



JAERI-Research

JP0150343

2001-018



岩石型燃料照射試料の燃焼率測定

2001年3月

白数 訓子・山下 利之・金沢 浩之・木村 康彦
須藤 健次・間柄 正明・伊奈川 潤
河野 信昭・中原 嘉則

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、お申し越し下さい。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行っております。

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, 2001

編集兼発行 日本原子力研究所

岩石型燃料照射試料の燃焼率測定

日本原子力研究所東海研究所エネルギー・システム研究部
白数 訓子・山下 利之・金沢 浩之⁺¹・木村 康彦⁺¹・須藤 健次⁺¹
間柄 正明⁺²・伊奈川 潤⁺²・河野 信昭⁺²・中原 嘉則⁺²

(2001年2月8日受理)

JRR-3Mにおいて照射された難溶性の岩石型プルトニウム燃料の燃焼率を測定することを目的に、ジルコニア系及びトリア系岩石型燃料試料の溶解並びに化学分析を行った。本試験に先立ち、岩石型燃料模擬試料を用いて溶解方法の検討を行い、ホットセル内作業に適した新しい燃料溶解方法を確立した。本方法により照射済岩石型燃料試料の溶解を行い、試料の化学分析を行った。同位体希釈・質量分析法でネオジムとプルトニウムの定量するとともに同位体組成を測定した。得られた結果より¹⁴⁸Nd法を用いて燃焼率を算出した。炉心の同じ位置で照射したトリア系燃料とジルコニア系燃料では、ほぼ等しい燃焼率を示した。また、トリア系燃料についてはトリウムの燃焼に及ぼした影響を評価するために、²³³Uを同様に定量した。その結果、²³³Uの核分裂は全核分裂の1%以下であり無視できることがわかった。さらに、アルファ線測定にてアメリシウムとキュリウムの定量を行なった。これらデータは、プルトニウムの同位体組成とともにプルトニウムの燃焼挙動の解析をする上で貴重なデータである。

東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

+1 ホット試験室

+2 環境科学研究部

Burn-up Measurement of Irradiated Rock-like Fuels

Noriko SHIRASU, Toshiyuki YAMASHITA, Hiroyuki KANAZAWA⁺¹,
Yasuhiko KIMURA⁺¹, Kenji SUDOU⁺¹, Masaaki MAGARA⁺², Jun INAGAWA⁺²,
Nobuaki KOHNO⁺² and Yoshinori NAKAHARA⁺²

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

(Received February 8, 2001)

In order to obtain burn-up data of plutonium rock-like (ROX) fuels irradiated at JRR-3M in JAERI, destructive chemical analysis of zirconia or thoria system ROX fuels was performed after development of a new dissolution method. The dissolution method and procedure have been established using simulated ROX fuel, which is applicable to the hot-cell handling. Specimens for destructive chemical analysis were obtained by applying the present method to irradiated ROX fuels in a hot-cell. Isotopic ratios of neodymium and plutonium were determined by mass-spectrometry using the isotope dilution procedure. Burn-up of the irradiated ROX fuels was calculated by the ¹⁴⁸Nd procedure using measured data. The burn-ups of thoria and zirconia system fuels that irradiated same location in the capsule showed almost same values. For the ROX fuel containing thorium, ²³³U was also determined by the same techniques in order to evaluate the effect of burn-up of thorium. As the result, it was found that the fission of ²³³U was below 1% of total fission number and could be negligible. In addition, americium and curium were determined by alpha-spectrometry. These data, together with isotopic ratio of plutonium, are important data to analyze the irradiation behavior of plutonium.

Keywords: Plutonium Rock-like Fuel, Dissolution Method, Burn-up Measurement, Destructive Chemical Analysis, Isotopic Ratio, The ¹⁴⁸Nd Procedure

+1 Department of Hot Laboratories

+2 Department of Environmental Sciences

目 次

1 はじめに	1
2 岩石型燃料照射試料の溶解試験	2
2.1 溶解法の検討	2
2.2 模擬岩石型燃料試料の溶解試験	2
2.2.1 溶解液の検討	2
2.2.2 フッ化水素酸添加量の検討	3
2.3 照射済燃料試料の溶解試験	4
3 岩石型燃料照射試料の燃焼率測定	6
3.1 分析方法及び結果	6
3.1.1 試料	6
3.1.2 試料の分取及びスパイク添加	6
3.1.3 化学分離	7
3.1.4 質量分析	8
3.1.5 同位体希釈法によるネオジム、ウラン、プルトニウムの定量	8
3.1.6 燃焼率の算出	9
3.1.7 アルファ線測定	9
3.1.8 ガンマ線測定	10
3.2 考察	11
3.2.1 トリア系燃料におけるトリウムの燃焼率への寄与	11
3.2.2 燃焼率	11
3.2.3 ガンマ放射性核分裂生成物	11
3.2.4 照射前後の物質収支	11
4 まとめ	12
謝辞	12
参考文献	13
別添 照射済燃料試料の溶解試験途中観察記録	23

Contents

1	Introduction	1
2	Dissolution Tests of Irradiated ROX Fuels	2
2.1	Selection of Dissolution Methods	2
2.2	Dissolution Tests of Simulated ROX Fuels	2
2.2.1	Selection of Dissolution Acids	2
2.2.2	Effect of HF Addition on the Dissolution of Simulated ROX Fuels	3
2.3	Dissolution Tests of Irradiated ROX Fuels	4
3	Burn-up Measurements of Irradiated ROX Fuels	6
3.1	Chemical Analysis and Results	6
3.1.1	Samples	6
3.1.2	Pretreatment for Chemical Analysis	6
3.1.3	Chemical Separation	7
3.1.4	Mass Spectrometry	8
3.1.5	Determination of Neodymium, Uranium and Plutonium by the Isotope Dilution Procedure	8
3.1.6	Evaluation of Burn-up	9
3.1.7	Alpha-spectrometry	9
3.1.8	Gamma-spectrometry	10
3.2	Discussions	11
3.2.1	Effect of Thorium on the Burn-up in the ROX Fuel Containing Thorium	11
3.2.2	Burn-up	11
3.2.3	Gamma-emitted Fission Products	11
3.2.4	Material Balance in the Pre- and Post-irradiation Fuels	11
4	Summary	12
	Acknowledgements	12
	References	13
	Appendix Observed Notes During Dissolution Test of Irradiated ROX Fuels	23

1. はじめに

今後 10 年程度の間に発生すると見込まれているプルトニウム(Pu)は、軽水炉燃料の再処理から発生するプルトニウム(R-Pu)が約 170 トン、核兵器の解体から発生するプルトニウム(W-Pu)が約 100 トンの合計 270 トンにも達する。これら余剰プルトニウムの有効な利用・消滅は世界的な課題であり、長寿命のマイナーアクチノイド(MA)の消滅をも視野に入れたイナートマトリックス(IM)燃料の研究が全世界で行われている。これは親核物質を含まない核的に不活性な物質とプルトニウムや MA を混合し、効率よくプルトニウムや MA を消滅させようとするものである。

我々は、IM 物質候補として化学的、物理的及び地質学的観点から見て安定である天然鉱物または岩石を選定し、これにプルトニウムを固溶させた燃料(岩石型 Pu 燃料)の開発並びに軽水炉における燃焼技術の確立を目指した研究を行なっている[1-5]。本岩石型 Pu 燃料は化学的に安定であり、プルトニウムの分離・回収が極めて困難であることから核不拡散性に優れ、また使用済燃料も安定な鉱物類似化合物で構成されることから環境安全性にも優れているという特徴を有する[6-8]。

模擬燃料及び模擬使用済燃料による燃料組成の最適化並びに基礎物性値の取得等のコールド実験[9-16]と並行して、岩石型燃料の照射安定性並びに燃料成立性の確認を目的として、安定化ジルコニア(SZR)相、ヒボナイト相($\text{PuAl}_{11}\text{O}_{18}$)、アルミナ(Al_2O_3)相及びスピネル(MgAl_2O_4)相の 4 相から成る岩石型 Pu 燃料ディスク試料の照射試験を JRR-3M(Japan Research Reactor-3)で実施した[17]。燃焼率の測定は、燃料の照射挙動を評価するために不可欠のデータであるが、さらに、本燃料試料の場合には W-Pu に相当する ^{239}Pu 含有量 94.3% のプルトニウムを用いており、燃焼に伴うプルトニウム同位体組成の変化を定量できれば、プルトニウムの核データ評価、さらにプルトニウムの燃焼解析上に貴重な情報を提供できる。

本報告は、上記の目的のために、難溶解性である岩石型燃料の溶解方法の検討結果及び照射済岩石型 Pu 燃料の燃焼率測定結果をまとめたものである。

2. 岩石型燃料照射試料の溶解試験

岩石型燃料はプルトニウムの核不拡散性を考慮して、化学的に安定な鉱物類似化合物から構成されている。すなわち、個々の構成化合物はすべて通常の鉱酸に対して難溶性であり、これらの化合物に固溶もしくは新しい鉱物的化合物となったプルトニウムを溶出することは非常に難しい。従って、その照射済試料も難溶性が予想されるため、照射済燃料試料の溶解に先立ち、プルトニウムを含まないIM材を用いて溶解試験を行い、セル内操作に適した溶解方法並びに溶解条件の検討を行った。

