

JAERI-M

7 9 9 0

反応度事故条件下における燃料破損挙動に  
及ぼす発熱分布の影響

(NSRRによる濃縮度パラメータ実験)

1978年11月

大西信秋・丹沢貞光・北野照明\*

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

この報告書は、日本原子力研究所がJAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問合せは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

反応度事故条件下における  
燃料破損挙動に及ぼす発熱分布の影響  
(NSRRによる濃縮度パラメータ実験)

日本原子力研究所 東海研究所安全工学部  
大西 信秋・丹沢 貞光・北野 照明\*

(1978年11月2日受理)

本稿は、NSRRにおけるパラメータ実験の一つである濃縮度パラメータの実験結果について述べたものである。本実験は、濃縮度5wt%，10wt%および20wt%の試験燃料を用いて濃縮度の違いによるUO<sub>2</sub>ペレット内の発熱分布の相違が燃料破損挙動に及ぼす影響を調べることを目的としたものである。これまでの実験から明らかになったことは次の通りである。

- (1) 濃縮度5，10，および20wt%の破損しきい値は、それぞれ267～278 cal/g UO<sub>2</sub>，252～265 cal/g UO<sub>2</sub>および246～248 cal/g UO<sub>2</sub>の範囲にあり、濃縮度が高くなるにつれて、すなわち、ペレット外周部発熱ピーキングが増大するにつれて破損しきい値は低下する。
- (2) 破損しきい値における各濃度燃料の被覆表面最高温度は被覆材の溶融温度とはだ一致する。このことから破損は被覆管内面の溶融および酸化に伴なう脆化に起因して生じるものと考えられる。

---

\* 三井造船 KK

Effect of Heat Generation Profile in Pellet on Fuel Failure Behavior  
( Enrichment Parameter Test in NSRR )

Nobuaki OHNISHI, Sadamitsu TANZAWA and Teruaki KITANO\*

Division of Reactor Safety  
Tokai Research Establishment, JAERI  
( Received November 2, 1978 )

The effect of heat generation profile in pellet on fuel failure behavior has been examined for 5%, 10% and 20% enriched fuel rods in NSRR tests. The failure threshold energy deposition decreases with increasing enrichment of the fuel rod ; the failure threshold energy depositions for 5%, 10% and 20% enriched fuel rods are about 278, 265 and 248 cal/gUO<sub>2</sub>, respectively. Fuel failure occurs generally by brittle fracture in the form of circumferential cracking and is possibly caused by melting and local deterioration of the cladding.

Keywords: Reactivity Initiated Accident, NSRR, Fuel Failure, Fuel Melting, Heat Generation Profile, Failure Threshold Energy Deposition

---

\* Mitsui Ship Building Co.

## 目 次

1.はじめに.....	1
1.1 反応度事故に関する研究の変遷.....	1
1.2 NSRR の研究計画.....	2
1.3 濃縮度パラメータ実験の目的.....	4
2. 実験装置と実験方法.....	7
2.1 NSRR 装置の概要.....	7
2.2 実験方法.....	8
3. 実験結果.....	21
3.1 試験燃料の照射後試験.....	21
3.2 被覆管表面温度挙動.....	22
4. 検討.....	29
4.1 破損しきい値について.....	29
4.2 被覆管表面温度挙動について.....	29
5. 結論.....	38
謝辞.....	38
参考文献.....	39
附録 I. 試験燃料の変形量 .....	41
附録 II. 照射後燃料の外観 .....	41

## CONTENTS

1.	Introduction .....	1
1.1	Background .....	1
1.2	NSRR Test Program .....	2
1.3	Objectives of Fuel Enrichment Parameter Tests .....	4
2.	Facility and Methods .....	7
2.1	NSRR Facility .....	7
2.2	Test Methods .....	8
3.	Test Results .....	21
3.1	Post Test Inspections .....	21
3.2	Behavior of Cladding Surface Temperatures .....	22
4.	Discussions .....	29
4.1	Fuel Failure Threshold Energy Deposition .....	29
4.2	Cladding Surface Temperature .....	29
5.	Conclusions .....	38
	Acknowledgments .....	38
	References .....	39
	Appendix I Deformation Measurements .....	41
	Appendix II Photographies .....	41

# 1. はじめに

## 1.1 反応度事故に関する研究の変遷

軽水動力炉において想定される事故の一つに反応度事故がある。これは、別名核的事故とも呼ばれているように、何らかの要因によって炉心に核的外乱が入り、原子炉が暴走状態になることによって燃料が破損あるいは溶融に至る可能性のある事故をいう。

反応度事故の安全評価においては、原子炉制御系設備の故障や誤動作、あるいは誤操作などによって、例えば制御棒が炉心から急速に落下（BWRの場合）または逸出（PWRの場合）し、異常な反応度が印加され原子炉出力が暴走状態になることが想定される。

ここで、反応度事故に関する研究の歴史を振り返ってみると、原子炉の技術開発の初期においては、即発臨界以上になった原子炉がどのような挙動をするかといった問題に対する知識はある面で欠如していた。この問題を究明するために、米国において BORAX<sup>(1)(2)</sup> や SPERT<sup>(3)(4)</sup> といった実際の原子炉を用いて系統的な動特性実験が行なわれた。これら一連の実験により、原子炉出力の急速上昇に伴なって今日では常識となっているトップラー効果や減速材温度効果などの自己制御性が働き、即発臨界になっても必ずしも原子炉が暴走状態にならないことが実証された。

上述の実験が行なわれていた頃（1961年1月）に、SL-1<sup>(5)(6)</sup>において実際に反応度事故が発生し、火薬の爆発に匹敵するような破壊力により炉心が破壊した。この事故を契機に反応度事故に関する研究は、動特性の研究から自己制御機構による原子炉の安全上の限界や、その限界を越えた原子炉の破壊実験に移行し、破壊力の本質を究明する方向に進展していった。最終的に原子炉を破壊に至らしめる実験が SPERT や SNAPTRAN<sup>(7)</sup> を用いて行なわれたが、これらの実験から原子炉が破壊される際に誘発される破壊力は、燃料破損が起った場合にのみ発生することが確認された。また、破壊力は燃料破損が起り溶融した高温の燃料が冷却水と瞬間に接触することによって、冷却水が局所的にしかも急激に沸騰することによって発生することが判明した。

以上の実験的事実から、反応度事故に関する安全性研究の方向を定める上で極めて重要な指針が導びかれた。すなわち、原子炉の破壊現象を解明するためには、高価な原子炉を実際に破壊する必要性は必ずしもなく、反応度事故時の出力挙動をパルス炉を用いて模擬し、試験燃料の破損実験を行なえば、安価な上に安全性も高く、かつ詳細な実験ができるという結論が得られた。この試みを最初に実施したのが、SPERT-CDC<sup>(8)</sup> や TREAT<sup>(9)</sup> のインパイル実験である。これら一連の実験では、小型カプセルに密封した試験燃料をパルス出力により照射して破損させ、破損しきい値や破損機構を究明すると共に原子炉破壊の要因となる冷却水の衝撃圧力や膨張圧力の発生を実証した。しかしながら、SPERT-CDC や TREAT の実験では、実験条件や実験回数の制約から破損機構や破壊力の発生挙動等を十分解明するまでには到らなかった。

## 1.2 NSRR の研究計画

以上、述べたような事故時の燃料挙動に関する安全性研究の必要性を我が国においても早くから認識し、独自の研究計画の立案を進めてきた。実際には、TRIGA-ACPR (Annular Core Pulse Reactor) を母体のパルス炉とした NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) の建設をまつて 1975 年 6 月に実験を開始し、これまでの約 3 年間に合計 280 回におよぶ破損しきい値、破損機構あるいは破壊力の発生挙動の解明を目的とした照射実験<sup>(10) ~ (14)</sup>を実施している。

ここで NSRR 計画における主要な研究項目をあげると以下のようになる。

- (1) 過出力時の燃料挙動の研究
- (2) 燃料破損機構とそのしきい値の解明
- (3) 燃料破損に伴う破壊エネルギーの発生機構の解明
- (4) 燃料破損伝播現象の究明
- (5) 事故時の燃料挙動解析プログラムの開発

これらの研究課題を実際の動力炉の条件と対応させて考えた場合、極めて多くの実験パラメータについて実験を行なっていかねばならないことになる。例えば燃料の寸法や冷却材の条件などは PWR と BWR とでは異なっているし、同じ炉型の場合でも濃縮度や発熱量が違ったりしている。このため NSRR 実験では、軽水動力炉一般に対する普遍性のある現象を把握するために標準的な試験燃料（以下、標準試験燃料という）を設計・製作し、これを基本にしてギャップ巾、濃縮度あるいは冷却条件など多くのパラメータを考慮して巾広い実験を行なっている。

これまでに行なった実験の代表的な項目およびそれらの実験結果の要約を以下に述べる。

### 1.2.1 スコーピング実験<sup>(15)(16)</sup>

標準試験燃料の破損挙動に関する基本的なデータを収集すること目的としたスコーピング実験は約 80 回行なった。以下に燃料挙動の概略を酸化、変形、クラック、分断および UO<sub>2</sub> 溶融に大別して述べる。

#### (1) 酸化および変形

発熱量が約 140 cal/g UO<sub>2</sub> 以下では、試験燃料は外観上何ら変化はみられない。また、被覆管はふくれ、曲り等の変形もないが、ペレットは熱応力によりクラックが生じている。しかしながら、発熱量が 140 cal/g UO<sub>2</sub> を越えるようになると、被覆管表面は酸化して変色する。この酸化による変色は発熱量の増大に伴なって部分的な濃紺の模様の酸化膜から全面にわたる黒色の酸化膜に変化する。酸化膜は発熱量が 220 cal/g UO<sub>2</sub> を越えるところから部分的に剥離する。

被覆管の変形量は発熱量 150 cal/g UO<sub>2</sub> を境に発熱量の増大に伴なって増大する。これはペレットが急速に加熱されて熱膨張し、被覆管を押し広げることによって生じるものと考えられる。発熱量が 250 cal/g UO<sub>2</sub> を越えると被覆管の変形量は急激に増大する。この理由はこの発熱量になると被覆管が溶融し不規則に変形するためである。

## (2) クラックおよび分断

発熱量が  $260 \text{ cal/g UO}_2$  を越えると燃料は被覆管に周方向の貫通クラックが発生して破損する。また、被覆管には貫通しないまでも多数の縦横のクラックが生じる。さらに発熱量が増加して  $320 \text{ cal/g UO}_2 \sim 380 \text{ cal/g UO}_2$  の範囲になると、燃料は数個に分断する。周方向クラックに始まる燃料の破損メカニズム<sup>(16)(18)</sup>は次のように考えられている。すなわち、発熱量が  $260 \text{ cal/g UO}_2$  に達すると、被覆管は酸化により脆化して強度を著しく失う。また、被覆管は発熱量  $260 \text{ cal/g UO}_2$  で溶融し、溶融した被覆材が流動して周方向に著しく偏肉する。以上のような状態になった被覆管は急冷時の熱応力によりクラックが生じて破損する。

(3)  $\text{UO}_2$  の溶融

発熱量が約  $380 \text{ cal/g UO}_2$  以上になると、燃料は過渡照射中または照射直後に微細な粒子となって破損する。また、破損と同時に微弱な圧力波と水位の上昇が観測される。この破壊エネルギー発生は発熱量が  $380 \text{ cal/g UO}_2$  から増大するにつれて増加する。なお、破損時刻における被覆管の表面温度はジルカロイの融点である  $1840^\circ\text{C}$  に達していることから、溶融した  $\text{UO}_2$  が被覆管の溶融あるいは溶融に近い状態になった際に冷却水中に飛び出してくるものと考えられる。

1.2.2 ギャップ燃料実験<sup>(15)</sup>

燃料破損が  $\text{UO}_2$  ペレットや被覆管の溶融あるいは酸化に伴なう脆化と深く関係していることが、これまでのスコーピング実験から明らかにされている。 $\text{UO}_2$  ペレットおよび被覆管の溶融や酸化の程度は、過渡時の燃料の温度挙動に依存する。以上の点から燃料の温度挙動に影響を及ぼすギャップ熱伝達の相違が破損しきい値にどのような影響を与えるかを調べた実験がギャップ燃料実験である。実験には標準試験燃料のギャップ巾 ( $0.095 \text{ mm}$ ) を約2倍 ( $0.190 \text{ mm}$ ) にした広巾ギャップ燃料を用いた。

実験の結果、予想に反して破損しきい値およびその状況は標準試験燃料の結果と大差なかった。すなわち、破損しきい値は、 $261 \text{ cal/g UO}_2$  (未破損) と  $274 \text{ cal/g UO}_2$  (破損) の間にあり、また、破損状況も被覆管の周方向クラックと標準試験燃料とは全く同一であった。標準試験燃料の実験結果とやや異なる点は、DNB が発生するしきい値が高い発熱量になったことである。すなわち、標準試験燃料の場合、約  $140 \text{ cal/g UO}_2$  の発熱量において DNB が発生するのに対して、ギャップ燃料の場合には、 $181 \sim 193 \text{ cal/g UO}_2$  で DNB に達している。また、被覆管の変形量に対しても、標準試験燃料の場合には  $150 \text{ cal/g UO}_2$  程度から永久歪が残るのに対して、ギャップ燃料の場合には  $200 \text{ cal/g UO}_2$  以上の発熱量に達しないと永久歪は残らない。

以上述べたように、ギャップ巾の相違は、DNB の発生、変形量等にはある程度影響を及ぼすが、被覆管が溶融して破損に至るような発熱量になると、差程顕著な影響を与えないという結論が得られた。

### 1.2.3 その他の実験

以上、簡単に要約したスコーピング実験のほかに、NSRRでは流路模擬実験、バンドル実験、加圧燃料実験、冷却水のサブクール度パラメータ実験および浸水燃料実験など数多くのパラメータ実験を行なっており、種々のパラメータの破損挙動に及ぼす影響を調べている。これらの実験結果については文献<sup>(10)(14)</sup>において報告されているので本項では割愛する。

### 1.3 濃縮度パラメータ実験の目的

これまで述べてきたように、NSRR実験では標準試験燃料の実験結果を基準として、これと各種パラメータについての実験結果とを比較することにより、破損挙動を究明するという方法を採用している。実験に使用した標準試験燃料は全長を除きPWRと同じ仕様のものであるが、NSRRのパルス性能と試験燃料の発熱量との関係から、できる限り高い発熱量まで実験が行なえるように、濃縮度を10 wt % (以下%と略す)としている。

さて、反応度事故のように極めて短時間に出力上昇が起こる場合には、UO<sub>2</sub>ペレットの温度は出力上昇に伴なってUO<sub>2</sub>ペレット内の発熱分布に比例した形で上昇する。軽水動力炉体系においては、UO<sub>2</sub>ペレット内の発熱分布は外周部にむかって高い分布となる。また、この傾向は濃縮度が高くなるにつれて顕著になり、極めて歪んだ発熱分布となる。<sup>(20)</sup>中性子輸送コード(DTF)による計算値によれば、平均発熱量1.00に対して5%，10%および20%濃縮燃料のUO<sub>2</sub>ペレット外周部における発熱量は、それぞれ1.16，1.23および1.63である(Fig. 1.1)。

これまでのNSRR実験において、破損の一形態として被覆管の溶融破損が確認されている。一方、被覆管の温度はUO<sub>2</sub>ペレットの温度、とりわけUO<sub>2</sub>ペレット外周部の温度挙動に強く影響を受けると考えられる。これらの点を総合すると、UO<sub>2</sub>ペレット内の発熱分布の歪と被覆管の温度挙動、さらには燃料の破損挙動の間には極めて密接な関係があるものと考えられる。したがって、燃料の破損挙動を究明するためには、濃縮度をパラメータとして発熱分布と破損しきい値関係を明確にすることが重要である。特に、軽水動力炉で用いられている低濃縮度燃料(2.2～3.2%)に対してNSRRにおける標準試験燃料の結果を関連づけるためには、濃縮度の違いによる発熱歪の相違が破損しきい値および破損挙動にどのような影響を及ぼすかを明らかにすることが重要となる。以上の目的にそって行なった本パラメータ実験の実験項目をTable 1.1に示す。

---

\* 濃縮度10%の標準試験燃料については本シリーズでの実験を行なわず、スコーピング実験の結果を用いた。

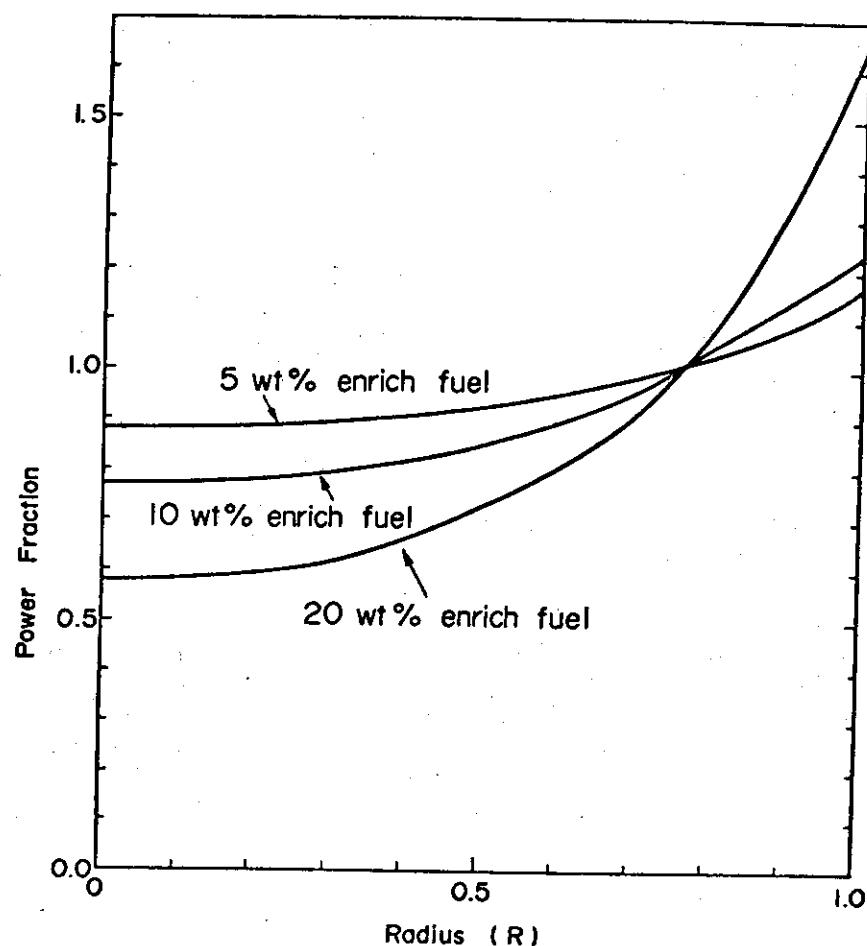


Fig. 1.1 Radial Power Fraction in the Pellet

Table 1.1 Objective

Test No.	Energy Deposition ( cal/gUO <sub>2</sub> )	Enrichment ( % )	Objective
220-1	59		Reassessment of energy deposition
220-2	120		Reassessment of energy deposition
221-1	241		Comparison of fuel behavior between Std. and 5%-enriched fuel when average energy deposition is equal to Std. fuel threshold value
221-2	247	5	Comparison of fuel behavior between Std. and 5%-enriched fuel when energy deposition of pellet outer surface is equal to one of Std. fuel threshold value
221-3	240		Investigation of fuel failure threshold value
222-1	267		Investigation of fuel failure threshold value
222-2	289		Investigation of fuel destructure threshold value
222-3	278		Investigation of fuel failure threshold value
220-3	52		Reassessment of energy deposition
220-4	130		Reassessment of energy deposition
221-4	277		Comparison of fuel behavior between Std. and 20%-enriched fuel when average energy deposition is equal to Std. fuel threshold value
221-5	189	20	Comparison of fuel behavior between Std. and 20%-enriched fuel when energy deposition of pellet outer surface is equal to one of Std. fuel threshold value <sup>4</sup>
221-6	246		Investigation of fuel failure threshold value
222-4	252		Investigation of fuel destructure threshold value
222-5	248		Investigation of fuel failure threshold value
222-6	259	(until 1sec)	Investigation of fuel destructure threshold value

## 2. 実験装置と実験方法

### 2.1 NSRR 装置の概要

#### 2.1.1 炉心の概要

NSRRは米国GA社によって開発された大型パルス炉 TRIGA-ACPRを若干改良したものである。炉心は Fig. 2.1 に示すように、炉心中心部の実験孔と、それを取り囲む 149 本の燃料要素、8 本の燃料フォロワー型制御棒および 3 本のトランジエント棒より構成されている。炉心本体は水深約 9 m のスイミングプール内に設置されており、プール水の自然対流によって冷却されているように設計されている。

炉心は直径約 63 cm、有効長さ約 38 cm の円筒形状である。炉心燃料は直径約 3.6 cm、有効長さ約 38 cm の 20 % 濃縮ウラン-水素化ジルコニウム ( $U - ZrH_{1.6}$ ) 合金をステンレス鋼で被覆したものである。

実験孔は Fig. 2.2 に示すように炉心中心部を貫通し、プール中ほどで Y 字形に分岐してプール上面まで伸びた内径 22 cm の管である。垂直に伸びた管を垂直装填管、傾斜した管をオフセット装填管という。前者は主としてループなど長尺物を使用する実験に用い、後者は管が傾斜しているために放射線の遮蔽が不要なことから、取り入れ、取り出しが比較的簡単なカプセル実験に用いる。

