実験は、照射済燃料を用いた実験で発熱量を実測により評価した 2 回目の実験であり、溶液準備、化学分離、測定等の実験手順に未確立な部分があり、短半減期 Ba-140 の測定まで余分な時間がかかったこと等が、測定誤差の原因と考えられる。

Fig. 27 に FK-3 実験燃料を例に定常照射中から NSRR パルス照射に至る燃料中の半径方向出力分布を図示する。燃焼初期には 1.1 程度であった半径方向出力ピーキング係数(ピーク部出力密度/平均出力密度)は、燃焼と共に増加し、3 サイクル半ばで、ほぼ 2 に達し、照射末期の 5 サイクル終了時には約 2.4 となる。これは、3 章で示した燃焼に伴う Pu の生成がペレット外周部で選択的に起こることによる。NSRR パルス照射時の出力分布は燃焼末期の発電炉中の形と大差ないが、NSRR での照射場の方がよりスペクトルが柔らかい(減速が進み、高速中性子に対して熱中性子が多い)ため、ペレット中心部での出力のへこみが大きくピ

一キング係数が若干増加している。Table 9 に NSRR パルス照射時の各 BWR 実験燃料の半径方向発熱分布を示す。発熱分布の半径方向ピーキングは Table 5 に示した燃焼度分布に比べて 30% 程度大きな値となっている。

4. 考察

本研究の燃焼計算及び NSRR 炉心核計算で得られた照射済 BWR 燃料のカップリング係数は、Figs. 25, 26 に見られるように実測値と良い一致を示した。この結果は、燃焼計算及び発熱量評価のための NSRR 炉心の核計算が妥当に行われていることを示している。しかしながら、発熱量及びカップリング係数の実測には、燃料切断、溶解、化学分離、 γ 線測定、質量分析等の複雑な作業が必要であり、参考文献[1]にも示したように、比較的燃焼評価が単純な高濃縮度燃料、燃焼評価が不必要的未照射燃料においても、実測値は比較的大きなばらつきを示している。また、Figs. 15~17 に示したように燃焼計算においては実験に用いた燃料部でのボイド率が計算結果に大きく影響するが、燃料部でのボイド率は炉心出力、炉心内出力分布、冷却材温度流量等の運転データから評価され、実測値はない。本研究の対象となった実験数も限られていることから、今後も実測と計算を平行して進め、データを更に蓄積する必要がある。国内の BWR 発電所では細径の 9×9 型燃料の導入が開始されつつあり、水燃料比が異なるこれらの新型燃料やプルサーマルに用いる MOX 燃料に対しては、特に、実測と計算の比較による手法の確認が必要である。また、Figs. 19, 20 で示されたように燃焼度が高くなるほど、ボイド率の違いによるスペクトルの違いは大きくなり、燃焼挙動に与えるボイド率の影響は大きくなることからも、今後実用化される高燃焼度化(集合体平均最高 55GWd/tU) 9×9 型燃料に対しても、同様の比較検討が必要と考えられる。

計算によって得られた詳しい燃焼情報により、半径方向の FP ガス放出を推定する興味深い知見が得られたので、これを議論する。Pu-239 と Pu-241 の Xe の核分裂収率は U-235 と大差ないが、Kr の収率は半分以下となっているため、燃焼に伴い Pu が蓄積されると燃料中の Xe/Kr は徐々に大きくなる。Table 10 に ORIGEN2 での BWR 燃焼計算に使われる(ライブラリ名 BWR-U)Xe 及び Kr の核分裂収率を示す。SWAT による燃焼計算の結果得られた半径方向の U と Pu 存在比と生成された Xe/Kr の半径方向の変化を FK-1 実験燃料について Fig. 28 に示す。図は定常照射後(燃焼度 45GWd/tU)を示すが、ペレット最外周部では Pu の割合が 4% 以上(平均 1.2%) となり、Xe/Kr が 12 を越えている(平均 9.3)事が分かる。

各 BWR 実験燃料の Xe/Kr の燃焼に伴う変化を Fig. 29 にまとめた。図中の実線あるいは破線で示したのは SWAT による計算結果で、ペレット平均値と外周部での Xe/Kr を示す。初期濃縮度が低く(2.79%)、太径の TS 実験燃料は FK 実験燃料に比べて、Pu の核分裂の寄与が燃焼に伴い急速に増加し、Xe/Kr が急速に増加している。他方、FK 実験燃料間には、大きな差は無いが、Step II 燃料(4.1%)は Step I(3.9%)に比べて若干濃縮度が高いため、FK-4 実験に用いた Step II 燃料に対するカーブは Step I のものをやや下回っている。

定常照射時に TS 実験燃料(燃焼度 26GWd/tU)から放出された FP ガスの質量分析から得られた Xe/Kr を図中○で、パルス照射実験による追加放出されたガスの Xe/Kr を●で示した。FK 実験燃料(FK-1, 2 燃焼度 45GWd/tU, FK-3 燃焼度 41GWd/tU, FK-4 燃焼度 56GWd/tU)の定常照射中の放出ガスの Xe/Kr を、それぞれ、□、△、▽で示した。パルス照射による放出ガスは、FK-1, 2 及び FK-3 に対し、それぞれ、■および▲で示した。この図から、FK 実験における放出ガスの Xe/Kr は定常照射中、パルス照射実験を問わず、平均値に相当する値を示している事が分かる。他方、TS 実験では、定常照射時の放出ガスの Xe/Kr は SWAT 計算のペレット平均値とほぼ一致しているが、パルス照射時の値はこれに比べてかなり大きく、ペレット外周部の計算値とほぼ一致する値となっている。この結果は、TS 実験におけるガス放出がペレット外周部から選択的に起きていることを示している。TS 実験燃料では Fig. 30[1]に示す様な結晶粒界割れがペレット外周部において観察されており、この結果と定性的に符合する。また、TS 実験燃料は定常照射時の線出力が高かったため、生成量の約 20% の FP ガスが定常照射中に放出された。この状態における FP ガスのペレット内の半径方向分布を FASTGRASS[23]で TS 実験燃料について計算した結果を Fig. 31 に示す。同図には、参考のため定常照射中のガス放出が小さかった(約 1%)FK 実験燃料に対する計算結果を併せて示す。図中の Grain は結晶粒内に、Face と Edge は粒界に存在するガスを、Released はペレットから放出されたガスの生成された位置と量を示す。結晶粒界に存在する FP ガス量の測定は、CANDU 炉燃料等に対する極限られた実験結果[24]等しか存在しない。このため、FASTGRASS コードについても結晶粒界インベントリについては十分検証されているとは言えない。しかしながら、同コードは FP ガスの放出量については広く検証されている。また、結晶粒界インベントリについても CANDU 炉燃料での実測結果と大きくは違わない結果となっており、その計算結果は概ね妥当であると考えられる。

NSRR 実験では、定常照射中に結晶粒界に蓄積された FP ガスが、パルス照射により生じた粒界割れ等により放出経路が形成され、放出されると考えられている[1, 2, 7, 25]。この図から TS 実験燃料では、中心部の FP ガスは既にほとんど出尽くしており、粒界残存量も外周部に多い事が分かる。他方、定常照射中

のガス放出の小さい FK 実験燃料は、半径方向に均一に粒界ガスが残っており、パルス照射時においても均質にガス放出が生じ、平均的な Xe/Kr となったものと考えられる。この結果に見られるように、燃焼計算により得られた FP 生成の評価結果は、燃料挙動を理解する上で重要な情報を与える。

5. 結論

本研究では、BWR 照射済燃料の燃焼による組成の変化と NSRR 実験における発熱量を実測および計算により評価した。これらの結果により、実験燃料に対応したボイド率を用いて計算したスペクトルを求め、これを用いた燃焼計算を行うことにより BWR 燃料の燃焼挙動を適正に評価できることが明らかとなつた。この、燃焼計算により得られた燃料組成を用いて行った NSRR 炉心核計算により評価した炉心と実験燃料の出力比（カッピング係数）は、実験燃料中の短半減期 FP であるバリウム(Ba-140)を化学分離・定量する手法により実測した値と良い一致を示した。このカッピング係数を用いて評価される発熱量あるいはピーク燃料エンタルビは、NSRR 実験で最も重要な実験パラメータであるが、実測結果はばらつきが大きく、半径方向分布等の詳しい情報は測定が困難なため、計算を併用した評価が不可欠といえる。

本研究の対象とした照射済 BWR 燃料では、燃焼後の核分裂核種の半分近くを核分裂性 Pu が占めており、その生成挙動を左右する中性子スペクトルの適切な評価が重要であることが明らかとなった。BWR では、炉心高さに応じてボイド率が変化するため、これを適切に評価した中性子スペクトルの評価が不可欠である。燃焼後の核分裂性核種割合とカッピング係数が得られたが、実測データ数が少なく、今後もデータの蓄積が必要である。

燃焼計算の結果得られた Pu 及び燃焼の半径方向分布から、FP ガス Xe と Kr の半径方向分布を評価した。定常照射中及びパルス照射中の放出ガスの分析から得られた Xe/Kr を用いて、定常照射時のガス放出が大きかった TS 実験燃料ではパルス照射時の FP ガスの放出が主に外周部からであることを明らかにした。

謝辞

本報告の NSRR 照射済燃料実験は、NSRR 管理室、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、TS 実験の発熱量評価は分析センタ(当時)の鈴木敏夫氏により、FK 実験のウラン、プルトニウムの質量分析は安全試験部・NUCEF 管理課の深谷洋行氏により実施されました。燃焼及び発熱計算はキューブシステム(株)の細山田龍二氏が実行しました。また、燃焼計算に用いた SWAT コードの使用に際しては、須山賢也氏の協力を得ました。ここに記して感謝します。

本報告に含まれる一部実験データの整理、分析手法の改良・実施等につきましては、小此木一成、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, M. Yoshinaga, M. Sobajima, K. Ishijima and T. Fujishiro, "Boiling Water Reactor Fuel Behavior at Burnup of 26GWd/tonne U under Reactivity-Initiated Accident Conditions," Nucl. Technol. 108, pp45~60, 1994.
- [2] T. Fuketa, F. Nagase, K. Ishijima and T. Fujishiro, "NSRR/RIA Experiments with High-Burnup PWR Fuels," Nucl. Safety, 37, 4, pp328-342, Oct.-Dec. 1996.
- [3] 中村武彦、 笹島栄夫、 更田豊志、 鈴木敏夫、 高橋正人、 細山田龍二、 石島清見, “NSRR 照射済燃料実験での発熱量評価(JMTR 照射燃料)”, JAERI-Research 98-052, 1998.
- [4] A. G. Croff, "ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials," Nucl. Technol. Vol. 62, pp335-352, 1983.
- [5] 内田正明、 斎藤裕明, “燃料棒内出力分布計算コード : RODBURN,” JAERI-M 83-108, 1983.
- [6] 須山賢也、 岩崎智彦、 平川直弘, ”統合化燃焼計算コードシステム SWAT”, JAERI-Data/Code 97-047.
- [7] T. Nakamura, H. Sasajima, T. Fuketa and K. Ishijima, "Fission Gas Induced Cladding Deformation of LWR Fuel Rods under Reactivity Initiated Accident Conditions," J. Nucl. Sci. Technol. 33, 12, pp924-935, 1996.
- [8] T. Nakamura, M. Yoshinaga, K. Ishijima, S. Kobayashi, T. Yamahara, T. Sukegawa and T. Ito, "Experimental data Report for Test TS-5, Reactivity Initiated Accident Test in the NSRR with Pre-irradiated BWR Fuel Rod", JAERI-Research 95-080, 1995.
- [9] H. Sasajima, T. Fuketa, Y. Mori, K. Ishijima, S. Kobayashi, T. Yamahara, T. Sukegawa and T. Ito, "Behavior of Irradiated PWR Fuel under a Simulated RIA Condition [Result of NSRR Test MH-3]", JAERI-Research 95-087, 1995.

- [10] 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, 1994.
- [11] M. J. Bell, "ORIGEN- The ORNL Isotope generation and depletion Code," ORNL-4628, 1973.
- [12] P. H. Kier and A. A. Robba, "RABLE, A Program for Computation of Resonance Absorption in Multi-region Reactor Cells," ANL-7326, 1967.
- [13] K. Tsuchihashi, Y. Ishiguro, K. Kaneko and M. Ido, "Revised SRAC Code System", JAERI 1302, 1986.
- [14] K. Shibata et al. "Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version -3 JENDL-3-", JAERI 1319, 1990.
- [15] 土江保男、児玉、敦賀 PIE チーム, "敦賀炉国産被覆管燃料の照射後試験," 日本原子力学会誌, vol. 29, No. 3, pp219-243, 1987.
- [16] Y. Hayashi, T. Koyama, S. Koizumi, T. Yasuda and M. Nomura, "BWR Fuel Performance and Recent R&D Activities in Japan," ANS/ENS Int. Topical Mtg. on LWR Fuel Performance, Avignon, France, 1991.
- [17] H. Hayashi et al. "Irradiation Characteristics of BWR STEP II Lead Use Assemblies," ANS Int.Topical Mtg.on LWR Fuel Performance, Portland, USA, 1997.
- [18] 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, pp528-542, 1982.
- [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] C. E. Beyer, M. E. Cunningham and D. D. Lanning "Development and Verification of NRC's Single-rod Fuel performance Codes FRAPCON-3 and FRAPTRAN," Proc. 25th Water Reactor Safety Information Mtg. Oct. 20-22, 1997, Bethesda, USA. 1998.
- [21] 黒澤正義、内藤倣孝、須山賢也、板原國幸、鈴木勝男、濱田紘司、"軽水炉使用済燃料の長期貯蔵がプルサーマル燃料サイクルに与える効果,"日本原子力学会誌, Vol. 40, No.6, pp486-494, 1998.
- [22] 村上悠紀雄、他編、"放射線データブック", 地人書館、1982.
- [23] J. Rest et al., "FASTGRASS: A Mechanistic Model for the Prediction of Xe, I, Cs, Te, Ba, and Sr Release from Nuclear Fuel Under Normal- and Severe-Accident Conditions: User's Guide for Maintenance, Workstation and Personal Computer Applications," NUREG/CR-5840, 1992.
- [24] P. H. Elder, D. S. Cox, L. W. Dickson and R. V. Murphy, "New Post-Irradiation Examination Techniques at Chalk River Laboratories: Gamma Tomography and Grain-Boundary-Inventory Measurements on Irradiated Fuel," IAEA Technical Committee Mtg. on Recent Development on Post-Irradiation Examination Techniques for Water Reactor Fuel, Cadarache, France 17-21 October (1994).
- [25] 中村武彦、細山田龍二、笹島栄夫、更田豊志、森行秀、"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.

Table 1 Fuel rod and assembly design summary

Test series	TS	FK-1 through 3	FK-4 through 5
Fuel type	7x7	8x8BJ (Step I)	8x8 (Step II)
Cladding type	Zry-2 Stress relieved	Zirconium lined Zry-2 Re-crystallized	
Cladding diameter, mm	14.3	12.3	
Cladding thickness, mm	0.81	0.86 (Zr Liner: 0.09)	
Initial radial gap, μ m	155	120	100
Fuel density, %TD	95	95	97
U-235 enrichment, w/o	2.79	3.9	4.1
Fill gas, MPa	He:0.1 ²	He:0.3 ³	He:0.5 ³
Average discharge burnup (max.), GWd/tU	21.5	33 (40)	39.5 (50)
No. of fuel rods in assembly	49	62	60
No. of water rods in assembly	0	2	1
Rod pitch, mm	18.5	16.1	15.24
Water rod diameter, mm	-	13.5	34
Channel box size, mm	138	138	139
Channel box gap, mm	13	13	13
Irradiation period	1972-1978 (6 cycles)	1984- 1990 (5 cycles)	1989-1995 (4cycles)

Table 2 Examples of ORIGEN2 cross section libraries

Reactor type	Fuel type, burnup, etc.	Library identification number		
		Activation product	Actinide	Fission product
PWR	U-235 enriched UO ₂ , 33GWd/tU	204	205	206
	U-235 enriched UO ₂ , 50GWd/tU	219	220	221
	U-235 enriched UO ₂ , self generated Pu recycle reactor	207	208	209
	ThO ₂ enriched with denatured U-233	213	214	215
BWR	U-235 enriched UO ₂ , 33GWd/tU	251	252	253
	U-235 enriched UO ₂ , self generated Pu recycle reactor	254	255	256
	Pu enriched UO ₂ , self generated Pu recycle reactor	257	258	259
LMFBR	Early oxide LWR Pu/U, core	311	312	313
	Early oxide LWR Pu/U, axial blanket	314	315	316
Thermal	0.0253eV	201	202	203

Table 3 Atomic compositions of U and Pu in Test FK-3 fuel rod measured by mass spectrometry

Isotope	Atomic mass	Atomic composition, %				Evaluated amount			
		Sample without spike	Sample with spike						
			Measured (U-238 contamination corrected)						
		FK3A-2	FK3B-1	FK3B-2	average	mol	g		
U-233	233.0396	0	2.551	2.567	2.559	7.62E-08	1.78E-05		
U-234	234.0409	0.019	0.041	0.041	0.041	1.22E-09	2.86E-07		
U-235	235.0439	1.129	1.097	1.101	1.099	3.27E-08	7.69E-06		
U-236	236.0456	0.538	0.523	0.524	0.524	1.56E-08	3.68E-06		
U-238	238.0508	98.313	95.789	95.768	95.779	2.85E-06	6.79E-04		
Total		99.999	100.001	100.001	100.001	2.98E-06	7.09E-04		
U-233/238		0.051531	0.051551						
U-233 spike, mol		0	7.62E-08	7.62E-08					
Pu-238	238.0496	6.374 (2.446)	5.460 (2.388)	6.784 (2.411)	(2.400)	8.7E-10	2.07E-07		
Pu-239	239.0522	56.258 (58.622)	55.871 (57.686)	55.100 (57.685)	(57.685)	2.09E-08	4.99E-06		
Pu-240	240.0538	24.358 (25.382)	24.195 (24.981)	23.858 (24.977)	(24.979)	9.03E-09	2.17E-06		
Pu-241	241.0568	8.363 (8.714)	8.320 (8.590)	8.194 (8.578)	(8.584)	3.1E-09	7.47E-07		
Pu-242	242.0587	4.641 (4.836)	6.155 (6.355)	6.064 (6.348)	(6.352)	1.72E-09	4.17E-07		
Total		100.000	100.000	100.000	100.000	3.56E-08	8.53E-06		
242/239		0.0825	0.11016	0.11006					
235/239		0.000822	0.000645	0.000935					
Pu-242 spike, mol		0	5.75E-10	5.75E-10					
Pu/U						0.01195	0.01203		

Table 4 Comparison of isotope atomic fractions of U and Pu in TS test fuels measured and calculated at void fractions of 40% and 60% for Test TS-3 and TS-1

Nuclide	Isotope fraction, % C/E below					
	Measured (60% void)	ORIGEN2 (40% void)	RODBURN		MCNP-ORIGEN	
			40% void	60% void	40% void	60% void
U-234	0.01520	0.00101 0.066	0.00080 0.052	0.00082 0.054	0.00075 0.050	0.00096 0.063
U-235	0.93600	0.87680 0.937	0.82029 0.876	0.80383 0.859	0.88286 0.943	0.97337 1.040
U-236	0.35200	0.34070 0.968	0.38039 1.081	0.38254 1.087	0.35394 1.006	0.35339 1.004
U-238	98.69700	98.78149 1.001	98.79852 1.001	98.81281 1.001	98.76244 1.001	98.67228 1.000
Pu-238/U	0.01310	0.01039 0.793	0.00802 0.612	0.00828 0.632	0.00916 0.700	0.01172 0.895
Pu-239/U	0.52865	0.49317 0.933	0.45827 0.867	0.44315 0.838	0.50787 0.961	0.62776 1.187
Pu-240/U	0.21676	0.20403 0.941	0.08987 0.415	0.09045 0.417	0.19578 0.903	0.20515 0.946
Pu-241/U	0.09834	0.06298 0.641	0.06546 0.666	0.06345 0.645	0.06363 0.647	0.07607 0.774
Pu-242/U	0.03099	0.03229 1.042	0.03715 1.199	0.03645 1.176	0.03274 1.057	0.03295 1.063
Pu/U	0.88783	0.80286 0.904	0.65876 0.742	0.64179 0.723	0.80919 0.911	0.95365 1.074
Nd-148 /U	0.04703	0.04808	-	-	-	-

Table 5 Radial burnup distributions estimated with SWAT for various test fuel

Test No.	TS-1			TS-3			FK-1			FK-3			FK-4		
	Burnup, GWd/tU	26		26		40		45		60		41		56	
		Void fraction, %	60	60	60	60	60	60	60	60	60	70	70	73	
	Radius(mm)	Peaking	Radius(mm)	Peaking	Radius(mm)	Peaking	Radius(mm)	Peaking	Radius(mm)	Peaking	Radius(mm)	Peaking	Radius(mm)	Peaking	
2.062	0.902	2.062	0.907	2.062	0.907	1.718	0.900	1.718	0.899	1.718	0.899	1.733	0.899		
2.916	0.914	2.916	0.918	2.916	0.918	2.430	0.910	2.430	0.910	2.430	0.910	2.451	0.903		
3.571	0.926	3.571	0.930	3.571	0.930	2.976	0.921	2.976	0.922	2.976	0.922	3.002	0.915		
4.123	0.940	4.123	0.944	4.123	0.944	3.437	0.934	3.437	0.936	3.437	0.936	3.467	0.929		
4.610	0.957	4.610	0.960	4.610	0.960	3.842	0.950	3.842	0.952	3.842	0.952	3.876	0.946		
4.835	0.972	4.835	0.974	4.835	0.974	4.030	0.964	4.030	0.966	4.030	0.966	4.065	0.961		
5.050	0.983	5.050	0.985	5.050	0.985	4.209	0.976	4.209	0.978	4.209	0.978	4.246	0.974		
5.256	0.997	5.256	0.998	5.256	0.998	4.381	0.990	4.381	0.992	4.381	0.992	4.419	0.989		
5.455	1.014	5.455	1.013	5.455	1.013	4.546	1.008	4.546	1.010	4.546	1.010	4.586	1.008		
5.646	1.036	5.646	1.035	5.646	1.035	4.706	1.033	4.706	1.035	4.706	1.035	4.747	1.035		
5.739	1.060	5.739	1.057	5.739	1.057	4.784	1.060	4.784	1.062	4.784	1.062	4.825	1.065		
5.831	1.083	5.831	1.079	5.831	1.079	4.860	1.088	4.860	1.089	4.860	1.089	4.903	1.095		
5.922	1.118	5.922	1.112	5.922	1.112	4.936	1.131	4.936	1.130	4.936	1.130	4.979	1.141		
6.011	1.178	6.011	1.169	6.011	1.169	5.010	1.204	5.010	1.201	5.010	1.201	5.054	1.220		
6.055	1.259	6.055	1.245	6.055	1.245	5.047	1.300	5.047	1.293	5.047	1.293	5.091	1.325		
6.099	1.354	6.099	1.335	6.099	1.335	5.083	1.408	5.083	1.398	5.083	1.398	5.127	1.443		
6.142	1.517	6.142	1.488	6.142	1.488	5.119	1.583	5.119	1.567	5.119	1.567	5.164	1.635		
6.185	1.868	6.185	1.821	6.185	1.821	5.155	1.935	5.155	1.907	5.155	1.907	5.200	2.018		

Radial burnup distribution, ring outer radius and ring average relative burnup normalized to the radial average

Table 6 Comparison of atomic isotope fractions of U, Pu and other actinides in FK-1 test fuel rod, measured and calculated at various void fractions with various codes.

