

JAERI-M
88-112

NSRR 実験における研究炉用高密度
シリサイド燃料の発熱量評価—その1

1988年6月

曾山 和彦・大西 信秋

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。
入手の間合わせは、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 Division, Department
of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun,
Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1988

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 山 田 軽 印 刷 所

NSRR実験における研究炉用高密度シリサイド燃料の発熱量評価－その1

日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部

曾山 和彦・大西 信秋

(1988年5月24日受理)

試験研究炉用燃料の濃縮度低減化に伴う高密度燃料の研究開発において、次期燃料としてシリサイド燃料が最も有力視されている。本報告書では、NSRRにおいてシリサイド燃料の事故時燃料安全性試験を行うに際し、パルス照射する試験燃料板1枚の発熱量を燃料芯材のウラン密度と燃料枚長さをパラメータとして計算を行った。計算結果は以下のとおりである。

試験燃料内平均発熱量は、ウラン密度 5.01 gU/cm^3 、燃料板長さ 15.0 cm のケースにおいて、炉心積分出力 $100 \text{ MW} \cdot \text{sec}$ あたり 548.6 cal/g である。シリサイド燃料 (U_3Si_2) の融点 1938 K に相当する発熱量を 225.4 cal/g (密度 12.2 g/cm^3 相当) と考えると、試験燃料を溶融させることが十分可能である。試験燃料内単位体積当りの発熱量は、芯材ウラン密度の増加に伴って増加するが、一方、単位質量当りの発熱量は減少する。試験燃料内軸方向の発熱量分布は、両端においてピークを持ち中心部においては比較的平坦である。パルス照射による過渡照射実験を行う場合、試験燃料の溶融等の変化を中心部で起こすためには、試験燃料の両端に吸収体をつけることによって発熱量のピークを抑える必要がある。

Energy Deposition in NSRR Silicide Fuels

Kazuhiko SOYAMA and Nobuaki ONISHI

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

(Received May 24, 1988)

The energy deposition in NSRR U_3Si_2 -Al fuel plates has been evaluated in this report. It was assumed that one test plate was irradiated transiently in NSRR experiment hole. The uranium density in the fuel meet ranged between 2.15 gU/cm^3 and 5.01 gU/cm^3 . The length of fuel plate ranged between 10.0 cm and 20.0 cm.

The average energy deposition in the fuel plate which uranium density is 5.01 gU/cm^3 and fuel length is 15.0 cm, is $548.6 \text{ cal/g/100 MW/ sec}$. The melting point of U_3Si_2 is 1938 K. The test plate is melt at the energy deposition which is 225.4 cal/g (density 12.2 g), so the test plate will be melt by NSRR experiment.

According to increase in uranium density, the average energy deposition in unit volume increase, but that in unit mass decrease. The energy deposition distribution is rose up at the top and bottom of the test plate, and it is flat at the center of it.

Keywords: Silicide, Research Reactor, LEU, NSRR, Reactivity Initiated Accident, Fuel Failure, Energy Deposition, High Uranium Density Fuel, JRR-3

目 次

1. 序	1
2. NSRRの炉心構成及び特性の概要	2
2.1 NSRRの炉心構成	2
2.2 実験用カプセル	2
2.3 パルス性能	3
2.4 シリサイド試験燃料	3
3. 計算ケース	3
4. 計算方法	3
4.1 概 要	3
4.2 計算コード	4
4.3 少数群定数	4
4.3.1 炉心燃料領域	5
4.3.2 試験燃料及び実験用カプセル	5
4.3.3 実験孔壁及び軽水反射体	6
4.4 試験燃料の発熱量	6
5. 計算結果及び検討	6
5.1 UO_2 燃料内発熱量	6
5.2 シリサイド燃料内発熱量	6
5.2.1 出力分布	6
5.2.2 出力ピーキング因子	7
5.2.3 自己遮へい因子	7
5.2.4 平均発熱量	8
6. 結 語	8
謝 辞	9
参 考 文 献	10

Contents

1. Introduction	1
2. Test environments	2
2.1 NSRR core components	2
2.2 Standard capsule design	2
2.3 Pulse characteristics	3
2.4 Silicide miniplate	3
3. Description of calculation cases	3
4. Calculation method	3
4.1 Outline	3
4.2 Computer codes	4
4.3 Few group cross sections	4
4.3.1 Fuel element cells	5
4.3.2 Test fuels and capsule	5
4.3.3 Experiment tube and reflector	6
4.4 Calculation of energy deposition	6
5. Results and discussion	6
5.1 Energy deposition in UO ₂ test fuels	6
5.2 Energy deposition in Silicide test fuels	6
5.2.1 Distributions of power density	6
5.2.2 Distributions of power peaking factor	7
5.2.3 Self shielding factor	7
5.2.4 Average energy deposition	8
6. Conclusion	8
Acknowledgments	9
References	10

1. 序

1977年4月に発表された米国の核不拡散政策によって、軍事転用のおそれのある高濃縮ウランの輸出を制限する政策が打ち出された。これまで試験研究炉では主に90%以上の高濃縮ウラン（HEU：Highly Enriched Uranium）燃料が使われてきたが、わが国を含め高濃縮ウランを米国から輸入していた各国は、研究炉用燃料を20%未満の低濃縮ウラン（LEU：Low Enriched Uranium）へ移行するか、やむを得ない場合でも45%の中濃縮ウラン（MEU：Medium Enriched Uranium）に移行することをせまられた。このため、INFCEやIAEAなどにおいて各研究炉の燃料の信頼性を低下させず、しかも、これまでの炉心性能を守ってゆくことを条件に検討が進められた。

燃料濃縮度低減化のすべての問題は、濃縮度低減による燃料芯材内²³⁵U量の減少をいかに補償できるかに帰着される。このため燃料濃縮度の低減による²³⁵U量の低下を補償するために、芯材中のウラン含有量を増加させることが考えられた。そこで、この低濃縮化計画においては従来の研究炉で使用されている燃料に較べて、よりウラン密度の高い高密度燃料を開発することが急務とされた。

この高密度燃料の開発は、西ドイツ、フランス、米国を中心に精力的に行われ、現在、その開発の対象は、 UAl_x 、 U_3O_8 、 U_3Si_2 、 U_3Si にはぼしぼられてきている¹⁾。このうち、 UAl_x については実用可能なウラン密度 $2.2\text{ gU/cm}^3 \sim 2.3\text{ gU/cm}^3$ までの燃料の照射健全性の確証が得られ商業ベースにおける製作技術が成功のうちにほぼ終了している。原研の研究炉においても、1987年8月にJMTRが、また1988年2月にJRR-2がウラン密度約 1.6 gU/cm^3 の45%中濃縮 UAl_x 燃料を使用した炉心への移行に成功しており、また、JRR-3が約 2.2 gU/cm^3 の20%低濃縮 UAl_x 燃料を使用した炉心へと改造が進められている。

一方、より高密度な燃料として開発中のシリサイド燃料については、現在、 U_3Si_2 については、 4.8 gU/cm^3 までのものが燃料要素の照射試験及びPIEをほぼ終了し、また、ORNLのORR炉において全炉心実証試験が実施され、実用上信頼性が確立されている。

また、 U_3Si については、 7.0 gU/cm^3 までのものが燃料要素の照射試験及びPIEが実施されている状況にある。

試験研究炉用燃料のウラン高密度化は、現状の研究炉の熱的安全余裕を増加させ、また出力上昇などの性能向上に大きく寄与するほか、燃料製作費の低減による運転コストの節減の可能性をも含んでいる。したがって、上述のような燃料製作技術とあいまって、我が国においても、研究炉においてシリサイド炉心への移行計画が進められている。今後は、シリサイド燃料を使用する際の安全審査に対応するため、炉心安全性及び燃料の健全性を確認することが必要である。近年、試験研究炉の安全審査においては、軽水炉の安全設計及び安全評価に関する指針、基準が適用あるいは準用される傾向にある他、研究炉独自の立場からも各種の信頼性の高い実験データが要求される。例えば、事故時に燃料板から放出されるFPの放出率については、U-Al合金や UAl_x を用いた数例があるが、シリサイドについては見あたらない。

本報告では、シリサイド燃料の反応度事故条件における破損挙動及びFP放出挙動の実験データを取得するため、NSRRにおいて燃料破損実験を行うに際し、パルス照射される試験燃料の発熱量の評価を行った。NSRRを用いた燃料破損実験は、中央実験孔に装荷した試験燃料をパルス出力により瞬間的に発熱させ、燃料の熱的挙動や核的挙動を調べることににより、事故時の燃料挙動について研究するものである。この場合、試験燃料の発熱量及び発熱量分布は、試験燃料の最適設計及び実験後のデータ整理の指標として用いられる。

評価は、NSRR実験孔にシリサイド試験燃料板を1枚装荷して照射した場合の発熱量及びその分布を、試験燃料芯材のウラン密度及び燃料板長さをパラメータとして行った。使用したコードは、「熱中性子炉体系標準核設計コードシステム (SRAC)²⁾」である。なお、NSRRを用いた燃料破損実験は、すでに軽水炉用UO₂燃料等について行われており、種々の試験燃料の発熱量の測定結果が得られている³⁾ので、計算手法の妥当性を評価するため、すでに実験が行われたUO₂燃料についても計算を行い実測値との比較を行った。

2. NSRRの炉心構成及び特性の概要

2.1 NSRRの炉心構成

NSRRは米国GA社によって開発された大型パルス炉TRIGA-ACPR (Annular Core Pulse Reactor) を若干改良したものである。炉心の構成図を第2.1図に示す。炉心は、中心部に実験孔をもち、それを取り囲んで149本の燃料要素と8本の燃料フォロウ型制御棒及び3本のトランジェント棒より構成されている。炉心の直径は63 cm、有効長さは約38 cmの円環形状である。炉心燃料は直径約3.6 cm、有効長さ約38 cmの20%濃縮ウラン-水素化ジルコニウム(U-ZrH_{1.6})合金をステンレス鋼で被覆したものである。炉心本体は水深約9 mのスイミングプール内に設置されており、プール水の自然対流によって冷却される。

実験孔の内径は22 cmで、第2.2図に示すように炉心中心部を貫通しプールの中ほどでY字状に分岐してプール上面で伸びている。

2.2 実験用カプセル

常温常圧条件で行うNSRR実験において使用される大気圧水カプセルの概略を第2.3図に示す。試験燃料は、ステンレス鋼製の内カプセル及び外カプセルから成る二重カプセルに封入され、試験燃料の軸方向中心部と炉心燃料部の軸方向中心とが一致するように、カプセルの中心部より若干下の位置に支持棒により固定される。

本報告では、シリサイド燃料の反応度事故条件における破損挙動及びFP放出挙動の実験データを取得するため、NSRRにおいて燃料破損実験を行うに際し、パルス照射される試験燃料の発熱量の評価を行った。NSRRを用いた燃料破損実験は、中央実験孔に装荷した試験燃料をパルス出力により瞬間的に発熱させ、燃料の熱的挙動や核的挙動を調べることにより、事故時の燃料挙動について研究するものである。この場合、試験燃料の発熱量及び発熱量分布は、試験燃料の最適設計及び実験後のデータ整理の指標として用いられる。

評価は、NSRR実験孔にシリサイド試験燃料板を1枚装荷して照射した場合の発熱量及びその分布を、試験燃料芯材のウラン密度及び燃料板長さをパラメータとして行った。使用したコードは、「熱中性子炉体系標準核設計コードシステム (SRAC)²⁾」である。なお、NSRRを用いた燃料破損実験は、すでに軽水炉用 UO_2 燃料等について行われており、種々の試験燃料の発熱量の測定結果が得られている³⁾ので、計算手法の妥当性を評価するため、すでに実験が行われた UO_2 燃料についても計算を行い実測値との比較を行った。

2. NSRRの炉心構成及び特性の概要

2.1 NSRRの炉心構成

NSRRは米国GA社によって開発された大型パルス炉TRIGA-ACPR (Annular Core Pulse Reactor) を若干改良したものである。炉心の構成図を第2.1図に示す。炉心は、中心部に実験孔をもち、それを取り囲んで149本の燃料要素と8本の燃料フォロー型制御棒及び3本のトランジェント棒より構成されている。炉心の直径は63 cm、有効長さは約38 cmの円環形状である。炉心燃料は直径約3.6 cm、有効長さ約38 cmの20%濃縮ウラン-水素化ジルコニウム($\text{U-ZrH}_{1.6}$)合金をステンレス鋼で被覆したものである。炉心本体は水深約9 mのスイミングプール内に設置されており、プール水の自然対流によって冷却される。

実験孔の内径は22 cmで、第2.2図に示すように炉心中心部を貫通しプールの中ほどでY字状に分岐してプール上面で伸びている。

2.2 実験用カプセル

常温常圧条件で行うNSRR実験において使用される大気圧水カプセルの概略を第2.3図に示す。試験燃料は、ステンレス鋼製の内カプセル及び外カプセルから成る二重カプセルに封入され、試験燃料の軸方向中心部と炉心燃料部の軸方向中心とが一致するように、カプセルの中心部より若干下の位置に支持棒により固定される。

2.3 パルス性能

パルス出力の発生は3本のトランジェント棒の急速引抜きによって最大4.7ドルまでの任意の反応度を投入することができる。パルス出力はNSRRのもつ自己制御性、すなわち燃料体に含まれる減速材($Zr-H_2O$)の大きな負の温度係数によるフィードバック効果により抑制される。第2.4図に反応度投入量4.7ドルに対するパルス出力と積分出力の時間変化を示す。この場合の最大ピーク出力と積分出力は、それぞれ約21000MWと約120MW・secである。また、パルス出力の最短周期とパルス半値巾はそれぞれ1.13msecと4.4msecで、これらはいずれも熱中性子炉としては最も速く、かつ狭いものである。第2.5図にパルス出力と積分出力を逆炉周期で整理した図を示す。

2.4 シリサイド試験燃料

現在、検討されている標準的なシリサイド試験燃料は、長さ15.0cm、厚さ0.152cm、幅5.0cmの板状燃料である。燃料芯材の材質は U_3Si_2-Al (19.75% E. R.)、被覆材の材質はAlである。第2.6図に試験燃料の構造図を、また第2.1表にその仕様を示す。

3. 計算ケース

本計算は、既に実験が行われており、発熱量が測定済みの UO_2 燃料の計算と、今後行われるシリサイド燃料の計算の2つに分けられる。 UO_2 燃料の発熱量計算は、 ^{235}U 濃縮度が5%、10%および20%の燃料についての3ケースについて行った。シリサイド燃料の発熱量計算は、燃料芯材ウラン密度について3ケース(2.15gU/cm³、3.58gU/cm³、5.01gU/cm³)を選びそれぞれのケースについて燃料板長さについて3ケース(10.0cm、15.0cm、20.0cm)合計9ケースの試験燃料について行った。第3.1表に計算ケースを示す。芯材ウラン密度の選定は、この燃料芯材をJRR-3改造炉の標準型燃料要素に使用すると想定し⁵⁾、燃料要素1体当りの ^{235}U 含有量を300g、500g及び700g装荷するとした場合から逆算して決定した。

4. 計算方法

4.1 概要

発熱量計算は、「熱中性子炉体系標準核設計コードシステム(SRAC)」を用いて行った。SRACは熱中性子炉の解析のためのコードシステムであり、中性子断面積ライブラリーとその処

