

JAERI-M
7539

NSRR実験における試験燃料の発熱量の評価

1978年2月

大西信秋・丹沢貞光・丹沢富雄*・北野照明**
岡崎修二・鈴木敏夫・中原嘉則

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

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

NSRR実験における試験燃料の発熱量の評価

日本原子力研究所東海研究所安全工学部、原子炉化学部⁺
大西信秋・丹沢貞光・丹沢富雄^{*}・北野照明^{**}
岡崎修二⁺・鈴木敏夫⁺・中原嘉則⁺

(1978年1月26日受理)

NSRRの燃料破損実験における試験燃料の破損しきい値や破壊しきい値等は燃料の単位 UO_2 重量あたりの発熱量(cal/gUO_2)によって整理されている。この発熱量の値は実験結果を整理する上でも、安全評価基準を定める上でもきわめて重要な数値であり精度の高い実測値を必要とする。

このためNSRR実験ではパルス出力で照射した試験燃料の核分裂生成物の定量測定から核分裂数の絶対値を求め、これより燃料の発熱量を評価した。

本稿では核分裂生成物の放射化学分析および化学分析による測定方法、単位核分裂あたりの放出エネルギーに関する評価計算の結果について述べた。

* 外来研究員 日本原子力事業株式会社 NAIG

** 外来研究員 三井造船株式会社

Energy Deposition in NSRR Test Fuels

Nobuaki OHNISHI, Sadamitsu TANZAWA, Tomio TANZAWA*,
Teruaki KITANO**, Shuji OKAZAKI†, Toshio SUZUKI†, and
Yoshinori NAKAHARA†

Division of Reactor Safety and Division of Chemistry†
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received January 26, 1978)

Interpretation of fuel performance data collected during inpile testing in the NSRR requires a knowledge of the energy deposition or enthalpy increase in each sample tested.

The report describes the results of absolute measurement of fission products and contents of uranium in irradiated test fuels which were performed to determine the energy deposition.

Keywords : NSRR, Reactivity Initiated Accident, Fuel Failure, Energy
Deposition, Fission Product, Fission Energy, Irradiated Fuel,
Fission Density

* Nippon Atomic Industry Group Co., Ltd.

** Mitsui Ship Building Co.

目 次

1. はじめに	1
2. NSRRの装置および特性の概要	2
2.1 NSRRの装置の概要	2
2.2 実験用カプセル	2
2.3 パルス性能	3
2.4 炉心および実験孔の熱中性子束分布	3
2.5 試験燃料	3
3. 単位核分裂当りの放出エネルギー	11
3.1 放出エネルギーの計算	11
4. 発熱量の校正	22
4.1 校正方法の概要	22
4.2 核分裂数の絶対値測定	22
4.3 試験燃料のガンマ線強度の測定	24
4.4 試験燃料の軸方向発熱分布の測定	26
4.5 ガンマ検出器による炉心出力の測定精度 および積算出力と発熱量の関係	28
5. 考 察	55
6. 結 言	58
謝 辞	58
参考文献	59
付録Ⅰ 放出エネルギー評価のための補足計算	61
付録Ⅱ ペレットサイズの相違の補正について	63
付録Ⅲ NSRR試験燃料の発熱量の絶対値測定方法	68

Contents

1. Introduction	1
2. Test Enviroments	2
2.1 NSRR Configuration	2
2.2 Standard Capsule Design	2
2.3 Pulse Characteristics	3
2.4 Thermal Neutron Flux in Core and Experimental Hole	3
2.5 Test Fuel Rod	3
3. Effective Energy Release Per Fission	11
3.1 Calculation of Fission Energy	11
4. Calibration of Energy Deposition in Test Fuel Rod	22
4.1 Introduction	22
4.2 Absolute Measurement of Fission Product	22
4.3 Relative Measurement of Gamma Ray on Test Fuel Rod	24
4.4 Axial Distribution of Energy Deposition	26
4.5 Accuracy of Integral Power in Driver Core	28
5. Discussion	55
6. Conclusion	58
7. Acknowledgments	58
8. Referecces	59
Appendix I Effect on Energy Deposition of Capture Gamma Ray ...	61
Appendix II Correction of Pellet Size for Gamma Ray Measurement .	63
Appendix III Absolute Measurement Method of NSRR Test Fuel	68

1. はじめに

原子炉に異常な反応度が印加される結果、出力が急激に上昇し暴走状態になることを想定した反応度事故に関する研究は、米国の SPERT-I~III や BORAX-I~III により動特性実験、SPERT-I による原子炉破壊実験および SPERT-CDC や TREAT による燃料破損実験などによりかなり古くから行われてきた。最初の動特性実験は原子炉に正の反応度を急速に印加して即発臨界以上の状態にして原子炉出力の上昇挙動、燃料および冷却材の熱水力挙動および反応度フィードバック機構を究明すると共に、原子炉のもつ自己制御性を明らかにした。その後、SPERT-I による原子炉の破壊実験が行われ、正の反応度を段階的に増大させて行くことにより最終的に原子炉を破壊し、破壊時における出力暴走挙動、燃料の破壊挙動が調べられた。この SPERT-I の破壊実験の結果に基づき、反応度事故に関する試験研究は、直接的な原子炉の破壊実験から試験燃料のみの破損実験に移行し、SPERT-CDC や TREAT による燃料破損実験が数多く行われた。

SPERT-CDC や TREAT を使った燃料破損実験は、炉心中央部にある実験孔においてカプセルあるいはループに封入した試験燃料をパルス出力によって照射し、反応度事故時の燃料の加熱状態を模擬して燃料の破損挙動を究明したものである。このような実験は、大規模な原子炉の破壊実験に比べて安価であると共に、容易に実験条件を変えて数多くの実験を行える点できわめて有利である。これら SPERT-CDC および TREAT 実験に引続き、現在、NSRR ではより実際の動力炉の条件での燃料破損実験が実施されており、米国においても PBF による実験が計画されている。

さて、NSRR のような反応度事故を模擬した燃料破損実験においては、きわめて短い時間に試験燃料を加熱し、燃料の熱的挙動および機械的挙動を調べることにより、燃料の破損しきい値、破壊しきい値および破損燃料と冷却水の急激な反応によって生じる破壊エネルギーの発生機構等の究明を目的としている。これらの状況を整理するために、試験燃料に与えられた発熱量 (cal/g UO_2) が用いられている。発熱量が用いられる理由は、反応度事故の場合にはきわめて短時間の間にパルス出力により燃料が急速に加熱され、ほぼ断熱的に温度が上昇することによるものと考えられる。NSRR や SPERT-CDC のようにパルス出力が急峻な場合には、試験燃料に与えられる発熱量は、パルス出力のピーク部で約 90% が与えられ、ピーク部に続くランアウト出力部で約 10% が与えられる。したがって、発熱量の大部分がピーク部で瞬間的に与えられると考えても差支えない。

以上述べた理由により、反応度事故時の燃料の状況は発熱量で整理し、これを基準にして燃料の破損しきい値や破壊しきい値を定めている。このため実験に用いられた燃料の発熱量を正確に知る必要がある。これまでの実験では照射した試験燃料の核分裂生成物である ^{140}Ba 、 ^{99}Mo 、 ^{95}Zr および ^{144}Ce 等を化学分析あるいは放射化学分析によって測定する直接的な方法と試験燃料の表面に取付けた金箔の誘導放射能の測定、もしくは試験燃料の近傍に入れたモニター用検出器による測定による間接的な方法がとられてきた。前者は最も直接的で、かつ精度の高い方

法であるが、数多い試験燃料のすべてについて行うことはむずかしい。一方、後者は比較的簡便ではあるが、精度の面で難点がある。これらの点を考慮して、NSRR実験では、代表的な試験燃料について照射した試験燃料の核分裂生成物 (^{140}Ba , ^{140}La , ^{95}Zr) の定量測定を行うと共に、炉心の積分出力との関係を求める方法を採用した。この方法により、一度試験燃料の発熱量と炉心の積分出力の関係を求めておけば、その後は炉心の積分出力を測定することにより簡単に発熱量を評価することができることになる。しかしながら、この場合、炉心の積分出力の測定精度についても十分吟味しておく必要がある。

本報告では、まず、第2章においてNSRRの炉心および試験燃料等について概要を述べた。続いて、第3章において核分裂あたりに放出されるエネルギーの評価方法ならびに計算結果について説明を加えた。次に、第4章において核分裂生成物の絶対測定の方法ならびに測定結果について述べると共に、相対測定による較正方法、試験燃料の軸方向発熱分布ならびに炉心の積分出力の測定精度について検討を加えた。

2. NSRRの装置および特性の概要

2.1 NSRRの装置の概要

NSRRは米国GA社によって開発された大型パルス炉TRIGA-ACPR (Annular Core Pulse Reactor) を若干改良したものである。^{(1), (2)} 炉心は第2.1図に示すように、炉心中心部の実験孔と、それを取り囲む149本の燃料要素と8本の燃料フォロー型制御棒および3本のトランジェント棒より構成されている。炉心本体は水深約9m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ように設計されている。

炉心は直径約63cm、有効長さ約38cmの円筒形状である。炉心燃料は直径約3.6cm、有効長さ約38cm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。

実験孔は第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まで伸びた内径22cmの管である。垂直に伸びた管を垂直装填管、傾斜した管をオフセツイ装填管という。前者は主としてループなど長尺物を使用する実験に用い、後者は管が傾斜しているために放射線の遮蔽が不要なことから、取り入れ取り出しが比較的簡単なカプセル実験に用いる。

2.2 実験用カプセル

試験燃料を収納するカプセルは、実験の安全性を確保すると共に、実験条件を設定するように設計されている。NSRRで開発した標準水カプセルの概略を第2.3図に示す。これは常温常圧の実験条件において使用されるものでステンレス鋼で製作されている。試験燃料は、試験燃料の軸方向中心部が丁度炉心燃料部の軸方向中心に位置するように、カプセルの中心部より若

法であるが、数多い試験燃料のすべてについて行うことはむずかしい。一方、後者は比較的簡便ではあるが、精度の面で難点がある。これらの点を考慮して、NSRR実験では、代表的な試験燃料について照射した試験燃料の核分裂生成物 (^{140}Ba , ^{140}La , ^{95}Zr) の定量測定を行うと共に、炉心の積分出力との関係を求める方法を採用した。この方法により、一度試験燃料の発熱量と炉心の積分出力の関係を求めておけば、その後は炉心の積分出力を測定することにより簡単に発熱量を評価することができることになる。しかしながら、この場合、炉心の積分出力の測定精度についても十分吟味しておく必要がある。

本報告では、まず、第2章においてNSRRの炉心および試験燃料等について概要を述べた。続いて、第3章において核分裂あたりに放出されるエネルギーの評価方法ならびに計算結果について説明を加えた。次に、第4章において核分裂生成物の絶対測定の方法ならびに測定結果について述べると共に、相対測定による校正方法、試験燃料の軸方向発熱分布ならびに炉心の積分出力の測定精度について検討を加えた。

2. NSRRの装置および特性の概要

2.1 NSRRの装置の概要

NSRRは米国GA社によって開発された大型パルス炉TRIGA-ACPR (Annular Core Pulse Reactor) を若干改良したものである。^{(1), (2)} 炉心は第2.1図に示すように、炉心中心部の実験孔と、それを取り囲む149本の燃料要素と8本の燃料フォロー型制御棒および3本のトランジェント棒より構成されている。炉心本体は水深約9m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ように設計されている。

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

実験孔は第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まで伸びた内径22cmの管である。垂直に伸びた管を垂直装填管、傾斜した管をオフセツイ装填管という。前者は主としてループなど長尺物を使用する実験に用い、後者は管が傾斜しているために放射線の遮蔽が不要なことから、取り入れ取り出しが比較的簡単なカプセル実験に用いる。

2.2 実験用カプセル

試験燃料を収納するカプセルは、実験の安全性を確保すると共に、実験条件を設定するように設計されている。NSRRで開発した標準水カプセルの概略を第2.3図に示す。これは常温常圧の実験条件において使用されるものでステンレス鋼で製作されている。試験燃料は、試験燃料の軸方向中心部が丁度炉心燃料部の軸方向中心に位置するように、カプセルの中心部より若

干下の位置に支持棒により固定される。

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行われる。3本のトランジェント棒の組合せによって最大約4.7ドルまでの任意の反応度を投入することができる。パルス出力はNSRRのもつ自己制御性、すなわち、燃料体に含まれる減速材(ZrH)の大きな負の温度係数によるフィードバック効果により抑制される。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、パルス出力の最短炉周期とパルス半値巾はそれぞれ1.13と4.4msecで、これらはいずれも熱中性子パルス炉としては最も速く、かつ狭いものである。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。なお、NSRRの即発中性子寿命 ℓ および遅発中性子割合 β_{eff} の計算値はそれぞれ30 μ sec および0.0073である。

2.4 炉心および実験孔の熱中性子束分布

炉心および実験孔の半径方向および軸方向の熱中性子束分布を第2.6図および第2.7図に示す。図に示すように、実験孔の熱中性子束は炉心領域に比べて数段高くなっている。このため炉心燃料の健全性を損うことなく試験燃料に破損等を起させるに有効な熱中性子を与えることができる。炉心領域の熱中性子束の平均値(または最高値)に対する実験孔内の熱中性子束の平均値の比(F.O.M. Figure of Meritという)は、実験孔内の実験物の構成物や構造が大幅に異ならない限り大きく変化しないと考えられる。したがって、炉心の出力に対する試験燃料の発熱量が校正されておれば、実験ごとに発熱量の校正測定をする必要がなくパルス出力の測定値から簡単に求めることができる。

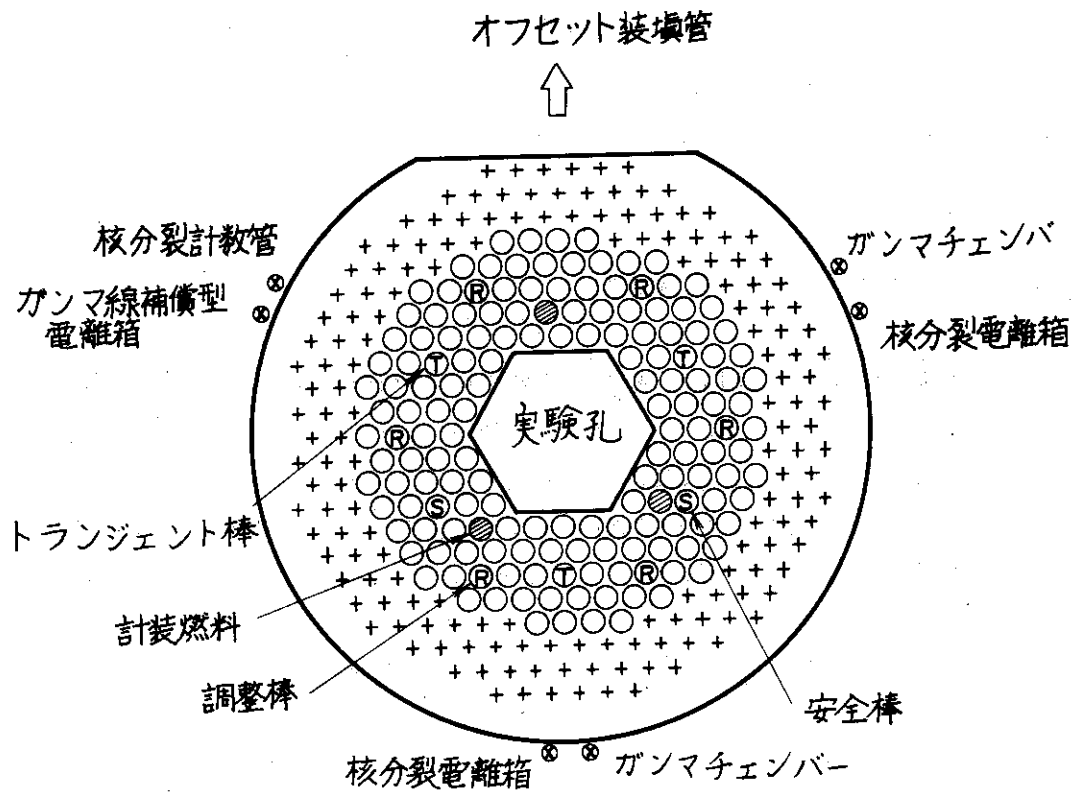
この炉の熱中性子束は放射化法により実験孔内にカプセルが挿入されている場合とない場合について測定され、定格出力運転の最大出力300kWにおいてそれぞれ 2.29×10^{12} n/cm² sec (炉心平均)および 2.56×10^{12} n/cm² sec (炉心平均)となっている。炉心の出力ピーキング係数を第2.1表に示す。実験孔内にカプセルを挿入した場合とそうでない場合とではピーキング係数が多少異なっている。

2.5 試験燃料

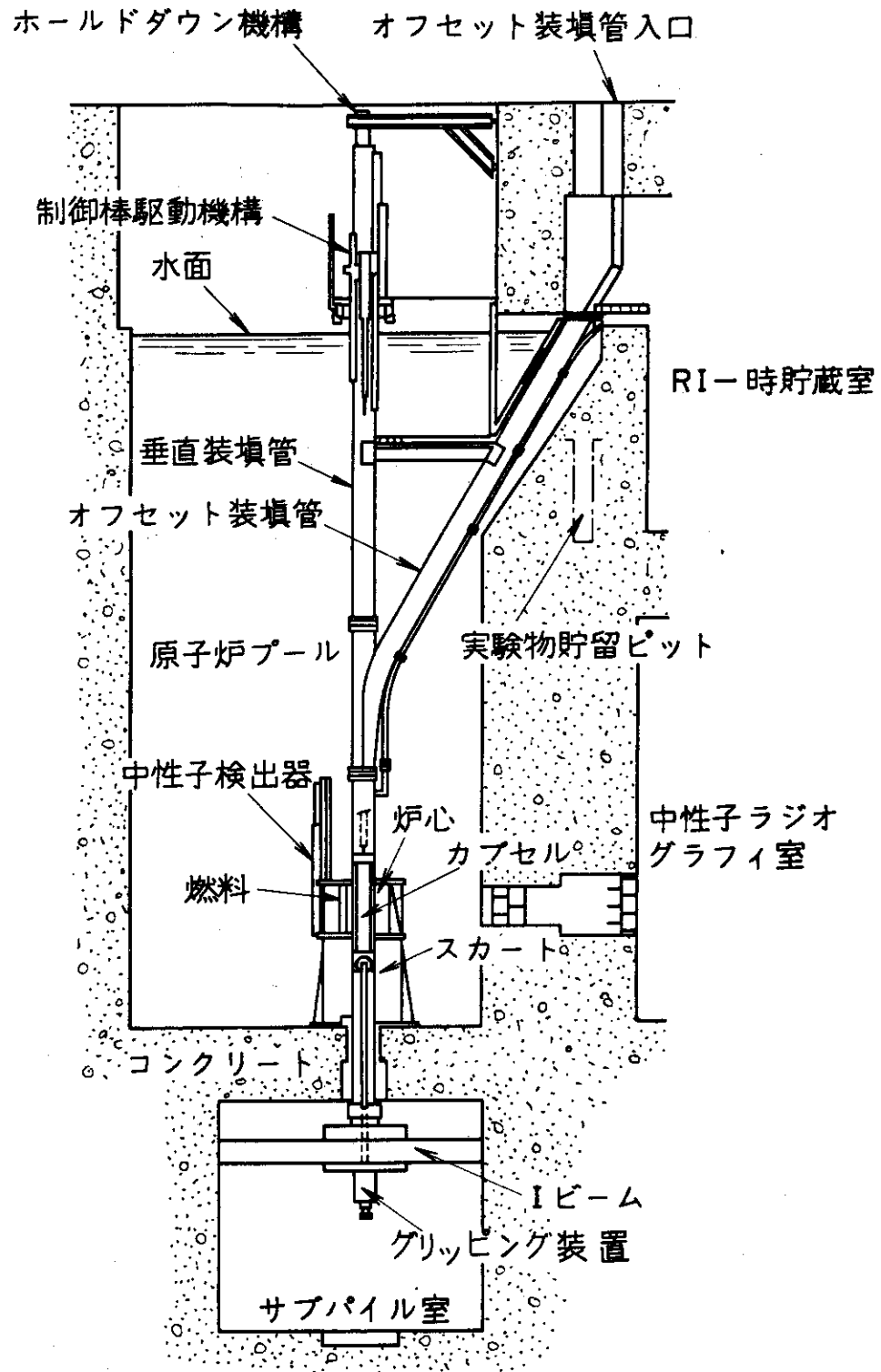
NSRR実験においては、実験結果をできる限り整理しやすいようにするために実験に用いる試験燃料の形状、材質および製造条件等の仕様を同一にしたものを標準燃料として用いている。標準燃料およびそれを基準にしてギャップ幅を変えたギャップ燃料等の主要な仕様を第2.2表に、また概略を第2.8図に示す。表に示されているように、標準燃料は長さ、濃縮度および内圧を除いてほぼPWR燃料と同一の仕様である。NSRR実験では標準燃料を基準とした燃料破

損に関するデータ・ベースをつくり、被覆管の材質、ペレット形状、濃縮度等の燃料に関するパラメータの違いによる破損挙動に及ぼす影響を標準燃料の結果と比較することによって評価する方法をとっている。

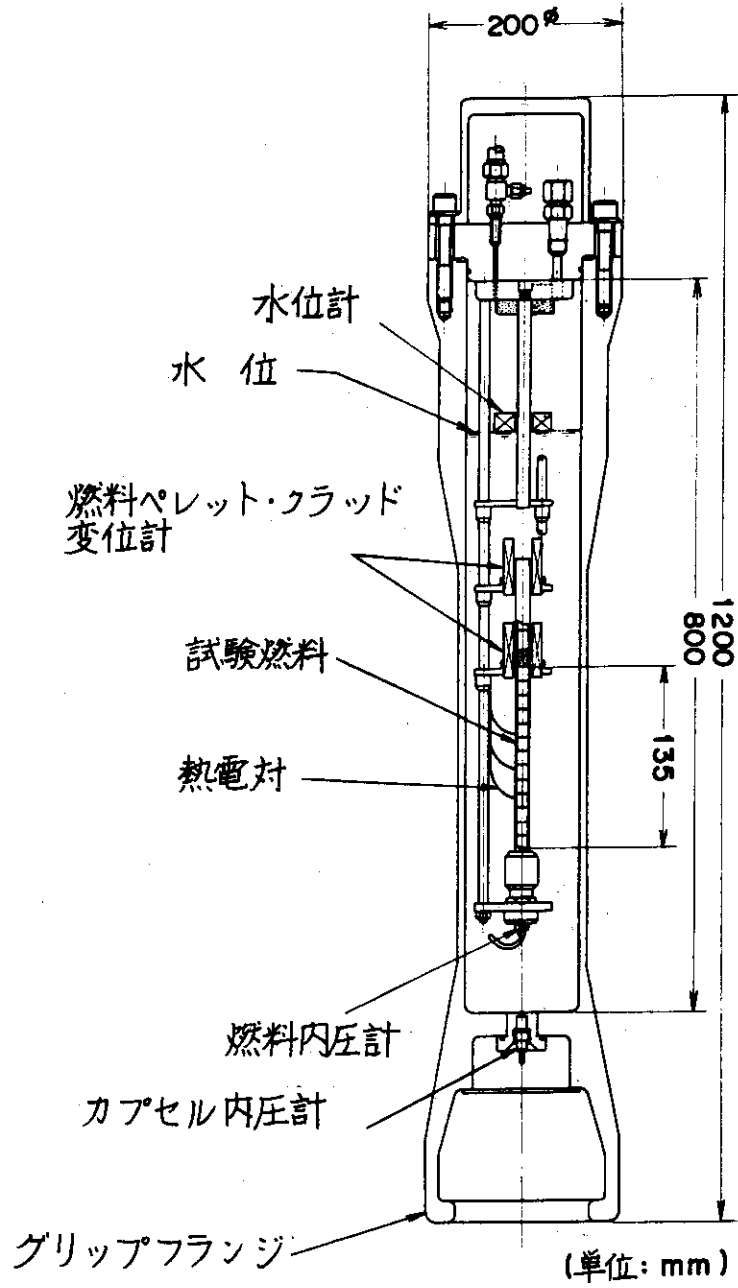
以上の点から、発熱量の評価も10%濃縮度の標準燃料が主体的に行われており、測定に用いられた燃料本数も最も多くなっている。