Test FK-1

Nuclide	Isotope fraction, % C/E below								
	Measured (60% void)	ORIGEN2 40% void	MCNP-ORIGEN				SWAT		
			0% void	40% void	60% void	70% void	40% void	60% void	70% void
U-234	0.0180	0.0020 0.112	0.0012 0.067	0.0016 0.087	0.0019 0.105	0.0021 0.119	0.0023 0.126	0.0027 0.151	0.0030 0.168
U-235	0.8730	0.6282 0.720	0.5008 0.574	0.6803 0.779	0.8203 0.940	0.9041 1.036	0.7181 0.823	0.8597 0.985	0.9463 1.084
U-236	0.5640	0.5522 0.979	0.5859 1.039	0.5827 1.033	0.5831 1.034	0.5866 1.040	0.5355 0.950	0.5315 0.942	0.5306 0.941
U-238	98.5440	98.8177 1.003	98.9120 1.004	98.7354 1.002	98.5947 1.001	98.5071 1.000	98.7441 1.002	98.6061 1.001	98.5201 1.000
Pu-238	2.8000	3.0451 1.088	2.7466 0.981	2.9188 1.042	2.9272 1.045	2.9442 1.052	2.7294 0.975	2.7545 0.984	2.7328 0.976
Pu-239	53.2700	51.7146 0.971	47.5934 0.893	52.0761 0.978	56.0864 1.053	58.5487 1.099	52.7829 0.991	56.5732 1.062	59.0323 1.108
Pu-240	27.7700	26.6606 0.960	30.3407 1.093	26.7352 0.963	23.8332 0.858	22.0176 0.793	26.9965 0.972	24.2501 0.873	22.5937 0.814
Pu-241	9.7500	11.2065 1.149	9.8882 1.014	10.6490 1.092	10.8949 1.117	10.9967 1.128	9.8713 1.012	10.1170 1.038	10.1286 1.039
Pu-242	6.4100	7.3731 1.150	9.4311 1.471	7.6209 1.189	6.2583 0.976	5.4927 0.857	7.6199 1.189	6.3052 0.984	5.5125 0.860
Pu/U	-	1.0057 -	0.8274 -	1.0125 -	1.2161 -	1.3647 -	1.0123 -	1.2007 -	1.3446 -
Np-237/U	-	0.0751 -	0.0541 -	0.0635 -	0.0721 -	0.0769 -	0.0620 -	0.0693 -	0.0739 -
Am-241/U	-	0.0484 -	0.0354 -	0.0473 -	0.0588 -	0.0668 -	0.0545 -	0.0668 -	0.0753 -
Am-243/U	-	0.0181 -	0.0149 -	0.0179 -	0.0194 -	0.0198 -	0.0164 -	0.0179 -	0.0186 -
Cm-244/U	-	0.0052 -	-	-	0.0004 -	0.0012 -	0.0044 -	0.0054 -	0.0060 -

Table 7 Comparison of atomic isotope fractions of U and Pu in FK-3 test fuel rod,
measured and calculated with various codes

Nuclide	Isotope fraction, % C/E below					Test FK-3
	Measured	ORIGEN2	RODBURN	MCNP-ORIGEN	SWAT	
	(70% void)	40% void	70% void	70% void	70% void	
U-234	0.0190 0.1026	0.0019 0.0950	0.0018 0.1140	0.0022 0.1324	0.0025	
U-235	1.1290 0.6832	0.7713 0.5952	0.6720 0.9206	1.0393 0.9698	1.0949	
U-236	0.5380 1.0008	0.5384 1.1127	0.5986 1.0507	0.5653 0.9513	0.5118	
U-238	98.3130 1.0038	98.6883 1.0042	98.7276 1.0008	98.3932 1.0008	98.3908 1.0008	
Pu-238	2.4460 1.0594	2.5913 1.2599	3.0818 1.0631	2.6003 0.9687	2.3694	
Pu-239	58.6220 0.9233	54.1276 1.0771	63.1413 1.0350	60.6721 1.0411	61.0307	
Pu-240	25.3820 1.0595	26.8923 0.5230	13.2751 0.8563	21.7343 0.8664	21.9917	
Pu-241	8.7140 1.1581	10.0919 1.3325	11.6117 1.1572	10.0841 1.1258	9.8103	
Pu-242	4.8360 1.3021	6.2969 1.8383	8.8901 1.0151	4.9090 0.9921	4.7979	
Pu-238/U	0.0292 0.8440	0.0247 0.7872	0.0230 1.1322	0.0331 1.0292	0.0301	
Pu-239/U	0.7005	0.5153 0.7356	0.4714 0.6729	0.7722 1.1022	0.7749 1.1061	
Pu-240/U	0.3033	0.2560 0.8441	0.0991 0.3268	0.2766 0.9120	0.2792 0.9205	
Pu-241/U	0.1041	0.0961 0.9226	0.0867 0.8325	0.1283 1.2325	0.1246 1.1961	
Pu-242/U	0.0578	0.0599 1.0373	0.0664 1.1485	0.0625 1.0811	0.0609 1.0541	
Pu/U	1.1950	0.9520 0.7967	0.7466 0.6248	1.2727 1.0650	1.2696 1.0624	

Table 8 Coupling factors measured and calculated for irradiated BWR fuel tests

Test No.	TS-1	TS-3	FK-1	FK-3	FK-4
Fuel specification	Fuel type	7x7		8x8BJ Step I	Step II
	Initial enrichment, %	2.79		3.9	4.5
	Burnup, GWd/tU	26	45	41	56
	Void fraction, %	60	40	60	70
	Measured 1 ¹⁾	(1.23E+11)	-	1.78-2.07 E+11	1.91-2.22E +11 (E+11)
	Measured 2 ²⁾	(1.25E+11)	1.44E+11	1.94E+11	1.82E+11 -
	Residual fissile, %	1.56	-	1.60-1.66 ³⁾	1.90 -
	Effective fissile, %	1.78	-	1.76-1.92 ³⁾	2.20 -
	RODBURN	1.62E+11	1.65E+11	1.64E+11	1.71E+11 1.39E+11
	Residual fissile, %	1.31	1.34	1.13	1.23 0.90
Corresponding residual fissile, % fissions/g/MJ	Effective fissile, %	1.48	1.52	1.33	1.42 1.10
	SWAT	1.81E+11	1.66E+11	1.96E+11	2.23E+11 2.15E+11
	Residual fissile, %	1.71	1.45	1.66	1.99 1.93
	Effective fissile, %	1.94	1.64	1.93	2.30 2.30
	MCNP-ORIGEN	1.79E+11	1.63E+11	1.95E+11	2.20E+11 2.11E+11
	Residual fissile, %	1.68	1.46	1.63	1.94 1.87
	Effective fissile, %	1.90	1.63	1.91	2.24 2.24
	Peak fuel enthalpy, cal/g	55	88	130	145 (141)

- 1) Evaluated from Ba-140 gamma-ray intensity and fuel mass weighed before and after the dissolution procedure. The larger values were obtained assuming the dissolved mass contains 14% of other materials such as resin.
- 2) Evaluated from Ba-140 gamma-ray intensity and fuel mass obtained by IDM mass spectrometry for U and Pu. The fuel initial mass obtained by correcting the burnup (number of fissions) and TRU formation.
- 3) Assuming Pu/U at 1.15% for lower limit and 1.25% for higher limit, which are based on calculations, because Pu quantitative measurement was not successful in the test.

Table 9 Radial power distributions of various BWR test fuel estimated with SRAC calculation using burnup calculation results of SWAT

Test No.	TS-1	TS-3	FK-1	FK-3	FK-4
Burnup, GWd/tU	26	26	45	41	56
Void fraction, %	60	40	60	70	73
Coupling factor, fissions/g/MJ	1.81E+11	1.66E+11	1.96E+11	2.23E+11	2.15E+11
Radius(mm)	Peaking	Radius(mm)	Peaking	Radius(mm)	Peaking
2.062	0.869	2.062	0.887	1.718	0.864
2.916	0.886	2.916	0.901	2.430	0.880
3.571	0.900	3.571	0.912	2.976	0.893
4.123	0.915	4.123	0.924	3.437	0.908
4.610	0.934	4.610	0.939	3.842	0.922
4.835	0.950	4.835	0.953	4.030	0.938
5.050	0.964	5.050	0.965	4.209	0.951
5.256	0.981	5.256	0.979	4.381	0.969
5.455	1.002	5.455	0.997	4.546	0.991
5.646	1.033	5.646	1.024	4.706	1.027
5.739	1.067	5.739	1.054	4.784	1.067
5.831	1.102	5.831	1.086	4.860	1.111
5.922	1.156	5.922	1.135	4.936	1.178
6.011	1.251	6.011	1.223	5.010	1.296
6.055	1.381	6.055	1.343	5.047	1.451
6.099	1.537	6.099	1.486	5.083	1.627
6.142	1.802	6.142	1.733	5.119	1.909
6.185	2.364	6.185	2.258	5.155	2.448

Radial power distribution during NSRR pulse irradiation,
ring outer radius and ring average relative power
normalized to the radial average

Table 10 Fission yields of Kr and Xe isotopes in % used in ORIGEN2 code for BWR burnup calculation

Nuclide	Th-232	U-233	U-235	U-238	Pu-239	Pu-241	Cm-245	Cf-249
Kr-80	0.00E+00	8.01E-10	7.10E-09	0.00E+00	2.77E-09	1.89E-12	1.88E-12	1.88E-12
Kr-81	2.18E-11	1.50E-08	8.54E-10	1.77E-11	1.64E-07	1.49E-10	1.48E-10	1.48E-10
Kr-81M	2.05E-11	1.57E-08	8.92E-10	1.83E-11	1.73E-07	1.54E-10	1.54E-10	1.54E-10
Kr-82	9.68E-09	1.83E-06	1.02E-07	4.54E-09	5.01E-06	3.14E-08	3.13E-08	3.13E-08
Kr-83	4.73E-07	5.12E-05	3.66E-06	1.39E-07	9.48E-05	1.00E-06	9.90E-07	9.90E-07
Kr-83M	4.73E-07	5.12E-05	3.99E-06	1.39E-07	1.10E-04	1.00E-06	9.90E-07	9.90E-07
Kr-84	6.15E-05	2.79E-03	3.11E-04	1.65E-05	3.28E-03	2.09E-03	2.04E-03	2.04E-03
Kr-85	6.02E-04	2.14E-02	2.28E-03	8.39E-03	7.01E-03	5.76E-04	5.84E-04	5.84E-04
Kr-85M	6.03E-04	1.85E-02	1.37E-02	1.85E-04	1.03E-02	4.77E-04	4.83E-04	4.83E-04
Kr-86	2.29E-02	2.66E-01	4.87E-02	5.03E-03	1.09E-01	1.25E-02	1.24E-02	1.24E-02
Kr-87	1.88E-01	1.66E+00	3.41E-01	6.21E-02	1.69E-01	8.07E-02	8.02E-02	8.02E-02
Kr-88	9.82E-01	2.79E+00	1.09E+00	4.60E-01	7.25E-01	3.24E-01	3.22E-01	3.22E-01
Kr-89	3.28E+00	4.20E+00	2.74E+00	1.28E+00	1.20E+00	7.20E-01	7.16E-01	7.16E-01
Kr-90	5.13E+00	3.88E+00	3.45E+00	2.01E+00	1.22E+00	1.08E+00	1.08E+00	1.08E+00
Kr-91	5.20E+00	2.16E+00	3.02E+00	2.38E+00	7.73E-01	1.05E+00	1.04E+00	1.04E+00
Kr-92	3.92E+00	8.17E-01	1.47E+00	2.23E+00	3.29E-01	8.23E-01	8.26E-01	8.26E-01
Kr-93	2.38E+00	1.64E-01	5.00E-01	1.14E+00	7.95E-02	4.00E-01	3.99E-01	3.99E-01
Kr-94	6.27E-01	2.49E-02	2.27E-01	3.08E-01	1.59E-02	1.01E-01	1.00E-01	1.00E-01
Kr-95	1.20E-01	3.21E-04	1.01E-02	1.36E-01	1.21E-03	1.65E-02	1.65E-02	1.65E-02
Kr-96	1.42E-02	1.36E-04	1.66E-03	2.18E-02	1.37E-04	1.86E-03	1.86E-03	1.86E-03
Kr-97	1.31E-03	4.26E-06	4.03E-05	1.55E-03	6.50E-06	1.25E-04	1.25E-04	1.25E-04
Kr-98	6.98E-05	7.16E-08	4.24E-06	1.99E-04	1.81E-07	5.35E-06	5.34E-06	5.34E-06
Kr Total	2.19E+01	1.60E+01	1.29E+01	1.00E+01	4.64E+00	4.61E+00	4.60E+00	4.60E+00
Xe-128	0.00E+00	4.71E-05	9.82E-07	2.57E-11	8.72E-06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Xe-129	0.00E+00	1.07E-06	1.97E-07	7.04E-06	3.07E-08	4.84E-11	4.83E-11	4.83E-11
Xe-129M	0.00E+00	9.71E-07	5.73E-09	1.48E-11	2.82E-08	4.59E-11	4.59E-11	4.59E-11
Xe-130	1.24E-10	2.43E-06	4.47E-08	4.11E-09	1.28E-06	1.22E-08	1.22E-08	1.22E-08
Xe-131	1.08E-08	4.29E-05	9.79E-07	3.17E-04	8.21E-06	6.65E-07	6.63E-07	6.63E-07
Xe-131M	1.08E-08	4.29E-05	9.77E-07	2.28E-07	8.21E-06	6.65E-07	6.63E-07	6.63E-07
Xe-132	2.14E-06	2.35E-03	9.35E-05	4.69E-05	8.68E-04	1.40E-04	1.39E-04	1.39E-04
Xe-133	5.43E-05	1.53E-02	8.50E-04	3.27E-03	1.02E-02	1.06E-03	1.06E-03	1.06E-03
Xe-133M	5.43E-05	4.09E-02	2.57E-03	7.92E-03	3.52E-02	1.06E-03	1.06E-03	1.06E-03
Xe-134	1.95E-03	1.49E-01	2.54E-02	7.77E-03	9.31E-02	2.08E-02	2.08E-02	2.08E-02
Xe-134M	1.95E-03	1.27E-01	2.37E-02	7.11E-03	9.31E-02	2.08E-02	2.08E-02	2.08E-02
Xe-135	2.01E-02	5.38E-01	9.74E-02	7.72E-02	4.62E-01	9.46E-02	9.44E-02	9.44E-02
Xe-135M	2.01E-02	7.98E-01	1.69E-01	1.04E-01	6.54E-01	1.33E-01	1.33E-01	1.33E-01
Xe-136	3.01E-01	3.25E+00	1.24E+00	4.82E-01	2.51E+00	1.26E+00	1.26E+00	1.26E+00
Xe-137	1.48E+00	4.19E+00	2.87E+00	1.12E+00	3.76E+00	2.84E+00	2.84E+00	2.84E+00
Xe-138	3.43E+00	3.82E+00	4.56E+00	1.98E+00	3.98E+00	4.15E+00	4.15E+00	4.15E+00
Xe-139	4.70E+00	2.82E+00	4.35E+00	2.72E+00	3.09E+00	4.33E+00	4.32E+00	4.32E+00
Xe-140	5.30E+00	1.34E+00	3.41E+00	3.24E+00	1.81E+00	3.10E+00	3.10E+00	3.10E+00
Xe-141	3.69E+00	3.28E-01	1.16E+00	1.99E+00	4.92E-01	1.32E+00	1.32E+00	1.32E+00
Xe-142	1.51E+00	6.23E-02	3.80E-01	1.26E+00	9.52E-02	4.23E-01	4.22E-01	4.22E-01
Xe-143	5.08E-01	4.21E-03	5.20E-02	2.74E-01	1.40E-02	7.94E-02	7.93E-02	7.93E-02
Xe-144	1.13E-01	4.40E-04	6.57E-03	7.27E-02	1.28E-03	9.88E-03	9.86E-03	9.86E-03
Xe-145	9.54E-03	8.18E-06	1.47E-04	1.12E-02	1.39E-04	6.45E-04	6.43E-04	6.43E-04
Xe-146	5.77E-04	1.10E-07	1.37E-05	7.51E-04	3.75E-06	2.58E-05	2.57E-05	2.57E-05
Xe-147	5.52E-06	9.36E-10	2.33E-07	7.53E-05	5.52E-08	3.99E-07	3.98E-07	3.98E-07
Xe Total	2.11E+01	1.75E+01	1.83E+01	1.34E+01	1.71E+01	1.78E+01	1.78E+01	1.78E+01

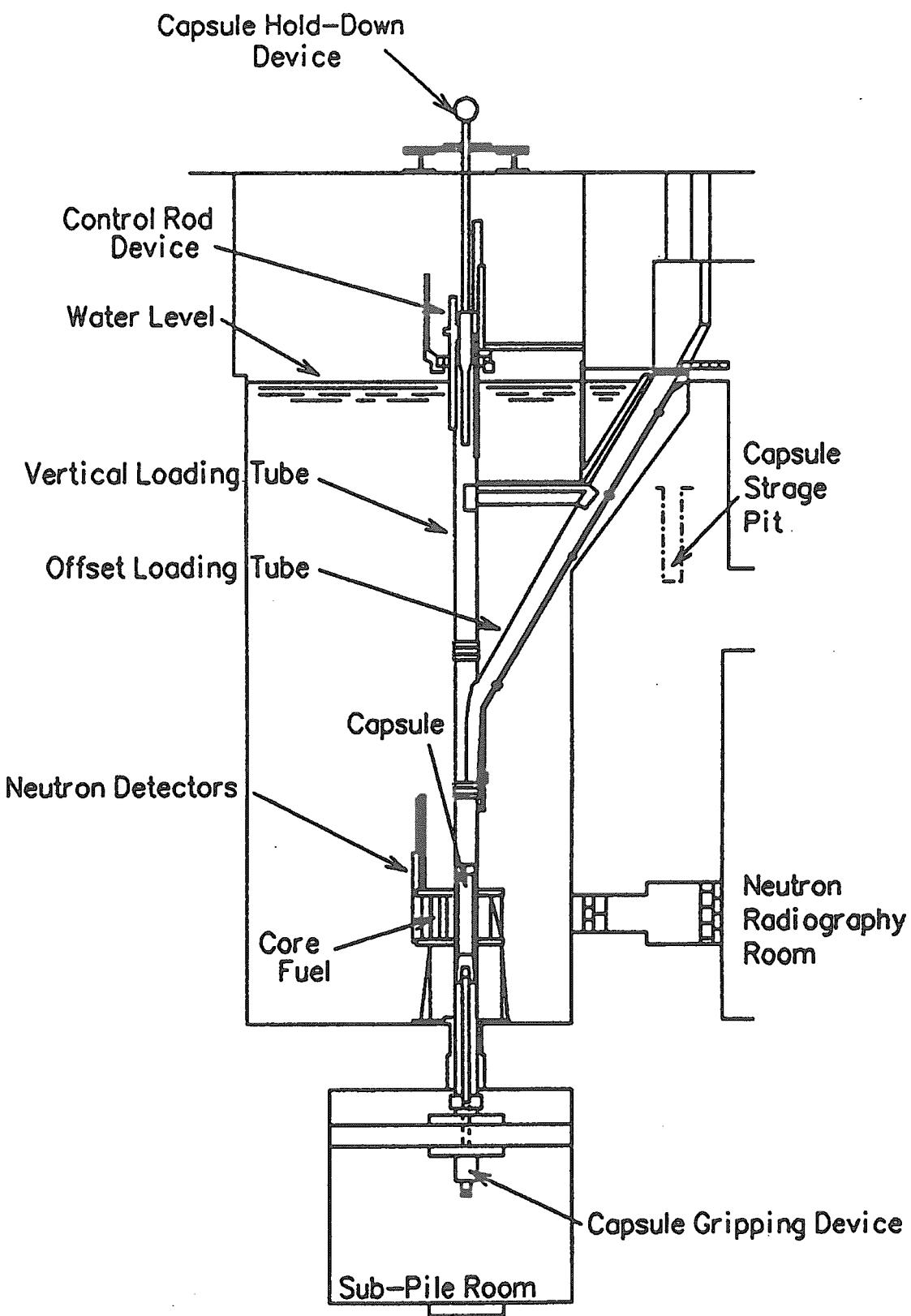
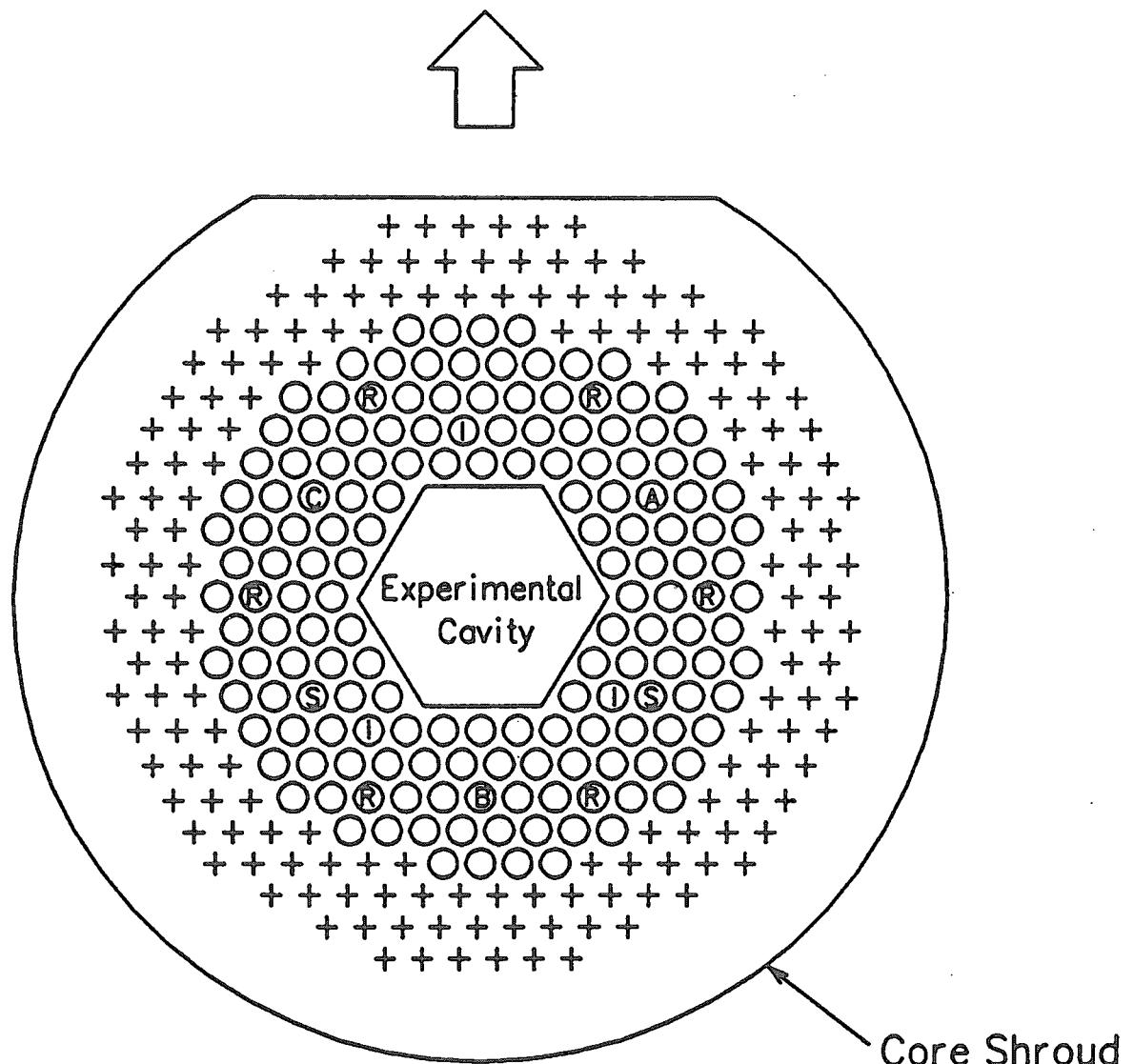


Fig. 1 Schematic configuration of the NSRR.