2.3 パルス性能

パルス出力の発生は3本のトランジェント棒の急速引抜きによって最大4.7ドルまでの任意の反応度を投入することができる。パルス出力はNSRRのもつ自己制御性、すなわち燃料体に含まれる減速材($Zr-H_2O$)の大きな負の温度係数によるフィードバック効果により抑制される。第2.4図に反応度投入量4.7ドルに対するパルス出力と積分出力の時間変化を示す。この場合の最大ピーク出力と積分出力は、それぞれ約21000MWと約120MW・secである。また、パルス出力の最短周期とパルス半値巾はそれぞれ1.13msecと4.4msecで、これらはいずれも熱中性子炉としては最も速く、かつ狭いものである。第2.5図にパルス出力と積分出力を逆炉周期で整理した図を示す。

2.4 シリサイド試験燃料

現在、検討されている標準的なシリサイド試験燃料は、長さ15.0cm、厚さ0.152cm、幅5.0cmの板状燃料である。燃料芯材の材質は U_3Si_2-Al (19.75% E. R.)、被覆材の材質はAlである。第2.6図に試験燃料の構造図を、また第2.1表にその仕様を示す。

3. 計算ケース

本計算は、既に実験が行われており、発熱量が測定済みの UO_2 燃料の計算と、今後行われるシリサイド燃料の計算の2つに分けられる。 UO_2 燃料の発熱量計算は、 ^{235}U 濃縮度が5%、10%および20%の燃料についての3ケースについて行った。シリサイド燃料の発熱量計算は、燃料芯材ウラン密度について3ケース(2.15gU/cm³, 3.58gU/cm³, 5.01gU/cm³)を選びそれぞれのケースについて燃料板長さについて3ケース(10.0cm, 15.0cm, 20.0cm)合計9ケースの試験燃料について行った。第3.1表に計算ケースを示す。芯材ウラン密度の選定は、この燃料芯材をJRR-3改造炉の標準型燃料要素に使用すると想定し⁵⁾、燃料要素1体当りの ^{235}U 含有量を300g、500g及び700g装荷するとした場合から逆算して決定した。

4. 計算方法

4.1 概要

発熱量計算は、「熱中性子炉体系標準核設計コードシステム(SRAC)」を用いて行った。SRACは熱中性子炉の解析のためのコードシステムであり、中性子断面積ライブラリーとその処

2.3 パルス性能

パルス出力の発生は3本のトランジェント棒の急速引抜きによって最大4.7ドルまでの任意の反応度を投入することができる。パルス出力はNSRRのもつ自己制御性、すなわち燃料体に含まれる減速材($Zr-H_2O$)の大きな負の温度係数によるフィードバック効果により抑制される。第2.4図に反応度投入量4.7ドルに対するパルス出力と積分出力の時間変化を示す。この場合の最大ピーク出力と積分出力は、それぞれ約21000MWと約120MW・secである。また、パルス出力の最短周期とパルス半値巾はそれぞれ1.13msecと4.4msecで、これらはいずれも熱中性子炉としては最も速く、かつ狭いものである。第2.5図にパルス出力と積分出力を逆炉周期で整理した図を示す。

2.4 シリサイド試験燃料

現在、検討されている標準的なシリサイド試験燃料は、長さ15.0cm、厚さ0.152cm、幅5.0cmの板状燃料である。燃料芯材の材質は U_3Si_2-Al (19.75% E. R.)、被覆材の材質はAlである。第2.6図に試験燃料の構造図を、また第2.1表にその仕様を示す。

3. 計算ケース

本計算は、既に実験が行われており、発熱量が測定済みの UO_2 燃料の計算と、今後行われるシリサイド燃料の計算の2つに分けられる。 UO_2 燃料の発熱量計算は、 ^{235}U 濃縮度が5%、10%および20%の燃料についての3ケースについて行った。シリサイド燃料の発熱量計算は、燃料芯材ウラン密度について3ケース(2.15gU/cm³、3.58gU/cm³、5.01gU/cm³)を選びそれぞれのケースについて燃料板長さについて3ケース(10.0cm、15.0cm、20.0cm)合計9ケースの試験燃料について行った。第3.1表に計算ケースを示す。芯材ウラン密度の選定は、この燃料芯材をJRR-3改造炉の標準型燃料要素に使用すると想定し⁵⁾、燃料要素1体当りの ^{235}U 含有量を300g、500g及び700g装荷するとした場合から逆算して決定した。

4. 計算方法

4.1 概要

発熱量計算は、「熱中性子炉体系標準核設計コードシステム(SRAC)」を用いて行った。SRACは熱中性子炉の解析のためのコードシステムであり、中性子断面積ライブラリーとその処

理コード，種々の輸送コードや拡散コード，および動特性パラメータや格子燃焼計算ルーチンから構成されている。本コードシステムは，目的に応じて計算コードを選択して使用するようになっている。

基本的な計算手順は，次の通りである。

- (1) 炉心燃料セルについての少数群定数
- (2) 試験燃料，実験用カプセル，構造材及び反射体等の少数群定数作成
- (3) 炉心の臨界計算

4.2 計算コード

SRACコードシステムの中で，本解析に使用した計算コードは次の通りである。

- (1) PIJ：1又は2次元用衝突確率法スペクトル計算コードである。炉心燃料セルの群定数計算に用いた。
- (2) ANISN：1次元用Sn法輸送計算コードである。試験燃料，実験用カプセル，構造材及び反射体等の群定数計算に用いた。
- (3) CITATION：1, 2又は3次元用拡散計算コードである。炉心の臨界計算に用い，中性子束分布及び出力分布の計算に用いた。
- (4) 標準スペクトル：これは計算コードではなく，SRACに内蔵されている標準的な中性子スペクトルである。簡易計算により群定数の縮約を行う場合に用いた。

4.3 少数群定数

炉心燃料領域の少数群定数はPIJコードを用いて，また試験燃料及び炉心燃料領域を除く各領域の少数群定数は，ANISNコードを用いて中性子スペクトル及び中性子束分布を計算し，次いでこれらを重みにして均質化および縮約を行って求めた。縮約の際の少数群エネルギー群構造は，NSRRの設計時に行われた核計算^{6), 7)}における検討結果を参考とし，高速3群，熱4群とした。各領域の中性子束計算において共通する条件は，次の通りである。

- (1) 核断面積データ：炉心燃料のZr-H₂Oの散乱則は，UNCLE (SUMMIT)コードによる値を用いた⁶⁾。その他はENDF/B-IVの値を用いた。
- (2) 多数群エネルギー群構造：高速22群，熱31群
- (3) 少数群エネルギー群構造：高速3群，熱4群，全7群のエネルギー切断値を第4.1表に示す。
- (4) 炉心温度：300 k
- (5) SRAC内蔵スペクトル：中性子エネルギーの範囲を7つに分け，それぞれ次のスペクトルを用いる。
 - (i) 10 MeV ~ 639 keV
 - (ii) 639 keV ~ 9.12 keV
 - (iii) 9.12 keV ~ 1.13 eV

- (iv) 1.13 eV ~ 0.414 eV
- (v) 0.414 eV ~ 0.137 eV
- (vi) 0.137 eV ~ 0.0458 eV
- (vii) 0.0458 eV ~ 0.0 eV

4.3.1 炉心燃料領域

炉心燃料要素は、第 4.1 図に示すように、中央に半径 0.286 cm ジルコニウム支持棒が存在し、その外に外半径 1.778 cm の 20 wt % 濃縮ウラン-水素化ジルコニウム燃料がある。被覆材はステンレス鋼、外半径は 1.8771 cm である。燃料芯材と被覆材の間には 0.0342 cm の空隙がある。燃料棒は、第 2.1 図に示すように炉心に六方格子状に配置されている。このような燃料の構造による非均質な効果を考慮するため、燃料要素セルを完全反射境界条件を持つ体積等価のセルにモデル化し、PIJコードを用いて燃料要素セル平均少数群定数を求めた。以下に計算方法を述べる。

[燃料要素セル平均少数群定数計算]

解法：1次元衝突確率法による固定線源問題 (PIJ)

共鳴積分：IR近似

ダンコフ補正：衝突確率法

体系温度：300 k

計算体系：1次元円柱 (第 4.1 図参照)

セル境界条件：全反射

輸送断面積：B1近似

4.3.2 試験燃料及び実験用カプセル

UO₂ 及びシリサイド試験燃料、実験用内、外カプセル並びにカプセル内の軽水の少数群定数は、炉心を1次元円柱体系に近似してANISNコードによって輸送計算を行い、その中性子スペクトルを用いて計算した。

シリサイド試験燃料板は、1次元輸送計算において、燃料芯材は断面積等価となる円筒に置換えてモデル化した。また、被覆材は径方向厚さ 0.038 cm、軸方向厚さ 0.95 cm を保存して燃料芯材に巻いてモデル化した。炉心は 149 本の燃料と 8 本のフォロー燃料からなる 157 本の燃料として、断面積等価になる様に円環状にモデル化して 3 本のトランジェント棒は無視した。主な計算条件は、以下の通りである。

解法：Sn輸送理論による固有値問題 (ANISN)

角度依存性：P₀S₀

体系温度：300 k

境界条件：中心は全反射、半径方向は真空

計算体系：1次元円柱形状 (第 4.2 図参照)

輸送断面積：B1近似

4.3.3 実験孔壁及び軽水反射体

実験孔壁及び軽水反射体の少数群定数は、SRACコード内蔵スペクトルを用いて縮約計算を行い作成した。

4.4 試験燃料の発熱量

UO₂及びシリサイド試験燃料の発熱量計算は、CITATIONコードを用いて2次元RZ体系で行った。第3.4図に計算体系を示す。この際、試験燃料の被覆材は径方向厚さの0.038 cm、軸方向長さの0.95 cmを保存して燃料芯材に巻いた形でモデル化した。炉心は体積等価な円環としてモデル化した。NSRRの中央実験孔には実験用カプセルと実験孔壁との間に約0.095 cmの空気層が存在する。このため本計算で用いるCITATIONコードによる2次元RZ拡散理論計算の場合には、2次元差分の影響で数値解析上不合理な結果が生じる。そこで空気層を熱中性子吸収効果のほぼ等しいアルミニウムで置き換えて計算を行った。

計算条件は以下の通りである。

解法：拡散理論による固有値問題（CITATION）

計算体系：2次元RZ全炉心体系（第4.3図）

制御棒領域：フォロワ型燃料全挿入

単位核分裂当りの放出エネルギー：194 MeV/fission (3.11×10^{-11} W・sec/fission)

5. 計算結果及び検討

5.1 UO₂燃料内発熱量

第5.1表に²³⁵U濃縮度が5%、10%及び20%のUO₂燃料内平均発熱量の計算結果を実測値³⁾とともに示す。また、UO₂燃料内平均発熱量の²³⁵U濃縮度に対する変化を第5.1図に示す。

燃料内平均発熱量は、²³⁵U濃縮度の増加に伴って漸近的に増加する。計算値と実測値の差はそれぞれ+0% (5% E. R.)、+0.5% (10% E. R.)、-2.8% (20% E. R.)である。この差は²³⁵U濃縮度の増加に伴って大きくなるが、いずれも測定値の誤差範囲内である。

5.2 シリサイド燃料内発熱量

5.2.1 出力分布

第2.2表に示した9ケースについて試験燃料内発熱分布を求めた。発熱分布は出力密度の分布を表している。第5.3図から第5.11図に軸方向出力分布を示す。また、第5.2図に試験燃料中心高さにおける半径方向炉心内中性子束分布を示す。

試験燃料内の軸方向出力分布は、いずれの場合も試験燃料両端部にピークを生じている。また

4.3.3 実験孔壁及び軽水反射体

実験孔壁及び軽水反射体の少数群定数は、SRACコード内蔵スペクトルを用いて縮約計算を行い作成した。

4.4 試験燃料の発熱量

UO₂及びシリサイド試験燃料の発熱量計算は、CITATIONコードを用いて2次元RZ体系で行った。第3.4図に計算体系を示す。この際、試験燃料の被覆材は径方向厚さの0.038 cm、軸方向長さの0.95 cmを保存して燃料芯材に巻いた形でモデル化した。炉心は体積等価な円環としてモデル化した。NSRRの中央実験孔には実験用カプセルと実験孔壁との間に約0.095 cmの空気層が存在する。このため本計算で用いるCITATIONコードによる2次元RZ拡散理論計算の場合には、2次元差分の影響で数値解析上不合理な結果が生じる。そこで空気層を熱中性子吸収効果のほぼ等しいアルミニウムで置換し計算を行った。

計算条件は以下の通りである。

解法：拡散理論による固有値問題（CITATION）

計算体系：2次元RZ全炉心体系（第4.3図）

制御棒領域：フォロー型燃料全挿入

単位核分裂当りの放出エネルギー：194 MeV/fission (3.11×10^{-13} W・sec/fission)

5. 計算結果及び検討

5.1 UO₂燃料内発熱量

第5.1表に²³⁵U濃縮度が5%、10%及び20%のUO₂燃料内平均発熱量の計算結果を実測値³⁾とともに示す。また、UO₂燃料内平均発熱量の²³⁵U濃縮度に対する変化を第5.1図に示す。

燃料内平均発熱量は、²³⁵U濃縮度の増加に伴って漸近的に増加する。計算値と実測値の差はそれぞれ+0%（5% E. R.）、+0.5%（10% E. R.）、-2.8%（20% E. R.）である。この差は²³⁵U濃縮度の増加に伴って大きくなるが、いずれも測定値の誤差範囲内である。

5.2 シリサイド燃料内発熱量

5.2.1 出力分布

第2.2表に示した9ケースについて試験燃料内発熱分布を求めた。発熱分布は出力密度の分布を表している。第5.3図から第5.11図に軸方向出力分布を示す。また、第5.2図に試験燃料中心高さにおける半径方向炉心内中性子束分布を示す。

試験燃料内の軸方向出力分布は、いずれの場合も試験燃料両端部にピークを生じている。また

試験燃料の軸方向長が長くなると、両端部を除き出力分布は平坦になり中心部にピークを生じる。これらの試験燃料内の軸方向出力分布を以下に検討する。

試験燃料内の出力分布は、熱中性子束分布によって決まる。実験用カプセル内における熱中性子は、炉心燃料内および試験燃料内で発生した高速中性子が、実験用カプセル内の軽水によって熱化されたものであるが、両者のうちでは前者が支配的である。したがって試験燃料は、実験用カプセル内の熱中性子束分布を形づくる際、熱中性子の吸収材として働き、また試験燃料の軸方向熱中性子束分布には炉心の軸方向中性子束分布が強く影響する。よって、試験燃料が吸収材として働くため軸方向では中心付近で熱中性子束は放射線状に低下し、また一方、試験燃料が軸方向に長くなると、試験燃料中心部と端部で炉心からの高速中性子の差が大きくなり、中心付近にも出力ピークが生ずる。燃料板長さ 15.0 cm の場合、上・下端部を除いた領域が比較的平坦であるのは、上記の 2 つの影響が適当であったためと考えられる。

本試験燃料をパルス出力によって過渡照射する場合、燃料破損等の変化ははじめに発熱の大きい上下端部で起こると考えられる。したがって、その変化を中心部において起こさせ観察したい場合には、吸収体を両端部につけることによって発熱を抑えることが必要である。

試験燃料内の半径方向出力分布は、いずれのケースにおいても試験燃料中心付近で低下している。これは、試験燃料自身の自己遮へい効果によって熱中性子が吸収されるためである。