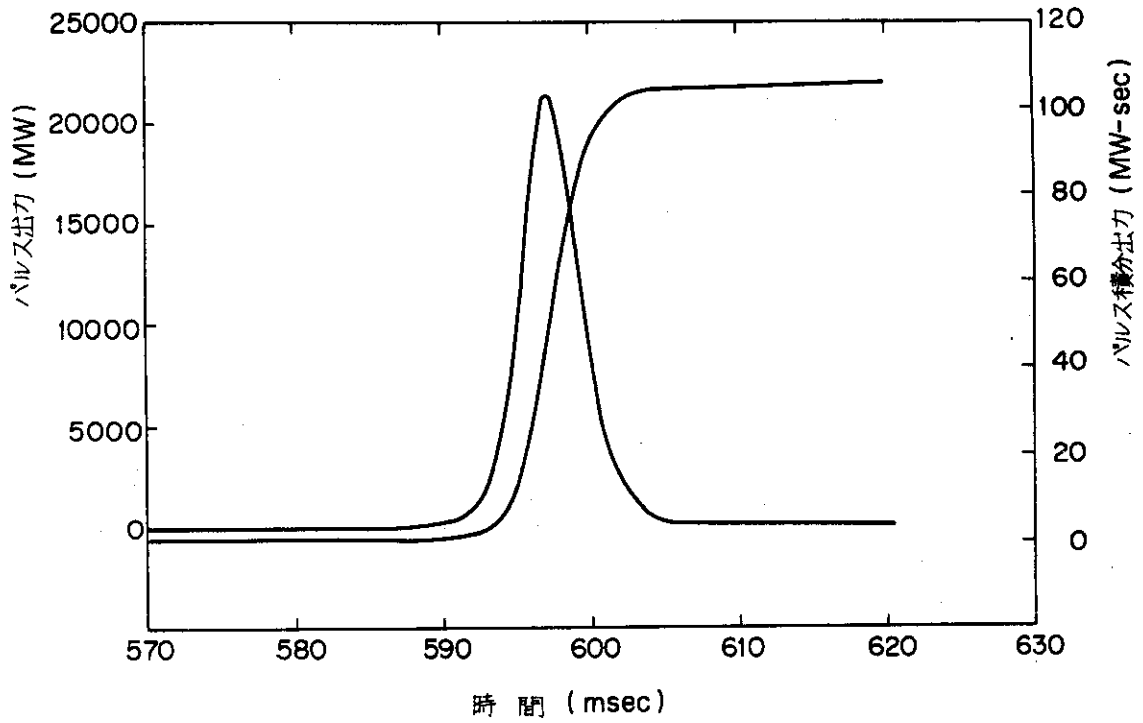
第2.1図 炉心の概略図



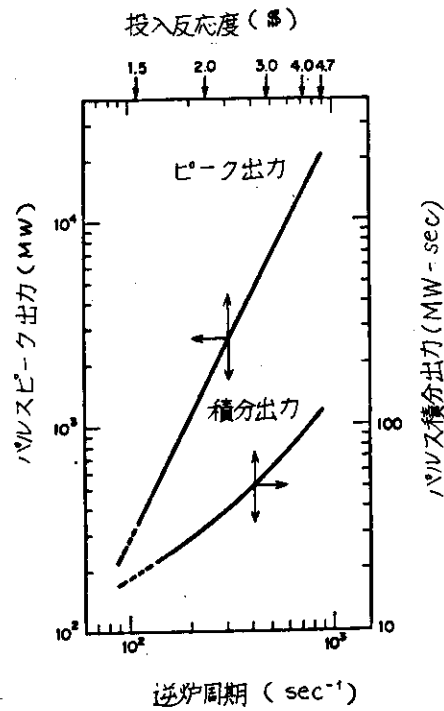
第2.2図 原子炉本体縦断面



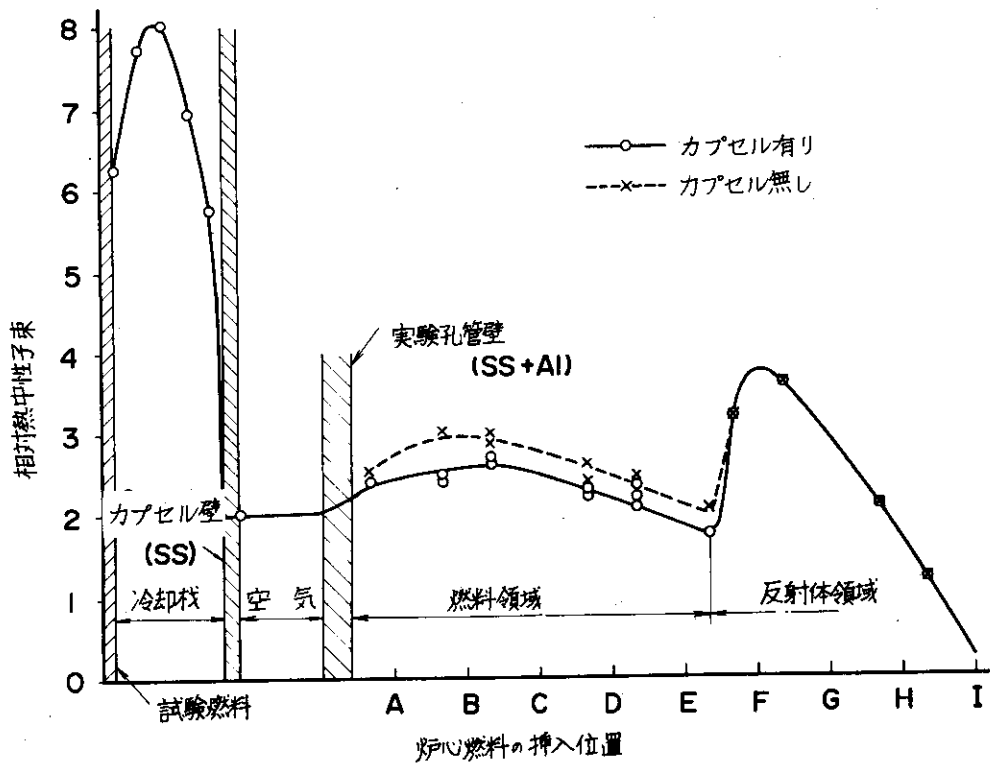
第 2.3 図 標準水カプセル



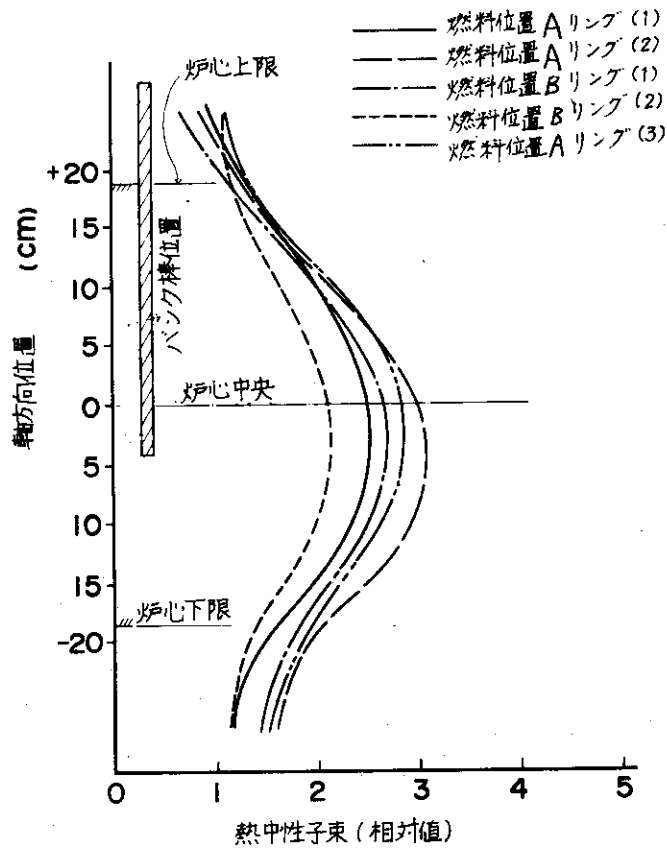
第 2.4 図 投入反応度 4.7 % に対するパルス出力およびパルス積分出力の時間変化



第 2.5 図 投入反応度に対するパルスピーク出力
およびパルス積分出力特性



第 2.6 図 炉心および実験孔の半径方向熱中性子束分布



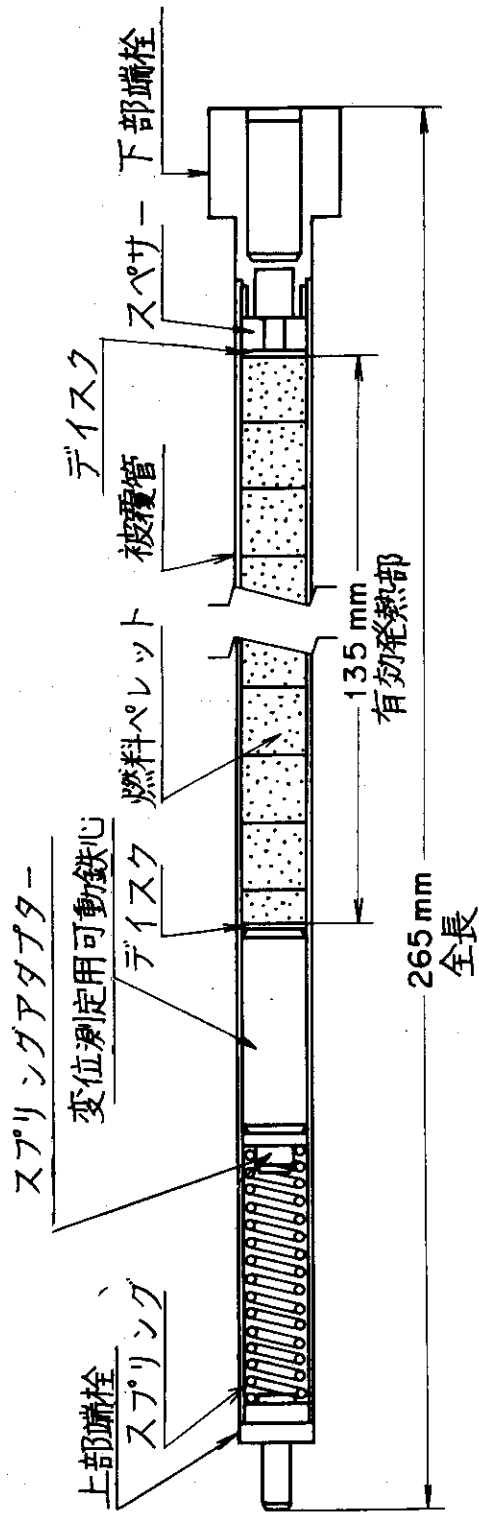
第 2.7 図 炉心の軸方向熱中性子束分布

第2.1表 炉心の出力ピーキング係数の測定値

測定条件 測定項目	測 定 値	
	カプセルありの場合	カプセルなしの場合
軸 方 向	1.37	1.35
半 径 方 向	1.16	1.12
合 計	1.59	1.51

第2.2表 試験燃料主要諸元

燃 料 タ イ プ	標 準 燃 料	広巾ギャップ燃料
UO ₂ ペレット		
直 径	9.29 mm	9.09 mm
長 さ	10 mm	10 mm
密 度	95% T.D.	95% T.D.
濃 縮 度	10% (5,20%)	10%
形	Chamfered	Chamfered
クラッド		
材 質	Zircaloy-4	Zircaloy-4
厚 さ	0.62 mm	0.62 mm
ピ ン		
直 径	1.072 mm	1.072 mm
ギ ャ ッ プ	0.095 mm	0.195 mm
要 素		
全 長	265 mm	265 mm
燃 料 長	135 mm	135 mm
ペレット重量	96 g	91 g
ペレット個数	14	14
プレナムガス	He 1 atm	He 1 atm



第 2.8 図 試験燃料の概略図

3. 単位核分裂当りの放出エネルギー

3.1 放出エネルギーの計算

NSRR実験に使われる試験燃料の発熱量 (cal/gUO_2) は照射後に燃料ペレット中の核分裂数を核分裂生成物の分析から求め、求めた核分裂数 (fission/gUO_2) に単位核分裂当りの放出エネルギー (Mev/fission) を乗ずることにより得られる。したがって、核分裂数から発熱密度を評価する場合に試験燃料の単位核分裂当りの放出エネルギーの値が重要な因子となる。本章では試験燃料ペレット中の単位核分裂当りの平均放出エネルギーについて評価する。

核分裂性核種の核分裂により放出されるエネルギー E_H は次式により表わすことができる。

$$E_H = E_k + E_{\gamma}^* + E_n + E_{\gamma} + E_{\beta} + E_c + E_x$$

ここで、

E_k = 核分裂片の運動エネルギー

E_{γ}^* = 即発ガンマ線のエネルギー

E_n = 中性子の運動エネルギー

E_{γ} = 遅発ガンマ線のエネルギー

E_{β} = 遅発ベータ線のエネルギー

E_c = 中性子捕獲のエネルギー

E_x = 炉心からのガンマ線および中性子のエネルギー

である。

ここでは U^{235} の単位核分裂当りに放出されるエネルギーとして、一般によく引用される keepin の報告⁽³⁾ を基にする。以下にその値を示す。

第 3.1 表 単位核分裂あたりの放出エネルギー

軽核分裂片	99.8 ± 1
重核分裂片	68.4 ± 0.7
中性子	4.8
即発ガンマ線	7.5
遅発ガンマ線	6.8
遅発ベータ線	7.8
合計	195.1 ± 1.7 (Mev)

この他にニュートリノによるものが 10 Mev/fission 程度あるが、これは炉心を通り過ぎてしまうので無視できる。また、アルファ線の放出によるエネルギーは 0.04 Mev/fission であるが、値が小さいので無視する。以下に NSRR 試験燃料について、単位核分裂当りの発熱密度を上記の各項目別に評価する。評価するにあたり燃料ペレットの外径、濃縮度および密度は

NSRRの標準試験燃料を考へて、それぞれ9.29mm, 10Wt%, 95% T.Dとした。

(1) 核分裂片の運動エネルギー； E_k

核分裂片のもつ運動エネルギーはすべて燃料棒中に蓄積されると考えられるので、上記のkeepinのデータから運動エネルギーは重核分裂片と軽核分裂片の総和 $E_k = 168.2 \pm 1.7$ Mevが核分裂片により燃料ペレット中に蓄積される。

(2) 試験燃料からの即発ガンマ線によるエネルギー； E_r^*

試験燃料ペレット内の核分裂により放出された即発ガンマ線はそのエネルギーの一部を試験燃料ペレット中に蓄積する。試験燃料から放出されるガンマ線による試験燃料内の蓄積エネルギーは次に述べる方法により求めた。

炉心内を第3.1図に示すように、1次元の円筒座標系で置換し、その中を6領域に分割して取扱った。

試験燃料から放出されるガンマ線の線源に対して試験燃料内および炉心内のエネルギー蓄積量およびガンマ線束の空間分布を1次元の輸送方程式を解いて求めた。ガンマ線の空間分布を求める場合、第3.2図に示した中性子による核分裂密度の空間分布と、第3.3図に示した U^{235} 核分裂時のガンマ線エネルギー・スペクトル⁽³⁾を用いた。また、輸送方程式の数値計算は炉心を半径方向に25分割、エネルギーは20群(0.02 Mev~1.4 Mev)に分割してANISN-JRコード⁽⁵⁾を用いて行った。

上記のガンマ線束の分布を求めるために、ガンマ線の吸収断面積および散乱マトリックスを各領域内の核種についてそれぞれ次のように求めた。吸収断面積は光电効果によるものと電子対生成によるものの和として求めた。散乱断面積についてはコンプトン効果によるものをそれぞれ26群の各エネルギー別にしてGAMLEG-JRコード⁽⁴⁾を用いて求めた。また、各断面積の他にエネルギー蓄積係数(KERMA factor)も次式に従って計算した。

$$h_r(I) = 1.6 \times 10^{-13} (\mu_{ev} / \rho) (M / N_0) : \bar{E}_I$$

h_r : KERMA factor

$$\mu_{ev} / \rho : \left(\frac{\mu_{photo}}{\rho} \right) f_t + \left(\frac{\mu_{pair}}{\rho} \right) f_k + \left(\frac{\mu_{comp}}{\rho} \right) f_c$$

f : 変換係数

ρ : 密度

M : 原子量

N_0 : アボガドロ数

\bar{E}_I : I番目の群の平均エネルギー

以上の方法により、試験燃料から放出される即発ガンマ線のみを線源としたときの炉心内のガンマ線の分布 $\phi_r(r, E)$ を求め、これより単位核分裂当りの試験燃料内のガンマ線によるエネルギー蓄積量 ΔE を以下の如く求めることができる。

$$\Delta E = \frac{\int_0^\infty \int_{\text{ペレット}} \phi_r(r, E) \Sigma_{act}(r, E) dr dE}{\int_0^\infty \int_{\text{ペレット}} \phi_n(r, E) \Sigma_f(r, E) dr dE}$$

$$\begin{aligned}
 &= \frac{\iint^{\text{炉心}} \phi_\gamma(r, E) \Sigma_{\text{act}}(r, E) dr dE}{\iint^{\text{ペレット}} 7.5 \phi_n(r, E) \Sigma_f(r, E) dr dE} \cdot \frac{\iint^{\text{ペレット}} \phi_\gamma(r, E) \Sigma_{\text{act}}(r, E) dr dE}{\iint^{\text{炉心}} \phi_\gamma(r, E) \Sigma_{\text{act}}(r, E) dr dE} \\
 &= \frac{\iint^{\text{ペレット}} 7.5 \phi_n(r, E) \Sigma_f(r, E) dr dE}{\iint^{\text{ペレット}} \phi_n(r, E) \Sigma_f(r, E) dr dE} \cdot \frac{\iint^{\text{ペレット}} \phi_\gamma(r, E) \Sigma_{\text{act}}(r, E) dr dE}{\iint^{\text{炉心}} \phi_\gamma(r, E) \Sigma_{\text{act}}(r, E) dr dE} \\
 &= 7.5 \times \frac{\iint^{\text{ペレット}} \phi_\gamma(r, E) \Sigma_{\text{act}}(r, E) dr dE}{\iint^{\text{炉心}} \phi_\gamma(r, E) \Sigma_{\text{act}}(r, E) dr dE} \dots\dots\dots (1)
 \end{aligned}$$

ここで、

$$\iint^{\text{炉心}} \phi_\gamma(r, E) \Sigma_{\text{act}}(r, E) dr dE = \iint^{\text{ペレット}} 7.5 \phi_n(r, E) \Sigma_f(r, E) dr dE$$

ϕ_γ : ガンマ線束分布
 ϕ_n : 中性子束分布
 Σ_{act} : $\sum_i N_i h_{\gamma i}$ (i=領域内核種)
 Σ_f : 中性子による核分裂巨視断面積

である。

以上の手順に従って求めた試験燃料内のガンマ線による発熱分布を第3.4図に示した。炉心内と試験燃料内の発熱分布から式(1)を用いて、試験燃料内で放出されたガンマ線が試験燃料に蓄積されるエネルギーを求めると $E_\gamma^* = 2.5 \text{ Mev}$ である。

(3) 試験燃料からの中性子によるエネルギー ; E_n

試験燃料ペレット内の核分裂により放出された中性子は、その運動エネルギーの一部を試験燃料ペレット内に蓄積する。このエネルギー蓄積量(単位核分裂当り)を求めた手順および方法を以下に述べる。まず、炉心内および試験燃料内の中性子束分布を求めるために、エネルギー範囲(15 Mev~0.001 ev)を26群に分割し、炉心内の各核種ごとにその断面積を求めた。断面積は、核データ評価ファイル ENDFB/V からのデータを引用して、1/E のエネルギースペクトルで重みをつけて、各核種について26群の各エネルギー群別に、計算コード SUPE-RTOG-JR を用いて計算した。なお、SUPERTOG-JR は⁽⁶⁾ 各断面積の他に各エネルギー群について発熱定数⁽⁴⁾も求めることができる。発熱定数は弾性散乱、非弾性散乱、(n, 2n)、(n, γ)、(n, charged particle)、核分裂の各々について考慮できる。ここでは、核分裂による発熱は零とした。このようにして求めた断面積を用いて、試験燃料から放出される中性子のみを線源とした場合の試験燃料内および炉心内の中性子束のエネルギーおよび空間分布を1次元の輸送方程式を解くことにより求めた。

試験燃料内の中性子源の空間分布は第3.2図に示した中性子による核分裂密度(発熱密度)の空間分布を用い、また、核分裂エネルギー・スペクトルについては第3.5図に示したスペクトルを用いた。輸送方程式の数値計算はANISN-JRコードを用い、空間的に炉心内を25分割して行った。このようにして炉心内の中性子束分布 $\phi_n(r, E)$ を求めて、(2)と同様に試験燃料からの中性子による単位核分裂当りのエネルギー蓄積量 ΔE を次式により求めた。

$$\Delta E = \frac{\int_0^\infty \int^{\text{ペレット}} \phi_n(r, E) \Sigma_{\text{act}}(r, E) dr dE}{\int_0^\infty \int^{\text{ペレット}} \phi_n(r, E) \Sigma_f(r, E) dr dE}$$

$$= 4.8 \times \frac{\iint^{\text{ペレット}} \phi_n(r, E) \Sigma_{\text{act}}(r, E) dr dE}{\iint^{\text{炉心}} \phi_n(r, E) \Sigma_{\text{act}}(r, E) dr dE} \dots\dots\dots (2)$$

ここで、

$$\iint^{\text{炉心}} \phi_n(r, E) \Sigma_{\text{act}}(r, E) dr dE = \iint^{\text{ペレット}} 4.8 \phi_n(r, E) \Sigma_f(r, E) dr dE$$

- ϕ_n : 中性子束分布
- Σ_{act} : 発熱定数
- Σ_f : 核分裂巨視断面積

である。

以上の試験燃料のみを中性子源としたときの炉心内の各領域の発熱比と、その発熱分布は第3.6図のようになる。この結果と(1)式を用いて、試験燃料で放出された中性子により試験燃料内に蓄積されるエネルギーを求めた。すなわち、 $E_n = 0.04 \text{ Mev}$ となる。

(4) 試験燃料からの遅発ガンマ線によるエネルギー : E_γ

遅発ガンマ線はそのすべてが炉心のパルス出力時間中に放出されない。そこで、1回の核分裂当りの遅発ガンマ線エネルギー放出量の時間変化 $\Gamma(t)$ を得るために、文献⁽⁷⁾より次式を引用した。

$$\Gamma(t) = \begin{cases} 1.1 & 0 \leq t < 0.1 \\ 0.53 t^{-0.318} & 0.1 \leq t < 1.0 \\ 0.53 t^{-0.73} & 1.0 \leq t < 10.0 \\ 1.6 t^{-1.21} & 10.0 \leq t < \infty \end{cases}$$

(Mev/sec/fission) (sec)

ここで、 t は核分裂が起ってからの経過時間である。遅発ガンマ線によるエネルギー蓄積量を見積るに当り、この時間 t の値は明確に設定し難いが、実験時の炉心の積分出力を約1秒までの値で評価しているの、この値に対応づけるために $t = 1 \text{ 秒}$ とした。

時間1秒までに放出される単位核分裂当りの遅発ガンマ線エネルギー $E_{0,\gamma}$ は次式で得られる。

$$E_{0,\gamma} = 6.8 \times \frac{\int_0^1 \Gamma(t) dt}{\int_0^\infty \Gamma(t) dt} \quad (\text{Mev})$$

試験燃料中に蓄積される遅発ガンマ線によるエネルギーは(1)式と同様にして上記の $E_{0,\gamma}$ を用いることにより得られる。すなわち、

$$\begin{aligned} E_\gamma &= E_{0,\gamma} \cdot \frac{\iint^{\text{ペレット}} \phi_\gamma(r, E) \Sigma_{\text{act}}(r, E) dr dE}{\iint^{\text{炉心}} \phi_\gamma(r, E) \Sigma_{\text{act}}(r, E) dr dE} \\ &= 6.8 \times \frac{\int_0^1 \Gamma(t) dt}{\int_0^\infty \Gamma(t) dt} \times \frac{\iint^{\text{ペレット}} \phi_\gamma(r, E) \Sigma_{\text{act}}(r, E) dr dE}{\iint^{\text{炉心}} \phi_\gamma(r, E) \Sigma_{\text{act}}(r, E) dr dE} \\ &= 0.23 \quad (\text{Mev}) \end{aligned}$$

となる。

(5) 試験燃料からの遅発ベータ線によるエネルギー ; E_β

核分裂生成物から放出される遅発ベータ線エネルギーの時間依存性は、遅発ガンマ線放出の時間依存性 $\Gamma(t)$ と同じである。⁽⁷⁾ 燃料ペレットの直径は 9.23 mm であり、したがって放出され

たベータ線のほとんどは燃料ペレット中に吸収される。ここでは、放出されたベータ線のすべてがペレット中に吸収されるものとする。

遅発ガンマ線のエネルギー蓄積量を求めたのと同様に、単位核分裂当りの遅発ベータ線のエネルギー吸収量は次式で得られる。

$$E_{\beta} = 7.8 \times \frac{\int_0^1 \Gamma(t) dt}{\int_0^{\infty} \Gamma(t) dt} = 0.80 \quad (\text{Mev})$$

(6) 中性子の捕獲によるエネルギー； E_c

試験燃料中で中性子が捕獲されると、原子核は励起されガンマ線を放出する。このガンマ線によるエネルギー吸収量を以下に評価した。試験燃料中の U^{235} の1核分裂当りに捕獲される中性子の数 n は、次式により表わされる。

$$n = \frac{\int_0^{\infty} \int_{\text{ペレット}} \Sigma_c(r, E) \phi(r, E) dr dE}{\int_0^{\infty} \int_{\text{ペレット}} \Sigma_f(r, E) \phi(r, E) dr dE}$$

ここで、

Σ_c ：試験燃料の捕獲巨視断面積

Σ_f ：試験燃料の核分裂巨視断面積

である。

上式の空間積分は試験燃料全体について行い、またエネルギー積分は14.9 Mev までの高速中性子を含めて行った。中性子束のエネルギーおよび空間分布は中性子輸送計算コードにより求めた。その結果、上式の単位核分裂当りに捕獲される中性子の数 n は、0.51個となった。1ケの中性子の捕獲により放出されるガンマ線のエネルギーを7 Mev と考えると、単位核分裂当り3.57 Mev (7×0.51)のガンマ線が試験燃料から放出される。このガンマ線エネルギーが試験燃料中に吸収される割合は、(1)式と同様に次式で求めることができる。

$$E_c = 3.57 \times \frac{\int \int_{\text{ペレット}} \phi_r(r, E) \Sigma_{act} dr dE}{\int \int_{\text{炉心}} \phi_r(r, E) \Sigma_{act} dr dE} \dots\dots\dots (3)$$

上式から E_c を求めるに当り(1)式のガンマ線束分布 $\phi_r(r, E)$ は、ガンマ線源として U^{235} の核分裂時のエネルギー・スペクトル(第3.3図参照)で計算したのに対し、上式のガンマ線束分布 $\phi_r(r, E)$ は捕獲ガンマ線のスペクトルで計算する必要がある。そこで、ガンマ線源の平均エネルギーを7 Mev と仮定して、(2)で求めたガンマ線分布の方法と同様にして、炉心内の発熱分布を求めた。その結果と(3)式を用いて E_c を求めると $E_c = 0.78 \text{ Mev}$ となる。

(7) 炉心からのガンマ線および中性子によるエネルギー； E_x

炉心からのガンマ線によるエネルギー($E_{x, \gamma}$)として炉心燃料の核分裂時に放出されるガンマ線(遅発ガンマ線も含めて)および炉心内の物質の中性子捕獲により放出されるガンマ線があり、これらが試験燃料の発熱に寄与することが考えられる。そこで、ガンマ線源として、空間的には炉心燃料領域の熱中性子束分布(第3.7図)、エネルギー的には、第3.3図の U^{235} 核分裂時のガンマ線エネルギー・スペクトルを仮定して、(2)と同様な方法で炉心内のガンマ線による発熱分布を求めた。捕獲ガンマ線の線源の空間分布、エネルギー・スペクトルは、核分裂時に放出されるガンマ線と異なるが、ここでは後者を中心に考え、両者を同じとした。

第3.8図に炉心のガンマ線による発熱分布を示す。以上の計算結果を基にして、燃料ペレ

ト単位重量当りの炉心ガンマ線による発熱量 ΔH を以下に求めた。 ΔH を求めるにあたり、核分裂時に放出される即発ガンマ線のエネルギーとして 7.5 Mev, 遅発ガンマ線として、1秒までのエネルギー 0.7 Mev を、また捕獲ガンマ線のエネルギーとして 7 Mev がそれぞれ燃料の発熱に対して寄与するものとした。

$$\Delta H (\text{cal/gUO}_2) = 1.08 (\text{cal/gUO}_2)$$

(※ 炉心出力 100MWs あたり)