Off-set Loading Tube



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

Fig. 2 Rod arrangement of the NSRR.

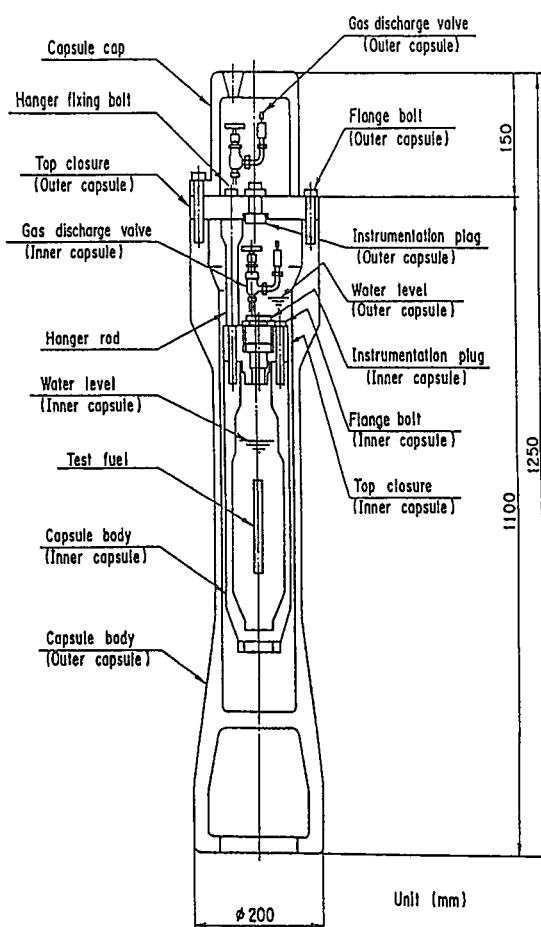


Fig. 3 Schematic configuration of type X-IV atmospheric pressure capsule for irradiated BWR fuel tests.

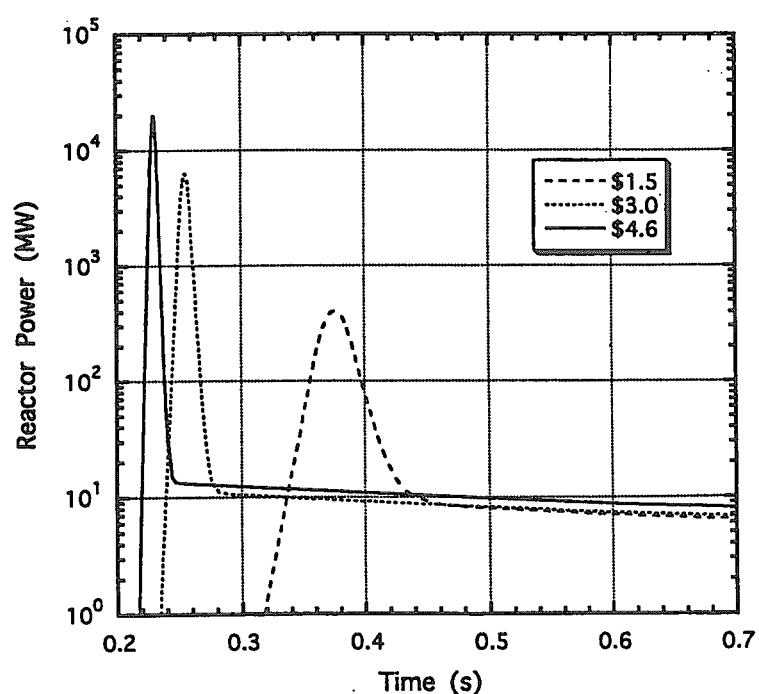


Fig. 4 Power histories of NSRR in natural pulse operations at reactivity insertion of $\$1.5$, $\$3.0$ and $\$4.6$.

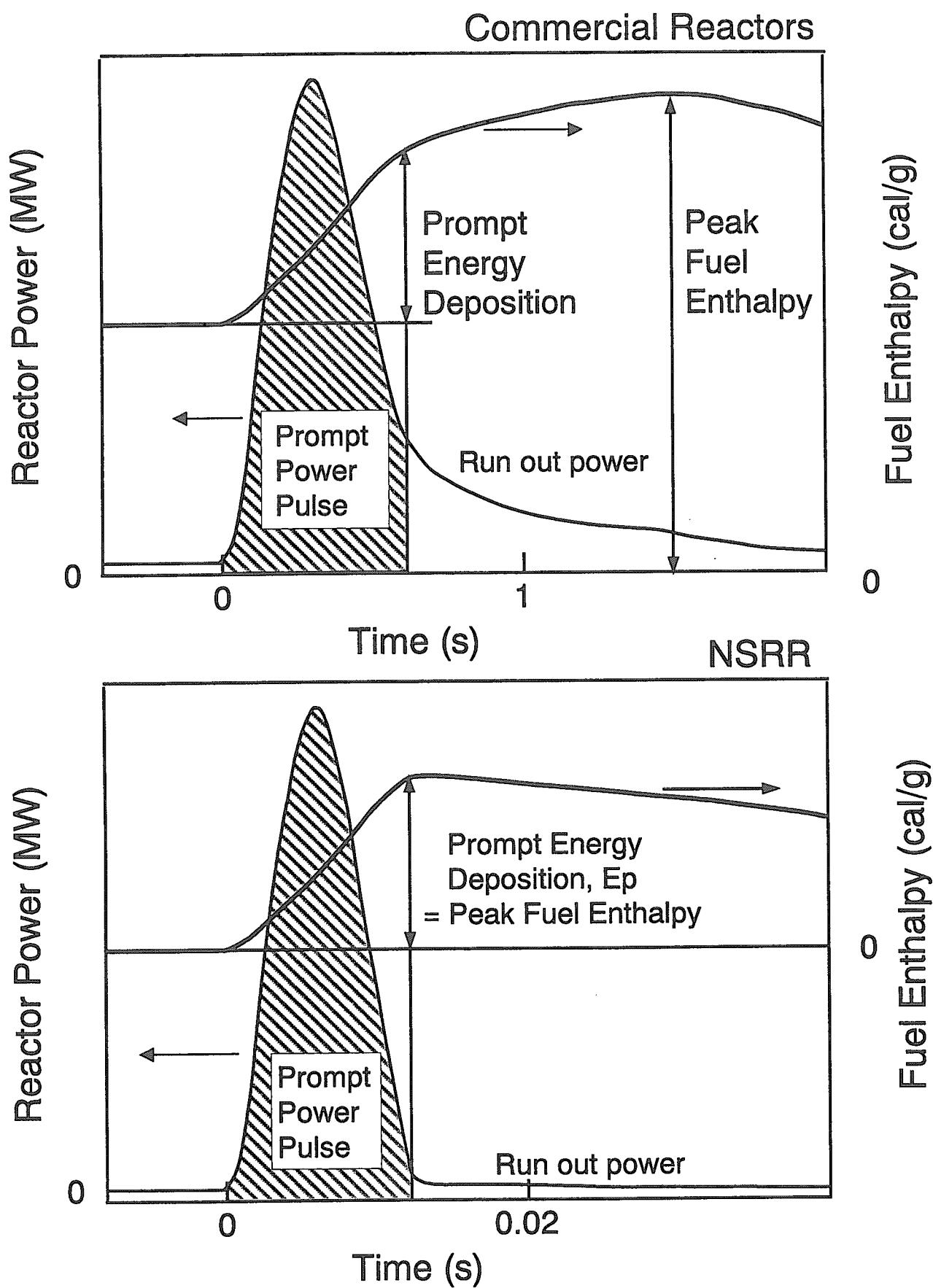


Fig. 5 Schematic illustrations of power pulses in commercial PWRs/BWRs and the NSRR.

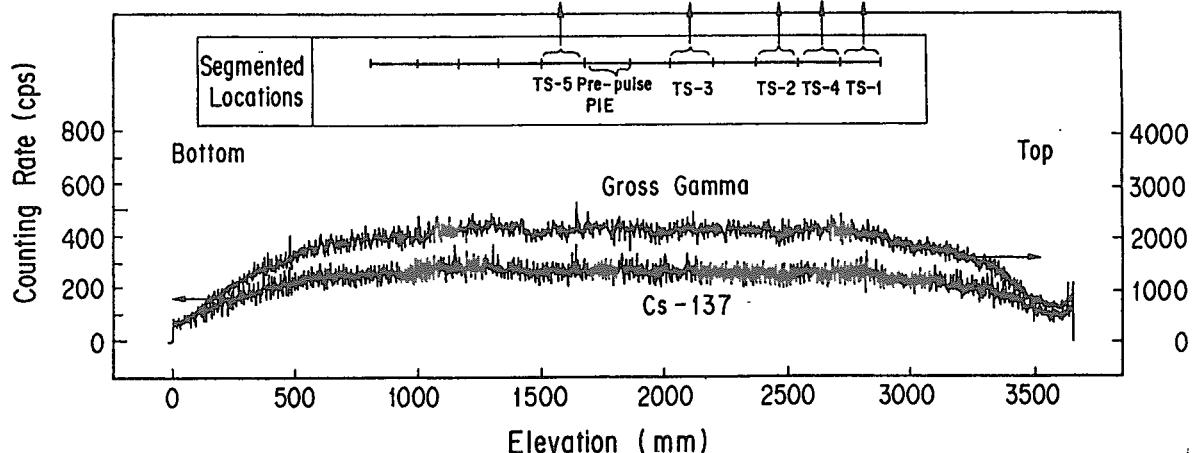
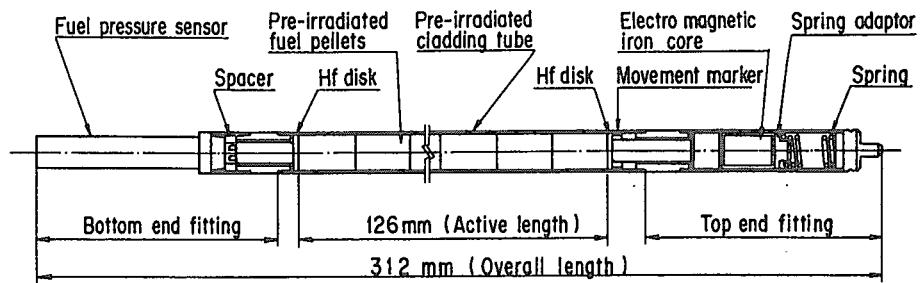


Fig. 6 Configuration of a TS test fuel rod. The test rods were re-fabricated from the central part of a commercial 7x7 type BWR fuel, which was irradiated in the Tsuruga unit 1.

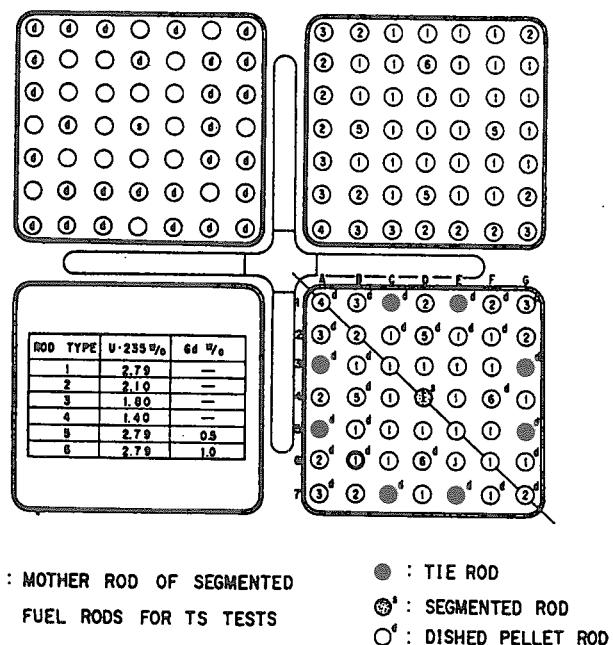


Fig. 7 Fuel rod arrangement in the 7x7 assembly. The rod B6 with pellets at initial enrichment of 2.79% was used for the TS tests.

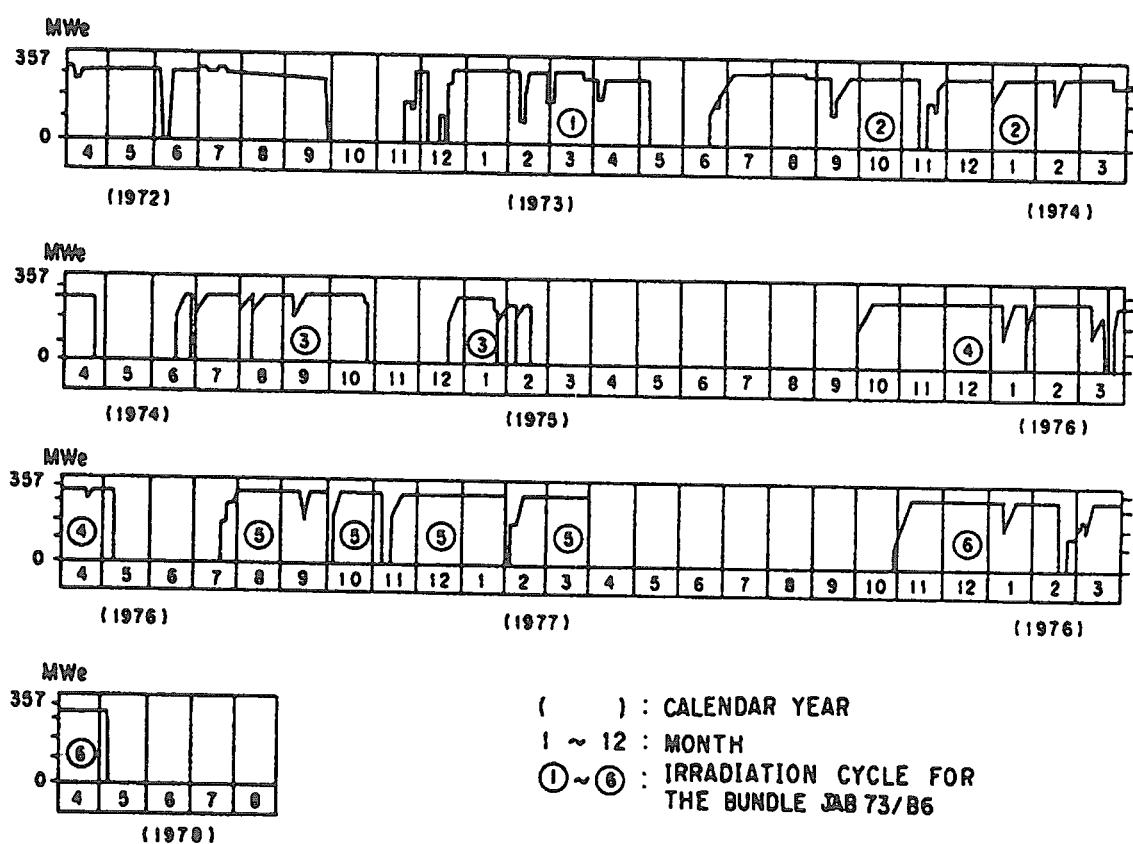


Fig. 8 Reactor operation history of the Tsuruga unit 1 reactor with the assembly JAB73 for TS tests.

- Step I LUA for 5 cycles ('84~'90)
- Peak linear heat rate: 228W/cm (FK-1)
: 193W/cm (FK-2)
- Fission gas release: 1.5% (FK-1, 2)
: 0.35% (FK-3)
- Oxide thickness: $\sim 40 \mu\text{m}$ ($20 \mu\text{m}$ av)
- Hydrogen content: (40~60ppm)

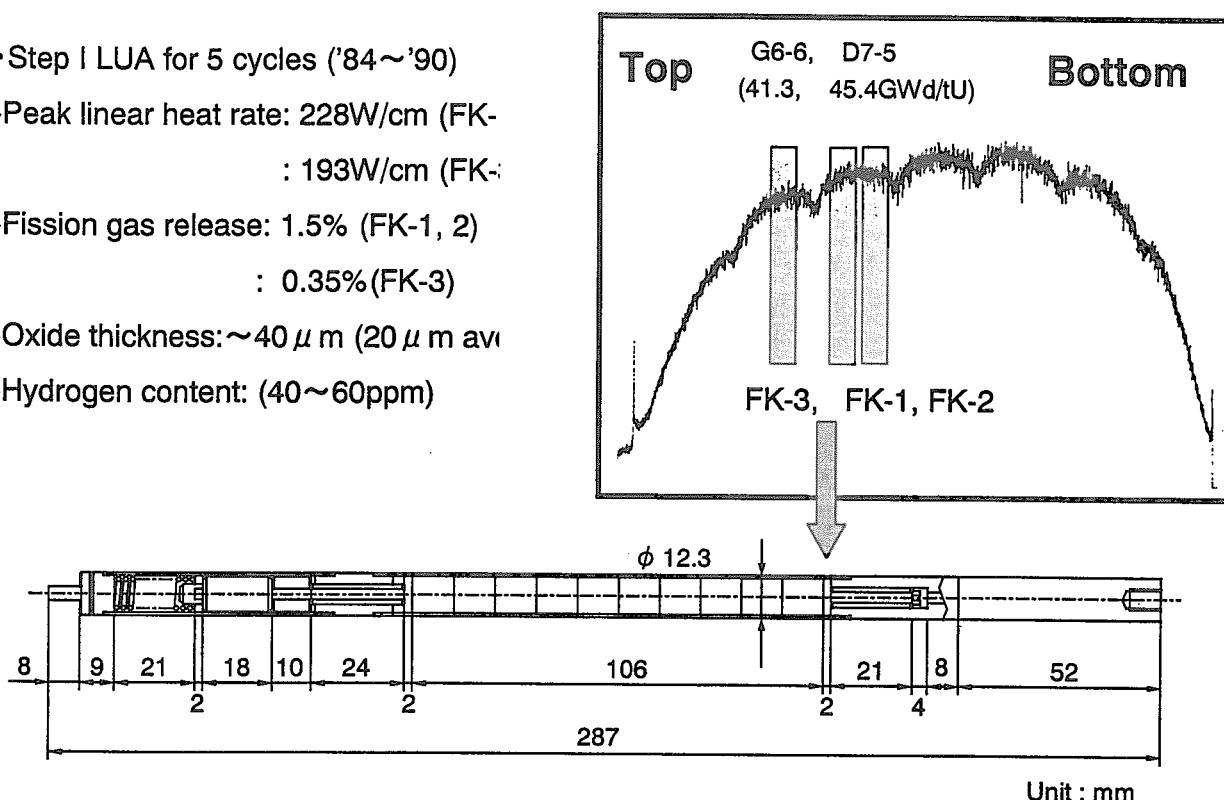


Fig. 9 Configuration of fuel rods used in tests FK-1 through 3. The test rods were re-fabricated from the 5th and the 6th segments of 8x8BJ (step I) type BWR fuel elements.

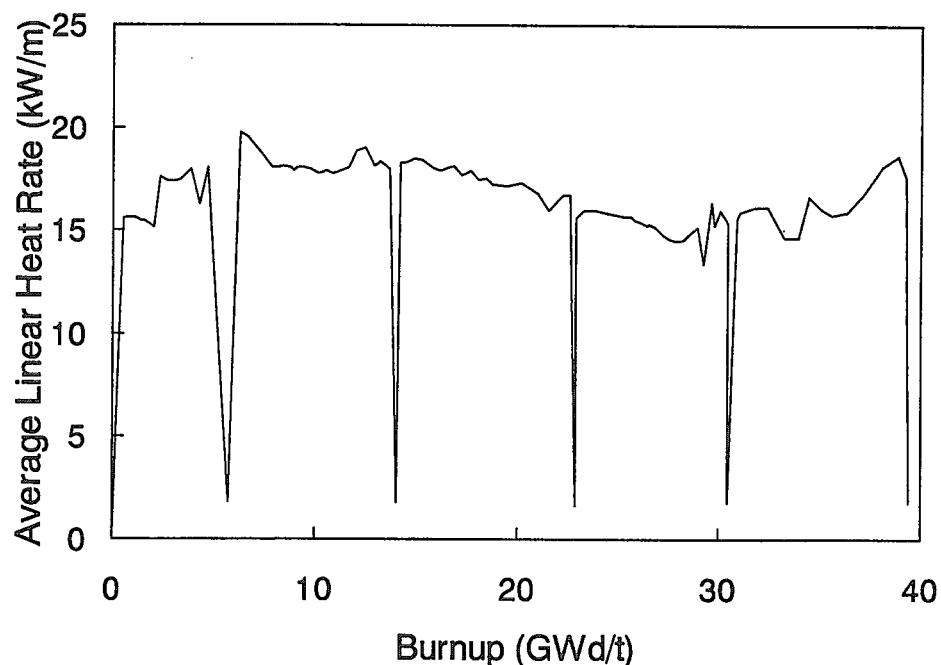


Fig. 10 Irradiation history of the segment fuel, D7-5, which was used for tests FK-3. The irradiation was made in a BWR Fukushima-daiichi unit 3.

