

JAERI - M
82-085

V1F - 11H キャプセルの照射後試験

1982年7月

菊池輝男・井川勝市

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, 1982

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 株式会社高野高速印刷

V1F-11Hキャプセルの照射後試験

日本原子力研究所 東海研究所 燃料工学部

菊池 輝男・井川 勝市

(1982年6月22日受理)

多目的高温ガス実験炉のMK-III仕様に準じて製作した燃料コンパクトを、JRR-2, VT-1孔において、照射温度、700-1400℃で、2サイクル(約22日間)照射した。この照射による燃料コンパクトの直径の収縮率は、 $1\sim 4 \times 10^{-3}$ であった。スリーブ中のFP分布のピーク位置における濃度とその位置のコンパクト中のFP濃度との比は、 ^{144}Ce で 3.8×10^{-4} 、 ^{125}Sb で 1.3×10^{-3} 、 ^{137}Cs で 2.5×10^{-5} であった。照射による燃料コンパクトの粒子破損は、全くみとめられなかった。また、Al-Coフルエンスモニタの解析から得られた熱中性子束は、VT-1孔内の熱中性子の空間分布の値の約半分であった。

Postirradiation Examination of VIF-11H Capsule

Teruo KIKUCHI and Katsuichi IKAWA

Division of Nuclear Fuel Research, Tokai Research Establishment,
JAERI

(Received June 22, 1982)

Reduced size fuel compacts for HTGR were irradiated in VT-1 irradiation hole of JRR-2 for 2 cycles (about 22 days) at 700 to 1400°C. Irradiation induced dimensional changes of fuel compacts were 1 to 4 x 10⁻³. The ratios of fission product concentration in the highest concentration region of the sleeve to the concentration in the fuel compact located at the corresponding position were 3.8 x 10⁻⁴, 1.3 x 10⁻³ and 2.5 x 10⁻⁵ for ¹⁴⁴Ce, ¹²⁵Sb and ¹³⁷Cs, respectively. The failure fraction of coated particles in fuel compacts was 3 x 10⁻⁶ or less. The thermal neutron flux obtained from Al-Co fluence monitor was about a half of the value obtained by the activation analysis of gold foils in VT-1 irradiation hole.

Keywords: HTGR, Fuel, Fuel Compact, Coated Particle, Irradiation,
Postirradiation Examination, Solid Fission Product, Fractional
Release

目 次

1. はじめに	1
2. V 1 F - 1 1 H キャプセルの概要	1
3. V 1 F - 1 1 H キャプセルの照射条件	2
4. V 1 F - 1 1 H キャプセルの照射後試験	2
4.1 照射後試験の概要	2
4.2 キャプセルの外筒および内筒の外観	2
4.3 燃料コンパクト	3
4.3.1 外 観	3
4.3.2 寸 法	3
4.3.3 重 量	3
4.3.4 金 相	3
4.3.5 酸浸出試験	4
4.4 黒鉛スリーブ	5
4.4.1 外 観	5
4.4.2 寸 法	5
4.4.3 γ 線スペクトロメトリー	5
4.5 ダミーコンパクト	5
4.5.1 外 観	5
4.5.2 γ 線スペクトロメトリー	5
4.6 F/M測定	5
5. 考 察	7
6. ま と め	9
謝 辞	9
参 考 文 献	10

Contents

1.	Introduction	1
2.	Outline of VIF-11H capsule	1
3.	Irradiation condition	2
4.	Postirradiation examination	2
4.1	Outline of postirradiation examination	2
4.2	Visual examination	2
4.3	Fuel compact	3
4.3.1	Visual examination	3
4.3.2	Dimension	3
4.3.3	Weight	3
4.3.4	Ceramography	3
4.3.5	Leaching examination	4
4.4	Graphite sleeve	5
4.4.1	Visual examination	5
4.4.2	Dimension	5
4.4.3	Gamma spectrometry	5
4.5	Dummy compact	5
4.5.1	Visual examination	5
4.5.2	Gamma spectrometry	5
4.6	Fluence monitor	5
5.	Discussion	7
6.	Conclusion	9
	Acknowledgment	9
	Reference	10

1. はじめに

V1F-11H キャプセルは、高温ガス炉用燃料棒の熱特性、すなわち、燃料コンパクトの熱伝導率やコンパクトと、黒鉛スリーブの間のギャップの熱伝達特性を、測定するために計画されたもので、その測定結果については、すでに報告した¹⁾。このキャプセルは、実験の性格上、照射温度を700℃から1400℃まで、ステップ状に昇温しながら、JRR-2で2サイクル照射した。このように、このキャプセルは照射温度も一定でなく、照射サイクルも短かいが、燃料コンパクトの照射挙動を解析評価するためには、高照射量における燃料コンパクトの照射データだけでなく、本キャプセルのような小さな照射量におけるデータも必要と考えられるため、このキャプセルの照射後試験を実施した。

2. V1F-11H キャプセルの概要

このキャプセルは、多目的高温ガス実験炉用燃料コンパクトの熱伝導率の測定を目的に計画されたキャプセルで、その概要を Fig. 1-a に示す。黒鉛スリーブ中に、直径18mm、長さ18mmの燃料コンパクトを7個、その両端に黒鉛製ダミーコンパクトをそれぞれ1個ずつ充填し、これらをニオブ管中に封入し、アルミニウムの熱媒体でかこんで、フィン付アルミニウムの外筒中に封入した。

燃料コンパクトおよび黒鉛スリーブ中には、半径方向の温度分布を測定するために、W-Re 熱電対がそれぞれ3対および4対、アルミニウムの熱媒体中には、軸方向の温度分布を測定するために、C-A 熱電対が3対装荷されている。さらに、アルミニウムの熱媒体中には、熱中性子照射量を測定するため、Al-Co のフルエンスモニタが装荷されている。ニオブ内筒中にはアルゴンとヘリウムの混合ガスが、アルミニウム外筒とニオブ内筒の間には温度制御用ガスが充填されているが、後者は、照射中交換が可能である。なお、温度制御用ガスにはヘリウムおよびネオンを用いた。V1F-11H キャプセル中の燃料コンパクトの配列順序を Fig. 1-b に示す。

このキャプセルに封入した燃料コンパクトの特性を Table 1 に、その照射前の外観写真を Fig. 2 に、その断面写真を Fig. 3 に示す。このコンパクトは、寸法以外、多目的高温ガス実験炉のMK-III仕様に準じている。コンパクト中に分散されている被覆粒子の特性を Table 2 に、その断面写真および被覆層の断面写真を Fig. 4~Fig. 10 に示す。なお、黒鉛スリーブには、IG-11を使用した。

燃料コンパクトのスタックの両端に、ダミーコンパクトを充填した。ダミーコンパクトは、IG-11黒鉛を旋盤により燃料コンパクトと同じ寸法に加工したものである。この充填の目的は、黒鉛スリーブの両端を固定しているニオブ材を、高温の燃料コンパクトから保護するためのものである。

1. はじめに

V1F-11H キャプセルは、高温ガス炉用燃料棒の熱特性、すなわち、燃料コンパクトの熱伝導率やコンパクトと、黒鉛スリーブの間のギャップの熱伝達特性を、測定するために計画されたもので、その測定結果については、すでに報告した¹⁾。このキャプセルは、実験の性格上、照射温度を700℃から1400℃まで、ステップ状に昇温しながら、JRR-2で2サイクル照射した。このように、このキャプセルは照射温度も一定でなく、照射サイクルも短かいが、燃料コンパクトの照射挙動を解析評価するためには、高照射量における燃料コンパクトの照射データだけでなく、本キャプセルのような小さな照射量におけるデータも必要と考えられるため、このキャプセルの照射後試験を実施した。

2. V1F-11H キャプセルの概要

このキャプセルは、多目的高温ガス実験炉用燃料コンパクトの熱伝導率の測定を目的に計画されたキャプセルで、その概要を Fig. 1-a に示す。黒鉛スリーブ中に、直径18mm、長さ18mmの燃料コンパクトを7個、その両端に黒鉛製ダミーコンパクトをそれぞれ1個ずつ充填し、これらをニオブ管中に封入し、アルミニウムの熱媒体でかこんで、フィン付アルミニウムの外筒中に封入した。

燃料コンパクトおよび黒鉛スリーブ中には、半径方向の温度分布を測定するために、W-Re 熱電対がそれぞれ3対および4対、アルミニウムの熱媒体中には、軸方向の温度分布を測定するために、C.A. 熱電対が3対装荷されている。さらに、アルミニウムの熱媒体中には、熱中性子照射量を測定するため、Al-Co のフルエンスモニタが装荷されている。ニオブ内筒中にはアルゴンとヘリウムの混合ガスが、アルミニウム外筒とニオブ内筒の間には温度制御用ガスが充填されているが、後者は、照射中交換が可能である。なお、温度制御用ガスにはヘリウムおよびネオンを用いた。V1F-11H キャプセル中の燃料コンパクトの配列順序を Fig. 1-b に示す。

このキャプセルに封入した燃料コンパクトの特性を Table 1 に、その照射前の外観写真を Fig. 2 に、その断面写真を Fig. 3 に示す。このコンパクトは、寸法以外、多目的高温ガス実験炉のMK-III仕様に準じている。コンパクト中に分散されている被覆粒子の特性を Table 2 に、その断面写真および被覆層の断面写真を Fig. 4~Fig. 10 に示す。なお、黒鉛スリーブには、IG-11を使用した。

燃料コンパクトのスタックの両端に、ダミーコンパクトを充填した。ダミーコンパクトは、IG-11黒鉛を旋盤により燃料コンパクトと同じ寸法に加工したものである。この充填の目的は、黒鉛スリーブの両端を固定しているニオブ材を、高温の燃料コンパクトから保護するためのものである。

3. V1F-11H キャプセルの照射条件

このキャプセルは、JRR-2のVT-1孔において、R2-53-03サイクル（昭和53年6月19日～6月30日）およびR2-53-04サイクル（昭和53年7月10日～7月21日）と2サイクル照射した。このキャプセルは、実験の性格上キャプセル位置の調整および温度制御ガスの置換により、照射温度をいろいろに変えている。Fig. 11および Fig. 12は、それぞれR2-53-03およびR2-53-04サイクルにおける照射温度を示したもので、これらの図の上部にキャプセルの照射位置および温度制御ガスを示した。これらの図において、TC-5は黒鉛スリーブの内側面近くに装荷されている熱電対の、TC-7は燃料コンパクトの中心に装荷されている熱電対の、TC-6は燃料コンパクトの側面近くに装荷されている熱電対の指示温度である。V1F-11Hキャプセルの照射条件をまとめて Table 3 に示す。この表に示した中性子束および中性子照射量は、JRR-2の中性子の空間分布²⁾からの推定値である。

4. V1F-11H キャプセルの照射後試験

4.1 照射後試験の概要

V1F-11Hキャプセルの照射後試験は、Fig. 13に示すフローシートに従って行なった。V1F-11Hキャプセルは、外観検査を実施したあと、カッティングマークに従って外筒を切断し、フラックスモニタおよび内筒を取出した。フラックスモニターについては、その放射能強度から中性子照射量を算出した。キャプセル内筒は、外観検査を行なったあと、カッティングマークに従って切断し、燃料コンパクト、黒鉛スリーブ、ダミーコンパクトを取出し、区分けした。

燃料コンパクトについては、全数外観検査を行なったあと、寸法および重量を測定し、一部のコンパクトについては金相試験を、他のコンパクトについては酸浸出試験を行なった。なお、金相試験には、#2、#4、#7のコンパクトを、酸浸出試験には、#1、#3、#5のコンパクトを使用した。コンパクトはキャプセルの上から順に、1、2、3、……、7と番号が付されている。(Fig. 1-b参照) 黒鉛スリーブおよびダミーコンパクトについては、外観検査、寸法検査およびγ線スペクトロメトリーを行った。

4.2 キャプセルの外筒および内筒の外観

キャプセル外筒および内筒については、目視による外観検査の結果、照射による異常はみとめられなかった。

3. V1F-11H キャプセルの照射条件

このキャプセルは、JRR-2のVT-1孔において、R2-53-03サイクル（昭和53年6月19日～6月30日）およびR2-53-04サイクル（昭和53年7月10日～7月21日）と2サイクル照射した。このキャプセルは、実験の性格上キャプセル位置の調整および温度制御ガスの置換により、照射温度をいろいろに変えている。Fig. 11および Fig. 12は、それぞれR2-53-03およびR2-53-04サイクルにおける照射温度を示したもので、これらの図の上部にキャプセルの照射位置および温度制御ガスを示した。これらの図において、TC-5は黒鉛スリーブの内側面近くに装荷されている熱電対の、TC-7は燃料コンパクトの中心に装荷されている熱電対の、TC-6は燃料コンパクトの側面近くに装荷されている熱電対の指示温度である。V1F-11Hキャプセルの照射条件をまとめて Table 3 に示す。この表に示した中性子束および中性子照射量は、JRR-2の中性子の空間分布²⁾からの推定値である。

4. V1F-11H キャプセルの照射後試験

4.1 照射後試験の概要

V1F-11H キャプセルの照射後試験は、Fig. 13 に示すフローシートに従って行なった。V1F-11H キャプセルは、外観検査を実施したあと、カッティングマークに従って外筒を切断し、フラックスモニタおよび内筒を取出した。フラックスモニターについては、その放射能強度から中性子照射量を算出した。キャプセル内筒は、外観検査を行なったあと、カッティングマークに従って切断し、燃料コンパクト、黒鉛スリーブ、ダミーコンパクトを取出し、区分けした。

燃料コンパクトについては、全数外観検査を行なったあと、寸法および重量を測定し、一部のコンパクトについては金相試験を、他のコンパクトについては酸浸出試験を行なった。なお、金相試験には、#2、#4、#7のコンパクトを、酸浸出試験には、#1、#3、#5のコンパクトを使用した。コンパクトはキャプセルの上から順に、1、2、3、……、7と番号が付されている。(Fig. 1-b 参照) 黒鉛スリーブおよびダミーコンパクトについては、外観検査、寸法検査およびγ線スペクトロメトリーを行った。

4.2 キャプセルの外筒および内筒の外観

キャプセル外筒および内筒については、目視による外観検査の結果、照射による異常はみとめられなかった。

4.3 燃料コンパクト

4.3.1 外 観

燃料コンパクトの外観写真を、Fig. 14～Fig. 16に示す。照射前の燃料コンパクトと比較し、異常が認められなかった。

4.3.2 寸 法

照射前の燃料コンパクトの直径は、マイクロメータにより、上端および下端付近を 0° および 90° 方向に測定し、長さはノギスにより測定した。照射前の燃料コンパクトの寸法を、Table 4に示す。照射後の燃料コンパクトは直径および長さをマイクロメータにより測定し、その結果をTable 5に示す。これらの照射前および照射後のコンパクトの直径の測定値の平均をとり、両者の差を照射前の直径で除した結果を、Table 6に示す。このようなわずかな中性子照射量に対しても、燃料コンパクトは収縮していることがわかる。燃料コンパクトの長さに関しては、照射前と照射後では測定器具が異なり、測定精度も異なるため、収縮率の計算は省略した。

4.3.3 重 量

照射前および照射後の燃料コンパクトの重量を、Table 7に示す。これらの測定結果から、照射による重量変化は、おこっていないことがわかる。

4.3.4 金 相

金相試験は、燃料コンパクトを端面から0.5 mmの位置で切断し、この切断面を研磨して、光学顕微鏡による観察を行なった。研磨中被覆粒子および燃料核の脱落を防止するため、随時樹脂の注入を行なった。Fig. 17～Fig. 34は、燃料コンパクトの金相写真で、このうち、Fig. 17～Fig. 22は#2の燃料コンパクト中の被覆粒子の金相写真、Fig. 23～Fig. 28は#4の燃料コンパクト中の被覆粒子の金相写真、Fig. 29～Fig. 34は#7の燃料コンパクト中の被覆粒子の金相写真である。これらの金相写真から、次に述べるようなことが観察された。

1. 第4層にクラックが生じている。(Fig. 18-b, c, Fig. 19-a, c, Fig. 24-a, Fig. 25-a, Fig. 30-a, b, Fig. 31-a, b, c)
2. 燃料核に接している緩衝層の内表面が、部分的に脱落している。(Fig. 18-a, c, Fig. 19-b, c, Fig. 24-a, Fig. 25-b, c, Fig. 30-a, b, c)
3. 緩衝層にV字型の損傷がみられる。(Fig. 18-b, Fig. 19-b, Fig. 25-a, Fig. 31-b, c, Fig. 32-b)
4. 緩衝層に周方向のクラックが生じている。(Fig. 18-a, Fig. 25-b, Fig. 30-b, Fig. 32-a, b)
5. 緩衝層および第2層に径方向のクラックが生じている。(Fig. 20-b)
6. 燃料核内に大きな空隙がみられる。(Fig. 19-c, Fig. 25-b, Fig. 31-b, c)
7. 燃料核の周辺部にクラックが生じている。(Fig. 19-a)
8. 燃料核と緩衝層の間のギャップが拡大している。(Fig. 18-a, Fig. 24-a, c, Fig. 25-b, c, Fig. 30-a, b, Fig. 31-a)

9. 緩衝層と第2層の境界にクラックが生成している。(Fig. 26)