#### 2.1.2 実験用カプセル

試験燃料を収納するカプセルは、実験の安全性を確保すると共に、実験条件を種々に変えられるようになっている。NSRRで開発した標準水カプセルの概略を Fig. 2.3 に示す。これは室温大気圧の実験条件において使用するもので、材質はステンレス鋼である。試験燃料の取付けは、燃料の軸方向中心部が丁度炉心燃料部の軸方向中心に位置するように、カプセルの中心部より若干下の位置に支持棒により行なう。

#### 2.1.3 実験の計装

過渡時間中における燃料挙動を知るための試験燃料およびカプセルの計装としては、Table 2.1 に示すように、被覆管表面温度計、ペレット中心温度計、燃料内圧計、水塊速度計、燃料ペレットおよび被覆管の軸方向変位計、カプセル内圧計等がある。

被覆管表面温度測定用の熱電対は直径 0.1 mm ~ 0.3 mm の Pt - Pt 13 % Rh 素線を約 1.5 mm の間隔をあけて 1 本づつスポット溶接することにより、応答性の向上を図っている。また、ペレット中心の温度測定は W - 5 % Re / W - 26 % Re の熱電対を Ta でシースしたものである。

圧力の測定には、ピエゾ式変換器や半導体ゲージ式変換器が応答性には優れているもののパルス出力と同期して大きな擬似信号が出るので、歪ゲージを用いたフラッシュダイアフラム型変換器を採用している。

水塊の飛上り速度は小型磁石を埋め込んだ浮子と案内棒中の検出コイル部とからなる水位速度計を開発して測定を行なっている。また、燃料ペレットおよび被覆管の軸方向の変位計は、それぞれ燃料スタック上端に封入、あるいは被覆管上端に固定した純鉄片の移動を差動トランスにより電気信号に変換する形式のものである。

### 2.1.4 パルス性能<sup>[22]</sup>

パルス出力の発生は3本のトランジント棒の急速引抜きによって行なう。3本のトランジント棒の組み合せによって最大約4.7ドルまでの任意の反応度を投入することができる。パルス出力はNSRRのもつ自己制御性、すなわち、燃料体に含まれる減速材(ZrH)の大きな負の温度係数によるフィードバック効果により抑制される。Fig. 2.4に投入反応度量4.7ドルに対するパルス出力と積分出力の時間変化を示す。この場合の最大ピーク出力と積分出力は、それぞれ約21000MWと約130MW·secである。また、パルス出力の最短炉周期とパルス半値巾はそれぞれ1.1msecと4.4msecで、これらはいずれも熱中性子パルス炉としては最も速く、かつ狭い部類に属す。Fig. 2.5にパルス出力と積分出力を逆炉周期で整理した図を示す。なお、NSRRの即発中性子寿命 $\ell$ および遅発中性子割合 $\beta_{eff}$ の計算値はそれぞれ30μsecおよび0.0073である。

### 2.1.5 炉心および実験孔の熱中性子束分布

炉心および実験孔の半径方向および軸方向の熱中性子束分布をFig. 2.6およびFig. 2.7に示す。図に示すように、実験孔の熱中性子束は炉心領域に比べて数段高い。このため炉心燃料の健全性を損なうことなく試験燃料に破損等を起させるために有効な熱中性子を与えることができる。炉心領域の熱中性子束の平均値（または最高値）に対する実験孔内の熱中性子束の平均値の比(F.O.M. Figure of Meritという)は、実験孔内の実験物の構成物や構造が異なる限り大きく変化しないものと考えられる。したがって、同一体系において炉心の出力に対する試験燃料の発熱量が較正されていれば、実験ごとに発熱量の較正測定をする必要がなく、パルス出力の測定値から簡単に求めることができる。

炉心の熱中性子束の測定は、放射化法により実験孔内にカプセルが挿入されている場合と挿入されていない場合について行なった。測定の結果、熱中性子束は定格出力運転の最大出力300kWにおいてそれぞれ $2.29 \times 10^{12} n/cm^2 sec$ （炉心平均）および $2.56 \times 10^{12} n/cm^2 sec$ （炉心平均）である。なお、炉心の出力ピーキング係数をTable 2.2に示す。実験孔内にカプセルを挿入した場合としない場合とでは、ピーキング係数が多少異なっている。

## 2.2 実験方法

### 2.2.1 試験燃料

燃料破損実験に用いた試験燃料は、UO<sub>2</sub>ペレットの濃縮度を除き標準試験燃料と全く同一のものである。試験燃料は14個のチャンファ型UO<sub>2</sub>ペレットをジルカロイ-4の被覆管に収納したものである。この実験では、UO<sub>2</sub>ペレットの濃縮度がそれぞれ5%および20%のものを

用いて実験を行ない、10%濃縮の標準試験燃料の結果と比較し、試験燃料の設計仕様をTable 2.3に、また概略図をFig. 2.8に示す。

### 2.2.2 計装

ここで報告する濃縮度パラメータ実験では、各濃縮度に対して発熱量 200～300 cal/gUO<sub>2</sub>における破損しきい値を求めることを主な目的としているため、主として試験燃料の被覆管表面温度の測定のみを行なった。被覆管表面温度の測定には、白金-白金・ロジウム (Pt/Pt-13%Rh) の熱電対温度計を使用した。また、必要に応じて燃料内圧および被覆管伸びの測定を行なった。Table 2.4に各計装項目を、また、Fig. 2.3およびFig. 2.9にそれぞれ各計装の取付位置および熱電対取付位置を示す。

なお、照射時の試験燃料の過渡データはすべて応答周波数 80 KHz のアナログデータ記録装置に収録し、実験後にこれを処理した。

### 2.2.3 照射方法

カプセルに封入した試験燃料に与える発熱量は、標準試験燃料の発熱量較正試験において得た測定結果に基づき、予定した発熱量とパルス積分出力およびパルス積分出力と投入反応度の関係から定めた。定められた反応度が投入できるように、所定の位置に3本のトランジェント棒を設定したのち原子炉を未臨界状態にし、この状態からパルス出力を発生させた。パルス出力の波形をできる限り整えるため、トランジェント棒を同時刻に全引抜きが完了するように引抜き開始時間を調整した。また、ランアウト出力の影響を少なく抑えるためにパルス出力を発生させたのち約1秒で原子炉をスクラムさせた。

### 2.2.4 照射後試験

パルス出力によって照射した試験燃料について、照射後約2週間放射能の減衰をまって、以下に述べる項目の照射後試験を行なった。

#### (1) 外観検査

試験燃料の外観について、破損の有無、変形および酸化の程度等を目視により検査した。目視により破損の有無が判定できない試験燃料（破損しきい値近傍）については、冷却水中の放射能の有無により検査した。また、照射後の試験燃料について、外観写真、X線写真および中性子ラジオグラフの撮影を行なった。

#### (2) 寸法検査

試験燃料の変形量（伸び、ふくれおよび曲がり）の測定はプロファイルメータを用い詳細に行なった。

#### (3) 発熱量の測定

発熱量の較正は試験燃料内の核分裂生成物 (<sup>140</sup>Ba, <sup>99</sup>Mo, <sup>95</sup>Zr および <sup>144</sup>Ce 等) の化学分析法および放射化学分析法を用いて行なった。<sup>[17]</sup>

#### (4) 金相試験

試験燃料の発熱部から試料を切り取り、金相試験を行なった。

#### 2.2.5 実験条件

燃料破損実験は、すべて大気圧水カプセルを用い、大気圧、室温および自由水面のある条件下で行なった。

燃料破損実験に先だち、発熱量の較正のために低発熱量（DNBが発生しない範囲）の照射実験を各濃縮度の試験燃料に対して2回行なった。また、本実験は5%および20%濃縮度の試験燃料による結果と標準試験燃料による結果を比較することを目的としているので、標準試験燃料の破損しきい値近傍の発熱量で実験を行なった。

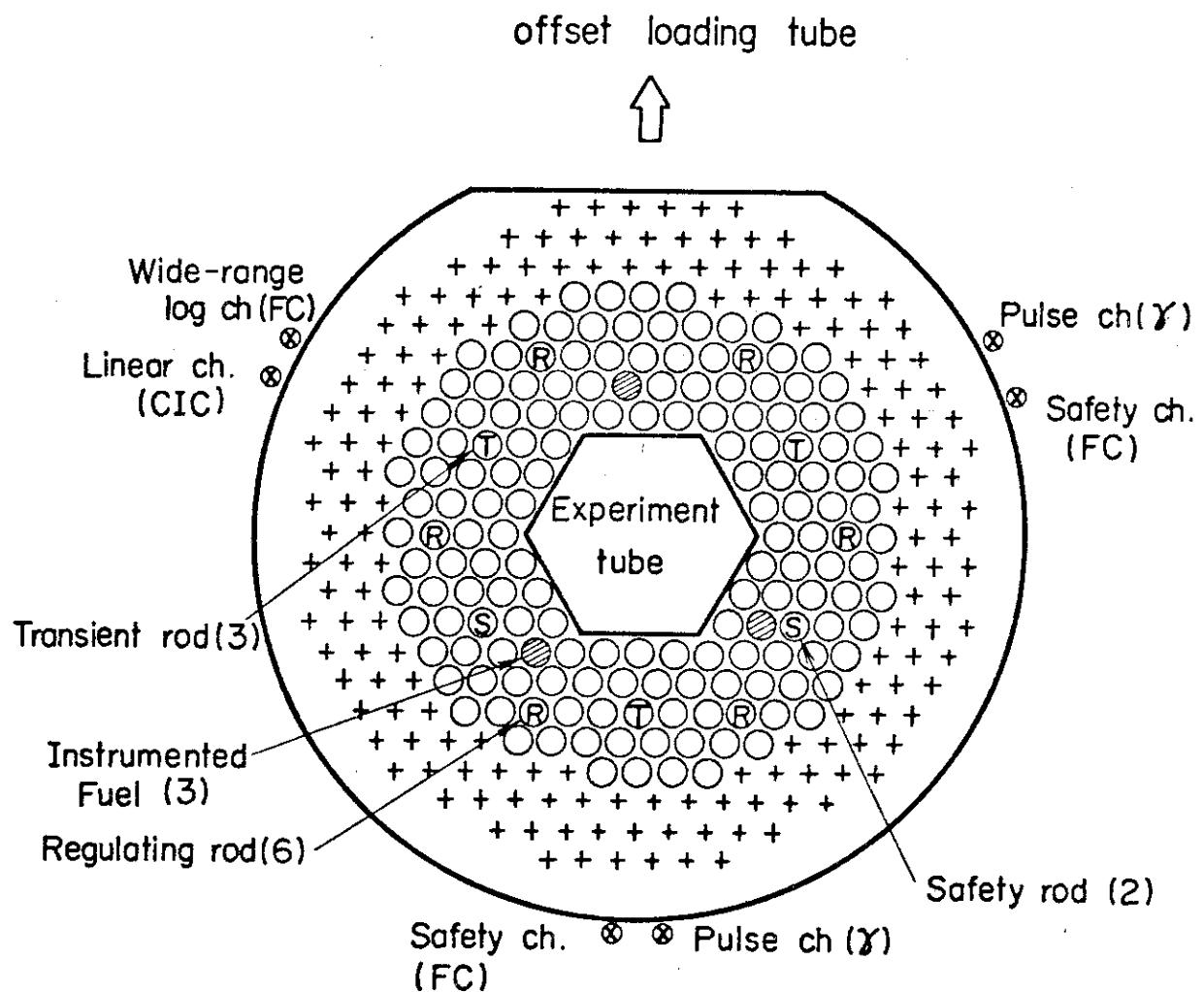


Fig. 2.1 Standard Operating Core Configuration

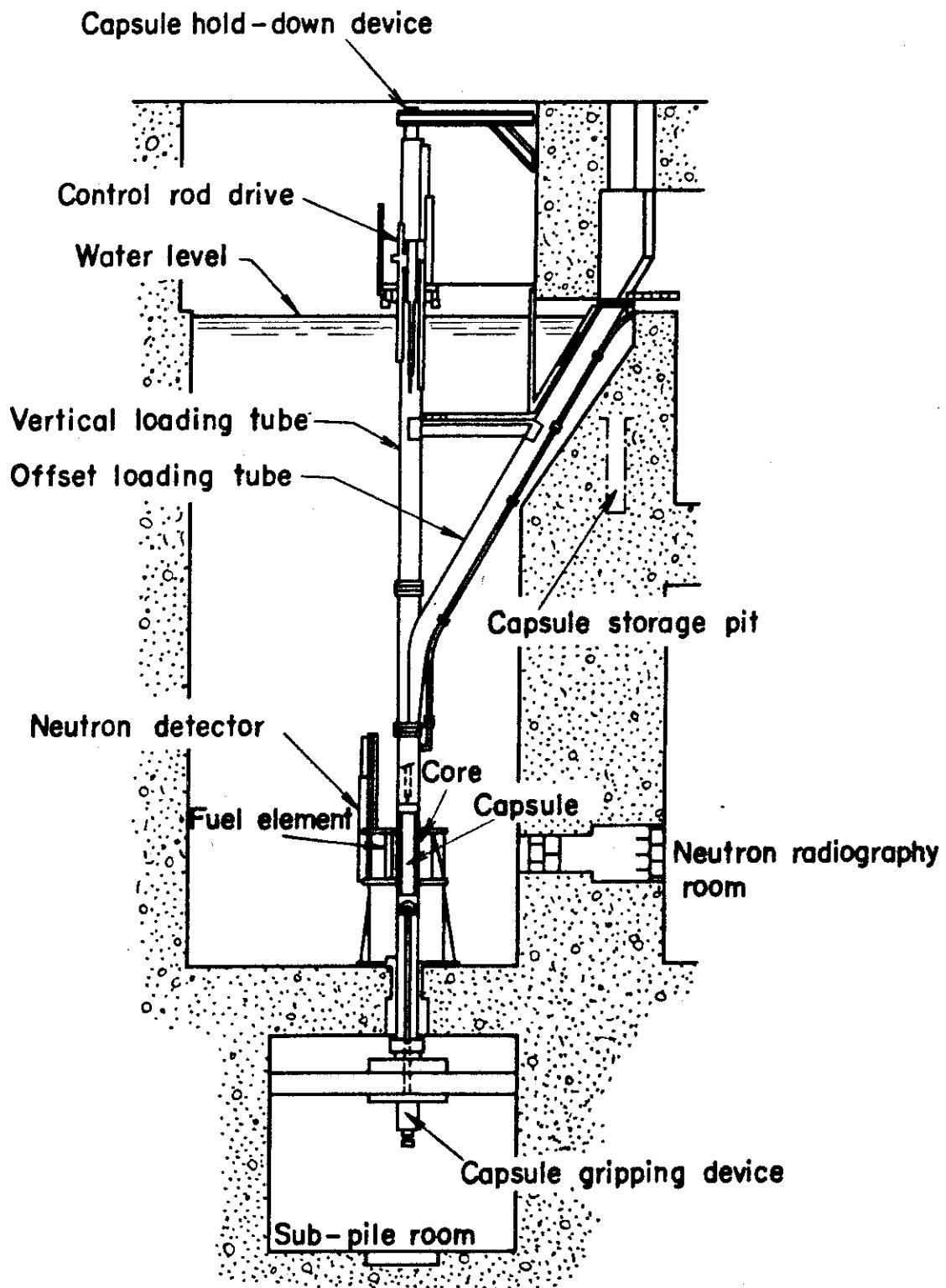


Fig. 2.2 Vertical cross-section of the NSRR

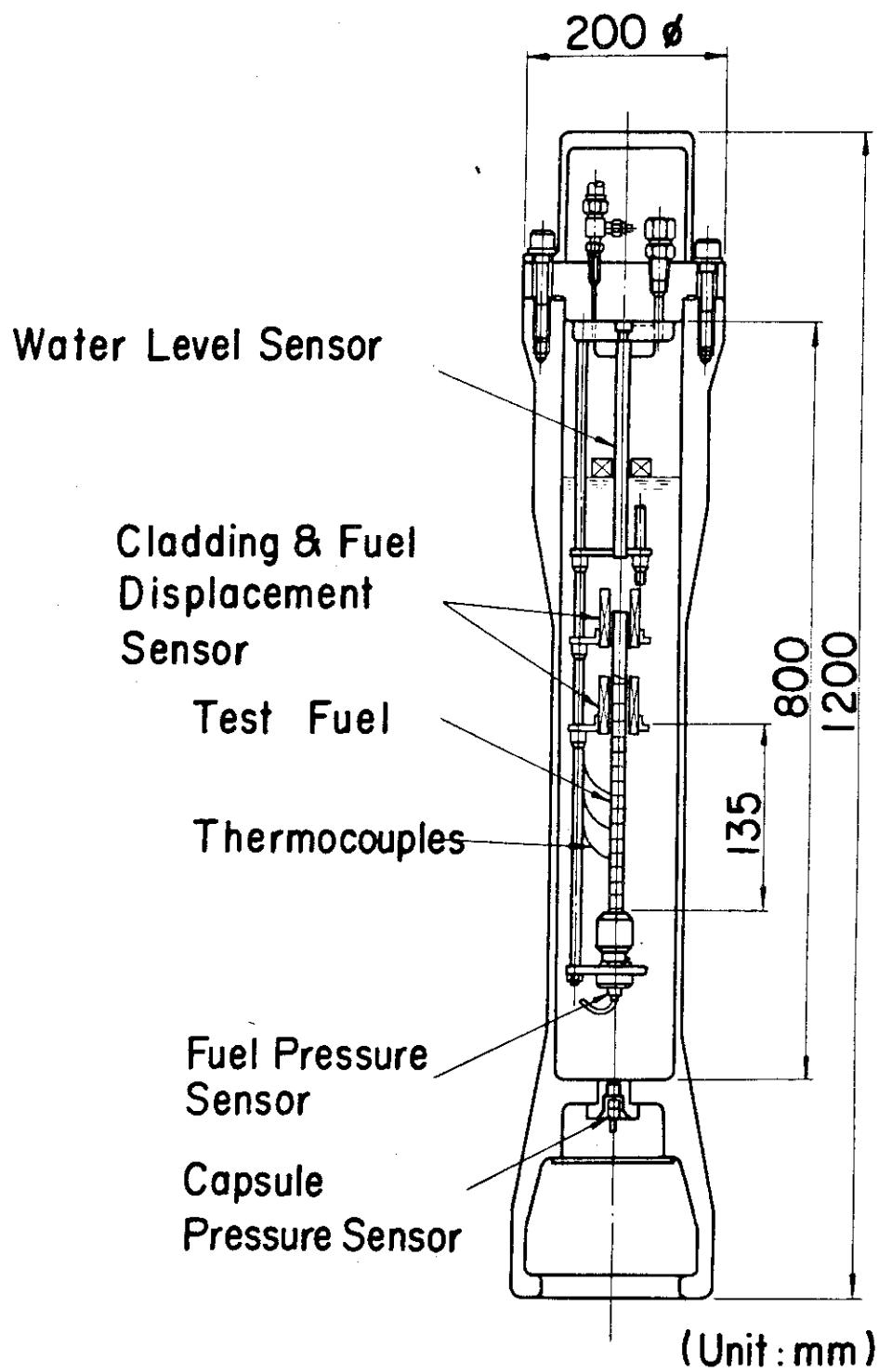


Fig. 2.3 Standard Water Capsule

Table 2.1 Sensors for the Transient Data Measurement

Measuring Item	Sensor Type	Measuring Range	Response Frequency	Remarks
Cladding Surface Temperature	Pt-Pt.13%Rh T/C Wire Diameter 0.1 mmφ	Room Temp. ~1700°C	~200 Hz	Spot welded to the Cladding Surface
Fuel Internal Pressure	Flash Diaphragm Type Strain Gauge Transducer	0 ~ 500 kg/cm <sup>2</sup>	resonance freq. 170 kHz	
Capsule Internal Pressure	"	0 ~ 200 kg/cm <sup>2</sup>	response freq. 110 kHz	
Water Velocity	Float Type Transducer	0.1 ~ 20 m/s		
Fuel Axial Displacement	LVDT	~ ±10 mm	~1 kHz	
Cladding Axial Displacement	LVDT	~ ±10 mm	~1 kHz	