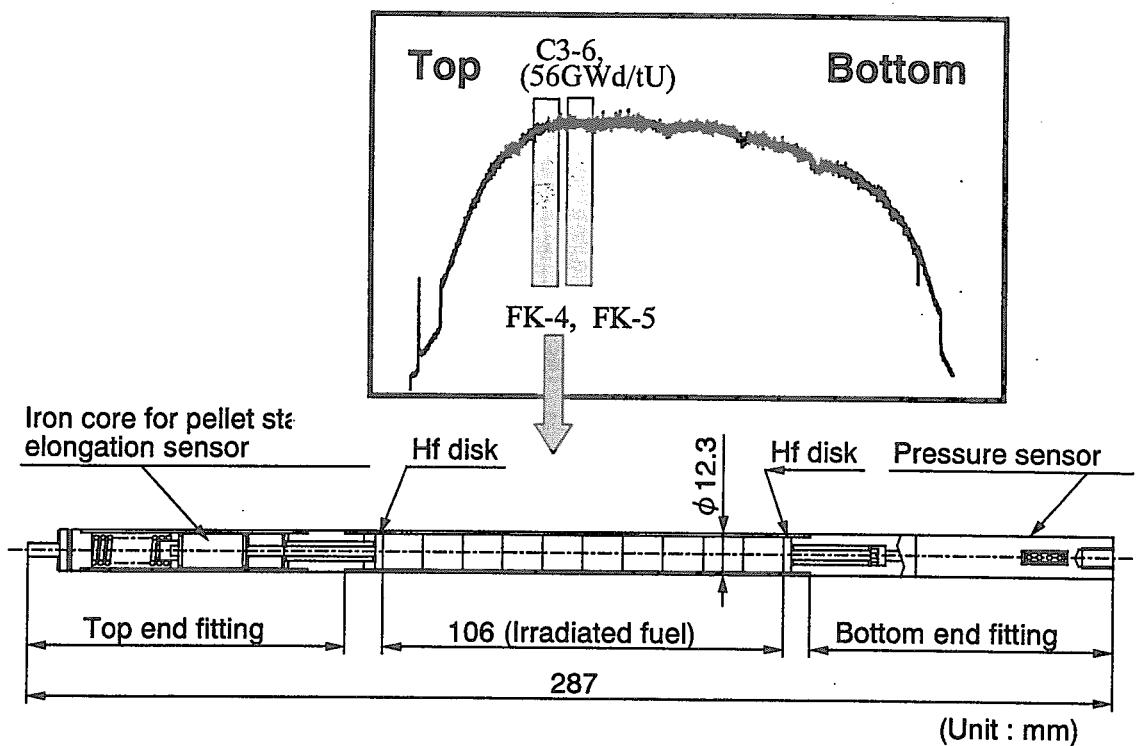


Fig. 11 Configuration of fuel rods used in tests FK-4 and 5. The test rods were re-fabricated from the 6th segment of a 8x8 (step II) type BWR fuel element.

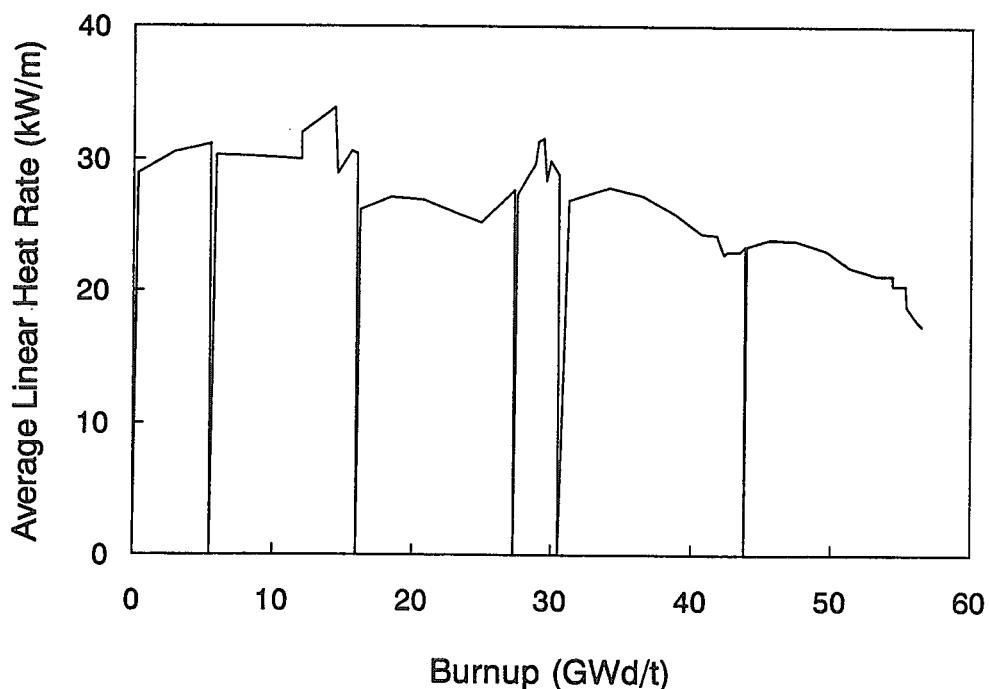


Fig. 12 Irradiation history of the segment fuel, C3-6, which was used for tests FK-4 and 5. The irradiation was made in a BWR Fukushima-daini unit 2.

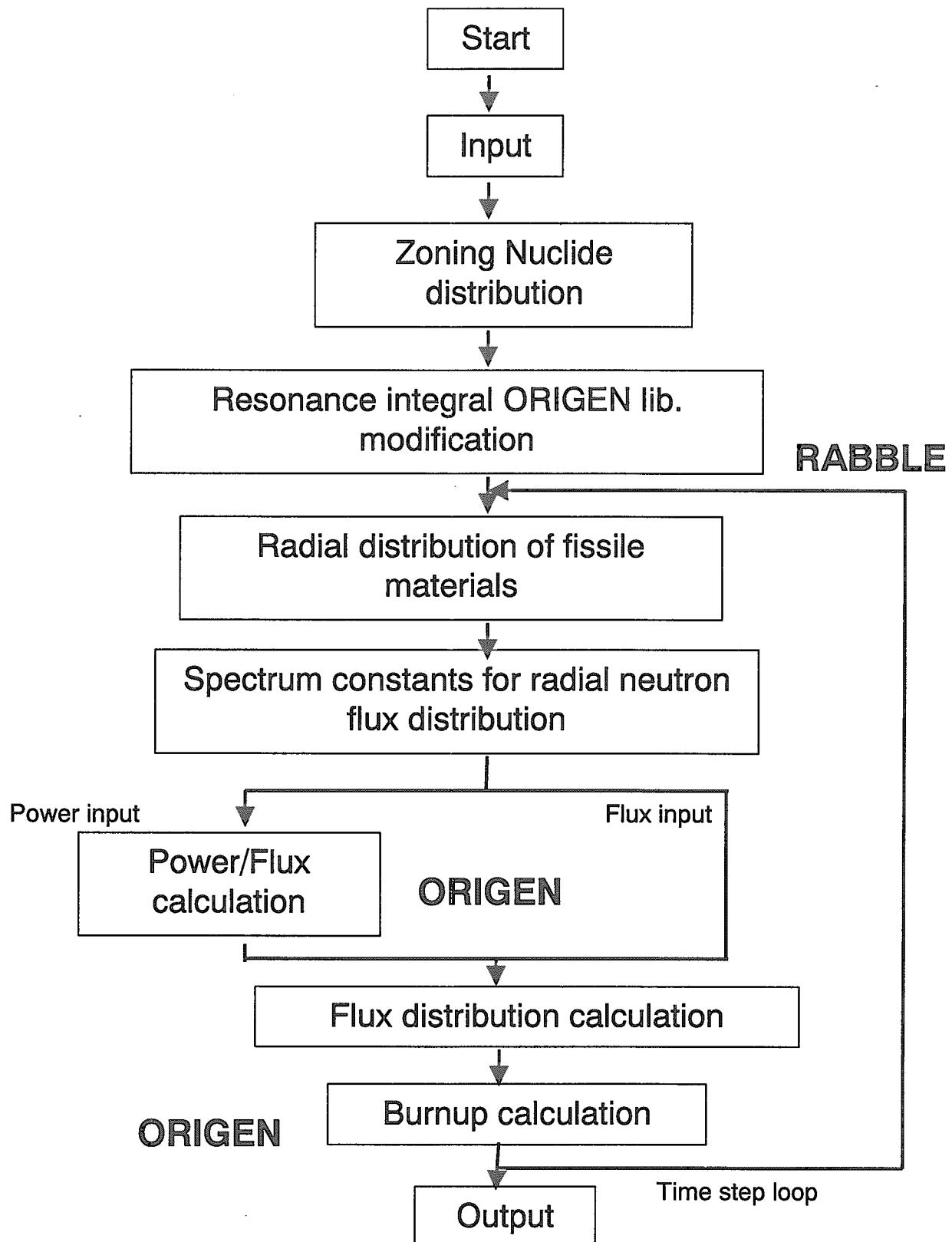


Fig. 13 Calculation flow of RODBURN, which replaces resonance parameter for ORIGEN calculation.

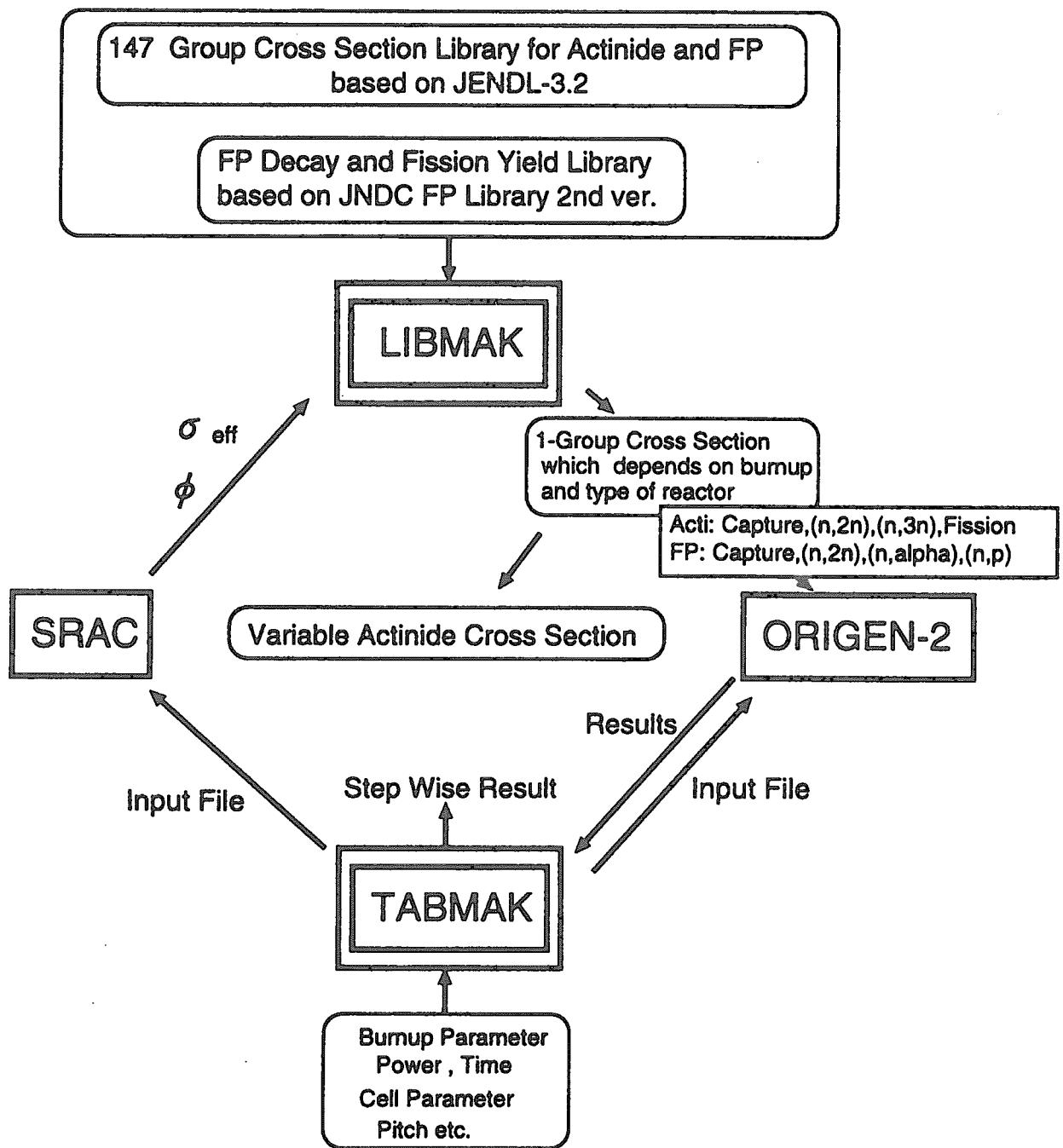


Fig. 14 Calculation flow chart of SWAT, which combines neutron spectrum calculation by SRAC and burnup calculation by ORIGEN2.

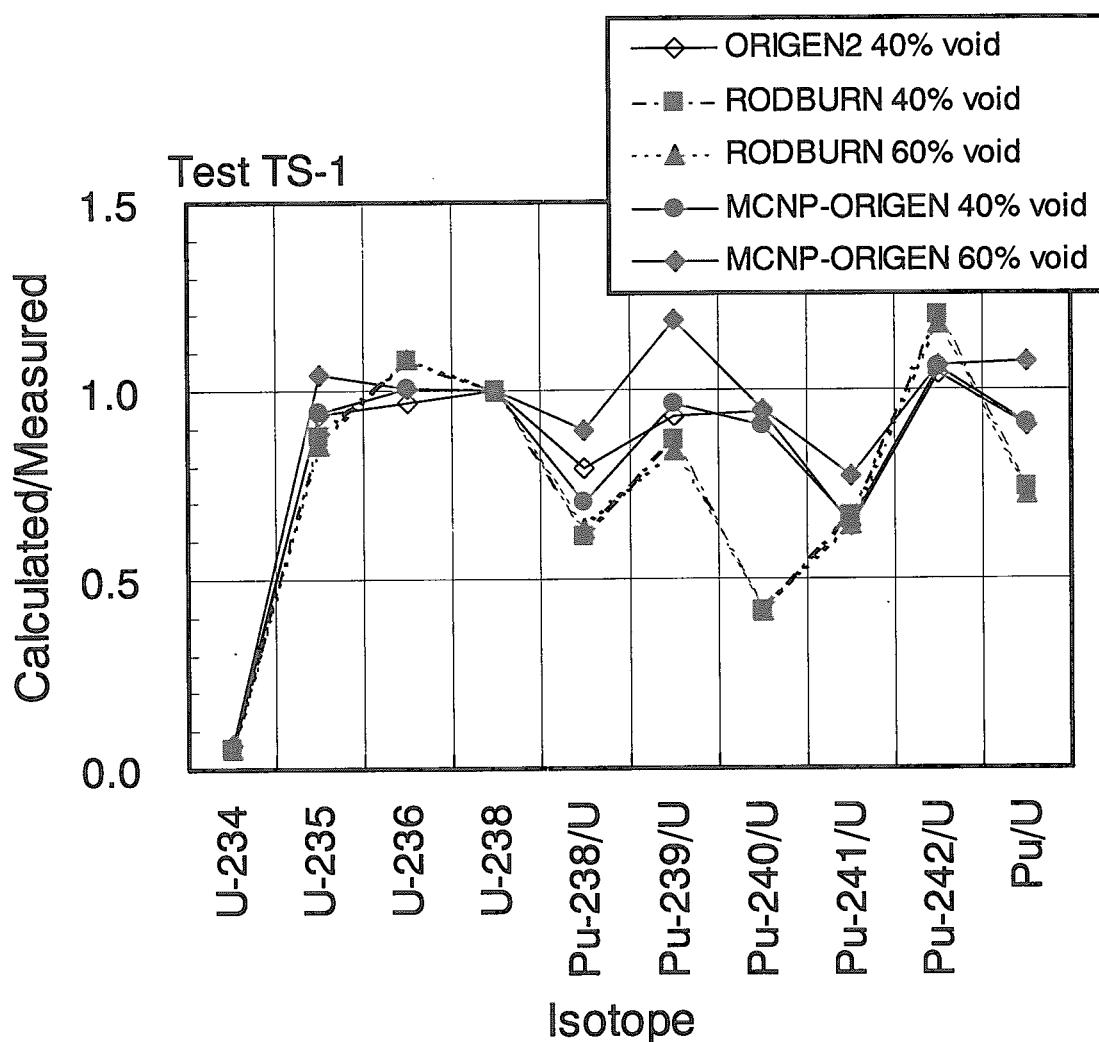


Fig. 15 Comparison of U and Pu isotopes in test TS-1 fuel measured and calculated with various codes and void fractions.

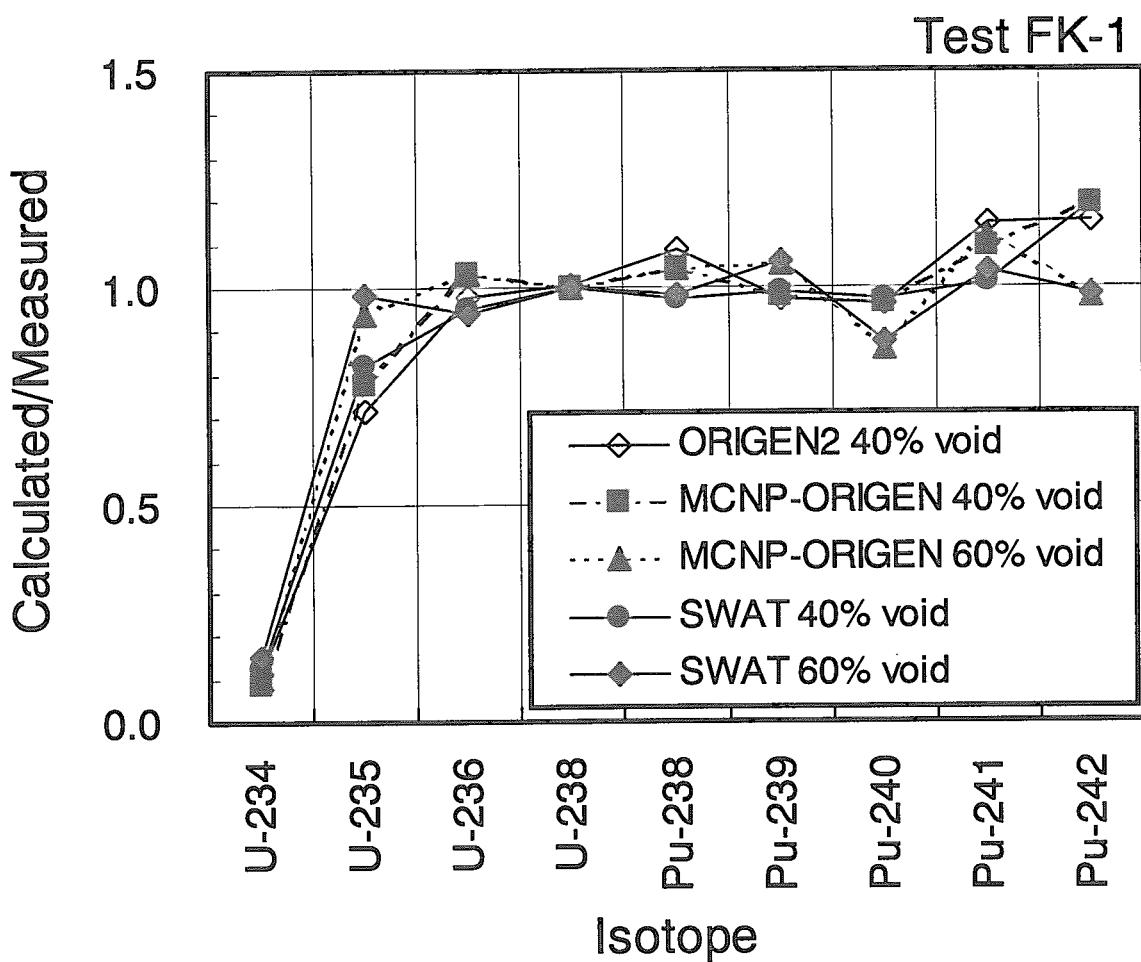


Fig. 16 Comparison of U and Pu isotopes in test FK-1 fuel measured and calculated with various codes and void fractions.