項目1で述べた第4層に生じているクラックは、未照射の被覆粒子の金相試験においてもこれと同じものがみられることから、照射中に生成したものでなく、研磨後に生じたものと推定される。また、項目5で述べた緩衝層および第2層のクラックも、これと同じカテゴリーに入るものと考えられる。項目2で述べた緩衝層の部分的な脱落は、緩衝層は本来もろい性質であるのに加え、項目3および4で述べたV字型の損傷やクラックが存在していれば、これを起点にして容易に脱落すると考えられる。項目3のV字型の損傷、項目4の緩衝層の周方向のクラックおよび項目9の緩衝層と第2層の境界のクラックは、中性子照射による緩衝層の破損の初期的な徴候であると推定される。V字型の損傷の場合、更に照射がすすんだ状態において、その損傷が第2層まで達し、この部分から緩衝層が剥離しているのが観察されている⁶⁾。緩衝層の第2層からの剥離は、V字型の損傷を起点におこるだけでなく、これがないところにおいてもおこり⁶⁾、Fig. 26に示した緩衝層と第2層との境界に生じているクラックは、この挙動のごく初期の状態、更に照射量が増加するに従って、間隙および周方向の長さが拡大していくものと考えられる。項目8で述べた燃料核と緩衝層の間のギャップ間隔の増大も、被覆粒子の照射挙動の特徴で、更に照射量が増加すれば、ギャップ間隔もこれにともなって増加する。項目4で述べた燃料核内の大きな空隙は、燃料核の製造に際して生じたものである。項目7で述べた燃料核の周辺部にみられるクラックは、この被覆粒子にだけしかみとめられないことから、研磨の際に生成したものと推定される。

以上述べた被覆粒子の金相は、キャプセル中の異なる位置からそれぞれ採取した3個の燃料コンパクトについて実施したものであるが、中性子照射量および照射温度のちがいがわずかであるため、コンパクト間の照射損傷の差は全くみとめられなかった。また、照射による損傷も、最も過酷な条件にさらされる緩衝層においてわずかにみられただけで、燃料核(Fig. 21, Fig. 27およびFig. 33)、燃料コンパクトのマトリックス材(Fig. 22, Fig. 28およびFig. 34)や緩衝材以外の被覆層においては、全く認められなかった。

4.3.5 酸浸出試験

#1, #3, #5の燃料コンパクトは、電解により解砕し、硝酸に浸出し、浸出したFPの量から燃料コンパクトの粒子破損率を求めた。照射済燃料コンパクトは、アセトンで洗浄したあと、乾燥し、50v/o硝酸溶液(70ml)中で、電解解砕(電解電流3A)を行なった。電解解砕に要した時間は、燃料コンパクトにより若干異なるが、24~26時間であった。電解終了後、解砕粒子は電解液とともに、環流冷却器付蒸留フラスコ中で、120~130℃で酸浸出を行なった。浸出時間は9~10時間である。

燃料コンパクトの粒子破損率は、次のようにして求めた。浸出液全量の線量率をGMサーベーターにより測定し、この線量率をAとする。次に、全解砕粒子から任意に10粒子を取出し、同様にGMサーベーターにより線量率を測定し、この値をコンパクト中の全粒子の値に換算し、この線量率をBとする。A/Bをもって、燃料コンパクトの粒子破損率とした。なお、燃料コンパクト中の粒子充填数は、燃料コンパクトの容積および被覆粒子の平均粒径から、計算により求めた。

粒子破損率の測定結果を、Table 8に示す。照射前の値と比較し、照射による破損はおこっていないことがわかる。

4.4 黒鉛スリーブ

4.4.1 外 観

黒鉛スリーブについて、目視による外観検査を行なった。その結果、異常はみとめられなかった。

4.4.2 寸 法

黒鉛スリーブは、加工上の理由から、2本つなぎになっている。黒鉛スリーブの内径および外径については、0°および90°方向の2方向について測定した。但し、照射後の直径のみ、上端付近と下端付近の2ヶ所を測定した。照射前の寸法を Table 9に、照射後のそれを Table 10 に示す。測定結果に若干ばらつきがあるが、寸法変化なしと判定するのが適当と考えられる。

4.4.3 γ 線スペクトロメトリー

黒鉛スリーブを20 mm づつ切断し、これを Ge-Li 検出器により測定し、標準線源との校正を行なって、黒鉛スリーブの切断片に含まれる放射性核種を定量した。その結果を、Table 11に示す。なお、この表の放射能強度は、照射終了直後の値に換算してある。これを、黒鉛スリーブ長さに対してプロットし、Fig. 35 に示す。

^{144}Ce および ^{125}Sb の分布は、両者よく似ており、分布のピーク値と黒鉛スリーブ両端の値とでは、大きな濃度差がみられる。一方、 ^{137}Cs のそれは、前記2核種と同じ位置にピークがあり、両核種ほどではないが、スリーブ両端に向ってゆるやかな濃度勾配を示す。 ^{60}Co については、下端から上端に向ってゆるやかな濃度勾配を示している。

これ以外のFP核種については、照射終了後約4年を経過しているため、崩壊してなくなっている核種もあり、こゝに述べた以外の核種の挙動は不明である。

4.5 ダミーコンパクト

4.5.1 外 観

ダミーコンパクトの外観については、Fig. 36 に示す通り、目視による観察結果では、異常がみとめられなかった。

4.5.2 γ 線スペクトロメトリー

ダミーコンパクトについて、黒鉛スリーブ同様、 γ 線スペクトロメトリーを行なった。ダミーコンパクトからも黒鉛スリーブと同じく、 ^{144}Ce 、 ^{125}Sb 、 ^{137}Cs および ^{60}Co が検出された。測定結果を、Table 12 に示す。なお、この表の放射能の強さは、照射終了直後の値に換算して示した。

4.6 F/M測定

このキャプセルに装荷したフルエンスモニタは、線径0.5 mm、長さ250 mm の Al-Co 合金線 (Co の含有率0.38%) を、同じ長さのアルミシース管中に挿入したものである。このフルエン

スモニタは、キャプセルのアルミ熱媒体中に装荷した。照射済フルエンスモニタは、シース管から抜出したあと、アセトンにより洗浄し、 γ -スキャンにより全長の γ 線強度分布を測定した。ドジメトリ-のため、その上端部、中央部および下端部から、それぞれ0.002~0.004 (g)切断し、アセトン洗浄後測定に供した。 γ -スキャンは、シングルチャンネル波高分析器にNaI検出器を接続して行ない、ドジメトリ-は、4096チャンネル波高分析器に、Ge-Li検出器を接続して行なった。

γ -スキャンの結果を、Fig. 37に示す。この測定結果から、中性子照射量は、下端において最も多く、上に行くに従って減少していることがわかる。なお、この図の上の部分に、グロスガンマおよび ^{60}Co の定点測定結果を示す。3者の放射能強度の分布は、よく一致していることがわかる。ドジメトリ-の結果をTable 13に示す。 ^{60}Co の放射能強度は、 ^{60}Co の1173および1332 KeVのフォトピークの計数率と標準線源のそれとの比較から求めた。これらの値を用いて、上端、中央、下端における中性子束および中性子照射量の計算を試みる。

コバルト金属を原子炉中で中性子照射を行なった場合、生成する ^{60}Co の量は次式から求めることができる。

$$A = N \phi \sigma (1 - e^{-\lambda t})$$

ここで、A : t時間照射直後の放射能強度 (dps)

N : フルエンスモニタ中のコバルトの原子数

ϕ : 中性子束 ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1}$)

σ : 放射化断面積 (cm^2)

λ : ^{60}Co の崩壊定数 (sec^{-1})

t : 照射時間 (sec)

である。 σ 、 λ およびtに、それぞれ 3.8×10^{-24} (cm^2)、 4.22×10^{-9} (sec^{-1})および 1.9×10^6 (sec)を代入し、さらに、上端部、中央部および下端におけるフルエンスモニタの採取量から、コバルトの原子数を求め、その各々の値をNに代入する。一方、Table 13の放射能強度を、キャプセルの照射終了時の値に換算してAに代入し計算すると、各位置の中性子束が求まる。各位置の中性子束は次の通りである。

$$\text{上端部の中性子束} \quad \phi_T = 0.745 \times 10^{13} \text{ (cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}\text{)}$$

$$\text{中央部の中性子束} \quad \phi_M = 1.63 \times 10^{13} \text{ (cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}\text{)}$$

$$\text{下端部の中性子束} \quad \phi_B = 3.05 \times 10^{13} \text{ (cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}\text{)}$$

これらの値に、照射時間 (22.0 day) を乗ずれば、中性子照射量が得られる。

$$\text{上端部の中性子照射量} \quad \phi_T t = 1.42 \times 10^{19} \text{ (cm}^{-2}\text{)}$$

$$\text{中央部の中性子照射量} \quad \phi_M t = 3.10 \times 10^{19} \text{ (cm}^{-2}\text{)}$$

$$\text{下端部の中性子照射量} \quad \phi_B t = 5.79 \times 10^{19} \text{ (cm}^{-2}\text{)}$$

JRR-2のVT-1孔内の熱中性子の空間分布の測定値から計算した熱中性子照射量は、キャプセル中央で、Table 3に示した通り 5.7×10^{19} であるが、フルエンスモニタの測定から得られ

たそれは 3.1×10^{19} で、後者は前者の 0.54 倍である。

前に筆者らは、照射中のキャプセルの発熱量から、燃料コンパクトの熱伝導率を求める際に、使用した熱中性子束の補正係数は、0.7であった^{1),3)}。なおこの値は、これまでのキャプセルの熱計算から、経験的に得られたものである。また、THERMOS計算コードにより求めた補正係数は、0.76であった¹²⁾。フルエンスモニタの解析結果は、これらのいずれよりも熱中性子束に対し大きな補正が必要であることを示している。この補正係数に関しては、キャプセル材料による熱中性子の吸収、高い照射温度に基づく σ の変化、熱外中性子の影響など種々の要因が考えられるが、一方、ドジメトリーにおける計数効率を含めた放射能の測定誤差についても、検討を加える必要がある。今後、この種のデータの蓄積をはかり、補正係数の信頼性の向上につとめるべきであると考えられる。

5. 考 察

V1F-11H キャプセルの黒鉛スリーブから検出された放射性核種は、 ^{144}Ce 、 ^{125}Sb 、 ^{137}Cs および ^{60}Co である。このうち、 ^{144}Ce 、 ^{125}Sb 、 ^{137}Cs は核分裂生成物で、燃料コンパクトから放出されたものである。 ^{60}Co については、その黒鉛材中の分布と、フルエンスモニタの放射能強度の分布と似ていることから、黒鉛材中に含まれる不純物 ^{59}Co が、放射化したものと推定される。 ^{144}Ce および ^{125}Sb の分布はよく似ていることから、両核種はよく似た放出挙動をとるものと考えられる。これに対して ^{137}Cs は、黒鉛スリーブ中におけるピーク位置は、 ^{144}Ce および ^{125}Sb と同じであるが、軸方向の分布の勾配が、これら2核種のそれにくらべてなだらかである。これは、セシウムの融点が低く、セリウムおよびアンチモンにくらべて、非常に動きやすいためと推定される。

次に、黒鉛スリーブ中のFP分布のピーク位置における、これらFP3核種の放出率の計算を試みる。原子炉中で、 ^{235}U を t 時間中性子照射した場合、FPの生成量は次式により求めることができる。

$$A_i = N_{235} \cdot \sigma \cdot \phi \cdot \eta_i (1 - e^{-\lambda_i t})$$

FPの場合、崩壊系列を構成しているので、実際はこのように簡単ではないが、 ^{144}Ce 、 ^{125}Sb および ^{137}Cs の半減期にくらべて先駆体のそれは極端に短いので無視し、ウランの核分裂により直接これらの核種が生成すると考えている。ここで、 A_i : t 時間照射直後のFP核種 i の放射能強度 (dps)、 N_{235} : 燃料コンパクト中の ^{235}U の原子数 = 3.84×10^{20} 、 σ : ^{235}U の核分裂断面積 = 4.80×10^{-24} (cm²)、 ϕ : 熱中性子束 (フルエンスモニタの解析により求めた値を使用する) = 1.63×10^{13} (cm⁻², sec⁻¹)、 t : 照射時間 = 1.9×10^6 (sec)、 η_i : FP原子の核分裂収率で、 ^{144}Ce 、 ^{125}Sb および ^{137}Cs の核分裂収率は、それぞれ、6.0、0.023 および 5.9% である。これらの数値を代入し、 A_i を求め 3.7×10^{10} (dps/Ci) で除せば、それぞれの核種 i の生成量 G_i (Ci) が求められる。

$$G_{\text{Ce}-144} = 0.0389 \quad (\text{Ci})$$

$$G_{\text{Sb}-125} = 1.49 \times 10^{-4} \quad (\text{Ci})$$

$$G_{\text{Cs}-137} = 0.0383 \quad (\text{Ci})$$

たそれは 3.1×10^{19} で、後者は前者の 0.54 倍である。

前に筆者らは、照射中のキャプセルの発熱量から、燃料コンパクトの熱伝導率を求める際に、使用した熱中性子束の補正係数は、0.7であった^{1),3)}。なおこの値は、これまでのキャプセルの熱計算から、経験的に得られたものである。また、THERMOS計算コードにより求めた補正係数は、0.76であった¹²⁾。フルエンスモニタの解析結果は、これらのいずれよりも熱中性子束に対し大きな補正が必要なことを示している。この補正係数に関しては、キャプセル材料による熱中性子の吸収、高い照射温度に基づく σ の変化、熱外中性子の影響など種々の要因が考えられるが、一方、ドジメトリーにおける計数効率を含めた放射能の測定誤差についても、検討を加える必要がある。今後、この種のデータの蓄積をはかり、補正係数の信頼性の向上につとめるべきであると考えられる。

5. 考 察

V1F-11H キャプセルの黒鉛スリーブから検出された放射性核種は、 ^{144}Ce 、 ^{125}Sb 、 ^{137}Cs および ^{60}Co である。このうち、 ^{144}Ce 、 ^{125}Sb 、 ^{137}Cs は核分裂生成物で、燃料コンパクトから放出されたものである。 ^{60}Co については、その黒鉛材中の分布と、フルエンスモニタの放射能強度の分布と似ていることから、黒鉛材中に含まれる不純物 ^{59}Co が、放射化したものと推定される。 ^{144}Ce および ^{125}Sb の分布はよく似ていることから、両核種はよく似た放出挙動をとるものと考えられる。これに対して ^{137}Cs は、黒鉛スリーブ中におけるピーク位置は、 ^{144}Ce および ^{125}Sb と同じであるが、軸方向の分布の勾配が、これら2核種のそれにくらべてなだらかである。これは、セシウムの融点が低く、セリウムおよびアンチモンにくらべて、非常に動きやすいためと推定される。

次に、黒鉛スリーブ中のFP分布のピーク位置における、これらFP3核種の放出率の計算を試みる。原子炉中で、 ^{235}U を t 時間中性子照射した場合、FPの生成量は次式により求めることができる。

$$A_i = N_{235} \cdot \sigma \cdot \phi \cdot \eta_i (1 - e^{-\lambda t})$$

FPの場合、崩壊系列を構成しているので、実際はこのように簡単ではないが、 ^{144}Ce 、 ^{125}Sb および ^{137}Cs の半減期にくらべて先駆体のそれは極端に短いので無視し、ウランの核分裂により直接これらの核種が生成すると考えている。ここで、 A_i : t 時間照射直後のFP核種 i の放射能強度 (dps)、 N_{235} : 燃料コンパクト中の ^{235}U の原子数 = 3.84×10^{20} 、 σ : ^{235}U の核分裂断面積 = 4.80×10^{-24} (cm²)、 ϕ : 熱中性子束 (フルエンスモニタの解析により求めた値を使用する) = 1.63×10^{13} (cm⁻², sec⁻¹)、 t : 照射時間 = 1.9×10^6 (sec)、 η_i : FP原子の核分裂収率で、 ^{144}Ce 、 ^{125}Sb および ^{137}Cs の核分裂収率は、それぞれ、6.0、0.023 および 5.9% である。これらの数値を代入し、 A_i を求め 3.7×10^{10} (dps/Ci) で除せば、それぞれの核種 i の生成量 G_i (Ci) が求められる。

$$G_{\text{Ce}-144} = 0.0389 \quad (\text{Ci})$$

$$G_{\text{Sb}-125} = 1.49 \times 10^{-4} \quad (\text{Ci})$$

$$G_{\text{Cs}-137} = 0.0383 \quad (\text{Ci})$$

黒鉛スリーブのNo.3の位置における ^{144}Ce 、 ^{125}Sb および ^{137}Cs の放射能強度、 B_i は、Table 11 の値から計算するとそれぞれ、

$$B_{\text{Ce-144}} = 1.63 \times 10^{-5} \text{ (Ci)}$$

$$B_{\text{Sb-125}} = 2.18 \times 10^{-7} \text{ (Ci)}$$

$$B_{\text{Cs-137}} = 1.06 \times 10^{-6} \text{ (Ci)}$$

となる。 B_i を G_i で除せば、燃料コンパクトから黒鉛スリーブ中への各核の放出率 R_i が求まる。 R_i は、

$$R_{\text{Ce-144}} = 3.77 \times 10^{-4} \text{ (Ci)}$$

$$R_{\text{Sb-125}} = 1.31 \times 10^{-3} \text{ (Ci)}$$

$$R_{\text{Cs-137}} = 2.49 \times 10^{-5} \text{ (Ci)}$$

となる。

この照射試験では、 ^{125}Sb の放出率が特に大きく、 ^{137}Cs の放出率が予想外に小さいという結果が得られた。しかし、 ^{137}Cs の黒鉛スリーブ中の分布はなだらかであり、キャプセル内で動きやすいことから、No.3の位置から他に動いていることも考えられるため、この位置における ^{137}Cs の放出率は、これより大きいと考えるのが妥当である。 ^{125}Sb の放出率の妥当性については、本キャプセルのような燃料コンパクトの照射試験が、数多く計画されていることから、データの蓄積がすくめば明らかになると考えられる。