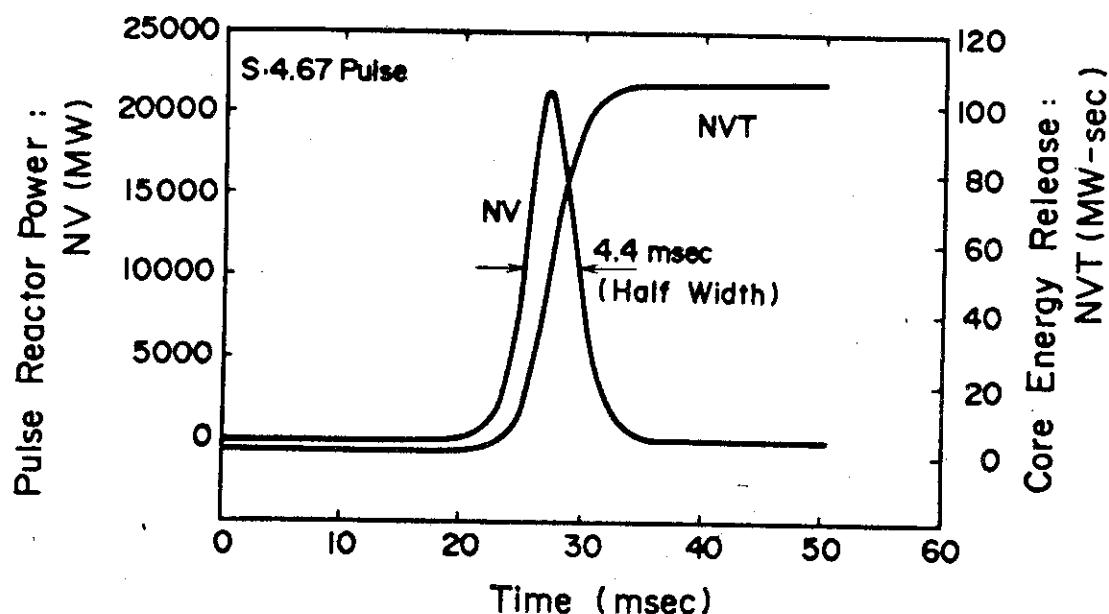


Fig. 2.4 Histories of Reactor Power and Core Energy Release in Case of Maximum Reactivity Insertion

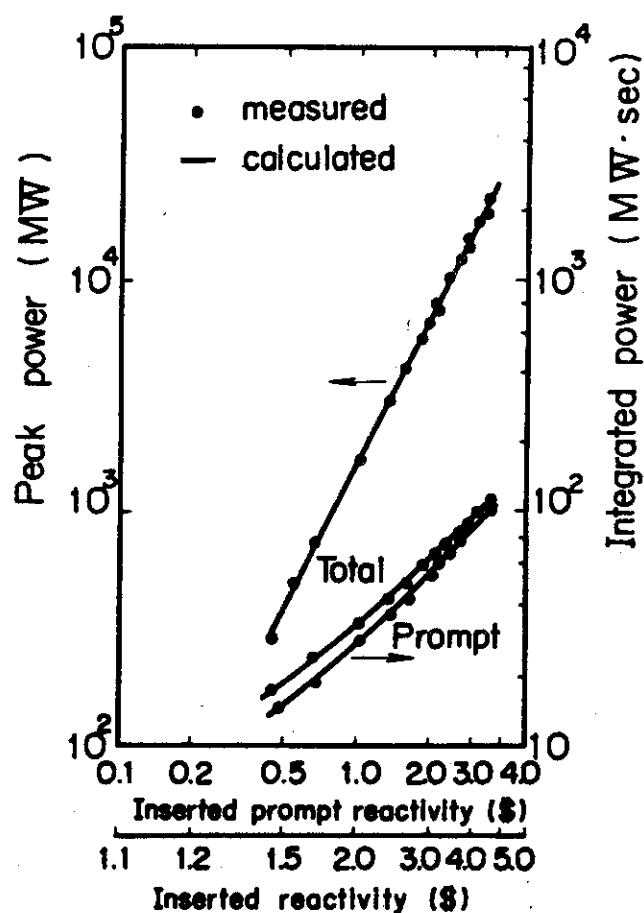


Fig. 2.5 Peak Reactor Power and Integrated Power Versus Inserted Reactivity ( $\$ 1.0 = 0.73 \% \Delta k$ )

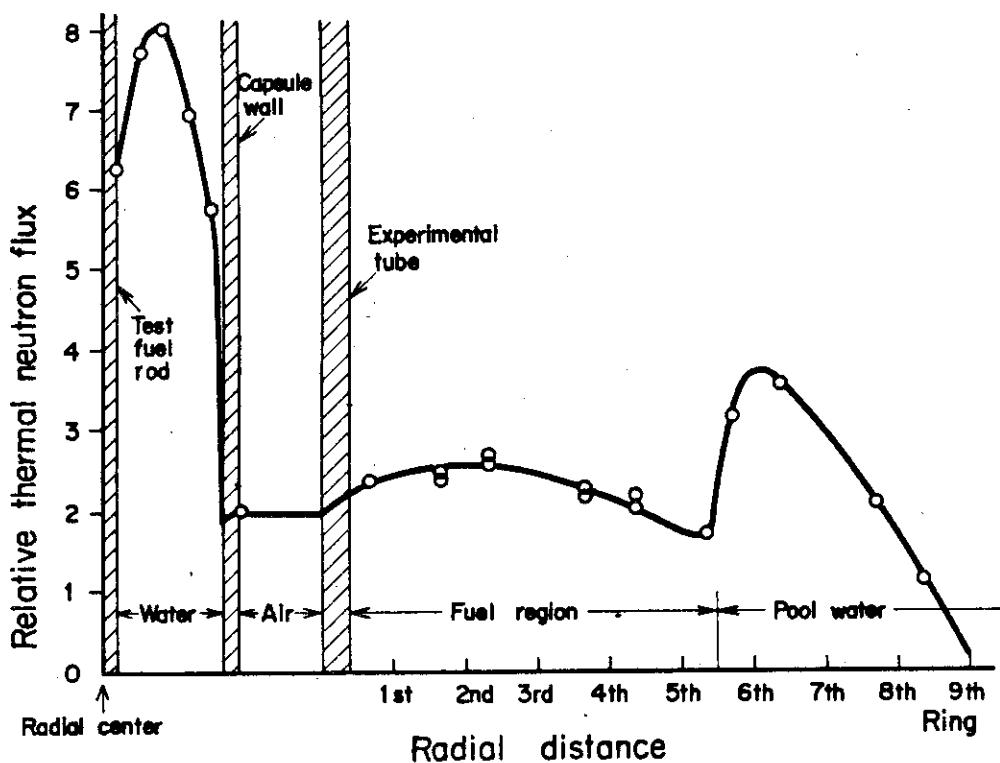


Fig. 2.6 Thermal Neutron Flux Distribution in the Driver Core and the Standard Capsule with a Test Fuel Rod

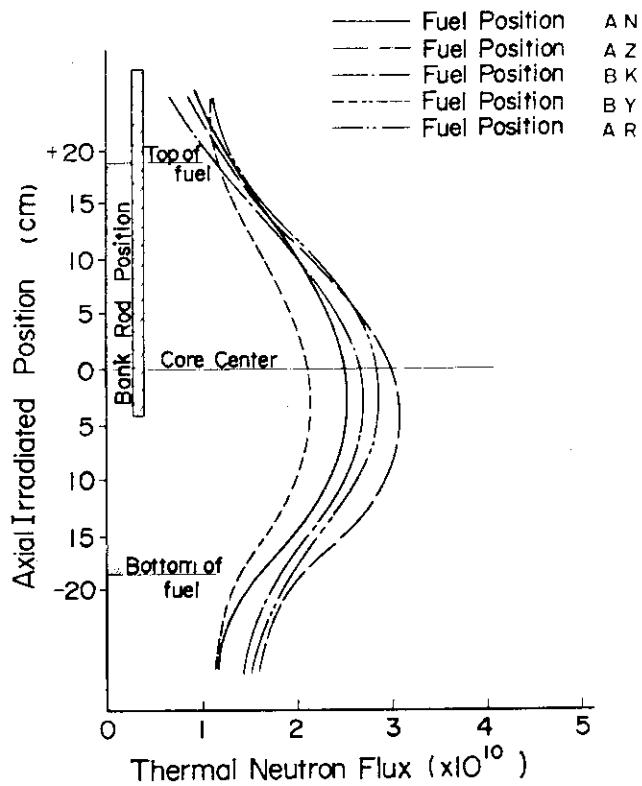


Fig. 2.7 Axial Thermal Neutron Flux Distribution (With Capsule)

Table 2.2 Measured value of core energy peaking factor

Items	Condition		Measured value	
			With capsule	Without capsule
axial			1.37	1.35
radial			1.16	1.12
total			1.59	1.51

Table 2.3 Test Fuel Design Summary

UO <sub>2</sub> Pellet	
diameter	9.29 mm
length	10 mm
density	95 % T.D.
enrichment	5%, 10%, 20%
shape	Chamfered
Cladding	
material	Zircaloy-4
thickness	0.62 mm
Fuel Pin	
diameter	10.72 mm
gap width	0.095 mm
Fuel Element	
total length	265 mm
active length	135 mm
weight of pellets	96 g
number of pellets	14
plenum gas	He 1 atm

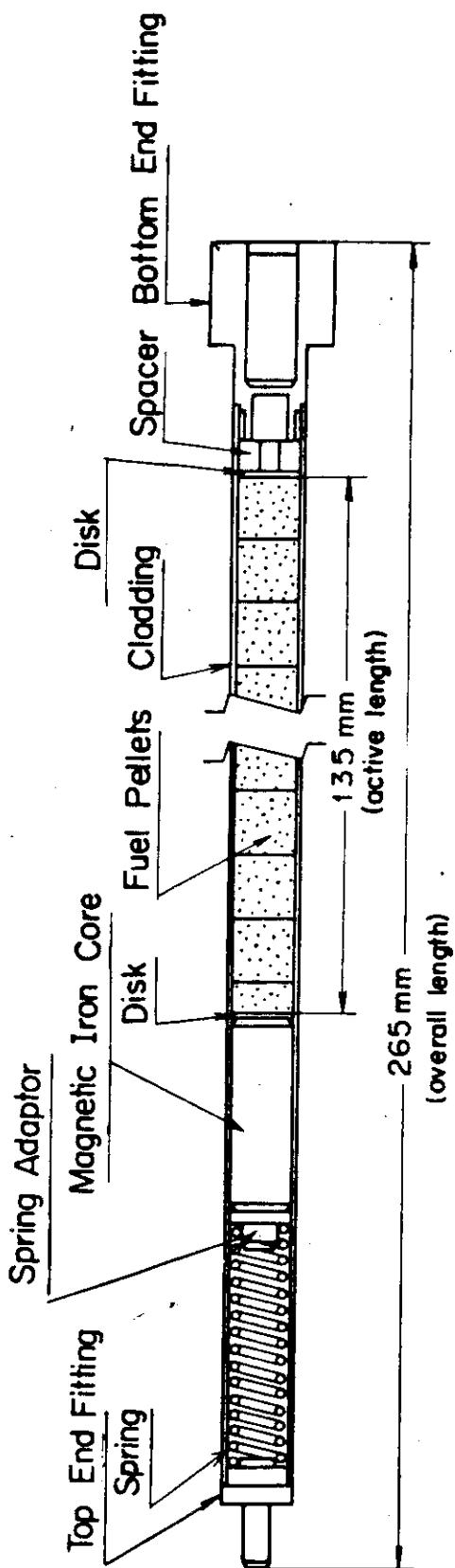


Fig. 2.8 Standard Type Test Fuel Element

Table 2.4 Measuring Items

Test No.	Energy Deposition (cal/gUO <sub>2</sub> )	Enrichment (%)	Measuring Items
220-1	59		Cladding Surface Temperature : 3 points (Type A)
220-2	120		" : 3 " (" A)
221-1	241		" : 6 " (" B)
221-2	247	5	" : 6 " (" C)
221-3	240		" : 8 " (" D)
222-1	267		" : 4 " (" E), Fuel Internal Pressure, Cladding Elongation
222-2	289		" : 8 " (" F), Fuel Internal Pressure, Cladding Elongation
222-3	278		" : 4 " (" E), Fuel Internal Pressure, Capsule Internal Pressure
220-3	52		" : 3 " (" A)
220-4	130		" : 3 " (" A)
221-4	277		" : 6 " (" B)
221-5	189	20	" : 6 " (" C)
221-6	246		" : 8 " (" D)
222-4	252		" : 4 " (" E), Fuel Internal Pressure, Cladding Elongation
222-5	248		" : 8 " (" F), Fuel Internal Pressure, Cladding Elongation
222-6	259 (until 1sec)		" : 4 " (" E), Fuel Internal Pressure, Capsule Internal Pressure

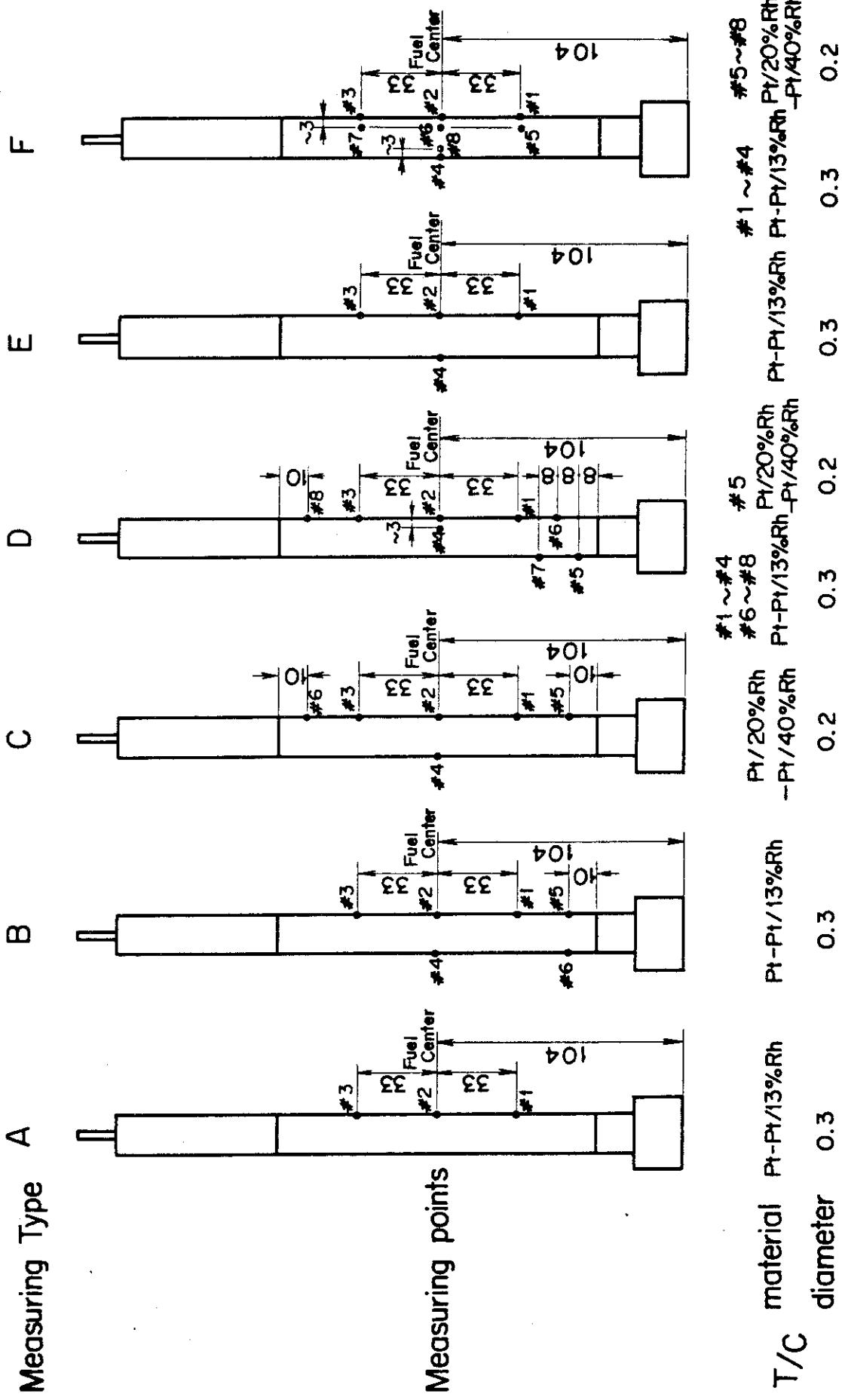


Fig. 2.9 Temperature Measuring Points

### 3. 実験結果

#### 3.1 照射後燃料の状況と破損しきい値

濃縮度パラメータ実験は、濃縮度 5 % および 20 % の試験燃料についてそれぞれ 8 回行ない、濃縮度 10 % の標準試験料と比較した。実験結果の概要を Table 3.1 および Table 3.2 にまとめて示す。また、Fig. 3.1 から Fig. 3.3 に各濃縮度の照射後燃料の外観写真を示す。

濃縮度 5 % の場合、発熱量 240 cal/g UO<sub>2</sub> (Test No. 221-3) から部分的に酸化膜の剥離が見られ、発熱量 267 cal/g UO<sub>2</sub> (Test No. 222-1) で被覆管の溶融による大きな変形が見られた。破損は発熱量 278 cal/g UO<sub>2</sub> で最初に見られたが、この破損しきい値は標準燃料の 260 cal/g UO<sub>2</sub> をやゝ上まわっている。しかしながら、破損モードは被覆管の周方向クラックで、標準試験燃料の破損モードと同一であった。最も高い発熱量 289 cal/g UO<sub>2</sub> (Test No. 222-2) を与えた場合には、被覆管が溶融して流れ落ちたと思われる個所が発熱部の中央部で見られ、燃料は大きく 3 つに分断した。また、カプセル底に被覆管の残骸が数個落下していた。Test No. 222-2 と Test No. 222-3 とでは発熱量が約 10 cal/g UO<sub>2</sub> しか違わないが、被覆管の被覆状況は被覆管が溶融して剥離した 289 cal/g UO<sub>2</sub> の場合と周方向クラックの 278 cal/g UO<sub>2</sub> の場合とではかなりの違いがあるよう思われる。

濃縮度 20 % の場合、発熱量較正のために 130 cal/g UO<sub>2</sub> で照射した Test No. 220-4において、すでに被覆管表面は一部分を残して酸化した。酸化の状況は、Fig. 3.2 の標準試験燃料の 140 cal/g UO<sub>2</sub> (Test No. 111-13) の場合よりやや激しいように思われる。発熱量 189 cal/g UO<sub>2</sub><sup>\*</sup> の場合には、酸化膜の剥離が極くわずかに見られた以外は、被覆管の変形、溶融等の兆候はなかった。発熱量が増大して 246 cal/g UO<sub>2</sub> では、酸化膜は黒色から灰色に変化し、被覆管が溶融してできたと思われる凹凸が主として有効発熱部の下半分に生じた。この Test No. 221-6 の結果は、標準試験燃料の 270 cal/g UO<sub>2</sub> 程度の場合よりやゝ変形が大きく、5 % 濃縮燃料の 267 cal/g UO<sub>2</sub> (Test No. 222-1) の場合よりやゝ軽少のよう見受けられる。濃縮度 20 % 燃料で最初に破損した Test No. 222-5 (発熱量 248 cal/g UO<sub>2</sub>) の場合は、5 % 濃縮燃料の破損しきい値 (278 cal/g UO<sub>2</sub>) および 10 % 標準試験燃料の破損しきい値 (260 cal/g UO<sub>2</sub>) に比べて破損しきい値は若干低くなっているが、外観の状況や破損のモードはほど類似していた。濃縮度 20 % の試験燃料の実験で最も高い発熱量を与えた Test No. 221-4 (発熱量 273 cal/g UO<sub>2</sub>) の場合は、燃料は 4 個に大きく分断した。また、燃料の下部端栓部には溶融して流下したと思われる被覆材が附着していた。この結果は、標準試験燃料の 295 cal/g UO<sub>2</sub> (Test No. 200-7) とはほど近似している。

\* 発熱量 189 cal/g UO<sub>2</sub> はペレット外周部の発熱量 ( $189 \times 1.63 = 310$  cal/g UO<sub>2</sub>) が標準試験燃料の破損しきい値 260 cal/g UO<sub>2</sub> を与えた時のペレット外周発熱量 ( $260 \times 1.23 = 320$  cal/g UO<sub>2</sub>) に等しくなるように選んだものである。

### 3.2 被覆管表面の温度挙動

本試験で得られた被覆管表面の最高温度およびクエンチ継続時間を Table 3.1 および Table 3.2 に示す。濃縮度 5 % の場合は、 $278 \text{ cal/g UO}_2$  および  $289 \text{ cal/g UO}_2$  の実験を除いて、被覆管表面最高温度およびクエンチ継続時間のデータが得られているが、濃縮度 20 % の場合は、 $189 \text{ cal/g UO}_2$  および  $246 \text{ cal/g UO}_2$  の一部を除いて、熱電対が断線したために大部分のデータは得られなかった。

濃縮度 20 % 燃料の実験で得られた数少い破損しきい値近傍のデータである  $246 \text{ cal/g UO}_2$  (Test No. 221 - 6) の結果と、5 % 濃縮のはう同一発熱量  $241 \text{ cal/g UO}_2$  の結果を代表例としてそれぞれ Fig. 3.4 および Fig. 3.5 に示す。これらの図および表から分るように、一般的に、同一発熱量で比較すると、濃縮度が高くなるにつれて被覆管表面の最高温度は高くなっている。逆に、クエンチ継続時間は濃縮度が高くなるにつれて短かくなる傾向がみられる。

濃縮度 5 % の場合、Table 3.1 に見られるように、破損した Test No. 222 - 2 ( $289 \text{ cal/g UO}_2$ ) および Test No. 222 - 3 ( $278 \text{ cal/g UO}_2$ ) の被覆管表面最高温度は、熱電対が途中で断線しているもののジルカロイの溶融温度  $1840^\circ\text{C}$  にはう達している。一方、破損しきい値に達しなかった Test No. 222 - 1 ( $267 \text{ cal/g UO}_2$ ) の場合は、最高が  $1610^\circ\text{C}$  と被覆管の溶融温度よりやう下まわっていれることが分る。

濃縮度 20 % の場合は、破損しきい値近傍の Test No. 221 - 6 ( $246 \text{ cal/g UO}_2$ ) の実験で測定できた以外は、すべて熱電対が断線して測定不能となつた。破損しなかったこの Test No. 221 - 6 の場合も、被覆管表面最高温度の大部分はジルカロイの溶融温度をいずれもやう下まわっており、5 % 濃縮燃料の Test No. 222 - 1 と類似した結果となつてゐる。

Table 3.1 Summary of 5%-Enriched Fuel Test

Test No.	Energy Deposition (cal/gUO <sub>2</sub> )	Max. Cladding Surface Temperature (°C)								Deformation			Remarks
		#1	#2	#3	#4	#5	#6	#7	#8	Elongation (%)	Balloon-ing (%)	Max. Bending (mm)	
220-1	59	113	113	112						~0	0.1	~0	No Remarkable Change.
220-2	120	179	176	134						~0	0.1	~0	No Remarkable Change.
221-1	241	1310	1320	1300	1270(2) (>10.0)	1350 (2.5) (-)				~0	2.1	0.50	No failure, discoloration over active region.
221-2	247	1450	1420	1360	1460	1470	1400			0.2	2.0	0.65	No failure, discoloration over active region.
221-3	240	1100	1140	1080	1420	1070	1060	990	1050	0.4	2.9	0.60	No failure, discoloration over active region, slightly bending.
222-1	267	1450	1610	1580	1460					0.3	5.0	-	Pin hole occurs at T/C.
222-2	289	>1670 (-)	-	1810 (-)	>1730 (-)	>1720 (-)	>1490 (-)	>1560 (-)	>950 (-)	-	-	-	Broken into three pieces, and cladding melt down partially.
222-3	278	1550	>1180	1640	1780 (-)					-	-	-	Cladding cracking at centre region.