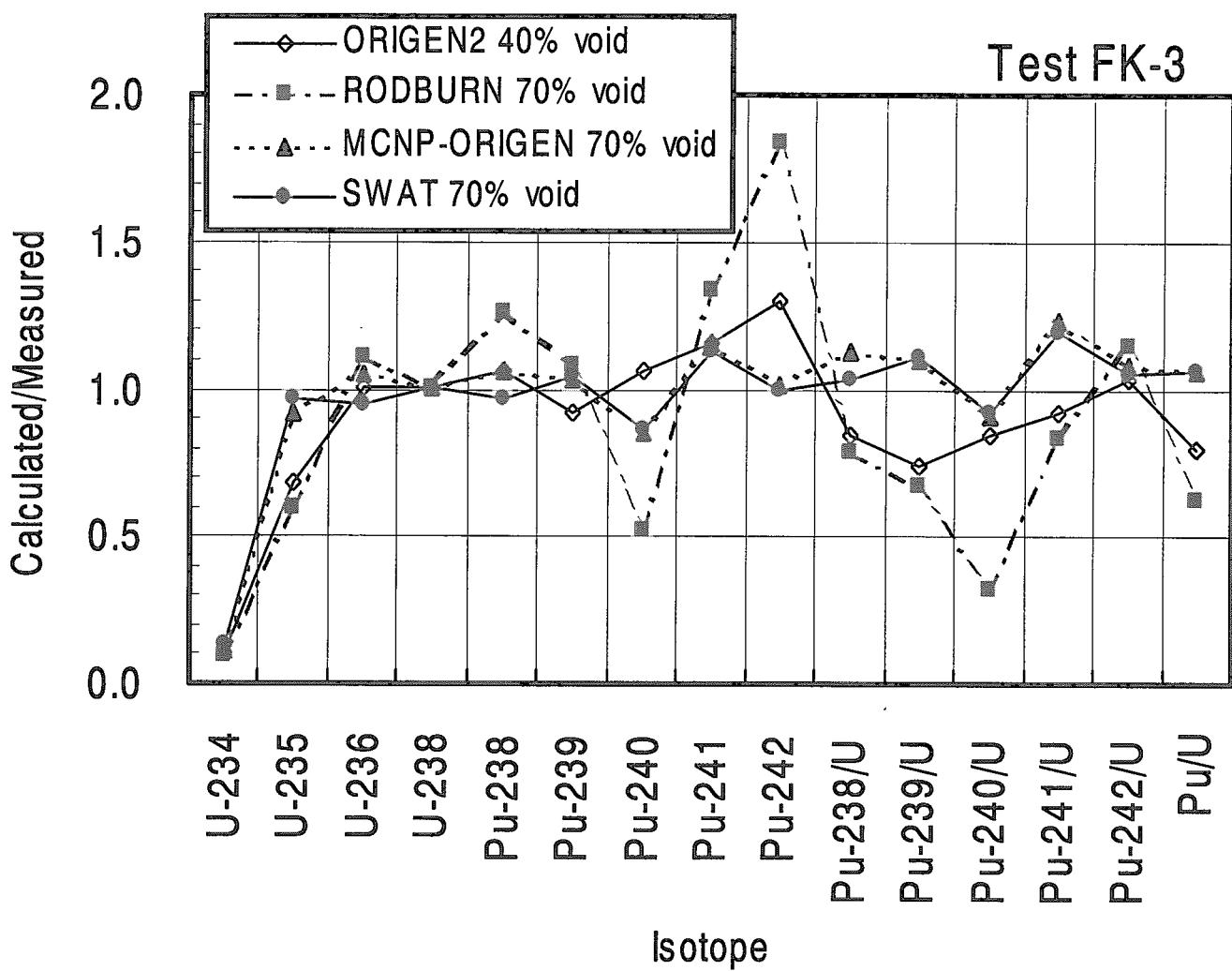


Fig. 17 Comparison of U and Pu isotopes in test FK-3 fuel measured and calculated with various codes and void fractions.

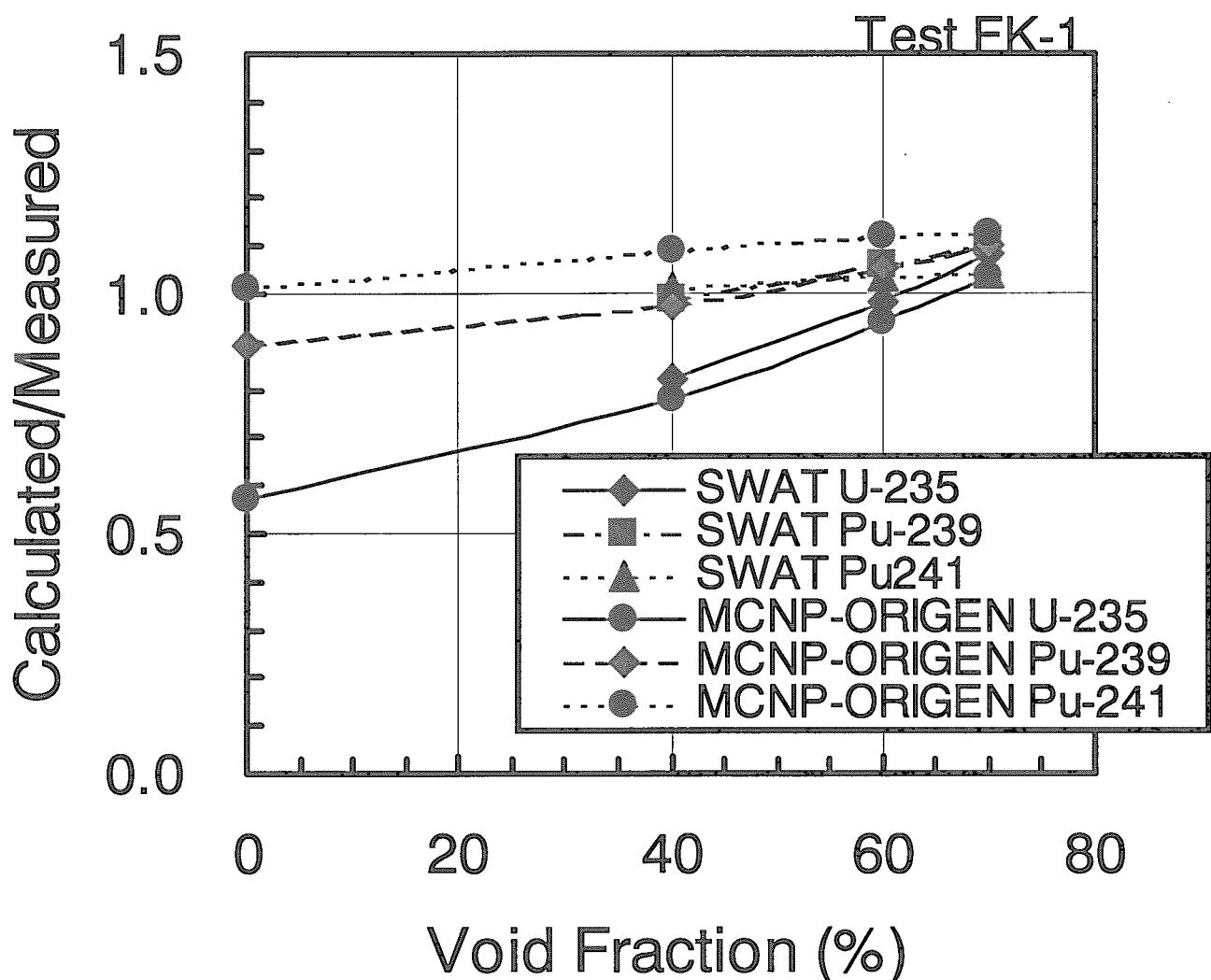


Fig. 18 Dependence of fissile isotope fractions on void fraction used for burnup calculations.

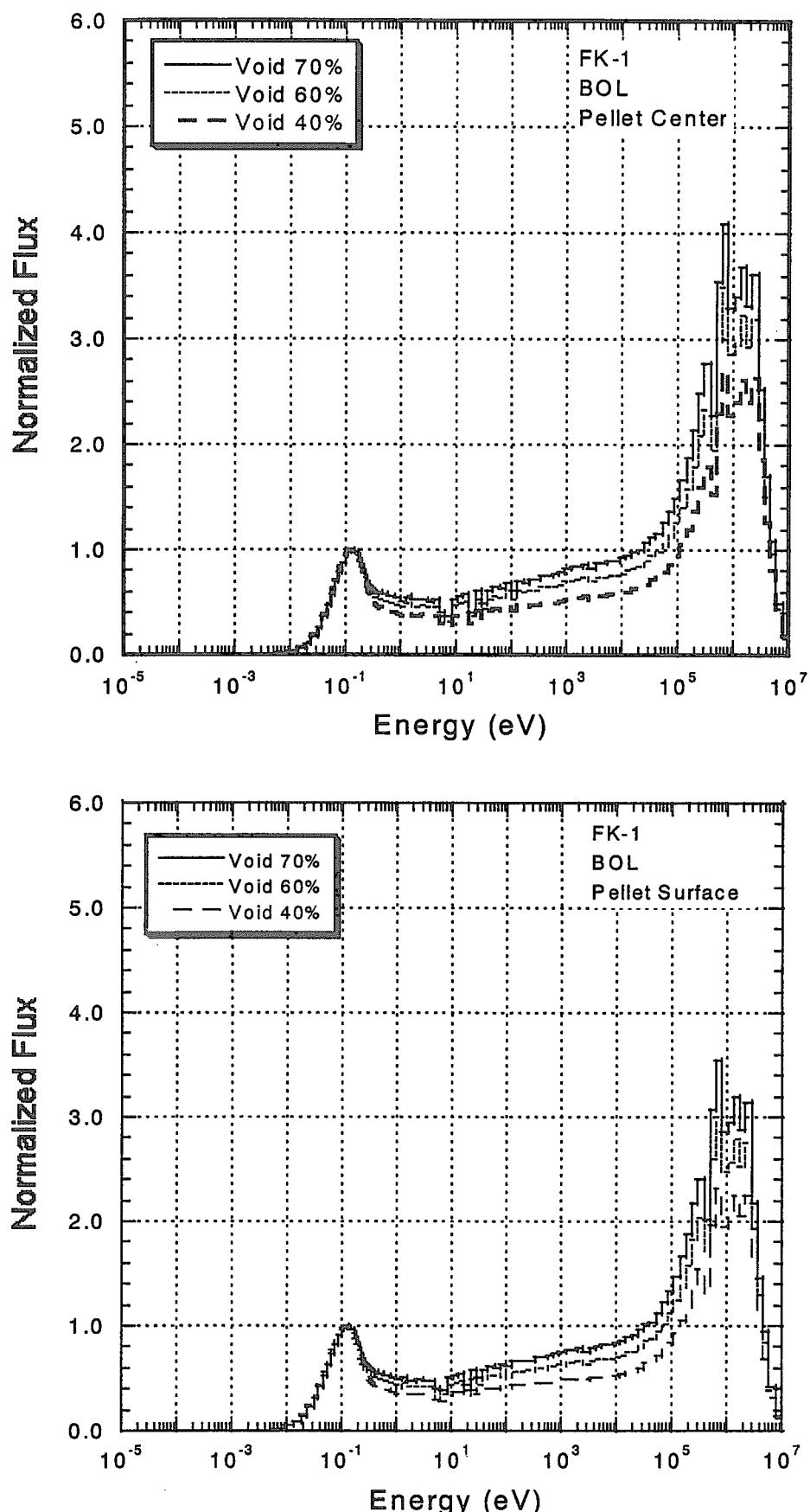


Fig. 19 Comparison of neutron spectra at fuel pellet center and surface in the beginning of life (BOL) core at various void fractions.

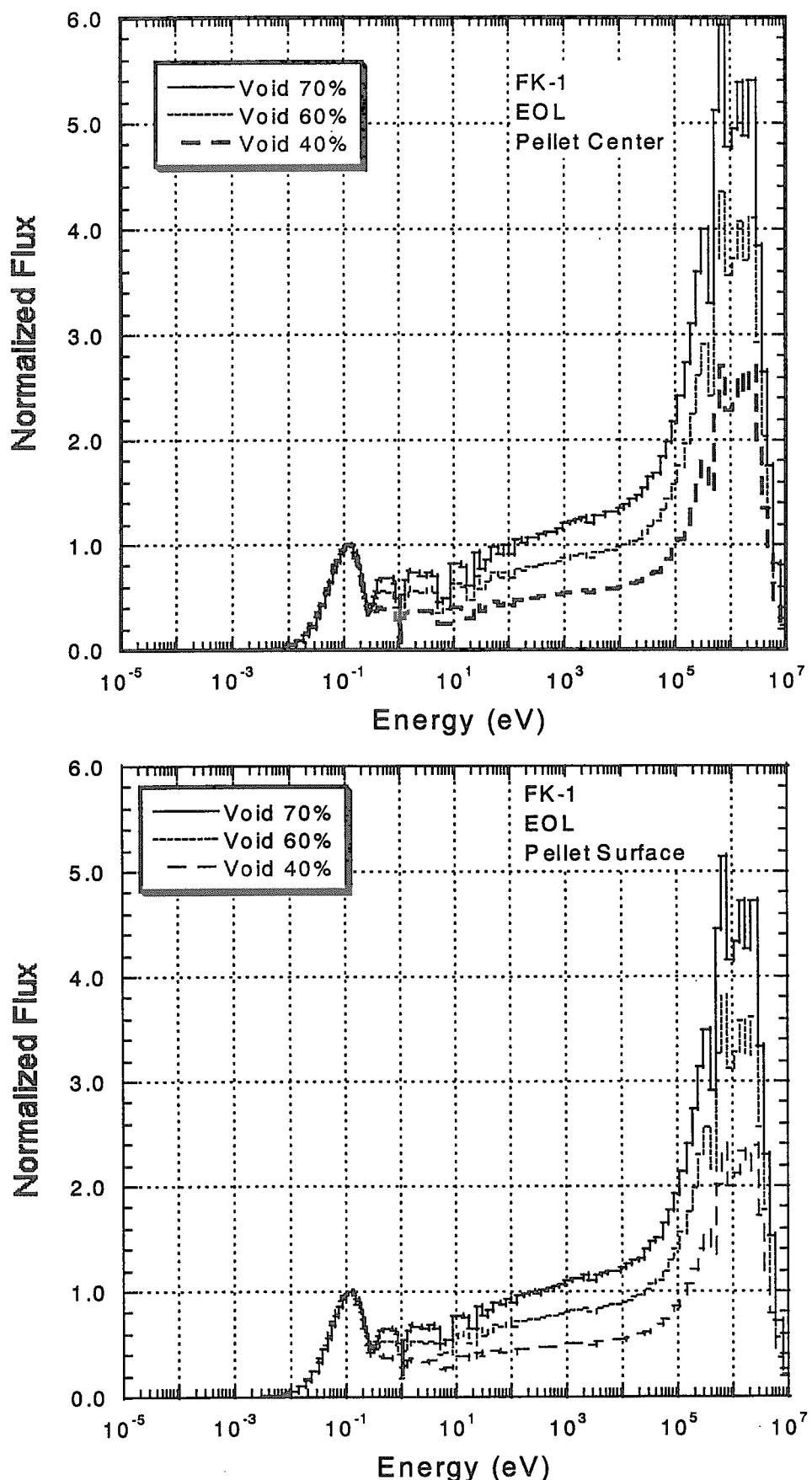


Fig. 20 Comparison of neutron spectra at fuel pellet center and surface in the end of life (EOL) core at various void fractions.

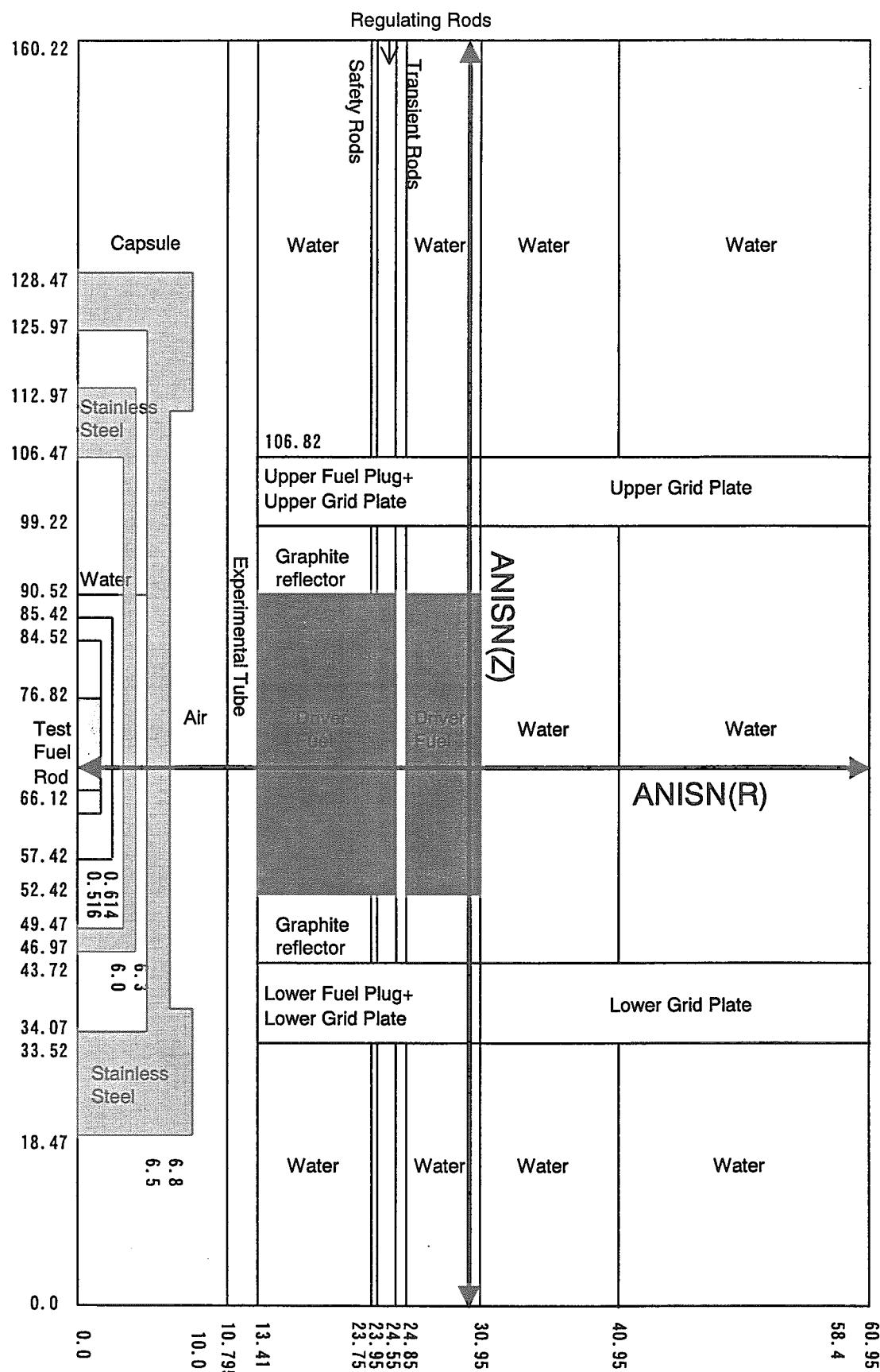


Fig. 21 Geometry for neutron transport calculation to obtain power coupling factor of test fuel to reactor core.

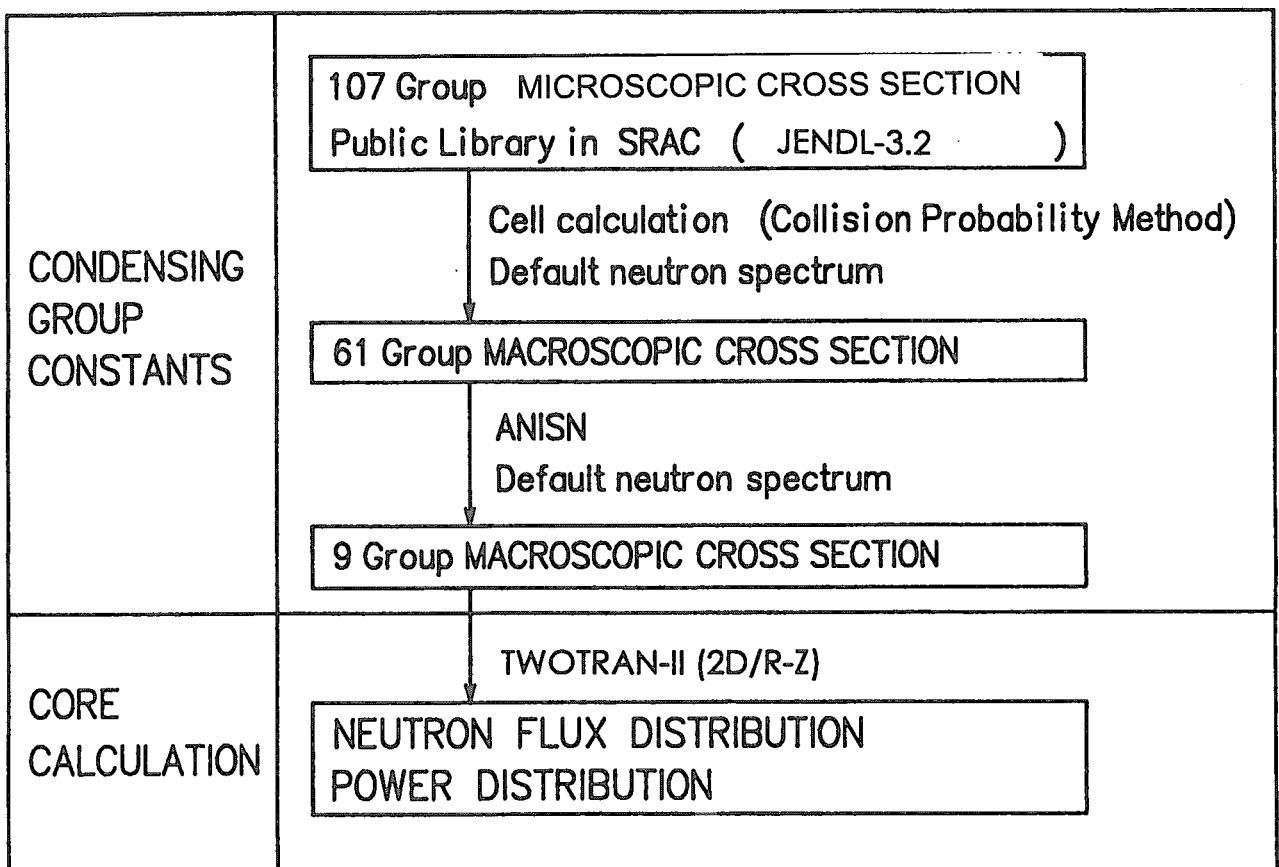


Fig. 22 Calculation flow of test fuel power evaluation by SRAC code system using 1-D ANISN and 2-D TWOTRAN-II neutron transport calculations.

