JAERI-M
84-106

被覆粒子燃料コンパクトの照射挙動試験(III)

(JMTRによる76F-6Aキャプセルの照射)

1984年6月

菊池　輝男・飛田　　勉・福田　幸朔・岩本　多実
井川　勝市・石本　　清・松島　秀夫

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

JAERI-M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。
入手の問合わせは，日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて，お申しこしください。なお，このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11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。

JAERI-M reports are issued irregularly.
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Section, Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1984

編集兼発行　日本原子力研究所
印　　刷　いばらき印刷㈱

JAERI－M 84－106

被覆粒子燃料コンパクトの照射挙動試験（Ⅲ）
（JMTR による 76 F－6 A キャプセルの照射）

日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部
菊池　輝男・飛田　勉[+]・福田　幸朔[+]・岩本　多実[+]
井川　勝市[+]・石本　清・松島　秀夫

（1984 年 5 月 18 日受理）

高温ガス炉用燃料コンパクトの照射健全性とコンパクト用マトリックス材の照射特性を調べるために，針状コークス黒鉛系及び天然黒鉛－石油コークス黒鉛混合系マトリックスにより製作した燃料コンパクトを，76 F－6 A キャプセルに封入し，JMTR の燃料領域において，3 サイクル（約 62 日間）照射した。このキャプセルの高速中性子照射量の最大値は，1.6×10^{21}（n／cm^2）（E ＞ 0.18 MeV），燃焼率の最大値は 3.4 % FIMA，照射最高温度は 1310 ℃であった。この結果，天然黒鉛－石油コークス黒鉛混合系燃料コンパクトの長さ及び直径の収縮率は，それぞれ 0.8 %及び 1.1 %であり，針状コークス黒鉛系燃料コンパクトの直径の収縮率は，これにくらべて若干大きかった。また，燃料コンパクトの金相試験の結果，一部の被覆粒子の緩衝層に，中性子照射により生じた破損がみられた。

+）燃料工学部

JAERI-M 84-106

Irradiation Performance of Coated Particle Fuel Compact (III)
(Irradiation Experiment in JMTR Capsule, 76F-6A)

Teruo KIKUCHI, Tsutomu TOBITA[+], Kosaku FUKUDA[+], Kazumi IWAMOTO[+], Katsuichi IKAWA[+], Kiyoshi ISHIMOTO and Hideo MATSUSHIMA

Department of Research Reactor Operation,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received May 18, 1984)

The primary objectives of 76F-6A experiment were to test and to compare the irradiation performance of fuel compacts for HTGR, with matrix material of needle coke graphite and natural graphite-petroleum coke graphite powder. The capsule was irradiated in the fuel region of JMTR (Japan Material Testing Reactor) to a peak temperature of 1319°C, fast neutron fluence (E>0.18 MeV) of 1.6×10^{21} (n/cm^2), and burnup of 3.4% FIMA. The maximum length and diameter contraction of fuel compacts with natural graphite-petroleum coke graphite powder are 0.8 and 1.1%, respectively. The contraction of diameter of fuel compacts with needle coke graphite is a little larger. The metallography of the fuel compacts showed that the buffer coating layer of some coated particles had failed as a result of fast neutron damage.

Keywords; HTGR, Fuel, Coated Particle, Irradiation Performance

---

+) Department of Fuels and Materials Research, Tokai, JAERI

目　　次

1. はじめに …… 1
2. 76F－6Aキャプセルの概要 …… 1
3. 76F－6Aキャプセルの照射試料 …… 2
4. 76F－6Aキャプセルの照射条件 …… 3
5. 76F－6Aキャプセルの照射後試験 …… 3
5.1 照射後試験の概要 …… 3
5.2 キャプセルの外筒及び内筒の外観 …… 4
5.3 燃料コンパクト …… 4
5.3.1 外　観 …… 4
5.3.2 寸　法 …… 4
5.3.3 重　量 …… 4
5.3.4 γ線スペクトロメトリー …… 5
5.3.5 金相及びX線検査 …… 5
5.3.6 電解解砕及び酸浸出試験 …… 7
5.4 電解解砕被覆粒子 …… 7
5.4.1 外　観 …… 7
5.4.2 X線検査 …… 8
5.4.3 破壊強度 …… 8
5.5 黒鉛スリーブ …… 9
5.5.1 外　観 …… 9
5.5.2 γ線スペクトロメトリー …… 9
5.6 ダミーコンパクト …… 11
5.6.1 外　観 …… 11
6. 考　察 …… 11
7. まとめ …… 14
謝　辞 …… 15
参考文献 …… 16

Contents

1. Introduction 1
2. Description of 76F-6A capsule 1
3. Description of fuel specimens 2
4. Description of irradiation 3
5. Post-irradiation examination 3
5.1 Outline of post-irradiation examination 3
5.2 Visual examination of outer and inner capsule 4
5.3 Fuel compact 4
5.3.1 Visual examination 4
5.3.2 Dimension 4
5.3.3 Weight 4
5.3.4 Gamma-ray spectrometry 5
5.3.5 Metallography and X-ray inspection 5
5.3.6 Electrolytic deconsolidation and acid leaching 7
5.4 Coated particle 7
5.4.1 Visual examination 7
5.4.2 X-ray microradiography 8
5.4.3 Crushing strength 8
5.5 Graphite sleeve 9
5.5.1 Visual examination 9
5.5.2 Gamma-ray scan 9
5.6 Dummy compact 11
5.6.1 Visual examination 11
6. Discussion 11
7. Conclusions 14
Acknowledgments 15
References 16

1. はじめに

原研が開発中の高温ガス実験炉の燃料は，被覆粒子を黒鉛粉末およびフェノール樹脂と混合し，温間で中空円筒形に成形し，焼成炭化したものを，黒鉛スリーブ中に充填し，さらにこれを，黒鉛製六角柱型ブロックの孔の中に，装荷したものである[1),2)]。実験炉用燃料の製造試験，照射前および照射後の評価試験が，高温ガス実験炉の研究開発のプロジェクトの発足と同時に，着手された。照射による燃料の健全性の評価試験は，JRR－2およびJMTRにおいて実施されることになったが，このうち熱物性の測定やアメーバ効果試験のような特殊な照射試験はJRR－2において，高い高速中性子照射量や大きな燃焼率を要求される燃料の健全性の評価試験は，JMTRにおいて実施されることになり，すでにいくつか報告がみられる[3)－12)]。

JMTRによる高温ガス炉用燃料の照射試験は，当初密封キャプセルによる被覆燃料粒子および燃料コンパクトの照射試験が実施されたが，その後ガススイープキャプセルおよびOGL－1ガスループが開発され，照射中の燃料からのFPガスの放出率を測定できるようになった。なお，これらの照射装置の導入にともなって，被覆燃料粒子のルーズベッドの密封キャプセルによる照射は，中止されたが，密封キャプセルによる燃料コンパクトの照射試験は，その後も継続しておこなわれている。JMTRにおける密封キャプセルによる燃料コンパクトの照射試験は，すでに3本のキャプセル（71F－6A，72F－8Aおよび72F－9Aキャプセル）の照射試験が終了し，その試験結果についてはすでに報告した[11)]。本報告は，これらの燃料コンパクトの照射試験につづくもので，高温ガス実験炉のMK－Ⅲ仕様に準じて製作した被覆粒子燃料コンパクトを，実験炉の照射条件なみに加速照射し，その結果をまとめたものである。

2. 76F-6Aキャプセルの概要

76F－6Aキャプセルの構造を，Fig. 1に示す。外径36 mm，内径18 mm，長さ36 mmの燃料コンパクト14個およびIG－11黒鉛製のダミーコンパクト（外径36 mm，内径18 mm，長さ18 mm）3個を，黒鉛スリーブ中に充填し，その両端にジルコニウムの酸素ゲッターおよび熱反射板を配置した。さらに黒鉛スリーブの上側には，これらの部品に加えて，ステンレス鋼のスペーサーおよびスプリングを配置して，これら全体をステンレス鋼の内筒に入れ両側から端栓をし，溶接により封じた。ダミーコンパクトの充填位置は，燃料コンパクトのスタックの中央および両端であり，その充填の目的は，試料の区画と燃料コンパクトのスタック長さの調整である。黒鉛スリーブは両端部に近づくに従って径を細くし，ステンレス鋼内筒とのギャップ間隔を大きくし，キャプセルの両端部での熱中性子束の減少による試料温度の低下を，キャプセル外への熱移動抵抗を増すことにより防いである。ステンレス鋼の内筒は，アルミニウムの熱媒体でかこって，ステンレス鋼の外筒に入れ，溶接により封じた二重気密構造である。

燃料コンパクトの中心の穴にはニオブ管を挿入し，そのなかに，タングステン・レニウム熱電

1. はじめに

原研が開発中の高温ガス実験炉の燃料は，被覆粒子を黒鉛粉末およびフェノール樹脂と混合し，温間で中空円筒形に成形し，焼成炭化したものを，黒鉛スリーブ中に充填し，さらにこれを，黒鉛製六角柱型ブロックの孔の中に，装荷したものである[1),2)]。実験炉用燃料の製造試験，照射前および照射後の評価試験が，高温ガス実験炉の研究開発のプロジェクトの発足と同時に，着手された。照射による燃料の健全性の評価試験は，JRR－2およびJMTRにおいて実施されることになったが，このうち熱物性の測定やアメーバ効果試験のような特殊な照射試験はJRR－2において，高い高速中性子照射量や大きな燃焼率を要求される燃料の健全性の評価試験は，JMTRにおいて実施されることになり，すでにいくつか報告がみられる[3)－12)]。

JMTRによる高温ガス炉用燃料の照射試験は，当初密封キャプセルによる被覆燃料粒子および燃料コンパクトの照射試験が実施されたが，その後ガススイープキャプセルおよびOGL－1ガスループが開発され，照射中の燃料からのFPガスの放出率を測定できるようになった。なお，これらの照射装置の導入にともなって，被覆燃料粒子のルーズベッドの密封キャプセルによる照射は，中止されたが，密封キャプセルによる燃料コンパクトの照射試験は，その後も継続しておこなわれている。JMTRにおける密封キャプセルによる燃料コンパクトの照射試験は，すでに3本のキャプセル（71F－6A，72F－8Aおよび72F－9Aキャプセル）の照射試験が終了し，その試験結果についてはすでに報告した[11)]。本報告は，これらの燃料コンパクトの照射試験につづくもので，高温ガス実験炉のMK－Ⅲ仕様に準じて製作した被覆粒子燃料コンパクトを，実験炉の照射条件なみに加速照射し，その結果をまとめたものである。

2. 76F-6Aキャプセルの概要

76F－6Aキャプセルの構造を，Fig. 1に示す。外径36 mm，内径18 mm，長さ36 mmの燃料コンパクト14個およびIG－11黒鉛製のダミーコンパクト（外径36 mm，内径18 mm，長さ18 mm）3個を，黒鉛スリーブ中に充填し，その両端にジルコニウムの酸素ゲッターおよび熱反射板を配置した。さらに黒鉛スリーブの上側には，これらの部品に加えて，ステンレス鋼のスペーサーおよびスプリングを配置して，これら全体をステンレス鋼の内筒に入れ両側から端栓をし，溶接により封じた。ダミーコンパクトの充填位置は，燃料コンパクトのスタックの中央および両端であり，その充填の目的は，試料の区画と燃料コンパクトのスタック長さの調整である。黒鉛スリーブは両端部に近づくに従って径を細くし，ステンレス鋼内筒とのギャップ間隔を大きくし，キャプセルの両端部での熱中性子束の減少による試料温度の低下を，キャプセル外への熱移動抵抗を増すことにより防いである。ステンレス鋼の内筒は，アルミニウムの熱媒体でかこって，ステンレス鋼の外筒に入れ，溶接により封じた二重気密構造である。

燃料コンパクトの中心の穴にはニオブ管を挿入し，そのなかに，タングステン・レニウム熱電

対を4対装荷した。これらの熱電対の先端部を，燃料コンパクト内のニオブ管とニオブ管の接続部に配置されている黒鉛製スペーサーの孔に挿入し，キャプセル中心の軸方向の温度分布を測定した。さらに，キャプセル中央と燃料コンパクトのスタックの上端付近における黒鉛スリーブ内表面の温度を測定するためにタングステン・レニウム熱電対が2対，アルミニウムの熱媒体中の軸方向の温度分布を測定するためにCA熱電対が3対，装荷されている。中性子照射量は，アルミ熱媒体中に装荷した4個のフルエンスモニターにより測定した。これらのフルエンスモニタは，炉心中央から下に28 mm及び217 mmのところにそれぞれ2個及び1個を，炉心中央から上に217 mmのところに1個を，炉心側に1個，炉心と反対側に3個となるように装荷した。熱電対およびフルエンスモニタの装荷位置は，Fig. 1の下図に示されている。キャプセルにはヘリウムガスを充填したが，内筒と外筒の間のガスは照射中にその充填ガス圧を変えることができ，キャプセルの照射温度の制御に利用される。

3. 76F-6Aキャプセルの照射試料

76F－6Aキャプセルで，照射した試料は，1976年（昭和51年）試作の燃料コンパクトで，3種の燃料コンパクトを照射した。これらの燃料コンパクトの特性の概要を，Table 1に，これらの燃料コンパクトに分散した被覆燃料粒子の特性をTable 2に示す。3種の燃料コンパクトの寸法は，全て外径36 mm，内径18 mm，長さ36 mmであり，被覆粒子の充填率は30 v／oである。バインダーにはフェノール樹脂を使用したが，76FP 1Aおよび76FP 3Aの燃料コンパクトのバインダー添加率は20％，76FP 2A燃料コンパクトのそれは10％である。76FP 1Aおよび76FP 2A燃料コンパクト用マトリックス黒鉛粉末には天然黒鉛粉末と石油コークス黒鉛粉末1：4の混合物を，76FP 3A用のそれには針状コークス黒鉛粉末を用いた。燃料コンパクトに被覆燃料粒子を30 v／o充填すると，キャプセルの発熱量が規制値を越えるので，その一部をSiC核のダミー被覆粒子によりおきかえた。なお，ダミー粒子の置換率は78％であり，残りの22％が被覆燃料粒子である。ダミー粒子の仕様は，被覆燃料粒子のそれに準じて定めている。

燃料コンパクトの調製法は，次の通りである。回転ドラム中で黒鉛粉末とフェノール樹脂の混合物を，被覆粒子にオーバーコートし，このオーバーコート粒子を金型により温間プレス成形したあと，不活性雰囲気中で800℃までゆっくりと昇温してフェノール樹脂を炭化させ，さらに真空中で，1800℃1時間の熱処理を行なった。76FP 1A，76FP 2Aおよび76FP 3A燃料コンパクトに充填した被覆粒子は，それぞれ76FPC 1A，76FPC 2Aおよび76FPC 3Aである。これらの被覆燃料粒子の断面写真をFig. 2に，SiC核粒子のそれをFig. 3に示す。76FPC 1A，76FPC 2Aおよび76FPC 3A被覆燃料粒子のX線写真を，それぞれFig. 4，Fig. 5およびFig. 6に示す。76FP 1A，76FP 2Aおよび76FP 3A燃料コンパクトの断面写真を，それぞれFig. 7，Fig. 8およびFig. 9に示す。76F－6Aキャプセルでは，76FP 1A燃料コンパクトを7個，76FP 2A燃料コンパクトを4個，76FP 3A燃料コンパクトを3個照射した。これらの燃料コンパクトのキャプセル内の充填位置を，Fig. 10に示す。

対を4対装荷した。これらの熱電対の先端部を，燃料コンパクト内のニオブ管とニオブ管の接続部に配置されている黒鉛製スペーサーの孔に挿入し，キャプセル中心の軸方向の温度分布を測定した。さらに，キャプセル中央と燃料コンパクトのスタックの上端付近における黒鉛スリーブ内表面の温度を測定するためにタングステン・レニウム熱電対が2対，アルミニウムの熱媒体中の軸方向の温度分布を測定するためにCA熱電対が3対，装荷されている。中性子照射量は，アルミ熱媒体中に装荷した4個のフルエンスモニターにより測定した。これらのフルエンスモニタは，炉心中央から下に28 mm及び217 mmのところにそれぞれ2個及び1個を，炉心中央から上に217 mmのところに1個を，炉心側に1個，炉心と反対側に3個となるように装荷した。熱電対およびフルエンスモニタの装荷位置は，Fig. 1の下図に示されている。キャプセルにはヘリウムガスを充填したが，内筒と外筒の間のガスは照射中にその充填ガス圧を変えることができ，キャプセルの照射温度の制御に利用される。

3. 76F-6Aキャプセルの照射試料

76F－6Aキャプセルで，照射した試料は，1976年（昭和51年）試作の燃料コンパクトで，3種の燃料コンパクトを照射した。これらの燃料コンパクトの特性の概要を，Table 1に，これらの燃料コンパクトに分散した被覆燃料粒子の特性をTable 2に示す。3種の燃料コンパクトの寸法は，全て外径36 mm，内径18 mm，長さ36 mmであり，被覆粒子の充填率は30 v／oである。バインダーにはフェノール樹脂を使用したが，76FP 1Aおよび76FP 3Aの燃料コンパクトのバインダー添加率は20％，76FP 2A燃料コンパクトのそれは10％である。76FP 1Aおよび76FP 2A燃料コンパクト用マトリックス黒鉛粉末には天然黒鉛粉末と石油コークス黒鉛粉末1：4の混合物を，76FP 3A用のそれには針状コークス黒鉛粉末を用いた。燃料コンパクトに被覆燃料粒子を30 v／o充填すると，キャプセルの発熱量が規制値を越えるので，その一部をSiC核のダミー被覆粒子によりおきかえた。なお，ダミー粒子の置換率は78％であり，残りの22％が被覆燃料粒子である。ダミー粒子の仕様は，被覆燃料粒子のそれに準じて定めている。

燃料コンパクトの調製法は，次の通りである。回転ドラム中で黒鉛粉末とフェノール樹脂の混合物を，被覆粒子にオーバーコートし，このオーバーコート粒子を金型により温間プレス成形したあと，不活性雰囲気中で800℃までゆっくりと昇温してフェノール樹脂を炭化させ，さらに真空中で，1800℃1時間の熱処理を行なった。76FP 1A，76FP 2Aおよび76FP 3A燃料コンパクトに充填した被覆粒子は，それぞれ76FPC 1A，76FPC 2Aおよび76FPC 3Aである。これらの被覆燃料粒子の断面写真をFig. 2に，SiC核粒子のそれをFig. 3に示す。76FPC 1A，76FPC 2Aおよび76FPC 3A被覆燃料粒子のX線写真を，それぞれFig. 4，Fig. 5およびFig. 6に示す。76FP 1A，76FP 2Aおよび76FP 3A燃料コンパクトの断面写真を，それぞれFig. 7，Fig. 8およびFig. 9に示す。76F－6Aキャプセルでは，76FP 1A燃料コンパクトを7個，76FP 2A燃料コンパクトを4個，76FP 3A燃料コンパクトを3個照射した。これらの燃料コンパクトのキャプセル内の充填位置を，Fig. 10に示す。

4. 76F-6Aキャプセルの照射条件

76F－6Aキャプセルは，JMTRの燃料領域孔K－6において，47サイクル（1979.6.18－1979.7.13），48サイクル（1979.11.12－1979.12.7）および49サイクル（1980.1.18－1980.2.10）と3サイクル照射した。積算照射時間は，JMTRの50MW出力時に換算して，1483時間（61.8日）である。熱中性子照射量および高速中性子照射量は，照射終了後フルエンスモニターの解析から，それぞれ，0.8×10^{21}～1.8×10^{21}（n／cm^2）および1.0×10^{21}～1.7×10^{21}（n／cm^2）と推定された。フルエンスモニタの解析から求めた軸方向の熱中性子照射量および高速中性子照射量の分布を，それぞれFig. 11およびFig. 12に示す。これらの値を照射時間で除し，熱中性子束および高速中性子束を求めると，それぞれ1.5×10^{14}～3.4×10^{14}（n／cm^2 sec）および1.8×10^{14}～3.1×10^{14}（n／cm^2 sec）となる。熱中性子照射量および高速中性子照射量の評価方法は，文献41に示されている。なお，熱中性子照射量が既知であれば，この値とウランの核分裂断面積から，簡単な計算により燃焼率の概略の値を求めることができる。この計算により，燃焼率は1.5～3.4％FIMAであった。なお，ウランの核分裂断面積は，480 barnを使用した。

76F－6Aキャプセルの47，48および49サイクルにおける燃料コンパクトの中心に装荷した熱電対T／C＃1，T／C＃3およびT／C＃4の指示値を，それぞれ，Fig. 13，Fig. 14およびFig. 15に示す。これらの温度をキャプセルの長さに対してプロットし，それをFig. 16に示す。各サイクル毎の各熱対の指示温度をまとめてTable 4に示す。以上の照射条件をまとめて，Table 3に示す。

5. 76F-6Aキャプセルの照射後試験

5.1 照射後試験の概要

76F－6Aキャプセルは，JMTRにおいて照射が終了したあと，東海研ホットラボに輸送し，照射後試験を行なった。76F－6Aキャプセルの照射後試験のフローシートを，Fig. 17に示す。キャプセルは，外観検査を行なったあと解体し，内筒およびフルエンスモニタを取出した。フルエンスモニタは大洗研に送り，計画課において中性子照射量の評価を行なった。[41]内筒は，外観検査を行なったあと解体し，燃料コンパクト，黒鉛スリーブ，ダミーコンパクト，ニオブ管および黒鉛スペーサーを取出した。これらは，それぞれ外観検査を行った。そのあと，黒鉛スリーブについては軸方向および半径方向のFP核種の分布を測定し，燃料コンパクトについては，寸法，重量，γスペクトロメトリー，金相，電解解砕－酸浸出，破壊強度の測定および試験を行なった。燃料コンパクトの使用目的別のリストを，Table 5に示す。電解解砕粒子については，酸浸出試験のあと，浮遊沈降法によりダミー粒子を除き，外観，マイクロX線ラジオグラフおよび破壊

4. 76F-6Aキャプセルの照射条件

76F－6Aキャプセルは，JMTRの燃料領域孔K－6において，47サイクル（1979.6.18－1979.7.13），48サイクル（1979.11.12－1979.12.7）および49サイクル（1980.1.18－1980.2.10）と3サイクル照射した。積算照射時間は，JMTRの50MW出力時に換算して，1483時間（61.8日）である。熱中性子照射量および高速中性子照射量は，照射終了後フルエンスモニターの解析から，それぞれ，$0.8 \times 10^{21} \sim 1.8 \times 10^{21}$（n／cm^2）および$1.0 \times 10^{21} \sim 1.7 \times 10^{21}$（n／cm^2）と推定された。フルエンスモニタの解析から求めた軸方向の熱中性子照射量および高速中性子照射量の分布を，それぞれFig. 11およびFig. 12に示す。これらの値を照射時間で除し，熱中性子束および高速中性子束を求めると，それぞれ$1.5 \times 10^{14} \sim 3.4 \times 10^{14}$（n／cm^2 sec）および$1.8 \times 10^{14} \sim 3.1 \times 10^{14}$（n／cm^2 sec）となる。熱中性子照射量および高速中性子照射量の評価方法は，文献41に示されている。なお，熱中性子照射量が既知であれば，この値とウランの核分裂断面積から，簡単な計算により燃焼率の概略の値を求めることができる。この計算により，燃焼率は1.5～3.4％FIMAであった。なお，ウランの核分裂断面積は，480 barnを使用した。

76F－6Aキャプセルの47，48および49サイクルにおける燃料コンパクトの中心に装荷した熱電対T／C＃1，T／C＃3およびT／C＃4の指示値を，それぞれ，Fig. 13，Fig. 14およびFig. 15に示す。これらの温度をキャプセルの長さに対してプロットし，それをFig. 16に示す。各サイクル毎の各熱対の指示温度をまとめてTable 4に示す。以上の照射条件をまとめて，Table 3に示す。

5. 76F-6Aキャプセルの照射後試験

5.1 照射後試験の概要

76F－6Aキャプセルは，JMTRにおいて照射が終了したあと，東海研ホットラボに輸送し，照射後試験を行なった。76F－6Aキャプセルの照射後試験のフローシートを，Fig. 17に示す。キャプセルは，外観検査を行なったあと解体し，内筒およびフルエンスモニタを取出した。フルエンスモニタは大洗研に送り，計画課において中性子照射量の評価を行なった。[41]内筒は，外観検査を行なったあと解体し，燃料コンパクト，黒鉛スリーブ，ダミーコンパクト，ニオブ管および黒鉛スペーサーを取出した。これらは，それぞれ外観検査を行った。そのあと，黒鉛スリーブについては軸方向および半径方向のFP核種の分布を測定し，燃料コンパクトについては，寸法，重量，γスペクトロメトリー，金相，電解解砕－酸浸出，破壊強度の測定および試験を行なった。燃料コンパクトの使用目的別のリストを，Table 5に示す。電解解砕粒子については，酸浸出試験のあと，浮遊沈降法によりダミー粒子を除き，外観，マイクロX線ラジオグラフおよび破壊

強度測定等の各試験を行なった。

5.2 キャプセルの外筒及び内筒の外観

キャプセル外筒の外観を，Fig. 18 に示す。キャプセル外筒は，照射による変形，変色，破損およびクラックの生成など，全くみられなかった。内筒の外観検査の結果も，全くこれと同じであった。

5.3 燃料コンパクト

5.3.1 外 観

照射後の燃料コンパクトの側面および端面写真を，Fig. 19 および Fig. 20 に示す。Fig. 19 の上段2枚の写真は，天然黒鉛－石油コークス黒鉛系マトリックスで，バインダー添加率 10 %の燃料コンパクトの外観写真であり，下段2枚の写真は，針状コークス黒鉛系マトリックスで，バインダー添加率 20 %の燃料コンパクトの外観写真である。Fig. 20 は，天然黒鉛－石油コークス黒鉛系マトリックスで，バインダー添加率 20 %の燃料コンパクトの外観写真である。これらの外観写真において，一部の燃料コンパクトに，引掻き傷や欠けがみられたがこれらの傷や欠けは，試料の調整及び試料の取扱い中に生じたもので，照射により生じたものでない。これ以外の外観上の損傷は全くみられず，照射による外観上の損傷は，全くおこっていなかった。

5.3.2 寸 法

照射前および照射後の燃料コンパクトの長さ，外径および内径を，それぞれ Table 6，Table 7 および Table 8 に示す。これらの測定結果から，寸法変化率を求め，同じく同表に示す。これらの寸法のうち，外径および長さの変化率を比較し，Table 9 に示す。外径および長さの変化率を，中性子照射量に対してプロットし，これを Fig. 21 に示す。これらの測定から，次のことがわかった。

1. 燃料コンパクトの直径の収縮率は，長さのそれよりも大きい。
2. 針状コークス黒鉛系マトリックスの燃料コンパクトの長さの収縮率は，天然黒鉛－石油コークス黒鉛系マトリックスの燃料コンパクトの長さのそれとほゞ同じであったが，前者の直径の収縮率は，後者のそれよりもかなり大きかった。
3. 天然黒鉛－石油コークス黒鉛系マトリックスの燃料コンパクトで，バインダー添加率 10 %と 20 %では，前者の方が寸法収縮率は小さかった。
4. 天然黒鉛－石油コークス黒鉛系マトリックスの燃料コンパクト（バインダー添加率 20 %）の 1.6×10^{21}（n/cm^2）の中性子照射における，長さの収縮率は 0.8 %，直径のそれは 1.1 %であった。

5.3.3 重 量

燃料コンパクトの照射前と照射後の重量およびその変化率を，Table 10 に示す。燃料コンパ

クトの中性子照射後の重量は，照射前のそれと比較し若干小さくなっている。これらの燃料コンパクトのなかで，大きな重量減少を示しているのは，天然黒鉛－石油コークス黒鉛混合系で，バインダー添加率 20 %の場合，最大 0.2 ～ 0.3 %の重量減少がみられる。他のマトリックスの燃料コンパクトにおいては，0.01 ～ 0.02 %の重量減少である。これらの重量減少の原因として，マトリックスの酸化および揮発成分の放出が考えられる。これらの燃料コンパクトにおいて，重量減少率が一様でないのは，マトリックスの微細構造（空隙の構造や比表面積等）が，それぞれ異ったためと考えられる。

5.3.4　γ線スペクトロメトリー

76F－6A キャプセルで照射した 14 個の燃料コンパクトは，Ge 検出器により全数のγ線スペクトロメトリーを行なった。燃料コンパクトは，その中央部を巾 0.3 mm，高さ 40 mm のスリットを通して，ゲルマニウム検出器により測定し，半減期の補正を行なって，燃料コンパクトに含まれる FP 核種の相対的な強度を求めた。これらの燃料コンパクトの FP 核種の相対的な強度を，充塡位置に対してプロットし，これを Fig. 22 に示す。なお比較のため，この図には熱中性子照射量の分布も同時に示した。FP 核種の相対的な放射能の強さは，キャプセルの中央部において最大値を示し，両端に向って減少するプロフィルを示している。しかし，このキャプセルの上半分はなだらかな分布であるが，下半分は上下にバラツキの大きい分布である。バラツキの原因として，燃料コンパクトから FP 核種の放出または移入が考えられるが，中性子照射量および照射温度から推定して，このようなバラツキはおこりそうにない。この原因については不明である。

5.3.5　金相及びX線検査

76FP2A3，76FP2A2，76FP3A1，76FP1A7 および 76FP1A1 の燃料コンパクトについて，金相試験および薄切X線検査を行なった。燃料コンパクトは中央附近で切断し，一方を金相試験に，他方をX線検査に使用した。なお，X線検査は厚さ 2 mmの円板を切り出し，これについて行なった。燃料コンパクトは切断後エポキシ樹脂に埋込み，粗研磨から精研磨へと順次工程をすゝめ，最終的にはダイヤモンドペーストによる仕上げ研磨を行なった。なお，粗研磨の工程においては，被覆粒子および燃料核の脱落を防止するために，随時樹脂の注入を行なった。燃料コンパクトは，全断面を倍率 5 倍で撮影したあと，3 つの領域に分け 2 断面の観察を行なった。すなわち，外側面近傍，内側面近傍および両者の中間領域である。被覆粒子は 100 倍，被覆層，燃料核およびマトリックス材は 400 倍で観察した。

76FP1A-1，76FP1A-7，76FP3A-1，76FP2A-2 および 76FP2A-3 の燃料コンパクトのマクロ写真を，それぞれ Fig. 23，Fig. 24，Fig. 25，Fig. 27 に示す。これらの断面写真のなかで，燃料核が黒く抜けているのは，SiC 核粒子である。Fig. 23 において，オーバーコート粒子の境界において，マトリックスの脱落がクラックのようにみえる。これらの断面写真は，照射前のそれと比較し，全く変化が認められない。

燃料コンパクト断面の観察は，3 つの領域ごとに行なったが，それぞれの領域における被覆粒子の照射挙動については，特にその差がみとめられなかったので，一括して示す。76FP1A-1

燃料コンパクト中の被覆粒子，燃料核およびマトリックス材の断面積写真を，Fig. 28 および Fig. 29 に，76 FP 1 A－7 燃料コンパクト中のそれらの断面写真を Fig. 30 および Fig. 31 に，76 FP 3 A－1 燃料コンパクト中のそれらの断面写真を，Fig. 32 および Fig. 33 に，76 FP 2 A－2 燃料コンパクト中のそれらの断面写真を，Fig. 34 および Fig. 35 に，76 FP 2 A－3 燃料コンパクト中のそれらの断面写真を，Fig. 36 および Fig. 37 に示す。

以上の断面観察から，燃料コンパクトのマトリックス中においては，中性子照射による変化は，全く識別できなかったが，被覆粒子中には，次に述べるようなことが観察された。これを整理すると，次のようになる。

1. 第 1 層の第 2 層からの剥離
2. 第 1 層における槍先型損傷
3. 第 4 層における半径方向のクラック
4. 燃料核と第 1 層の間の空隙の生成
5. 燃料核中の大きなポア
6. 燃料核中のクラックの生成
7. 燃料核中の析出物
8. 燃料核中ボイドの粒界への移動

項目 1 の第 1 層から第 2 層の剥離は，中性子照射により第 1 層が収縮した結果生成したもので，金相試験を行なった全ての燃料コンパクトに観察された。項目 2 の第 1 層における槍先型損傷も項目 1 同様，中性子照射による第 1 層の収縮の結果生成したもので，76 FP 1 A 1 および 76 FP 2 A 2 燃料コンパクトに観察された。項目 3 の第 4 層の半径方向のクラックは，中性子照射により SiC 層はほとんど寸法変化を示さない[32]のに対し，熱分解炭素層は収縮するために，引張応力が生じた結果，クラックが生成したもので，全ての燃料コンパクトにおいて観察された。しかし，この第 4 層のクラックが，研磨の開始前にすでに生成していたものか，研磨に際して生成したものか，金相写真からの判定は困難である。

項目 4 の燃料核と第 1 層の間の空隙の生成については，第 2 層から第 1 層が剥離している被覆粒子には，これがみられないことから，第 1 層の収縮の結果，生成したものと考えられる。項目 5 の燃料核中に観察される大きなポアーは，燃料核の製造の際に生成したもので，照射により生成したものではない。項目 6 の燃料核中のクラックについては，76 FP 3 A－1 および 76 FP 2 A－2 の燃料コンパクトにのみ観察されたが，特に前者の燃料コンパクトにおいて顕著であった。項目 7 の燃料核中の析出物については，全ての燃料コンパクトについて観察された。項目 8 の燃料核中のボイドの粒界への移動については，特に研磨仕上げのよい 76 FP 3 A－1 の燃料コンパクトにみられた。

燃料コンパクトの薄切試料（厚さ 2 mm，直径 36 mm）の X 線マイクロラジオグラフについては，76 FP 1 A－1 および 16 FP 1 A－7 燃料コンパクトのそれを，Fig. 38 に，76 FP 3 A－1 および 76 FP 2 A－2 燃料コンパクトのそれを，Fig. 39 に，76 FP 2 A－3 の燃料コンパクトのそれを，Fig. 40 に示す。これらの写真で，濃い黒い点が被覆燃料粒子であり，薄い黒い点は SiC 核ダミー粒子である。これらの写真から，アメーバ効果は全くみられないことがわかる。

5.3.6　電解解砕及び酸浸出試験

76FP2A-4，76FP3A-2，76FP2A-1，76FP1A-6および76FP1A-2燃料コンパクトについては，電気化学的に解砕したあと，硝酸浸出を行ない，露出ウラン率を調べた。電解液には1：1硝酸を用い，電気化学的解砕は電解電流2～3Aで行なった。解砕終了後，解砕粒子および黒鉛炭素マトリックスは，電解液とともに130℃に加熱し，露出しているウランを硝酸溶液に浸出させた。そのあと，被覆粒子，黒鉛炭素マトリックス粉末，浸出液を各々分離した。被覆粒子については，さらに燃料粒子とダミー粒子を，四臭化エタンと四塩化炭素の混合液を用いて，浮遊沈降により分離した。浸出液は，水を加えて全量を200 mlにし，これから1 ml を採取し，γ線スペクトロメトリーにより，これに含まれるFP核種の分析を行なった。

76FP2A-4，76FP3A-2，76FP2A-1，76FP1A-6および76FP1A-2の燃料コンパクトの解砕燃料粒子のなかから，それぞれ，99，94，93，95および104粒を分取し，X線ラジオグラフにより，これらの粒子中に燃料核が満たされていることを確認したあと，γ線スペクトロメトリーにより，これらの分取した粒子中に含まれるFP核種の分析を行なった。浸出液および解砕粒子中のFP核種については，^{144}Ce，^{134}Cs，^{137}Csおよび^{144}Prに注目し，それぞれの核種の放射能強度を，燃料コンパクト1個当りのそれに換算し，浸出液中のFP核種の放射能強度を，燃料コンパクト中のFP核種のそれで除し，露出ウラン率を求めた。この結果を，Table 11に示す。なお，^{144}Ce，^{134}Cs，^{137}Csおよび^{144}Prの放射能の強度は，それぞれ，0.134，0.605，0.662および0.695 MeVの光電ピークから求めた。

これら4核種の放射能強度から求めた燃料コンパクトの露出ウラン率は，^{144}Ceからの結果が特に大きく，10^{-3}のオーダーであるのに対し，他の3核種から求めたそれらは，10^{-4}のオーダーである。一方，熱中性子照射量の実測値から，計算により燃料コンパクト中の^{144}Ceおよび^{137}Csの放射能強度を求め，浸出液中のこれらの核種の放射能強度を，前者で除して求めた露出ウラン率を，Table 12に示す。この結果，計算から求めた露出ウラン率は，^{144}Ce，^{137}Csともに10^{-4}のオーダーで，それぞれよく一致している。従って，露出ウラン率をFP核種の放射能から求める場合，^{144}Ceの0.134 MeVのような，エネルギーの小さい光電ピークを使用すると，誤差が大きいと結論できる。なお，非照射燃料コンパクトの露出ウラン率は，3バッチとも10^{-5}のオーダーで，露出ウラン率は照射により若干増加がみられる。

5.4　電解解砕被覆粒子

5.4.1　外　観

76FP2A-4，76FP3A-2，76FP2A-1，76FP1A-6および76FP1A-2燃料コンパクトから分離した，UO_2核電解解砕粒子の外観を，それぞれFig. 41，Fig. 42，Fig. 43，Fig. 44およびFig. 45に，SiC核電解解砕粒子の外観をFig. 46に示す。これらの解砕粒子には，表面にマトリックスが付着しているために，被覆粒子の表面の状態や破損の状態を観察できないものもあるが，マトリックスの付着していない粒子から判定するかぎり，最外層には，照射による外観上の変化はおこっていない。しかし76FP1A-6および76FP1A-2の燃料コンパクトからの解砕粒子には，それぞれ1個および2個の破損粒子がみられるが，これらが高速中性