2.1 溶解法の検討

照射済燃料試料の溶解は実用燃料試験施設のホットセル内で行うこと、操作はすべてマニュピレータを通して行うこと、また燃焼率測定のため溶解液の化学分離を行うこと等を考慮して、溶解方法の選定を行った。

実用燃料試験施設では、軽水炉燃料の燃焼率測定のために照射済ウラン燃料の溶解試験装置をセル内に設置しているが、これは、3M程度の硝酸を用いるものである。以前に我々が行った模擬使用済岩石型燃料の耐酸性実験では、3M硝酸中 150°Cで3日間の加熱により、IM材の構成元素である Al, Zr の溶出量は、それぞれ 16・39%及び 1.5・2.1%であった。すなわち、この方法では、アルミナやスピネル相の溶解は可能であると考えられるが、プルトニウムを固溶していると考えられる安定化ジルコニア相の溶解は实际上不可能である。

セル内操作の簡便性と作業量の低減、加熱中の酸の蒸発によるセル内の腐食防止、揮発性FPによる汚染防止、さらに、溶解温度を高くし溶解速度の向上を図るために、密閉式の圧力容器の使用が有効である。密閉式圧力容器は、テフロン製内容器とステンレス製外容器の二重構造になっており、気密性は内側のテフロン製ルツボで確保し、耐圧性は外側のステンレス製容器で確保する構造となっている。この種の密閉式圧力容器を用いた溶解試験例としては、廃棄物安全試験施設(WASTEF: Waste Safety Testing Facility)における廃棄物固化体の溶解試験[18]や赤堀らによる ThO₂ の溶解実験[19]などがある。これらの実験では濃硝酸や濃塩酸を溶解液とし、最高 160°Cまで加熱を行い、試料の溶解実験を行っていることから、密閉型圧力容器の性能は実証されていると考えられる。従って、本試験においても密閉型圧力容器を採用することにした。残る問題は、どのような溶解液が最も効率的かである。燃料溶解後の化学分離操作の簡便性を考慮すると、溶解液は塩酸、硝酸もしくはこれらの混合物が望ましい。そこで、模擬岩石型燃料試料を用いた溶解試験を実施し、これらの溶解液で岩石型燃料の溶解が可能か、どの位の溶解時間が必要かなどの検討を行った。

2.2 模擬岩石型燃料試料の溶解試験

2.2.1 溶解液の検討

溶解液は Table 2.1 に示す 5 種類を調製した。フッ化水素酸(HF)を少量加えたのは、これまでの難溶性物質の溶解に際し HF が有効であるという経験に基づくものであり、今回の物質系に対しての HF の効果を調べるためにある。

溶解試験に用いた試料はジルコニア系マトリックス材で、その組成は Table 2.2 の通りである。マトリックス材は 8%H₂/Ar 雰囲気中 1400°Cで加熱・反応させた後、粉末化したもの用いた。

溶解実験手順は以下の通りである。

- ① ジルコニア系マトリックス材を約 300mg 秤量し、テフロン製内容器に入れる。
- ② 溶解液を各 10ml づつ加え、容器を密閉する。
- ③ 150°Cに保った恒温槽に容器を入れ、3 日間加熱・溶解する。
- ④ 容器を取り出し、室温に冷やしてから容器を開け、溶解液のみを採取する。
- ⑤ ICP 発光分析法で溶解液中に存在する元素を定量する。

加熱終了後の各溶解容器底部には白色の残渣が見られた。溶解液の ICP 発光分析結果から求

めたマトリックス材の主要構成元素である Zr、Al 及び Mg の溶解割合を Fig. 2.1 に示す。HF を添加していない系では 10% 程度の溶解割合であるのに対し、HF を添加した場合、硝酸系で 50~60%、王水系で 70~95%、逆王水系で 80~100% の溶解割合となった。すなわち、少量の HF の添加はマトリックス材の溶解割合を著しく増大させることができた。また、硝酸だけよりも王水または逆王水といった混酸系の方がマトリックス材の溶解に適していると考えられる。王水と逆王水とではマトリックス材の溶解量にあまり大きな違いは見られなかったが、照射燃料中には白金属元素等を含む金属合金相の析出が考えられるため、合金相の溶解に適した王水系を溶解液に選定した。

Table 2.1 Compositions of dissolution acids

	dissolution acids
1	conc-HNO ₃ 10ml
2	conc-HNO ₃ 10ml + HF 0.03ml
3	Aqua regia (conc-HNO ₃ : conc-HCl = 1:3) 10ml
4	Aqua regia (conc-HNO ₃ : conc-HCl = 1:3) 10ml + HF 0.03ml
5	Inverse aqua regia (conc-HNO ₃ : conc-HCl = 3:1) 10ml + HF 0.03ml

Table 2.2 Composition of simulated ROX fuel used for dissolution test

	Composition (mol%)	Element content (mg / 300mg)
Stabilized ZrO ₂	20	Zr: 54.0 Y: 13.0
Al ₂ O ₃	50	Al: 89.9
MgO	30	Mg: 24.3

2.2.2 フッ化水素酸添加量の検討

マトリックス材の溶解に少量の HF 添加が非常に効果的であることは既に述べた通りであるが、溶解液中のフッ素イオン濃度は高ければよいというものでもない。実際、過剰のフッ素イオンが存在すると ZrF₄、ThF₄、YF₃ 等の不溶性化合物を生成することが知られている。そこで、適切な HF 量を求めるため、溶解液(王水)に添加する HF 量を変化させ、ジルコニア系マトリックス材の溶解試験を行った。用意した溶解液を Table 2.3 に示す。

Table 2.3 HF content in the dissolution acid

	HF (ml/aqua regia 10ml)	
1	0.03	Used in 2.2.1
2	0.07	
3	0.09	ZrF ₄ equivalent
4	0.18	Double ZrF ₄ equivalent

溶解は 2.2.1 と同様に、約 300mg のマトリックス材を密閉型圧力容器に入れ、150°C で 3 日間加熱・溶解を行った。加熱終了後、溶解液を採取し ICP 発光分析法により溶解液中に含まれる元素の濃度を測定した。

る元素分析を行った。溶解液中の元素分析結果を Table 2.4 に示す。

添加した HF 量の増加に伴い、Zr、Mg 及び Y の溶解量は増加するが、Al の溶解量は逆に減少する傾向を示した。また、 ZrF_4 当量の 2 倍となる HF を添加した場合には、各元素の溶解量は ZrF_4 当量の場合の溶解量よりも減少した。

次いで模擬試料の完全な溶解を目指し、溶残りの残渣に対し新しい溶解液をそれぞれ 10ml づつ加え、再度 150°C で 3 日間の加熱・溶解を行った。加熱終了後、溶解液を採取し、ICP 発光分析法により溶解液中に含まれる元素分析を行った。分析結果を Table 2.5 に示す。

2 と 3 番では Zr と Mg は 100% の溶解に達しており、Y も 100% に近い。Al は第 1 回目の溶解時よりも溶解は進んでいるが、15% 以上が溶け残った。過剰の HF を加えた 4 番では Zr、Al 共に残存量が多く、溶解残渣はベットリとした水和物様の沈殿であり、他の元素をこの沈殿内に取り込む恐れがある。

安定化ジルコニアの代りに ThO_2 を用いた系のイナートマトリックス材についても同様な実験を行ったが、類似の結果が得られた。

以上の知見から、照射燃料試料の溶解条件を以下のように決定した。

- ①密閉式加圧容器を用いて溶解を行う。
- ②溶解液は、照射燃料中に含まれる Zr+Pu または Th+Pu のフッ化物当量となる HF を添加した王水とする。
- ③加熱条件は 150°C で 5 日間以上とする。

Table 2.4 Obtained dissolution ratio by the first dissolution test

	Amount of specimen (mg)	Dissolution ratio (%)			
		Zr	Al	Mg	Y
1	296	82.5	85.8	99.7	—
2	300	93.2	71.0	95.1	91.3
3	300	99.3	70.5	98.4	94.4
4	300	88.4	68.7	98.0	92.1

Table 2.5 Obtained dissolution ratio by the second dissolution test

	Dissolution ratio (%)			
	Zr	Al	Mg	Y
2	100	85.7	100	97.4
3	100	83.5	100	97.9
4	90.8	81.6	98.9	95.1

2.3 照射済燃料試料の溶解試験

照射済燃料試料の溶解試験は、燃料試験施設 $\alpha\gamma$ コンクリート No.2 セル内に設置した恒温槽を用いて行った。

溶解試験に供した試料は、後の燃焼率の測定及び燃焼計算を勘案して、ジルコニア系の 600°C と 1000°C で照射を行った照射試料番号 Zr-6(1000°C) と Zr-7(600°C)、及びトリア系の 1000°C で照射を行った照射試料番号 Th-2(1000°C) から採取した。採取予定量は燃料ディスク 1 枚分(約 30mg)であったが、燃料ピンから取り出した燃料ディスクの多くは破損していたため、ディス

ク 1枚を確保できたのは Th-2 のみであった。その他はディスク破片を集めたものである。
溶解試験の手順は以下の通りである。

- ①所定の試料を採取し、その重量を測定する。
- ②試料を密閉型圧力容器に入れ、予め調製しておいた HF 添加王水 10ml を加える。
- ③溶解容器を恒温槽に入れ、150°C に加熱・保持する。
- ④適宜、溶解容器の蓋を開け、溶解液を攪拌し、試料の溶解状況を確認する。
- ⑤加熱予定時間の約半分が終了した時点で、溶解液上澄み液を採取し、新しい HF 添加王水 10ml を加える。
- ⑥溶解終了後、溶解液をろ過し、溶解残渣量を求める。
- ⑦3M 硝酸を用い溶解液を所定の濃度に希釈する。
- ⑧各希釈溶液から所定量の試料をサンプリングし、燃焼率測定用試料とする。