Tenth in our

FIG. 23 NSRR core geometry with a type X-IV capsule containing a BWR fuel rod for neutron calculation with SRAC (TWOOTRAN-II). (1/2)

ID	Macro-cross section ID	Zone item and material
1	FK3CX0PX	Experimental tube (Air+Al+304SS+H ₂ O)
2	FUELX01X	NSRR core driver fuel
3	FK3CX0SX	Air follower of transient rods
4	FK3CX0UX	Pool water(surrounding core)
5	FK3CX0VX	Pool water(outer core)
6	ZMACX07X	Pool water(core bottom)
7	ZMACX06X	Grid plate (bottom with fuel plug)
8	GRLOX00X	Grid plate (bottom without fuel plug)
9	ZMACX05X	Graphite refector (bottom)
10	ZMACX03X	Graphite refector (top)
11	RMACX08X	Control rods
12	ZMACX02X	Grid plate (top with fuel plug)
13	GRUPX00X	Grid plate (top without fuel plug)
14	ZMACX01X	Pool water(core top)
15	FK3CX0OX	Air
16	FK3CX0NX	Type 304 SS outer capsule
17	FK3CX0MX	Capsule water(outer)
18	FK3CX0LX	Type 304 SS Inner capsule
19	FK3CX0KX	Capsule water(inner)
20	FK3CX0JX	Zry-2 cladding
21	REG1X01X	Type 304 Stainless Steel(SS) spacer
22	REG2X01X	Al ₂ O ₃ spacer(bottom)
23	REG3X01X	Hf disk(neutron absorber)
24	REG4X01X	Al ₂ O ₃ spacer (middle)
25	REG5X01X	Al ₂ O ₃ spacer(top)
26	REG6X01X	Iron core
27	REG7X01X	Type 304 SS spring adaptor
28	REG8X01X	Type 304 SS plenum spring
29	FK3CX01X	Irradiated BWR fuel (No.01, center)
30	FK3CX02X	Irradiated BWR fuel (No.02)
31	FK3CX03X	Irradiated BWR fuel (No.03)
32	FK3CX04X	Irradiated BWR fuel (No.04)
33	FK3CX05X	Irradiated BWR fuel (No.05)
34	FK3CX06X	Irradiated BWR fuel (No.06)
35	FK3CX07X	Irradiated BWR fuel (No.07)
36	FK3CX08X	Irradiated BWR fuel (No.08)
37	FK3CX09X	Irradiated BWR fuel (No.09)
38	FK3CX0AX	Irradiated BWR fuel (No.10)
39	FK3CX0BX	Irradiated BWR fuel (No.11)
40	FK3CX0CX	Irradiated BWR fuel (No.12)
41	FK3CX0DX	Irradiated BWR fuel (No.13)
42	FK3CX0EX	Irradiated BWR fuel (No.14)
43	FK3CX0FX	Irradiated BWR fuel (No.15)
44	FK3CX0GX	Irradiated BWR fuel (No.16)
45	FK3CX0HX	Irradiated BWR fuel (No.17)
46	FK3CX0IX	Irradiated BWR fuel (No.18, periphery)

Fig. 23 NSRR core geometry with a type X-IV capsule containing a BWR fuel rod for neutron calculation with SRAC (TWOTRAN-II).(2/2)

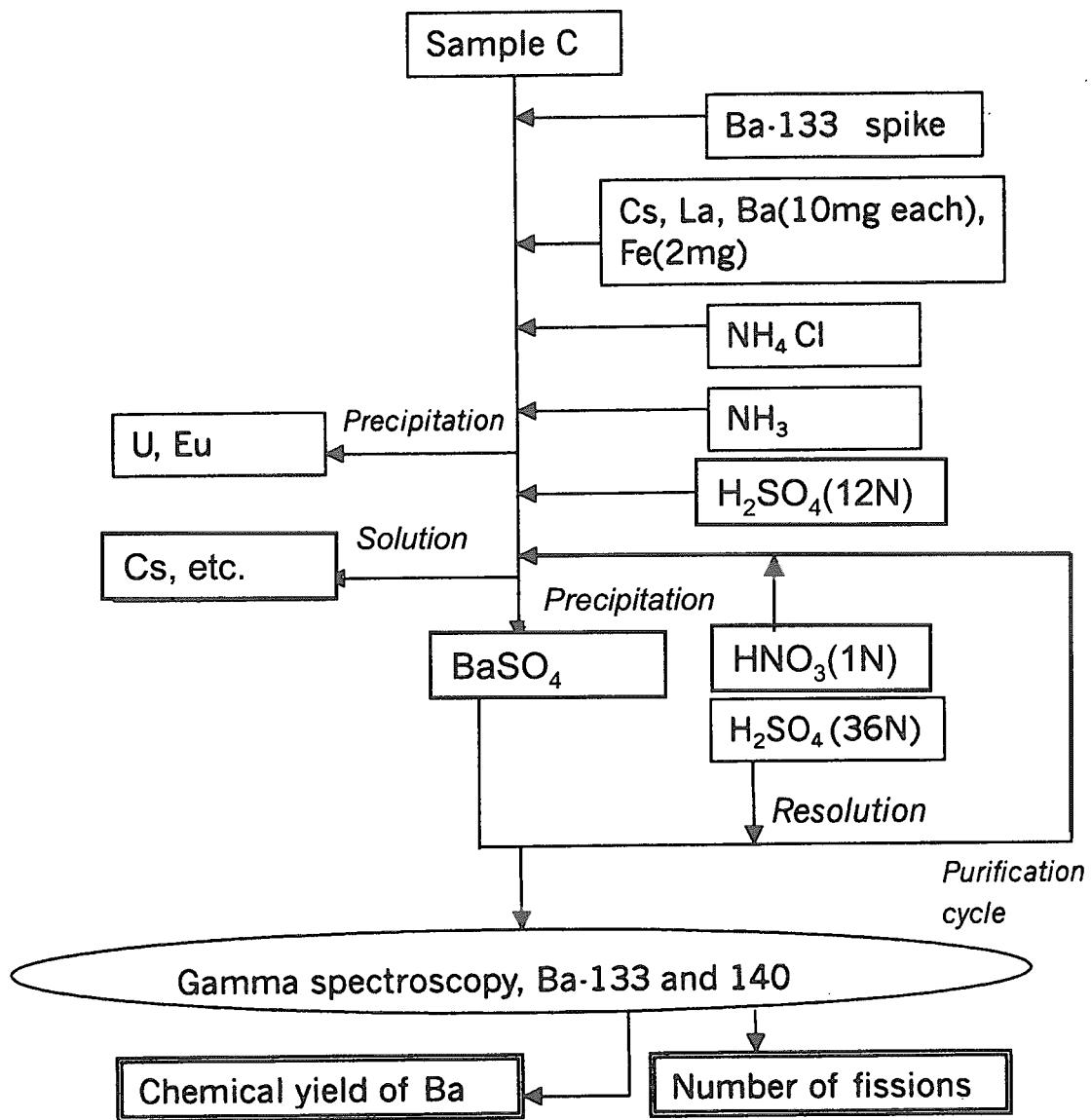


Fig. 24 Chemical separation procedure of Ba by precipitation.

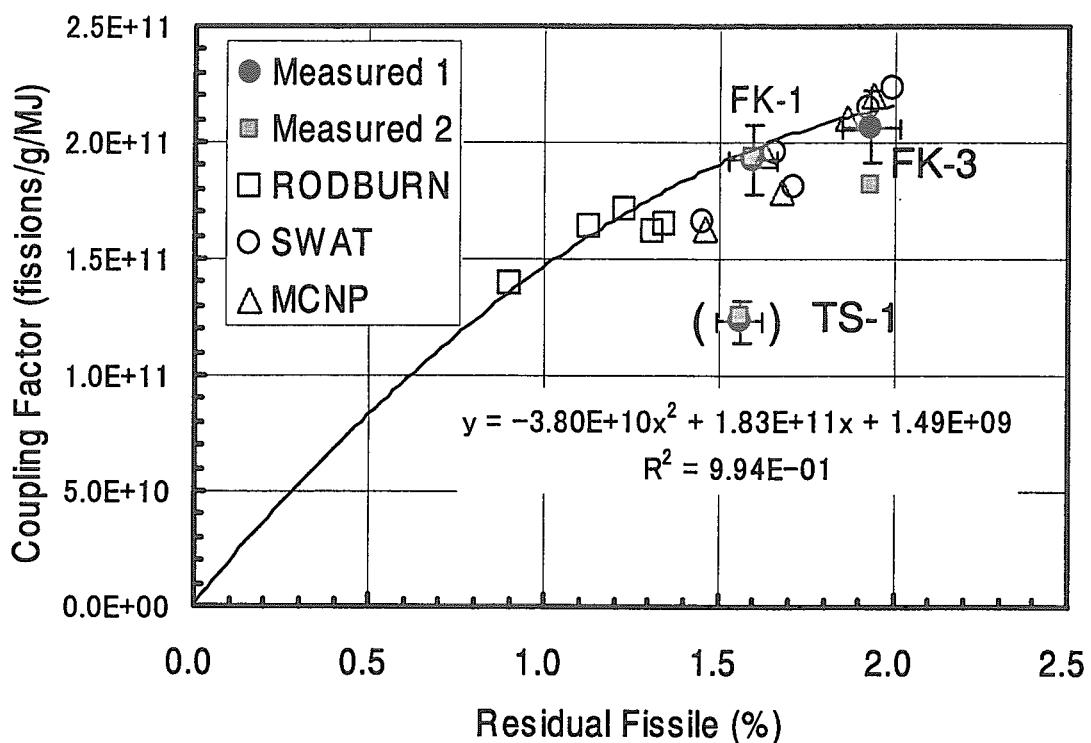


Fig. 25 Coupling factors of BWR test fuels as a function of residual fissile.

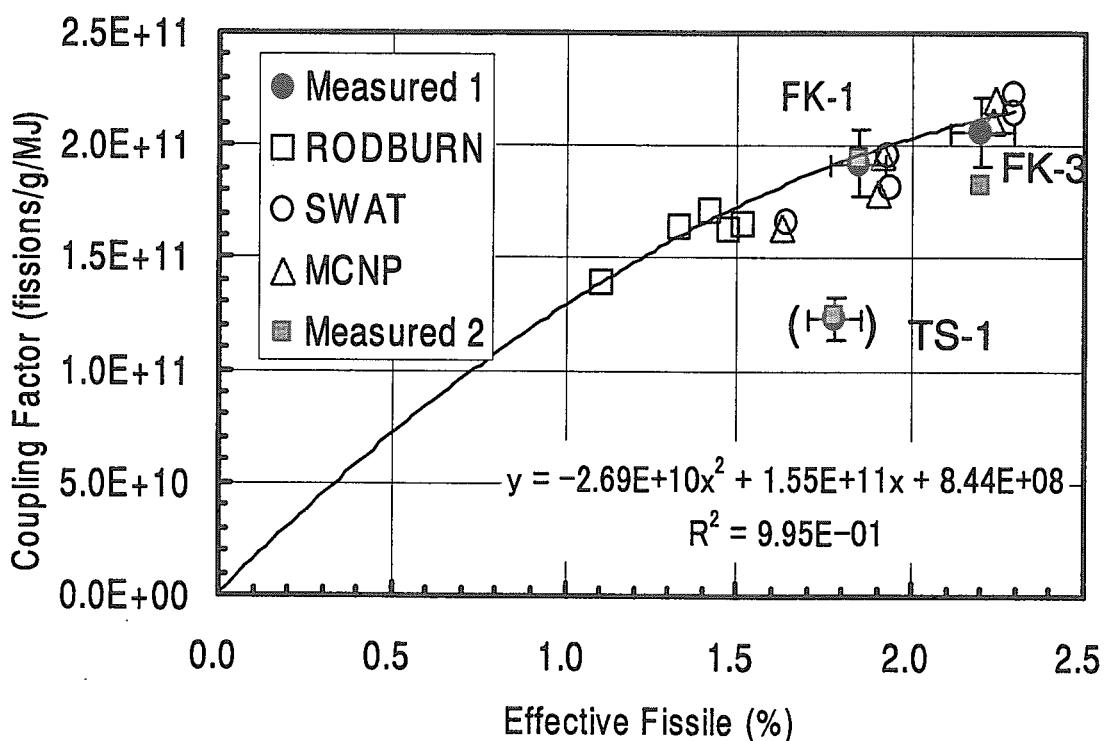


Fig. 26 Coupling factors of BWR test fuels as a function of effective fissile.

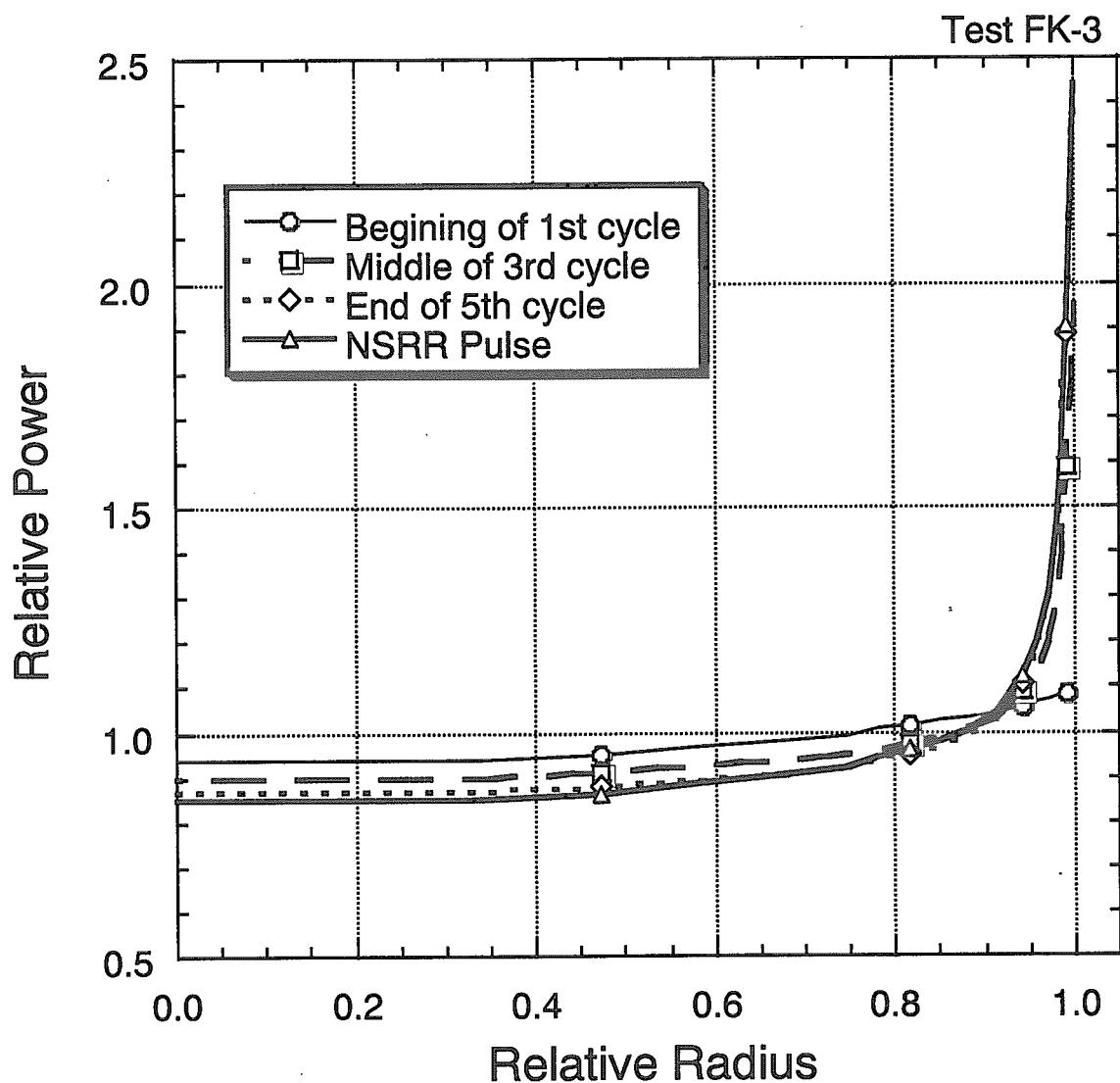


Fig. 27 Radial power profiles of test FK-3 fuel during the base irradiation in the commercial reactor and pulse irradiation in the NSRR.

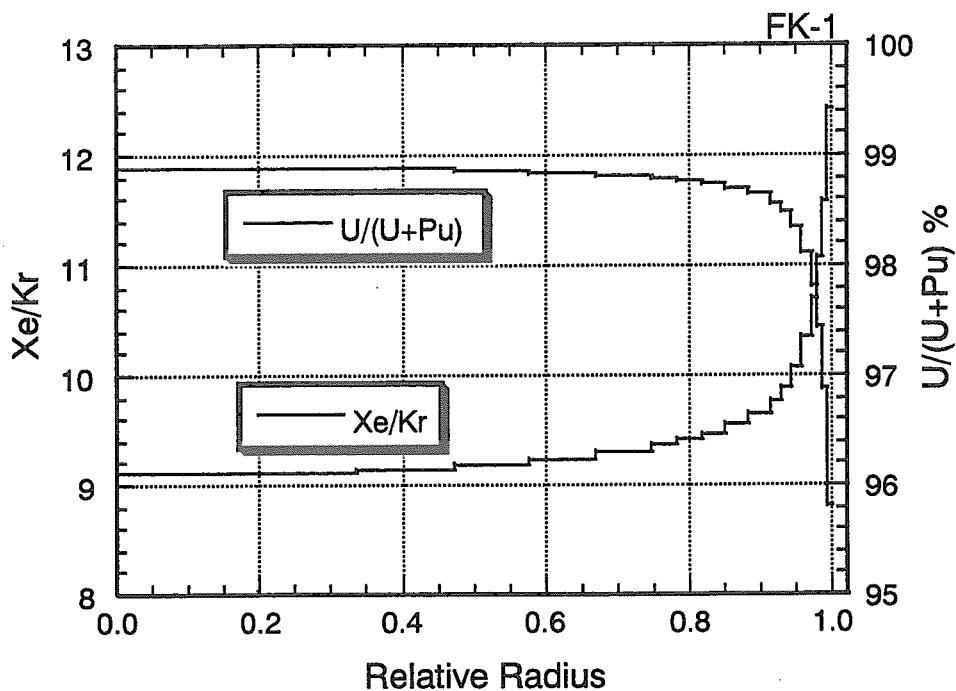


Fig. 28 Radial profiles of $U/(U+Pu)$ and Xe/Kr in test FK-1 fuel. Larger Pu generation at fuel periphery causes smaller Kr generation, making Xe/Kr larger at fuel periphery.

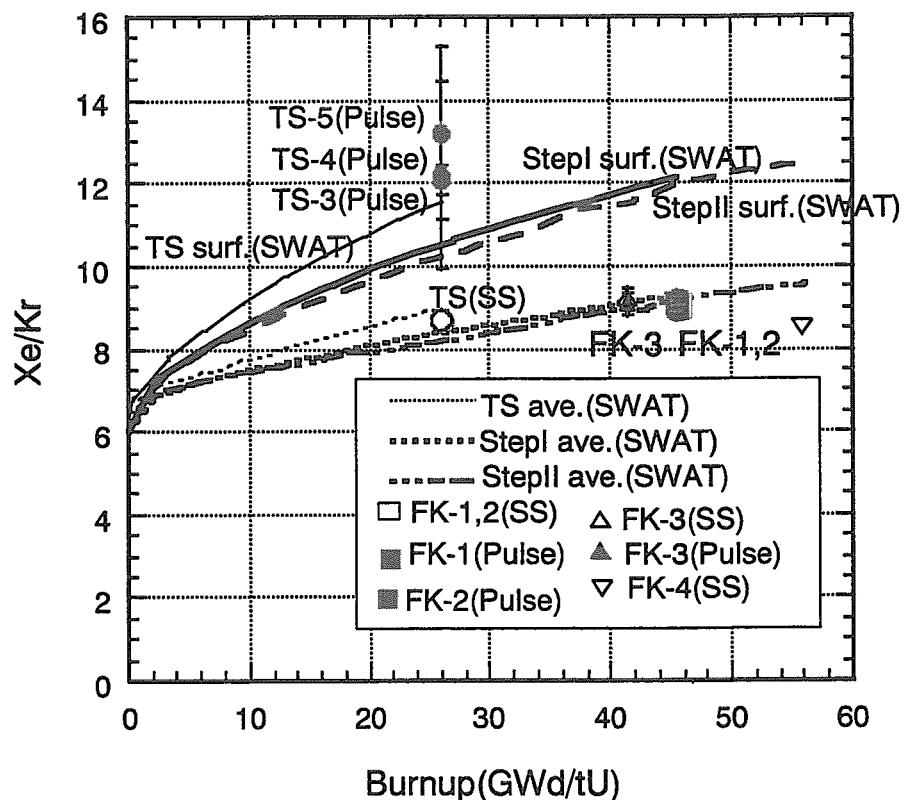
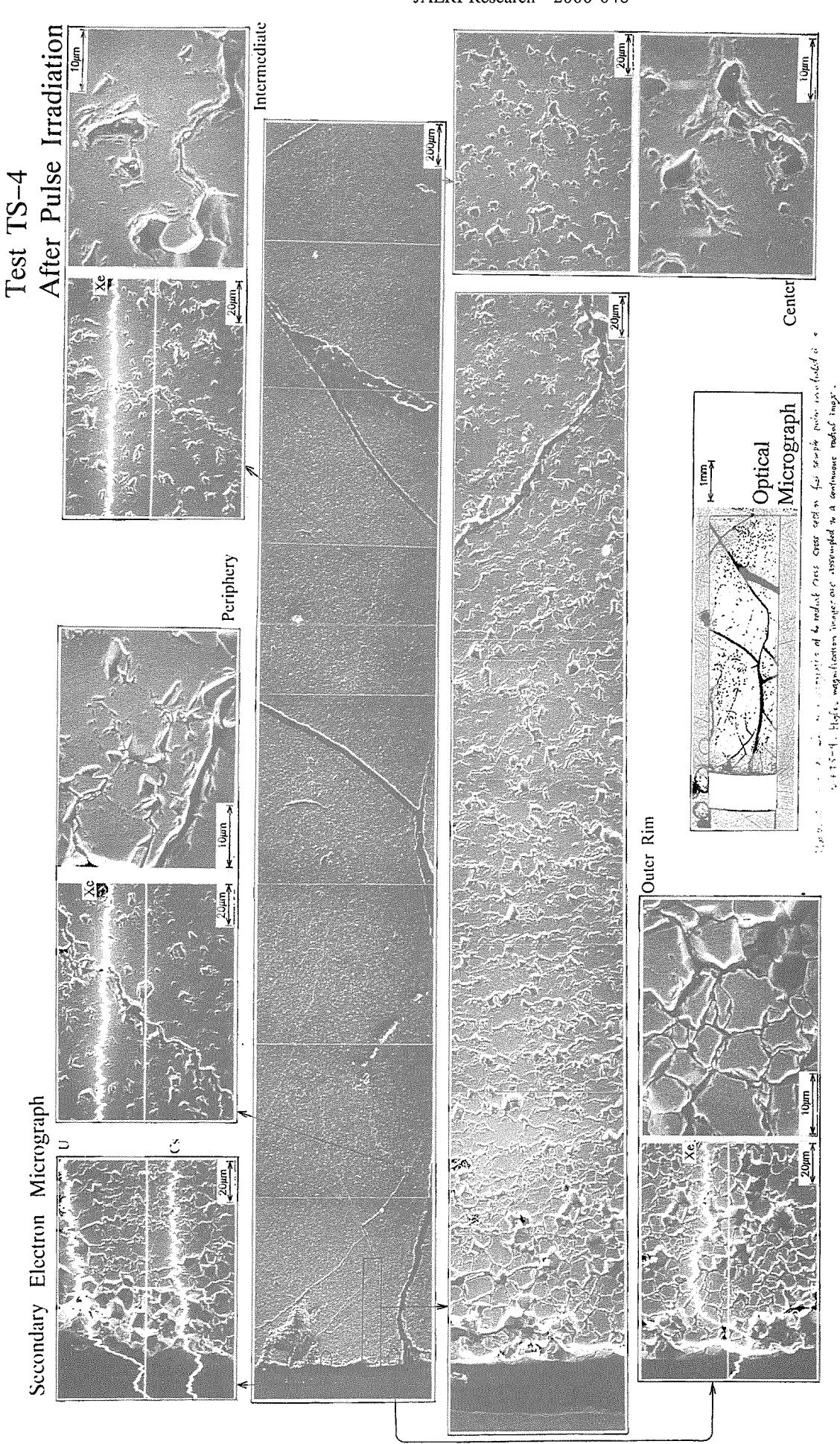


Fig. 29 Accumulated fission gas Xe/Kr ratio change as a function of fuel burnup calculated with SWAT code. The ratio of the gap gases measured after the base and the pulse irradiation in the BWR fuel tests are plotted.