5.2.2 出力ピーキング因子

前節で得られた出力分布から、試験燃料内出力ピーキング因子 (P_F) を求めた。ここで出力ピーキング因子の定義は、試験燃料を軸方向に分割した場合の局所的な出力密度の平均出力密度に対する比である。すなわち

$$P_F = \frac{\text{局所出力密度}}{\text{試験燃料内平均出力密度}}$$

である。試験燃料の両端部および中心部における出力ピーキング因子を第 5.2 表に示す。

いずれのケースにおいても燃料板長さ一定の場合、ウラン密度が増加すると、出力ピーキング因子は両端部では増加し中心部では減少する。これは、ウラン密度の増加に伴って²³⁵Uによる吸収の割合が増加するためと考えられる。またウラン密度一定の場合、出力ピーキング因子は両端部では試験燃料長が 15.0 cm のときに最大となる。また、中心部では燃料板長さが増加するに従って 1.0 に近づく。これは、前節における検討のように試験燃料の吸収体としての作用と炉心からの高速中性子の軸方向分布の影響によるものと考えられる。出力ピーキング因子の最大値は、芯材ウラン密度 5.01 gU/cm³、燃料板長さ 15.0 cm のときの両端部における 1.26 である。また、最小値は芯材ウラン密度 5.01 gU/cm³、燃料板長さ 10.0 cm のときの中心部における 0.93 である。

5.2.3 自己遮へい因子

前節で得られた出力分布から、試験燃料内自己遮へい因子 (S_F) を求めた。ここで自己遮へい因子の定義は、試験燃料半径方向における表面における出力密度の中心における出力密度の比で

ある。すなわち

$$S_F = \frac{\text{試験燃料中心における出力密度}}{\text{試験燃料表面における出力密度}}$$

である。試験燃料の両端部および中心部における自己遮へい因子を第 5.3 表に示す。

いずれのケースにおいても、ウラン密度が増加すると自己遮へい因子は減少する。これはウラン密度の増加に伴う吸収効果の増大によるものと考えられる。一方、いずれのケースにおいても試験燃料長の増加に伴う自己遮へい因子の変化はほとんどみられなかった。

5.2.4 平均発熱量

第 5.4 表に 9 種類の計算ケースについて試験燃料内平均発熱量を示す。また、第 5.12 図に燃料芯材ウラン密度と単位体積あたりの平均発熱量の関係を、第 5.13 図に燃料芯材ウラン密度と単位質量あたりの平均発熱量の関係を示す。

燃料板長さ一定のとき、燃料芯材ウラン密度が増加すると単位体積あたりの平均発熱量は増加するが、一方単位質量あたりの平均発熱量は減少する。また、燃料芯材ウラン密度一定のとき、燃料板長さが増加すると単位体積あたり及び単位質量あたりの平均発熱量は減少する。

この場合、発熱量は核分裂を起こす ^{235}U の個数密度とその領域における熱中性子束によって決まる。燃料芯材ウラン密度が増加すると ^{235}U の個数密度は増加しそれに伴って発熱量も増加する。しかし、 ^{235}U の増加と同時にその自己遮へい効果によってその領域における熱中性子束は減少し、発熱量の増分は ^{235}U の増分に比べて小さい。よって、単位体積あたりの平均発熱量は燃料芯材ウラン密度とともに増加するが、その増加分は徐々に小さくなる。単位質量あたりの平均発熱量が燃料芯材ウラン密度の増加にともなって減少するのは、ウラン密度増加による単位質量あたりの ^{235}U 量の変化がない上、自己遮へい効果による熱中性子束の減少のみが進むためである。

燃料芯材ウラン密度を一定にして、燃料板の長さを変化させたとき、燃料板中央部における発熱量は変化しない。燃料板の両端部では軽水の反射体効果によって発熱分布がピークをつくっている。このため燃料板が短い場合には、この発熱分布の隆起部分が燃料板内の大部分を占めることとなり平均発熱量を増加させる原因となっている。

6. 結 語

研究炉・試験炉用燃料の濃縮度低減化に伴う高密度燃料の研究開発において、次期燃料としてシリサイド燃料が最も有力視されている。本報告書では、シリサイド燃料の事故時安全性試験を行うために、NSRRにおいて燃料破損実験を行う際の試験燃料板 1 枚の発熱量を芯材のウラン密度と軸方向長さをパラメータとして 9 ケースについての計算を行った。その結果、以下のことが得られた。

ある。すなわち

$$S_f = \frac{\text{試験燃料中心における出力密度}}{\text{試験燃料表面における出力密度}}$$

である。試験燃料の両端部および中心部における自己遮へい因子を第 5.3 表に示す。

いずれのケースにおいても、ウラン密度が増加すると自己遮へい因子は減少する。これはウラン密度の増加に伴う吸収効果の増大によるものと考えられる。一方、いずれのケースにおいても試験燃料長の増加に伴う自己遮へい因子の変化はほとんどみられなかった。

5.2.4 平均発熱量

第 5.4 表に 9 種類の計算ケースについて試験燃料内平均発熱量を示す。また、第 5.12 図に燃料芯材ウラン密度と単位体積あたりの平均発熱量の関係を、第 5.13 図に燃料芯材ウラン密度と単位質量あたりの平均発熱量の関係を示す。

燃料板長さ一定のとき、燃料芯材ウラン密度が増加すると単位体積あたりの平均発熱量は増加するが、一方単位質量あたりの平均発熱量は減少する。また、燃料芯材ウラン密度一定のとき、燃料板長さが増加すると単位体積あたり及び単位質量あたりの平均発熱量は減少する。

この場合、発熱量は核分裂を起こす ^{235}U の個数密度とその領域における熱中性子束によって決まる。燃料芯材ウラン密度が増加すると ^{235}U の個数密度は増加しそれに伴って発熱量も増加する。しかし、 ^{235}U の増加と同時にその自己遮へい効果によってその領域における熱中性子束は減少し、発熱量の増分は ^{235}U の増分に比べて小さい。よって、単位体積あたりの平均発熱量は燃料芯材ウラン密度とともに増加するが、その増加分は徐々に小さくなる。単位質量あたりの平均発熱量が燃料芯材ウラン密度の増加にともなって減少するのは、ウラン密度増加による単位質量あたりの ^{235}U 量の変化がない上、自己遮へい効果による熱中性子束の減少のみが進むためである。

燃料芯材ウラン密度を一定にして、燃料板の長さを変化させたとき、燃料板中央部における発熱量は変化しない。燃料板の両端部では軽水の反射体効果によって発熱分布がピークをつくっている。このため燃料板が短い場合には、この発熱分布の隆起部分が燃料板内の大部分を占めることとなり平均発熱量を増加させる原因となっている。

6. 結 語

研究炉・試験炉用燃料の濃縮度低減化に伴う高密度燃料の研究開発において、次期燃料としてシリサイド燃料が最も有力視されている。本報告書では、シリサイド燃料の事故時安全性試験を行うために、NSRRにおいて燃料破損実験を行う際の試験燃料板 1 枚の発熱量を芯材のウラン密度と軸方向長さをパラメータとして 9 ケースについての計算を行った。その結果、以下のことが得られた。

- (1) 現在検討されている標準的な試験燃料内平均発熱量は、ウラン密度 5.01 gU/cm^3 、燃料板長さ 15.0 cm のケースにおいて、炉心積分出力 $10 \text{ MW} \cdot \text{S}$ あたり 548.6 cal/g である。シリサイド燃料 (U_3Si_2) の溶融点 1938 K に相当するシリサイド燃料内の発熱量を 225.4 cal/g (密度 12.2 g/cm^3 相当) と考えると、試験燃料を溶融させることは十分可能である。
- (2) 試験燃料内単位体積当りの発熱量は、ウラン密度の増加に伴って増加する。また、単位質量当りの発熱量は、ウラン密度の増加に伴って減少する。
- (3) 発熱量の試験燃料内軸方向分布は、両端においてピークを持ち中心部においては比較的平坦である。この両端における発熱量のピークは、試験燃料芯材のウラン密度の増加に伴って増加し、軸方向長さが 15.0 cm の時に最大となる。また、この時中心部の発熱量の分布は平坦となる。
- (4) パルス出力による過渡照射実験を行う場合、試験燃料の溶融等の変化を中心部で起こさせるためには、試験燃料の両端に吸収体をつけることによって、両端における発熱量のピークを抑える必要がある。

謝 辞

本報告書を作成するにあたり、二村嘉明研究炉管理部長及び安藤弘栄前研究炉開発室安全性特性解析グループリーダー(現材料試験炉部計画課課長代理)には、シリサイド燃料に関する貴重な御意見を頂いた。燃料安全工学部反応度安全研究室稲辺輝雄副主任研究員及び中村武彦氏には、NSRR実験における発熱量の計算手法について多くの有益な御助言をいただいた。原子炉工学部炉物理実験研究室土橋敬一郎主任研究員には、SRACコードシステムの使用にあたって数々の貴重な御意見を頂いた。ここに深く感謝します。

- (1) 現在検討されている標準的な試験燃料内平均発熱量は、ウラン密度 5.01 gU/cm^3 、燃料板長さ 15.0 cm のケースにおいて、炉心積分出力 $10 \text{ MW} \cdot \text{S}$ あたり 548.6 cal/g である。シリサイド燃料 (U_3Si_2) の溶融点 1938 k に相当するシリサイド燃料内の発熱量を 225.4 cal/g (密度 12.2 g/cm^3 相当) と考えると、試験燃料を溶融させることは十分可能である。
- (2) 試験燃料内単位体積当りの発熱量は、ウラン密度の増加に伴って増加する。また、単位質量当りの発熱量は、ウラン密度の増加に伴って減少する。
- (3) 発熱量の試験燃料内軸方向分布は、両端においてピークを持ち中心部においては比較的平坦である。この両端における発熱量のピークは、試験燃料芯材のウラン密度の増加に伴って増加し、軸方向長さが 15.0 cm の時に最大となる。また、この時中心部の発熱量の分布は平坦となる。
- (4) パルス出力による過渡照射実験を行う場合、試験燃料の溶融等の変化を中心部で起こさせるためには、試験燃料の両端に吸収体をつけることによって、両端における発熱量のピークを抑える必要がある。

謝 辞

本報告書を作成するにあたり、二村嘉明研究炉管理部長及び安藤弘栄前研究炉開発室安全性特性解析グループリーダー(現材料試験炉部計画課課長代理)には、シリサイド燃料に関する貴重な御意見を頂いた。燃料安全工学部反応度安全研究室稲辺輝雄副主任研究員及び中村武彦氏には、NSRR実験における発熱量の計算手法について多くの有益な御助言をいただいた。原子炉工学部炉物理実験研究室土橋敬一郎主任研究員には、SRACコードシステムの使用にあたって数々の貴重な御意見を頂いた。ここに深く感謝します。

参 考 文 献

- 1) A. Travelli : " THE RERTR PROGRAM : PROGRESS AND PLANS ", International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactor , ANL, Sep. 28-Oct. 1, 1987
- 2) K. Tsuchihashi, et al. : " SRAC : JAERI Thermal Reactor Standard Code System for Reactor Design and Analysis ", JAERI-1285 (1983)
- 3) 大西信秋, 他 : 「NSRR実験における試験燃料の発熱量の評価」, JAERI-M 7539 (1978)
- 4) 安全工学部, NSRR管理室, 反応度安全研究室, " NSRR臨界および特性試験報告 " JAERI-M 6791 (第1, 2, 3, 4分冊), 1976
- 5) 鶴田晴通, 他 : 「JRR-3改造炉におけるシリサイド燃料の核特性」, JAERI-M 85-148 (1985)
- 6) 伊勢武治, 他 : 「NSRRの熱中性子スペクトラム, 温度係数及び動特性パラメータ」, JAERI-M 5730 (1973)
- 7) 伊勢武治, 他 : 「NSRRの試験燃料1本ピンの発熱計算」, JAERI-M 5613 (1974)

第2.1表 U_3Si_2-Al 試験燃料 諸元

項目	単位	U_3Si_2-Al 試験燃料板
燃料芯材		
形態		U_3Si_2-Al
濃縮度	%	19.75
ウラン密度	gU/cm ³	① 2.15 ② 3.58 ③ 5.01
厚さ	cm	0.076
幅	cm	4.18
長さ	cm	① 8.1 ② 13.1 ③ 18.1
被覆材		
材質		Aluminum
厚さ	cm	0.038
燃料板		
厚さ	cm	0.152
幅	cm	5.0
長さ	cm	① 10.0 ② 15.0 ③ 20.0
ウラン含有量	gU/plate	① 15.0 ② 25.0 ③ 35.0

第3.1表 U_3Si_2-Al 試験燃料の発熱量計算ケース

計算ケース	ウラン密度 (gU/cm ³)	左記ウラン密度時のJRR-3 標準型燃料要素内235U量 (g235U/Element)	燃料芯材長さ (cm)	燃料板長さ (cm)
215-S	2.15	300	8.1	10.0
215-M	"	"	13.1	15.0
215-L	"	"	18.1	20.0
358-S	3.58	500	8.1	10.0
358-M	"	"	13.1	15.0
358-L	"	"	18.1	20.0
501-S	5.01	700	8.1	10.0
501-M	"	"	13.1	15.0
501-L	"	"	18.1	20.0

第 4.1 表 中性子 7 群エネルギー構造

Energy Group No.	Energy Boundary (eV)	
	Upper	Lower
1	10.0000E+6	0.63928E+6
2	0.63928E+6	9.11880E+3
3	9.11880E+3	1.12530E+0
4	1.12530E+0	4.13990E-1
5	4.13990E-1	1.37000E-1
6	1.37000E-1	4.57850E-2
7	4.57850E-2	~

第 5.1 表 NSRR 実験における UO_2 燃料の発熱量

No	試験燃料	発熱量 (cal/g U_3Si_2 -Al/MW/sec)		誤差 (Vc-Ve)/Ve
		計算値	実験値	
1	UO_2 (5%E.R.)	3.16	3.15 ± 0.10	0.0031
2	UO_2 (10%E.R.)	4.38	4.36 ± 0.14	0.0046
3	UO_2 (20%E.R.)	5.27	5.40 ± 0.50	-0.0279