溶解試験実施結果は Table 2.6 のとおりである。Zr-6 と Zr-7 試料の採取量は予定した重量の約半分であった。溶解終了後、溶解液をろ過し溶解残渣量の測定を行ったが、秤量限度内で測定にかからず、ほぼ全量が溶解したものと考えられる。溶解液の分取量は、後に続く化学分析を考慮して、採取する溶液中の各元素量がほぼ同一になるように決定した。

溶解試験の途中観察記録を別添 1 に、また、溶解終了後の内容器底部の様子を Photo 2.1 に示す。テフロン製内容器底部に細いクラックが入っている様子が見えるが、これは同一条件で行ったコールド試験の際には見られなかった現象であり、照射後燃料試料が高い放射能を有することに起因するものと思われる。溶解液の流失が無かったことから、クラックの深さはテフロン製内容器の厚さには達しなかったものと考えられる。

Table 2.6 Summary of dissolution tests on irradiated ROX fuels

Sample	Th-2	Zr-6	Zr-7
Specimens weight	34.9 mg	16.7 mg	18.6 mg
Insoluble residue weight	0.0 mg	0.0 mg	0.0 mg
Dissolved weight	34.9 mg	16.7 mg	18.6 mg
Sampling quantity	1.5 ml	3.0 ml	3.0 ml
Sampling rate dose of solution surface	1/100 1000 μSv/h	1/50 1000 μSv/h	1/50 750 μSv/h

Total dissolution time : 120 hours

Aqua regia with HF was added after 85 hours.

3. 岩石型燃料照射試料の燃焼率測定

これまでに研究炉や商用炉の照射済み燃料に対して確立した破壊分析法を用いて、プルトニウムのみを燃料とした岩石型Pu燃料の破壊試験を行った。本化学分析から得られる結果はプルトニウムの燃焼挙動を明らかにする上で貴重なデータとなりうると考え、燃焼率の評価とプルトニウムの同位体組成測定のほかに、燃焼率に関与する²³³U、アメリシウム(Am)、キュリウム(Cm)、¹³⁷Cs、¹³⁴Cs、¹⁵²Eu、¹⁴⁴Ce、¹⁰⁶Ru、⁹⁵Zrについても定量を行った。

3.1 分析方法及び結果

分析の概要をFig. 3.1に示す。重量法で分取した濃度測定用、同位体組成測定用試料をそれぞれ化学分離後に質量分析し、同位体希釈法でネオジム(Nd)、プルトニウム、ウラン(U)の定量と同位体組成(Uを除く)を求めた。同様に重量法で分取したγ線測定用試料を用いγ線放射性核種を定量した。また、α線測定用試料を用いPuに対するAmとCmの比を求めた。詳細は以下の通りである。

3.1.1 試料

2.3で述べた手順に従って得られた燃料溶解液を、実用燃料試験施設から燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF: Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility)に輸送し、燃焼率やプルトニウムの同位体組成などの分析を行った。受け入れた試料は、これを3Mの硝酸で150mlに希釈し、そこから1.5~3mlを分取し分析試料とした。分析した燃料は、トリア系燃料(Th-2)とジルコニア系燃料(Zr-6とZr-7)の計3試料で、その初期組成はTable 3.1に示すとおりである。また、照射前のプルトニウムについても精製後の試料を受け入れ、同位体組成の分析を行った。

Table 3.1 Initial composition of ROX fuel (mol%)

	Thoria system	Zirconia system
PuO ₂	10%	10%
YSZ*	—	15%
ThO ₂	15%	—
Al ₂ O ₃	65%	65%
MgO	10%	10%

* YSZ: 88.8% ZrO₂+11.0%Y₂O₃+0.2%Gd₂O₃

3.1.2 試料の分取及びスパイク添加

燃料溶解液を硝酸で全量が約5mlになるように希釈し、γ線測定用、濃度測定用、同位体組成測定用試料を分取した。分取量はそれぞれの試料の重量測定により求め、その結果をTable 3.2に示す。

同位体希釈法による定量分析を行うためスパイクを添加した。使用したスパイクは、同位体濃縮した¹⁵⁰Ndと²⁴²Puで、トリア系燃料にはさらに天然ウランを添加した。それぞれの試料に加えたスパイク量をTable 3.3に、それぞれのスパイクの同位体組成をTable 3.4に示す。従来は、γ線測定によって試料中の¹³⁷Csを定量し、ネオジム量を推定して、スパイク量を決定していた。しかし、先に行った照射キャップセルのγスキャンの結果、セシウムの一部が燃料内部から低温部に移行していることがわかったため、セシウムによる推定は諦め¹⁴⁴Ceの定量で代用した。

Table 3.2 Sampling amounts used in analysis (g)

	γ -ray spectrometry	concentration determination	isotopic ratio determination
Th-2	1.01435	0.88315	2.54337
Zr-6	1.00609	0.87096	2.50034
Zr-7	0.96385	0.77999	2.25077

Table 3.3 Amounts of added spike (ng)

	Neodymium	Plutonium	Uranium
Th-2	48.76	863.00	145.49
Zr-6	48.13	1212.24	—
Zr-7	48.24	913.77	—

Table 3.4(a) Isotopic composition of Neodymium spike

	Nd ¹⁴²	Nd ¹⁴³	Nd ¹⁴⁴	Nd ¹⁴⁵	Nd ¹⁴⁶	Nd ¹⁴⁸	Nd ¹⁵⁰
Atom %	1.4602	1.0008	1.5503	0.9135	1.5148	1.0824	92.4780

Table 3.4(b) Isotopic composition of Plutonium spike

	Pu ²³⁸	Pu ²³⁹	Pu ²⁴⁰	Pu ²⁴¹	Pu ²⁴²
Atom %	0.00253	0.01943	0.08403	0.04925	99.84500

Table 3.4(c) Isotopic composition of Uranium spike

	U ²³⁵	U ²³⁸
Atom %	0.7100	99.2745

3.1.3 化学分離

ウラン、プルトニウム、ネオジムを分離するため、溶離液に酸・アルコール系を用いた陰イオン交換法を使用した。分離スキームを Fig. 3.2 に示す[20]。受け入れた試料にスパイクを加えた後(濃度測定用試料のみ)、蒸発乾固し、原子価調整の後、15.5M 硝酸に溶解しメタノールを加えよく攪拌した後カラムにチャージした。1M 硝酸-90% メタノール 1ml で洗った後、同じ溶離液でウランを溶離した。つぎに、0.35M 硝酸-80% メタノールで Eu、Am、Cm を溶離した。この操作は、3 倍のランタノイド、アクチノイドをクロマト展開により相互分離するもので、温度や溶離液の微妙な濃度差などにより溶離位置が変化することがある。目的元素であるネオジムを効率よく溶離するため、溶離位置を確認する必要がある。そのため、カラム内の ¹⁴⁴Ce と ²⁴¹Am の γ 線を測定し、カラムのどこにそれぞれの核種が吸着しているか確かめた。今回は、¹⁴⁴Ce がカラム上部より 22mm の場所に吸着しており、²⁴¹Am はすでに溶離されていてカラム下部にそのすそが検出されただけだった。同じ溶離液でネオジムを溶離した後、¹⁴⁴Ce の溶離位置を確認したところカラム上部より 30mm の場所に吸着していた。残っているセリウムを 7M 硝酸で溶出したのち、0.3M 硝酸でプルトニウムを溶離した。カラムは酸を水で洗った後廃棄した。

3.1.4 質量分析

化学分離したネオジム、ウラン（トリア系燃料のみ）、プルトニウムは、Finnigan MAT262 表面電離型質量分析器（9つのファラデーカップをもつマルチコレクタータイプ）で質量分析した。イオン源には、レニウムフィラメントを用い、構成はダブルフィラメントとした。試料は硝酸に溶かし、フィラメント上に滴下し加熱乾燥して、イオン源に装着した。ネオジム及びプルトニウムはファラデーカップで、ウランは SEM（二次電子増倍管）で測定した。測定結果を Table 3.5 に示す。

3.1.5 同位体希釈法によるネオジム、ウラン、プルトニウムの定量

同位体希釈法を用いネオジム、ウラン（トリア系燃料のみ）、プルトニウムの定量を行った。スパイク核をスパイクとして用いた核種 (^{150}Nd や ^{242}Pu) とし、目的核を定量したい核種 (^{148}Nd や ^{239}Pu) とする。濃度測定試料中の目的核の原子数 X は以下の式で表わせる。

$$X = I \frac{C - S}{I - C} N$$

ここで、 I 、 C 、 S はそれぞれ同位体測定試料、濃度測定試料、スパイク中の目的核に対するスパイク核の原子比を、 N はスパイクとして添加したスパイク核の原子数をあらわす。結果を初期プルトニウムに対する原子比として Table 3.6 に示す。ウランについては、トリウム起源の ^{233}U のみ測定した。

Table 3.5(a) Determined isotopic ratios of Neodymium.
Values in parentheses show measurement error