高温ガス炉用燃料コンパクトのJRR-2およびJMTRにおける照射試験については、すでにいくつか報告されている^{4),5),6),7)}。JRR-2の特性測定に際して求めた、VT-1孔の速中性子の空間分布²⁾の値を用いて推定したV1F-11Hキャプセルの速中性子照射量は、キャプセル中央で、 $7.6 \times 10^{17} \text{ (cm}^{-2}\text{)} \text{ (E > 1 MeV)}$ (Table 3)で、きわめてわずかであるにもかかわらず、寸法収縮率は 10^{-3} のオーダー (Table 6) である。JRR-2の場合、 $E > 0.18 \text{ MeV}$ に相当する速中性子照射量に換算するための係数は、まだ求められていないが、1.5から3.0の間にあると推定される。仮に3.0であるとしても、速中性子照射量は、 $3 \times 10^{18} \text{ (cm}^{-2}\text{)}$ で、きわめてわずかである。V1F-11Hキャプセルに封入したコンパクトとマトリックスは異なるが、すでに実施されたJRR-2のVT-1孔での燃料コンパクトの照射試験では、わずか1サイクルの照射で、ほぼこれと同じ程度の寸法収縮率がみられた⁴⁾。一方、JMTRの燃料領域での照射試験において、燃料コンパクトがこの程度の寸法変化を起こすためには、 $5 \times 10^{20} \text{ (cm}^{-2}\text{)} \text{ (E > 0.18 MeV)}$ 程度の中性子照射量を与える必要がある⁵⁾。また、OGL-1での照射試験では、これと同程度の寸法収縮率は $1 \sim 3 \times 10^{20} \text{ (cm}^{-2}\text{)} \text{ (E > 0.18 MeV)}$ の速中性子照射量において生じている⁶⁾。外国における燃料コンパクトの寸法収縮率は、JMTRでの照射結果に近く、中性子照射量、 $1 \sim 5 \times 10^{20} \text{ (cm}^{-2}\text{)}$ において、収縮率は0.1~0.3%である^{8),9),10),11)}。これらの結果は、燃料コンパクトの製法や照射温度が異なるために、単純な比較はできない面もあるが、本報の照射による燃料コンパクトの寸法変化は、上記既報の寸法変化に比較してかなり大きい。この原因は不明であるが、ひとつの可能性として、本報の照射に使用した燃料コンパクトの形状の特殊性 (熱電対挿入孔3個を有す) から、成形状態が若干異なったのではないかと考えられる。しかし、成形条件の微妙な影響についてはよく知られていない。

6. ま と め

寸法以外は、MK-Ⅲ仕様に準じて製作した燃料コンパクトを、JRR-2、VT-1孔において、照射温度、700～1400℃で、熱中性子照射量、 $5.7 \times 10^{19} (\text{cm}^{-2})$ 、速中性子照射量、 $7.6 \times 10^{17} (\text{cm}^{-2})$ （いずれも空間分布からの推定値）まで照射した。この照射試験から、次の知見が得られた。

1. 速中性子照射量、 $7.6 \times 10^{17} (\text{cm}^{-2})$ ($E > 1.0 \text{ MeV}$)における燃料コンパクトの直径の収縮率は、 $1 \sim 4 \times 10^{-3}$ であった。
2. 被覆粒子の被覆層のうち、緩衝層の照射による損傷が、わずかではあるが観察された。
3. Al-C_o線フルエンスモニタの解析から得られた、キャプセル中央の熱中性子照射量は、 $3.1 \times 10^{19} (\text{cm}^{-2})$ で、VT-1孔内の熱中性子の空間分布から求めた値、 $5.7 \times 10^{19} (\text{cm}^{-2})$ の約半分であった。
4. FP分布のピーク位置における濃度とその位置のコンパクト中のFP濃度との比は、 ^{144}Ce について 3.8×10^{-5} 、 ^{125}Sb について 1.3×10^{-3} 、 ^{137}Cs について 2.5×10^{-5} であった。 ^{137}Cs については、スリーブ外への放出もあるから、放出率はこれより大きいと考えるのが妥当である。
5. 照射後における燃料コンパクトの粒子破損率は、 10^{-6} のオーダーで、照射による粒子破損は、みとめられなかった。

このキャプセルの中性子照射量は低いが、中性子照射量の高い場合の燃料コンパクトの照射挙動を解析するうえで、このキャプセルの照射データも重要であると考えられる。

謝 辞

本キャプセルの製作にあられた技術部工作課の関係各位、キャプセルの設計および照射の維持管理にあられた研究炉利用課の各位、JRR-2の運転維持管理にあられたJRR-2管理課の各位、照射後試験の実施にあられたホットラボ管理室の各位に謝意を表す。また下川純一燃料工学部長には、本研究の推進に御激励を賜った。深甚の謝意を表す。

6. ま と め

寸法以外は、MK-Ⅲ仕様に準じて製作した燃料コンパクトを、JRR-2、VT-1孔において、照射温度、700～1400℃で、熱中性子照射量、 5.7×10^{19} (cm⁻²)、速中性子照射量、 7.6×10^{17} (cm⁻²) (いずれも空間分布からの推定値)まで照射した。この照射試験から、次の知見が得られた。

1. 速中性子照射量、 7.6×10^{17} (cm⁻²) (E > 1.0 MeV)における燃料コンパクトの直径の収縮率は、 $1 \sim 4 \times 10^{-3}$ であった。
2. 被覆粒子の被覆層のうち、緩衝層の照射による損傷が、わずかではあるが観察された。
3. Al-C_o線フルエンスモニタの解析から得られた、キャプセル中央の熱中性子照射量は、 3.1×10^{19} (cm⁻²)で、VT-1孔内の熱中性子の空間分布から求めた値、 5.7×10^{19} (cm⁻²)の約半分であった。
4. FP分布のピーク位置における濃度とその位置のコンパクト中のFP濃度との比は、¹⁴⁴Ceについて 3.8×10^{-5} 、¹²⁵Sbについて 1.3×10^{-3} 、¹³⁷Csについて 2.5×10^{-5} であった。¹³⁷Csについては、スリーブ外への放出もあるから、放出率はこれより大きいと考えるのが妥当である。
5. 照射後における燃料コンパクトの粒子破損率は、 10^{-6} のオーダーで、照射による粒子破損は、みとめられなかった。

このキャプセルの中性子照射量は低いですが、中性子照射量の高い場合の燃料コンパクトの照射挙動を解析するうえで、このキャプセルの照射データも重要であると考えられる。

謝 辞

本キャプセルの製作にあられた技術部工作課の関係各位、キャプセルの設計および照射の維持管理にあられた研究炉利用課の各位、JRR-2の運転維持管理にあられたJRR-2管理課の各位、照射後試験の実施にあられたホットラボ管理室の各位に謝意を表す。また下川純一燃料工学部長には、本研究の推進に御激励を賜った。深甚の謝意を表す。

参 考 文 献

1. 菊池輝男, 岩本多実, 原子力学会年会, Mar. (1979)
2. 本間俊二ら, JAERI-M 6943, Mar. (1977)
3. 菊池輝男, 岩本多実, 井川勝市 JAERI-M 投稿予定
4. 岩本多実, 飛田 勉, 菊池輝男, 菊地 章, JAERI-M 8924, Jul. (1980)
5. 飛田 勉, 菊池輝男, 岩本多実, 菊地 章, 井川勝市, 未発表データ
6. 福田幸朔, 小林紀昭, 菊池輝男, 湊 和生, 林 君夫, 井川勝市, 岩本多実, 石本 清, 伊丹宏治, 原子力学会年会, Apr. (1982)
7. 福田幸朔, 小林紀昭, 菊池輝男, 湊 和生, 井川勝市, 岩本多実, 石本 清, 伊丹宏治, 原子力学会年会, Apr. (1981)
8. Brocklehurst, J.E., Edwards, J.A., Moore, D.A., 4th London International Carbon and Graphite Conference, Sept (1974)
9. Everett, M.R., Leushacke, D.F., Delle, W., BNES Conf., Nov. (1974)
10. Gaube, M., Aerts, L., Thomson, J.M., Vangeel, J., Van de Velde, J., Van Loon, C., Progress in Nuclear Energy-Nuclear Energy Maturity, Proc. European Nuc. Conf. Paris, Apr. (1975)
11. Everett, M.R., 未公開データ, Oct. (1969)
12. 宮内武次郎, 私信, Jan. (1981)

Table 1 Characteristics of fuel compacts

Lot No.		77 FPTC
Dimensions (mm)	Diameter	17.98
	Length	18.0
Weight (g)		11.1
Geometrical density (g/cm ³)		2.52
Coated particle		Table 2
Coated particle loading density (%)		30
Graphite powder		Natural and petroleum coke graphite
Binder		Phenol resin
Content of binder resin (%)		20
Density of matrix (g/cm ³)		1.7
Exposed U fraction		9×10^{-5}

Table 3 Irradiation conditions of V1F-11H capsule

Reactor	JRR-2
Irradiation hole	VT-1
Thermal neutron flux (mean) (cm ⁻² ·sec ⁻¹)	3×10^{13}
Fast neutron flux (mean) > 1 MeV (cm ⁻² ·sec ⁻¹)	4×10^{11}
Irradiation cycle	R2-53-03 (5 3.6.19 ~ 5 3.6.30) R2-53-04 (5 3.7.10 ~ 5 3.7.21)
Irradiation time (hr)	528
Irradiation Temp. (°C)	700 ~ 1400
Thermal neutron dose (cm ⁻²)	5.7×10^{19}
Fast neutron dose (cm ⁻²) > 1 MeV	7.6×10^{17}

Table 2 Characteristics of coated particles

Lot No		77FPTCP	
Kernel	Chemical form		UO ₂
	Enrichment (%)		4.0
	Diameter (μm)		591.5
	Density (% TD)		95.6
	O/U ratio		2.00
Coating	1st layer	Material	PyC
		Thickness (μm)	59.6
		Density (g/cm^3)	1.13
	2nd layer	Material	PyC
		Thickness (μm)	28.5
		Density (g/cm^3)	1.85
	3rd layer	Material	SiC
		Thickness (μm)	24.4
		Density (g/cm^3)	3.21
	4th layer	Material	PyC
		Thickness (μm)	42.8
		Density (g/cm^3)	1.81
Coated particle	Diameter (μm)		901.1

Table 4 Dimensions of fuel compacts (before irradiation)

Compact No.		1	2	3	4	5	6	7
Length (mm)		18.0	18.0	18.1	18.1	18.1	18.0	18.0
	0°	17.97	17.96	17.98	17.96	17.97	17.96	17.97
Diameter (mm)	Top	17.97	17.98	17.97	17.97	17.97	17.97	17.9
	Bottom	17.97	17.94	17.95	17.95	17.99	17.96	17.98
	mean	17.98	17.97	17.98	17.96	17.96	17.97	17.98
		17.97	17.96	17.97	17.96	17.97	17.97	17.97

Table 5 Dimensions of fuel compacts (after irradiation)

Compact No.		1	2	3	4	5	6	7
Length (mm)		18.00	17.94	17.99	17.97	18.02	17.93	17.95
	0°	17.91	17.95	17.99	17.88	17.95	17.92	17.94
Diameter (mm)	Top	17.97	17.92	17.96	17.87	17.90	17.93	17.93
	Bottom	17.92	17.97	17.97	17.91	17.93	17.93	17.92
	mean	17.92	17.91	17.87	17.90	17.89	17.93	17.92
		17.93	17.94	17.94	17.89	17.92	17.92	17.93

Table 6 Diametral change of fuel compacts

Compact No.	Diameter (mm)		$\Delta L = L_f - L_i$	$\frac{\Delta L}{L_i}$
	Before irradiation L_i	After irradiation L_f		
1	17.97	17.93	-0.04	-2.2×10^{-3}
2	17.96	17.94	-0.02	-1.1×10^{-3}
3	17.97	17.94	-0.03	-1.7×10^{-3}
4	17.96	17.89	-0.07	-3.9×10^{-3}
5	17.97	17.92	-0.05	-2.8×10^{-3}
6	17.97	17.92	-0.05	-2.8×10^{-3}
7	17.97	17.93	-0.04	-2.2×10^{-3}

Table 7 Weight of fuel compacts

Compact No.	Weight (g)	
	Before irradiation	After irradiation
1	1 0 0 9 8 8	1 1 0 9 8
2	1 1 0 9 0 3	1 1 0 8 9
3	1 1 0 9 0 5	1 1 0 8 8
4	1 1 0 9 8 4	1 1 0 9 9
5	1 1 0 8 6 5	1 1 0 8 7
6	1 1 1 0 6 0	1 1 1 0 9
7	1 1 0 9 7 2	1 1 0 9 7

Table 8 Coated particle failure fraction in fuel compacts

Compact No	A Dose rate of total leaching solution (mR/h)	Dose rate of 10 C.P. (mR/h)	Numbers of C.P. per compact	Dose rate of total C.P. in compact (R/h)	Failure fraction	Failure fraction (unirradiated)
1	10	400	3450	138	1.9×10^{-6}	9×10^{-5}
3	14	500	3505	175	3.0×10^{-6}	
5	16	600	3505	210	2.9×10^{-6}	

Table 9 Dimensions of graphite sleeves
(before irradiation)

Sleeve No		1	2
Length (mm)		113.0	53.0
Outer diameter (mm)	0°	37.86	37.86
	90°	37.86	37.86
Inner diameter (mm)	0°	18.14	18.12
	90°	18.14	18.12
Weight (g)		167.1	84.3

Table 10 Dimensions of graphite sleeves
(after irradiation)

Sleeve No			1	2
Length (mm)			113.32	53.03
Outer diameter (mm)	Top	0°	37.87	37.87
		90°	37.93	37.83
	Bottom	0°	37.94	37.80
		90°	37.83	37.82
Inner diameter (mm)	Top	0°	18.10	18.10
		90°	18.10	18.10

Table 11 Activities in graphite sleeve

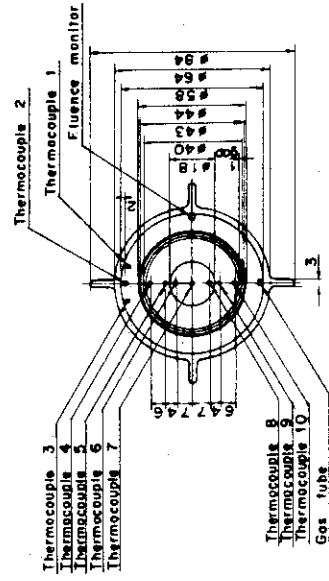
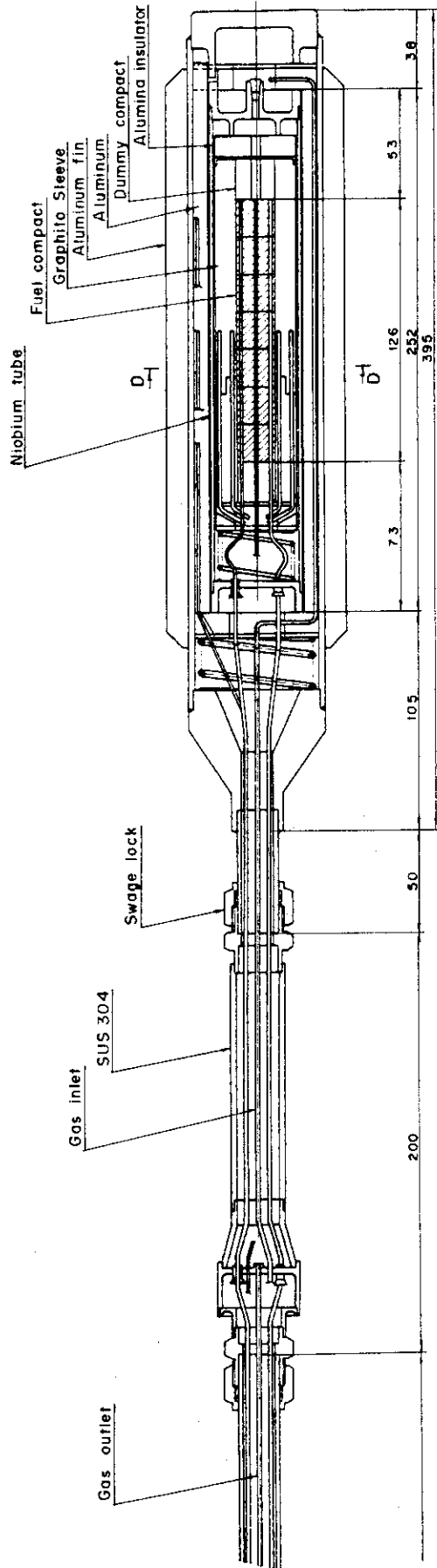
No	Length (mm) (nominal)	Weight (g)	Activity (Ci/grC)			
			¹⁴⁴ Ce	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	⁶⁰ Co
1	20	30.26	1.77×10^{-8}	3.52×10^{-10}	1.15×10^{-8}	6.72×10^{-8}
2	20	30.11	1.11×10^{-7}	4.04×10^{-9}	2.59×10^{-8}	5.09×10^{-8}
3	20	29.24	5.6×10^{-7}	7.48×10^{-9}	3.65×10^{-8}	4.27×10^{-8}
4	20	29.52	2.62×10^{-7}	3.78×10^{-9}	3.29×10^{-8}	3.32×10^{-8}
5	20	27.15	7.33×10^{-8}	2.47×10^{-9}	2.74×10^{-8}	3.10×10^{-8}
6	26	34.32	7.63×10^{-8}	1.22×10^{-9}	2.26×10^{-8}	3.39×10^{-8}
7	20	31.44	4.23×10^{-8}	9.33×10^{-10}	1.23×10^{-8}	2.25×10^{-8}
8	20	27.37	7.87×10^{-9}	2.91×10^{-10}	6.62×10^{-9}	2.27×10^{-8}