試験燃料の単位核分裂当りのエネルギー E_x に換算すると、以下の値になる。

$$E_{x,r} = 0.89 (\text{Mev})$$

次に、炉心からの中性子によるエネルギー $E_{x,n}$ を求める。炉心からの中性子はその運動エネルギーの一部を試験燃料内に蓄積する。炉心内の熱中性子束分布を中性子線源として、(3)と同じ方法で試験燃料内の蓄積エネルギーを計算した。第 3.9 図に炉心からの中性子による発熱分布を示す。この結果、単位核分裂当りのエネルギー $E_{x,n}$ は以下の値になる。

$$E_{x,n} = 0.01 (\text{Mev})$$

炉心からの放射線の寄与は、上記の $E_{x,r}$ と $E_{x,n}$ を併せて以下に示す値とした。

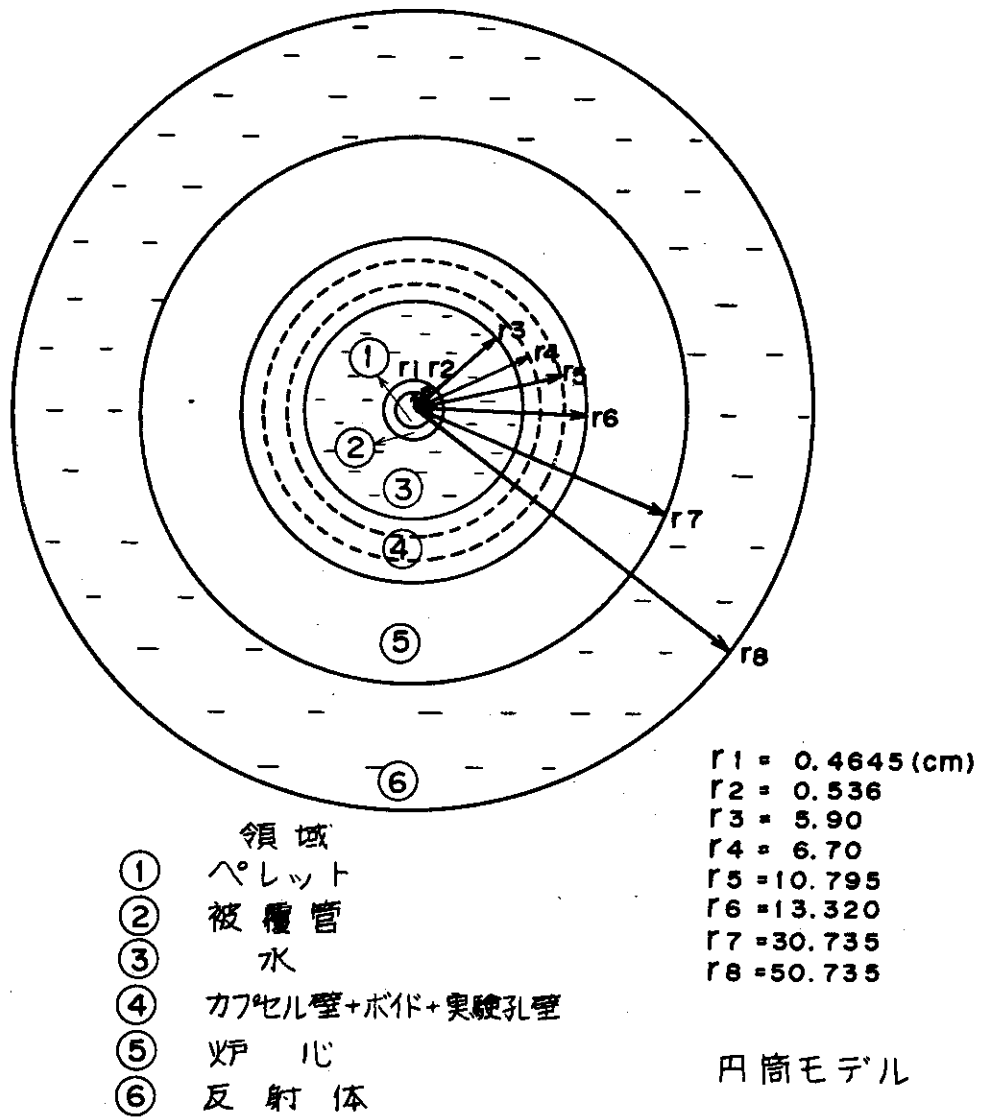
$$E_x = E_{x,r} + E_{x,n} = 0.90 (\text{Mev})$$

以上により、NSRR 実験での標準型燃料の単位核分裂当りの放出エネルギー E_H は以下のようになる。

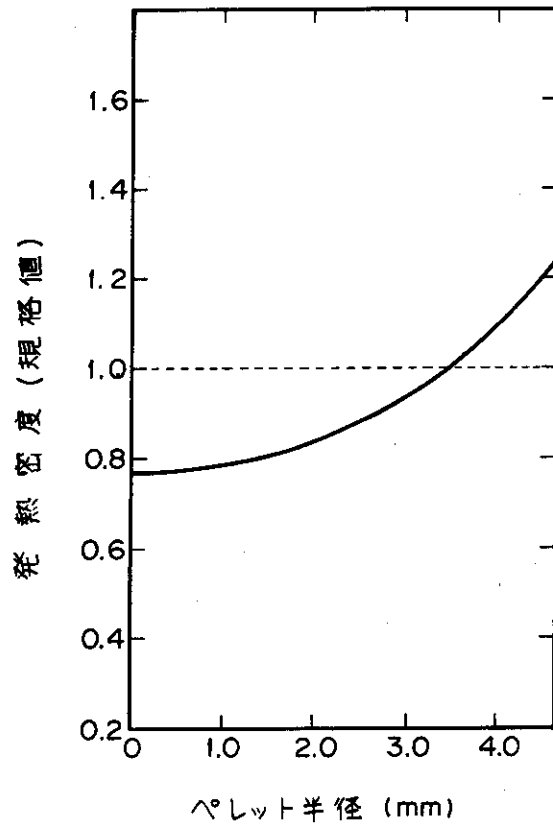
第 3.2 表 単位核分裂あたりの放出エネルギー

E_k	=	168.2 ± 1.7
E_r^*	=	2.5
E_n	=	0.04
E_γ	=	0.23
E_β	=	0.80
E_c	=	0.78
E_x	=	0.90
<hr/>		
E_H	=	173.4 ± 1.7

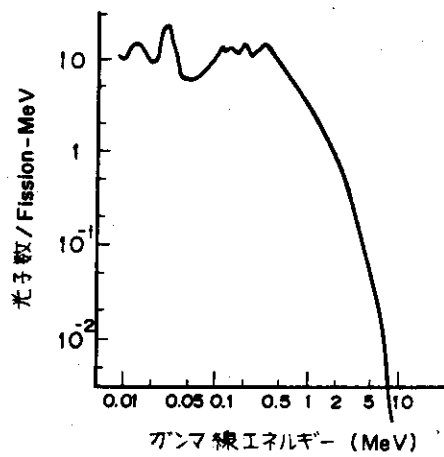
以上述べたように標準試験燃料の単位核分裂当り放出されるエネルギーは 173 ± 1.7 Mev となる。誤差の検討は、詳細に行っていないが、核分裂片のエネルギーの誤差 1.7 Mev と付録 I で述べた炉心の捕獲ガンマ線による発熱量の寄与を含めると約 2.7 Mev 程度あるものと考えられる。また、放射線の影響により、試験燃料ペレットのみならず、試験燃料被覆管およびカプセル内の水に対しても若干の発熱があり、これらの寄与も誤差の一つにあげられる。なお、NSRR と同様の燃料破損実験を実施した SPERT-CDC 実験⁽⁸⁾ および TREAT 実験⁽⁹⁾ では、それぞれ 175 Mev/fission および 180 Mev/fission が用いられており、NSRR の結果ときわめて近い値になっている。



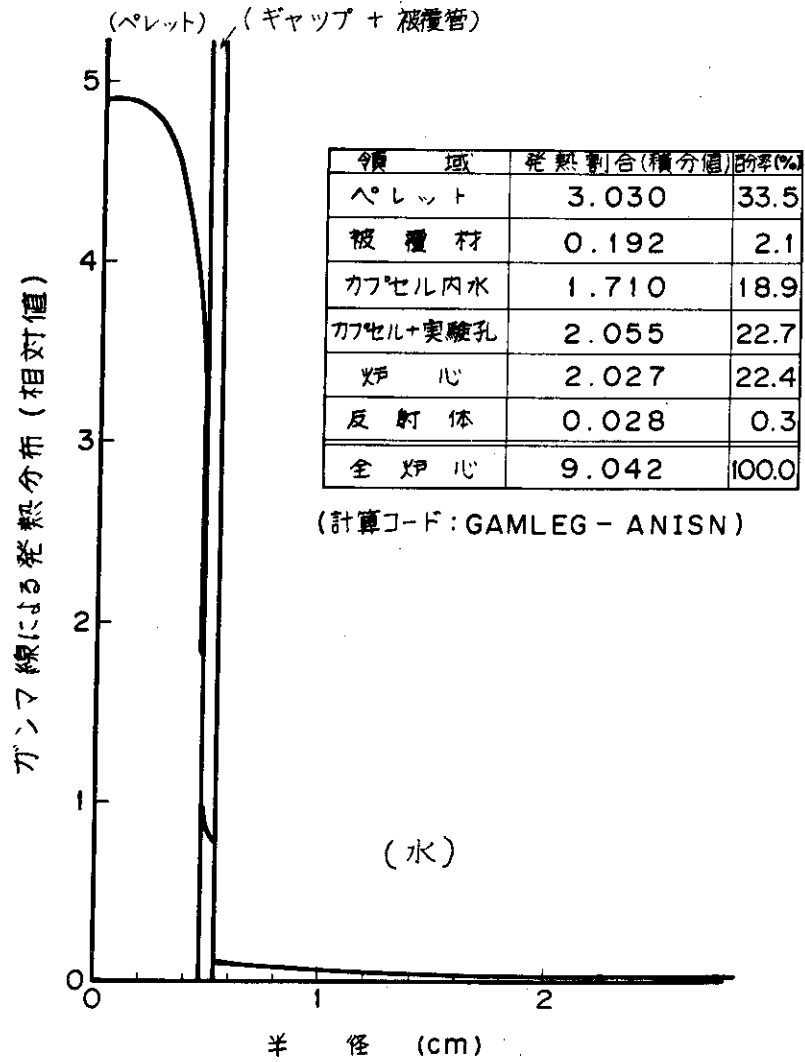
第3.1図 NSRR炉心計算モデル



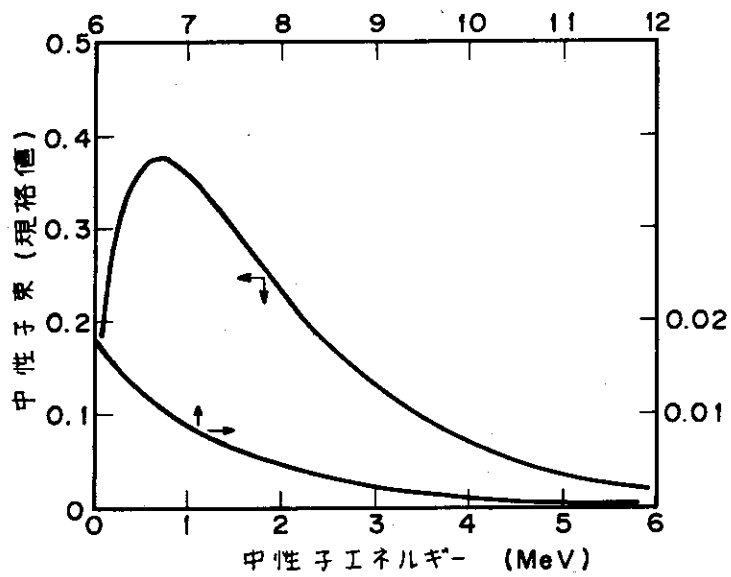
第 3.2 図 標準型試験燃料内発熱密度分布



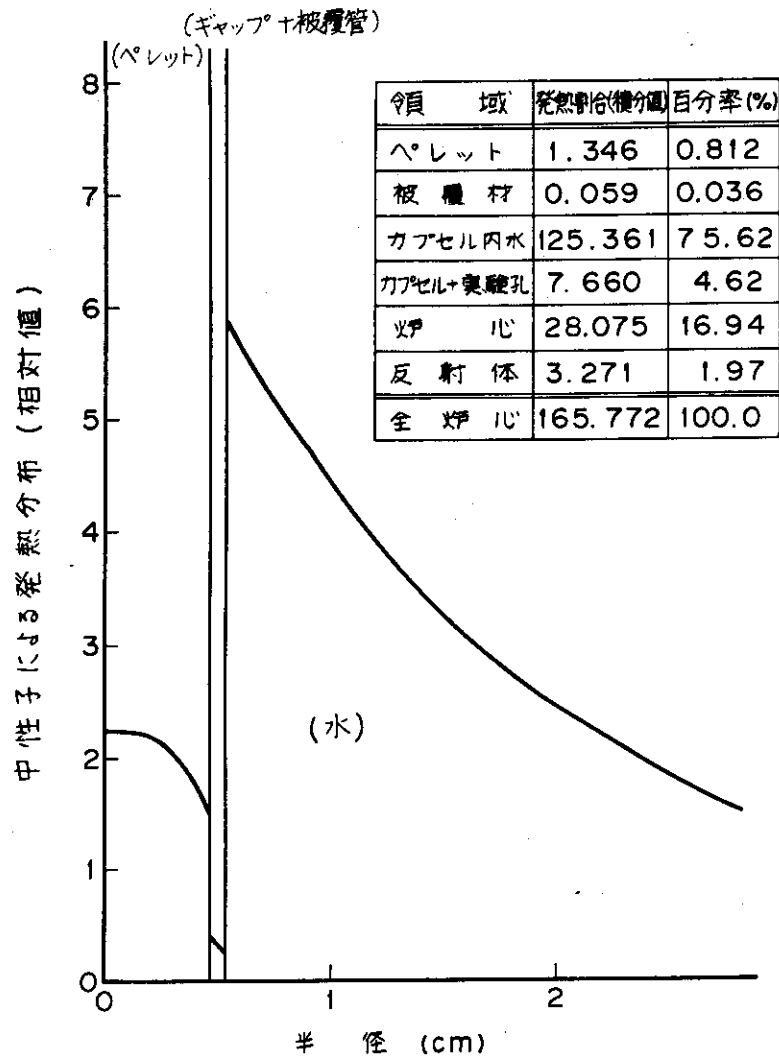
第 3.3 図 U^{235} 核分裂時に放出されるガンマ線のエネルギースペクトル



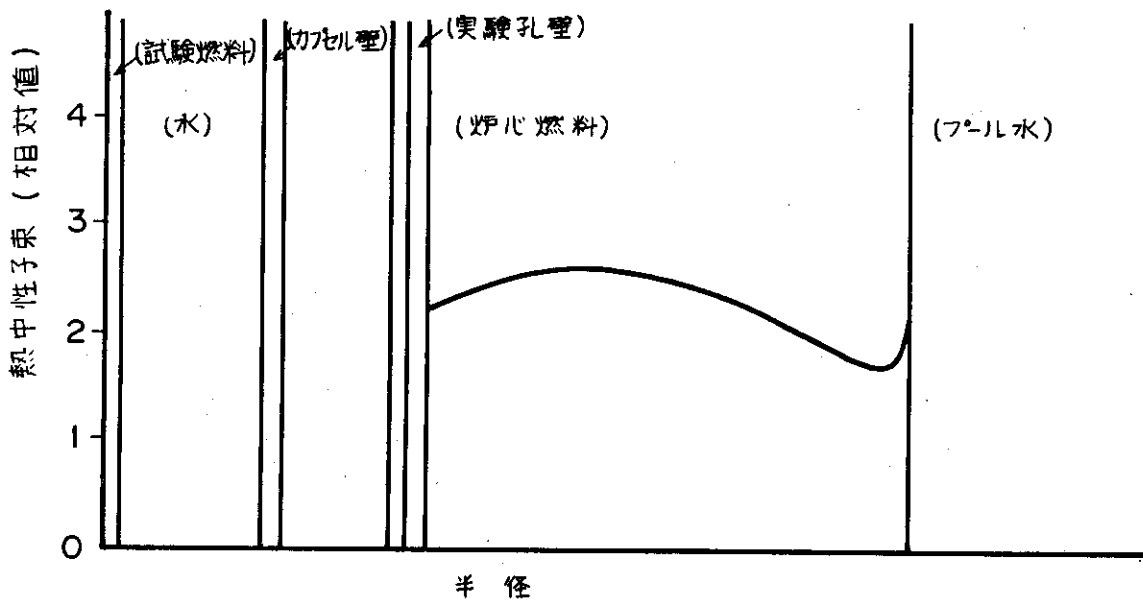
第 3.4 図 試験燃料内で放出されたガンマ線による発熱分布



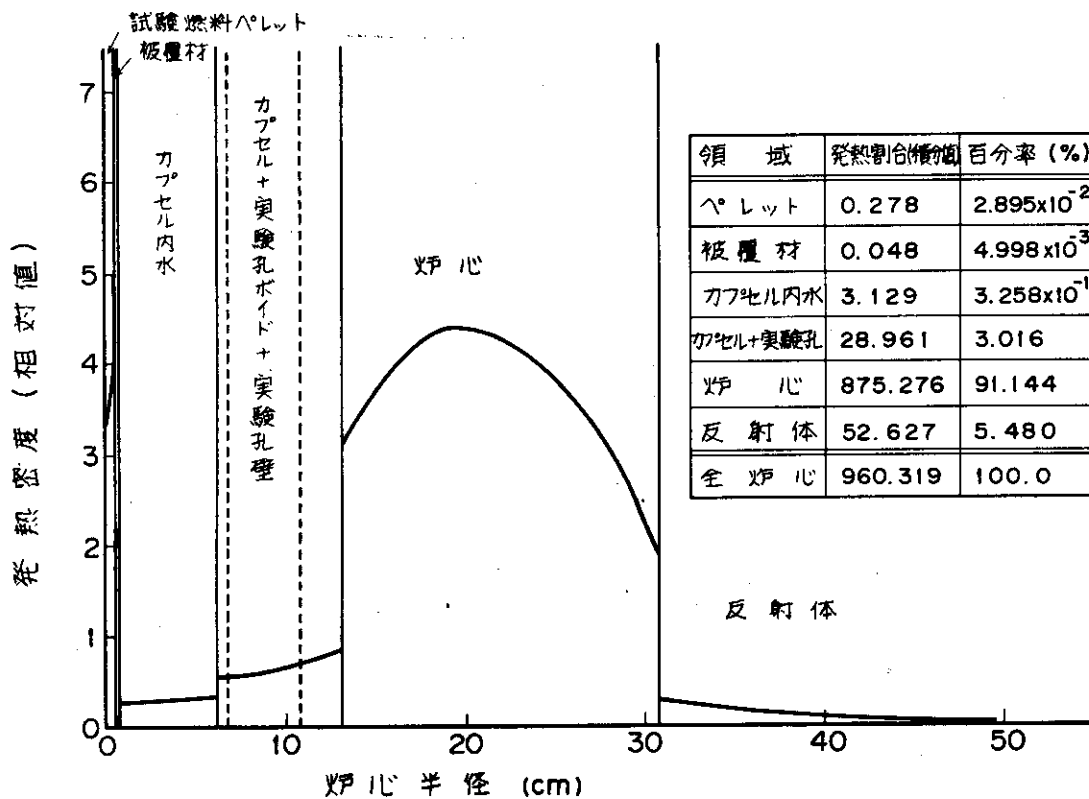
第 3.5 図 U^{235} の核分裂からの中性子エネルギースペクトル



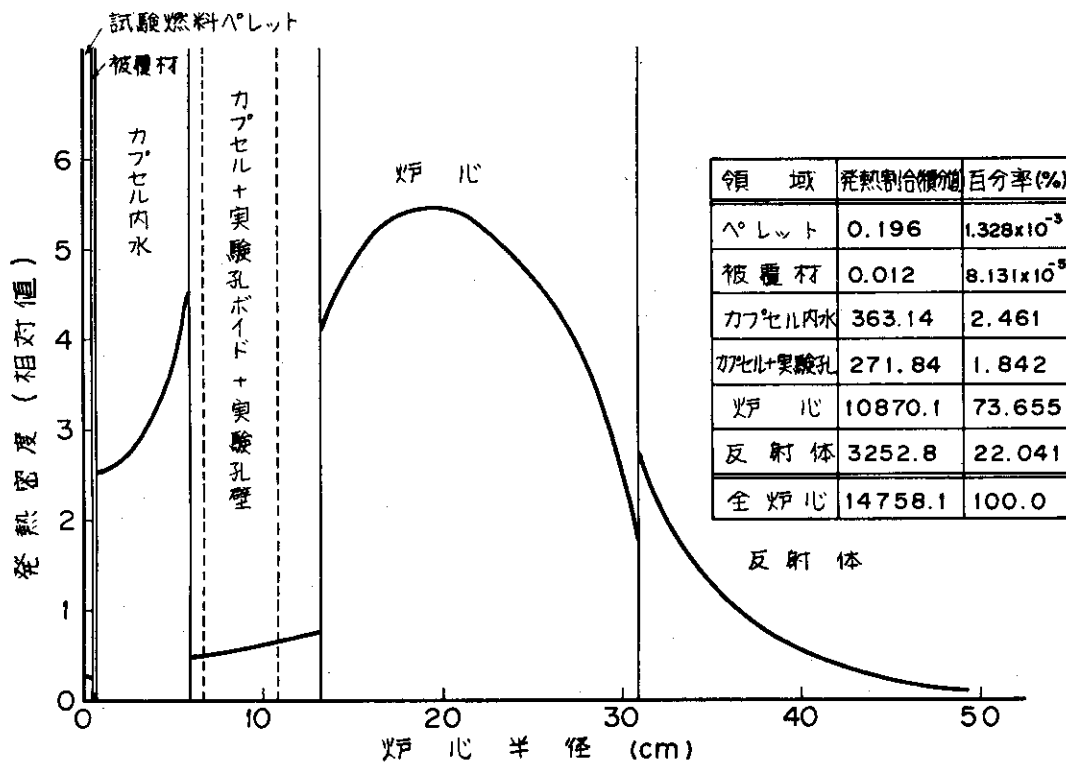
第 3.6 図 試験燃料内で放出された中性子による発熱分布



第 3.7 図 炉心燃料内の熱中性子束分布



第 3.8 図 NSRR 炉心のガンマ線による各領域の発熱分布



第 3.9 図 NSRR 炉心の中性子による各領域の発熱分布 (核分裂によるものは除く)

4. 発熱量の較正

4.1 較正方法の概要

NSRR のすべての実験についてその発熱量を厳密に較正するためには、照射済み試験燃料の核分裂生成物の絶対測定を各々の燃料について行うことである。しかしながら、絶対測定に要する時間と手間を考えると、この方法は現実的ではないので、もっと簡便な方法を考える必要がある。そこで考えられたのが、NSRR のパルス出力（積分出力）と試験燃料の発熱量の絶対値との関係を代表的なものについて求めておき、これより得られる換算係数を各々の実験に用いる方法である。この方法では、すべての試験燃料について直接発熱量の絶対測定を必要とせず、パルス出力を測定しておけば簡単に発熱量を求めることができる。この場合パルス出力は発熱量の絶対値に対する比例係数であるから、パルス出力に限る必要はなく試験燃料のガンマ線強度でも、またカプセル内にとりつけた Co ワイヤーのガンマ線強度でもよい。第 4.1 図は以上述べた測定の流れを図示したものである。図に示すように、現在 NSRR のパルス出力は炉心の外周に設置された 2 本のガンマチェンバーによって測定されている。したがって、ガンマチェンバーによるパルス出力の測定値が十分精度が高ければ最も使い易い情報である。しかしながら、ガンマチェンバーの測定値は炉心のガンマ線分布を変化させる要素、たとえば制御棒位置の変化などに依存し、ある程度の誤差を含むことになる。この点、第 4.1 図に示した Co ワイヤーおよび試験燃料のガンマ線強度を用いる方法は、炉心の状況に関係なく相対値そのものが得られるという意味できわめて精度が高い。しかしながら、試験燃料の場合には実験の性格上常に原形を保つとは限らないし、Co ワイヤーを用いる場合にも多くの手間と時間を要するという点で簡便さに欠ける。

以上の点を考慮して NSRR 実験における発熱量は最も簡便なパルス出力と比例係数により求める方法を採用し、パルス出力の精度については別途検討することにする。本章では発熱量の絶対測定に関する説明および絶対値とパルス出力との比例係数（以下、換算係数と呼ぶ）を求める際に必要なパルス出力の測定方法等についての説明をする。

4.2 核分裂数の絶対測定

燃料の発熱量の絶対値を定めるため、ウラン含量を求めると同時に適当な核分裂生成物を定量して、その蓄積量から核分裂数を求める方法を用いた。ウラン含量は試料重量から、あるいは、試料を溶解し、定電位クーロメトリ⁽¹²⁾により求めた。核分裂数は試料の燃焼率が極めて少ないため、ガンマ線放射核種の核分裂生成物をガンマ線スペクトロメトリにより定量して求めた。なお、測定の対象核種としては¹³⁷Cs、¹⁴⁰Ba、⁹⁵Zr および¹⁴⁴Ceを選び、ガンマ線スペクトル解析コード BOB73⁽¹³⁾を用いて解析した。第 4.2 図に絶対測定の手順を示す。

4.2.1 ウランの定量

比較的低い発熱量の試料でペレットの原形を保っていたもの、あるいは塊状に割れていたものは試料重量を測定し、これを UO_2 の重量とした。小さな塊状に割れた試料は、重量を測定したのち硝酸に溶解した。完全に溶解したものは試料の重量を UO_2 量とし、被覆材の細片が残渣として溶け残った場合には、これを除去したのち、ウランを定量した。

高発熱量試料には、砂状に壊れ、被覆材の切りくずが混入したりあるいは部分的に熔融していたので、試料の適当量を採り硝酸に溶解した。難溶の場合には、硝酸とフッ化水素酸の混合溶液あるいは王水等を用いて溶解したのちウランを定量した。

試料重量、溶解液量、分取量等はすべて化学天秤を用いて秤量した。

ウランの定量は以下の操作によって行った。ウラン $10\sim 20\text{mg}$ を含むように試料溶解液を分取し、蒸発乾固後、塩酸溶液とした。これを陰イオン交換樹脂を用いた塩酸系イオン交換系統分離法により、核分裂生成物からウランを分離し、更に陽イオン交換樹脂を用いて、精製すると同時に硫酸溶液とした⁽¹⁴⁾。この溶液から $3\sim 5$ 試料分取し、各々から定電位クーロメトリによりウラン量を求め、その平均値をウラン量とした。