子照射による収縮の結果生じたものであるかどうかは，さらにデータの蓄積をはかったうえで結論すべきであると考える。

5.4.2　X線検査

被覆粒子のX線検査は，金相試験同様，被覆粒子の照射挙動に関して，きわめて重要な情報を提供してくれる。金相試験の場合，研磨に際してコンパクトの研磨面に応力が作用し，空隙やポアが拡大したり，マトリックスの脱落がおこることもあり得る。また，被覆層内の応力のバランスが，研磨によりくずれる結果，もともと存在していなかったクラックが，生ずる例もある。従って，被覆粒子の研磨には，最大の注意を払うのが通例である。一方，被覆粒子のX線検査においては，このようなことがないので，被覆層に生じたクラックや，第1層の第2層からの剥離，燃料核と第1層の間の空隙の生成，第1層の槍先型損傷などを，そのまゝの状態で観察することができる。このように，X線マイクロラジオグラフと金相とは，それぞれの短所を相おぎなっているところがあり，両者とも重要な試験である。

各燃料コンパクトから，解砕粒子を1200粒，任意に選び出し，この各々についてX線マイクロラジオグラフの撮影を行ない，これを拡大して粒子の内部の様子を観察した。76FP2A－4，76FP3A－2，76FP2A－1，76FP1A－6および76FP1A－2の燃料コンパクトの解砕粒子のX線ラジオグラフの1例を，それぞれ，Fig. 47－a，Fig. 47－b，Fig. 48－a，Fig. 48－bおよびFig. 49に示す。これらのX線マイクロラジオグラフを拡大し観察した結果，いくつかの欠陥粒子が確認された。

Fig. 50－aは，76FP2A－4燃料コンパクトの解砕粒子にみられたもので，被覆層に貫通破損がみられる。Fig. 50－bは，76FP1A－6燃料コンパクトからの解砕粒子で，中央の粒子の被覆層は第1層のみで，それも一部が脱落している。Fig. 51－aおよびFig. 52は，71FP1A－6燃料コンパクトからの解砕粒子で，Fig. 51－aには第4層および第3層の破損している粒子が，Fig. 52には燃料核が半分程度浸出している粒子がみられる。Fig. 51－bおよびFig. 53は，76FP1A－2燃料コンパクトからの解砕粒子で，Fig. 51－bの中央の粒子には貫通破損が，Fig. 53－aの中央の粒子は第1層と第2層のみであり，Fig. 53－bの中央の粒子は，第3層と第4層が欠落しているうえに，第1層と第2層に破損がみられる。また，健全粒子の拡大写真からは，第1層の第2層からの剥離，第1層と燃料核の間に空隙が，観察される。

5.4.3　破壊強度

非照射粒子は50粒を，照射済粒子は20粒を，任意にサンプリングし，一軸荷重による破壊荷重を測定した。なお，照射済粒子は，X線検査により健全であることを確認したあと，実験に供した。Fig. 54，Fig. 55およびFig. 56は，それぞれバッチ番号76FPC1A，76FPC2Aおよび76FPC3Aの被覆粒子の破壊荷重のヒストグラムで，76FP1A－2および76FP1A－6の燃料コンパクトには，バッチ番号76FPC1Aの被覆粒子が，76FP2A－1および76FP2A－4の燃料コンパクトには，バッチ番号76FPC2Aの被覆粒子が，76FP3A－2の燃料コンパクトには，バッチ番号76FPC3Aの被覆粒子が充塡されている。Fig. 54－Fig. 56から，バッチ番号76FPC1Aの被覆粒子の被覆層の破壊荷重は，照射前のそれと比較して43％，バッチ

番号76FPC2Aの被覆粒子のそれは35％，バッチ番号76FPC3Aの被覆粒子のそれは，31％の減少を示していた。しかし，照射後の各バッチの被覆粒子の破壊荷重の標準偏差は，照射前のそれと比較してほとんど変わっていない。これらの破壊荷重の減少は，被覆層の劣化によるものであり，被覆層の劣化は，照射によりおこるだけでなく，燃料コンパクトの焼成に際してもおこるから，Fig. 54－Fig. 56の結果には両者が含まれている。

5.5 黒鉛スリーブ

5.5.1 外 観

黒鉛スリーブの外観を，Fig. 57およびFig. 58に示す。黒鉛スリーブは，一体物として機械加工することが困難であるために，上中下に3分割して加工している。Fig. 57は，上側の黒鉛スリーブの写真で，スリーブの中央で折損し，さらに折損した部分が2つに割れている。これは，中性子照射の結果生成した応力により破損したものではなく，キャプセルからの取出しに際して，あやまって破損させたものである。なお，この黒鉛スリーブは，半径方向に対する熱移動抵抗を増加させるために，ギャップ間隔を大きくとった結果，黒鉛スリーブの肉厚が薄くなり，特に熱電対の溝の部分で薄くなっている。また，この黒鉛スリーブの下端においても，ガイドの一部が欠けているが，この部分は他の部分にくらべて肉厚が薄いために，特に破損しやすいものと考えられる。Fig. 58の右の写真は，下段の黒鉛スリーブのそれであり，上段の黒鉛スリーブ同様，ガイドの部分に欠けがみられる。Fig. 58の左の写真は，中段の黒鉛スリーブのそれであり，下の写真にみられる側面の穴は，熱電対溝の先端加工のために，特にもうけられたものである。以上観察された破損以外に，黒鉛スリーブの腐食および変色等の外観上の変化は，全くみとめられなかった。

5.5.2 γ線スペクトロメトリー

黒鉛スリーブは，γ線スペクトロメトリーにより，FP核種の軸方向の分布，半径方向の分布および円周方向の分布を測定した。軸方向の分布については，黒鉛スリーブがキャプセルに入っていた状態に組立て，厚さ50 mmの鉛ブロックでつくった，巾10 mm，高さ50 mmのスリットを通して，黒鉛スリーブ中のFP核種のγ線強度を，2 cmおきに測定した。なお，黒鉛スリーブの外径は45 mm，長さは574 mmである。なお黒鉛スリーブのγスキャンは，任意の1方向（0°方向）について測定したあと，180°回転し，同様に測定した。この測定結果を，Fig. 59に示す。この図において，0°方向を○で，180°方向を×で示す。黒鉛スリーブ中のFP分布は，核種毎に示した。なお，黒鉛スリーブから検出された核種は，^{144}Ce，^{125}Sb，^{106}Ru，^{137}Cs，^{134}Cs，^{54}Mn，^{110m}Agおよび^{60}Coであり，これらの核種の定量は，それぞれ，0.134，0.428，0.512，0.662，0.796，0.835，0.885および1.173 MeVの光電ピークにより行なった。なお，Fig. 59には各々の燃料コンパクトの充填位置も示している。

この測定から，次のことがわかった。

1. ^{144}Ce，^{125}Sb，^{106}Ru，^{137}Csおよび^{134}Csの軸方向の分布には，ピークが2箇所，^{110m}Agおよび^{60}Coの分布には1箇所，^{54}Mnの分布にはピークはみられなかっ

た。

2. ^{144}Ce と ^{106}Ru の分布のプロフィルは，お互いによく似ており，それぞれの核種のピーク位置は一致していた。また，^{125}Sb，^{134}Cs，^{137}Cs の分布のプロフィルはお互いによく似ており，それぞれの核種のピーク位置は，ほゞ一致していた。
3. ^{110m}Ag のピークは1個所であったが，このピーク位置と ^{137}Cs および ^{134}Cs のピーク位置は一致していた。
4. 各核種に関して0°方向の計数率と180°方向の計数率では，若干差がみられた。

次に，黒鉛スリーブの半径方向および円周方向の，FP 核種の分布の測定を行なった。黒鉛スリーブの軸方向の FP 核種の分布において観察された2つのピーク位置から，それぞれ4個づつ計8個の円環状試料を採取し，そのうちの4個を半径方向の FP 分布の測定に，他の4個を，円周方向の FP 分布の測定に使用した。円環試料の採取位置を，Fig. 59 の上から4段のところに示す。1，2，3，4，5，6，7および8が採取試料の番号で，このうち，1，4，5および8は円周方向の FP 分布の測定に，2，3，6および7は半径方向の FP 分布の測定に使用した。半径方向の FP 分布の測定は，黒鉛スリーブを表面から 0.25 mm づつ旋盤により削り，この各々の切削により生じた黒鉛粉を集めて，ゲルマニウム検出器により，これに含まれる FP 核種の計数率を求めた。これらの計数率は，切削粉の採取重量で除し，内表面からの距離に対してプロットした。円周方向の FP 分布は，円環状試料を中心角 45°づつ8等分し，それぞれに含まれる FP 核種の量を，ゲルマニウム検出器により測定した。

半径方向の FP 核種の分布を，Fig. 60～Fig. 67 に示す。なお，これらの8核種を同一図上にプロットすると，煩雑になるため，2枚に分けて，第1枚目には ^{137}Cs，^{134}Cs，^{54}Mn，^{110m}Ag および ^{60}Co を，第2枚目には ^{144}Ce，^{106}Ru および ^{125}Sb をプロットした。これらの測定から，次のことがわかった。

1. ^{137}Cs および ^{137}Cs の半径方向の濃度勾配は，きわめてゆるやかであるうえに，外側面上において若干濃度の上昇がみられる。
2. ^{60}Co は，黒鉛スリーブ内において，濃度勾配は全くみられないが，内側面および外側面上において，著しく濃度が大きい。
3. ^{54}Mn の分布も ^{60}Co と似ており，内側面および外側面において濃度が大きく，黒鉛スリーブの内部においては小さい。また，この核種の場合，内側面よりも外側面の濃度が大きい。
4. ^{110m}Ag の濃度は，内側から外側に向って大きく減少し，^{137}Cs の濃度勾配にくらべていちじるしく大きい。
5. ^{125}Sb の濃度分布は，^{110m}Ag 同様，大きな濃度勾配を示している。
6. ^{144}Ce および ^{106}Ru の濃度勾配は，^{110m}Ag および ^{125}Sb よりもさらに大きく，内側面近傍において急激に減少するが，そのあとの濃度分布は，必ずしも単調でない。

円周方向の分布を，Fig. 68－Fig. 71 に示す。これらの測定から，次のことがわかった。

1. 円周方向に対して FP 核種の濃度は一定でなく，1個の極大値と1個の極小値を有する。
2. ^{144}Ce の極大値の位置と ^{106}Ru の極大値の位置は一致している。
3. ^{134}Cs および ^{137}Cs の極大値の位置は，^{125}Sb または ^{110m}Ag の極大値の位置と一

致している。

4. ^{54}Mn および ^{60}Co の濃度は，円周方向に対して一定でなく，1個ないし2個の極大値を有する。

以上の観察から，^{144}Ce と ^{106}Ru，^{125}Sb と ^{110m}Ag は，黒鉛スリーブ内で，比較的似た挙動をとるものと考えられる。

5.6 ダミーコンパクト

5.6.1 外 観

本章では，ダミーコンパクトの外観だけでなく，ニオブ管および黒鉛スペーサーの外観も述べる。ダミーコンパクトおよび黒鉛スペーサーの外観写真を，Fig. 72 に示す。この写真にみる通り，ダミーコンパクトにおいては，変色，変形，破損等の変化は全く認められない。黒鉛スペーサーにおいては，若干変色が認められるが，これ以外の変化は全くおこっていない。

Fig. 73 － Fig. 76 は，黒鉛スペーサを保持するために，燃料コンパクトの中心の穴に挿入されていたニオブ管の外観写真で，全部で5本挿入されていた。これらをキャプセルの下から挿入順に，1，2，3，4，5と番号を付す。Fig. 73 は，＃1および＃2のニオブ管で，短い方が＃1である。ニオブ管は，高温の燃料コンパクトと接触し，反応しているのが観察される。特に，＃2のニオブ管においては，燃料コンパクトの接続部にわずかに金属先沢がみられるだけで，はげしく反応していることがわかる。Fig. 74 は，＃3のニオブ管で，左端と中央に燃料コンパクトとの反応がみられる。Fig. 75 は，＃4のニオブ管で，左端のみ反応がみられる。Fig. 76 は，＃5のニオブ管で全く健全である。

76F－6Aキャプセルで，最も高い温度の領域は，＃8および＃9の燃料コンパクトが充填されているところである。これに対応するニオブ管は，＃2のニオブ管の左端と＃3のニオブ管の右端である。ニオブ管の腐食もこれと対応しており，最も高い温度の領域でははげしく腐食されている。

6. 考　　察

燃料コンパクトの照射試験は，すでにJRR－2やJMTRにおいて実施され，燃料コンパクトの寸法収縮率と中性子照射量との関係が調べられている。これらの照射試験による燃料コンパクトの寸法収縮率と，本試験との比較を，Fig. 77 に示す。これらの試験のなかで，本照射試験および72F－9Aキャプセルにおいて，燃料コンパクトの寸法収縮率に巾があるのは，マトリックス材の黒鉛粉末やバインダー添加率が異なるためで，これらを1種類に限定するならば，分布の巾はせばまるものと考えられる。さらに，72F－9Aキャプセルで照射した試料の場合，燃料コンパクトとしては初期の製品で，燃料コンパクトの製造技術がまだ確立されておらず，試作の域を出なかったことも考慮に入れる必要がある。V1F－16Hキップセルで照射した試料の場合，中性子照射量がきわめて少ないにもかゝわらず，燃料コンパクトの寸法収縮率が異常に大きい。

致している。

4. ^{54}Mn および ^{60}Co の濃度は，円周方向に対して一定でなく，1個ないし2個の極大値を有する。

以上の観察から，^{144}Ce と ^{106}Ru，^{125}Sb と ^{110m}Ag は，黒鉛スリーブ内で，比較的似た挙動をとるものと考えられる。

5.6 ダミーコンパクト

5.6.1 外 観

本章では，ダミーコンパクトの外観だけでなく，ニオブ管および黒鉛スペーサーの外観も述べる。ダミーコンパクトおよび黒鉛スペーサーの外観写真を，Fig. 72 に示す。この写真にみる通り，ダミーコンパクトにおいては，変色，変形，破損等の変化は全く認められない。黒鉛スペーサーにおいては，若干変色が認められるが，これ以外の変化は全くおこっていない。

Fig. 73 － Fig. 76 は，黒鉛スペーサを保持するために，燃料コンパクトの中心の穴に挿入されていたニオブ管の外観写真で，全部で5本挿入されていた。これらをキャプセルの下から挿入順に，1，2，3，4，5と番号を付す。Fig. 73 は，＃1および＃2のニオブ管で，短い方が＃1である。ニオブ管は，高温の燃料コンパクトと接触し，反応しているのが観察される。特に，＃2のニオブ管においては，燃料コンパクトの接続部にわずかに金属先沢がみられるだけで，はげしく反応していることがわかる。Fig. 74 は，＃3のニオブ管で，左端と中央に燃料コンパクトとの反応がみられる。Fig. 75 は，＃4のニオブ管で，左端のみ反応がみられる。Fig. 76 は，＃5のニオブ管で全く健全である。

76F－6Aキャプセルで，最も高い温度の領域は，＃8および＃9の燃料コンパクトが充塡されているところである。これに対応するニオブ管は，＃2のニオブ管の左端と＃3のニオブ管の右端である。ニオブ管の腐食もこれと対応しており，最も高い温度の領域でははげしく腐食されている。

6. 考　　察

燃料コンパクトの照射試験は，すでにJRR－2やJMTRにおいて実施され，燃料コンパクトの寸法収縮率と中性子照射量との関係が調べられている。これらの照射試験による燃料コンパクトの寸法収縮率と，本試験との比較を，Fig. 77 に示す。これらの試験のなかで，本照射試験および72F－9Aキャプセルにおいて，燃料コンパクトの寸法収縮率に巾があるのは，マトリックス材の黒鉛粉末やバインダー添加率が異なるためで，これらを1種類に限定するならば，分布の巾はせばまるものと考えられる。さらに，72F－9Aキャプセルで照射した試料の場合，燃料コンパクトとしては初期の製品で，燃料コンパクトの製造技術がまだ確立されておらず，試作の域を出なかったことも考慮に入れる必要がある。V1F－16Hキップセルで照射した試料の場合，中性子照射量がきわめて少ないにもかゝわらず，燃料コンパクトの寸法収縮率が異常に大きい。

この原因についてはよくわからないが，寸法測定の際の誤差が関係していると考えている[23]。なお，本照射試験の場合も燃料コンパクトのマトリックス材を，天然黒鉛－石油コークス黒鉛混合系に限定すれば，寸法収縮率の分布の巾はせまくなり，Fig. 77 に示した分布の点線から上におさまるようになる。さらに，Fig. 77 に示した曲線は，本試験で照射した天然黒鉛－石油コークス黒鉛系燃料コンパクトの直径および長さの収縮率の平均値と，原点を結んだもので，OGL－1での照射結果は，この曲線の下側に位置している。

燃料コンパクトの寸法収縮率に関して，他にいくつか報告がある。なお，燃料コンパクトの寸法収縮率は，製造プロセス，製造条件，マトリックスの出発原料などが異なると，これに応じて変わってくるために，単純な比較はできないことを考慮する必要がある。ドラゴン計画の照射結果によれば[20),21)]，オーバーコート法により調製した被覆粒子充填率37％または20％の燃料コンパクトの高速中性子照射量 2×10^{21}（n／cm^2）（E＞0.18 MeV）における直径および長さの収縮率は，1.2～1.8％であった。一方，スラグ注入法により調整した被覆粒子充填率60％の燃料コンパクトの高速中性子照射量，2.0×10^{21}（n／cm^2）（E＞0.18 MeV）における，長さおよび直径の収縮率は，1.7～2.3％であった[22)]。オーバーコート法により製造した燃料コンパクトとスラグ注入法により製造した燃料コンパクトとでは，後者の方が若干寸法収縮率は大きい。76F－6Aキャプセルで照射した燃料コンパクトの寸法収縮率は，ドラゴン計画での照射結果に近い。これは，両者ともオーバーコート法により，燃料コンパクトを製造しているためと考えられる。

燃料コンパクトの製造に，オーバーコート法を採用した場合の利点は，マトリックスの密度を大きくできることと，マトリックスが等方質になることであるが[21)]，熱膨張[24)]や黒鉛配向性の測定[25)]では，かなり異方質で，成形圧方向に対して垂直に黒鉛粒子の層面の優先的な配向が観察された。照射による寸法変化に対しても，本実験ではかなり異方性を示している。多結晶黒鉛の場合，黒鉛粒子の配向性と寸法変化率との間には，密接な関係があり，中性子照射による寸法収縮率は，黒鉛粒子の層面が優先的に配向している方向の方が大きい[26)－31)]。本実験の燃料コンパクトの場合，成形圧と垂直方向の方が，中性子照射による寸法収縮率が大きいのは，多結晶黒鉛と同じような挙動をとるためと考えられる。

燃料コンパクトは，黒鉛粉末のほかバインダー炭素及び被覆粒子から成る。被覆粒子は，そのSiC層が中性子照射によりほとんど寸法を示さないことから[32)]，粒子全体としての寸法変化は無視できる。バインダー炭素のような非晶質の中性子照射による寸法変化率は，多結晶黒鉛よりも大きい[33),34)]から，燃料コンパクトの寸法収縮においても，バインダー炭素の寸法収縮にしめる割合は大きく，この添加率の大きい方が，寸法収縮率は大きくなる。また，多結晶黒鉛の場合，中性子照射による寸法収縮率は，結晶子径の小さい方が逆に大きいから，針状コークス黒鉛系マトリックスよりも，天然黒鉛－石油コークス黒鉛混合系マトリックスの方が，寸法収縮率は小さくなる。

燃料核の金相写真においては，結晶粒界やボイドの表面に折出物が観察された。これらの折出物は，高燃焼率 UO_2 および混合酸化物燃料にみられたものと同じものと考えられる。高速増殖炉の場合，高燃焼率を要求されることから，この種の折出物の研究が精力的に行なわれ，XMAによる成分元素の確認がすゝめられてきた[13)－17),19)]。一方，トリウム増殖の高温ガス炉にお

いても，高濃縮ウランを使用する関係で，高燃焼率が達成されるために，同様な研究が行なわれている[18]。これらの研究によれば，燃料内における固体FPは，次の3種の状態で存在することが，確認されている。(1)燃料のマトリックス中に溶解しているもので，希土類元素やイットリウムは，酸化物となってウランやプルトニウムの結晶中に固溶している。(2)金属析出物で，粒界上に存在している。これは，ルテニウム，ロジウム，テクネチウム，パラジウムなど貴金属およびモリブデンの合金で，単一相を形成している。なお，当然のことながらこの合金の組成は，UO_2の場合と混合酸化物の場合とでは異なる。(3)燃料と固溶体をつくらないアルカリ土類，ジルコニウムおよびセリウムの酸化物で，粒界上に折出している。なお，燃料中の固体FPの存在状態については，熱力学的な説明がなされている[16]。本照射試験で観察された析出物については，前述の(2)か(3)に相当するものと考えられるが，XMAによる分析を行なっていないので，その組成は不明である。

このキャプセルで照射した燃料コンパクトの被覆粒子の燃料核中においては気泡の移動が観察された。照射によりUO_2中に生成したFPガスの原子は，UO_2結晶格子内で溶解度が小さいために，結晶粒界などに移動して，こゝで大きく成長する。気泡は，結晶格子の熱運動により移動するから，照射温度は気泡の移動に大きな影響を及ぼす。さらに大きな温度勾配下では，気泡の移動および成長に大きな促進がみられる。特に，気泡の移動は，1500℃付近においてはげしくおこることが観察されている[19]。このようにして，FPガスの蓄積により燃料核のスエリングがおこるが，被覆粒子燃料の場合，軽水炉燃料ほど重要視されない。被覆粒子燃料の場合，UO_2燃料核は多孔質な低密度パイロカーボン層により被覆されているために，これがガスだめとなり，燃料核からの放出ガスや，スウエリングを吸収する。気泡の生成と成長のメカニズムは，被覆粒子燃料の場合もUO_2軽水炉燃料の場合と同じと考えられるが，温度勾配は，軽水炉の場合ほど大きくないものと考えられる。＃3の燃料コンパクトは，他の燃料コンパクトに比較して気泡の移動が顕著にみられるが，これは照射温度が高く，気泡の移動及び集合に適した条件によるものと推定される。

黒鉛スリーブ中の固体FPの濃度分布のうち，半径方向の濃度勾配の緩急と拡散係数の大小とは対応しているから，これらの核種の濃度勾配から拡散係数の大小を読みとることができる。黒鉛スリーブ内の濃度勾配が最もゆるやかなのは^{137}Csおよび^{134}Csで，これにつづいて^{125}Sb，^{110m}Ag，^{144}Ce，^{106}Ruの順になっている。従って，セシウムの拡散速度が最も大きく，以下^{125}Sb，^{110m}Ag，^{144}Ce，^{106}Ruの順である。この順序は，Bromleyらの結果[38]および照射済OGL－1燃料の黒鉛スリーブ内の固体FPの分布[39]から求めた拡散速度と一致している。個々の固体FP核種の黒鉛スリーブ内の拡散速度は，固体FP元素の融点や蒸気圧などの物理的性質や黒鉛との反応により形成される固体FPの炭化物の安定性などの化学的性質に依存するから[40]，セシウムのような融点の低い核種の拡散係数は大きく，セリウムのような比較的安定な炭化物を形成する核種の拡散係数は小さい。しかし，これらの固体FPの濃度勾配は，必ずしも単純でなく，^{110m}Agのように黒鉛スリーブの中間において，濃度が最小になったあと再び濃度が増加するものや，^{144}Ceや^{106}Ruのように急な濃度勾配につづいてゆるやかな濃度勾配を示すものもある。^{144}Ceと^{106}Ruの場合にみられた2種の勾配については，急な勾配の部分に粒子内拡散を，ゆるやかな勾配の部分に細孔内表面拡散を対応させることもできる

が，他のFP核種 ^{125}Sb や ^{110m}Ag にはこのような2種の勾配がみられないことから，他に原因を求めるのが適当と考えられる。

次に，軸方向の固体FPの分布と円周方向のそれとの比較を試みる。軸方向の分布において，上端から15 cmの位置で最大値を示している核種は，^{144}Ce，^{125}Sb，^{106}Ru，^{137}Cs 及び ^{134}Cs であり，一方，円周方向の分布においても上記5核種の最大値は，同じ位置に集中している。上端から19 cmの位置では，^{144}Ce と ^{106}Ru の最大値を示している核種は，^{144}Ce，^{125}Sb，^{106}Ru，^{137}Cs 及び ^{134}Cs であり，一方，円周方向の分布においても上記5核種の最大値は，同じ位置に集中している。上端から19 cmの位置では，^{144}Ce と ^{106}Ru の最大値が，軸方向と円周方向の同じ位置に検出されている。同様に，上端から39 cmの位置では，^{125}Sb，^{137}Cs，^{134}Cs および ^{110m}Ag の最大値が，上端から43 cmの位置では，^{144}Ce および ^{106}Ru の最大値が，軸方向，円周方向ともに同じ位置にみられる。燃料コンパクトは，黒鉛スリーブ中に充填されているから，燃料コンパクトから黒鉛スリーブ中への固体FP核種を考える場合，コンパクトとスリーブの間のギャップ空間内の気相中を移動する場合と，コンパクトとスリーブとの接触点を通して移動する場合の2つのケースが考えられる。前に示した各固体FPの最大値が，黒鉛スリーブの軸方向および円周方向の同じ位置に，集中するということは，固体FP核種がコンパクトとスリーブの接触点を通して，黒鉛スリーブ中へ移動することを示している。また，軸方向の分布において，固体FPの最大値が，上端から15～20 cmの位置と37～44 cmにあらわれている理由については，この附近の燃料コンパクトの被覆粒子破損率と関連づけて考えるのが最も適当と思われる。

燃料コンパクトからの固体FPの放出については，UO_2 核TRISO粒子の被覆層が健全であれば，FPを粒子内に閉じ込めることができる。燃焼率の大きい UO_2 核TRISO粒子中の固体FPの分布を，XMAで調べた結果では，セシウム，セリウム，ネオジム，バリウムおよびパラジウムは，SiC層により阻止されていた[18]。一方，BISO粒子の場合には，セシウム，ストロンチウム，バリウム及び銀などは，阻止されずに放出される。さらに，炭化物核のBISO粒子においては，これらの4核種に加えて，イットリウムやセリウムなどの希土類元素の放出が加わる。なお，SiC層のみ破損したTRISO粒子から固体FPの放出挙動は，BISOの場合と同様に考えるべきであろう。これらの固体FPのなかで，^{110m}Ag のTRISO粒子内の挙動は特異であり，SiC層が健全であっても，^{110m}Ag の放出率は大きく[35]，^{137}Cs に比較して2桁も大きい[36]。本照射試験において，黒鉛スリーブ中で検出された固体FPは，^{90}Sr や ^{140}Ba などとともに高温ガス炉の運転に際して冷却ガスの循環系において問題となるKey FPであり[37]，さらに冷却ガス中への放出移行及び配管系への沈着等の徹底した研究が必要である。

7. ま と め

JMTRの燃料領域孔において，MK－Ⅲ仕様燃料コンパクト14個を，高速中性子照射量最大 1.6×10^{21}（n／cm^2）（E ＞ 0.18 MeV），燃焼率最大3.4％まで照射し（3サイクル，約62日間），次のことがわかった。

が，他のFP核種 ^{125}Sb や ^{110m}Ag にはこのような2種の勾配がみられないことから，他に原因を求めるのが適当と考えられる。

次に，軸方向の固体FPの分布と円周方向のそれとの比較を試みる。軸方向の分布において，上端から15 cmの位置で最大値を示している核種は，^{144}Ce，^{125}Sb，^{106}Ru，^{137}Cs 及び ^{134}Cs であり，一方，円周方向の分布においても上記5核種の最大値は，同じ位置に集中している。上端から19 cmの位置では，^{144}Ce と ^{106}Ru の最大値を示している核種は，^{144}Ce，^{125}Sb，^{106}Ru，^{137}Cs 及び ^{134}Cs であり，一方，円周方向の分布においても上記5核種の最大値は，同じ位置に集中している。上端から19 cmの位置では，^{144}Ce と ^{106}Ru の最大値が，軸方向と円周方向の同じ位置に検出されている。同様に，上端から39 cmの位置では，^{125}Sb，^{137}Cs，^{134}Cs および ^{110m}Ag の最大値が，上端から43 cmの位置では，^{144}Ce および ^{106}Ru の最大値が，軸方向，円周方向ともに同じ位置にみられる。燃料コンパクトは，黒鉛スリーブ中に充填されているから，燃料コンパクトから黒鉛スリーブ中への固体FP核種を考える場合，コンパクトとスリーブの間のギャップ空間内の気相中を移動する場合と，コンパクトとスリーブとの接触点を通して移動する場合の2つのケースが考えられる。前に示した各固体FPの最大値が，黒鉛スリーブの軸方向および円周方向の同じ位置に，集中するということは，固体FP核種がコンパクトとスリーブの接触点を通して，黒鉛スリーブ中へ移動することを示している。また，軸方向の分布において，固体FPの最大値が，上端から15～20 cmの位置と37～44 cmにあらわれている理由については，この附近の燃料コンパクトの被覆粒子破損率と関連づけて考えるのが最も適当と思われる。

燃料コンパクトからの固体FPの放出については，UO_2 核TRISO粒子の被覆層が健全であれば，FPを粒子内に閉じ込めることができる。燃焼率の大きい UO_2 核TRISO粒子中の固体FPの分布を，XMAで調べた結果では，セシウム，セリウム，ネオジム，バリウムおよびパラジウムは，SiC層により阻止されていた[18]。一方，BISO粒子の場合には，セシウム，ストロンチウム，バリウム及び銀などは，阻止されずに放出される。さらに，炭化物核のBISO粒子においては，これらの4核種に加えて，イットリウムやセリウムなどの希土類元素の放出が加わる。なお，SiC層のみ破損したTRISO粒子から固体FPの放出挙動は，BISOの場合と同様に考えるべきであろう。これらの固体FPのなかで，^{110m}Ag のTRISO粒子内の挙動は特異であり，SiC層が健全であっても，^{110m}Ag の放出率は大きく[35]，^{137}Cs に比較して2桁も大きい[36]。本照射試験において，黒鉛スリーブ中で検出された固体FPは，^{90}Sr や ^{140}Ba などとともに高温ガス炉の運転に際して冷却ガスの循環系において問題となるKey FPであり[37]，さらに冷却ガス中への放出移行及び配管系への沈着等の徹底した研究が必要である。

7. ま と め

JMTRの燃料領域孔において，MK－Ⅲ仕様燃料コンパクト14個を，高速中性子照射量最大 1.6×10^{21}（n／cm^2）（E ＞ 0.18 MeV），燃焼率最大3.4％まで照射し（3サイクル，約62日間），次のことがわかった。

1. 照射による燃料コンパクトの外観上の変化は，全くみられず健全であった。
2. 中性子照射による天然黒鉛－石油コークス黒鉛系燃料コンパクトの長さ及び直径の収縮率は，それぞれ0.8％及び1.1％で，長さにくらべて直径の方が収縮率は大きかった。
3. 針状コークス黒鉛系燃料コンパクトと天然黒鉛－石油コークス黒鉛混合系燃料コンパクトとでは，長さの収縮率に関しては，両者ともほゞ同じであったが，直径に関しては，天然黒鉛－石油コークス黒鉛混合系の方が小さかった。
4. バインダー添加率10％と20％の燃料コンパクトとでは，20％の方が寸法収縮率は大きかった。
5. 被覆粒子の緩衝層は，中性子照射の結果収縮し，第2層からの剥離，燃料核との間に空隙の生成，槍先型損傷等が観察された。一方，燃料核内においては，FP析出物やボイドの粒界への移動が観察された。
6. 照射後の燃料コンパクトの露出ウラン率は10^{-4}のオーダーで，非照射の燃料コンパクトに比較し，若干増加していた。
7. 電解解砕被覆粒子の破壊強度は，製造したまゝの状態の被覆粒子のそれと比較し，30～40％程度減少していた。
8. 黒鉛スリーブ中からは，^{144}Ce，^{125}Sb，^{106}Ru，^{137}Cs，^{134}Cs，^{110m}Ag，^{54}Mn及び^{60}Coが検出され，さらに，黒鉛スリーブ中の濃度勾配からこれらの核種の黒鉛中の拡散係数を推定すると，^{137}Cs及び^{134}Csが最も大きく，つづいて^{125}Sb，^{110m}Ag，^{106}Ru，^{144}Ceの順であった。

謝　　辞

本報の照射試験を進めるに当って，御協力を賜わった次の課室の諸兄に，謝意を表する。

1. キャプセルの設計，製作及び照射
   大洗研究所材料試験炉部照射1課，照射2課，照射3課，計画課
   東海研究所技術部工作課
2. 照射後試験
   東海研究所研究炉管理部ホットラボ管理室

また，本報告を刊行するにあたり御配慮いただいた，桜井研究炉管理部長に謝意を表する。

1. 照射による燃料コンパクトの外観上の変化は，全くみられず健全であった。
2. 中性子照射による天然黒鉛－石油コークス黒鉛系燃料コンパクトの長さ及び直径の収縮率は，それぞれ0.8％及び1.1％で，長さにくらべて直径の方が収縮率は大きかった。
3. 針状コークス黒鉛系燃料コンパクトと天然黒鉛－石油コークス黒鉛混合系燃料コンパクトとでは，長さの収縮率に関しては，両者ともほゞ同じであったが，直径に関しては，天然黒鉛－石油コークス黒鉛混合系の方が小さかった。
4. バインダー添加率10％と20％の燃料コンパクトとでは，20％の方が寸法収縮率は大きかった。
5. 被覆粒子の緩衝層は，中性子照射の結果収縮し，第2層からの剥離，燃料核との間に空隙の生成，槍先型損傷等が観察された。一方，燃料核内においては，FP析出物やボイドの粒界への移動が観察された。
6. 照射後の燃料コンパクトの露出ウラン率は10^{-4}のオーダーで，非照射の燃料コンパクトに比較し，若干増加していた。
7. 電解解砕被覆粒子の破壊強度は，製造したまゝの状態の被覆粒子のそれと比較し，30～40％程度減少していた。
8. 黒鉛スリーブ中からは，^{144}Ce，^{125}Sb，^{106}Ru，^{137}Cs，^{134}Cs，^{110m}Ag，^{54}Mn及び^{60}Coが検出され，さらに，黒鉛スリーブ中の濃度勾配からこれらの核種の黒鉛中の拡散係数を推定すると，^{137}Cs及び^{134}Csが最も大きく，つづいて^{125}Sb，^{110m}Ag，^{106}Ru，^{144}Ceの順であった。

謝　　辞

本報の照射試験を進めるに当って，御協力を賜わった次の課室の諸兄に，謝意を表する。

1. キャプセルの設計，製作及び照射
   大洗研究所材料試験炉部照射1課，照射2課，照射3課，計画課
   東海研究所技術部工作課
2. 照射後試験
   東海研究所研究炉管理部ホットラボ管理室

また，本報告を刊行するにあたり御配慮いただいた，桜井研究炉管理部長に謝意を表する。

参 考 文 献

1. 青地哲男，下川純一，安野武彦，安川茂，三竹晋，宮本喜晟，武藤康，新藤隆一，田所啓弘，幾島毅，荒井長利，江崎正弘，平野光将，瀬谷東光，佐藤貞夫，鈴木勝男，鈴木邦彦，梶山武義，JAERI－M 6845（1977）
2. 青地哲男，安野武彦，安川茂，宮本喜晟，三竹晋，新藤隆一，武藤康，日本原子力学会誌，19，（1977）
3. 菊池輝男，岩本多実，井川勝市，JAERI－M 82－134，（1982）
4. 菊池輝男，井川勝市，JAERI－M 82－085，（1982）
5. 菊池輝男，井川勝市，松島秀夫，石本清，JAFRI－M 83－092，（1983）
6. 岩本多実，福田幸朔，鹿志村悟，菊地章，JAERI－M 6480，（1976）
7. 岩本多実，福田幸朔，鹿志村悟，菊地章，JAERI－M 6717，（1976）
8. 福田幸朔，鹿志村悟，岩本多実，井川勝市，JAERI－M 8949，（1980）
9. 福田幸朔，鹿志村悟，小川徹，井川勝市，岩本多実，石本清，JAERI－M 9644，（1981）
10. 菊池輝男，飛田勉，井川勝市，岩本多実，JAERI－M 82－206，（1982）
11. 飛田勉，菊池輝男，岩本多実，井川勝市，石本清，松島秀夫，JAERI－M 83－153（1983）
12. 井川勝市，福田幸朔，菊池輝男，小林紀昭，林君夫，湊和生，岩本多実，伊丹宏治，伊藤尚徳，石本清，JAERI－M 83－012，（1983）
13. Bradbury, B.T., Demant, J.T., Martin, P.M., Poole, D.M., J. Nucl. Mater., 17, pp.227-236 (1965)
14. Jeffery, B.M., ibid., 22, pp.33-40 (1967)
15. Bramman, J.I., Sharpe, R.M., Thom, D., Yates, G., ibid., 25, pp.201-215 (1968)
16. O'Boyle, D.R., Brown, F.L., Sanecki, J.E., ibid., 29, pp.27-42 (1969)
17. Kleykamp, H., "Formation of phases and distribution of fission products in an oxide fuel", Behaviour and Chemical State of Irradiated Fuels (Proc. Panel Vienna, 1972), IAEA, Vienna (1974)
18. Förthmann, R., Grübmeier, H., Kleykamp, H., Naoumidis, A., Proceedings of a symposium, Thermodynamics of nuclear materials, Vienna, Oct. 1974
19. Olander, D.R., Fundamental Aspects of Nuclear Reactor Fuel Elements, TID-26711-P1, (1976)
20. Everett, M.R., Blackstone, R., 29 BNES Conference London 15-19 Oct. (1973)