Note (1) Not measured because of misadjustment of amplifier gain.

(2) Film boiling was continued more than ten seconds.

(3) Significant signal could not been obtained.

(4) T/C was broken before or just after maximum cladding surface temperature.

Table 3.2 Summary of 20% Enriched Fuel Tests

Test No.	Energy Deposition (cal/gUO <sub>2</sub> )	Max. Cladding Surface Temperature (°C)								Deformation		Remarks
		#1	#2	#3	#4	#5	#6	#7	#8	Elongation (%)	Balloon-ing (%)	
220-3	52	88	82	92						~0	0.1	~0
220-4	130	>200 (1) (1.6)	184 -	>200 (1) (1.3)						~0	0.6	0.85
221-4	277	>1180 ( - )	>1180 ( - )	>1100 ( - )	>1520 ( - )	>1160 ( - )	>1540 ( - )			-	-	Broken into four pieces, cladding melt down partially.
221-5	189	1230 (5.3)	1240 (6.8)	- (1) ( - )	1210 (6.6)	1270 (1.9)	1250 (5.2)			0.3	1.1	0.70
221-6	246	>1500 ( - )	1540 (6.0)	1500 (4.4)	1680 (7.0)	>1700 ( - )	>1590 ( - )	1610 (4.4)	1450 (4.5)	0.1	2.0	1.45
222-4	252	>1460 (7.4)	>1590 ( - )	>1500 ( - )	>1100 ( - )					-	-	Cracking, broken into two pieces.
222-5	248	>1180 ( - )	- (1) ( - )	>1100 ( - )	>1000 ( - )	1680 (6.2)	>1350 ( - )	>1170 ( - )	>1000 ( - )	-	-	Pin hole, Ridging.
222-6	259 (until 1sec)	>1540 ( - )	>1100 ( - )	1750 ( - )					0.4	0.7	-	Cracking and pin hole. Ridging.

Note (1) Not measured because of missadjustment of amplifier gain.

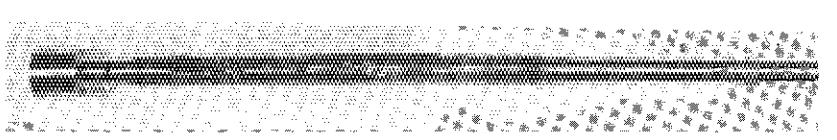
(2) Significant signal could not been obtained.

(3) T/C was broken before or just after reaching to maximum cladding surface temperature, where duration of film boiling was absent.

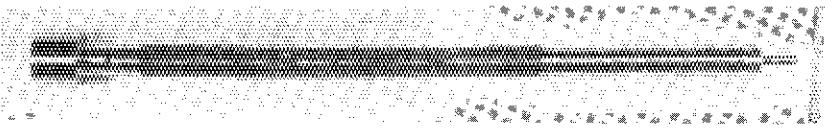
289 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 222-2 )



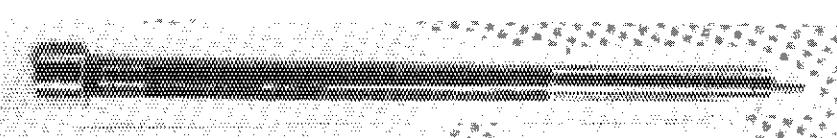
278 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 222-3 )



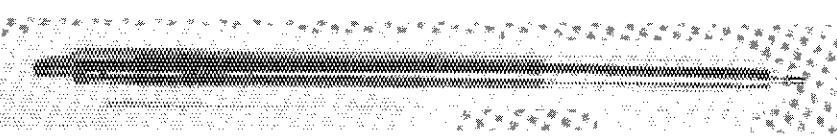
267 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 222-1 )



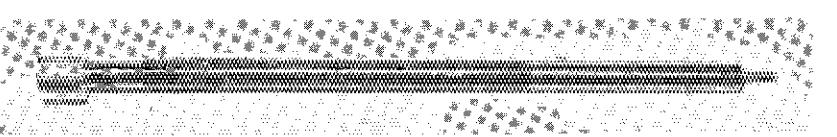
247 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 221-2 )



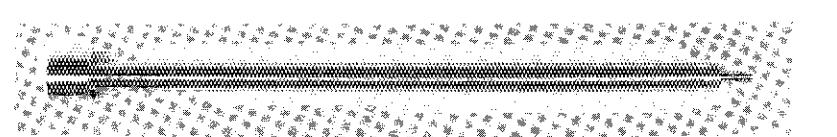
241 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 221-1 )



240 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 221-3 )



120 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 220-2 )



59 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 220-1 )

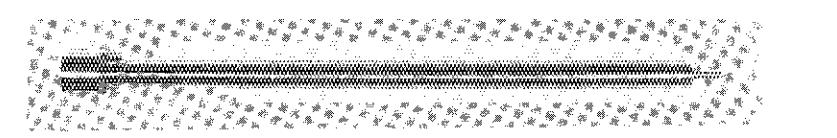
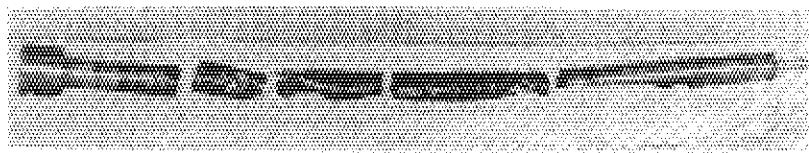
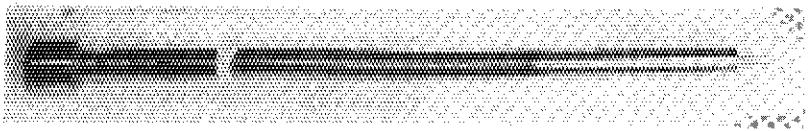


Fig. 3.1 5% Enriched Test Fuel Rods after Irradiation

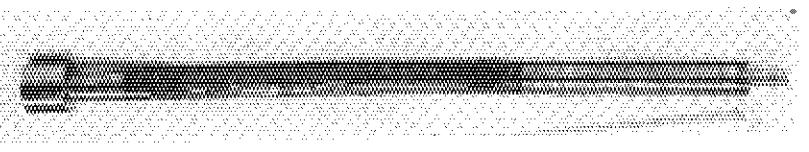
333 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 111-6 )



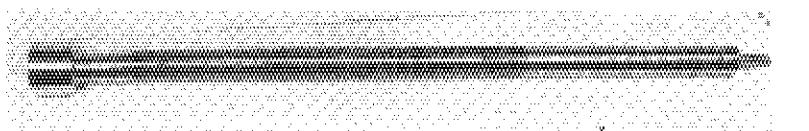
276 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 200-6b )



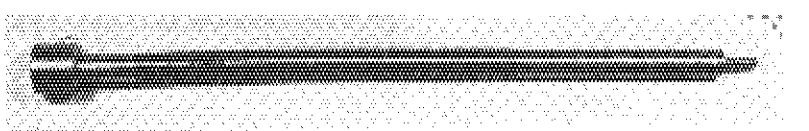
264 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 113-2 )



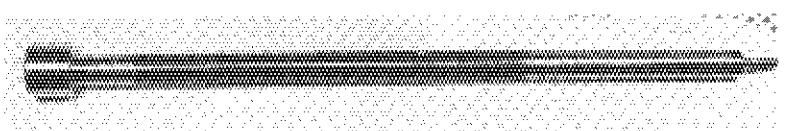
252 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 202-3 )



244 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 111-4 )



179 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 111-12 )



140 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 111-13 )

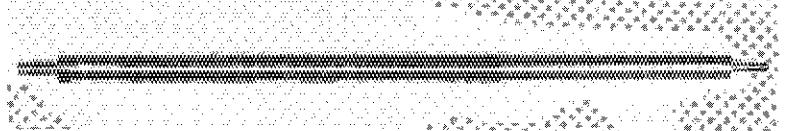
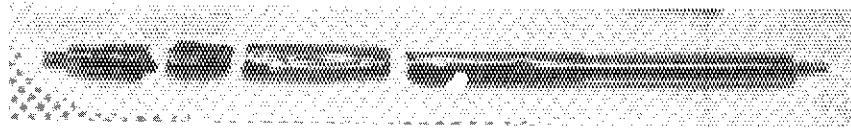
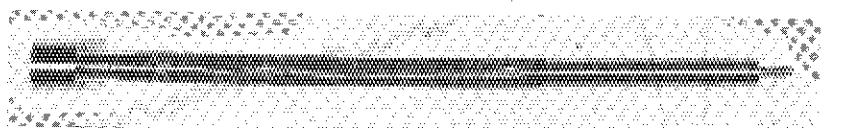


Fig. 3.2 10% Enriched Test Fuel Rods after Irradiation

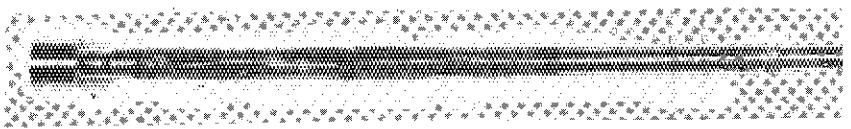
277 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 221-4 )



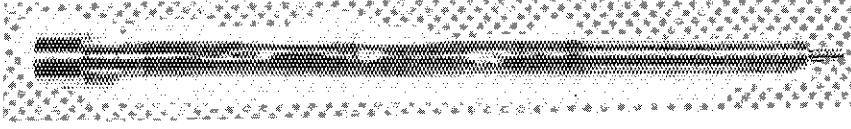
259 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 222-6 )



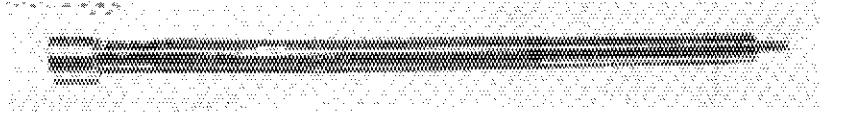
252 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 222-4 )



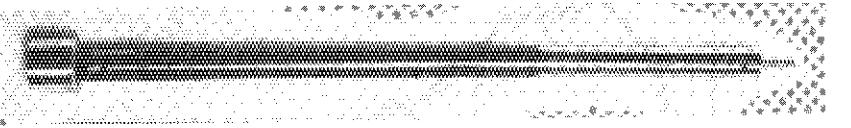
248 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 222-5 )



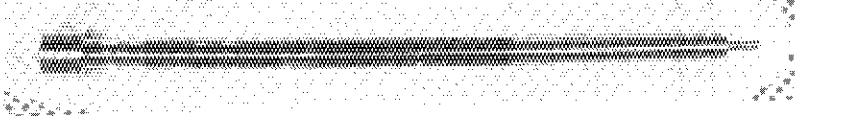
246 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 221-6 )



189 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 221-5 )



130 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 220-4 )



52 cal/gUO<sub>2</sub>  
( Test No. 220-3 )

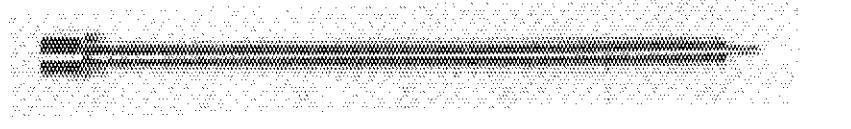


Fig. 3.3 20% Enriched Test Fuel Rods after Irradiation

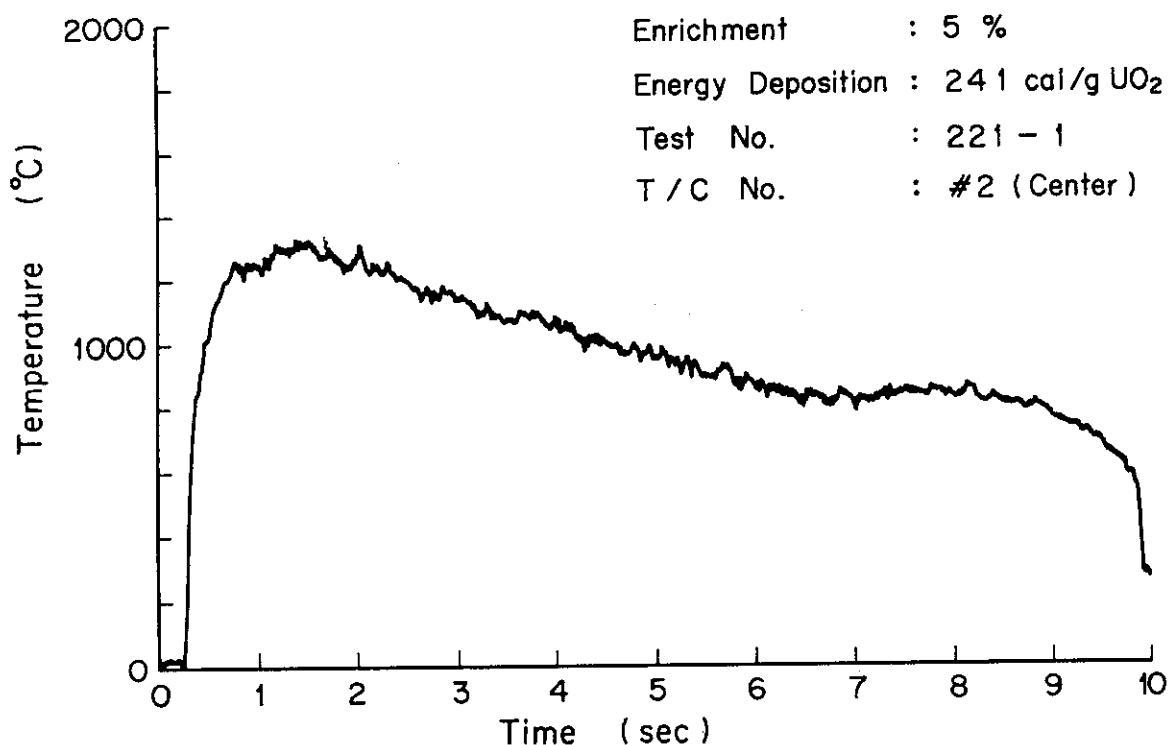


Fig. 3.4 Transient History of Cladding Surface Temperature

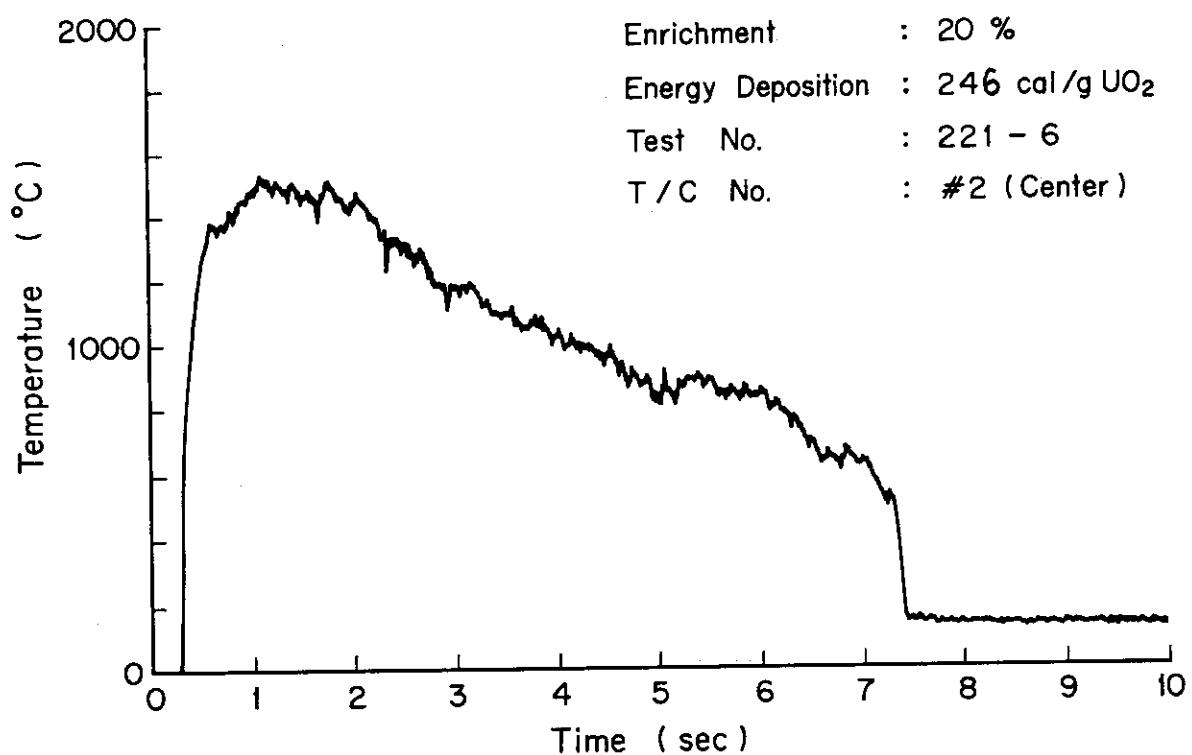


Fig. 3.5 Transient History of Cladding Surface Temperature

## 4. 檢討

### 4.1 破損しきい値

濃縮度 5 % および 20 % の結果を標準試験燃料の結果と比較して示すと、各濃縮度の破損しきい値は Table 4.1 のようになる。また、破損の有無を濃縮度と発熱量で整理して Fig. 4.1 に示す。

Fig. 4.1 から分るように、破損しきい値は濃縮度が高くなるにつれて低下している。すなわち、濃縮度 10 % を基準にすると、破損しきい値は濃縮度 5 % の場合が約 13 cal/g UO<sub>2</sub> 高く、濃縮度 20 % の場合は約 17 cal/g UO<sub>2</sub> 低くなっている。このように破損しきい値が低下する理由は、濃縮度が高くなるにつれてペレット外周部の発熱量が高くなり、結果的に被覆管の温度上昇に影響を与えるためである。この点を明らかにするために、各濃縮度のペレット外周部におけるピーキング係数で実験結果を整理して Fig. 4.2 に示す。この図から、ピーキング係数の増大に伴なって破損しきい値が低下している様子がよく分る。ただし、破損しきい値はピーキング係数の増大について必ずしも直線的に低下するのではなく、ある程度ピーキング係数が大きくなところからある値に収斂する傾向がみられる。

いま、Table 4.1 の各濃縮度燃料の破損しきい値にピーキング係数を乗じてペレット外周部の発熱量を求めると Table 4.2 のようになる。この結果から、濃縮度 5 % および 10 % の場合はほど同じような値になるが、濃縮度 20 % の場合は極端に高い値になっていることが分る。しかしながら、実際には破損しきい値には差程大きな違いがないことから、ペレット外周部の発熱量が極端に高くなってもそれだけ他に比べて温度勾配が大きくなり、より多くの熱移動が起り、被覆管の最高温度に極端な相違が生じなかったものと考えられる。事実、発熱量 189 cal/g UO<sub>2</sub> (Test No. 221-5) の実験はペレット外周部の発熱量が標準試験燃料の破損しきい値である 260 cal/g UO<sub>2</sub> のペレット外周部の発熱量と同じ値になるように選定したものであるが、被覆管表面の最高温度は 260 cal/g UO<sub>2</sub> の場合に比べてかなり低く、かつ破損も生じなかった。

以上述べたように、濃縮度の違いによって生じるペレット外周部の発熱量の違いは、被覆管の温度挙動に影響を及ぼし、結果的に破損しきい値に影響を及ぼす。しかしながら、濃縮度 20 % の場合のように、極端な発熱分布になるとペレット外周部の発熱量のみでは説明できず、熱移動による効果も加味して評価する必要がある。