4.2.2 核分裂生成物の定量

ペレットの原形を保っている試料は、重量および寸法測定後、 ^{140}Ba および ^{140}La のガンマ線スペクトルを測定し、ペレット内におけるガンマ線の減衰を補正して⁽¹⁵⁾ ^{140}Ba の生成量を求めた。標準線源にはLMRI社およびTRC社製のディスク線源を用いた。その他の試料は、溶解液を約 0.5g のウランを含むように 10mL ポリエチレン棒ビンに秤り取った。これに希硝酸を加えて液の高さを 4cm にし、完全に振り混ぜてから、 ^{135}Cs 、 ^{140}Ba 、 ^{95}Zr 、 ^{144}Ce などの生成量をガンマ線スペクトロメトリにより求めた。溶液の標準線源は、 10mL ポリエチレン棒ビンにウラン 0.50g 、 ^{137}Cs $3.45\times 10^{-2}\ \mu\text{Ci}$ および ^{60}Co $3.33\times 10^{-2}\ \mu\text{Ci}$ を含む液柱 4cm のものを使用した。

ガンマ線スペクトルの測定は、鉄遮蔽を施した低バックグラウンド筐体内に於いて Ge(Li) 検出器を用いて行った。

核種の半減期および核分裂収率はM. E. Meek, B. F. Riderの数値⁽¹⁶⁾を用いた。

4.2.3 測定結果

定電位クーロメトリによるウランの定量精度は $\pm 0.3\%$ 以内であった。

第4.1表に各試験燃料に対する測定結果を示す。本方法による測定では、ペレットのまま ^{140}Ba の 537.3keV および ^{140}La の 487.0keV 、 815.8keV の3つのピークを用いて各々のピークから ^{140}Ba の生成量を求めたが、平均値のバラツキは $\pm 3\%$ 以内であった。また、ペレットを溶解後、 ^{137}Cs を定量して核分裂数を求めた。この結果は ^{140}Ba からのそれと極めて良く一致していた。

溶液中のウラン含量がガンマ線の計数効率に与える影響を知るために、ウランを 0.0g から 1.0g まで含む標準線源を調製して、 ^{137}Cs の 661.8keV および ^{60}Co の 117keV 、 133keV の3つのピークの計数効率を測定したが、その影響は認められなかった。

^{95}Zr から求めた核分裂数は、測定したすべての試料に亘って炉の出力データと良い相関を示した。また、 ^{140}Ba および ^{144}Ce もかなり高い発熱量試料まで ^{95}Zr の場合と同様であった。しかし、 ^{137}Cs の場合には 200 cal/gUO_2 以上になると他の結果より著しく低い結果を与えた。これは ^{137}Cs に至る壊変系列中で ^{137}Xe が散逸*することに起因すると考えられる。さらに、 ^{95}Zr から得た結果は低い発熱量の試料に於いても、 ^{137}Cs の値より常に数%高い結果を与えた。これは ^{95}Zr の核分裂収率の不確か等に起因するものと考えられる。このことは ^{144}Ce に関しても同様である。以上の理由から、高発熱試料の核分裂数は壊変系列中に希ガスを含まない ^{95}Zr で相対値を求め、低発熱試料について ^{137}Cs から得た値でこれを較正して絶対値とした。

測定の正確さは核分裂生成物の定量精度、核種の核データの正確さ等に最も大きく左右される。この絶対測定の正確さはこれらの要因を考慮すると±2%程度である。

4.3 試験燃料のガンマ線強度の測定

試験燃料中の核分裂生成物が放出するガンマ線の強度は発熱量に比例する。したがって、核分裂数の絶対測定を行った試験燃料のガンマ線強度を測定しておけば、他の試験燃料についてガンマ線の強度を同一条件で測定することによって容易に発熱量の絶対値を得ることができる。なお、4.2で述べた絶対測定に用いた試験燃料は大部分が比較的低いパルス出力で照射したものであり、パルス出力の関係を求める上でパルス出力に含まれる測定誤差が大きく含まれる。このことから、比較的高いパルス出力で照射した試験燃料のガンマ線強度を用いてパルス出力との相関をとれば誤差を少なくすることができる。以上述べた2つの点から試験燃料のガンマ線強度の測定から発熱量の較正を行った。以下にその詳細について述べる。

4.3.1 測定装置およびデータの処理

(1) 測定体系

パルス照射したのち数週間から数ヶ月経過した試験燃料を円筒形状の亚克力製容器に入れ、第4.3図に示す体系でGe(Li)検出器-多重波高分析器(PHA)を用いて、燃料のガンマ線強度を測定した。燃料棒の位置は、 UO_2 ペレットのある有効発熱部の軸方向中心(O点)が、検出器表面の中心(D点)の真上にくるようにした。OD間路離は16.4 cmである。燃料棒と検出器の間には、鉛製コリメーターをおいたが、これは、計数率が高くなりすぎ、数え落としによる測定誤差を防ぐためである。測定回路系のブロック図を第4.4図に示す。Ge(Li)で検出したガンマ線の信号を増幅器を通して、PHAに送り、燃料のガンマ線スペクトルを測定する。使用したPHAのチャンネル数は2048である。

(2) 試験燃料および測定核種

測定の対象とした試験燃料は、1976年9月から翌年3月までにパルス照射したNSRR標準型燃料で濃縮度5%、10%、20%のものである。本方法では分断した燃料の測定がで

* ペレットが高温になり、かつクラックが入るため、 ^{137}Xe がペレットから散逸するのではないかと考えている。

きないので、発熱量が約 50 cal/gUO_2 から初期破損しきい値近傍の 260 cal/gUO_2 までのものである。第 4.2 表および第 4.3 表にこれらの試験燃料の主要項目を照射条件とともに示した。これらのうち濃縮度 5% のもの 2 本 (Test No 220-1, 2), 10% のもの 1 本 (Test No 220-5) および 20% のもの 2 本 (Test No 220-3, 4) は、発熱量較正用試験燃料として核分裂数の絶対値が測定されている。

測定する核種としては、測定期間中に他の核種に比べてガンマ線強度が強い ^{95}Zr と ^{140}La を選び、これらが放出するガンマ線のうち他のフォトピークから十分良く分離され、かつ強度も十分な 0.724 MeV と 1.596 MeV のエネルギーのフォトピークを計測した。照射後して約 2 ヶ月後に計測した燃料の代表的なガンマ線スペクトルを第 4.5 図に示す。また、 ^{95}Zr と ^{140}La の核分裂生成物の崩壊系列と核分裂収率を第 4.4 表に、 ^{95}Zr と ^{140}La が放出するガンマ線の種類を第 4.5 表に示す。

(3) 測定データの処理方法

データ処理の流れ図を第 4.6 図に示す。まず Ge(Li) 検出器で測定した燃料のガンマ線スペクトルを解析してフォトピーク面積を算出する。算出にあたってバックグラウンドは 1 次式で近似する簡単な方法によった。得られた計数値の時間減衰の補正は次のように行った。すなわち、 ^{95}Zr に対しては照射時の値にもどし、 ^{140}La については照射後の放射能の時間変化は単調ではなく極大をもつので、減衰補正を簡単にするため親核種 ^{140}Ba の半減期 12.8 日で単調に減衰を始める時点 (照射後 10 日) の値にもどす。

次に、核分裂数の絶対測定から求めた発熱量較正用試験燃料の発熱量と、この燃料のガンマ線の計数値の比から、単位計数当りの発熱量を求めておき、この値を上記計数値に乗じて燃料の発熱量を算出する。

4.3.2 測定結果

(1) 単位計数当りの発熱量

5 本の発熱量較正用試験燃料について絶対測定で得られた発熱量とガンマ線強度の測定による計数率および計数率あたりの発熱量を第 4.6 表に示す。すでに 4.2 で述べたように、発熱量の絶対値は燃料軸方向上部、中心および下部の 3ヶ所について測定した。ここに示した値はペレットスタックの中心に位置するペレットの発熱量である。なお、後述するように燃料軸方向中心付近の発熱量は燃料全体の平均値にほぼ等しい。したがって、以下に述べる各試験燃料の発熱量は燃料の中心に対する値である。この点に関しては、考察のところで詳しく述べる。

第 4.7 図および第 4.8 図は絶対測定で求めた発熱量を横軸に相対測定による計数率を縦軸にとって両者の関係を示した図であるが、両者は、非常に良い対応関係になっていることがわかる。このことは、燃料の濃縮度が異っても与えられた発熱量が同一であれば、相対測定によるガンマ線の計数率は、誤差の範囲内で同一の値になることを意味している。したがって、計数率から発熱量への換算係数は、燃料の濃縮度によらず、同一の値を用いることができる。

各試験燃料の測定結果から得られた単位計数率当りの発熱量の平均値は ^{95}Zr の 0.724 MeV 、 ^{140}La の 1.596 MeV のガンマ線に対して、それぞれ次の換算係数が得られた。

$$0.724 \text{ MeV} : 16.06 \text{ cal/gUO}_2 / \text{cps}$$

1.596 Mev : 1.561 cal/gUO₂/cps

以下、計数值から発熱量への換算係数として、これらの値を用いる。

(2) 試験燃料の発熱量

各試験燃料について、⁹⁵Zr の 0.724 Mev ¹⁴⁰La の 1.596 Mev のガンマ線の計数率 (n) とそれらに基づいて算出した発熱量を第 4.7 表にまとめた。誤差は各試験燃料について、3~4 回測定した値の標準偏差で、次式により定義される値である。

$$\sigma = \sqrt{\frac{1}{m-1} \sum_{i=1}^m (n_i - n)^2}$$

$$n = \frac{1}{m} \sum_{i=1}^m n_i$$

σ : 標準偏差, n_i : i 回目の計数率

m : 測定回数

(表に載せたのは、 $n \pm \sigma$ である。)

なお、表中で Test No 220-1~5 の発熱量は、絶対測定で求めた値である。また、Test No 222-6 と 113-2 については ¹⁴⁰La に基づく発熱量を記載しなかったが、これは投入反応度と ⁹⁵Zr の計数率から判断して、¹⁴⁰La の計数率が明らかに低すぎたからである。なお、 σ は相対値にして 0.2%~4% 程度の範囲におさまり、平均的には約 1.5% である。

第 4.9 図は各濃縮度燃料について ⁹⁵Zr と ¹⁴⁰La の計数率から求めた発熱量の平均値と投入反応度の関係を示した図である。この図に示されているように、投入反応度と発熱量は各濃縮度についてそれぞれほぼ直線関係にあることが分る。この結果は発熱量がパルス運転による積分出力に比例し、積分出力と投入反応度とがほぼ比例することを実験的に示したものである。

4.4 試験燃料の軸方向発熱分布の測定

燃料の軸方向発熱分布は NSRR 実験結果を整理する上でも、また NSRR 実験結果を考察する上でも、重要な項目である。

燃料の軸方向発熱分布の測定は、次の 2 つの方法で行った。その 1 つは前節で述べた燃料のガンマ線強度の測定と全く同一の測定体系で、燃料軸方向に試験燃料をスキャンしてガンマ線強度の軸方向分布を測定する方法である。ただし、次の点で前節において述べた方法と若干異なっている。

a) 鉛コリメーターの厚さは 10 cm であるが、この厚みは透過力の大きい ¹⁴⁰La の 1.596

Mev に対する遮蔽には十分ではないので、分解能の良い軸方向分布を求めるためには不適當である。したがって、測定は 0.8 Mev 以下のエネルギーのガンマ線に限って行った。

b) 本測定では試験燃料間のガンマ線強度の相対比を知る必要はなく、試験燃料の軸方向の各位置でのガンマ線強度の比がわかればよい。したがって、ガンマ線強度の減衰の補正は測

定時間中についてのみ行えば良いが、一本の試験燃料の測定時間は3時間程度なので、減衰補正は無視した。

測定した試験燃料は、濃縮度10%のもの3本(Test No 220-5, 111-12, 113-1)と同20%のもの2本(Test No 220-3, 220-4)である。なお、本方法では、鉛コリメータの位置の分解能が必ずしも十分でないため、燃料の軸方向上端および下端について有意なデータを得ることができない。この点を補い、かつ精度の高い測定を行うためにこの方法を用いた。すなわち、試験燃料中のペレットを被覆管から取り出し、それらのガンマ線強度を測定する方法である。

測定には5%濃縮(Test No 220-1)の試験燃料を用いた。

4.4.1 測定装置およびデータの処理

(1) 測定体系

試験燃料は14ケのペレットから構成されている。パルス照射後、これらを被覆管を切断して取り出し、燃料上部より順次番号づけした。ペレット2と3は、本来1ケであるが、取出し時に2つに分割していたので別個に取扱った。各々のペレットについて重量と高さを第4.8表に示す。次にガンマ線の測定系の配置を第4.10図に示す。ペレットをおさめたアクリル製容器(底の厚さ0.5mm)を厚さ3mmのアクリル板のキャップ型測定台の上のせ、ペレット底面と検出器表面とが平行になるようにした。ペレット底面と検出器表面間の路離は128.5mmである。また、測定回路系は第4.4図に示したものである。なお、測定は照射後約2ヶ月で行ったが、測定した核種は ^{95}Zr 、 ^{95}Nb および ^{140}La で、これらが放出する0.724, 0.756, 0.765および1.596MeVのガンマ線を計測した。

(2) 測定データの処理方法

データ処理の流れ図を第4.11図に示す。フォトピークの算出までは、すでに述べた方法と同じである。時間減衰の補正は測定開始時刻までとした。測定期間が延べ3日と比較的短期間であったので、半減期の長い ^{95}Zr と ^{95}Nb については減衰を無視した。測定はペレットの両底面をそれぞれ下向きにして行い、これらの平均値 R_0 を求めた。次に、ペレットサイズの相違を補正する係数($A \cdot \Omega / 4\pi$)とペレット高さの重みを乗じて単位 UO_2 長さあたりの規格化された発熱量を求めた。なお、 UO_2 ペレットのサイズの補正係数については附録IIにおいて詳細に述べた。

4.4.2 測定結果

濃縮度10%の燃料(Test No 220-5, 111-12, 113-1)と濃縮度20%の燃料(Test No 220-3, 220-4)について、軸方向発熱分をそれぞれ第4.12図と第4.13図に示す。これらの図で燃料の軸方向上端および下端の測定値がプロットされていないのは、後に述べたように、両端で極端なピークが出るという理由による。また縦軸の値は各試験燃料の測定値の平均値に対する各測定値の比である。本測定の誤差は相対値にして約2%である。

濃縮度5%の燃料(Test No 220-1)のペレットのガンマ線強度の測定結果を第4.9表に示す。計測した3種類のガンマ線の強度を規格化したのち平均して求めた発熱量の軸方向分布を

第4.10表と第4.14図および第4.15図に示す。第4.15図は第4.14図の縦軸を拡大したものである。測定誤差は相対軸で0.5%程度である。

さて、以上の測定結果か、発熱量の軸方向分布について、次のような結論が得られる。

- a) いずれの濃縮度の燃料に対しても、下部の方が上部よりも発熱量が若干高い。
- b) 5%濃縮燃料について詳細な分布を測定した結果から見ると、上端および下端の1ペレット相当分のところで局所的なピーキングが生じており、その値は平均値1.0に対して上端が1.06、下端が1.09である。
- c) 上記ピーキングについては後に詳細に考察するが、いずれの濃縮度の燃料に対しても上端および下端を除けば、発熱量の軸方向分布は非常に平坦である。また、軸方向中心部の発熱量は燃料全体のほぼ平均値になっている。

4.5 ガンマチェンバーによる炉心出力の測定精度

および積算出力と発熱量の関係

炉心外周に位置するガンマチェンバーによるパルス積分出力の測定値から試験燃料の発熱量を求める際の換算値は、核計算の結果に基づき次の値を用いていた。すなわち、濃縮度5、10%濃縮の標準型燃料に対して、それぞれパルス積分出力100MW・sec当り288、384、485 cal/gUO₂である。以下、本節ではガンマチェンバーの測定系の精度と上記の計算値について検討する。

4.5.1 ガンマチェンバーによる炉心出力の測定精度

(1) 精度評価の方法

はじめに精度評価の方法について述べる。まずガンマチェンバーの測定精度を評価する基準だが、これは絶対測定で求めた発熱量(第4.1表)と前節で説明した燃料のガンマ線強度測定から求めた発熱量(⁹⁵Zrと¹⁴⁰Laの平均値、第4.6表)を用いた。

評価の対象としては試験回数の最も多い10%濃縮標準試験燃料の結果を用いた。

いま、核分裂数の絶対測定あるいは対応するガンマ線強度の測定から求めた発熱量をE(cal/gUO₂)、ガンマチェンバーによるパルスの積分出力の測定値をP(MW・sec)とし、パルス積分出力100MW・sec当りの発熱量をRとすると、

$$R = \frac{E}{P} \times 100 \quad (1)$$

となる。ここで、E、P、Rの誤差をそれぞれ σ_E 、 σ_P 、 σ_R とすれば、誤差の伝播の式より次の関係式が得られる。

$$\left(\frac{\sigma_R}{R}\right)^2 = \left(\frac{\sigma_E}{E}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_P}{P}\right)^2 \quad (2)$$

評価の対象とした各試験燃料についてRを求め、次式で定義される標準偏差をもって σ_R とする。

$$\sigma_R = \sqrt{\frac{1}{m-1} \sum_{i=1}^m (R_i - R)^2} \quad (3)$$

$$R = \sum_{i=1}^m R_i / m \quad (4)$$

上式でmおよび R_i はそれぞれ評価の対象とした試験燃料の本数およびi番目の試験燃料の100Mw・sec当りの発熱量である。

(2)式を用いて σ_R/R 、 σ_E/E より σ_P/P の評価を行うが、その際、Eのもつ系統的な誤差、すなわち核分裂数の絶対測定から求めた発熱量の誤差は無視し、 σ_E/E として、4.3で述べたことから0.015を用いる。

(2) ガンマチェンバーによるパルス積分出力の測定値の精度

評価対象とした17本の試験燃料に関するE、P、Rの値を第4.1.1表に示す。ここから、(4)式、(3)式で定義したR、 σ_R を求めると、 436 ± 14 [cal/gUO₂ / 100Mw・sec] となり、 $\sigma_R/R \approx 0.034$ となる。この値と $\sigma_E/E \approx 0.015$ を用いると、(2)式より $\sigma_P/P \approx 0.031$ となる。

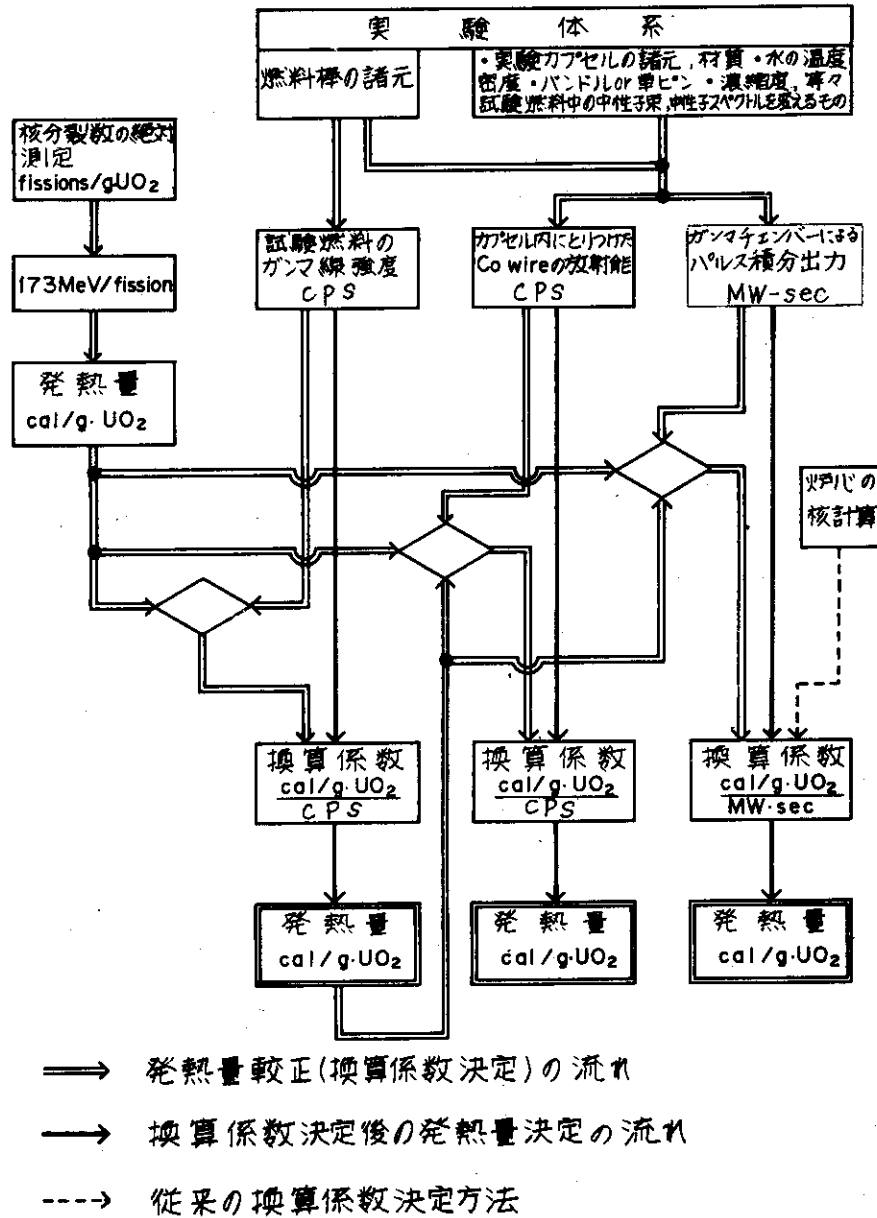
σ_E 、 σ_R の定義から、 σ_P は1 σ の値である。すなわち、ガンマチェンバーによるパルス積分出力の測定値が約3%以内の誤差範囲に入る確率は68.3%、約6%(2 σ)の誤差範囲におさまる確率は95.5%である。実際、第4.1.1表の値を図示した第4.1.7図に2 σ の範囲を2本の点線で示したが、ほとんどすべてのデータがこの範囲内に入っている。なお、図の実線は、測定点を $P = a \cdot E$ という式で最小自乗法により求めたものだが、 $E/P = 4.36$ で、これは $R = 438$ とほぼ一致している。

4.5.2 パルス積分出力と燃料の発熱量との関係

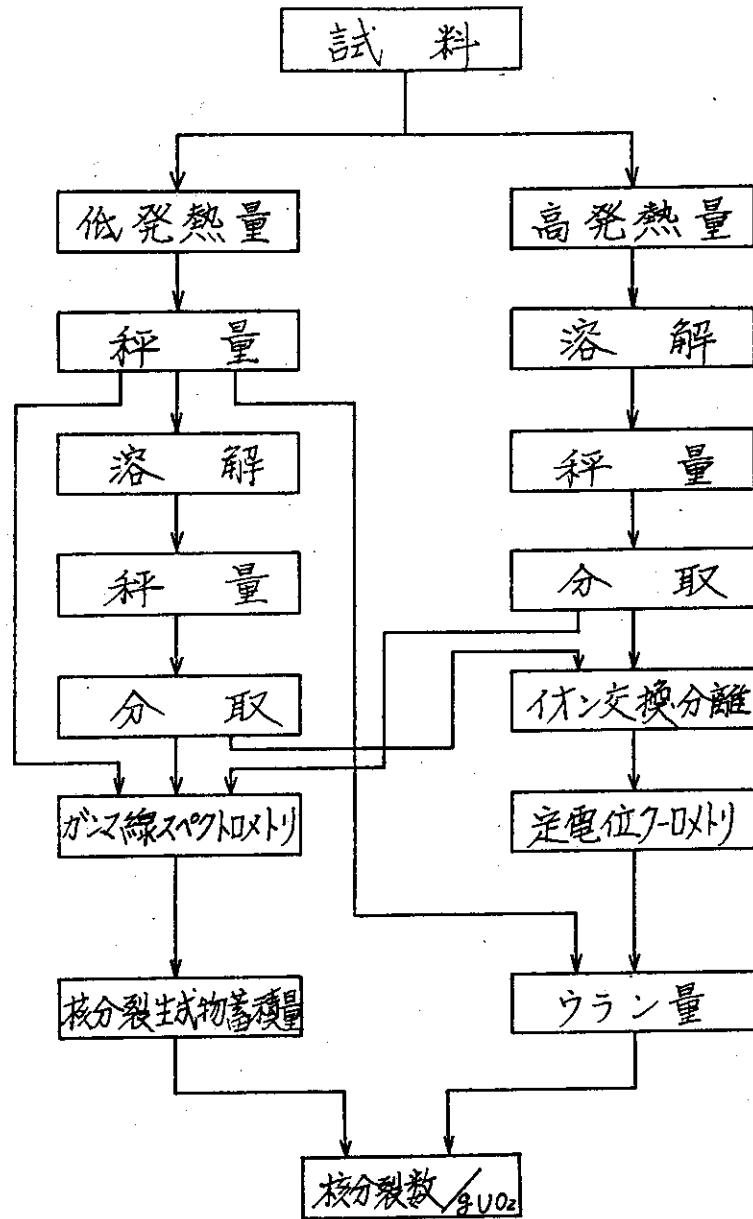
ガンマチェンバーで測定したパルス積分出力100Mw・sec当りの燃料の発熱量を標準型燃料で濃縮度10%のものについては、前述の第4.1.2表に、5%、20%のものについては第4.1.3表に示す。発熱量は、核分裂数の絶対測定が行われた燃料についてはその結果から求めた値を、他の燃料については、⁹⁵Zrの0.724Mevと¹⁴⁰Laの1.596Mevのガンマ線強度の測定から得られた発熱量の平均値を記した。これらの表から、濃縮度5、10、20%の各々7ケース、17ケース、6ケースの平均値を求めると、それぞれ、315、436、540 cal/gUO₂/100Mw・secとなった。これらを、従来、用いていた値(計算値)と比較して図示したのが第4.1.8図である。

これを見ると、いずれの濃縮度の燃料に対しても、今回測定した値の方が、炉心の核計算にもとづく従来用いてきた値より大きく、濃縮度5、10、20%の燃料に対して、それぞれ、9、14、11%増になっている。

以上の結果より、ガンマチェンバーによるパルス積分出力の測定値から燃料の発熱量への換算係数としては、濃縮度5, 10, 20%の標準型燃料に対して、それぞれ315, 436, 540 cal/gUO₂/100Mw·secを用いること、またこれらの試験燃料の発熱量の定義も、従来、半径方向平均、軸方向最大¹⁰⁾としてきたことを、燃料全体の平均値と改めることが適当である。