	Nd^{142}	Nd^{143}	Nd^{144}	Nd^{145}	Nd^{146}	Nd^{148}	Nd^{150}
Th-2	0.136%	26.626%	21.775%	18.791%	15.969%	10.618%	6.085%
	(1.1%)	(0.019%)	(0.011%)	(0.019%)	(0.033%)	(0.058%)	(0.083%)
Zr-6	0.139%	26.543%	21.930%	18.746%	15.930%	10.618%	6.093%
	(0.67%)	(0.018%)	(0.007%)	(0.015%)	(0.018%)	(0.028%)	(0.048%)
Zr-7	0.150%	26.968%	21.414%	18.865%	15.905%	10.595%	6.103%
	(0.44%)	(0.014%)	(0.007%)	(0.014%)	(0.020%)	(0.040%)	(0.058%)

Table 3.5(b) Determined isotopic ratios of Plutonium.
Values in parentheses show measurement error

	Pu^{238}	Pu^{239}	Pu^{240}	Pu^{241}	Pu^{242}
Pre-irradiation	0.008%	94.606%	5.289%	0.081%	0.016%
	(4.0%)	(0.0008%)	(0.010%)	(0.39%)	(2.2%)
Th-2	0.022%	75.494%	19.818%	4.281%	0.385%
	(2.8%)	(0.0020%)	(0.0086%)	(0.017%)	(0.18%)
Zr-6	0.020%	75.491%	20.073%	4.046%	0.370%
	(1.2%)	(0.0033%)	(0.016%)	(0.019%)	(0.098%)
Zr-7	0.016%	79.812%	17.118%	2.841%	0.212%
	(2.8%)	(0.0026%)	(0.014%)	(0.034%)	(0.14%)

Table 3.6 Atom ratio of neodymium, uranium and plutonium to initial plutonium by isotope dilution procedure

	Pu	Nd	U-233
Th-2	0.7205	0.04323	0.00545
Zr-6	0.7210	0.04314	—
Zr-7	0.7925	0.03215	—

3.1.6 燃焼率の算出

燃焼率の算出法を以下に示す。核分裂数(F)は、 ^{148}Nd の原子数を ^{239}Pu の熱中性子による核分裂収率(1.642115%)[21]で割り求めた。初期重元素数は、残存プルトニウム原子数(P)と核分裂数の和とした。

$$\text{燃焼率(FIMA\%)} = \frac{F}{P+F} \times 100$$

算出結果を Table 3.7 に示す。

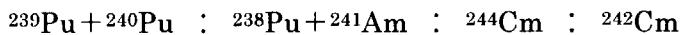
Table 3.7 Burn-ups evaluated by ^{148}Nd - method

	FIMA(%)
Th-2	27.95%
Zr-6	27.90%
Zr-7	20.75%

3.1.7 アルファ線測定

燃料溶解液およびプルトニウムフラクションの α 線測定を行った。線源はタンタル板上に、テトラエチレングリコール分散－高温加熱法[22]を用いて作成した。測定には、表面障壁型のシリコン半導体検出器を使用した。

試料 Th-2 と Zr-6 の燃料溶解液の α 線スペクトルを Fig.3.3 と 3.4 に示す。これらのスペクトルよりピーク面積比、



を求めることができた。さらに試料 Th-2 のスペクトルからは、トリウムから炉内で生成した ^{233}U と ^{232}U のうち ^{233}U のピークと ^{232}U の娘核種であるトリウム系列のピークが見られた。

次に、化学分離で得られたプルトニウムフラクションの α 線スペクトルの測定を行った。一例として、試料 Th-2 の α 線スペクトルを Fig. 3.5 に示す。このスペクトルからピーク面積比、
 $^{239}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu} : ^{238}\text{Pu}$

が得られた。このスペクトルに見られる高エネルギー側のピークは燃料溶解液の α 線を測定するとき検出器に付着したトリウム系列のものである。

燃料溶解液の α 線測定では、 ^{241}Am と ^{238}Pu のピークは分けることができない。そこで、プルトニウムフラクションの α 線測定から得られた $^{239}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu}$ と ^{238}Pu の比を使い燃料溶解液の $^{238}\text{Pu} + ^{241}\text{Am}$ から ^{238}Pu の寄与を差し引くことによって、プルトニウムに対する ^{241}Am の比を求めた。プルトニウムの同位体比は質量分析によって測定されているので、プルトニウムに対する ^{244}Cm と ^{242}Cm の比は燃料溶解液の α 線測定から容易に算出することがでた。結果を初期プルトニウムに対する原子比として Table 3.8 に示す。値は、1997 年 8 月 10 日現在の値である。

Table 3.8 Atom ratios of americium and curium to initial plutonium as of August 10,1997

	Am-241	Cm-244	Cm-242
Th-2	3.226×10^{-3}	4.839×10^{-6}	3.124×10^{-6}
Zr-6	3.046×10^{-3}	3.988×10^{-6}	2.985×10^{-6}
Zr-7	2.355×10^{-3}	2.012×10^{-6}	1.832×10^{-6}

3.1.8 ガンマ線測定

ガンマ線測定用に分取しておいた試料を用いて、ガンマ線放射性核種の定量を行った。測定器には、相対効率 23% の HP-Ge 検出器を用い、MCA には SEIKO 7800 を使用した。測定は、試料をポリエチレン製の棒ビンに入れ検出器より約 90cm の場所に置き行い、測定時間は一番強いピークが MCA の容量(1 チャンネルあたり 10^6 カウント)を超えないように七万から十万秒に設定した。検出器のエネルギーと検出効率の補正是、 ^{152}Eu と ^{137}Cs 標準線源を用いて行った。測定データは、DEC Alpha Station 上で計算コード BOB を用いて解析した。一例として試料 Th-2 のスペクトルを Fig. 3.6 に示す。結果を初期プルトニウム $1\mu\text{g}$ あたりの放射能 (Bq) として Table 3.9 に示す。放射能は、照射終了直後の値である。

Table 3.9 Radioactivities of γ -emitted nuclides at EOL per initial plutonium $1\mu\text{g}$.(Bq)
Values in parentheses show measurement error.

	Cs-137	Cs-134	Eu-154	Ce-144	Ru-106	Zr-95
Th-2	7.398×10^3 (0.34%)	1.087×10^3 (0.42%)	5.020×10^2 (1.11%)	3.333×10^5 (0.67%)	3.063×10^5 (0.09%)	8.828×10^4 (0.18%)
Zr-6	8.748×10^3 (0.34%)	1.257×10^3 (0.42%)	5.483×10^2 (1.11%)	3.368×10^5 (0.67%)	3.417×10^5 (0.09%)	1.405×10^5 (0.18%)
Zr-7	5.465×10^3 (0.34%)	7.591×10^2 (0.42%)	3.450×10^2 (1.11%)	2.788×10^5 (0.67%)	2.256×10^5 (0.09%)	9.590×10^4 (0.18%)

3.2 考察

3.2.1 トリア系燃料におけるトリウムの燃焼率への寄与

トリウムを中性子照射すると核分裂性の ^{233}U が生じる。トリア系燃料において燃焼率の算出にあたり、 ^{233}U の寄与がどのくらいあるか推定した。Table 3.6 に示したように、照射終了時におけるプルトニウムの量は、 ^{233}U の 135 倍残っていた。また、核分裂性のプルトニウムと比較しても 100 倍以上残っていた。さらに、 ^{233}U の核分裂の断面積を ^{239}Pu の断面積と比べても大きくなないことから、照射終了時においても全核分裂に占める ^{233}U の核分裂の割合は、1% 以下であると結論した。一方照射開始時には、 ^{233}U はまだ生成しておらず、プルトニウムだけが核分裂していたことを考えるとこの割合はさらに小さくなる。このことから、今回は ^{233}U の核分裂は無視できるとした。

さらに燃焼が進んで ^{233}U の核分裂が無視できなくなると、燃焼率を算出するのに ^{233}U のみならずトリウムを定量しなければならない。トリウムには質量分析できる核種が一つしかなく、今回採用した同位体希釈法の適応は困難である。 ^{233}U の核分裂数を決定するには、トリウムを精度よく定量しなければならず、高燃焼度のトリア系燃料の分析を行う場合には検討が必要である。

3.2.2 燃焼率

Table 3.7 に示した燃焼率は、Th-2 と Zr-6 でよく一致し、Zr-7 より高かった。Table 3.5(b) に示した照射後試料中のプルトニウム同位体組成において、Th-2 と Zr-6 では ^{239}Pu の組成が 75.5% であるのに対し Zr-7 では 79.8% と高くなっている、燃焼率とよく相関していた。また、アメリシウムやキュリウム、核分裂生成物であるガンマ放射性核種も Th-2 と Zr-6 より Zr-7 で少なく、Zr-7 試料の燃焼率が低いことを裏付けている。

山田らによる本燃料照射試験の報告書[17]によると、垂直方向での中性子束は Th-2 と Zr-6 の位置でほぼ最大となり、Zr-7 の照射位置での中性子束はこれより低い。測定した燃焼率は、この中性子束の分布をよく反映している。

今回は、燃焼率を求めるとき分母となる初期プルトニウム量を、残存プルトニウム量に核分裂数を足して求めた。場合によっては、アメリシウムより重い元素も加えることがあるが、Table 3.8 に示すように ^{241}Am でも 0.3% 程度と少ないため、今回は無視した。さらに燃焼が進んでアメリシウムやキュリウムの量が増える場合には考慮する必要がある。