第 5.2 表 U_3Si_2-Al 燃料内出力ピーキング因子

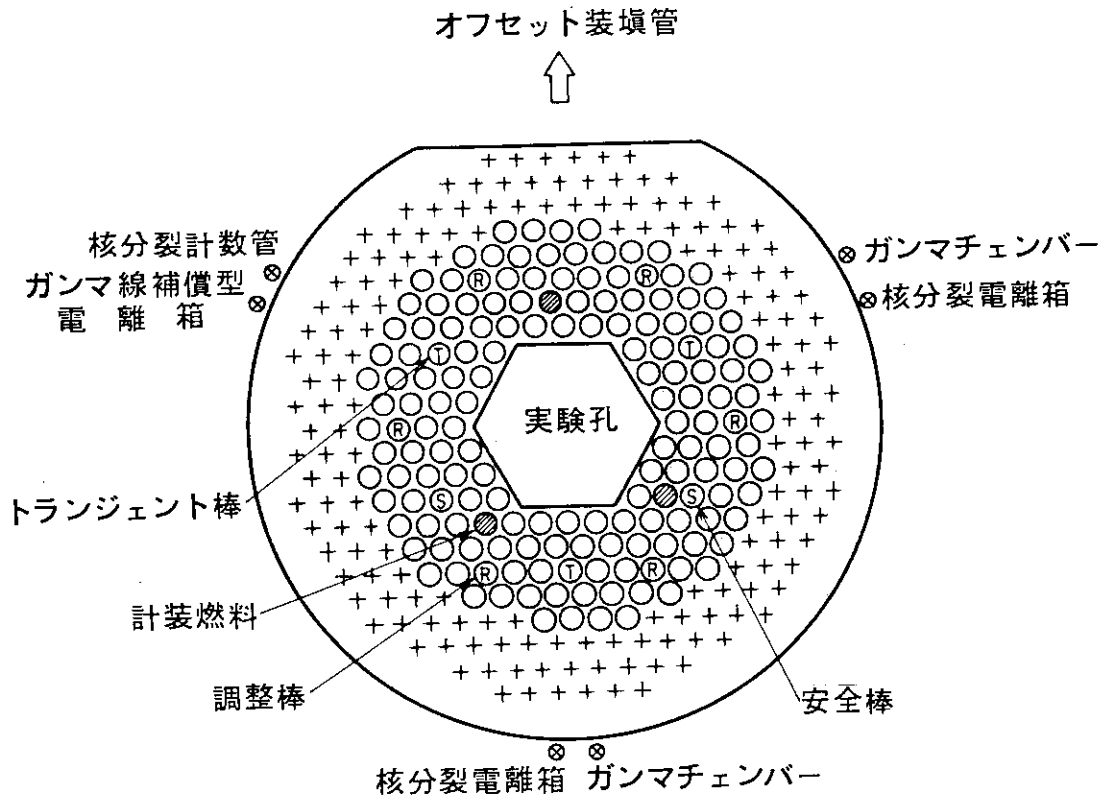
計算ケース	ウラン密度 (gU/cm^3)	燃料板長さ (cm)	出力ピーキング因子		
			上端部	中心部	下端部
215-S	2.15	10.0	1.13	0.95	1.13
215-M	"	15.0	1.14	0.98	1.14
215-L	"	20.0	1.11	1.00	1.11
358-S	3.58	10.0	1.20	0.94	1.20
358-M	"	15.0	1.26	0.97	1.20
358-L	"	20.0	1.23	1.00	1.18
501-S	5.01	10.0	1.24	0.93	1.24
501-M	"	15.0	1.26	0.96	1.25
501-L	"	20.0	1.23	1.00	1.23

第 5.3 表 U_3Si_2-Al 燃料内自己しゃへい因子

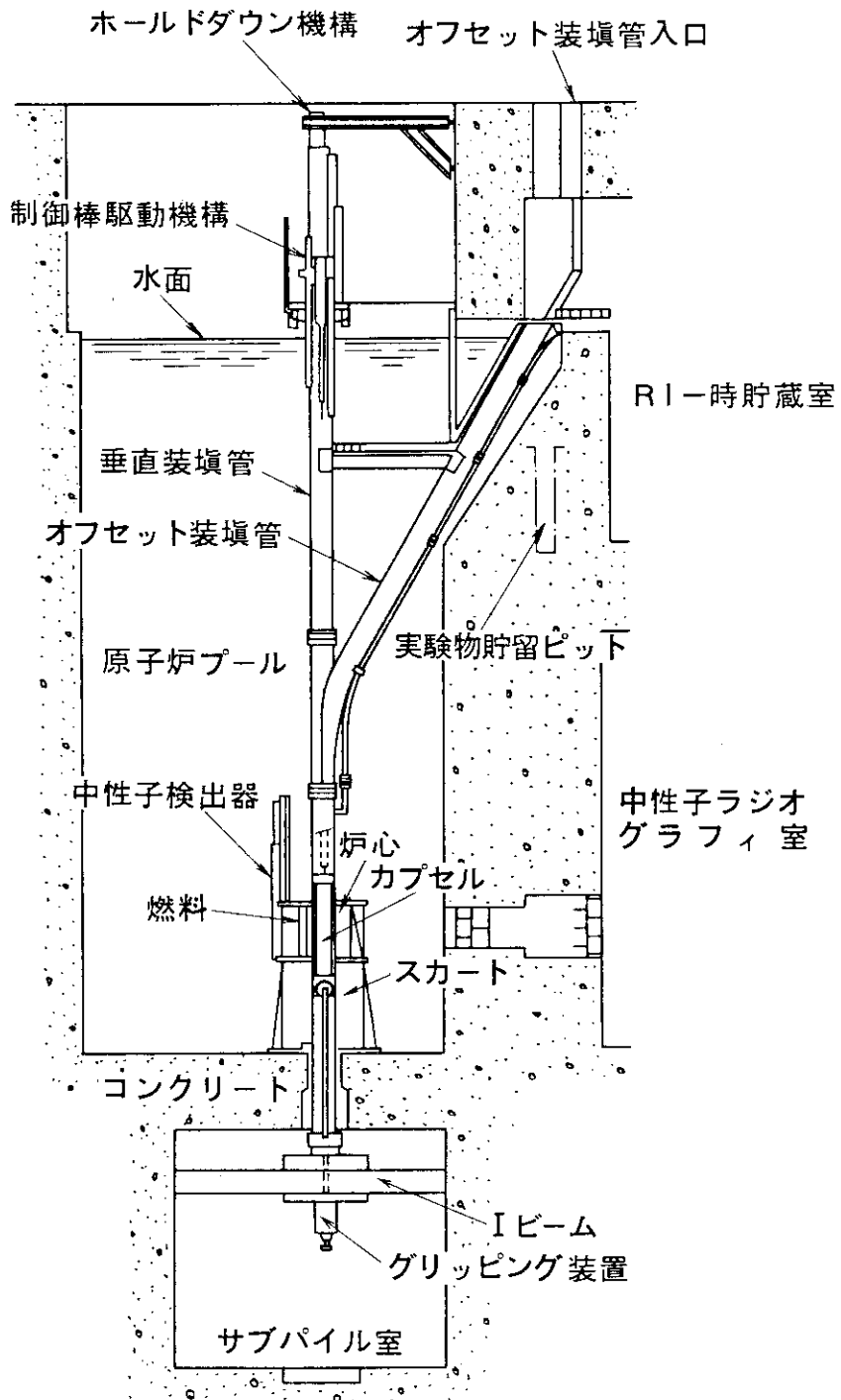
計算ケース	ウラン密度 (gU/cm^3)	燃料板長さ (cm)	自己しゃへい因子		
			上端部	中心部	下端部
215-S	2.15	10.0	0.983	0.976	0.983
215-M	"	15.0	0.983	0.976	0.983
215-L	"	20.0	0.983	0.976	0.983
358-S	3.58	10.0	0.957	0.943	0.957
358-M	"	15.0	0.956	0.943	0.956
358-L	"	20.0	0.956	0.943	0.956
501-S	5.01	10.0	0.922	0.902	0.922
501-M	"	15.0	0.922	0.902	0.922
501-L	"	20.0	0.922	0.902	0.922

第 5.4 表 U_3Si_2-Al 試験燃料発熱量計算結果

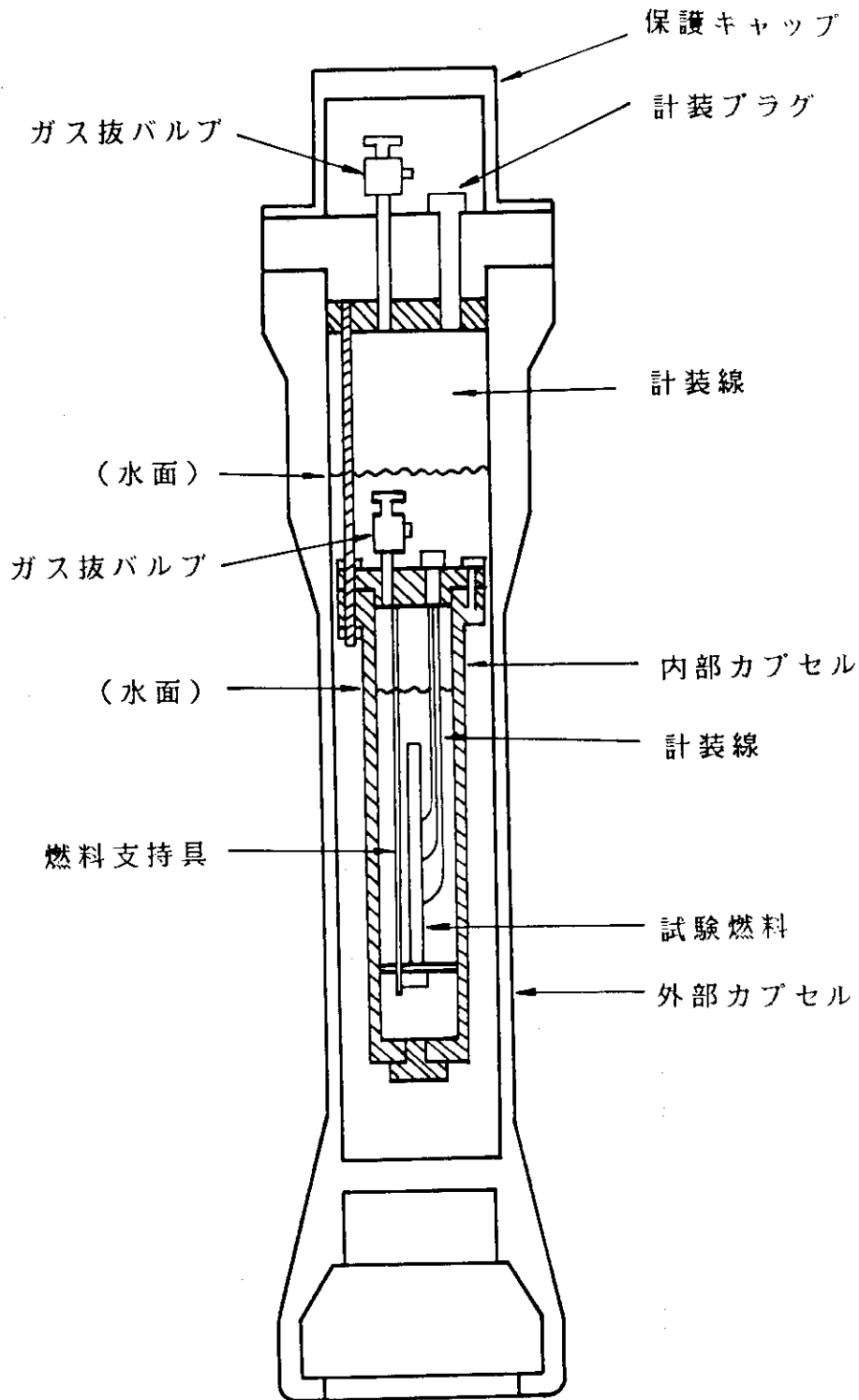
計算ケース	ウラン密度 (gU/cm^3)	燃料板長さ (cm)	単位体積当りの発熱量 ($cal/cm^3 U_3Si_2-Al/MW/sec$)	単位質量当りの発熱量 ($cal/gU_3Si_2-Al/MW/sec$)
215-S	2.15	10.0	27.69	6.249
215-M	"	15.0	26.84	6.018
215-L	"	20.0	26.10	5.854
358-S	3.58	10.0	36.79	6.129
358-M	"	15.0	35.48	5.911
358-L	"	20.0	34.43	5.736
501-S	5.01	10.0	43.06	5.707
501-M	"	15.0	41.39	5.486
501-L	"	20.0	40.11	5.317