### 4.2 被覆管表面温度

被覆管表面の温度挙動の特徴を表わすために、Fig. 4.3 に 5 %, 10 % および 20 % 濃縮燃料の被覆管表面温度と発熱量の関係を示す。図中の被覆管表面温度は各実験で得られた熱電対のすべてについてその最高温度を示したものである。この図に見られるように、同一発熱量を与えた

場合に、濃縮度が高くなるにつれて被覆管表面の最高温度が高くなっていることが分る。また、各々の濃縮度における測定データの最高点を結んだ直線とジルカロイの溶融温度（1840°C）の直線とが交叉する点は、おもむね Table 4.1 に示した各濃縮度燃料の破損しきい値に合致する。この実験事実から、いずれの濃縮燃料の場合も破損しきい値と被覆管内面の溶融が密接な関係にあることが分る。

#### 4.3 照射後検査

すでに述べたように、5%濃縮燃料の破損しきい値は未破損の 267 cal/g UO<sub>2</sub> と破損した 278 cal/g UO<sub>2</sub> の間にある。Fig. 4.4 と Fig. 4.5 はそれぞれこれら 2 回の実験の照射後燃料の外観およびニュートロンラジオグラフィの写真である。Fig. 4.4 に示した断面写真から；Test No. 221-1 (267 cal/g UO<sub>2</sub>) の場合には、ペレットはかなりクラックが入っているもののほど円形を保っているが、被覆管内面は部分的に溶融して変形している様子が分る。しかししながら、被覆管の大部分はほど初期の肉厚を保っている。一方、Fig. 4.5 に示した Table 222-3 (278 cal/g UO<sub>2</sub>) の場合は、被覆管がほど全周にわたって溶融して偏肉し、初期の肉厚を保っている所が少なくなっていると共に、部分的に酸化膜のみで覆われている部分が見られる。

同様の結果が Fig. 4.6 (Test No. 221-6, 246 cal/g UO<sub>2</sub>) および Fig. 4.7 (Test No. 225-5, 248 cal/g UO<sub>2</sub>) に示した濃縮度 20% についても言える。また、これらのニュートロンラジオグラフィから、破損した場合にはペレットが軸方向にも、また径方向にもかなり不整合になっていることが分る。

以上の照射後検査の結果から、燃料が破損した場合には、被覆管の大部分が溶融して周方向全面にわたり偏肉になっていることが明白になった。また、破損した燃料のペレットのスタックは軸方向および径方向に不整合になっていることが分った。一方、破損しきい値近傍で破損しなかった燃料は、被覆管内面が溶融して変形しているものの、大部分は初期の肉厚を保っており、ペレットのスタックも初期状態に近かった。

Table 4.1 Failure threshold energy deposition (radial average)

Enrichment (%)	Failure Threshold (cal/gUO <sub>2</sub> )	
	No Failure	Failure
5	267	278
10	252	265
20	246	248

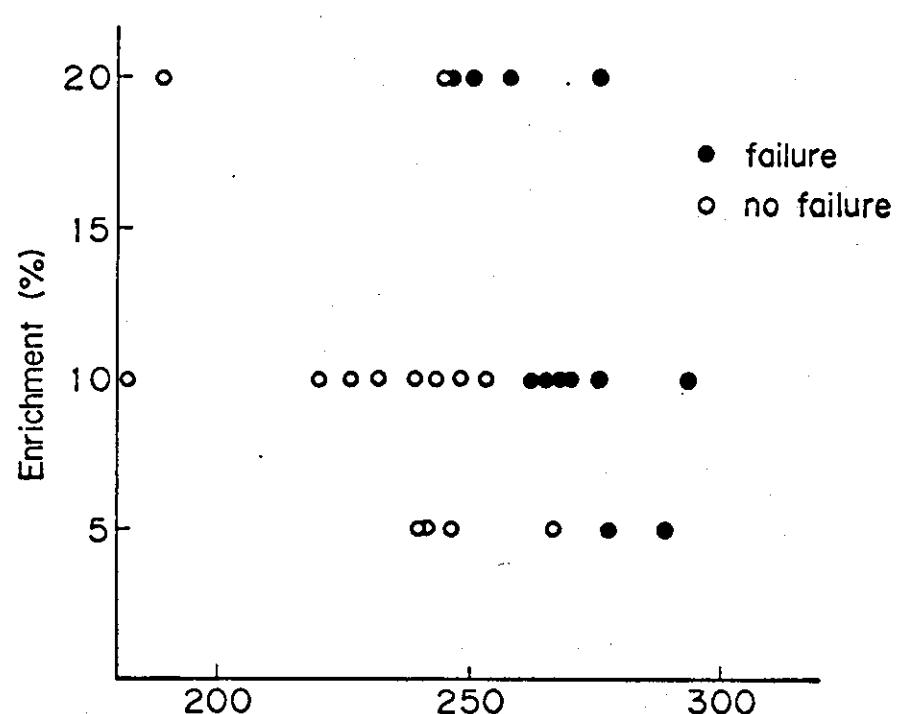


Fig. 4.1 Threshold Energy Deposition as a Function of Enrichment

Table 4.2 Failure threshold energy deposition at pellet surface

Enrichment (%)	Flux Peaking Factor	Failure Threshold (cal/gUO <sub>2</sub> )	
		No Failure	Failure
5	1.16	310	322
10	1.23	310	326
20	1.63	401	404

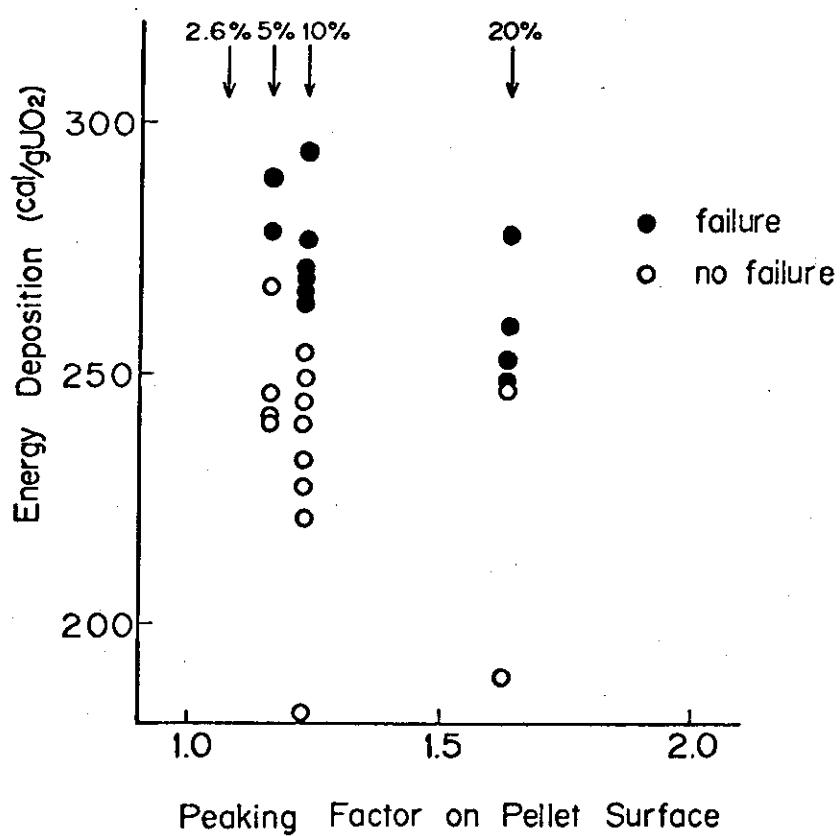


Fig. 4.2 Threshold Energy Deposition as a Function of Peaking Factor on Pellet Surface for Various Enriched Test Fuel