3.2.3 ガンマ放射性核分裂生成物

Table 3.9 に示した放射能のうちセシウムは、照射後試験より一部が燃料中から逃げていることが分かっている。また、ジルコニア系燃料 (Zr-6 と Zr-7) ではジルコニアをマトリックス材に使っているため、 ^{95}Zr が核分裂の他に中性子補核反応でも生成する。そのため、これらの核種は比較の対象としなかった。

燃焼をよく表わしている核種は ^{154}Eu , ^{144}Ce , ^{106}Ru である。どの核種も Zr-7 では生成量が低く燃焼率の影響であると考えられる。一方同じ燃焼率であった Th-2 と Zr-6 では、 ^{144}Ce の生成量がよく一致したのに対し、 ^{154}Eu と ^{106}Ru の生成量は Zr-6 のほうが一割ほど多かった。これは、Eu と Ru を含む相が選択的に溶け残ったなどの原因が考えられるが、今後検討する必要がある。

3.2.4 照射前後の物質収支

Fig. 3.7 に分析開始時点 (1997 年 8 月 10 日) における照射前後の物質収支を表わす。照射終了時にしなかったのは、 ^{242m}Am の量が分からず冷却期間中の ^{242}Cm と ^{242}Pu への流れ込みを補正できないからである。崩壊補正ができないため、半減期の短い ^{242}Cm の量は少なく、炉内の燃焼を表わしているとは言い難い。

また、 ^{239}Pu について見ると高い燃焼率であった Th-2 と Zr-6 で 95% から 54% に減っており、低い燃焼度の Zr-7 も 63% まで減少していることがわかる。アメリシウムは 0.2% から 0.3% 程度、キュリウムは 10^{-6} のオーダーで存在していた。

4. まとめ

照射済岩石型燃料の破壊分析（燃焼率測定）を行うため、当該燃料の溶解方法の検討並びに溶解試験を実施した。岩石型燃料の溶解には、フッ化水素酸を適量添加した王水もしくは逆王水が適していることがわかった。ただし、照射済岩石型燃料には核分裂生成物の白金族元素が金属析出物として存在するため、王水の方が適切であると考えられる。密閉式圧力容器を使用し、150°Cで約1週間の加熱により、粉末状岩石型燃料を溶解できることがわかった。

照射済岩石型燃料の溶解は、フッ化水素酸を適量添加した王水を用い、密閉式圧力容器中150°Cで120時間（8時間/日×15日）の加熱により実施した。残渣量は計量限界（0.1mg）内であり、ほぼ全量の溶解に成功したと考えられる。溶解終了後のテフロン製内容器底部には小さなクラックが発生していたが、これは溶解試料の高い放射能によると考えられるため、今後の照射済岩石型燃料の溶解には内容器の材質の検討が必要であろう。

照射済岩石型燃料の破壊分析を行った。炉心の同じ位置で照射したトリア系燃料（試料Th-2）とジルコニア系燃料（試料Zr-6）では、ほぼ等しい燃焼率を示した。これらの燃料より中性子束の低い位置で照射された試料（Zr-7）では、より低い燃焼度を示した。トリア系燃料中に残っている²³³U量を測定し、トリウムの燃焼に及ぼした影響を評価した結果、最大でも1%程度であることがわかった。

核分裂生成物については、RuとEuが同一燃焼度の試料で10%程度の差が見られた。溶解過程で溶け残っていないかなどの検討が必要である。

今回得られた測定結果と岩石型燃料の燃焼計算結果とを比較することによって、より詳細な燃焼過程を理解できると思われる。

謝辞

本研究を遂行するにあたり、貴重なご意見やコメントを頂いた室村忠純環境安全研究部長、高野秀機中性子科学センターチーム長、高度情報科学技術研究機構 大道敏彦氏に深く感謝の意を表する。折りに触れ実験結果の討論に参加して頂いた旧安定化プルトニウム燃料・燃焼法特別チームの方々にも感謝する。

また、溶解試料の所内運搬にあたり、輸送容器の借用並びに搬出・搬入作業に快くご協力頂いたアイソotope開発室製造課の方々に深く感謝する。

参考文献

- [1] H. Akie, T. Muromura, H. Takano and S. Matsuura, Nucl. Technol., 107 (1994) 189.
- [2] H. Akie, H. Takano, T. Muromura and N. Nitani, Progress Nucl. Energy, 29(sup) (1995) 345.
- [3] T. Muromura, N. Nitani, H. Akie and H. Takano, IAEA-TECDOC-840, p.253 (1995).
- [4] H. Akie, N. Nitani, T. Muromura, H. Takano and T. Ohmichi, Proc. Int. Conf. on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems (GLOBAL '95), Sept. 11-14, 1995, Versailles, Vol. 2, p.1409 (1995).
- [5] T. Muromura, H. Takano, H. Akie and S. Matsuura, US patent, No. 5,464,571, Nov. 1995, Japan patent, No. 2,660,147, June 1997.
- [6] T. Muromura, N. Nitani, H. Yokoi, T. Ohmichi, H. Akie and H. Takano, Proc. 5th Int. Conf. on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation (ICEM '95), Sep. 3-7, 1995, Berlin, p. 493(1995).
- [7] H. Furuya, S. Muraoka and T. Muromura, "Disposal of Weapons Plutonium-Approaches and Prospects", NATO-ARW, p.107, Kluwer Academic Press, London (1996).
- [8] T. Muromura, T. Yamashita, T. Ohmichi, H. Akie and H. Takano, Proc. 14th Japan-Korea Int. Seminar on Ceramics, Nov. 25-27, 1997, Kanazawa, p.127 (1997).
- [9] S. Kashimura, T. Ohmichi and K. Fukuda, JAERI-review 95-017 (1995).
- [10]N. Nitani, T. Yamashita, T. Ohmichi and T. Muromura, Proc. 10th Pacific Basin Nucl. Conf. (10-PBNC), Kobe, Oct. 20-25, Vol.2, p.1114 (1996).
- [11]大道敏彦、JAERI-review 96-008(1996).
- [12]N. Sasajima, et. al., Proc. Int. Conf. on Micro Structure and Functions of Materials, Sept. 9-11, 1996, Tokyo, (Ed.) H.Igata, p.265, The organizing committee of ICMFM 96(1996).
- [13]K. Hojou, et. al., Proc. Int. Conf. on Micro Structure and Functions of Materials, Sept. 9-11, 1996, Tokyo, (Ed.) H.Igata, p269, The organizing committee of ICMFM 96(1996).
- [14]N. Nitani, H. Yokoi, T. Yamashita, T. Ohmichi, T. Matsui and T. Muromura, J. Nucl. Mater., 247 (1997) 59.
- [15]松田哲志、小林慎一、白数訓子、山下利之、大道敏彦、室村忠純、JAERI-Research 97-083 (1997).
- [16]C. Degueldre, M. Takano, T. Ohmichi, K. Fukuda, P. Heimgartner and T. Gruber, JAERI-Research 97-087 (1997).
- [17]山田忠則、相沢雅夫、白数訓子、JAERI-Tech 97-072 (1998).
- [18]田村行人、私信。
- [19]赤堀光雄、白鳥徹雄、福田幸朔、JAERI-M 90-143 (1990).
- [20]河野、大貫、永石、伊奈川、中原、郡司；日本原子力学会「1996年秋の大会」、予稿集 F23 (1996).
- [21]T.R. England and B.F. Rider; LA-UR-94-3106(ENDF-349) (1994).
- [22]河野、篠原、園部；日本原子力学会「1987年秋の大会」、予稿集 K52 (1987).