21. Everett, M.R., Manzel, R., Barr, P., Mayr, K., D.P. Report 686, (1969)
22. Valentine, K.H., Homan, F.J., Long, Jr., E.L., Tiegs, T.N., Montgomery, B.H., Hamner, R.L., Beatty, R.L., ORNL-5228, (1977)
23. 岩本多実，菊池輝男，飛田勉，小川清行，菊地章，真鍋勝美，甲斐洋，後藤雅和，阪西健一，未発表データ，（1976）
24. 菊池輝男，岩本多実，井川勝市，JAERI－M 9052，（1980）
25. 菊池輝男，辻宏和，井川勝市，石本清，JAERI－M 83－179
26. Everett, M.R., Blackstone, R., Kreffeld, R., Delle, W.W., British Nuclear Energy Society Conf. on Nuclear Fuel Performance, 24. The irradiation behaviour of HTR graphites, London, Oct. (1973)
27. Mottet, P.S.L., Rappeneau, J.P., Lore, J.G.A., Cornuault, P.P., ibid., 25. Properties and irradiation behaviour of a graphite for HTR fuel elements, London, Oct. (1973)
28. Pitner, A.L., Carbon, 9, pp.637-644 (1971)
29. Engle, G.B., Carbon, 9, pp.539-554 (1971)
30. Cox, Jr., J.H., Helm, J.W., Carbon, 7, pp.319-327 (1969)
31. Engle, G.B., Gulf-GA-A12080, (1972)
32. Price, R.J., J. Nucl. Mater., 33, pp.17-22 (1969)
33. Bullock, R.E., Carbon, 17, pp.447-452 (1979)
34. Everett, M.R., Leushacke, D.F., Delle, W., Proceedings on the International Conference Organized by the British Nuclear Energy Society, Oct. (1973)
35. Nabielek, H., Brown, P.E., Offermann, P., Nucl. Technol., 35, pp.483-493 (1977)
36. Groos, E., Mielken, G., Duwe, R., Müller, A., Will, M., ibid., 35, pp.509-515 (1977)
37. Flowers, R.H., International Conference of Nuclear Fuel Performance, London, British Nuclear Energy Society (Oct. 1973)
38. Bromley, J., Large, N.R., Proceedings of the 5th Conference on Carbon, pp.365-376 (1961)
39. 林君夫，菊池輝男，小林紀昭，湊和生，福田幸朔，井川勝市，未発表データ，（1983）
40. Weisweiler, W., Nageshwar, G.D., Proceedings of the 4th London International Carbon and Graphite Conference, pp.469-474 (1974)
41. JMTR 計画課，中性子照射量報告書，No.56－12

Table 1 Characteristics of fuel compacts for 76F-6A capsule

Batch No.	76FP1A	76FP2A	76FP3A
Outer diameter (mm)	36.0	36.0	36.0
Inner diameter (mm)	18.0	18.0	18.0
Length (mm)	36.0	36.0	36.0
Weight (gr)	55.5	54.3	53.8
Geometrical density (gr/cm^3)	2.00	1.95	1.96
Actual amount of uranium (gr)	4.77	4.76	4.76
Enrichment (%)	4.0	4.0	4.0
Actual amount of U-235 (gr)	0.19	0.19	0.19
Coated particle packing fraction (%)	30	30	30
Matrix density (gr/cm^3)	1.70	1.65	1.66
Binder content (%)	20	10	20
Volatile impurity (μl/g)	110	61	76
Exposed uranium fraction	0.6×10^{-4}	0.5×10^{-4}	0.8×10^{-4}
Heat treatment temperature and time	1800°C , 1 hr		
Coated particles dispersed	76FPC1A	76FPC2A	76FPC3A
Binder	Phenol resin		
Graphite powder	Natural graphite and petroleum coke graphite		Needle coke graphite
Dummy particles/Total particles	0.78		
Dummy particle	SiC kernel, PyC and SiC coating		

Table 2 Characteristics of coated particle for 76F-6A capsule

Batch No.			76FPC1A	76FPC2A	76FPC3A
Kernel	Chemical form		UO_2	UO_2	UO_2
	Uranium enrichment (%)		4.0	4.0	4.0
	Diameter (μm)		602.1	603.1	601.5
	Theoretical density (%TD)		96.5	96.5	96.2
	O/U ratio		2.01	2.01	2.01
Coating	Buffer layer	Material	PyC	PyC	PyC
		Source gas	C_2H_2	C_2H_2	C_2H_2
		Thickness (μm)	59.8	60.2	59.8
		Density (g/cm^3)	1.20	1.16	1.20
	HDI PyC layer	Material	PyC	PyC	PyC
		Source gas	C_3H_6	C_3H_6	C_3H_6
		Thickness (μm)	31.0	32.6	33.7
		Density (g/cm^3)	1.86	1.87	1.85
		OPTAF	1.01	1.01	1.01
	SiC layer	Material	SiC	SiC	SiC
		Source gas	CH_3SiCl_3	CH_3SiCl_3	CH_3SiCl_3
		Thickness (μm)	24.8	26.4	27.9
		Density (g/cm^3)	3.2	3.2	3.2
		Free Si (wt %)	<0.1	<0.2	<0.1
	HDI PyC layer	Material	PyC	PyC	PyC
		Source gas	C_3H_6	C_3H_6	C_3H_6
		Thickness (μm)	43.2	43.4	44.0
		Density (g/cm^3)	1.83	1.87	1.86
		OPTAF	1.01	1.01	1.01
Coated particle	Diameter (μm)		889.8	903.6	895.6
	Crushing strength (kg)		2.35	2.38	2.43
	Surface contamination		$<2\times10^{-5}$	$<2\times10^{-5}$	$<2\times10^{-5}$

Table 3 Irradiation conditions of 76F-6A capsule

Reactor	JMTR
Irradiation hole	K-6
Thermal neutron flux (n/cm^{2}sec)	$1.5\times10^{14} \sim 3.4\times10^{14}$
Fast neutron flux (n/cm^{2}sec) > 0.18MeV	$1.8\times10^{14} \sim 3.1\times10^{14}$
Irradiation cycle	47 (1979. 6.18 - 1979. 7.13) 48 (1979.11.12 - 1979.12. 7) 49 (1980. 1.18 - 1980. 2.10)
Irradiation time (e.f.p.h.)	47 cycle 509.0 hr 48 cycle 512.2 49 cycle 462.3
	Total 1,483.5 hr
Thermal neutron fluence (n/cm^2)	$0.8\times10^{21} \sim 1.8\times10^{21}$
Fast neutron fluence (n/cm^2) > 0.18MeV	$9.8\times10^{20} \sim 16.5\times10^{20}$
Irradiation temperature (°C)	1000 ~ 1310
Burnup (% FIMA)	1.5 ~ 3.4

Table 4 Irradiation temperature of 76F-6A capsule

	T/C #1 (°C)	T/C #2 (°C)	T/C #3 (°C)	T/C #4 (°C)
Front half of 47 cycle	1080 ~ 1150	—	1250 ~ 1280	1180 ~ 1250
mean	1120		1270	1220
Back half of 47 cycle	1080 ~ 1100	—	1230 ~ 1300	1160 ~ 1230
mean	1090		1280	1200
Front half of 48 cycle	1000 ~ 1120	—	1290 ~ 1310	1220 ~ 1280
mean	1050		1300	1270
Back half of 48 cycle	1020 ~ 1100	—	1200 ~ 1300	1160 ~ 1280
mean	1050		1280	1220
Front half of 49 cycle	1030 ~ 1120	—	1310 ~ 1270	1190 ~ 1280
mean	1060		1290	1260
Back half of 49 cycle	1020 ~ 1120	—	1260 ~ 1270	1160 ~ 1230
mean	1040		1260	1220

Table 5 List of PIE of fuel compact

Compact No.		PIE of fuel compact		PIE of coated particle	
1	76FP2A4	Electrolytic deconsolidation	Acid leach	X-ray micro-radiograph	Crushing strength
2	76FP3A3	Crushing strength			
3	76FP2A3	Ceramography	X-ray micro-radiograph		
4	76FP3A2	Electrolytic deconsolidation	Acid leach	X-ray micro-radiograph	Crushing strength
5	76FP2A2	Ceramography	X-ray micro-radiograph		
6	76FP3A1	Ceramography	X-ray micro-radiograph		
7	76FP2A1	Electrolytic deconsolidation	Acid leach	X-ray micro-radiograph	Crushing strength
8	76FP1A7	Ceramography	X-ray micro-radiograph		
9	76FP1A6	Electrolytic deconsolidation	Acid leach	X-ray micro-radiograph	Crushing strength
10	76FP1A5	Crushing strength			
11	76FP1A4	Crushing strength			
12	76FP1A3	Crushing strength			
13	76FP1A2	Electrolytic deconsolidation	Acid leach	X-ray micro-radiograph	Crushing strength
14	76FP1A1	Ceramography	X-ray micro-radiograph		

Table 6 Radiation induced length change of fuel compacts

Compact No.		Length			
		L_i(mm) Before irrad.	L_f(mm) After irrad.	$\Delta L = L_f - L_i$ (mm)	$\frac{\Delta L}{L_i}$ (%)
1	76FP2A4	36.2	36.02	-0.18	-0.50
2	76FP3A3	36.0	35.83	-0.17	-0.47
3	76FP2A3	36.1	35.95	-0.15	-0.42
4	76FP3A2	36.0	35.80	-0.20	-0.56
5	76FP2A2	36.3	36.07	-0.23	-0.63
6	76FP3A1	36.0	35.83	-0.17	-0.47
7	76FP2A1	36.2	35.93	-0.27	-0.75
8	76FP1A7	36.2	35.89	-0.31	-0.86
9	76FP1A6	36.3	35.93	-0.37	-1.02
10	76FP1A5	36.2	35.91	-0.29	-0.80
11	76FP1A4	36.2	35.90	-0.30	-0.83
12	76FP1A3	36.2	35.94	-0.26	-0.72
13	76FP1A2	36.3	35.94	-0.36	-0.99
14	76FP1A1	36.3	36.01	-0.29	-0.80

Table 7 Radiation induced outer diameter change of fuel compacts

Compact No.		Outer diameter			
		D_i (mm) Before irrad.	D_f (mm) After irrad.	$\Delta D = D_f - D_i$ (mm)	$\frac{\Delta D}{D_i}$ (%)
1	76FP2A4	36.08	35.96	-0.12	-0.33
2	76FP3A3	36.00	35.58	-0.42	-1.17
3	76FP2A3	36.08	35.88	-0.20	-0.55
4	76FP3A2	35.98	35.48	-0.50	-1.39
5	76FP2A2	36.07	35.84	-0.23	-0.64
6	76FP3A1	36.01	35.43	-0.58	-1.61
7	76FP2A1	36.10	35.84	-0.26	-0.72
8	76FP1A7	36.01	35.61	-0.40	-1.11
9	76FP1A6	36.03	35.64	-0.39	-1.08
10	76FP1A5	36.01	35.62	-0.39	-1.08
11	76FP1A4	36.02	35.65	-0.37	-1.03
12	76FP1A3	36.00	35.67	-0.33	-0.92
13	76FP1A2	36.05	35.68	-0.37	-1.03
14	76FP1A1	36.06	35.75	-0.31	-0.86

Table 8 Radiation induced inner diameter change of fuel compacts

Compact No.		Inner diameter			
		d_i (mm) Before irrad.	d_f (mm) After irrad.	$\Delta d = d_f - d_i$ (mm)	$\frac{\Delta d}{d_i}$ (%)
1	76FP2A4	17.99	17.93	-0.06	-0.33
2	76FP3A3	17.95	17.78	-0.17	-0.95
3	76FP2A3	17.98	17.89	-0.09	-0.50
4	76FP3A2	17.95	17.74	-0.21	-1.17
5	76FP2A2	18.00	17.88	-0.12	-0.67
6	76FP3A1	17.93	17.93	0	0
7	76FP2A1	18.00	17.87	-0.13	-0.72
8	76FP1A7	17.94	17.77	-0.17	-0.95
9	76FP1A6	17.95	17.88	-0.07	-0.39
10	76FP1A5	17.95	17.87	-0.08	-0.45
11	76FP1A4	17.96	17.85	-0.11	-0.61
12	76FP1A3	17.94	17.81	-0.13	-0.72
13	76FP1A2	17.95	17.78	-0.17	-0.95
14	76FP1A1	17.97	17.84	-0.13	-0.72

Table 9 Comparison of radiation induced length and diameter change

Compact No.		Fast neutron fluence (n/cm^2) E>0.18MeV	$\frac{\Delta L}{L_i}$ (%)	$\frac{\Delta D}{D_i}$ (%)
1	76FP2A4	9.8×10^{20}	-0.50	-0.33
2	76FP3A3	11.1×10^{20}	-0.47	-1.17
3	76FP2A3	12.4×10^{20}	-0.42	-0.55
4	76FP3A2	13.6×10^{20}	-0.56	-1.39
5	76FP2A2	14.5×10^{20}	-0.63	-0.64
6	76FP3A1	15.2×10^{20}	-0.47	-1.61
7	76FP2A1	15.8×10^{20}	-0.75	-0.72
8	76FP1A7	16.4×10^{20}	-0.86	-1.11
9	76FP1A6	16.5×10^{20}	-1.02	-1.08
10	76FP1A5	16.3×10^{20}	-0.80	-1.08
11	76FP1A4	15.9×10^{20}	-0.83	-1.03
12	76FP1A3	15.2×10^{20}	-0.72	-0.92
13	76FP1A2	14.1×10^{20}	-0.99	-1.03
14	76FP1A1	13.0×10^{20}	-0.80	-0.86

Table 10 Weight of fuel compacts

Compact No.		Weight			
		W_i(g) Before irrad.	W_f(g) After irrad.	$\Delta W = W_f - W_i$ (g)	$\frac{\Delta W}{W_i}$ (%)
1	76FP2A4	54.2640	54.2640	0	0
2	76FP3A3	53.8089	53.8132	0.0043	0.01
3	76FP2A3	54.2671	54.2532	-0.0139	-0.03
4	76FP3A2	53.7958	53.7832	-0.0126	-0.02
5	76FP2A2	54.2556	54.2494	-0.0062	-0.01
6	76FP3A1	53.7824	53.7817	0	0
7	76FP2A1	54.2686	54.2608	-0.0078	-0.01
8	76FP1A7	55.5747	55.5401	-0.0346	-0.06
9	76FP1A6	55.5644	55.3995	-0.1649	-0.30
10	76FP1A5	55.5709	5.3562	-0.2147	-0.39
11	76FP1A4	55.5632	55.4108	-0.1524	-0.27
12	76FP1A3	55.5230	55.4550	-0.0680	-0.12
13	76FP1A2	55.5644	55.5577	-0.0067	-0.01
14	76FP1A1	55.5707	55.5655	-0.0052	-0.01

Table 11 Exposed uranium fraction in fuel compacts irradiated in 76F-6A capsule (observed)

Compact No.	Nuclide	Activity in leaching solution A(Ci)	Activity in fuel compact B(Ci)	Exposed uranium fraction $\frac{A}{B}$
76FP2A-4	Ce-144	0.348×10^{-3}	0.229	1.68×10^{-3}
	Cs-134	9×10^{-6}	0.0253	3.56×10^{-4}
	Cs-137	8.1×10^{-5}	0.154	5.26×10^{-4}
	Pr-144	0.235×10^{-3}	0.464	5.06×10^{-4}
76FP3A-2	Ce-144	0.417×10^{-3}	0.170	2.45×10^{-3}
	Cs-134	1.1×10^{-5}	0.0133	8.27×10^{-4}
	Cs-137	6.8×10^{-5}	0.113	6.02×10^{-4}
	Pr-144	0.313×10^{-3}	0.354	8.84×10^{-4}
76FP2A-1	Ce-144	0.779×10^{-3}	0.286	2.72×10^{-3}
	Cs-134	2.2×10^{-5}	0.0381	5.77×10^{-4}
	Cs-137	1.26×10^{-4}	0.191	6.60×10^{-4}
	Pr-144	0.582×10^{-3}	0.570	1.02×10^{-3}
76FP1A-6	Ce-144	0.505×10^{-3}	0.289	1.75×10^{-3}
	Cs-134	3.4×10^{-5}	0.0403	8.44×10^{-4}
	Cs-137	1.58×10^{-4}	0.195	8.10×10^{-4}
	Pr-144	0.318×10^{-3}	0.578	5.50×10^{-4}
76FP1A-2	Ce-144	0.373×10^{-3}	0.228	1.64×10^{-3}
	Cs-134	1.1×10^{-5}	0.0273	4.03×10^{-4}
	Cs-137	6.4×10^{-5}	0.161	3.98×10^{-4}
	Pr-144	0.293×10^{-3}	0.489	5.99×10^{-4}

Table 12 Exposed uranium fraction of fuel compacts irradiated in 76F-6A capsule

Batch No.	Exposed uranium fraction			
	Observed		Calculated	
	^{144}Ce(133KeV)	^{137}Cs(662KeV)	^{144}Ce(133KeV)	^{137}Cs(662KeV)
76FP2A-4	1.52×10^{-3}	5.36×10^{-4}	3.4×10^{-4}	2.8×10^{-4}
76FP3A-2	2.44×10^{-3}	6.05×10^{-4}	2.9×10^{-4}	1.7×10^{-4}
76FP2A-1	2.73×10^{-3}	6.65×10^{-4}	4.4×10^{-4}	2.5×10^{-4}
76FP1A-6	1.74×10^{-3}	8.11×10^{-4}	2.8×10^{-4}	3.1×10^{-4}
76FP1A-2	1.62×10^{-3}	3.97×10^{-4}	2.6×10^{-4}	1.5×10^{-4}

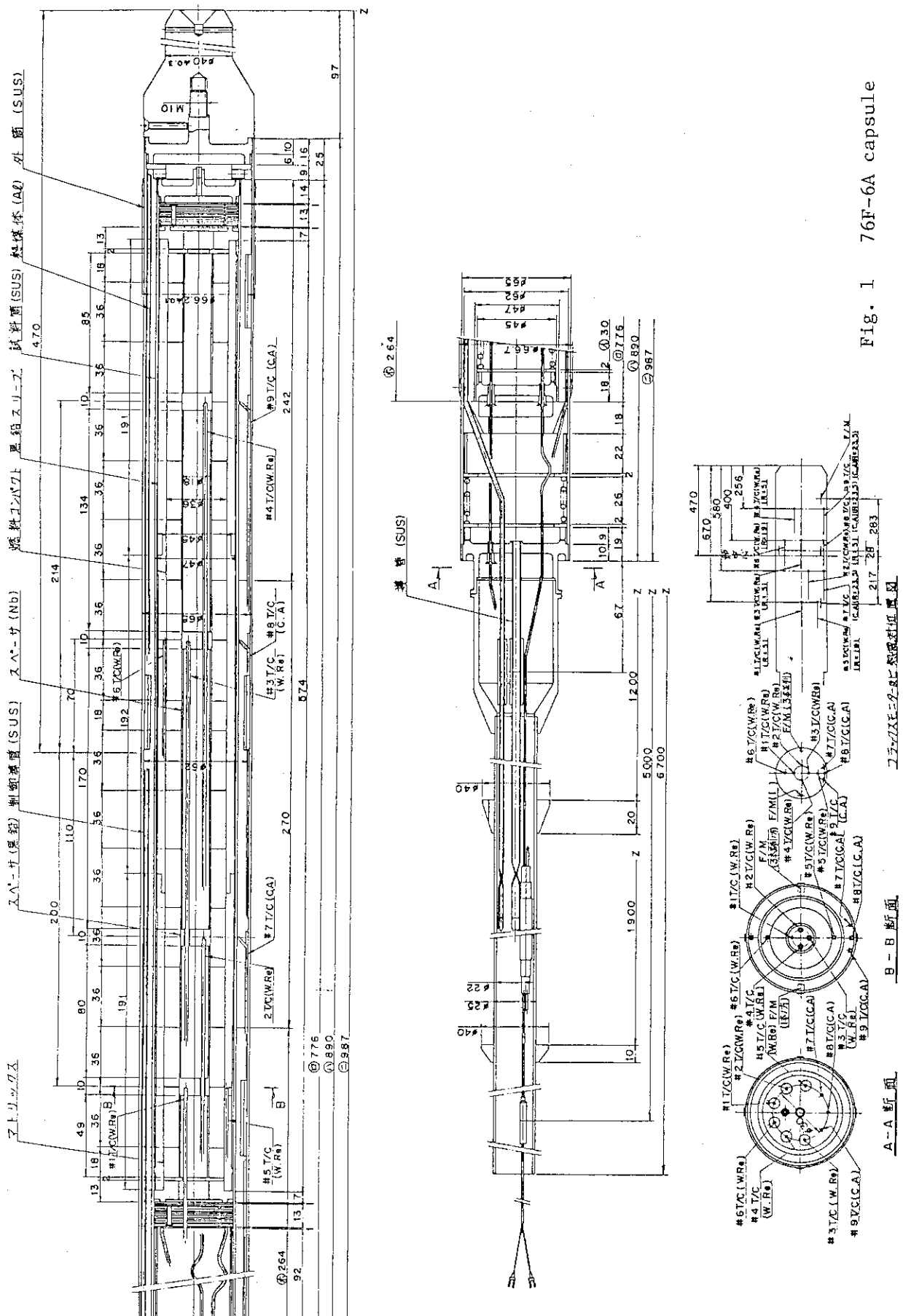


Fig. 1 76F-6A capsule

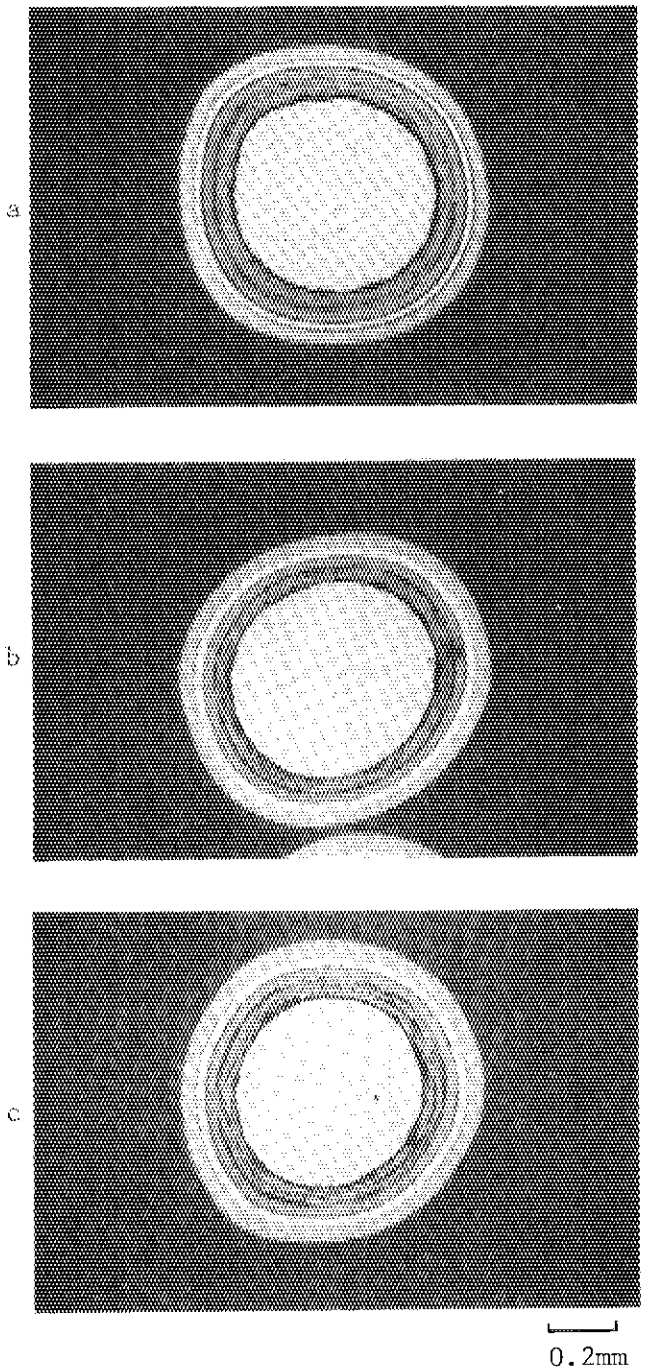


Fig. 2 Cross section of unirradiated coated particles
a: 76FPC1A, b: 76FPC2A, C: 76FPC3A

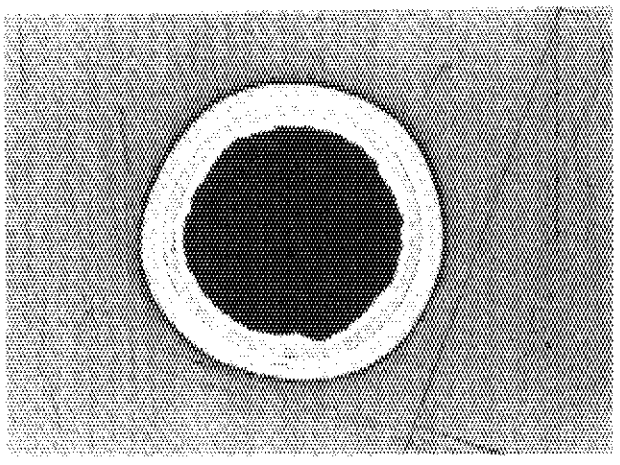


Fig. 3 Cross section of dummy particle

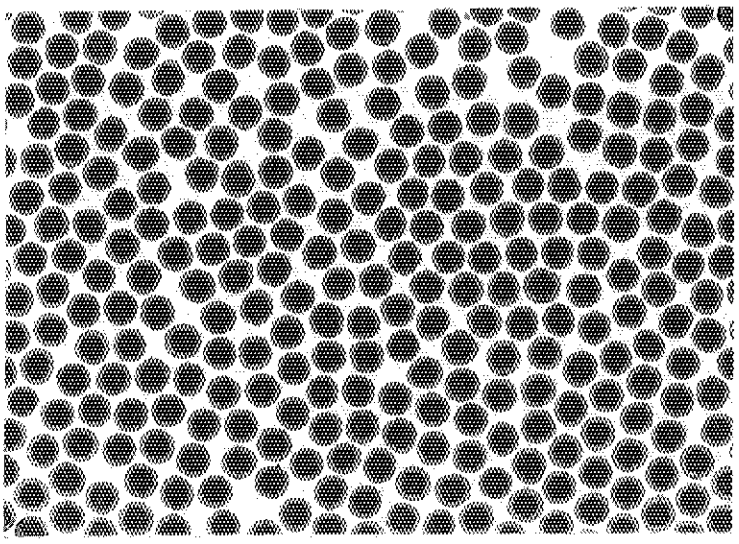


Fig. 4 X-ray microradiograph of unirradiated coated particles of 76FPC1A

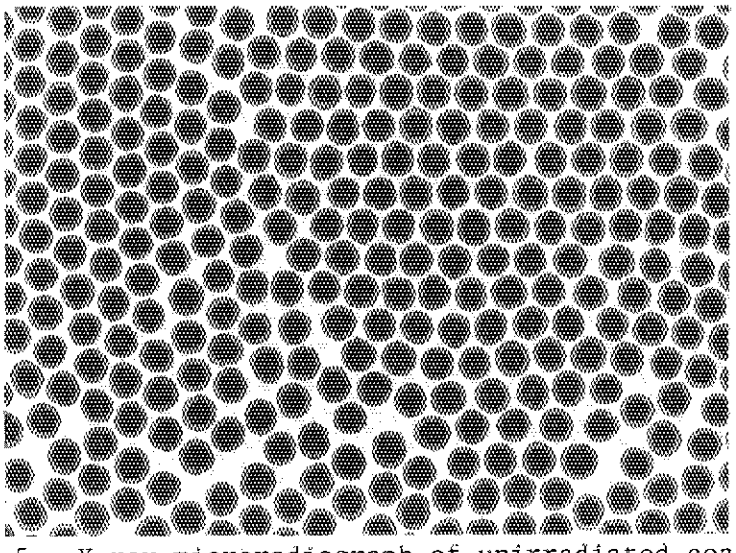


Fig. 5 X-ray microradiograph of unirradiated coated particles of 76FPC2A

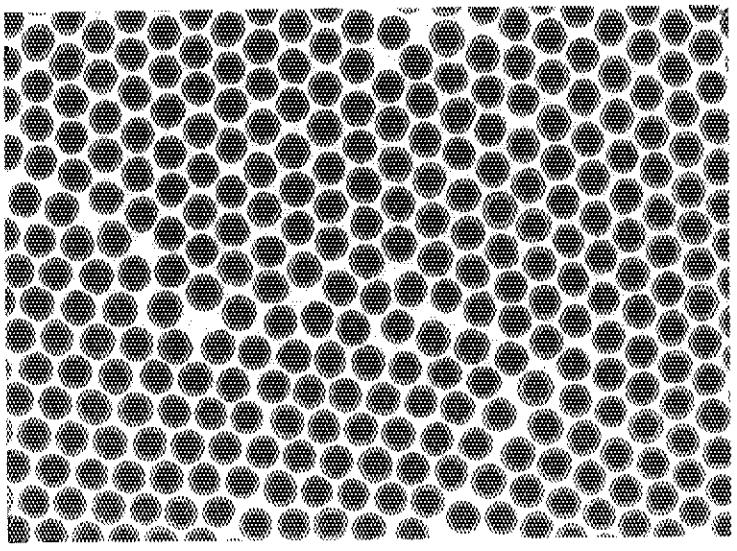


Fig. 6 X-ray microradiograph of unirradiated coated particles of 76FPC3A

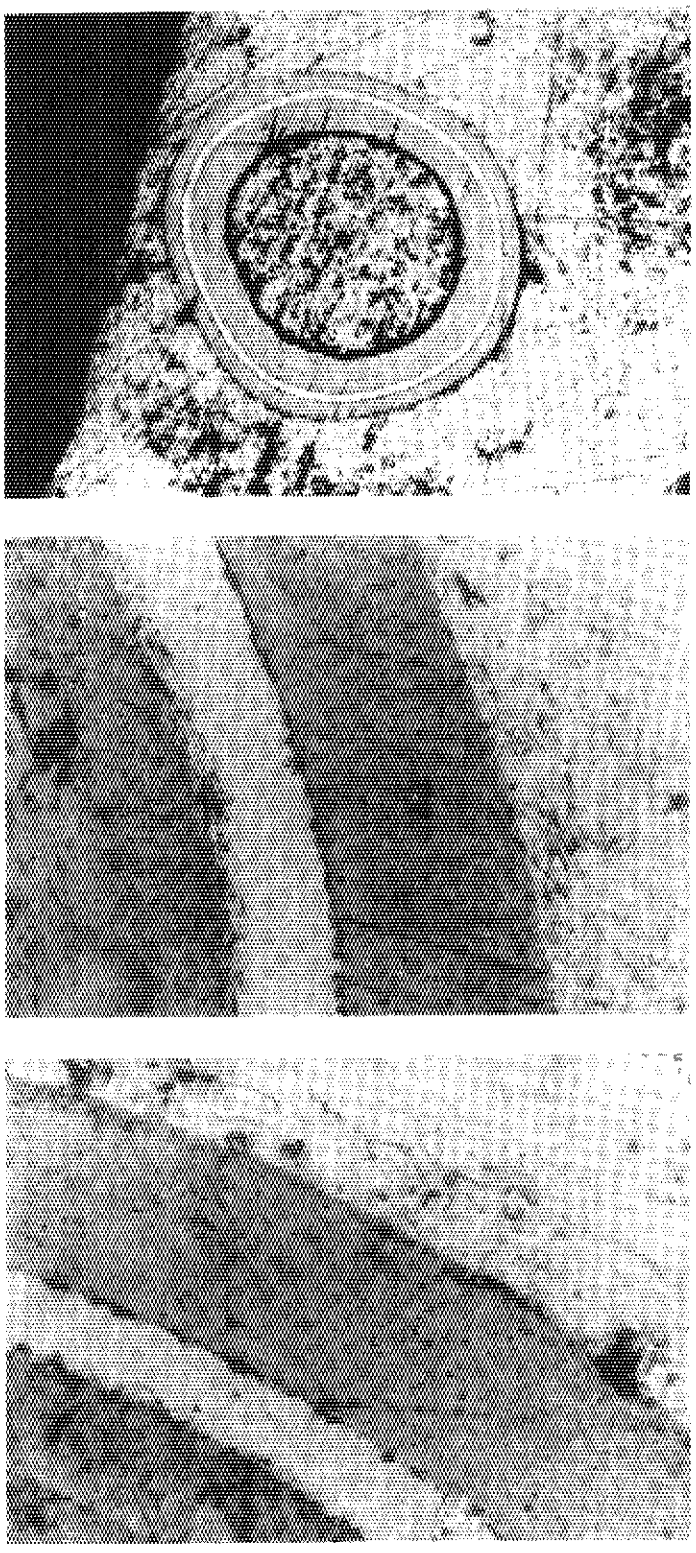


Fig. 7　Cross section of 76FP1A fuel compact

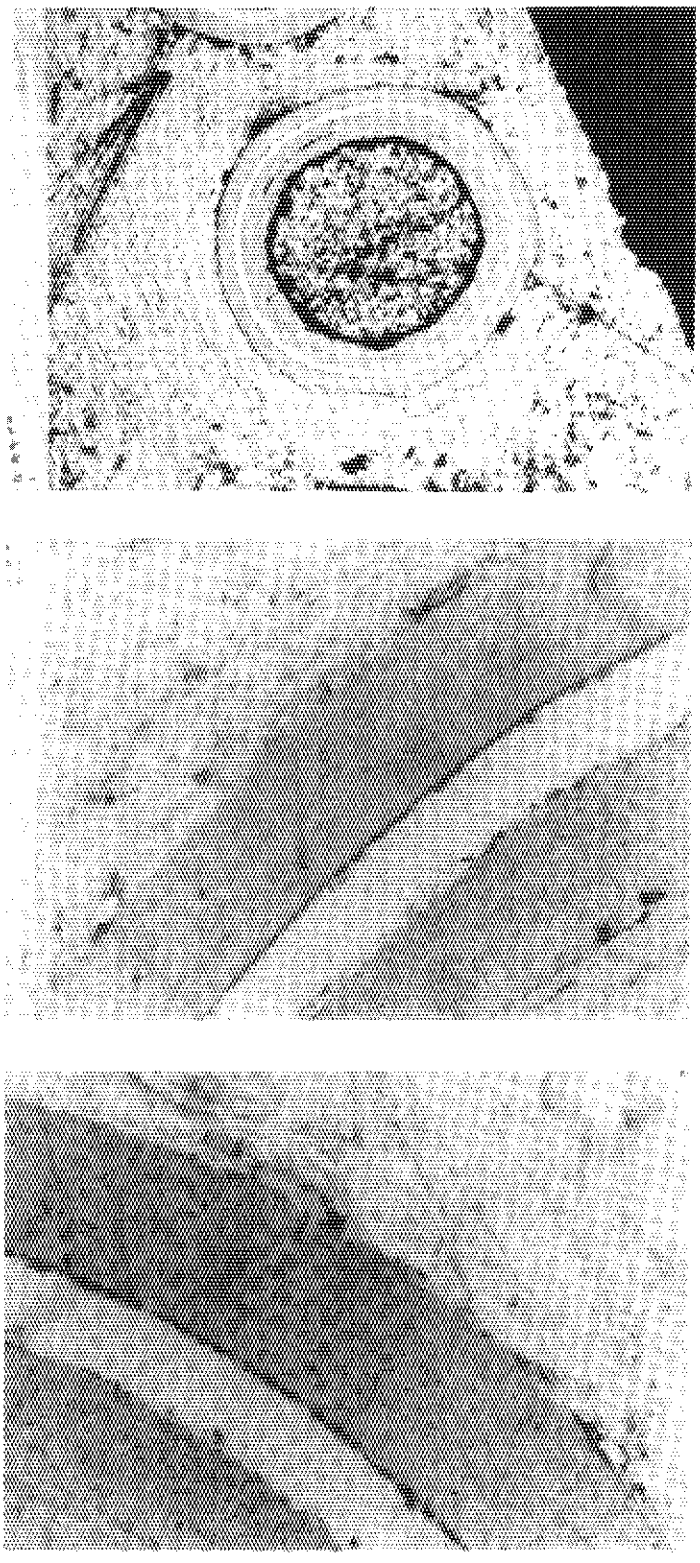


Fig. 8　Cross section of 76FP2A fuel compact

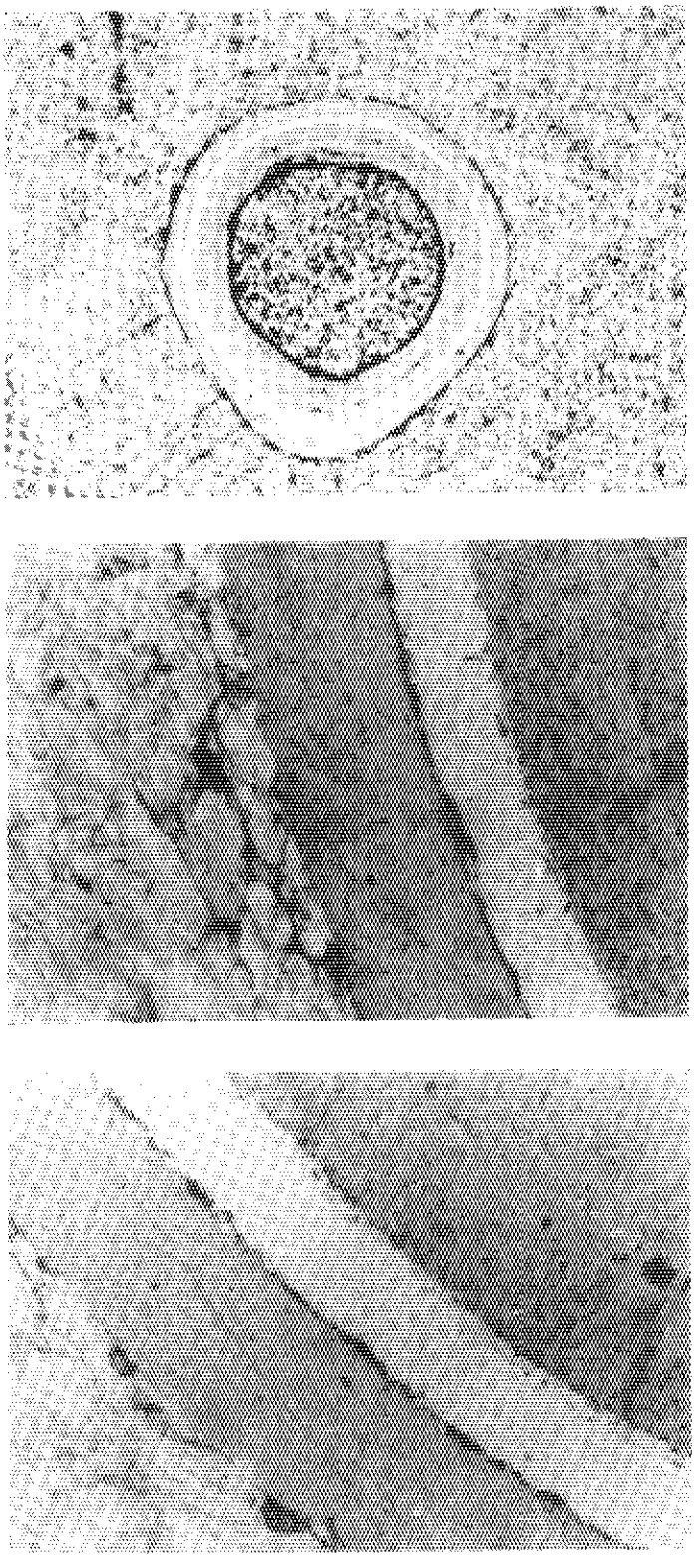
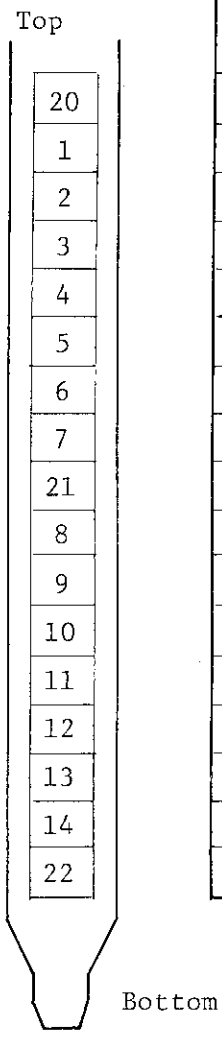