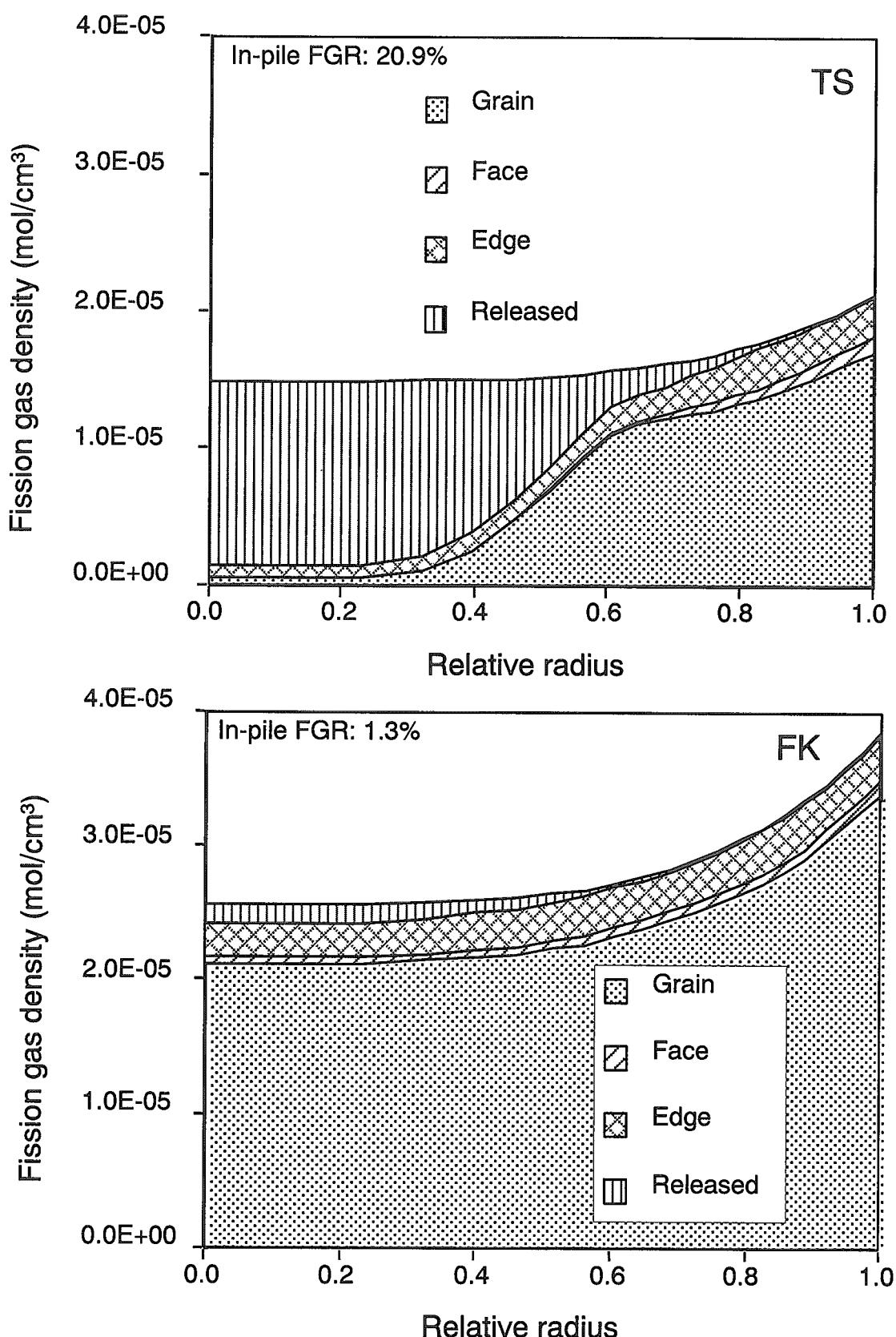


Fig. 31 Radial distribution of generated fission gases in fuel grains, grain faces, grain edges and released calculated with FASTGASS after the base irradiation for TS and FK test fuels.

付録

発熱量及び燃焼度測定のための 燃料溶液の化学分離法

Appendix
Chemical Separation Method for Measurement
of Energy Deposition and Fuel Burnup

This is a blank page.

概要

本作業では、NSRR でパルス照射した照射済燃料のパルス照射時の発熱量と燃焼度を評価するため、短半減期 FP である Ba-140(発熱量評価用)、燃料量を同定するための U、Pu 及び安定 FP である Nd-148(燃焼度評価用)を化学分離する。作業に用いる溶液は、パルス照射実験後、樹脂固化し 2mm 程度にスライスした燃料片を硝酸で溶解したものである。添付図 1 に示すように、作業は共沈分離法による Ba の分離と、イオン交換樹脂を用いた U、Pu、Nd の分離作業に分けられる。分離した Ba-140 は γ 線測定により、U、Pu、Nd はイオン化用フィラメントに塗布し質量分析により定量する。以下にその手順をまとめた。

Ba-140 の化学分離（共沈分離法）方法

本化学操作では、添付図 2 の作業フローに示すように、妨害核種（特に Cs-134・137、Eu-154）の除去を行い Ba-140 を分離し γ 線測定する。

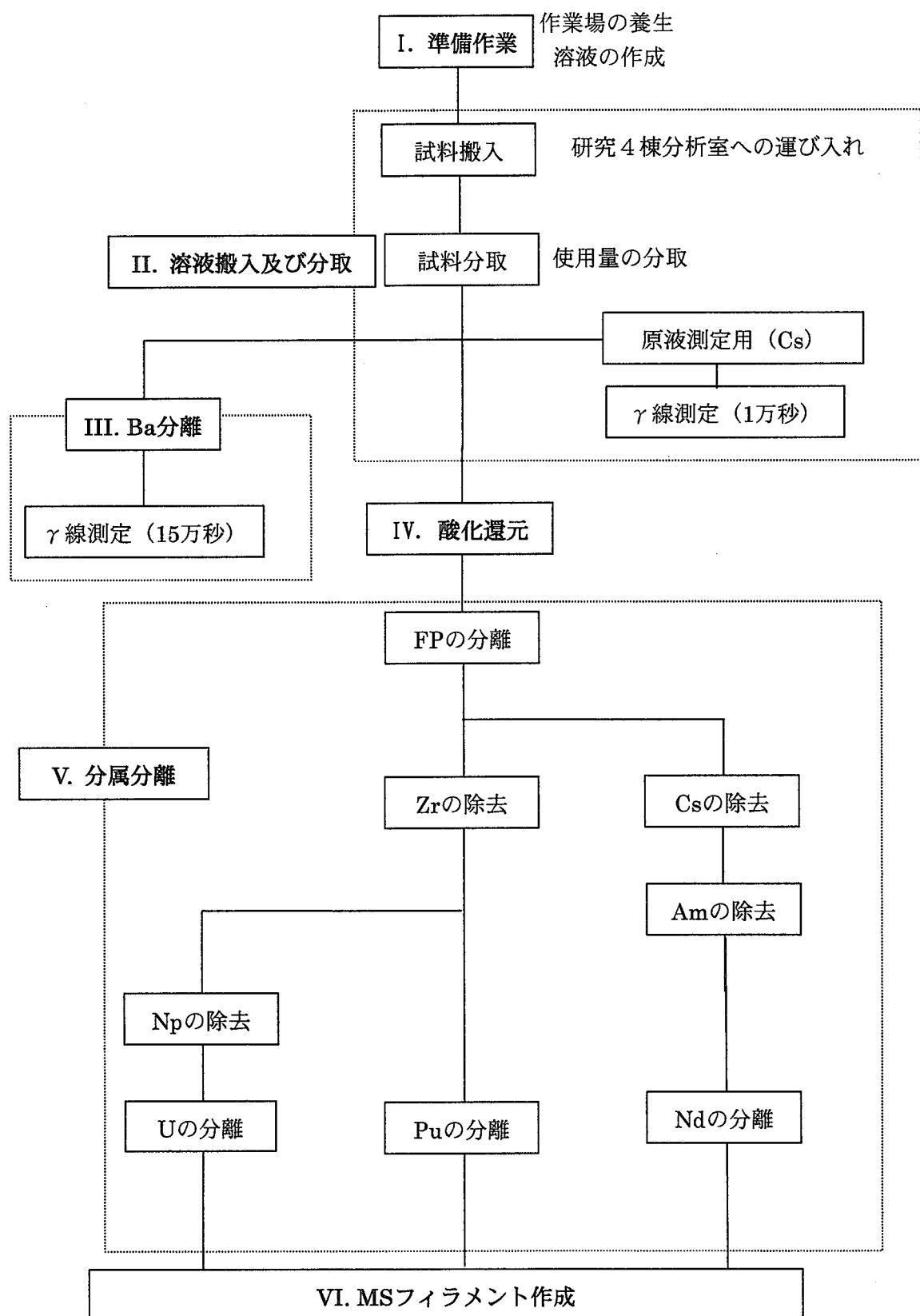
この操作では溶媒 CMP (Carbamoyl Methyl Phosphonate) を用いたクロマトグラフ法によりランタノイド及びアクチノイドの除去を行った後、はじめの水酸化物沈殿で Fe と共に Eu、U、TRU 等が沈殿し、Ba、Cs が溶液中に残る。そしてこの溶液に硫酸を加え BaSO_4 を生成し、Cs と分離・捕集する。この後、他の元素（主に Cs）による沈殿の汚染を除くため、もう一度濃硫酸に溶解してから硫酸を希釈し、再び沈殿を形成させ Ba を再精製捕集する。

BaSO_4 の沈殿は濃硫酸にしか溶解しないため一度沈殿を形成すると再溶解が困難である。しかし、沈殿物の除染を行わないと測定において目的のピークが確認できなくなってしまう（BG の上昇）。このため、 BaSO_4 において分離精製を複数回行うものとする。

Pu-239、Pu-241、U-235、Nd-148 の化学分離（イオン交換法）方法

本化学操作は、イオン交換樹脂を用いて妨害核種（特に Zr、Np、Cs、Am）の除去を行い、必要核種（Pu、U、Nd）を分離し、質量分析を行うためのものである。

この操作では最初に、Metal Complex の分解を行い Pu[IV]に酸化させる。次に陰イオン樹脂を使い、Zr の除去、Pu の分離、Np の除去、U の分離を行う。最後に陽イオン樹脂を使い、Cs 等の除去、Ba の除去、Am の除去、Nd の分離を行い各核種を精製捕集する。添付図 3、4 に作業フローを示す。



添付図1 発熱量及び燃焼度測定のための燃料溶液の化学分離作業フロー

I. 準備作業

1. フード外準備（アルカリ水トラップ）

- (1) NaOH 10g／200cc 溶液を用意する。
- (2) 洗気ビン①に、(1)を入れる。
- (3) 洗気ビン②に、水を 200cc 位入れる。

2. フード内準備

- (1) フード内をビニール等で養生する（耐酸及び汚染拡大防止）。
- (2) フード内に蒸発乾固用小フード・電熱器・吸引ポンプ・洗気ビン（×3）・トラップ洗気ビンを設置し、ビニールホースで接続する。
(電熱器・吸引ポンプのスイッチは、フードの外に付けておく)

3. G B(グローブボックス)内準備

- (1) 入手口をビニール等で養生する。
- (2) ボックス内をビニール等で養生する（耐酸及び汚染拡大防止）。
- (3) カラム台、白熱灯などをヒモで固定する。
- (4) 手動式真空ポンプ・吸引濾過鐘・フィルター架台を用意しておく。

4. 注意事項

- (1) 洗気ビンの水溶液（NaOH 溶液及び水）補充は、電熱器を切った状態（常温時）に行うこと。
- (2) 電熱器の温度は上げすぎないこと。（飛散防止）
(ヒーター目盛り：Low～2 位まで)
- (3) 蒸発乾固中は小フードに手を入れないこと。（汚染防止）
- (4) フード内及びG B 内での一作業が終了したら、スミヤ検査を行うこと
(無汚染確認及び汚染拡大防止)

※スミヤ検査場所：フード仕切内、フード窓縁、G B周囲など

II. 溶液搬入及び分取

「溶液搬入」

パルス照射済燃料の硝溶液を 404C 室に搬入する。

- ・被ばく防止に努める
- ・キャスク等の汚染検査を行う

※試料名を明記したステッカーをはる

「溶液の分取」

(a) Cs 試料の分取

1. 試料 $20\mu\text{l}$ を濾紙にしみ込ませた後、ポリ袋に封入する。
2. 上記をゲルマ検出器において Cs の位置で 1 万秒測定する。

(b) U・Pu・Nd 用試料の分取

1. 「A」及び「B」と書いたビーカー (10cc) を用意し、風袋を測定する。
2. 試料を A 及び B に 0.5~1ml 分取する。
3. 試料込みビーカーの重量を測定し、風袋を差引き、分取量 (g) をおさえておく。
5. U、Pu 混合スパイク (mix) と Nd スパイクを A のビーカーに移し入れ、これを試料「A」(スパイク試料) とする。
6. スパイク容器内を 4M HNO₃ 0.5ml で 2、3 回洗浄し、洗液をビーカーに合わせる。
7. スパイクを加えない方を試料「B」(not スパイク試料) とし、「A」及び「B」を蒸発乾固する。

(c) Ba 用試料の分取

1. 「Ba」と書いたビーカー (30cc) を用意し、風袋を測定する。
2. 試料を「Ba」に 1ml 分取する。
3. 試料込みビーカーの重量を測定し、風袋を差引き、分取量 (g) をおさえておく。
4. 「Ba」に Cs、La、Ba 溶液各 (10mg/ml) を 1ml 加える。
5. Fe 溶液 (1mg/ml) を 2ml 加える。
6. Ba スパイク (Ba-133) を加える。
7. スパイク容器内を 4M HNO₃ 1ml で 2 回洗浄し、ビーカーに加える。
8. Conc HNO₃ を適量 (約 1ml) 加え約 3M にする。

III. Ba の分離

Ba 分離用溶液作成

- (1) Cs 溶液 10mg / ml (CsCl · 1M HNO₃)
CsCl 1.27g / 1M HNO₃ 100ml
- (2) La 溶液 10mg / ml (LaCl₃ · 1M HNO₃)
LaCl₃ · 7H₂O 2.67g / 1M HNO₃ 100ml
- (3) Ba 溶液 10mg / ml (BaCl₂ · 1M HNO₃)
BaCl₂ 1.52g / 1M HNO₃ 100ml
- (4) 鮎和塩化アンモニウム溶液
塩化アンモニウム 100g / 蒸留水 100ml

「Eu、U、TRU の除去」

1. 「Ba」を簡易カラムによりクロマト抽出を行い、あらかたのβ核種を除去する。
50ml ピーカーに受ける。
 - ・白熱灯でカラム部分を温めながら行う
 - ・3M HNO₃ でピーカーを洗浄する
 2. 鮎和塩化アンモニウム溶液 (NH₄Cl) 5ml を加える。
(Ba(OH)₂ の沈殿を生じさせないため)
 3. Conc アンモニア水及び希アンモニア水で液性をアルカリにし(確認)、白熱灯で温めながら La と Fe の茶褐色沈殿を生成させる。
(La · Fe の沈殿とともに Eu、U、TRU 等が共沈)
- ※ 沈殿の生成が確認できない場合、La(1mg/ml)を2ml 加え、希アンモニア水を1ml ずつ加える
4. フィルターユニット(プラスチック)で吸引濾過する。
(濾液に Ba、Cs が存在)
 5. 希アンモニア水適量でピーカーを洗浄後、吸引濾過する。
 6. フィルターユニット濾紙部分を希アンモニア水 2ml で洗浄、吸引濾過する。

「Cs 等の除去」及び「BaSO₄ の作成」

7. Conc HNO₃ 適量で溶液を酸性に戻す。
(BaSO₄ はアルカリ側で沈殿させると粒径が細くなるため)
 8. 12N H₂SO₄ 2~4ml 加え BaSO₄ を生成する。白熱灯で温めながら行う。
- ※ 沈殿の生成が確認できない場合、Ba(10mg/ml)及び 12N H₂SO₄ を1ml ずつ交互に加える

9. 吸引濾過装置(KGS-25)で吸引濾過する。(100ml ビーカーを用意)

(濾液に Cs が存在)

・5C 濾紙を使用

※負圧が強すぎると破れるので注意

10. 超純水でフィルタユニット下部及び濾紙部分を洗浄、濾過する。

11. 吸引濾過装置 (KGS-25) 壁面部分を超純水で洗浄し、ガラス棒でかき混ぜながら吸引濾過する。

12. ビーカー A (30ml)、B (50ml) 2つを用意する。

・A に Conc H₂SO₄ 2~3ml を加える

・B に Cs (10mg/ml)、La (10mg/ml) 各 1 ml を加える

・1M HNO₃ 25ml を加える

13. 沈殿物のついた濾紙を取り出し、A ビーカーに入れ、BaSO₄ を溶解する。

※負圧のまま濾紙をはずすと余分な水分がつかない

※硫酸溶液は、はじめ白く濁っているがしばらくすると透明になる

※透明にならない (BaSO₄ が溶けない) 場合は、さらに Conc H₂SO₄ 1 ml を加える

14. B を A に加えよく反応させ、再度 BaSO₄ を生成させる。

白熱灯で温めながら行う。

※反応が激しいので注意しながら静かに加える

15. 吸引濾過装置 (KGS-25) で吸引濾過する。

(濾液に Cs が存在)

・5C 濾紙を使用

※負圧が強すぎると破れるので注意

16. 超純水で A ビーカー及び濾紙部分を洗浄、濾過する。

17. 吸引濾過装置 (KGS-25) 壁面部分を超純水で洗浄し、ガラス棒でかき混ぜながら吸引濾過する。

18. 沈殿物のついた濾紙を取り出す。

(1) 濾紙をティッシュペーパーの上に置き、余分な水分を除去する.

(2) 濾紙まわりをできるだけカットする.

(3) 吸引濾過装置 (KGS-25) 壁面部分及びガラス棒を紙で拭き取る.