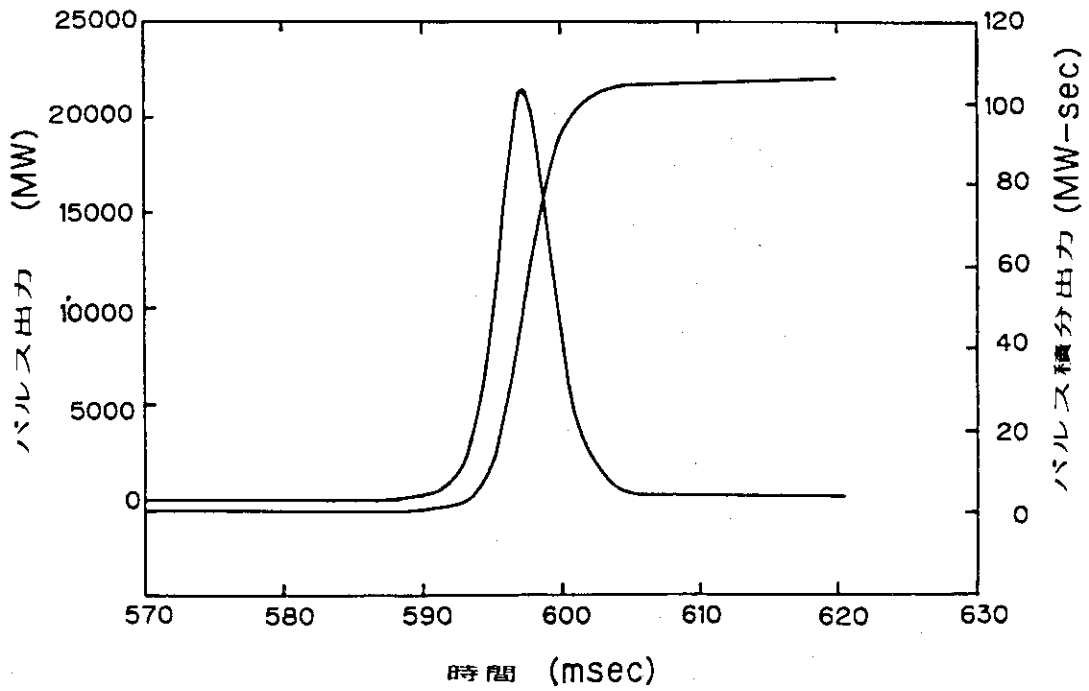
第 2.1 図 NSRR 炉心構造図



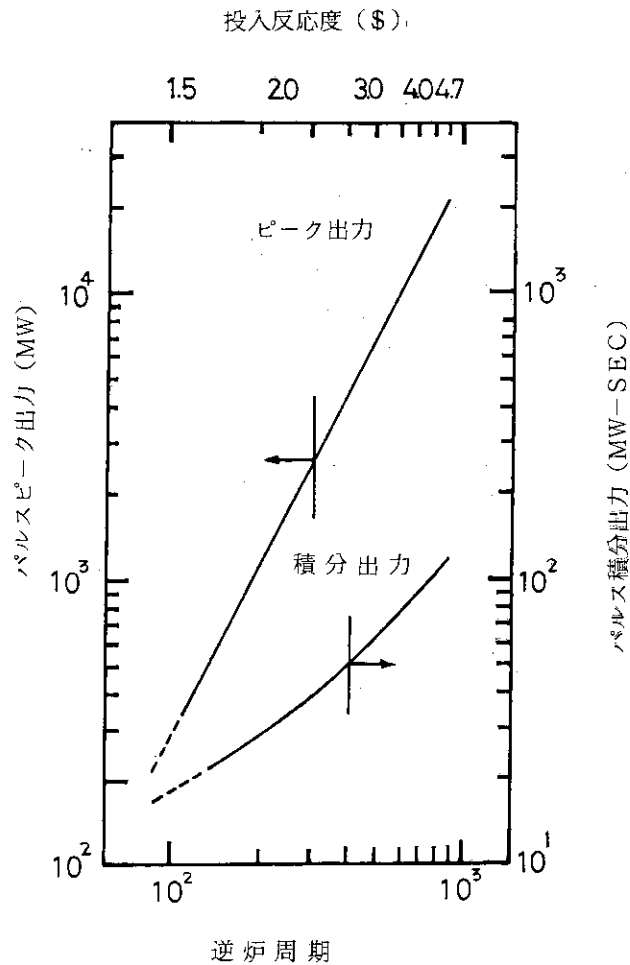
第2.2図 NSRR 炉心縦断図



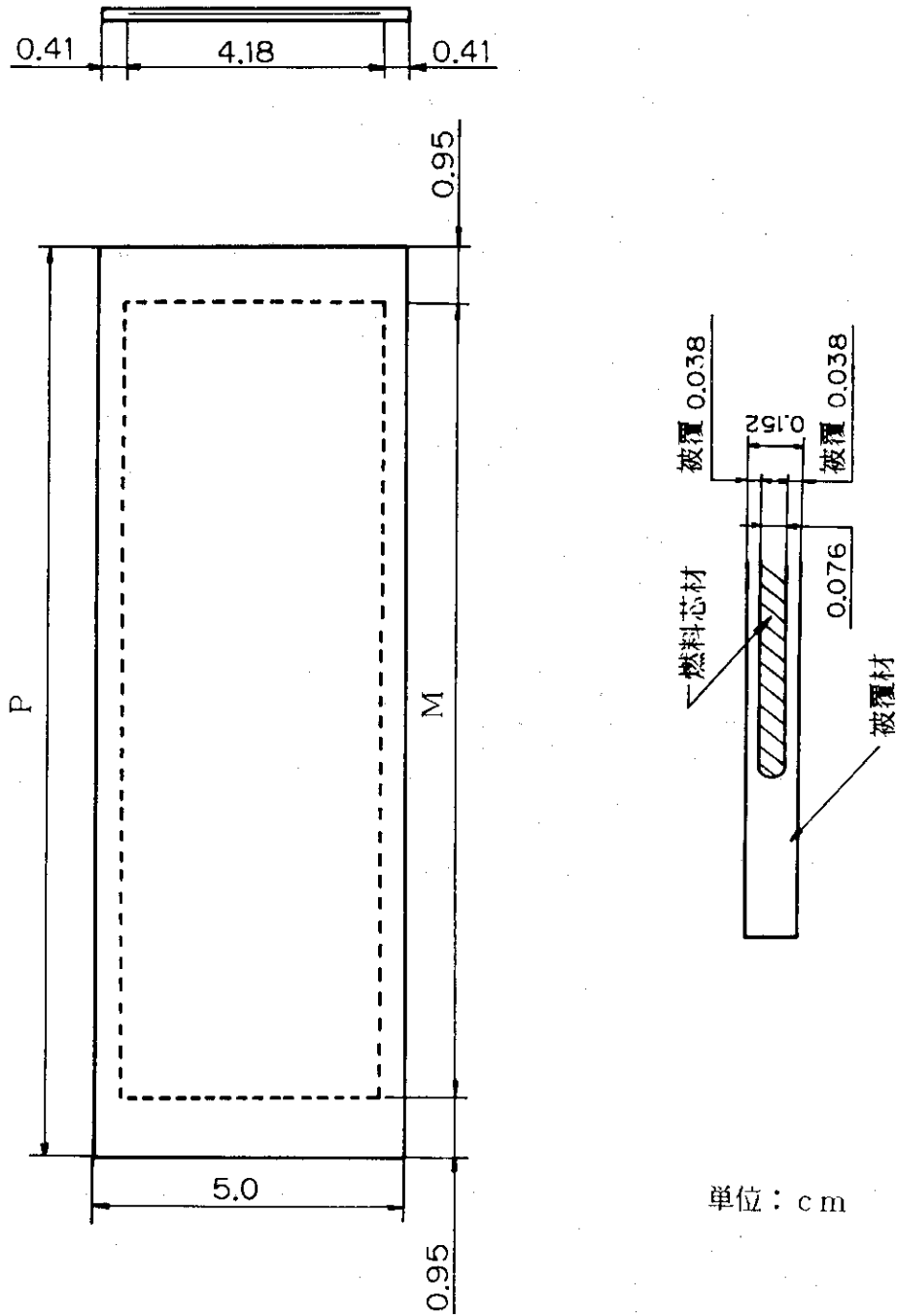
第2.3図 NSRR燃料実験用カプセル概念図



第 2.4 図 投入反応度 4.7 \$ に対するパルス出力及びパルス積分出力の時間変化



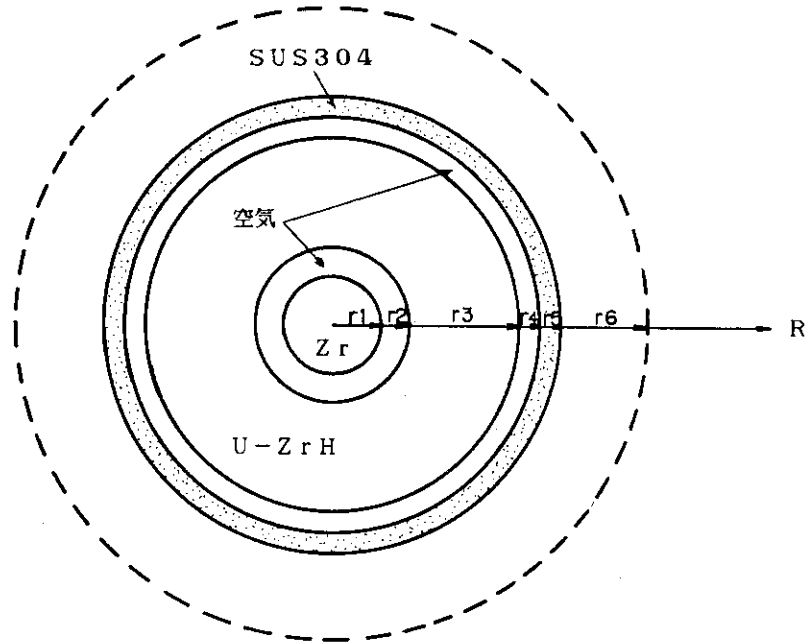
第 2.5 図 投入反応度に対するパルスピーク出力及びパルス積分出力特性



単位：cm

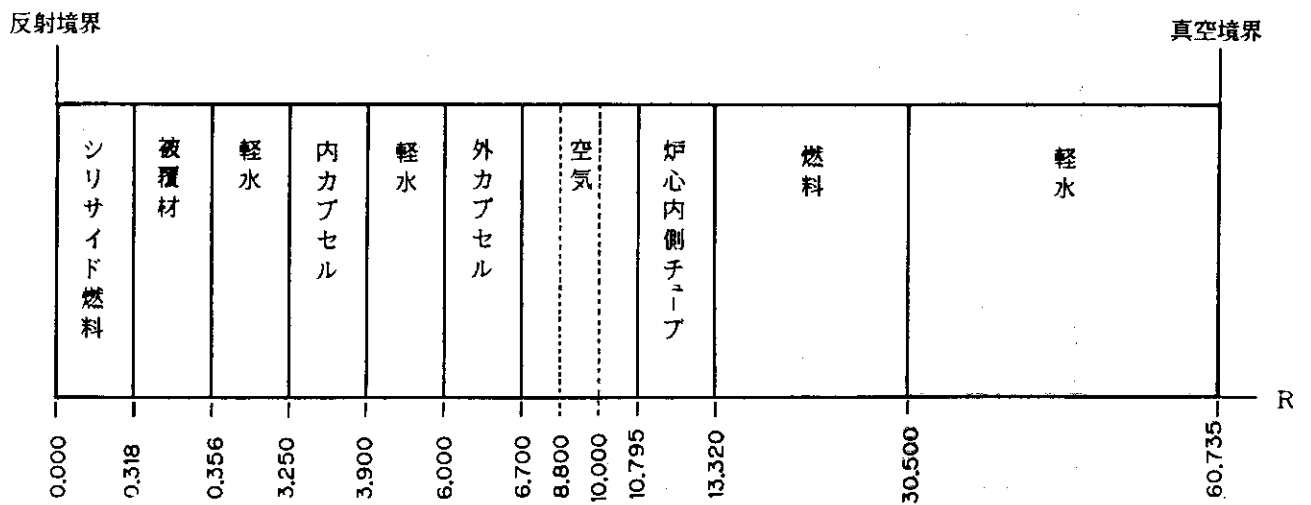
	①	②	③
燃料芯材長さ [M]	8.1	13.1	18.1
燃料板 長さ [P]	10.0	15.0	20.0

第 2.6 図 試験燃料板の構造図

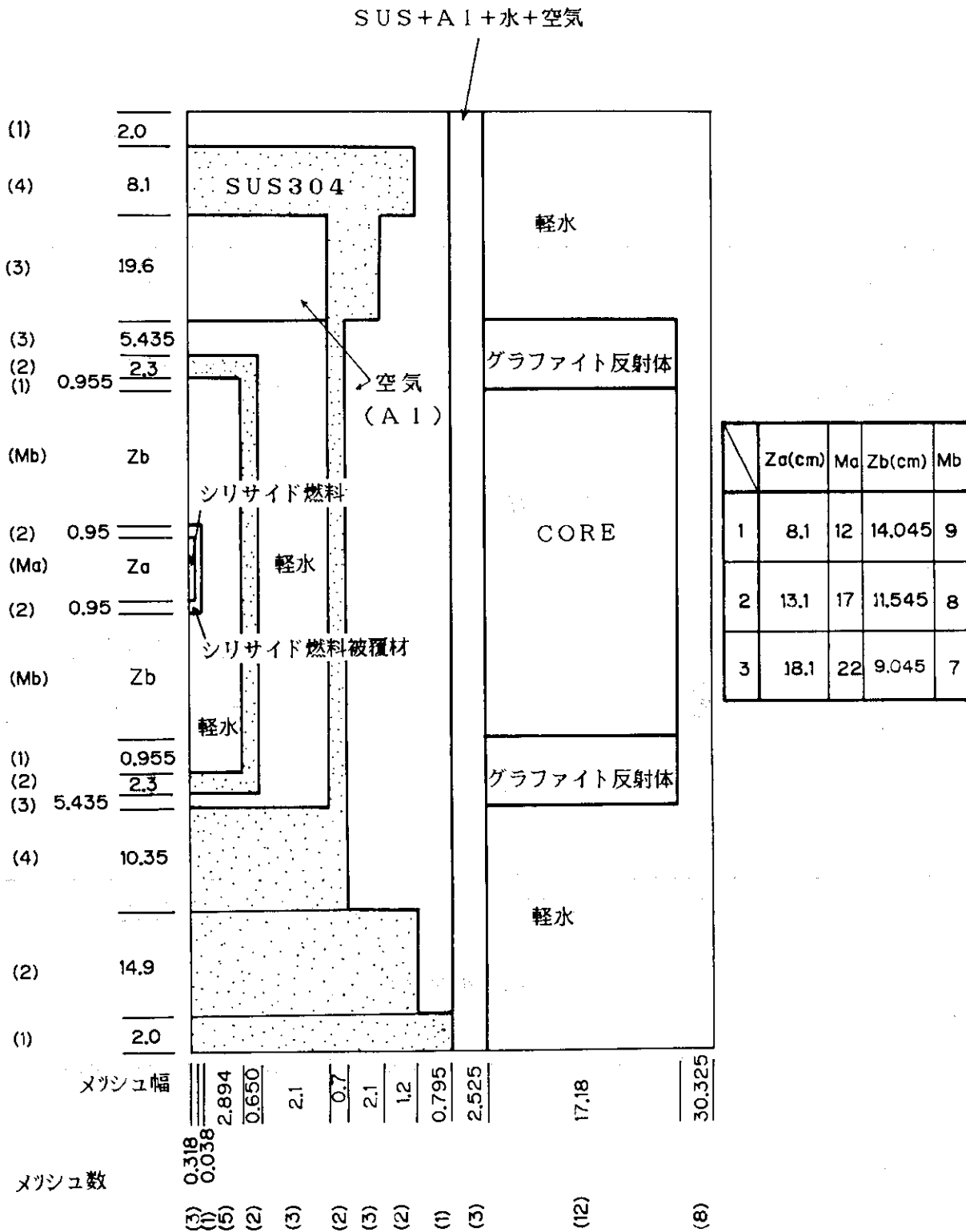


NO.	半径 (cm)	材 質
1	$r_1 = 0.286$	Zr
2	$r_2 = 0.3175$	Air
3	$r_3 = 1.778$	U-ZrH _{1.6}
4	$r_4 = 1.8263$	Air
5	$r_5 = 1.8771$	SUS304
6	$r_6 = 2.1898$	Water