Table 1 2 Activities in dummy compacts

No.	Weight (g)	Activity (Ci/gC)		
		¹⁴⁴ Ce	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs
1	8.5	2.07×10^{-9}	6.48×10^{-10}	3.28×10^{-9}
2	8.6	4.9×10^{-9}	2.8×10^{-9}	1.13×10^{-8}

Table 1 3 Activities determined from irradiated Al-Co wire

Position	Measured at	Weight (g)	Activity			
			1173KeV		1332KeV	
			Activity (Ci)	Specific Activity (Ci/g)	Specific Activity (Ci/g)	
Top	1979. 1. 30	0.404×10^{-2}	0.913×10^{-5}	0.226×10^{-2}	0.899×10^{-5}	0.223×10^{-2}
Middle	1979. 1. 30	0.331×10^{-2}	0.164×10^{-4}	0.496×10^{-2}	0.160×10^{-4}	0.483×10^{-2}
Bottom	1979. 1. 30	0.207×10^{-2}	0.189×10^{-4}	0.911×10^{-2}	0.191×10^{-4}	0.923×10^{-2}



Sec. 0 - D

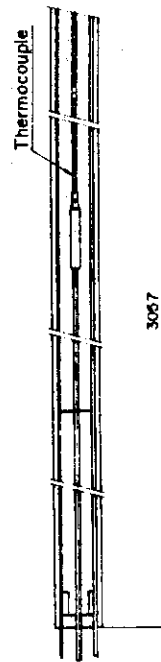


Fig. 1-a VIF-11H capsule

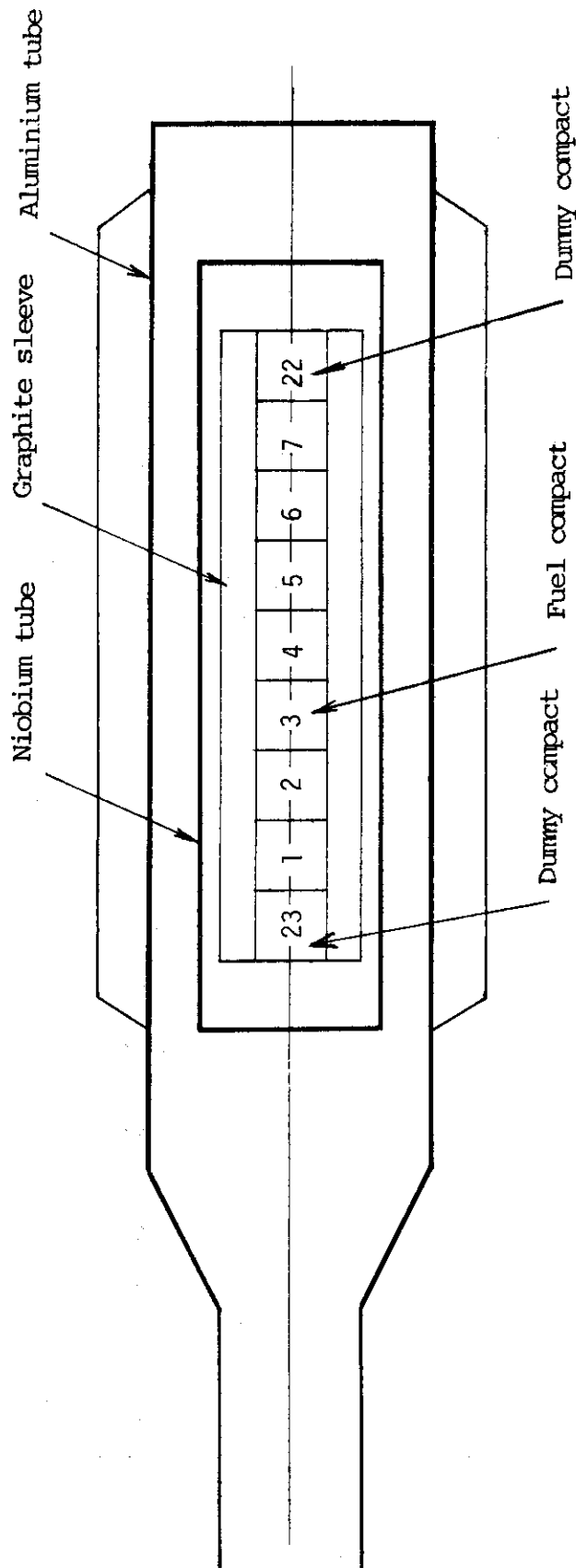


Fig. 1-b Layout of fuel compacts

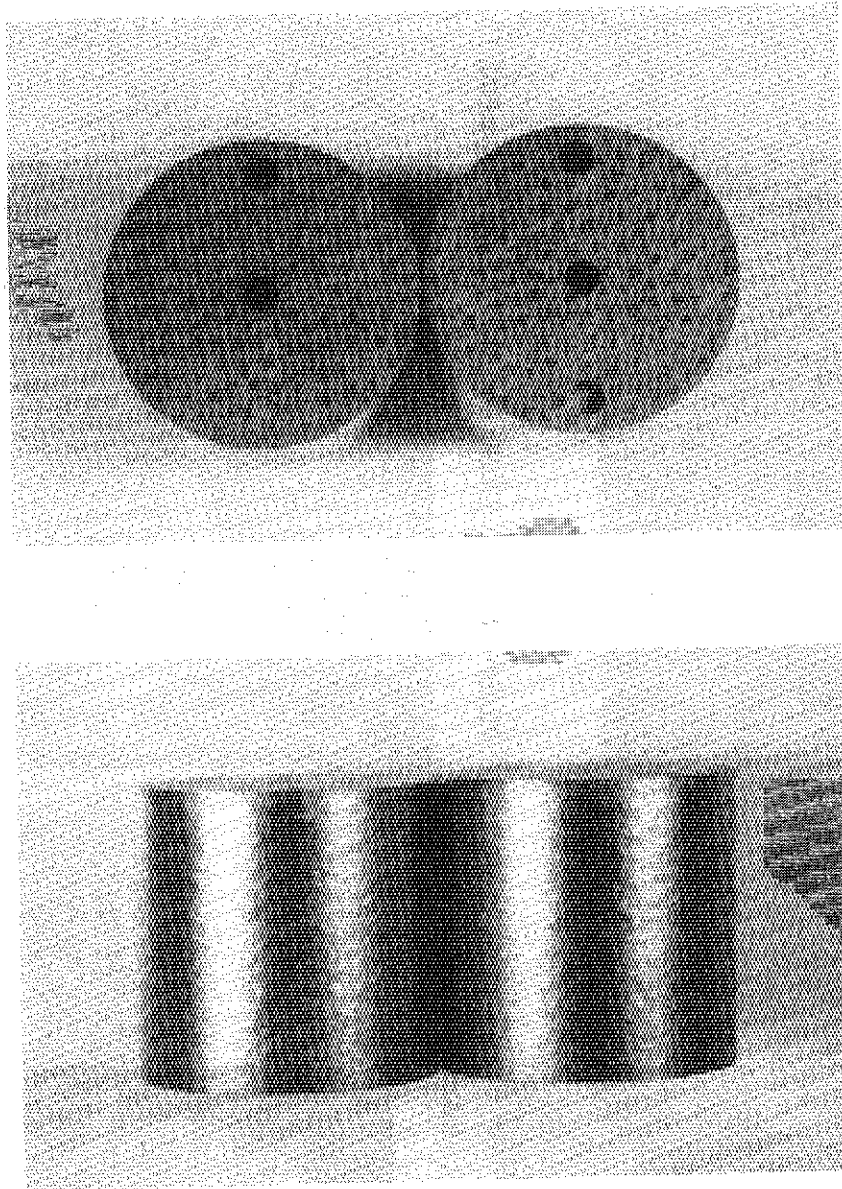


Fig. 2 End and side view of fuel compacts (77FPTC)

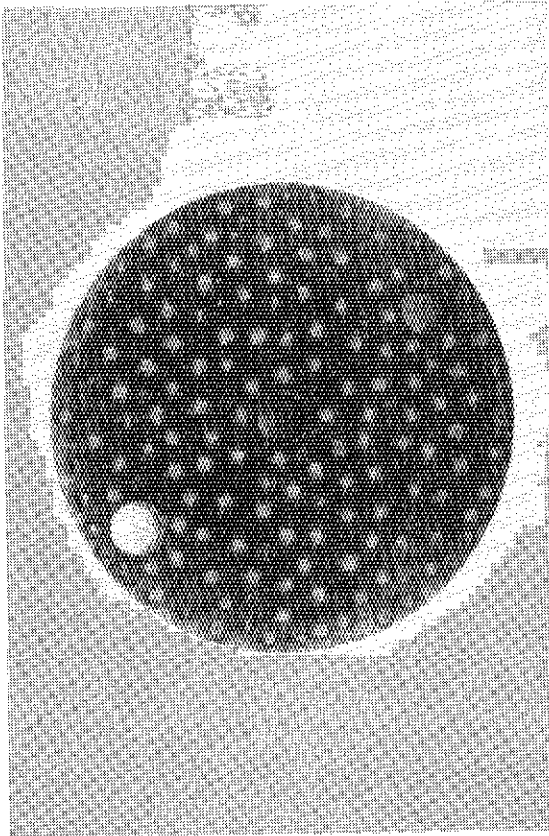


Fig. 3 Cross-section of fuel compact (unirradiated)

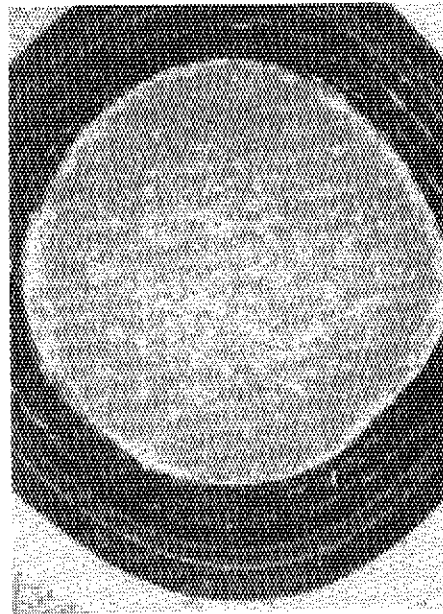


Fig. 4 Micrograph of coated particle (unirradiated)

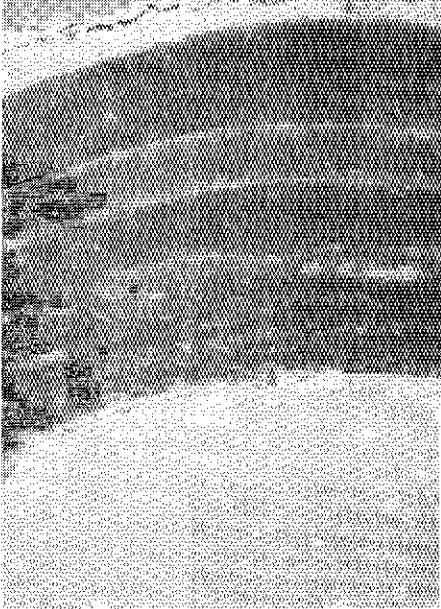


Fig. 5 Micrograph of TRISO coating (unirradiated)

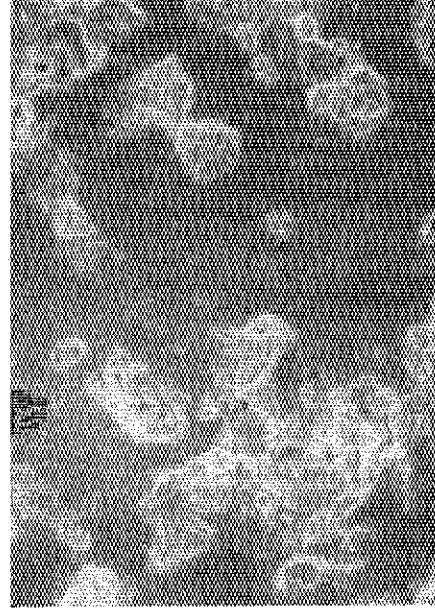


Fig. 6 Micrograph of kernel (unirradiated)

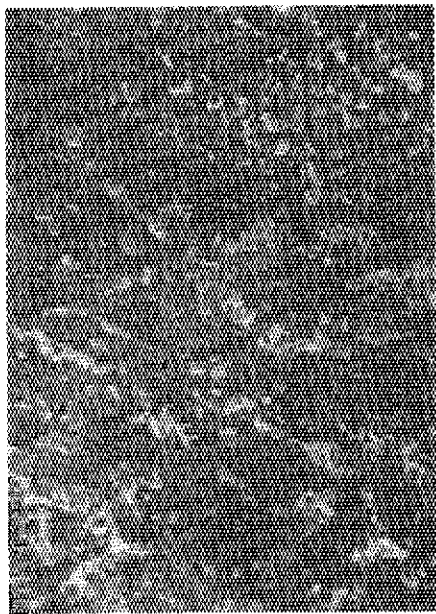


Fig. 7 Micrograph of buffer coating layer (unirradiated)

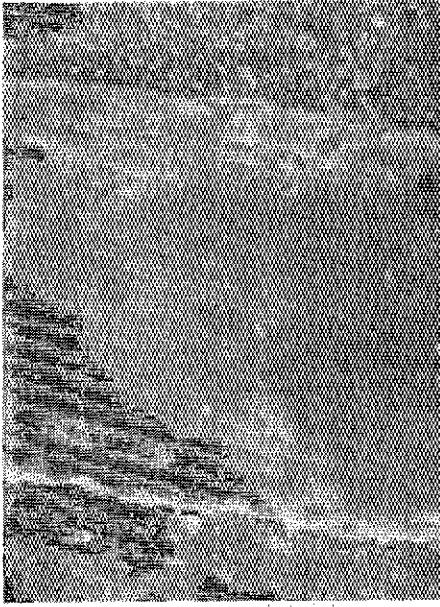


Fig. 9 Micrograph of SiC layer (unirradiated)



Fig. 8 Micrograph of inner high density PyC layer (unirradiated)

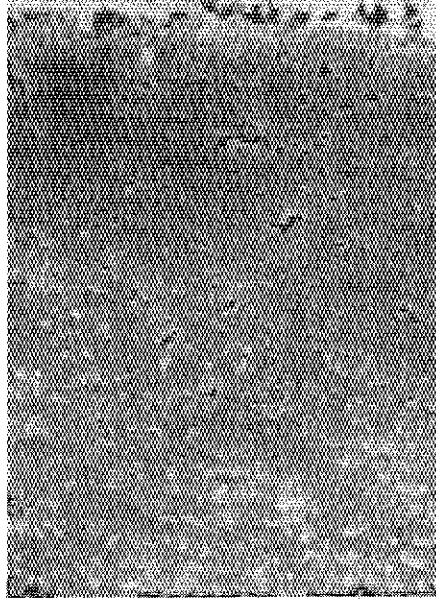


Fig. 10 Micrograph of outer high density PyC layer (unirradiated)

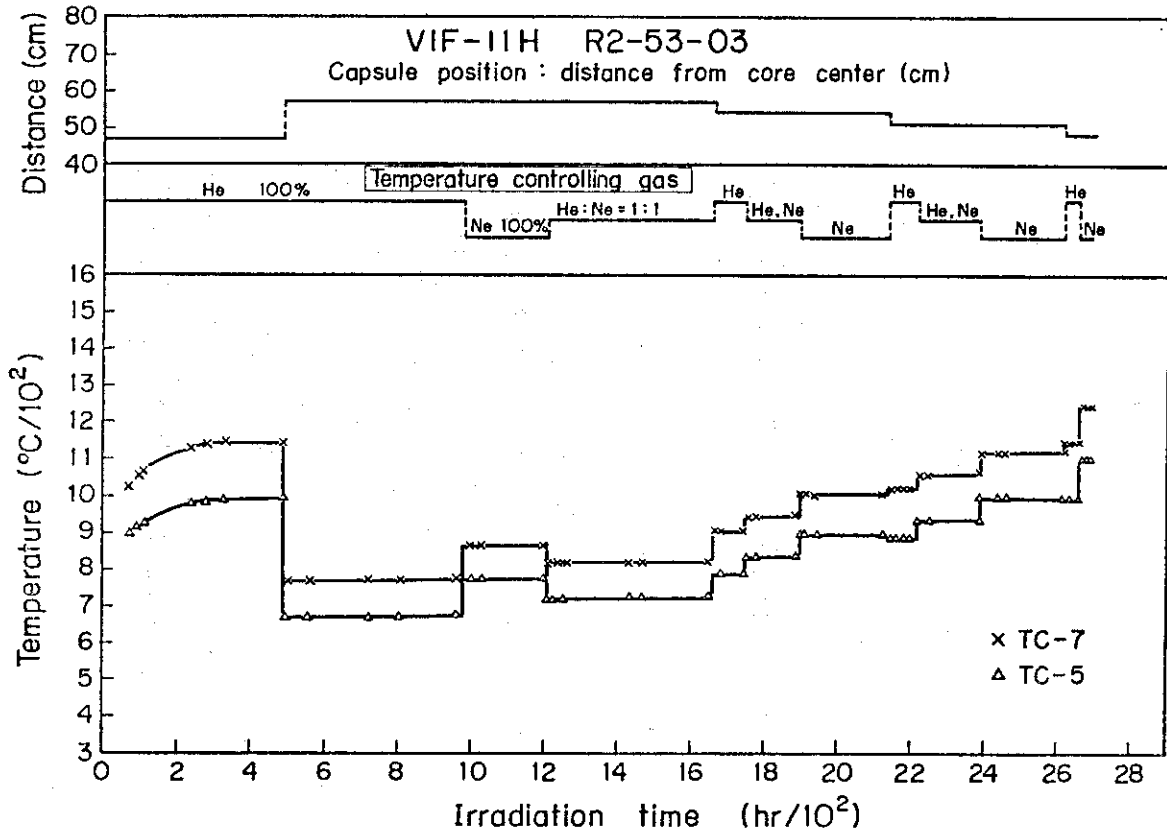


Fig. 11 Irradiation temperature (I)