Fig. 9　Cross section of 76FP3A fuel compact



Compact No.		Graphite powder	Binder content (%)	Particle volume loading (%)
20	Dummy compact	IG-11	—	—
1	76FP2A4	P2N8	10	30
2	76FP3A3	NCG	20	30
3	76FP2A3	P2N8	10	30
4	76FP3A2	NCG	20	30
5	76FP2A2	P2N8	10	30
6	76FP3A1	NCG	20	30
7	76FP2A1	P2N8	10	30
21	Dummy compact	IG-11	—	—
8	76FP1A7	P2N8	20	30
9	76FP1A6	P2N8	20	30
10	76FP1A5	P2N8	20	30
11	76FP1A4	P2N8	20	30
12	76FP1A3	P2N8	20	30
13	76FP1A2	P2N8	20	30
14	76FP1A1	P2N8	20	30
22	Dummy compact	IG-11	—	—

Fig. 10 Layout of fuel compact in 76F-6A capsule

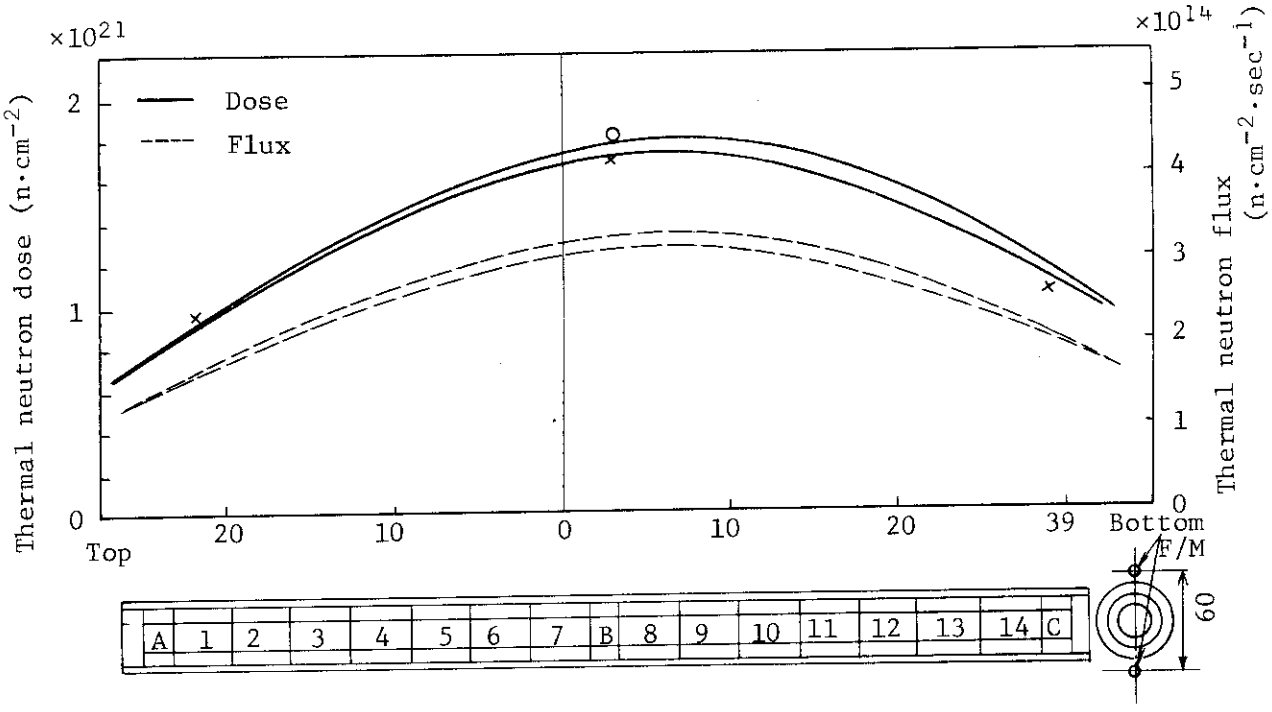


Fig. 11 Thermal neutron dose of 76F-6A capsule

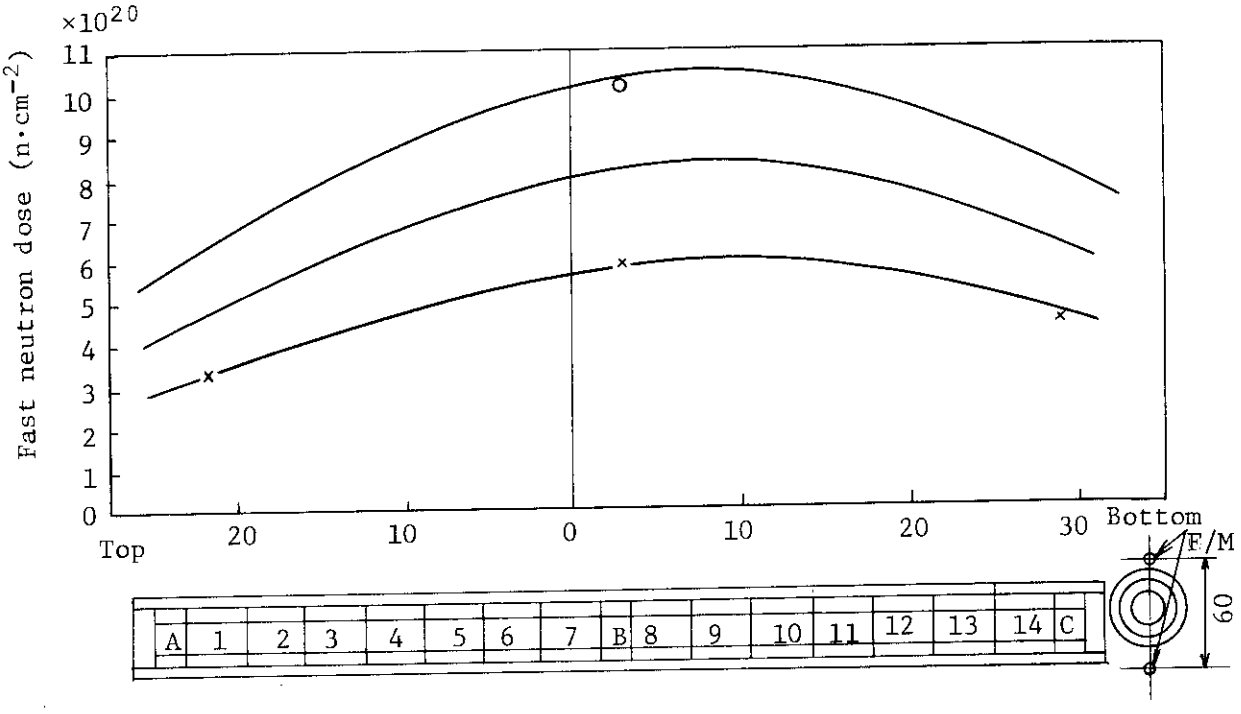


Fig. 12 Fast neutron dose of 76F-6A capsule

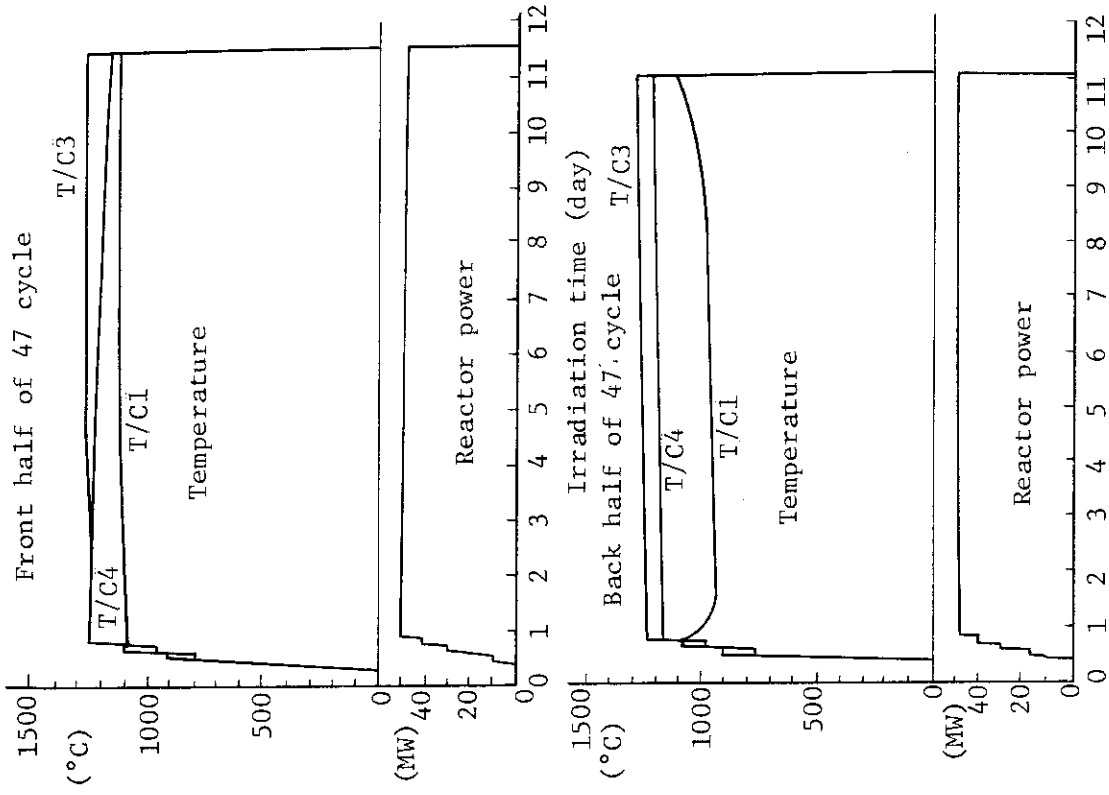


Fig. 13 Reactor power output and irradiation temperature of 76F-6A capsule

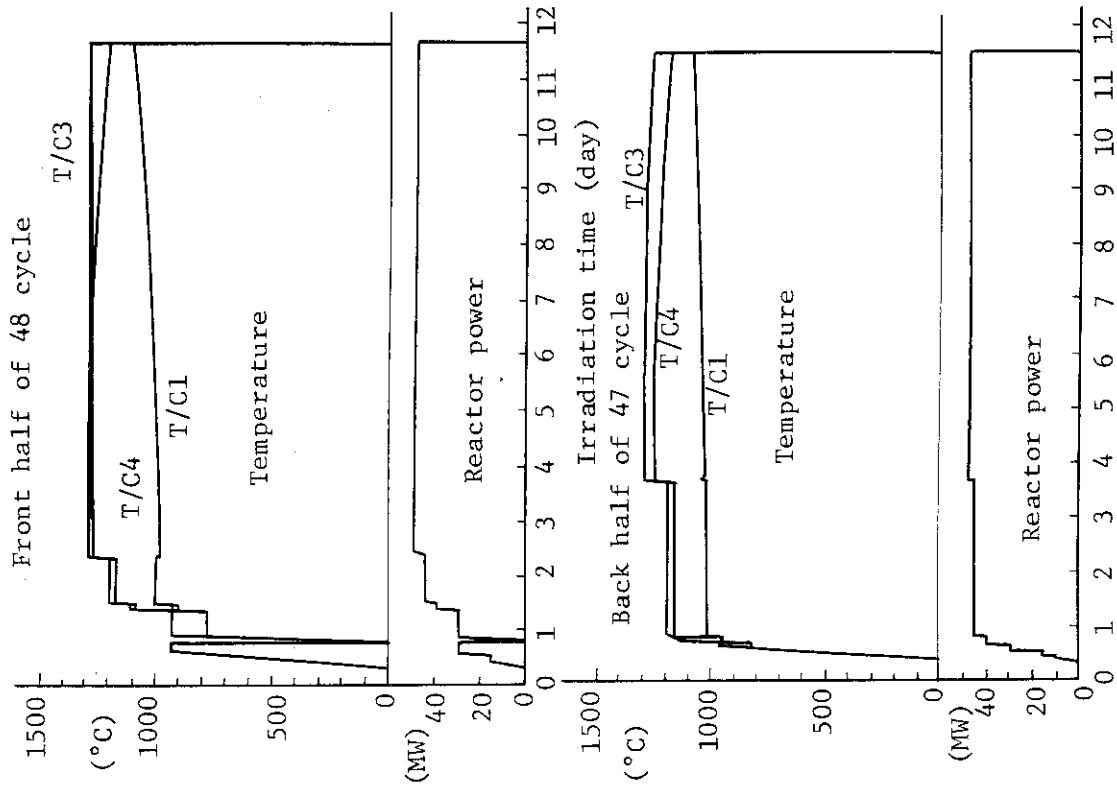


Fig. 14 Reactor power output and irradiation temperature of 76F-6A capsule

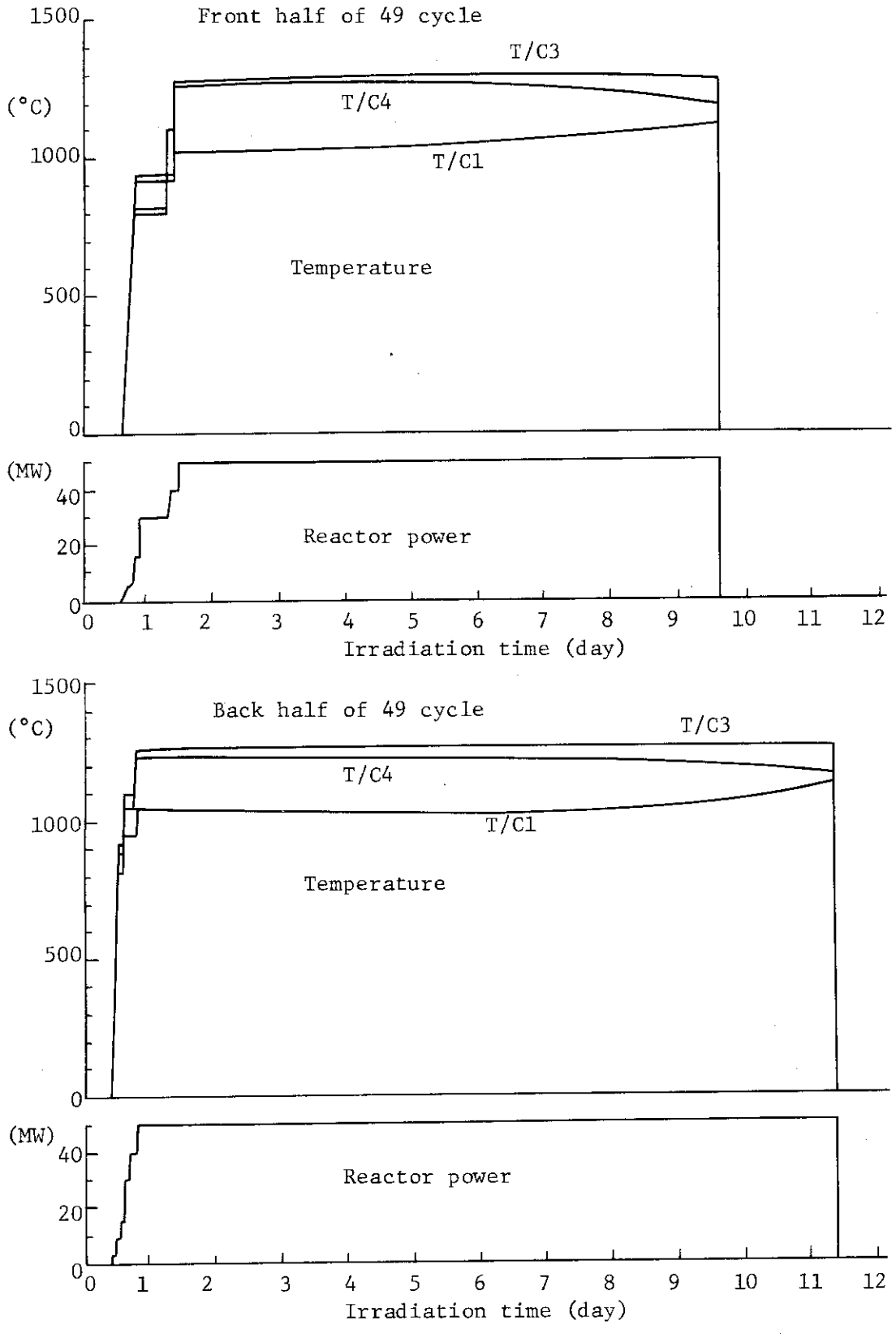


Fig. 15 Reactor power output and irradiation temperature of 76F-6A capsule

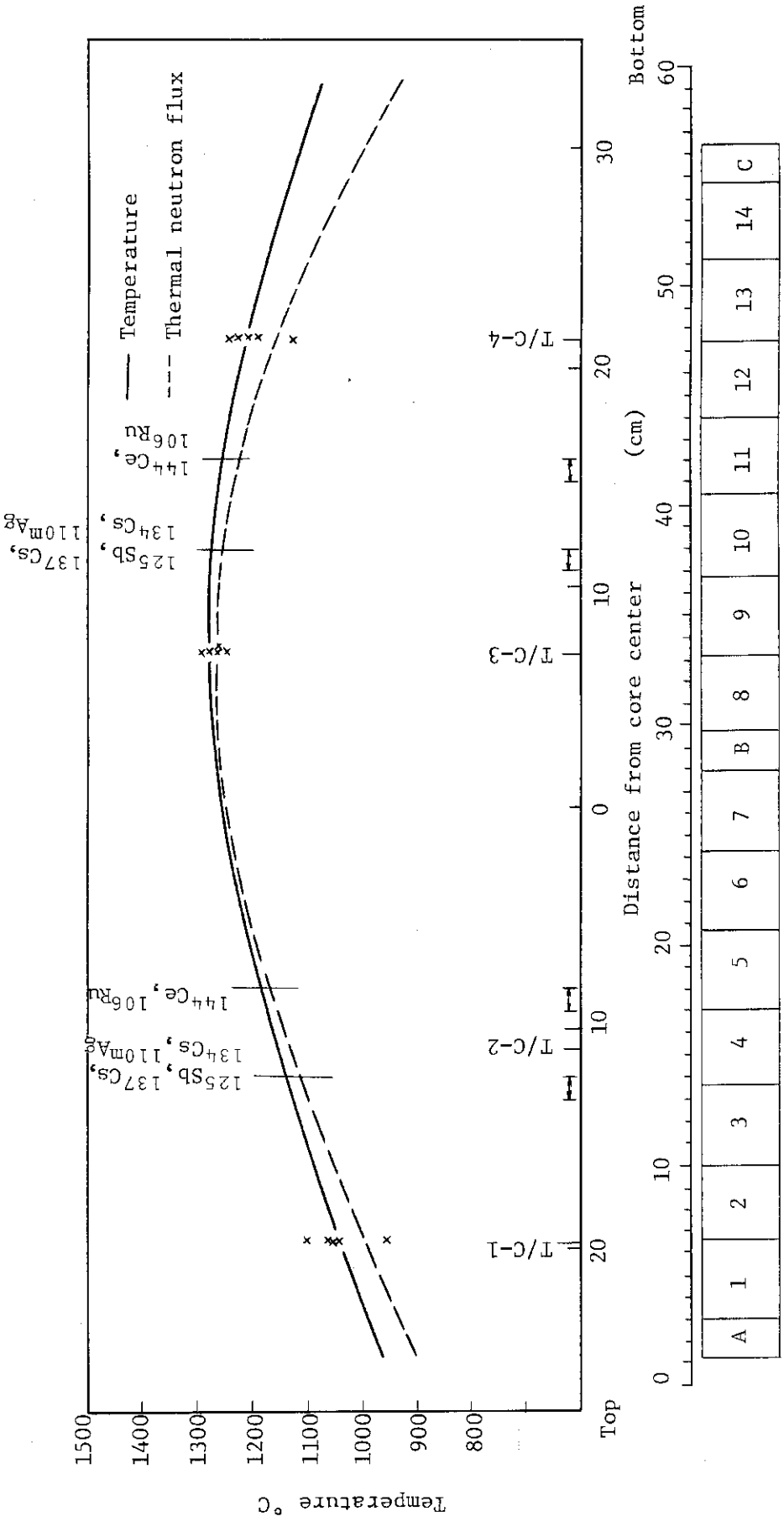


Fig. 16 Temperature distribution of 76F-6A capsule

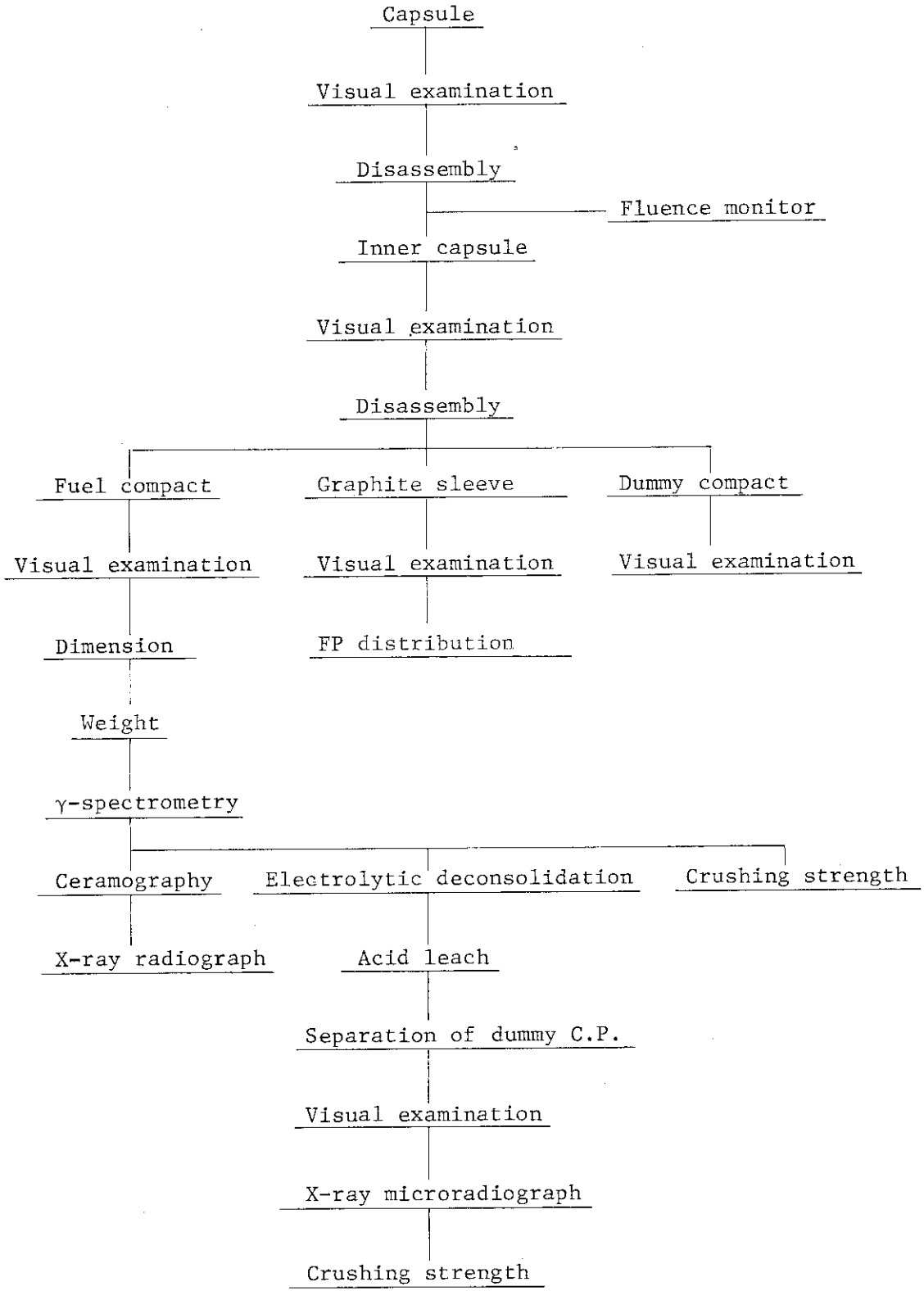


Fig. 17　Flow diagram of PIE of 76F-6A capsule

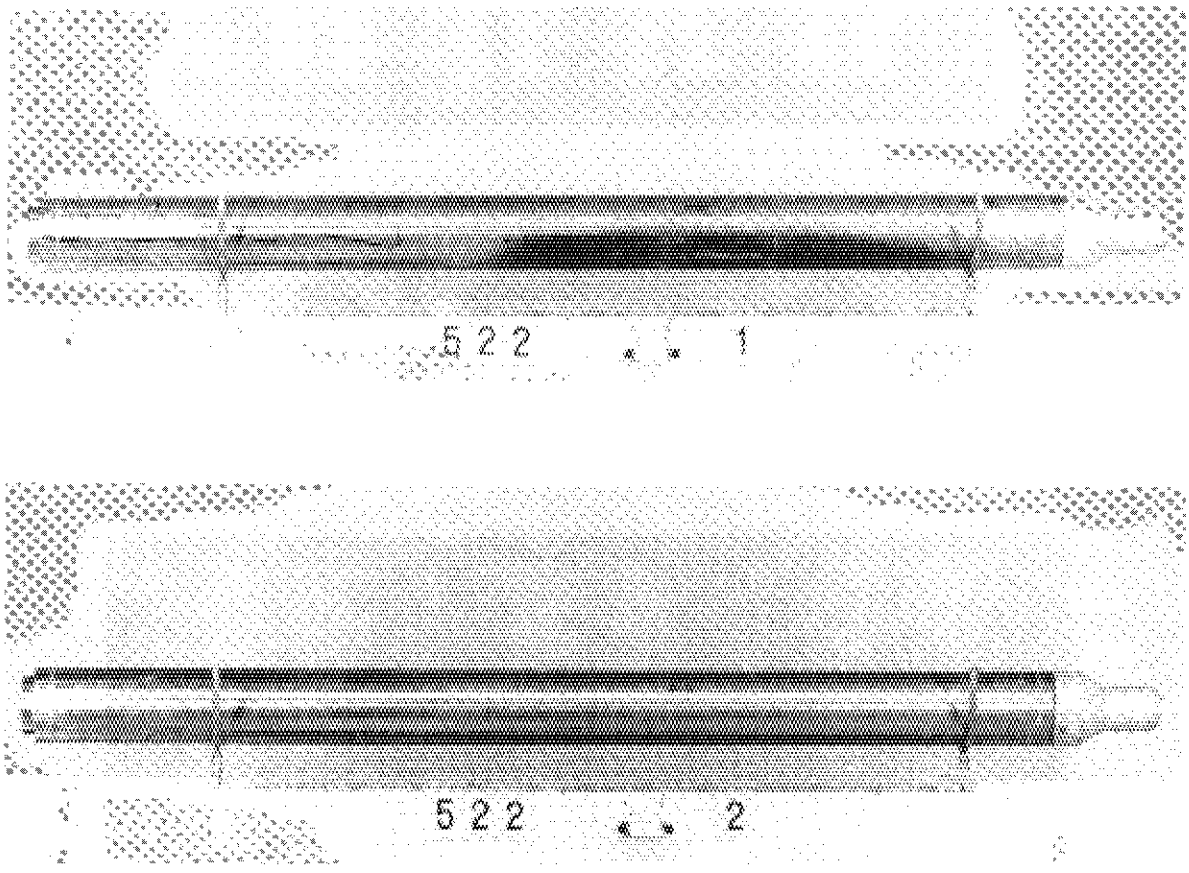


Fig. 18 External view of irradiated 76F-6A capsule

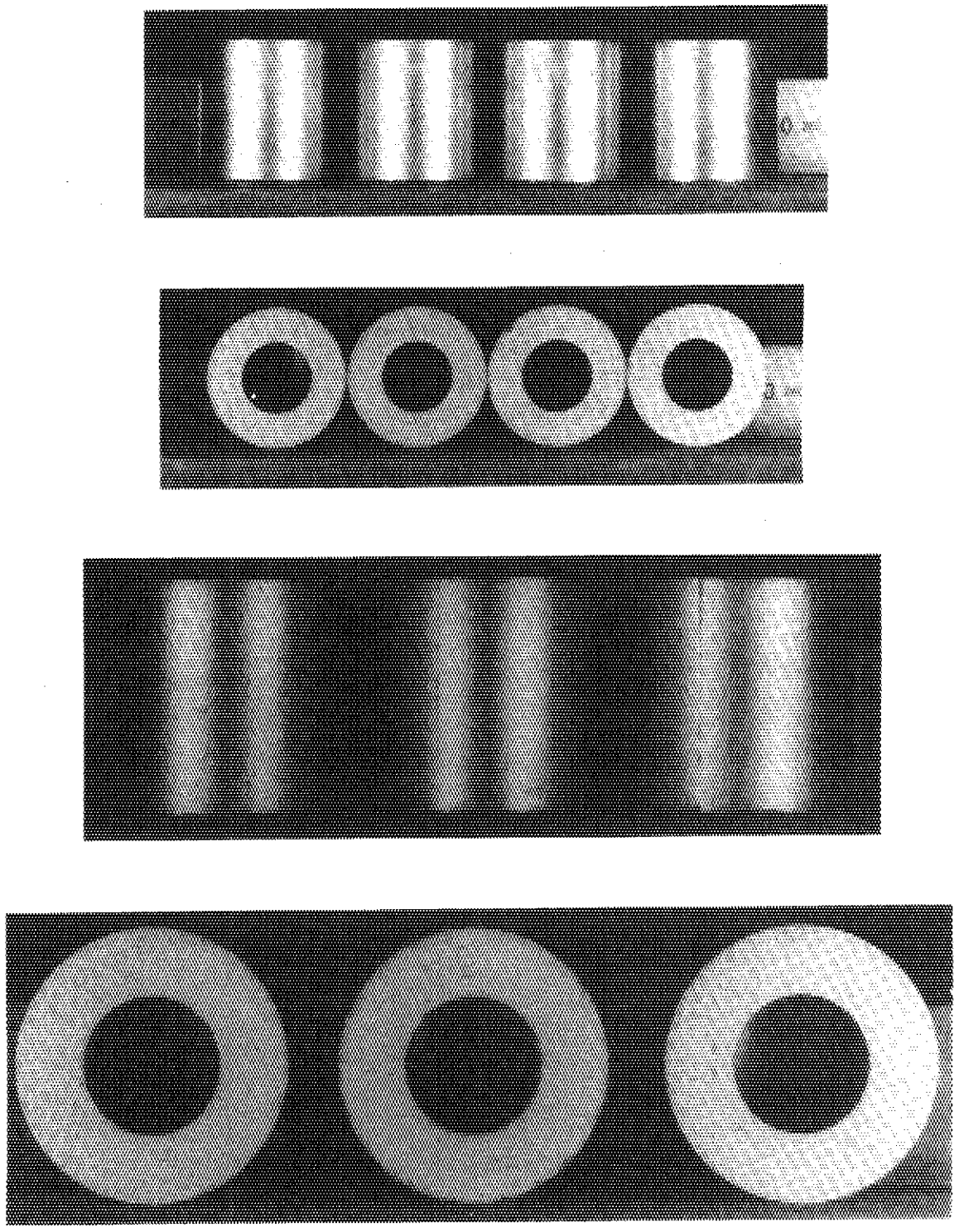


Fig. 19 Side and end view of irradiated fuel compacts of 76FP2A (upper) and 76FP3A (lower)

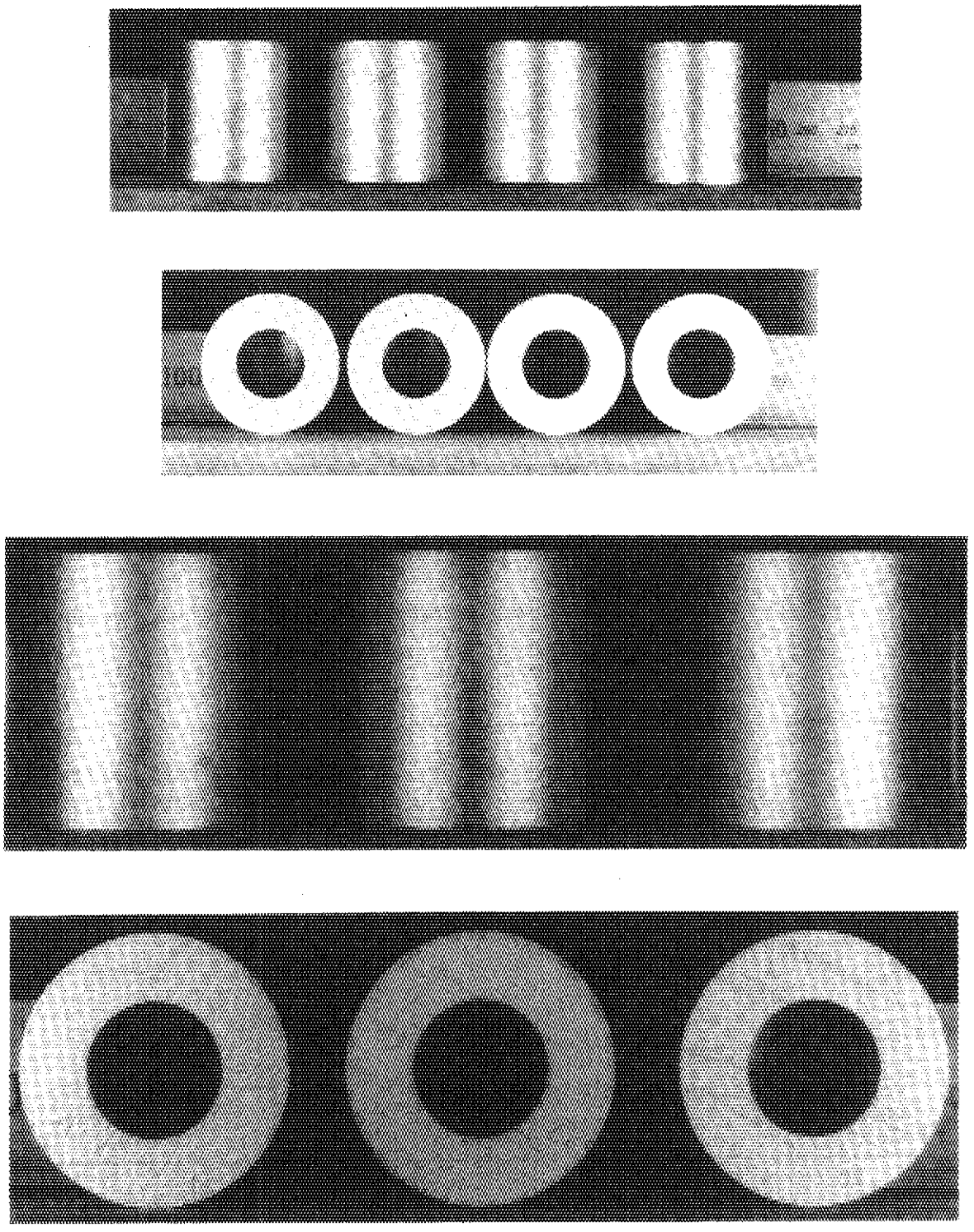


Fig. 20 Side and end view of irradiated fuel compacts of 76FP1A

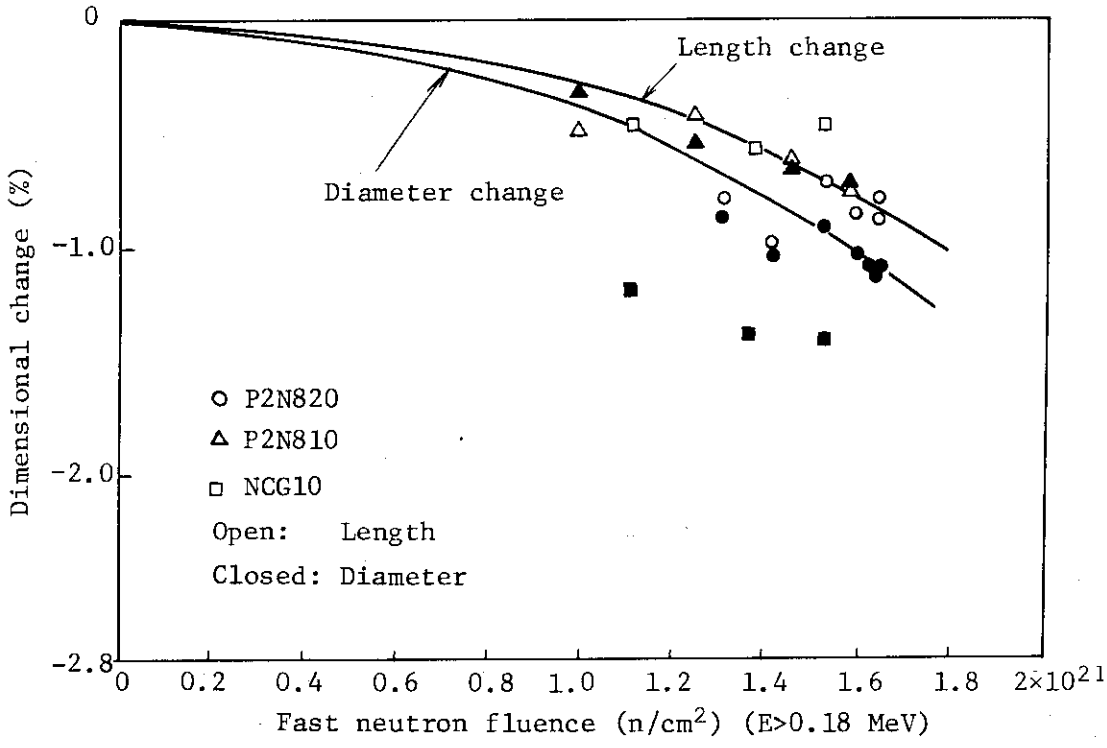


Fig. 21 Radiation induced dimensional change of fuel campacts

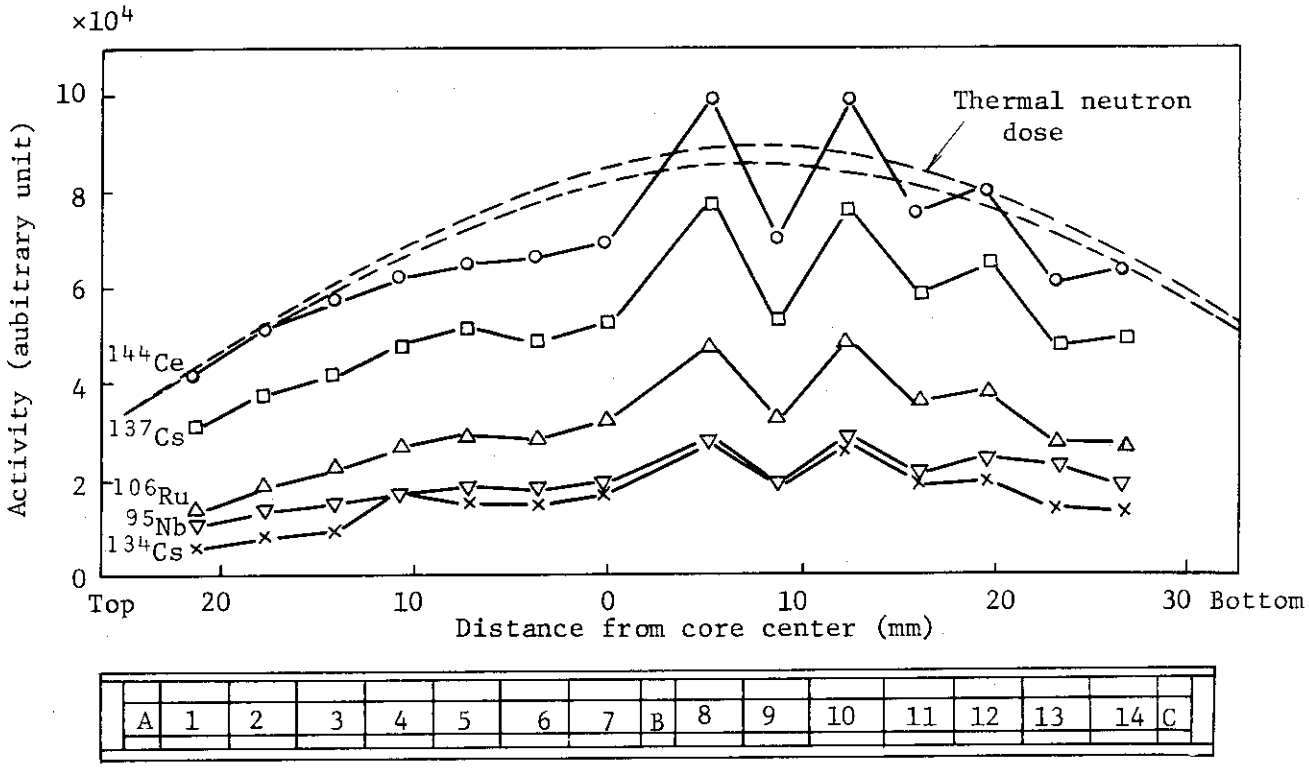


Fig. 22 Axial distribution of Fission products in fuel compact

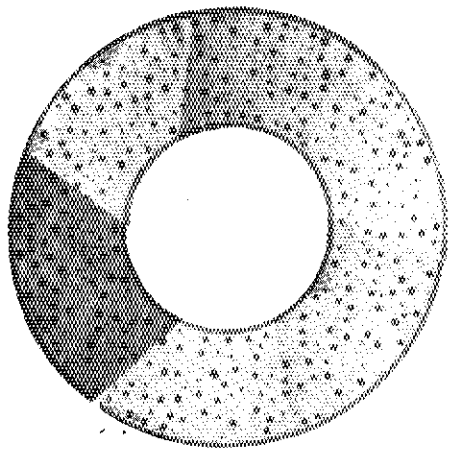


Fig. 23 Photomacrograph of 76FP1A-1 fuel compact (outer diameter : 36mm)