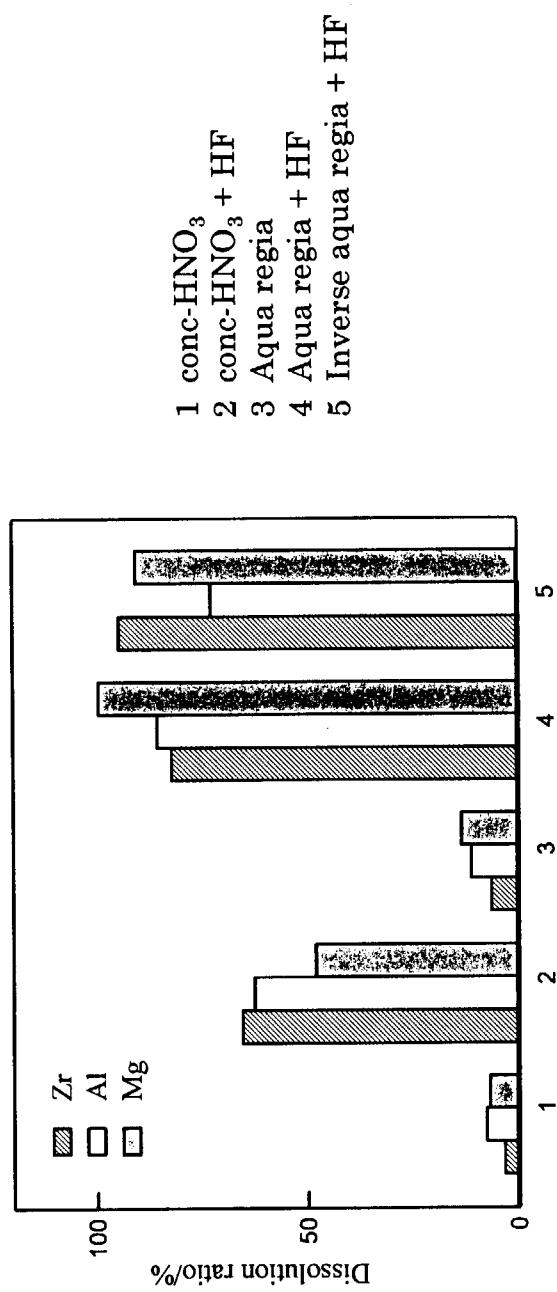


Fig. 2.1 Variation of dissolution ratio of simulated ROX fuel

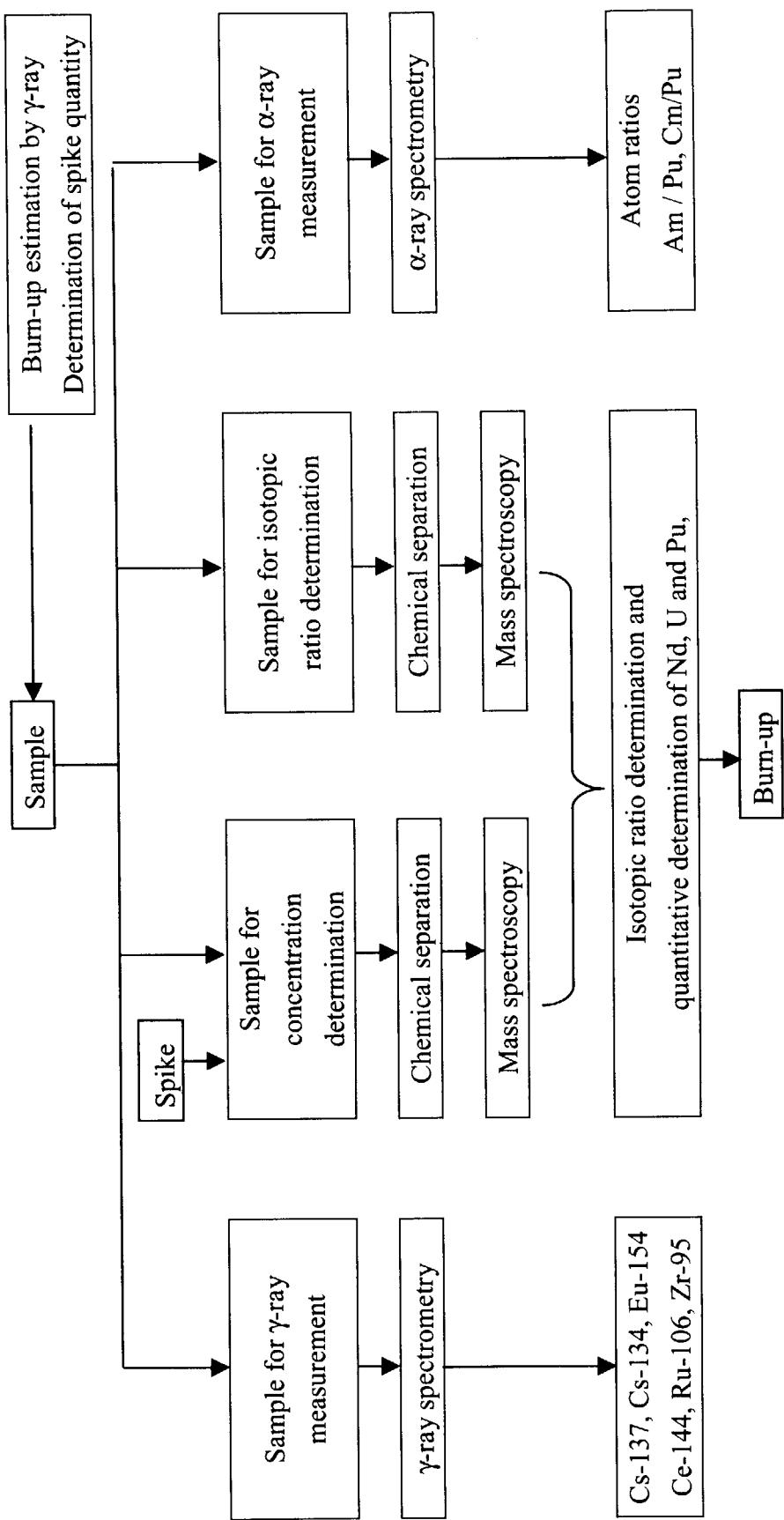


Fig.3.1 Scheme of burn-up measurement of irradiated ROX fuel.