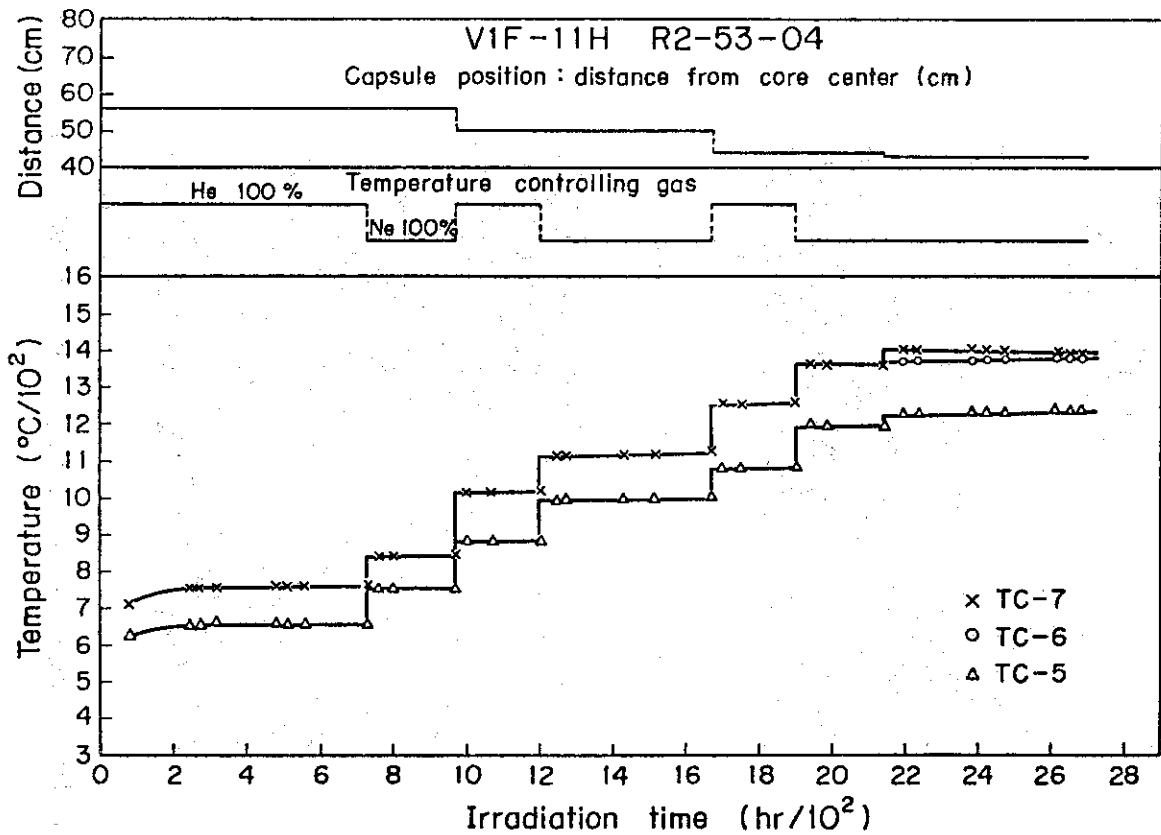


Fig. 12 Irradiation temperature (II)

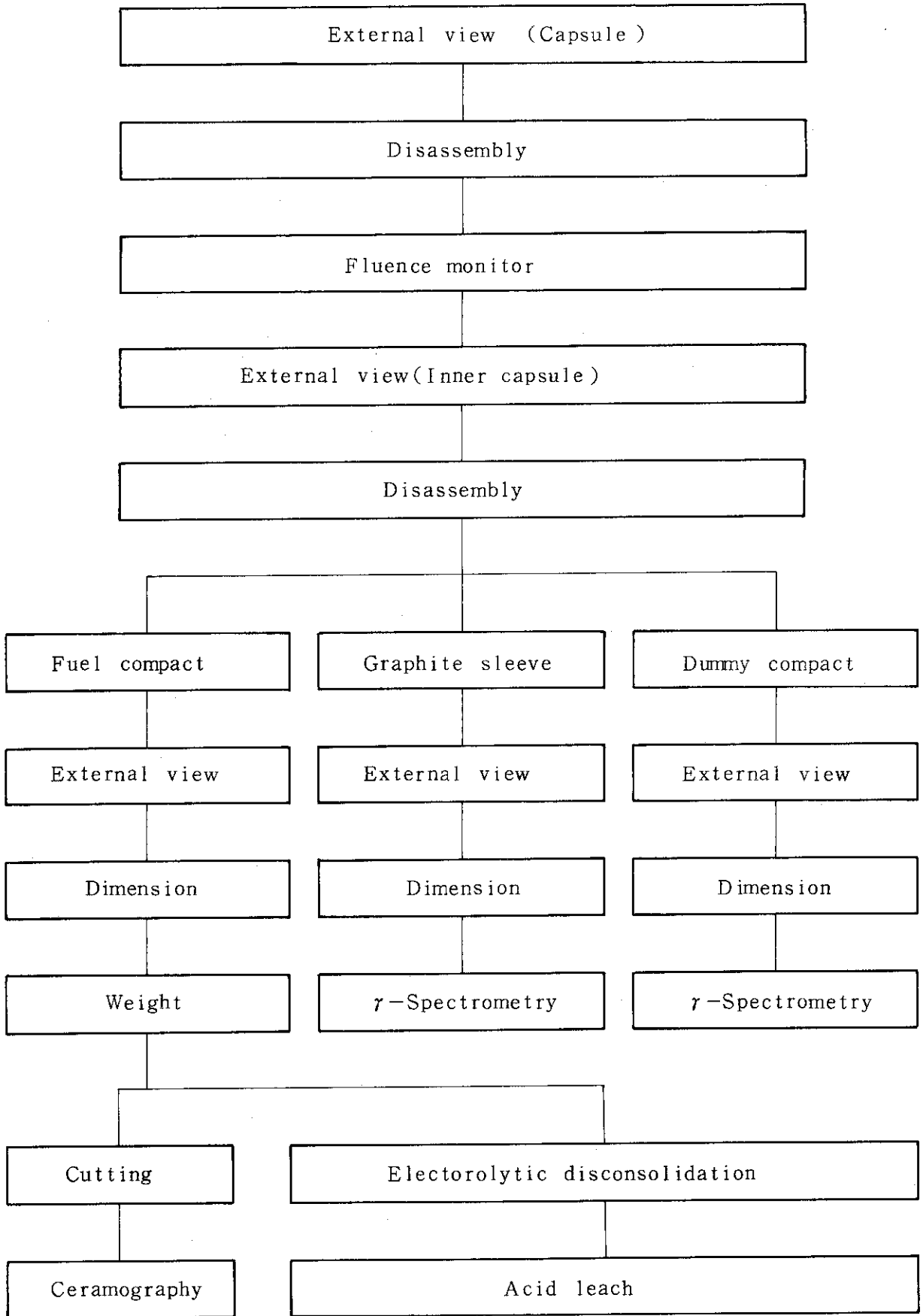


Fig.13 PIE flow diagram for V1F-11H capsule

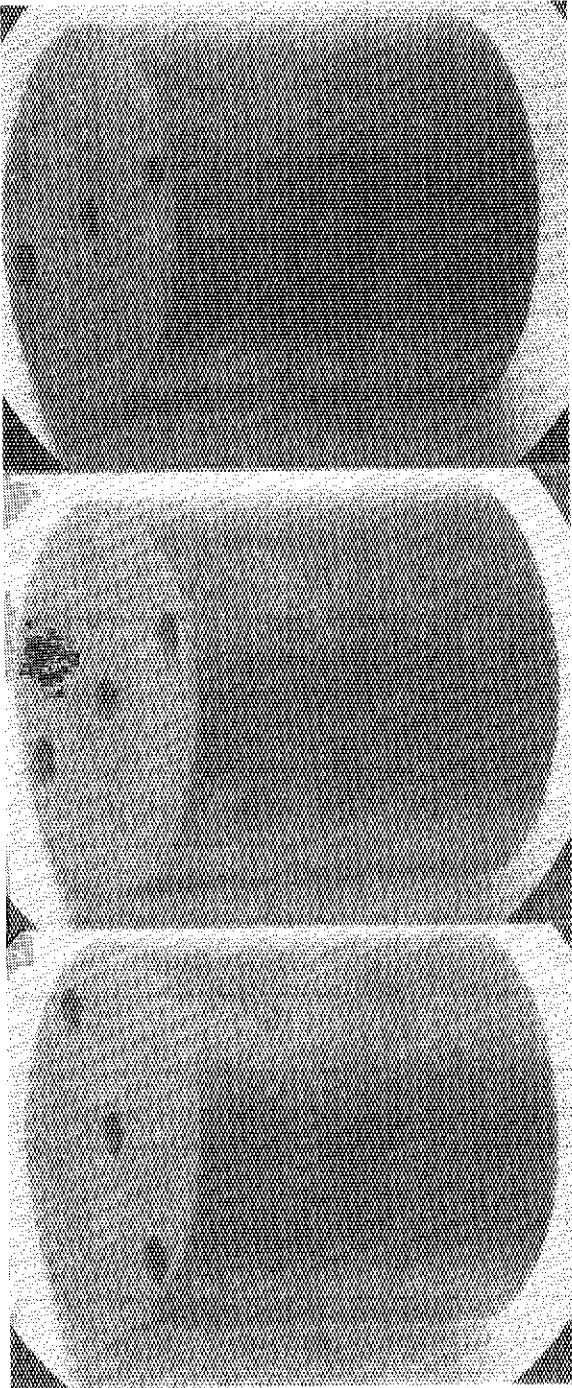


Fig. 14 Side view of # 1, # 2 and #3 fuel compact (from left)

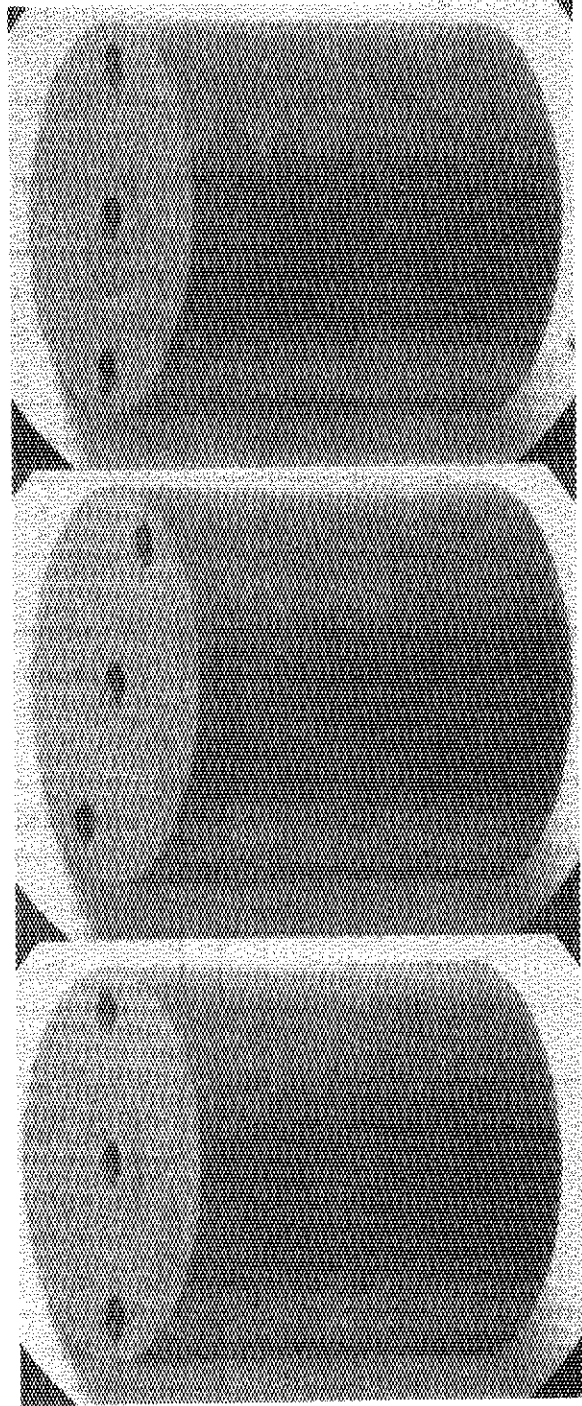


Fig. 15 Side view of # 4, # 5 and # 6 fuel compact (from left)