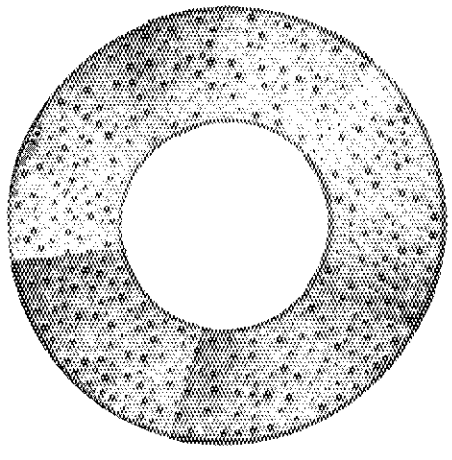


Fig. 24 Photomacrograph of 76FP1A-7 fuel compact

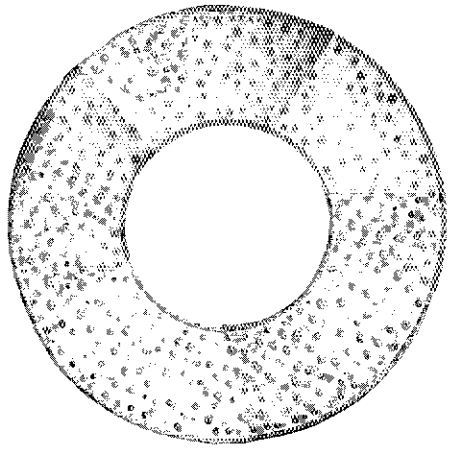


Fig. 25 Photomacrograph of 76FP3A-1 fuel compact

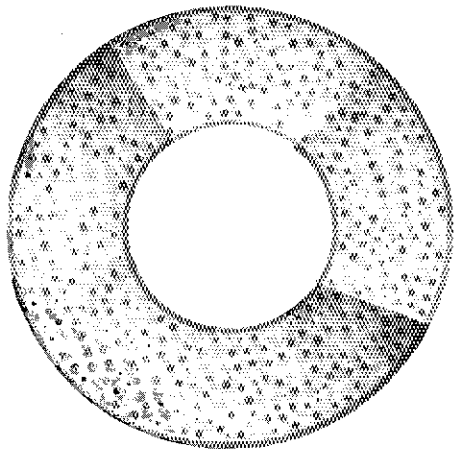


Fig. 26 Photomacrograph of 76FP2A-2 fuel compact

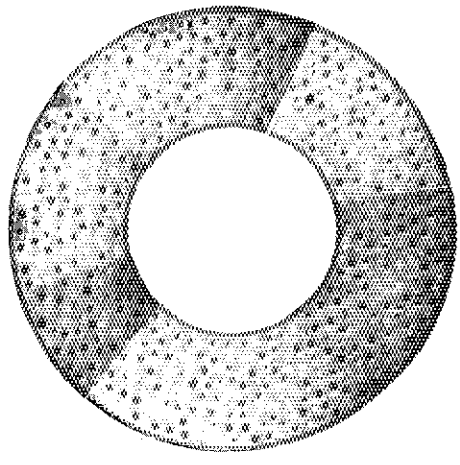


Fig. 27 Photomacrograph of 76FP2A-3 fuel compact

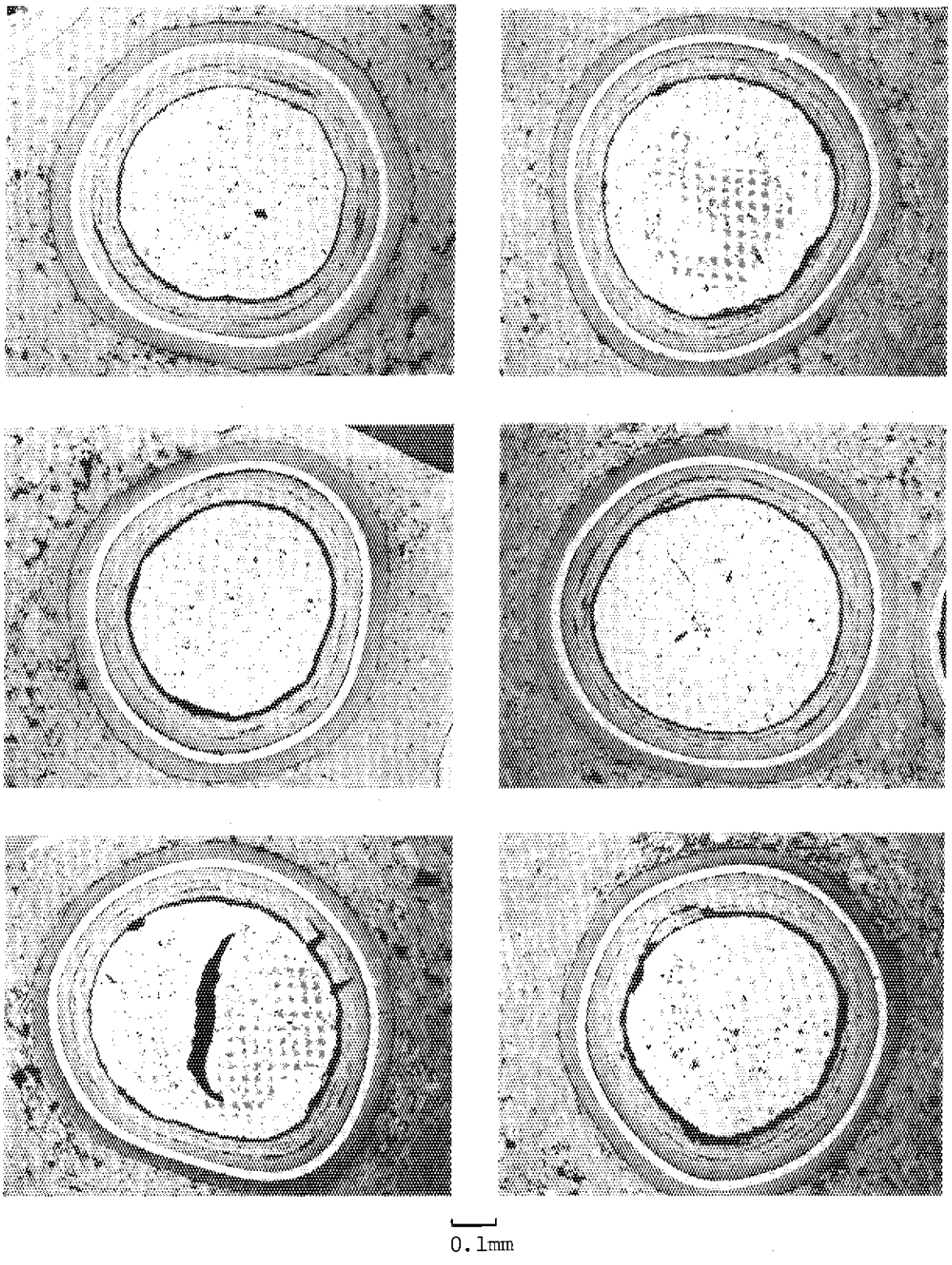


Fig. 28 Photomicrographs of coated particles from 76FP1A-1 fuel compact

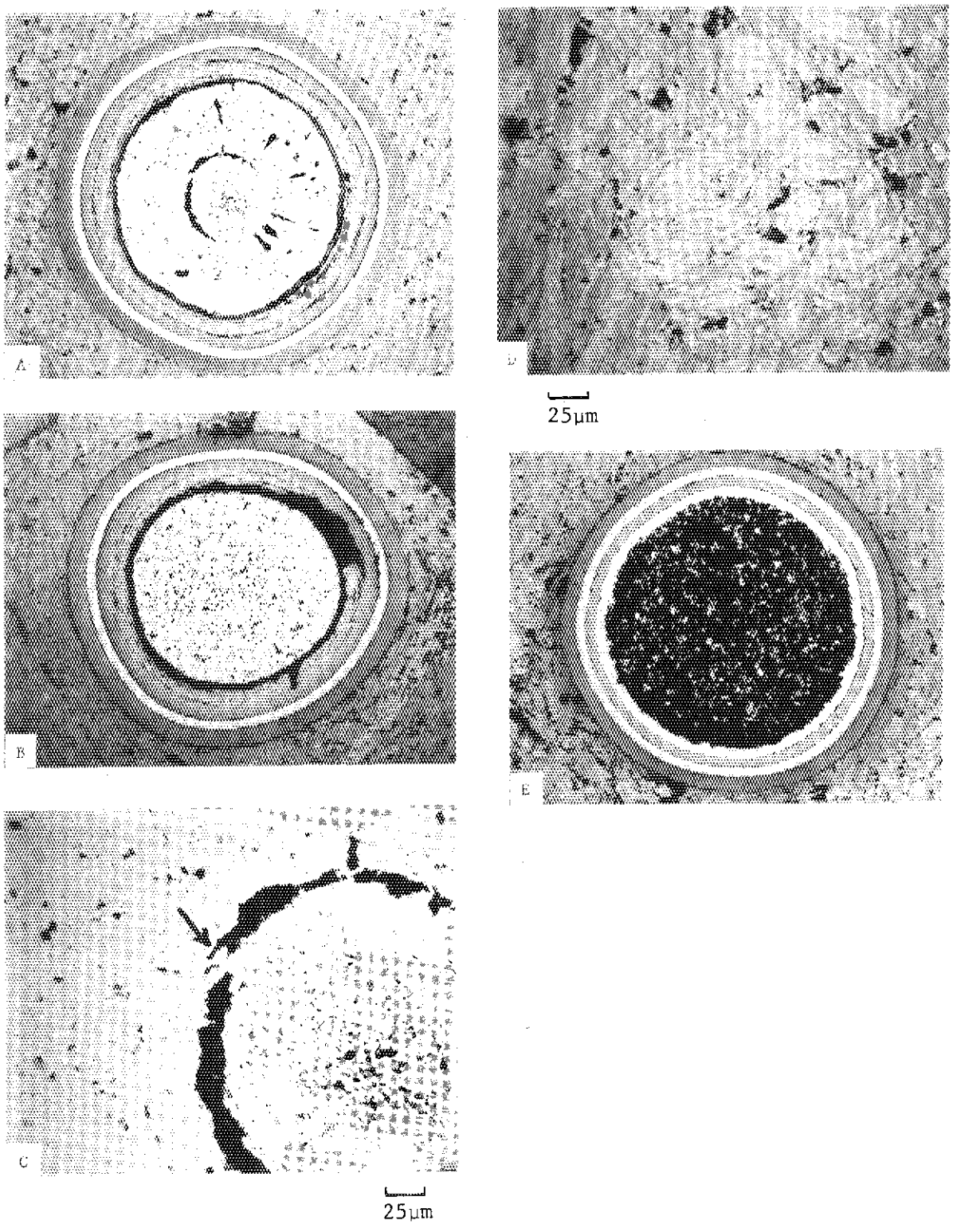


Fig. 29 Photomicrographs of coated particles (A),(B), kernel (C), matrix (D) and dummy particle (E) from 76FP1A-1 fuel compact

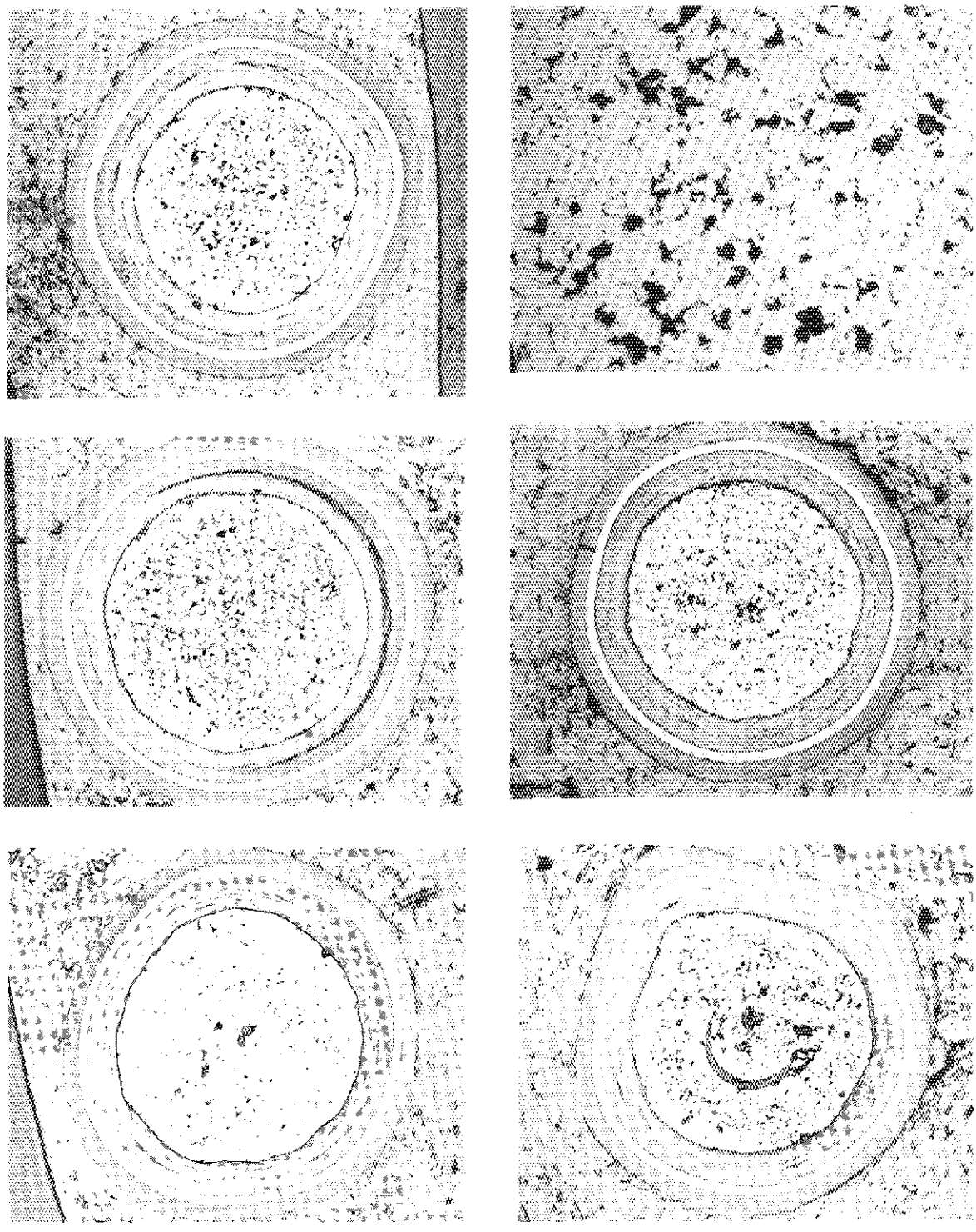


Fig. 30 Photomicrographs of coated particles and kernel from 76FP1A-7 fuel compact

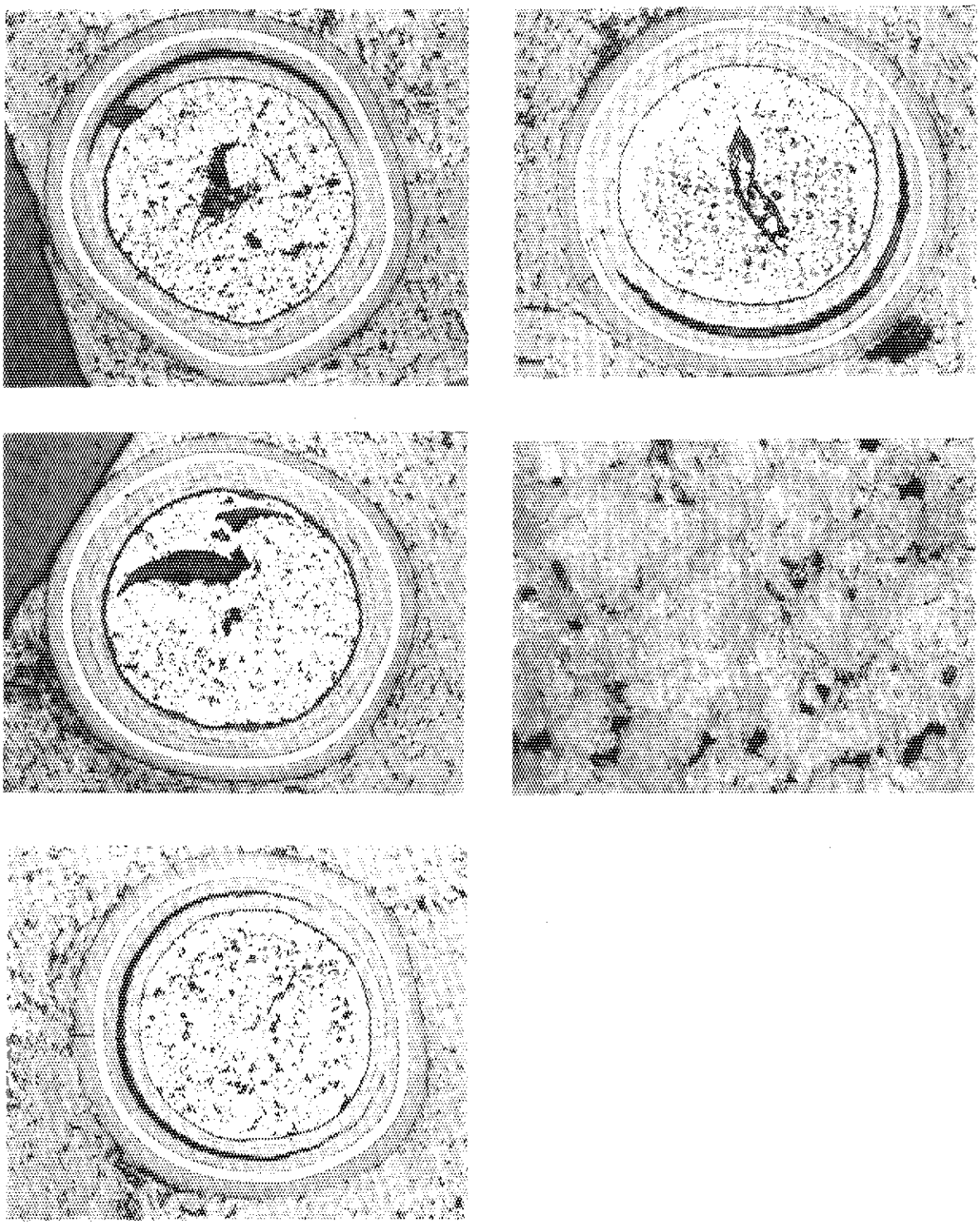


Fig. 31 Photomicrographs of coated particles and matrix from 76FP1A-7 fuel compact

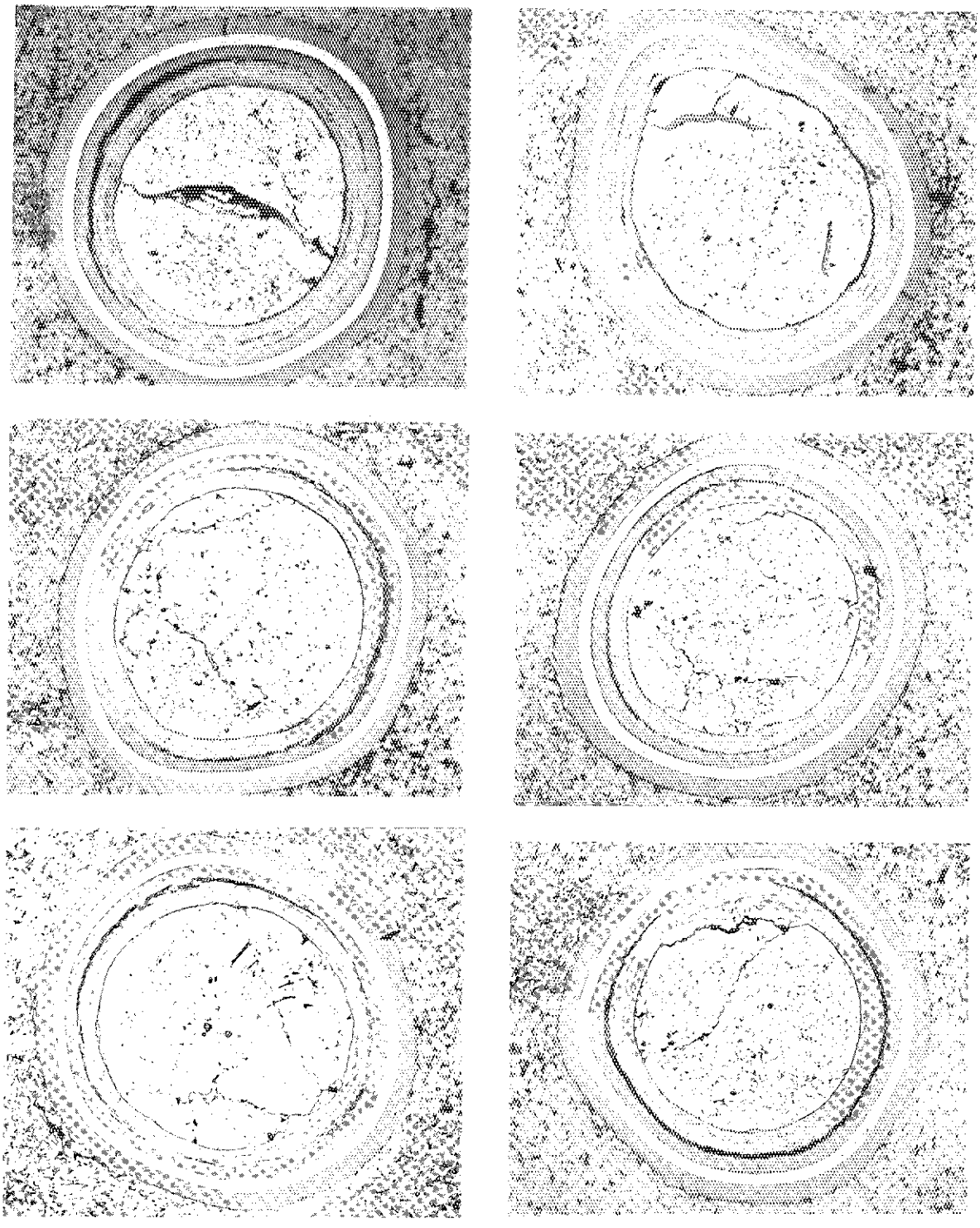


Fig. 32 Photomicrographs of coated particles from 76FP3A-1 fuel compact

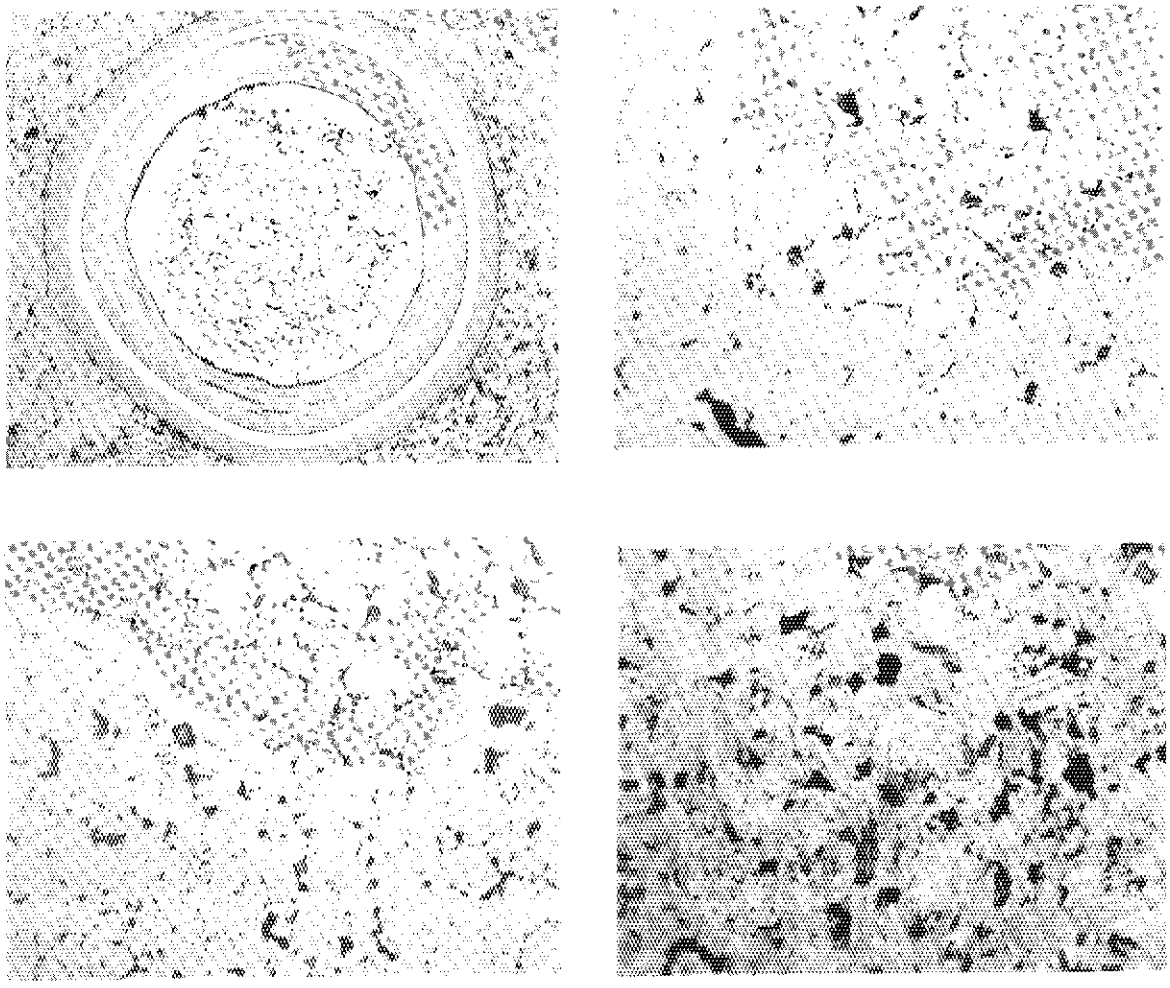


Fig. 33 Photomicrographs of coated particle, kernels and matrix from 76FP3A-1 fuel compact

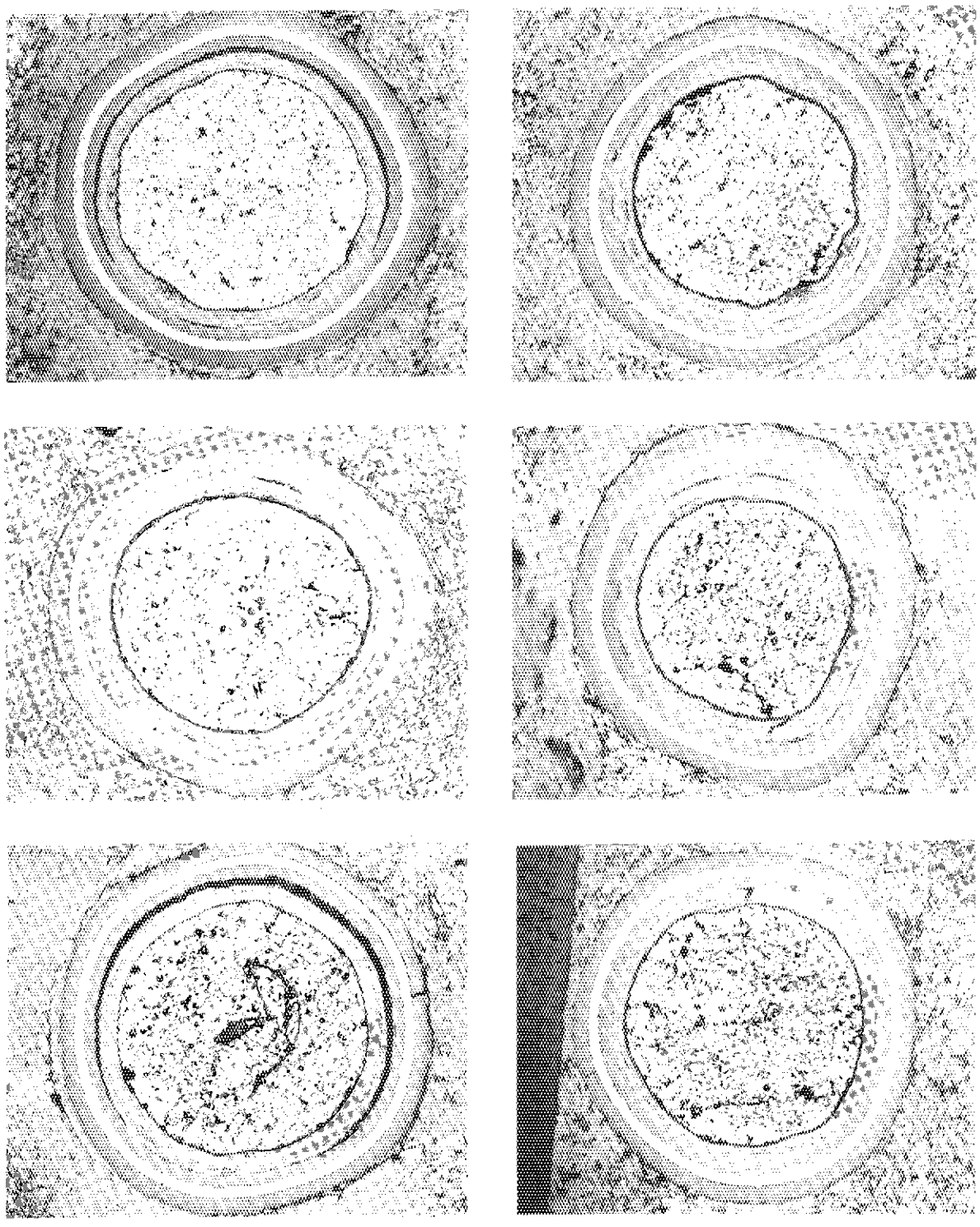


Fig. 34 Photomicrographs of coated particles from 76FP2A-2 fuel compact

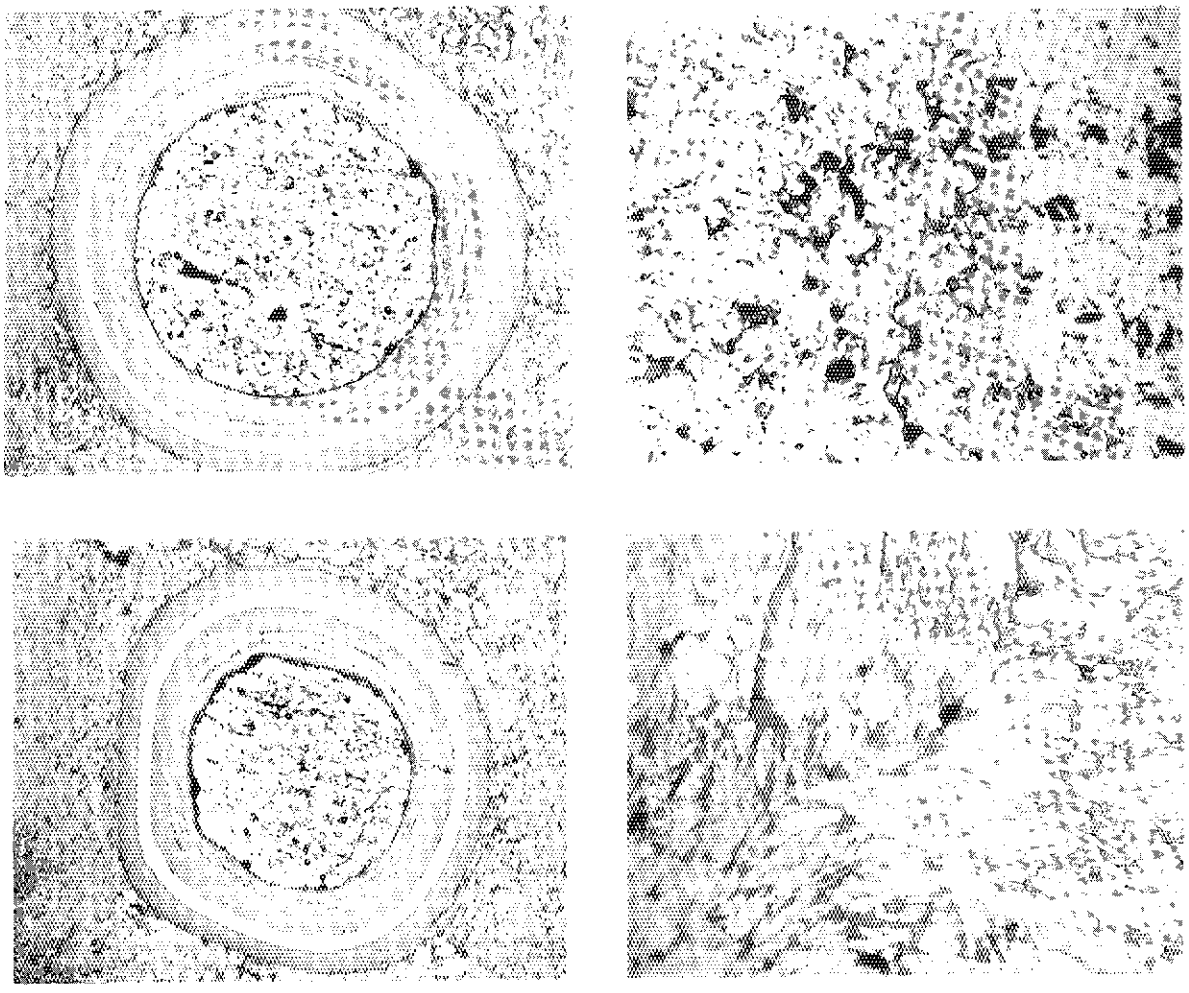


Fig. 35 Photomicrographs of coated particles, kernel and matrix from 76FP2A-2 fuel compact