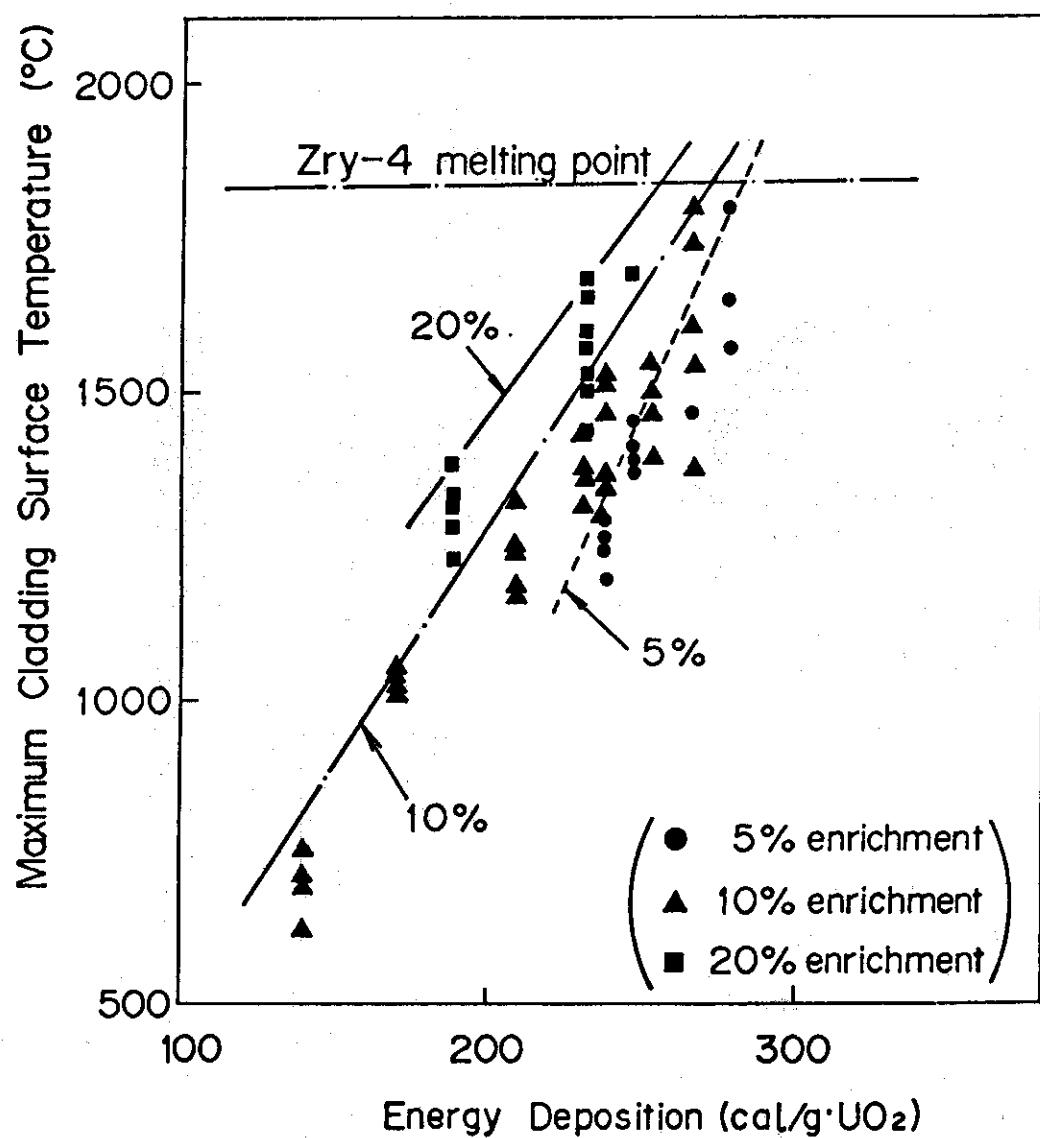


Fig. 4.3

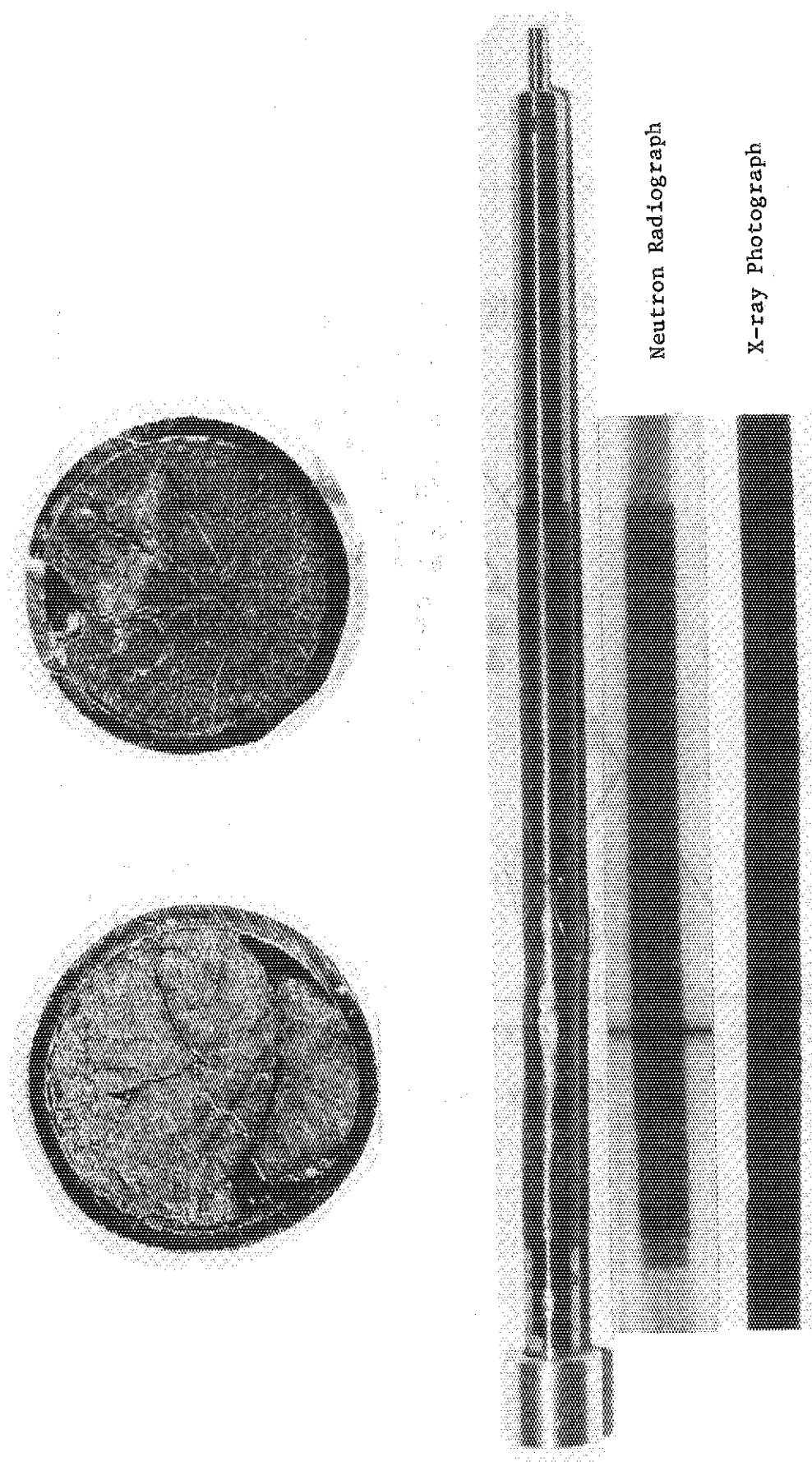


Fig. 4.6 Test Fuel Rod after Irradiation in Test No. 222-1

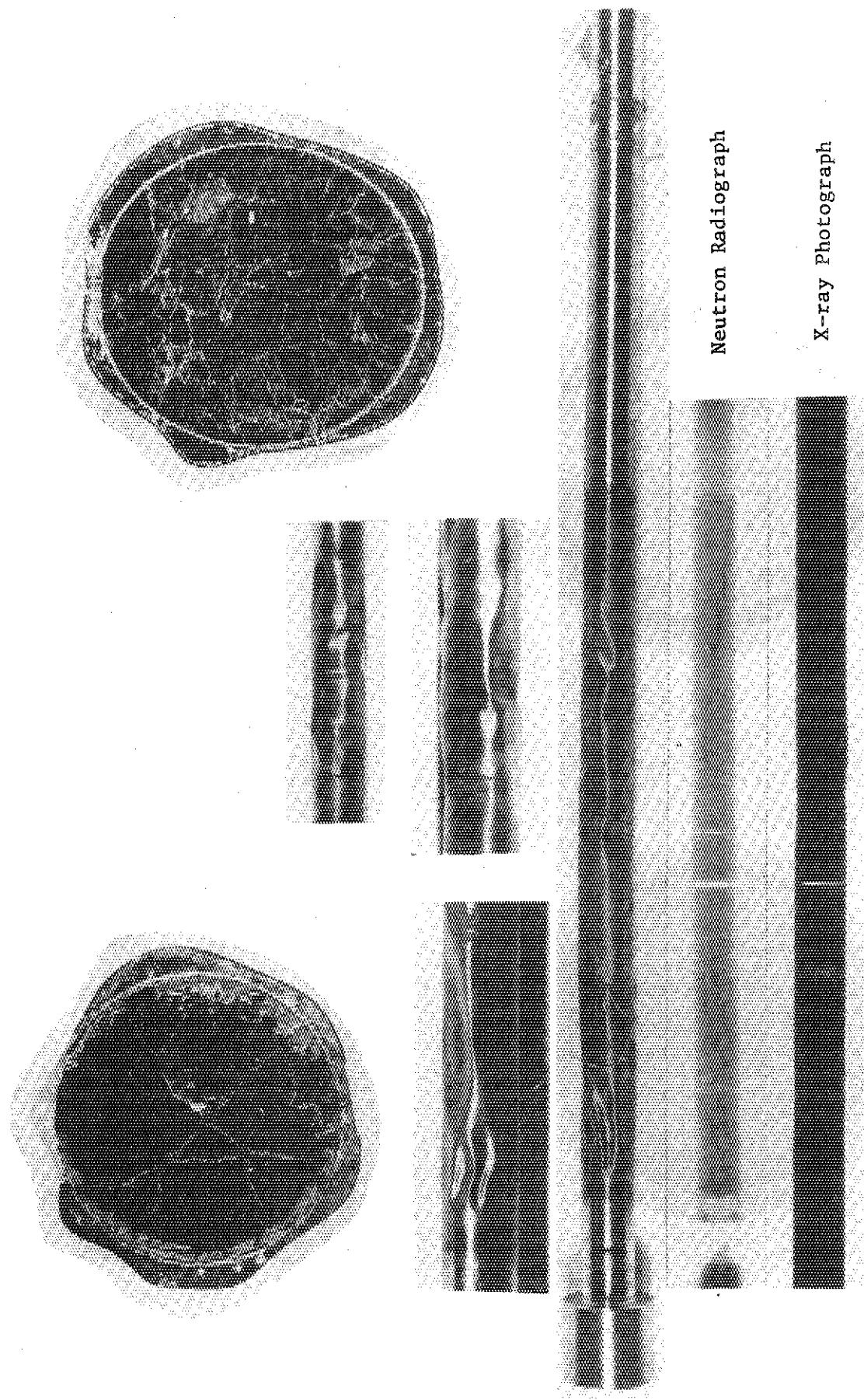


Fig. 4.5 Test Fuel Rod after Irradiation in Test No. 222-3

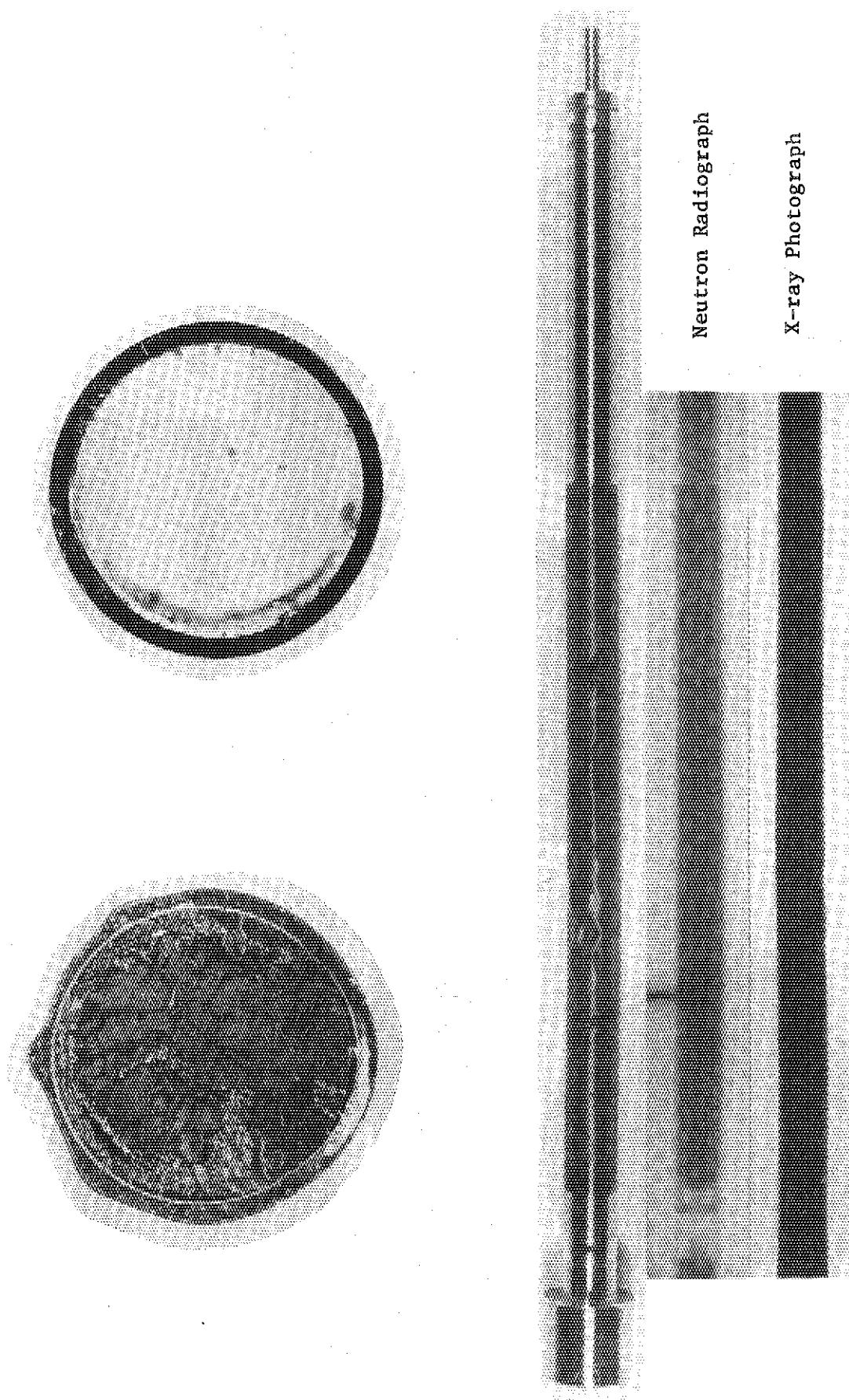


Fig. 4.4 Test Fuel Rod after Irradiation in Test No. 221-6

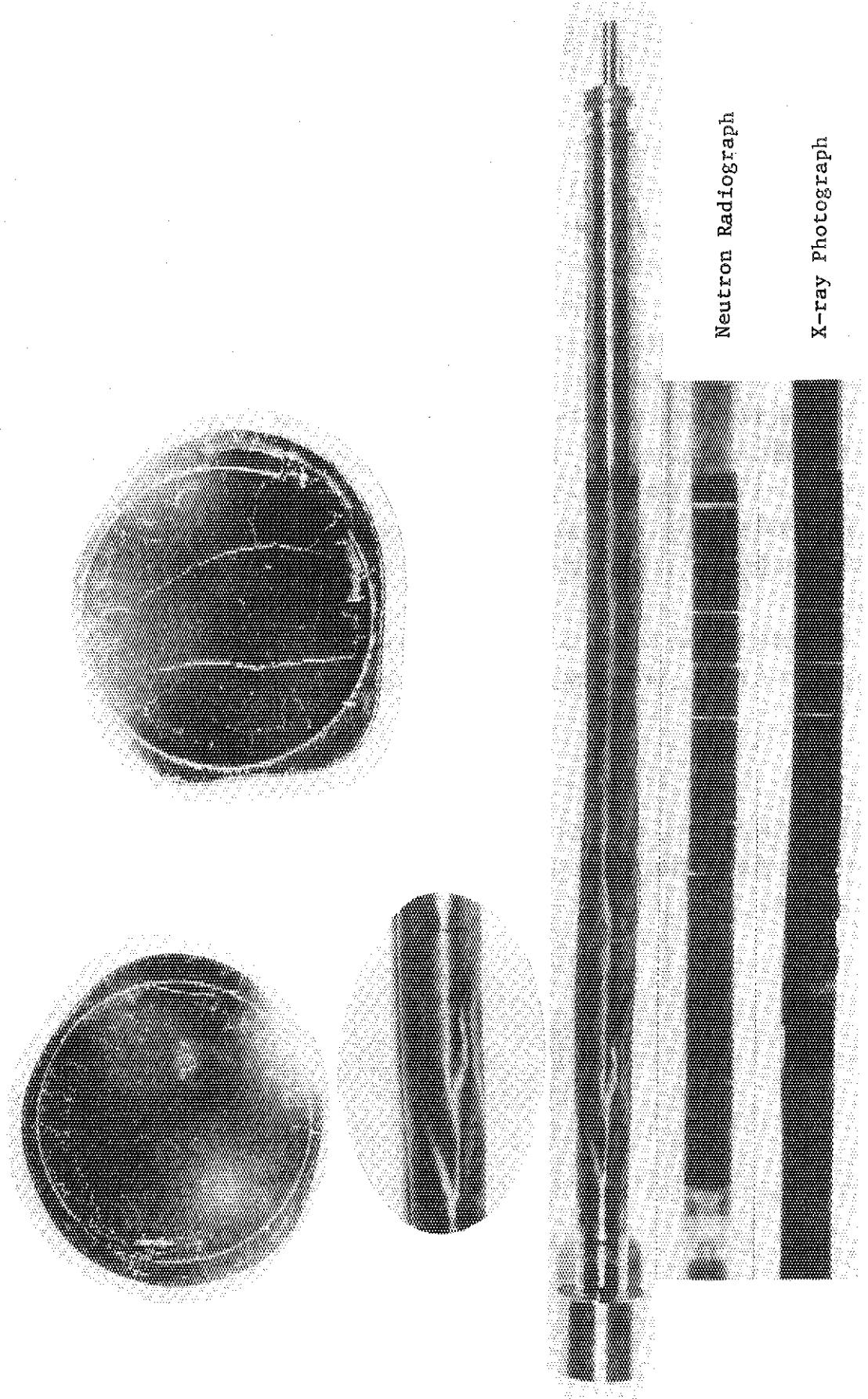


Fig. 4.7 Test Fuel Rod after Irradiation in Test No. 222-5

## 5. 結 論

濃縮度をパラメータとして発熱歪の相違が破損しきい値に及ぼす影響を調べた。一連の実験から得られた結果を要約すると以下のようになる。

- (1) 濃縮度が高くなるにつれて破損しきい値は低下する。すなわち、濃縮度 5 %, 10 % および 20 % の試験燃料の破損しきい値はそれぞれ 267 ~ 278 cal/g UO<sub>2</sub>, 252 ~ 265 cal/g UO<sub>2</sub> および 246 ~ 248 cal/g UO<sub>2</sub> の範囲にある。
- (2) 被覆管表面の最高温度の測定データから外挿すると、各濃縮度の破損しきい値近傍の被覆管温度はジルカロイの溶融温度ほど一致する。
- (3) 照射後検査から、未破損燃料の場合には、被覆管が一部分溶融して軽微な変形が見られた。一方、破損した燃料の場合には、被覆管が全周にわたって溶融し激しい偏肉が生じると共に、ペレットスタックに不整合が見られた。
- (4) 以上の実験結果から、破損しきい値は、ペレット外周近傍の発熱量、すなわち、ペレット外周近傍の温度によって影響を受け、発熱ピーキング係数が大きくなるにしたがって低下する。
- (5) 破損形態は被覆管のクラックであり、破損した燃料は被覆管内面の溶融、溶融による激しい変形がみられることから、標準試験燃料の破損形態と同様に被覆管の溶融に起因する破損である。

### 謝 辞

本報告をまとめるに当り、種々の面で有益な助言を賜わった反応度安全研究室長石川迪夫氏、実験遂行に当り御助力、御協力を賜わった NSRR 管理室長富井格三氏ほか室員の方々に深く感謝の意を表します。

## 5. 結論

濃縮度をパラメータとして発熱歪の相違が破損しきい値に及ぼす影響を調べた。一連の実験から得られた結果を要約すると以下のようになる。

- (1) 濃縮度が高くなるにつれて破損しきい値は低下する。すなわち、濃縮度 5 %, 10 % および 20 % の試験燃料の破損しきい値はそれぞれ 267 ~ 278 cal/g UO<sub>2</sub>, 252 ~ 265 cal/g UO<sub>2</sub> および 246 ~ 248 cal/g UO<sub>2</sub> の範囲にある。
- (2) 被覆管表面の最高温度の測定データから外挿すると、各濃縮度の破損しきい値近傍の被覆管温度はジルカロイの溶融温度ほど合致する。
- (3) 照射後検査から、未破損燃料の場合には、被覆管が一部分溶融して軽微な変形が見られた。一方、破損した燃料の場合には、被覆管が全周にわたって溶融し激しい偏肉が生じると共に、ペレットスタックに不整合が見られた。
- (4) 以上の実験結果から、破損しきい値は、ペレット外周近傍の発熱量、すなわち、ペレット外周近傍の温度によって影響を受け、発熱ピーキング係数が大きくなるにしたがって低下する。
- (5) 破損形態は被覆管のクラックであり、破損した燃料は被覆管内面の溶融、溶融による激しい変形がみられることから、標準試験燃料の破損形態と同様に被覆管の溶融に起因する破損である。

### 謝辞

本報告をまとめるに当り、種々の面で有益な助言を賜わった反応度安全研究室長石川迪夫氏、実験遂行に当り御助力、御協力を賜わった NSRR 管理室長富井格三氏ほか室員の方々に深く感謝の意を表します。

## 参 考 文 献

- (1) BORAX-V Project Staff, "Design and Hazard Summary Report, BORAX-V", ANL-6302 (1961).
- (2) BORAX-V Project Staff, "Experiments on Boiling Core B-2, BORAX-V", ANL-6849 (1964).
- (3) Miller R.W., et al., "Report of the SPERT-1 Destructuve Test Program on the Aluminum Plate Type, Water Moderated Reactor", IDO-16883 (1964).
- (4) Ergen W.K., "SPERT-1 Destructive Test with UO<sub>2</sub> Fuel", Nuclear Safety, 5, 231~234 (1964).
- (5) U.S. AEC, "Nuclear Incident at the SL-1 Reactor", IDO-19302 (1962).
- (6) SL-1 Project/GE, "Final Report of SL-1 Recovery Operation", IDO-19311 (1962).
- (7) Kesseler W.E., Weydert L.N., "SNAPTRAN-2/10A Destructive Test Result", IDO-17019, (1963).
- (8) Taxelius T.G., et al., "Annual Report SPERT Project October 1968 ~ September 1969", IN-1370 (1970).
- (9) Freshley M.D., et al., "The Transient Behavior of Vipac and Pellet Thermal Reactor Oxide Fuels", Nuclear Technology Vol.15 (1972).
- (10) 石川迪夫, 他, " NSRR実験プログレス・レポート・1 (1975年10月~1976年3月)", JAERI -M 6635, (1976)。
- (11) 石川迪夫, 他, " NSRR 実験プログレス・レポート・2 (1976年4月~1976年6月)", JAERI -M 6790, (1976)。
- (12) 安全工学部, 反応度安全研究室, 他: " NSRR 実験プログレス・レポート・3 (1976年7月~1976年12月)", JAERI -M 7051, (1977)。
- (13) 安全工学部, 反応度安全研究室, 他: " NSRR 実験プログレス・レポート・4 (1977年1月~1977年6月)", JAERI -M 7304, (1977)。
- (14) 安全工学部, 反応度安全研究室, 他: " NSRR 実験プログレス・レポート・5 (1977年7月~1977年12月)", JAERI -M 7554, (1978)。
- (15) 石川迪夫, 他, " NSRR 実験報告(I), 軽水炉燃料の常温・常圧下での破損実験", 日本原子力学会誌, Vol. 19, No. 7 (1977)。
- (16) 塩沢周策, " NSRR 実験における標準燃料の振舞いに関する一考察", JAERI -M 7267, (1977)。

- (17) 大西信秋, 他, “NSRR 実験における試験燃料の発熱量の評価”, JAERI-M 7539, (1978)。
- (18) 星薦雄, 他, “反応度事故条件下における未照射燃料の破損挙動”, 日本原子力学会誌, Vol. 20, No. 9, (1978)。
- (19) 石川迪夫, 他, “NSRR 実験報告(II), 軽水炉燃料の常温, 常圧下での破損実験”, 日本原子力学会誌, 近刊。
- (20) K.D. Lathrop, "DTF-IV, A FORTRAN-IV Program for Solving the Multigroup Transport Equation with Anisotropic Scattering," LA-3373 (1965).
- (21) MacDonald P.E., Croker J.G., "MATPRO-Version 09, A Handbook of Materials Properties for Use in the Analysis of Light Water Reactor Fuel Rod Behavior, TREE-NUREG-1005 (1976).
- (22) 安全工学部, NSRR 管理室, 反応度安全研究室, “NSRR 臨界および特性試験報告, 第1分冊～第4分冊”, JAERI-M 6791 (1976)。

## 附録 I 試験燃料の変形

参考のために、切断する前に測定した試験燃料の変形量を Fig. I. 1 ~ Fig. I. 4 に示す。測定はプロファイルメータを用いて行なった。ここに示した試験燃料以外は破損するか、または変形が激しいために測定不能であった。

次に、各試験燃料の曲りおよび軸方向の伸びをそれぞれ Fig. I. 5 および Fig. I. 6 に示す。データの数が少ないとデータがばらついているために、この図から特徴的なことをいうことは難しい。Fig. I. 7 は各濃縮燃料の変形量を比較して示した図である。この図から分るように、濃縮度の違いによる変形量の違いは然程みられない。また、発熱量の増加に伴ない、いずれの濃縮燃料の場合も変形量はほど直線的に増大し、破損しきい値近傍で大きく変化しているのは、恐らく被覆管が溶融して変形したことによると考えられる。

## 附録II 照射後燃料の外観

Fig. II. 1 から Fig. II. 8 に 5% および 20% 濃縮燃料の照射後の外観写真および X 線、ニュートロンラジオグラフィの写真を示す。

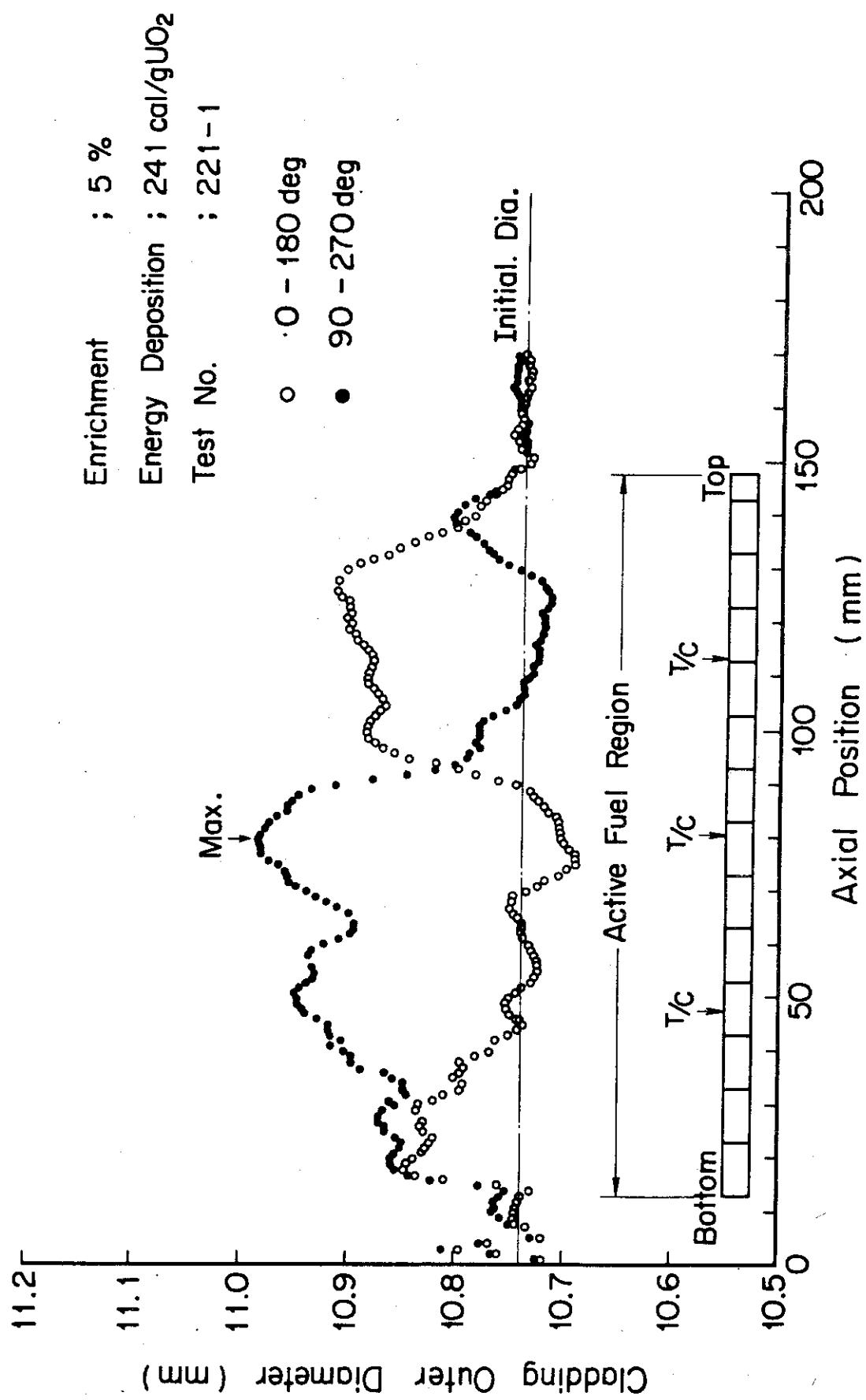


Fig. I.1 Results of Profilometer Measurements (1)

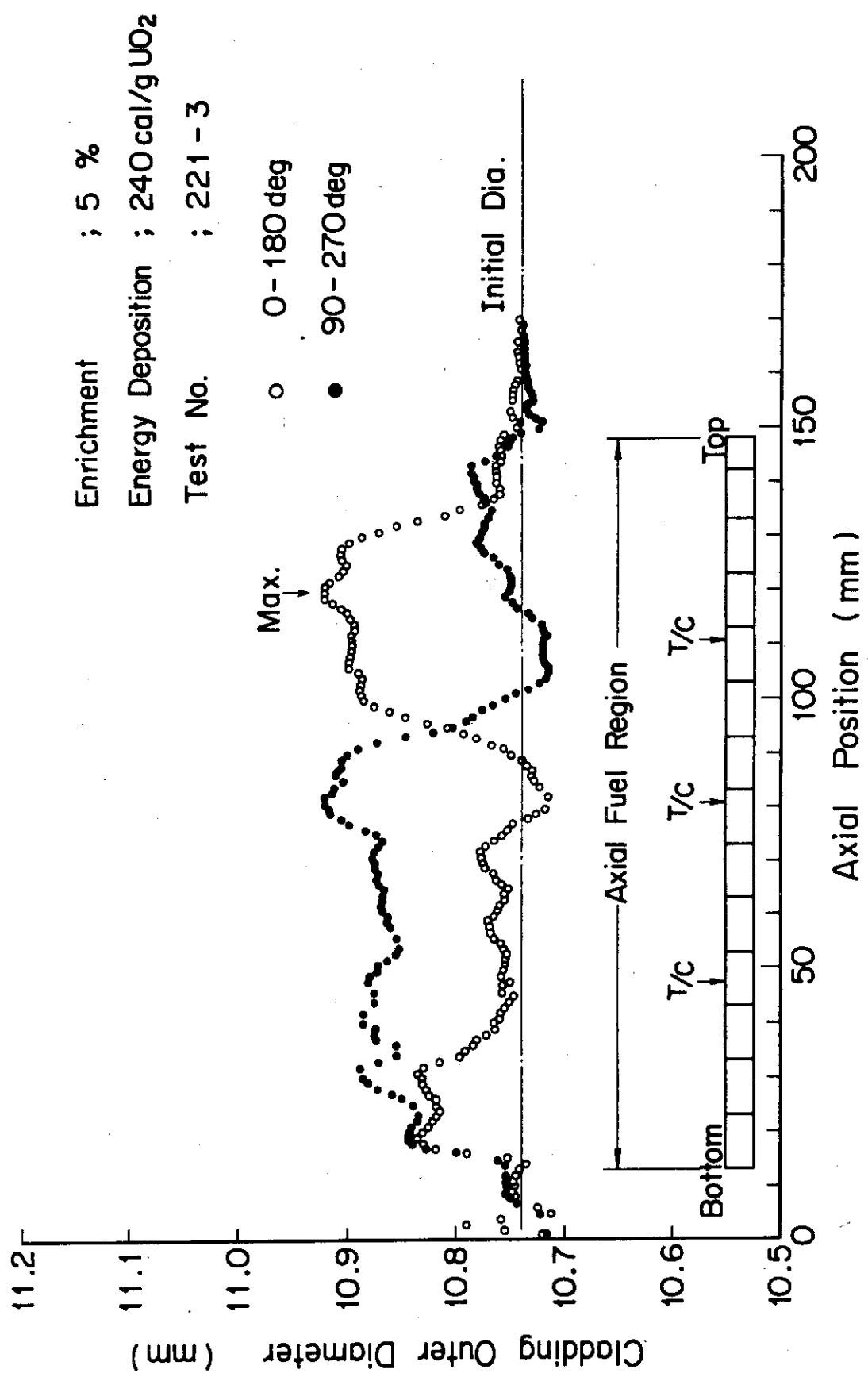


Fig. I.2 Results of Profilometer Measurements (3)