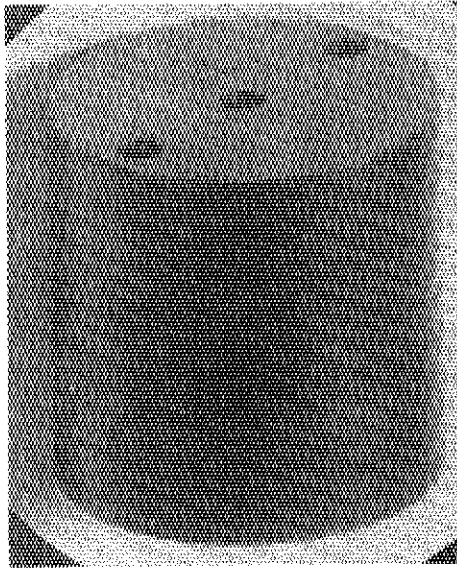


Fig. 16 Side view of # 7 fuel compact

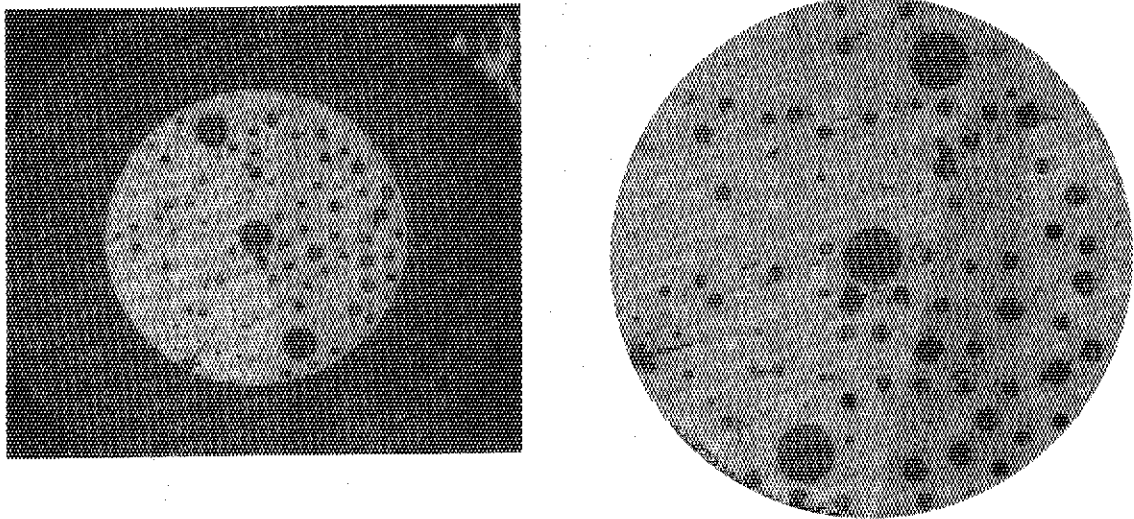


Fig. 17 Cross-section of #2 fuel compact

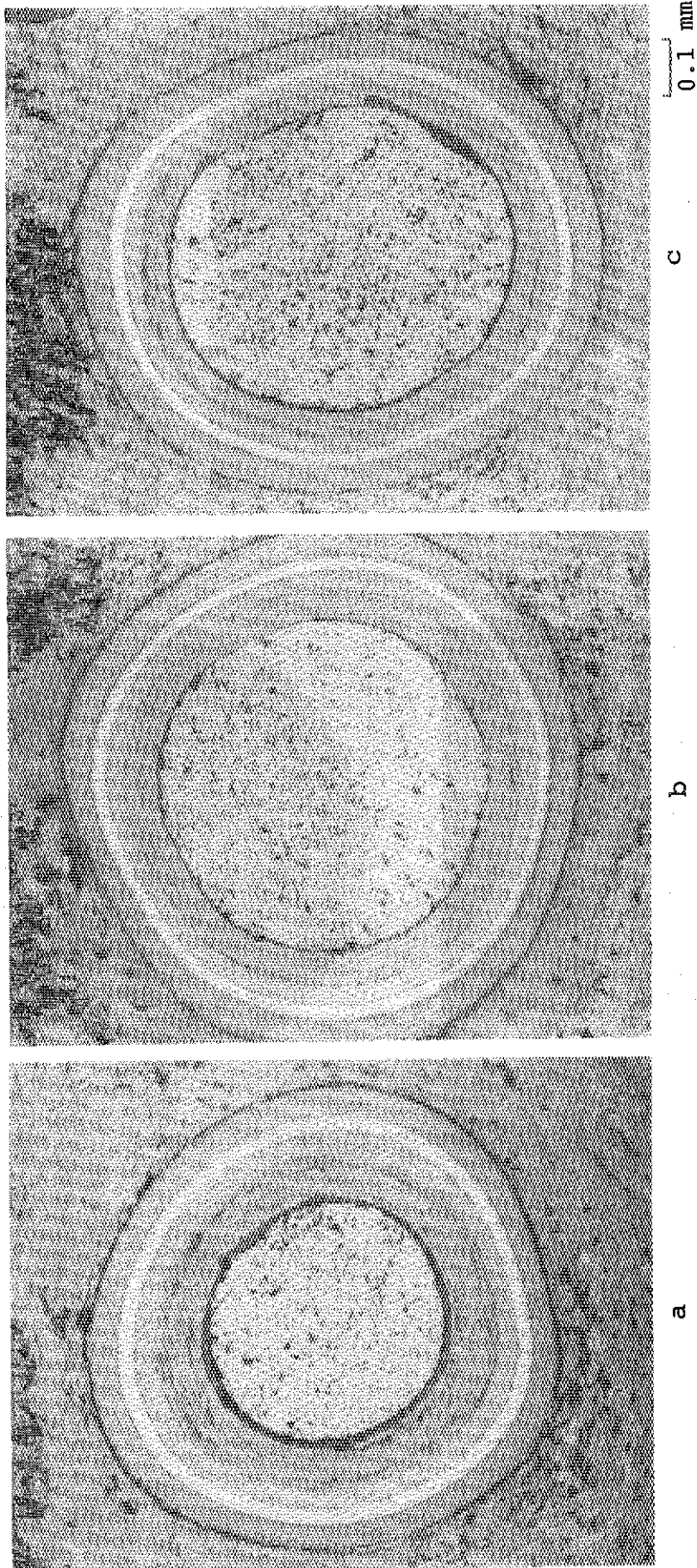


Fig. 18 Micrographs of coated particles dispersed in #2 fuel compact

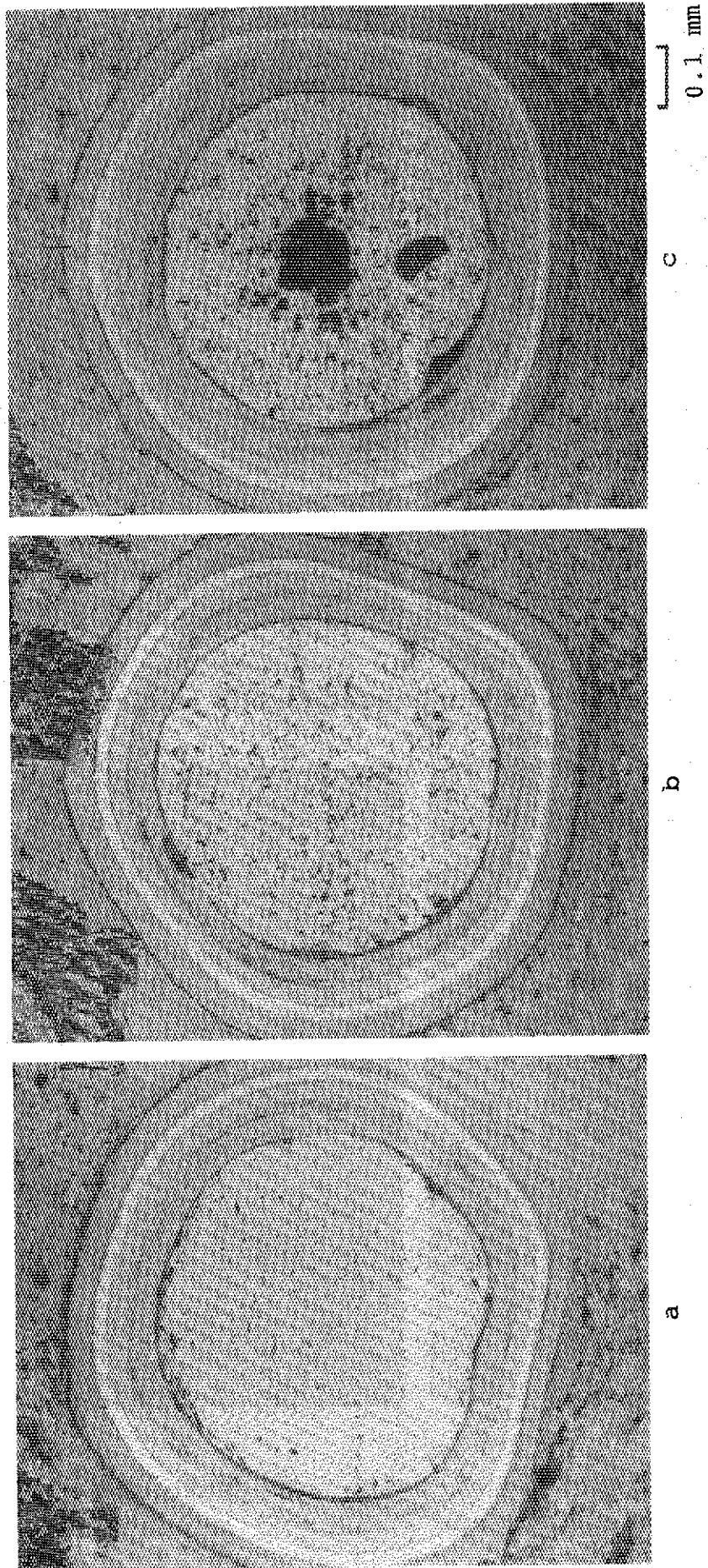


Fig. 19 Micrographs of coated particles dispersed in #2 fuel compact

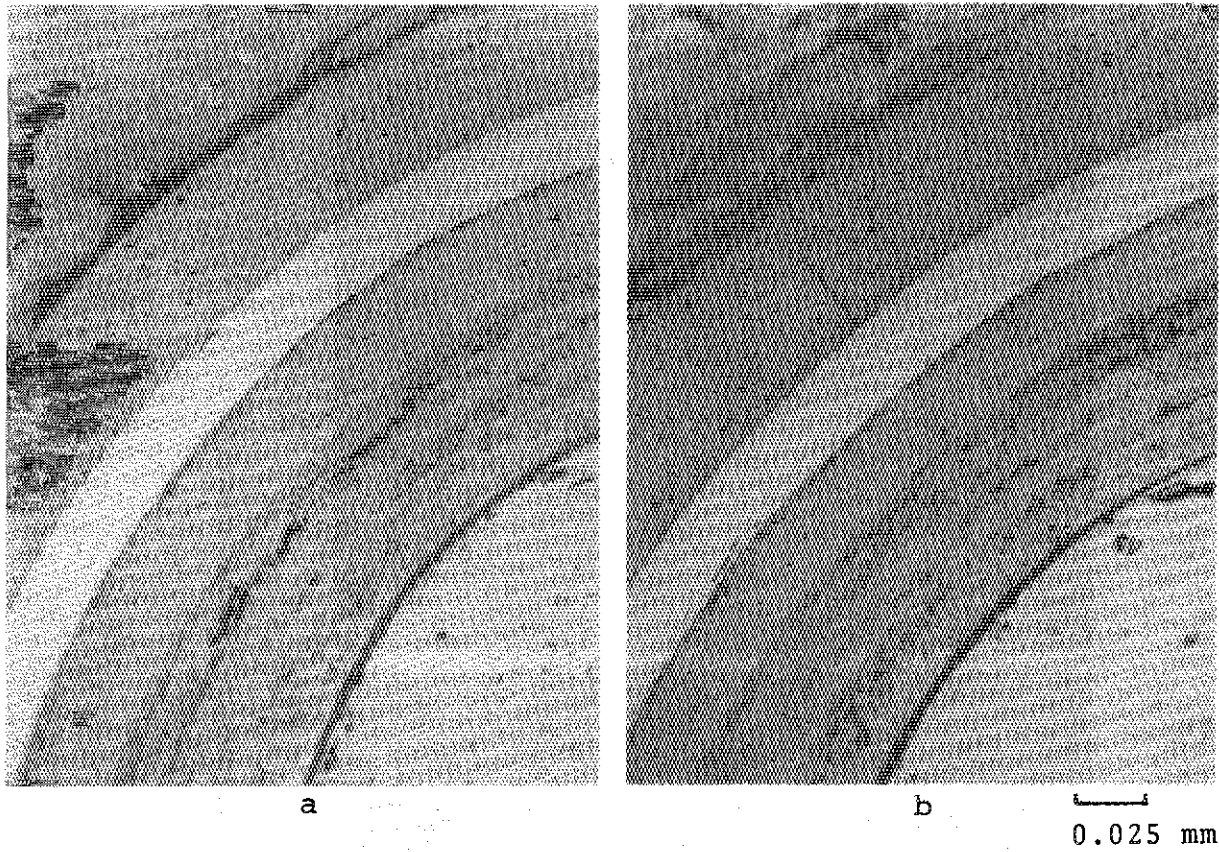


Fig. 20 Micrographs of coating layers of coated particles dispersed in #2 fuel compact

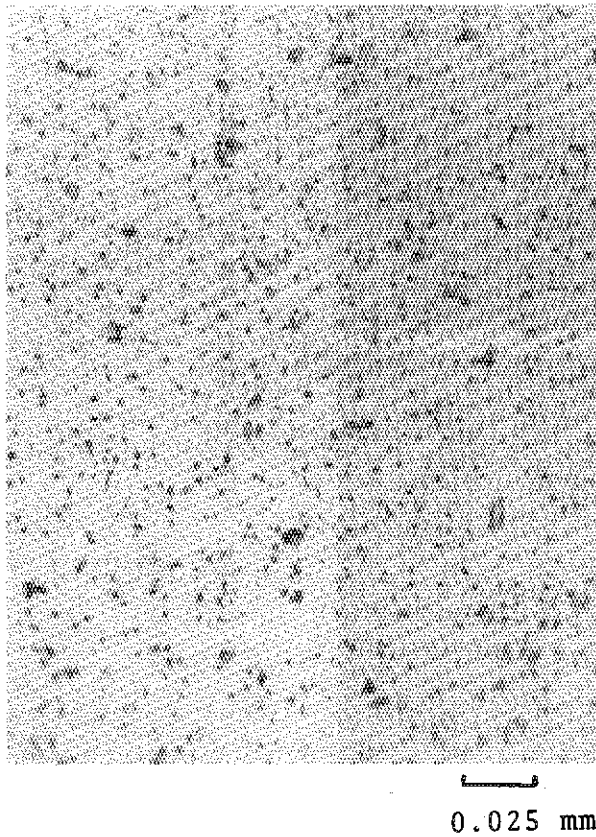


Fig. 21 Micrograph of kernel of coated particle dispersed in #2 fuel compact

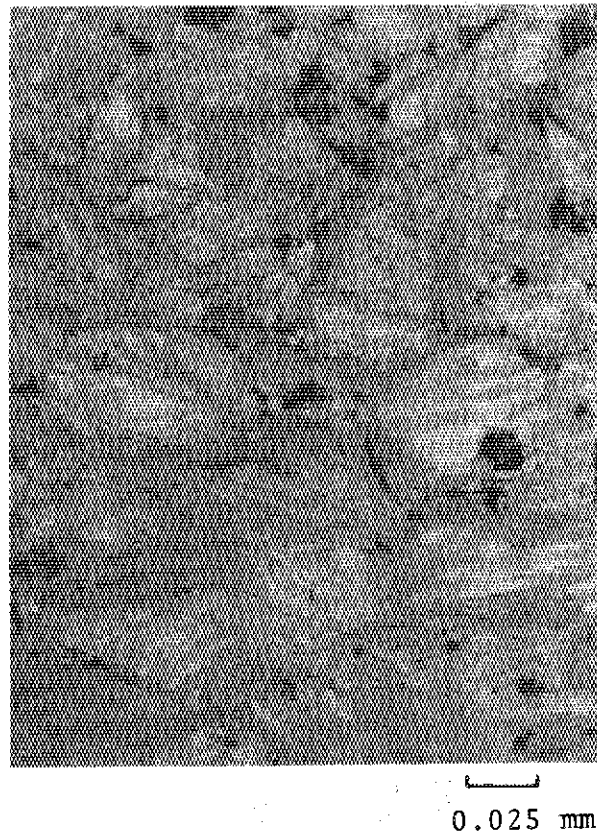


Fig. 22 Micrograph of matrix of #2 fuel compact

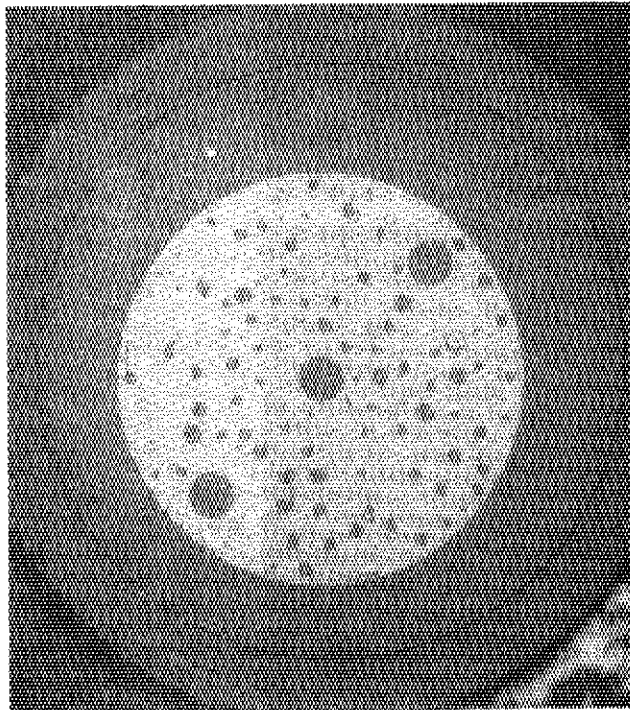
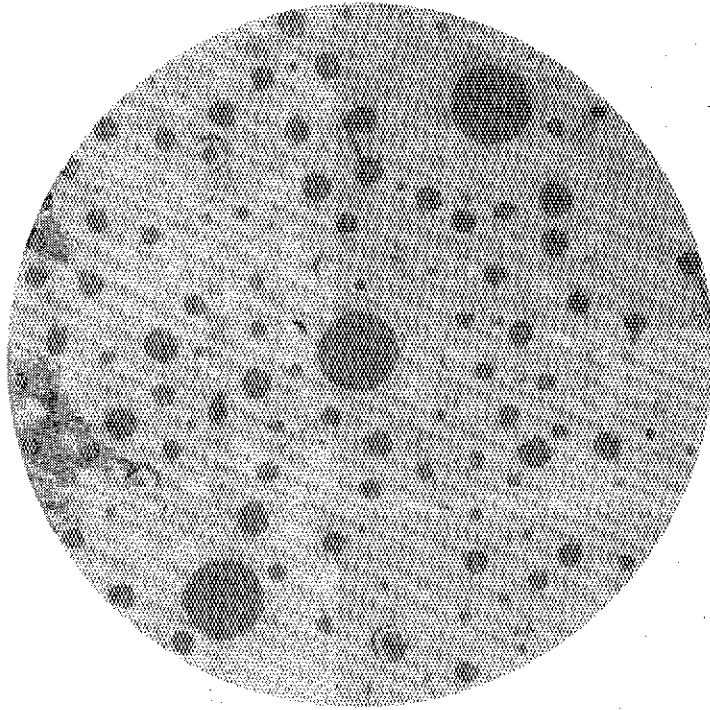