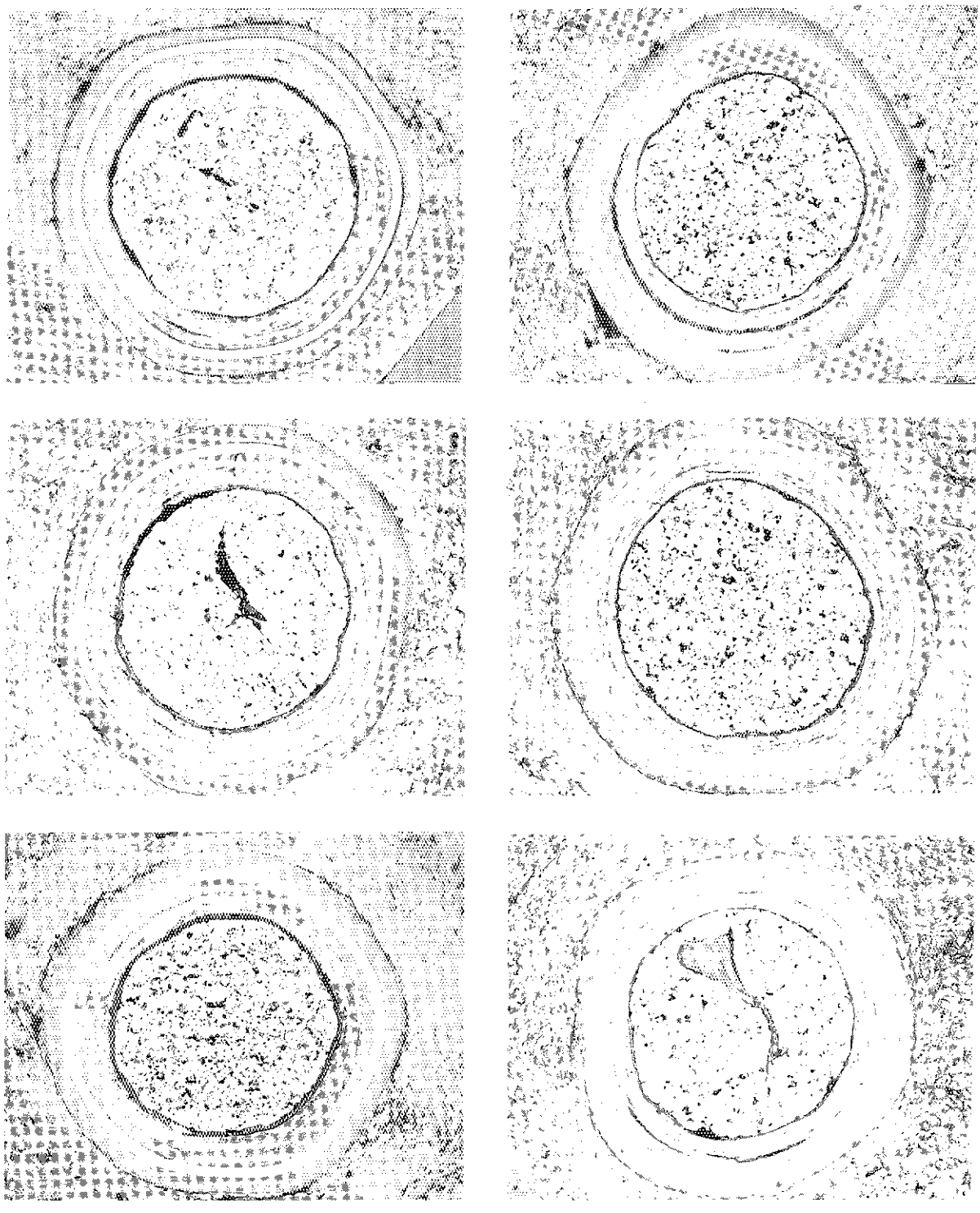


Fig. 36 Photomicrographs of coated particles from 76FP2A-3 fuel compact

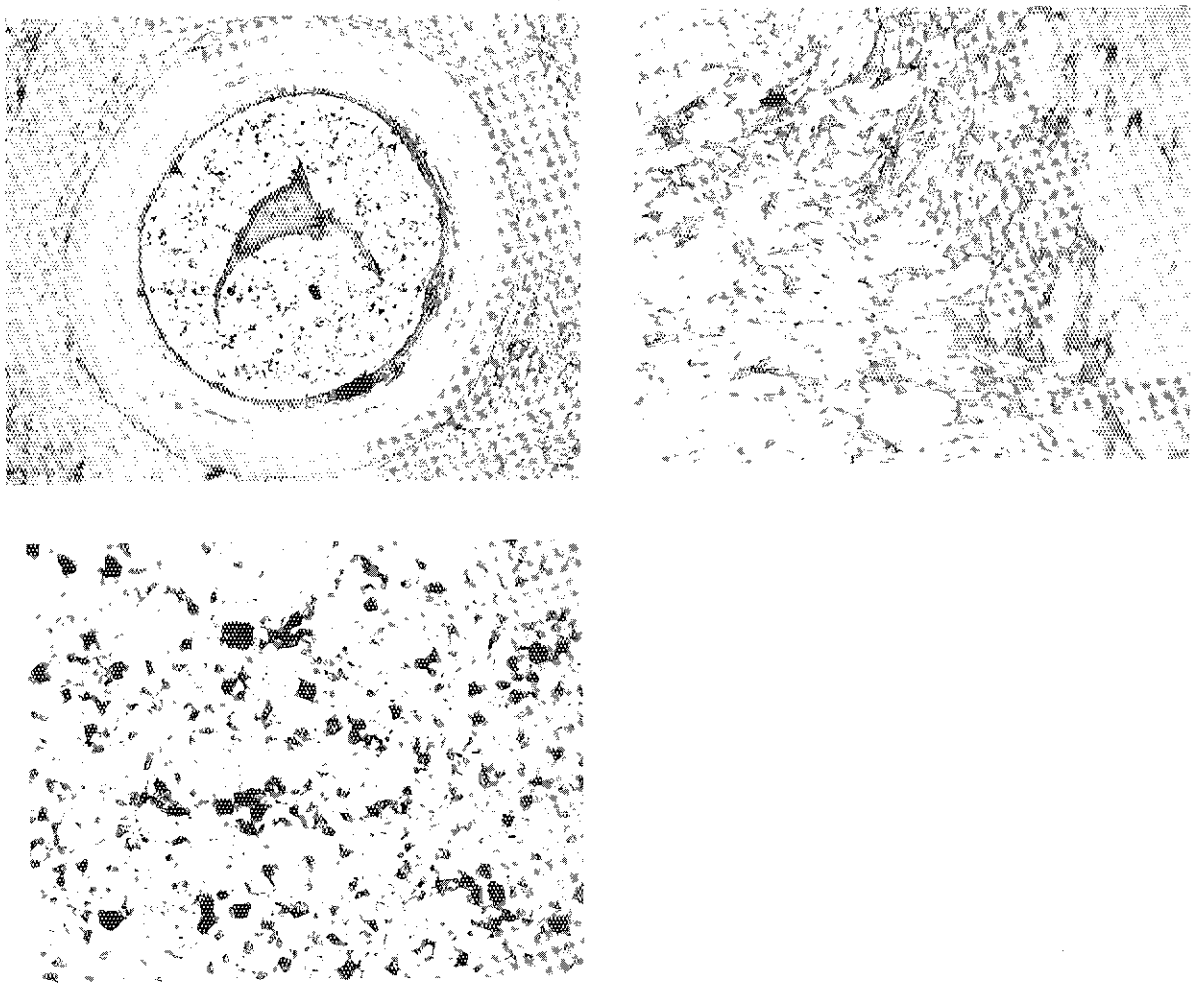
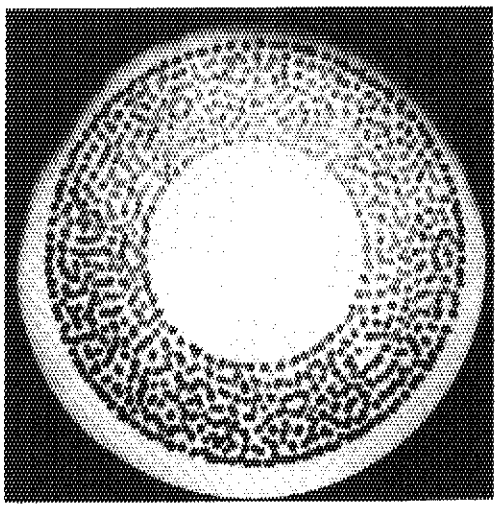
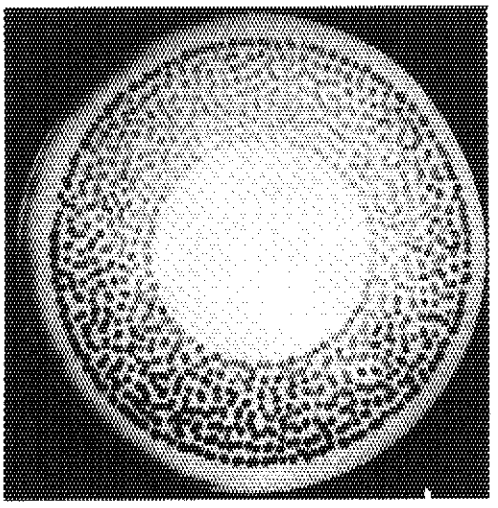


Fig. 37 Photomicrographs of coated particle, kernel and matrix from 76FP2A-3 fuel compact

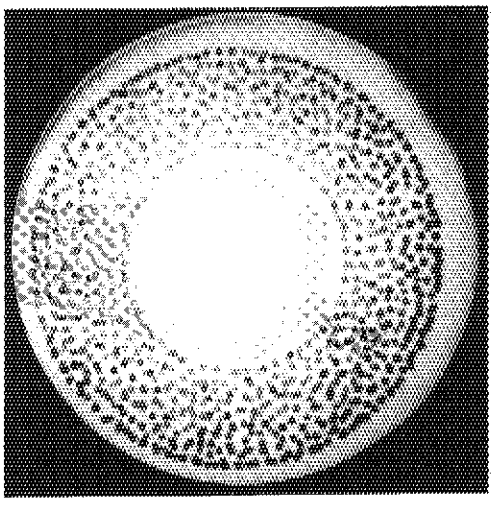


76FP1A-1

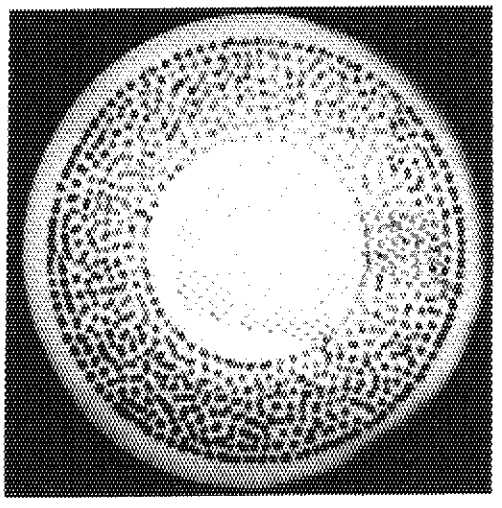


76FP1A-7

Fig. 38 X-ray microradiographs of sliced fuel compacts (irradiated)

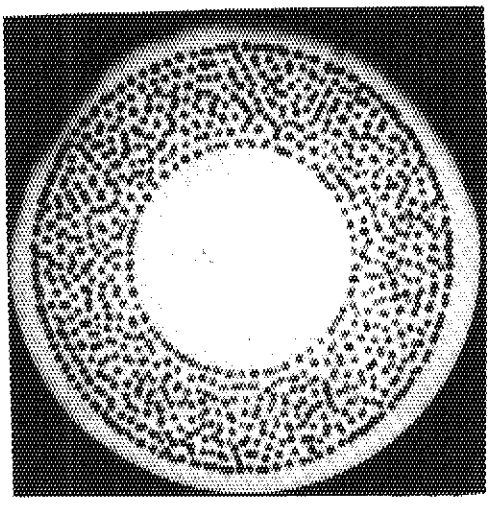


76FP3A-1



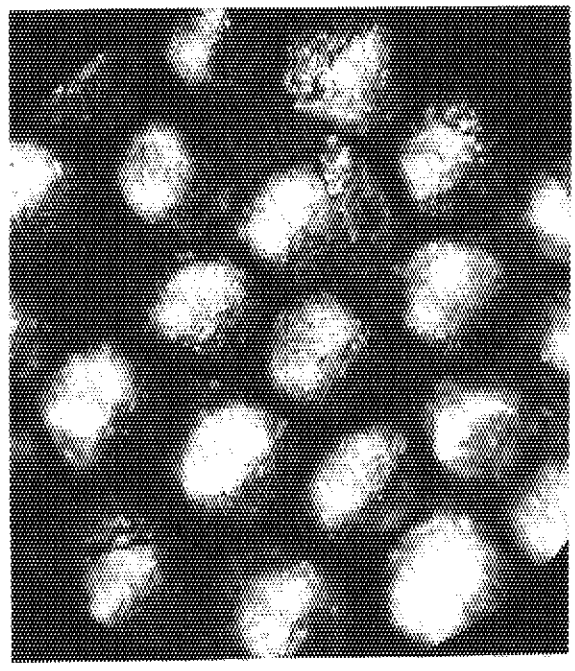
76FP2A-2

Fig. 39 X-ray microradiographs of sliced fuel compacts (irradiated)



76FP2A-3

Fig. 40 X-ray microradiograph of sliced fuel compact (irradiated)



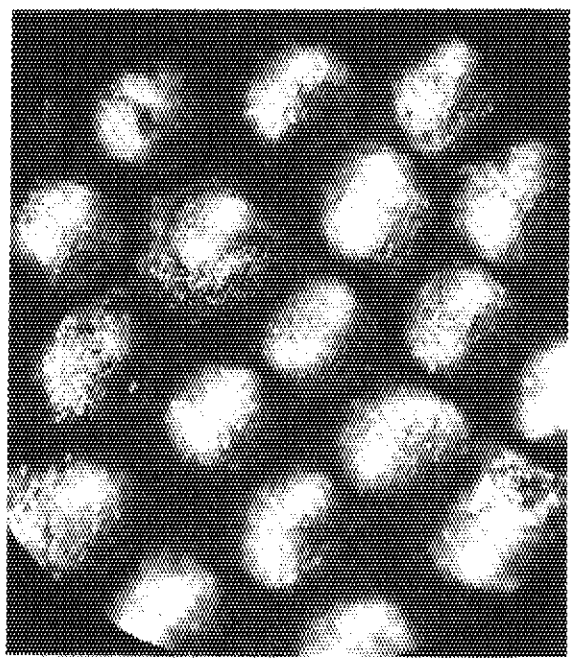
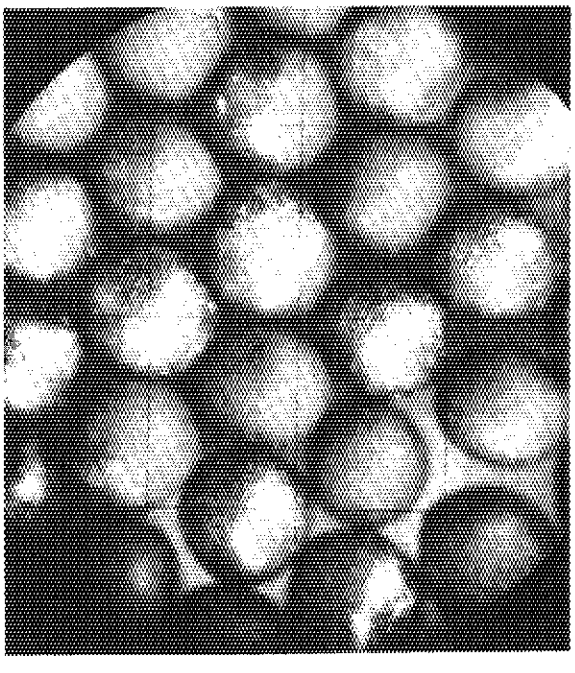


Fig. 42 Coated particles electrolytically deconsolidated from 76FP3A-2 fuel compact



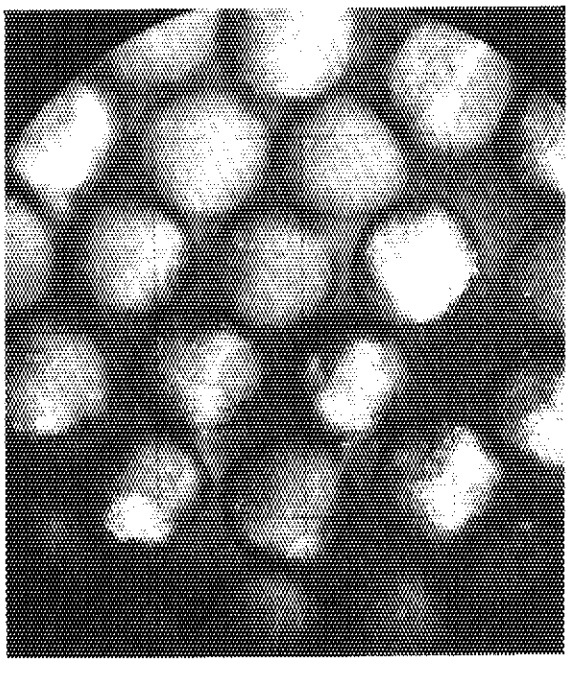
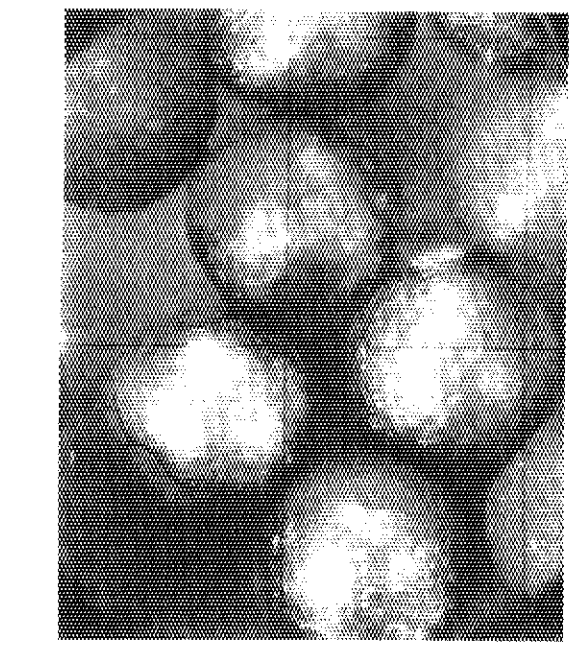


Fig. 41 Coated particles electrolytically deconsolidated from 76FP2A-4 fuel compact



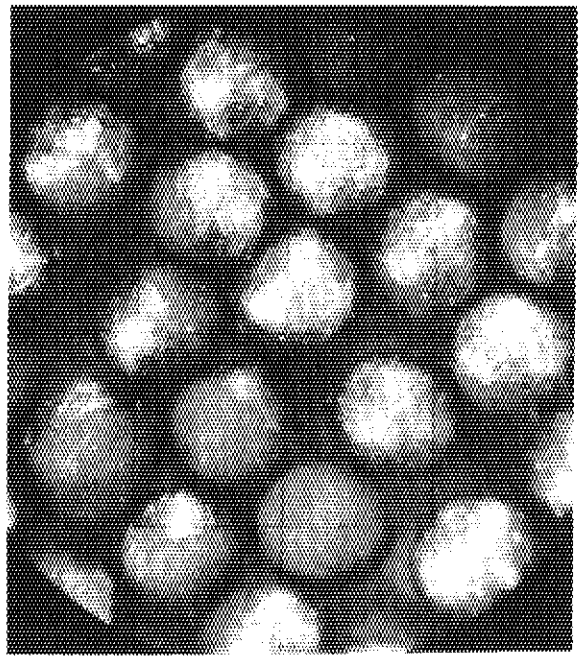
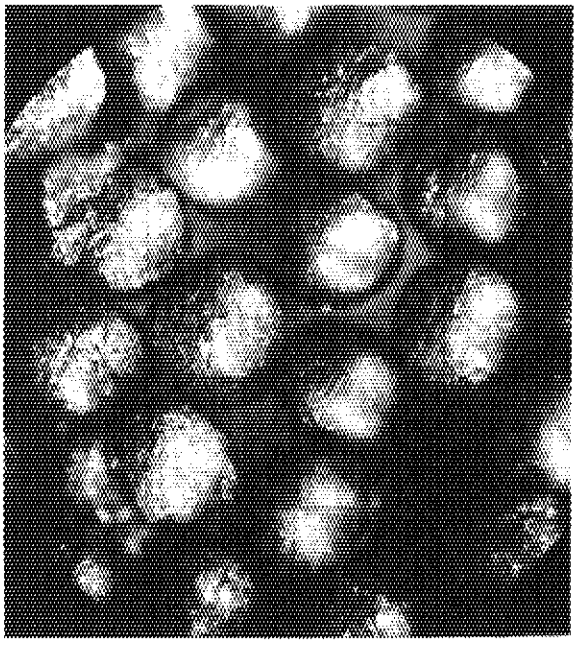


Fig. 44 Coated particles electrolytically deconsolidated from 76FP1A-6 fuel compact



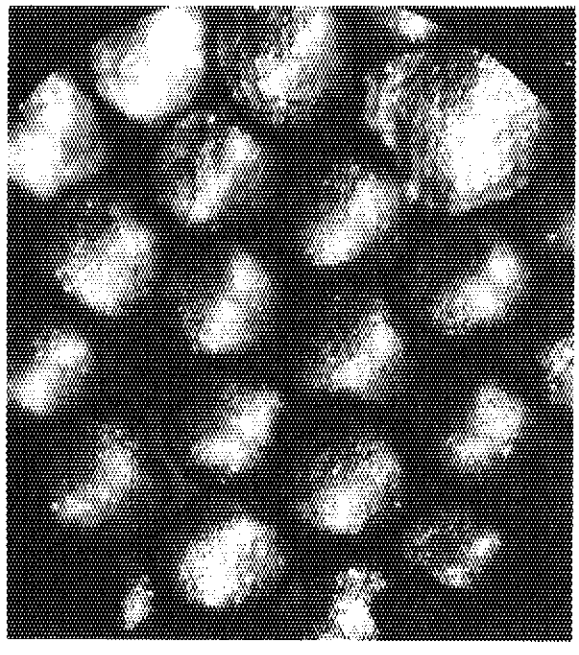


Fig. 43 Coated particles electrolytically deconsolidated from 76FP2A-1 fuel compact

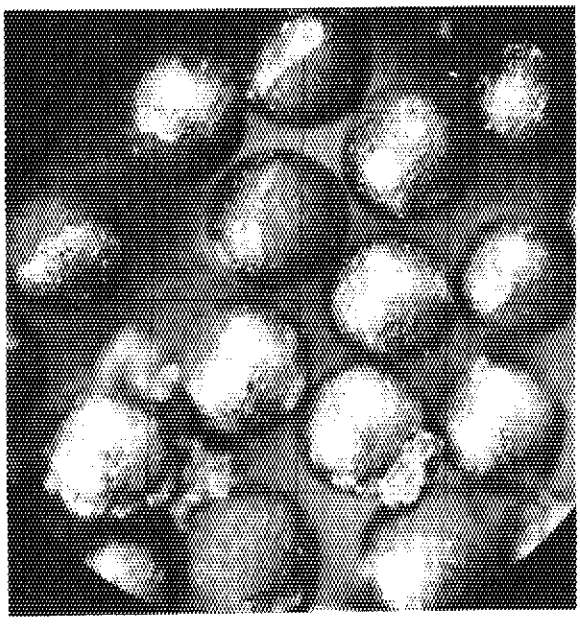
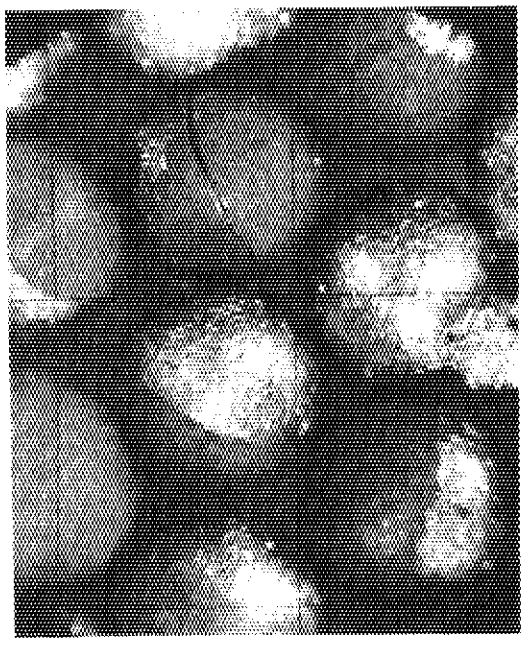


Fig. 46 Dummy particles electrolytically deconsolidated from fuel compact



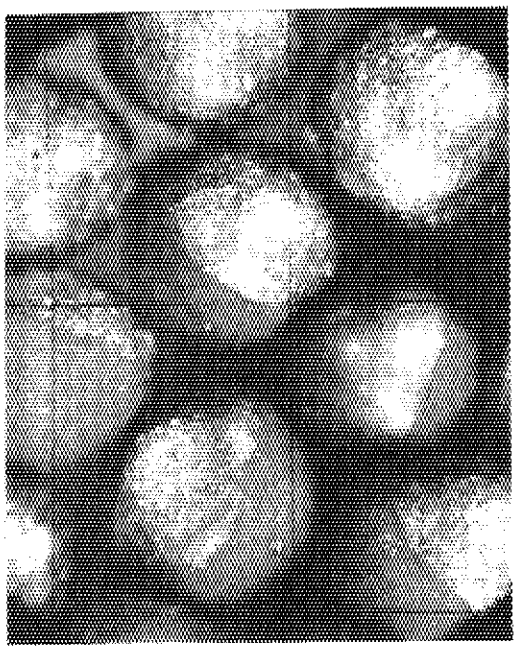


Fig. 45 Coated particles electrolytically deconsolidated from 76FP1A-2 fuel compact

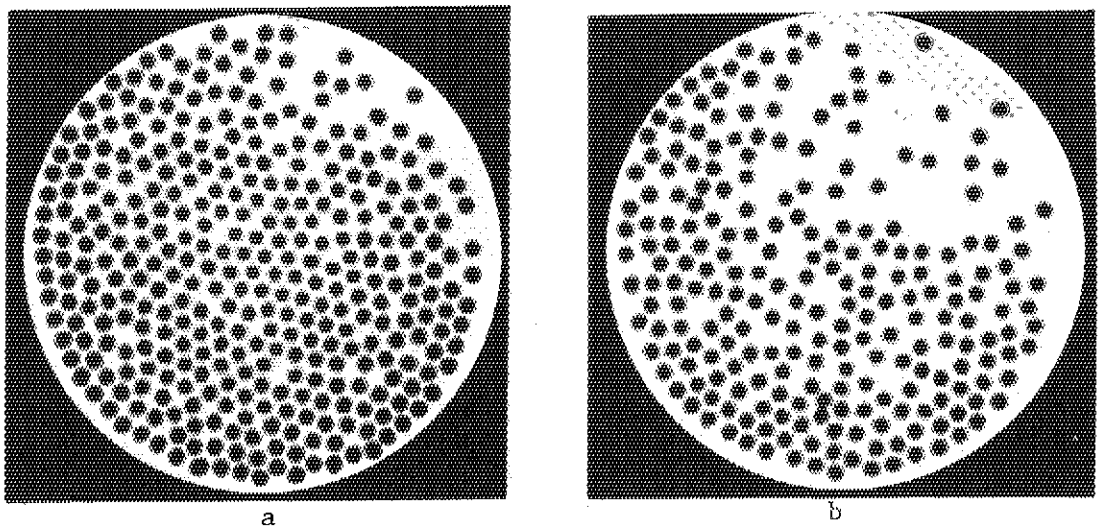


Fig. 47 X-ray microradiographs of deconsolidated coated particles from fuel compact
a: 76FP2A-4 fuel compact, b: 76FP3A-2 fuel compact

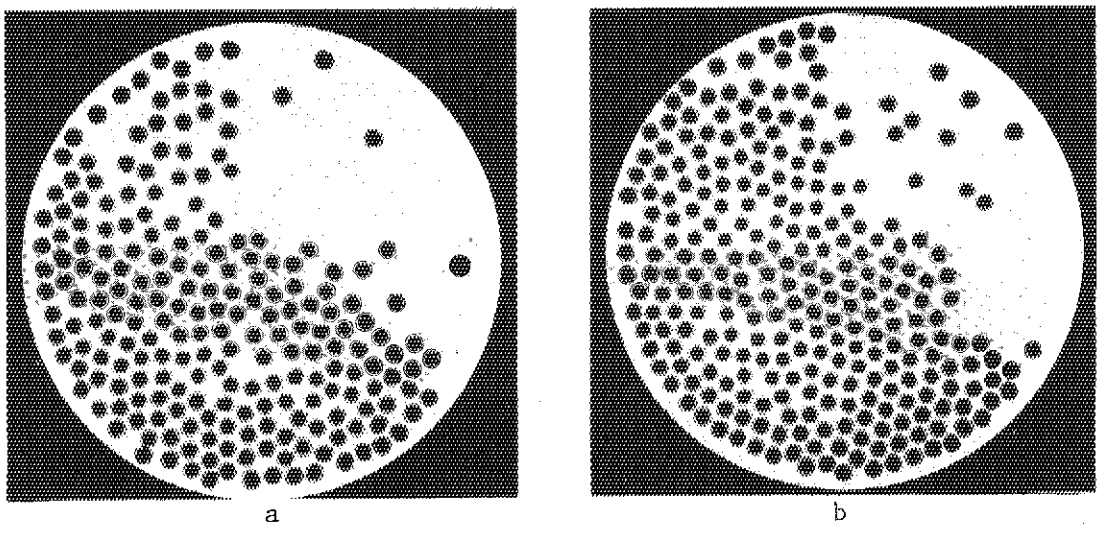


Fig. 48 X-ray microradiographs of deconsolidated coated particles from fuel compact
a: 76FP2A-1 fuel compact, b: 76FP1A-6 fuel compact

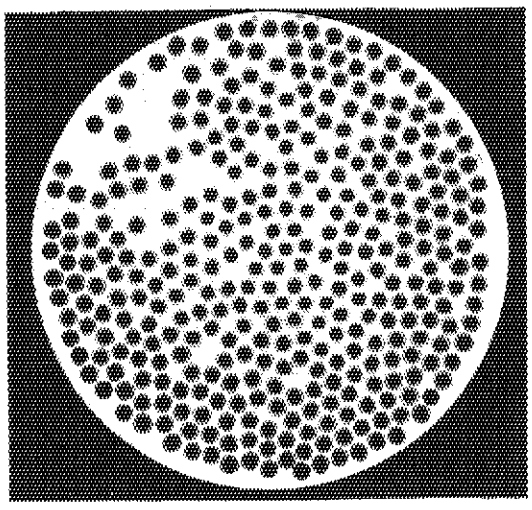
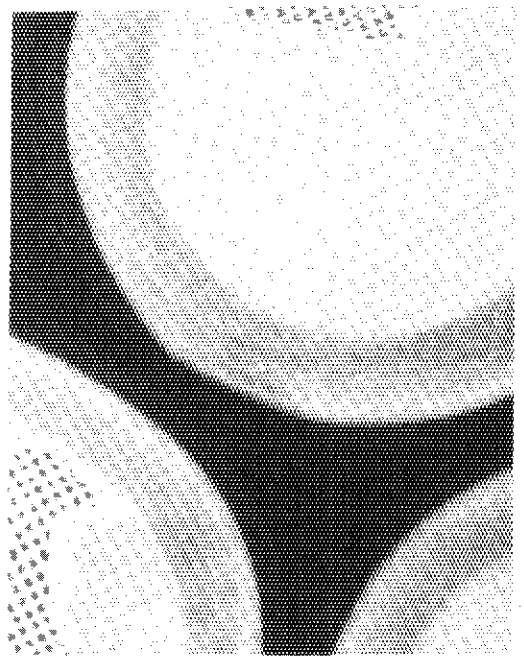


Fig. 49 X-ray microradiograph of deconsolidated coated particles from 76FP1A-2 fuel compact



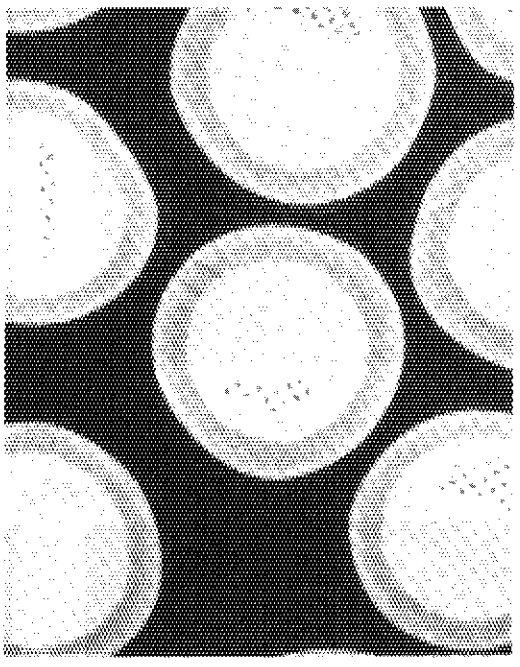
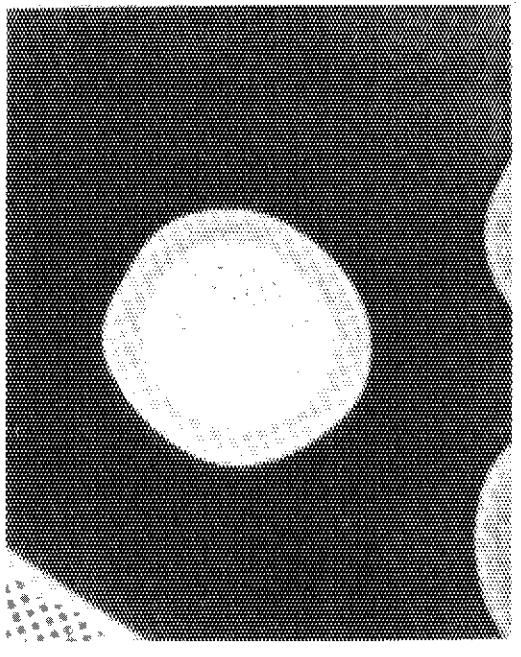


Fig. 51 Enlarged microradiographs of the defective coated particles found in Fig. 48-b (a), and Fig. 49



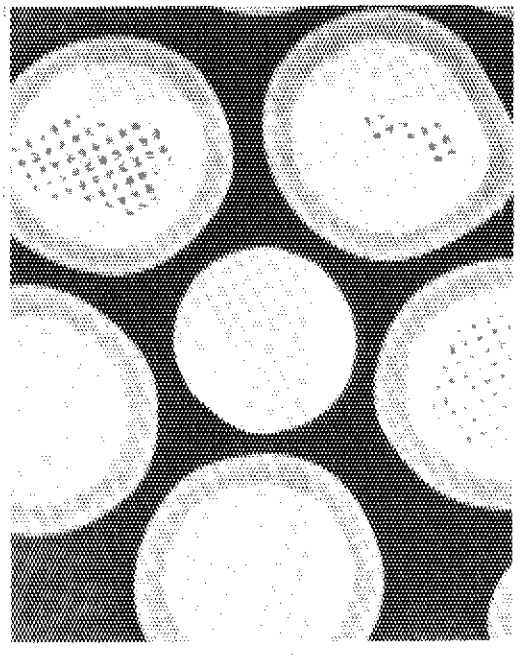


Fig. 50 Enlarged microradiographs of the defective coated particles found in Fig. 47-a (a), and Fig. 48-b (b)

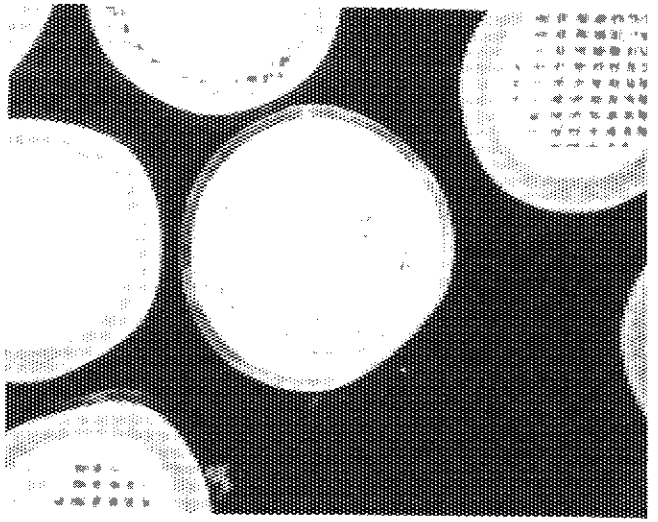


Fig. 52 Enlarged microradiograph of the defective coated particles found in Fig. 48-b