第4.1図 試験燃料の発熱量測定の流れ図



第4.2図 絶対測定作業手順

第4.1表 各試験燃料についての絶対測定による結果

Test No	Fuel Type (Enrichment)	Reactor Power (MW-sec)	Isotope (Fissions/gUO ₂)				Corrected Value (Fissions/gUO ₂)	Energy Deposition (cal/gUO ₂)
			¹⁴⁰ Ba	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	⁹⁵ Zr		
111-1	JP-II (2.6%)	1 8.5	5.47×10 ¹²	5.66×10 ^{13*}	5.20×10 ¹²	—	5.47×10 ¹²	3 6.5
111-2	JP-II (2.6%)	5 7.0	1.84×10 ¹³	1.73×10 ¹³	1.66×10 ¹³	1.81×10 ¹³	1.73×10 ¹³	1 1 4.7
111-3	Std (10%)	4 2.3	2.89×10 ¹³	2.74×10 ¹³	2.58×10 ¹³	2.85×10 ¹³	2.74×10 ¹³	1 8 1.7
111-4	Std (10%)	5 6.6	3.93×10 ¹³	3.60×10 ¹³	3.47×10 ¹³	3.85×10 ¹³	3.59×10 ¹³	2 3 8.0
111-5	Std (10%)	6 2.1	4.26×10 ¹³	3.91×10 ¹³	3.96×10 ¹³	4.34×10 ¹³	4.15×10 ¹³	2 7 5.1
111-6	Std (10%)	7 4.5	4.58×10 ¹³	3.84×10 ¹³	4.85×10 ¹³	5.34×10 ¹³	5.08×10 ¹³	3 3 6.8
220-1	Std (5%)	1 8.7	8.41×10 ¹²	8.01×10 ¹²	8.25×10 ¹²	8.33×10 ¹²	8.78×10 ¹²	5 8.2
220-2	Std (5%)	3 9.3	1.85×10 ¹³	1.81×10 ¹³	1.87×10 ¹³	1.88×10 ¹³	1.81×10 ¹³	1 2 0.0
220-3	Std (20%)	1 1.2	9.20×10 ¹²	8.78×10 ¹²	8.91×10 ¹²	9.15×10 ¹²	8.01×10 ¹²	5 3.1
220-4	Std (20%)	2 4.7	1.90×10 ¹³	1.87×10 ¹³	1.94×10 ¹³	1.95×10 ¹³	1.87×10 ¹³	1 2 4.0
220-5	Std (10%)	1 3.5	—	9.35×10 ¹²	8.84×10 ¹²	1.01×10 ¹³	9.35×10 ¹²	6 2.9

(注) 1) *: Non Destructive

2) JP-II; JPDR-II Type Test Fuel

3) Std.; Standard Type Test Fuel

4) これらの測定値は燃料の中心部ペレットに対するものである。

表 4.2 測定対象試験燃料(標準燃料試験に用いた燃料)

Test No	Date of Irradiation	Control Rods Position				Reactivity 〔\$〕	Period 〔msec〕
		Bank	TA	TB	TC		
201-2	1/19/77 12:10	492	635	Dn	Up	1.84	4.96
111-13	10/29/76 11:35	499	600	Dn	Up	1.93	4.48
111-14	12/ 1/76 11:40	508	545	Dn	Up	2.09	3.82
111-12	9/16/76 18:02	514	517	Dn	Up	2.23	3.38
111-16	11/12/76 11:43	537	370	Dn	Up	2.50	2.77
111-17	12/ 1/76 17:20	544	305	Dn	Up	2.62	2.57
113-1	9/22/76 14:37	554	230	Dn	Up	2.73	2.40
202-2	9/17/76 11:41	554	196	Dn	Up	2.78	2.33
202-4	11/16/76 15:53	554	185	Dn	Up	2.79	2.32
202-3	10/29/76 17:07	554	171	Dn	Up	2.81	2.30
202-4B	1/27/77 16:08	554	171	Dn	Up	2.81	2.30
202-1	9/16/76 15:22	555	150	Dn	Up	2.83	2.27
113-2	9/22/76 18:06	564	900	Dn	Dn	3.06	2.02
201-3 ⁽²⁾	3/25/77 15:24	491	635	Dn	Up	1.84	4.96

(注) 1) 燃料濃縮度は10%である。

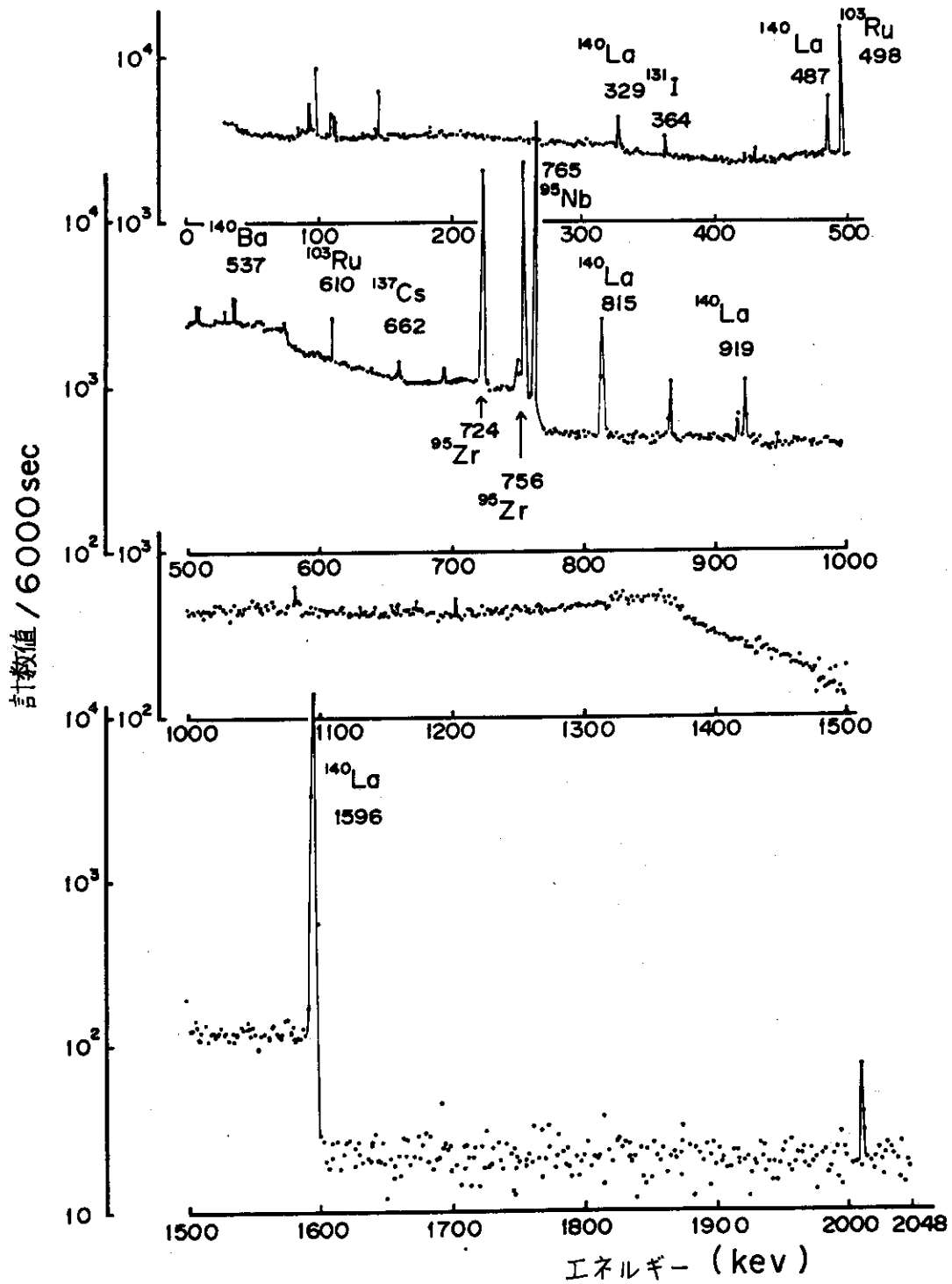
2) 通常、制御棒引抜後約1秒でスクラムするが、201-3はスクラムまでの時間を約10秒とした。

表 4.3 測定対象試験燃料(濃縮度燃料試験に用いた燃料)

Test No	Date of Irradiation	Control Rods Position				Reactivity [ρ]	Period [msec]
		Bank	TA	TB	TC		
220-1* (5%)	9/8/76 12:46	464	185	Up	Up	1.39	1070
220-2* (5%)	9/9/76 11:04	506	560	Dn	Up	2.05	396
220-3* (20%)	9/9/76 16:21	440	395	Up	Up	1.15	2701
220-4* (20%)	9/10/76 11:35	468	795	Dn	Up	1.50	835
220-5* (10%)	10/13/76 17:37	455	324	Up	Up	1.26	1598
221-1 (5%)	11/9/76 12:05	600	665	Dn	Dn	3.55	163
221-2 (5%)	12/15/76 11:44	614	613	Dn	Dn	3.71	153
221-3 (5%)	1/14/77 11:27	620	586	Dn	Dn	3.81	148
222-1 (5%)	1/27/77 12:11	629	562	Dn	Dn	3.91	143
222-3 (5%)	3/16/77 16:41	634	545	Dn	Dn	4.00	138
221-5 (20%)	12/15/76 16:40	504	549	Dn	Up	2.08	385
221-6 (20%)	1/19/77 16:24	522	455	Dn	Up	2.32	315
222-5 (20%)	3/3/77 16:35	528	415	Dn	Up	2.41	295
222-6 (20%)	3/23/77 15:48	530	400	Dn	Up	2.44	289

(注) 1) ()内の値は、燃料濃縮度である。

2) *のついた燃料は発熱量校正用燃料である。



第 4.5 図 試験燃料のガンマ線スペクトル (照射後約 2 ヶ月)

第 4.4 表 核分裂生成物の崩壊系列

Nuclide	$^{95}\text{Y} \longrightarrow ^{95}\text{Zr} \begin{cases} \xrightarrow{0.01} ^{95}\text{Nb}^m \downarrow 3.61 \text{ day} \\ \xrightarrow{0.99} ^{95}\text{Nb} \longrightarrow ^{95}\text{Mo} \end{cases}$			
Half Life	10.5min	65.5 day	35.1 day	Stable
$^{235}\text{U}_T$	6.43	6.46	6.46	6.46
$^{238}\text{U}_F$	5.29	5.30	5.30	5.30
$^{239}\text{Pu}_T$	4.80	4.92	4.92	4.92
$^{241}\text{Pu}_T$	3.91	3.93	3.93	3.93
Nuclide	$^{140}\text{Cs} \longrightarrow ^{140}\text{Ba} \longrightarrow ^{140}\text{La} \longrightarrow ^{140}\text{Ce}$			
Half Life	63.8 sec	12.8 day	40.2hr	Stable
$^{235}\text{U}_T$	5.90	6.32	6.32	6.32
$^{238}\text{U}_F$	6.01	6.02	6.02	6.02
$^{239}\text{Pu}_T$	4.72	5.57	5.58	5.58
$^{241}\text{Pu}_T$	5.63	5.90	5.90	5.90

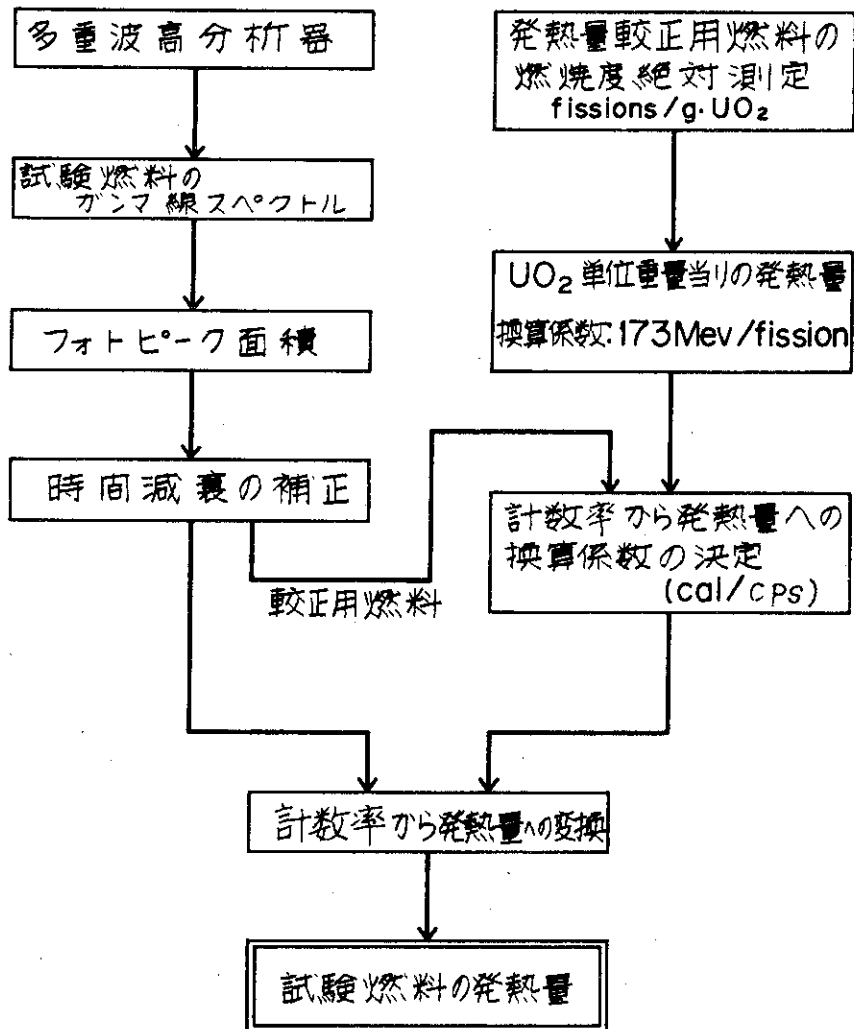
M. E. Meek and B. F. Rider; NEDO-12154-1, Jan. 26, '74より引用

第 4.5 表 ガンマ線のエネルギー

Nuclide	Gamma Ray Energy [Mev]	
^{95}Zr	0.724(49%),	0.756(49%)
^{140}La	0.329(20%),	0.487(40%)
	0.815(19%),	0.923(10%)
	1.596(96%)	2.53 (3%)

()内は1崩壊当りの放出割合

C. M. Lederer and J. M. Hollander; Table of Isotopes, 6th Editionより引用



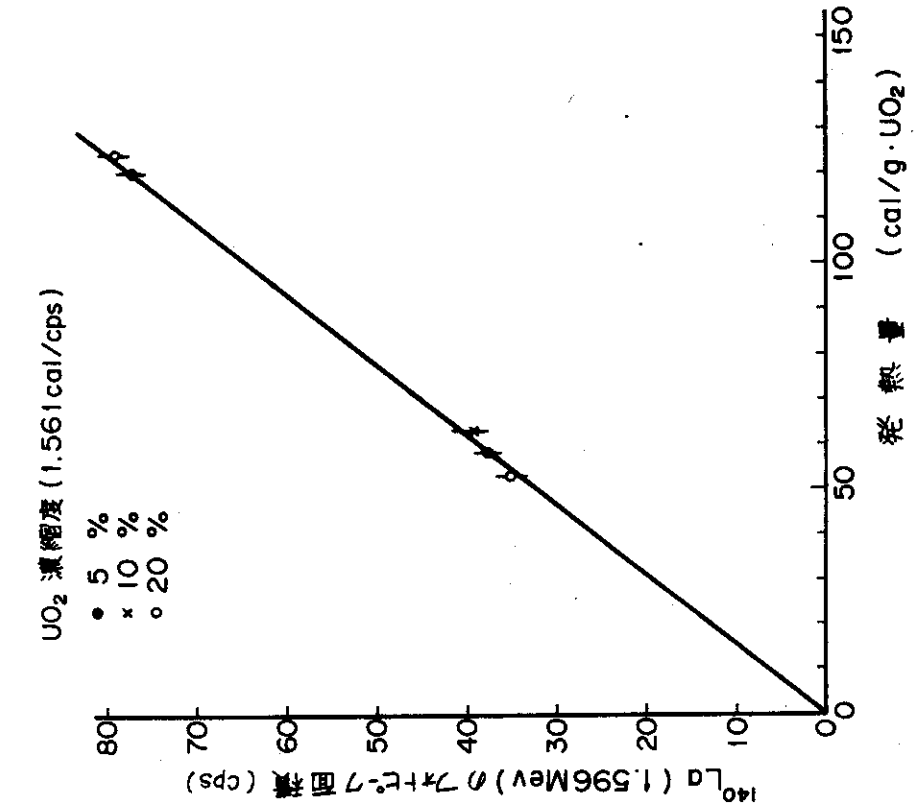
第 4.6 図 相対測定による燃料の発熱量の測定データ処理の流れ図

第 4.6 表 絶対測定で求めた試験燃料の発熱量と相対測定
によるガンマ線の計数率

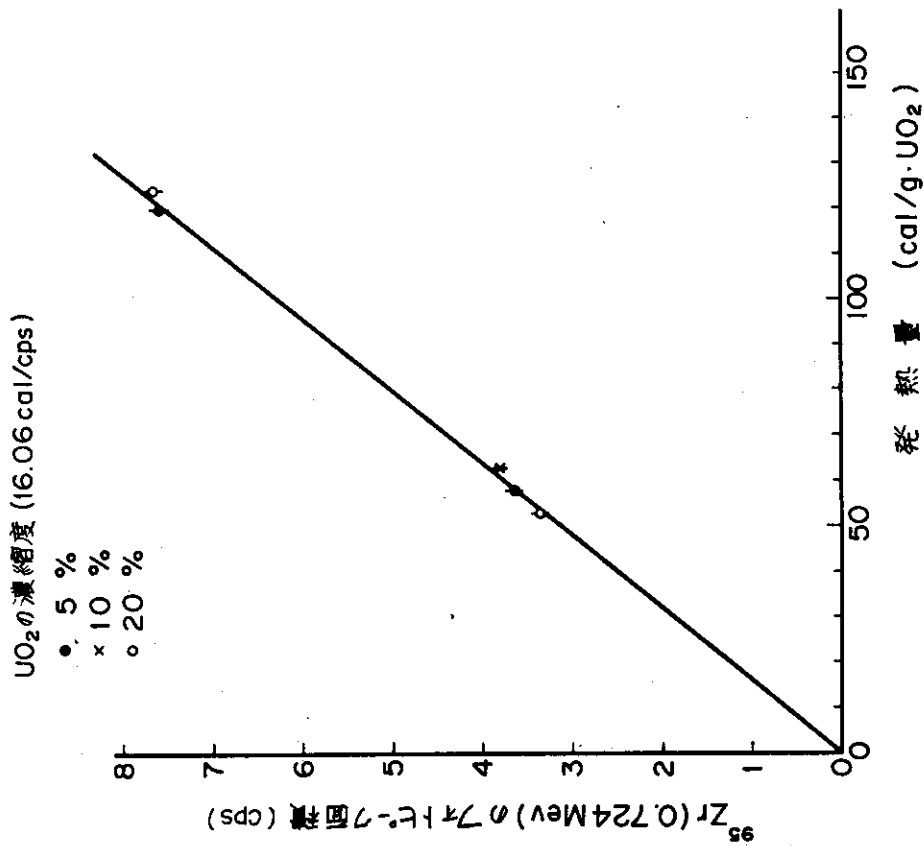
Test No.	fissions/g UO ₂	cal/g UO ₂	⁹⁵ Zr (0.724 Mev)		¹⁴⁰ La (1.596 Mev)	
			CPS	cal/CPS	CPS	cal/CPS
220-1 (5%)	8.78×10^{12}	58.2	3.650 ± 0.069	15.95	37.64 ± 0.17	1.546
220-2 (5%)	1.81×10^{13}	120.0	7.555 ± 0.137	15.88	77.24 ± 1.01	1.554
220-3 (20%)	8.01×10^{12}	53.1	3.364 ± 0.122	15.78	34.97 ± 0.58	1.518
220-4 (20%)	1.87×10^{13}	124.0	7.668 ± 0.208	16.17	78.99 ± 0.79	1.570
220-5 (10%)	9.49×10^{12}	62.9	3.808 ± 0.220	16.52	38.86 ± 0.41	1.619
Average	—	—	—	16.06 ± 0.29	—	1.561 ± 0.037

(注) 1) fissions/g UO₂ から cal/g UO₂ への換算に用いた値は次のとおりである。

$$3.83 \times 10^{-14} \text{ [cal/Mev]}, 173 \text{ [Mev/fission]} \quad \therefore 6.63 \times 10^{-12} \text{ [cal/fission]}$$



第 4.8 図 試験燃料の相対的ガンマ線強度 (¹⁴⁰La) と核分裂数の絶対測定から求めた試験燃料の発熱量との関係



第 4.7 図 試験燃料の相対的ガンマ線強度 (⁹⁵Zr) と核分裂数の絶対測定から求めた試験燃料の発熱量との関係

第4.7表 燃料のガンマ線強度の相対測定から求めた試験燃料の発熱量

Test No	Reactivity [β]	^{95}Zr (0.724 Mev)		^{140}La (1.596 Mev)	
		CPS	cal/g UO ₂	CPS	cal/g UO ₂
220-1*	1.39	3650±0.069	58.2	37.64±0.17	58.2
220-2*	2.05	7555±0.137	120.0	77.24±1.01	120.0
221-1*	3.55	1532±0.09	24.6	150.79±1.94	23.5
221-2*	3.71	1585±0.69	25.5	158.46±3.69	24.7
221-3*	3.81	1619±0.16	26.0	156.68±0.82	24.5
222-1*	3.91	1673±0.52	26.9	166.67±2.47	26.0
222-3*	4.00	1823±0.12	29.3	177.23±1.16	27.7
220-3**	1.15	3364±0.122	53.1	34.97±0.58	53.1
220-4**	1.50	7668±0.208	124.0	78.99±0.79	124.0
221-5**	2.08	1319±0.01	21.2	135.04±1.78	21.1
221-6**	2.32	1491±0.37	23.9	154.74±1.38	24.1
222-5**	2.41	1675±0.54	26.9	165.01±2.35	25.8
222-6**	2.44	1729±0.04	27.8	158.43±0.98	—
220-5	1.26	3808±0.220	62.9	38.86±0.41	62.9
201-2	1.84	8610±0.319	138	87.62±3.97	137
201-3(4)	1.84	1130±0.12	18.1	110.42±0.69	17.2
111-13	1.93	8472±0.100	136	92.03±0.55	144
111-14	2.09	1013±0.38	16.3	105.89±0.90	16.5
111-12	2.23	1146±0.17	18.4	116.99±0.35	18.3
111-16	2.50	1358±0.41	21.8	138.28±1.72	21.6
111-17	2.62	1311±0.26	21.1	141.55±2.21	22.1
113-1	2.73	1519±0.39	24.4	152.85±1.92	23.9
202-2	2.78	1575±0.44	25.3	156.55±1.14	24.4
202-4	2.79	1520±0.29	24.4	155.48±2.91	24.3
202-3	2.81	1546±0.20	24.8	162.17±0.68	25.3
22-4b	2.81	16.24±0.09	26.1	157.99±3.30	24.7
202-1	2.83	16.03±0.29	25.7	158.06±1.61	24.7
113-2	3.06	16.42±0.61	26.4	155.67±0.13	—

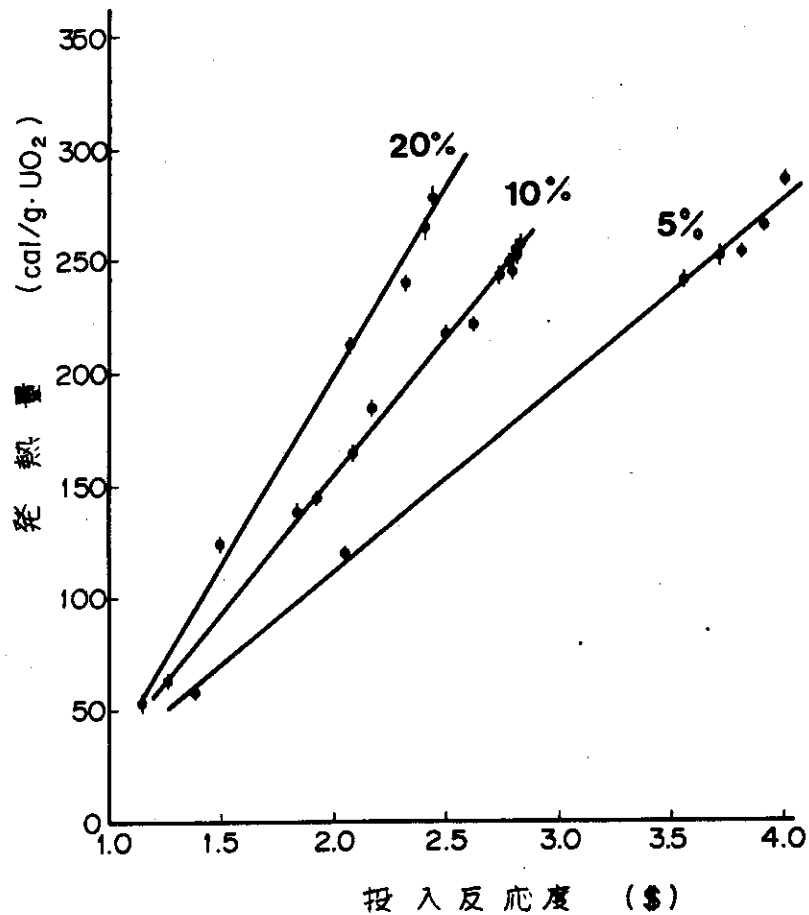
(注) 1) 計数値から発熱量への換算係数は次のとおり

^{95}Zr (0.724 Mev) ; 16.06 cal/CPS, ^{140}La (1.596 Mev) ; 1561 cal/CPS

2) Test No 220-1, 2, 3, 4, 5の発熱量は絶対測定で求めた値である。

3) * ; 濃縮度5%, ** ; 濃縮度20%, 無印 ; 濃縮度10%

4) 通常, 制御棒引抜後約1秒でスクラムするが, 201-3はスクラム時間を約10秒とした。



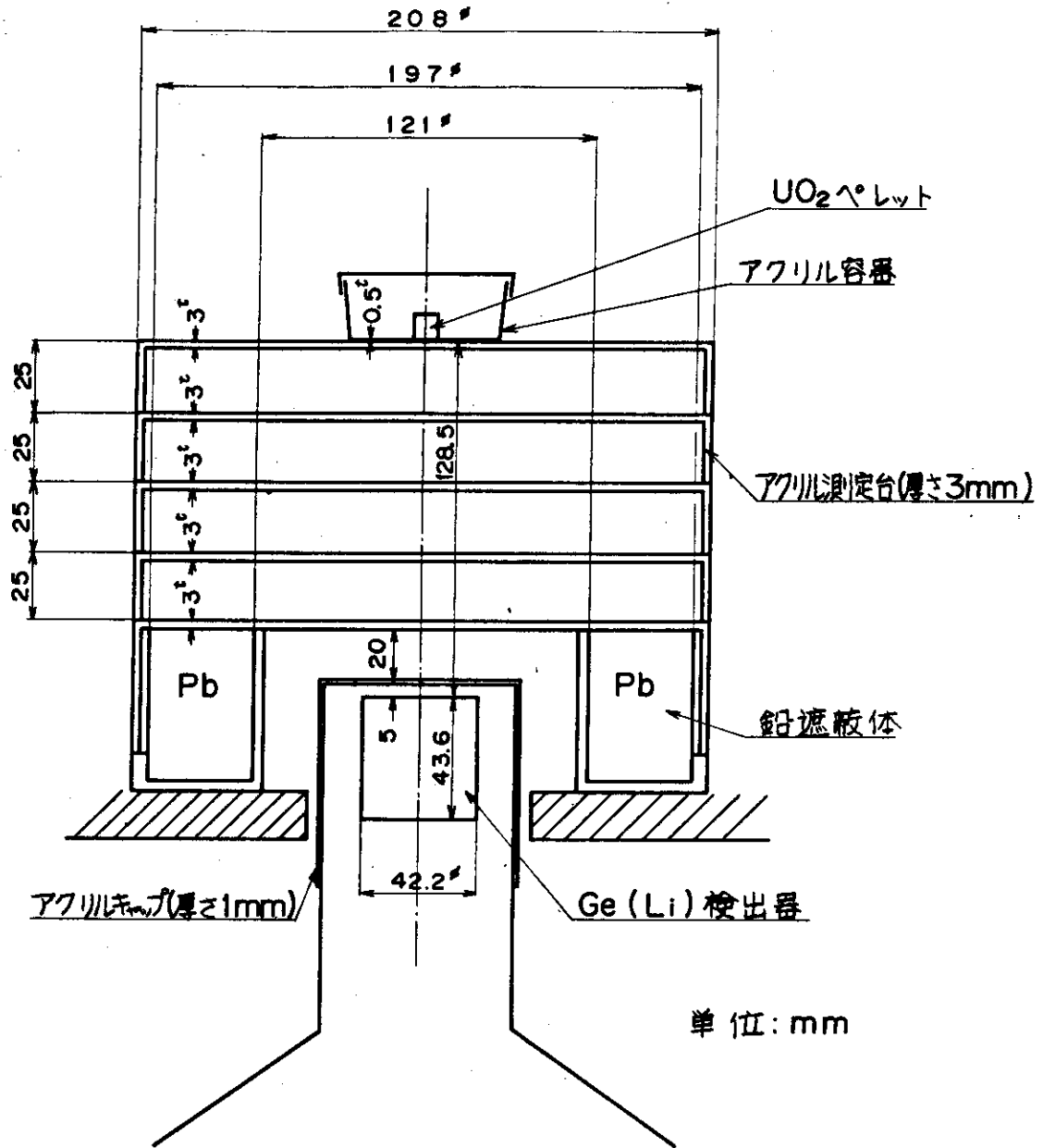
第 4.9 図 燃料のガンマ線強度測定から求めた標準試験燃料の発熱量と投入反応度との関係