Fig. 23 Cross-section of #4 fuel compact

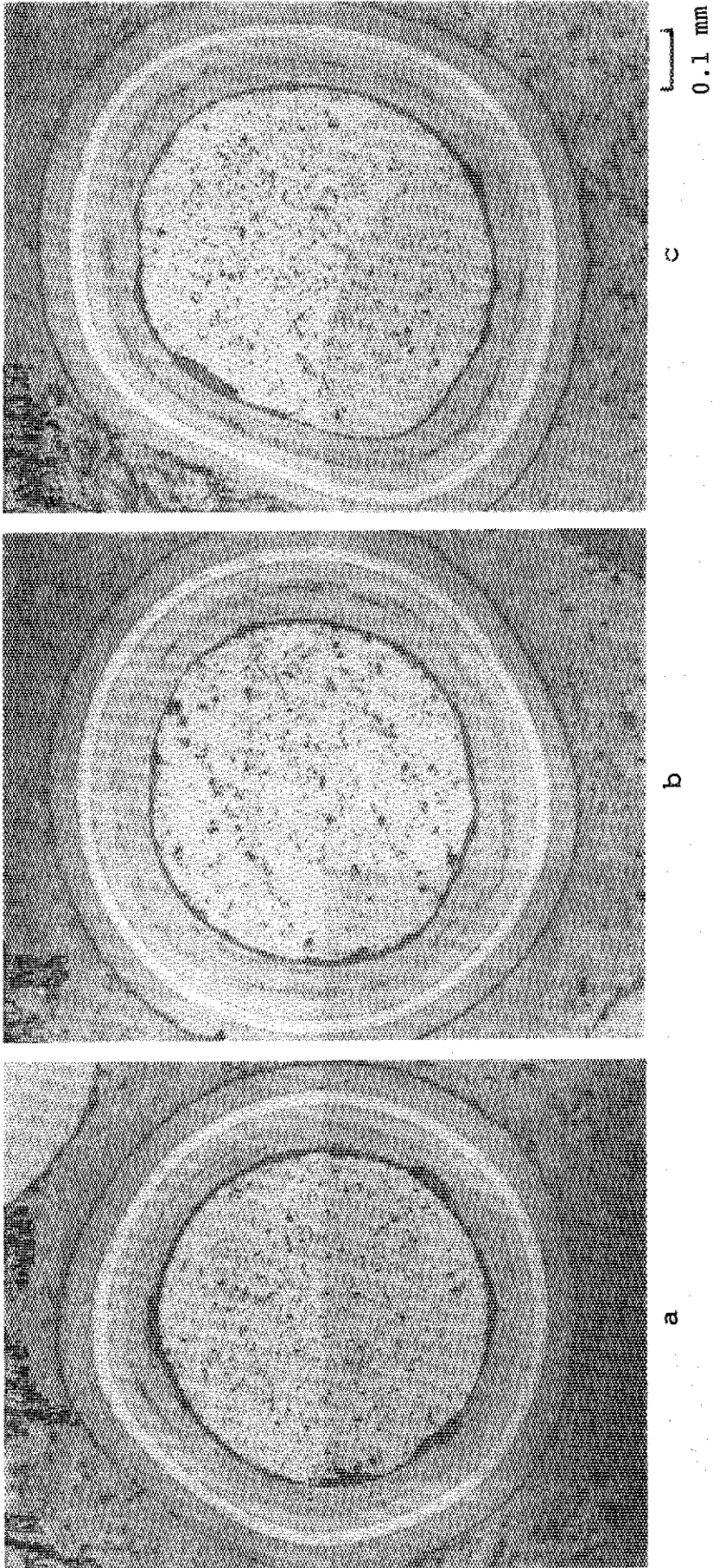


Fig. 24 Micrographs of coated particle dispersed in #4 fuel compact

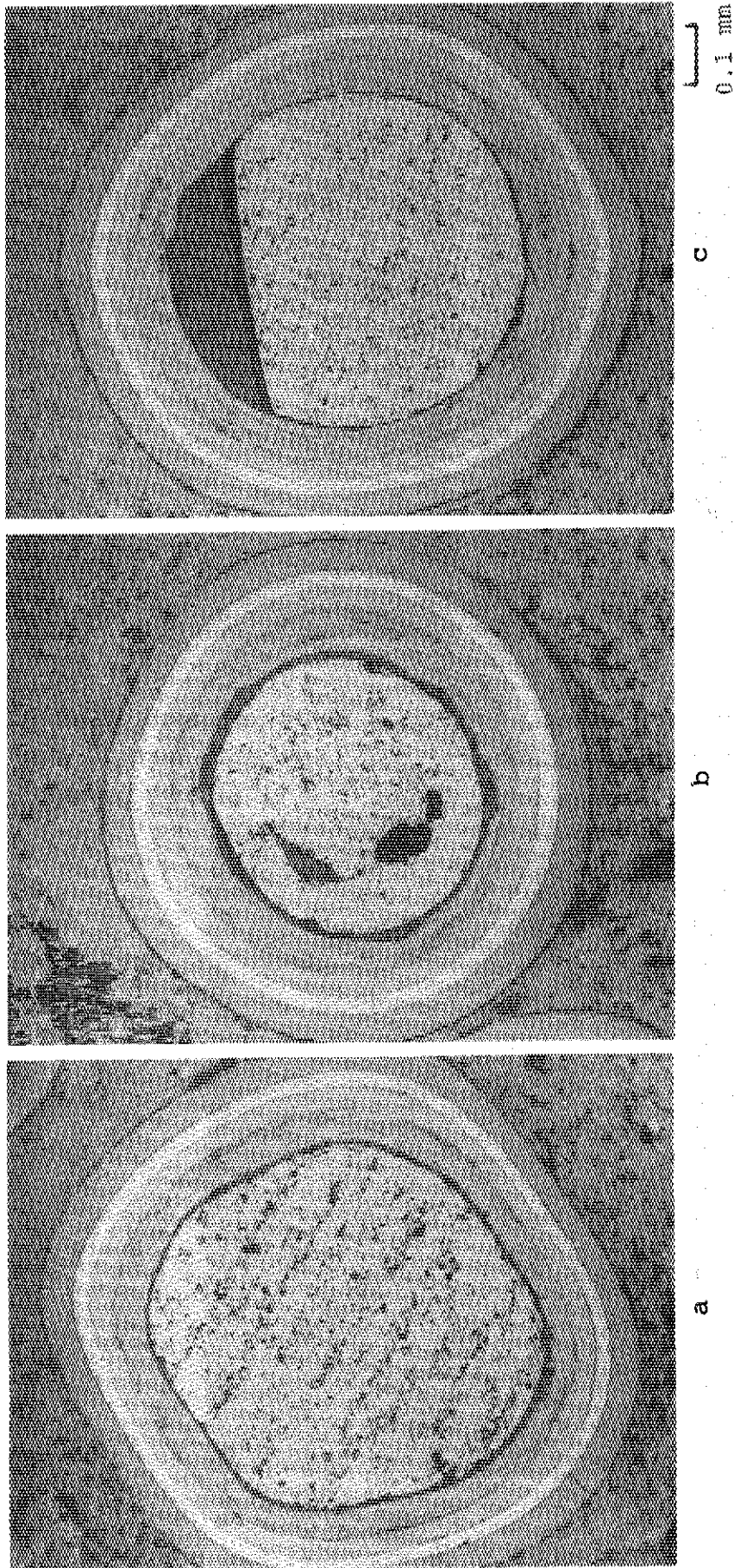
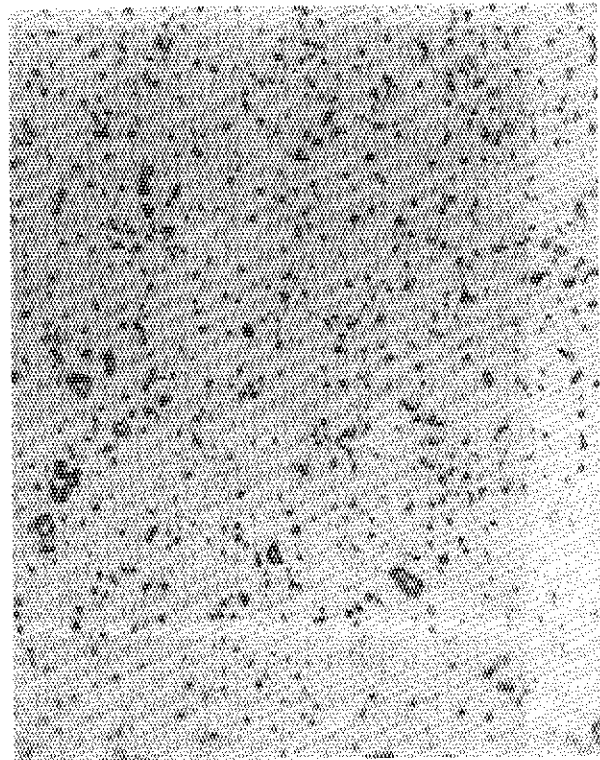


Fig. 25 Micrographs of coated particles dispersed in #4 fuel compact



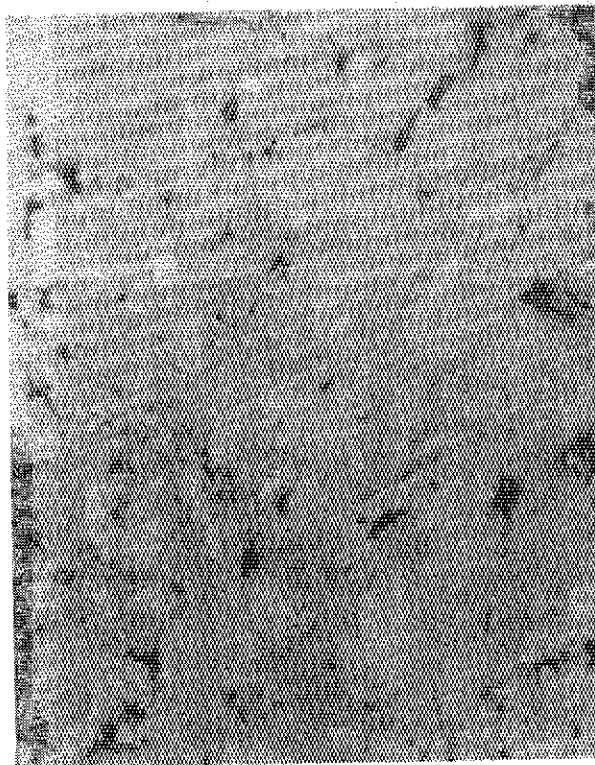
0.025 mm

Fig. 26 Micrograph of coating layers of coated particle dispersed in #4 fuel compact



0.025 mm

Fig. 27 Micrograph of kernel of coated particle dispersed in #4 fuel compact



0.025 mm

Fig. 28 Micrograph of matrix of #4 fuel compact

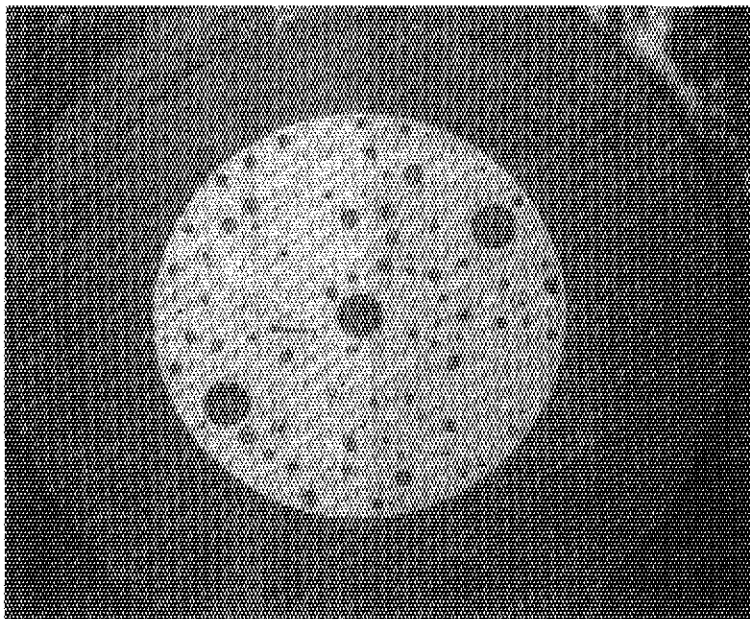
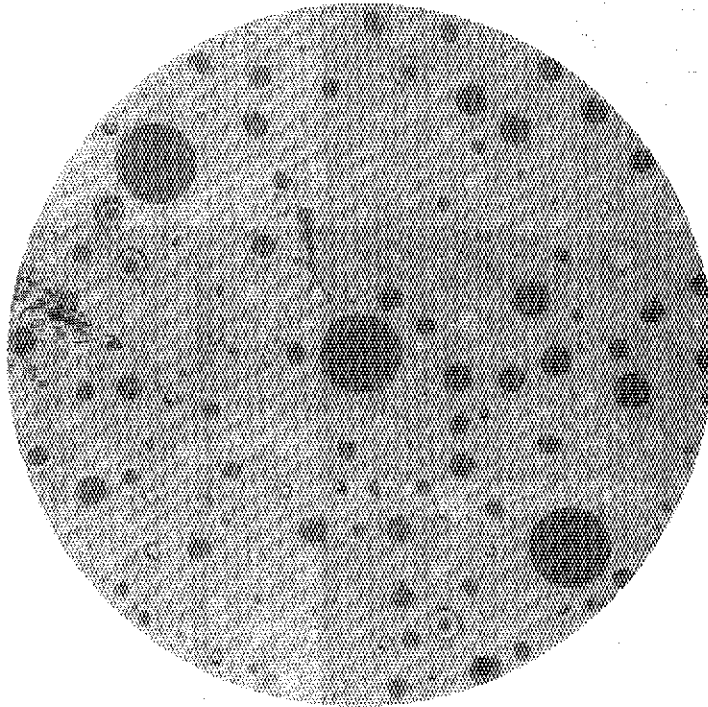