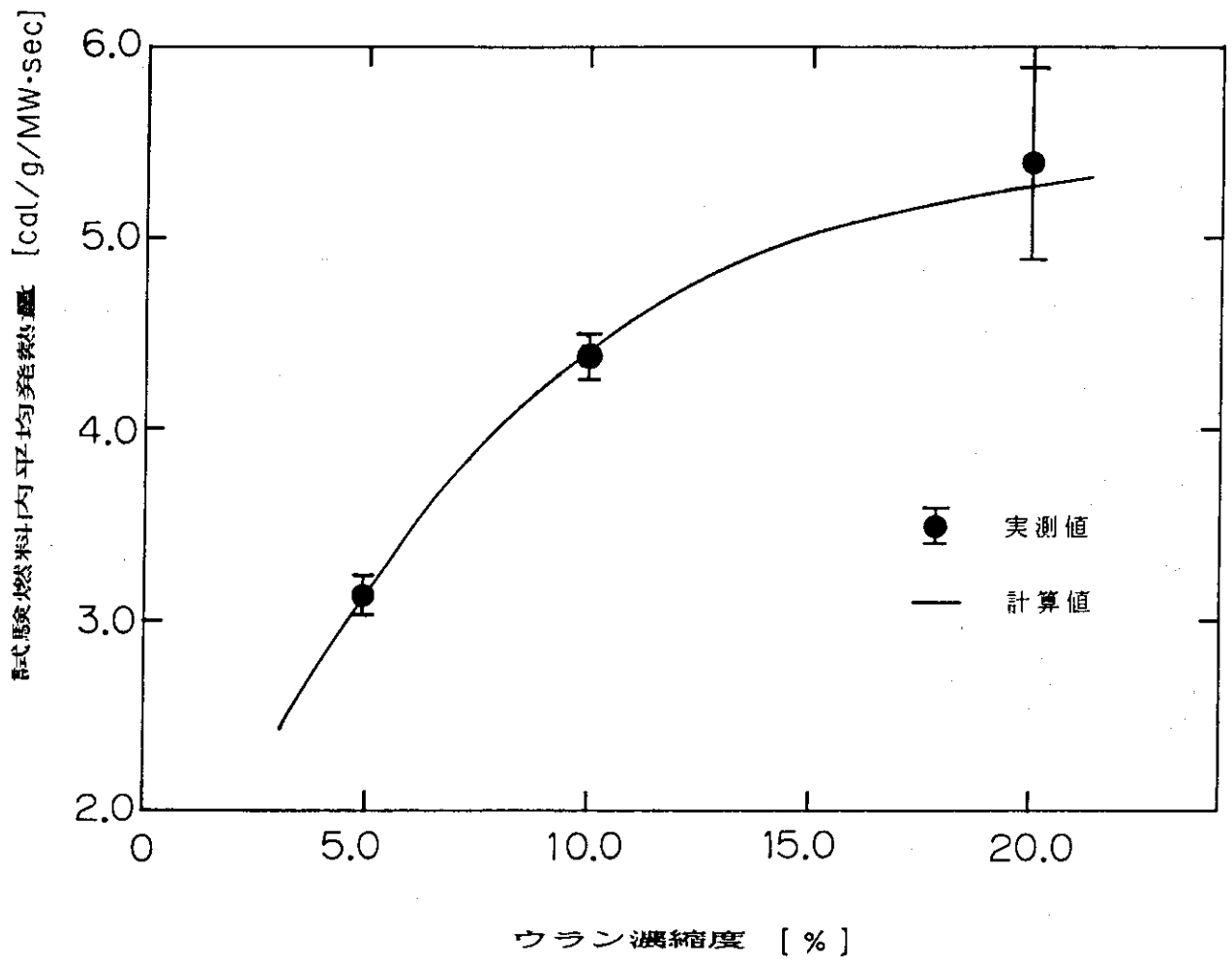
第 4.1 図 NSRR 炉心燃料基本セル



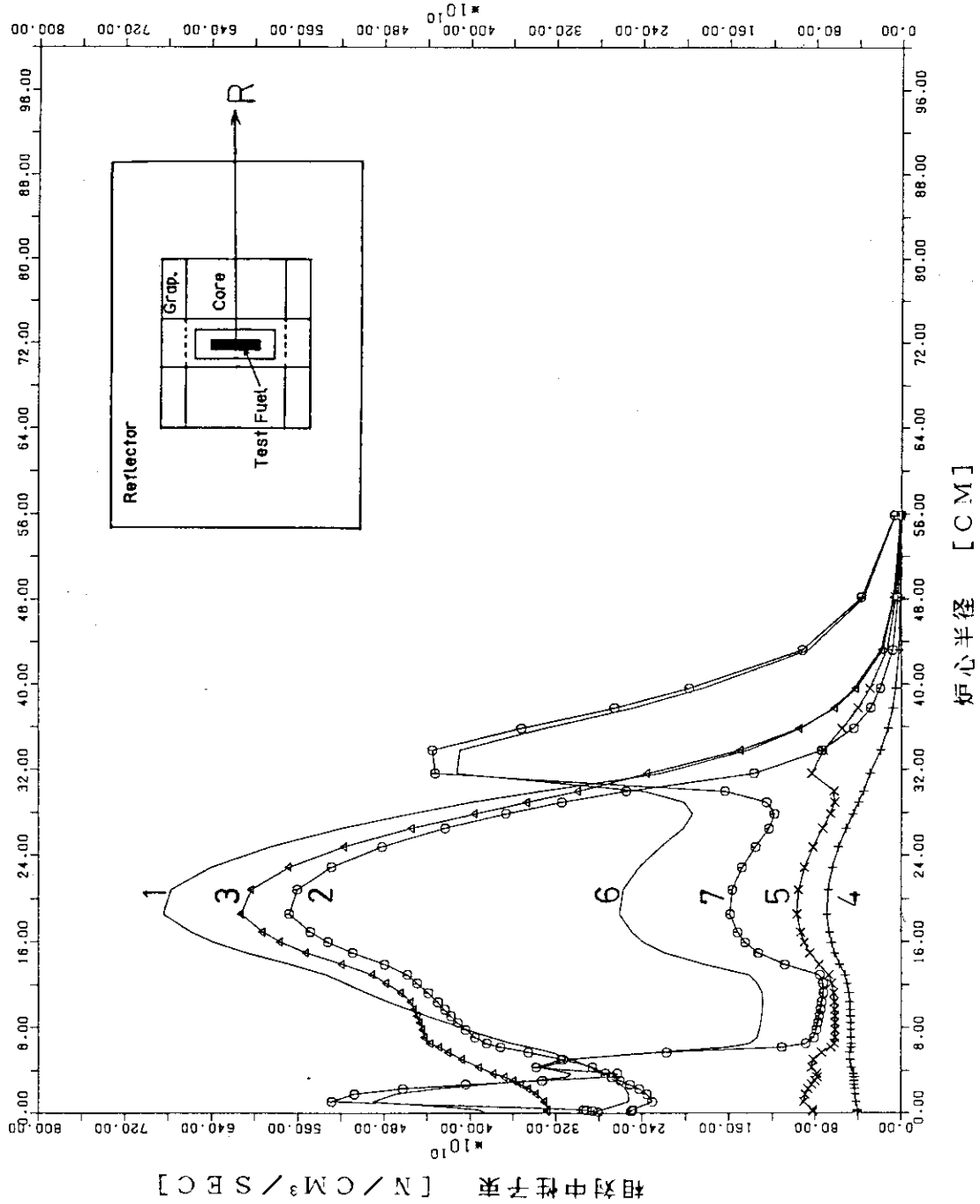
第 4.2 図 炉心要素群定数作成体系図



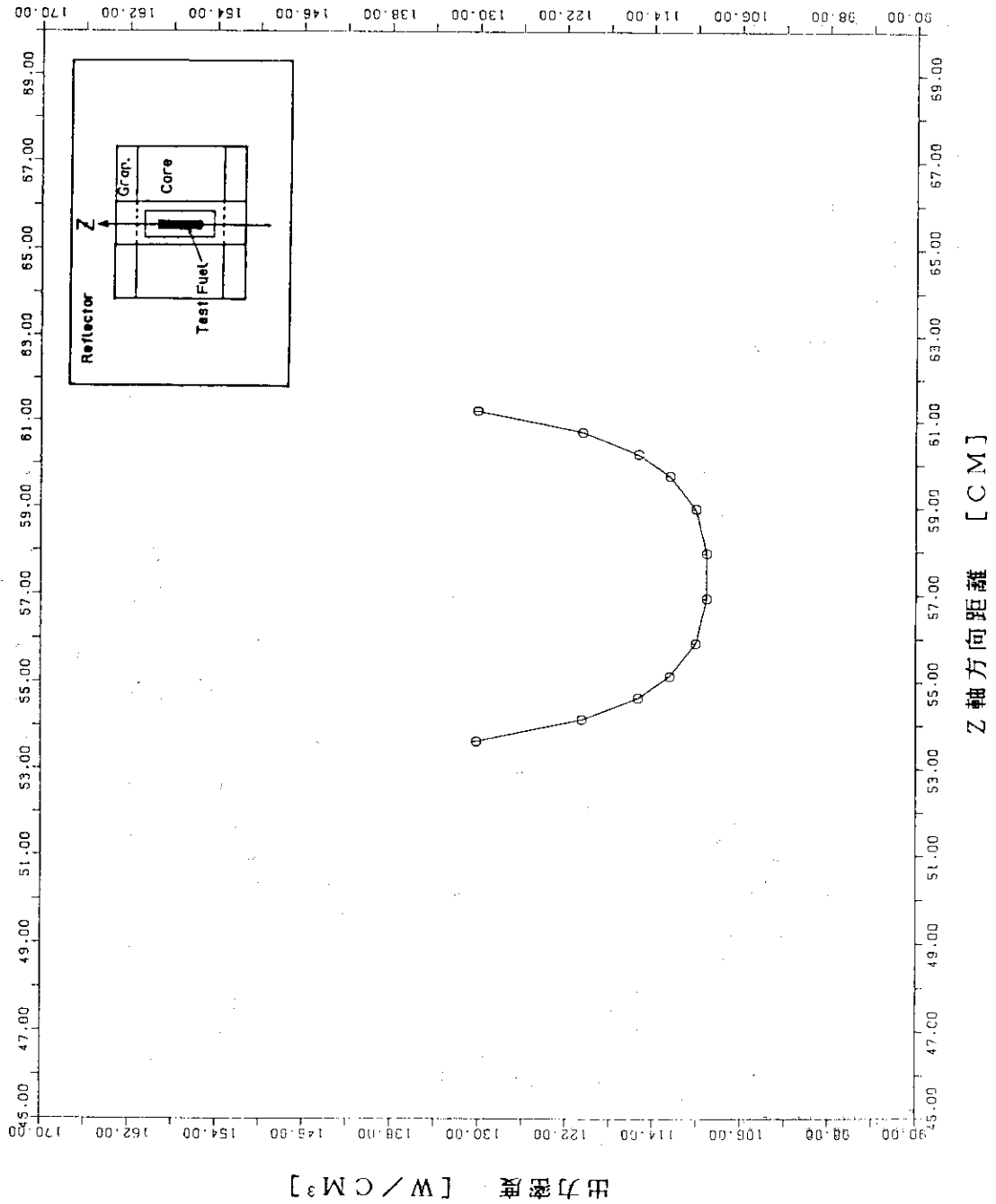
第 4.3 図 2次元炉心計算体系図



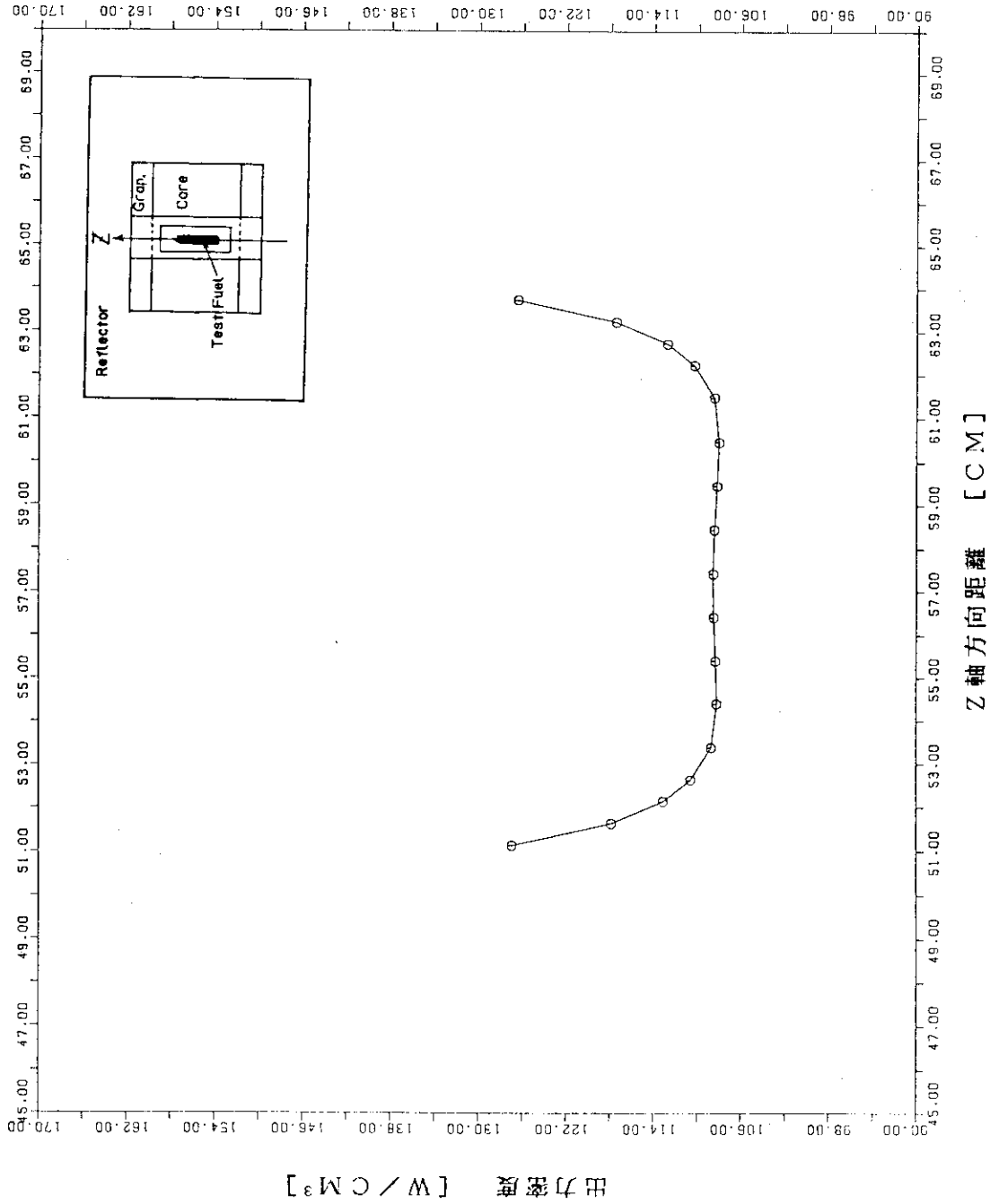
第 5.1 図 UO₂ 試験燃料におけるウラン濃縮度と単位質量当りの発熱量の関係