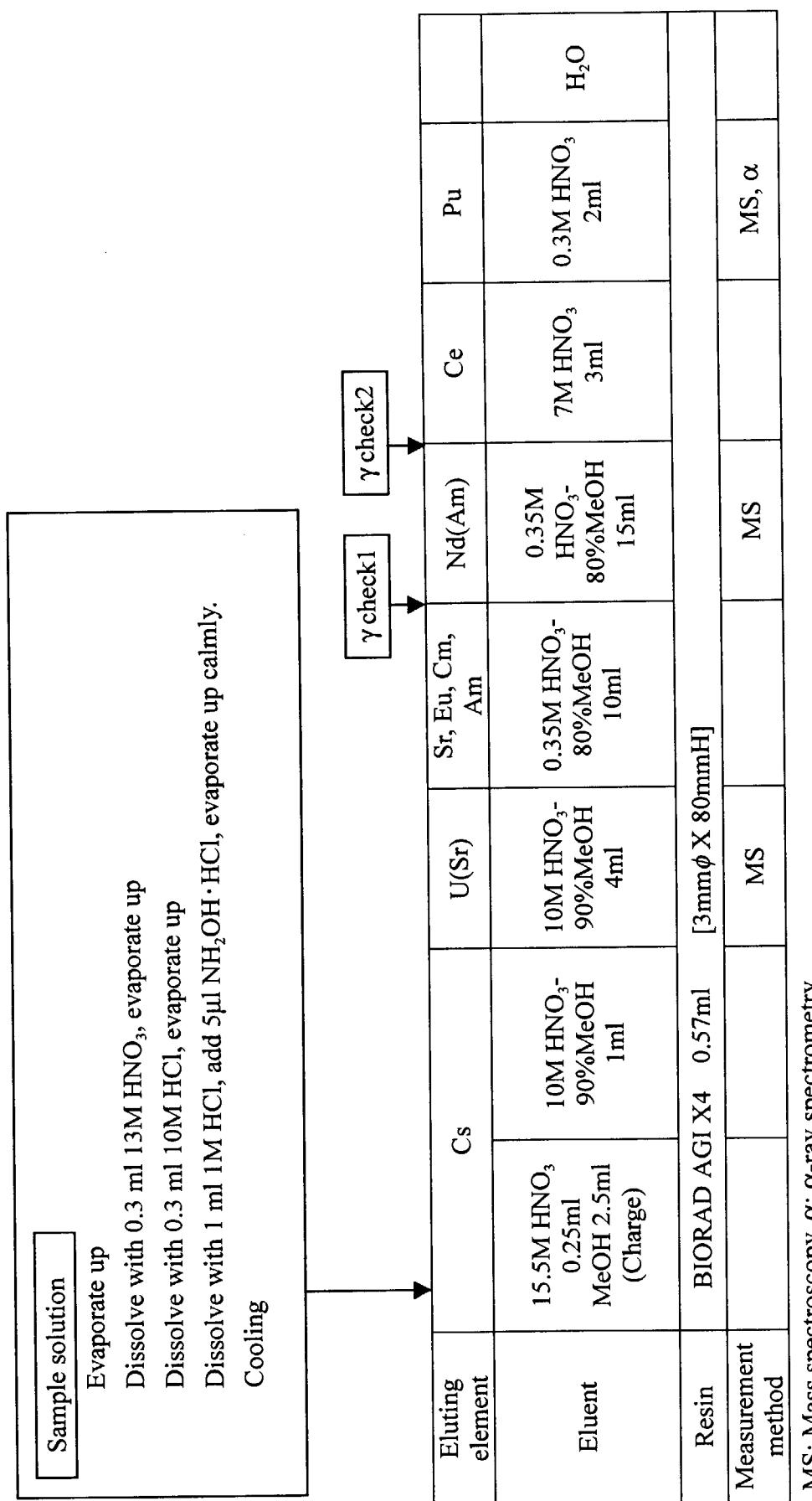


Fig. 3.2 Separation procedure of irradiated ROX fuel

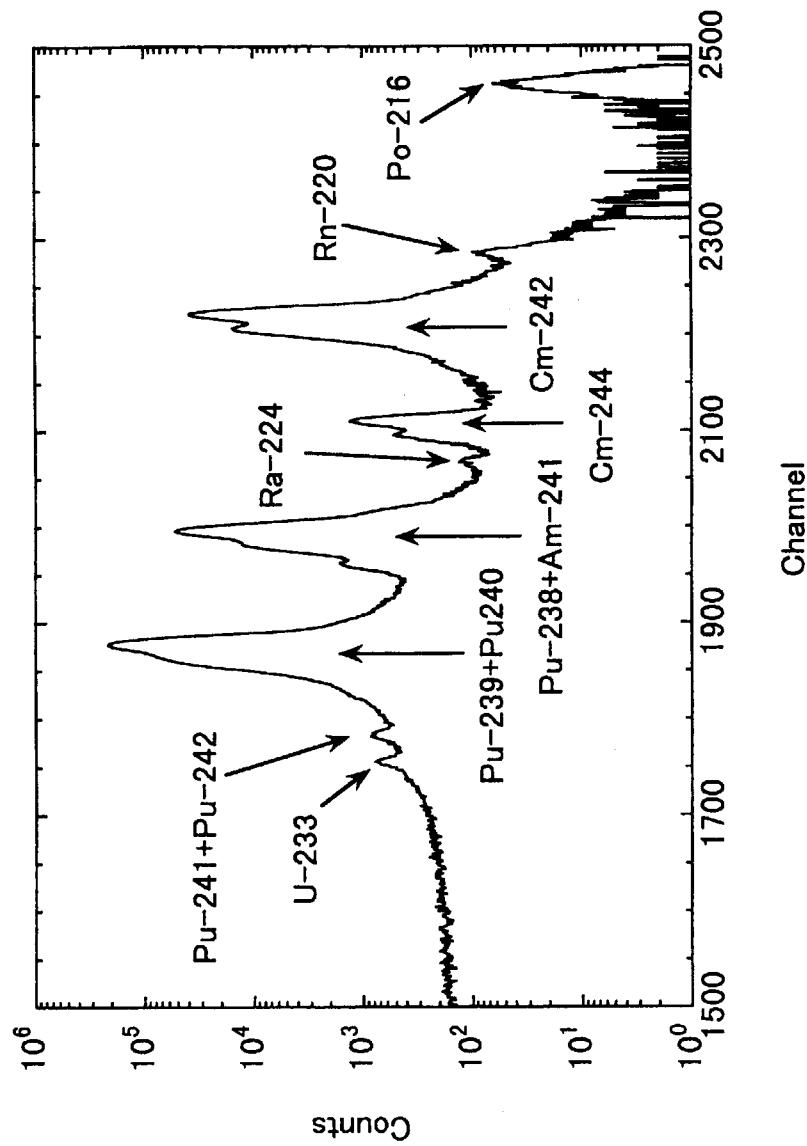


Fig. 3.3 α -spectrum of Th-2 solution.

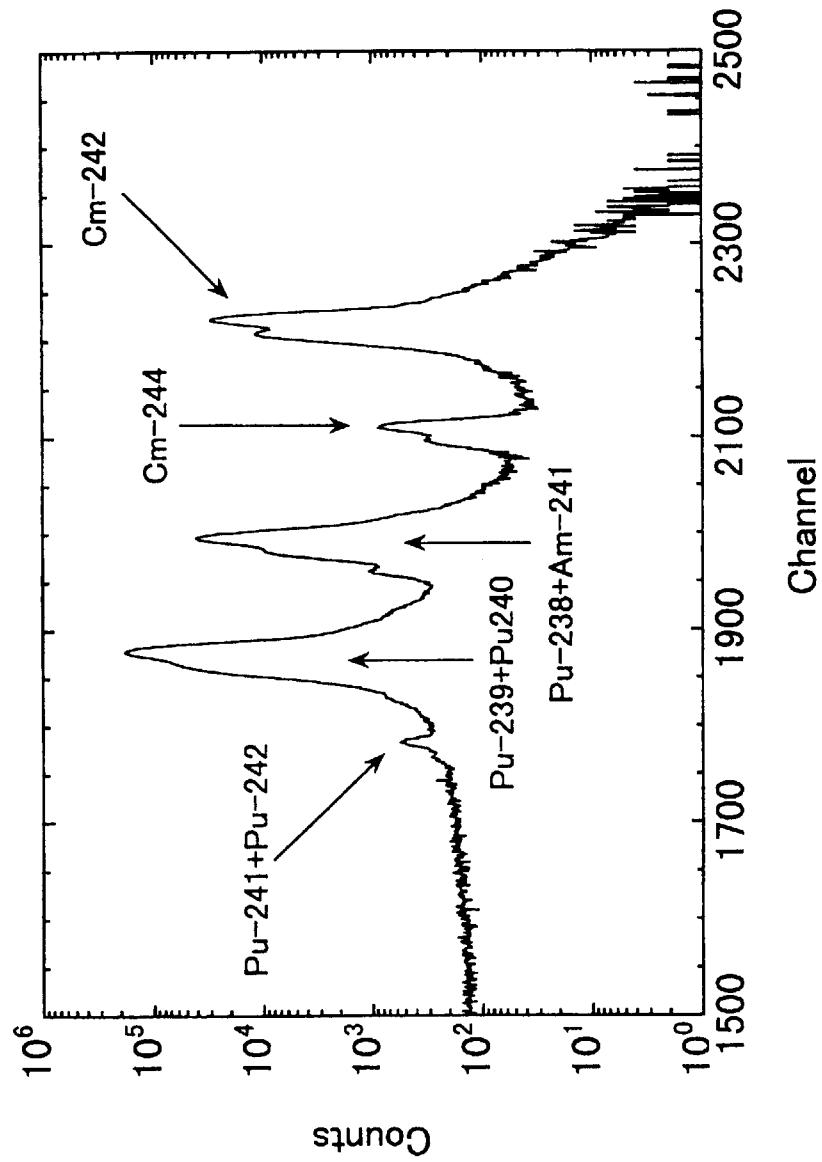


Fig. 3.4 α -spectrum of Zr-6 solution.

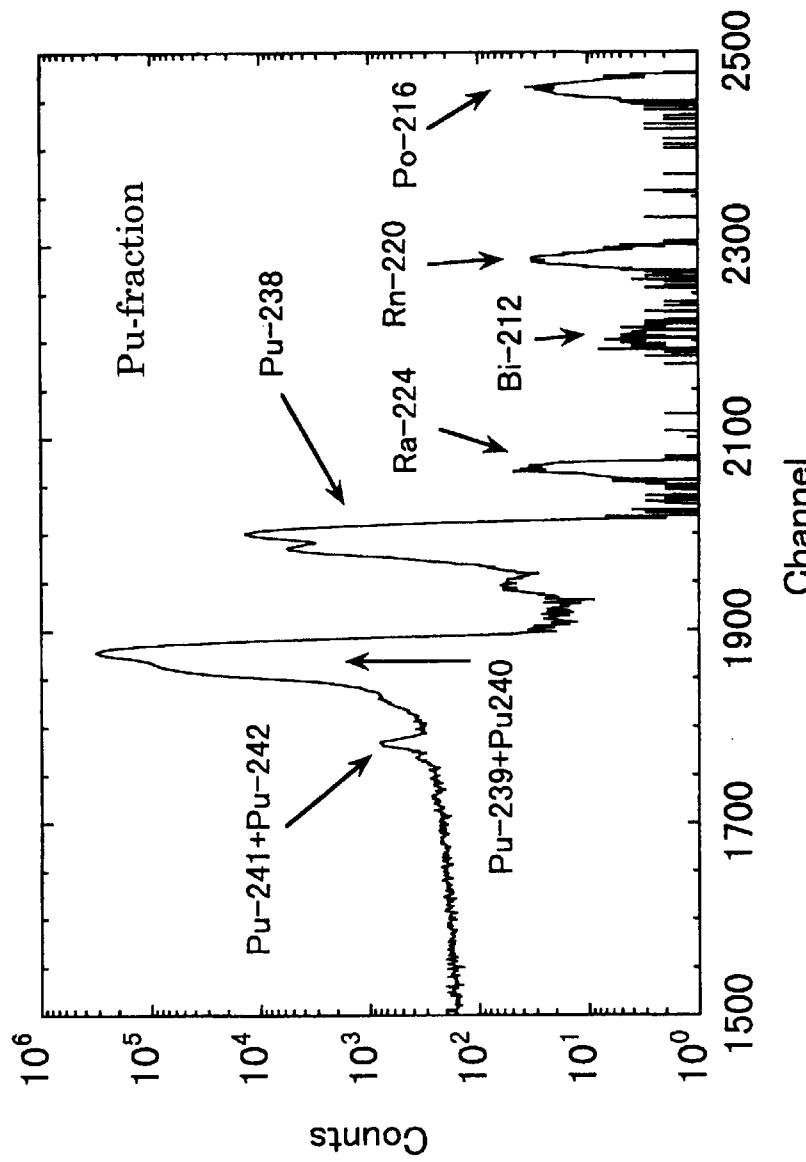


Fig. 3.5 α -spectrum of Thoria-system fuel (Th-2).