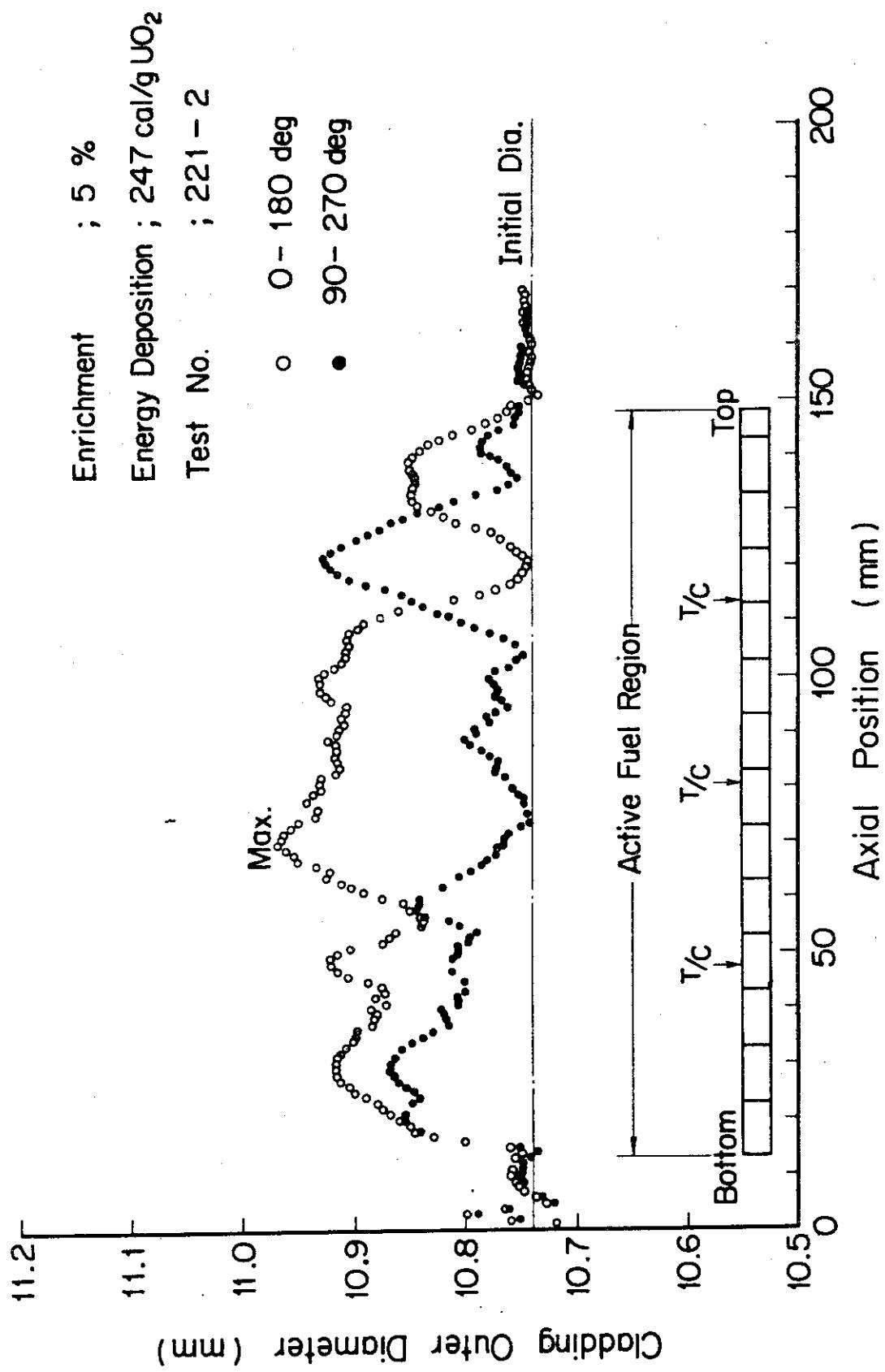


Fig. I.3 Results of Profilometer Measurements (2)

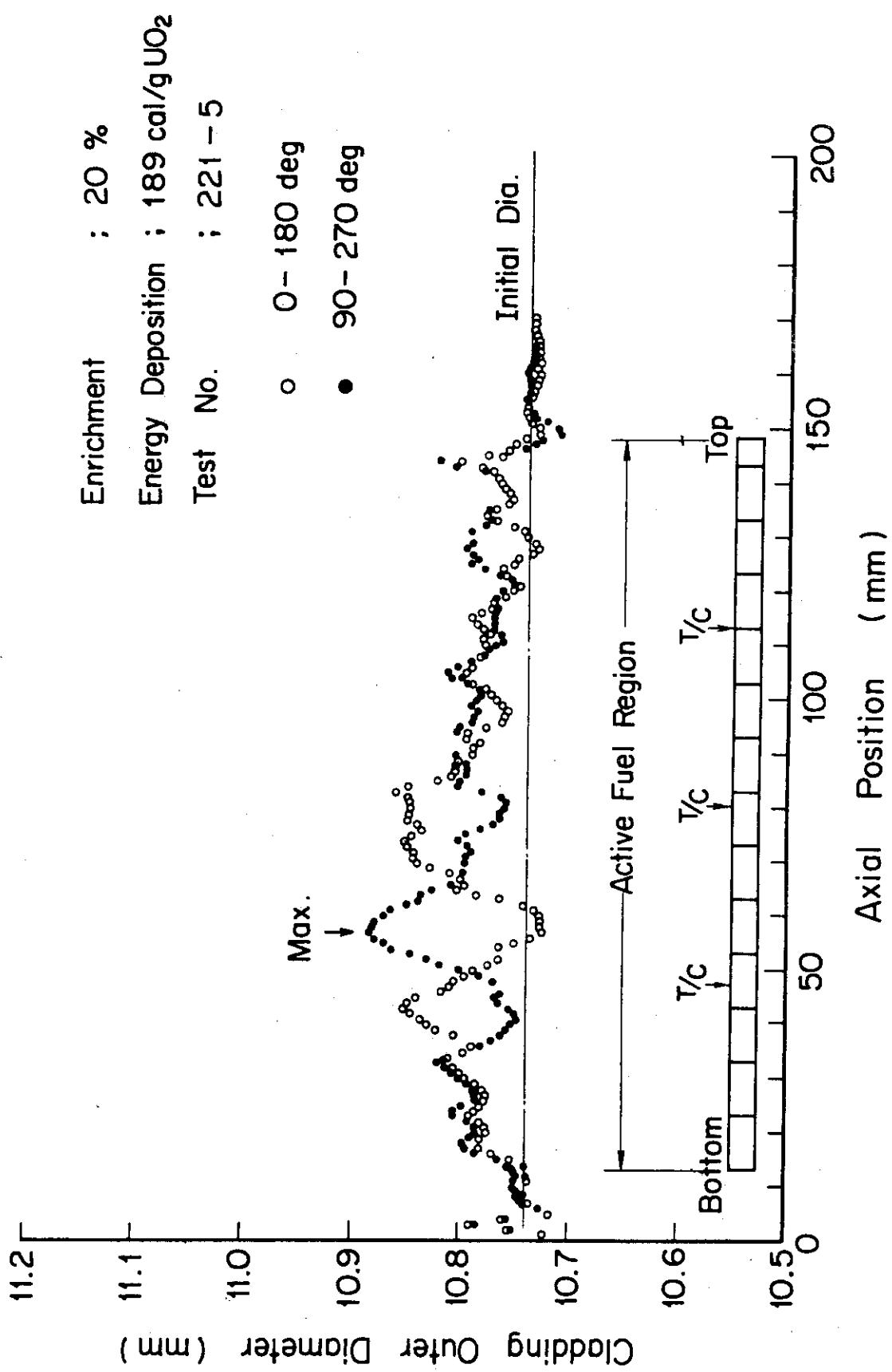


Fig. I.4 Results of Profilometer Measurements (4)

JAERI-M 7990

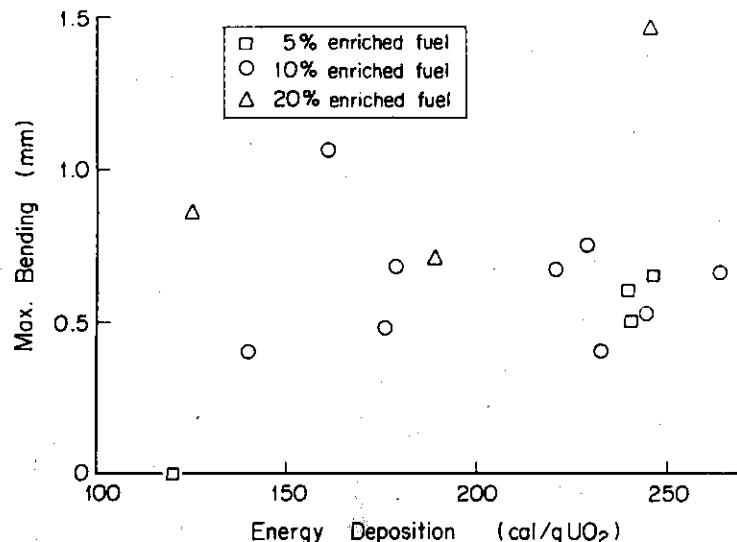


Fig. I.5 Comparison of Max. Bending

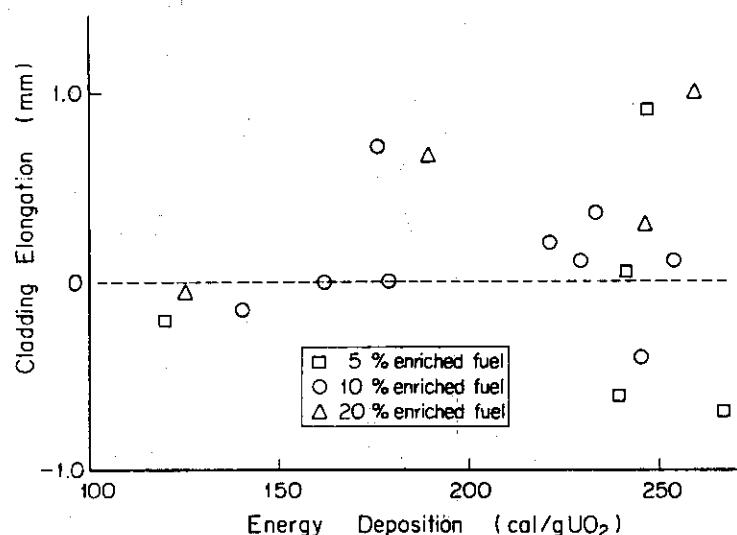


Fig. I.6 Comparison of Cladding Elongation

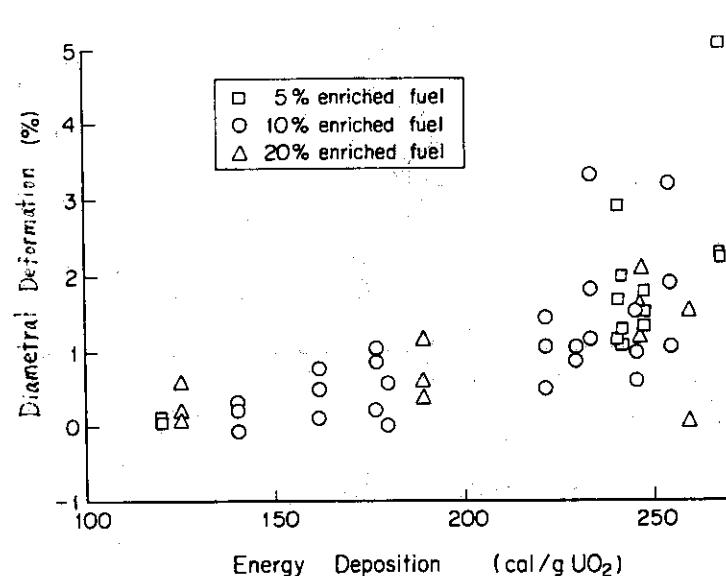


Fig. I.7 Comparison of Cladding Ballooning

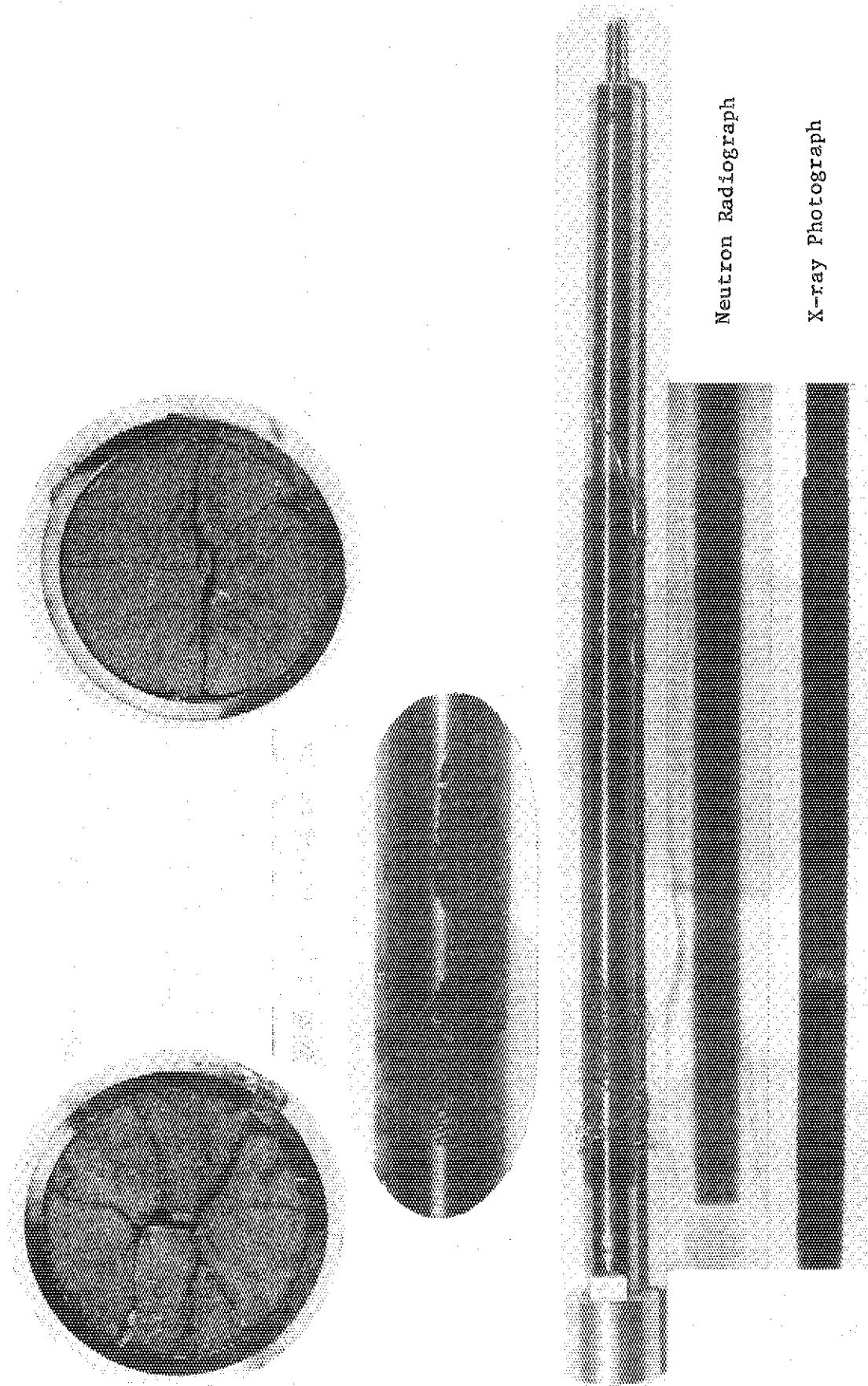


Fig. II.1 Test Fuel Rod after Irradiation in Test No. 221-3 (240 cal/gUO<sub>2</sub>)

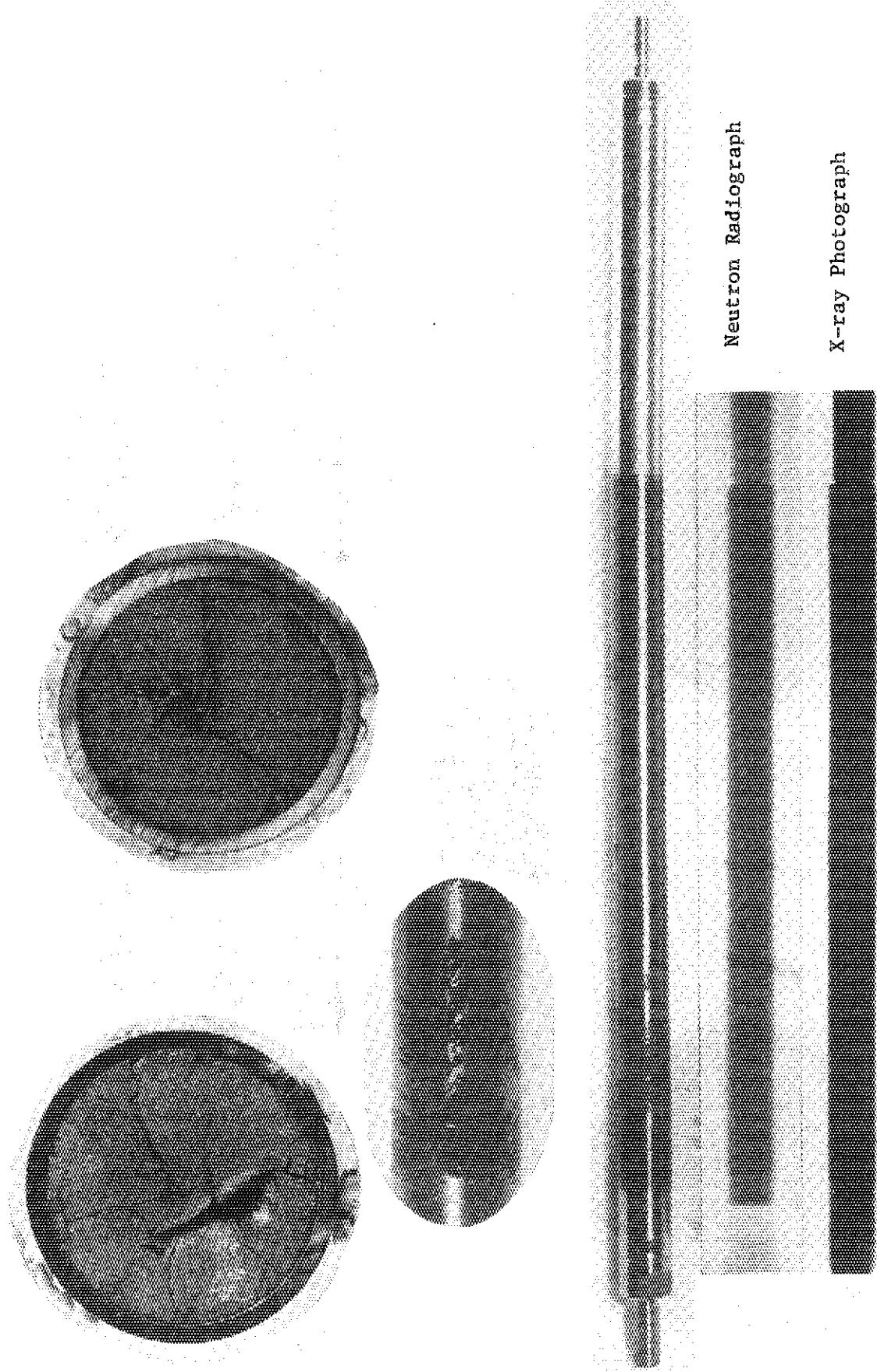


Fig. II.2 Test Fuel Rod after Irradiation in Test No. 221-1 (241 cal/gUO<sub>2</sub>)

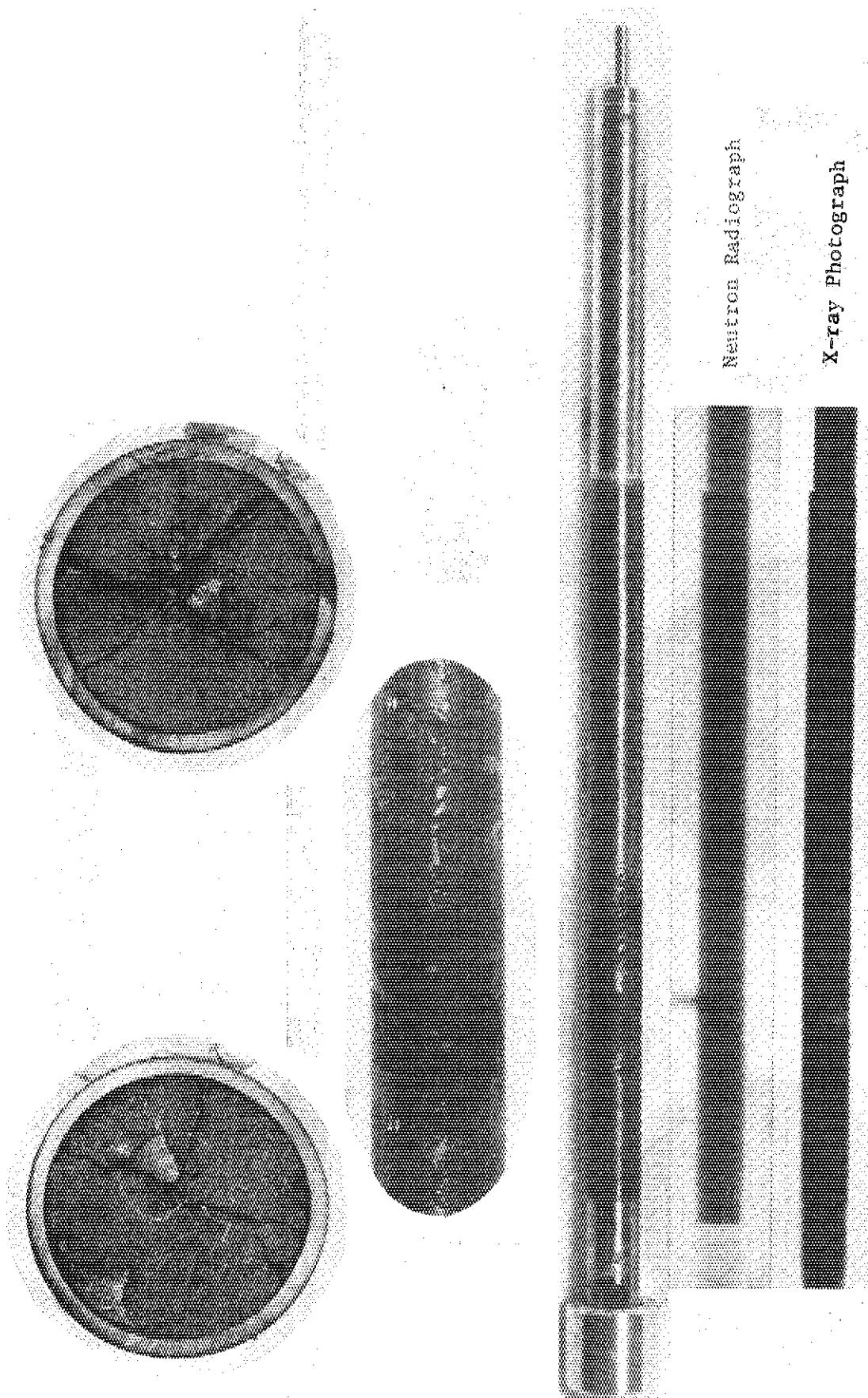


Fig. II.3 Test Fuel Rod after Irradiation in Test No. 221-2 (247 cal/gUO<sub>2</sub>)