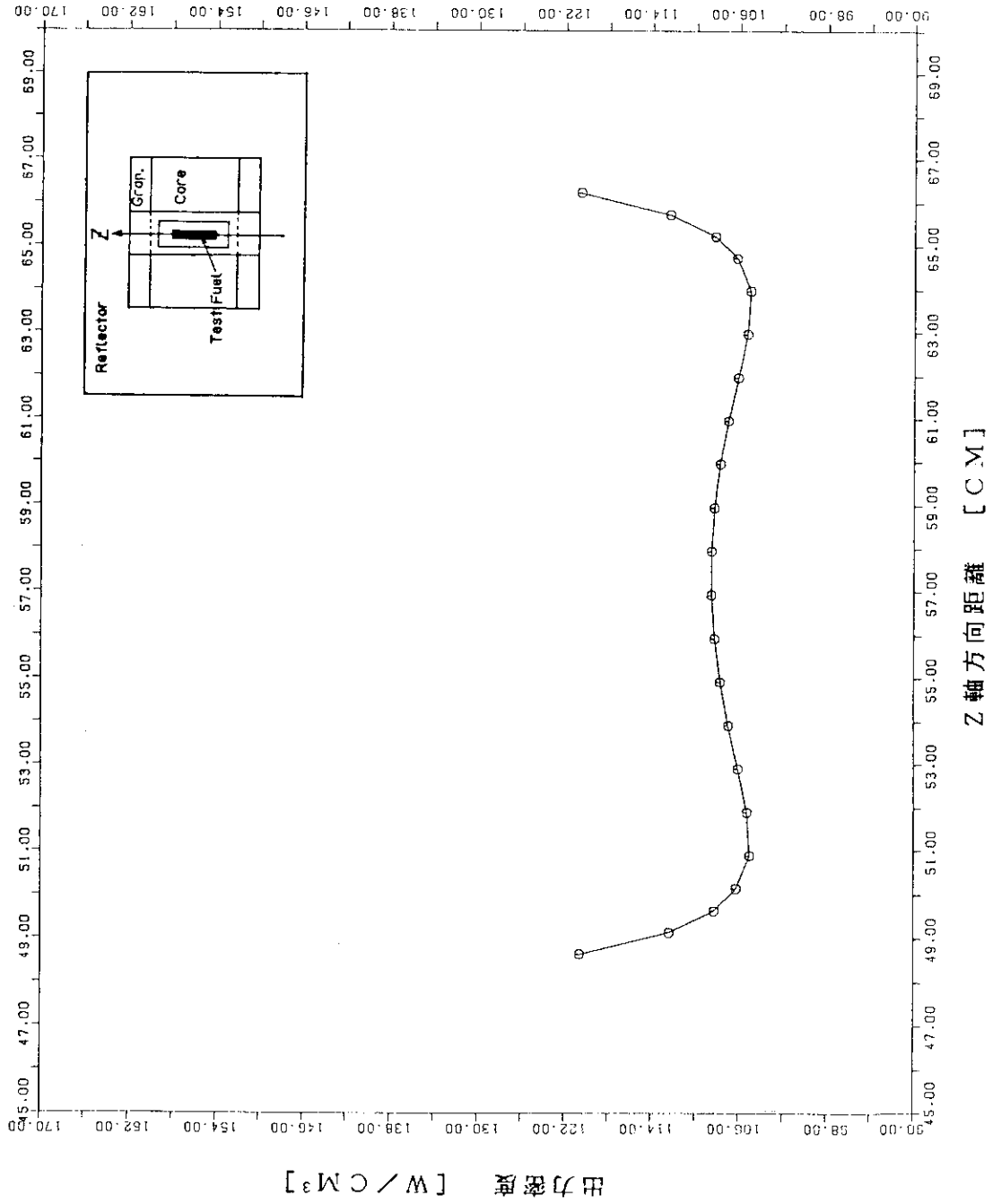
第 5.2 图 半径方向中性子束分布



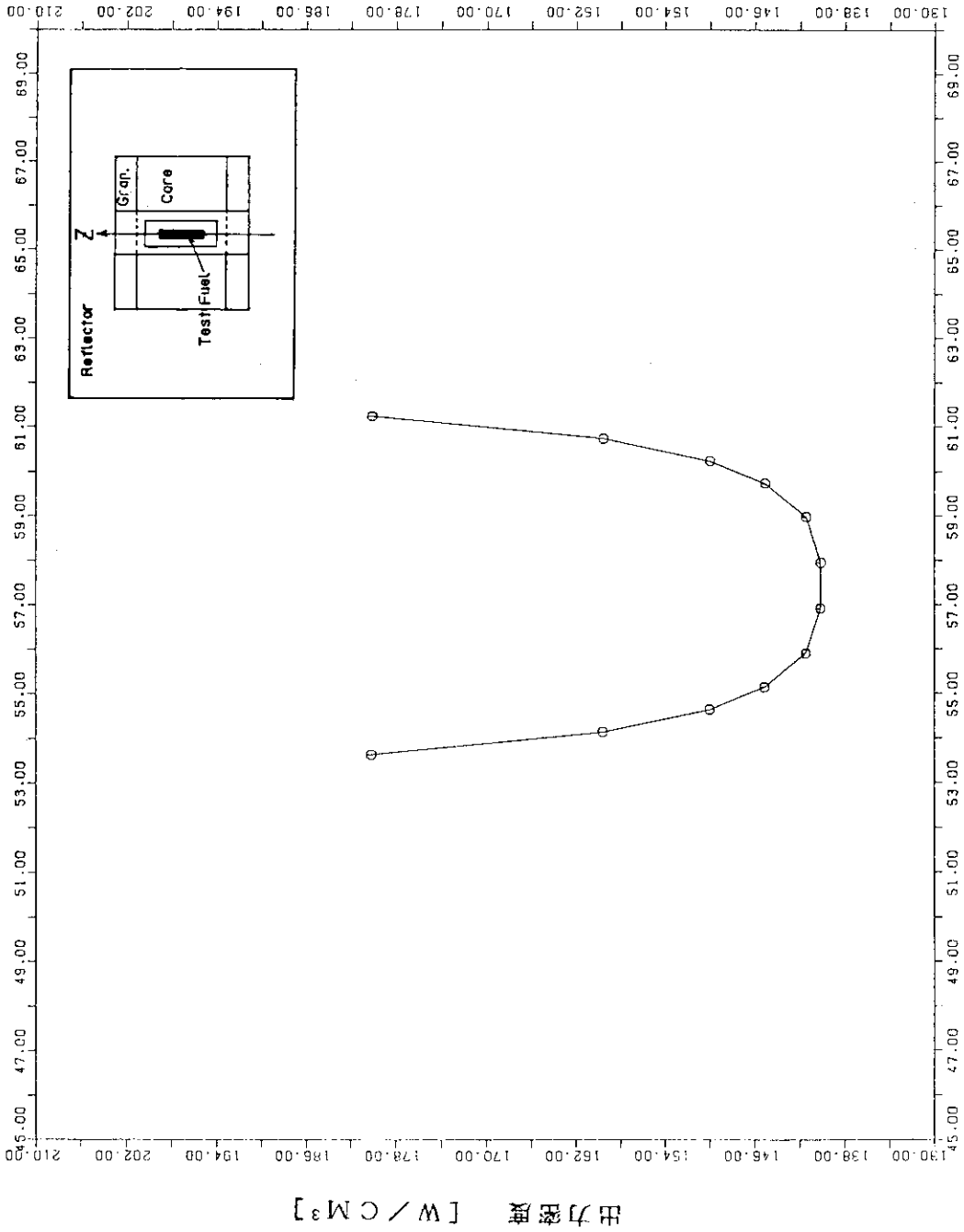
第 5.3 図 試験燃料内出力分布 ($\rho u = 2.15 \text{ gU/cm}^3$, $L_m = 8.1 \text{ cm}$)



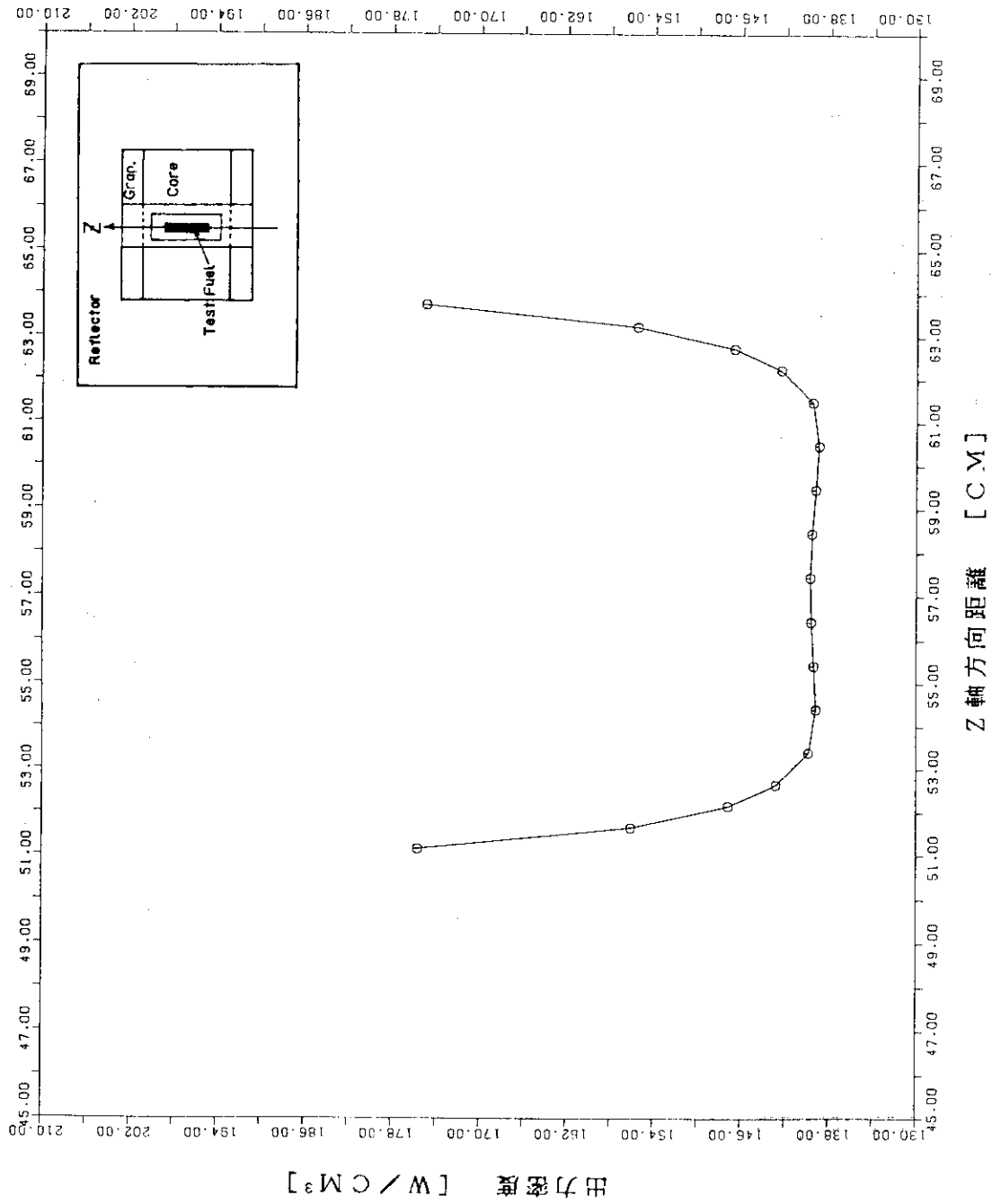
第 5.4 図 試験燃料内出力分布 ($\rho u = 2.15 \text{ gU/cm}^3$, $L_m = 13.1 \text{ cm}$)



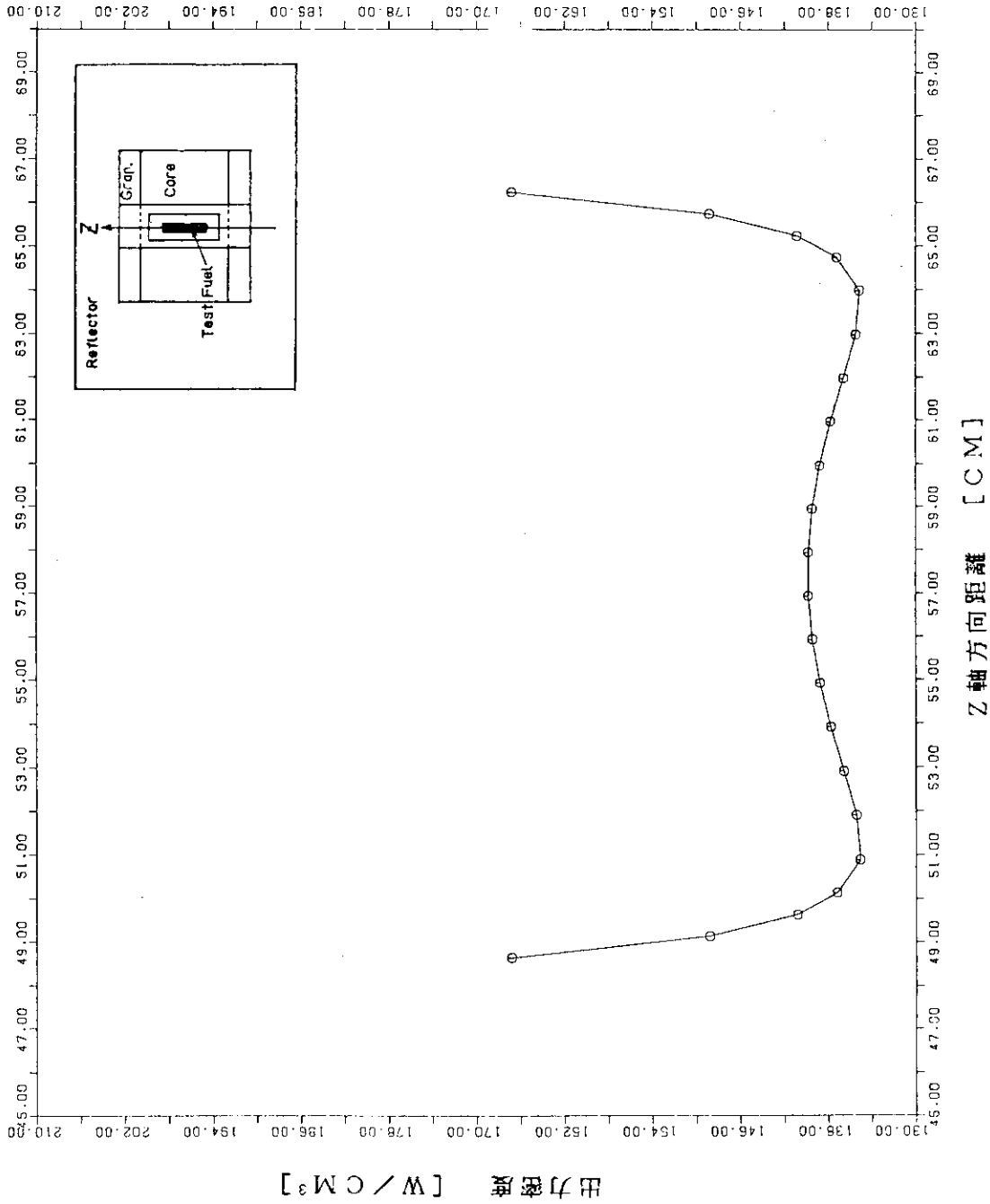
第 5.5 図 試験燃料内出力分布 ($\rho u = 2.15 \text{ gU/cm}^2$, $L_m = 18.1 \text{ cm}$)



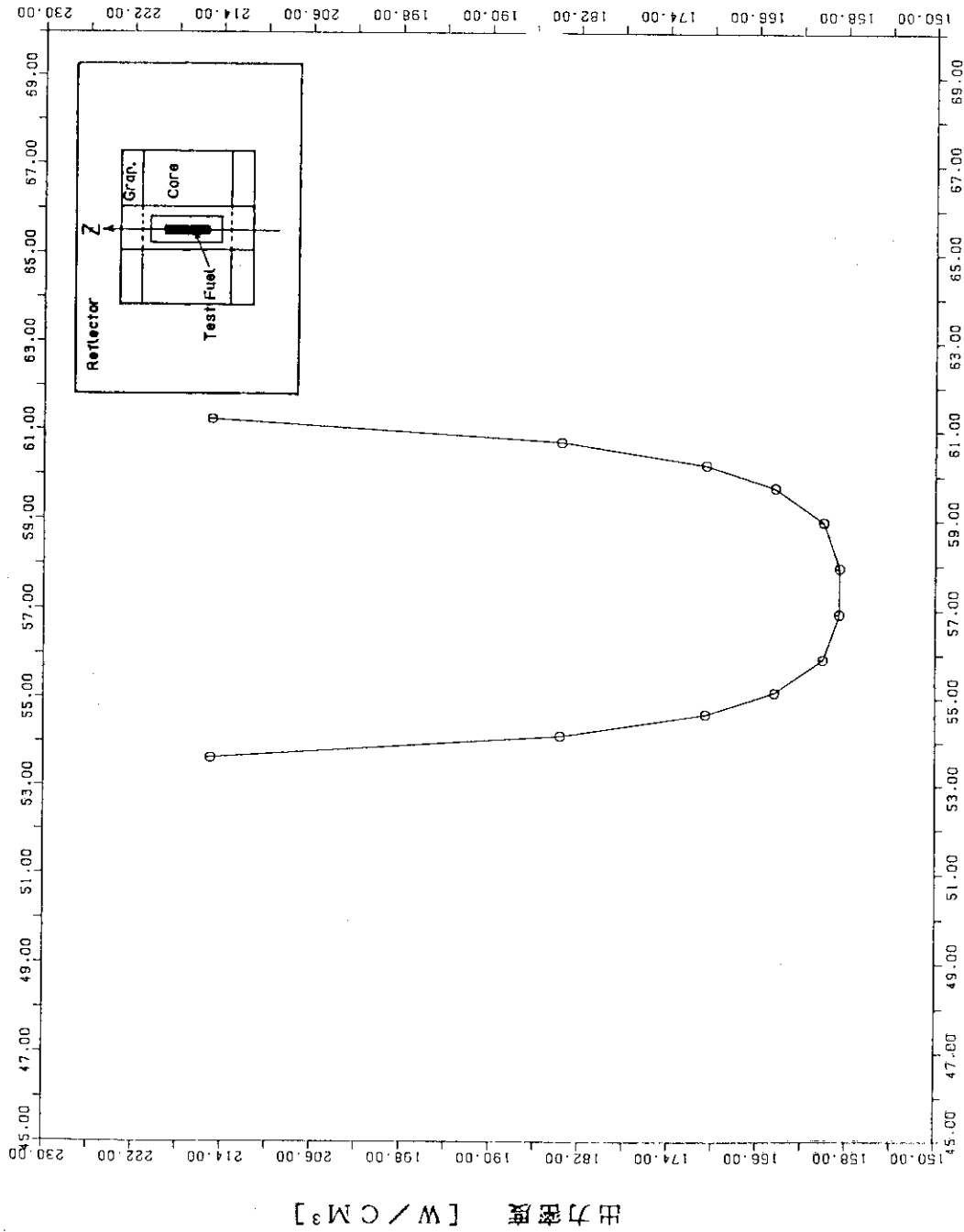
第 5.6 図 試験燃料内出力分布 ($\rho u = 3.58 \text{ gU/cm}^3$, $L_m = 8.1 \text{ cm}$)