第4.8表 UO₂ペレットの重量と高さ

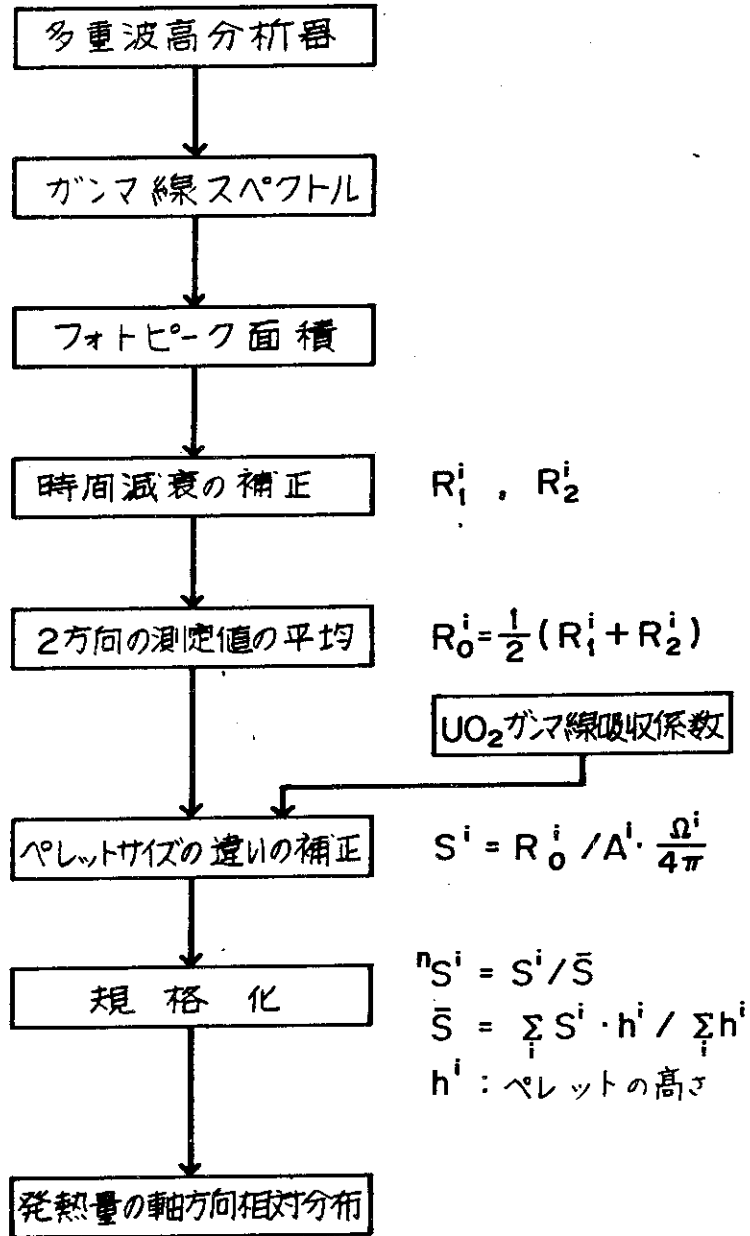
(濃縮度5%, Test No 220-1)

Bellet No	Weight [g]	Height [cm]
15	6.979	1.003
14	7.034	1.010
13	6.766	0.972
12	7.074	1.016
11	7.030	1.010
10	6.959	1.000
9	6.867	0.986
8	7.001	1.006
7	6.952	0.999
6	6.983	1.003
5	7.086	1.018
4	6.876	0.988
3+2	6.873	0.987
1	3.900	0.560

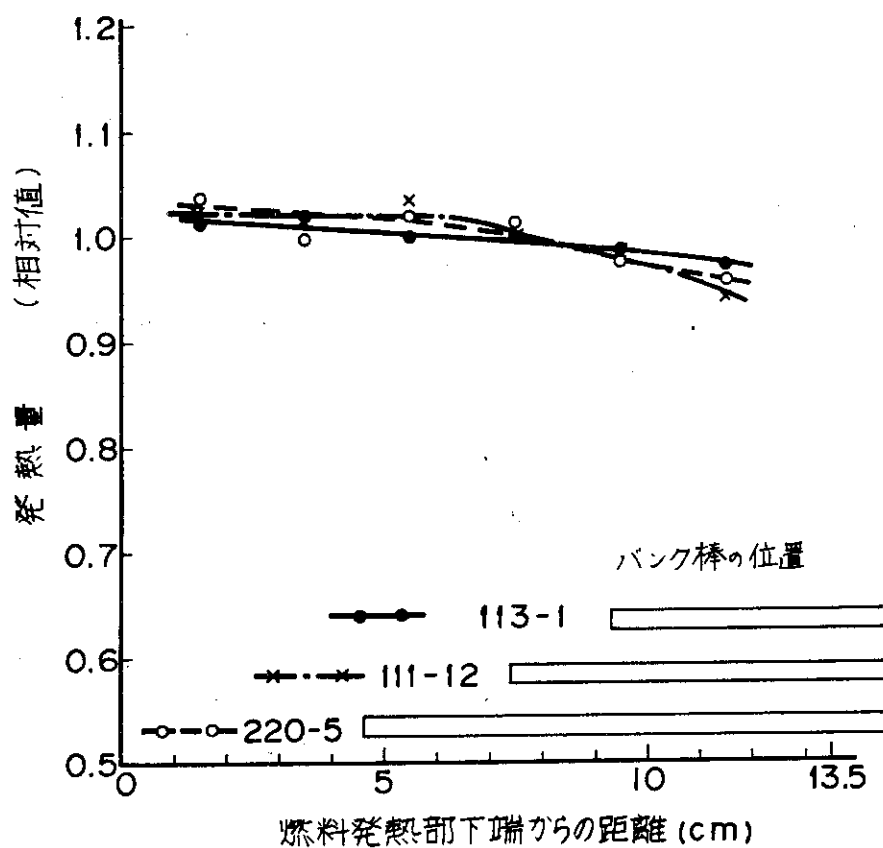
UO₂ PelletDiameter ; 0.929 cm^φDensity ; 10.27 g/cm³



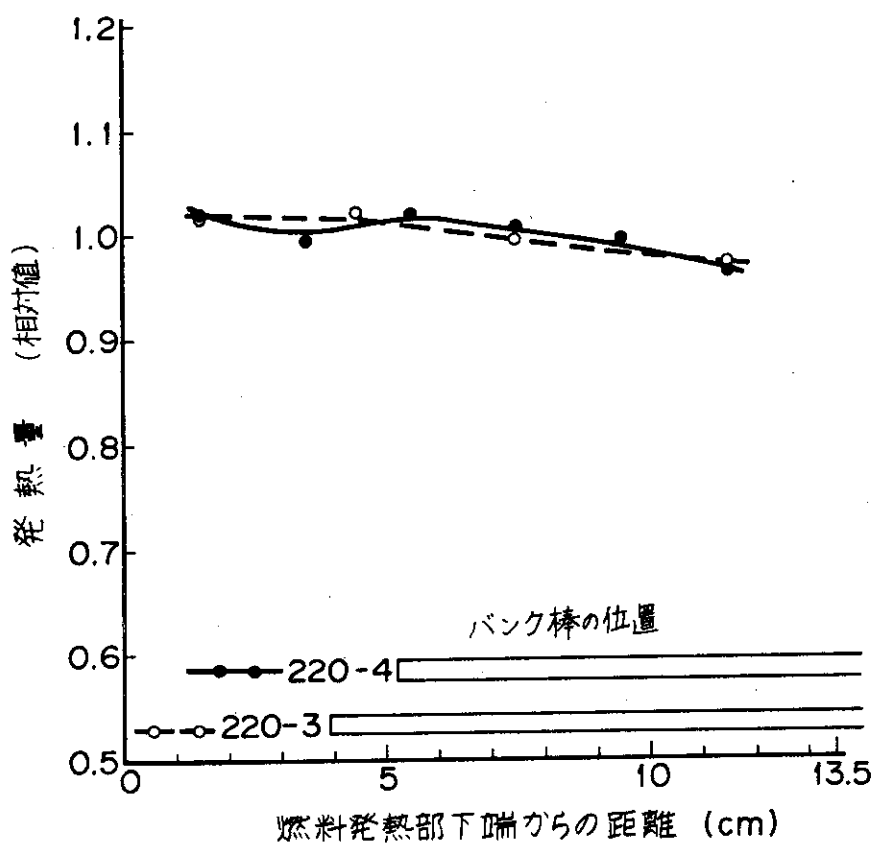
第4.10図 UO₂ペレット、コリメータおよび検出器の配置図



第 4.11 図 燃料の軸方向発熱分布の測定データ処理の流れ図



第 4.12 図 燃料の発熱量軸方向分布 (濃縮度 10%)



第 4.13 図 燃料の発熱量軸方向分布 (濃縮度 20%)

第4.9表 ガンマ線強度測定結果

(濃縮度 5%, Test No. 220-1)

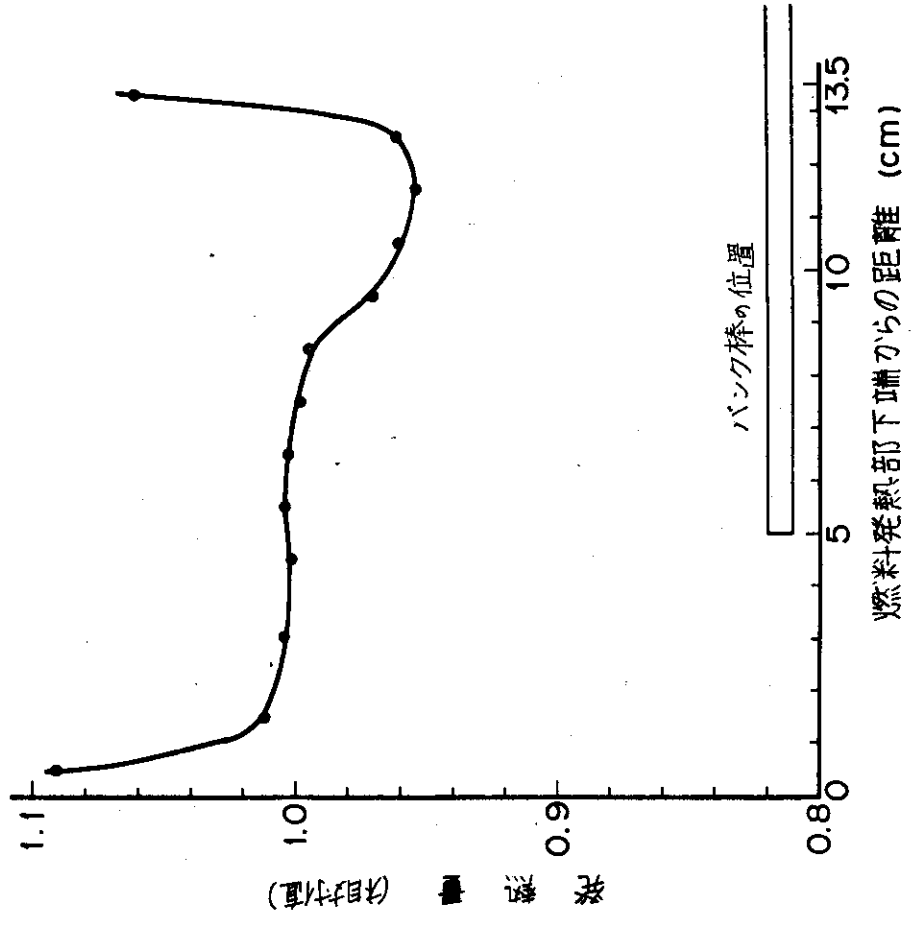
No	Pellet Height [cm]	Position of Pellet Axial Center [cm]	^{95}Zr (0.724 Mev)		^{95}Zr (0.756 Mev) + ^{95}Nb (0.765 Mev)		^{140}La (1.596 Mev)	
			Counts/1000sec	Intensities/cm	Counts/1000sec	Intensities/cm	Counts/1000sec	Intensities/cm
15	1.003	0.502	37581±162	8.163 × 10 ⁶	131123±272	2788 × 10 ⁷	12948±83	2241 × 10 ⁶
14	1.010	1.508	34399±155	7.444	122511±261	2596	12131±83	2112
13	0.972	2.499	33588±153	7.418	118865±258	2571	11708±81	2094
12	1.016	3.493	34461±154	7.435	122085±260	2578	12087±82	2096
11	1.010	4.506	34201±155	7.401	121211±260	2568	11992±82	2087
10	1.000	5.511	34156±108	7.432	120689±183	2571	12071±59	2116
9	0.986	6.504	33758±152	7.398	119846±257	2572	11821±81	2093
8	1.006	7.497	34339±109	7.449	120206±183	2552	11798±56	2060
7	0.999	8.500	33730±151	7.339	119748±258	2552	11668±83	2047
6	1.003	9.501	32805±150	7.125	117171±256	2491	11730±83	2052
5	1.018	1.0511	32769±119	7.062	116826±202	2465	11732±66	2032
4	0.988	1.1514	32098±148	7.028	114126±252	2447	11270±81	1993
3+2	0.987	1.2502	32607±149	7.143	114564±252	2457	11527±83	2039
1	0.560	1.3275	25299±86	7.899	88106±146	2714	7971±43	2184

第4.10表 発熱量の軸方向分布

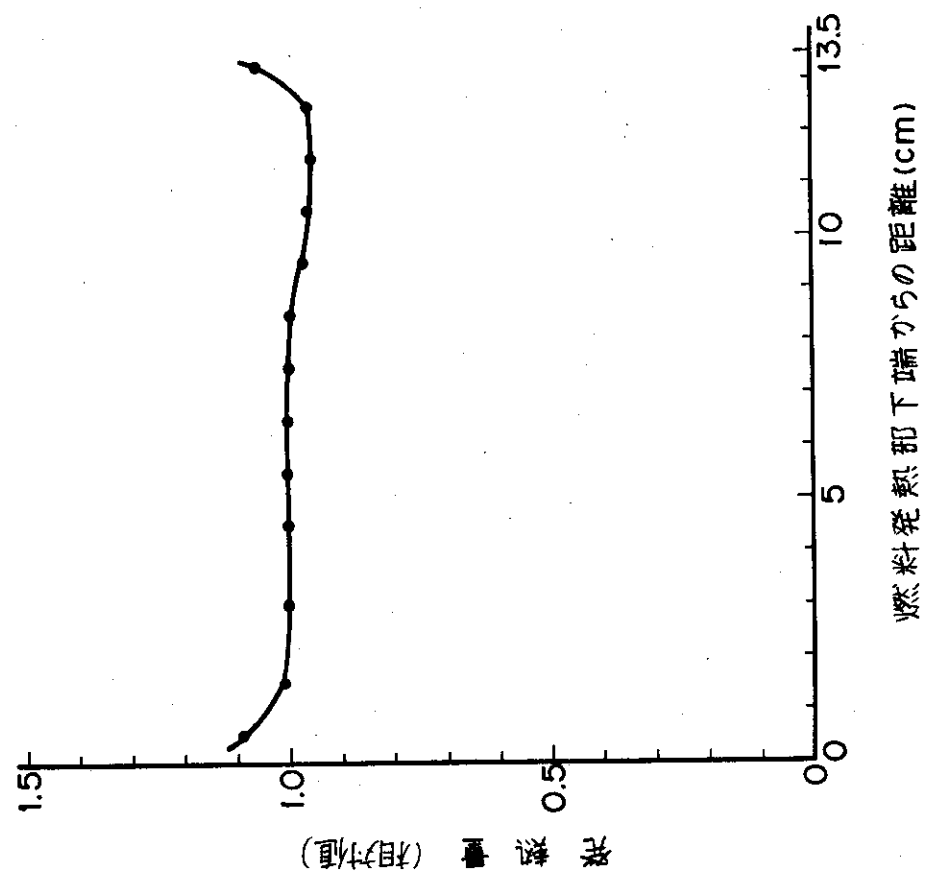
(濃縮度 5%, Test No 220-1)

Pellet No	Pellet Height [cm]	Position of Pellet Axial Centev [cm]	Relative Enevgy Deposition
15	1.003	0.502	1.087
14	1.010	1.508	1.009
13	0.972	2.499	1.002
12	1.016	3.493	1.004
11	1.010	4.506	1.000
10	1.000	5.511	1.006
9	0.986	6.504	1.006
8	1.006	7.500	0.995
7	0.999	8.503	0.988
6	1.003	9.504	0.972
5	1.018	10.514	0.962
4	0.988	11.517	0.952
3+2	0.987	12.505	0.966
1	0.560	13.278	1.056

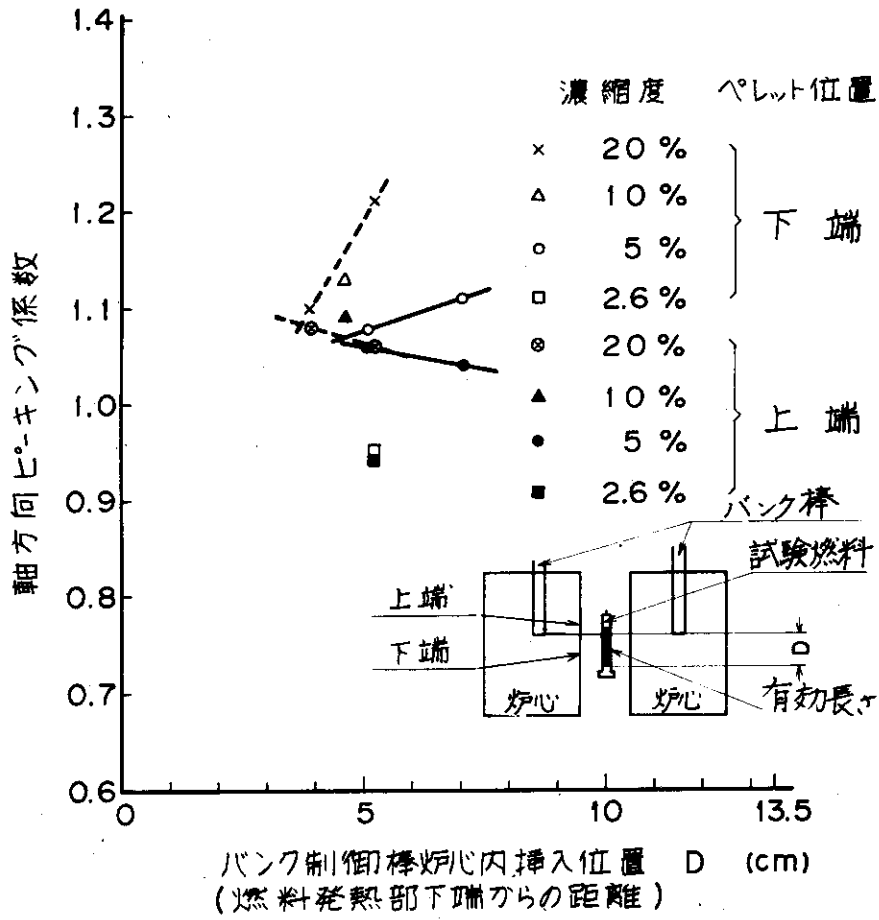
Gamma Rays ; ^{95}Zr (0.724 Mev), ^{95}Zr (0.756 Mev),
 ^{95}Nb (0.765Mev), ^{140}La (1.596 Mev)



第 4.15 図 燃料の発熱量軸方向分布 (濃縮度 5%, Test No. 220-1)



第 4.14 図 燃料の発熱量軸方向分布 (濃縮度 5%, Test No. 220-1)



第 4.16 図 バンク制御棒炉心内挿入位置と発熱量の軸方向ピーキング係数との関係

第 4.11 表 ガンマチェンバーで測定したパルス積分出力と
試験燃料のガンマ線測定から求めた発熱量

(標準試験燃料 濃縮度 10%)

Test No	Reactivity [β]	Core Energy Release [MW-sec]	Energy Deposition [cal/g.UO ₂]	Energy Deposition per 100 MW-sec
111-3	2.25	42.3	181.7	430
111-4	2.71	56.6	238.0	420
111-5	3.15	62.1	275.1	443
111-6	3.56	74.5	336.8	452
220-5	1.26	13.5	62.9	466
201-2	1.84	32.1	138	430
111-13	1.93	33.6	144	429
111-14	2.09	38.9	164	422
111-12	2.17	40.8	184	451
111-16	2.50	50.5	217	430
111-17	2.62	53.7	221	412
113-1	2.73	56.1	242	431
202-2	2.78	58.2	249	428
202-4	2.79	57.6	244	424
202-3	2.81	57.2	251	439
202-4B	2.81	55.9	254	454
202-1	2.83	57.1	257	450
113-2	3.06	60.3	264	438

(注) 1) Core Energy Release ; ガンマチェンバー#1, #2の測定値の平均

2) Energy Deposition ; *のついたケースは核分裂数の絶対測定から求めた値, 他は燃料棒のガンマ線強度の相対測定から求めた値 (¹⁴⁰La (1.596 Mev) と ⁹⁵Zr (0.724 Mev) の測定から得た値の平均) で, 燃料全体の平均値である。

上表 18 ケースに関する 100 MW-sec 当りの発熱量の平均値と標準偏差は, 次のようになる。

$$436 \pm 14 \text{ cal/g UO}_2 / 100 \text{ MW} \cdot \text{sec}$$

第 4.1.2 表 試験燃料の上端および下端ペレットの発熱量軸方向
ピーキング係数

Test No	Bank Control Pods Position (cm)	Energy Deposition [cal/g UO ₂]			Axial Peaking Factor		
		Bottom	Center	Top	Bottom	Center	Top
111-1 (26%)	5.23	34.5	36.3	34.2	0.95	1.00	0.94
220-1 (5%)	5.04	62.8	58.2	61.5	1.08 (1.09)	1.00 (1.00)	1.06 (1.06)
220-2 (5%)	7.04	132.6	120.0	125.3	1.11	1.00	1.04
220-5 (10%)	4.61	70.9	62.9	68.3	1.13	1.00	1.09
220-3 (20%)	3.90	58.5	53.1	57.6	1.10	1.00	1.08
220-4 (20%)	5.23	150.5	124.0	131.9	1.21	1.00	1.06

(注) 1) 発熱量は核分裂数の絶対測定から求めた値である。

2) Bank Control Rods Position ; 燃料有効部下端からの距離

3) Test No の () 内の数値は、燃料の濃縮度である。

4) 220-1 のケースの () 内の値は、ペレットのガンマ線相対強度の測定から求めた値である。

第4.13表 ガンマチェンバーで測定したパルス積分出力
と試験燃料のガンマ線測定から求めた発熱量

(標準試験燃料 濃縮度5%, 20%)

Test No (Enrichment)	Reactivity [β]	Core Energy Release [MW-sec]	Energy Deposition [cal/g·UO ₂]	Energy Deposition per 100MW-sec
220-1 (5)	1.39	18.7	58.2*	311
220-2 (5)	2.05	39.3	120.0*	305
221-1 (5)	3.55	79.7	241	302
221-2 (5)	3.71	77.9	251	322
221-3 (5)	3.81	76.5	253	331
222-1 (5)	3.91	84.2	265	315
222-3 (5)	4.00	88.6	285	322
220-3 (20)	1.15	11.2	53.1*	474
220-4 (20)	1.50	24.7	124.0*	502
221-5 (20)	2.08	35.5	212	597
221-6 (20)	2.32	46.5	240	516
222-5 (20)	2.41	46.5	264	568
222-6 (20)	2.44	47.5	278	585