19. ポリ袋に封入する。

・18.(3)の紙も一緒に封入する

※ポリ袋は2、3重にポリシーラする

「Ba の測定」

Ge 検出器にて γ 線を測定する。

(1) 測定条件

Ge 検出器と試料の間に、厚さ 5mm のアクリル板 2枚を入れる
(試料中の高エネルギー β 線による制動放射線を発生させないため)

(2) 測定時間

40 時間（約 15 万秒）とする。測定時の BG が、
 $(\sqrt{\text{総カウント数}} \div (\text{試料の正味カウント数})) \leq 0.03 = 3\%$ であることを
確認する。

(3) 核種のエネルギー

核種	KeV	ch	率 (%)
Ba-133	573.3	1074.6	24.4
Ba-140	356.0	712.0	62.1

IV. 酸化還元

1. 試料「A」と「B」を一旦蒸発乾固する。
2. 14M HNO₃ 0.2ml で溶解後、蒸発乾固する。(Metal Complex の分解)
3. 上記をもう一度行う。
4. 12M HCl 0.2ml で溶解後、蒸発乾固する。(HNO₃ の除去)
5. 6M HCl 0.5ml で溶解する。(HCl の希釀)
6. 塩酸ヒドロキシルアミン (NH₂OH·HCl) 0.01g を加える。
(1M HCl,NH₂OH·HCl で Pu[III]に還元される。)
(小さじで 2、3 粒)

No. 1 カラムの調整 (流速は 5ml/h が目安)

- (1) カラムをアルカリアルコール (EtOH·NaOH) で洗浄する。
 - (2) カラムの細い部分に蒸留水を満たす。
 - (3) グラスウールの玉を作り、カラムに入れる。
 - (4) グラスウールを叩き、中の気泡を追い出す。
 - (5) グラスウールを押し込み、その後陰イオン樹脂 (Dowex 1-X4) を約 1ml 流し込む。
※気泡に注意する
※カラムの上部に樹脂が付かないようする
 - (6) 細い棒などで樹脂を押し込み、きつくつめる。
 - (7) 9M HCl - 0.1M HNO₃ 3~5ml を流す。
 - (8) 蒸留水を口切りまで入れ紙等で蓋をしておく。(最低 5ml)
7. 1 時間放置後、ゆっくりと蒸発乾固する。
(電熱を弱く (Low) してゆっくり蒸発乾固する)
 8. 4M HNO₃ 1ml で溶解後、蒸発乾固する。
(NH₂OH·HCl の分解、Pu[III]を Pu[IV]に酸化)

V. 分属分離 (No.1 カラム使用)

「FP の分離」

<溶液の作成>

9M HCl - 0.1M HNO₃

(HCl : HNO₃ : H₂O = 19 : 0.2 : 6)

1. 「FP」と書いたビーカー(30cc)を用意する。
2. 酸化還元した「A」と「B」を 9M HCl - 0.1M HNO₃ 1ml で溶解(Pu[III]を完全に酸化)後、カラムに入れる。
3. 9M HCl - 0.1M HNO₃ 1ml で「A」と「B」それぞれのビーカーを洗浄後、カラムに入れる。
4. 上記を2回繰り返す。
5. 9M HCl - 0.1M HNO₃ 3ml をカラムに入れる。

<溶液の作成>

9M HCl - 0.1M HNO₃ - 0.01M HF

(HCl : HNO₃ : HF : H₂O = 22.5 : 0.2 : 0.02 : 7.3)

「Zr の除去」

1. 「Zr」と書いたビーカー(50cc)を用意する。
2. ビーカーを「FP」から「Zr」に変えてから(「FP」のビーカーは蒸発乾固して後日 Nd 分離に使用する)、9M HCl - 0.1M HNO₃ - 0.01M HF 3ml をカラムに入れる。
※ビーカーを変える時にカラム内の液をきらさないように注意する
3. 9M HCl - 0.1M HNO₃ - 0.01M HF を 3ml 位ずつ加えながら、約 30ml 流し入れる。その間定期的に(5ml おき位)、Zr の除去具合を確認する。

<除去具合の確認方法>

- (1) タンタルプレート板にカラムから 1 滴落とす。
 - (2) 白熱灯で乾燥する。
 - (3) サーベイメーターで β カウントを測定。
4. Zr の除去具合を確認したら Conc HCl 3ml を流す。
(HNO₃ と HI の反応が起きないように HNO₃ を取り除く)

「Puの分離」

<溶液の作成>

9M HCl - 0.1 HI

(HCl : HI : H₂O = 10.5 : 0.2 : 3.3)

1. 「Pu」と書いたビーカー(20cc)を用意し、風袋を測定する。
2. ビーカーを「Zr」から「Pu」に変え、9M HCl - 0.1 HIを6ml流す。
3. 一晩放置し、カラム内を還元雰囲気にする。
※1～2ml位同液を加えカラムに栓とキャップをする
4. 9M HCl - 0.1M HI 6mlを流す。
5. Puの抽出具合を確認する。

<抽出具合の確認方法>

- (1) タンタルプレート板にカラムから1滴落とす。
- (2) 白熱灯で乾燥する。
- (3) サーベイメーターで α カウントを測定。
 α が検出されればさらに同液を加えPuを抽出する。

「Npの除去」

1. 「Np」と書いたビーカー(50cc)を用意する。
2. ビーカーを「Pu」から「Np」に変えてから(「Pu」のビーカーは蒸発乾固する)、4M HCl 3ml位を流す。
3. 4M HClを5ml位ずつ加えながら、約30～50ml流し入れる。
その間定期的に(10mlおき位)、Npの除去具合を確認する。
※10ml位流してからNpが徐々に流出していく

<抽出具合の確認方法>

- (1) タンタルプレート板にカラムから1滴落とす。
- (2) 白熱灯で乾燥する。
- (3) サーベイメーターで α カウントを測定。

No.2 カラムの調整（流速は 2~3ml/h が目安）

- (1) カラムをアルカリアルコール (EtOH-NaOH) で洗浄する。
- (2) カラムの細い部分に蒸留水を満たす。
- (3) グラスウールの玉を作り、カラムに入れる。
- (4) グラスウールを叩き、中の気泡を追い出す。
- (5) グラスウールを押し込み、その後陰イオン樹脂 (Biorad 1-X4) を約 1ml 流し込む。

※気泡に注意する

※カラムの上部に樹脂が付かないようする

- (6) 細い棒などで樹脂を押し込み、きつくつめる。
- (7) 1M HNO₃ - 90% MeOH (メタノール) を 3~5ml を流す。
- (8) 蒸留水を口切りまで入れ紙等で蓋をしておく。（最低 5ml）

「U の分離」

1. 「U」と書いたビーカー (10cc) を用意し、風袋を測定する。
2. ビーカーを「Np」から「U」に変えてから（「Np」のビーカーは蒸発乾固する）、0.1M HCl 3ml を流す。
3. さらに同液を約 7ml 位流し完全に U を落とす。
4. 0.1M HCl 0.2ml を加え、U の抽出具合を確認 (Pu と同様) する。
5. 「U」のビーカーを蒸発乾固する。

「Cs-1 の除去」

1. 「Cs-1」と書いたビーカー (100cc) を用意する。
2. 「FP」のビーカーに水 0.1ml を加えビーカーをしめらせ、Conc HNO₃ 0.4ml を加え内容物を溶かす。
3. EtOH (エタノール) を 1ml を加え、よくかき混ぜカラムに入れる。
4. ビーカーを 1M HNO₃ - 90% MeOH 1 ml で洗浄し、カラムに入れる。
5. 上記を 2 回繰り返す。
6. 1M HNO₃ - 90% MeOH 約 60ml を加え、一晩流す。

※カラムの頭にカバーをし、小さな穴をあけておく（蒸発防止）

「Cs-2 の除去」

1. 1M HNO₃ - 80% MeOH を約 10ml 加える。
2. Cs (β) の除去具合及び Am (α) の流出を確認する。

<除去具合の確認方法>

- (1) タンタルプレート板にカラムから 1 滴落とす。
- (2) 白熱灯で乾燥する。
- (3) サーベイメーターで α 及び β カウントを測定。
 β 線量が高ければ、さらに同液を加え定期的に確認する。

3. 「Nd」と書いたビーカー (100cc) を用意し、風袋を測定する。

「Nd の分離」

1. α 線量がカウントしたら (Am が流出) ビーカーを「Nd」に変えて 0.5M HNO₃ - 80% MeOH 約 50~60ml 加え完全に落とす。
※落とし終えるのに 1 日~2 日かかるので、土日を使うとよい
※カラムの頭にカバーをし、小さな穴をあけておく (蒸発防止)
2. 「Nd」のビーカーを、液量 3~5ml まで蒸発乾固する。
3. 「Nd」と書いたビーカー (10cc) を用意し、風袋を測定する。
4. 「Nd」(100cc) から「Nd」(10cc) へ移し替え、1M HNO₃ 1ml で「Nd」(10cc) ビーカーを洗浄する。
5. 上記洗浄を 2 回繰り返す。

備考：フローシートにおいて Am を除去してから Nd を分離することになって
いるが、実際には Am 溶出中に Nd も徐々にだが流出してしまう。したがって
Am の流出と共に Nd としてビーカーに受ける。

VII. MS測定フィラメントの作成

「Pu フィラメント」

1. 「Pu」(20cc) のビーカーに 0.2~0.5ml の 4M HNO₃ を加えてラップをし、白熱灯で温め、ビーカー内（壁面）の洗浄を行う。一晩放置が望ましい。
2. 「Pu」のビーカーを蒸発乾固する。
※白熱灯でゆっくり乾かす
3. 「Pu」のビーカーに 1M HNO₃ を約 0.05ml (50 μl) 加える。
4. 「Pu」のビーカーを GB 内より取り出し重量を測定する。
※汚染に十分注意する
5. タンタルプレート板をセットし、溶液を 1~2mg 分取してサーベイメーターで α 線量を測定する (α の確認)。
6. フィラメントをセットし溶液を塗布する。塗布重量を押さえる。
※塗付液量は 4. の重量の 10%以上を目安とする
7. A 試料・B 試料それぞれ各 2ヶ作成する。
8. 一晩放置し自然乾燥する。
9. フィラメントを GB 内においてホットプレートにより保温で 2~3h 加熱し、完全に硝酸をとばす。
10. GB 内で Pu フィラメントの焼き付けを行う。
※0.7A位で十分に（5分程）焼き付け、徐々に A を上げて行き最後に 2.0A で完全に（15秒位）焼き付ける。
白煙ができるのを極力防ぐ。
11. ケースにしまい燃料保管庫に保管する。

「Uフィラメント」

1. 「U」(20cc) のビーカーに 0.2~0.5ml の 4M HNO₃ を加えてラップをし、白熱灯で温め、ビーカー内（壁面）の洗浄を行う。一晩放置が望ましい。
2. 「U」のビーカーを蒸発乾固する。

※白熱灯でゆっくり乾かす
3. 「U」のビーカーに 1M HNO₃ を約 0.05ml (50 μl) 加える。
4. 「U」のビーカーを GB 内より取り出し重量を測定する。

※汚染に十分注意する
5. タンタルプレート板をセットし、溶液を 1~2mg 分取してサーベイメーターで α 線量を測定する (α の確認)。
6. フィラメントをセットし溶液を塗布する。塗布重量を押さえる。

※塗付液量は 4. の重量の 10%以上を目安とする
7. A試料・B試料それぞれ各 2ヶ作成する。
8. 一晩放置し自然乾燥する。
9. フィラメントを GB 内においてホットプレートにより保温で 2~3h 加熱し、完全に硝酸をとばす。
10. GB 内で U フィラメントの焼き付けを行う。

※0.7A位で十分に（5分程）焼き付け、徐々に A を上げて行き最後に 2.0A で完全に（15秒位）焼き付ける。
白煙ができるのを極力防ぐ。
11. ケースにしまい燃料保管庫に保管する。

「Nd フィラメント」

1. 「Nd」(20cc) のビーカーに 0.2~0.5ml の 4M HNO₃ を加えてラップをし、白熱灯で温め、ビーカー内（壁面）の洗浄を行う。一晩放置が望ましい。
2. 「Nd」のビーカーを蒸発乾固する。
※白熱灯でゆっくり乾かす
3. 「Nd」のビーカーに 1M HNO₃ を約 0.05ml (50 μl) 加える。
4. 「Nd」のビーカーを GB 内より取り出し重量を測定する。
※汚染に十分注意する
5. タンタルプレート板をセットし、溶液を 1~2mg 分取してサーベイメーターで α 線量を測定する (α の確認)。
6. フィラメントをセットし溶液を塗布する。塗布重量を押さえる。
※塗付液量は 4. の重量の 10%以上を目安とする
7. A 試料・B 試料それぞれ各 2ヶ作成する。
8. 一晩放置し自然乾燥する。
9. フィラメントを GB 内においてホットプレートにより保温で 2~3h 加熱し、完全に硝酸をとばす。
10. GB 内で Nd フィラメントの焼き付けを行う。
※0.7A位で十分に（5分程）焼き付け、徐々に A を上げて行き最後に 2.0A で完全に（15秒位）焼き付ける。
白煙ができるのを極力防ぐ。
11. ケースにしまい燃料保管庫に保管する。

「STD フィラメント」

1. 「SPPu」、「SPU」(10cc) と書いたビーカーを用意し、風袋を測定する。
2. U用に U・Pu 混合スパイク (MIX) を「SPU」のビーカーに移し入れる。
3. Pu 用に Pu スパイクを「SPPu」のビーカーに移し入れる。
4. 各スパイク容器内を 4M HNO₃ 1ml で 3 回洗浄しビーカーに入れる。
5. 各ビーカーを蒸発乾固する。

※白熱灯でゆっくり乾かす

6. 各ビーカーに 0.2~0.5ml の 4M HNO₃ を加えてラップをし、白熱灯で温め、ビーカー内（壁面）の洗浄を行う。一晩放置が望ましい。
7. 各ビーカーを蒸発乾固する。

※白熱灯でゆっくり乾かす

8. 各ビーカーに 1M HNO₃ を約 0.1ml (100 μl) 加える。
9. 各ビーカーを GB 内より取り出し重量を測定する。

※汚染に十分注意する

10. タンタルプレート板をセットし、溶液を 1~2mg 分取してサーベイメーターで α 線量を測定する (α の確認)。
11. フィラメントをセットし溶液を塗布する。塗布重量を押さえる。

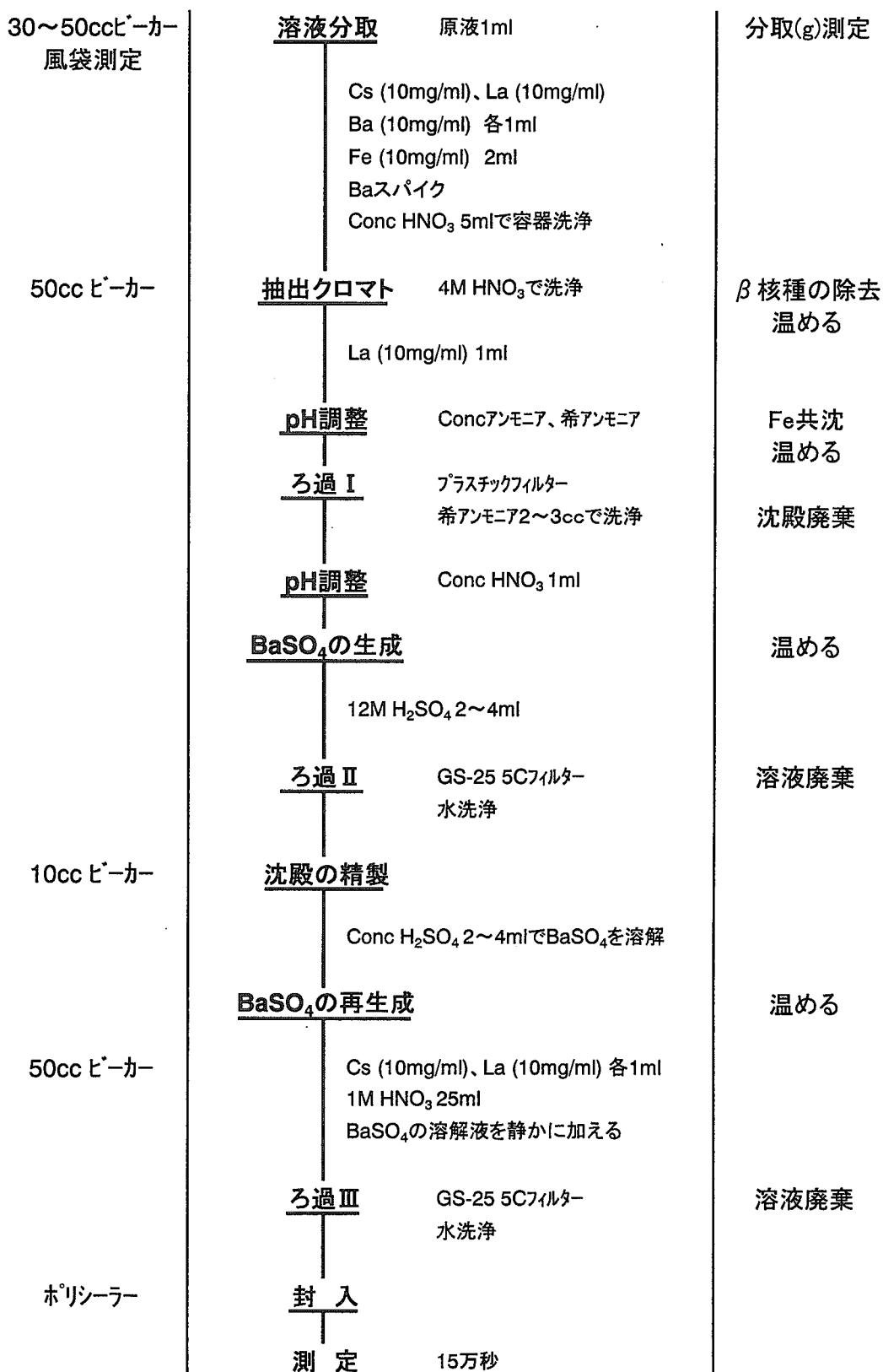
※塗付液量は 9 の重量の 10% 以上を目安とする

12. 「SPPu」・「SPU」それぞれ各 2ヶ作成する。
13. 一晩放置し自然乾燥する。
14. フィラメントを GB 内においてホットプレートにより保温で 2~3h 加熱し、完全に硝酸をとばす。
15. GB 内で STD フィラメントの焼き付けを行う。

※0.7A位で十分に(5分程)焼き付け、徐々にAを上げて行き最後に 2.0Aで完全に(15秒位)焼き付ける。

白煙ができるのを極力防ぐ。

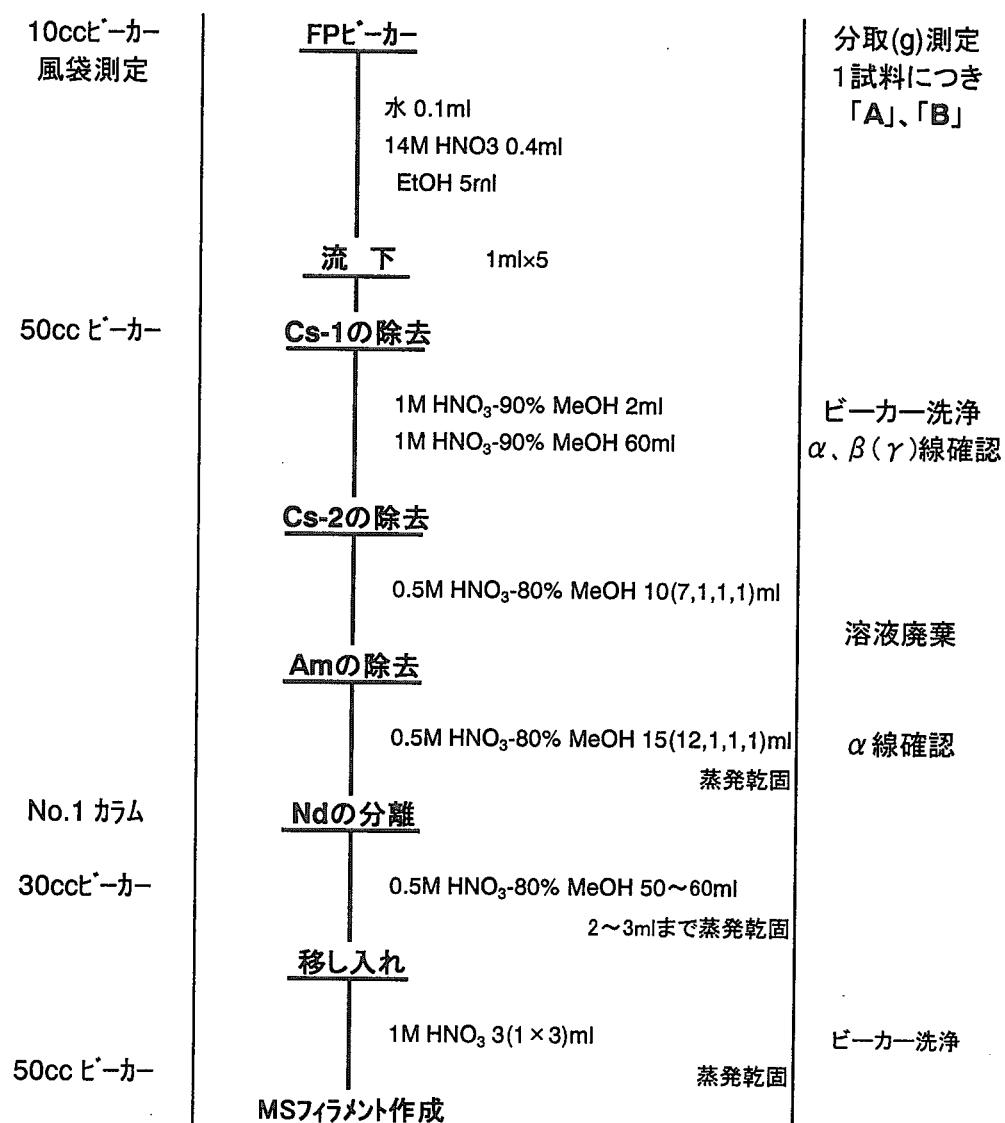
16. ケースにしまい燃料保管庫に保管する。



添付図 2 Ba 分離作業 フローシート

10ccビーカー 風袋測定	<u>溶液分取</u> 原液 0.5~1ml 「A」にU、Pu、Ndスパイク	分取(g)測定 1試料につき 「A」、「B」
	<u>酸化還元</u> 蒸発乾固	
50cc ビーカー	14M HNO ₃ 0.2ml 14M HNO ₃ 0.2ml 12M HCl 0.2ml 12M HCl 0.2ml 6M HCl 0.2ml NH ₂ OH·HCl 0.01g	蒸発乾固 蒸発乾固 蒸発乾固 蒸発乾固 蒸発乾固
No.1 カラム	<u>1h放置</u> 緩やかに蒸発乾固 4M HNO ₃ 1ml	
	<u>流下</u>	
30ccビーカー	<u>FPの除去</u>	
50cc ビーカー	9M HCl-0.1M HNO ₃ 4ml (1ml×4) 9M HCl-0.1M HNO ₃ 3~5ml <u>Zrの除去</u> 蒸発乾固	ビーカー洗浄 Nd分離用
20ccビーカー 風袋測定	9M HCl-0.1M HNO ₃ -0.01M HF 約30ml Conc HCl 0.2ml <u>Puの分離</u>	β(γ)測定 溶液廃棄
100ccビーカー	9M HCl-0.1M HI 約6ml <u>Npの除去</u> 蒸発乾固	α線確認
10ccビーカー 風袋測定	4M HCl 約30~50ml <u>Uの分離</u> 0.1M HCl 約10ml <u>MSフィラメント作成</u> 蒸発乾固	溶液廃棄 α線確認

添付図 3 U・Pu 分離作業 フローシート



添付図 4 Nd 分離作業 フローシート

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	$m \cdot kg/s^2$
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	$N \cdot m$
工率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	$A \cdot s$
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	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	ウェーバ	Wb	$V \cdot s$
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	$^{\circ}C$	
光束度	ルーメン	lm	$cd \cdot sr$
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, L
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)

- 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。
- 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。
- 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。
- 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。

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名 称	記 号
オングストローム	\AA
バーン	b
バル	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ \AA} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

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	

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa} \cdot \text{s} = 10 \text{ P(ポアズ)(g/(cm \cdot s))}$$

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

圧	MPa(=10bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062×10^3	145.038
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	I cal = 4.18605 J (計量法)	
		1	0.101972	2.77778×10^{-7}	0.238889					= 4.184 J (熱化学)	
9.80665	1	2.72407	2.72407×10^{-6}	2.34270	9.29487×10^{-3}	7.23301	6.12082×10^{19}			= 4.1855 J (15°C)	
3.6×10^6	3.67098×10^5	1	8.59999×10^5	3412.13	2.65522×10^6	2.24694×10^{25}				= 4.1868 J (国際蒸気表)	
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}				= 735.499 W	
1.60218×10^{-19}	1.63377×10^{-20}	4.45050×10^{-26}	3.82743×10^{-20}	1.51857×10^{-22}	1.18171×10^{-19}	1					

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
	1	2.70270×10^{-11}		1	100
	3.7×10^{10}	1	0.01	1	

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10^{-4}	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