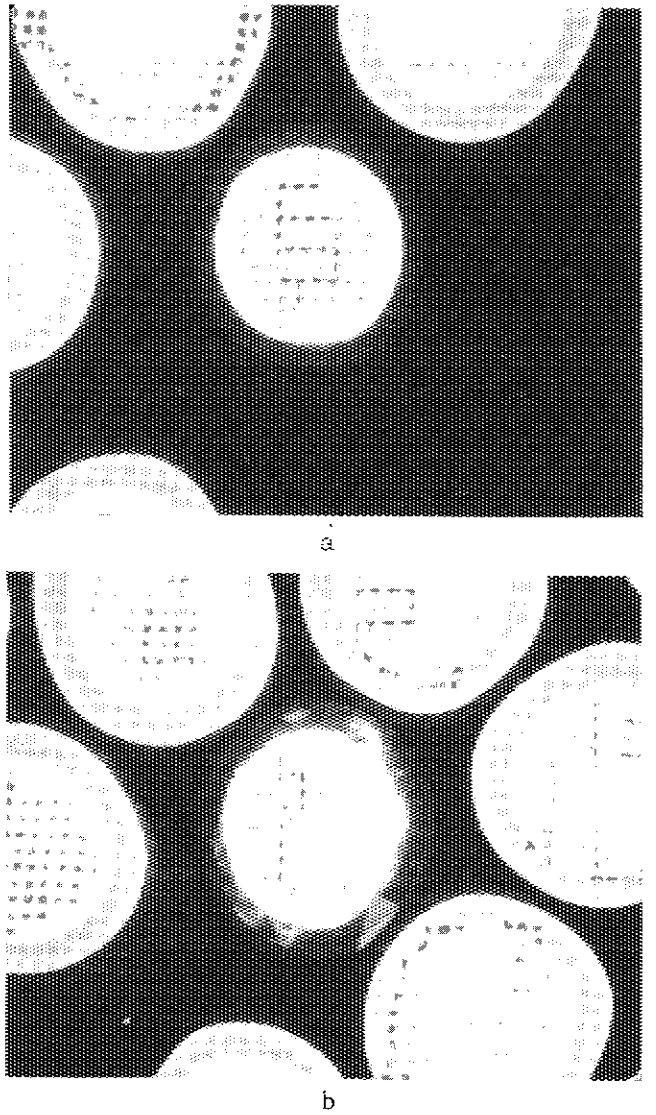


Fig. 53 Enlarged microradiographs of the defective coated particles found in Fig. 49

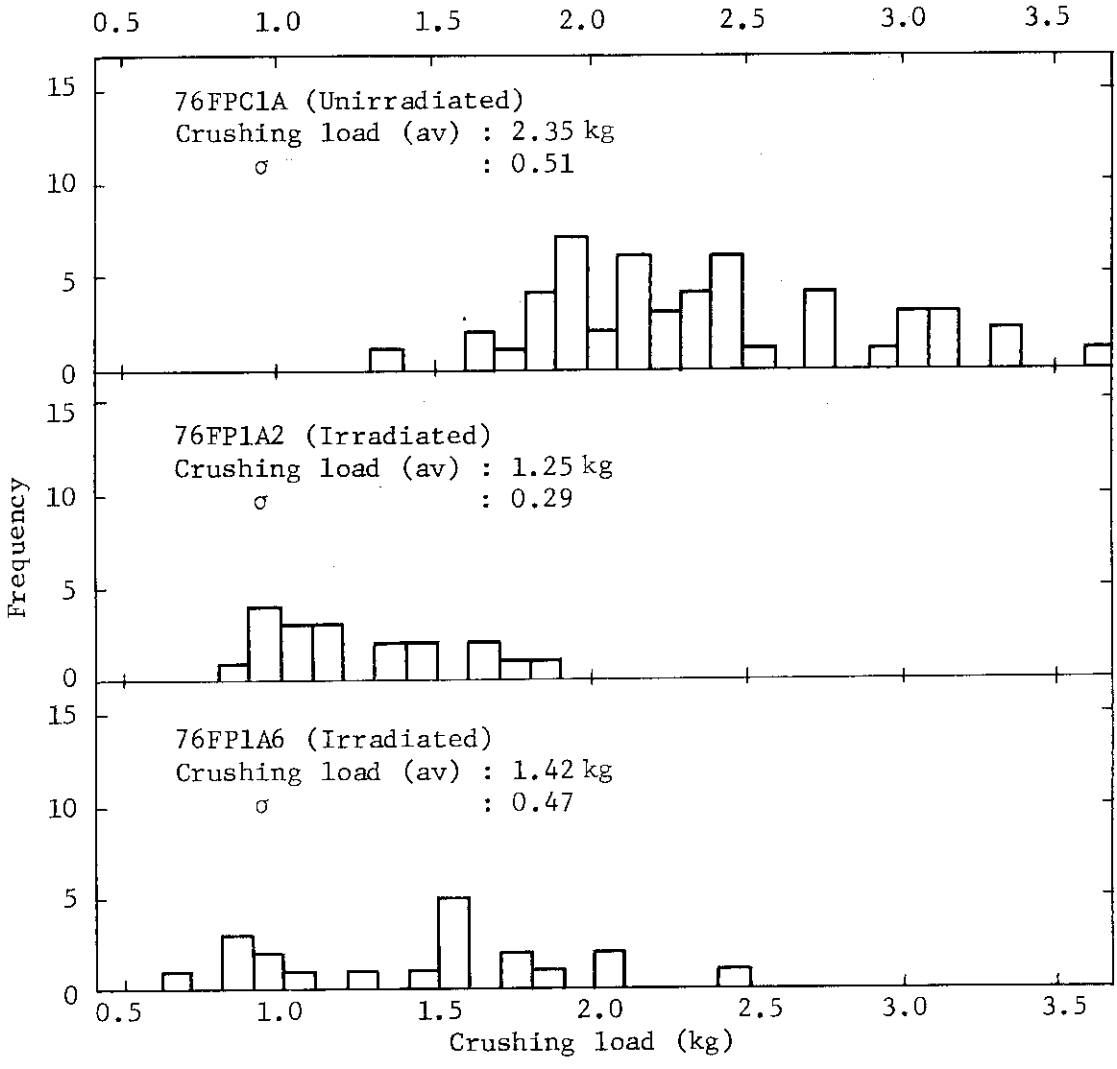


Fig. 54 Histograms of crushing load of coated particles irradiated and unirradiated

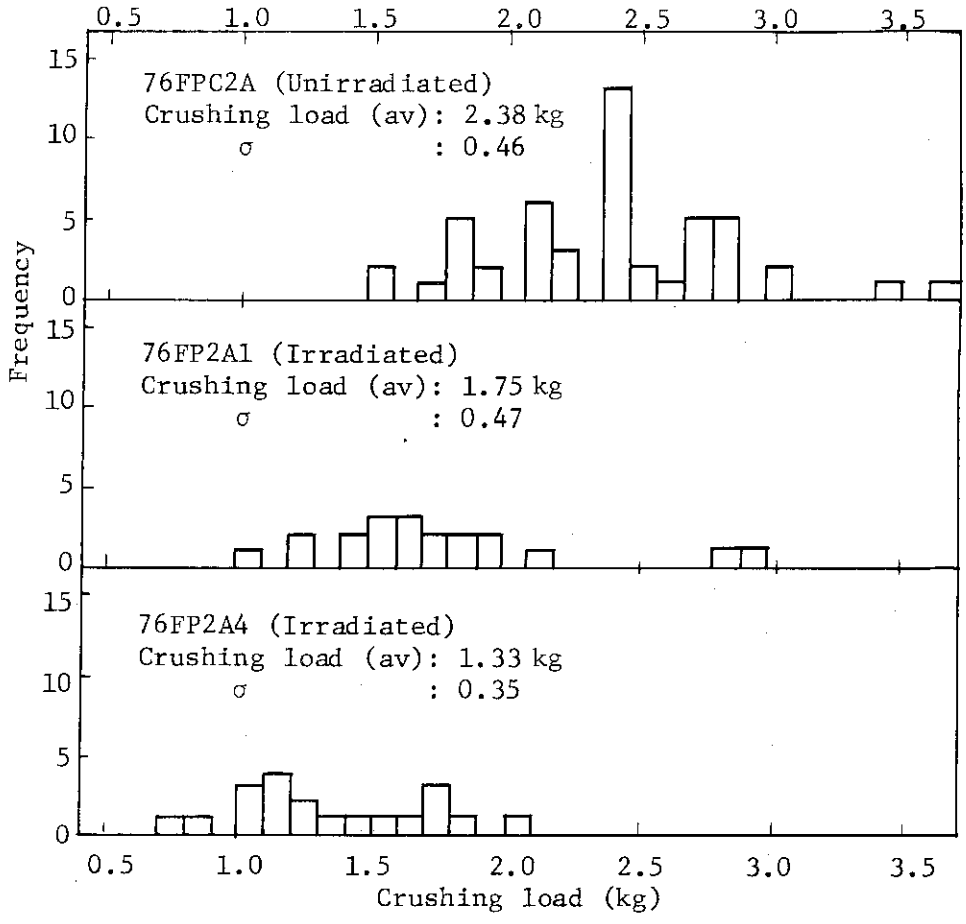


Fig. 55 Histograms of crushing load of coated particles irradiated and unirradiated

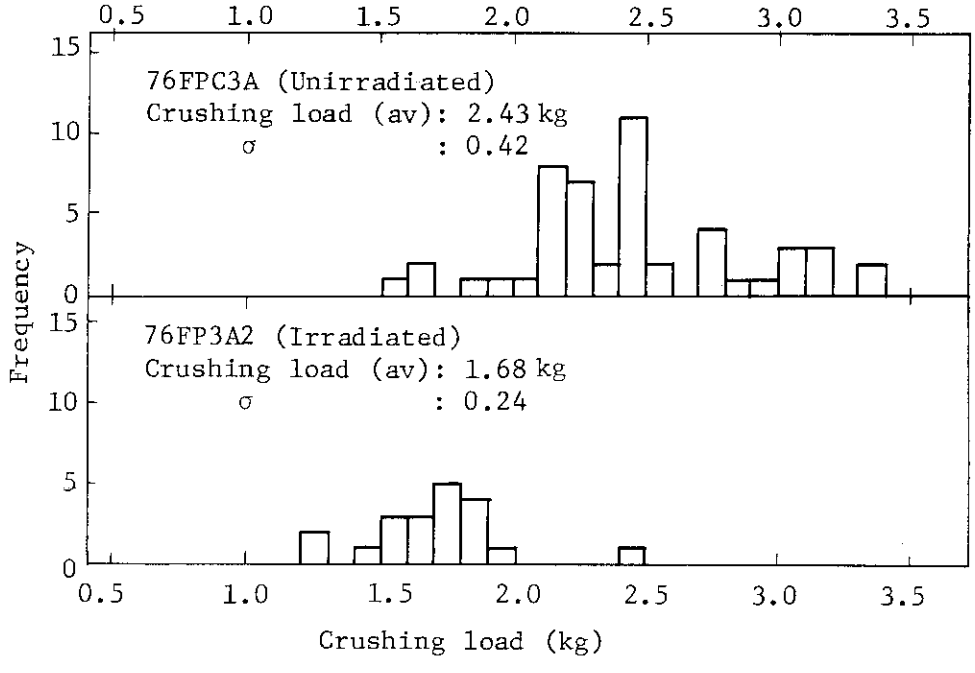
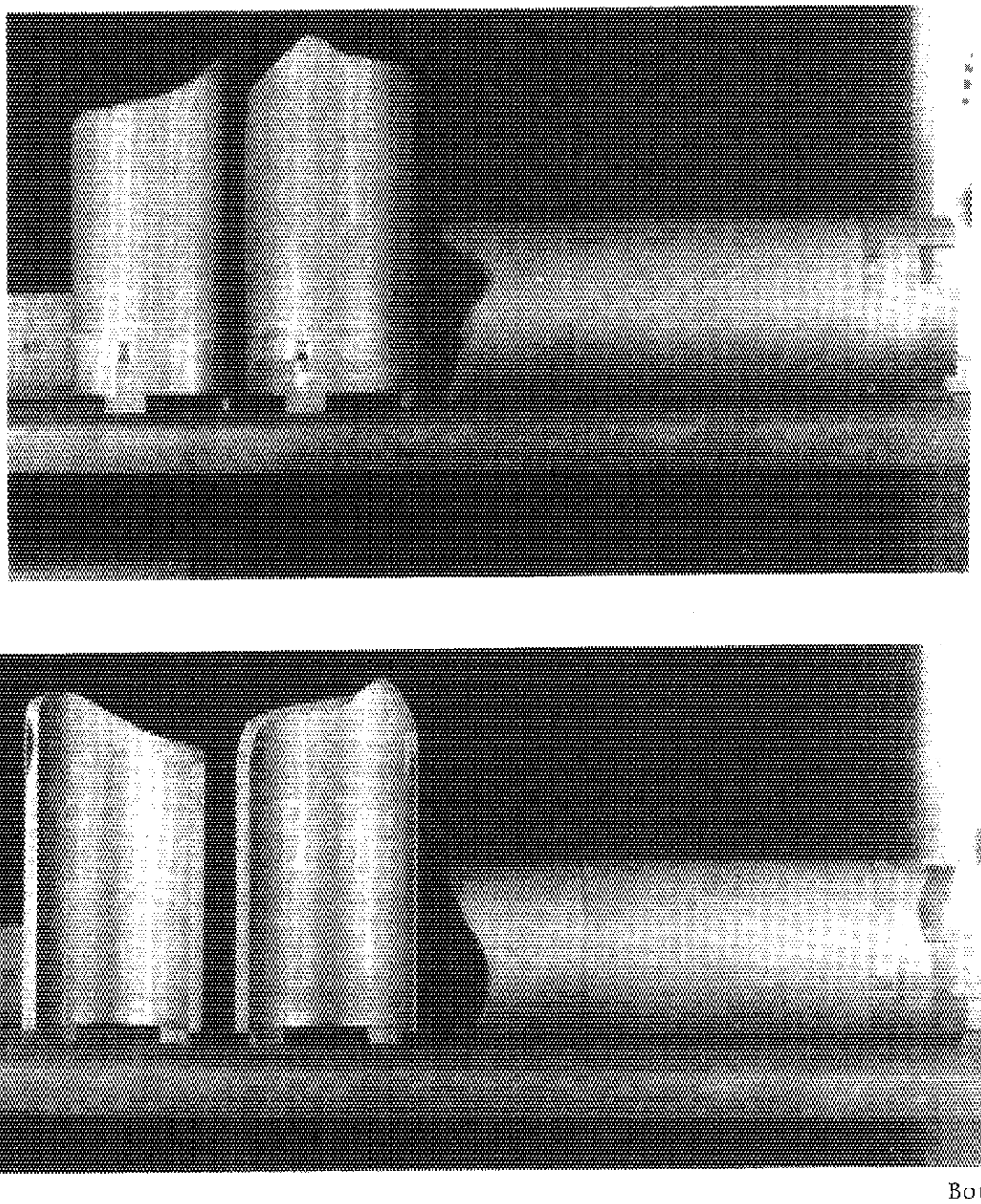


Fig. 56 Histograms of crushing load of coated particles irradiated and unirradiated



Top Bottom

Fig. 57 Side view of upper graphite sleeve for 76F-6A capsule

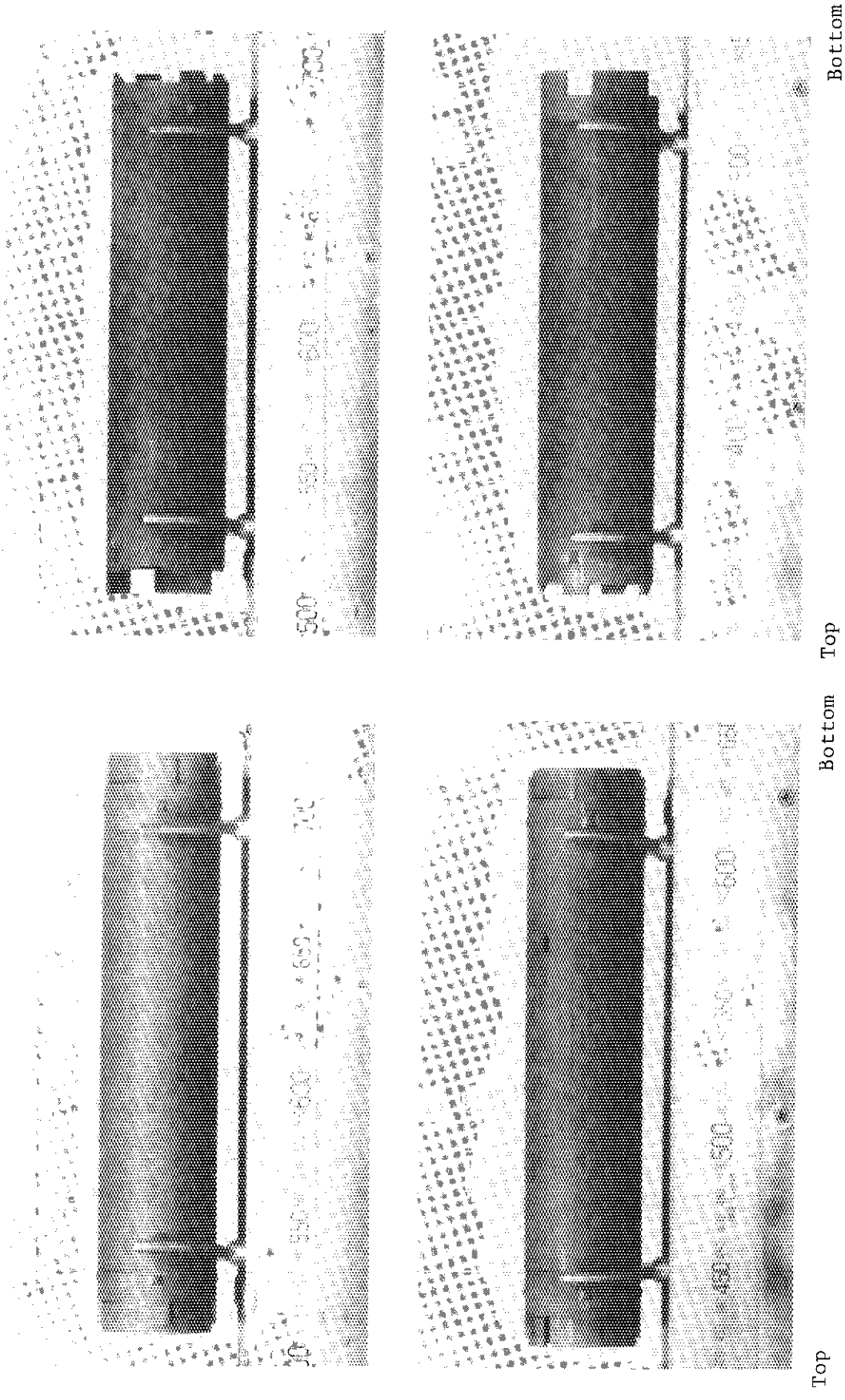


Fig. 58 Side view of intermediate (left) and lower (right) graphite sleeve

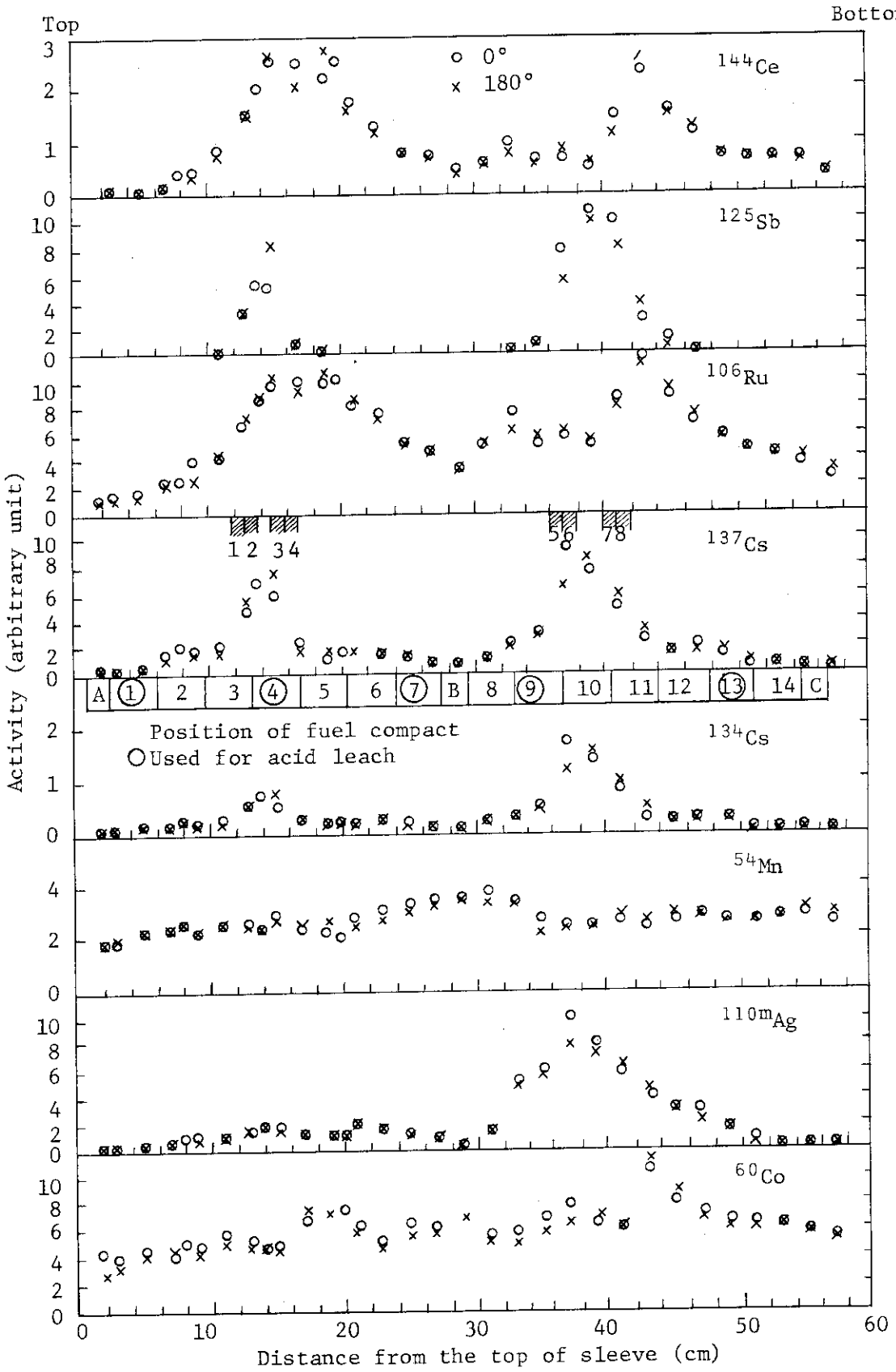


Fig. 59 Axial distribution of fission products in graphite sleeve

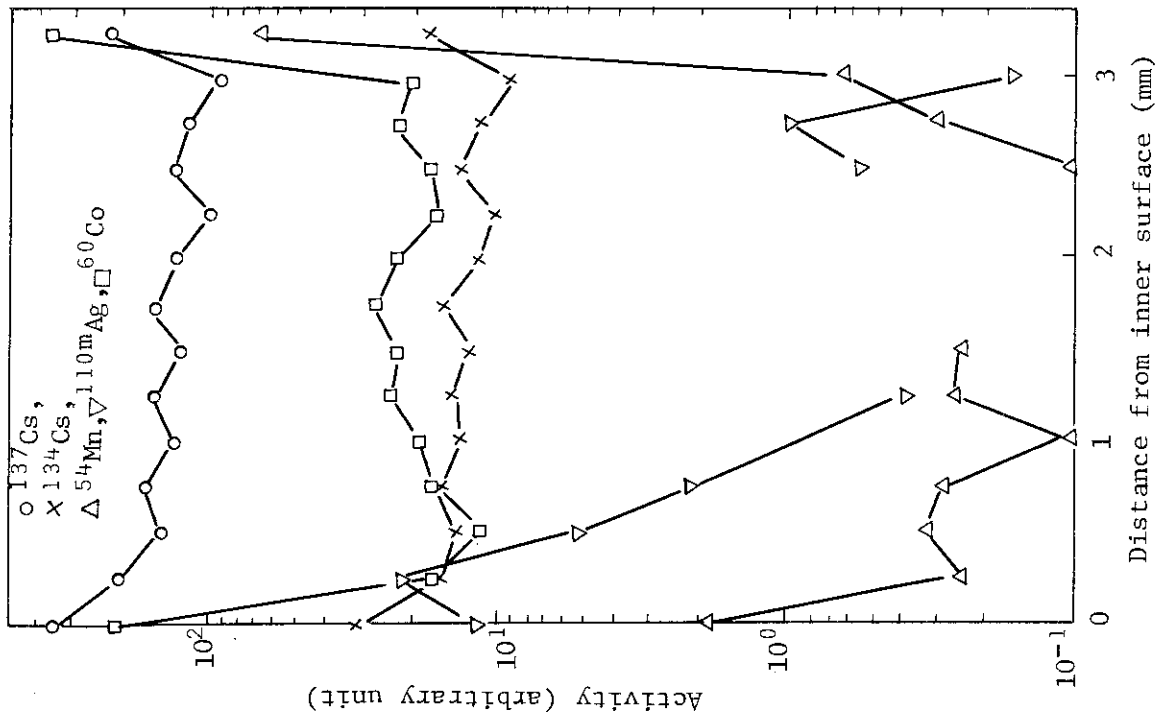


Fig. 60 Radial distribution of fission products in graphite sleeve at 13.5 cm from the top

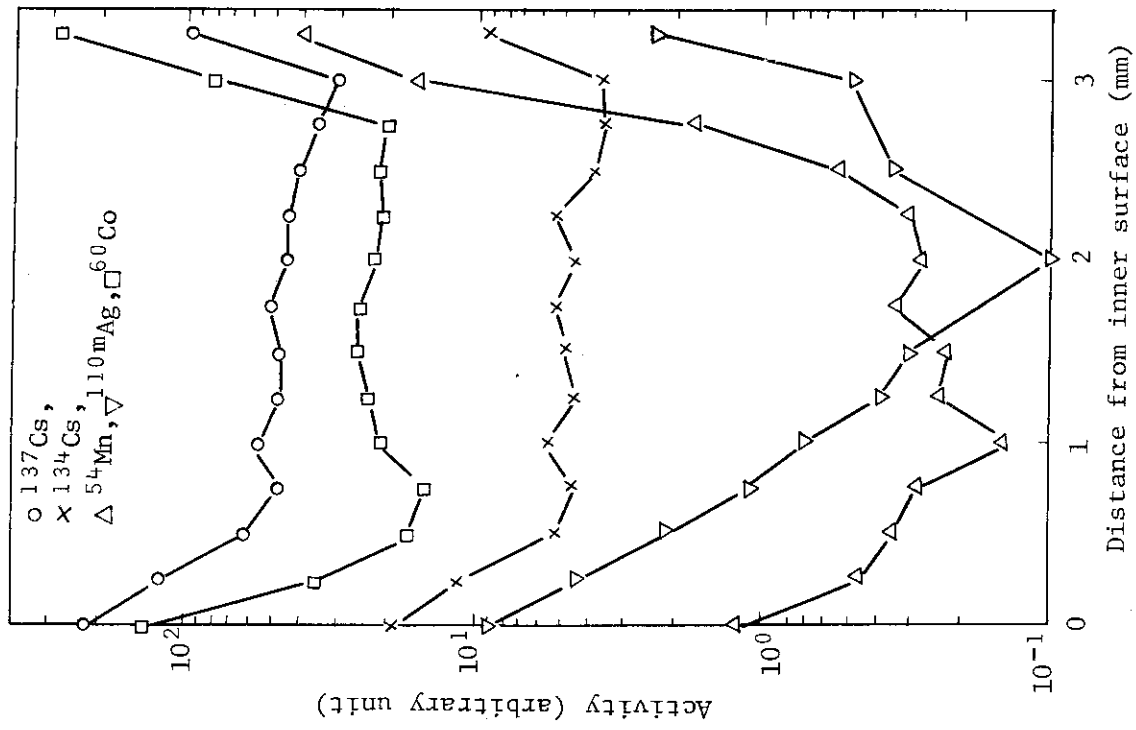


Fig. 61 Radial distribution of fission products in graphite sleeve at 15.5 cm from the top

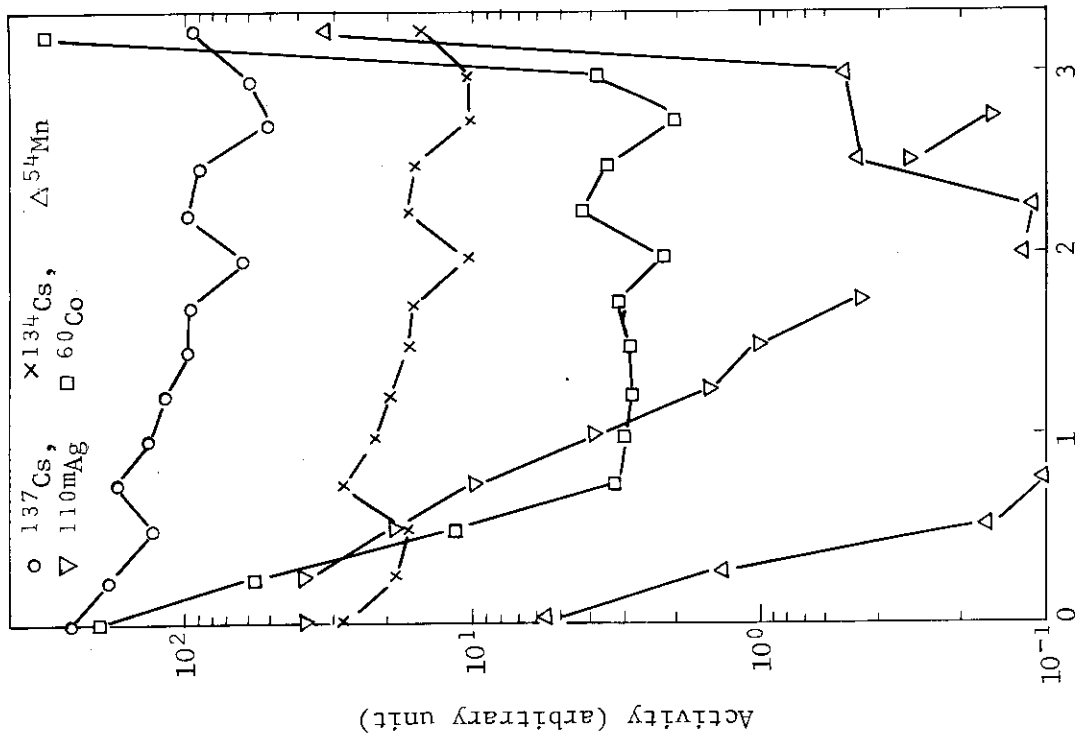


Fig. 62 Radial distribution of fission products in graphite sleeve at 37.5 cm from the top

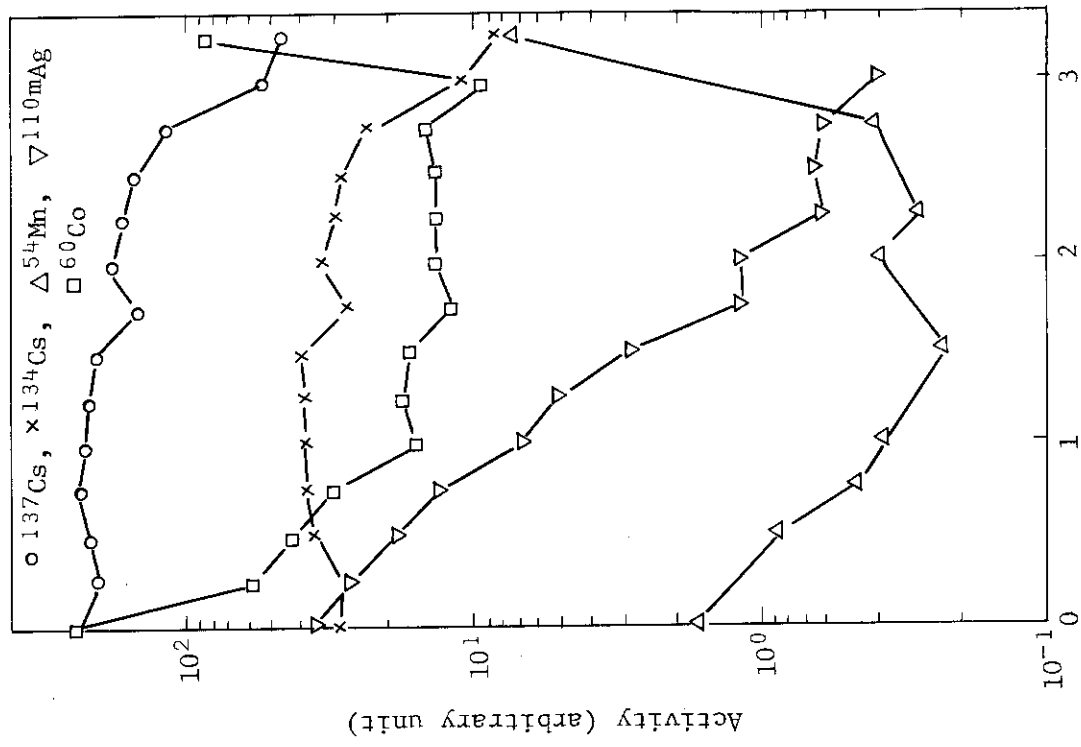


Fig. 63 Radial distribution of fission products in graphite sleeve at 40.5 cm from the top

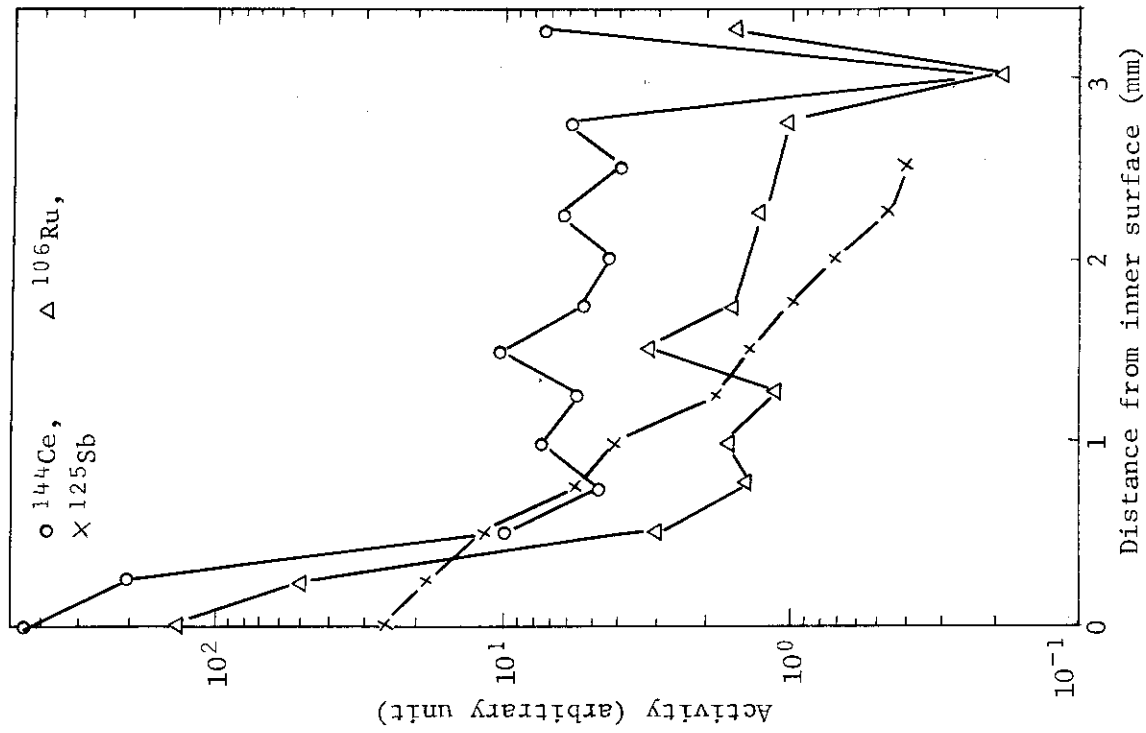


Fig. 65 Radial distribution of fission products in graphite sleeve at 15.5 cm from the top

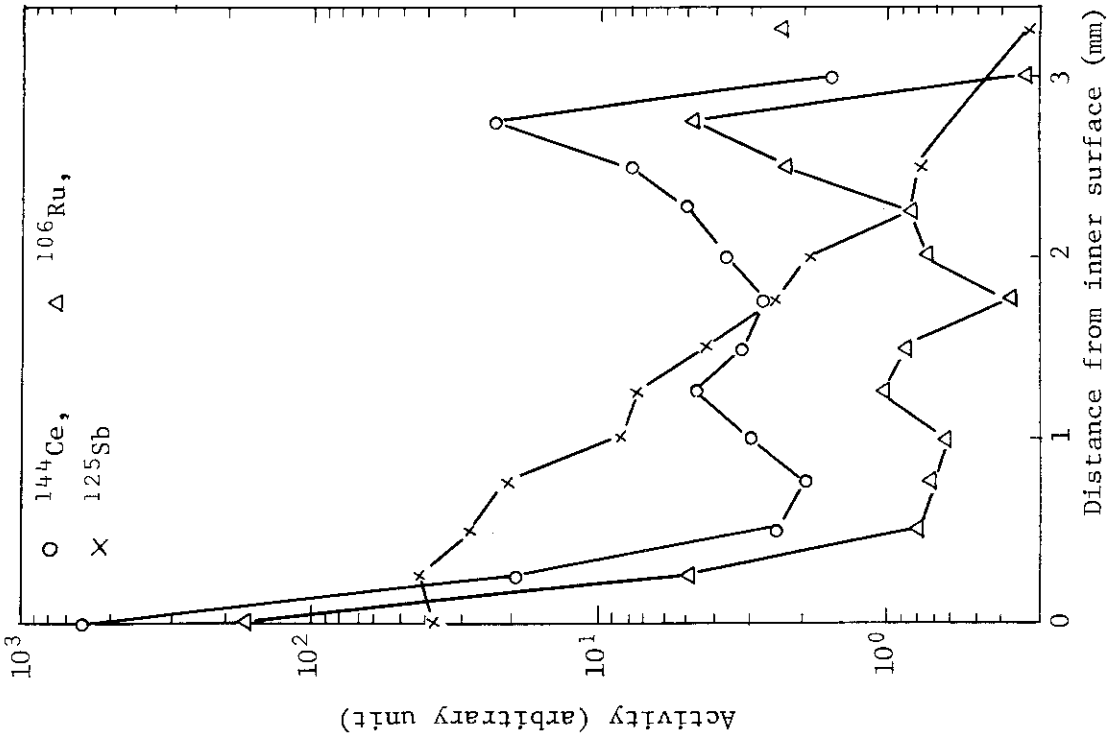


Fig. 64 Radial distribution of fission products in graphite sleeve at 13.5 cm from the top