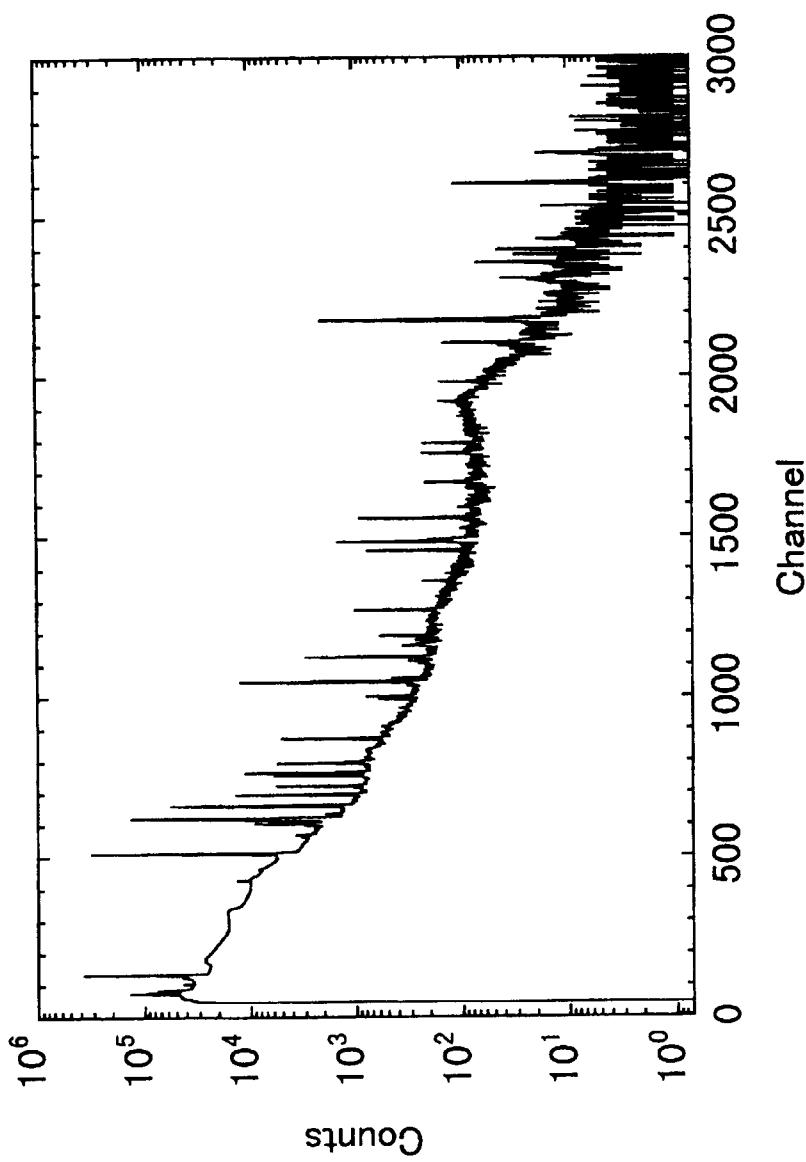


Fig. 3.6 γ -spectrum of Th-2 solution.

Cm		Cm-242 0.00031%		Cm-244 0.00048%	
Am		Am-241 0.323%			
Pu	0.008% Pu-238 0.016%	94.61% Pu-239 54.39%	5.29% Pu-240 14.28%	0.081% Pu-241 3.08%	0.016% Pu-242 0.277%

(a) Thoria-system fuel (Th-2)

Cm		Cm-242 0.00030%		Cm-244 0.00040%	
Am		Am-241 0.305%			
Pu	0.008% Pu-238 0.015%	94.61% Pu-239 54.43%	5.29% Pu-240 14.47%	0.081% Pu-241 2.92%	0.016% Pu-242 0.267%

(b) Zirconia-system fuel (Zr-6)

Cm		Cm-242 0.00018%		Cm-244 0.00020%	
Am		Am-241 0.235%			
Pu	0.008% Pu-238 0.013%	94.61% Pu-239 63.25%	5.29% Pu-240 13.57%	0.081% Pu-241 2.25%	0.016% Pu-242 0.168%

(c) Zirconia-system fuel (Zr-7)

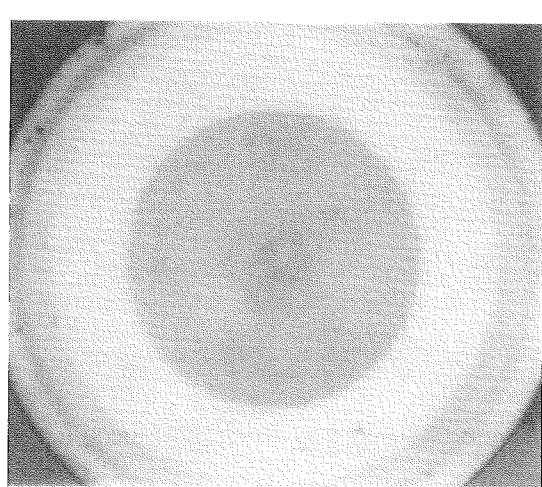
Fig. 3.7 Material balance in the pre- and post-irradiation fuels. Upper values are atom ratio to initial plutonium atom before irradiation, and lower values are those of after irradiation.



(a) Th-2



(b) Zr-6



(c) Zr-7

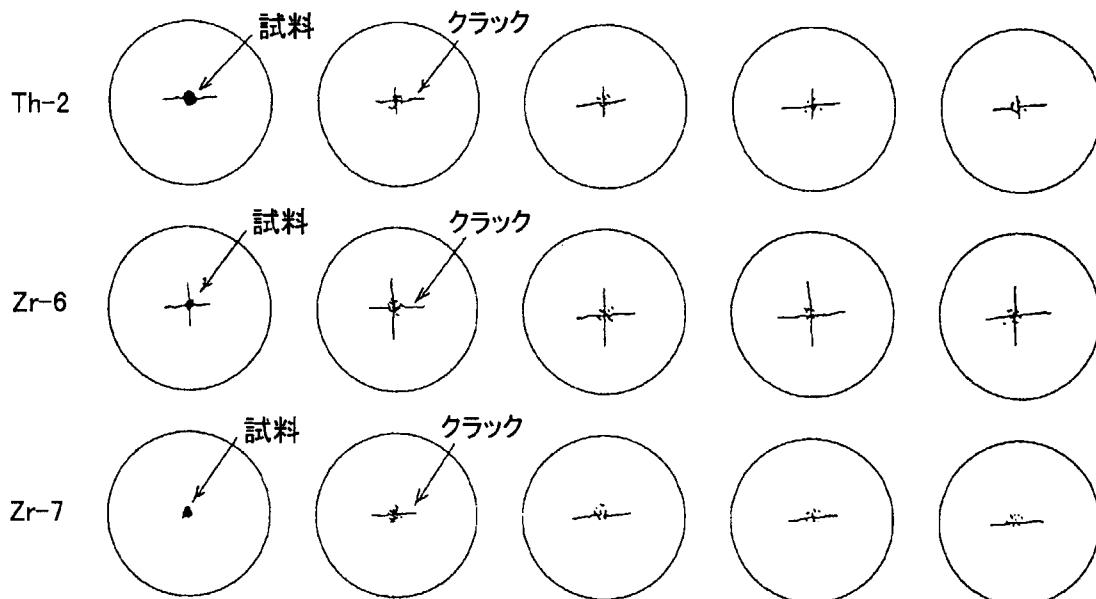
Photo 2.1 Appearances of the inner dissolution crucibles after dissolution.

別添 照射済燃料試料の溶解試験途中観察記録

1. 溶解試験は $\alpha\gamma$ コンクリート No.2 セルに恒温槽を設置し、試料と溶解液(王水)を入れた加圧容器を 3 個(Th-2, Zr-6, Zr-7)を槽内に入れ、150℃、8 時間/日で溶解試験を実施した。
2. 溶解時間が 26 時間、65 時間、73 時間経過した時点で、加圧容器を開封し溶解状態を確認した後、ガラス棒にて溶液を攪拌した。また、3 試料とも加圧容器の内容器(テフロン製)底部にクラックが発生した。
3. 溶解時間が 85 時間経過した時点で、沈殿残渣のみを残すように、溶解液をスポットで吸い出し、バイアル瓶に採取した。その後、沈殿残渣を完全に溶解するため、新たな溶解液(王水)を容器に入れ、再溶解を実施した。
4. 溶解時間が 95 時間経過した時点で加圧容器を開封し、溶解状態の確認及びガラス棒による攪拌を行った。
5. 溶解時間が 120 時間経過した時点で溶解試験を終了させ、溶解液の希釈、分取を行った。なお、Zr-7 の加圧容器蓋部から溶解液のヒュームが漏洩し、溶解液残量は 1ml 程度になった。

不溶性残渣の状態観察記録

経過時間	26 時間	65 時間	73 時間	85 時間	95 時間
	試料形状は最初のままで、攪拌により溶け始めた。	前回よりも溶解したが、攪拌により残渣は動く。	僅かに残渣があるが、攪拌で残渣は動かない。	溶解液採取、新王水にて再溶解。	残渣が固着状態か、攪拌でも残渣は動かない。



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
圧力、応力	ニュートン	N	m·kg/s ²
エネルギー、仕事、熱量	パスカル	Pa	N/m ²
功率、放射束	ジュール	J	N·m
電気量、電荷	ワット	W	J/s
電位、電圧、起電力	クロン	C	A·s
静電容量	ボルト	V	W/A
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
インダクタンス	テスラ	T	Wb/m ²
セルシウス温度	ヘンリイ	H	Wb/A
光束度	セルシウス度	°C	
照度	ルーメン	lm	cd·sr
放射能	ルクス	lx	lm/m ²
吸収線量	ベクレル	Bq	s ⁻¹
線量当量	グレイ	Gy	J/kg
	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	Å
バーン	b
バール	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

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

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

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

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

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

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

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

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

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。

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	

粘度 1 Pa·s(N·s/m²) = 10 P(ボアズ)(g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 10⁴St(ストークス)(cm²/s)

圧	MPa(=10 bar)	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 = 4.18605 J(計量法)
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸	= 4.184 J(熱化学)
9.80665	1	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
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹
3.7 × 10 ¹⁰	1	

吸収線量	Gy	rad
	1	100
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	