(注) 1) Core Energy Release : ガンマチェンバー#1, #2の測定値の平均

2) Energy Deposition : *のついたケースは、核分裂数の絶対測定から求めた値、

他は燃料棒のガンマ線強度の相対測定から求めた値

(¹⁴⁰La(1.596 Mev)と⁹⁵Zr(0.724 Mev)の測定から得た値の平均)で、燃料全体の平均値である。

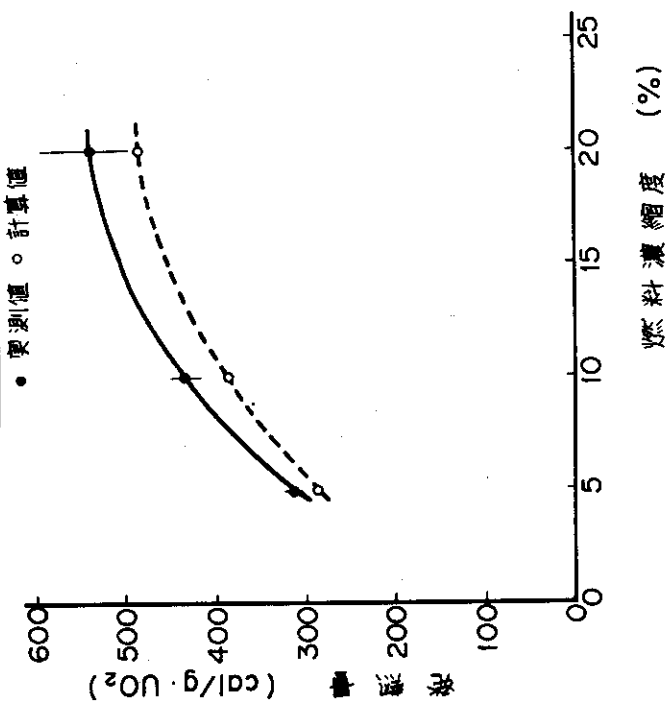
なお、222-6については、⁹⁵Zrから求めた値である。

上表、5%濃縮7ケース、20%濃縮6ケースに関する100 MW-sec当りの発熱量の平均値と標準偏差は、それぞれ次のようになる。

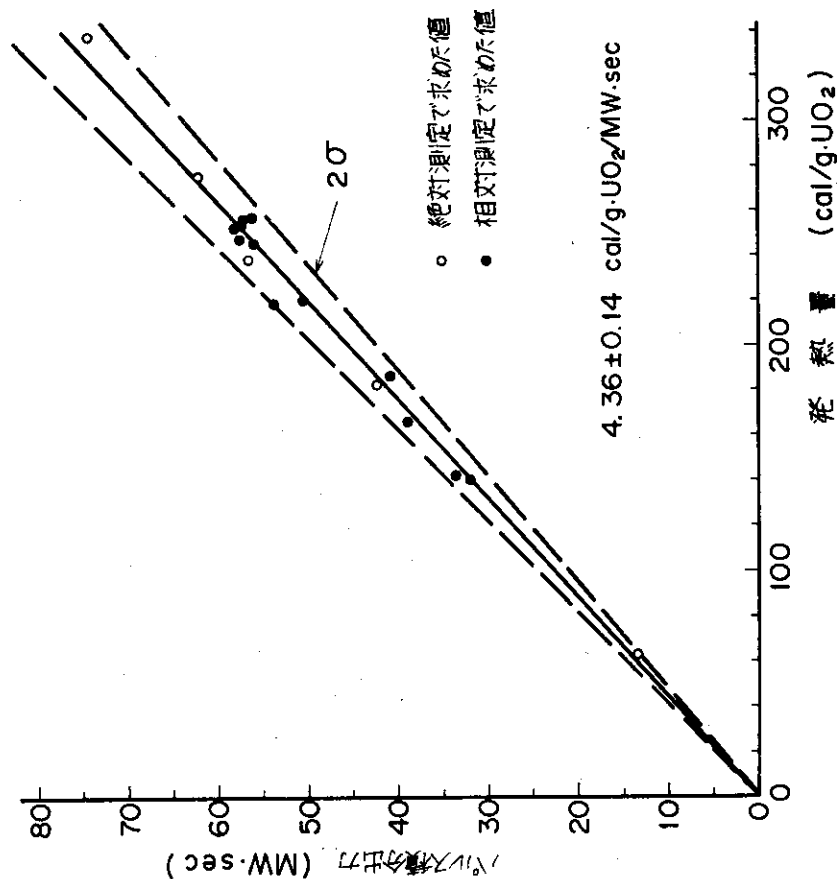
5% ; 315 ± 10 cal/g UO₂ 100 MW·sec

20% ; 540 ± 50 cal/g UO₂ 100 MW·sec

濃縮度(%)	5	10	20
計算値 cal/g·UO ₂	288	384	485
実測値 cal/g·UO ₂	315±10	436±14	540±50
実測値/計算値	1.09	1.14	1.11



第 4.18 図 燃料濃縮度とパルス積分出力 100 MW-sec 当りの標準試験燃料の発熱量との関係



第 4.17 図 ガンマチェンバーの測定値から求めたパルス積分出力と燃料のガンマ線強度から求めた標準試験燃料 (濃縮度 10%) の発熱量との関係

5. 考 察

以上述べた測定結果に基づき、絶対測定による核分裂数、相対測定による軸方向発熱分布および線強度測定による発熱量等の測定結果について考察を加える。

(1) 絶対測定による核分裂数の測定

測定に用いた照射ペレットは、低発熱量(約50 cal/gUO₂まで)のものを除いてすべて細片化していたが、ペレットが細片化しない比較的低発熱量のペレットでは¹³⁷Csの測定値はほぼパルス積分出力と比例関係にある。しかしながら、ペレットの溶融が見られる高発熱量のものは、パルス積分出力との比例関係から外れた結果になった。この理由としては、¹³⁷Csにいたる壊変系列の中で¹³⁷Xeがペレットの細片化と高温化のために散逸したためと考えられる。これに対して壊変系列に希ガス核種を含まない⁹⁵Zrの測定値は、高発熱量までパルス積分出力と比例関係にある結果が得られた。しかし、⁹⁵Zrの測定値は、核分裂収率にやや不確定性が含まれているので、核分裂数の相対値を求めるために利用し、絶対値は発熱量の低いペレットについて測定した¹³⁷Csの生成量から求めた。

次に、ペレット内の核分裂密度分布と測定方法について若干述べる。ペレット内の核分裂密度は第3.2図示したように外周に高く、ペレット中心に向って低くなる分布をしている。この傾向は濃縮度が高くなるに従って顕著になる。例えば、濃縮度5%、10%および20%の試験燃料について、ペレット内の核分裂密度を1に規格化した場合、外周部のピーキングはそれぞれ1.16、1.23、1.63である。したがって、ペレットが細片化する高発熱量の試料については、他のペレットの破片が混入しないように十分注意して採取することが必要である。ここで用いた試料は、採取する際に他のペレットの破片が混入しないように取扱ったため、測定結果には矛盾するものがなかった。

絶対測定の結果は、試験燃料の発生熱量を直接試験燃料を取り囲む冷却水の温度上昇から測定する方法、いわゆるカロリメータ法と比較された。このカロリメータ法による発熱量の測定結果については、別報告書⁽¹⁷⁾で詳細に述べられているので省略するが、測定誤差は放射化学分析法より大きいと考えられるものの、一方、核データの介在を必要としないという点で有利である。カロリメータ法による測定結果は、10%濃縮燃料に対してパルス積分出力100MW-sec当り463±15 cal/gVO₂であり、放射化学分析の結果より約6.2%上まわったにすぎず極めて良く一致している。この比較からもここで示した絶対測定結果の妥当性は十分確認できたと云える。

(2) 発熱量の軸方向分布について

まず第一に、燃料の上端および下端における発熱量のピーキング係数について考察する。5%濃縮燃料については詳細な分布を測定することができたが、10%、20%濃縮燃料についてはこのような測定を実施しなかった。しかし、4.2で述べたように発熱量校正用試験燃料について燃料の中心および上端と下端のペレットの核分裂数を測定してある。これらのデータから10%および20%燃料についても5%濃縮燃料同様、燃料の上、下端での発熱量のピーキ

ングを知ることができる。前節の測定結果から、いずれの濃縮度の燃料でも上端、下端を除けば非常に平坦な分布をしており、かつ軸方向中心部の発熱量が燃料全体のほぼ平均的な値になっているので、上端および下端の測定値を中心の測定値で除すれば、上端および下端の発熱量のピーキング係数を求めることができる。このようなデータ処理をした結果を示した第 4.12 表から、Test No 220-1 の相対測定の結果は、絶対測定の結果と良く一致していることがわかる。第 4.12 表を見ると、10% および 20% 濃縮燃料も 5% 濃縮燃料と同様、上、下端で発熱量のピーキングが生じていることがわかる。またそのピーキング係数は、燃料濃縮度およびバンク制御棒の炉心内挿入位置に影響されることを第 4.16 図は示しているが、特徴をまとめると次のとおりである。

- a) 下端のピーキング係数は、燃料濃縮度が高く、かつ、バンク制御棒が炉心の上部にあるほど大きくなる。いいかえると投入反応度が大きくなるに従ってピーキング係数は大きくなる。
- b) 上端のピーキング係数は燃料の濃縮度による有意な差は見られないが、バンク制御棒が炉心の上部にあるほど小さくなる。

第 4.16 図で定義した D が 5, 10, 20% 濃縮燃料の場合、それぞれ 5, 4.5, 4 cm 以上なので、ピーキング係数は、それぞれ下端では 1.08, 1.13, 1.10 以上、上端ではいずれの濃縮度でも 1.09 以下になると考えられる。なお、濃縮度 2.6% (JPDR-II 型) では、上・下端の発熱量は、中心のそれよりむしろ低くなっているが、軸方向分布の測定を行っていないので、軸方向ピーキング係数という点で正確なことはわからない。

第二に、上・下端を除いた燃料の大部分を占める領域の発熱量の軸方向分布について考察する。これは第 4.12 図と第 4.13 図からわかるように、試験燃料間に見られる分布の差は測定誤差の範囲内程度のもので、バンク制御棒の炉心内挿入位置にあまり影響されず、上記の上・下端ピーキング係数と比べて対照的である。ところで、照射条件の違いによらず同程度に平坦な分布をしていても、上・下端のピーキング係数が変化すれば、燃料全体の平均発熱量が変わるので、燃料中心の発熱量と平均発熱量との比も変化すると考えられる (Test No 220-1, 5% 濃縮の場合、この比は 1.00 であった)。しかし、第 4.12 図に示した Test No 220-5, 113-1 に関する発熱量の軸方向分布について、第 4.15 図から判断して下端、上端のピーキングをそれぞれ 1.1 ~ 1.5, 1.1 ~ 1.0 の範囲にとり、上・下端の発熱量も考慮に入れた燃料中の発熱量と燃料全体の平均発熱量との比を評価してみると、0.98 ~ 1.02 程度になる。すなわち、バンク制御棒の炉心内挿入位置が異なっても、いいかえると投入反応度が違っても燃料中心付近の発熱量は、ほぼ燃料全体の平均発熱量になっているといえる。

第三に、燃料の軸方向発熱分布が第 4.12 図に示したような形になる理由について検討する。実験カプセル内の熱中性子束は、燃料自身が発生する速中性子および実験孔を取囲む炉心から供給される速中性子を実験カプセル内の軽水が減速してできる熱中性子からなっているが、後者の割合が支配的である。したがって試験燃料は、実験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の特性が支配的であると考えて良いし、また試験燃料の軸方向熱中性子束分布に炉心の軸方向中性子束分布が強く影響すると考えられる。そのため、一方では燃料が吸収材であるため軸方向中心に近いほど熱中性子束を低下させる傾向があり、他方で

は炉心から供給される中性子束は、軸方向中心の方が上部あるいは下部領域より高いため逆に試験燃料軸方向中心の熱中性子束が高くなる傾向がある。この両者のかねあいおよび試験燃料上下端における反射体効果で、試験燃料軸方向の熱中性子束分布、すなわち発熱量分布が決まる。このように考えると、試験燃料内ペレットの濃縮度は一様なので、上・下端に発熱量のピーキングが生ずることもその値が濃縮度とともに高くなることも理解できる。一方、上・下端を除いた領域が非常に平坦な分布をしているのは、試験燃料長(13.5 cm)が炉心燃料長(38 cm)に対して、このような分布を形づくる適当な長さになっているからと考えられる。もし、試験燃料長がさらに長くなり、炉心長に近づくと、炉心から供給される速中性子束の試験燃料中心付近と上・下部における値の差が大きくなり、軸方向中心付近にも発熱量の極大ができるような分布になるであろうし、反対に試験燃料長を短かくしていくと、平坦な領域が狭まって放物線状の分布に近づくとと思われる。また、下部領域に対して上部領域の発熱量が相対的に低いのは、バンク制御棒が炉心の上部領域に挿入されるので、炉心から供給される中性子束が上部領域で相対的に低くなっていることによると考えられる。

(3) 試験燃料のガンマ線強度から発熱量を求める方法について

本測定は第4.3図に示す体系で行われた。したがって本測定では、燃料軸方向中心の長さ1 cm程度の範囲のガンマ線強度を計測しているので、厳密には軸方向中心付近の発熱量を測定していることになる。しかしながら、この測定値は、発熱量の軸方向分布の測定結果から、燃料の軸方向の中心が、燃料全体のほぼ平均発熱量に等しいことがわかっているので、実際上は問題はない。これは、投入反応度を変えても、常に燃料軸方向中心付近のガンマ線強度を測定すれば、燃料の平均発熱量を知ることができるという意味でも重要な結論である。また、別の面で軸方向中心領域の発熱分布が非常に平坦であることも、本測定方法にとって重要な点である。すなわち、ガンマ線測定にあたって燃料棒の軸方向位置に多少のずれが生じて、このことが測定結果にもたらす誤差はわずかなものであると云えるからである。実事、第4.7表に示した測定値の誤差は何回か行った測定の標準偏差であるが、それが相対値で1.5%程度の小さい値になっていることは、発熱量の軸方向分布がきわめて平坦であることを示唆している。

本測定方法にとって、もう一つの重要な点は、燃料濃縮度によらず同一発熱量に対して、ガンマ線強度がほぼ同一計数率になっていることである。一般に濃縮度が高いほどペレット半径方向の出力分布の勾配は大きくなり、平均出力に対して表面近くの出力が大きくなる。したがって厳密に云えば、ペレット表面付近から放出されるガンマ線ほど燃料自身に吸収される割合が小さいので、高濃縮度燃料ほど単位発熱量当りの計数率は大きくなる傾向になり、しかもエネルギーの低い0.724 MeVのガンマ線の方が1.596 MeVのガンマ線に比べてこの傾向はより顕著になると考えられる。しかし、第4.6表および第4.7図、第4.8図に示した結果は、いずれのガンマ線に対しても単位発熱量当りの計数率は5, 10, 20%いずれの濃縮度でも同程度の値になっており、上記傾向が見られず、濃縮度の違いが単位発熱量当りのガンマ線計数率に与える影響は無視できる程度であることを示している。したがって、5, 10, 20%濃縮いずれの燃料に対しても、ガンマ線計数率から発熱量への換算係数として同一の値を用いることができる。

なお、本方法の欠点をあげると測定方法自体は簡便であるが分断した燃料には適用できないこと、また照射後数週間以上経過した後でない測定することできないことなどである。

6. 結 言

NSRR実験の結果を整理する上で最も重要な項目である試験燃料の発熱量の絶対値が26%、5%、10%および20%の濃縮度燃料について2 σ で約6%の誤差の範囲で求められた。これら測定された発熱量は、カプセル内の冷却水の条件や燃料の形状が異なった場合には若干変化するものと考えられる。しかしながら、これらの条件が異なった場合には、試験燃料の相対値測定で容易に較正することができる。また、計算された核分裂あたりの放出エネルギーも、厳密に云えば冷却水の条件や試験燃料の形状等の変化によって若干違ってくる。

次に、発熱量の軸方向分布は両端の立上り部分を除いてほぼ平坦な形をしており、破損状況が極端に変化するような部分がないなど実験結果の整理を容易にしている。両端のピーキング部分については、将来、中央部に比べて低い濃縮度の燃料を用いるなどして発熱にピーキングが生じないような工夫がなされることになっている。

本報告書で述べた方法とは全く異なったカロリメータ法で行った発熱量の校正試験⁽¹⁾では、濃縮度10%の試験燃料に対して炉心の積分出力100MW \cdot sあたり463 \pm 15cal/gUO₂の測定値が得られた。放射化法との違いは約6.2%であり、きわめて近い結果になっている。以上のことから、本報告書に述べた各濃縮度の試験燃料の発熱量の測定方法ならびに測定結果は十分妥当なものであると考えられ、NSRR実験の結果は本報告書の結果に基づいて整理されることになる。

謝 辞

本報告書は安全工学部と化学部の密接な相互協力によってまとめることができた。特に、本測定値の基本となる絶対測定については、燃焼度測定開発室長・岡下宏氏の御配慮によるところが大きい。また、安全工学部の熊沢正雄部長、反応度安全研究室・石川迪夫室長およびNSRR管理室・石井敏雄室長代理には全般にわたって御尽力いただいた。さらに相対測定において、NSRR管理室の大友正一係長にはPHAの使用方法等について御世話いただいた。以上の各位に深く感謝いたします。

なお、本方法の欠点をあげると測定方法自体は簡便であるが分断した燃料には適用できないこと、また照射後数週間以上経過した後でない測定することできないことなどである。

6. 結 言

NSRR実験の結果を整理する上で最も重要な項目である試験燃料の発熱量の絶対値が2.6%、5%、10%および20%の濃縮度燃料について 2σ で約6%の誤差の範囲で求められた。これら測定された発熱量は、カプセル内の冷却水の条件や燃料の形状が異なった場合には若干変化するものと考えられる。しかしながら、これらの条件が異なった場合には、試験燃料の相対値測定で容易に較正することができる。また、計算された核分裂あたりの放出エネルギーも、厳密に云えば冷却水の条件や試験燃料の形状等の変化によって若干違ってくる。

次に、発熱量の軸方向分布は両端の立上り部分を除いてほぼ平坦な形をしており、破損状況が極端に変化するような部分がないなど実験結果の整理を容易にしている。両端のピーキング部分については、将来、中央部に比べて低い濃縮度の燃料を用いるなどして発熱にピーキングが生じないような工夫がなされることになっている。

本報告書で述べた方法とは全く異なったカロリーメータ法で行った発熱量の較正試験⁽¹⁾では、濃縮度10%の試験燃料に対して炉心の積分出力100MW・sあたり $463 \pm 15 \text{ cal/gUO}_2$ の測定値が得られた。放射化法との違いは約6.2%であり、きわめて近い結果になっている。以上のことから、本報告書に述べた各濃縮度の試験燃料の発熱量の測定方法ならびに測定結果は十分妥当なものであると考えられ、NSRR実験の結果は本報告書の結果に基づいて整理されることになる。

謝 辞

本報告書は安全工学部と化学部の密接な相互協力によってまとめることができた。特に、本測定値の基本となる絶対測定については、燃焼度測定開発室長・岡下宏氏の御配慮によるところが大きい。また、安全工学部の熊沢正雄部長、反応度安全研究室・石川迪夫室長およびNSRR管理室・石井敏雄室長代理には全般にわたって御尽力いただいた。さらに相対測定において、NSRR管理室の大友正一係長にはPHAの使用方法等について御世話いただいた。以上の各位に深く感謝いたします。

なお、本方法の欠点をあげると測定方法自体は簡便であるが分断した燃料には適用できないこと、また照射後数週間以上経過した後でない測定することできないことなどである。

6. 結 言

NSRR実験の結果を整理する上で最も重要な項目である試験燃料の発熱量の絶対値が2.6%、5%、10%および20%の濃縮度燃料について 2σ で約6%の誤差の範囲で求められた。これら測定された発熱量は、カプセル内の冷却水の条件や燃料の形状が異なった場合には若干変化するものと考えられる。しかしながら、これらの条件が異なった場合には、試験燃料の相対値測定で容易に校正することができる。また、計算された核分裂あたりの放出エネルギーも、厳密に云えば冷却水の条件や試験燃料の形状等の変化によって若干違ってくる。

次に、発熱量の軸方向分布は両端の立上り部分を除いてほぼ平坦な形をしており、破損状況が極端に変化するような部分がないなど実験結果の整理を容易にしている。両端のピーキング部分については、将来、中央部に比べて低い濃縮度の燃料を用いるなどして発熱にピーキングが生じないような工夫がなされることになっている。

本報告書で述べた方法とは全く異なったカロリメータ法で行った発熱量の校正試験⁽¹⁾では、濃縮度10%の試験燃料に対して炉心の積分出力100MW・sあたり $463 \pm 15 \text{ cal/gUO}_2$ の測定値が得られた。放射化法との違いは約6.2%であり、きわめて近い結果になっている。以上のことから、本報告書に述べた各濃縮度の試験燃料の発熱量の測定方法ならびに測定結果は十分妥当なものであると考えられ、NSRR実験の結果は本報告書の結果に基づいて整理されることになる。

謝 辞

本報告書は安全工学部と化学部の密接な相互協力によってまとめることができた。特に、本測定値の基本となる絶対測定については、燃焼度測定開発室長・岡下宏氏の御配慮によるところが大きい。また、安全工学部の熊沢正雄部長、反応度安全研究室・石川迪夫室長およびNSRR管理室・石井敏雄室長代理には全般にわたって御尽力いただいた。さらに相対測定において、NSRR管理室の大友正一係長にはPHAの使用方法等について御世話いただいた。以上の各位に深く感謝いたします。

参 考 文 献

- (1) 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.
- (2) Shinzo SAITO, Teruo INABE, Toshio FUJISHIRO, Nobuaki OHNISHI, Toshio HOSHI, "Measurement and Evaluation on Pulsing of NSRR, Journal of Nuclear Science and Technology, 14(3), pp.226~238(March 1977).
- (3) G. Robert KEEPIN, "Physics of Nuclear Kinetics", Addison-Wesley Publishing Company, INC. 1965.
- (4) S. MIYASAKA and K. MINAMI, "GAMLEG-JR: A Production Code of Multi-Group Cross Section and Energy Absorption Coefficients for Gamma Rays", JAERI-M 6936 (Feb. 1977).
- (5) K. KOYAMA etc, "ANISN-JR: A One-Dimensional Discrete Ordinates Code for Neutron and Gamma Ray Transport Calculation", JAERI-M 6954, (Feb. 1977).
- (6) Y. TAJI. et al., "SUPERTOOG-JR: A Production Code of Transport Group Constants, Energy Deposition Coefficients and Atomic Displacement Constants from ENDF/B.", JAERI-M 6935 (Feb. 1977).
- (7) F. E. OBENSHAIN and A. FODERARO, "Energy from Fission Product Decay", WAPD-P-652, (May 1955).
- (8) T. G. Taxelius, et al. "Quarterly Technical Report SPERT-Project, September 1967", IDO-17271, (July 1968).
- (9) Robert C. LIIMATAINEN et al., "Study of Metal-Water Reactions at High Temperatures: II. TREAT Experiments Status Report on Results with Aluminum, Stainless Steel-304, Uranium, and Zircaloy-2", ANL-6250 (January 1962).
- (10) 石川迪夫, 富井格三(監修), "NSRR実験プロGRESS・レポート・1(1975年10月~1976年3月)", JAERI-M 6635, 1976.
- (11) 安全工学部 反応度安全研究室・NSRR管理室, "NSRR実験プロGRESS・レポート・4(1977年1月~1977年6月)", JAERI-M 7304, (1977).
- (12) 岡崎修二, 岡下 宏, 夏目晴夫, "定電位電量分析法によるウランの定量", (1971).
- (13) H. Baba, T. Sekine, S. Baba and H. Okashita, "A Method of the Gamma-Ray Spectrum Analysis -- BOB73 for GE(LI) Detectors and -- NAISAP for NAITL Detectors", JAERI-1227, (1973).