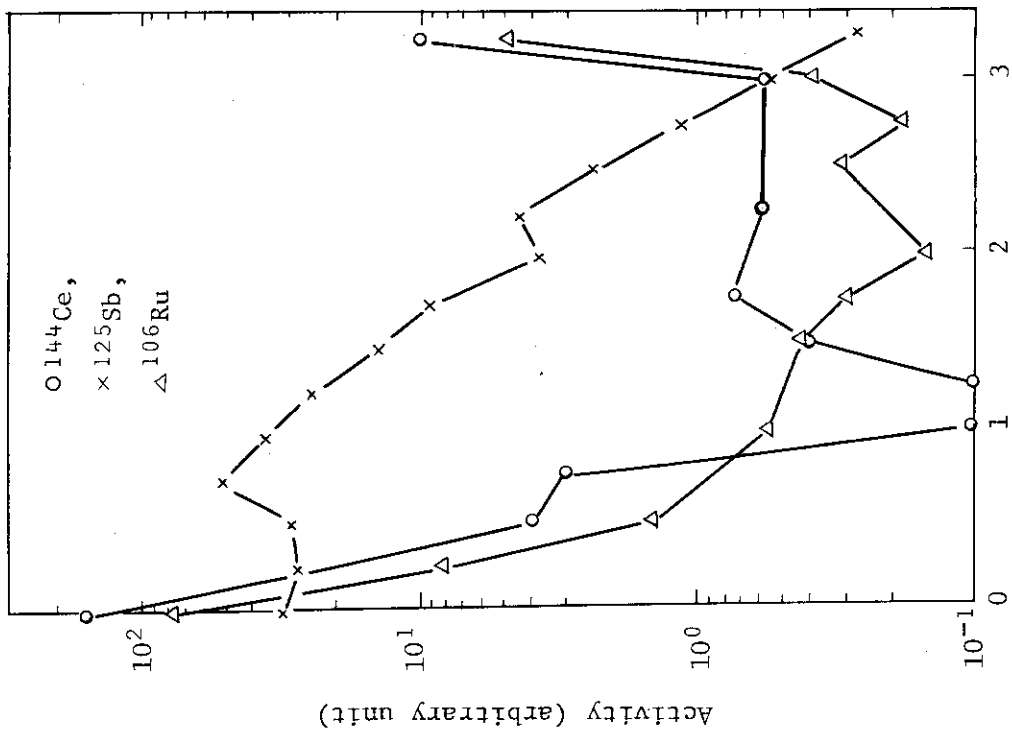


Fig. 67 Radial distribution of fission products in graphite sleeve at 40.5 cm from the top

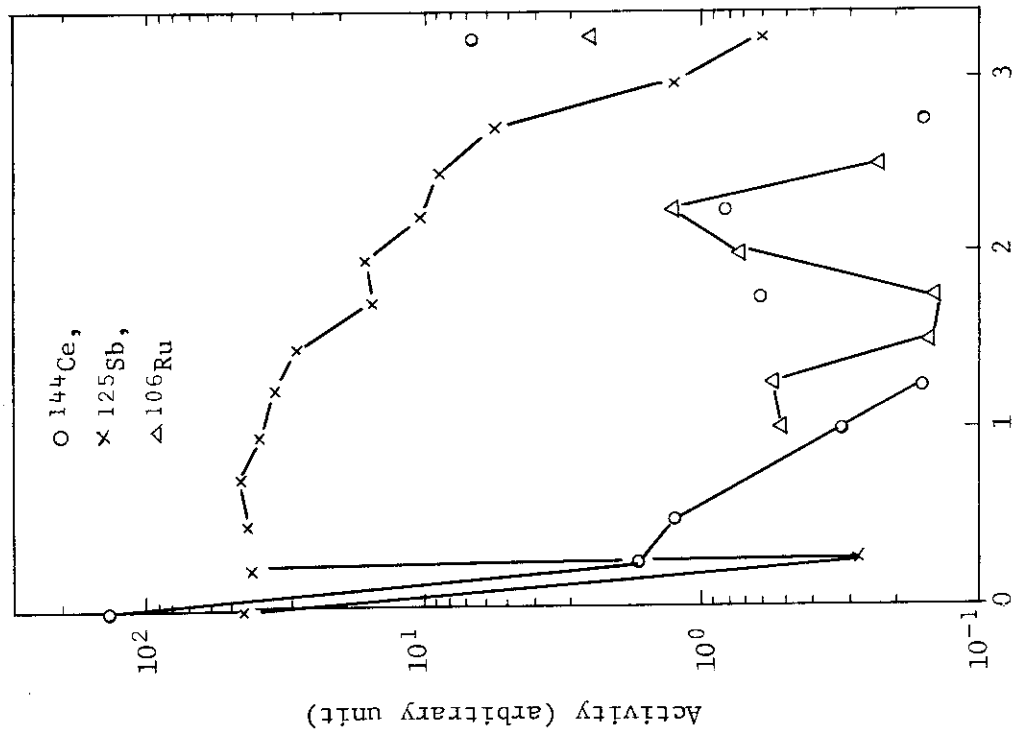


Fig. 66 Radial distribution of fission products in graphite sleeve at 37.5 cm from the top

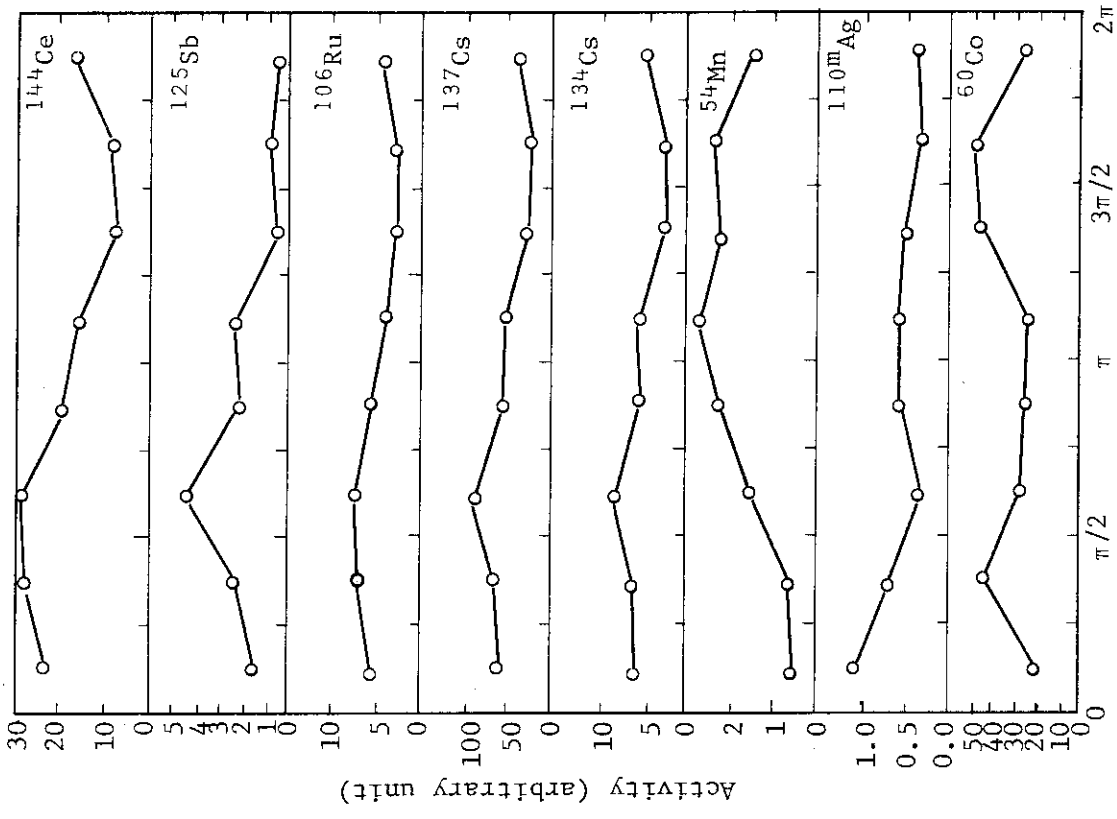


Fig. 68 Circumferential distribution of fission products and activation products in graphite sleeve at 12.5 cm from the top

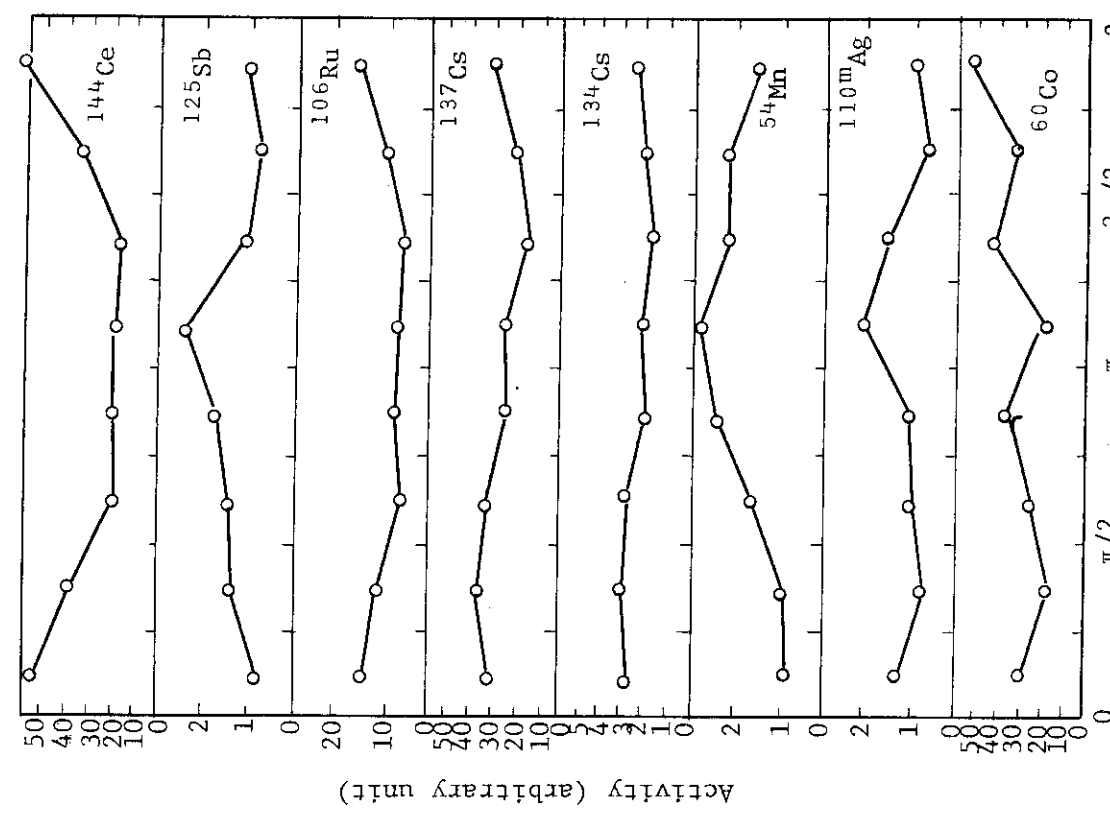


Fig. 69 Circumferential distribution of fission products and activation products in graphite sleeve at 16.5 cm from the top

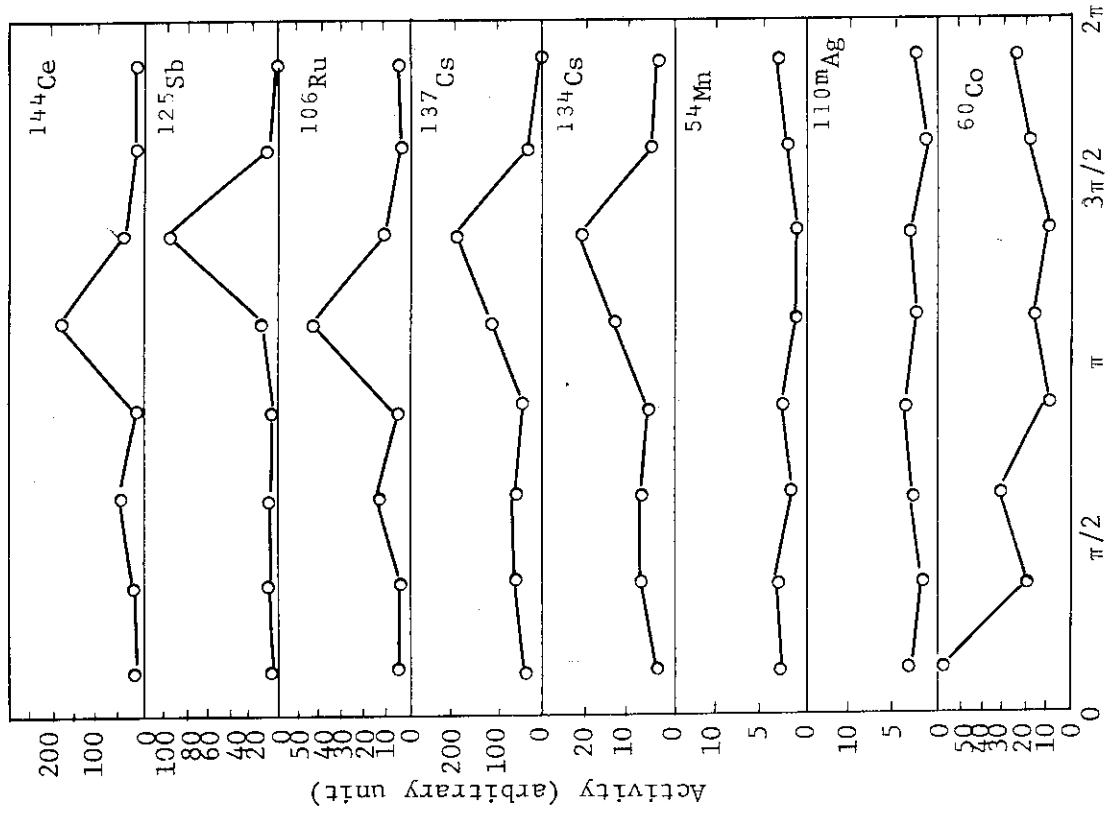


Fig. 71 Circumferential distribution of fission products and activation products in graphite sleeve at 41.5 cm from the top

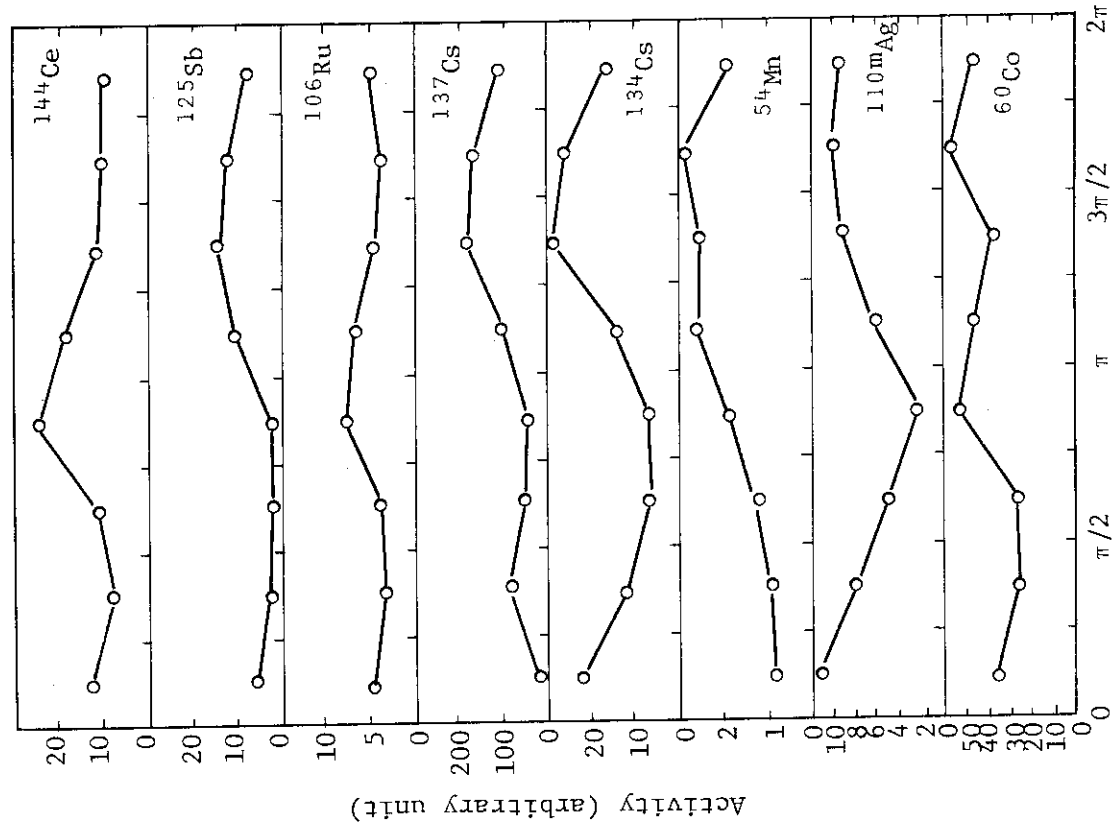
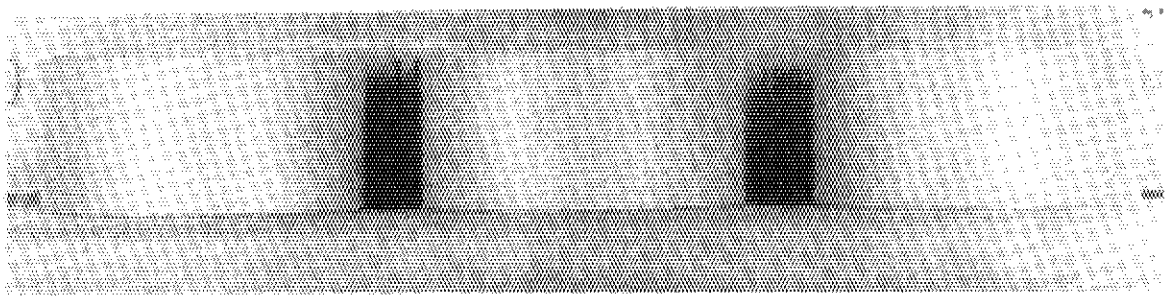
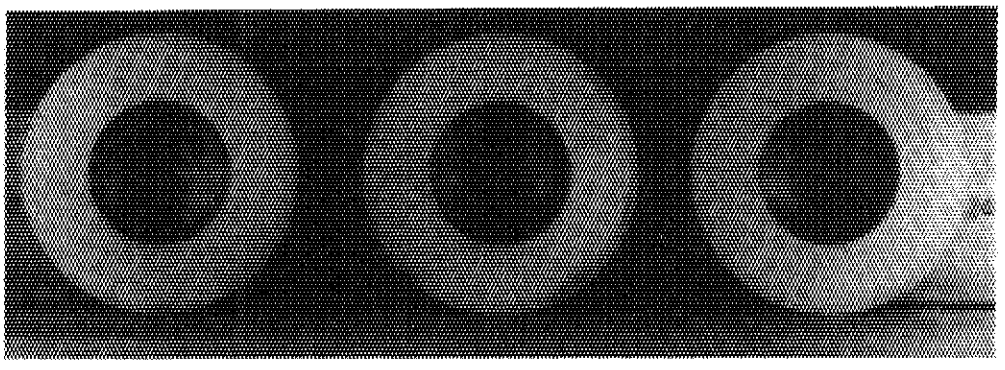


Fig. 70 Circumferential distribution of fission products and activation products in graphite sleeve at 36.5 cm from the top





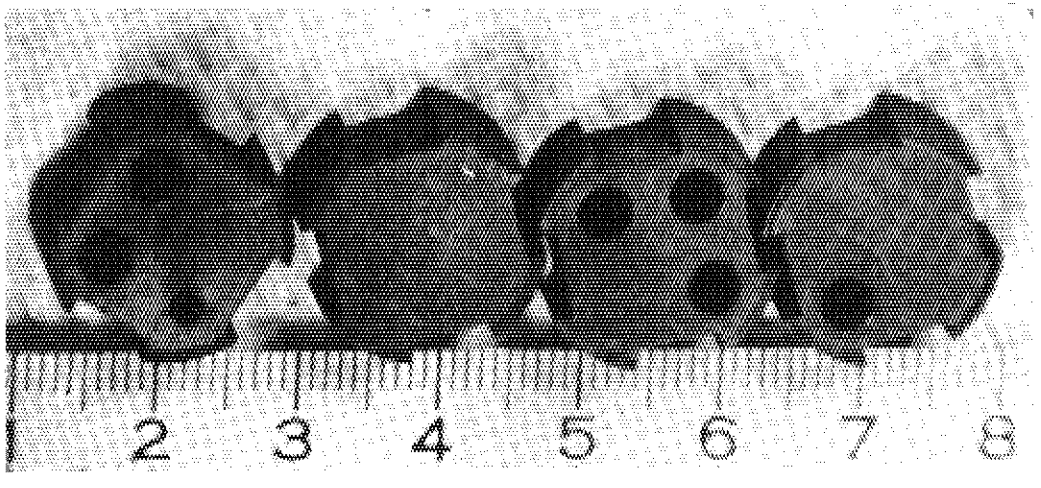


Fig. 72 External view of graphite components

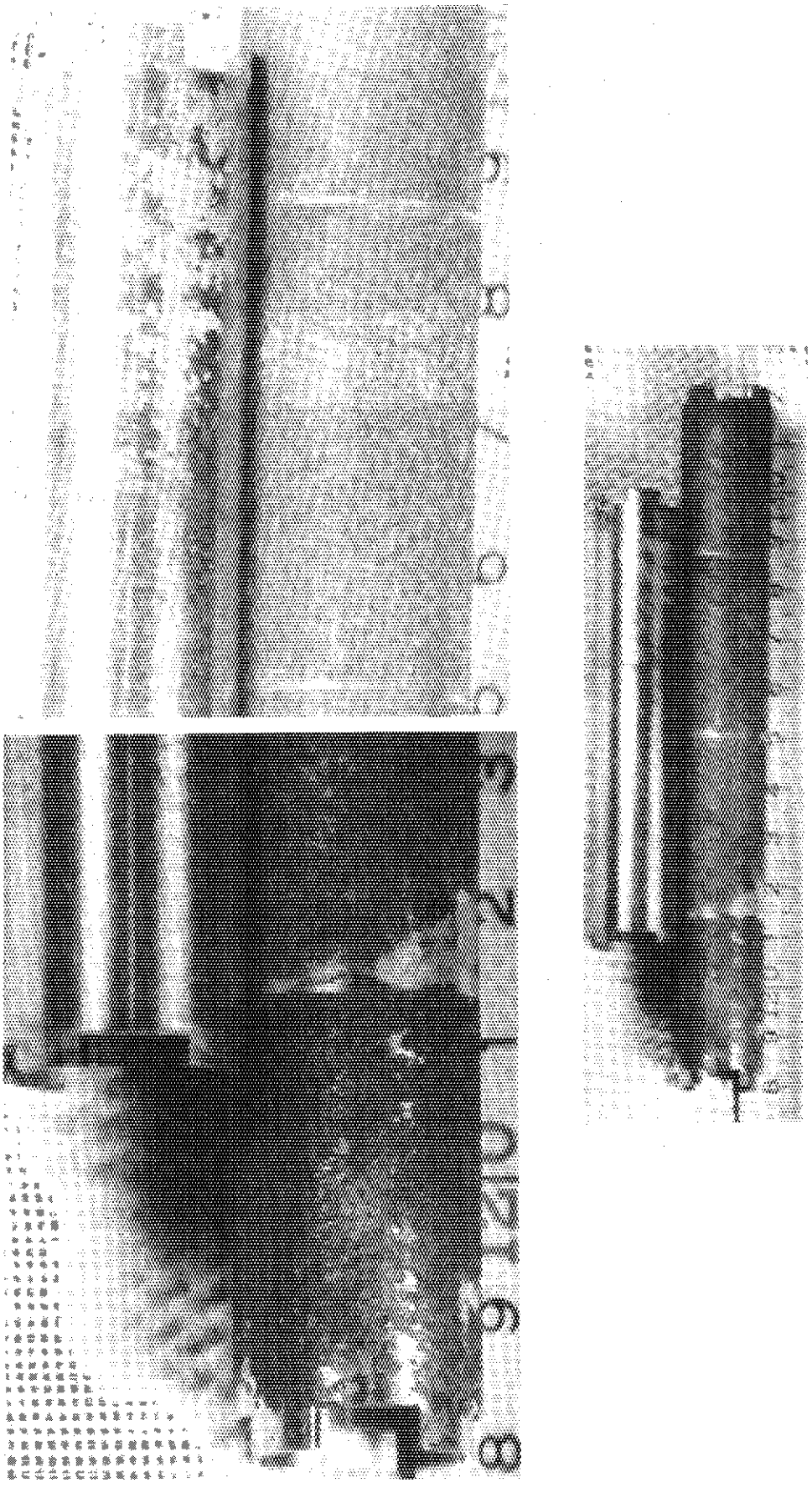


Fig. 73 External view of inner tube #1 (upper) and #2 (lower)

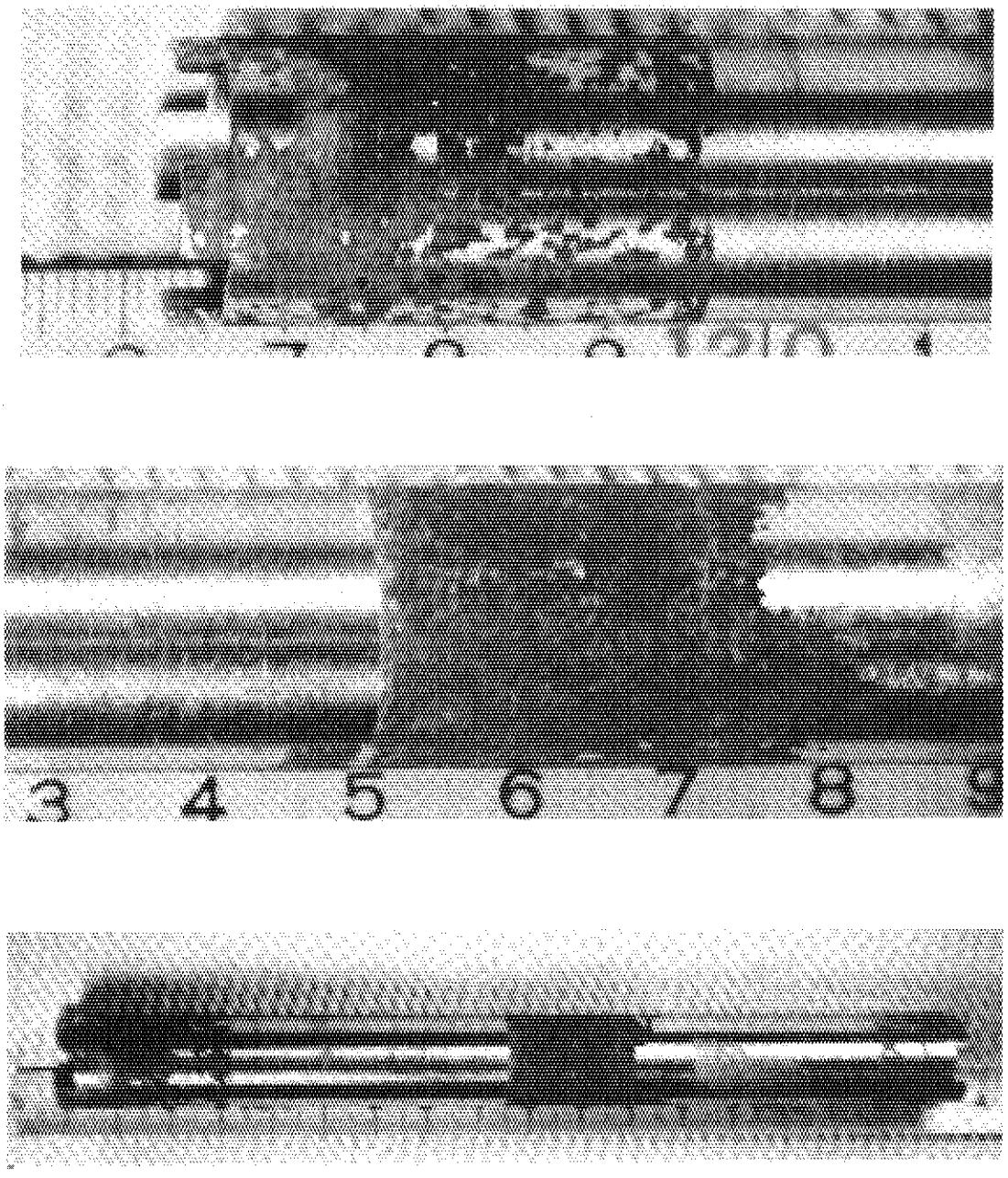


Fig. 74 External view of inner tube #3

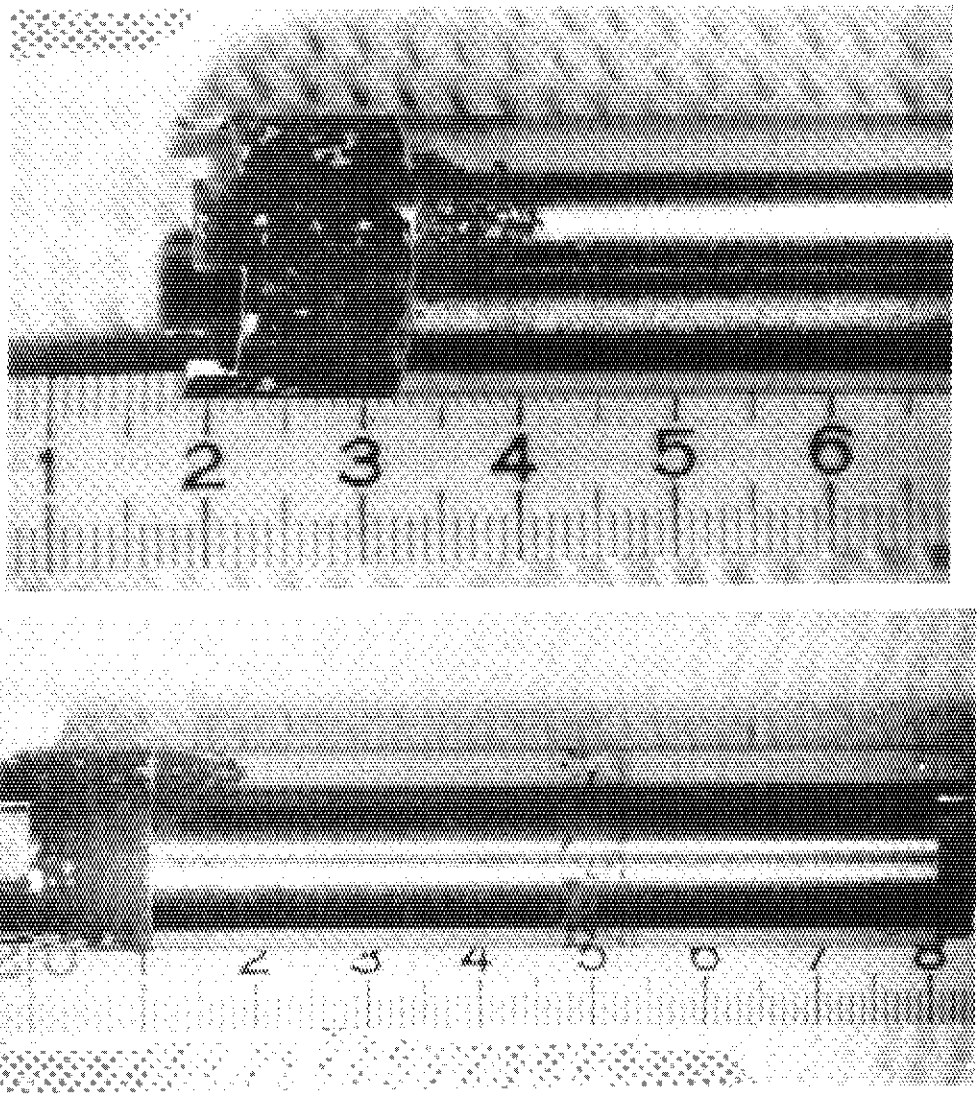


Fig. 75　External view of inner tube #4

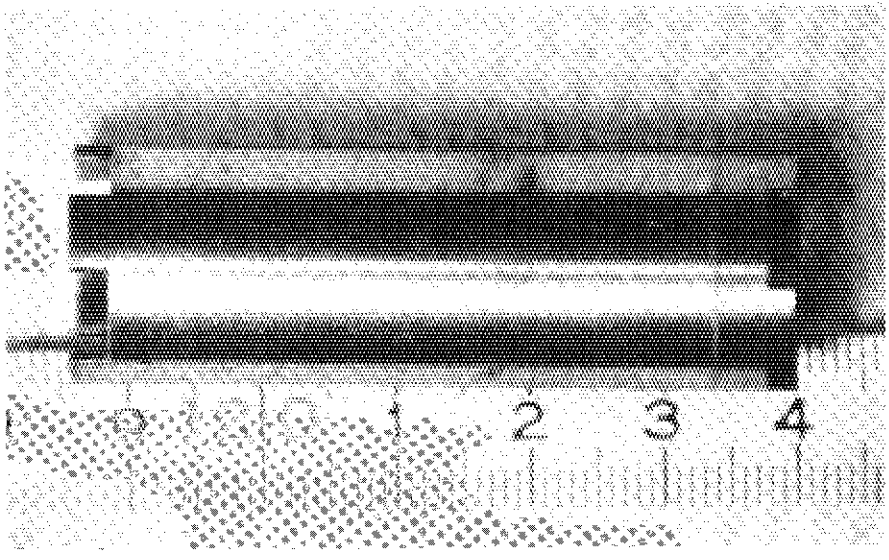


Fig. 76　External view of inner tube #5

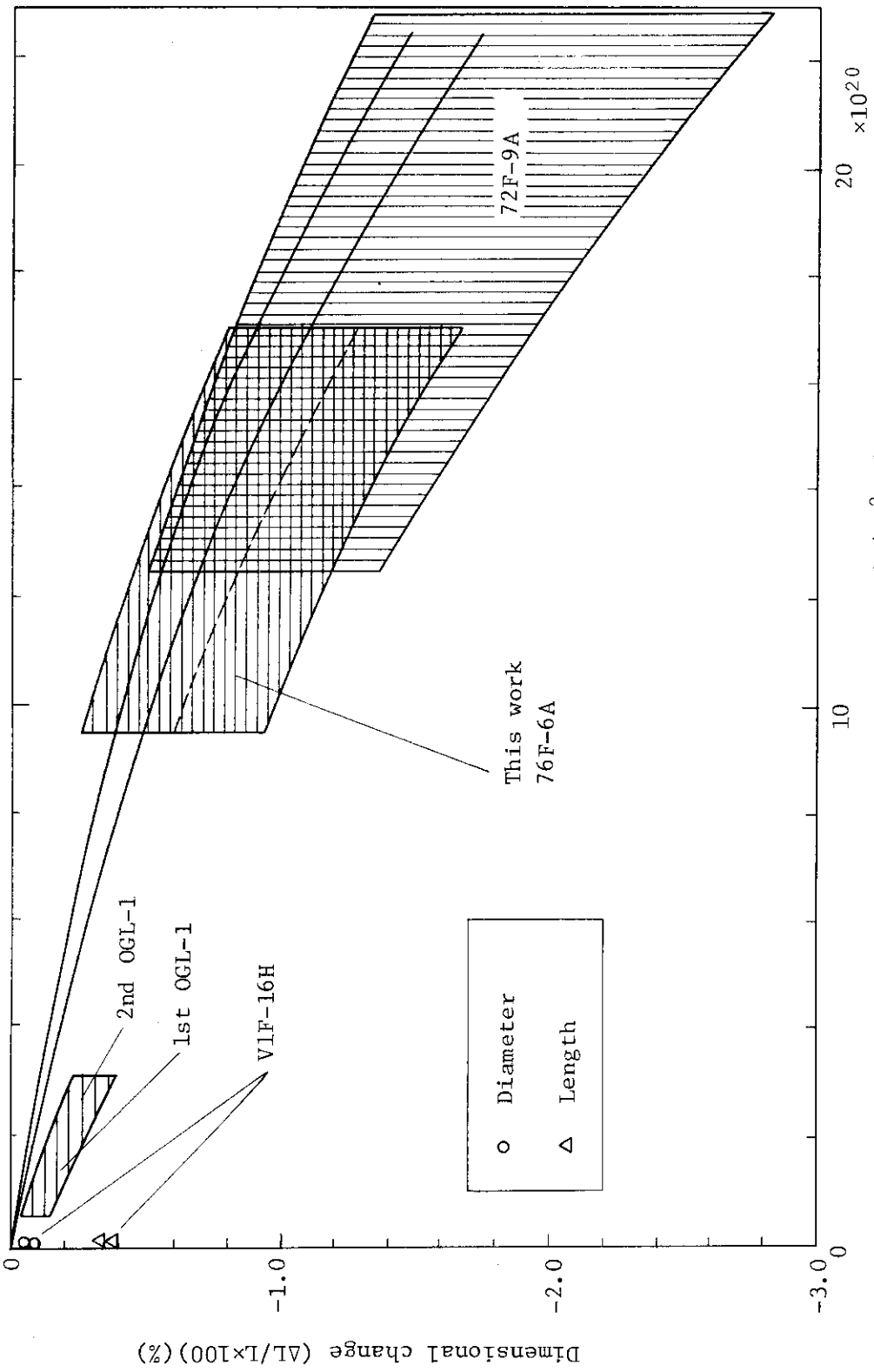


Fig. 77 Dimensional change of fuel compact