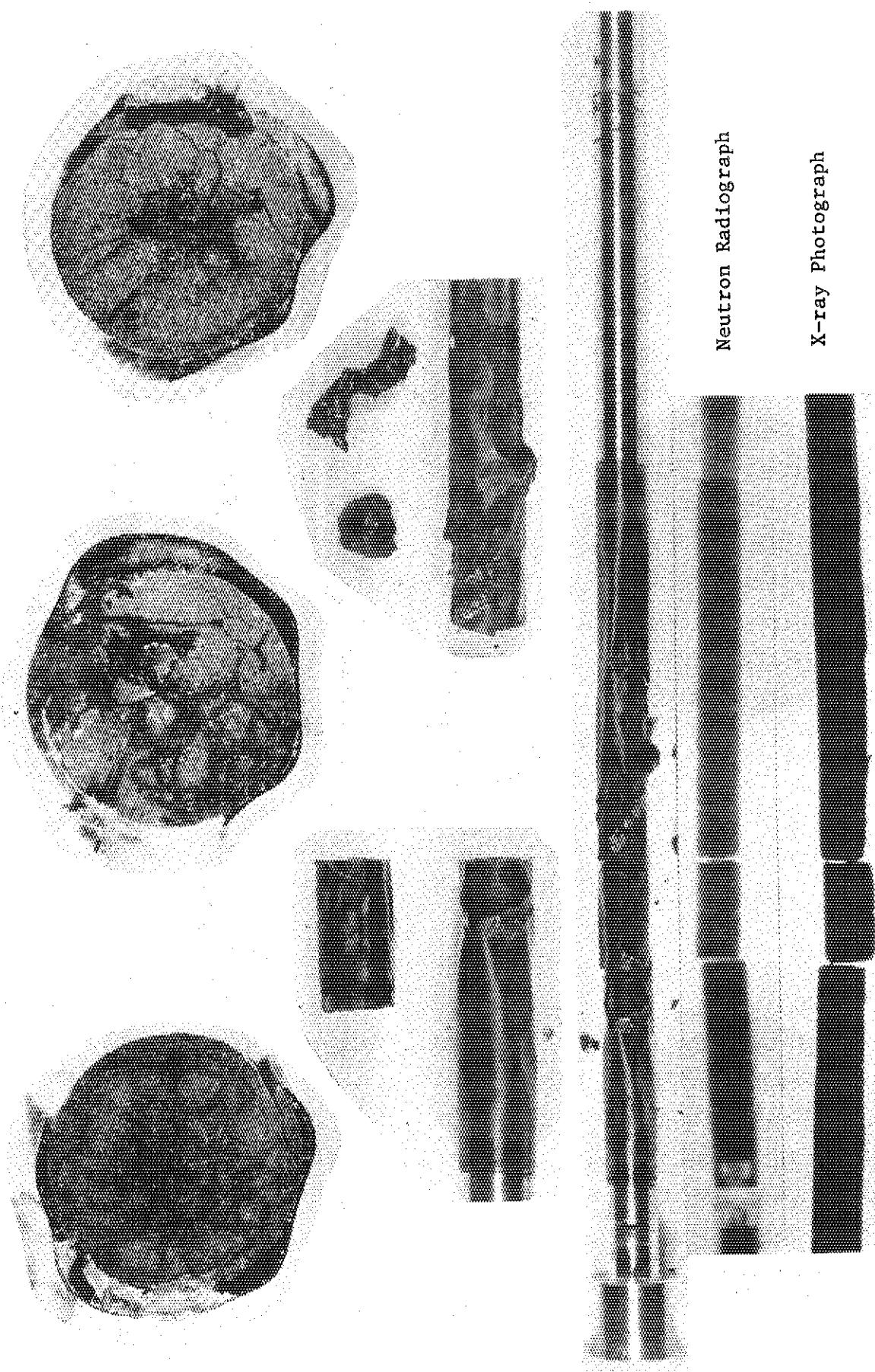


Fig. II.4 Test Fuel Rod after Irradiation in Test No. 222-2 (289 cal/g $\text{UO}_2$ )

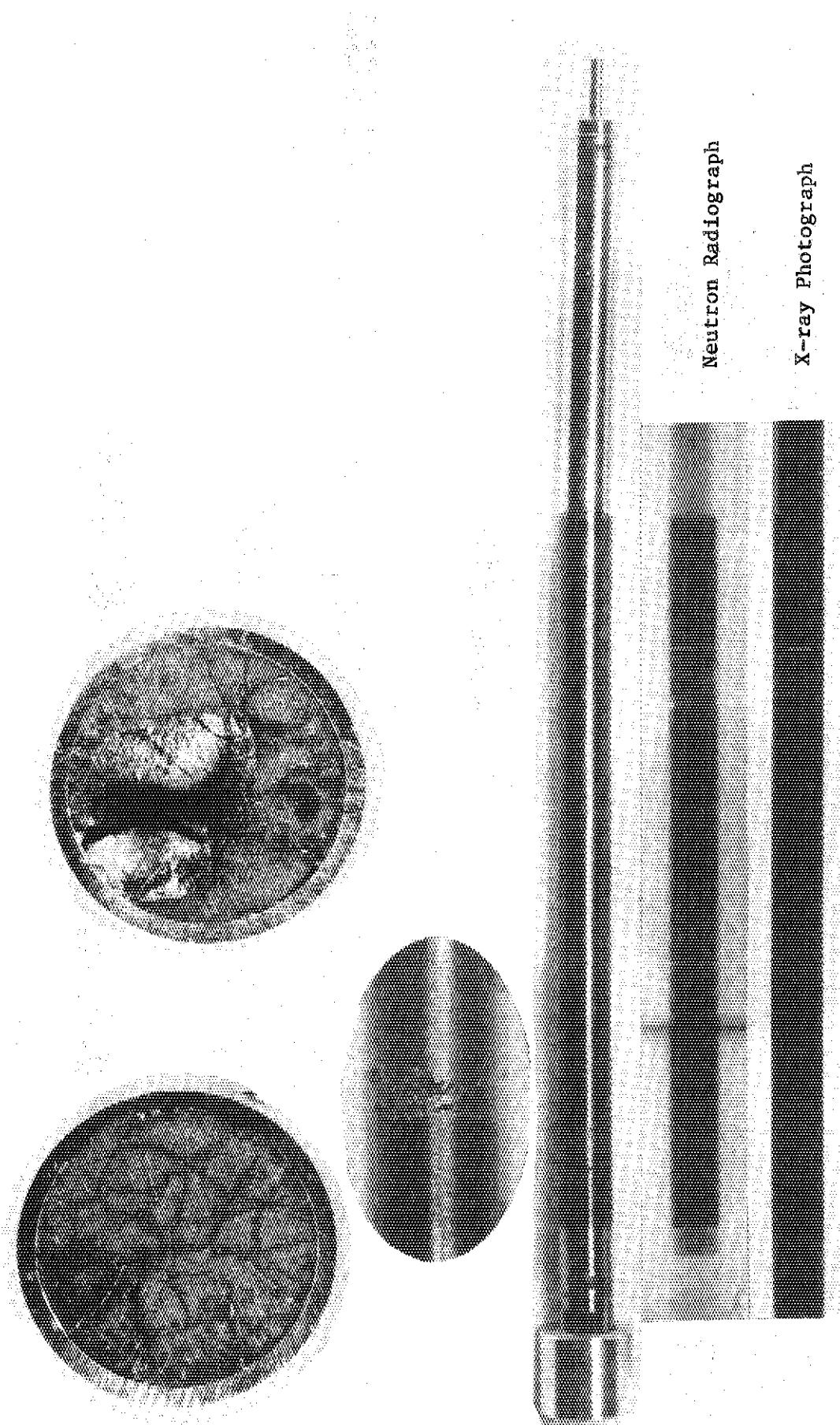


Fig. II.5 Test Fuel Rod after Irradiation in Test No. 221-5 (189 cal/gUO<sub>2</sub>)

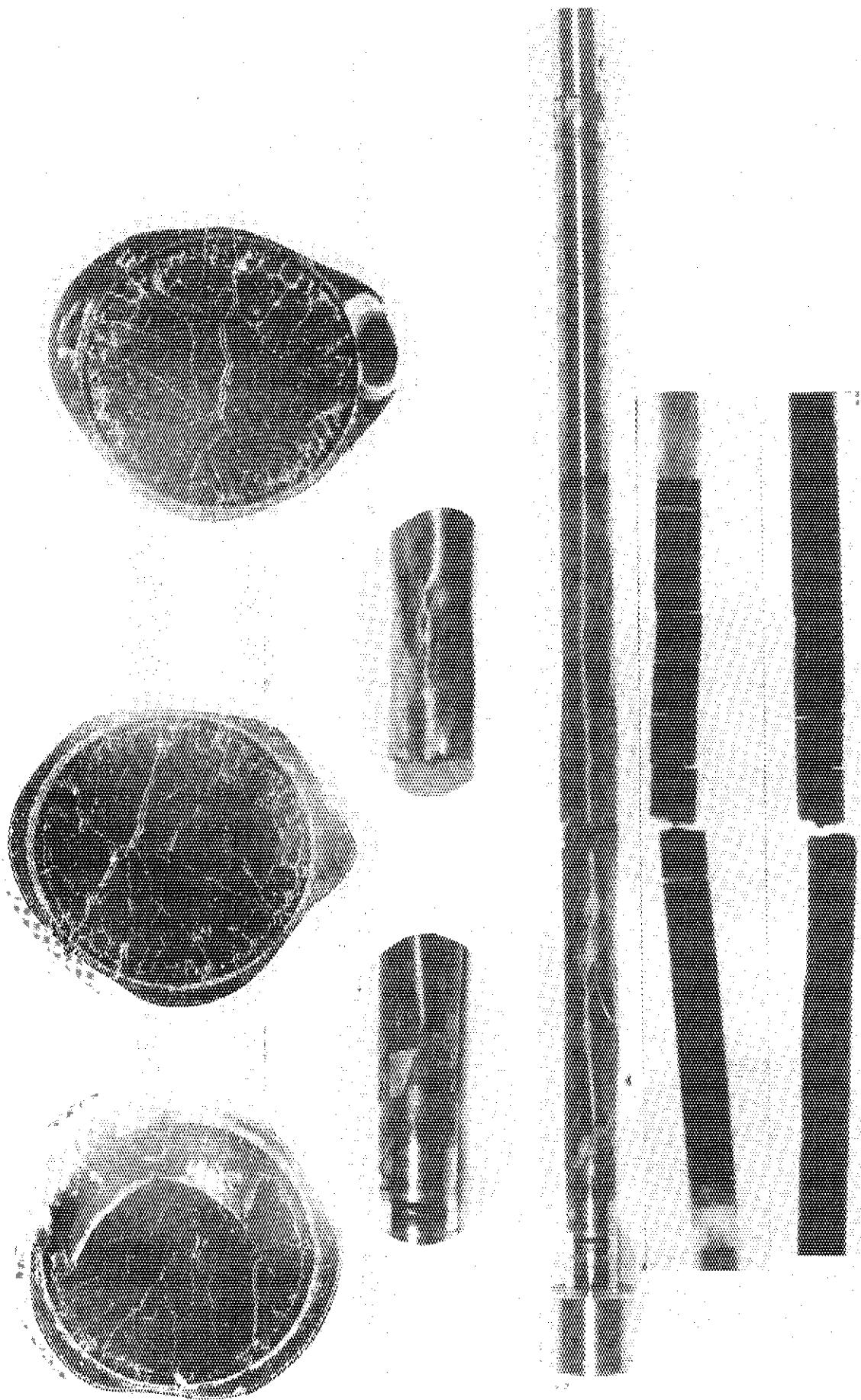


Fig. II.6 Test Fuel Rod after Irradiation in Test No. 222-4 (252 cal/gUO<sub>2</sub>)

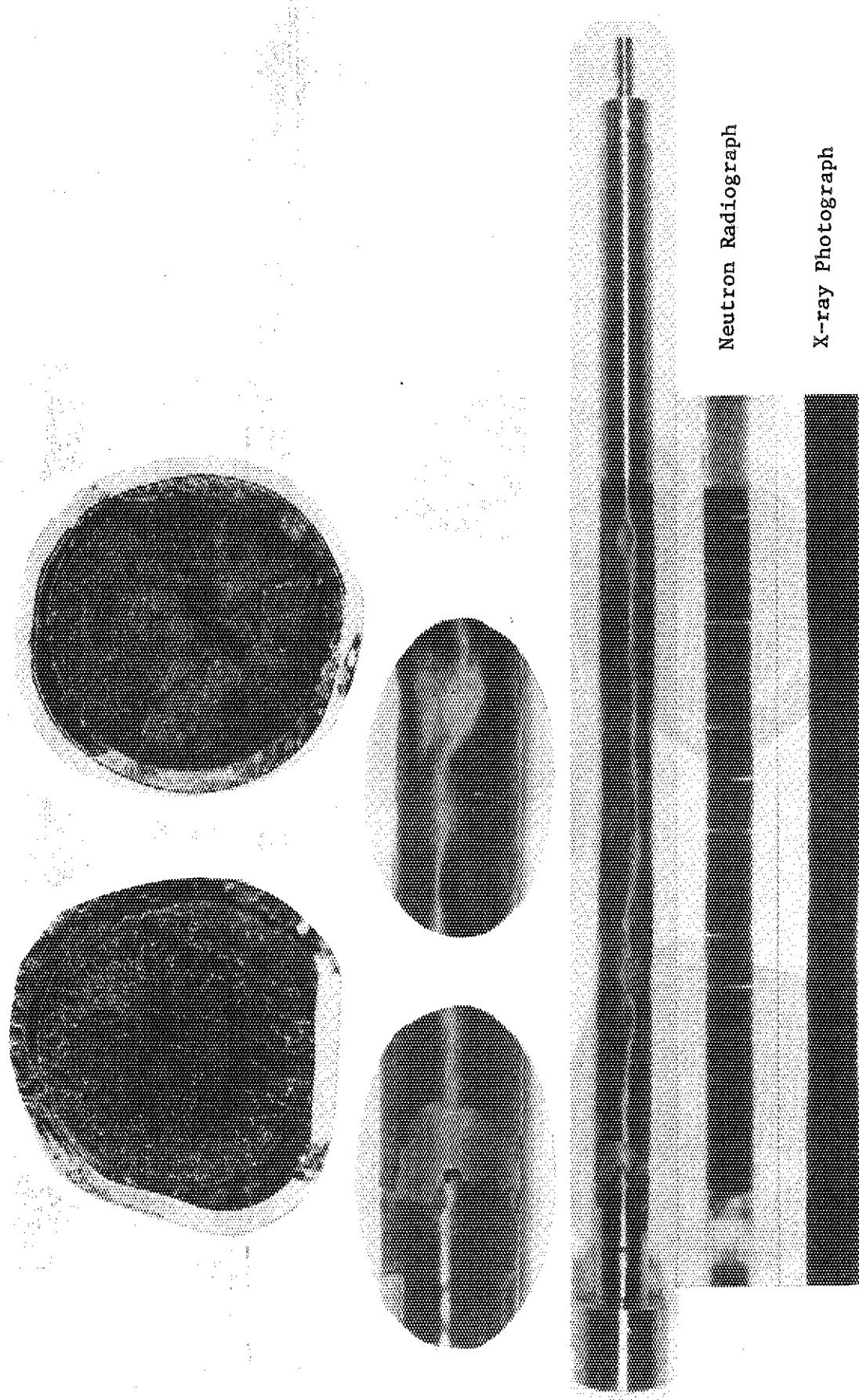


Fig. III.7 Test Fuel Rod after Irradiation in Test No. 222-6 (259 cal/gUO<sub>2</sub>)

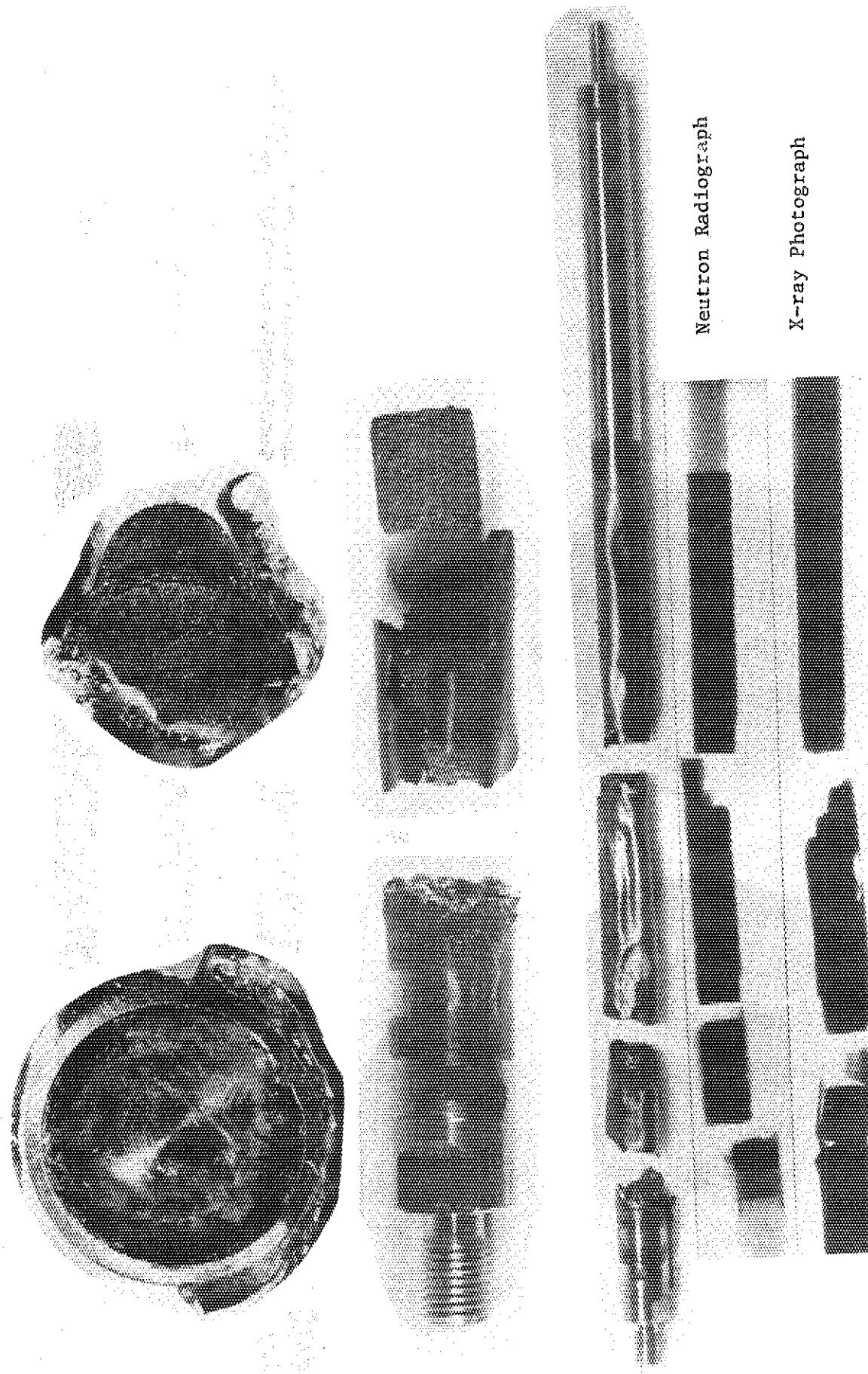


Fig. II.8 Test Fuel Rod after Irradiation in Test No. 221-4 (277 cal/g $\text{UO}_2$ )