第5.7図 試験燃料内出力分布 ($\rho u = 3.58 \text{ gU/cm}^3$, $L_m = 13.1 \text{ cm}$)

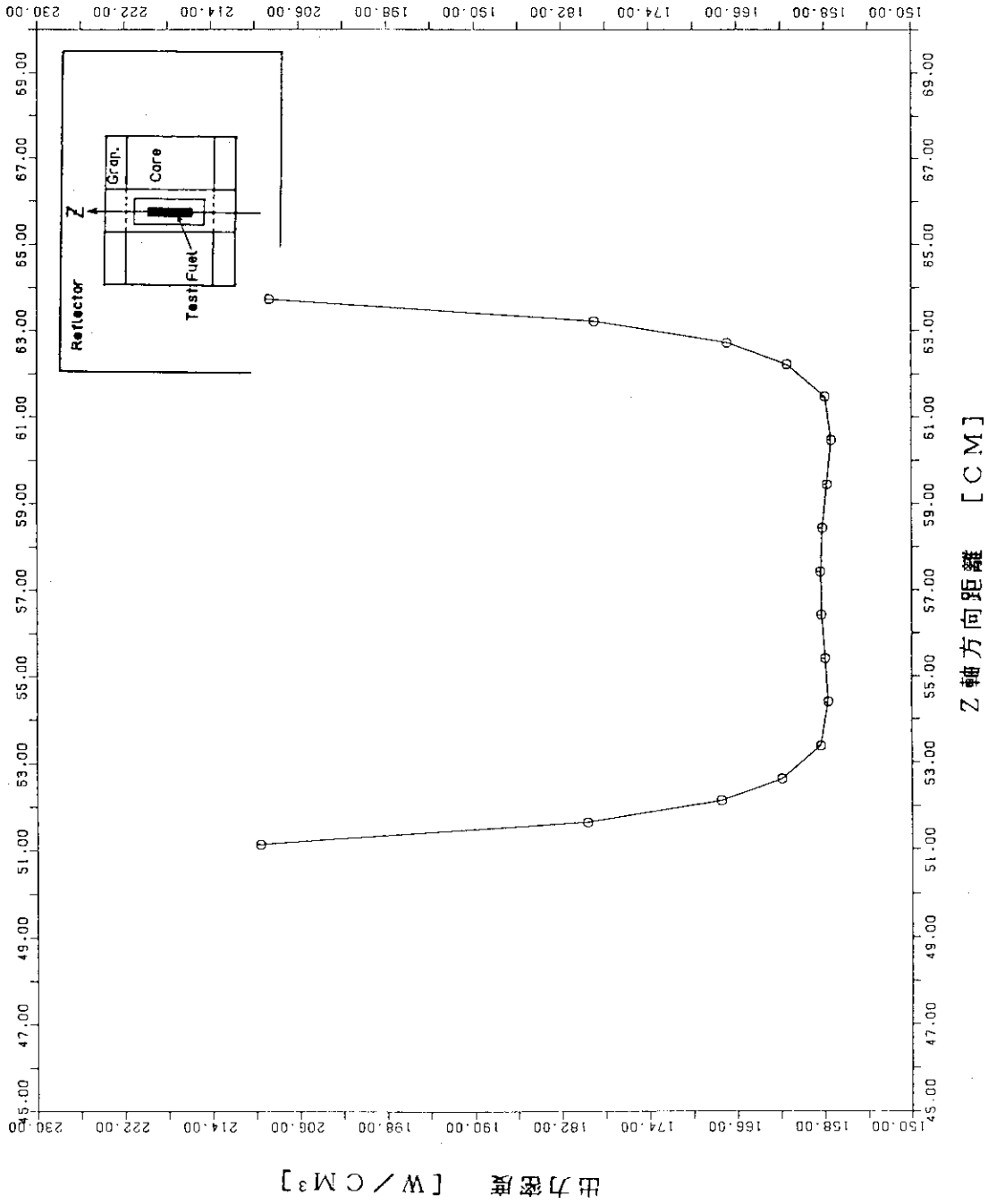


第 5.8 図 試験燃料内出力分布 ($\rho u = 3.58 \text{ gU/cm}^3$, $L_m = 18.1 \text{ cm}$)

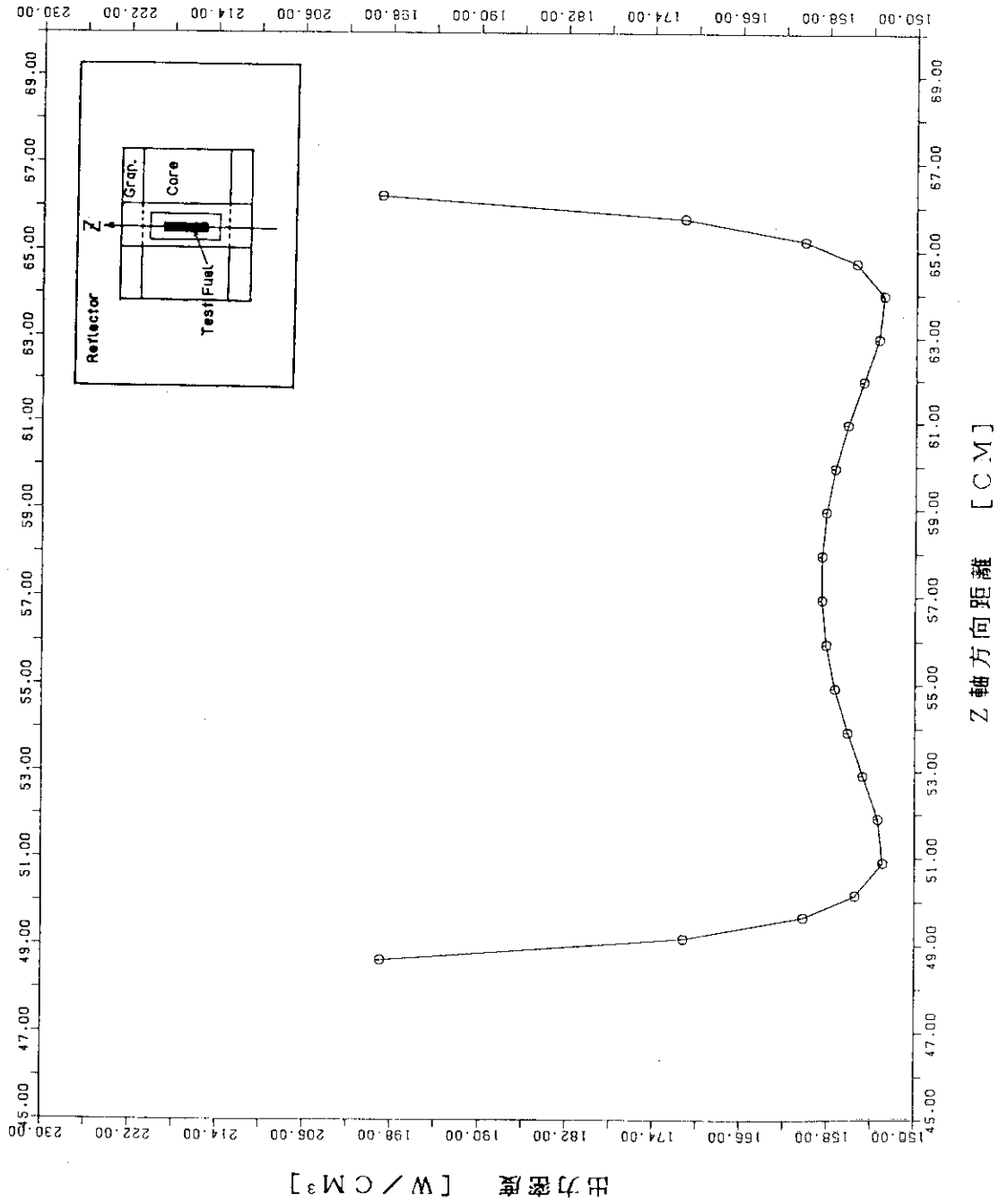


Z 軸方向距離 [CM]

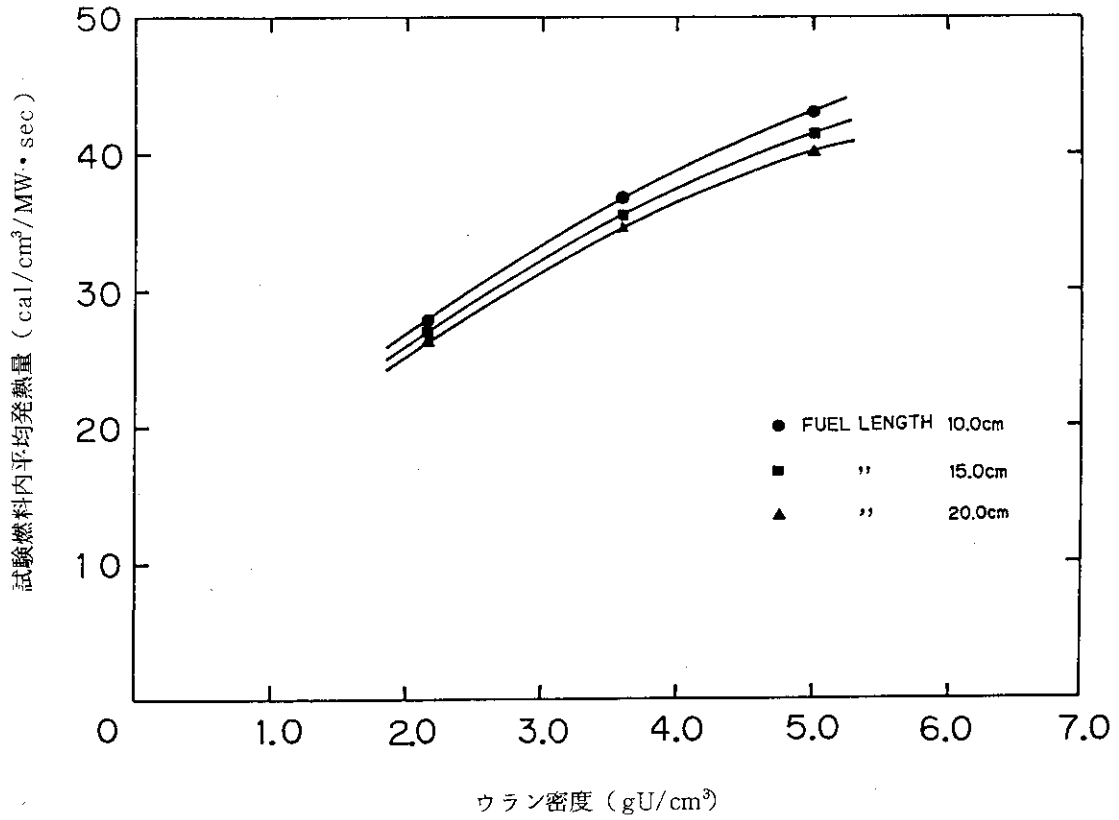
第 5.9 図 試験燃料内出力分布 ($\rho u = 5.01 \text{ gU/cm}^3$, $L_m = 8.1 \text{ cm}$)



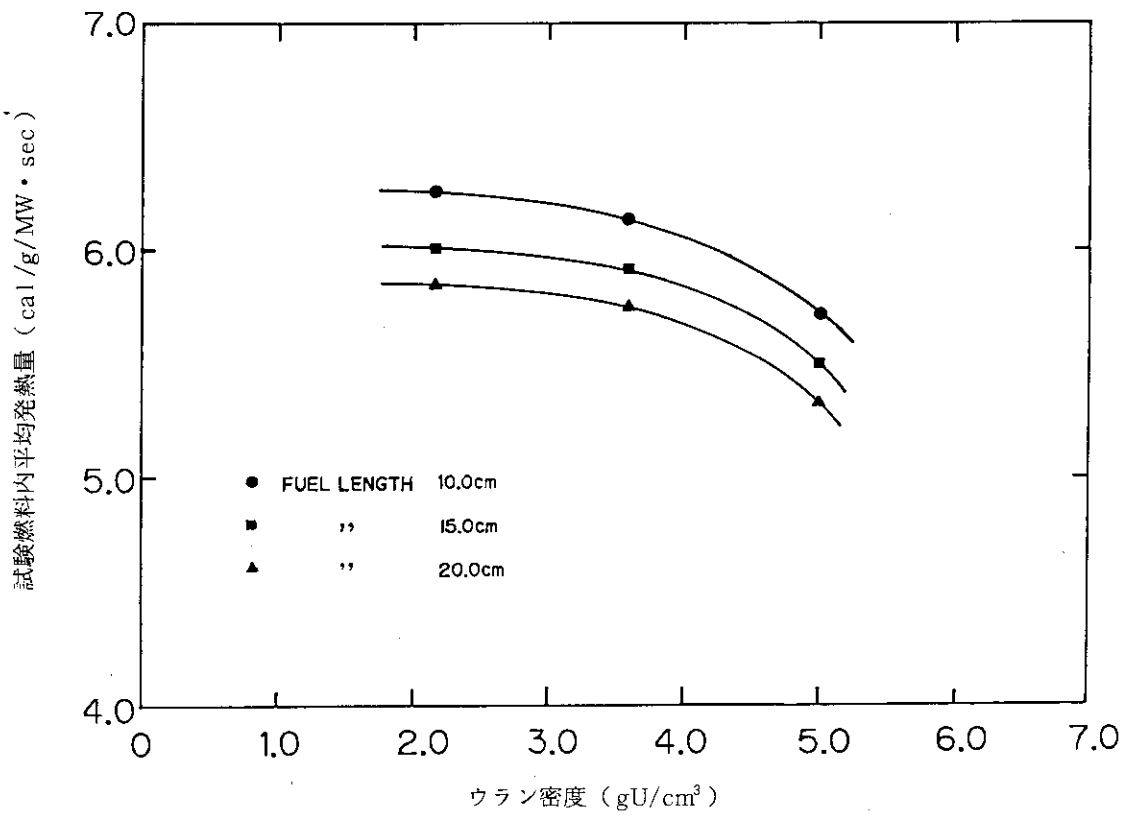
第 5.10 図 試験燃料内出力分布 ($\rho u = 5.01 \text{ gU/cm}^2$, $L_m = 13.1 \text{ cm}$)



第 5.11 図 試験燃料内出力分布 ($\rho u = 5.01 \text{ gU/cm}^3$, $L_m = 18.1 \text{ cm}$)



第 5.12 図 試験燃料におけるウラン密度と単位体積当りの発熱量の関係



第 5.13 図 試験燃料におけるウラン密度と単位質量当りの発熱量の関係