Fig. 29 Cross-section of #7 fuel compact

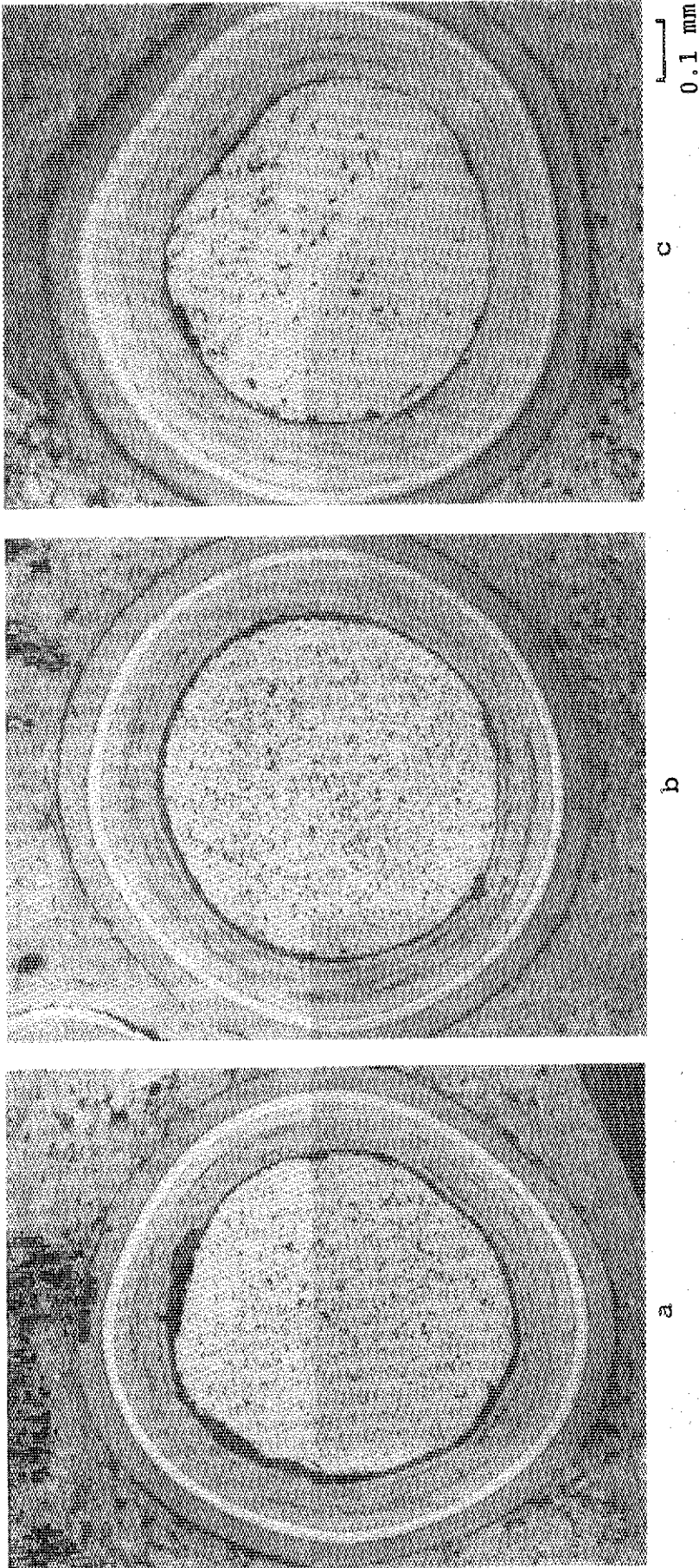


Fig. 30 Micrographs of coated particles dispersed in #7 fuel compact

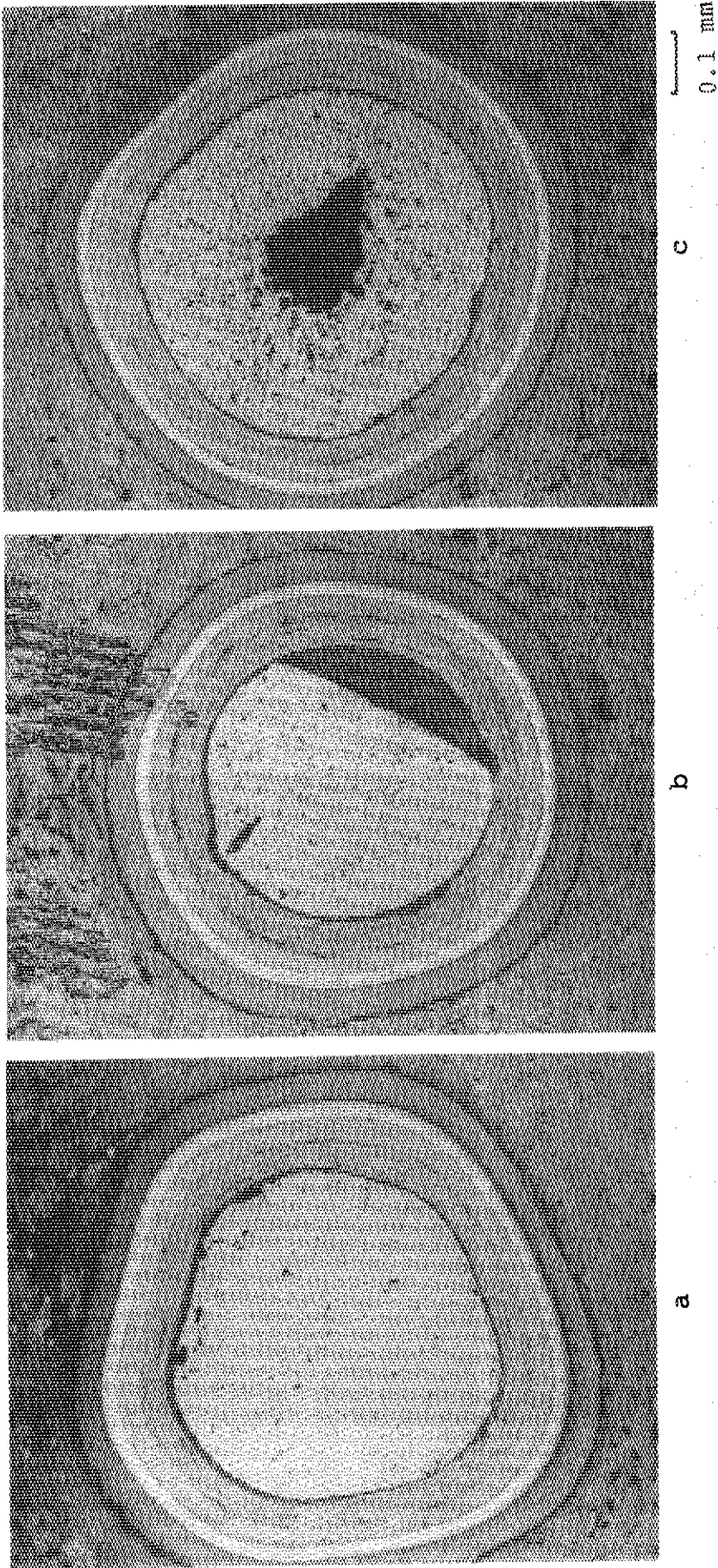


Fig. 31 Micrographs of coated particles dispersed in #7 fuel compact

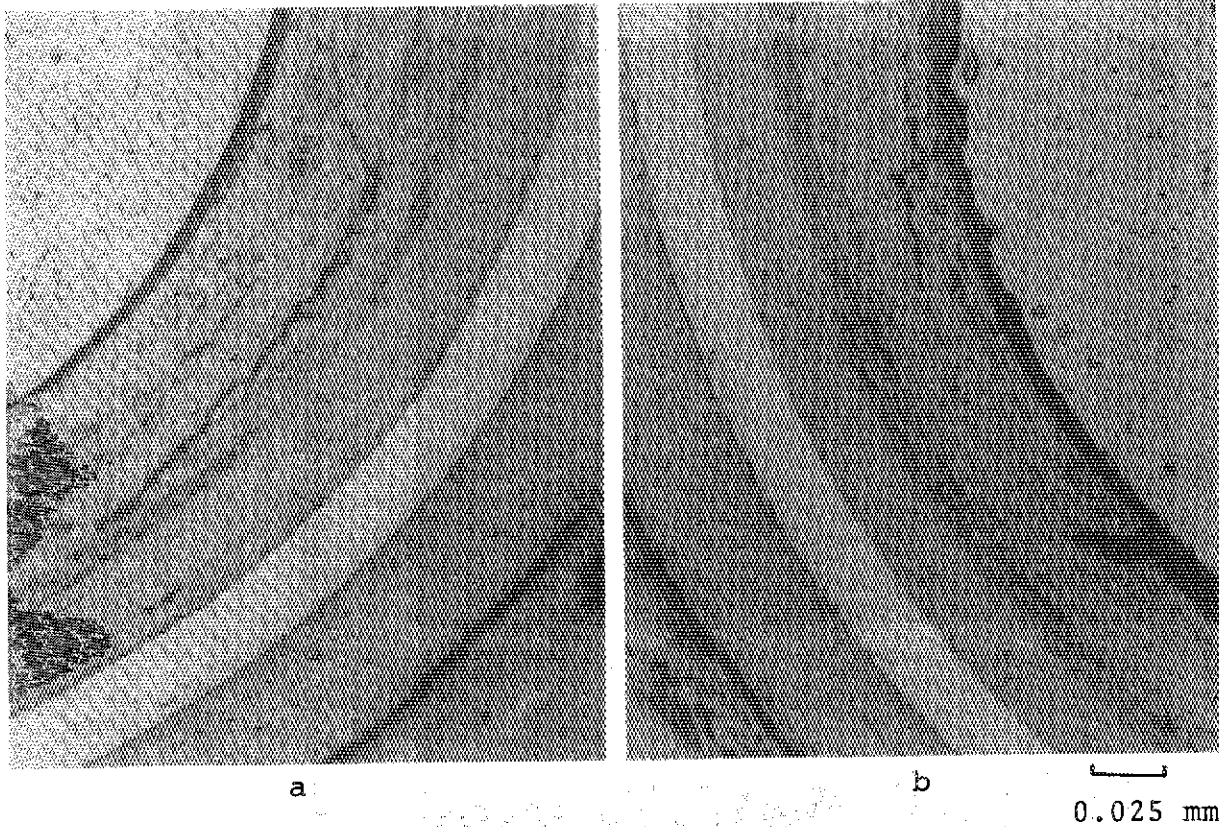


Fig. 32 Micrographs of coating layers of coated particles dispersed in #7 fuel compact

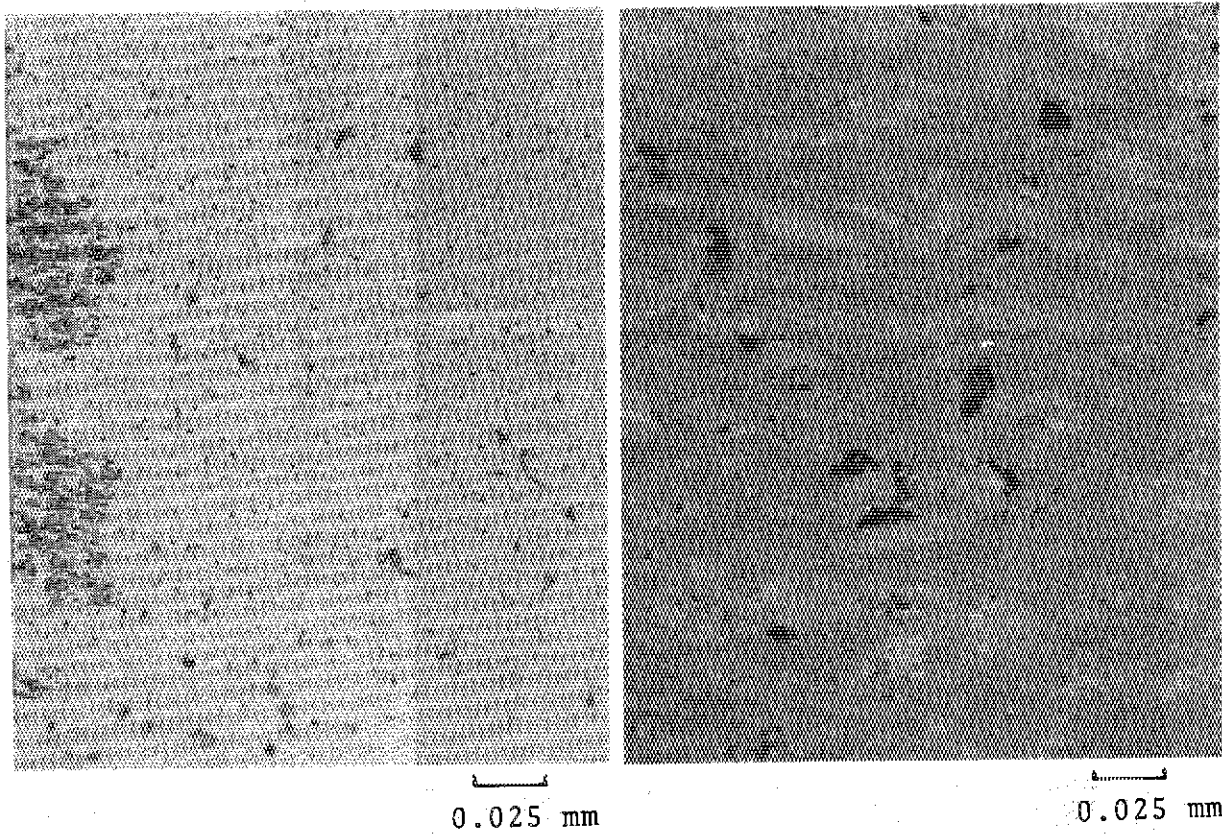


Fig. 33 Micrograph of kernel of coated particle dispersed in #7 fuel compact

Fig. 34 Micrograph of matrix of #7 fuel compact

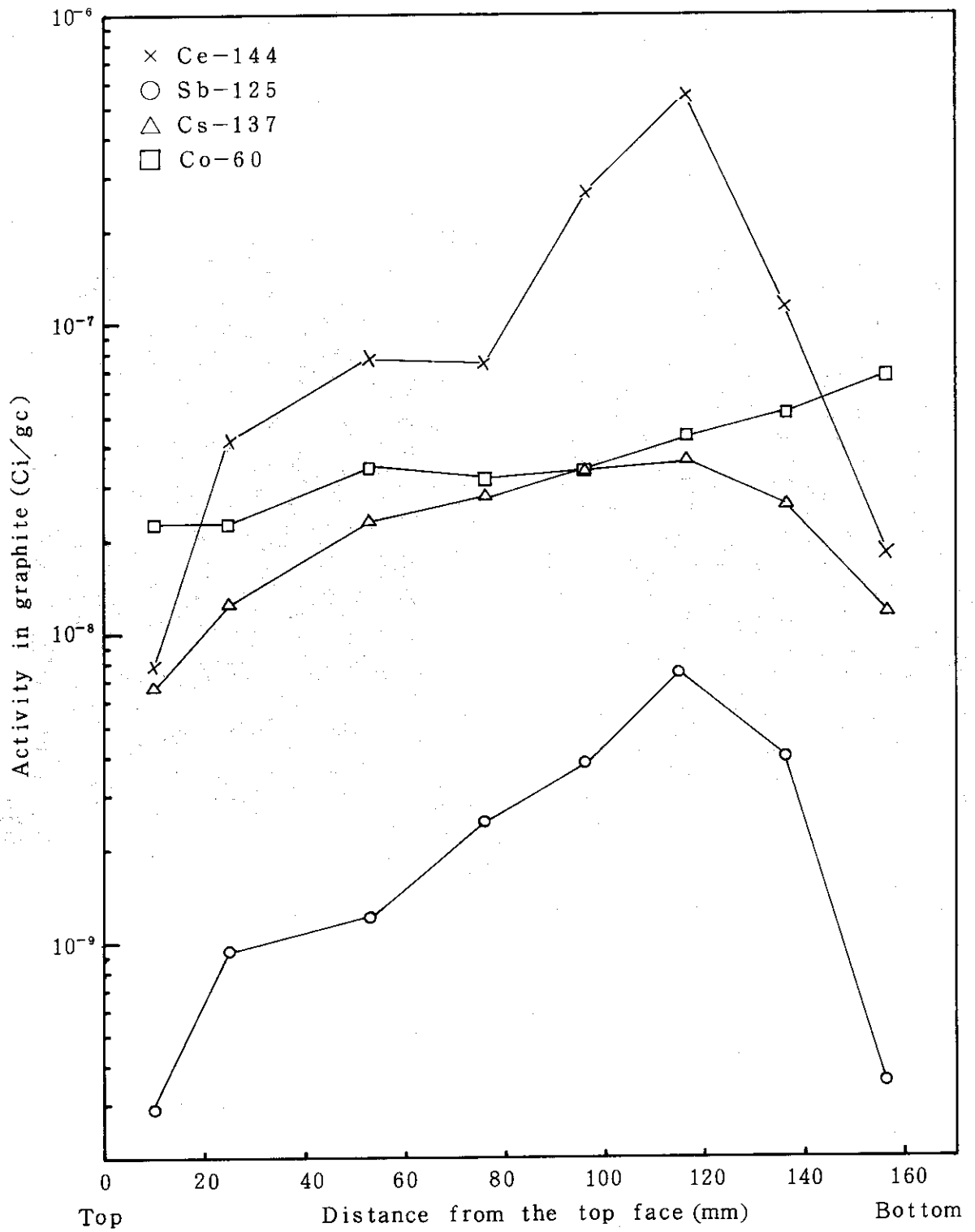


Fig.35 Activity profile in graphite sleeve

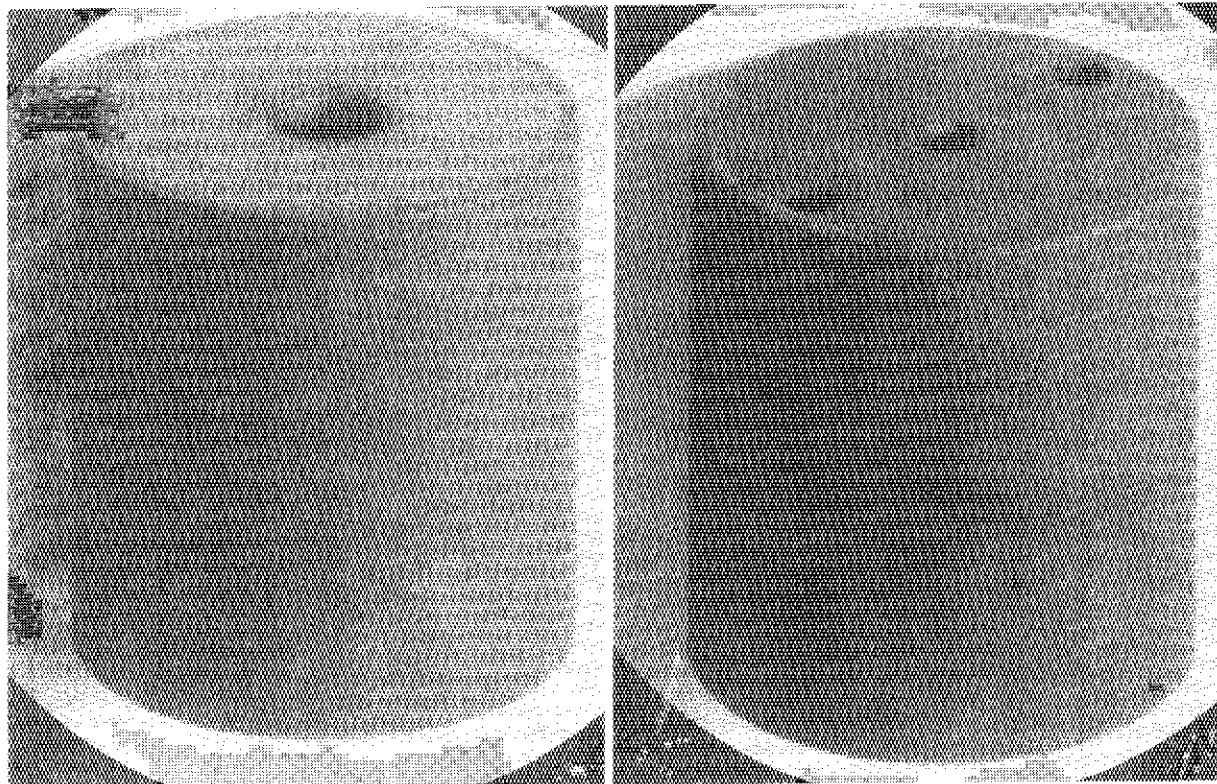


Fig. 36 Side view of dummy compacts

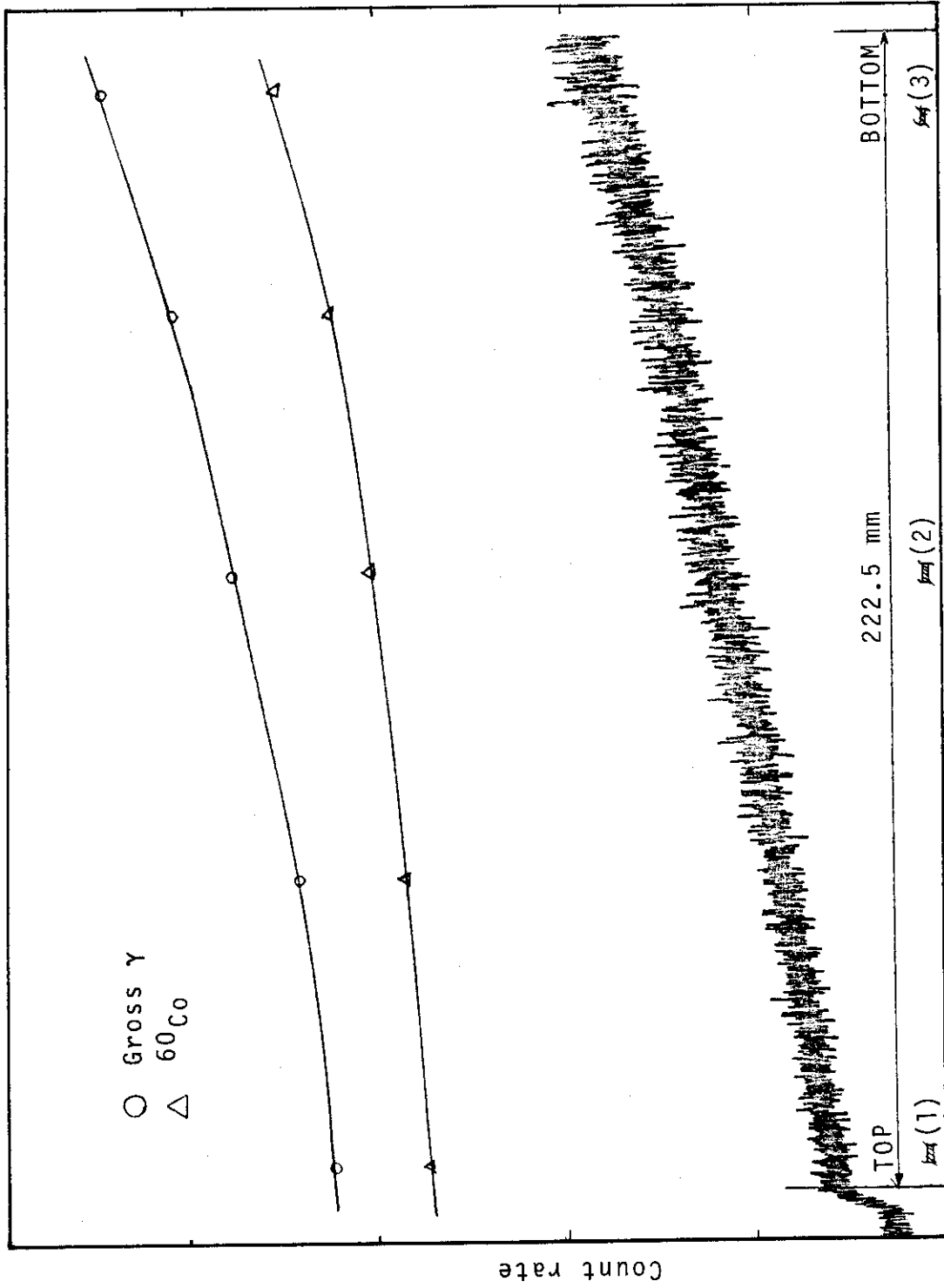


Fig.37 γ -scanning of fluence monitor