- (14) H.Natsume, H.Umezawa, S.Okazaki, T.Suzuki, T.Sonobe, and S.Usuda, "Sequential Ion-Exchange Separation of Heavy Elements and Selected Fission Products for Burnup Measurement", J.Nucl.Sci. Technol., Vol.9, No.12, (December 1972).
- (15) H.Gotoh, Private Communication.
- (16) M.E.Meek and B.F.Rider, "Complication of Fission Product Yields", NEDO-12154, (1974).
- (17) 柳原敏, 星蔦雄, 塩沢周作, "カロリメータ法によるNSRR試験燃料の発熱量の較正", JAERI-M (近刊)

付録 I. 放出エネルギー評価のための補足計算

(1) 炉心の捕獲ガンマ線による発熱量

ここでは、炉心内で放出される捕獲ガンマ線による試験燃料、および炉心内の発熱の影響を調べた。

計算は、第3章で述べた方法と同様な方法で行ったが、捕獲ガンマ線の線源の空間分布、エネルギースペクトルをそれぞれ次のような値を用いた。すなわち、空間分布は炉心内の中性子捕獲密度分布を用いた。エネルギースペクトルは、実際には各核種により異なるが、ここでは平均7Mevのエネルギースペクトル(ただし、水領域は、約2Mevのエネルギースペクトル)を用いた。

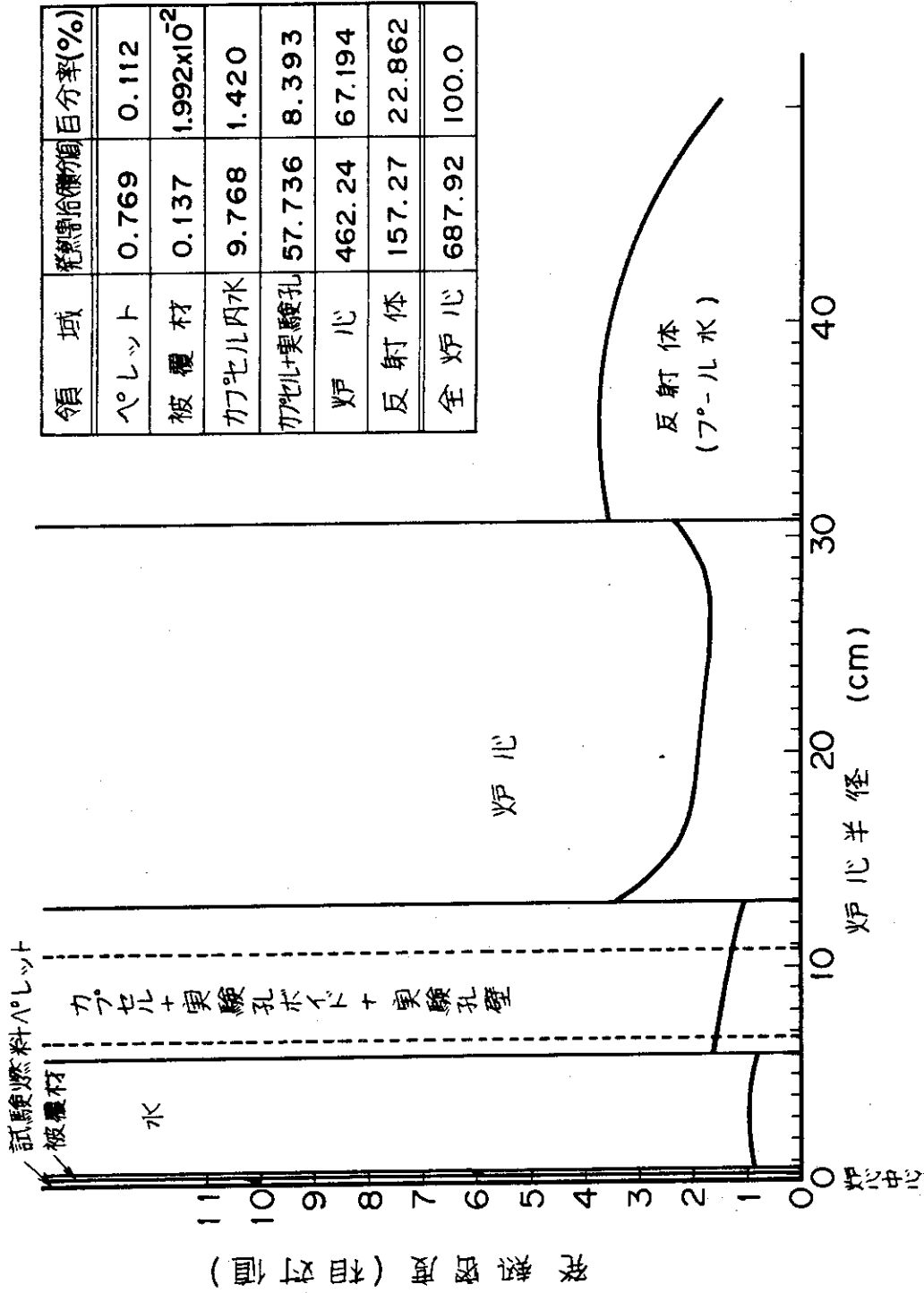
その結果、炉心内の核物質の捕獲ガンマ線の放出エネルギーを2~7Mevとすると、炉心出力100Mw・secあたり試験燃料ペレットの発熱量は、1.3~4.6(cal/gUO₂)となる(第I.1図参照)。この値は、試験燃料ペレットのU²³⁵単位核分裂当り、0.52~1.81(Mev)となる。この値はガンマ線源の空間分布として熱中性子束分布を仮定した場合(0.89Mev)に比べて平均値は若干高めになっている。厳密に云えば、捕獲ガンマ線のエネルギーをどの値を用いるかによっても発熱量の値が違ってくるので、この計算結果は誤差の範囲を示すための参考にとどめた。

(2) 被覆材、カプセル水の炉心の中性子およびガンマ線による発熱量

炉心内の物質からの放射線(中性子、ガンマ線)の影響により、試験燃料のペレットのみならず、被覆材、カプセル内の水もまた発熱する。そこで、参考のために、これまでの計算を基に、各領域の発熱量をまとめると以下ようになる。

線源領域	放射線の種類	試験燃料被覆材 (cal/g)	カプセル内の水 (cal/g)
試験燃料	中性子	0.02	0.56
	即発ガンマ線および 遅発ガンマ線(1秒まで)	2.40	0.24
	捕獲ガンマ線	2.36	0.13
炉心	中性子	0.98	3.50
	即発ガンマ線 遅発ガンマ線(1秒まで)	1.03	0.79
	捕獲ガンマ線	1.00~3.50	0.92~3.23
総発熱量(cal/g)		7.8~10.3	6.1~8.5
温度(℃)		111~147	6~8

(100Mw・sec時当り)



第 I. 1 図 NSRR 炉心の捕獲ガンマ線による各領域の発熱分布

付録Ⅱ. ペレットサイズの相異の補正について

(1) はじめに

UO₂ペレットから放出されるガンマ線の強度を測定する場合、ペレットの大きさの違いの補正は単に計数率をペレット間の重量比で除したのでは正しくなく、次の二つの要素を考慮した補正を施す必要がある。それらはガンマ線のUO₂中での吸収（自己吸収）とペレットが検出器を望む立体角である。ペレットと検出器間の距離が十分大きければ、後者の違いは無視できる。しかし本実験の測定体系（ペレット径9.29mmφ、高さ5~10mm、検出器表面の径4.06mmφ、ペレット・検出器表面距離128.5mm）において、測定値相互間の数%の差を問題にする場合は立体角の違いを考慮する必要がある。

以下、検出器のガンマ線に対する応答をいくつかの近似のもとに計算し、上記自己吸収と立体角の補正係数を求める。

(2) 測定体系

本文中で説明したが、測定体系の略図を第Ⅱ.1図に示す。また、Ge(Li)検出器の形状は第Ⅱ.2図に示すとおりである。測定は各ペレットについて、各々の底面が下向きになる2方向につき行い両者の平均値をとる。測定対象とした試験燃料（濃縮度5%、TestNo 220-1）は、14ヶよりのペレットよりなっているが、これらの寸法を第Ⅱ.1表に示す。

(3) ガンマ線応答の計算

第Ⅱ.1図で示す点rの体積要素drから放出されたエネルギーE、強さS(r)drのガンマ線のうち、Ge(Li)で検出され、フォトピークに計数される単位時間当りの数C(r)drは次式で表わされる。

$$C(r)dr = \eta \cdot e^{-\sum_m \mu_m l_m(r)} \cdot e^{-\mu l(r)} \cdot \frac{\Omega(r)}{4\pi} \cdot S(r)dr \quad (1)$$

上式で、 $\Omega(r)$ はrから検出器表面を見込む立体角であり、 μ 、 μ_m はそれぞれエネルギーEのガンマ線に対するUO₂ペレットおよび測定系を構成する構造材の線吸収係数である。次に、 $l(r)$ 、 $l_m(r)$ はそれぞれUO₂ペレットおよび構造材中のガンマ線の透過距離であり、また、 η はGe(Li)の検出効率（フォトピーク）である。 l 、 l_m および η はガンマ線が検出器表面のどの位置に入射するかで異なるが、ここでは前者は検出器表面に垂直に入射した時の値、後者は検出器全体の実効的な値として定義する。

(1)式をペレット全体積で積分すると、検出器の単位時間当りの計数Rとなる。

$$R = \eta \cdot e^{-\sum_m \mu_m \ell_m(r)} \cdot e^{-\mu \ell(r)} \cdot \frac{\Omega(r)}{4\pi} \cdot S(r) dr \quad (2)$$

ここで、上式を簡単な形にするために、いくつかの近似を導入する。

$$\text{近似1: } S(r) = s(r) \cdot s(h) \quad (3)$$

$$\int s(r) \cdot 2\pi r \cdot dr = 1 \quad (4)$$

つまり、ペレットの半径方向(r)の強度分布は、ペレットの高さ方向(h)によらないとし、しかも(4)式のように規格化しておく。

$$\text{近似2: } \Omega(r) = \Omega(h) \quad (5)$$

立体角の半径方向の変化を無視する。

$$\text{近似3: } \ell(r) = h \quad (6)$$

これは先に述べた ℓ の説明から出てくるものである。実際、本測定体系(ペレット径 0.929ϕ cm, 検出器表面の径 $4.06 \text{ cm} \phi$, ペレット・検出器表面距離 1285 cm)を考えれば、十分良い近似になっており、近似2についても同様である。

$$K = \eta \cdot e^{-\sum_m \mu_m \ell_m(r)} \quad (7)$$

とおきかえ上記近似を用いると、(2)式は次のようになる。

$$R = K \cdot \int e^{-\mu \cdot h} \cdot \frac{\Omega(h)}{4\pi} \cdot s(h) dh \quad (8)$$

さらに、次の2つの近似を導入する。

$$\text{近似4: } \Omega(h) = ah + b = -0.0134h + 0.0978 \quad (9)$$

すなわち、立体角を h の一次式で近似する。

$$\text{近似5: } s(h) = ch + d \quad (10)$$

すなわち、ペレットの軸方向ガンマ線強度分布は、一次式で表わされるものとする。

さて、(8)~(10)式を用いて、ペレットの各々の底面を検出器表面に向けた場合の計数 R_1 、 R_2 の平均値 R_0 を計算してみる。

$$\begin{aligned} R_0 &= \frac{1}{2} (R_1 + R_2) \\ &= \frac{1}{2} K \left\{ \int \frac{ah+b}{4\pi} (ch+d) \cdot e^{-\mu h} \cdot dh \right. \\ &\quad \left. + \int \frac{ah+b}{4\pi} (-ch+ch_0+d) \cdot e^{-\mu h} \cdot dh \right\} \end{aligned}$$

(h_0 はペレットの高さ)

上式をまとめると

$$R_0 = K \cdot \left(\frac{1}{2} ch_0 + d \right) \int \frac{ah+b}{4\pi} \cdot e^{-\mu h} \cdot dh \quad (11)$$

となる。この式は、ペレット軸方向の強度分布が平坦で、その強度が、(10)式の分布形を仮定した時のガンマ線強度の平均値($\frac{1}{2} ch_0 + d$)に等しいとした時の計数率に、 R_0 が等しいことを意味している。したがって、ペレット底面2方向から測定し、その平均をとることにより、ガ

ソマ線のペレット軸方向強度分布が(10)式で近似されるとすれば、その勾配に依らずペレットの平均強度を測定できる。

そこで、ペレット単位長さ当り、あるいはペレット単位重量当りのガンマ線強度を S_e 、 S_m とおけば、これらと上記 R_0 の関係は次のようになる。

$$R_0 = K \cdot S_e \cdot \int \frac{\Omega(h)}{4\pi} \cdot e^{-\mu h} \cdot dh \quad (12)$$

$$R_0 = K \cdot M \cdot S_m \int \frac{\Omega(h)}{4\pi} \cdot e^{-\mu h} \cdot dh \quad (13)$$

($S_m = S_e/M$, M はペレット単位長さ当りの重量)

(4) 補正係数

(9)式を(12)式に代入して積分を実行すると、

$$R_0 = K \cdot S \cdot \frac{1 - e^{-\mu h_0}}{\mu} \cdot \frac{1}{4\pi} \cdot \left[a \left(\frac{1}{\mu} - \frac{h_0 e^{-\mu h_0}}{1 - e^{-\mu h_0}} \right) + b \right] \quad (14)$$

となる。上式を以下の如くおきかえる。

$$R_0 = K \cdot S \cdot A \cdot \frac{\Omega}{4\pi} \quad (15)$$

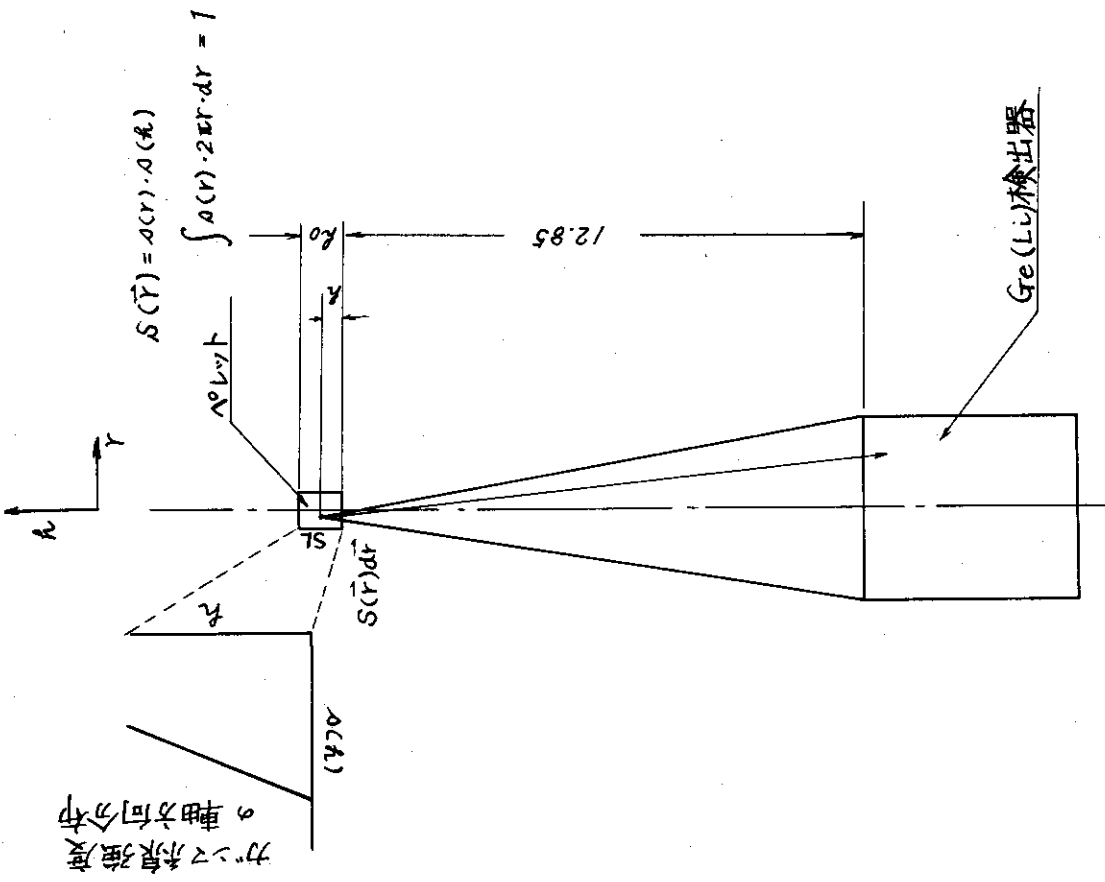
$$A = \frac{1 - e^{-\mu h_0}}{\mu} \quad (16)$$

$$\Omega = a \left(\frac{1}{\mu} - \frac{h_0 e^{-\mu h_0}}{1 - e^{-\mu h_0}} \right) + b \quad (17)$$

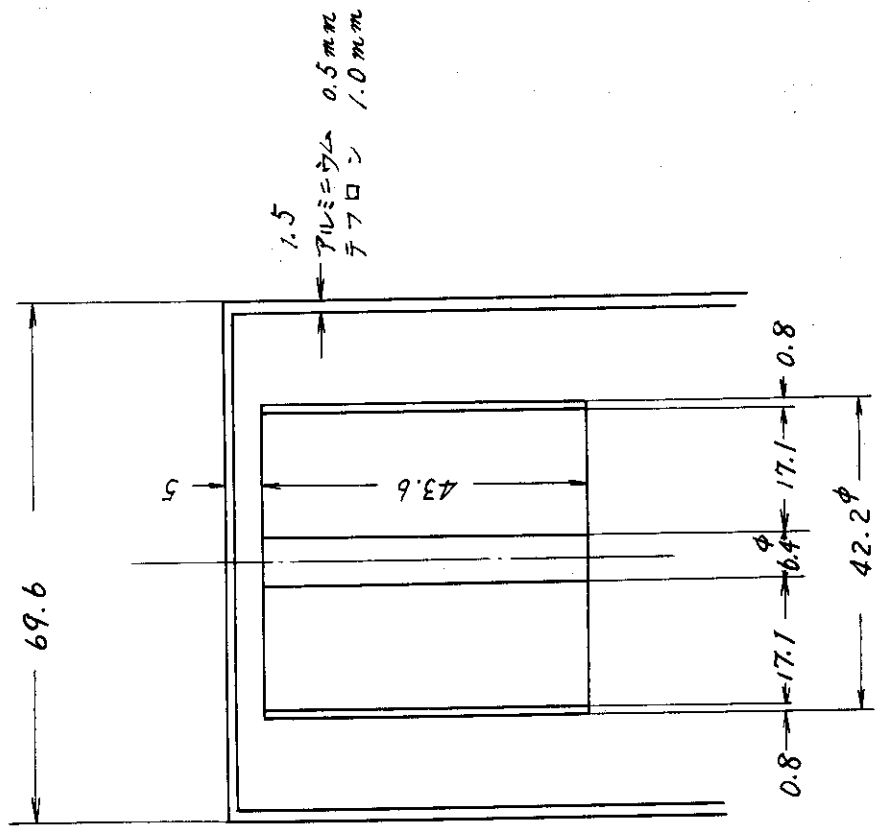
$$a = -0.0134, \quad b = 0.0978$$

ここで A は UO_2 ペレット中のガンマ線自己吸収の補正項、 Ω は立体角の h による変化を考慮したことによる補正項である。

S の絶対値を求めるためには、 K の値を知る必要がある。しかし、 S の相対分布を得るためには、 A と Ω を計算し、これらで測定値 R_0 を除すれば良い。第II.1表に Test No. 220-1 の各ペレットに関する A 、 Ω および $A \cdot \Omega / 4\pi$ の値を示す。



第II.1図 Ge(Li) 検出器の測定体系



第II.2図 Ge(Li) 検出器の形状・寸法
(ORTEC モデル 8001-1020V, 実効体積 55cc)

第II.1表 自己吸収と立体角の補正係数

(Test No. 220-1)

Pellet No	Pellet Height h_0 [cm]	$\Omega \left(= -0.0134 \left(\frac{1}{\mu} \frac{h_0 e^{-\mu h_0}}{1 - e^{-\mu h_0}} + 0.0978 \right) \right)$						$A = \left(\frac{1 - e^{-\mu h_0}}{\mu} \right)$				$\frac{\Omega}{4\pi}$	$\cdot A$
		$^{95}\text{Zr}(0.724)$ ($\mu=1.022$)	$^{95}\text{Zr}+^{95}\text{Nb}$ ($^{95}\text{Zr}(0.761)$) ($\mu=0.970$)	$^{140}\text{La}(1.596)$ ($\mu=0.514$)	$^{95}\text{Zr}(0.724)$ ($\mu=1.022$)	$^{95}\text{Zr}+^{95}\text{Nb}$ ($^{95}\text{Zr}(0.761)$) ($\mu=0.970$)	$^{140}\text{La}(1.596)$ ($\mu=0.514$)	$^{95}\text{Zr}(0.724)$ ($\mu=1.022$)	$^{95}\text{Zr}+^{95}\text{Nb}$ ($^{95}\text{Zr}(0.761)$) ($\mu=0.970$)	$^{140}\text{La}(1.596)$ ($\mu=0.514$)	$^{95}\text{Zr}(0.724)$ ($\mu=1.022$)	$^{95}\text{Zr}+^{95}\text{Nb}$ ($^{95}\text{Zr}(0.761)$) ($\mu=0.970$)	0.4703×10^{-2}
15	1.003	0.09221	0.09212	0.09165	0.6274	0.6413	0.7837	0.4604 $\times 10^{-2}$	0.4703 $\times 10^{-2}$	0.5779 $\times 10^{-2}$	0.5745		
14	1.010	0.09218	0.09212	0.09162	0.6299	0.6439	0.7879	0.4621	0.4721	0.5745			
13	0.972	0.09235	0.09230	0.09183	0.6161	0.6294	0.7650	0.4528	0.4623	0.5590			
12	1.016	0.09215	0.09209	0.09158	0.6321	0.6461	0.7914	0.4635	0.4735	0.5768			
11	1.010	0.09218	0.09212	0.09162	0.6299	0.6439	0.7879	0.4621	0.4720	0.5745			
10	1.000	0.09222	0.09217	0.09167	0.6263	0.6401	0.7819	0.4596	0.4695	0.5704			
9	0.986	0.09229	0.09223	0.09175	0.6213	0.6348	0.7735	0.4563	0.4659	0.5648			
8	1.00	0.09219	0.09214	0.09164	0.6285	0.6424	0.7855	0.4610	0.4710	0.5728			
7	0.999	0.09223	0.09217	0.09168	0.6260	0.6397	0.7813	0.4596	0.4692	0.5700			
6	1.003	0.09221	0.09215	0.09165	0.6274	0.6413	0.7837	0.4604	0.4703	0.5716			
5	1.018	0.09214	0.09208	0.09157	0.6328	0.6469	0.7926	0.4640	0.4740	0.5775			
4	0.988	0.09228	0.09222	0.09174	0.6220	0.6355	0.7747	0.4567	0.4663	0.5655			
3+2	0.987	0.09228	0.09223	0.09174	0.6216	0.6352	0.7741	0.4565	0.4662	0.5652			
1	0.560	0.09440	0.09439	0.09423	0.4264	0.4321	0.4866	0.3203	0.3246	0.3649			

付録Ⅲ. NSRR試験燃料の発熱量の絶対値測定方法

試験燃料の発熱量を絶対値として測定する一つの方法、すなわち、ペレットのガンマ線強度を非破壊で計測し、その計数率に発熱量への換算係数をかけて発熱量を求める方法について述べる。

(1) 方法

ペレットのガンマ線強度 I は、核分裂数、すなわち、燃料の発熱量 H に比例する。その比例定数を g とすれば、

$$I = g \cdot H \quad (1)$$

となる。

そこで、 H を別途方法で求め、それに対応する I を測定しておけば、 g が求まる。逆に、発熱量が未知の燃料に対して、 I を測定すれば、 g を用いて上式より H を求めることができる。

次に、 I 及び g について、やや詳しく説明する。ペレットの単位重量当りの核分裂数を N 、核分裂生成物 j が放出するガンマ線 i をある測定体系で計測した時、その計数值 C_{ij} は次式で表わされ。

$$C_{ij} = \eta_i \times A_i^m \times A_i \times \frac{\Omega}{4\pi} \times (\lambda_j \times b_{ij} \times y_j \times N) \times e^{-\lambda_j t} \quad (2)$$

上式で各文字の意味は、次のとおりである。

y_j : 核分裂生成物 j の核分裂収率、

b_{ij} : j の一崩壊当りに放出されるガンマ線 i の割合、

λ_j : j の崩壊定数、

t : ある時刻から測定までの経過時間

$\Omega/4\pi$: 燃料から放出されるガンマ線のうち、検出器表面の方向に向う割合、

A_i : ペレットを透過するガンマ線の割合

A_i^m : 測定系を構成する物質で吸収されるか、または透過し、検出されなかったガンマ線の割合、

η_i : 検出器の検出効率、

y_j は、燃料を構成する核種で決まり、 b_{ij} 、 λ_j は核種 j で決まる値である。 η_i は検出器の種類に、 A_i^m は測定系の構造材に依存する。また、 $\Omega/4\pi$ はペレットの形状を含めた測定系の幾何学的配置に、 A_i はペレットのサイズと密度に依存する。

したがって、次のような置き換えをして、(2)をかきなおすと次のようになる。

$$I_{ij} = \left(C_{ij} / A_i \times \frac{\Omega}{4\pi} \right) e^{\lambda_j t} \quad (3)$$

$$g = \eta_i A_i^m \cdot \lambda_j \cdot b_{ij} \cdot y_j / h \quad (4)$$

$$H = h \cdot N \quad (5)$$

$$I_{ij} = g \cdot H \quad (6)$$

ここで、 h は単位核分裂当りの燃料の発熱量である。 I_{ij} は測定値 C_{ij} に基準時刻まで時間減衰の補正を行い、かつペレットの諸元に依存する補正（ガンマ線の自己吸収とペレットが検出器表面をのぞむ立体角に関わるもの（付録Ⅱペレットサイズの差の補正、参照）を行った値である。 g は燃料の核種、測定対象としたガンマ線および測定体系に依存する比例定数で、ペレットの大きさや密度にはよらない。

以上より、ある決った測定体系で、 I_{ij} を測定し g を求めておけば、異なるサイズのペレットで構成された燃料に対しても上記 I_{ij} を測定することにより、その燃料の発熱量を絶対値を求めることができる。

(2) 発熱量からガンマ線強度への換算定数

NSRR標準型燃料により、上記 g を求めた結果について説明する。測定対象とした試験燃料は、5%濃縮のもので、Test No 220-1である。発熱量の絶対値 H は、燃焼研で測定した核分裂数を用い、1核分裂当りの燃料の発熱量は、173Mevとした。 I_{ij} の測定は、第4章と同一の体系で行い、ガンマ線の種類は ^{95}Zr の0.724 Mevおよび ^{140}La の1.596 Mevを用いた。

測定結果を第Ⅲ・1表にまとめたが、それぞれのガンマ線に対して g の値は次のようになった。

$$0.724 \text{ Mev}; 38.49 \text{ (cps/gUO}_2\text{/cal/gUO}_2\text{)} \quad (7)$$

$$1.596 \text{ Mev}; 130.7 \text{ (cps/gUO}_2\text{/cal/gUO}_2\text{)} \quad (8)$$

誤差として、3回の測定の標準偏差をとると、相対値で約0.5%となった。なお(1)式を次のように書きかえると、

$$H = f \cdot I \quad (9)$$

f の値は、それぞれ、次のようになる。

$$0.724 \text{ Mev}; 2.598 \times 10^{-2} \quad (10)$$

$$1.596 \text{ Mev}; 7.651 \times 10^{-3} \quad (11)$$

第Ⅲ・1表 燃料の発熱量とペレットのガンマ線強度との関係

 ^{95}Zr (0.724MeV)

(1) Pellet No	(2) Photo Peak Area C [cps]	(3) Intensities I [cps/g UO_2]	(4) Energy Deposition H [cal/g UO_2]	Gamma Ray Intensity Per Energy Deposition g. [cps/cal]
1	5 2 6 9 3	$2 3 6 3 1 \times 10^2$	6 1.5	3 8.4 2
8	7 1.5 6 6	$2 2 2 9 5 \times 10^2$	5 8.2	3 8.3 1
15	7 7.9 4 2	$2 4 3 2 0 \times 10^2$	6 2.8	3 8.7 3
average	—————	—————	—————	$3 8.4 9 \pm 0.2 2$

 ^{140}La (1.596MeV)

(1) Pellet No	(2) Photo Peak Area C [cps]	(3) Intensities I [cps/g UO_2]	(4) Energy Deposition H [cal/g UO_2]	Gamma Ray Intensity Per Energy Deposition g. [cps/cal]
1	2 0 4 6 8	$8 0 5 7 4 \times 10^2$	6 1.5	1 3 1.0
8	3 0 2 0 4	$7 5 7 4 7 \times 10^2$	5 8.2	1 3 0.1
15	3 3 0 5 9	$8 2 1 8 3 \times 10^2$	6 2.8	1 3 0.9
average	—————	—————	—————	$1 3 0.7 \pm 0.5$

(注) (1) 標準型5%濃縮燃料 (Test No 220-1) のペレットで、1、8、15はそれぞれ燃料軸方向上端、中心、下端に位置するもの。

(2) ^{95}Zr は照射時刻の、 ^{140}La は照射後10日の時点の値である。

(3) IはCに対し、ガンマ線のペレットによる自己吸収と立体角の補正を行い、 UO_2 単位重量当りの値になおしたもの。

(4) 燃焼研の絶対測定にもとづく値。